

平成29年度安全研究計画

H29 番号	プロジェクト名	実施期間	頁
1	地震ハザード評価の信頼性向上に関する研究	H29-H31	3
2	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究	H29-H32	7
3	地震の活動履歴評価手法に関する研究	H29-H31	11
4	断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究	H25-H30	14
5	火山影響評価に係る科学的知見の整備	H25-H30	18
6	地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究	H29-H32	24
7	火災防護に係る影響評価に関する研究	H29-H32	30
8	人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	H26-H30	34
9	規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究	H29-H33	40
10	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	H22-H31	45
11	軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	H29-H34	53
12	軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備	H29-H34	58
13	重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析	H29-H31	64
14	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)	H25-H29	68
15	国産システム解析コードの開発	H24-H30	73
16	事故時等の熱流動評価に係る実験的研究	H24-H30	76
17	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)	H24-H29	80
18	高速炉に対するSA対策の評価に関する研究	H25-H29	83
19	燃料破損限界に関する研究	H19-H33	88
20	事故時燃料冷却性評価に関する研究	H25-H30	92
21	燃料等安全高度化対策事業	H18-H30	96
22	軽水炉照射材料健全性評価研究	H18-H31	100
23	重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究	H29-H33	104
24	電気・計装設備用高分子材料の長期健全性評価に係る研究	H29-H31	110
25	福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備	H26-H33	113

H29 番号	プロジェクト名	実施期間	頁
26	安全性向上評価に向けた加工施設及び再処理施設のリスク評価手法の高度化に関する研究	H29-H32	118
27	廃棄物埋設に影響する長期自然事象の調査方法及びバリア特性長期変遷の評価方法に関する研究	H29-H32	124
28	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究	H29-H32	129
29	緊急時対応レベル（EAL）に係るリスク情報活用等の研究	H29-H31	135

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	1. 地震ハザード評価の信頼性向上に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（地震・津波担当）付
2. カテゴリー・ 研究分野	(1)横断的原子力安全 ①外部事象	担当責任者	飯島亨首席技術研究調査官
		担当者	呉長江主任技術研究調査官 内田淳一主任技術研究調査官
3. 背景	<p>「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」では、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に基づき策定する基準地震動に対し、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、「敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなどの適切な手法を用いて評価すること」とされている。平成7年兵庫県南部地震を契機に地震観測網が整備されたことから、平成28年熊本地震を含め国内の内陸地殻内地震に関する詳細な強震動記録が得られ、それらに基づく震源特性に係る多くの研究報告がなされている。このため、最新の研究動向を踏まえつつ地震の規模やその不確かさを適切に評価するために震源特性に関わる知見を継続的に蓄積していくことが重要である。また、地震動特性に関するデータが少ないプレート間地震等についても、国内外のデータを合わせ震源断層パラメータの精緻化及び不確かさについて検討することが重要である。</p> <p>平成25年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」（以下「安全性向上評価」という。）の実施が規定された。安全性向上評価においては、地震に対する確率論的リスク評価（以下「地震PRA」という。）手法の活用が見込まれる。地震PRAを実施するに当たっては、地震PRA手法の構成要素である確率論的地震ハザード評価手法について、地震の規模や発生頻度とその不確かさを適切に評価し同評価手法の信頼性向上を図り、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による安全性に係る評価の高度化に資することが重要である。</p> <p>地震PRAに用いられる地震ハザード曲線は、一般的に距離減衰式に基づき作成されているが、震源が敷地に近い場合、地震動の影響をより精緻に評価するために断層モデルに基づく地震ハザード曲線を用いることが適切である。しかしながら、断層モデルに基づく地震ハザード曲線については具体的な適用例が少なく、震源断層パラメータ及びその不確かさの取扱方法を明確にすることが重要である。また、地震PRAにおいては、構造物及び設備の応答を評価するためのより現実的な入力地震動の評価が重要である。</p> <p>地震ハザード評価の観点からは、地震動に加え、地震による地盤の変位（ずれ）の評価も重要である。新規基準では、耐震重要施設を変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。また、当基準では、地盤に変位を与える要因として、「震源として考慮する活断層のほか、地震活動に伴って永久変位が生じる断層に加え、支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面を含む」としており、特に震源が敷地に近い場合に地震活動に伴う地盤の永久変位の有無を適切に評価することが重要である。</p>		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、関連評価ガイドの策定及び安全性に係る評価の高度化に資するため、また、将来の規制活動への反映に向けた科学的・技術的知見を蓄積するため以下の地震ハザード評価に係る研究を行う。</p> <p>(1) 断層モデルを用いた地震動評価手法の整備 内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について震源断層パラメータ及び不確かさについて検討し、それぞれの地震による地震動評価手法を整備する。</p> <p>(2) 確率論的地震ハザード評価手法の整備 地震ハザード曲線作成における震源断層パラメータ及びその不確かさの取扱い方法を検討し、断層モデルによる確率論的地震ハザード評価手法を整備する。また、サイト特性に基づく現実的な入力地震動の評価手法を検討し地盤の伝播特性に係る応答係数の精緻化を図る。</p> <p>(3) 断層変位評価手法の整備 断層変位として特に副断層に着目し、数値解析に基づく決定論的な断層変位評価手法及び断層変位距離減衰式に基づく確率論的な断層変位評価手法を整備する。</p>		
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの項目(1)断層モデルを用いた地震動評価手法の整備及び(2)確率論的地震ハザード評価手法の整備で得られた成果は、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」に関連するNRA技術報告の作成及び安全性に係る評価の高度化に資する。項目(3)断層変位評価手法の整備は、検討状況の進展に応じて技術的知見をまとめて公表していく。</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」（平成28年7月6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。

- 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。）
- ④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) 断層モデルを用いた地震動評価手法の整備【分類①】

a. 内陸地殻内地震による地震動の評価手法の整備

平成28年度までの国内の内陸地殻内地震に関する分析結果から、アスペリティの面積割合やライズタイムなどの震源断層パラメータの更なる検討及び地震発生層以浅の断層破壊の影響等の検討が重要である。本研究では、熊本地震をはじめ近年得られた内陸地殻内地震の強震動記録を解析し、地震の特性及び不確実さに関する検討を行い、断層モデル法の精度向上を図ること、及び熊本地震を踏まえた震源断層長さに係る調査の適用性を検討することを目的に、関係機関と協力して以下を行う(図1参照)。

(a) 国内の内陸地殻内地震による地震動解析及び観測記録による検証を行うとともに、震源断層パラメータの不確実さの評価及び不確実さの地震動評価への影響を検討し、基準地震動を評価する上で、不確実さのより適切な反映方法について検討する。  
(平成29年度～31年度)

(b) 変動地形学、地質学、地球物理学及び地震学の多分野の調査データに基づく活断層の既往の検討事例を蓄積するとともに、熊本地震を含め震源断層に係る分析データを有する既往地震を対象に、地球物理学的調査を実施し、震源断層長さの把握に係る調査の適用性について検討する。(平成29年度～31年度)

b. プレート間巨大地震等による地震動の評価手法の整備

「プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うこと」が新規規制基準で規定されている。地震調査研究推進本部のプレート間地震の特性化震源モデルの設定手法は、東北地方太平洋沖地震以前の知見に基づいたものであり、世界で起きたプレート間巨大地震に関する研究で得られた知見を反映することが重要である。平成28年度までは、東北地方太平洋沖地震に対する震源逆解析、地震動再現解析等を実施し、強震動生成メカニズムの解明を検討したが、一般化した特性化震源モデルの設定手法には至っていない。また、地震調査研究推進本部は、海洋プレート内地震のうち、沈み込んだ海洋プレート内地震(以下「スラブ内地震」という。)の震源特性に関する近年の研究成果を基に、スラブ内地震の特性化震源モデルの設定手法を新たに追加し、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)」を更新した。ただし、国内で起きたスラブ内地震に関する研究事例が限られているため、海外で起きた地震を含めてより数多くの地震を調査し、地域的な特性及び沈み込むプレートの特性を明確にすることが重要である。本研究では、プレート間巨大地震を含む沈み込み帯巨大地震による地震動評価手法を整備することを目的に、関係機関と協力して以下を行う。

(a) 国内外で発生した沈み込み帯巨大地震に対する地震動再現解析を行い、特性化震源モデルの設定手法及び不確実さの扱いについて検討する。(平成29年度～31年度)

(b) (a)で構築した特性化震源モデルの設定手法に対する検証解析を実施する。(平成31年度)

(2) 確率論的地震ハザード評価手法の整備【分類①】

a. 断層モデルを用いた地震ハザード評価に関する不確実さの検討

震源が敷地に近い場合に地震動の影響をより精緻に評価することで、地震PRAに用いる確率論的地震ハザード評価の信頼性の向上を図るために、断層モデル法を用いた地震ハザード曲線の算定法について検討する。この中で断層モデルの不確実さの取扱いとして専門家意見を反映した確率論的地震ハザード評価手法を整備することを目的に以下を行う(図2)。

(a) 断層モデル法に基づく地震ハザード解析事例調査及び感度解析を行い、震源断層パラメータのうち確率論的ハザード解析結果への影響が大きな支配的パラメータを特定し、その不確実さがハザード解析結果に与える影響を定量的に把握する。

(b) 不確実さの要因を偶然的な不確実さ及び認識論的不確実さに分類するための基準を明確にし、認識論的不確実さに分類される要因についてはロジックツリーに基づくハザード評価法を想定し専門家意見の反映方法について検討する。

b. 現実的入力地震動の評価手法の整備

地震PRAにおいて構造物・設備の現実的な応答を評価するための手法として、応答係数による方法がある。本研究では、応答係数のうち地盤の伝播特性に係る応答係数の精緻化を図るため、地震動観測、地質調査、物理探査等に基づき、敷地内における観測地震動の空間変動、地盤物性のばらつき等を考慮した現実的な入力地震動の評価手法を検討する。得られた入力地震動を用い、伝播特性に係る応答係数の大きさ及びばらつきの評価を行う。

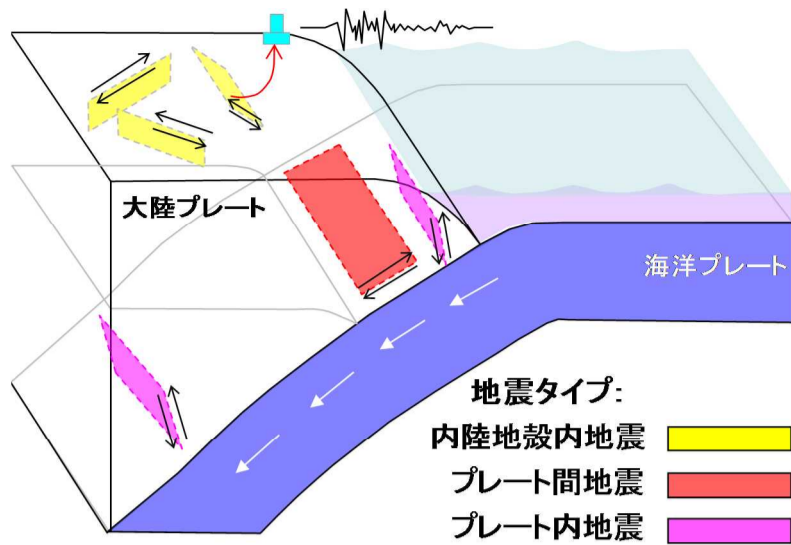
(3) 断層変位評価手法の整備【分類④】

地震活動に伴って地盤に生じる永久変位を評価するため、特に主断層トレースから外れている場所で連続性が乏しく副次的に新たに生じる断層(以下「副断層」という。)に着目し、敷地内の副断層の発生の可能性について数値解析に基づく決定論的な断層変位評価手法及び断層変位の不確実さを勘案した確率論的な断層変位評価手法の整備を目的とする(図3)。平成28年度までは、集集地震(台湾)など断層変位に関する観測記録が多い地震を中心にデータ収集を行い、断層変位評価のための基礎的な数値解析手法及び断層変位距離減衰式を得た。本研究では、熊本地震を含めた国内の内陸地殻内地震への断層変位評価手法の適用性確認のため、関係機関と協力して国内の横ずれ断層及び逆断層地震を対象に以下を行い、断層変位評価手法を整備する。

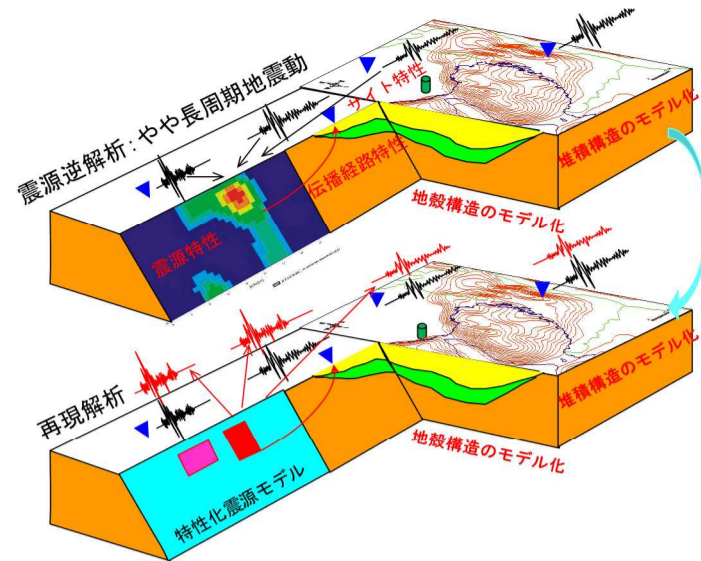
(a) 地表に断層変位が現れた地震を対象として、深部地盤から地表まで進展する断層破壊をシミュレーションする数値解析手法等を用いた検証を行い、より一般性の高い断層変位評価の数値解析手法を整備する。(平成29年度～31年度)

(b) 国内の内陸地殻内地震による断層変位データの拡充により断層変位距離減衰式の改良を図るとともに、確率論的断層変位ハザード解析を実施し、確率論的な断層変位評価手法を整備する。(平成29年度～31年度)

6. 安全研究概要  
(始期：平成29年度)  
(終期：平成31年度)



(a) 地震発生様式分類



(b) 特性化震源モデル構築の概念図

図1 断層モデルを用いた地震動評価手法の整備

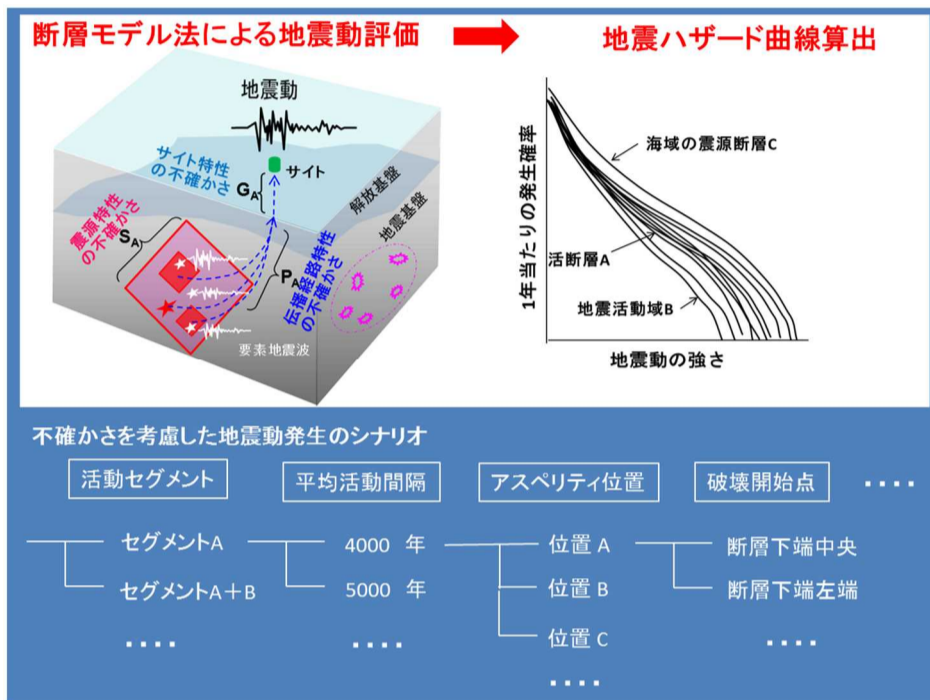


図2 確率論的地震ハザード評価手法の整備

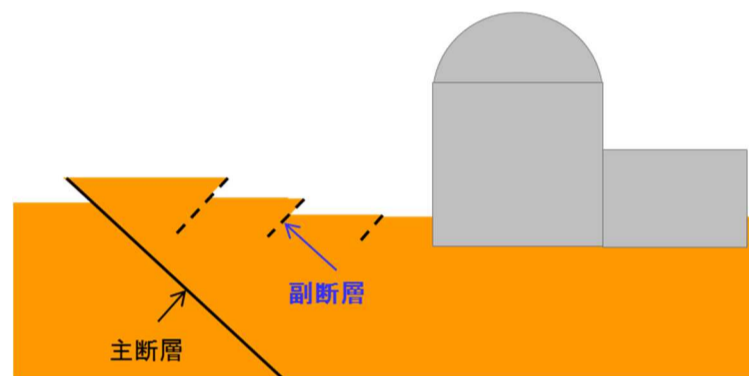


図3 断層変位評価手法の整備

工程表

項目	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
(1)a. 内陸地殻内地震による地震動の評価手法の整備	震源逆解析・地震動再現解析	地震動再現解析・結果分析	検証解析・手法まとめ	▽成果の公表 NRA 技術報告
(1)b. プレート間巨大地震等による地震動の評価手法の整備	データ収集・震源逆解析	国内地震の地震動再現解析	国外地震の地震動再現解析、特性化震源モデルの設定手法の検討	▽成果の公表 NRA 技術報告
(2)a. 断層モデル法に基づく確率論的ハザード評価	断層モデル法によるハザード評価の調査	不確かさ要因調査・寄与度分析	地震ハザード評価実施における留意事項の整理	▽成果の公表 NRA 技術報告
(2)b. 現実的入力地震動の評価手法の整備	観測記録による地震動空間変動評価	地盤不均質性による地震動空間変動評価	より現実的な入力地震動評価手法の整備、まとめ	▽成果の公表 NRA 技術報告
(3) 断層変位評価手法の整備	国内(横ずれ)地震の検証解析	国内(逆断層)地震の検証解析	検証解析・手法整備・まとめ	▽成果の公表

(注1) 有用な研究成果は、研究期間中においても適宜論文として公表する。

7. 実施計画	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1)a. : 内陸地殻内地震を対象とし、震源断層パラメータ設定の検討事例を蓄積するとともに、特性化震源モデル設定の精緻化を検討する。また、熊本地震震源域において物理探査等を行い地下構造に関する情報の分析を行う。さらに鳥取硬岩サイトにおける深部地震動観測記録を用いた地震動伝播解析を実施し、鳥取県中部地震(H28/10)の震源特性を評価する。</p> <p>b. : 国内外で発生した沈み込み帯巨大地震について地震動データを収集し震源過程逆解析等を行い、特性化震源モデルの設定手法に関する基礎データを蓄積する。</p> <p>(2)a. : 断層モデル法を用いた地震ハザード解析の文献調査を行い、課題を整理する。また、断層パラメータのばらつきのモデル化を試み、感度解析により不確実さ要因のハザード結果への影響について整理する。</p> <p>b. : 実観測記録（「第四紀地盤サイト（つくば）における地表 10 点の水平アレー地震動観測」等）に基づき地震動の空間変動（相関係数及びばらつき）を評価し、地盤の不均質・不整形性が地震時の地盤応答（入力地震動の不確実性）に与える影響を検討する。</p> <p>(3) : 平成 28 年度までに検討した手法を用いて、地表に断層変位が現れた国内の内陸地殻内地震（横ずれ断層）を対象に、検証解析を実施する。</p>
	<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1)a. : 内陸地殻内地震を対象とし、震源断層パラメータ設定の検討事例を蓄積するとともに、特性化震源モデル設定の精緻化を検討する。また、熊本地震震源域において物理探査等を行い地下構造に関する情報の分析を行う。</p> <p>b. : 国内外で発生した沈み込み帯巨大地震に対する地震動再現解析等を行い、特性化震源モデルの設定手法を検討する。</p> <p>(2)a. : 断層パラメータのばらつきにより生じる地震動のばらつき及び観測地震動又は経験式で得られたばらつきの比較を行い、断層パラメータのばらつきが地震ハザード評価へ及ぼす影響を評価するとともに、ばらつきを生じる不確実さの要因分析を行う。</p> <p>b. : 原位置調査により得られる地盤不均質性から地震動の空間変動を評価する手法を検討し、地盤不均質性が地震時の地盤応答（入力地震動の不確実性）に与える影響を把握する。</p> <p>(3) : 平成 28 年度までに検討した手法を用いて、地表に断層変位が現れた国内の内陸地殻内地震（逆断層）を対象に、検証解析を実施する。</p>
	<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1)a. : 内陸地殻内地震を対象とし、検証解析等の実施により、特性化震源モデル設定の精緻化による地震動評価への影響を検討する。また、震源断層の大きさの事前評価手法の高度化を図る。</p> <p>b. : プレート間地震及び海洋プレート内地震の地震動評価手法を整備する。</p> <p>(2)a. : ばらつきを生じる不確実さの各要因について、地震ハザード評価に及ぼす影響の定量的な把握を行い、地震ハザード評価において考慮すべきばらつきの範囲を把握するとともに、断層パラメータのばらつきを考慮した地震ハザード評価実施における留意点について整理する。</p> <p>b. : 地震 PRA に用いるサイト特性に基づくより現実的な入力地震動評価手法を整備する。</p> <p>(3) : 平成 29 年度及び平成 30 年度において課題となった事項について検証解析を行い、手法の分析及び適用性のまとめを実施し、断層変位評価手法を整備する。</p>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	2. 津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・ 研究分野	(1)横断的原子力安全 ①外部事象	担当責任者	飯島亨首席技術研究調査官
		担当者	杉野英治上席技術研究調査官
3. 背景	<p>平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波（以下「東北地震津波」という。）は、福島第一原子力発電所に襲来し、重大な事故を引き起こした。この津波は、同発電所の設計津波水位を上回り、設計津波水位を超える津波の発生に備えることの重要性を示した。更には、原子力発電所の津波リスクに対する認識の重要性を改めて示した。この事故を踏まえた政府報告書<sup>*1</sup>でも、「設計用津波を上回る津波に対して施設の重要な安全機能を維持できるよう対策を講じることや、確率論的安全評価手法を活用したリスク管理を実施すること」等が教訓として示された。</p> <p>東北地震津波後、平成 25 年に福島第一原子力発電所の事故を教訓に新規制基準及び審査ガイドを施行し、これに基づき既設原子力発電所の適合性審査が行われてきた。特に本プロジェクトに関連する規定としては、新たに「基準津波の策定」が明記され、また、これを補足するガイドとして「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」が策定された。一方、これまでの津波ハザードに係る安全研究としては、平成 23 年に東北地震津波の発生メカニズムを推定、平成 24 年にプレート間地震による津波水位予測のための津波波源モデルの設定方法を構築、そして、平成 25 年には確率論的津波ハザード評価手法にこの津波波源モデルを適用し、影響を評価した。このほかにも、平成 28 年までに津波痕跡高及び津波堆積物に関するデータベースや津波堆積物に基づく津波波源推定手法を整備してきた。これらの成果の一部は、上記の審査ガイドに反映され、既設発電所の適合性審査においても有用な知見の一つとして活用されてきた。</p> <p>平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」の実施が規定され、今後、適合性審査を終えた既設発電所から順次、安全性向上評価の定期的な実施が見込まれる。</p> <p>この安全性向上評価では、津波に対する確率論的リスク評価（以下「津波 PRA」という。）手法の活用が見込まれる。特に津波 PRA 手法の構成要素である確率論的津波ハザード評価手法については、種々の津波発生要因とその不確かさを適切に評価し同評価手法の信頼性向上を図り、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による安全性に係る評価の高度化に資することが重要である。</p> <p>これまでに上述のとおり、プレート間地震に伴う津波を対象に津波波源モデルの改良等を実施してきたが、そのほかの地震発生様式の違い、地震規模設定に係る不確かさの取扱い方法及び、地震以外の発生要因の特性も踏まえて、確率論的津波ハザード評価手法に反映していくことが必要である。</p> <p>*1 「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書-東京電力福島原子力発電所の事故について」（平成 23 年 6 月原子力対策本部）</p>		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、関連評価ガイドの策定及び安全性に係る評価の高度化に資するため、確率論的津波ハザード評価手法の信頼性向上を図る。</p> <p>(1) 地震起因の津波の確率論的ハザード評価手法の信頼性向上</p> <p>a. 津波発生モデルの不確かさ評価手法の整備</p> <p>津波波源の特性化、地震活動のモデル化等に係る不確かさ解析の検討を行い、津波の規模、発生頻度等に係る不確かさをより適切に評価するための手法を整備する。</p> <p>b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築</p> <p>津波地震の観測事例及び水理実験を踏まえた津波地震の発生メカニズムの解明とその特徴を考慮した津波波源モデルの設定方法を構築する。</p> <p>c. 中小規模及び大規模津波の特性化波源モデルの適用性検証</p> <p>平成 28 年度までに整備してきた津波痕跡データベースを活用し、中小規模及び大規模のプレート間地震による津波波源モデルの設定方法の適用性を検証する。</p> <p>(2) 地震以外の発生要因の津波の確率論的ハザード評価手法の整備</p> <p>a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備</p> <p>実験等により、海底での斜面安定性に関する既往モデルの適用性及び不確かさを把握し、海底地すべり起因の津波を考慮した確率論的津波ハザード評価手法を整備する。</p>		
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの実施項目で得られた成果等は、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」に関連する NRA 技術報告の作成及び安全性に係る評価の高度化に資する。</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」（平成28年7月6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。

- 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。）

(1) 地震起因の津波の確率論的ハザード評価手法の信頼性向上

a. 津波発生モデルの不確かさ評価手法の整備【分類①】

確率論的津波ハザード評価手法では、津波波源の位置、規模、地震発生頻度等の津波発生に関するモデル化並びに津波伝播及び遡上に関するモデル化を行い、それに伴う各種モデル化による不確かさを考慮する（図1）。平成23年東北地震津波の発生以降、主に津波波源のモデル化のうち、発生位置及び断層すべり分布の不均一さ並びに断層破壊伝播特性について検討を進めてきた。しかし、地震規模及び地震発生頻度に係るモデル化上の不確かさは、確率論的津波ハザード評価結果に大きく影響することが予想され、より詳細に検討を行い、影響を評価しておくことが重要である。本研究では、津波発生に係る地震規模及び地震発生頻度の不確かさの影響を適切に評価するため、これらのモデル化上の不確かさを定量評価し、確率論的津波ハザード評価手法への反映方法を構築する。

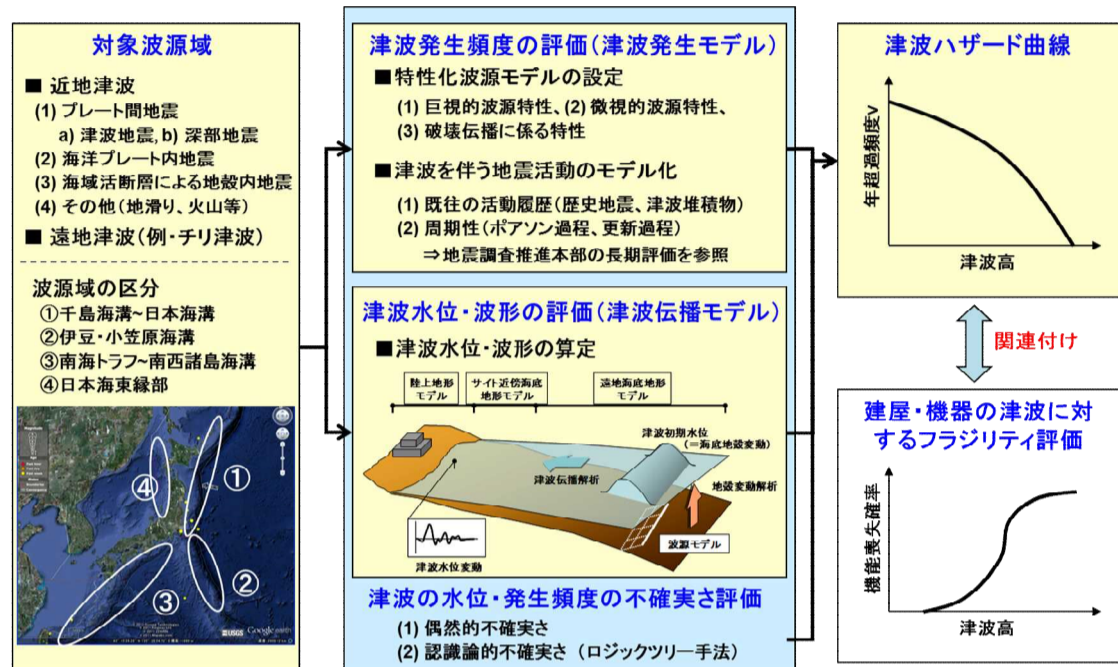


図1 確率論的津波ハザード評価手法の概要(杉野他、2015)

6. 安全研究概要  
 (始期：平成29年度)  
 (終期：平成32年度)

b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築【分類①】

津波地震の波源のモデル化手法は、深部のプレート間地震と同様に、従来の弾性体理論に基づく地殻変動解析による海底面変位量の鉛直成分を海水面に与えて評価される。しかし、Tanioka & Satake(1996)は、地殻変動の水平成分も津波の発生に寄与することを海外の既往津波(1994 Indonesia, earthquake, 1994 Philippines, earthquake)の再現により確認している。プレート間の海溝軸付近で発生する津波地震でも地殻変動の水平成分の影響が考えられる。津波地震単独又は深部プレート間地震との連動発生は、今後も、南海トラフ、日本海溝及び千島海溝でも可能性がある。本研究では、海溝軸付近における地殻変動の水平成分の効果を把握し評価方法を構築するために国内外の関係機関と協力して以下を行う（図2）。

- (a) 海底面の地殻変動の水平成分と海水面の水位変動との関係を明らかにするために、海底面の水平方向の地形変化を模擬した水理実験を行い、海水面の水位変動に関するデータを取得する。
- (b) 津波地震における地殻変動の水平成分を考慮した津波想定を可能にするために、上記の水理実験の結果を踏まえた特性化波源モデルの設定方法を構築し、既往津波による検証を行う。

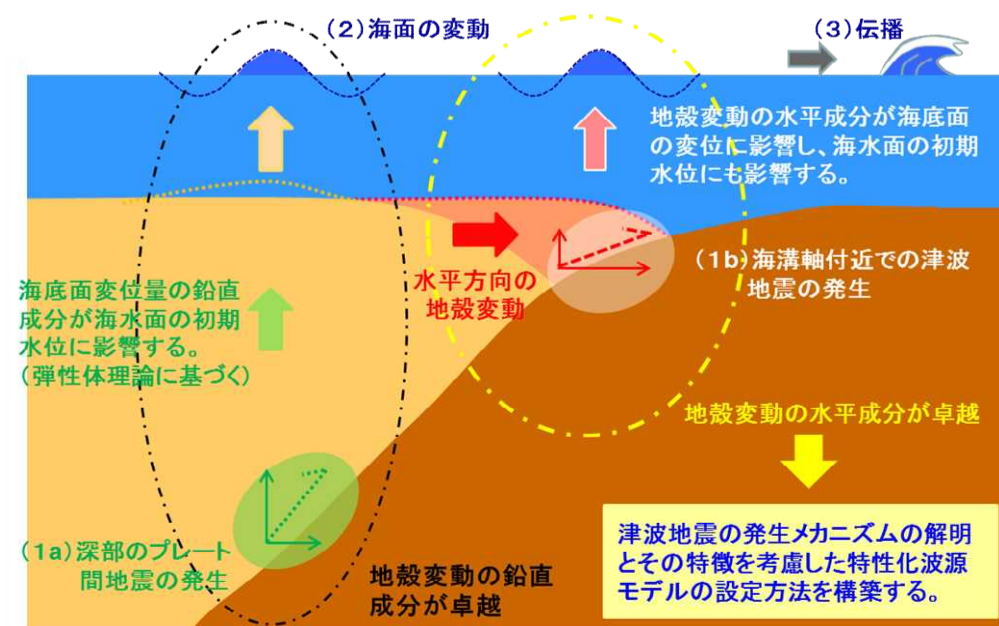


図2 津波地震による地殻変動のイメージ

c. 中小規模及び大規模津波の特性化波源モデルの適用性検証【分類①】

東北地震津波の知見を基に構築したプレート間地震による津波の特性化波源モデル（図3）は、Mw8.9以上については東北地震津波の痕跡記録に対して適用性の検証が行われた。しかし、中小規模(~Mw8.2)及び大規模(Mw8.3~8.8)の特性化波源モデルについては、適用性の検証が課題として残されている。中小規模及び大規模の特性化波源モデルの検証を行うことで、その適用性が明確となり、また、巨大規模の検証結果と合わせ確率論的津波ハザード解析におけるばらつきβを評価するに当



たって重要な情報として活用できる(図4)。本研究では、中小規模及び大規模の特性化波源モデルの適用性を検証することを目的に以下を行う。

- (a) これまでに整備してきた津波痕跡データベースを活用し、プレート間地震による既往津波の再現解析を行い、再現性の程度を評価する。
- (b) 内陸地殻内地震についても既往津波の再現解析を行い、再現性の程度を評価する。

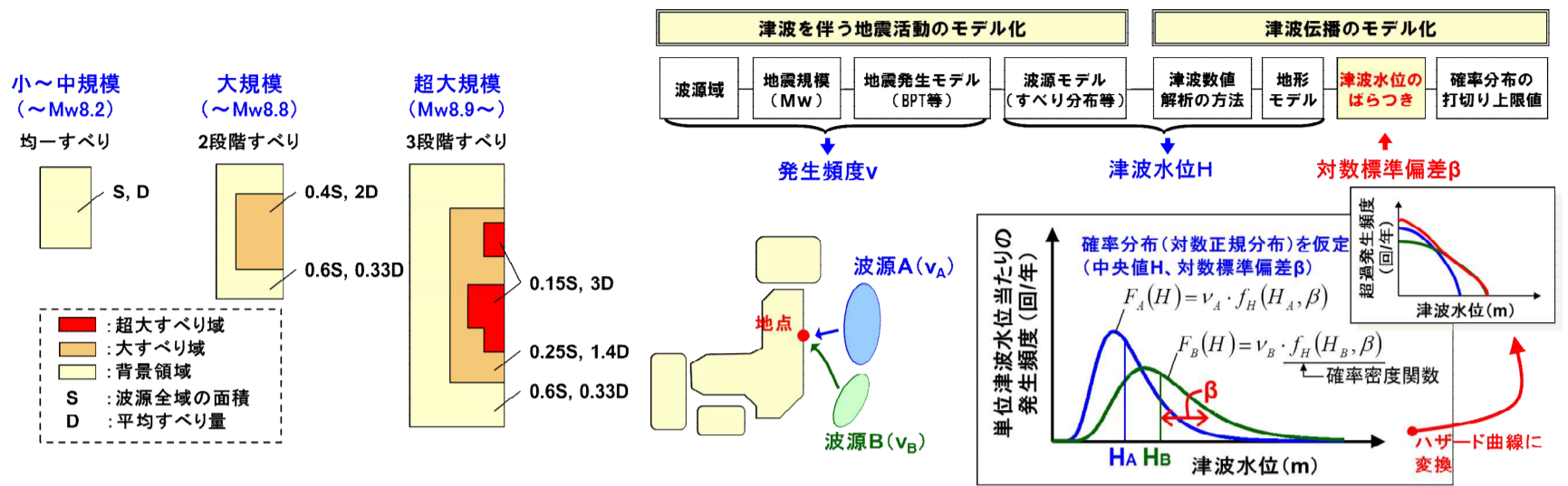


図3 特性化波源モデルの不均一すべり分布の概念図 (杉野他 2014)

図4 確率論的津波ハザード評価における津波水位のばらつきβの取扱方法の概念図 (原子力安全基盤機構 2014)

(2) 地震以外の発生要因の津波の確率論的ハザード評価手法の整備

a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備【分類①】

地震による断層運動のほかに津波の発生要因として、海底及び海岸付近の地すべりが挙げられる。これまでの海底地すべり起因津波に関する安全研究では、既往研究を基にして地すべり起因の津波解析コードを作成し、地すべりの継続時間や崩壊土量によって沿岸部に到達する津波の波形や津波高への影響を定量的に示した。また、海底における将来の地すべり発生の可能性に着目し、海底地すべり発生危険度判定方法(暫定版)を整備し、モデル海域における海底地すべりマップを作成している。本研究では、これまでの研究成果を踏まえつつ、海底地すべり発生危険度判定方法の精緻化と確率論的津波ハザード解析手法の整備のため国内外の関係機関と協力して以下を行う(図5)。

- (a) 複数の斜面勾配を模擬した海底地すべりの遠心力模型実験を行い、海底地すべりの安定性評価モデルを検証する(図6)。
- (b) 海底地すべり起因の津波解析コード及び海底地すべり発生危険度判定方法を組み合わせた、確率論的津波ハザード解析手法を整備する。

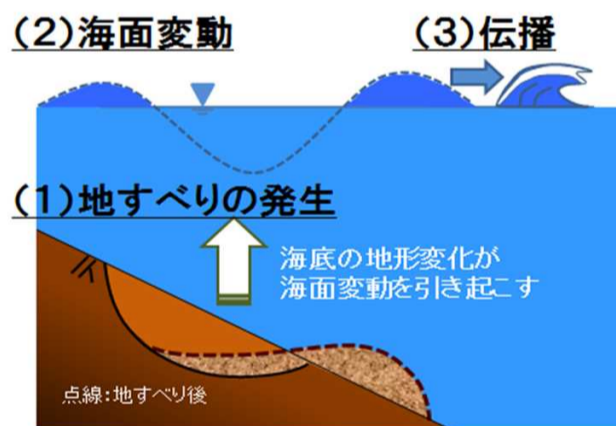


図5 海底地すべりによる津波発生のイメージ

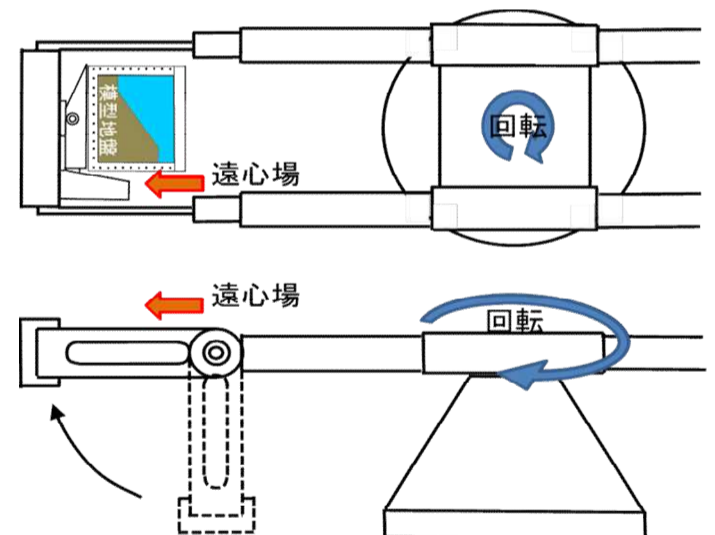


図6 遠心力模型実験のイメージ

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
(1) a. 津波発生モデルの不確かさ評価手法の整備	既往研究の調査分析	不確かさ要因の確率モデル構築とハザード解析への適用	評価手法のまとめ・公表 成果の公表 ▽	NRA 技術報告 .....
(1) b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築	既往研究の調査分析	水理模型実験と検証解析	実地形への適用解析	評価手法のまとめ・公表 成果の公表 ▽ NRA 技術報告 .....
(1) c. 中小規模及び大規模津波の特性化波源モデルの適用性検証	既往津波の再現解析(大規模津波)	既往津波の再現解析(中小規模津波)	ハザード解析への適用とまとめ・公表 成果の公表 ▽	NRA 技術報告 .....
(2) a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備	動的地すべり模型実験のための斜面設計	動的地すべり模型実験(緩急勾配斜面)	動的地すべり模型実験(大型)、検証解析、ハザード試解析	評価手法のまとめ・公表 成果の公表 ▽ NRA 技術報告 .....

(注1) 有用な研究成果は、研究期間中においても適宜論文として公表する。

	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) a. 津波発生モデルの不確かさ評価手法の整備【分類①】 平成 30 年度以降の各種不確かさ要因の確率モデルの構築のために、津波発生に係る地震規模及び地震発生頻度に係るモデル化に関する既往研究を調査する。</p> <p>(1) b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築【分類①】 過去にプレート間の海溝軸付近で発生した津波地震を対象に、波源域、地殻変動の鉛直及び水平成分挙動、津波高さ等に関する既往研究を調査し、津波地震の発生メカニズムに関する知見を整備する。また、既往研究を踏まえて、地殻変動の水平成分を考慮した津波初期水位解析コードを整備する。さらに、平成 30 年度以降に地殻変動の水平成分挙動が海水面に与える影響について水理模型を用いて確認するため、水理模型を製作する。</p> <p>(1) c. 中小規模及び大規模津波の特性化波源モデルの適用性検証【分類①】 大規模津波(Mw8.3~8.8)を対象に、特性化波源モデルを用いた津波伝播モデルによる津波高のばらつき<math>\beta</math>の検討を行い、同波源モデルの適用性を検証する。</p> <p>(2) a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備【分類①】 既往の斜面安定性モデルの適用性を検証するために、海底環境下における急勾配・緩勾配の斜面崩壊挙動及び斜面安定性(動的)に関する遠心力模型実験に用いる斜面模型を設計する。</p>
7. 実施計画	<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1) a. 津波発生モデルの不確かさ評価手法の整備【分類①】 津波発生に係る地震規模及び地震発生頻度のモデル化上の不確かさを定量的に評価し、確率論的津波ハザード評価手法に適用し、これらの影響を評価する。</p> <p>(1) b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築【分類①】 平成 29 年度に製作した水理模型を用いて実験を行い、地殻変動の水平成分を与えたときの海水面の状況を調査する。実験結果に基づいて津波初期水位解析コードの検証を行う。</p> <p>(1) c. 中小規模及び大規模津波の特性化波源モデルの適用性検証【分類①】 中小規模(~Mw8.2)を対象に、特性化波源モデルを用いた津波伝播モデルによる津波高のばらつき<math>\beta</math>の検討を行い、同波源モデルの適用性を検証する。</p> <p>(2) a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備【分類①】 海底環境下における急勾配・緩勾配の斜面崩壊挙動及び斜面安定性(動的)に関する遠心力模型実験を行い、既往の斜面安定性モデルの適用性を検証するための斜面強度に関するデータを取得する。</p>
	<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) a. 津波発生モデルの不確かさ評価手法の整備【分類①】 平成 30 年度までに実施した既往研究の調査及び各種不確かさ要因の定量化評価、更には確率論的津波ハザード評価手法における影響評価の結果を取りまとめる。</p> <p>(1) b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築【分類①】 平成 30 年度に整備した津波初期水位解析コードを実地形に適用し、海溝軸付近の海底地形の地域性が沿岸部の津波水位に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(1) c. 中小規模及び大規模津波の特性化波源モデルの適用性検証【分類①】 平成 30 年度までに津波規模ごとに検証した特性化波源モデルのばらつき<math>\beta</math>を津波ハザード解析に適用する。</p> <p>(2) a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備【分類①】 平成 30 年度までに遠心力模型実験にて取得したデータを用いて既往の斜面安定性モデルの適用性の検証を行う。また、遠心力模型実験(大型)を実施し、スケールの違いによる適用性の違いを確認する。加えて、既往の斜面安定性モデルの適用性を踏まえ海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価を実施する。</p>
	<p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>(1) b. 津波地震による津波の特性化波源モデルの構築【分類①】 津波地震における地殻変動の水平成分を考慮した津波想定を可能にするために、平成 31 年度までに実施してきた観測事例、水理実験、検証解析及び実地形への適用解析の結果を踏まえた特性化波源モデルの設定方法を構築する。</p> <p>(2) a. 海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法の整備【分類①】 平成 31 年度までの成果を踏まえ、海底地すべり起因津波の確率論的津波ハザード評価手法として取りまとめる。</p>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	3. 地震の活動履歴評価手法に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・研究分野	(1)横断的原子力安全 ①外部事象	担当責任者	飯島亨首席技術研究調査官
		担当者	内田淳一主任技術研究調査官
3. 背景	<p>「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)では「将来活動する可能性のある断層等」が定義されている。また、「その認定に当たって、後期更新世(約12~13万年前)の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降(約40万年前以降)まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること」とされており、断層の活動性評価に係る知見を継続的に蓄積していくことが重要である。</p> <p>さらに、リスク評価における確率論的地震ハザード評価及び確率論的津波ハザード評価では、地震履歴(活動時期、活動間隔等)の情報が評価結果に大きく影響するため、これらの情報に係る技術的根拠を明確にすることが重要である。</p> <p>内陸地殻内地震のうち、地表に明瞭な痕跡を残す活断層について、陸域では基本的にトレンチ調査により活動性が評価されているが、海域ではトレンチ調査が実施できない。そのため、統計的に推定された活動間隔が用いられることが多く、評価結果に与える不確かさの幅が大きくなることが課題である。また、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層については、広域的に変形した地形面及び地層の形成年代を火山灰を用いて推定し、それを基に活動性を評価する方法があるが、火山灰の年代誤差が活動性評価の結果に大きく影響することが課題である。この課題は、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の認定にも直結している。断層の活動性に関し、「審査ガイド」では、「起震断層及び活動区間や震源領域の活動性は、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査の結果に基づく平均変位速度、変位量及び活動間隔等により推定されていることを確認する。」とされている。中期更新世以降の断層の活動性に関し、「審査ガイド」では、「中期更新世以降の断層等の評価には、この時代の地形面や地層の変位・変形に注目することが一般的である。中でも酸素同位体ステージ7、9、11の温暖期(高海水準期)に対応づけられる段丘面や地層の利用が有効である。」とされている。さらに、「審査ガイド」では、断層等の評価方法として「火山灰を利用する方法」や、「微化石分析(花粉、珪藻、有孔虫、貝形虫等)や化学分析から古環境変遷を明らかにし、上記の温暖期(高海水準期)と対応づける方法」が挙げられており、これらの方法を具体化し、断層の活動性評価手法として整備していくことが重要である。</p> <p>一方、プレート間地震の履歴については、これまで主として歴史地震の情報が利用されてきた。しかしながら、平成23年東北地方太平洋沖地震から得られた教訓を踏まえると、活動間隔が長い地震も対象にした先史時代における地震履歴の情報を整理し、その扱い方を検討することが重要である。「審査ガイド」では、津波の発生履歴に関し、「津波堆積物の調査においては、地形の形成過程や周辺の堆積物の分布条件に応じて適切な手法を組み合わせで行われていることを確認する。また、深海底の崩壊堆積物(地震性タービダイト)についても資料等の調査が行われていることを確認する。」とされている。平成28年までに津波堆積物データベースを構築したが、先史時代におけるプレート間地震の履歴評価として、津波堆積物データベースと深海底の堆積物の情報を統合的に活用することが有効であると考えられる。</p>		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、関連評価ガイドの策定に資するため断層の活動性評価に係る知見を蓄積する。</p> <p>(1) 活断層に起因する内陸地殻内地震の履歴に関する評価手法の整備</p> <p>a. 地表に明瞭な痕跡を残す活断層の活動性評価手法の検討</p> <p>海域において地表に明瞭な痕跡を残す活断層の活動性評価に有用な古環境学的イベントに係る地質情報を整理し、地震履歴の情報としての適用性を検討する。</p> <p>b. 地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動性評価手法の検討</p> <p>地域的火山灰を用い、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動性評価手法を整備する。</p> <p>(2) プレート間地震の履歴に関する評価手法の整備</p> <p>深海底の地震性タービダイト等の地質情報を整理し、プレート間地震の履歴の情報としての適用性を検討する。</p>		
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの項目(1)b.地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動性評価手法の検討は、「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」に関連するNRA技術報告の作成に資する。本プロジェクトの項目(1)a.地表に明瞭な痕跡を残す活断層の活動性評価手法の検討及び項目(2)プレート間地震の履歴評価手法の整備は、検討状況の進展に応じ技術的知見を論文として公表していく。</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」（平成28年7月6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。

- 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。）
- ④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) 活断層に起因する内陸地殻内地震の履歴に関する評価手法の整備

a. 地表に明瞭な痕跡を残す活断層の活動性評価手法の検討【分類④】

海域における内陸地殻内地震で、海底表面に明瞭な痕跡を残す活断層であっても、断層変位指標(特徴的な地層、地形及び火山灰)が少ない場合又は年代測定試料が少ない場合には、その活動性の評価が困難となる。このような場合には、群列ボーリング調査等を通じ、微化石分析による古気候学的調査等が有効と考えられる(図1)。そこで、海域における内陸地殻内地震の履歴を評価するため、断層変位指標となる古環境学的イベント(古環境変動に鋭敏に反応する生物群集変化、堆積物の物理・化学的変化、沿岸隆起に起因する離水生物群集等)に関連する情報を整理する。そして、海域における内陸地殻内地震の履歴評価に有効な情報を抽出し、地震履歴の情報としての適用性を検討する。

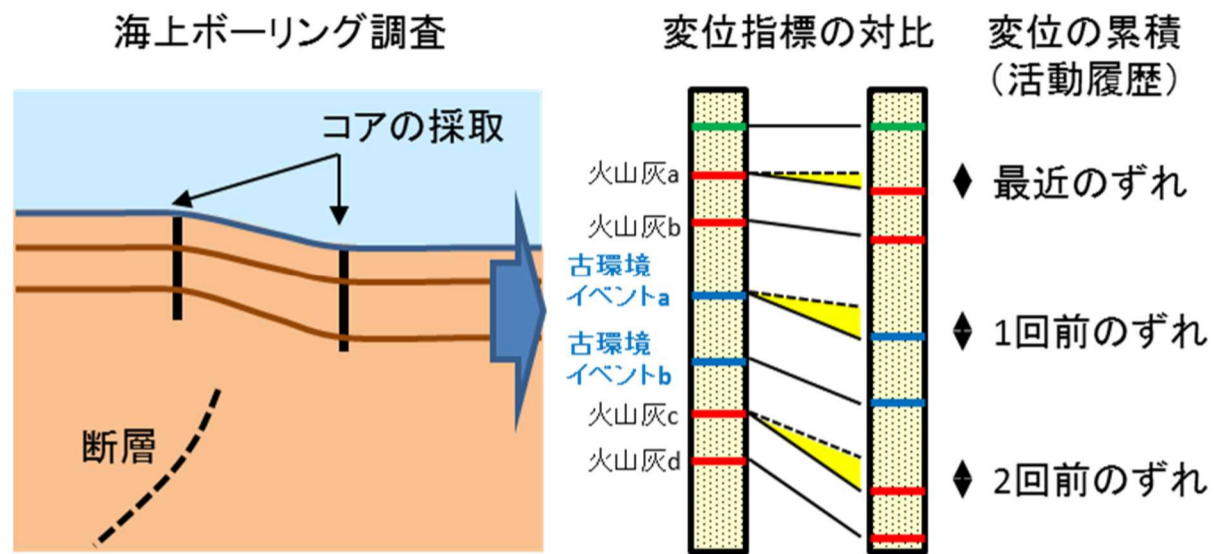


図1 海域における内陸地殻内地震の履歴評価に古環境学的イベントを適用するイメージ

6. 安全研究概要  
 (始期：平成29年度)  
 (終期：平成31年度)

b. 地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動性評価手法の検討【分類①】

地表に明瞭な痕跡を残さない活断層では、トレンチ調査等により断層変位を直接確認することができないため、広域的に変形した地形面及び地層の年代並びに累積変位量を利用して活動性を把握することが重要である。しかし、後期更新世の地形面及び地層は広域的変形の累積が乏しいため、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動期間及び変位速度の推定が困難なことが多い(図2)。一方、中期更新世の地形面及び地層は、広域的変形の累積が明瞭で、有効な断層変位指標になることが期待されるが、年代評価に用いられる中期更新世以降の地域的火山灰の年代誤差によって、活動性評価の信頼性が大きく損なわれる。そこで、深海底コア(堆積物)中に挟まれる年代決定精度の高い広域火山灰を指標にして、コア深度を年代に変換する「年代モデル」の信頼性を向上させる(図3)。次に海域の「年代モデル」による精度の高い年代を、陸域の地域的火山灰に付帯させ、断層変位指標(地形面・地層)を編年するために、海域・陸域の地域的火山灰を対比する手順を整備する。

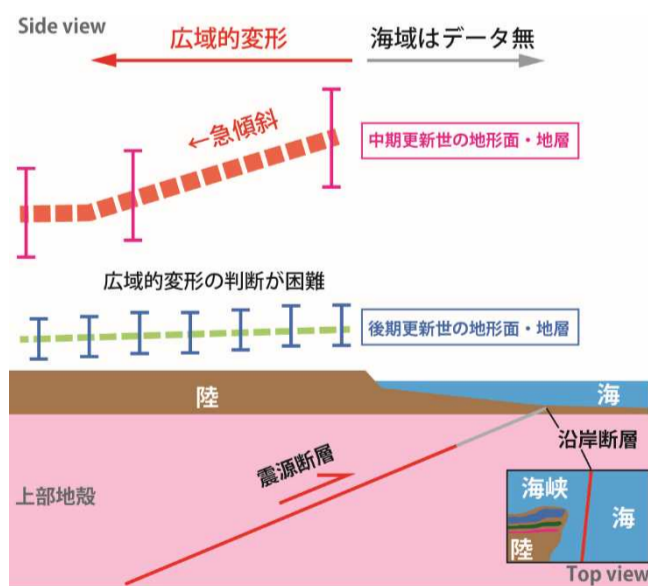


図2 断層変位指標である地形面の広域的変形の例

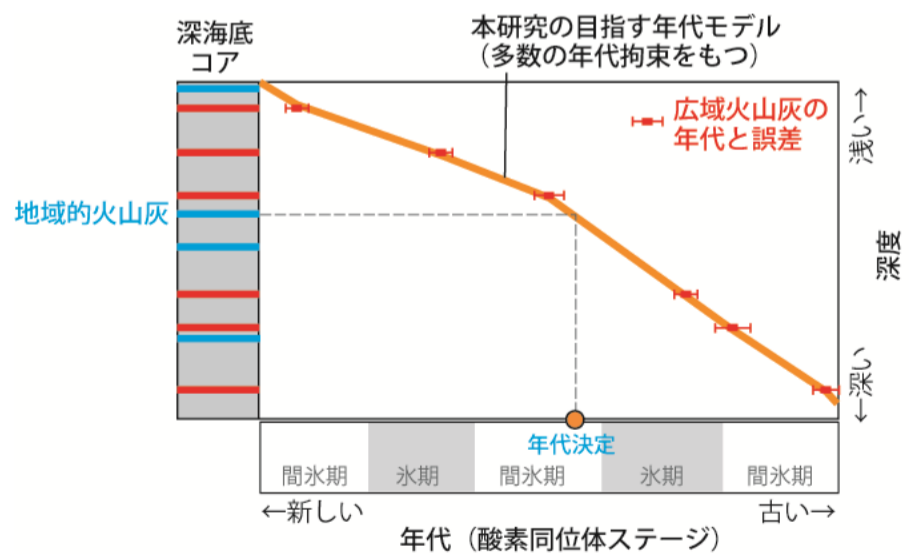


図3 深海底コア(堆積物)中の火山灰の定量的な年代決定の例

(2) プレート間地震の履歴に関する評価手法の整備【分類④】

プレート間地震のうち活動間隔が長い地震の履歴評価については、深海底コア(堆積物)中のイベント堆積物の情報を利用する方法があるが、利用に当たっては、イベント堆積物をもたらした可能性のある要因が整理されていることが重要である。そこで、先史時代のプレート間地震の履歴を評価するため、海域における古地震学的調査に基づいた地震性タービダイト等の地震イベント情報の候補を検出し、地震履歴の情報としての適用性を検討する(図4)。

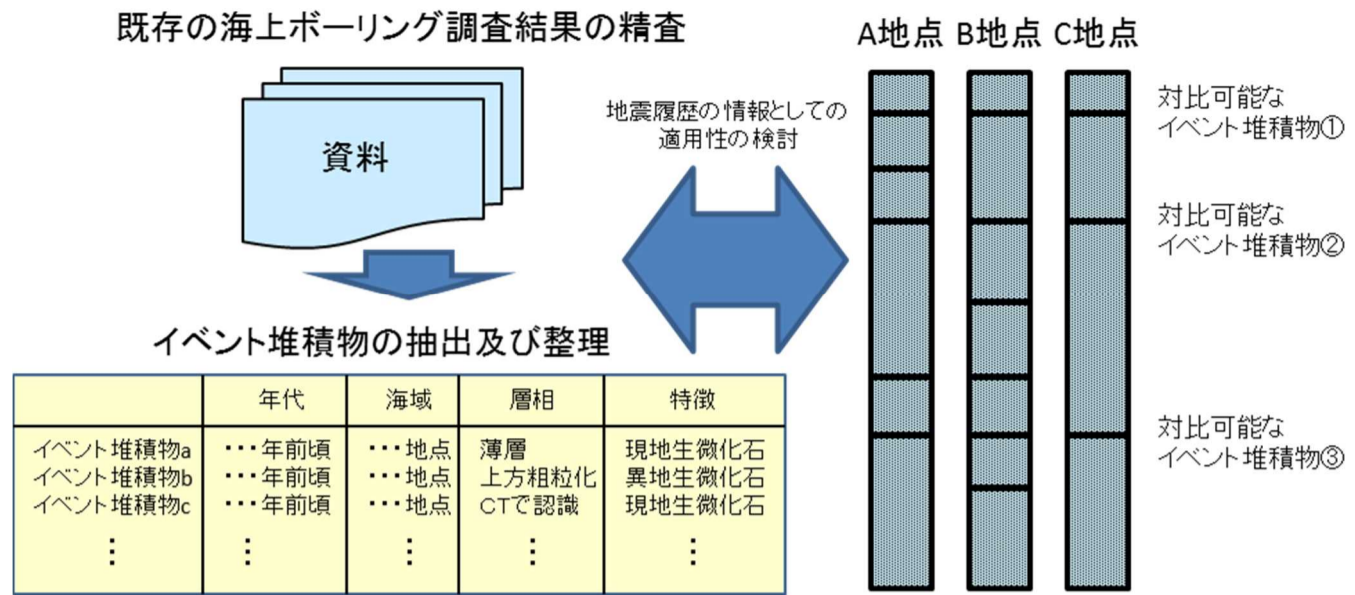


図4 海域におけるプレート間地震の活動履歴として有効な情報の抽出手順の例

工 程 表

実施項目番号	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
(1)a. 地表に明瞭な痕跡を残す活断層の活動性評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> <li>利用可能な資料及び試料の調査</li> <li>断層変位指標（特徴的な地層、地形及び火山灰）の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>古環境学的イベントの候補の抽出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震履歴の情報としての適用性検討</li> </ul>	▽成果の公表
(1)b. 地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動性評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> <li>陸域の風化した地域的火山灰の層序構築</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>風化に抵抗性のある火山灰粒子（鉱物）の化学特性確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>風化に抵抗性のある鉱物の化学組成を指標にした火山灰対比の精度把握</li> </ul>	▽成果の公表
(2) プレート間地震の履歴評価手法の整備	<ul style="list-style-type: none"> <li>利用可能な資料及び試料の調査</li> <li>対象海域の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震イベントの候補の抽出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震履歴の情報としての適用性検討</li> </ul>	▽成果の公表

(注1) 有用な研究成果は、研究期間中においても適宜論文として公表する。

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) a. : 利用可能な資料及び大陸棚上で得られた海洋コア試料の調査を行う。その中で、最新知見を踏まえ、特徴的な地層、火山灰、微化石（放散虫、有孔虫等）の産出量の変動パターン、物理化学的特徴等（古地磁気等）に関する情報を整理し、断層変位指標となり得る項目を検討する。

(1) b. : コア中の地域的火山灰に含まれる火山ガラスの化学特性を把握し、その化学特性を既存の調査結果と参照することで、火山灰の給源火山と噴出時代を推定する。また、推定された火山の近傍及び風下地域で、地域的火山灰の層序を構築する。

(2) : 利用可能な資料及びイベント堆積物が挟まれている深海底コア試料の調査を行う。その中で、最新知見を踏まえ、イベント堆積物の堆積構造の特徴及び物理化学的特徴等を整理する。また、実際に本手法の適用が可能な海域を検討する。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) a. : 平成 29 年度に取得した断層変位指標となり得る項目の情報から、古環境学的イベントとの関連性を調査し、広域的に利用可能な古環境学的イベントの候補を抽出する。また、最新知見を踏まえた追加分析の必要性を検討する。

(1) b. : 平成 29 年度に取得した火山灰試料において、陸域の長期的な風化に対する火山灰粒子の抵抗性を把握する。特に火山灰粒子の種類別残存度、化学組成範囲の均質性又は不均質性に基づく風化程度、並びに粒子中の累帯構造の存否及び化学組成変化の有無を確認する。

(2) : 平成 29 年度に取得したイベント堆積物に関する情報と、最新知見を踏まえた既往の地震性タービダイトの特徴とを比較し、地震イベントの候補を抽出する。その際、相互に対比可能なイベント堆積物であることが重要となるため、イベント堆積物を認定するための年代測定、化学分析、微化石群集解析等を行う。

【平成 31 年度の実施内容】

(1) a. : 平成 30 年度までの検討状況を踏まえ、断層変位指標として有用な古環境学的イベントの認定手順及び地震履歴の情報としての適用性を検討する。

(1) b. : 平成 30 の結果に基づき、風化に抵抗性のある鉱物の化学組成を指標にした海域・陸域の火山灰対比の可能性及び精度を把握する。

(2) : 平成 30 年度までの検討状況を踏まえ、地震性タービダイトを用いた地震イベントの認定手順及び地震履歴の情報としての適用性を検討する。

8. 備考

(プロジェクト個票)

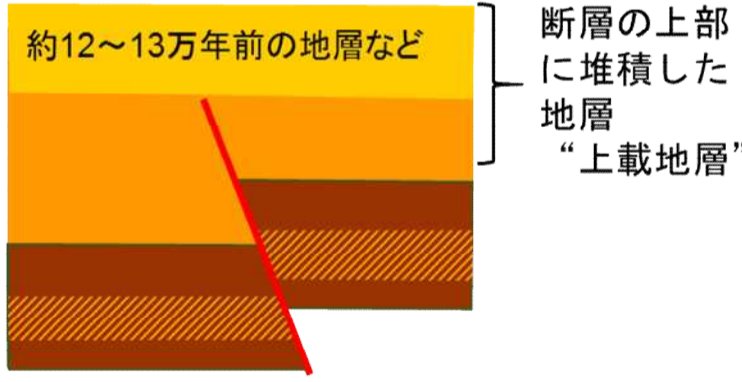

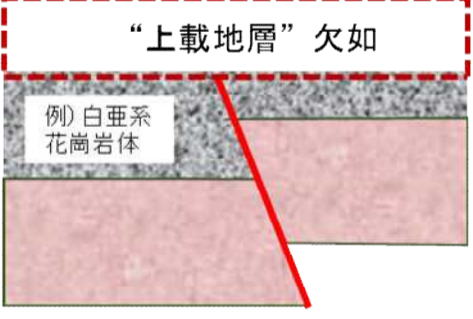
1. プロジェクト	4. 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究 (「原子力施設における地質構造等に係る調査・研究」から名称変更)	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・ 研究分野	(1)横断的原子力安全 ①外部事象	担当責任者	飯島亨首席研究調査官
		担当者	内田淳一主任技術研究調査官
3. 背景	<p>「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)では、「将来活動する可能性のある断層等」が定義されている。また、「その認定に当たって、後期更新世(約12~13万年前)の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降(約40万年前以降)まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。」とされている。</p> <p>断層の活動年代は通常、断層の上部に堆積した地層の年代に基づき特定又は推定する(以下「上載地層法」という。)(図1の①)。例えば「活断層の長期評価手法 報告書(暫定版)」(地震調査研究推進本部、平成22年)では、上載地層法に基づいた年代測定を基本としており、主として上載地層に含まれる有機物の放射性炭素同位体年代に基づいた数十年~数百年オーダーの測定精度と結果に対するばらつきを考え方が示されている。しかし、地域によっては、そのような地層が欠如している等の理由により、上載地層法の適用が難しい場合があり、断層本体の性状や物質(断層破碎物質)から活動性を判断することになる(図1の②)。</p> <p>断層破碎物質を用いた活動性評価の具体例として、「審査ガイド」では、「断層の活動性評価に対し、断層活動に関連した微細なずれの方向(正断層、逆断層、右横ずれ断層、左横ずれ断層等)や鉱物脈又は貫入岩等との接触関係を解析することが有効な場合がある。」とされている。これらの手法は具体的な年代値に基づいた評価ではなく、断層破碎物質の性状に基づいた定性的な評価手法(以下「定性的評価手法」という。)であるが、より確度の高い評価を行うためには、個別の手法の信頼性を考慮し、複数の手法による総合的な評価を行うことが求められる。</p> <p>一方、断層破碎物質から具体的な年代値を求める定量的な評価手法(以下「定量的評価手法」という。)については、検討事例が少ない。特に「将来活動する可能性のある断層等」の認定に当たって重要な後期更新世(約12~13万年前)以降の年代を検討した事例はこれまでほとんど無かった。近年これに対応できる手法として、断層活動時以降に地中の自然放射線により蓄積した原子レベルの傷の量を信号として検出するESR法及びルミネセンス法が期待されている。これらの手法は、考古学分野において、例えば摩擦熱により年代がリセットされた土器等を用いた年代測定手法として既に活用されており、確立されたものである。ただし、これらの年代測定手法を断層破碎物質に適用した際の信頼性については、知見が乏しい。また、これらの手法は、「活断層の長期評価手法 報告書(暫定版)」(地震調査研究推進本部、平成22年)においても例示されているが、「これらの年代測定法は、炭素同位体年代測定に比べるとまだ分析例が少なく、分析結果の信頼性について引き続き検証が必要と思われる。しかし、炭素試料が得られない地層の年代の推定に対して、今後有効に利用されることが期待される。」とされている。</p> <p>以上のような背景もあり、「審査ガイド」においては、「断層破碎物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層破碎物質の性状から断層の活動性評価を評価する場合には、このことを十分に考慮する必要がある。」とされている。今後、個別の手法の信頼性を評価するとともに留意点を具体化し、上載地層法によらない断層の活動性評価手法として、複数の手法による総合的な評価手順を整備していくことが重要である。</p> <div data-bbox="409 1647 1942 2359" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>①通常の方法 (“上載地層法”)</p>  </div> <div style="width: 10%; text-align: center;"> <p>例)白亜系の花崗岩が変位</p>  <p>白亜紀以降に動いたことしか分からない(最近動いたかどうか不明)。</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>②通常の方法の適用が困難な場合</p>  </div> </div> </div>		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、関連評価ガイドの策定に資するため、上載地層が欠如している場合の断層の活動性評価に係る知見を蓄積し、断層本体の性状や物質から活動性評価手法を整備する。</p> <p>(1)地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握(平成27年度終了)</p> <p>地球物理学的調査や深部ボーリング調査を実施し、既存の浅部地質構造調査の結果を踏まえて、活断層も含めた深部の地質構造を三次元的に把握する。</p> <p>(2)断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備</p> <p>a. 深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取</p> <p>活動時期が既知の断層を対象として深部ボーリング調査、トレンチ調査等を行い、断層破碎物質を採取する。</p>		

図1 断層の活動年代の評価

	<p>b. 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備 採取した断層破碎物質を用いて断層の定量的及び定性的な活動性評価手法を整備する。</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの項目(1)地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握、及び本プロジェクトの項目(2)断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備は、「審査ガイド」のうち断層破碎帯の評価事例及び参考資料の提示に活用する。</p>
6. 安全研究概要 (始期：平成 25 年度) (終期：平成 30 年度)	<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」（平成 28 年 7 月 6 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>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。） ② 審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備（以下「分類②」という。）</p> <p>(1)地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握【分類②】（平成 27 年度終了） 反射法地震探査、重力探査等の地球物理学的調査及び深部ボーリング調査を実施し、既存の浅部地質構造調査の結果を踏まえて、活断層も含めた深部の地質構造を三次元的に把握する。また、これらの調査結果に基づいて地質構造の形成過程の解釈を行う。これらをまとめ、断層を含む地質構造を対象とした効果的な調査手法の組合せ及び解析プロセスを構築する。</p> <p>(2)断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備【分類①】</p> <p>a. 深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取 活動時期が既知の断層を対象として深部ボーリング調査、トレンチ調査等を行い、断層破碎物質を採取する。</p> <p>b. 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備</p> <p>① 定性的評価手法の整備 トレンチ調査等により得られた断層破碎物質から、断層面に記録されている過去の活動による傷（条線等）に関するデータを取得し、過去の応力場と現在の応力場を比較することにより、断層の活動性を評価する手法を高度化する（応力場の比較による活動性評価：図 2）。また、断層破碎物質と鉱物脈との切断関係等を用いる手法についても適用し、評価に当たっての留意点を整理する（断層と鉱物の切断関係による活動性評価：図 2）。これらの個別の手法で用いられるデータ及びその取得手順が内包する不確かさ等から信頼性を考慮し、複数の手法による総合的な評価を行う。</p> <p>② 定量的評価手法の整備 定量的な年代測定手法として深部ボーリング調査、トレンチ調査等で採取した断層破碎物質を用い、ESR 信号検出（断層活動時に降に蓄積した原子レベルの傷の量を信号として検出すること。）等により、断層が活動してからの経過時間を推定する手法を整備する。このためには、（ア）断層活動による摩擦熱により年代がリセットされる断層破碎物質の適切な深度を把握すること、及び（イ）採取した断層破碎物質の試料から最新の活動面を把握することが重要となる（断層破碎帯における年代測定試料の採取：図 2）。</p> <p>図 2 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価に係る調査及び分析の概要</p> <p>（ア）に関しては、摩擦熱を支配する要因には深度に依存する応力のほか、断層の性状、岩石の種類等が挙げられる。そこで、断層の活動から発生する摩擦熱を再現できる室内力学試験による検討を行い、摩擦熱と応力状態等との関係を検討し、摩擦熱により年代がリセットされる適切な試料採取深度を求めるためのプロセスを構築する。</p> <p>（イ）に関しては、深部ボーリング調査によって得られた断層破碎物質を更に微小間隔のサンプルに分けて ESR、OSL 等の年代測定を実施し、年代がリセットする条件との比較を行い、（ア）の結果の適用性について検証を行うとともに、断層の活動履歴を評価する。特に「審査ガイド」の「将来活動する可能性のある断層等」の定義を踏まえ、最近活動したことが明らかな断層に対し、最近数万年以内の活動年代が得られるかどうかを主要な着眼点とする。その際、誤差の幅及び信頼性並びにそれらを制約する要因について分析を行う。</p> <p>これらの複数の手法から得られた結果を比較及び検証し、上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性に関する総合的な評価手順を提示する（図 3）。</p>

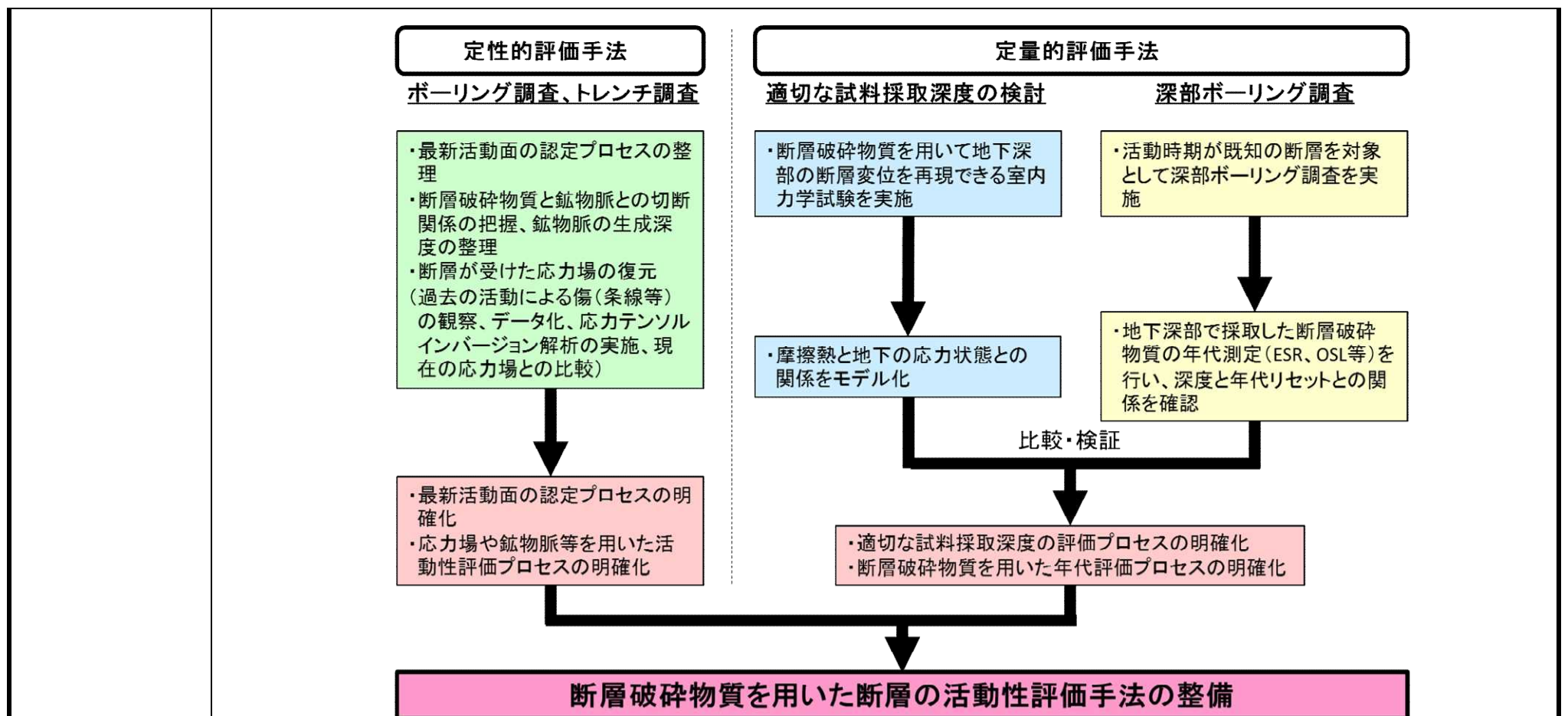


図3 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価の流れ

工程表

実施項目番号	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度
項目（1） 地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握	<ul style="list-style-type: none"> <li>下北地域における物理探査の実施</li> <li>既存試料を用いた断層の三次元構造分析</li> <li>予備ボーリング調査の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>下北地域における深部ボーリング調査の実施と取得したデータの分析</li> </ul>					
		<ul style="list-style-type: none"> <li>若狭地域における物理探査の実施と取得したデータの分析</li> </ul>					
項目（2）a. 深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取			<ul style="list-style-type: none"> <li>野島断層等における深部ボーリング調査の位置決定</li> <li>野島断層等におけるトレンチ調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>野島断層等における深部ボーリング調査の実施と取得したデータの分析</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ボーリング調査等の実施と取得したデータの分析</li> </ul>		
項目（2）b. 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備	① 定性的評価手法の整備	<ul style="list-style-type: none"> <li>文献調査による断層等活動性評価手法の収集・整理</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>野島断層地域等で取得した試料について、応力に関するデータ取得と応力解析の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>取得した断層試料について、応力に関するデータ取得と応力解析の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>応力解析結果の取りまとめ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>成果の公表</li> <li>評価事例及び参考資料の提示の検討</li> </ul>
	② 定量的評価手法の整備		<ul style="list-style-type: none"> <li>野島断層地域等におけるトレンチ調査で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>野島断層地域等におけるトレンチ調査で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>野島断層地域等における深部ボーリング調査で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施</li> <li>▽論文等公表</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>年代分析、室内化学分析等の取りまとめと年代評価手法の整備</li> </ul>	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>室内力学試験機の改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>室内力学試験の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>室内力学試験の取りまとめと年代リセット条件の検討</li> </ul>		



7. 実施計画	<p>【平成 25 年度の実施内容】</p> <p>項目(1)：地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握          逆断層地域である下北半島及び周辺海域を対象に、地下 10 km 程度までの地下深部構造、地下 6 km 程度までの速度構造（地震波伝播速度）、地下 3 km 程度までの詳細な地下浅部構造及び速度構造の把握のため、陸奥湾～下北半島横断～東通沖の測線全長約 55 km の区間について、起震車（陸域）やエアガン（海域）を用いた物理探査を実施した。</p>
	<p>【平成 26～平成 27 年度の実施内容】</p> <p>項目(1)：地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握          逆断層地域及び横ずれ断層地域において、活断層も含めた深部の地質構造を把握する目的で地球物理学的調査及び深部ボーリング調査を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>逆断層地域である下北地域を対象に地下の地質・地質構造の精度向上を図るため、深度約 1,500m 程度までボーリングを掘削して地質層序区分を明確にし、反射法地震探査及び屈折法地震探査により推定された地質構造と対応させることで、地下の詳細な地質構造を把握した。掘削したボーリング孔を利用して、PS 検層などの物理検層を行い、地層物性を詳細に調査した。さらに、平成 25 年度に取得した反射法地震探査記録の解釈及び速度構造評価を目的として、オフセット VSP を実施し、地下の地質構造を高精度で把握した。</li> <li>横ずれ断層地域において、活断層も含めた浅部～中深部の地質構造を把握する目的で地球物理学的調査を実施した。</li> <li>これらをまとめ、逆断層地域及び横ずれ断層地域における断層を含む地質構造を対象とした効果的な調査手法の組合せ及び解析プロセスを構築した。</li> </ul>
	<p>【平成 27～平成 28 年度の実施内容】</p> <p>項目(2)a.：深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取          平成 27 年度から継続して断層破碎物質を採取した。採取した断層破碎物質を用いて以下の分析及び調査を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>深部ボーリング調査、トレンチ調査等により採取した試料から断層破碎物質の薄片を作成し、偏光顕微鏡、電子顕微鏡等により構成鉱物、鉱物脈、せん断面等の微細組織構造を観察した。これらの観察結果等により地質層序区分を明確にし、既往の物理探査やボーリング調査結果等により推定された地質構造と対応させることで、地下の地質構造を把握した。</li> <li>掘削した深部ボーリング孔を利用して、物理検層や孔内試験を行い、温度構造、速度構造、比抵抗構造等の地盤物性を調査した。</li> </ul> <p>項目(2)b.：断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備          総合的な評価手法構築の一環として、以下の分析や試験、応力場の解析等を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 定性的評価手法の整備           <ul style="list-style-type: none"> <li>トレンチ調査等により得られた試料から、断層面に記録されている過去の活動による傷（条線等）に関するデータを取得した。これらのデータを用いた応力場解析から過去の応力場を確認した。</li> </ul> </li> <li>② 定量的評価手法の整備           <ul style="list-style-type: none"> <li>年代のリセットされる条件を把握するため、岩石試料を用いた高速せん断摩擦試験を行い、一部の条件下での ESR 信号のリセット状況を把握した。</li> <li>トレンチ調査等で採取した断層破碎物質を用いて、年代分析、室内化学分析等を実施した。</li> </ul> </li> </ol>
	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>項目(2)a.：深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取          断層破碎物質を用いて以下の分析及び調査を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>深部ボーリング孔から得られた断層破碎物質及び地盤物性（温度構造、速度構造、比抵抗構造等）を対比する。対比に当たっては、空間分解能等を考慮し、留意点について整理する。</li> <li>深部ボーリング孔を用いて断層周辺の原位置応力試験を実施する。</li> <li>平成 28 年度までに実施した深部ボーリング調査の結果を踏まえ、補足的な断層破碎物質の採取の必要性を判断する。</li> </ul> <p>項目(2)b.：断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備          総合的な評価手法構築の一環として、以下の分析や試験、応力場の解析等を実施する。試験及び解析結果の整理に当たっては、結果の誤差とその要因を考慮する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 定性的評価手法の整備           <ul style="list-style-type: none"> <li>条線等に基づいた応力場解析の結果と断層周辺で実施した原位置応力試験の結果を比較する。</li> <li>異なる地質条件及び活動性を示す断層破碎物質を複数採取し、鉱物脈等に基づいた活動性評価を行う。</li> </ul> </li> <li>② 定量的評価手法の整備           <ul style="list-style-type: none"> <li>深部ボーリング調査等で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施する。</li> <li>岩石試料を用いた高速せん断摩擦試験結果の取りまとめ及び年代リセット条件を検討する。</li> </ul> </li> </ol>
	<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>項目(2)b.：断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備          個別の結果が示す誤差とその要因を考慮し、応力解析結果、年代分析結果、室内化学分析結果等の信頼性を評価し総合的な年代評価手法を整備する。</p>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	5. 火山影響評価に係る科学的知見の整備 (「火山影響評価に係る技術的知見の整備」から名称変更)	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・ 研究分野	(1)横断的原子力安全 ①外部事象	担当責任者	飯島亨首席技術研究調査官
		担当者	安池由幸専門職
3. 背景	平成 25 年 7 月に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)において、地震・津波以外の「外部からの衝撃による損傷の防止」(第六条)が明記された。その中で安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならないとしており、敷地周辺の自然環境を基に想定される自然現象の一つとして、火山の影響を挙げている。火山影響を適切に評価する一例を示した「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(以下「評価ガイド」という。)が作成されているが、巨大噴火のメカニズムや前駆活動を把握するための調査例が少ないこと等から、巨大噴火を伴う火山の活動に関する長期的評価には不確定性を伴う。原子力施設の安全は継続的改善が求められていることから、引き続き、国内外の火山研究の最新動向や最新知見を収集するとともに、低頻度の自然現象である火山の影響評価に関する精度向上を図ることが重要である。		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、評価ガイドの改定に資するため、火山活動とその特性について整理し、過去の火山活動の情報と将来の活動を評価するための知見を整備する。</p> <p>(1)火山活動の可能性の評価手法策定のための知見 国内の主要な火山について過去の火山活動に関する詳細な履歴(活動年代、噴出物の分布・層序、噴火様式等)を既往文献や地質調査により調査し、活動パターン、噴火様式、活動年代や噴火の規模、噴火進展プロセス等の火山の特性について知見を整備し、火山の活動に関する長期的評価のための指標を策定する。</p> <p>(2)噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法策定のための知見 過去に大規模な火砕物密度流を伴うような活動をした火山について、(1)の地質調査等で得られた噴出物に関する知見及び岩石学的な分析の結果を用い、噴火前のマグマ溜まりの温度・圧力条件等の知見を整備し、過去に巨大噴火を起こした火山の現状評価のための指標を策定する。また、噴出物量推定等に資するシミュレーションに関する知見を整備し、降灰による影響評価のための指標を策定する。</p> <p>(3)火山活動モニタリングの評価手法策定のための知見 (1)及び(2)で得られた知見を基に、地下のマグマ溜まりの挙動と広域地殻変動の関係を推定するシミュレーションモデルを構築する。本シミュレーションモデルを用いて、過去の噴出物から推定されるマグマ溜まりの位置での地殻変動等の観測の可否、現時点で観測される地殻変動とマグマ溜まりの位置関係に関する知見を整備し、モニタリング評価指標を策定する。</p> <p>(4)海外のカルデラ火山に関する知見 海外の研究機関との情報交換等を通じて、海外のカルデラ火山のモニタリング実施状況等の知見を収集する。</p>		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの実施項目で得られた成果は、評価ガイドの改定に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：平成 25 年度) (終期：平成 30 年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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>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。)</p> <p>本プロジェクトでは、巨大噴火(火山爆発指数(VEI)6 以上の規模の噴火)を起こした火山を中心に詳細な噴火履歴や噴火開始から終息までの噴火進展プロセス、噴火に至るまでのマグマ活動等について調査を行い、火山活動の可能性評価手法、噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法並びにモニタリング評価手法の作成に利用できるデータを取得する。具体的には、図 1 に示すように、過去の火山活動において噴火直前のマグマ溜まりの位置(深さ)に関する知見が得られることにより、噴火の準備段階を評価するための指標や調査・観測すべき地下の深さ、マグマ活動と地殻変動量の関係についての評価精度の向上を図ることができる。また、国内に限らず、カルデラ火山の研究、調査及びモニタリングを行っている海外の研究機関との情報共有や共同研究の体制を構築することも含めた海外調査を実施する。</p> <p>(1)火山活動の可能性評価のための調査・研究</p> <p>a. 火山活動履歴の情報整備(平成 26 年度終了) 過去に巨大噴火を起こした火山や主要な活火山(海底火山や離島、北方四島等を除く。)の活動履歴情報を既存文献から収集し、噴火堆積物を噴出量-時間階段図の形式で整理する。 これらのうち、評価手法策定に関して重要な火山を選定した上で、必要に応じて地質調査を行い、併せて噴出物の年代測定を行うことで、噴出量-時間階段図のリバイス及び高精度化を進める。</p> <p>b. 巨大噴火の事例検討 過去に巨大噴火を起こした火山を対象に、噴火の準備過程から噴火に至るまでの履歴と噴火プロセスについて地質学的な調査を実施する。巨大噴火準備期の噴出物は、直後の膨大な噴出物で埋没していることが多く、これまでその実態は明らかにされていないことから、過去の巨大噴火とその直前の噴出物を対象にしたボーリング掘削を行い、得られたボーリングにより地下から採取された試料の年代、ガラス組成や鉱物組成に関する分析を行い、これまで地表で観察ができなかった試料を基にした噴火プロセスの検討を行</p>		

う。また、巨大噴火の噴出物は非常に広い範囲に分布しており、噴火プロセスの解明には広域の地質調査が必要になる。このような調査手法により巨大噴火前の休止期から準備期へと至る事例を調査し、活動履歴パターンと比較及び検討することで、調査結果を将来の巨大噴火の可能性評価のための指標策定に反映する。

c. 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討

大規模な火砕流を伴う噴火を繰り返し発生した火山を対象に、噴火開始から終息に至るまでの火山活動の変化や時間スケールを検討し、火山活動評価の指標策定に反映する。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

過去に巨大噴火を起こした火山を中心に噴出物の岩石学的検討を行い、噴火直前のマグマの温度及び圧力条件を推定するとともに、活動期間中のマグマ組成の変遷やマグマ供給系の変化及びマグマ溜まりの発達過程を推定する。マグマの温度及び圧力条件は、噴火直前のマグマ溜りの位置（深さ）を示唆しており、このような知見が得られることにより、火山モニタリングにおいて観測すべき深さが明確になり、項目(3) b.で整備するカルデラ火山活動評価シミュレーション手法において、過去の噴火におけるマグマの深さ等の情報により、より精度の高いシミュレーションが可能になる。さらに、マグマ供給系の発達と噴出量一時間変化との関係から、将来の活動可能性と噴火規模推定の評価指標策定に利用できる火山活動パターン（噴火様式、マグマプロセス等）を抽出する。

また、噴出物の年代、ガラス組成及び鉱物組成に関する分析から得られる成果を用いて活動期間中のマグマ組成の変遷等について岩石学的な検討を実施し、将来の活動を評価するための具体的な評価指標の策定に反映する。

b. 地質学的情報に基づく降灰シミュレーションのパラメータ設定に関する検討

地質調査等により降下火砕物の地質学的情報を収集し、降灰シミュレーションを実施するに当たり重要で不確実さを有する粒径分布等の解析パラメータの設定方法について検討する。さらに、シミュレーション結果と観測データについて検討を実施し、降灰による影響評価のための指標を策定する。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

a. 活動的カルデラにおける観測データの収集及び整理

カルデラの地球物理学的・地球化学的観測データと現象を文献調査により収集し、整理する。

b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

上記の文献調査及び地質学的調査による結果を踏まえ、カルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態（温度、圧力条件等）と広域地殻変動パターンに関する数値シミュレーションモデルを構築する。その上で、マグマ溜まりの形状や圧力変化、地下構造等の不確実さを踏まえた解析を行い、マグマ溜まりの存在条件と地殻変動量の関係を推定する。

c. 活動的カルデラ火山の地下構造調査

本調査は、活動的カルデラの地下構造の調査を行う。まず基礎調査として、調査候補となるカルデラ火山を選定し、選定されたカルデラ火山の地理的状况等を踏まえ、地下構造調査に最適な調査方法を検討する。次に、基礎調査の結果を踏まえ、選定されたカルデラ火山の地下構造の調査を実施し、上記の広域地殻変動パターンの数値シミュレーションモデルの検証を行うための知見として整理する。

(4) 海外のカルデラ火山調査

海外のカルデラ火山について、噴火プロセス及びマグマプロセスに関する研究成果やモニタリング状況を中心とした最新知見を調査し、本研究で得られた成果との比較検討や火山の監視体制、対応体制等の情報を整理する。

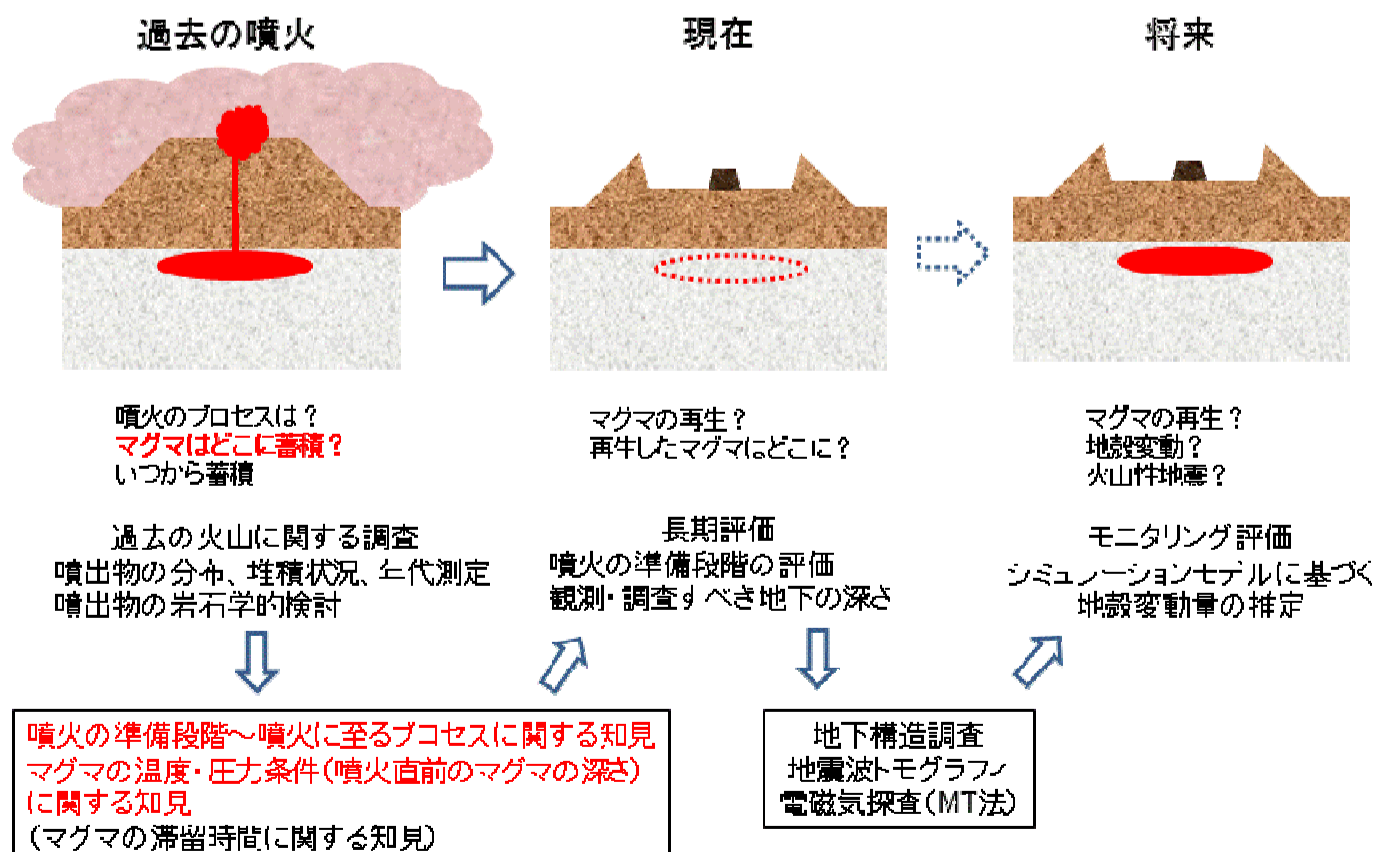


図1 研究の概要(イメージ)

工程表

実施内容	H25	H26	H27	H28	H29	H30
<b>火山影響評価に係る科学的知見の整備事業</b>						
(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究 a. 火山活動履歴の情報整備	▽主要56火山のデータセットを公開					▽NRA技報作成
b. 巨大噴火の事例検討	▽ボーリング（支笏）		▽ボーリング（十和田、支笏）			
c. 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討	支笏、十和田、阿蘇（Aso-1,4）、鬼界			始良、阿蘇（Aso-2,3）		
(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究 a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討	噴出物サンプル（十和田、鬼界、阿蘇1）	噴出物サンプル（阿蘇4）	古地磁気の適応性検討		噴火推移調査	
b. 地質学的情報に基づく降灰シミュレーションのパラメータ設定に関する検討	温度・圧力条件の推定手法検討		▽SIMS、EPMA導入		メルト包有物分析によるマグマの温度・圧力条件の推定	
(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究 a. 活動的カルデラにおける観測データの収集及び整理	モデル・パラメータ検討		▽Tephra2導入		▽論文作成	
b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備	モデルの構築、改良		噴出量の推定（地質調査）		マグマの位置情報	
c. 活動的カルデラ火山の地下構造調査	▽地震計設置		▽OBES設置		マグマ、地下構造に関する情報に基づく数値実験	
(4) 海外のカルデラ火山調査	地震波、MT法、マグマ起源のガス分析による地下構造の調査					

7. 実施計画

【平成 25 年度の実施内容】

平成 25 年度は、本研究の予察的検討として、以下の項目について研究を実施した。

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

a. 火山活動履歴の情報整備

過去に巨大噴火を起こした火山や主要な活火山（海底火山や離島、北方四島等を除く。）の活動履歴情報を既存文献から収集し、噴火堆積物を噴出量－時間階段図の形式で整理を開始し、25 火山について情報を整理した。

b. 巨大噴火の事例検討

10 万年前よりも若い時期に巨大噴火を起こした十和田火山、支笏カルデラ、鬼界カルデラ及び阿蘇カルデラをモデル事例とした大規模噴火準備過程の詳細化に着手し、全容を把握するための地質調査及び項目（2）a. で用いる試料の採取を行った。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

過去に巨大噴火を起こした火山を対象に噴火直前のマグマの状態に関する岩石学的検討を開始した。平成 25 年度は十和田火山を対象に大規模カルデラ噴火へと至るマグマ供給系の発達過程を解明に資する後カルデラ噴火の噴出物を対象に熱力学的手法を用いた岩石学的検討を行い、噴火直前のマグマの温度及び圧力条件を推定した。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

カルデラの地球物理学的・地球化学的観測の事例に関する文献調査を実施し、モニタリング評価に必要な情報を整理するとともに現状把握を行った。

(4) 海外のカルデラ火山調査

海外のカルデラ火山調査として、ニュージーランドのカルデラ火山について、火山の監視体制、対応体制等の調査を行った。

【平成 26 年度の実施内容】

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

a. 火山活動履歴の情報整備

平成 25 年度に引き続き、過去に巨大噴火を起こした火山や主要な活火山（海底火山や離島、北方四島等を除く。）の活動履歴情報を既存文献から収集し、噴火堆積物を噴出量－時間階段図の形式で整理を開始し、31 火山について情報を整理した。得られた結果は産総研の技術資料として公開された。（<https://www.gsj.jp/researches/openfile/openfile2015/openfile0613.html>）

b. 巨大噴火の事例検討

平成 25 年度に引き続き、十和田火山、支笏カルデラ、鬼界カルデラ及び阿蘇カルデラをモデル事例とした地質調査を実施し、巨大噴火準備期の噴火履歴の詳細な調査及び項目(2)a. で用いる試料の採取を行った。このうち、支笏カルデラ及び十和田火山では、カルデラリム近傍においてボーリング調査を行い、巨大噴火直前の火山活動推移に関する連続的な情報を取得した。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

平成 25 年度に引き続き、項目(1)b. で採取した噴出物を用いた岩石学的検討を行い、大規模噴火直前のマグマの温度及び圧力条件

を推定及びマグマプロセスについての検討を実施した。平成 26 年度は、阿蘇カルデラ及び鬼界カルデラの巨大噴火直前のマグマの温度圧力条件について熱力学的手法及びメルト含有物（斑晶が生成するときに周囲の溶融物（メルト）を取込んで外界との接触が断たれた物質）の分析を用いた岩石学的検討を開始した。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

平成 25 年度の文献調査の結果を踏まえて、カルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態（温度、圧力条件等）と広域地殻変動パターンに関する数値シミュレーションモデルについて検討を行った。その結果、既存モデルでは巨大噴火を起こすような巨大なマグマ溜まりを設定してシミュレーションすることが困難であるため、新たなモデルを構築する必要が示唆された。また、上記の広域地殻変動パターンの数値シミュレーションモデルの検証を行うための知見が必要となることから、カルデラ火山のマグマ溜まりを捕らえることを目的とした地下構造探査手法について調査した。

(4) 海外のカルデラ火山調査

平成 25 年度に引き続き、ニュージーランドの活動的カルデラ火山であるタウボについてモニタリングの調査を行った。また、インドネシアの火山についても地質学的及び岩石学的調査を開始した。

【平成 27 年度の実施内容】

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

b. 巨大噴火の事例検討

平成 26 年度に引き続き、十和田火山、支笏カルデラ、鬼界カルデラ及び阿蘇カルデラにおいて巨大噴火準備期の噴火履歴の詳細な調査及び項目(2)a.で用いる試料の採取を行った。十和田火山及び支笏カルデラについては、平成 26 年度に得たボーリング試料の分析を行うとともに、新たなボーリング試料の採取を行った。また、阿蘇カルデラ及び鬼界カルデラについては、カルデラ壁において巨大噴火直前の噴出物の調査を行い、噴火推移に関する詳細な情報を取得した。

c. 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討

大規模な火砕流を伴う噴火を繰り返し発生した火山を対象に、噴火開始から終息に至るまでの火山活動推移の時間スケールを解明するための手法の検討を開始した。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

平成 26 年度に引き続き、項目(1)b.で採取した噴出物の岩石学的検討を行い、噴火直前のマグマの温度及び圧力条件を推定した。平成 27 年度は、鬼界カルデラの巨大噴火直前のマグマの温度圧力条件について、メルト含有物の分析により、マグマ温度圧力条件を推定する手法の有効性を確認した。一方で、分析精度の向上を図る手法として多くのサンプルを分析する必要があり、現行の高い空間分解能を持つ SIMS（Secondary Ion Mass Spectrometry：二次イオン質量分析計）において分析可能なサンプルの入手（数十  $\mu\text{m}$ ）が課題となることが明らかになった。

b. 地質学的情報に基づく降灰シミュレーションのパラメータ設定に関する検討

平成 27 年度は、降灰シミュレーションコード Tephra 2 の導入と入力パラメータの感度解析の検討を行い、地質学的情報のうち、粒径情報が解析結果に大きく影響することが明確になった。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

既存のモデルに代わるカルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態（温度、圧力条件等）と広域地殻変動パターンに関する数値シミュレーションモデルを構築した。構築したモデルを用いて数値実験を行った結果、マグマの蓄積速度が遅い場合、粘弾性緩和の効果により地表面での地殻変動は極めて小さくなる可能性が示唆された。

c. 活動的カルデラ火山の地下構造調査

広域地殻変動パターンの数値シミュレーションモデルの検証を行うため、始良カルデラ及び阿蘇カルデラの地下構造調査を開始した。始良カルデラについては地震波トモグラフィ解析を行うための地震計と GNSS（Global Navigation Satellite System：全球測位衛星システム）を設置し、観測を開始した。阿蘇カルデラについては、MT 法（Magnetotelluric method：地磁気地電流法）による探査を行った。

(4) 海外のカルデラ火山調査

海外のカルデラ火山について最新知見に基づく文献調査及び海外研究機関（USGS、Utah 大学等）との情報交換を行い、イエローストーンにおける火山モニタリング状況、マグマ滞留時間及び異常事象に関する調査を行った。

【平成 28 年度の実施内容】

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

b. 巨大噴火の事例検討

平成 27 年度に引き続き、十和田火山及び支笏カルデラをモデル事例とした地質調査を実施し、巨大噴火準備期の噴火履歴の詳細な調査を行った。このうち、十和田火山については、カルデラ形成前後のマグマ組成変化の成因を検討し、マグマ供給系の発達過程を再評価した。また、平成 28 年度は、噴出量－時間階段図パターンを評価ツールとして一般化するために、大山火山を事例としてマグマ噴出率変化の特徴を明らかにするとともに、必要な岩石学的検討を実施した。

c. 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討

支笏カルデラ及び鬼界カルデラ起源の噴出物を事例として、古地磁気学的手法を用いた大規模噴火準備期の噴火の相対的な時間推移の検討を行い、噴火現象がある程度の休止期を経ながら進展した可能性を示す結果が得られた。一方で、火砕流堆積時の熱及び変位等の磁化方位に対する影響に関する検討課題が抽出された。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

支笏カルデラ、阿蘇カルデラ、始良カルデラ及び鬼界カルデラ形成噴出物を対象とした岩石学的検討を実施した。平成 28 年度からは、SIMS と EPMA（Electron Probe Micro Analyzer：電子線マイクロアナライザー）を新たに導入し、これまでは困難だった、直径数  $\mu\text{m}$  の斑晶内メルト含有物の揮発性成分濃度測定（ $\text{H}_2\text{O}$ 、 $\text{CO}_2$  及び S）、微細な斑晶累帯構造の観察と化学組成分析を開始した。

b. 地質学的情報に基づく降灰シミュレーションのパラメータ設定に関する検討

実測データが充実している噴火事例を対象に火砕物の密度、粒径分布等について地質調査を実施し、得られた情報を基に降灰シミュレーションに用いる初期粒径分布の推定方法を検討した。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

平成 27 年度に構築した解析モデルを用いて、1. 地表面変位の垂直成分と水平成分の時空間変化、2. 深さとともに変化する粘性率 (Depth Dependent Viscosity: DDV)、3. DDV モデルにおける粘性勾配に依存した有効弾性厚に関する数値実験を行うとともにモデルの改良を行った。

c. 活動的カルデラ火山の地下構造調査

平成 27 年度に引き続き、阿蘇カルデラと始良カルデラを対象とした探査を実施した。また、海底又は湖底におけるマグマ溜まりを捕らえることを目的とした地下構造の探査技術について基礎的な検討を実施した。さらに、マグマ供給系の空間的広がりやマグマ起源揮発性物質のフラックスを明らかにすることを目的としたカルデラ、その周辺の地下水、河川水等の調査を開始した。

(4) 海外のカルデラ火山調査

平成 27 年度に引き続き、海外のカルデラ火山モニタリング及びマグマ滞留時間の研究動向について文献調査、現地調査及び海外研究機関との情報交換を行った。具体的には、インドネシアのリンジャニ火山についてマグマ供給系の時間変化、ピシヨップタフ（米国）、オルアヌイタフ（ニュージーランド）のマグマ滞留時間検討手法並びにニュージーランドのカルデラ火山活動評価指標に関する情報収集を行った。

【平成 29 年度の実施内容】

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

b. 巨大噴火の事例検討

これまで調査を継続してきている支笏カルデラ及び阿蘇カルデラに加え、新たに始良カルデラをモデル事例とした地質調査を開始し、巨大噴火準備期の噴火履歴の詳細な調査を開始する。支笏カルデラについてはボーリングコア試料の詳細分析を継続するとともに、カルデラ形成噴火の噴火プロセスを明らかにするため、広範囲において地質調査を引き続き実施する。阿蘇カルデラについては、過去四回の巨大噴火 (Aso-1~4) の噴火プロセスを明らかにするため、広範囲において地質調査を引き続き実施する。また、始良カルデラについても地質調査と得られた噴出物の化学組成分析を実施し、噴火プロセスを明らかにするための調査を行う。

c. 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討

平成 28 年度までの検討で明らかになった課題を検討するため、平成 29 年度は、阿蘇カルデラ等の幾つかの火山において火砕流堆積時の熱、変位等の磁化方位に対する影響を検討し、古地磁気学的手法の適用性を検証する。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

噴火直前のマグマの温度及び圧力条件を推定するため、過去に巨大噴火を起こした火山の噴出物を対象とした岩石学的検討を実施する。平成 28 年度に導入した SIMS と EPMA を用いて、斑晶内メルト包有物の揮発性成分濃度測定、微細な斑晶累帯構造の観察及び化学組成分析を行う。また、マグマ滞留時間を推定する手法について、U/Th などの放射非平衡を用いる手法と元素の拡散速度を用いる手法について基礎的な調査を行う。

b. 地質学的情報に基づく降灰シミュレーションのパラメータ設定に関する検討

降灰シミュレーションに資する地質学的情報の検討を行う。平成 29 年度は、過去の巨大噴火における地質学的実績をパラメータとして粒径分布等をシミュレーションにより推定及び比較するとともに、平成 28 年度に引き続き、事例検討として実際の噴出物分布及び噴出物の粒径についての調査を行う。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

平成 28 年度までに、広域地殻変動パターンを評価するための解析モデルとして、マグマの蓄積や圧力上昇による地殻の変形に粘弾性緩和の効果を検討したシミュレーションモデルを構築し、マグマの形状や粘弾性効果の緩和時間等をパラメータとした、種々の数値実験を行ってきた。平成 29 年度は、地殻内粘性率の空間的变化が火山性地殻変動に与える影響を評価しながら、変動場の時空間変遷を地下におけるマグマ活動との関連性を検討し、項目(1)及び(2)で得られた地質学及び岩石学的観測及び調査から得られた過去の火山活動が現在の活動を推定し得るかどうかを検討する。

c. 活動的カルデラ火山の地下構造調査

平成 28 年度に引き続き、阿蘇カルデラと始良カルデラを対象とした探査を実施する。また、海底又は湖底におけるマグマ溜まりを捕らえることを目的とした地下構造の探査技術についても基礎的な検討を行う。阿蘇カルデラでは、平成 28 年度の観測点配置を補完するための MT 法調査を実施し、地下の比抵抗構造の三次元解析を実施する。さらに、平成 28 年度に引き続き、阿蘇カルデラのマグマ供給系の空間的広がりやマグマ起源揮発性物質のフラックスを明らかにするため、カルデラ、その周辺の地下水、河川水等の調査を行い、その地下水系の滞留時間及びマグマ起源物質の濃度を検討する。始良カルデラにおいては地震観測及び地盤変動観測を継続し、地下構造の調査を行う。また、始良カルデラ深部、特に桜島直下の下部地殻から上部マントルにかけて低周波地震の高精度観測手法を検討することを目的として、地震計アレイ観測について検討する。

(4) 海外のカルデラ火山調査

海外のカルデラ火山モニタリング及びマグマ滞留時間の研究動向について文献調査、現地調査及び海外研究機関との情報交換を行い、項目(2)及び(3)の研究成果に最新知見を反映する。具体的には、カンピ・フレグレイ（イタリア）のモニタリング状況や火山活動評価指標に関する情報収集を行う。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

b. 巨大噴火の事例検討

阿蘇カルデラ及び始良カルデラをモデル事例とした野外調査を実施し、これまでに調査を実施した火山を含め巨大噴火準備期の噴火履歴の詳細な調査から得られた成果と課題について取りまとめる。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

a. 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

平成 29 年度に引き続き、阿蘇カルデラ及び始良カルデラ形成噴出物を対象とした岩石学的検討を実施し、これまでに調査を実施した火山を含めマグマ供給系発達過程に関する成果と課題について取りまとめる。また、マグマ滞留時間を推定する手法については、引き続き U/Th 等の放射非平衡を用いる手法と元素の拡散速度を用いた手法の検討を行い、手法の適応性と課題について取りまとめる。

b. 地質学的情報に基づく降灰シミュレーションのパラメータ設定に関する検討

降灰シミュレーションに資する地質学的情報の検討を行う。平成 30 年度は、噴火規模評価及び影響範囲評価のツールとしての適用性を検討し、成果と課題について取りまとめる。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

b. カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

平成 29 年度までに得られる推定されたマグマ活動と地球物理学的イメージとの整合性を確認し、地殻変動モデリングを火山活動予測の有益な汎用ツールとして仕上げるためのシミュレーションコードのコンパイル方法、運用方法等の具体的な検討を行う。

c. 活動的カルデラ火山の地下構造調査

平成 27～30 年度までの阿蘇カルデラ及び始良カルデラの地下構造調査の結果を整理し、マグマ溜まりの観測手法について取りまとめる。

MT 法に関しては、陸域の阿蘇カルデラのデータを基に三次元解析結果と二次元解析結果について、汎用性と精度の観点から取りまとめるとともに、海底や湖底等、陸域以外での調査手法についても取りまとめる。

地震波トモグラフィ及びレシーバー関数解析については、平成 30 年度までに始良カルデラ付近で発生した自然地震を基に、解析を実施し、探査深度と解像度の関係について取りまとめる。

(4) 海外のカルデラ火山調査

海外のカルデラ火山におけるモニタリング、マグマ滞留時間及び異常事象(Unrest)について取りまとめる。

8. 備考

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	6. 地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（地震・津波担当） 付
2. カテゴリー・研究分野	(1)横断的原子力安全 ①外部事象	担当責任者	川内英史首席技術研究調査官
		担当者	中村英孝上席技術研究調査官 石田暢生統括技術研究調査官
3. 背景	<p>平成 25 年 7 月に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号）において、「地震による損傷の防止」（第四条）のみならず「津波による損傷の防止」（第五条）が強化されるとともに、地震・津波以外の「外部からの衝撃による損傷の防止」（第六条）が明記された。また、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」（昭和五十三年十二月二十八日総理府令第五十七号）において、特別の試験条件として「核燃料輸送物が最大の破損を受けるよう」落下試験を実施した場合の要件が規定されている。</p> <p>一方、平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する安全性の向上のための評価の実施が規定された。安全性向上評価においては、外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)の活用が見込まれる。</p> <p>このため、地震・津波等の外部事象に関するリスク評価の精度向上の観点から、施設・設備のフラジリティに係る評価手法を精緻化することが重要である。また、地震・津波以外の外部事象に対しても、解析精度の向上のための新たな技術的知見の収集・整備を行い、衝突・衝撃に対する構造健全性評価手法に反映していくことが重要である。</p> <p>(1)津波に対するフラジリティ評価手法の検討</p> <p>津波に関する前プロジェクトでは、防潮堤の耐津波設計手法のうち、持続波に対する既往の設計手法の適用範囲を明らかにするとともに、適用範囲を超える場合の評価手法及び段波が防潮堤の構造健全性に与える影響について研究を実施し、その成果を公表した。今後は、設計を超える津波を対象とし、津波 PRA における施設・設備のフラジリティ評価の精度向上を目的に、防潮堤を越流する津波に対する防潮堤の応答及び耐力の評価を行う。この評価に基づいて、地震との組合せを考慮した防潮堤等の構築物の津波フラジリティ評価に係る影響検討を行う。</p> <p>(2)地震に対するフラジリティ評価手法の検討</p> <p>地震に対する前プロジェクトにおいて、施設・設備のフラジリティ評価手法に関する整備を終了した。今後は、地震 PRA における施設・設備のフラジリティ評価の精度向上を目的に、設計を超える地震に対する建屋・構築物等の三次元挙動に係る評価手法を検討し、これによる機器設備の現実的な応答への影響を評価するとともに、これまで実施してきた耐震重要設備の限界加振試験データを活用して耐震重要設備の現実的な耐力の分析・評価を行う。</p> <p>(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討</p> <p>地震・津波以外の外部事象に対する構造健全性評価のため、飛翔体等の衝突・衝撃時の構築物の健全性評価手法の整備を目的として、前プロジェクトでは平板等の比較的単純な構築物を対象に、局部損傷に係る試験を実施して既往評価手法の適用性を検討した。今後は、建屋・構築物等の複雑構築物を対象に、飛翔体等の衝突時における衝撃波伝播特性等の評価に係る知見を拡充するとともに、機器等の応答・耐力への影響を評価する。また、輸送容器を対象に、落下時の衝撃挙動に関する知見を拡充し、構造健全性への影響を評価する。</p> <p>(4)地震時亀裂進展評価手法の検討</p> <p>技術基盤の維持として、亀裂を有する配管等に複数回の設計を超える地震動が作用する場合の累積影響を考慮した亀裂進展評価手法の精緻化に係る検討を行う。</p>		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、外部事象に係る確率論的リスク評(PRA)に関する科学的・技術的知見の蓄積及び関連評価ガイド策定のための知見の拡充に資するため、また、将来の規制活動への反映に向けて地震時亀裂進展に係る知見を蓄積することを目的に以下の研究を行う。</p> <p>(1)津波に対するフラジリティ評価手法の検討</p> <p>a. 防潮堤を越流する津波に対する応答評価</p> <p>b. 地震との組合せを考慮した構築物等の津波フラジリティ評価</p> <p>(2)地震に対するフラジリティ評価手法の検討</p> <p>a. 地震時の建屋・構築物等の三次元挙動評価</p> <p>b. 地震に対する耐震重要設備の耐力評価</p> <p>(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討</p> <p>a. 飛翔体等による衝突・衝撃挙動に係る応答・耐力評価</p> <p>b. 輸送容器の落下による衝撃挙動に係る構造健全性評価</p> <p>(4)地震時亀裂進展評価手法の検討</p> <p>a. 地震時亀裂進展評価</p>		
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの項目(1)津波に対するフラジリティ評価手法の検討及び(2)地震に対するフラジリティ評価手法の検討で得られた成果は、地震・津波に対する応答及び耐力の評価に関連する NRA 技術報告の作成及び将来的な安全性向上評価等のガイドの改正等による安全性に係る評価の高度化に資する。また、項目(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討で得られた成果は、衝突・衝撃に対する構造健全性に関連する NRA 技術報告の作成及び事業者の評価手法等の妥当性判断に資する。項目(4)地震時亀裂進展評価手法の検討については、検討状況の進展に応じて、技術的知見をまとめて公表していく。</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」（平成28年7月6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。

- 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。）
- ④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) 津波に対するフラジリティ評価手法の検討【分類①】

a. 防潮堤の津波に対する応答評価

設計条件を超えて防潮堤を越流する津波によって防潮堤に作用する波力及び漂流物による衝突荷重に関する水理試験等を関係機関と協力して実施し、越流の程度に応じた波力の変動や漂流物による影響等を把握し、津波に対する防潮堤のフラジリティ評価の精緻化に向けた知見を拡充する。(図1-1、図1-2)

b. 地震との組合せを考慮した構築物等の津波フラジリティ評価

設計条件を超える地震によって弾塑性領域を経験した構築物等に対して、津波が来襲した場合の構築物等の応答及び耐力に係る調査・検討を行い、津波フラジリティへの影響を整理する。(図1-1)

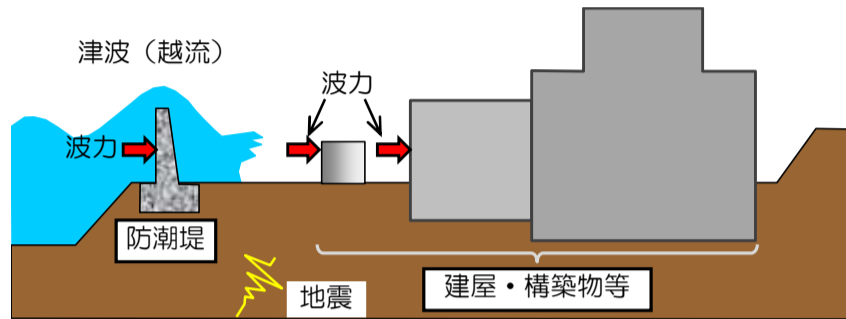


図1-1 津波に対するフラジリティ評価の概要

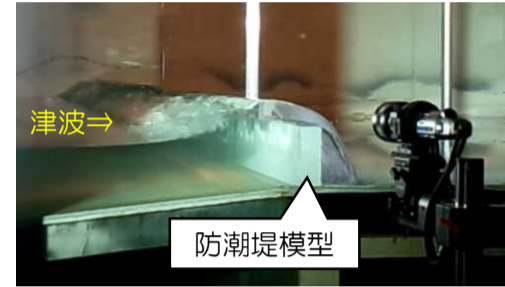


図1-2 津波越流試験の例

(2) 地震に対するフラジリティ評価手法の検討【分類①】

a. 地震時の建屋・構築物等の三次元挙動評価

地震力が設計条件を超える場合に建屋・構築物内に設置された耐震重要設備の精緻な地震応答を評価し、地震フラジリティの精度向上に資するため、地震動レベルに応じた非線形性を考慮することにより、建屋・構築物等の三次元の地震応答に係る評価手法を精緻化する。また、ここでの検討結果に基づいて、簡易な質点系モデル等への適用に関する技術的知見を蓄積し整理する。

b. 地震に対する耐震重要設備の耐力評価

地震フラジリティの精度向上のため、機器耐力の既往試験データ（財団法人原子力発電技術機構及び独立行政法人原子力安全基盤機構）を再整理してデータベースを構築し、試験時に実施したシミュレーション解析データ等を活用して耐震重要設備の現実的な耐力の分析・評価を行う。(図2-2)

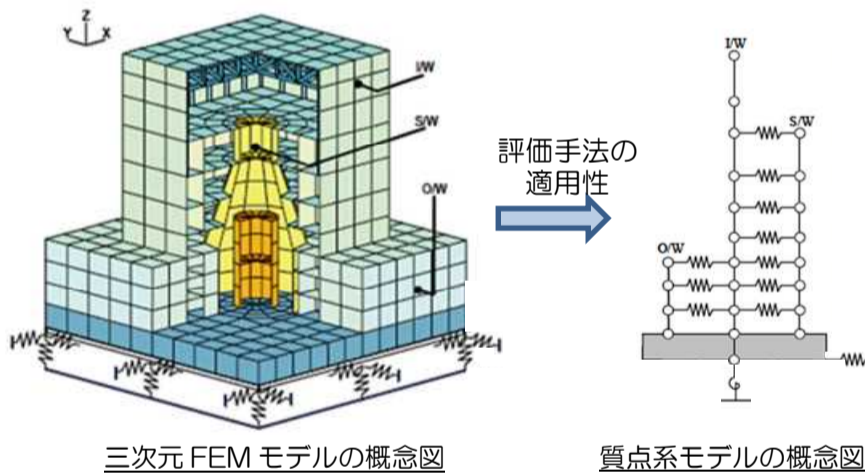


図2-1 建屋・構築物等の三次元評価の概要

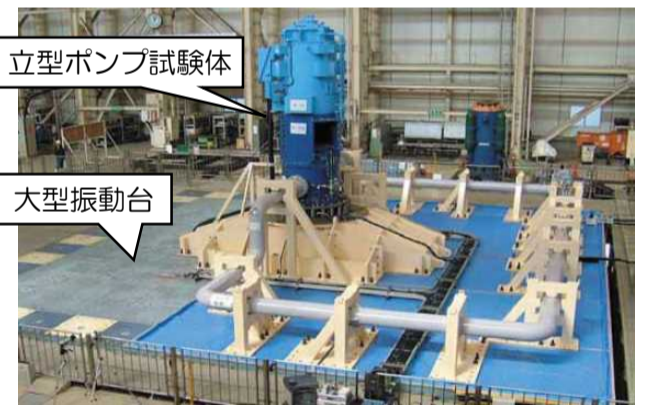


図2-2 振動台加振試験の例

(3) 外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討【分類①】

a. 飛翔体等による衝突・衝撃挙動に係る応答・耐力評価

飛翔体等による建屋・構築物の全体損傷、衝撃波伝播等に係る調査及び試験を関係機関と協力して実施し、評価モデル及び評価手法の適用性に係る検討を実施する。また、建物・構築物を伝播した衝撃波による機器設備の応答及び耐力への影響に係る調査及び試験を実施し、既往知見の適用性を確認する。(図3-1)

b. 輸送容器の落下による衝撃挙動に係る構造健全性評価

スラップダウン落下（水平に近い浅い傾斜角度での落下）時の衝撃挙動に関する知見を拡充するための調査及び試験を実施するとともに、スラップダウン落下に対する構造健全性評価手法の適用性を確認する。(図3-2)

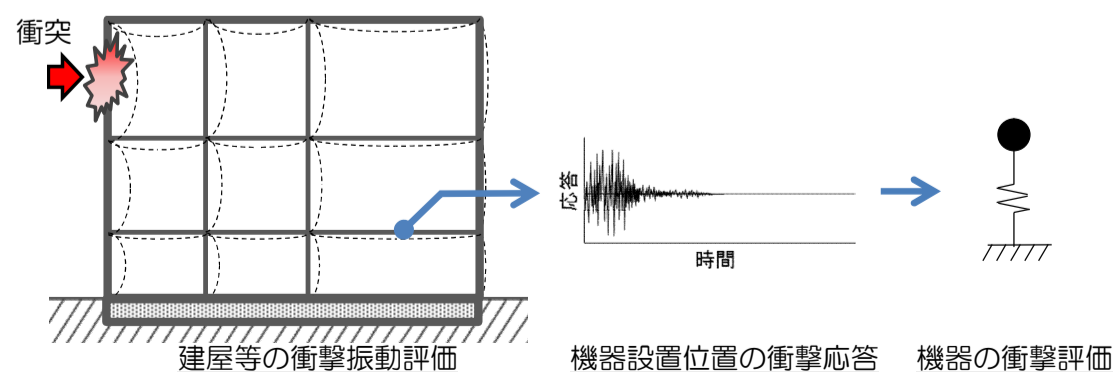


図3-1 飛翔体等による衝突・衝撃挙動評価の概要

6. 安全研究概要  
 (始期：平成29年度)  
 (終期：平成32年度)

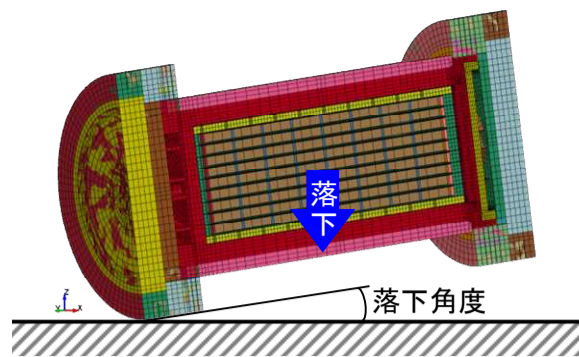


図3-2 輸送容器スラップダウン落下解析モデルの概念図

(4) 地震時亀裂進展評価手法の検討【分類④】

a. 地震時亀裂進展評価

亀裂を有する配管等に複数回の設計を超える地震力が作用する場合の累積影響を考慮した亀裂進展に対する評価手法に関し、関係機関と協力して調査及び試験を実施し、既往の亀裂進展速度に係る適用性を検証する。(図4)

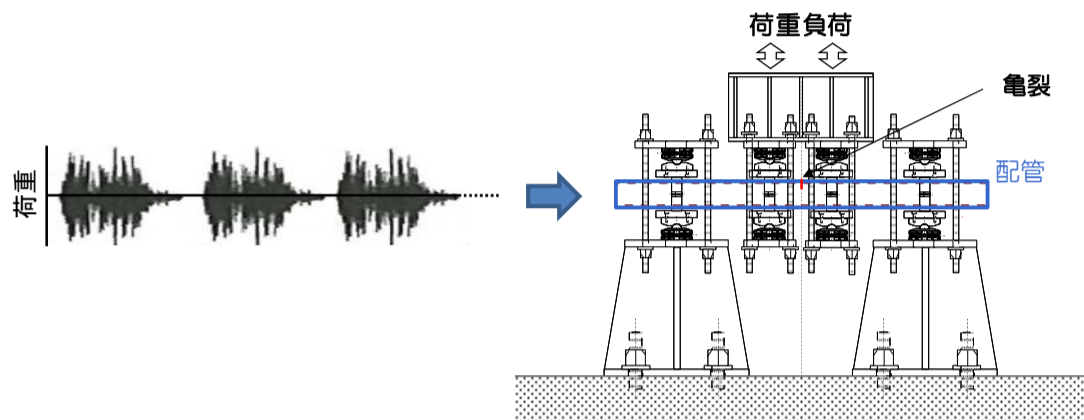


図4 亀裂配管の繰返し荷重試験の概念図

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度
(1) a.	津波越流時の防潮堤作用荷重、洗掘挙動及び津波漂流物に関する試験	津波越流時の防潮堤作用荷重、洗掘挙動及び津波漂流物に関するシミュレーション解析 ↓ 随時反映	防潮堤の津波に対するフラジリティ評価手法の精緻化	▽成果の公表 ↓ NRA ↑	技術報告案の検討
		津波フラジリティ算定に関する将来的な安全性に係る評価の高度化			
(1) b.	設計を超える地震後の津波フラジリティ評価の適用性に関する検討	設計を超える地震後の構築物等の剛性低下等の状況を踏まえた津波フラジリティへの影響評価手法の検討 ↓ 随時反映	設計を超える地震による影響を考慮した津波フラジリティへの影響整理	▽成果の公表	
		津波フラジリティ算定に関する将来的な安全性に係る評価の高度化			
(2) a.	地震観測記録に基づく建屋・構築物等の三次元挙動評価解析に用いるモデル化手法の検討	建屋・構築物等の三次元挙動に係るパラメトリック解析及び機器設備への影響評価 ↓ 随時反映	建屋・構築物等の三次元挙動を考慮した応答評価手法に係る技術的知見の整理	▽成果の公表 ↓ NRA ↑	技術報告案の検討
		地震フラジリティ算定に関する将来的な安全性に係る評価の高度化	建屋等の応答精緻化		
(2) b.	機器耐力に係る既往試験データの再整理及び耐力評価手法の検討	静的設備の現実的な耐力評価に係る分析・整理 ↓ 随時反映	動的設備の現実的な耐力評価に係る分析・整理 ↓ 電機設備の耐力	▽成果の公表	
		地震フラジリティ算定に関する将来的な安全性に係る評価の高度化			
(3) a.	建屋を模擬した衝撃に係る試験体の設計・製作及び予備試験 機器設備の試験・解析に係る実施計画の立案及び要素試験 ↓ 電機品等の応答・耐力	衝撃に係る試験データ取得及びシミュレーション解析 機器設備試験体の設計・製作及び予備試験 ↓ 随時反映	衝撃に係る解析評価手法の適用性確認 機器設備の応答・耐力に係る試験データ取得及びシミュレーション解析 ↓ 機器設備の応答・耐力	▽成果の公表 ↓ NRA ↑	技術報告案の検討
		衝突・衝撃に対する事業者評価手法の確認			
(3) b.	輸送容器のスラップダウン落下試験に係る試験体の設計・事前解析及び要素試験	輸送容器試験体の製作及びスラップダウン落下試験に係る試験データ取得 ↓ 随時反映	輸送容器のスラップダウン落下試験に係るシミュレーション解析	▽成果の公表 ↓ NRA ↑	技術報告案の検討
		衝撃に対する事業者評価手法の確認			
(4) a.	設計を超える複数回の地震による累積影響を考慮した亀裂進展に係る試験データの取得	設計を超える複数回の地震による累積影響を考慮した亀裂進展に係るシミュレーション解析	設計を超える複数回の地震による累積影響を考慮した亀裂進展評価手法の検証	▽成果の公表	

【平成 29 年度の実施内容】

(1)津波に対するフラジリティ評価手法の検討

a. 防潮堤の津波に対する応答評価  
設計条件を超えて防潮堤を越流する津波を模擬した水理試験を実施し、防潮堤への作用荷重、洗掘の影響及び津波漂流物の衝突荷重に係るデータを取得する。

b. 地震との組合せを考慮した構築物等の津波フラジリティ評価  
設計を超える地震に対する防潮堤の弾塑性解析を実施して防潮堤の剛性低下等の程度を把握するとともに、設計を超える津波が作用する場合の津波フラジリティ評価手法の適用性に関する検討を実施する。

(2)地震に対するフラジリティ評価手法の検討

a. 地震時の建屋・構築物等の三次元挙動評価  
地震観測記録に基づく現実的な建屋・構築物等の応答を模擬できる三次元 FEM 解析に用いるモデル化手法（地盤との相互作用に係る検討を含む。）について検討する。

b. 地震に対する耐震重要設備の耐力評価  
既往研究等により機器設備の耐力評価を実施した際の試験データ（NUPEC 及び JNES）を分析・評価してデータベースを構築するとともに、試験のシミュレーション解析に基づいて耐力評価手法の検討を実施する。

(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討

a. 飛翔体等による衝突・衝撃挙動に係る応答・耐力評価  
飛翔体衝突時の建屋の全体損傷及び衝撃波伝播に係る特性を把握することを目的として、関連する調査を行うとともに、建屋を模擬したボックス構造の試験体を設計・製作し、試験装置、計測装置等の確認を含めた予備試験を実施する。  
また、機器設備の衝撃に対する応答及び耐力評価手法に係る調査・分析結果を踏まえ、試験及び解析に係る実施計画を立案するとともに、構成部品等を対象とした要素試験を実施する。

b. 輸送容器の落下による衝撃挙動に係る構造健全性評価  
輸送容器のスラップダウン落下時の衝撃特性を把握することを目的として、輸送容器を模擬した試験体の設計及び事前解析を行うとともに、輸送容器の主要な評価部位を模擬した要素試験を実施する。

(4)地震時亀裂進展評価手法の検討

a. 地震時亀裂進展評価  
設計を超える複数回の地震が作用する配管の亀裂進展特性を把握することを目的として、亀裂進展に係る試験データを取得する。

7. 実施計画

【平成 30 年度の実施内容】

(1)津波に対するフラジリティ評価手法の検討

a. 防潮堤の津波に対する応答評価  
設計条件を超えて防潮堤を越流する津波を模擬した水理試験結果のシミュレーション解析を実施し、防潮堤への作用荷重、洗掘及び津波漂流物による影響を評価する。

b. 地震との組合せを考慮した構築物等の津波フラジリティ評価  
平成 29 年度に取得したデータに基づき、設計を超える地震後に津波が作用する場合の防潮堤の剛性低下に係る不確かさ要因を検討し、津波フラジリティへの影響評価手法を検討する。

(2)地震に対するフラジリティ評価手法の検討

a. 地震時の建屋・構築物等の三次元挙動評価  
平成 29 年度に整備した建屋・構築物等の三次元 FEM 解析モデルを用いて、モデル化手法や物性値等をパラメータとした解析を実施し、質点系モデルへの適用を検討するとともに、ここでの建屋・構築物等の応答を入力条件とする機器設備の応答評価への影響を検討する。

b. 地震に対する耐震重要設備の耐力評価  
平成 29 年度の検討に基づき、静的設備の現実的な耐力評価に係る分析・整理を実施する。

(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討

a. 飛翔体等による衝突・衝撃挙動に係る応答・耐力評価  
建屋構造、飛翔体形状、衝突速度等をパラメータとした試験を行い、衝撃波伝播挙動に係る試験データを取得するとともに、シミュレーション解析を行って、全体損傷及び衝撃波伝播に係る解析手法を検討する。  
平成 29 年度に策定した実施計画に基づき、機器設備に係る試験環境の確認、試験体設計・製作及び事前解析を実施し、基本データ取得等に係る予備試験を行う。

b. 輸送容器の落下による衝撃挙動に係る構造健全性評価  
輸送容器の試験体を製作してスラップダウン落下試験を行い、落下時の衝撃挙動に係る試験データを取得する。

(4)地震時亀裂進展評価手法の検討

a. 地震時亀裂進展評価  
設計を超える複数回の地震が作用する場合の試験結果に基づいて、亀裂を有する配管の亀裂進展に係るシミュレーション解析を実施し、亀裂進展速度について既往知見との比較検討を実施する。

【平成 31 年度の実施内容】

(1)津波に対するフラジリティ評価手法の検討

a. 防潮堤の津波に対する応答評価  
平成 30 年度までに実施した試験及び解析評価結果を踏まえ、設計条件を超えて防潮堤を越流する津波に対するフラジリティ評

	<p>価手法を精緻化する。</p> <p>b. 地震との組合せを考慮した構築物等の津波フラジリティ評価  平成 30 年度までに実施した検討結果に基づき、設計を超える地震による影響を考慮した津波フラジリティへの影響を整理する。</p> <p>(2)地震に対するフラジリティ評価手法の検討</p> <p>a. 地震時の建屋・構築物等の三次元挙動評価  平成 30 年度までに実施した検討結果に基づき、建屋・構築物等の三次元挙動を考慮した応答評価手法に係る技術的知見を整理する。</p> <p>b. 地震に対する耐震重要設備の耐力評価  平成 30 年度の検討に基づき、動的設備の現実的な耐力評価に係る分析・整理を実施する。</p> <p>(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討</p> <p>a. 飛翔体等による衝突・衝撃挙動に係る応答・耐力評価  平成 30 年度に実施した試験及びシミュレーション解析に基づいて、建屋の全体損傷及び衝撃波伝播に係る解析手法の適用性を確認する。  衝撃に対する機器設備の応答及び耐力に係る試験を実施してデータを取得し、平成 30 年度までの試験・解析に対する分析を実施するとともにシミュレーション解析を実施する。</p> <p>b. 輸送容器の落下による衝撃挙動に係る構造健全性評価  平成 30 年度までに実施した輸送容器のスラップダウン落下試験結果に基づいてシミュレーション解析を実施し、各評価部位での衝撃による影響を検討する。</p> <p>(4)地震時亀裂進展評価手法の検討</p> <p>a. 地震時亀裂進展評価  平成 30 年度までに実施した試験及びシミュレーション解析に基づいて、設計を超える複数回の地震による累積影響を考慮した亀裂進展評価手法に係る検証を実施する。</p> <p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討</p> <p>a. 飛翔体等による衝突・衝撃挙動に係る応答・耐力評価  平成 31 年度までの機器設備の試験及びシミュレーション解析に基づいて、飛翔体等による衝撃に対する機器設備の評価手法の適用性を確認する。</p> <p>b. 輸送容器の落下による衝撃挙動に係る構造健全性評価  平成 31 年度までに実施したスラップダウン落下試験及びシミュレーション解析に基づいて、輸送容器のスラップダウン落下に対する構造健全性評価手法の適用性を確認する。</p>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	7. 火災防護に係る影響評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付 （安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付）
2. カテゴリー・研究分野	(1)横断的原子力安全 ②火災防護	担当責任者	畑 孝也 統括技術研究調査官
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、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。</p> <p>これまで、東日本大震災時に東北電力女川原子力発電所で発生したアーク火災に着目し、高エネルギーアーク損傷（以下「HEAF」という。）試験を実施し現象解明に必要なデータを取得するとともに、ケーブル等の可燃物について火災データの取得と解析コードの整備を行ってきた。今後は、これら成果のリスク評価手法への活用を目指すとともに、平成 25 年度に策定した「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」及び「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」の見直しの要否の検討に向けた火災試験によるデータの取得、火災影響評価手法・解析コードの整備及び火災防護に係る情報の収集・分析を行う。本研究で実施する項目の背景は以下のとおりである。</p> <p>(1)HEAF の影響評価 国際的な火災事象を取りまとめている OECD/NEA/CSNI/FIRE データベース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。HEAF はその現象の複雑さ及び重大な影響を与える可能性から国際的に注目されており、OECD/NEA では CSNI の下で国際共同研究プロジェクト HEAF が進行中である。OECD/NEA 及び原子力規制庁長官官房技術基盤グループの試験結果から HEAF 時のアーク放電に伴うアーク火災についてはその発生メカニズムの解明等が進んでいるが、HEAF 初期の爆発的現象に伴う隣接盤等への影響についてはまだ十分な知見が得られていない。したがって、爆発的現象における圧力の急激な発生や伝播等の定量的評価手法を中心に知見を拡充することが重要である。</p> <p>(2)電気ケーブルの熱劣化評価 これまでの電気ケーブルの火災試験では、主にその延焼性の確認等を行ってきた。一方、火災源近傍における電気ケーブルの外部被覆はその熱により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、電気ケーブルの熱劣化（損傷）により外部被覆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。さらに、熱が加え続けられると電気ケーブル自体が難燃性であっても発火し火災源になり得る。ケーブル火災に至る前までのケーブルの熱劣化に伴うホットショートによる誤信号の発信も、プラントの安全にとっては脅威の一つと成り得る。このため、火災に至る前までの電気ケーブルの熱劣化評価に係る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 平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」の実施が規定された。運用ガイドにおいて PRA 対象事象は段階的に拡張していくこととしており、その一つとして火災 PRA を挙げているなど、規制活動において火災防護対策を検討する上で、火災 PRA 手法の整備は重要である。この検討においては火災解析コードにより対象区域（区画）をモデル化し、想定シナリオに基づく解析を実施する。また、この検討の基盤となるデータ及び評価モデルの構築を目的に、火災影響評価手法・解析コード等を整備する。さらに、HEAF については爆発的現象及び電気盤のアーク火災に関する評価モデルを構築する。</p> <p>(4)核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備 核燃料施設等に対して設計基準条件を超えた条件で発生する可能性がある火災等の重大事故が想定されており、将来的な安全性向上評価等に活用できるよう、対象可燃物の火災試験により関連するデータを取得するとともに重大事故時の火災影響評価に係る技術的知見を拡充することが重要である。これまでの核燃料施設等の火災試験では、主に有機溶媒の火災事象進展を把握するため小規模の火災試験を実施するとともに実機相当のフィルタを対象とした大型試験装置の整備を行った。今後は大型試験装置を用いた有機溶媒の火災試験を実施して閉じ込め性に関する知見を拡充するとともに、核燃料施設等における他の対象可燃物（グローブボックス等の材質である高分子材料）の重大事故時の核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に係る技術的知見を整備することとした。</p>		
4. 目的	<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」、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」及び「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を整備する。また、安全性向上評価等の高度化にも資する火災影響評価手法等を整備する。</p> <p>(1)HEAF の影響評価 爆発的現象に係る HEAF の影響評価手法を整備する。</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外部被覆が損傷することによる短絡、地絡（ホットショート）等に係る火災時熱劣化の技術的知見を整備する。</p> <p>(3)火災影響評価手法・解析コード等の整備 火災 PRA 手法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>(4)核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備 想定火災における対象可燃物の火災試験により関連するデータを取得するとともに技術的知見を整備する。</p>		

<p>5. 知見の活用先</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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 31 年度に反映）</li> <li>・原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（平成 31 年度に反映）</li> </ul>
<p>6. 安全研究概要 （始期：平成 29 年度） （終期：平成 32 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」（平成 28 年 7 月 6 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>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> <p>本研究で実施する項目の研究概要は以下のとおりである。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>爆発的現象等の現象解明を行うため HEAF に係る要素試験（図 1 (a)）を実施する。要素試験によって、爆発的現象により圧力が急激に発生・解放される現象及びアーク放電（図 1 (b)）によって発生する熱量のうち電気盤内の温度上昇に寄与する熱量の割合を把握する。取得データから得られた知見を取りまとめ、HEAF の爆発的現象の解析を実施し、その技術的知見を整備する。最終的にはその影響評価手法に基づいた評価結果により基準類の見直し及び追加の可否を検討する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="688 884 991 1104"> <p>(a) ボックス内でのアーク放電発生の一例</p> </div> <div data-bbox="1352 866 1713 1121"> <p>(b) アーク放電におけるアークエネルギー及びアークパワーの一例</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 1 HEAF に係る要素試験のイメージ</p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価（分類①）</p> <p>誤動作や炉停止の失敗に関係するケーブルの熱劣化によるホットショート（図 2 (a), (b)）の発生確率については、ケーブルの種類やトレイ内外のケーブル配置等で異なることが知られており、米国等でデータが蓄積されつつある。これらのデータを拡充するため、我が国で使用されているケーブルについて、ケーブルの外部被覆の熱による損傷速度を把握し、その速度から加熱による絶縁抵抗の低下予測式等を整備して取得データを解析するとともにホットショートの発生確率評価のためのケーブルの熱劣化に係る技術的知見を整備する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="688 1555 1066 1822"> <p>(a) ケーブル内ホットショートの一例</p> </div> <div data-bbox="1268 1525 1646 1810"> <p>(b) ケーブル間ホットショートの一例</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 2 ケーブルの熱劣化によるホットショートのイメージ</p> <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備（分類③）</p> <p>平成 29 年度以降に届出が見込まれている安全性向上評価については、運用ガイドにおいて示す PRA 対象事象は段階的に拡張していくこととしている。今後拡張を検討している対象事象の一つとして、火災 PRA で必要となる火災解析コードに対して、国際的な火災試験プロジェクト（OECD/NEA/CSNI/PRISME 等）の試験による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 に対しては爆発現象のモデル化を進めるとともに、火災解析コード (FDS) と爆発現象に対応する衝撃解析コード (AUTODYN 等) を組み合わせた HEAF 解析コードを整備する。</p> <p>(4) 核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備（分類④）</p> <p>関係機関と協力して核燃料施設の想定火災における対象可燃物（有機溶媒（図 3 (a), (b)）や核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に影響を与える構成部材等）の火災試験によりデータを取得するとともに核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に係る技術的知見を整備する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="638 2487 1033 2724"> <p>(a) 有機溶媒火災のイメージ</p> </div> <div data-bbox="1327 2504 1612 2736"> <p>(b) 有機溶媒火災試験装置</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 3 有機溶媒火災試験の概要</p>

工程表（例）

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
(1) HEAF の影響評価	HEAF 試験の実施 (爆発的現象の圧力把握)	HEAF 試験の実施 (アークエネルギーが熱に変換する割合把握)	取得データから得られた知見を取りまとめ、解析実施 ↓ 基準類の見直し等	▽論文公表等
(2) 電気ケーブルの熱劣化評価	電気ケーブルの種類を変えた熱劣化試験の実施 (絶縁抵抗測定) 電気ケーブルの熱劣化特性等の調査	トレイ内での電気ケーブルの配置を考慮した熱劣化試験の実施 (絶縁抵抗測定) 電気ケーブルの絶縁低下予測式等の構築	取得データから得られた知見を取りまとめ、解析実施 ホットショート発生確率等の検討	▽論文公表等 ↓ 電気ケーブルの熱劣化評価手法の整備
(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備	火災試験プロジェクトの試験による煙濃度評価モデルの検証と妥当性確認 電気盤のアーク火災試験による解析モデルの検証と妥当性確認 衝撃解析モデルの改良・整備	火災試験プロジェクトの試験によるケーブル延焼モデルの検証と妥当性確認 電気盤のアーク火災試験による解析モデルの検証と妥当性確認 熱変換モデルの改良・整備	火災試験プロジェクトの試験によるケーブル延焼モデルの検証と妥当性確認 電気盤のアーク火災試験による解析コードの検証と妥当性確認 衝撃及び火災を組み合わせた HEAF 解析コードの改良・整備	▽論文公表等 ↓ 火災影響評価手法の整備
(4) 核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備	対象可燃物の火災試験の実施 (有機溶媒火災) 核燃料施設等火災の調査	対象可燃物の火災試験の実施 (グローブボックス火災等) 核燃料施設等火災の調査	対象可燃物の火災試験の実施 (グローブボックス火災等) 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 取得データから得られた知見を取りまとめ、解析実施 ↓ 技術的知見の整備

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) HEAF の影響評価

- 爆発的現象の最大圧力・圧力上昇速度把握のために筐体の内容積等を変えた HEAF 試験を実施する。

(2) 電気ケーブルの熱劣化評価

- 原子力施設で使用されている電気ケーブルの種類を変えた熱劣化試験を実施し、絶縁抵抗を測定する。
- 電気ケーブルの熱劣化特性等を調査する。

(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備

- 火災試験プロジェクトの試験及び電気盤のアーク火災試験結果により、解析モデルの検証と妥当性確認を実施する。
- HEAF に係る衝撃解析モデルの改良・整備を実施する。

(4) 核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備

- 大型試験装置及び実寸大の HEPA (High Efficiency Particulate Air Filter) フィルタを用いた有機溶媒の火災試験を実施する。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) HEAF の影響評価

- アークエネルギーが熱に変換する割合把握のためにアーク放電の発生条件を変えた HEAF 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"> <li>・トレイ内での電気ケーブルの配置を考慮した熱劣化試験を実施し、絶縁抵抗を測定する。</li> <li>・電気ケーブルの絶縁低下予測式等を構築する。</li> </ul> <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"> <li>・火災試験プロジェクトの試験及び電気盤のアーク火災試験結果により、解析モデルの検証と妥当性確認を実施する。</li> <li>・HEAFに係るアークエネルギーの熱変換モデルの改良・整備を実施する。</li> </ul> <p>(4)核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に影響を与える構成部材等の材質を変えた火災等の試験を実施する。</li> </ul> <p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1)HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取得データから得られた知見を取りまとめ、解析を実施する。</li> <li>・基準類の見直し等を検討する。</li> </ul> <p>(2)電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取得データから得られた知見を取りまとめ、解析を実施する。</li> <li>・ホットショート発生確率等を検討する。</li> </ul> <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"> <li>・火災試験プロジェクト試験及び電気盤のアーク火災試験結果により、解析コードの検証と妥当性確認を実施する。</li> <li>・HEAFに係る衝撃及び火災を組み合わせた解析コードの改良・整備を実施する。</li> </ul> <p>(4)核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に影響を与える構成部材等の材質を変えた火災等の試験を実施する。</li> <li>・取得データから得られた知見を取りまとめ、解析を実施する。</li> </ul> <p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>(2)電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。</li> </ul> <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"> <li>・試験及び解析モデルの整備結果に基づき火災影響評価手法を整備する。</li> </ul> <p>(4)核燃料施設等の火災防護に係る評価手法の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・取得データから得られた知見を取りまとめ、解析を実施する。</li> <li>・解析結果を検討し、火災影響評価手法を整備する。</li> </ul>
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	8.人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	畑 孝也 統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(1)横断的原子力安全 ③人的・組織的要因	主担当者	河合 潤 原子力規制専門職
3. 背景	<p>原子力発電施設等において高い安全性及び信頼性を確保していくためには、設備、機器等のハード面を充実することに加え、設備や機器の運転保守を担っている人間や組織といったソフト面の活動も充実させ、原子力施設全体の安全性・信頼性を維持・向上させることが重要である。なお、ソフト面には、人的過誤事象発生低減、安全文化醸成、品質保証等様々な側面がある。</p> <p>上記背景を踏まえ、新検査制度の検討の一環として、事業者のソフト面の安全に係る活動を規制当局が評価するためのガイド等を旧原子力安全基盤機構が作成し、保安検査等に活用された。しかし、東京電力福島第一原子力発電所事故(以下「1F事故」という。)が発生し、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会(政府事故調)の最終報告では、「事業者及び規制当局いずれについても、安全文化が十分に定着しているとは言い難い状況にあった」と指摘された。</p> <p>また、近年の国内及び海外の技術動向として、以下のことが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国際原子力機関(IAEA)において、GSR Part2「安全のためのリーダーシップとマネジメント」が平成28年6月に正式発行された。GSR Part2は1F事故の教訓を考慮に入れて改定され、安全のためのリーダーシップ、安全のためのマネジメント、統合されたマネジメントシステム及び相発的な取り組み方が、強固な安全文化の醸成に不可欠であることを強調した概念に改善されている。またJIS Q 9001:2015「品質マネジメントシステム—要求事項」が平成27年に制定され、さらに日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111-2013)が平成31年度に改定予定である。同規程は旧原子力安全・保安院がエンドース済みのJEAC4111-2009の改定規格である。</li> <li>・ IAEAがDS492: Human Factors Engineering in Nuclear Power Plantsの制定のための活動を実施している。DS492には、設備面だけでなく、設計プロセスや設置後のヒューマン・パフォーマンスの測定方法等を含めた確実に人間工学を考慮するための体系的な要求事項が記載された安全ガイドとなる予定である。</li> </ul> <p>現状では、ソフト面の安全規制の課題として以下の三点があげられる。</p> <p>(1) ソフト面の安全規制に係るガイドの作成に関する課題</p> <p>1F事故後、IAEA等の国際機関や諸外国の規制機関を中心に、「設計段階におけるヒューマン・ファクター・エンジニアリング(HFE)の考慮」、「事業者の組織変更の評価」等に関する検討が行われており、我が国としてもこれらの検討に積極的に参加し、詳細に調査した上で、ソフト面の安全規制に係るガイドの作成に反映していく必要がある。</p> <p>(2) 人的過誤事象に該当する事故・トラブル報告書に関する課題</p> <p>ソフト面の安全規制の課題の抽出や効果の測定の際の基礎資料となる事業者の事故・トラブル報告書には記載の程度にばらつき等があり、人的要因分析結果を確認しづらい場合もある。また、事業者の事故・トラブル報告書は根本原因分析のための情報源として資するためにも、報告書記載内容の改善が重要である。</p> <p>(3) 総合規制評価サービス(IRRS)において明らかになった課題</p> <p>平成28年1月に原子力規制委員会に対して実施されたIAEAのIRRSにおいて、人的及び組織的要因を設計段階で体系的に考慮することが提言された。これに対する当面優先的に実施する対応として、「人的・組織的要因を考慮した原子炉制御室に関するガイドの策定」、「根本原因分析評価ガイドの策定」及び「安全文化醸成活動評価ガイドの策定」を挙げている。なお、我が国の原子力安全規制において人的及び組織的要因が設計段階で体系的に考慮されることを確実にするために必要となる事項に関しては、規則・技術基準等の改正を含めて検討していく必要がある。</p>		
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、原子力安全の一層の向上を目指して、人や組織に関する要因に着目し、人的要因、組織的要因、安全文化等に係る国内外の規制動向・技術動向等の調査・分析を介して技術的知見を整備し、これらを踏まえて以下に示すようなソフト面の安全規制に係る規制要求事項の策定及び要求事項に係る審査・検査等に資するガイドの作成に資する。</p> <p>(1) 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイドの作成</p> <p>(2) 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド及び品質保証活動を評価するガイドの作成</p> <p>(3) 法令報告対象事象等の報告書の人的要因分析結果を確認する際に必要となる項目の整理</p> <p>(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見の整備</p> <p>(5) 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備</p> <p>(6) 実用発電用原子炉における人的要因・組織的要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の整理及び評価ガイドの作成</p> <p>(7) 事業者の組織変更に係る要求事項の整理</p>		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた知見に基づいて作成するガイド等は、ソフト面の安全に係る審査・検査等の円滑な実施に資する。		
	<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」(平成28年7月6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>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。)</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。)</p> <p>③ 規制活動に必要な手段の整備(以下「分類③」という。)</p>		

<p>6. 安全研究概要 (始期：平成 26 年度) (終期：平成 30 年度)</p>	<p>④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。） 人的・組織要因に係る技術的知見を整備し、以下の(1)～(7)に示すガイド等を作成するために必要な研究を実施する。なお、ガイド等の作成に当たっては、人間はミスを犯す性質を持っているという人間の限界合理性をベースとし、従来どおりグレイデッドアプローチの考え方を取り込んでいくとともに、新検査制度の導入等、制度改正の動きに合わせ、実効性のあるものとなるように進めて行く。また、調査・収集する情報には事業者等の活動実態に係る情報を含めるものとする。各項目の整備時期を工程表に示す。</p> <p>(1) 事業者の安全文化醸成活動の評価に関する研究（分類②）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン」作成後に実施した各原子力規制事務所による安全文化総合評価票作成活動に関する情報等について調査する。</li> <li>➤ 関連する国内外の最新研究成果について調査する。</li> <li>➤ 調査結果及び GSR Part2 を踏まえ、事業者の安全文化醸成活動を評価するガイドを作成する。</li> </ul> <p>(2) 事業者の不適合に係る原因分析活動及び品質保証活動に関する研究（分類②）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事業者のマニュアル等の改定状況及び不適合管理活動等の実態を調査する。</li> <li>➤ 「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」作成後に実施した根本原因分析報告書の評価活動に関する情報や各原子力規制事務所での根本原因分析報告書提出後の事業者の活動のフォロー状況等について調査する。</li> <li>➤ 調査結果に基づいて根本原因分析報告書受理後の長期にわたる事業者の活動を評価するための具体的な評価項目、評価手順等について検討する。</li> <li>➤ 調査・検討結果を踏まえ、報告書受理後に原子力規制事務所が中心となって実施する事業者の活動を評価するための視点を整理する。（平成 26 年度終了）</li> <li>➤ 既存の「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン」、及び「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」の内容を統合し、事業者が実施した直接原因分析及び根本原因分析の内容を包括的に評価するための「原因分析活動を評価するガイド」を作成する。検討に当たっては、根本原因分析活動報告書受理後に原子力規制事務所が中心となって実施する事業者の活動を評価するための視点及び下記(3)で検討した人的要因分析を実施する際に必要となる項目を組み込むとともに、GSR Part2 等の国内外の最新知見を反映させる。</li> <li>➤ 「実用発電用原子炉の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」等を踏まえ、「品質保証活動を評価するガイド」を作成する。</li> <li>➤ これらのガイドについては、法律改正や検査制度見直しの状況に合わせて、改定の必要性について検討する。</li> </ul> <p>(3) 法令報告対象事象等の報告書の人的要因分析結果を確認するために必要な研究（分類④）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 海外の規制機関が定める事故報告書記載要求事項や国内外の人的過誤事象に該当する事故報告書の人的要因分析結果等について調査・整理する。</li> <li>➤ 事業者が提出する報告書の内容を適切に確認するために必要な記載事項や原因等の分類体系を検討する。</li> <li>➤ 調査・検討結果を踏まえ、人的要因分析結果を確認する際に必要となる項目を整理する。整理結果を上記(2)の「原因分析活動を評価するガイド」の検討に活用する。（平成 26 年度終了）</li> </ul> <p>(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究（分類④）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 継続的にデータベースに蓄積してきた国内外の事故報告書に関する人的要因分析結果に対して、様々な角度、視点から傾向分析等を実施する。</li> <li>➤ 傾向分析結果等から規制活動に活用可能な知見を抽出し、具体的に検査部門が活用できるような形式（時系列図、教訓集、想定状況図等）に整理する。特に、1F 事故発生前に実用炉で発生した事象と 1F 事故発生後に 1F で発生した事象の人的過誤事象の傾向の差異を分析し、知見を整理する。</li> <li>➤ 蓄積した人的要因分析結果、教訓、傾向分析結果等の成果の検査の見直しで検討されている専門検査官や専門審査官の育成のための教育・訓練資料等への活用を検討する。</li> </ul> <p>(5) 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備に関する研究（分類③）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 国内外の最新規制動向、特に米国の規制に活用が予定されている IDHEAS (An Integrated Decision-Tree Human Event Analysis System) 手法について調査・分析し、知見を把握する。収集した知見は、下記(6)の評価ガイド作成に反映する。</li> <li>➤ シミュレータの活用を視野に入れ、原子炉制御室の設計における人的要因・組織要因の考慮に対する適用性や要員が高ストレス状態であることを考慮したアクシデントマネジメント対策の評価に対する適用性等を検討する。</li> </ul> <p>(6) 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に関する研究（分類①、分類②）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 関連する国内外の最新規制動向、特に米国の規制制度等を調査・分析し、その知見を把握する。</li> <li>➤ 原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の追加箇所及び追加方法を検討する。</li> <li>➤ 人的・組織要因を現行の規制要求事項に反映する。また、評価ガイドを作成する。評価ガイドを検討する際に、上記(5)で収集した人間信頼性解析手法に関する知見を反映する。</li> <li>➤ シビアアクシデント対応施設に対する人的要因・組織要因を考慮した設計に関するニーズ及び最新知見を調査する。</li> </ul>
--	---

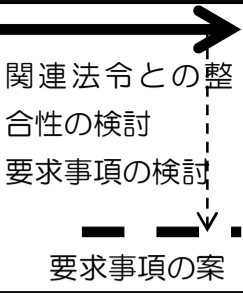
- シビアアクシデント対応施設について人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計要求事項に対する評価ガイド案へ反映する。

(7) 事業者の組織変更に係る要求事項に関する研究 (分類④)

- 関連する国内外の最新研究成果を調査・分析し、その知見を把握する。
- 調査・分析結果を踏まえ、事業者の組織変更に係る要求事項を整理する。

工程表

実施項目	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
(1) 事業者の安全文化醸成活動の評価に関する研究	技術支援経験の整理 1F 事故の教訓の反映方法の検討	本店検査のための着眼点の検討 事業者の活動スケジュールとの整合性確認	ガイド骨子案の作成 法令改正案との整合性確認	安全文化ガイド案の検討	
(2) 事業者の不適合に係る原因分析活動及び品質保証活動に関する研究	根本原因分析活動報告書受理後に実施する事業者の活動を評価するための視点の検討		既存のガイドの使用経験の精査 原因分析ガイド骨子案の作成	関連規格・法令との整合性確認 原因分析ガイド案の検討 品質保証ガイド案の検討	
(3) 人的要因分析結果の確認に必要な研究	海外の最新規制動向の調査 項目の案の検討				
(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究	国内外の人的過誤事象の分析	国内外の人的過誤事象の分析 データベース構造等の改良検討	国内外の人的過誤事象の分析	国内外の人的過誤事象の分析 データベース構造等の改良実施	国内外の人的過誤事象の分析
(5) 人間信頼性解析手法の整備に関する研究			国内外の最新知見の調査	各手法の具体的な活用方法の調査 シミュレータ実験の試行	手法の選定及び具体的な使用方法、適用条件等の整理
(6) 人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に関する研究			海外の最新規制動向の調査 人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計要件の抽出	海外の最新規制動向の調査 規格、法令との整合性確認 評価ガイド案の検討	シビアアクシデント対応施設に関する評価ガイド案の検討

		(7) 事業者の組織変更に係る要求事項に関する研究			海外の最新規制動向等の調査	海外の最新規制動向等の調査	
7. 実施計画	<p>【平成 26 年度の実施内容】 以下の(1)～(4)を実施した。</p> <p>(1) 事業者の安全文化醸成活動の評価に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ガイドラインの改定に必要な研究テーマの選定</li> <li>JEAC4111-2013 の記載内容の精査</li> <li>事業者の安全文化プロセス監督方法の調査</li> </ul> <p>(2) 事業者の不適合に係る原因分析活動及び品質保証活動に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>根本原因分析報告書受理後の長期に亘る事業者の活動を評価するための具体的な評価項目、評価手順等の検討</li> <li>根本原因分析活動報告書受理後に原子力規制事務所が中心となって実施する事業者の活動を評価するための視点</li> </ul> <p>(3) 法令報告対象事象等の報告書の人的要因分析結果を確認するために必要な研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故・トラブル事象が人的過誤事象に該当するか否かの判断基準の明確化</li> <li>人的過誤事象に対する、報告書記載事項及び原因等の分類体系の検討</li> <li>人的要因分析結果を確認する際に必要となる項目の整理</li> </ul> <p>(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>人的要因分析結果に対する傾向分析等の角度、視点の検討</li> <li>1F 事故発生前の事象と 1F 事故発生後の 1F の事象の人的過誤事象の傾向の差異を分析するための視点の検討</li> <li>原子力規制庁における人的過誤事象データベースの運用状況の整理</li> <li>全省庁データベースシステム統合の動向調査</li> <li>データベースシステムの改良の必要性の検討</li> <li>現行の人的要因分析、データ格納、格納データの活用に係る業務フローの整理</li> </ul>						
	<p>【平成 27 年度の実施内容】 以下の(1)及び(4)を実施した。</p> <p>(1) 事業者の安全文化醸成活動の評価に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全文化醸成に関する本店の活動や経営層のコミットメントの全職員への浸透状況等を保安検査で確認する際の評価の着眼点等の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全文化醸成活動の評価指標、安全文化劣化兆候の把握項目の調査・整理</li> <li>保安検査時の評価の着眼点等の検討</li> </ul> </li> <li>事業者の安全文化の劣化兆候が確認された要素についてのマネジメントレベルでの確認を行う手法の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>劣化兆候が見られた安全文化要素と QMS に係る検査項目との対応付けの検討</li> <li>マネジメントレベルを考慮した（人や組織の要因を考慮した）安全文化劣化兆候の評価手法の検討</li> </ul> </li> <li>国内外の巨大システムにおける事故・トラブル事象の原因と組織要因及び安全文化要素との関係の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>過去に収集・整理した国内外の原子力を含む巨大システムにおける事故・トラブル事象の発生原因（人的要因）に関して、その背後にある組織要因及び安全文化要素との関係を整理し、原子力分野のソフト面の安全規制への活用を検討</li> </ul> </li> <li>規制当局の安全文化醸成活動に関する検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>海外規制機関における内部安全文化醸成活動を調査し、原子力規制委員会として実施すべき活動について検討</li> </ul> </li> </ul> <p>(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>人的要因分析結果に対する傾向分析 <ul style="list-style-type: none"> <li>傾向分析の視点の整理</li> <li>傾向分析の試行</li> </ul> </li> <li>東京電力（株）福島第一原子力発電所で事故後に発生したトラブル事象の分析に基づく知見の抽出 <ul style="list-style-type: none"> <li>1F 事故後に発生したトラブル事象の収集</li> <li>収集した事象の整理及び人的要因分析の実施</li> <li>原子力規制事務所保安検査官等が検査、日常巡視等で活用できる知見の抽出</li> </ul> </li> </ul>						
	<p>【平成 28 年度の実施内容】 以下の(1)、(2)及び(4)～(7)を実施した。</p>						

- (1) 事業者の安全文化醸成活動の評価に関する研究
- ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド骨子案の作成
    - ✓ 平成 27 年度に作成したガイド作成案の精査
    - ✓ 規制に関する法的根拠及び規制要求事項の検討
    - ✓ 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド骨子案の作成
- (2) 事業者の不適合に係る原因分析活動及び品質保証活動に関する研究
- ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド骨子案の作成
    - ✓ 平成 27 年度までに実施した法令報告対象事象等の報告書の人的要因分析を実施する際に必要となる項目の整理結果、根本原因分析活動報告書受理後に原子力規制事務局が中心となって実施する事業者の活動を評価するための視点等を踏まえた「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン」と「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」の統合の検討
    - ✓ 規制に関する法的根拠及び規制要求事項の検討
    - ✓ 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド骨子案の作成
  - ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の品質保証活動を評価するガイドの作成の検討
    - ✓ 「事業者の品質保証活動を規制当局が評価するガイドライン」、「実用炉の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」及び「JIS Q 9001:2015」の内容の比較検討
- (4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
- ・ 人的要因分析結果に対する傾向分析
    - ✓ 傾向分析の視点の整理（データベース構造の改良の検討を含む。）
    - ✓ 規制に活用できる傾向分析を実施するために必要な分析内容の検討及び分析結果を格納するデータベースの構造の改善の検討
    - ✓ データベースに蓄積されている既存分析結果に対する傾向分析の試行（従来実施してきた人的要因分類項目以外の作業場所及び過誤タイプに関する傾向分析の検討）
- (5) 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備に関する研究
- ・ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備
    - ✓ 人間信頼性解析手法について、海外規制機関、特に米国の IDHEAS 手法の具体的活用方法等に関する最新規制動向の調査・分析
- (6) 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に関する研究
- ・ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する要求事項の検討
    - ✓ 海外規制機関、特に米国における実用発電用原子炉の人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する要求事項等の調査・分析
    - ✓ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の検討
- (7) 事業者の組織変更に係る要求事項に関する研究
- ・ 事業者の組織変更に関する評価の視点の検討
    - ✓ 海外規制機関等における事業者の組織変更に関する要求事項等の調査

【平成 29 年度の実施内容】

以下の(2)及び(4)～(7)を実施する。

- (1) 事業者の安全文化醸成活動の評価に関する研究
- ・ 安全文化醸成活動を評価するガイド案の作成
    - ✓ 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド案の作成
- (2) 事業者の不適合に係る原因分析活動及び品質保証活動に関する研究
- ・ 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド案の作成
    - ✓ 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド案の作成
  - ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の品質保証活動を評価するガイドの作成の検討
    - ✓ 規制に関する法的根拠及び規制要求事項の検討
    - ✓ 「品質保証活動を評価するガイド」の作成案の検討
- (4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
- ・ 人的要因分析結果に対する傾向分析
    - ✓ データベースの構造、検索・表示機能、セキュリティ機能等の改善
    - ✓ データベースに蓄積されている既存分析結果に対する傾向分析の試行（従来実施してきた人的要因分類項目以外の作業場所及び過誤タイプに関する傾向分析の検討）

	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 蓄積した人的要因分析結果、教訓、傾向分析結果等の成果の、検査の見直しで検討されている専門検査官や専門審査官の育成のための教育・訓練資料等への活用の検討</li> </ul> <p>(5) 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 各人間信頼性解析手法についての具体的活用方法や使用している人間信頼性データ等に関する調査</li> <li>✓ 人間信頼性解析手法の検証及び人間信頼性データの収集に関するシミュレータ実験の試行</li> </ul> </li> </ul> <p>(6) 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する要求事項の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 海外規制機関、特に米国における実用発電用原子炉の人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計要求事項に対する具体的な審査基準等の調査・分析</li> <li>✓ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計要求事項に対する評価ガイド案の作成</li> <li>✓ シビアアクシデント対応施設に対する人的要因・組織要因を考慮した設計に関するニーズ及び最新知見の調査</li> </ul> </li> </ul> <p>(7) 事業者の組織変更に係る要求事項に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事業者の組織変更に関する評価の視点の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 海外規制機関等における事業者の組織変更に関する要求事項等の調査</li> </ul> </li> </ul>
	<p>【平成 30 年度の実施内容】 以下の(4)～(7)を実施する。</p> <p>(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 人的要因分析結果に対する傾向分析 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 新たなデータベースで実施可能な傾向分析の視点の整理</li> <li>✓ 既存のデータベースに格納されているデータの精査及び新たに作成したデータベースへのデータ移行</li> <li>✓ 新たなデータベースに移行したデータに対する傾向分析に基づく知見の抽出</li> <li>✓ 蓄積した人的要因分析結果、教訓、傾向分析結果等の成果を活用した、検査の見直しで検討されている専門検査官や専門審査官の育成のための教育・訓練資料等策定</li> </ul> </li> </ul> <p>(5) 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 我が国の規制に活用する人間信頼性解析手法の選定</li> <li>✓ 選定した人間信頼性勝席手法の具体的な使用方法、適用条件等の検討</li> <li>✓ 人間信頼性解析手法の検証及び人間信頼性データの収集に関するシミュレータ実験の試行</li> <li>✓ 我が国の規制に活用する人間信頼性解析手法の整備</li> </ul> </li> </ul> <p>(6) 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する要求事項の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ シビアアクシデント対応施設について人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計要求事項に対する評価ガイド案への反映</li> </ul> </li> </ul> <p>(7) 事業者の組織変更に係る要求事項に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事業者の組織変更に関する評価の視点の検討 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 事業者の組織変更に関する要求事項の案の検討</li> </ul> </li> </ul>
8. 備考	<p>本テーマは非常に幅広い分野を研究対象とするものであるため、人的・組織的要因に係る規制の全体像の把握とその中での外的環境の変化を踏まえた優先順位付けの明確化を図り、適宜計画の見直しを実施するものとする。</p>

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	9. 規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(シビアアクシデント担当)付
		担当責任者	伊東上席技術研究調査官
2. カテゴリー・ 研究分野	(2) 原子炉施設 ①リスク評価	主担当者	下崎主任技術研究調査官
3. 背景	<p>新規制基準では重大事故対策の規制要件化が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のために確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)が活用されている。また、平成25年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)により、事業者に対する「安全性向上のための評価」の実施が規定された。これまでに、内部事象レベル1PRA及び地震レベル1PRAを対象にした評価手法を整備し、新規制基準、審査ガイド、安全性向上評価の運用ガイド等に反映してきた。また、将来的に事業者による安全性向上評価等において実施が見込まれる内部火災PRA及び内部溢水PRAについて評価手法の整備を行ってきた。今後も最新知見の導入を含めてPRAの技術基盤の整備を継続していく必要がある。さらに、運用ガイドでは、PRAの評価手法の成熟状況に応じて段階的に拡張していく対象事象の例として、地震及び津波の重畳事象並びに地震及び津波以外の外部事象、多数基で同時に発生する事象等が挙げられている。このため、これらの外部事象PRAについても手法を整備することが重要である。</p> <p>原子力規制委員会では、IAEAの総合規制評価サービス(IRRS)の勧告等を踏まえて、原子炉等規制法における検査制度の見直しの方向性や内容について検討を進めるとしている。新たな検査制度では、事業者の保安活動全てを対象にその実施状況、継続的改善の取組について実効的な監視・評価制度を設けることが検討されている。この監視・評価制度では、リスク情報の活用(リスク・インフォームド)及び事業者の保安活動の実績の反映(パフォーマンス・ベース)の考え方を取り入れたものとし、保安活動を監視・評価した結果を踏まえ、機動的かつ柔軟に行政上の措置を適用する方法が検討されている。これまで、保安検査等にリスク情報から得た指標を活用する方法を検討してきたが、今後は、新たな検査制度に採用される可能性のある保安活動の監視・評価にこれらの指標を活用できるよう、検査指摘事項の重要度の評価手法及び重要度の評価ツールを実用に向けて整備する必要がある。</p>		
4. 目的	<ul style="list-style-type: none"> <li>● レベル1PRAの技術基盤への最新知見の反映を行い、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による安全性に係る評価の高度化に資するレベル1PRA手法の技術的知見を得る。さらに、将来の規制活動に役立つ新たな知見の創出として、新たなPRA評価手法の導入を進める。</li> <li>● 内部火災及び内部溢水、地震及び津波以外の外部事象PRA並びに多数基で同時に発生する事象を対象としたPRAの手法の技術的知見を整備し、将来的に安全性向上評価等の対象となるレベル1PRA手法の技術的知見を得る。</li> <li>● 新たな検査制度にリスク情報を活用するための技術的知見を得る。</li> </ul>		
5. 知見の活用先	<p>将来的な安全性向上評価等のガイドの策定・改定等のため、PRAの手法及びその技術的根拠を整備し、安全性に係る評価の高度化に資する。</p> <p>新たな検査制度の構築の一環として、リスク情報を活用した監視・評価制度の導入に資する。</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」（平成 28 年 7 月 6 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。

- 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。）
- 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）
- 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) PRA の最新知見の反映

- ・ 重大事故等対処設備の信頼性評価に必要な信頼性パラメータ及び重大事故等対処設備の操作に係る人間信頼性評価手法を整備する。【分類①】
- ・ レベル 1PRA に係る最新知見として、関係機関と協力して、時間に依存して変化するプラント状態を考慮できるダイナミック PRA 手法及びプラント挙動解析コードを組み込んだ解析ツールを整備する。また、PWR プラント及び BWR プラントを対象に炉心損傷頻度の試解析を実施し、リスク情報を活用した規制活動へのダイナミック PRA 手法及び解析ツールの適用性を検討する。【分類④】

(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備

a. 内部火災 PRA の整備

- ・ 隣接した区画への火災伝播の解析を実施するとともに、高エネルギーアーク損傷（以下「HEAF」という。）等に伴う火災事象及び爆発事象を対象に内部火災の原因を拡充して、内部火災レベル 1PRA 手法及びモデルを整備する。【分類①】

b. 内部溢水 PRA の整備

- ・ 隣接した区画への溢水伝播の解析を実施するとともに、溢水に伴って発生する蒸気についての挙動解析を行う。また、没水、被水以外の溢水モードの影響を考慮した内部溢水レベル 1PRA 手法及びモデルを整備する。【分類①】

(3) 地震・津波等に係る PRA の整備

a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備

- ・ 重大事故等対処設備を組み込んだ地震レベル 1 PRA モデルを整備する。【分類①】
- ・ 地震時に想定される複数本 SGTR 等について、事故進展挙動に基づく事故シナリオの詳細検討を行い、地震レベル 1PRA モデルを整備する。【分類③】
- ・ 津波による建屋への浸水量、浸水経路及び浸水による影響を評価する手法を検討して、建屋内の浸水量を定量的に評価するための津波レベル 1 PRA モデルを整備する。【分類①】
- ・ 地震時に起因事象が重畳した場合の事故シナリオの検討を行い、起因事象の重畳を考慮した地震レベル 1 PRA 手法及びモデルを整備する。【分類④】

b. 多数基立地サイトを対象とした地震 PRA の整備

- ・ 複数のプラントで異なる炉心損傷状態を組合せた頻度を算出できる多数基の地震レベル 1PRA モデルを整備し、PWR プラントが 2 基立地されているサイトを対象とした地震レベル 1PRA を実施する。【分類④】
- ・ 複数プラントの同時発災時における作業環境の悪化を考慮したレベル 1 PRA 手法を整備する。【分類④】

c. その他の外部事象に係る PRA の整備

- ・ 強風等の外部事象に対するレベル 1PRA 手法及びモデルを整備する。【分類③】
- ・ 地震・津波等の外部ハザードが重畳する事象について、発生頻度及び機器の損傷確率に関するデータ、レベル 1PRA 手法及びモデルを整備する。【分類④】

(4) 監視・評価制度へのリスク情報の活用方策の検討

- ・ 新たな監視・評価制度にリスク情報を活用するために、PRA モデルを整備するとともに、重要度評価手法及び重要度評価ツールを整備する。また、評価ツールを用いた試運用及び本運用を行い、重要度評価手法及び重要度評価ツールの改善を図る。さらに、PRA から得られる機器の重要度等の情報を整理する。【分類①】

工程表

項目	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度
(1) PRA の最新知見の反映	ダイナミック PRA 手法及び解析ツールの整備				
	信頼性パラメータ及び人間信頼性評価手法の整備		▽学会発表	学会発表▽	
	将来的な安全性に係る評価の高度化				

6. 安全研究概要  
 (始期：平成 29 年度)  
 (終期：平成 33 年度)

<p>(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備</p> <p>a. 内部火災 PRA の整備</p> <p>b. 内部溢水 PRA の整備</p>	<p>隣接した区画への火災伝播の解析手法の整備及び解析</p> <p>HEAF 等を対象にした内部火災レベル 1PRA 手法及びモデルの整備 ▽NRA 技術報告の作成 (実施例)</p> <p>監視・評価制度への導入検討 将来的な安全性に係る評価の高度化</p> <p>隣接した区画への溢水伝播の解析手法及び PRA モデルの整備 ▽NRA 技術報告の作成 (実施例)</p> <p>ジェットアタック等による内部溢水レベル 1PRA 手法及びモデルの整備</p> <p>監視・評価制度への導入検討 将来的な安全性に係る評価の高度化</p>
<p>(3) 地震・津波等に係る PRA の整備</p> <p>a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備</p> <p>b. 多数基立地サイトを対象とした地震 PRA の整備</p> <p>c. その他の外部事象に係る PRA の整備</p>	<p>重大事故等対処設備を組み込んだ地震レベル 1PRA モデルの整備 ▽NRA 技術報告の作成 (実施例)</p> <p>複数本 SGTR のモデル整備 複数配管破断 LOCA のモデル整備 ▽学会発表 学会発表▽</p> <p>将来的な安全性に係る評価の高度化</p> <p>浸水解析等に基づく津波レベル 1PRA 手法及びモデルの整備 ▽NRA 技術報告の作成 (実施例)</p> <p>将来的な安全性に係る評価の高度化</p> <p>起因事象の重畳を考慮した地震レベル 1PRA 手法及びモデルの整備 学会発表▽</p> <p>多数基立地サイトの地震レベル 1PRA 手法及びモデルの整備 (レベル 2PRA)</p> <p>強風等に係るレベル 1PRA 手法の整備</p> <p>外部ハザードの重畳に係るレベル 1PRA 手法の整備 学会発表▽</p>
<p>(4) 監視・評価制度へのリスク情報の活用方策の検討</p>	<p>重要度評価手法と重要度評価ツールの整備及び機器の重要度等の情報の整理</p> <p>重要度評価手法の検討</p> <p>監視・評価制度の運用</p>

	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) PRA の最新知見の反映 重大事故等対処設備の操作に係る人間信頼性解析手法を整備する。また、ダイナミック PRA 解析ツールのプロトタイプを構築する。</p> <p>(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備</p> <p>a. 内部火災 PRA の整備 隣接した区画への火災伝播の解析手法等を整備する。また、HEAF 等に伴う機器の損傷程度と影響範囲を定性的に評価する。</p> <p>b. 内部溢水 PRA の整備 隣接した区画への溢水の伝播現象の解析を実施し、この結果を基に PRA モデルを整備する。また、溢水に伴う蒸気による機器損傷の程度と影響範囲を解析する手法を検討する。</p> <p>(3) 地震・津波等に係る PRA の整備</p> <p>a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備 重大事故等対処設備を組み込んだ地震レベル 1 PRA モデルを整備する。また、津波による建屋内への浸水量を定量的に評価するための手法を整備する。代表的な BWR プラントを対象とした地震 PRA の実施例の報告書を作成する。</p> <p>b. 多数基立地サイトを対象とした地震 PRA の整備 PWR プラントが 2 基立地されているサイトを対象とした地震レベル 1 PRA モデルを整備する。</p> <p>c. その他の外部事象に係る PRA の整備 強風を対象としたレベル 1 PRA 手法及びモデルを整備する。</p> <p>(4) 監視・評価制度へのリスク情報の活用方策の検討 保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するために PRA モデル（4 プラント）を整備するとともに、重要度評価手法と重要度評価ツールの整備及び機器の重要度等の情報（2 プラント）を整理する。</p>
7. 実施計画	<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1) PRA の最新知見の反映 前年度に実施した重大事故等対処設備の操作に係る人間信頼性解析を実施するとともに、人間信頼性解析手法及びその実施例をまとめる。また、ダイナミック PRA 解析ツールにプラント挙動解析コードを組み込む。</p> <p>(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備</p> <p>a. 内部火災 PRA の整備 隣接した区画への火災伝播の試解析を実施する。また、HEAF 等に伴う火災事象の火災伝搬解析手法を整備し、主な区画を対象に HEAF 等に伴う機器の損傷程度と影響範囲を定量的に評価する。内部火災 PRA の手法及びその実施例の報告書を作成する。</p> <p>b. 内部溢水 PRA の整備 溢水に伴う蒸気の影響に関する解析を行い、この結果を基に PRA モデルを整備する。内部溢水 PRA の手法及びその実施例の報告書を作成する。</p> <p>(3) 地震・津波等に係る PRA の整備</p> <p>a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備 地震による複数本 SGTR の事故シナリオ及び成功基準を検討する。建屋内の浸水量に基づいた浸水経路及び浸水による影響を評価するためのレベル 1 津波 PRA モデルを整備する。</p> <p>b. 多数基立地サイトを対象とした地震 PRA の整備 複数プラントの同時発災時における作業環境の悪化を考慮したレベル 1 PRA 手法を整備する。</p> <p>c. その他の外部事象に係る PRA の整備 降灰等による電気機器への影響、フィルター交換等の人的過誤を検討し、火山を対象としたレベル 1 PRA 手法及びモデルを整備する。</p> <p>(4) 監視・評価制度へのリスク情報の活用方策の検討 保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するために PRA モデル（3 プラント）を整備するとともに、機器の重要度等の情報（6 プラント）を整理する。重要度評価ツールの試運用を行う。</p>
	<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) PRA の最新知見の反映 ダイナミック PRA 解析ツールを用い、過渡事象を対象にした試解析を行う。</p> <p>(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備</p> <p>a. 内部火災 PRA の整備 隣接した区画への伝播解析等を実施する。また、リスク上重要な区画を対象に、HEAF 等に伴う機器の損傷程度と影響範囲を定量的に評価する。</p> <p>b. 内部溢水 PRA の整備 ジェットアタックの到達範囲及び機器への負荷荷重を評価する手法を整備する。</p> <p>(3) 地震・津波等に係る PRA の整備</p> <p>a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備 地震による複数本 SGTR の事故シナリオを対象に地震レベル 1 PRA モデルを整備する。また、建屋内の浸水量を考慮した津波レベル 1 PRA モデルを整備する。津波 PRA の手法及びその実施例の報告書を作成する。</p> <p>b. 多数基立地サイトを対象とした地震 PRA の整備 複数プラントの同時発災時における作業環境の悪化を考慮したレベル 1 PRA を実施し、プラント損傷状態の見直し並びにレベル 2 PRA へのインタフェイスを構築する。</p>

	<p>c. その他の外部事象に係る PRA の整備 外部ハザードの重畳事象に関するレベル 1PRA 手法を整備する。</p> <p>(4) 監視評価制度へのリスク情報の活用方策の検討 保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するために PRA モデル（3 プラント）を整備するとともに機器の重要度等の情報（3 プラント）を整理する。重要度評価ツールの試運用から得られた知見に基づいて重要度評価手法及び重要度評価ツールの改良を行う。</p>
	<p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>(1) PRA の最新知見の反映 ダイナミック PRA 解析ツールを用い、LOCA を対象にした試解析を行う。</p> <p>(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備</p> <p>a. 内部火災 PRA の整備 隣接した区画への火災伝播解析を継続して実施する。また、爆発等に伴う機器の損傷の程度と影響範囲について評価する。</p> <p>b. 内部溢水 PRA の整備 ジェットアタックの到達範囲及び機器への負荷荷重を評価して、この結果をもとにレベル 1PRA モデルを整備する。</p> <p>(3) 地震・津波等に係る PRA の整備</p> <p>a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備 地震時の複数配管破断 LOCA の事故シナリオについて検討する。地震時に起因事象が重畳した場合の事故シナリオを検討する。</p> <p>c. その他の外部事象に係る PRA の整備 外部ハザードが重畳する事象について、発生頻度及び機器の損傷確率に関するデータ及びモデルの整備を行う。</p> <p>(4) 監視・評価制度へのリスク情報の活用方策の検討 保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するために PRA モデル（3 プラント）を整備するとともに機器の重要度等の情報（3 プラント）を整理する。重要度評価ツールの本格運用を行う。</p>
	<p>【平成 33 年度の実施内容】</p> <p>(1) PRA の最新知見の反映 ダイナミック PRA 解析ツールを用い、PWR プラント及び BWR プラントを対象に炉心損傷頻度の試解析を実施する。ダイナミック PRA の手法を確立する。</p> <p>(2) 内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA の整備</p> <p>a. 内部火災 PRA の整備 HEAF 等に伴う火災原因を拡充した内部火災 PRA モデルを整備し、炉心損傷頻度を算出する。</p> <p>b. 内部溢水 PRA の整備 パイプホイップの到達範囲を評価する手法を検討し、機器損傷の程度と影響範囲を考慮したレベル 1 PRA モデルを整備する。</p> <p>(3) 地震・津波等に係る PRA の整備</p> <p>a. 地震 PRA 及び津波 PRA の整備 複数配管破断 LOCA の事故シナリオを反映した地震レベル 1PRA モデルを整備する。起因事象の重畳を考慮した地震レベル 1 PRA モデルを整備する。</p> <p>c. その他の外部事象に係る PRA の整備 外部ハザードの重畳事象のレベル 1PRA モデルを整備し、炉心損傷頻度を算出する。</p> <p>(4) 検査制度へのリスク情報の活用方策の検討 保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するために PRA モデル（3 プラント）を整備するとともに機器の重要度等の情報（3 プラント）を整理する。評価ツールの本格運用から得られた知見に基づいて重要度評価手法及び重要度評価ツールを改良する。</p>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	10. 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
		担当責任者	堀田亮年統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ②シビアアクシデント	主担当	秋葉美幸主任技術研究調査官
3. 背景	<p>重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象には、予測や評価の不確かさが大きな現象が存在し、これらに関する実験研究は国内外において継続的に進められている。重大事故等対処設備の有効性評価に係る適合性審査、ガイドの改定等の要否の検討、安全性に係る評価の継続的な高度化及び緊急時対応計画立案に資する最新知見を継続的に拡充していくことが重要である。</p> <p>重大事故時におけるプール水中の放射性物質除去に関する知見を拡充するため、機構論的モデル構築のための個別効果・可視化実験及び急減圧時の除去率評価のための大規模実験が重要である。また、燃料から放出される放射性物質はその環境により様々な化学形態をとることから、これを考慮した解析モデルの改良のためデータ拡充が課題とされている。これらの実施による新たな知見は、審査等に資することが期待される。</p> <p>さらに、格納容器の過温破損の評価では、高温雰囲気下における水素 - 空気 - 水蒸気混合気の実規模大環境下の詳細熱流動挙動データの拡充は、格納容器限界温度・圧力の評価の解析上の不確かさを低減させるために重要であり、審査等に資することが見込まれる。</p> <p>加えて、格納容器内キャピティへの事前注水による水中での熔融燃料の微粒化及び床面への拡がり挙動、それに伴う除熱特性に関しては、解析上の不確かさを低減させるために、実験的知見の拡充が重要である。これらの知見は、注水影響評価に関する審査等に資することが見込まれる。</p>		
4. 目的	重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる重大事故時の物理化学現象及び総合重大事故解析コードでモデル化の高度化が必要な個別現象について、国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を継続的に拡充する。		
5. 知見の活用先	個別現象に係る実験的知見の拡充は、重大事故等対処設備の有効性評価等に係る適合性審査に資する。また、重大事故時における解析上の不確か性の低減に向けて、得られた最新知見をモデル化し解析コードの開発を進めていくことにより、安全性に係る評価の将来的な継続的な高度化に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：平成27年度) (終期：平成31年度)	<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」（平成28年7月6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> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</li> </ul> <p>次の物理化学現象を対象に実験的知見の拡充を行う。</p> <p>(1) プールスクラッピング実験【分類③】</p> <p>広範囲の事故時熱流動条件で適用可能なプール水中のエアロゾル除去挙動に関する機構論的モデルを開発するために、図1に示す個別要素実験（小規模実験及び中規模実験）及び大規模積分実験を実施する。このうち、2種類の個別要素実験では、機構論的モデル開発のために必要とされる二相界面挙動及びエアロゾルの相互作用を可視化技術等により計測する。また、大規模積分実験では、実機相当の急減圧を含む重大事故時の除去率に関するデータベースを構築する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>小規模実験では、単一気泡内の気泡界面変化とエアロゾル挙動の関係及び液滴・同伴エアロゾルの水面での飛散を詳細に観察し、各現象の除去係数への寄与を定量的に把握する（図2(a)）。</li> <li>中規模実験では、大規模積分実験では困難な気泡群内の気泡分裂・合体を伴う複雑な二相界面挙動及びエアロゾル挙動の関係を詳細観察し、大規模積分実験で得られる除去挙動を複数のメカニズムに分解し、各メカニズムの除去係数への寄与を定量的に把握する（図2(b)）。</li> <li>大規模積分実験では、急減圧時の除去率に有意な影響が現れるしきい条件及びスクラッピング現象のメカニズム検討を視野に入れたパラメータ試験を実施し、除去率を定量的に把握する（図2(c)）。</li> </ol> <p>上記 a 及び b の実験により、スクラッピングにおける二相流動挙動及びエアロゾル挙動について、個別及び相互関係を詳細に計測評価し、c の実験で得られるベント時の放射性物質除去に関するデータとともにスクラッピング解析モデル SPARC90 に反映する。</p>		

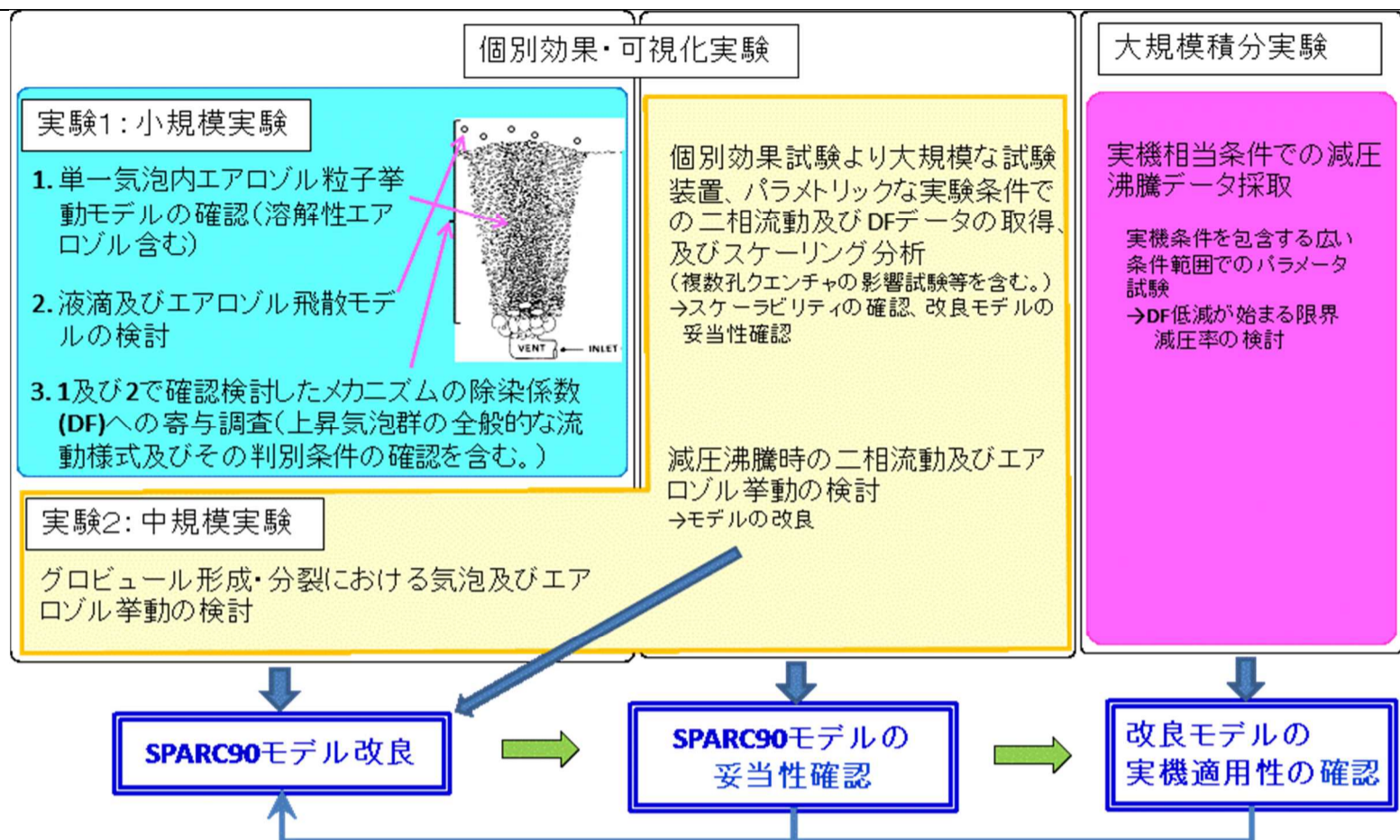
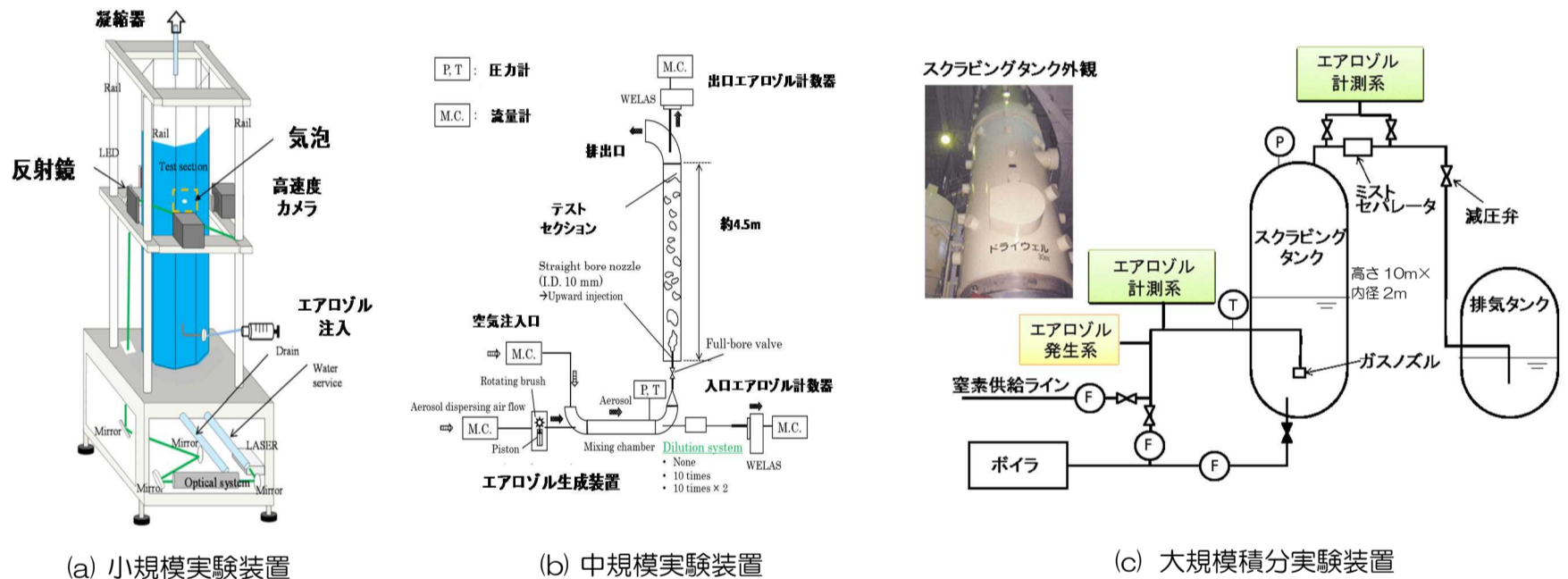


図1 プールスクラビング実験体系

以上の実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」及び「12. 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率的リスク評価に係る解析手法の整備」における「(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備 1) 総合現象解析手法の整備 ②ヨウ素及びルテニウム化学挙動並びにエアロゾルの移行に関する評価手法の整備」に活用する。



出典：H.Sun et al., Development of error reduction methods in aerosol measurement for pool scrubbing experiment, ICONE-24(2016).

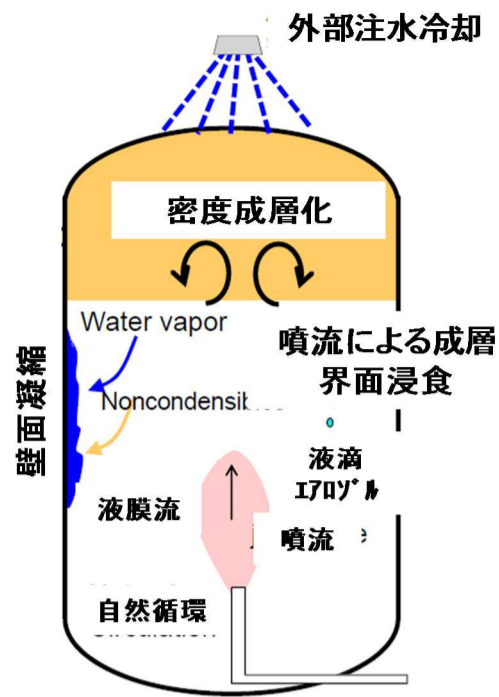
図2 プールスクラビング実験装置

(2) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類③】

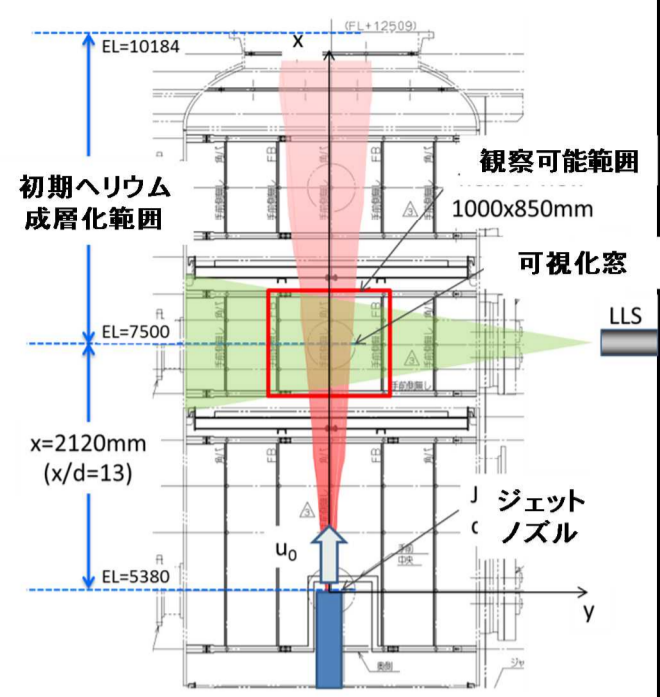
大型の格納容器模擬装置（以下「CIGMA」という。）（図3(a)）により、格納容器の過温破損が生じる可能性のある高温雰囲気でのヘリウム - 空気 - 水蒸気混合気の詳細測定を実施する。同装置は、密度成層化、噴流による成層境界浸食及び壁面凝縮熱伝達の計測に加えて、格納容器上蓋及びフランジ部を外部冠水できる設計としている（図3(b)）。また、高解像度の流体速度場を Particle Image Velocimetry（以下「PIV」という。）法により測定し（図3(c)）、温度及び混合ガス組成に対する空間解像度の高いサンプリング格子により、温度条件及び計測点密度において高解像度で測定できる。さらに、壁面には凝縮により形成される液膜流量を測定するための装置が設置されている。



(a) CIGMA 外観



(b) CIGMA における注目熱流動現象



(c) CIGMA における PIV 予備計測

出典：Current Severe Accident Research Activities in S/NRA/R Japan, IAEA Training Meeting on Post-Fukushima Research and Development(2015).

出典：柴本ら、大型装置 CIGMA を用いた格納容器熱水力安全研究-重大事故の評価手法と安全対策の高度化を目指して-, 日本原子力学会誌 (2016).

図3 大型の格納容器模擬装置

この実験により、重大事故条件下での格納容器内の非凝縮気体における大局的挙動（対流、成層化、スプレー攪拌、壁面凝縮等）及び局所的挙動（噴流による成層崩壊等）に関する数値流体解析（CFD）コードのモデル化等に必要となる実験データ及びスプレー等の重大事故等対処設備の効果に関する最新知見等を拡充することができる。

なお、格納容器内部や沸騰水型炉の圧力抑制室のように、対流及び相変化を伴う雰囲気中でのエアロソルの除去メカニズムに関するデータの整備も実施を検討する。

以上の実験を通じて得られたデータは、「12. 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」における「(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備 2) 個別現象解析手法の整備①格納容器破損モード（水素燃焼）評価の整備」に活用する。

(3) ソースターム実験【分類③】

重大事故時には、揮発性の高い希ガス、ヨウ素、セシウム等が燃料から放出されやすくなり、環境に移行しやすくなる。ただし、放出される放射性物質は、事故時の雰囲気や制御棒の材質等により様々な化学形態を取ることから、その移行挙動が変化する可能性がある。重大事故時のソースタームを精度よく評価するためには、個々の化学形態に応じた燃料からの放出、原子炉冷却系での移行挙動、格納容器内での移行挙動等を評価するモデルの整備が重要である。

重大事故時に燃料から放出された後の放射性物質の化学形態を調べるために、国際共同実験 VERDON5 に参加し、燃料から放出された放射性物質の放射能・化学分析を行う。また、国際共同実験に加え、図 4(a)に示すように重大事故時を模した温度・雰囲気ガス等の異なる条件下における放射性物質の移行挙動を確認する。なお、実施可能な場合は使用済燃料を用いて、照射済み燃料からの放射性物質の放出及び移行挙動を確認する。また、図 4(b)に示すように、フィルターに付着した放射性物質を分析し、燃料から放出された放射性物質の化学形態に関するデータを拡充する。得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」の事故時のソースタームの解析モデルに反映する。

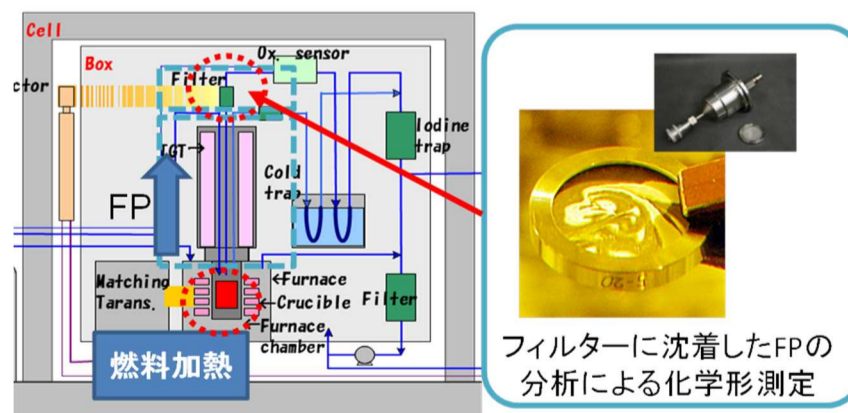


図4 (a) 重大事故時格納容器熱流動実験 (b) 化学形態測定実験

(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験

プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリの一部は水との相互作用によって一部は細粒化し、残りは大きな塊のまま床面に堆積する。このようなデブリベッド形成の詳細な過程を個別現象に分解し、複数の解析モデルにより、キャピティ内において冠水したデブリベッド内の複雑な熱流動現象を解析し、デブリベッドにおいて発生する崩壊熱の除熱特性を定量的に評価することが重要である。

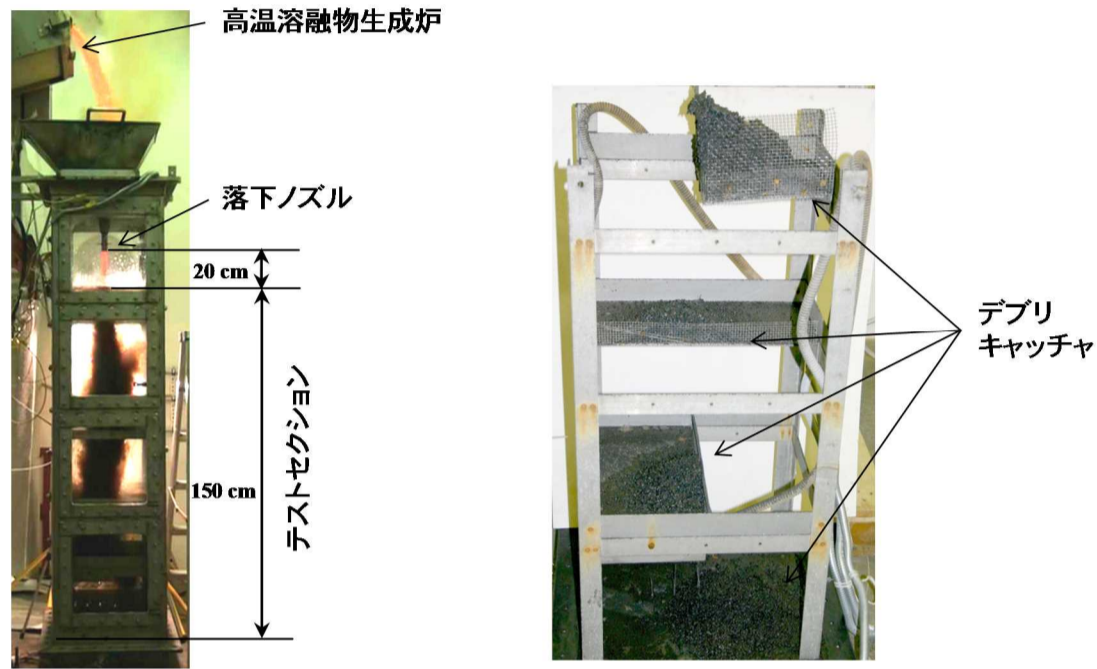
ここでは、欧州等を中心にこれまでに実施されたデブリ冷却実験例の調査を踏まえて、実験的知見を拡充すべき以下の3項目の個別現象について、海外設備を用いた実験を実施する。

1) プール落下高温溶融物の粒子化挙動実験

高温溶融物の水中落下時の粒子化挙動は、デブリベッドの伝熱面積に影響し、堆積後の冷却性を大きく左右する。この現象はジェットブレイクアップと呼ばれ、これまで日本を含む各国において研究されてきた。スウェーデン王立工科大学（以下「KTH」という。）が実施した DEFOR-A 装置（図5 (a)）によるジェットブレイクアップ実験では、落下中に固化しきれない粒子が集積しポロシティの小さな集積状態になることが観測されている。この現象によって、デブリベッドには局部的に冷却水が通りにくいホットスポットが形成される可能性があることが確認されている。

これまでのジェットブレイクアップに関する実験結果では、数センチの小口径ジェットに対応しており、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）等で想定される大口径ジェットにおけるデータの拡充が重要である。大口径ジェットでは、プール水深が比較的浅い場合には、集積状態になる割合が増加することが考えられる。そこで、DEFOR-A 装置を用いて、流出口径を拡大した条件下でプール水深等をパラメータとしたブレイクアップ実験を実施し、大口径ジェットによる高温溶融物の水中落下時の粒子化挙動に関する最新知見を拡充する。

本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。



(a) DEFOR-A 装置外観

(b) DEFOR-A テストセクション構造

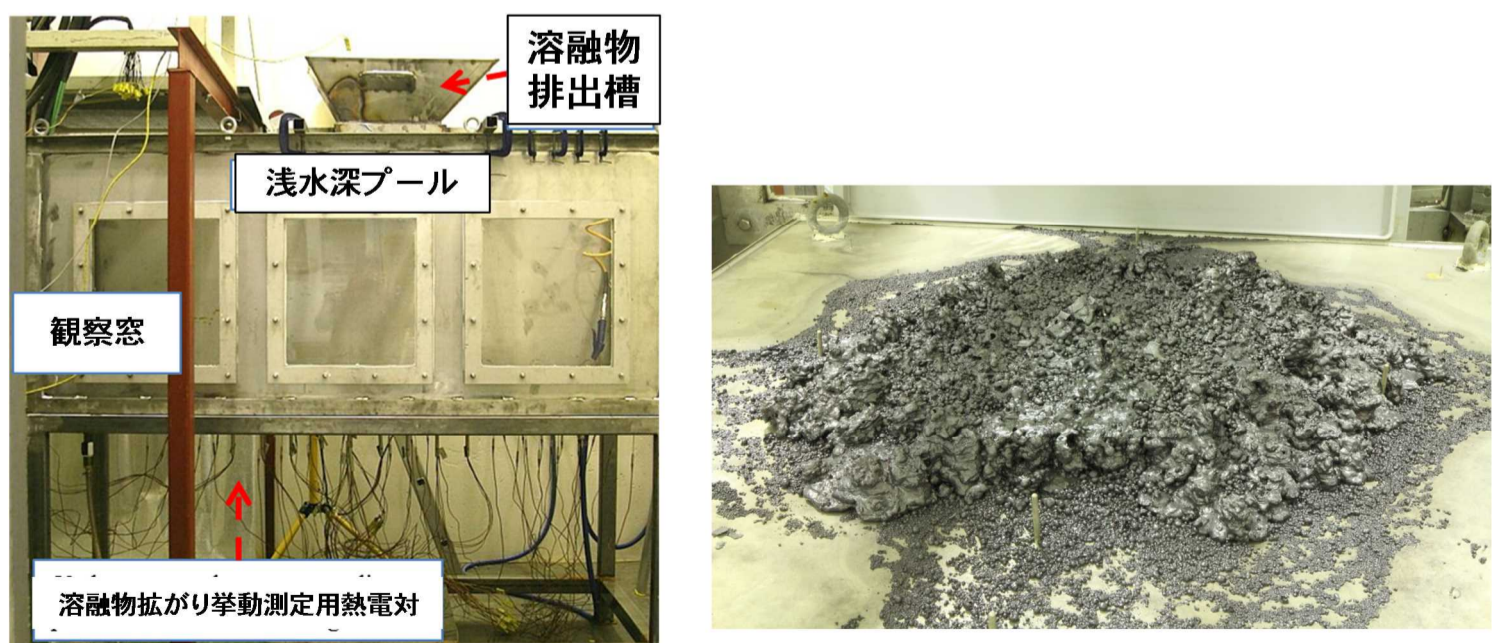
出典：A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, N9P0303 (2012).

図5 DEFOR-A 高温溶融物ジェットブレイクアップ実験装置

2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験

粒子化せずにキャビティプール内床面に到達した高温溶融物は、床面上を拡がり、やがて除熱により溶融物表面にクラストが形成されることから拡がり停止する。この拡がり面積は、溶融物の伝熱面積を支配することから、デブリの冷却性において重要な因子となる。KTH が実施した PULiMS 装置（図6 (a)）による水中高温溶融物拡がり実験では、水中において除熱によるクラスト形成が進むため、ドライ状態よりも拡がり面積が小さくなることが知られている。解析モデルを開発するためには、水中における高温溶融物の拡がりに関する実験データの拡充が重要である。そこで、PULiMS 装置を用いて、プール水深、デブリ過熱度等をパラメータとした水中高温溶融物拡がり実験により、最新知見を拡充する（図6 (b)）。

本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。



(a) PULiMS 装置外観

(b) 実験後溶融物拡がり例

出典：P. Kunidov et al., Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-WO<sub>3</sub> corium simulant melt, NED 263,284-295 (2013).

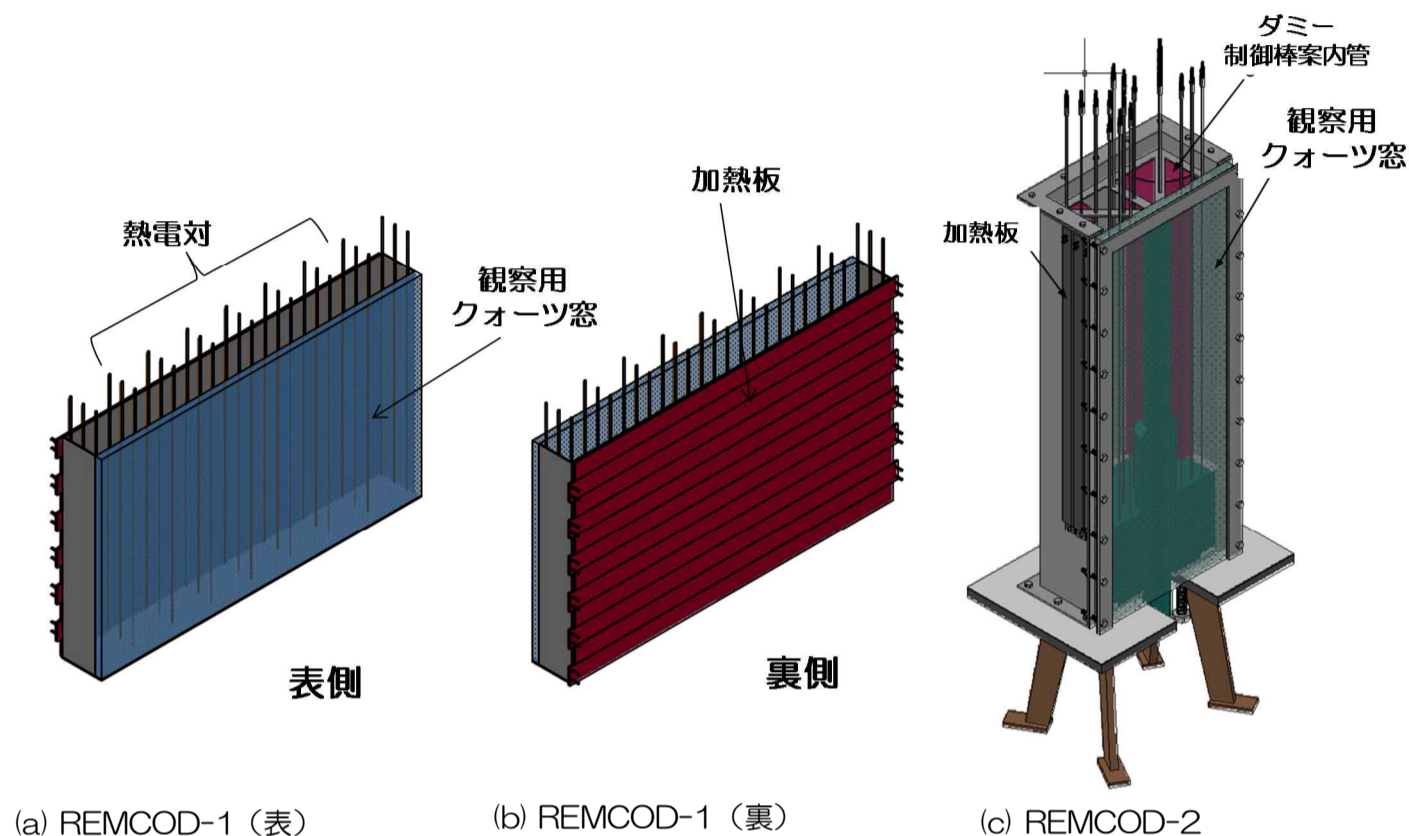
図6 PULiMS 高温溶融物プール内拡がり実験装置



### 3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験

キャビティに堆積したデブリベッド内を十分な冷却水が流れない場合、デブリベッド内で局所的にドライアウトが発生し、場合によっては固化したデブリの再溶融が発生する可能性がある。同様に、固化しているデブリベッド上に高温溶融物が落下した場合、特に、酸化溶融物と金属溶融物が十分に混合していない場合、金属溶融物がデブリベッド内に浸透し流路を閉塞する等して局所的に再溶融が発生する可能性がある。

酸化物-金属混合溶融物の流動に対する詳細なモデル化のためのデータを拡充することが重要である。ここでは KTH において REMCOD と呼ぶ装置を製作し(図7)、比較的高密度の熱電対及び高温に耐えられるクォーツ窓を介した可視化により、固化デブリベッド内での高温溶融物の浸透挙動及び再溶融挙動に関する最新知見を拡充する。



出典：Current Severe Accident Research Activities in S/NRA/R Japan, IAEA Training Meeting on Post-Fukushima Research and Development(2015).

図7 REMCOD 高温溶融物-デブリベッド相互作用浸実験装置

実験は2種類の体系から構成する。REMCOD-1(図7(a)及び(b))では、平板上のテストセクション内において、一方の側面よりデブリベッドを加熱し、固化したデブリベッド内の高温溶融物の浸透状況を格子状に配された熱電対及び可視化窓によって観察する。熱電対指示値及び可視化情報に基づき、溶融物の到達領域及びデブリベッドの再溶融の可能性に関する情報を取得する。また、REMCOD-2では、BWRの下部プレナム内の幾何形状を模擬した体系において、REMCOD-1と同様の測定を行う。REMCOD-1では、疑似二次元体系内の高温溶融物-デブリベッド相互作用に関するデータが得られ、REMCOD-2では、原子炉圧力容器下部プレナム内を模擬した三次元体系における高温溶融物-デブリベッド相互作用に関するデータが得られる。

本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。REMCOD-1から得られるデータは、キャビティ内のデブリベッドにおける高温溶融物-デブリベッド相互作用の解析モデル開発に活用される。また、REMCOD-2から得られるデータは、原子炉圧力容器下部プレナム内の高温溶融物-デブリベッド相互作用の解析モデル開発に活用される。後者については、将来的には原子炉圧力容器下部ヘッドの貫通に関する現実的評価のための解析コードの開発に活用する。

### (5) 海水注入影響評価実験【分類③】

BWR及び加圧水型原子炉(PWR)では、重大事故対策として海水を代替水源として位置付けている。海水注入長期化すると、炉内での崩壊熱による蒸発によって塩分濃度が上昇し、炉心、下部プレナム等、圧力容器の各所に析出物が形成され、これらが局所的に集積し、流路狭隘部を閉塞して除熱性能を劣化させる可能性がある。そのため、沸騰濃縮などによる塩分析出が燃料及び溶融炉心の除熱に及ぼす影響についての知見を拡充する。なお、本実験は平成28年度で終了である。

#### 1) 燃料バンドル除熱性能実験

燃料を対象とした実験では、5×5バンドル体系で、初期塩分濃度、バンドル出力、設定液位、溶液種類(模擬海水及び海水ホウ酸混合溶液)、加熱時間等をパラメータとして、析出位置や析出量の時間変化をX線CTスキャナで計測し定量的に評価した(図8)。さらに、模擬燃料棒に設置した熱電対により模擬燃料棒の表面温度挙動を計測し、析出挙動との関係を調査した。取得したデータから析出メカニズム及び表面温度上昇メカニズムを分析し、実機における析出挙動及び除熱性能予測に繋げるための解析手法を構築した。(図7)

#### 2) デブリベッド

溶融炉心を対象とした実験では、除熱性能に大きく影響するデブリベッド表面クラストを緻密に模擬し、クラック、クラスト粒径及び溶液種類(水、模擬海水及び海水ホウ酸混合溶液)をパラメータとして沸騰曲線を計測した。その結果、クラックがある方が、また、水よりも海水の方が、熱伝達率が向上する結果が得られた。これらのデータは「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理

化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。

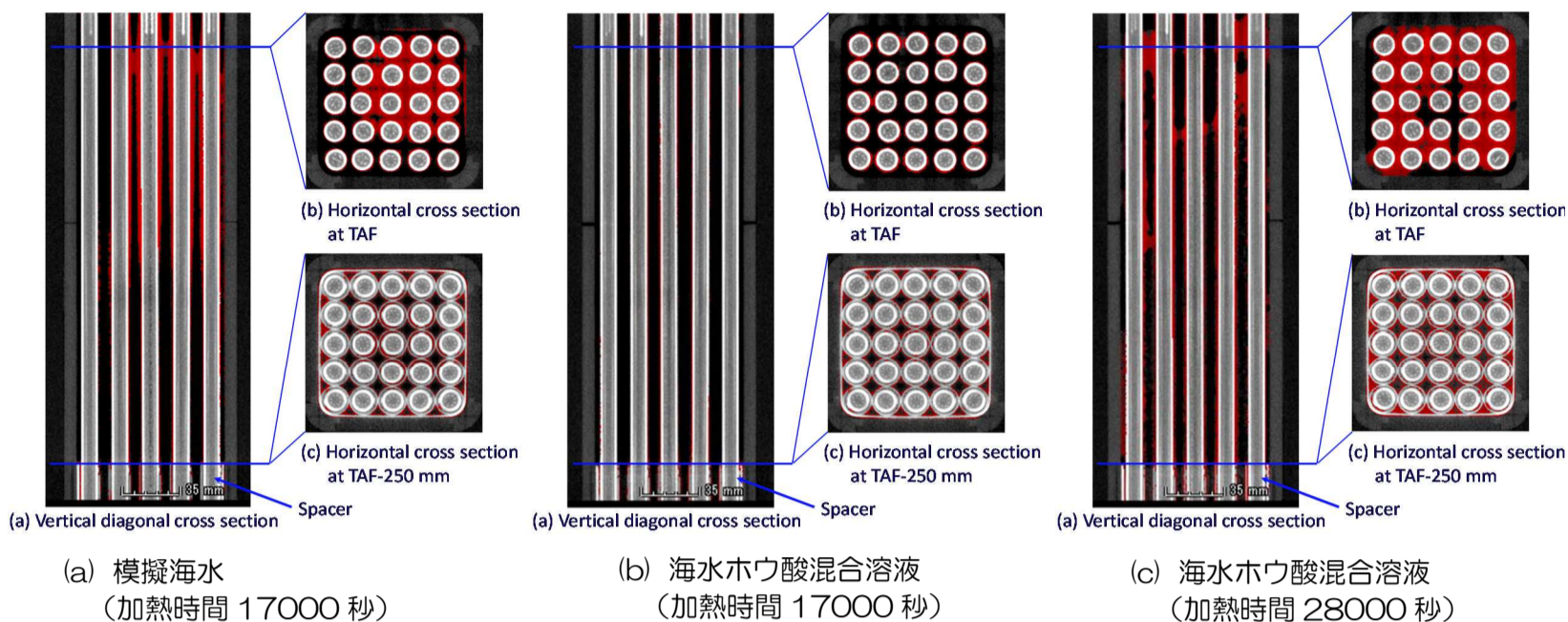

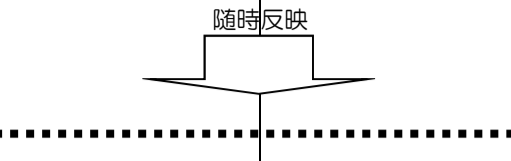
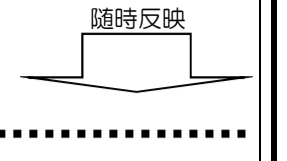


図8 塩析出挙動のX線CTスキャナ計測結果

工程表

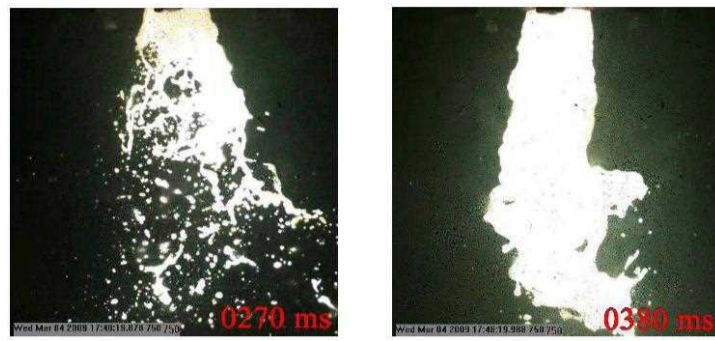
		平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度
(1) プールスクラッピング実験		▽学会公表 ○大規模実験 定常実験	減圧実験	減圧実験		
		○小規模実験 装置整備	単一気泡実験	二相挙動実験		
				○中規模実験 装置整備	蒸気実験	スクレーラビリティ 装置整備
						→ No.11
						↓
(2) 重大事故時格納容器熱流動実験		装置検証	○密度成層実験 予備実験	空気ジェット実験	蒸気ジェット実験	ジェット方向影響実験
				○格納容器冷却実験 容器内ガス影響実験	冷却水流量影響実験	ヘリウム成層条件実験
(3) ソースターム実験		○コールド実験 予備実験	ベースケース	温度影響実験	霧田気影響実験	FP 移行挙動確認実験
		○ホット実験 装置設計	装置製作	予備実験実験	霧田気影響実験	FP 移行挙動確認実験
(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験	1) プール内落下高温溶融物の粒子化学挙動実験	実験条件検討・装置改造	予備実験	ノズル径影響実験	デブリ過熱度影響実験	プール水サブクール影響実験
	2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験	実験条件検討 予備実験	▽学会公表 プール水サブクール影響実験	デブリ過熱度影響実験	ノズル径影響実験	デブリ材料影響実験
	3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験	装置設計	装置製作	予備実験	均一単一材料実験	デブリ材料影響実験
(5) 海水注入影響評価実験		○短尺実験 ボイド率計測実験				
		○長尺実験 装置整備	析出挙動実験			
		析出挙動解析手法の構築		▽論文公表		

				
7. 実施計画	<p>【平成29年度の実施内容】</p> <p>(1) プールスクラビング実験</p> <p>1) 小規模実験</p> <p>a. プール内上昇時における単一気泡の界面変動挙動及びその内部のエアロゾル挙動を高速カメラにより計測して、相互の関係を調査し、現行のエアロゾル捕獲モデルと比較評価し、改良点を検討する。</p> <p>2) 中規模実験</p> <p>a. ノズル出口から液面到達までの気泡群をワイヤメッシュセンサーにより3次元詳細計測して、各位置における流動様式等を評価し、現行スクラビングモデルと比較検討する。</p> <p>b. プールスクラビング槽出入口におけるエアロゾル計測により、除染係数を支配するメカニズムを調査する。</p> <p>3) 大規模積分実験</p> <p>a. 減圧時のエアロゾル放射性物質除去率について、減圧率及びサブマージェンスのパラメータを変化させた実験を行い、各パラメータの減圧時除染係数への影響を調査し、データベースを構築する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <p>a. 可燃性ガス等混合分布挙動実験：空気環境下での空気ジェット挙動及び空気+ヘリウム環境下での空気ジェットによる密度成層浸食挙動を、PIV等を用いて計測し、密度成層浸食実験のベースデータを取得する。</p> <p>b. 格納容器冷却効果実験：飽和蒸気体系及び飽和蒸気+空気体系において、格納容器外面冷却のベースケース実験を行い、容器内圧力変化及び温度分布計測により、冷却効果を評価する。</p> <p>(3) ソースターム実験</p> <p>a. 国際共同実験 VERDON5 の化学分析に参加し、燃料から放出された後の放射性物質の化学形態に関する解析モデル作成を目的としたデータを拡充する。</p> <p>b. 前述の VERDON5 実験を補完するため、温度・雰囲気ガス等の条件を変更した実験を実施し、データを取得する。</p> <p>c. 前年度のコールド実験に基づき、ホット実験を実施する。</p> <p>(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験</p> <p>1) プール落下高温溶融物の粒子化挙動実験</p> <p>a. KTH の DEFOR-A 装置を用いた高温溶融物ジェットブレイクアップ実験でノズル径を変化させた実験を行う。その他のパラメータは既往実験と同等とし、各高さ位置でデブリ粒子を採取し、その径のデータを評価する。既往データ等との比較評価により、プール水サブクール度のジェット微粒化への影響を評価する。</p> <p>2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験</p> <p>a. KTH の PULiMS 装置を用いた床上高温溶融物スプレッド実験のデブリ過熱度を変化させた実験を行う。文献及び前年度のデータ分析から、その条件範囲を決定し、床上拡がり時の温度データの取得及び高速カメラ撮影により挙動を評価する。</p> <p>3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験</p> <p>a. 前年度に KTH において製作した REMCOD-1 装置の試運転を行い、改良改善点を洗い出し、装置を完成させる。加えて、相互作用に影響の大きいと考えられる模擬材料に関して親水性等を考慮して検討し、実験条件を決定する。</p> <p>【平成30年度の実施内容】</p> <p>(1) プールスクラビング実験</p> <p>2) 中規模実験</p> <p>a. 流入ガスに蒸気を加えた条件を実施可能とするために、蒸気ラインの追設及び装置の耐熱性向上のための改良を行うとともに、蒸気混入条件におけるエアロゾル計測手法を確立させる。</p> <p>3) 大規模積分実験</p> <p>a. 前年度に引き続き、減圧時のエアロゾル放射性物質除去率を、減圧率、ガス組成及びガス温度のパラメータを変化させた実験を行い、各パラメータの減圧時除染係数への影響を調査し、データベースを完成させる。</p> <p>b. 作成したデータベースから除去メカニズムの検討を行い、現行スクラビングモデルの改良点を検討する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <p>a. 可燃性ガス等混合分布挙動実験：前年度に引き続き、噴出ジェットに蒸気を用いた実験を行い、密度成層浸食挙動を計測する。前年度の空気ジェットと比較し、その挙動を評価する。</p> <p>b. 格納容器外面冷却効果実験：前年度に引き続き、冷却水流量を変化させた実験を行い、容器内圧力及び温度分布のデータを取得する。昨年度のデータを含め、流量による冷却効果への影響を評価する。</p> <p>(3) ソースターム実験</p> <p>a. 前年度に引き続き、国際共同実験 VERDON5 の温度・雰囲気ガス等の条件を変更した実験データを拡充し、実験データベースを拡充する。</p> <p>b. 熱化学平衡理論に基づく放射性物質の化学形態推定に必要な化学反応データベースを活用した解析モデルを作成し、検証解析を実施する。</p>			

	<p>(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験</p> <p>1) プール落下高温溶融物の粒子化挙動実験 KTHのDEFOR-A装置を用いた高温溶融物ジェットブレイクアップ実験でデブリ過熱度を変化させた実験を行う。各高さ位置で採取したデブリ粒子径を評価し、既往データ等との比較評価により、デブリ過熱度のジェット微粒化への影響を評価する。</p> <p>2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験 KTHのPULiMS装置を用いた床上高温溶融物スプレッド実験のノズル口径大径化実験を行う。得られたデータ、既往文献及び前年度までのデータとの比較評価により、拡がり挙動への影響を評価する。</p> <p>3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験 前年度完成させたREMCOD-1装置を用い、模擬デブリベッド堆積層を単一材料成分とした場合の実験を行い、溶融金属のデブリベッド堆積層への流入挙動を可視化窓からの観察及び温度データにより評価する。</p> <hr/> <p>【平成31年度の実施内容】</p> <p>(1) プールスクラッピング実験 これまでに得られた小規模、中規模及び大規模試験結果について検討し、スケーリング効果の調査を目的とした、実現象の全体像を把握可能とする新規装置を設計する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験 a. 可燃性ガス等混合分布挙動実験：前年度に引き続き、噴出ジェットを横向きとした実験を行い、密度成層浸食挙動を計測する。前年度までの上向きジェットと比較し、その挙動を評価する。 b. 格納容器外面冷却効果実験：前年度に引き続き、上部をヘリウム成層とした条件での実験を行い、容器内圧力及び温度分布のデータを取得する。昨年度までのデータと比較し、冷却効果への影響を評価する。</p> <p>(3) ソースターム実験 燃料から放出された後の放射性物質の化学形態による移行挙動に関し、温度・雰囲気ガス等の条件を変更した実験データを拡充し、評価する。</p> <p>(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験</p> <p>1) プール落下高温溶融物の粒子化挙動実験 KTHのDEFOR-A装置を用いた高温溶融物ジェットブレイクアップ実験でプール水のサブクール度を変化させた実験を行う。各高さ位置で採取したデブリ粒子径を評価し、既往データ等との比較評価により、ノズル径のジェット微粒化への影響を評価する。</p> <p>2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験 KTHのPULiMS装置を用いた床上高温溶融物スプレッド実験のデブリ材料影響評価実験を行う。得られたデータと既往文献や前年度までのデータとの比較評価により、拡がり挙動への影響を評価する。</p> <p>3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験 前年度に引き続き、REMCOD-1装置を用い、模擬デブリベッド堆積層を二材料成分とした場合の実験を行い、データを取得し、昨年度データとの比較評価を行う。</p>
8. 備考	

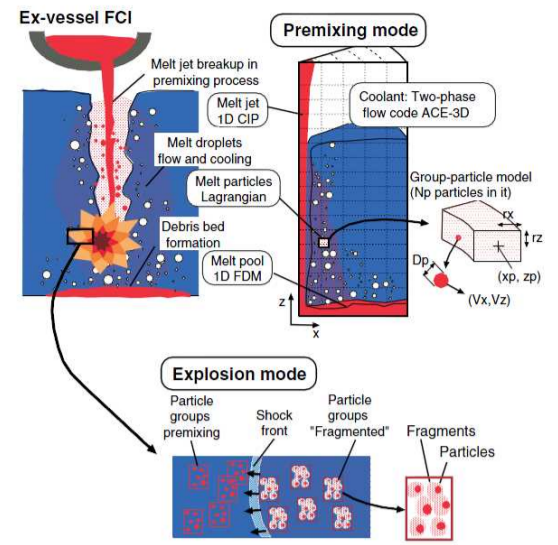
## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(シビアアクシデント担当) 付
		担当責任者	堀田亮年統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ②シビアアクシデント	主担当	堀田亮年統括技術研究調査官
3. 背景	<p>重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象については、現在の解析コードによる予測には不確実さが大きな領域が存在し、これらに関して継続的研究が国内外において進められている。ここから得られる知見を反映した解析コードを開発し、適合性審査やガイドの改定等の要否の検討を通じて安全性に係る評価の高度化に資する知見を継続的に拡充していくことが重要である。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用及び溶融炉心 - コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）については、国際協力実験等を通じて知見が得られているが、現象解明及び実機プラント予測における不確実さは大きい。このため、国内外の動向、最新の文献、国際協力プロジェクトへの参加等を通じて得た知見により、解析モデルの改良を進め、精度を向上していくことが重要である。</p> <p>キャビティへの先行注水時のデブリベッド冷却性に着目し、デブリベッド形成及びデブリベッド内伝熱流動に関連する諸現象に関する実験的研究が近年国内外で活発化しており、ここから得られる知見に基づき、デブリベッド冷却性に対する解析モデルの精度を向上させることが重要である。</p> <p>エアロゾル状又はガス状の放射性物質は、種々の物理化学的現象を含む除去現象を経たのちに環境に移行する。こうした除去及び移行プロセスについては、経済協力開発機構原子力機関原子力施設安全委員会（以下「OECD/NEA/CSNI」という。）、欧州共同体等、国内外において継続的に実験的研究が進められている。ここから得られる知見に基づき詳細な化学反応を含む解析モデルを開発し、MELCOR等の総合重大事故解析コードに反映することは、ソースターム評価における精度を向上する観点から重要である。</p>		
4. 目的	<p><b>(1) 解析コードの開発</b></p> <p>新たに導入された重大事故対策及びリスク低減の視点から重要であり、かつ既存コードによる評価の不確実さが大きい溶融燃料 - 冷却材相互作用、溶融炉心 - コンクリート相互作用、キャビティ注水時のデブリ冷却性及び放射性物質生成・移行・除去挙動の4つの物理化学現象を対象として、不確実さの幅を温度、圧力等の状態変数で定式化することによって、実規模スケールの解析に適用できる解析コードを開発する。</p> <p><b>(2) 解析コードの検証及び妥当性確認</b></p> <p>国際協力プロジェクト実験、公開された実験及び別プロジェクトにおいて取得した実験データベースに基づき、解析コードの予測性を確認し解析結果の精度の向上を図る。</p>		
5. 知見の活用先	<p>将来的な安全性に係る評価の高度化に資するため、成功基準の検討、事故進展解析及び分岐確率等の確率論的リスク評価技術の向上、さらには別途実施する代表プラントの確率論的リスク評価技術の改良等に活用する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成29年度) (終期：平成34年度)	<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」（平成28年7月6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> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</li> </ul> <p>これまでに、デブリベッド形成及び冷却性等に係る解析コードの開発を進めてきたが、平成29年度からは、実機プラントにおける重大事故評価の精度向上の観点から課題の優先順位を検討した結果、溶融燃料 - 冷却材相互作用、MCCI、キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性並びに燃料デブリからの放射性物質放出の4分野を対象として、これらに関する解析コードの開発を進める。解析コードの開発に当たっては、国内外の研究の成果及び評価技術の現状を踏まえて、軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験等で取得した最新の試験結果を活用し、実験条件から実機プラント条件への外挿における不確実さの評価を含めた評価手法の整備を図る。</p> <p><b>(1) 溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発</b></p> <p>OECD/NEA/CSNI が実施した二酸化ウラン-金属混合物を用いた SERENA2 実験シリーズ（図1(a)）によって、二酸化ウラン溶融物の挙動及びこれに関する多次元コード JASMINE コードのモデルの不確実さを含む予測性に関する知見（溶融ジェットブレークアップ、粗混合液滴の分布、細粒化と二相流動場の相互効果等）が得られている（図1(b)）。</p> <p>これらの知見を活用し、実規模スケールにおける現象予測の精度を向上する手法を整備する。まず、実験と実機プラントにおける条件の相違が発生する機械的エネルギーに及ぼす影響度から、多段階の溶融物落下及び大量な溶融物落下時の水中での二相挙動及び二酸化ウランにおける機械的エネルギー変換に関する現象を同定し、これらに関する国内外の研究動向、解析モデルについて調査し、数値モデルを開発する。また、空中でのデブリ粒子化、水中での粒子化デブリの集積挙動等の同伴現象に関する解析モデルは、より現実的な予測のために必要な要素であり、これらの同伴現象に関する解析モデルを備えたコードの開発を進める。【分類③】</p>		



出典：NKS-34, M. Strandberg, Analyzing Steam Explosions with MC3D (2015).

(a) 溶融物落下状況 (TROI TS-3 ケース)



出典：JAEA-Data/Code 2008-014 K. Moiriyama et al., Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide (2008).

(b) 溶融燃料 - 冷却材相互作用モデル

図1 OECD/NEA/CSNI-SERENA2 における TROI 実験における溶融燃料 - 冷却材相互作用解析例

## (2) 溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発

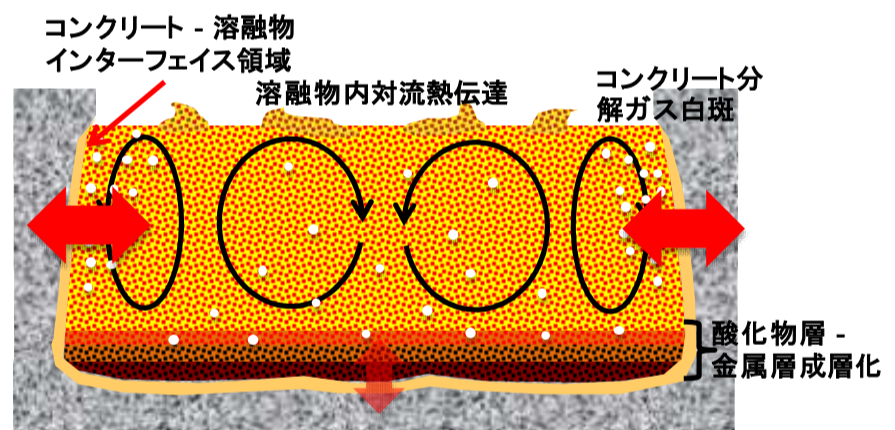
OECD/NEA/CSNI が実施した二酸化ウランを用いた MCCI 実験により、珪質岩系コンクリートに関する異方性侵食挙動、上部注水時の上面クラストを介した除熱挙動に関する系統的なデータが得られている (図 2(a))。また、注水時の上面クラスト除熱現象については、亀裂発生、水の侵入、溶融物の噴出等による除熱メカニズムについての定性的挙動は知られているものの、実験装置においてはクラストが装置側壁に固着し溶融物とクラストの間にギャップが生成される等の効果が存在することも分かっており、実験結果を解釈するには、こうした効果に対する考慮も必要である。これらの現象を扱うため、これまで 2 次元解析コードの開発を進めてきたが、実規模スケールへの外挿評価における不確かさについては課題として残っている。

今後専門家との情報交換及び公開された文献等に基づき異方性侵食を含む数値モデルを開発し、キャビティ周辺位置へ堆積したデブリによる侵食などの現実的問題を扱うことができる三次元解析コードを開発する (図 2(b))。また、開発した解析コードについては、OECD/NEA/CSNI-MCCI、SURC 等、これまで取得している実験データベースに基づき不確かさを含めた予測性の評価を行う。さらに、実験から実機プラントに外挿する上で、コンクリート侵食の観点から影響度の大きな溶融物 - コンクリートインターフェイス挙動、上面クラスト伝熱挙動、落下直後のコンクリート壁との接触による初期クラスト生成 (侵食における潜伏期) 等について、解析モデルに基づく評価により精度の向上を図る。【分類③】



出典：OECD/MCCI-2005-TR06, M.T.Farmer et al., OECD MCCI Project Final Report(2008).

(a) OECD/MCCI-CCI3 における異方性侵食



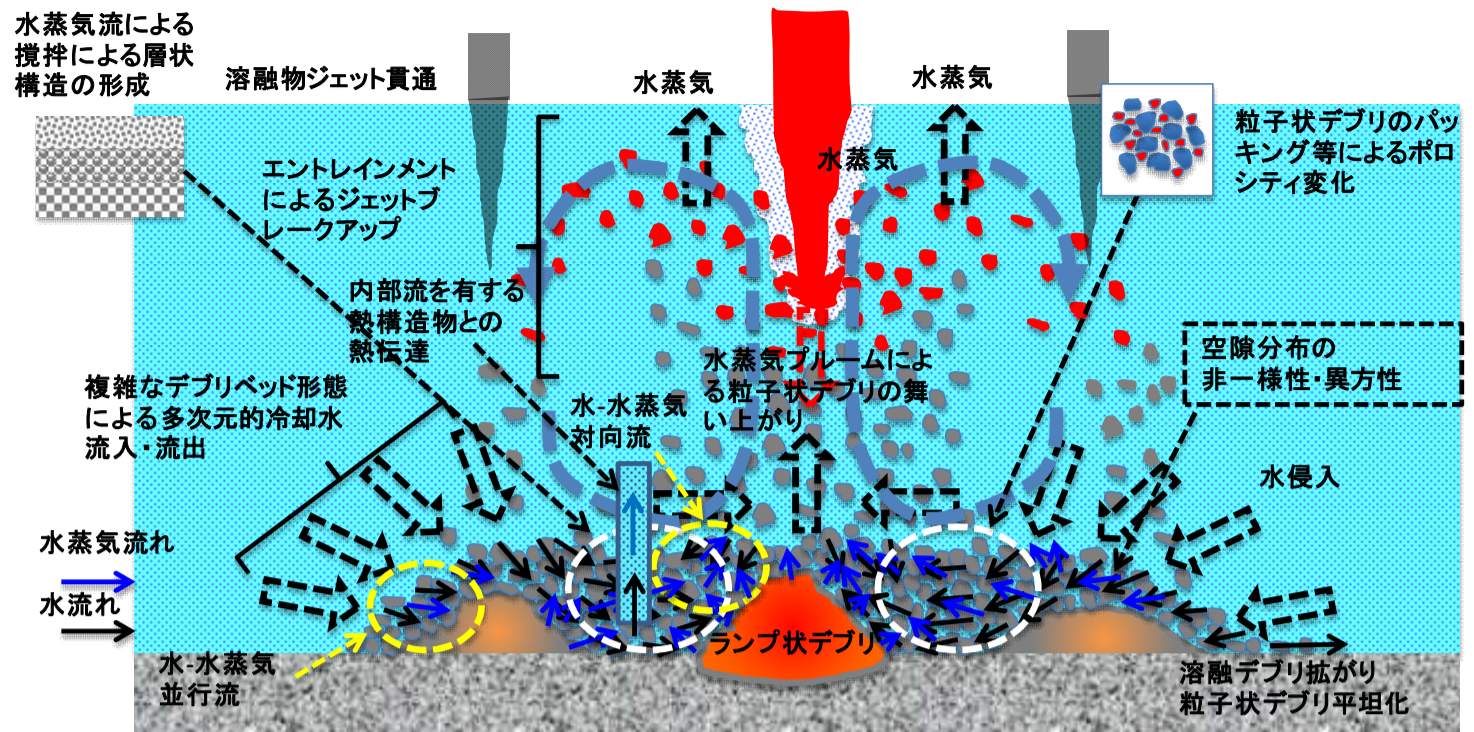
(b) MCCI モデル

図2 OECD/NEA/CSNI-MCCI におけるコンクリート侵食解析例

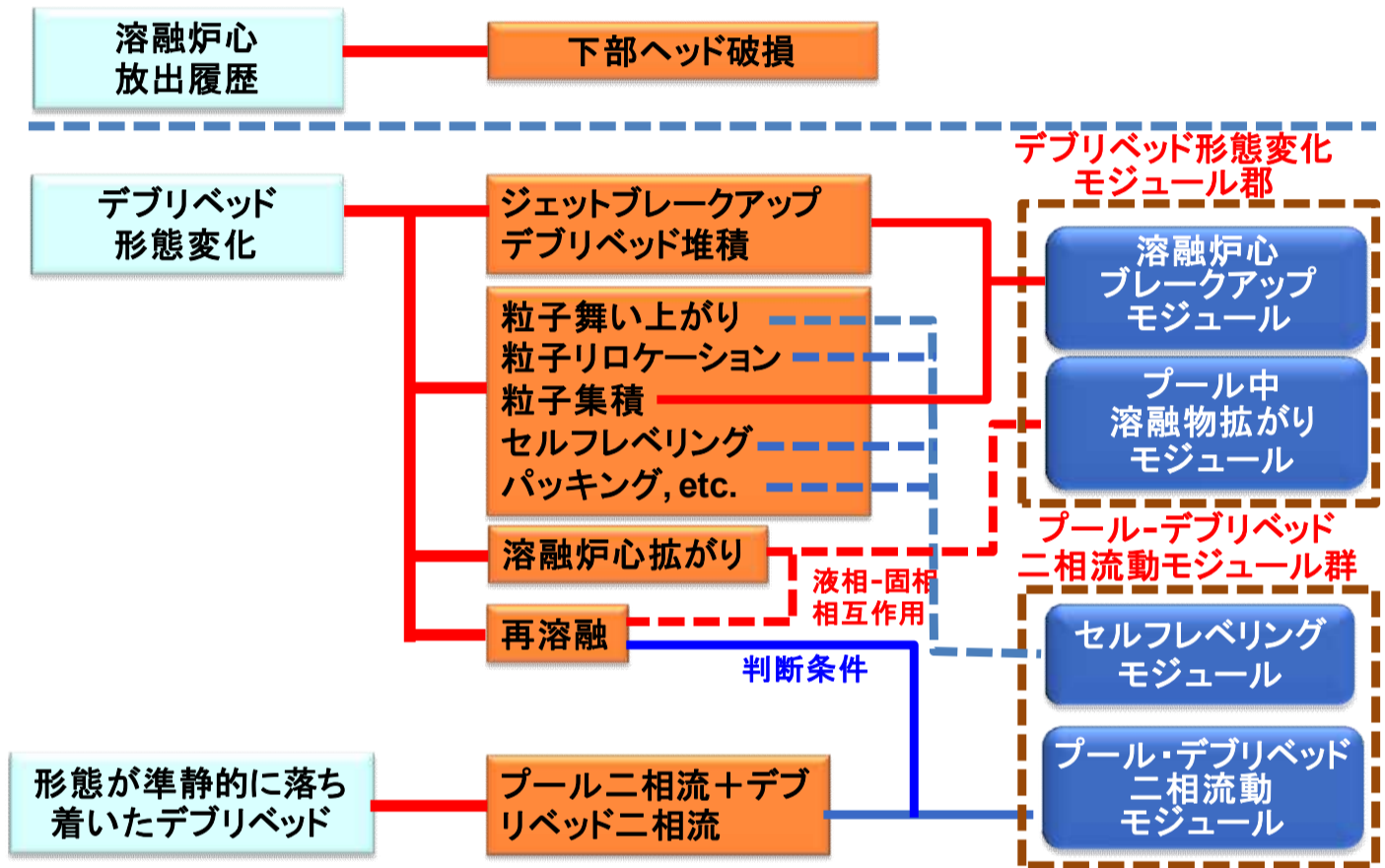
## (3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

我が国の軽水炉において事業者が採用するキャビティへの先行注水では、プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリの一部は水との相互作用によって一部は細粒化し、その他は塊のまま床面に堆積する (図 3(a))。このようなデブリベッド形成の詳細な過程を個別現象に分解した (図 3(b))。これまでに複雑な多孔質体であるデブリベッド内の熱流動に係る数値モデルを開発している。ここでは、国内機関との協力を含めてこの解析コードの開発を更に進め、複数箇所からの多段階溶融物放出への対応、水中における溶融物のジェットブレイクアップモデル、水中の床面上における溶融物の拡がり等、非定常かつ非一様なデブリベッド形成に関するモジュールを開発し、これを堆積したデブリベッド - プール体系の冷却を扱うモジュールと結合し、格納容器キャビティ内でのデブリ冷却性に関する種々のシナリオを扱うことができる解析コード体系を開発する。

また、開発したコードについては、ドイツ シュトゥットガルト大学 (以下「IKE」という。) 等が実施したデブリベッド実験との比較及び「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」において取得するスウェーデン王立工科大学 (以下「KTH」という。) が行うデブリ形成過程に関する実験データベースに基づき不確かさを含めた予測性の評価を行う。さらに、既往の実験にこれらの実験を併せた実験データベースと、ここで開発する解析コード体系に基づき、実機において想定される種々のシナリオに対応したデブリベッド形態に対応し、不確かさの評価を含めた評価手法を構築することができる。【分類③】



(a) デブリベッド形成概念図



(b) デブリベッド形成に係る現象の分解

図3 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル

#### (4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発

重大事故時のソースタームの評価では、放射性物質の燃料からの放出、原子炉冷却系から格納容器への移行、環境への放出等のそれぞれの移行挙動の考慮が課題として残っている。環境への移行量の不確かさには、発生、放射性物質の形態（ガス状、エアロゾル状等）、格納容器内での除去メカニズム（重力沈降、泳動等）、緩和設備の効果（スプレー、プールスクラビング等）等が複合的に影響するため、精度の向上のためには、国内機関との協力を含めたこれらの移行挙動に対する解析モデルの開発が重要である。

図4に示すように、ソースターム評価に関連する種々の実験が国際共同実験等で実施されており、これらで得られたデータ及び知見を取り入れ、ソースターム評価モデルを開発する。ただし、これらの実験には個別効果実験等も含まれており、実規模スケールの評価に適用する場合には不確かさを評価する必要がある。最終的に、これらの評価モデルは、計算効率やシステムレベル解析において得られる変数のスケールに合わせて縮約し、MELCORに組み込むことを目的として開発する。MELCORへの組込みは「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率的リスク評価に係る解析手法の整備」において実施する。【分類③】

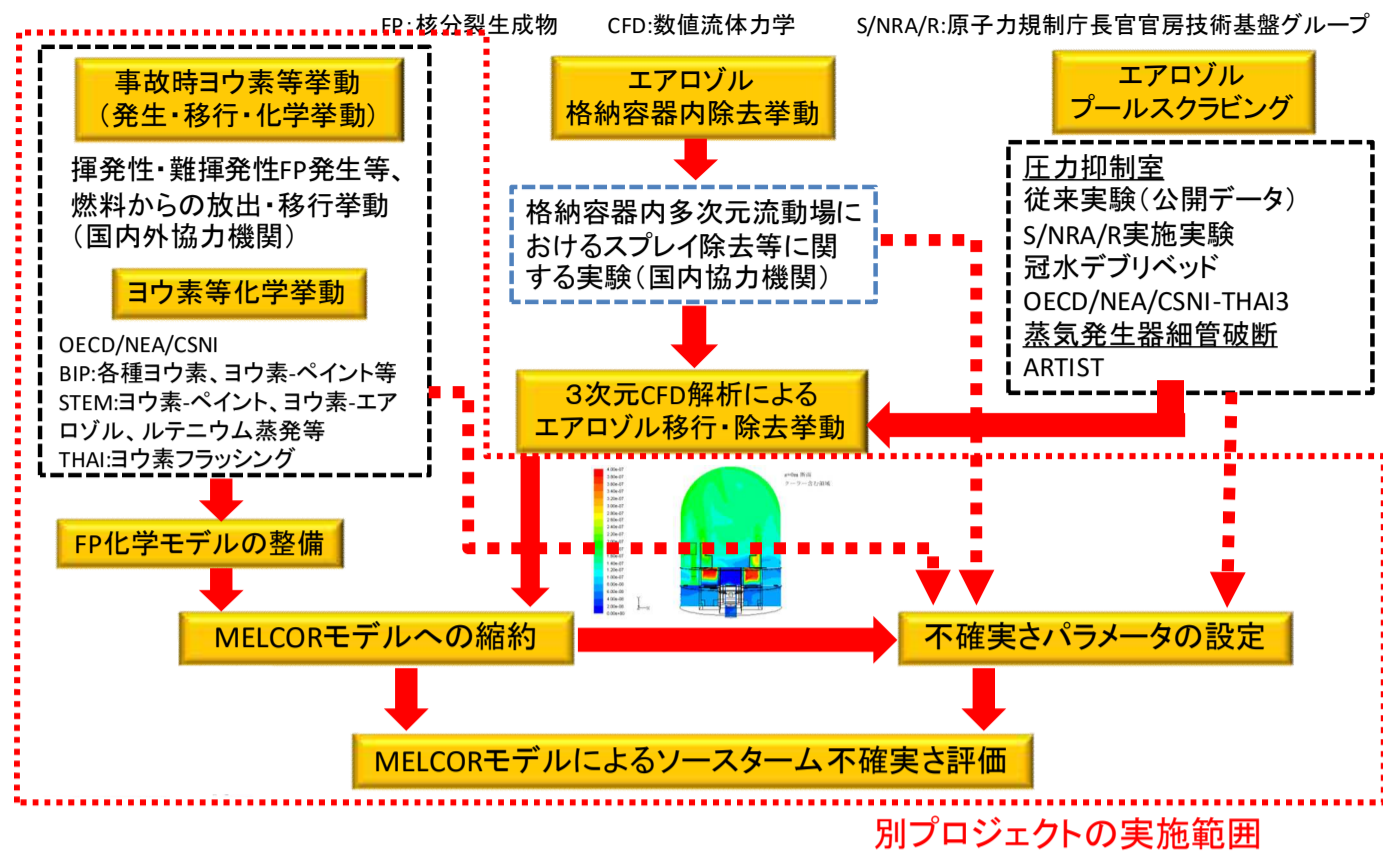


図4 放射性物質生成・移行・除去モデル開発

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度	平成 34 年度
(1)	溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発 数値モデル検討 既往コード改良 単体検証 論文公表	数値モデル検討 既往コード改良 単体検証	数値モデル検討 コード開発 結合検証 妥当性確認 不確かさ評価	技術報告 公表		
(2)	溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発 数値モデル検討 コード開発 単体検証	数値モデル検討 コード開発 単体検証 学会公表	数値モデル検討 コード開発 結合検証 妥当性確認 不確かさ評価	技術報告 公表		
(3)	キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発 数値モデル検討 コード開発 単体検証 妥当性確認 論文公表	コード開発 単体検証 妥当性確認	コード開発 結合検証 妥当性確認 不確かさ評価 論文公表			
(4)	放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発 数値モデル検討 コード開発	単体三次元解析手法の開発 単体コード開発	単体三次元解析手法の開発 妥当性確認	三次元解析手法の開発 妥当性確認 論文公表	三次元解析手法の開発 妥当性確認	感度解析 不確かさ評価 論文公表 技術報告 公表
	随時反映	随時反映	随時反映	随時反映	随時反映	随時反映
	安全性向上評価等のガイドの改定等の検討を通じた安全性に係る評価の高度化					

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) 溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発

- a. 数値モデル検討：MC3D 等による SERENA2 多次元流動現象データの分析結果、KTH における PULiMS 実験結果等を調査し、新知見としてモデルに取り入れるべき項目を抽出する。さらに、JASMINE の改良を念頭に必要な現象モデルの数値化を開始する。
- b. 既往コード改良：既往コードの構造を調査し、上記数値モデルの組込みを実施する。
- c. 単体検証：組込んだ数値モデルの機能を単体検証する。

(2) 溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発

- a. 数値モデル検討：CORQUENCH コード等の公開されている MCCI コードにおける上面クラスト熱伝達モデル、異方性侵食に関する欧州を中心としたモデル化に関する文献を調査し、コードの仕様を検討する。実施計画を立案して目標を設定し、このために必要な現象モデルの数値化を実施する。
- b. コード開発：上記数値モデルの組込みを実施する。
- c. 単体検証：組込んだ数値モデルの機能を単体検証する。

(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

- a. 数値モデル検討：IVMR (In-Vessel Melt Retention) 及び EVDC (Ex-Vessel Debris Cooling) に関する文献を調査し、圧力容器貫通、デブリベッド形成等に関するモデル化に関する情報を整理する。実施計画を立案して目標を設定し、このために必要な現象



	<p>モデルの数値化を実施する。</p> <p>b. コード開発：上記数値モデルの組み込みを実施する。</p> <p>c. 単体検証：組込んだ数値モデルの機能を単体検証する。</p> <p>d. 妥当性確認：実験の存在する現象について予測計算を実施する。</p> <p><b>(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発</b></p> <p>a. 数値モデル検討：酸化雰囲気でのルテニウムの酸化挙動、燃料からの放出挙動及び原子炉冷却系での移行挙動を調査し、モデル化に関する情報を整理する。実施計画を立案して目標を設定し、このために必要な現象モデルの数値化を実施する。</p> <p>b. コード開発：上記数値モデルの組み込みを実施する。</p>
	<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p><b>(1) 溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発</b> 数値モデル検討、JASMINE コード改良及び追加モジュールを開発し、仮想問題に基づく単体検証を実施する。</p> <p><b>(2) 溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発</b> 数値モデル検討、コード開発を進め、仮想問題に基づく単体検証を実施する。</p> <p><b>(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発</b> コード開発を進め、単体検証及び実験データに基づく妥当性確認を実施する。さらに、不確かさ評価法を開発する。</p> <p><b>(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発</b></p> <p>a. プールスクラビング：単体三次元解析手法の開発</p> <p>b. エアロゾル移行：単体三次元解析手法の開発</p> <p>c. ヨウ素等：単体コード開発</p>
	<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p><b>(1) 溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発</b> 数値モデル検討及びコード開発を進め、結合検証及び実験データに基づく妥当性確認を実施する。また、実験及び実規模スケールにおける不確かさ評価を実施する。</p> <p><b>(2) 溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発</b> コード開発を進め、結合検証及び実験データに基づく妥当性確認を実施する。また、実験及び実規模スケールにおける不確かさ評価を実施する。</p> <p><b>(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発</b> コード開発を進め、結合検証及び実験データに基づく妥当性確認を実施する。また、実験及び実規模スケールにおける不確かさ評価を実施する。</p> <p><b>(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発</b></p> <p>a. プールスクラビング：単体三次元解析手法の開発、実験データに基づく妥当性確認</p> <p>b. エアロゾル移行：単体三次元解析手法の開発、実験データに基づく妥当性確認</p> <p>c. ヨウ素等：単体コード開発、実験データに基づく妥当性確認</p>
	<p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p><b>(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発</b></p> <p>a. プールスクラビング：結合評価、三次元解析手法の開発、実験データに基づく妥当性確認</p> <p>b. エアロゾル移行：結合評価、三次元解析手法の開発、実験データに基づく妥当性確認</p> <p>c. ヨウ素等：結合評価、コード開発、実験データに基づく妥当性確認</p>
	<p>【平成 33 年度の実施内容】</p> <p><b>(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発</b></p> <p>a. プールスクラビング：結合評価、三次元解析手法の開発、実験データに基づく妥当性確認</p> <p>b. エアロゾル移行：結合評価、三次元解析手法の開発、実験データに基づく妥当性確認</p> <p>c. ヨウ素等：結合評価、コード開発、実験データに基づく妥当性確認</p>
	<p>【平成 34 年度の実施内容】</p> <p><b>(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発</b></p> <p>a. プールスクラビング：感度解析、不確かさ評価法の開発</p> <p>b. エアロゾル移行：感度解析、不確かさ評価法の開発</p> <p>c. ヨウ素等：感度解析、不確かさ評価法の開発</p>
8. 備考	

(プロジェクト個票)

<p>1. プロジェクト</p>	<p>12. 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付</p>
		<p>担当責任者</p>	<p>堀田亮年統括技術研究調査官 舟山京子首席技術研究調査官</p>
<p>2. カテゴリー・研究分野</p>	<p>(2) 原子炉施設 ②シビアアクシデント</p>	<p>主担当</p>	<p>西村健技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>重大事故における格納容器破損防止に係る実機解析においては、事故の影響が及ぶ広範な領域における幅広い事故シナリオに対する既存解析コードの改良及びこれらを用いた評価手法の整備を進め、レベル 2 及びレベル 3 確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）手法等の安全評価に対して最新知見を継続的に反映していくことが重要である。</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備          実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）では、重大事故時の格納容器破損防止対策の有効性確認について、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）及び加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）に対して 6 つの「必ず想定する格納容器破損モード」を定め格納容器破損防止対策の有効性を確認している。加えて PRA を実施し、「有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モード」があれば新たに追加することが求められている。</p> <p>重大事故時の格納容器内事故進展の解析では、プラント全体を考慮し、幅広いスケールに及び多数の物理化学現象の相互作用を扱う総合重大事故現象解析コード (Integral Code) を用いるアプローチにより基本的な格納容器負荷を評価する。同時に、特定の複雑な物理化学現象の相互作用については、空間及び時間的に高い解像度を有する個別現象解析コード (Dedicated Code) を用いるアプローチを併用している。格納容器破損に係る物理化学現象及びこれらに対するプラント応答の解析コードによる予測の不確かさを低減するため国内外において研究活動が活発に継続している。ここでは、国際協力実験等への参加による実験データの取得並びに解析コード及びその用法に関する最新の知見を反映し、上記 2 種類のアプローチを併用した解析手法の整備を進めていくことは、広いスケールに及び物理化学現象を適切に扱う必要がある重大事故解析において重要である。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備          これまでに、内部事象を対象としたレベル 2 PRA 評価手法の整備を進めてきた。平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」（以下「安全性向上評価」という。）の実施が規定され、安全性向上評価において個別プラントのリスクプロファイルを明確化するために、レベル 2 PRA の実施が見込まれている。レベル 2 PRA 評価手法を改良するとともに、外部事象等にその適用範囲を拡大し、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による安全性に係る評価の高度化に資することが重要である。</p> <p>東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）後の国際的な動向を踏まえて、これまでにレベル 3 PRA 手法の整備を進めてきた。今後、確率論的リスク評価 (PRA) の成熟状況に応じて、将来的に実用発電用原子炉施設においてサイト特性評価を踏まえたサイト外に対するリスクの評価を実施するため、レベル 3 PRA を活用したリスク評価に向けた検討を開始する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備          1F 事故では、1 号機から 3 号機までが炉心損傷し、大量の放射性物質が環境に放出され、大気中及び海洋に拡散した。ソースターム評価の精度向上のために、敷地境界近傍等の計測値及び数値解析を組み合わせた放射性物質の環境への放出量を推定する評価手法の整備が重要である。</p> <p>また、緊急時対策所等の居住性に係る被ばく評価の精度向上のため、直接線及びスカイシャインによる被ばく評価の不確かさ等について知見を得ることが重要である。</p>		
<p>4. 目的</p>	<p>(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備          基準類策定、安全性向上評価、重大事故対策の有効性判断、1F 事故の分析等に適用できる総合現象解析コード及び個別現象解析コードによる評価手法を整備し、必要な場合にはモデル改良を実施する。また、実機相当レベルのデータを含む妥当性確認用データの取得を行い不確かさの定量評価手法を整備する。</p> <p>1) 総合現象解析コードによる評価手法の整備          重大事故総合解析コード MELCOR により 1F 事故分析に資する解析を実施する。これにより、実機解析におけるモデル化、境界条件等の課題を抽出し、同プラントの事故分析及び実機プラントに対する解析技術を整備する。また、ヨウ素及びルテニウムの化学的挙動に関する解析モデルを整備する。「11. 軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」にて実施するエアロゾルの移行に関する詳細評価手法を合わせ、これを MELCOR 内に縮約して組み込むことにより事故進展解析における放射性物質放出挙動評価の精度を向上する。</p> <p>2) 個別現象解析コードによる評価手法の整備          水素燃焼、メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象及び静的・動的負荷に対する格納容器閉じ込め機能に関する詳細解析手法及び不確かさの低減のためのモデル整備を行う。個別現象に関する経済協力開発機構原子力機関原子力施設安全委員会（以下「OECD/NEA/CSNI」という。）が主催する実験等に参加し、実験データ等の成果を取得する。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備          1) 外部事象に係るレベル 2 PRA 手法の整備          レベル 2 PRA 評価においては、物理化学現象に加えて、格納容器イベントツリ上にシステム非信頼性解析モデルを一括して扱う手</p>		

	<p>法を整備し、これにより外部事象を考慮した格納容器機能喪失頻度及び環境への放射性物質放出量評価手法、複数立地評価手法等を整備する。</p> <p>2) レベル 3PRA 手法の整備 重大事故等対処設備を考慮したレベル 1 からレベル 3 までの PRA 結果から、濃度、線量等のリスクの指標を検討するとともに、リスク指標を評価するためのレベル 3PRA 手法を整備する。また、代表プラントのリスク評価を行い、防護措置の効果等に係る技術的知見を取得する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備 1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 1F 事故における環境への放射性物質の放出量の推定のために、地形影響等を考慮した大気拡散モデル、海洋拡散モデル及び陸上動態モデルを統合した環境拡散評価手法を整備する。 2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備 緊急時対策所等の居住性等に係る被ばく評価について、直接線及びスカイシャイン線に対する建屋等による遮蔽評価の確認に資する技術的知見を取得し被ばく評価手法を整備する。</p>
5. 知見の活用先	<p>解析コードによる評価及び PRA は、新規規制基準における事故シーケンス選定、有効性評価等の適合性審査に係る確認のより一層の向上に資する。また、事故進展解析、分岐確率、放射性物質放出挙動評価等について、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等の要否の検討を含めた安全性に係る評価の高度化に資する。さらに、代表プラントの PRA の信頼性の継続的な改善等に資する。また、原子力災害対策指針の防護措置に係る参考情報に資する。</p>
6. 安全研究概要 (始期：平成 29 年度) (終期：平成 34 年度)	<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」（平成 28 年 7 月 6 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</li> </ul> <p>格納容器破損防止対策評価手法、PRA 及び環境影響評価に関する評価手法を整備するとともに、OECD/NEA/CSNI が行う国際共同プロジェクトに参加し、評価手法の妥当性確認のための実験データベース等の取得を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備【分類③】</p> <p>1) 総合現象解析手法の整備 ① MELCOR による実機規模解析技術の整備 MELCOR を用い、1F 事故解析を実施し、これに基づき実機規模の解析評価モデル及び評価手法を整備する。さらに、事故時の詳細な計測結果が存在する福島第二原子力発電所について MELCOR による解析を実施する。両ケースを比較することにより実機規模解析における課題を抽出する。</p> <p>② ヨウ素及びルテニウム化学挙動並びにエアロゾルの移行に関する評価手法の整備 「④ OECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集」の一環として参加する放射性物質放出挙動関連国際実験プロジェクト BIP3 及び STEM2 において得られたヨウ素（無機、有機）及びルテニウムの化学的挙動に関するデータに基づき、ヨウ素（無機、有機）及びルテニウムに関する評価モデルを整備する。 「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」の一環として開発する格納容器内でのエアロゾルの除去メカニズム（重力沈降、泳動等）、緩和設備の効果（スプレー、プールスクラビング等）等に関する詳細解析モデルを MELCOR スケールのモデルに適用するように縮約する。</p> <p>2) 個別現象解析手法の整備 ① 格納容器破損モード（水素燃焼）評価の整備 詳細数値流体力学（以下「CFD」という。）解析による水素燃焼解析手法は研究途上の段階にあるが、遅い火炎から中速度の火炎については均一水素濃度場を中心とした実用的な CFD 解析モデルが提案されている。こうしたモデルにより、格納容器破損のみならず、水素が停留する可能性のある安全系の機能に関する詳細な評価手法を整備する。「④ OECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集」の一環として参加する水素リスク関連国際実験プロジェクト THAI3、HYMERES 等で得られた実験データに基づき、噴流による成層崩壊に対する予測性を確認した乱流モデルを適用して、クーラー、スプレー等の安全機器による格納容器雰囲気流れ場への影響を CFD 解析により評価し、格納容器内の局所的な温度及び濃度等を定量的に評価する手法を整備する。</p> <p>a. 水素混合解析の整備 汎用 CFD 解析コード及び原子力専用詳細解析コードを用い、比較的詳細なメッシュに基づき、安全上重要な水素の大局的流動現象（対流、成層化等）とその形成・崩壊過程及び局所的流動現象（区画内の滞留等）に関する解析手法を整備する。また、構造体表面での凝縮熱伝達、スプレー、クーラ等複数の安全機器の作動時に生じる熱流動上の相互作用、静的触媒式水素再結合器 (PAR)、イグナイターのモデルパラメータはメッシュサイズによる影響を受けることが考えられる。 こうしたメッシュ詳細化によるモデル適用法の課題が存在することを踏まえて、格納容器内の多次元空間熱流動に及ぼす影響を把握するため、国際協力プロジェクト（OECD/NEA/CSNI-HYMERES 計画等）及び「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」にて国内協力機関が実施する「重大事故時格納容器熱流動実験 (CIGMA)」等にて得られるデータに基づく実験解析を行い、実機評価のための技術的知見を整備する。さらに、静的触媒式水素再結合器 (PAR) に関する THAI 実験シリーズのデータを利用し、その起動、配置、処理能力、設置数等に関する評価手法を整備する。次の b. の水素燃焼解析手法を併用し、重大事故時に想定される水素漏えいモードに対する水素濃度制御を評価する。</p>

b. 水素燃焼解析の整備

国際協力プロジェクト実験（OECD/NEA/CSNI-THAI 計画等）として実施された既往水素燃焼実験及び同 THAI3 で実施される燃焼区間伝播実験に対して CFD 解析を実施し、非均一水素濃度場及び水蒸気混合気場における水素燃焼モデルの適用性拡大を図るとともに、火炎加速領域に適用できる水素燃焼解析評価手法を整備する。本評価により、実装可能な水素濃度制御によって局在化する可能性がある水素の燃焼についての影響等を評価する。

② 格納容器破損モード（メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象）評価手法の整備

溶融炉心が落下後キャビティ床面上を拡がり、更に溶融炉心-コンクリート相互作用によりコンクリートが侵食する総合的挙動を評価する。使用する解析コードは、別プロジェクトにおいて開発する溶融炉心のキャビティ床面拡がり解析コード及び MELCOR 内蔵の CORCON とする。国内外において公開されているドライ条件及びウェット条件での実験データを整理し、本評価システムの妥当性確認のために利用する。

③ 格納容器破損モード（静的・動的負荷）評価手法の整備

既往の国内外の静的・動的負荷に対する格納容器閉じ込め機能の維持に関する実験結果及び解析結果に基づき、特に格納容器機能喪失に係る物理化学現象に伴って発生する動的荷重に対する格納容器機能の維持に関する評価手法を整備する。

④ OECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集

以下のプロジェクトに参加し、関係機関と協力して解析コードの妥当性確認のためのデータ取得及び専門家との情報交換を通じての現象理解及び解析手法に関する知見を取得する。

プロジェクト	取得対象	活用先
BIP3	ヨウ素化学的挙動に関する実験データ	別プロジェクトの「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」で実施する「放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」、本プロジェクトの「ヨウ素及びルテニウム化学挙動並びにエアロソルの移行に関する詳細評価手法の整備」において活用。
STEM2	ヨウ素及びルテニウムの化学的挙動に関する実験データ	同上
THAI3	水素混合、水素燃焼、ヨウ素移行、プールスクラビング等に関する実験データ	本プロジェクトの「水素混合・燃焼解析の整備」において活用。
HYMERES2 (予定)	水素混合に関する実験データ	同上
SAREF 後継 プロジェクト (予定)	1F 事故の教訓に基づく安全研究に関する知見	総合現象レベル及び個別現象レベルにおける優先順位を本プロジェクトに適切にフィードバック。

(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備【分類③】

1) 外部事象に係るレベル 2PRA 手法の整備

重大事故等対処設備の信頼性を格納容器イベントツリに組み込むことにより、設備間の相互依存性等を考慮したレベル 2PRA 評価手法を整備する。本評価手法を適用しレベル 2 地震 PRA 及び複数基立地を含む代表プラントの評価を行う。

2) レベル 3PRA 手法の整備

重大事故等対処設備を考慮したレベル 1 からレベル 3 までの PRA 結果から、濃度、線量等のリスクの指標を検討するとともに、リスク指標を評価するための手法を整備する。また、代表プラントのリスク評価を行い、防護措置による被ばく低減効果、複数基立地の影響等に係る技術的知見を整備する。

(3) 環境影響評価手法の整備【分類③】

1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

地形影響等を考慮した詳細評価手法を用いた大気拡散モデル、海洋拡散モデル及び陸上動態モデルを統合した評価手法を整備し、国内の代表プラントに対する環境影響解析に適用する。

2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

点減衰法、 $S_N$ 法及びモンテカルロ法を用いて原子力発電所を対象とした解析を行い、原子炉建屋、放射性雲等からの直接線及びスカイシャイン線に対する建屋等による遮蔽評価の確認に資する技術的知見を整備する。

		工程表					
		平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度	平成 34 年度
(1)	1)	OMELCOR による実機規模解析技術の整備 1F 事故進展解析					解析手法の妥当性確認
		○ヨウ素及びルテニウム化学挙動並びにエアロゾルの移行に関する評価手法の整備 無機ヨウ素評価モデル・エアロゾル		福島第二原子力発電所事故進展解析 入力整備	炉心損傷防止事例解析		圧力抑制率温度分布評価
				有機ヨウ素評価モデル・エアロゾル			
						ルテニウム評価モデル・エアロゾル	
(1)	2)	○格納容器破損モード（水素燃焼）評価手法の整備 水素混合解析手法の整備					
				水素燃焼解析手法の整備			
				CIGMA 試験 (JAEA)			
		○格納容器破損モード（溶融炉心・コンクリート相互作用）総合評価手法の整備 溶融物のキャビティ床面拡がり（ドライ）					
				溶融物のキャビティ床面拡がり（ウェット）			
						炉外デブリの冷却性	
(1)	2)	○格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷）評価手法の整備 格納容器等の静的・動的負荷に対する構造応答					
		OOECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集 BIP3（事故時ヨウ素挙動）					
		STEM2（放射性物質放出挙動に関する実験）					
		THAI3（格納容器内水素挙動）					
		HYMERS2（水素成層化等の解析評価：予定）					
		SAREF 後継プロジェクト（1F 事故に関する研究：予定）					
		随時反映		随時反映		随時反映	
		新規制基準に基づく重大事故等対処設備の有効性評価手法の妥当性確認等					技術報告
(2)	1)	○外部事象に係るレベル 2PRA 手法の整備 外部事象の緩和策への影響評価					
				複数基立地の影響評価			放射性物質放出挙動評価
		随時反映		随時反映		随時反映	
		将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等の要否の検討を含めた安全性に係る評価の高度化					
(2)	2)	○レベル 3PRA 手法の整備 リスク指標の検討					
			リスク評価手法の整備		代表プラントにおけるリスク評価		
				適切な時期にガイド等への反映 の要否を検討			
(3)	1)	○放射性物質の環境拡散評価手法の整備 大気拡散モデル及び海洋拡散モデルの整備					
				陸上動態モデルの整備		モデル統合化及び解析	論文公表
(3)	2)	○遮蔽解析に係る技術的知見の整備 モンテカルロ法を用いた遮蔽解析手法及びその適用事例に関する調査					
			モンテカルロ法を用いた遮蔽解析に係る技術的知見の整備				論文公表
				点減衰核法及びS <sub>N</sub> 法を用いた遮蔽解析に係る技術的知見の整備			
		随時反映		随時反映		随時反映	
		原子炉制御室等居住性に係る被ばく評価に関する新規制基準への適合性評価					

7. 実施計画

<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備</p> <p>1) 総合現象解析手法の整備 MELCOR を用いた 1F 事故進展解析及び無機ヨウ素の詳細評価モデルを整備する。</p> <p>2) 個別現象解析手法の整備 格納容器破損モードに係る水素混合解析手法の整備 (CFD)、溶融物のキャビティ床面拡がり (ドライ)、鋼補強及び鉄筋コンクリートに関する構造応答解析モデルの検討。 国際共同プロジェクト (ヨウ素挙動: BIP3、放射性物質放出挙動: STEM2、水素挙動: THAI3) に参加して、データを蓄積する。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備</p> <p>1) 外部事象に係るレベル 2PRA 手法の整備 代表的な原子炉施設を対象にして重大事故等対処設備を考慮した格納容器イベントツリを構築する。</p> <p>2) レベル 3PRA 手法の整備 国内 3 ループ PWR プラントを対象に、重大事故等対処設備を考慮したソースタームによるレベル 3PRA を行い、濃度、線量等のリスク指標を検討する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備</p> <p>1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 公開モデルを用いた三次元大気拡散モデル及び海洋拡散モデルを整備する。</p>
<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備</p> <p>1) 総合現象解析手法の整備 前年度に引き続き、MELCOR を用いた 1F 事故進展解析及び無機ヨウ素の詳細評価モデルを整備する。</p> <p>2) 個別現象解析手法の整備 水素混合解析手法の整備 (CFD)、溶融物のキャビティ床面拡がり (ドライ)、格納容器等の静的・動的負荷に対する構造応答解析手法の整備を進める。 国際共同プロジェクト (BIP3、STEM2 及び THAI3) に参加して、データを蓄積する。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備</p> <p>1) 外部事象に係るレベル 2PRA 手法の整備 前年度に引き続き、格納容器イベントツリ及びレベル 2PRA における外部事象の緩和策への影響を分析する。</p> <p>2) レベル 3PRA 手法の整備 国内 4 ループ PWR プラント及び ABWR プラントを対象とした重大事故等対処設備を考慮したソースタームによるレベル 3PRA を行い、濃度、線量等のリスク指標を検討する。また、検討したリスク指標を評価するためのレベル 3PRA 手法を整備する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備</p> <p>1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 前年度に引き続き、公開モデルを用いた三次元大気拡散モデル及び海洋拡散モデルの整備を進める。</p> <p>2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備 モンテカルロ法を用いた遮蔽解析手法及びその適用事例に関する調査結果を整理し、原子力発電所を対象にモンテカルロ法を用いた解析を行い、分散低減手法等の妥当性確認に係る技術的知見を整備する。</p>
<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備</p> <p>1) 総合現象解析手法の整備 MELCOR による 1F 事故進展解析を進めるとともに、福島第二原子力発電所事故進展解析及び有機ヨウ素評価モデルの整備を進める。</p> <p>2) 個別現象解析手法の整備 水素燃焼解析手法の整備を進めるとともに、平成 31 年度からは、条件を変更した溶融物のキャビティ床面拡がり (ウェット) の解析手法、格納容器等の静的・動的負荷に対する構造応答解析の整備を進める。 国際共同プロジェクト (STEM2 及び THAI3) に参加して、データを蓄積する。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備</p> <p>1) 外部事象に係るレベル 2PRA 手法の整備 前年度までに整備したレベル 2PRA 手法を適用して、複数基立地の影響評価を実施する。</p> <p>2) レベル 3PRA 手法の整備 前年度に引き続き、リスク指標を評価するためのレベル 3PRA 手法を整備する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備</p> <p>1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 前年度に引き続き、公開モデルを用いた三次元大気拡散モデル及び海洋拡散モデルの整備を進めるとともに、陸上動態モデルの整備に着手する。</p> <p>2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備 原子力発電所を対象にモンテカルロ法を用いた解析を行い、モンテカルロ法を用いた遮蔽解析手法を原子炉施設に適用するための妥当性確認手法を整備する。</p>
<p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備</p> <p>1) 総合現象解析手法の整備 MELCOR による 1F 事故進展解析、福島第二原子力発電所事故進展解析、有機ヨウ素評価モデルの整備を進める。</p> <p>2) 個別現象解析手法の整備 水素燃焼解析手法の整備、溶融物のキャビティ床面拡がり (ウェット) に関する解析手法の整備を進める。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備</p> <p>1) 外部事象に係るレベル 2PRA 手法の整備 前年度に引き続き、複数基立地の影響評価を実施する。</p>

	<p>2) レベル3PRA手法の整備 前年度までに整備したリスク評価手法及び被ばく低減解析手法を用いて、代表プラントにおけるリスク評価を行い、防護措置による被ばく低減効果、複数基立地の影響等に係る技術的知見を整備する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備 1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 前年度に引き続き、公開モデルを用いた陸上動態モデルの整備を進める。 2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備 軽水炉を対象に点減衰核法を用いた解析を行い、遮蔽解析手法を原子炉施設に適用するための妥当性確認手法を整備する。</p> <p>【平成33年度の実施内容】</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備 1) 総合現象解析手法の整備 MELCORによる1F事故進展解析、福島第二原子力発電所事故進展解析及び本年度から酸化ルテニウムの原子炉冷却系内移行挙動評価モデルの整備を進める。 2) 個別現象解析手法の整備 水素燃焼解析手法の整備を進めるとともに、前年度までの成果を参考として炉外デブリの冷却性評価手法を整備する。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備 1) 外部事象に係るレベル2PRA手法の整備 格納容器イベントツリ及び放出力カテゴリーに沿って、放射性物質放出頻度の計算に必要な放射性物質放出挙動評価を実施する。 2) レベル3PRA手法の整備 前年度に引き続き、代表プラントにおけるリスク評価を行い、防護措置による被ばく低減効果、複数基立地の影響等に係る技術的知見を整備する。</p> <p>(3) 環境影響評価手法の整備 1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 大気拡散、海洋拡散及び陸上動態の各モデルを一体化し、統合的評価手法を整備するとともに、1F事故を対象に解析を行い、環境への放射性物質の放出量を推定する。 2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備 前年度に引き続き、原子力発電所を対象にS<sub>N</sub>法を用いた解析を行い、遮蔽解析手法を原子炉施設に適用するための妥当性確認手法を整備する。</p> <p>【平成34年度の実施内容】</p> <p>(1) 格納容器破損防止対策の評価手法の整備 1) 総合現象解析手法の整備 MELCORによる1F事故進展解析、福島第二原子力発電所事故進展解析を進める。 酸化ルテニウムの格納容器内移行挙動評価の詳細モデルを整備する。 2) 個別現象解析手法の整備 前年度に引き続き、水素燃焼解析手法の整備、炉外デブリの冷却性評価手法の整備を進める。</p> <p>(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備 1) 外部事象に係るレベル2PRA手法の整備 放射性物質放出挙動評価の結果を取りまとめ、事故シーケンスごとの格納容器機能喪失頻度、放射性物質の放出頻度及び放出量を明らかにする。</p>
8. 備考	<p>レベル2PRA及びレベル3PRAに係る研究を進める上で、次のレベル1PRA研究プロジェクトと協力する。</p> <p>9. 規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究 屋内退避などの防護措置による被ばく低減解析手法については、次のプロジェクトからの成果を反映する。</p> <p>29. 緊急時対応レベル(EAL)に係るリスク情報活用等の研究のうち、(2)被ばく低減解析手法の整備</p>

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	13. 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
		担当責任者	伊東上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ②シビアアクシデント	主担当者	濱口技術研究調査官
3. 背景	<p>(1) 事故シーケンスグループの検討</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号。以下「設置許可基準規則」という。）では、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置を要求しており、その解釈の中で、炉心の著しい損傷の防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループを示している。</p> <p>発電用原子炉設置者は、設置許可基準規則の要求を満たすため、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置等である重大事故等対処設備を追加している。追加した重大事故等対処設備を考慮したレベル 1 確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデル及びレベル 2PRA モデルから、重大事故等対処設備の作動及び不作為を組み合わせた事故シーケンスを抽出することができる。さらに、これらの事故シーケンスの特徴等から、重大事故等対処設備の作動及び不作為を組み合わせた事故シーケンスグループを特定することができる。</p> <p>今後、重大事故等対処設備の作動及び不作為を組み合わせた事故シーケンスごとの格納容器内の事故の進展及びソースタームに係る知見を用いて、設置許可基準規則の解釈における事故シーケンスグループへの影響を確認することは、継続して種々の事故シーケンスに対する安全性を確認するために重要である。</p> <p>(2) 安全性に係る評価の高度化</p> <p>平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」の実施が規定され、その運用ガイドでは、発電用原子炉設置者は「原子炉等規制法第 43 条 3 の 6 及び第 4 3 条の 3 の 1 4 の基準その他関係法令を踏まえ、レベル 1 PRA 及びレベル 2 PRA を内部事象及び外部事象を対象に実施する」こと、そして原子力規制委員会は、「発電用原子炉設置者が採用した評価手法及びその技術的根拠を確認」することとしている。</p> <p>これまでは、加圧水型原子炉施設（以下「PWR プラント」という。）は代表的な 3 ループ PWR プラントについて、沸騰水型原子炉施設（以下「BWR プラント」という。）は代表的な BWR5 プラントについて、レベル 1PRA から得られた主要な事故シーケンスを対象に、事故の進展に係る知見を整備してきた。</p> <p>今後、種々のプラントにおける重大事故等対処設備の作動及び不作為を組み合わせた事故シーケンスを対象にした事故の進展に係る知見を整備し、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による安全性に係る評価の高度化に資することが重要である。</p>		
4. 目的	<p>安全性に係る評価の高度化に資するため、種々の重大事故等対処設備の作動及び不作為を考慮した事故シーケンスにおける事故の進展に係る知見を整備する。</p> <p>また、PRA で使用する緩和設備の台数等の条件、緩和操作開始までの余裕時間の変化等を整理する。</p>		
5. 知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設置許可基準規則の解釈における事故シーケンスグループの検討に用いる。</li> <li>● 種々の事故シーケンスにおける事故進展解析の方法及びその技術的根拠について、将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による、安全性に係る評価の高度化に資する。</li> <li>● レベル 1PRA モデル及びレベル 2PRA モデルの整備に用いる。</li> </ul>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 29 年度) (終期：平成 31 年度)	<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」（平成 28 年 7 月 6 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</li> <li>● 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</li> </ul> <p>(1) 事故進展解析</p> <p>PWR プラント及び BWR プラントの種々のプラントについて、重大事故等対処設備を考慮した PRA のイベントツリーを分析し、LOCA 及び過渡事象の炉心注水失敗（高圧系機能喪失及び低圧系機能喪失）、崩壊熱除去機能喪失、補機冷却系機能喪失、格納容器バイパス等から解析対象とする事故シーケンスを選定する。選定した事故シーケンスについて、事故発生から格納容器破損までの事故進展解析を実施する（図 1）【分類③】。また、選定した各事故シーケンスの事故進展の現象を支配する主要なパラメータを抽出し、事故発生から格納容器破損までの事故進展に係る感度解析を実施する。【分類④】</p>		



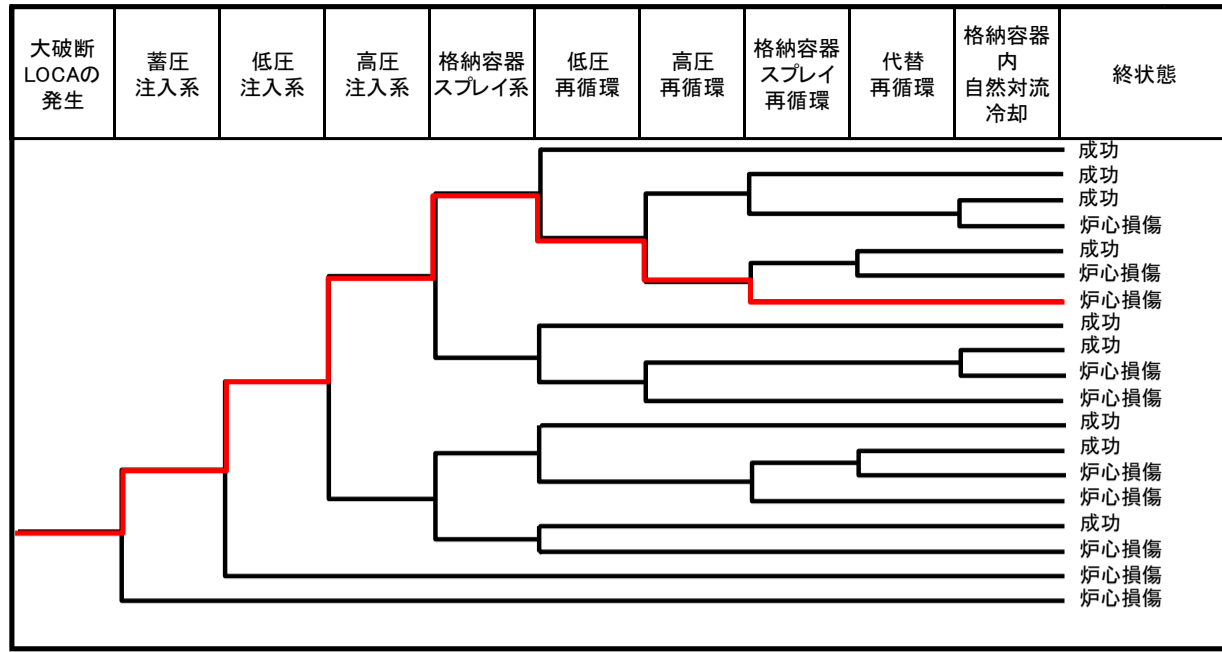
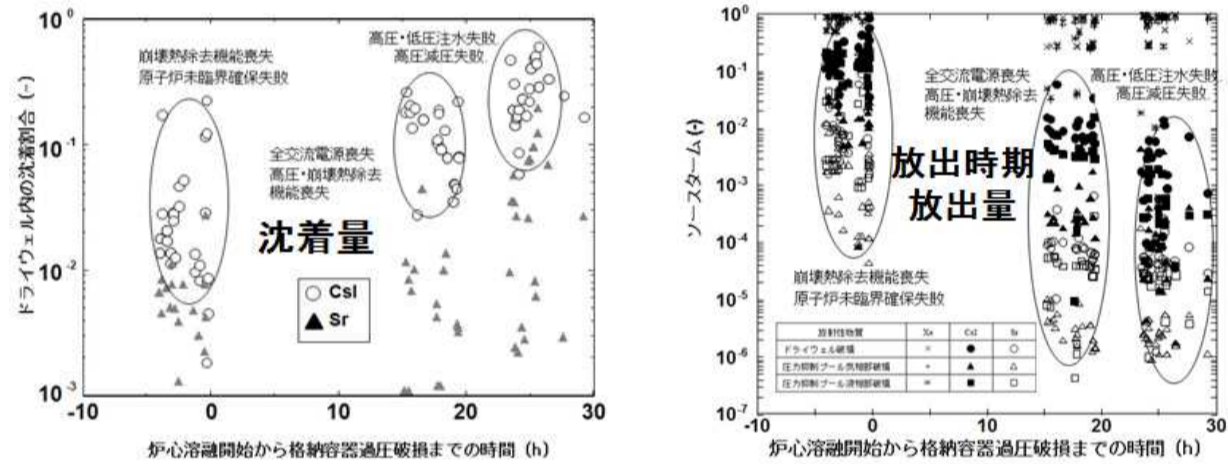


図 1. イベントツリーを用いて選定した事故シーケンスの例

(2) PRA の定量化に係る知見の整備

上記の(1)の結果に基づいて、炉心損傷若しくは格納容器破損に至る時間が早い事故シーケンス又は炉心損傷発生頻度若しくは格納容器機能喪失頻度の高い事故シーケンスの事故進展解析結果から、原子炉（圧力）容器及び格納容器の破損の発生時期、水素発生量、格納容器内の水素分布、放射性物質の沈着量等の解析結果を整理する（図 2）【分類③】。また、感度解析の結果から、PRA で使用する緩和設備の台数等の条件、緩和操作開始までの余裕時間の変化等を整理する。【分類④】

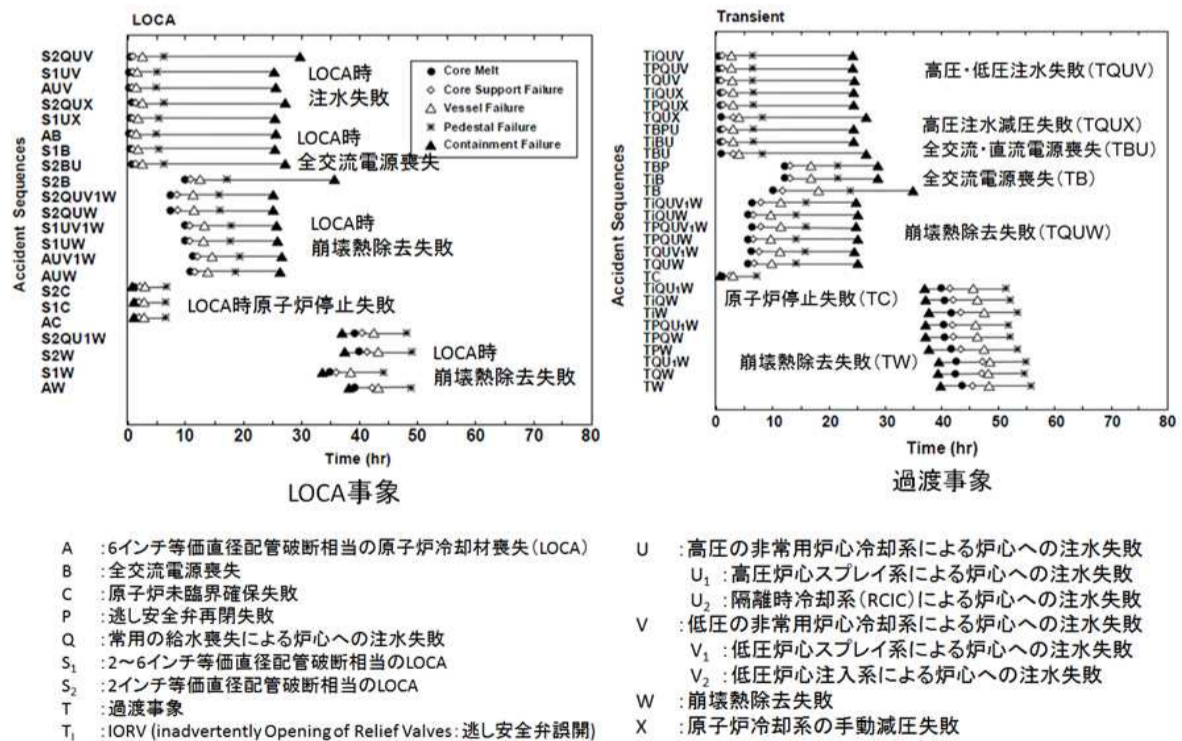


Ref. OECD/NEA/CSNI Report No.176 (1990)に修正加筆

図 2. 放射性物質の沈着量分布（イメージ図）

(3) 事故シーケンスのグループ化に係る検討

上記の(1)及び(2)の結果に基づいて、図 3 に示すようにプラント挙動、格納容器の状態及びブースタムの類似性から事故シーケンスをグループ化し、重大事故等対処設備を考慮した事故シーケンスグループの特徴に係る知見を整理する。また、整理した事故シーケンスから重要な事故シーケンスを抽出する。【分類④】



Ref. OECD/NEA/CSNI Report No.176 (1990)に修正加筆

図 3. 事故シーケンスグループの整理の例（イメージ図）

	平成29年度	平成30年度	平成31年度
(1) 事故進展解析	解析対象事故 事故シーケンスの選定 ●-----● 事故進展解析、感度解析 ●-----● (炉心注水機能喪失)	(ECCS再循環失敗) (崩壊熱除去機能喪失)	(2次系除熱機能喪) (高圧注水・減圧失敗)
(2) PRAの定量化に係る知見の整備		上記事故シーケンスの事象発生時期、 水素、放射性物質等の結果を集約 ●-----● 緩和設備の台数の条件等の知見の整備 ●-----●	NRA技術報告書作成 学会発表 ●-----● PRAモデルへ反映 ●-----●
(3) 事故シーケンスのグループ化に係る検討		事故シーケンスのグループ化及び事故シーケンスの グループに係る知見の整備 ●-----● (事故シーケンスグループ の特徴、類似性の分析)	(事故シーケンスグループの 結果の集約) (重要事故シーケンスの抽出) ●-----● 事故シーケンス グループの検討 ●-----●

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) 事故進展解析

- PWR プラント及び BWR プラントの代表的なプラントについて、炉心損傷に至るイベントツリー及び炉心損傷後のイベントツリーを基に、解析対象とする事故シーケンスを選定する。
- 代表的な PWR プラント及び代表的な BWR プラントの冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）及び過渡事象について、非常用炉心冷却系による事故シーケンスを対象に、シビアアクシデント総合解析コード（以下「MELCOR 等」という。）を用いて事故シーケンスの事故進展を解析する。
- また、これらの事故シーケンスについて、LOCA 時の破断口径等の想定事故の規模や緩和設備の動作開始時間等を対象にして、MELCOR 等を用いて感度解析を実施し、事故進展への影響をまとめる。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) 事故進展解析

- 代表的な PWR プラントの ECCS 再循環機能喪失の事故シーケンス（LOCA 及び過渡）及び代表的な BWR プラントの崩壊熱除去機能喪失（LOCA 及び過渡事象）の事故進展を解析する。
- また、これらの事故シーケンスについて、想定事故の規模や緩和設備の動作開始時間等を対象に、MELCOR 等を用いて感度解析を実施し、事故進展への影響を分析する。

(2) PRA の定量化に係る知見の整備

- 事故進展の解析結果から、原子炉（圧力）容器及び格納容器の破損の発生時期、水素発生量、格納容器内の水素分布等の解析結果を事故シーケンスごとに整理する。
- 感度解析の結果から、PRA で使用する緩和設備の台数等の条件、緩和操作開始までの余裕時間の変化等を事故シーケンスごと整理する。

(3) 事故シーケンスのグループ化に係る検討

- 上述の(1)及び(2)の結果からプラント挙動、格納容器の状態及びソースタームの類似性の観点から重大事故等対処設備を考慮した事故シーケンスグループの特徴をまとめる。

【平成 31 年度の実施内容】

(1) 事故進展解析

- 代表的な PWR プラントの 2 次冷却系からの除熱機能喪失の事故シーケンス及び代表的な BWR プラントの高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスについて、MELCOR 等を用いて事故シーケンスの事故進展を解析する。
- これらの事故シーケンスについて、想定事故の規模や緩和設備の動作開始時間等を対象に、MELCOR 等を用いて感度解析を実施し、事故進展への影響を分析する。

(2) PRA の定量化に係る知見の整備

- 事故進展の解析結果から、原子炉（圧力）容器及び格納容器の破損の発生時期、水素発生量、格納容器内の水素分布、放射性物質の沈着量等の解析結果を事故シーケンスごとに整理する。
- 感度解析の結果から、PRA で使用する緩和設備の台数等の条件、緩和操作開始までの余裕時間の変化等を事故シーケンスごと整理する。

(3) 事故シーケンスのグループ化に係る検討

- 上述の(1)及び(2)の結果からプラント挙動、格納容器の状態及びソースタームの類似性の観点から事故シーケンスグループの特徴をまとめる。
- 平成 29 年度、平成 30 年度及び平成 31 年度の解析結果を取りまとめ、重大事故等対処設備を考慮した事故シーケンスグループの炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損等の事象発生時期、水素発生量分布、放射性物質の放出量、ソースターム、

等の特徴を明らかにする。各事故シーケンスのグループから重要な事故シーケンスを抽出する。

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	14. 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)	担当部署	安全技術管理官 (システム安全担当) 付
		担当責任者	井上 正明 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2)原子炉施設 ③ 熱流動・核特性	主担当者	江口 裕 技術研究調査官 酒井 友宏 主任技術研究調査官
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て、平成25年7月に新規規制基準が施行された。同基準では、これまでの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に加えて、重大事故等への対策を要求している。このため、重大事故等の評価に資する原子炉熱流動及び核特性に対する安全解析手法の整備を行う。</p> <p>また、今後運用が予定されている安全性向上評価では、プラント安全対策の有効性を継続的に確認していくことを求めている。この安全性向上評価の手法等の妥当性確認に資するため、国内外の運転中のトラブル、事故の分析・評価等の新知見を踏まえた運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等事象に対する熱流動及び核特性の安全解析手法の継続的な高度化が重要である。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関して、従来の安全解析手法では保守的なモデルと条件を設定することにより、判断基準を満足することを確認している。本プロジェクトでは不確かさを考慮した最適評価手法（以下「BEPU 手法」という。）を用いて、安全余裕をより詳細に把握するために、最適評価コードを用いた安全解析手法の整備を行う。</p>		
4. 目的	<p><b>(1)熱流動安全解析手法の整備</b></p> <p>BEPU 手法を用いて、安全余裕をより詳細に把握するために、最適評価コードを用いた安全解析手法の整備及び評価を行う。また、設計基準事故を超える事象のうち重大事故に至るおそれがある事象に対しては、事故時の事象進展、影響のある現象等の把握に資する安全解析手法の整備を行う。</p> <p><b>(2)核特性安全解析手法の整備</b></p> <p>運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事象の解析に係る核特性解析コードを高度化するとともに、これらの解析に必要な炉心データを整備する。</p>		
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの成果は、基準等の検討及び審査の技術支援に資する。(平成 28 年度までに実施済みのものも含む。)</p> <p>① 基準等の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する基準等 (設計基準事象評価への BEPU 手法の適用)</li> <li>・ 重大事故に至るおそれがある事象の対策に対する基準等</li> </ul> <p>② 審査への技術支援</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故に至るおそれがある事象の対策に対する有効性評価の妥当性確認</li> <li>・ 安全性向上評価における評価手法の妥当性確認</li> <li>・ 事故・トラブルの原因究明及び安全対策の妥当性確認</li> </ul>		
6. 安全研究概要 (始期：平成25年度) (終期：平成29年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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>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。)</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。)</p> <p>③ 規制活動に必要な手段の整備 (以下「分類③」という。)</p> <p><b>(1) 熱流動安全解析手法の整備(分類①、②及び③)</b></p> <p>A) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して、これまでは WREM コードや RELAP5 コードにより保守的な安全評価が行われてきたが、安全余裕をより詳細に把握する観点から不確かさを考慮した BEPU 手法の整備を行う。特に、原子炉容器内の多次元熱流動の影響を考慮できる TRACE コードをベースとして、多次元・熱的非平衡現象を取り扱える格納容器内挙動解析コード GOTHIC、燃料被覆管変形等を詳細に取り扱える燃料挙動解析コード FRAPTRAN 等と結合して、冷却材喪失事故 (以下「LOCA」という。)の解析手法を整備する。</p> <p>B) 重大事故に至るおそれがある事象</p> <p>重大事故に至るおそれがある事象の安全解析手法に関して、解析コード及びプラントデータを整備する。重大事故に至るおそれがある事象の対策について、事業者が実施した有効性評価結果の妥当性確認に当たっては、炉心の特性、1 次系の熱流動及び格納容器の応答の評価が重要である。このため、これまでの熱流動解析コード RELAP5 及び炉心三次元核熱結合解析コード TRACE/SKETCH (核特性側の SKETCH コードについては、より詳細化した PARCS コードに置き換える (次項)) に、事象の評価に必要な解析機能を付加する。なお、重大事故に至るおそれがある事象では、格納容器の圧力及び温度挙動が重要となるため、ランプ (集中) モデルによる格納容器解析コードに必要な解析機能を整備する。また、プラントデータについては、本プロジェクトでこれまで整備してきた設計基準事象解析用データを基に、重大事故に至るおそれのある事象の解析に必要なデータについて根拠資料を含めて整備し、解析に適用する。</p>		

以上 A) 及び B) のコード改良・整備作業においては、OECD/NEA 等の国際共同研究プロジェクト（熱水力試験（PKL、ATLAS 等）及び燃料挙動試験（FUMAC）に関するプロジェクト）に参画し、重大事故に至るおそれがある事象の安全解析手法に関する海外の最新知見を収集するとともに、同プロジェクトで得られた研究成果を含めて、解析コードの妥当性確認を行う。

C) 溢水時の蒸気影響評価

内部溢水の評価に対して、溢水時の蒸気影響評価手法を整備する。事業者の蒸気影響評価については、実設備を用いた暴露試験の結果（蒸気に対する耐性（限界温度））と解析コードを用いた解析結果に基づいて、審査が実施されている。しかし、解析コードを用いた蒸気評価においては、設定する条件（臨界流モデル、給排気条件、伝熱条件等）により解析結果に大きな影響を与える可能性があり、その影響に関する知見を拡充するため、溢水時の蒸気影響評価手法を整備する。

(2) 核特性安全解析手法の整備(分類①、②及び③)

A) 炉心核特性解析コードの整備

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては、(1)と同様に BEPU 手法を志向する国際的動向を踏まえ、適切な不確かさを考慮した安全評価を目指し、核特性の不確かさを扱える機能を集合体燃焼計算コード CASMO に付加する。また、実測データとの比較解析を行うことで CASMO 及び炉心燃焼計算コード SIMULATE の不確かさを評価する。

B) 核熱結合解析手法の整備（核動特性モデル）

重大事故等のうち原子炉停止機能喪失事象では、事故時の炉心の反応度フィードバック特性が重要となる。このため、炉心三次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の核動特性モデル部分である PARCS コード用の核特性データ(実機平衡炉心用)を整備する。また、核特性解析コードの高度化を目的として中性子輸送理論に基づく PARCS コードを整備し、新たな三次元核熱結合コードとして TRACE/PARCS の実用化を進める。

C) 臨界安全解析コードの整備

今後の安全性向上評価の手法等の妥当性確認に資するため、臨界安全評価に係る技術的知見の拡充及び解析コードの継続的な高度化を行う。

工程表

分野		平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度以降
(1) 熱流動安全解析手法の整備	A) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故	燃料詳細挙動コードの整備 コード改良及び入力データ整備	実験解析によるコードの信頼性確認	実機 LOCA 時の燃料被覆管破損挙動評価のためのモデル整備	最適評価 (BEPU) 手法への整備 最新知見に基づく解析手法の整備及び各種入力データの不確かさ調査	PWR プラント LOCA 時燃料挙動の適用解析及び各種不確かさ調査に基づき適用解析	▽技術報告書等 安全余裕等に関する知見整理
	B) 重大事故に至るおそれがある事象	▽学会公表等 原子炉停止機能喪失解析コードの整備	▽技術報告書 ATWS 事象評価に必要な解析モデルの整備 (BWR-5、ABWR)	技術報告書▽ 格納容器機能の追加 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 安全性向上評価に向けた標準プラントデータ等のデータ整備、根拠書作成 ATLAS (重大事故等事象) 及び PKL (停止時) 試験を対象とした解析コードの検証	核熱結合及び多次元詳細解析手法の整備 核熱結合解析手法の整備 (TRACE/PARCS) -核熱水力安定性の妥当性確認解析 (ATWS 不安定性) -反応度事故解析によるコードの妥当性確認	炉心部の多次元、多チャネル挙動の TRACE コードによる有効性評価事象の適用解析、重大事故事象等 (BWR-ATWS 時の不安定性) 評価へ適用 CASMO/SIMULATE 等の解析結果との比較による妥当性確認計算 TRACE/PARCS コードの PWR への適用 「蒸気発生器伝熱管複数本破損事象」に関する熱水力解析	▽技術報告書 重大事故事象解析の根拠資料等の知見整理
	C) 溢水時の蒸気影響評価				一次元評価手法の整備及び評価知見の整理 (境界条件等の影響確認)	一次元評価手法の整備及び評価知見の整理 三次元評価手法の整備及び評価知見の整理	溢水蒸気影響評価に資する知見の整理
	国際共同研究プロジェクト	PKL、CAMP	PKL、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL、FUMAC、CAMP	論文公表等
(2) 核特性安全解析手法の整備	A) 炉心核特性解析コードの整備	平衡炉心解析用核データの整備 平衡サイクル初期の SKETCH 用核定数ファイルの整備 (PWR3 ループ)	CASMO/SIMULATE コードによる実機平衡炉心核特性データの整備 (BWR-5 及び ABWR)	CASMO/SIMULATE コードによる実機平衡炉心核特性データの整備及び実測データとの比較計算 (PWR4 ループ及び BWR-4)	▽論文公表等 不確かさ評価機能の整備 CASMO/SIMULATE の不確かさ評価機能整備	▽論文公表等 機能の整備 PWR 及び BWR の実機燃焼追跡計算及び起動時炉物理試験を対象とした不確かさ適用解析	論文公表等 核特性不確かさ等に関する知見の整備
	B) 核熱結合解析手法の整備 (核動特性モデル)	動特性データの整備 一点炉近似計算に必要な各種反応度係数、出力分布、動特性パラメータ等の評価	PARCS コードによる国際ベンチマークの検証解析 国内実機プラント解析への PARCS コードの適用に係る課題の検討	PARCS コードへの機能追加 SPERT-III 高温実験解析による TRACE/PARCS コードの妥当性確認	▽学会公表等 TRACE/PARCS PARCS コードの改良 -計算高速化 -高次モード解析機能	▽論文公表等 コードの改良整備 TRACE/PARCS コードの PWR への適用性評価 (国際ベンチマーク問題解析等)	論文公表等

		C) 臨界安全解析コードの整備	-	-	▽論文公表等 臨界安全解析コードによる臨界実験データの整備	▽論文公表等 臨界安全解析手法の整備 臨界安全解析コードの燃焼燃料に対する臨界安全評価データの整備	論文公表等 → ▽ → 論文公表等 今後の安全性向上評価等の技術的支援対応
7. 実施計画	<p><b>【平成 25 年度の実施内容】</b></p> <p><b>(1) 熱流動安全解析手法の整備</b></p> <p>A) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>LOCA 時格納容器、燃料挙動等評価手法の整備として、設計基準事故時の格納容器内挙動解析用 GOTHIC コードと燃料挙動解析用 FRAPTRAN コードの実機プラント評価への適用性を確認する実験解析、評価に必要なコード改良、実機解析用入力データの整備を実施した。</li> </ul> <p>B) 重大事故に至るおそれがある事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>三次元核熱結合手法の整備として、これまで整備してきた TRACE/SKETCH コードをベースに、核熱結合機能の拡張を PWR プラントに対して行い、原子炉停止機能喪失事象の炉心損傷防止対策の有効性評価解析を実施した。</li> </ul> <p><b>(2) 核特性解析手法の整備</b></p> <p>A) 炉心核特性解析コードの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>多重故障事象の評価のために必要な標準データ（BWR 及び PWR）の整備として、旧独立行政法人原子力安全基盤機構の保有する CASMO/SIMULATE コード用の PWR3 ループの標準データを用いて、平衡サイクル初期の SKETCH 用核定数ファイルを整備した。さらに、一点炉近似計算に必要な各種反応度係数、出力分布、動特性パラメータ等を評価した。</li> </ul>						
	<p><b>【平成 26 年度の実施内容】</b></p> <p><b>(1) 熱流動安全解析手法の整備</b></p> <p>A) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料挙動解析コード FRAPTRAN について、TRACE コードとの結合機能及び被覆管破裂時の燃料挙動モデルの改良を行い、実験解析により解析コードの妥当性を検討した。</li> <li>燃料集合体における熱水力及び燃料挙動を評価するため、複数燃料棒過渡挙動解析コード FRETA-B の改良を行った。</li> <li>格納容器解析コード GOTHIC について、格納容器応答の予測性能の向上を図るため熱流動解析コード TRACE との結合機能の改良を行い、実機プラントの解析に適用した。</li> </ul> <p>B) 重大事故に至るおそれがある事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>BWR-5 と ABWR プラントを対象に、原子炉停止機能喪失事象の炉心損傷防止対策の有効性評価に必要となる解析モデルとして TRACE/SKETCH コードを整備した。またランプモデルに基づく格納容器解析コードと RELAP5 コードを結合した解析を可能とした。</li> <li>RELAP5 コードの炉心一点炉近似モデルを利用して同事象の解析を行い、炉心の三次元効果に関する知見を蓄積した。</li> <li>PWR 及び BWR プラントに対してベースデータの拡充を行った。</li> </ul> <p>以上のコード改良・整備作業においては、国際共同研究プロジェクトでの情報収集や成果を活用して効率的に進めた。</p> <p><b>(2) 核特性解析手法の整備</b></p> <p>A) 炉心核特性解析コードの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>BWR-5 と ABWR プラントを対象に、原子炉停止機能喪失事象の解析を可能とするため、三次元炉心動特性解析コード SKETCH で必要となる実機平衡炉心核特性データを CASMO/SIMULATE コードにより整備した。</li> </ul> <p>B) 核熱結合解析手法の整備（核動特性モデル）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>PARCS コードを導入し、国際ベンチマーク解析を実施することで、同コードの解析精度等について確認した。</li> <li>国内の実機プラント解析に PARCS コードを適用する場合の課題（BWR の核熱水力チャンネル分割方法、断面積モデル等の適用性）について検討した。</li> </ul>						
	<p><b>【平成 27 年度の実施内容】</b></p> <p><b>(1) 熱流動安全解析手法の整備</b></p> <p>A) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一燃料棒過渡挙動解析コード FRAPTRAN について、LOCA 時の被覆管破裂時の単一燃料棒挙動の妥当性を実験解析により検討し、燃料挙動評価モデル改良を行った。</li> <li>複数燃料棒過渡挙動解析コード FRETA-B について、LOCA 時の被覆管破裂時の燃料集合体挙動の妥当性を実験解析により検討した。</li> <li>実機プラントの LOCA 時の炉心全体の燃料被覆管破損挙動を評価する手法を整備した。</li> </ul> <p>B) 重大事故に至るおそれがある事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>BWR の重大事故に至るおそれがある事象を解析するため、プラント熱水力解析コード（RELAP5 及び TRACE）に結合して用いる格納容器解析コード（CONTEMPT 等）の整備を行った。</li> <li>重大事故に至るおそれがある事象に対する解析コードの検証を、OECD / NEA の国際共同研究プロジェクト試験（ATLAS（重大事故等事象）及び PKL（停止時））を対象に行った。また解析コード妥当性確認のため、重大事故に至るおそれがある事象で得られた知見に基づき重要現象の整理等を行った。</li> </ul>						

- ・ 安全性向上評価に向けて RELAP5 及び TRACE コードの標準プラントデータに重大事故に至るおそれがある事象に必要なデータを整備し同データの根拠をまとめた根拠書を作成した。

以上のコード改良・整備作業においては、国際共同研究プロジェクトでの情報収集や成果を活用して効率的に進めた。

## (2) 核特性安全解析手法の整備

### A) 炉心核特性解析コードの整備

- ・ PWR4 ループプラント及び BWR-4 を対象に、原子炉過渡事象の解析を可能とするため、三次元炉心動特性コード SKETCH で必要となる実機平衡炉心核特性データを CASMO/SIMULATE コードにより整備した。
- ・ CASMO/SIMULATE コードの燃焼計算の不確かさを評価するため、実測データとの比較計算を実施した。

### B) 核熱結合解析手法の整備（核動特性モデル）

- ・ PARCS コードのリスタート計算機能を拡張し、感度解析及び統計的安全評価手法で使用する反応度変更機能を追加した。さらに、BWR の熱水カチャンネル縮約の際に、全チャンネル解析時の出力分布を用いることができる機能を追加した。
- ・ 反応度事故を模擬した SPERT-III 高温実験の解析を TRACE/PARCS コードを用いて実施し、同コードの妥当性及び解析精度を評価した。

### C) 臨界安全解析コードの整備

- ・ 使用済燃料を模擬した臨界実験を連続エネルギーモンテカルロコード MVP 等により解析し、燃焼度クレジットの検証に必要な臨界実験データを整備するとともに、同コードの不確かさを評価した。

## 【平成 28 年度の実施内容】

### (1) 熱流動安全解析手法の整備

#### A) 大破断 LOCA に対する不確かさを考慮した最適評価手法（BEPU 手法）の整備

- ・ 大破断 LOCA の安全評価手法について、最新知見に基づいた解析手法整備を行った（DBA 評価手法にも適用）。これにより、FFRD 現象<sup>(\*)</sup>を燃料挙動評価へ取込み、格納容器詳細応答評価及びこれらを含めたシステム解析手法を確立した。
- ・ BEPU 手法適用に向けた調査・整備を行った。特に、大破断 LOCA 解析における各種入力パラメータの不確かさの調査を行った。

#### B) 三次元核熱結合解析コード（TRACE/PARCS）の設計基準事象及び重大事故等事象への適用拡大に向けた整備

- ・ TRACE/PARCS コードの計算時間を短縮する作業を行った（PARCS 側の核断面積の内挿方法の改良）。
- ・ BWR-ATWS 時の核熱水力不安定性評価に関して、CASMO5/SIMULATE5 により炉心データを作成し、TRACE/PARCS による不安定性挙動評価の妥当性確認解析を行った。また、領域安定性評価に向けて炉心高次モード計算機能を PARCS コードに追加した（Ringhals 炉等での安定性試験を対象とした）。
- ・ 反応度事故解析への TRACE/PARCS コード適用性に関して、SPERT-III 実験を対象に、これらのコードの妥当性確認を行った（大気圧試験及び出力試験を対象）。

以上のコード改良・整備作業においては、国際共同研究プロジェクトでの情報収集や成果を活用して効率的に進めた。

(\*) FFRD: Halden 炉での高燃焼度燃料 LOCA 実験で観測された、燃料ペレットの細片化、被覆管膨れ部への移動、被覆管破裂部からの放出等（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）の現象。現在、各国で評価方法等を検討中。

#### C) 溢水時の蒸気影響評価

- ・ 内部溢水の評価に対して GOTHIC コードによる溢水蒸気評価手法を整備し、配管破断流量、給・排気温度、流量等のパラメータについて感度解析を実施し、評価手法の適用性を確認した。

### (2) 核特性安全解析手法の整備

#### A) 炉心核特性解析コードの整備

- ・ CASMO5/SIMULATE5 コードに評価済核データ JENDL-4 で整備された共分散データに基づく不確かさ評価機能を整備した。

#### B) 臨界安全解析コードの整備

- ・ 燃焼燃料に対する炉物理試験データを連続エネルギーモンテカルロコード MVP 等により解析し、燃焼燃料に対する臨界安全評価データを整備するとともに、燃焼に伴う不確かさを評価した。

## 【平成 29 年度の実施内容】

### (1) 熱流動安全解析手法の整備

#### A) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

- ・ 大破断 LOCA の安全解析手法として、FFRD 現象を含めた燃料挙動の詳細評価手法を確立し、PWR プラントの LOCA 時燃料挙動解析に適用する。
- ・ BEPU 手法適用に向けた調査・整備を行う。特に、大破断 LOCA 解析（PWR）を対象に各種入力パラメータの不確かさの調査に基づき、適用解析を行う。
- ・ BWR 核熱水力不安定性事象に関して、平成 28 年度までに実施した実機試験に基づく妥当性確認解析を基に、これらを重大事故事象等（BWR-ATWS 時の不安定性）評価へ適用し、感度解析等を実施する。

#### B) 重大事故に至るおそれがある事象

- ・ 今後の安全性向上評価への対応として、炉心部の多次元及び多チャンネル挙動の詳細評価可能な TRACE コードによる有効性評価事象の適用解析を実施する。
- ・ 「多重故障事象の影響評価に関する研究（A03）における「設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備」の継続的検討として、外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）のための「蒸気発生器伝熱管複数本破損事象」に関する感度解析を実施し、炉心損傷を回避できる条件に関する知見を充実させる。

C) 溢水時の蒸気影響評価

- 内部溢水の蒸気温度評価の前提条件として適用される可能性のある影響緩和対策等に対して、評価に必要な三次元評価手法等を整備する。

以上のコード改良・整備作業においては、国際共同研究プロジェクトでの情報収集や成果を活用して効率的に進める。

(2) 核特性安全解析手法の整備

A) 炉心核特性解析コードの整備

- CASMO5/SIMULATE5 コードに整備した不確かさ評価機能を用いて、PWR 及び BWR の実機燃焼追跡計算及び起動時炉物理試験を対象とした不確かさ解析を実施する。

B) 核熱結合解析手法の整備（核動特性モデル）

- TRACE/PARCS コードの PWR への適用性に関して、国際ベンチマーク問題を対象とした解析を実施し、解析コードの不確かさ等についてまとめる。また、核熱水カチャンネル分割方法が解析結果に及ぼす影響を評価する。

C) 臨界安全解析コードの整備

- 実機の MOX 燃料を対象として、連続エネルギーモンテカルロコード MVP 等を用いて燃料内の Pu スポットによる反応度への影響を評価するとともに、軽水炉炉心を模擬した MOX 炉物理試験等を対象として当該効果を評価する。

8. 備考



## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	15. 国産システム解析コードの開発	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	井上正明上席技術研究調査官
2. カテゴリ・研究分野	(2)原子炉施設 ③ 熱流動・核特性	主担当者	金子順一技術研究調査官、 塚本直史技術研究調査官
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「新規規制基準」という。)が施行された。新規規制基準では、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。</p> <p>今後、これらの対策を含めた安全設計の評価等の妥当性確認において、海外の政策、解析コードの整備状況等に左右されずに、最新知見に基づいた解析評価を、安定的、継続的に、かつ的確に実施するため、既存の解析コードを単に結合させるだけでなく、解析上の不確かさを低減させた国産システム解析コード(以下「国産システムコード」という。)の自主開発を進めていく。また、同コードには、国内外で今後得られる最新知見に基づいた解析機能等を適時に反映していく。これにより、今後得られる知見及び安全対策に対しても適時に対処でき、原子炉施設の安全性の継続的な向上に貢献できる技術的評価手段を整備する。</p> <p>なお、近年、モデルの開発等に当たっては、シミュレーションの信頼性の確保のための最新の方法論に即して検証及び妥当性確認(以下「V&amp;V」という。)を進めることが欧米等で重要な共通課題として挙げられている。</p>		
4. 目的	<p>以下を目的とする国産システム解析コードを開発する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>十分な妥当性確認及び不確かさの定量化を経た信頼性の高い解析コードを整備する。</li> <li>新たな規制ニーズ及び最新知見に対応して継続的に国産システム解析コードの高度化を図るとともに、重大事故等の解析に係る技術的知見の拡充に資するように、解析作業の効率性、説明性、追跡可能性及び品質を高める。</li> </ul>		
5. 知見の活用先	<p>既存の原子炉システムコード相当の解析機能を有する国産システムコードの基盤部は、不確かさを考慮した最適評価手法の導入等の安全評価分野における安全研究に資する。また、将来的には最新知見に基づいた解析機能等を適時に反映できる不確かさの小さな国産システムコードを整備することで、原子力発電所の安全設計に係る評価等の継続的な高度化に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 24 年度) (終期：平成 30 年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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>③ 規制活動に必要な手段の整備 ④ 技術基盤の構築・維持</p> <p>国産システム解析コード(図 1 及び 2 参照)では、コード本体及び基本解析機能(以下「基盤部」という。)をゼロから開発する。基盤部については、平成 30 年度までに、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事象に適用できること目指して、代表的なシステム解析コードの一次元及び三次元解析のための基本機能と同等の機能を実装する。開発スケジュールの概要を図 3 に示す。</p> <p>国産システム解析コードの開発方針は次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一貫性のある構成及びプログラミング技法を適用し、オブジェクト指向によるパッケージ化、拡張性のあるデータ構造の設計を推進して、コード開発及び維持・管理を容易化し、新たな解析機能を柔軟かつ円滑に組み込めるようにする。また、必要に応じて、プログラム設計の想定不足等により蓄積されたコードの性能劣化要因を除去するための抜本的見直し等を実施する。</li> <li>国内外の現行の最新コードの不確かさ拡大の要因となる種々の解析機能及び解析の対象となる現象を調査し、関連するモデルへの要求を、原子力学会のガイドライン等のシミュレーションの信頼性の確保のための最新のモデル化及びシミュレーションの方法論(以下「モデル V&amp;V」という。)に従って系統的に評価することにより定める。コードの階層ごとの個別開発方針は次のとおりである。 <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 多重故障事故等への適用に当たって不確かさが拡大する可能性のある既存の最新コードの核・熱流動・燃料伝熱挙動に関する基礎方程式系について、重要性・優先度の評価を踏まえて高度化を図る。</li> <li>➤ 多相多成分多速度場流体、詳細な核及び燃料挙動モデル等を考慮し結合したコード体系を目指す。</li> <li>➤ 不安定かつ対象とする微分方程式系等に対する数値解の忠実性が不十分な数値解析アルゴリズムを改良し、忠実で頑健な数値解析アルゴリズムとする。</li> <li>➤ 原子炉の低圧時の沸騰、高圧時の沸騰状態の変化の影響等、モデル化が不十分又はモデル自体が欠落する熱流動モデル等の高度化を進める。</li> </ul> </li> <li>コードの V&amp;V に当たっては、モデル V&amp;V において個々に要求される不確かさの定量化及びその統合に用いる技術的手段を活用する。</li> </ul> <p>上記の方針の下で、平成 30 年度までの国産システム解析コードの開発内容を次のように進める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>基盤部については、平成 30 年度までに現行のシステム解析コードに具備されている基本的な解析機能を備える。また、主要な数値解析アルゴリズム、機器モデル、沸騰・熱伝達・摩擦などのモデルを組み込み、網羅的な動作確認を実施する。</li> </ul>		

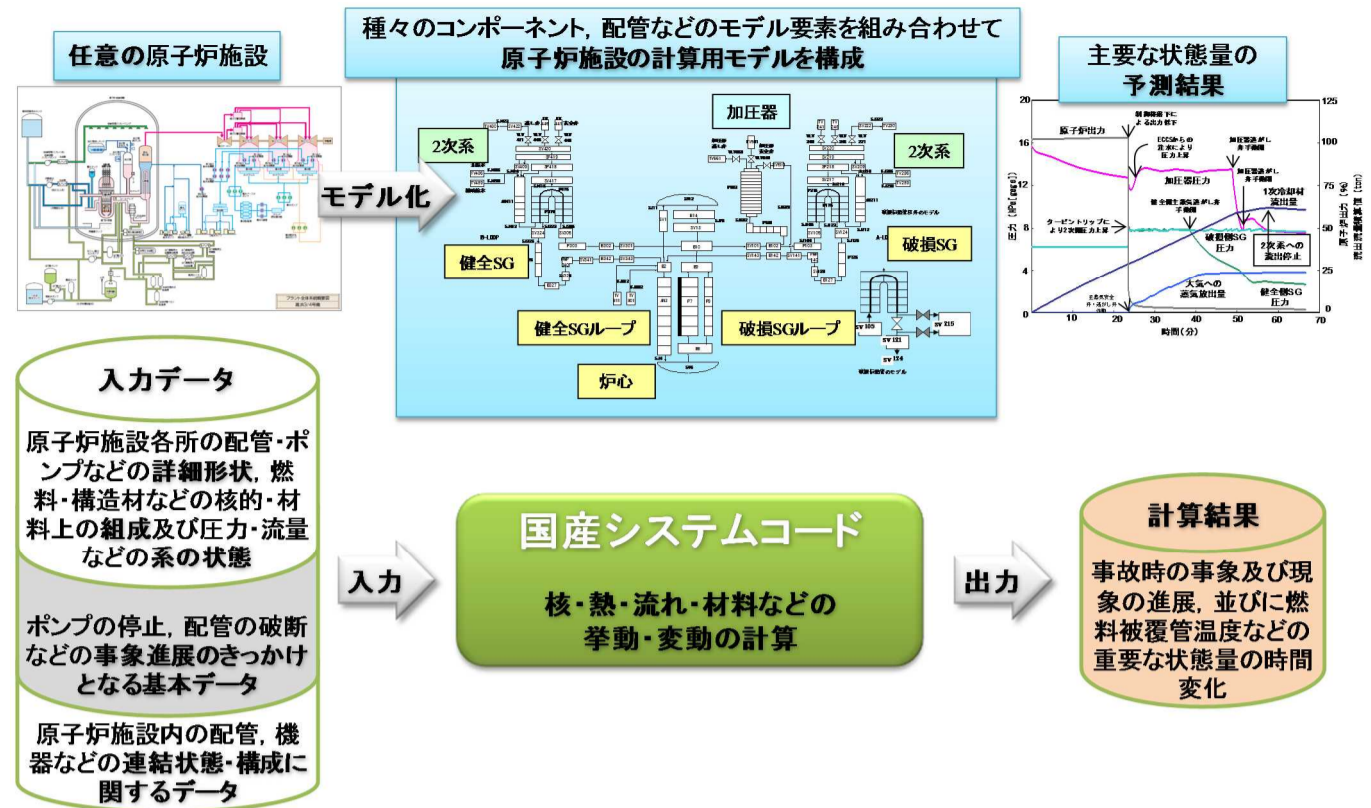


図 1 国産システム解析コードのイメージ

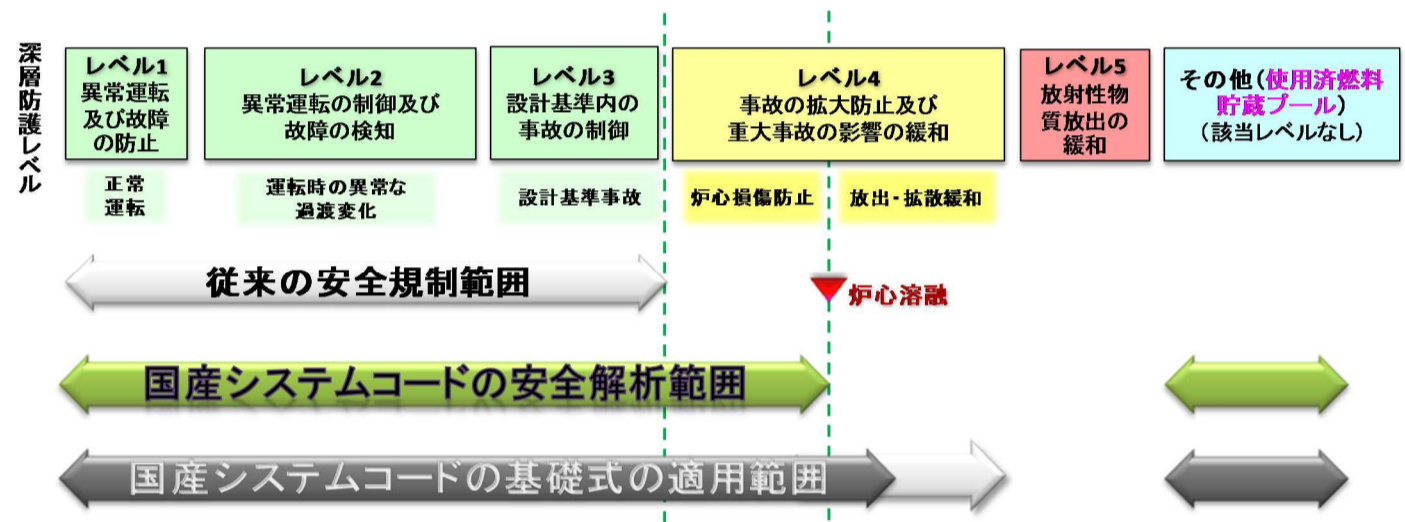


図 2 国産システム解析コードの開発範囲及び適用対象の拡大

	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
国産システム解析コードの開発	▽技術報告書等			
コード本体の開発	一次元モデル等の設計・コーディング・動作確認		三次元モデル等の設計・コーディング・動作確認	
核熱結合モデルの追加	核モデル (PARCS) 組込み法検討		本体との結合及び動作確認	
プリポストプロセッサの開発	不確かさ/感度解析機能の調査	基本機能開発	機能高度化及び動作確認	

図 3 国産システム解析コードの開発工程

7. 実施計画

【平成 24 年度の実施内容】

- 国産システム解析コードについて、PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) の作成を実施して、開発項目を抽出した。
- 抽出された開発項目として、開発ソルバの堅牢化及び界面積濃度輸送モデルについて調査を実施した。

	<p>【平成 25 年度の実施内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 24 年度に抽出した開発項目として、基礎式の 3 流体化及び 3 流体モデルの構成式の調査を実施した。また、システム解析コードに対する界面積濃度輸送モデルの組み込みについて調査を実施した。</li> <li>時空間的に高精度で、急峻な密度変化等を適切に解析できる 2 流体モデルの数値解析ソルバ（以下「改良ソルバ」という）について調査した。</li> </ul>
	<p>【平成 26 年度の実施内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>コード本体について、2 流体 1 圧力モデルの一次元熱流動モデル（基礎式等の数学的定式化、数値解法、構成式）、熱伝導モデル、制御系モデル等の詳細な仕様を決定した。また、データ構造設計を開始した。</li> </ul>
	<p>【平成 27 年度の実施内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 26 年度に仕様を決定したコード本体のプログラムを作成し、動作確認を一部実施した。また、三次元モデルについて、数学的定式化及びデータ構造設計を実施した。また、コード本体に組み込む構成式について、質量、エネルギー及び運動量の輸送に係る種々の構成式の来歴、特徴、適用範囲、不確かさ、妥当性確認結果等について幅広く調査して整理した。</li> <li>不確実性を持つパラメータの変動が解析結果に及ぼす影響の度合いを把握するための感度解析手法及び不確かさ評価手法について調査を実施した。</li> </ul>
	<p>【平成 28 年度の実施内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 27 年度に作成したコード本体に、三次元モデルを追加するとともに、一点炉近似動特性モデル、流速制限モデル、機器モデル等の基本解析機能を追加し、動作確認を実施した。また、平成 27 年度に最新知見を踏まえて調査した構成式の情報整理等に基づき、コード本体に新たに組み込むべき構成式を選定し、組み込み法を検討した。</li> <li>既存の三次元中性子動特性解析コード PARCS の結合方法等について検討した。また、燃料集合体内外の非均質特性を現実的に取り扱える輸送方程式法ベースの中性子動特性解析手法に係る調査を実施した。</li> <li>国産システム解析コードのプリポストプロセッサについて、基本機能を整備した。また、平成 27 年度の調査結果を基に、感度解析及び不確かさ評価（以下「SAUQ」という。）機能の試作版を作成し、これを用いて試解析を行い、不確かさ評価及び感度解析上の知見を拡充した。</li> </ul>
	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 28 年度に作成したコード本体に二相水位モデル、輻射モデル等の解析機能を追加し、網羅的な動作確認を実施する。これを重要な実験の解析の一部に適用し、実験結果と比較する。また、平成 28 年度に実施したコード本体に新たに組み込むべき構成式（相関式、モデル等）の選定、組み込み法の検討について対象を拡げて拡充するとともに、組み込み法が確定した構成式をコード本体に組み込む。</li> <li>平成 28 年度に検討した既存の三次元中性子動特性解析コード PARCS の結合方法等に従って、同コードをコード本体に結合する。また、平成 28 年度に調査した輸送方程式法ベースの中性子動特性解析手法の基本設計等を実施する。</li> <li>平成 28 年度に基本機能を整備したプリポストプロセッサについて、重要な高度化機能を決定し、プログラム設計を実施する。また、平成 28 年度に作成した SAUQ 機能試作版に対して、最新知見を反映した機能の拡充を行う。</li> </ul>
	<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>次の作業を実施し、TRACE5.0 コード等の既存の原子炉システムコード相当の解析機能を有する国産システムコードの開発を完了する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 29 年度までに作成を進め、動作確認を実施したコード本体の作成を更に推し進めるとともに、コード全体の解析機能の網羅的な動作確認を実施する。これを実プラントの解析の一部に適用し、実験結果等と比較する。また、平成 29 年度に実施したコード本体に新たに組み込むべき構成式（相関式、モデル等）の選定、組み込み法の検討について対象を拡げて拡充するとともに、組み込み法が確定した構成式をコード本体に組み込む。</li> <li>平成 29 年度に結合した既存の三次元中性子動特性解析コード PARCS の機能確認を実施し、コード本体と正しく結合されたことを確認する。また、平成 29 年度に基本設計等を実施した輸送方程式法ベースの中性子動特性解析手法のプログラムを作成する。</li> <li>平成 29 年度に重要な高度化機能に関するプログラム設計を実施したプリポストプロセッサについて、プログラム作成及びその動作確認を実施する。また、平成 29 年度までに作成した SAUQ 機能について、コード本体のプラント解析機能と連携させた評価を実施し、その有効性を実証する。</li> </ul>
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	16. 事故時等の熱流動評価に係る実験的研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	井上正明上席技術研究調査官
2. カテゴリ・研究分野	(2)原子炉施設 ③ 熱流動・核特性	主担当者	金子順一技術研究調査官 塚本直史技術研究調査官
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新規規制基準(以下「新規規制基準」という。)が施行された。新規規制基準では、これまでのプラント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。</p> <p>これらの事象において想定される、熱流動現象、核熱結合現象、燃料伝熱挙動等の詳細な現象解明に係る技術的知見を継続的に蓄積する。これらの技術的知見は、開発する実用発電用原子炉のシステム解析コード等の解析手法の妥当性確認、物理モデルの開発等に資する。</p>		
4. 目的	<p>開発する解析手法の妥当性確認等のための次の技術的知見を継続的に蓄積する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要な熱流動現象、核熱結合現象、炉心損傷前までの燃料伝熱特性及び事故の総合効果特性の詳細な把握に必要な熱流動挙動に関する実験的知見</li> </ul>		
5. 知見の活用先	<p>熱流動現象等に係る実験的知見を継続的に蓄積し、炉心損傷前までの重大事故等対策に関して開発している解析手法の妥当性確認及び高度化に用いることによって、原子力発電所の安全設計に係る評価等の継続的な高度化に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 28 年度) (終期：平成 30 年度) (平成 25 年度～平成 27 年度は別プロジェクトにて実施)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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>③ 規制活動に必要な手段の整備 ④ 技術基盤の構築・維持</p> <p>平成 30 年度を目途として、以下の個別の熱流動現象等に関する実験的知見の継続的な蓄積を次のように進める。図 1 に整備工程を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧時サブクール沸騰実験を実施し、沸騰及び伝熱に関する基礎データを取得する。また、平成 29 年度までを目途に事故時における蒸気ポイドの燃料集合体内横方向伝播挙動等に関する実験を実施し、技術的知見を整備する。さらに平成 30 年度を目途に出力運転中の沸騰遷移に影響するスペーサ特性及び燃料集合体内流路における過熱蒸気特性に係る実験データを取得する。</li> <li>事故時の原子炉に係る熱流動現象をより詳細に評価するための技術的知見を拡充することを目的として、図 2 に示すような汎用性を有する高圧の熱流動ループ並びに炉心及び燃料を模擬する試験体を整備し、炉心損傷前までの燃料伝熱特性等に係る実験を実施する。また実験装置の整備を継続的に実施することで、高圧における水-蒸気による熱流動ループ及び燃料バンドルを模擬した試験体を完成し、より広い範囲の実験条件及び実験対象におけるデータを取得する。</li> <li>熱流動挙動、特に気液二相流(空気、蒸気等と水等とが混合した流れ)の挙動に対する流路の幾何学形状、物性値等の違いによる影響を詳細に把握するためのデータを取得することを目的として、炉心及び主要な機器を低圧及び高圧の単純化した体系で模擬した低圧・高圧基礎実験を実施する。</li> <li>PWR の事故時熱流動挙動を模擬する総合効果実験装置を用いて、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全対策の有効性評価に資する実験を継続的に実施する。</li> </ul>		

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
事故時等の熱流動評価に係る実験的研究		別プロジェクトにて実施				▽技術報告書等
事故時等で重要な個別効果実験		低圧時の強制対流サブクール	沸騰挙動説明試験	事故時ボイド挙動説明試験	スパーサ影響評価試験	管群内過熱流路影響評価試験
高圧熱流動ループ実験		高圧熱流動実験ループ整備	燃料集合体等熱伝達試験体整備 (単管、4 行 4 列バンドル)	燃料集合体等熱伝達実験の実施		
低圧・高圧基礎実験		低圧・高圧基礎試験装置整備 (大口径上昇管、斜め配管 CCFL)	低圧・高圧基礎実験 (大口径上昇管、斜め配管 CCFL)			
総合効果実験				ROSA/LSTF 実験		

図 1 実験的知見の整備工程

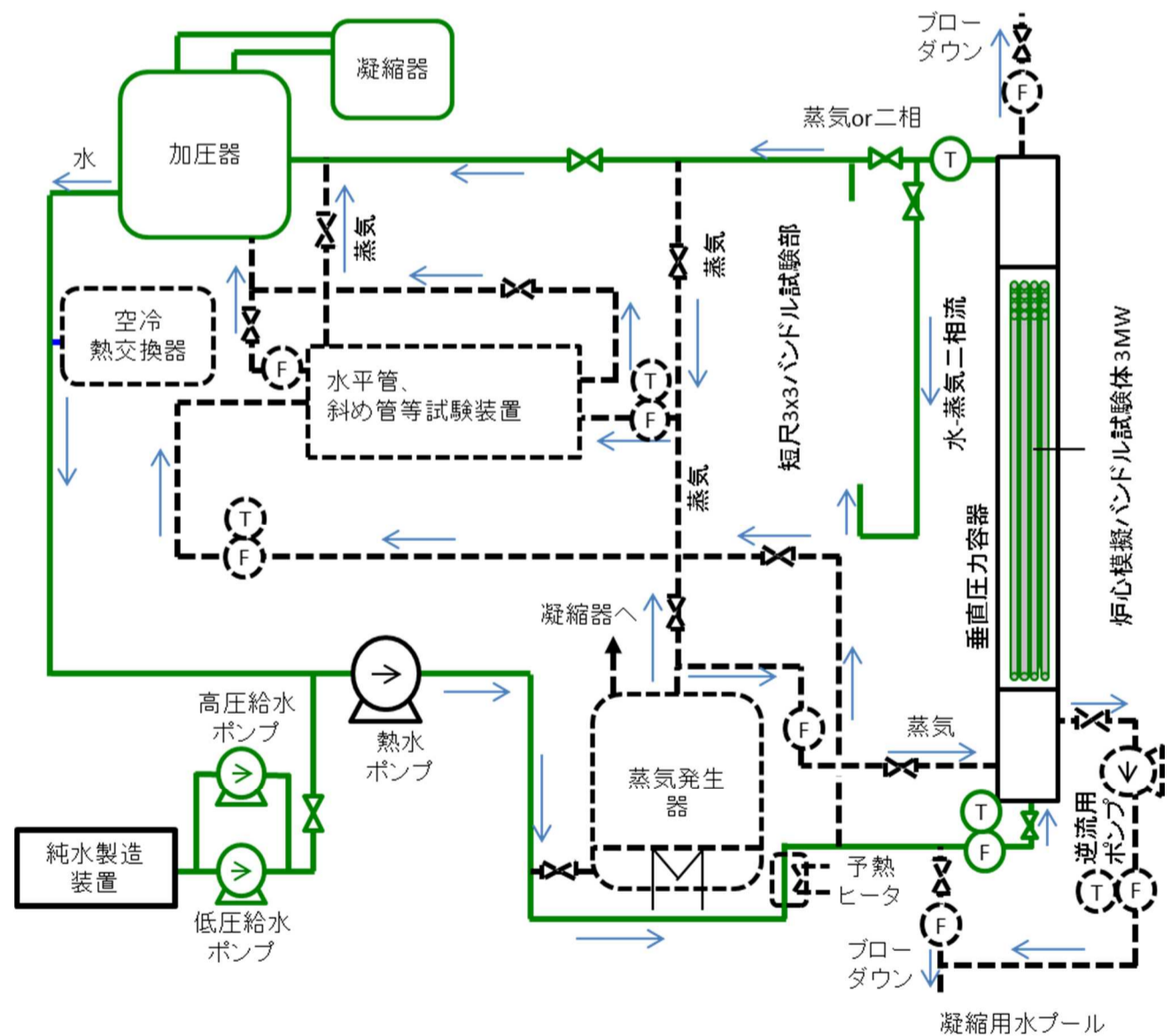


図 2 高圧熱流動ループの実験装置

7. 実施計画

【平成 28 年度の実施内容】

- 原子炉低圧時の水-蒸気系サブクール沸騰試験を実施した。特に伝熱面近傍の温度境界層内を成長する蒸気泡の詳細な挙動に関する実験データを取得して、強制対流サブクール沸騰モデル、特に気泡離脱に関わる力学的モデルの高度化の検討を実施した。
- 縮小バンドル体系を対象とした水-蒸気系熱流動試験装置を用いて、急激で急峻な出力の時間的変化及び非一様性が極めて高い燃料棒出力分布が生じる事故時等の燃料集合体における冷却水内のボイド挙動の時空間的变化に係る実験データを取得し整理した。
- BWR 沸騰遷移時等に影響するスパーサ効果の把握のための実験装置を設計・製作した。
- 高圧熱流動ループ等については、次の項目を実施した。
  - 単管伝熱実験として、高圧熱流動ループ及び単管試験体を用いて、ドライアウト後の熱伝達及び運転時の異常な過渡変化を超える事象時のリウエット挙動に着目して、ドライアウト領域の拡大・縮小挙動、噴霧流熱伝達特性等に係る実験を実施した。
  - リウエット挙動を説明する重要な因子の一つである先行冷却等に関連した基礎的な実験を実施するための炉心伝熱基礎実験装置を整備した。
  - 既設の高圧熱流動ループについて一部の試験設備を整備するとともに、高圧熱流動ループに設置するバンドル試験体を製作した。バンドル試験体は、実機 9 行 9 列燃料集合体を電気ヒータを備えた 4 行 4 列バンドル及びスパーサで模擬した。
- 低圧・高圧基礎実験の一環として、低圧で空気・水を用いた大口径垂直配管及び PWR ホットレグ模擬配管を用いた実験を実施した。大口径垂直配管実験では、ワイヤメッシュセンサ等の計測器を使用し、界面面積濃度分布等の詳細データを取得した。一方、PWR ホットレグ模擬配管実験では、斜め配管内の対向流制限(CCFL)のパラメータ依存性に着目した実験を実施した。
- PWR の事故時熱流動挙動を模擬する総合効果実験装置を用いて、事故時の安全対策の有効性評価に資する実験を実施した。本実験では、高圧注入系不作動時の対策として実施される蒸気発生器二次側減圧による一次系減圧において、蓄圧注入系の隔離失敗によって流入される窒素ガスの影響について、事故条件（破断口の位置・大きさ等）及び安全対策の方法に着目した非定常実験及び現象把握のための定常実験を実施した。

【平成 29 年度の実施内容】

- 原子炉低圧時の水-蒸気系強制対流サブクール沸騰試験を継続して実施し、発泡核の影響についてメカニズムを解明するとともに、詳細気泡追跡シミュレーション手法に組み込むモデルを確定させ、これをシステム解析コードレベルに粗視化した機構論的なモデルを検討する。
- 縮小バンドル体系の水-蒸気系熱流動試験装置を用い、急激で急峻な出力の時間的変化及び非一様性が極めて高い燃料棒出力分布が生じる事故時等の燃料集合体における冷却水内のボイド挙動の時空間的变化について、平成 28 年度に実施しなかった高熱流束条件を対象に実験データを取得し整理する。
- 平成 28 年度に設計・製作したスパーサ影響評価試験装置を用い、旋回流を形成する形状のスパーサに対して、BWR 条件の液膜及び液滴による冷却等に影響するスパーサ効果の把握のための実験を実施し、結果を整理する。
- 管群内の軸方向並行流路中に局在した過熱ガスの混合及び拡がり並びに燃料の除熱への影響を把握するための実験装置を設計・製作する。
- 高圧熱流動ループ等については、次の項目を実施する。
  - 前年度までに整備した高圧熱流動ループを用いて、4 行 4 列バンドル試験体の動作確認試験を実施する。また、単管試験体を用いて、旋回流を形成する形状のスパーサにおけるドライアウト後の熱伝達及び運転時の異常な過渡変化を超える事象時のリウエット挙動に着目して、ドライアウト領域の拡大・縮小挙動、噴霧流熱伝達特性等に係る実験を実施する。
  - 前年度に整備した炉心伝熱基礎実験装置を整備し、単管を対象として、リウエット挙動を説明する重要な因子の一つであるスパーサ挙動、先行冷却等に関連した基礎的な実験を実施することにより、パラメータ間の相関を検討する。
  - 既設の高圧熱流動ループについて、予熱器、ブローダウン設備等、試験設備の整備を継続するとともに、単管試験装置並びにスパーサ挙動及び先行冷却特性の評価用の炉心伝熱基礎実験装置を改造する。
- 低圧・高圧基礎実験の一環として、低圧で空気・水を用いた大口径垂直配管及び PWR ホットレグ模擬配管を用いた実験を行う。大口径垂直配管実験では、前年度に実施した実験から実験条件を変更して、界面面積濃度分布等の詳細データを取得する。一方、PWR ホットレグ模擬配管実験では、前年度に実施した実験から配管径の大きさを変更して、斜め配管内の対向流制限(CCFL)のパラメータ依存性に着目した実験を実施する。
- PWR の事故時熱流動挙動を模擬する総合効果実験装置を用いて、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全対策の有効性評価に資する実験を行う。高圧注入系不作動時の対策として実施される蒸気発生器二次側減圧による一次系減圧時に蓄圧注入系の隔離失敗によって流入される窒素ガスの影響に係る実験を継続し、前年度から事

故条件（破断口の位置・大きさ等）及び安全対策の方法を変えた実験等を実施する。また、蒸気発生器伝熱管複数本破損事象を模擬した実験を実施する。

【平成 30 年度の実施内容】

- 原子炉低圧時の水-蒸気系強制対流サブクール沸騰試験を継続して実施し、非定常実験を実施して詳細なボイド挙動を把握するとともに、詳細気泡追跡シミュレーションの適用性を確認する。また、システム解析コードレベルに粗視化した機構論的なモデルの適用性について確認し、必要な改良等を実施する。
- スペーサ影響評価試験装置を用い、旋回流を形成しない形状のスペーサに対して、BWR 条件の液膜及び液滴による冷却等に影響するスペーサ効果の把握のための実験を実施し、結果を整理する。また、高温高圧の水-蒸気体系への外挿手法を検討する。
- 鉛直上向き並行流路からなる管群内の過熱流路影響評価実験装置を用いて、その入口部で特定の流路に過熱ガスを注入した後、管群内を流れが上昇する過程で、当該過熱ガスと隣接流路を流れる低温ガスとの混合、拡がり、冷却などの流れ場及び温度場の発達特性について、過熱ガスの注入流路、流量、温度、スペーサなどのパラメータを調べる実験を実施してデータを取得し、燃料棒の除熱への影響を整理・評価する。
- 高圧熱流動ループ等については、次の項目を実施する。
  - 前年度までに整備した高圧熱流動ループ、バンドル試験装置等を用いて、バンドル体系におけるドライアウト後の熱伝達及び運転時の異常な過渡変化を超える事象時のリウェット挙動に着目して、ドライアウト領域の拡大・縮小挙動、噴霧流熱伝達特性等に係る実験を行う。
  - 前年度から開始した炉心伝熱基礎実験装置を用いて、スペーサ挙動、先行冷却等のリウェット挙動を説明する重要な因子に係る基礎的な実験を継続し、管群体系を含むより広い条件でパラメータ間の相関を検討する。
- 低圧・高圧基礎実験の一環として、平成 29 年度に実施した実験から圧力等の実験条件及び配管径等の幾何学形状を変更して、大口径垂直配管及び PWR ホットレグ模擬配管を用いた実験を実施する。
- PWR の事故時熱流動挙動を模擬する総合効果実験装置を用いて、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全対策の有効性評価に資する実験を行う。ECCS 再循環機能喪失により冷却材が減少する過程において、蒸気発生器二次側からの伝熱の影響を確認する実験等を実施する。

8. 備考

平成 25 年度～平成 27 年度は別プロジェクトにて実施した。

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	17. 使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官 (システム安全担当) 付
		担当責任者	井上正明上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2)原子炉施設 ③ 熱流動・核特性	主担当者	塚本直史技術研究調査官 金子順一技術研究調査官
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月に新しい実用発電用原子炉に係る新規規制基準 (以下「新規規制基準」という。) が施行された。同基準の第54条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) の第2項では、使用済燃料プール (以下「SFP」という。) からの大量の水の漏えい、その他要因により、SFPの水位が異常に低下した場合の重大事故に対する対策・設備 (冷却設備、臨界防止策等) が要求されている。</p> <p>SFPでのこのような重大事故が発生した場合において、他の可搬式注水施設等が機能しない場合には、可搬式等のスプレー冷却系が想定される場合がある。今後のSFPの重大事故等対策の安全性に係る評価の高度化に資するため、スプレー冷却の定量的な効果に関する実験データを取得する。また、このようなSFPの挙動を評価する解析コードを整備する。</p>		
4. 目的	<p>大量の冷却水の漏えいによる冷却水の全量損失など、水位が異常に低下したSFPの重大事故について次の技術的知見の整備等を行う。</p> <p>(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される事象の進展 (熱水力・伝熱挙動等) をより精緻に把握するための実験データを取得する。</li> <li>重大事故時に作動するスプレー冷却の定量的効果を確認するための実験データを取得する。</li> <li>冷却水が全量損失する場合を主体に、燃料の冷却が厳しくなる状態を対象として実験条件を種々変更し、スプレー冷却に係る安全上の限界 (クリフエッジ) を実験的に把握する。</li> <li>燃料貯蔵ラックの臨界防止能力を確認する。</li> </ul> <p>(2) SFPの挙動を評価する解析コードの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される事象の進展に対処する重大事故対策の有効性確認に資するように、より高い信頼性の下でSFPの重大事故時の挙動 (熱水力挙動等) を評価できる解析コードを整備する。</li> <li>SFPの重大事故時の対策に係る審査及び評価に資するようにスプレー冷却特性に係る技術的課題を整理する。</li> </ul>		
5. 知見の活用先	<p>本事業の成果は、SFPの重大事故等対策の安全性に係る評価の高度化に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成24年度) (終期：平成29年度)	<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」 (平成 28 年 7 月 6 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。)</p> <p>③ 規制活動に必要な手段の整備 (以下「分類③」という。)</p> <p>平成 29 年度を目途として、SFP の重大事故等対策の安全性に係る評価の高度化に資する技術的知見を次のように整備する。</p> <p>(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備 (分類②)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP の重大事故時の安全上の限界把握に関する熱流動実験を実施する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>実験計画を立案し、事象進展等の把握及び実験条件の設定に関する予備的な解析評価を実施する。</li> <li>実験装置を設計し組み立て、冷却材喪失事故等により SFP の水位が異常に低下し、プール水が全量喪失した場合等において、重大事故対策によりスプレー注水設備を用いて外部注水する際の、スプレー水による冷却効果及びその拡がり、偏り等のスプレー特性についての定量的効果を評価するための実験データを取得する。同実験データ等に基づき、スプレー冷却の有効性、熱流動現象による冷却上の制約、冷却が困難となる状況等に関する技術的知見を整備する。また、二相水位、燃料被覆管の温度挙動等の実験データを取得する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱出力レベル、スプレー注水状況、水位等の実験条件を変更し、事故時の安全上の限界を把握する。</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>BWR の SFP の重大事故時を模擬した臨界実験を実施し、燃料貯蔵ラックの臨界防止能力を確認する (平成 25 年度完了)。</li> </ul> <p>(2) SFPの挙動を評価する解析コードの整備 (分類③)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP の重大事故時の挙動 (伝熱・流動) を評価する解析コードを高度化して、上記実験データに基づいて妥当性を確認し、同コードの適用性を評価する。</li> <li>SFP の事故時の挙動に関する実験結果及び解析結果に基づき、SFP の重大事故時対策の審査に資するようスプレー冷却特性に係る技術的課題を整理する。</li> </ul>		





図 1. SFP 熱流動実験装置の全容

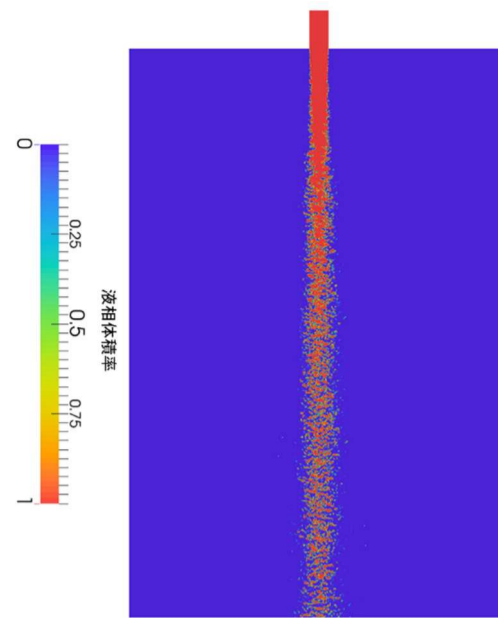


図 2. スpray挙動の解析結果例

工程表

		平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	
(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備							▽技術報告書等	
		熱流動実験の計画、事象進展等の予備的解析			スprayによる対策の妥当性に対する技術的判断に資する			→
安全上の限界把握に関する熱流動実験		熱流動実験の計画、事象進展等の予備的解析			実験装置（単バンドル）の製作、実験の実施			
					実験装置（4バンドル）の製作、実験の実施			
	臨界防止能力確認実験	臨界防止能力確認実験の実施						
(2) SFP の挙動を評価する解析コードの整備及び重大事故の評価								
	解析コードの整備				CFD 解析等による解析的知見の蓄積			
					解析コードの高度化の検討			
	技術的課題の整理				重大事故の解析等による技術的課題の整理			

7. 実施計画

【平成 24 年度の実施内容】

(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備

- 熱流動実験の計画立案のため、一次元モデルに基づく原子炉システム解析コードである RELAP5 コードを用いて、福島第一原子力発電所事故時の 4 号機の SFP を対象に、複数の事故事象シナリオを想定して予備解析を実施し、スプレイ設備作動時の上部タイププレート部気液対向流制限(CCFL)特性、燃料集合体の冷却特性及び臨界防止能力の確認に係る集合体内外の水位差評価等の重大事故発生時の SFP における課題の抽出を行った。

【平成 25 年度の実施内容】

(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備

- 平成 24 年度に実施した予備解析結果を踏まえて、SFP の重大事故発生時の課題としてスプレイ設備作動時の上部タイププレート部 CCFL 特性を対象とする熱流動実験の計画立案を実施した。
- 事故時の SFP を模擬する臨界防止能力確認実験として、BWR の SFP を模擬した臨界実験を実施した。この実験結果を用いて、臨界解析評価で用いる解析コードの妥当性確認を実施し、解析コードを事故時の SFP の臨界評価に適用できることを確認した。

	<p>【平成 26 年度の実施内容】</p> <p>(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 25 年度に立案した熱流動実験の計画について、単バンドル及び複数バンドルの試験体及び試験条件に関する仕様、計測方法等の詳細仕様を検討し、決定した。</li> <li>三次元モデルに基づく原子炉システム解析コードである TRACE コードを用いて、平成 26 年度に決定した実験体系を対象に、長期冷却機能喪失及び大量の水の漏えいの 2 種の重大事故における事象進展及びスプレイ設備作動時の熱流動挙動を評価し、実験体系の妥当性を確認した。また、解析結果に基づいて、スプレイ挙動を模擬する物理モデル等の解析コードの予測性能に係る課題を抽出した。</li> </ul>
	<p>【平成 27 年度の実施内容】</p> <p>(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP の重大事故時のスプレイ冷却による定量的効果を評価するための実験装置として、7 行 7 列正方形格子の実長の模擬燃料集合体、スプレイ冷却設備及び SFP を模擬する容器等の設計及び製作を実施した。また、スプレイ液滴特性、二相水位、燃料温度等の詳細な計測のため、シャドウ法を用いた PTV (Particle Tracking Velocimetry) システム、サブチャンネルボイドセンサ、静電容量計、熱電対等の種々の最新の計測系を整備した。</li> </ul> <p>(2) SFP の挙動を評価する解析コードの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP 挙動を現実的に評価するシステム解析コード等の整備のための技術的知見の蓄積を目的として、汎用 CFD コードを用いてスプレイ冷却特性の予備解析を行った。ここでは、Euler-Lagrange (連続相-分散相) 法を用いて、SFP の重大事故時の上部タイプレート部 CCFL 特性を評価した。また、VOF 解析 (界面捕獲法) を用いて、注入された冷却水のスプレイ液滴への崩壊過程を評価した。</li> </ul>
	<p>【平成 28 年度の実施内容】</p> <p>(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平成 27 年度に製作した 7 行 7 列正方形格子の実長の模擬燃料集合体、スプレイ冷却設備等の実験装置を用い、空気冷却に対する実験条件を設定してスプレイ冷却特性を把握するための実験を実施した。これにより、気液対向流制限 (CCFL) 特性、スプレイ液滴特性、二相水位、燃料温度等に関する実験データを取得し整理した。また、燃料集合体ごとの出力の相違によるスプレイ冷却特性の差を平成 29 年度実施の実験にて把握するため、4 バンドル体系の実験が可能となるよう前述の実験装置を拡張し組み立てた。</li> </ul> <p>(2) SFP の挙動を評価する解析コードの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP 挙動を現実的に評価するシステム解析コード等の整備のための技術的知見の蓄積を目的として、平成 27 年度に実施した予備解析に用いた CFD コードについて解析手法の改良を行い、これを用いて事故時の SFP におけるスプレイ冷却特性を評価する解析を実施した。また、平成 28 年度に実施した実験結果と解析結果を定性的に比較して、スプレイ冷却特性の評価における解析コードの課題を抽出した。</li> <li>TRACE コードを用いて 2 行 2 列の使用済燃料集合体配置を対象に長期冷却機能喪失及び大量の冷却水喪失の熱流動解析を実施し、異なる崩壊熱による使用済燃料集合体ごとの事象進展の違いについて検討を行った。</li> </ul>
	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP の重大事故時のスプレイ冷却による定量的効果を評価するための熱流動実験として、平成 28 年度に拡張した 4 バンドル体系の試験装置を用い、燃料集合体ごとの出力の相違による集合体へのスプレイ流入特性の差を把握するための実験を実施し、気液対向流制限 (CCFL) 特性、スプレイ液滴特性等に係る実験データを取得し、平成 28 年度に取得した単一集合体に係る燃料被覆管温度等の実験データと合わせてスプレイ冷却特性を総合的に整理し把握する。</li> </ul> <p>(2) SFP の挙動を評価する解析コードの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP 内で水位が大幅に減少した場合のスプレイ冷却特性について、平成 28 年度に改良した CFD コード等を用いて平成 28 年度に取得した実験データ及び平成 29 年度に取得する実験データを対象とした実験解析を実施し、解析コードの更なる高度化を検討するとともに、その妥当性を確認する</li> <li>実験結果及び解析結果に基づいて、空気冷却時に水位が著しく低下した条件等における重大事故時の燃料冷却性を評価する。また、実験結果及び解析結果に基づき、スプレイ冷却特性に係る技術的課題を整理する。</li> </ul>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	18. 高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	井上 正明 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2)原子炉施設 ③熱流動・核特性	主担当者	石津 朋子 主任技術研究調査官
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 年に発電用原子炉及び試験研究炉に係る規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された（発電用原子炉については 7 月、試験研究炉については 12 月）。新規制基準では、研究開発段階炉（高速原型炉もんじゅが該当）については、実用炉（軽水炉）と同様に重大事故（シビアアクシデント）対策が規制要件化され、また、試験研究炉（高速実験炉「常陽」が該当）については、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれのある事故の拡大を防止する対策が要求されている。以下、研究開発段階炉に対するシビアアクシデント対策と試験研究炉に対する対策を合わせて、SA 対策という。</p> <p>高速原型炉もんじゅについては、平成 28 年 12 月 21 日の原子力関係閣僚会議において、運転再開はせず、今後、廃止措置に移行することが『「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針』として決定された。原子力規制委員会は、政府方針及び文部科学大臣からの勧告の回答を受けて、もんじゅ廃止措置安全監視チームの設置及び関係規則の整備等、合理的な安全規制のための取り組みを進めている。一方、高速実験炉「常陽」については、新規制基準に基づく設置変更許可申請が平成 29 年 3 月 30 日に行われた。</p> <p>このような高速炉に係る最新の動向を踏まえると、高速実験炉「常陽」の新規制基準への適合性審査及び高速原型炉もんじゅの廃止措置計画の審査が行われることから、これらの審査に係る技術的支援に資するため、新規制基準への適合性審査における SA 対策の有効性評価の妥当性確認に係る最新の知見を拡充する等、常陽の審査及びもんじゅの廃止措置に関連する研究に特化して安全研究を進めるとともに、高速炉の安全規制に係る技術基盤の維持・伝承を図ることが重要である。</p>		
4. 目的	<p>本プロジェクトは、高速実験炉「常陽」を対象として、SA 対策の有効性の検討に係る技術的知見の拡充を図るとともに、そのために必要となる高速炉の安全解析コードの整備を行うこと及び「もんじゅ」の廃止措置のリスク評価を目的とする。</p>		
5. 知見の活用先	<p>以下に活用する。</p> <p>(1) 高速実験炉の審査に資する技術的知見の拡充</p> <p>(2) 高速炉原型炉もんじゅの廃止措置に係る安全規制</p> <p>(3) 高速炉に係る規制課題に対応するための人材育成及び技術基盤の維持</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」（平成 28 年 7 月 6 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。

- 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。）
- 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。）

高速炉の SA 対策の有効性評価の妥当性確認に資する技術的知見を拡充するため、以下の(1)及び(2)を実施する。また、そのために必要となる解析コードの整備は(3)により実施し、その適用性確認及び改良は、(1)、(2)の実施と併せて行う。また、これらの検討等に海外の最新情報や新知見を反映できるよう、国際協力等を積極的に活用する。また、もんじゅの廃止措置の審査に資する技術的知見を拡充するため、以下の(4)を実施する。

なお、人材育成及び基盤技術の整備については、(1)から(4)のすべてが該当する。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討（分類①、②及び④）

① 内的事象に対する SA 対策-I の有効性に係る検討

炉心や使用済燃料の著しい損傷を防止するための対策の有効性に係る検討として、以下を実施する。

- i) 崩壊熱除去機能確保対策（自然循環による炉心冷却、炉外燃料貯蔵槽（以下「EVST」という。）冷却等）の有効性検討
- ii) 炉心流量低下時原子炉停止機能喪失事象（以下「ULOF」という。）防止対策の有効性検討

② 外的事象による炉心の著しい損傷の可能性に係る検討

外的事象のうち、地震によって炉心の著しい損傷に至る可能性に係る検討として、以下を実施する。

- i) 地震時の炉心構成要素（燃料集合体など）の群振動、上下動評価
- ii) 地震時のフラジリティデータの整備、地震 PRA の検討

(2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-II）の有効性に係る検討（分類①、②及び④）

① 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討

高速炉の炉心損傷時の格納容器の健全性評価の条件設定に関連し、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリの健全性に係る以下の評価を実施する。

- i) ULOF、地震時反応度挿入事象（以下「S-TOP」という。）等における事象進展と起因過程及び遷移過程での放出エネルギー評価
- ii) ULOF 時等の原子炉容器健全性及びナトリウム噴出量評価

② 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討

炉心損傷時の格納容器の破損を防止するための対策の有効性に係る検討として以下を実施する。

i) 炉心損傷事故後の熱除去に係る検討

事故後に炉心下部の受皿に落下した炉心物質の冷却に係る検討として、原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）時の炉心溶融物挙動評価、受皿上の炉心物質の冷却性評価及びウラネート形成とデブリベッドの再臨界の可能性評価を実施する。

ii) 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討

著しい炉心損傷が生じた場合の格納容器の健全性確保に係る解析・評価として、以下を実施する。

- ・ 著しい炉心損傷時の原子炉冷却材及び原子炉カバーガス等のバウンダリの健全性に係る解析・評価
- ・ 溶融燃料が原子炉容器から流出した場合も含め原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の有効性に係る解析・評価
- ・ 放射性物質の放散防止対策の有効性に係る検討
- ・ 放射性物質の移行挙動に係る検討

(3) 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討（分類③及び④）

上記の(1)、(2)の評価、検討に必要な安全解析手法、解析コードの整備とリスク情報を活用した安全規制に資する PRA 手法の整備を以下により実施する。なお、安全解析手法、解析コードの整備に関しては、基本的なコード開発は、平成 26 年度中に完了し、平成 27 年度以降は、実機解析への適用性評価のために必要となるコード改良、モデル整備を(1)、(2)の検討と併せて実施する。

- ① 炉心耐震安全評価手法：上下動を考慮した群振動解析手法の整備（高速炉燃料集合体群振動挙動解析コード ASSIST）
- ② プラント安全評価手法：自然循環解析モデル整備、その他の SA 対策防止策評価のための解析モデル整備（プラント動特性解析コード ADYTUM）
- ③ 炉心損傷事象評価手法：ULOF 炉心膨張過程解析に必要なモデル整備、既往試験結果に基づく検証（高速炉炉心損傷解析コード ASTERIA-FBR、高速炉炉心損傷簡易解析コード ASTERIA-dash）
- ④ 格納容器健全性評価手法：SA 対策-II の有効性検討のためのモデル改良（高速炉格納施設応答解析コード AZORES）
- ⑤ 線源挙動評価手法：希ガス随伴セシウムの Na 中への拡散モデルの検証。構造材表面への拡散モデル改良（高速炉線源移行挙動解析コード ACTOR）
- ⑥ PRA 手法：CMMC（連続マルコフ連鎖モンテカルロ）手法、PRD（現象相関ダイヤグラム）等の整備

(4) 高速原型炉もんじゅの廃止措置に係る検討（分類②及び④）

高速原型炉もんじゅの廃止措置に関し、以下を検討する。

- ・ 廃止措置に必要な技術と安全規制
- ・ 廃止措置におけるリスク

6. 安全研究概要  
（始期：平成 25 年度）  
（終期：平成 29 年度）

工程表					
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度
SA 対策- I の有効性に係る検討	内的事象に対する SA 対策- I の有効性に係る検討				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉及び EVST の自然循環除熱特性確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>停止時を含む自然循環除熱の成立性検討、長期冷却の課題確認</li> <li>ULOF 防止対策の効果確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>除熱源喪失時の具体的対策を対象とした成立性検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>空気冷却器ダクト損傷による自然循環除熱への影響評価</li> <li>高速実験炉の冷却系の特性評価</li> <li>高速実験炉の炉壁冷却による自然循環除熱の成立性検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速実験炉の冷却系による自然循環除熱の成立性検討</li> <li>高速実験炉の炉壁冷却による自然循環除熱の成立性検討</li> </ul>
SA 対策- II の有効性に係る検討	炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>放出エネルギーの試評価による課題整理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上限エナジェティックスの評価論構築に向けたパラメータ解析実施、放出エネルギーの確率分布検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左及び炉心プール形成時の放出エネルギー発生機構確認のための水流動試験実施</li> <li>ASTERIA レビュー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> <li>現象イベントツリーに基づく ASTERIA-FBR 解析による、放出エネルギー確率分布の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左により評価手法をまとめる。</li> </ul>
高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討	格納容器破損防止対策の有効性に係る検討				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム放出量の試評価による課題整理</li> <li>格納容器破損防止対策の現状コードによる試評価を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉容器上部へのナトリウム噴出量評価、1次系配管健全性評価</li> <li>炉心損傷時の熔融物挙動の検討と関連試験の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉容器上部へのナトリウム噴出量の流体-構造連成評価</li> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ULOF 時の発生エネルギーによるバウンダリへの影響手法の検討</li> <li>炉心損傷時の熔融物挙動の検討</li> <li>高速実験炉の ATWS 評価</li> <li>高速実験炉の安全容器の健全性検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速実験炉の ATWS 評価</li> <li>高速実験炉の安全容器の健全性評価</li> <li>高速実験炉の格納容器破損防止対策の評価</li> </ul>
高速原型炉もんじゅの廃止措置に係る検討	解析コードの開発（基本部分）				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>自然循環除熱解析に向けた動特性解析コード ADYTUM の整備</li> <li>炉心損傷解析コード ASTERIA-FBR 整備</li> <li>格納容器健全性解析コード AZORES による試評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ASTERIA-FBR の整備</li> <li>炉心損傷簡易評価コードの整備</li> <li>レベル2PRA 定量化手法の検討（CMMC 法）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震 PRA に関し、CMMC 法を適用し検討</li> <li>ASTERIA-FBR 改良</li> <li>AZORES 改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CMMC 法を用いたレベル2PRA 手法を原子炉容器液位喪失事象(LORL)の評価に適用し検討</li> <li>ADYTUM 改良</li> <li>ASTERIA-FBR 改良</li> <li>AZORES 改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> <li>ADYTUM 改良</li> <li>ASTERIA-FBR 改良</li> <li>AZORES 改良</li> </ul>
高速原型炉もんじゅの廃止措置に係る検討				<ul style="list-style-type: none"> <li>もんじゅの廃炉に関連し、海外の高速炉の廃炉について調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>もんじゅの廃止措置に係る技術の検討及びリスクの検討</li> </ul>
7. 実施計画	<p>【平成 25 年度の実施内容】</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策- I）の有効性に係る検討</p> <p>① 内的事象に対する SA 対策- I の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉及び EVST の自然循環除熱特性を確認した。</li> </ul> <p>② 外的事象による炉心の著しい損傷の可能性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高速炉の地震フラジリティデータを整備した。</li> </ul> <p>(2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策- II）の有効性に係る検討</p> <p>① 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ULOF 時の放出エネルギーの試評価を行い、課題を整理した。</li> </ul> <p>② 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ULOF による炉容器上部へのナトリウム噴出量の試評価により課題を整理した。</li> <li>格納容器破損防止対策について、現状の AZORES コードを用いて試評価を実施した。</li> </ul>				

<p>(3) 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環除熱解析に向け、プラント動特性解析コード ADYTUM の整備を実施した。</li> <li>・炉心損傷事故解析コード ASTERIA-FBR の整備を実施した。</li> <li>・格納容器健全性解析コード AZORES による試評価を実施した。</li> </ul>
<p>【平成 26 年度の実施内容】</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討</p> <p>① 内的事象に対する SA 対策-I の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・停止時を含む自然循環除熱の成立性を検討した。</li> <li>・ULOF 防止対策として、SAS 及び GEM の効果を ADYTUM により確認した。</li> </ul> <p>② 外的事象による炉心の著しい損傷の可能性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心構成要素の群振動挙動解析と挿入反応度を評価した。</li> </ul> <p>(2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-II）の有効性に係る検討</p> <p>① 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上限エナジェティックスの評価論理構築に向けたパラメータ解析を実施し、放出エネルギーの確率分布を検討した。</li> </ul> <p>② 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ULOF 時の原子炉容器上部へのナトリウム噴出量を評価し、圧力波伝播による 1 次系配管への影響を評価した。</li> <li>・炉心損傷時の溶融物挙動の検討と関連する試験として、B<sub>4</sub>C の昇華挙動試験を実施した。</li> </ul> <p>(3) 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ASTERIA-FBR の整備を実施</li> <li>・簡易炉心損傷解析コード ASTERIA-dash の整備を実施。</li> <li>・解析コードの基本的な開発を完了し、実機の評価が可能な状況とした。</li> <li>・レベル 2PRA 手法として、CMMC 法の検討を行った。</li> </ul>
<p>【平成 27 年度の実施内容】</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討</p> <p>① 内的事象に対する SA 対策-I の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・除熱源喪失時の具体的な SA 対策を対象に成立性を検討した。</li> </ul> <p>② 外的事象による炉心の著しい損傷の可能性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心構成要素の群振動挙動解析と上下動による挿入反応度の評価を実施した。</li> </ul> <p>(2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-II）の有効性に係る検討</p> <p>① 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・前年度に引き続き、上限エナジェティックスに係る検討を実施した。また、炉心プール形成時の放出エネルギー発生機構確認のための水流動試験を実施した。</li> <li>・ASTERIA-FBR の KIT によるレビューを実施した。</li> </ul> <p>② 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉容器上部へのナトリウム噴出量を流体-構造連成解析により評価した。</li> <li>・前年度に引き続き、炉心損傷時の溶融物挙動の検討と関連する試験として、B<sub>4</sub>C の昇華挙動試験を実施した。</li> </ul> <p>(3) 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ASTERIA-FBR の改良を実施した。</li> <li>・AZORES の改良を実施した。</li> <li>・地震 PRA に関し、CMMC 法を適用し、検討した。</li> </ul>
<p>【平成 28 年度の実施内容】</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討</p> <p>① 内的事象に対する SA 対策-I の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・空気冷却器ダクト損傷による自然循環除熱への影響評価を実施した。</li> <li>・高速実験炉の冷却系の崩壊熱除去運転時の特性を評価した。</li> <li>・高速実験炉の炉壁冷却による自然循環除熱の成立性について検討した。</li> </ul> <p>(2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-II）の有効性に係る検討</p> <p>① 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・前年に引き続き、ULOF 時の放出エネルギーに係る評価及び試験を実施した。</li> <li>・現象イベントツリーに基づく ASTERIA-FBR 解析による放出エネルギーの確率密度を検討した。</li> </ul> <p>② 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ULOF 時の発生エネルギーによる原子炉容器バウンダリへの影響評価手法を検討した。</li> <li>・炉心損傷時の溶融物挙動を AZORES を用い検討した。</li> <li>・高速実験炉の ATWS 評価を実施した。</li> <li>・高速実験炉の炉心の著しい損傷後、原子炉容器外に溶融燃料が流出した場合の安全容器の健全性について検討した。</li> </ul> <p>(3) 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・CMMC 法を用いたレベル 2PRA 手法を原子炉容器液位喪失事象（LORL）の評価に適用し検討した。</li> <li>・ADYTUM の伝熱モデル改良、炉心モジュールの改良を行った。</li> <li>・ASTERIA-FBR の改良を行った。</li> <li>・AZORES の改良を行った。</li> </ul> <p>(4) 高速原型炉もんじゅの廃止措置に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・海外の高速炉の廃止措置の方法について調査した。</li> </ul>
<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討</p> <p>① 内的事象に対する SA 対策-I の有効性に係る検討</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 高速実験炉の冷却系による自然循環除熱の成立性について検討する。</li> <li>• 高速実験炉の炉壁冷却による自然循環除熱の成立性について検討する。</li> </ul> <p>(2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-Ⅱ）の有効性に係る検討</p> <p>① 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 平成 28 年度に引き続き検討し、放出エネルギー評価手法をまとめる。</li> </ul> <p>② 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 高速実験炉の ATWS 評価を実施する。</li> <li>• 高速実験炉の安全容器の健全性評価を実施する。</li> <li>• 高速実験炉の格納容器破損防止対策の評価を実施する。</li> </ul> <p>(3) 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 平成 28 年度に引き続き、CMMC 法を用いたレベル 2PRA 手法を LORL の評価に適用し検討する。</li> <li>• 必要となる解析コードの改良を行う。</li> </ul> <p>(4) 高速原型炉もんじゅの廃止措置に係る検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• もんじゅの廃止措置に係るリスクの検討を行う。</li> <li>• もんじゅの廃止措置に係る技術（燃料取り出し、ナトリウムの処理等）の検討を行う。</li> </ul>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	19. 燃料破損限界に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	小澤 正明 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2)原子炉施設 ④核燃料	主担当者	山内 紹裕 技術研究調査官
3. 背景	<p>軽水炉の通常運転中においてジルコニウム合金製の燃料被覆管は冷却水との酸化反応によって発生した水素の一部を吸収し、固溶限を超えて吸収された水素はジルコニウム水素化物(以下「水素化物」という。)として析出する。水素化物は脆性を示すため燃料の燃焼が進み水素化物が著しく増加した場合、燃料被覆管の脆化が進行するとともに、機械的強度が低下する懸念がある。これを踏まえ、燃焼が進んだ燃料の通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性の検討に資するため、以下の技術的知見を拡充することが重要である。</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備</p> <p>過去に実施した、試験炉において試験燃料棒に出力過渡を与える試験(以下「出力急昇試験」という。)により、高燃焼度燃料被覆管の肉厚外面側に析出した水素化物を起点として初期亀裂が発生し、その後内側に向かって進展することにより生じる燃料破損(以下「外面割れ破損」という。)という新たな破損形態があること、外面割れ破損の発生には被覆管水素吸収量、出力レベル等が影響することが分かった。当該試験から得られた破損に至る条件によれば、現行の燃料使用条件では破損領域に入らないと判断されているものの、今後、燃料の使用期間の長期化(燃焼度、被覆管水素吸収量に影響)及び高出力での運転により使用条件が厳しくなった場合には出力過渡時に外面割れ破損に至る可能性がある。そのため、外面割れ破損に関する評価ガイド等の作成の可否を含む検討に向けて、その発生機構及び発生条件等の技術的知見を拡充することが重要である。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備</p> <p>燃料被覆管には異常な過渡変化時に機械的に破損しないことが要求されており、それに対応する具体的判断基準は、「燃料被覆管は機械的に破損しないこと」の解釈の明確化について(原子炉安全基準専門部会報告書、昭和60年7月18日原子力安全委員会了承)において、「被覆管の円周方向の平均塑性ひずみが1%以下であること」とされている。燃焼に伴う水素吸収量の増加により燃料被覆管の延性は低下する傾向にあり、現状の知見では被覆管の破損ひずみの下限値は1%より大きいものの、基準値に対する被覆管破損ひずみの余裕が少なくなっている。科学的に合理的な安全余裕に係る現行基準値の見直しの可否を検討するため、水素濃度が更に増加した場合の燃料被覆管の機械特性に関する技術的知見を拡充することが重要である。</p>		
4. 目的	<p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備</p> <p>外面割れ破損限界に関するガイド等の作成の可否検討に資するため、燃料被覆管外面割れ破損を支配する因子に関する知見を拡充する。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備</p> <p>過ひずみによる機械的破損防止に関する基準値の見直しの可否検討に資するため、高燃焼度化に伴い水素吸収量が大きく増加した燃料被覆管が機械的破損に至る応力、ひずみ等に関する知見を拡充する。</p>		
5. 知見の活用先	<p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備</p> <p>得られた成果は、必要に応じて適合性審査、外面割れを考慮した燃料健全性評価に関する評価ガイド等の作成の可否を含む検討に資する。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備</p> <p>得られた成果は、必要に応じて適合性審査、過ひずみによる機械的破損防止に関する基準値の見直しの可否検討の際の技術的根拠、必要に応じて同基準値見直し案の作成に資する。</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」（平成 28 年 7 月 6 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。

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。）

(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備(分類①)

・出力急昇試験

これまで照射済燃料被覆管単体を用いた炉外での過渡模擬試験により、被覆管外面水素化物析出条件、初期亀裂発生応力、亀裂進展速度等に関するデータを取得し、また、様々な出力条件及び保持時間における外面割れ破損の発生有無を調べた。これら被覆管単体での炉外試験結果に基づき、最高出力と保持時間の関係を考慮した試験条件により燃料棒体系で試験炉を用いた出力急昇試験を行うことで外面割れ破損機構を確認する（図 1）。また、被覆管単体での炉外試験に基づく破損時間評価結果と合わせて外面割れ破損発生条件に関する技術的知見を拡充する。なお、出力急昇試験は、使用済燃料棒を短尺化した試験燃料棒を用いてハルデン炉（ノルウェー）において実施する。

(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備(分類①)

・被覆管機械特性に関する検討

これまでに使用済燃料被覆管の内圧破裂試験により、破断伸びと水素濃度（水素吸収量）の関係に関する知見（図 2）を得た。また、水素化物析出状態が異なる試験片を使用した内圧破裂試験により、水素化物の析出形態が被覆管の強度、延性等の機械特性に与える影響を調べた。これらの試験データに基づき、過ひずみによる機械的破損防止に関する基準値の見直しの可否を検討する。

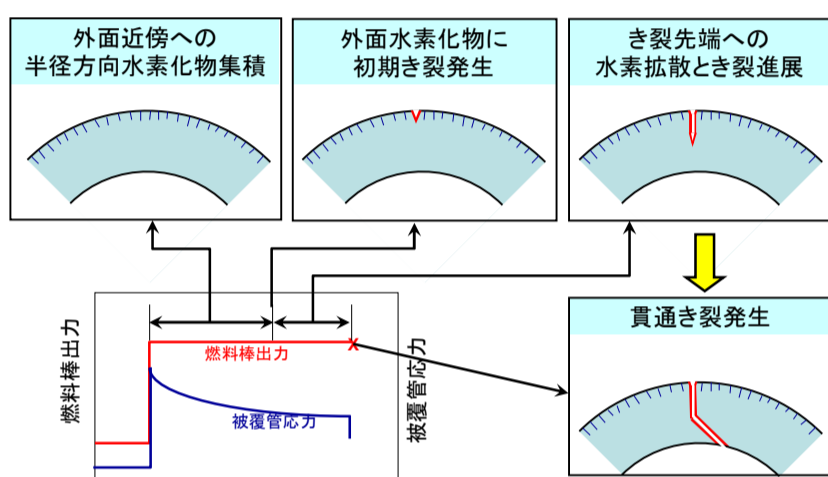


図 1 出力急昇試験による亀裂発生状況(イメージ)

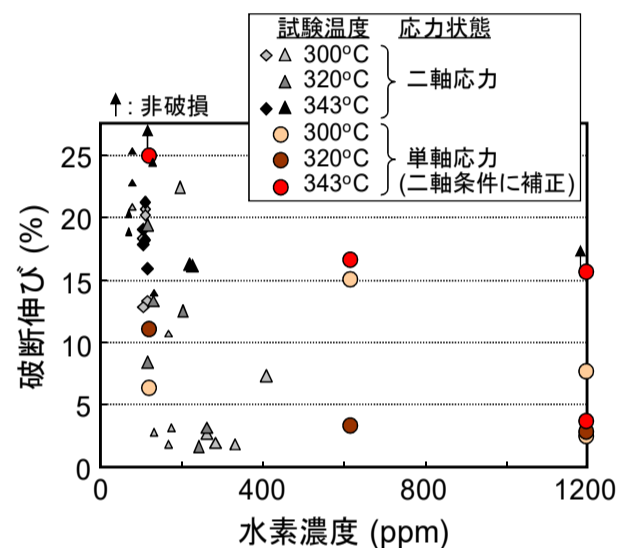


図 2 内圧破裂試験による破断伸びと水素濃度の関係の例

6. 安全研究概要  
（始期：平成 19 年度）  
（終期：平成 33 年度）

工程表

	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度
(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備			出力急昇試験			成果公表
(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備	被覆管機械特性に関する検討		成果公表	過ひずみによる機械的破損防止に関する基準値の見直しの可否検討		
国際プロジェクト	OECD/NEA スタスピック被覆管健全性プロジェクト <sup>*1</sup>					
				OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト <sup>*2</sup>		

――― 評価ガイド案作成の検討

\*1：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 LOCA 試験など  
\*2：ウラン燃料、MOX 燃料の通常時燃料ふるまい及び LOCA 試験など

7. 実施計画

【平成 19～23 年度の実施内容】

(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備

- 照射済燃料被覆管単体を用いた炉外での過渡模擬試験により以下の知見を得た。
  - 燃料被覆管の外面近傍に水素化物が析出する線出力と時間の関係
  - 初期亀裂発生応力
  - 発生した初期亀裂の進展速度

<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外面割れ破損の発生機構をモデル化した。</li> <li>● 試験燃料棒をハルデン炉に輸送し、平成 23 年度に出力急昇試験を実施する計画としていたが、試験燃料棒を海外に輸送するための船積み港が東北地方太平洋沖地震で被災したため計画を中断した。</li> </ul> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 照射済燃料被覆管に水素添加することで水素濃度が異なる試験片を作製し、内圧破裂試験を実施することで、燃料被覆管の水素吸収量が大幅に増加した場合の燃料被覆管の強度、延性等を調べた。</p>
<p>【平成 24 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 東北地方太平洋沖地震で被災した船積み港が復旧途上であったため、出力急昇試験計画の中断を継続した。</p>
<p>【平成 25 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 東北地方太平洋沖地震で被災した船積み港が復旧途上であったため、出力急昇試験計画の中断を継続した。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 水素化物の析出形態が被覆管の強度、延性等の機械特性に与える影響を調べるため、照射済燃料被覆管に内圧負荷条件下で水素を添加することにより、水素濃度及び水素化物析出状態が異なる試験片を作成した。</p>
<p>【平成 26 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 出力急昇試験再開を目指し、国内試験炉での実施も含め、試験可能な試験炉の状況及び試験燃料棒輸送上の制約等を調査、検討した。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 平成 25 年度に作成した試験片を用いて内圧破裂試験を行い、強度、延性等を調べた。</p>
<p>【平成 27 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 試験炉の状況及び試験燃料棒輸送上の制約等の調査及び検討を継続するとともに、試験燃料棒の輸送準備として、粗切断済みの照射済燃料棒の定尺切断、乾燥処理、収納容器への装荷、収納容器内の He ガス置換及び密封溶接等を行った。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 平成 26 年度に試験を行った試料について、試験後の断面金相写真を画像解析することにより水素化物の析出形態（方位、長さ等）を表す指標を算出し、周方向引張強さ及び破断伸びとの関係を整理・検討した。</p>
<p>【平成 28 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 出力急昇試験をハルデン炉で実施することとし、試験燃料棒の輸送準備として、輸送船の手配、必要な許認可手続き等を行った。</p> <p>(2) 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 これまで実施した内圧破裂試験について、供試材の断面金相写真の画像解析を行い、水素化物の析出形態を表す指標と周方向引張強さ及び破断伸びとの関係を整理・検討を継続した。</p>
<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 ハルデン炉までの試験燃料棒の輸送の準備として、輸送船の手配、必要な許認可手続き等を継続する。</p> <p>(2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 本プロジェクトでこれまでに実施した試験により得られた成果をまとめ、公表する。また、被覆管の機械的健全性に関してこれまで国内外で公表された試験結果を調査する。</p>
<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 輸送に必要な許認可手続き等を継続し、試験燃料棒をハルデン炉まで輸送する。</p>
<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 試験燃料棒への計装取り付け等の再加工、酸化膜厚さ測定等の試験前非破壊試験を行う。また、出力急昇試験を行う。</p>
<p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 出力急昇試験後の分析として、核分裂生成ガス放出率測定、試料断面金相観察等の破壊試験を行う。また、廃棄物処理を行う。</p>
<p>【平成 33 年度の実施内容】</p> <p>(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 一連の試験で得られたデータを取りまとめ、過渡時出力及び破損時間に関する解析を実施する。また、得られた成果を論文とし</p>

	て公表する。さらに、外面割れ破損に関する評価ガイド案作成の可否を含め検討する。
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	20. 事故時燃料冷却性評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	小澤 正明 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ④核燃料	主担当者	山内 紹裕 技術研究調査官
3. 背景	<p><b>(I) LOCA 時の燃料冷却性</b></p> <p>「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示されている冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時の燃料被覆に関する基準(被覆管最高温度(PCT) ≤ 1200℃及び化学量論的酸化量(ECR) ≤ 15%(以下「LOCA 基準」という。))は、LOCA の過程で被覆管がその延性を極度に失うことなく、冷却可能な状態に炉心の形状を維持できるという観点で設定されている。LOCA 時の燃料挙動に影響を及ぼす可能性のある事象に関する最新知見として、国際的には下記(1)～(3)が挙げられており、これらが燃料の冷却性に及ぼす影響について知見を拡充することが重要である。</p> <p>(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響</p> <p>被覆管は通常運転時に冷却水との腐食反応により生じた水素の一部を吸収し、その吸収量は燃料の高燃焼度化、すなわち炉内滞在期間の長期化により増加する。LOCA 時には高温の水蒸気雰囲気中で被覆管の酸化が進行するが、水素吸収量が多い場合は酸化が促進されるため、これが LOCA 再冠水時の燃料冷却可能形状維持性能に影響する可能性がある。</p> <p>(2) 被覆管ブレードアウェイ酸化</p> <p>PCT 制限値に比べ低温の約 700～1000℃においても被覆管が長時間にわたり水蒸気酸化した際には被覆管の酸化が加速し、これにより LOCA 時に燃料被覆管の脆化が更に進む可能性がある。</p> <p>(3) FFRD 現象(FFRD: Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● LOCA 時の燃料ペレットの細片化(Fragmentation)及び細片化ペレットの膨れ部への再配置(Relocation)</li> <li>→細片化した燃料ペレットが LOCA により生じた被覆管膨れ部に集積することで局所的に出力が増加することにより被覆管温度が上昇し、酸化脆化が進行する可能性がある。そのため、PCT 評価及びそれに基づく ECR 評価にも影響する可能性がある。</li> <li>● 被覆管破裂及びそれに続く燃料ペレット片放出(Dispersal)</li> <li>→LOCA によって生じた被覆管の破裂部から細片化した燃料ペレットが放出され、流路閉塞による燃料冷却性低下が生じる可能性がある。</li> </ul> <p><b>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</b></p> <p>LOCA 発生後の炉心冷却に関して、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」には「燃料の形状の変化を考慮しても崩壊熱の除去が長期間に渡って行われることが可能であること」との基準が示されている。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえ、外的荷重の影響評価が重要となっており、LOCA 時に高温酸化した被覆管に地震による荷重が作用した場合の燃料冷却性について知見を拡充することが重要である。</p>		
4. 目的	<p><b>(I) LOCA 時の燃料冷却性</b></p> <p>現行 LOCA 基準の見直しの要否を含め、現行基準内での LOCA 時燃料の冷却性を検討するため、以下に関する技術的知見を拡充する。</p> <p>(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響</p> <p>(2) 被覆管ブレードアウェイ酸化</p> <p>(3) FFRD 現象</p> <p><b>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</b></p> <p>LOCA 後の長期燃料冷却性に係る判断基準の見直しの要否を含め、現行基準内での LOCA 後燃料の長期燃料冷却性を拡充するため、LOCA 後に地震が発生した場合の燃料冷却性の判断に必要な技術的知見を取得する。</p>		
5. 知見の活用先	<p><b>(I) LOCA 時の燃料冷却性</b></p> <p>現行 LOCA 基準の見直しの要否、必要に応じて同基準見直し案及びその解釈、評価ガイド等の作成の検討に資する。</p> <p><b>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</b></p> <p>LOCA 後の長期燃料冷却性に係る基準の見直しの要否、必要に応じて同基準見直し案及びその解釈、評価ガイド等の作成の検討に資する。</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」（平成 28 年 7 月 6 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。

- 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。）

(I) LOCA 時の燃料冷却性（分類①）

最新知見を踏まえて現行 LOCA 基準の見直しの要否を検討するため、以下の技術的知見を拡充する。

(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響

- ① 我が国の LOCA 基準の根拠となったデータや考え方等を整理する。また、米国、仏国等についても同様の調査、整理を行う。
- ② 水素吸収の影響に関して、国内外の試験データ及び技術情報を調査、収集する。

(2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化

- ① ブレイクアウェイ酸化に関して、国内外の試験データ及び技術情報を調査、収集する。
- ② 国内プラントにおける LOCA 時被覆管温度及び高温継続時間に関する解析結果等を調査する。
- ③ ①で得られたブレイクアウェイ酸化に関するデータ等と②で得られた解析結果等を比較し、実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性について検討する。

(3) FFRD 現象

- ① FFRD 現象に関して、国内外の試験データ及び技術情報を調査、収集する。
- ② 被覆管の膨れ及び膨れ部への燃料破砕片移動による局所出力及び被覆管温度の上昇等についての解析、調査を通じ、燃料冷却性に及ぼす影響を評価する。
- ③ 照射済みの燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験等を実施し、燃料ペレット細片化挙動及び燃料棒外に放出される燃料ペレットの量等に関するデータを拡充する。

(II) LOCA 後の長期燃料冷却性（分類①）

LOCA 後の燃料の長期冷却期間中に地震が発生した場合の燃料冷却性に及ぼす影響について検討するため、以下の技術的知見を拡充する。

- ① LOCA 後の長期燃料冷却性に関する国内外の研究動向を調査する。
- ② LOCA により高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けた被覆管の変形状況、機械的特性等について、国内外の試験データ及び技術情報を調査、収集する。
- ③ LOCA 後の燃料の長期冷却期間において被覆管に働く応力等を解析により評価する。

6. 安全研究概要  
 (始期：平成 25 年度)  
 (終期：平成 30 年度)

工程表

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
(I) LOCA 時の燃料冷却性						
(1) LOCA 時被覆管脆化への水素の影響	現行基準の技術的根拠の調査、整理 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査					現行基準見直し要否の検討
(2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 国内プラントを対象とした高温継続時間の解析データ等の調査 国内プラントでのブレイクアウェイ酸化発生の可能性検討					現行基準見直し要否の検討
(3) FFRD 現象	国際プロジェクトへの参画及び国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 LOCA 時被覆管温度等に及ぼす影響の解析、評価 高燃焼度実燃料入り LOCA 模擬試験 放出されたペレット片が燃料冷却性に及ぼす影響の調査					現行基準見直し要否の検討
(II) LOCA 後の長期燃料冷却性	国内外の動向、試験データ及び技術情報の収集、調査			長期冷却中に被覆管に働く応力等に関する検討		現行基準見直し要否の検討

7. 実施計画

<p>【平成 25 年度の実施内容】</p> <p>(I) LOCA 時の燃料冷却性</p> <p>(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 現行基準策定時の技術的根拠等に関して調査、整理を行った。</li> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を行った。</li> </ul> <p>(2) 被覆管ブレードアウェイ酸化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を行った。</li> <li>・ 設置許可申請書をベースに国内プラントにおける LOCA 時 PCT 及び高温継続時間に関する解析結果を調査した。</li> </ul> <p>(3) FFRD 現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を行った。</li> <li>・ 被覆管の膨れ及び細片化した燃料ペレットの被覆管膨れ部への再配置が被覆管表面温度に与える影響について解析評価を行った。</li> </ul> <p>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を行った。</li> </ul>
<p>【平成 26 年度の実施内容】</p> <p>(I) LOCA 時の燃料冷却性</p> <p>(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 現行基準策定時の技術的根拠等に関して調査、整理を継続した。</li> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> </ul> <p>(2) 被覆管ブレードアウェイ酸化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> <li>・ 国内プラントでのブレードアウェイ酸化発生の可能性を検討した。</li> </ul> <p>(3) FFRD 現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国際プロジェクト（ハルデン原子炉プロジェクト、スタズピック被覆管健全性プロジェクト）により、燃焼度等が FFRD 現象に与える影響に関する試験データを取得した。</li> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> </ul> <p>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> </ul>
<p>【平成 27 年度の実施内容】</p> <p>(I) LOCA 時の燃料冷却性</p> <p>(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> </ul> <p>(2) 被覆管ブレードアウェイ酸化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> </ul> <p>(3) FFRD 現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> <li>・ 国際プロジェクト（ハルデン原子炉プロジェクト、スタズピック被覆管健全性プロジェクト）により、燃焼度等が FFRD 現象に与える影響に関する試験データを取得した。</li> <li>・ FFRD 現象に関する詳細データ（燃焼度等がペレット破碎挙動及び放出挙動に与える影響、放出されたペレット片の粒径分布等）を取得するための高燃焼度実燃料入り LOCA 模擬試験装置の概念設計を行った。</li> <li>・ 国内外で報告された技術情報及び試験データを基に放出されたペレット片が燃料冷却性に及ぼす影響の調査を行った。</li> </ul> <p>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> </ul>
<p>【平成 28 年度の実施内容】</p> <p>(I) LOCA 時の燃料冷却性</p> <p>(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> <li>・ これまで得られた技術情報及び試験データ等を取りまとめた。</li> </ul> <p>(2) 被覆管ブレードアウェイ酸化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> <li>・ これまで得られた技術情報及び試験データ等を取りまとめた。</li> </ul> <p>(3) FFRD 現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。</li> <li>・ 国際プロジェクト（ハルデン原子炉プロジェクト、スタズピック被覆管健全性プロジェクト）により、燃焼度等が FFRD 現象に与える影響に関する試験データを取得した。</li> </ul>

- FFRD 現象に関する詳細データを取得するための高燃焼度実燃料入り LOCA 模擬試験装置の詳細設計を行った。
- 国内外で報告された技術情報及び試験データを基に放出されたペレット片が燃料冷却性に及ぼす影響の調査を継続した。

**(II) LOCA 後の長期燃料冷却性**

- 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続した。
- LOCA 後の地震時に被覆管に作用する応力等を解析により評価した。

**【平成 29 年度の実施内容】**

**(I) LOCA 時の燃料冷却性**

(1) LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響

これまで得られた技術情報及び試験データ等を取りまとめる。

(2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化

これまで得られた技術情報及び試験データ等を取りまとめる。

(3) FFRD 現象

- 国内外の試験データ及び技術情報の調査、収集を継続する。
- 国際プロジェクト（ハルデン原子炉プロジェクト、スタズピック被覆管健全性プロジェクト）により、燃焼度等が FFRD 現象に与える影響に関する試験データを取得する。
- LOCA 時に燃料棒外に放出されるペレット片の量を国際プロジェクト等で得られた試験データ、解析結果等により評価する。
- FFRD 現象に関する詳細データを取得するための高燃焼度実燃料入り LOCA 模擬試験装置を製作する。
- 高燃焼度燃料ペレット単体の加熱試験を行い、ペレット破砕挙動に関する試験データを取得する。
- 国内外で報告された技術情報及び試験データを基に放出されたペレット片が燃料冷却性に及ぼす影響の調査を継続する。

**(II) LOCA 後の長期燃料冷却性**

- LOCA 後の地震時に被覆管に作用する応力等の解析評価を継続する。

**【平成 30 年度の実施内容】**

**(I) LOCA 時の燃料冷却性**

(3) FFRD 現象

- 国内外の試験データ及び技術情報の調査、収集を継続する。
- 国際プロジェクト（ハルデン原子炉プロジェクト、スタズピック被覆管健全性プロジェクト）により、燃焼度等が FFRD 現象に与える影響に関する試験データを取得する。
- LOCA 時に燃料棒外に放出されたペレット片の燃料バンドル内での分布、バンドル外への移行量について検討する。
- FFRD 現象に関する詳細データを取得するため高燃焼度実燃料入り LOCA 模擬試験等を実施する。
- 高燃焼度燃料ペレット単体の加熱試験を継続し、ペレット破砕挙動に関する試験データを取得する。
- 国内外で報告された技術情報及び試験データを基に放出されたペレット片が燃料冷却性に及ぼす影響の調査を継続する。
- これまで得られた技術情報及び試験データ等を取りまとめる。

**(II) LOCA 後の長期燃料冷却性**

- 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査を継続する。
- LOCA 後の地震時に被覆管に作用する応力等の解析評価を継続する。
- これまで得られた技術情報及び試験データ等を取りまとめる。

8. 備考

(プロジェクト個票)

<p>1. プロジェクト</p>	<p>21. 燃料等安全高度化対策事業</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付</p>																																										
<p>2. カテゴリー・研究分野</p>	<p>(2) 原子炉施設 ④核燃料</p>	<p>担当責任者</p>	<p>小澤 正明 上席技術研究調査官</p>																																										
<p>3. 背景</p>	<p>軽水炉の安全性等を向上させることを目的とし、現行燃料から被覆管の合金元素含有量等を調整した PWR 及び BWR 改良型燃料<sup>(*)</sup>の開発が国内外で進められており、海外では、その一部が既に実用化され、商業炉において利用が進んでいる。国内においても改良型燃料の導入が見込まれており、導入の際の適合性審査に資するよう、想定される事故時の燃料挙動及び燃料冷却性、通常運転時の照射に伴う燃料棒の伸び(照射成長)等の確認に向けた、次の知見を拡充することが重要である。</p> <p>① 改良型燃料に施された種々の改良が、原子炉事故時における燃料挙動や燃料冷却可能形状の維持に影響を及ぼす可能性があることから、その影響に関する定量的な知見</p> <p>② 原子炉内使用中の被覆管の照射成長が、燃料棒及び燃料集合体に過度の変形をもたらす可能性があることから、改良合金被覆管の照射成長に関する定量的な知見</p> <p>(*) 「実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則」(平成 25 年 6 月 28 日) 第八条に被覆管合金元素含有量に関する JIS 規格が引用されているが、この JIS 規格の範囲を超えて合金元素含有量を変更した新合金被覆管の採用及び結晶組織を変更した燃料ペレットの採用により、主に通常運転時の燃料被覆管の腐食や水素吸収による劣化、燃料棒内圧の上昇等の抑制を図った燃料</p>																																												
<p>4. 目的</p>	<p>(1) 改良型燃料についての反応度事故(RIA)模擬試験及び解析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>RIA 時における燃料の破損限界、破損挙動及び燃料破損が原子炉安全性に与える影響に関して技術的知見を拡充する。</li> </ul> <p>(2) 改良型燃料についての冷却材喪失事故(LOCA)模擬試験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>LOCA 時における燃料冷却性維持に関して技術的知見を拡充する。</li> </ul> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>合金成分や被覆管の加工及び熱処理条件が照射成長挙動に及ぼす影響に関して技術的知見を拡充する。</li> </ul>																																												
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>本事業で得られた知見は、技術的根拠として必要に応じて審査等の際の判断に資するとともに、反応度投入事象時の燃焼が進んだ燃料の PCMI 破損に関する基準値(燃料エンタルピーの増分)及び非常用炉心冷却系性能評価基準値(被覆管温度及び酸化量(Equivalent Cladding Reacted; ECR))の見直しの要否検討に資する。</p>																																												
<p>6. 安全研究概要 (始期:平成 18 年度) (終期:平成 30 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」(平成 28 年 7 月 6 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>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。)</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。)</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析(分類①)</p> <p>研究用原子炉を用いて燃料出力を急激に上昇させる RIA 模擬試験について、その試験条件を、燃料挙動解析コードを用いた事前解析により決定する。海外商業炉で照射された PWR 燃料棒、BWR 燃料棒及び MOX 燃料棒を試験燃料棒に加工した後、事前解析により決定した試験条件にて、RIA 模擬試験を行い(図 1 及び表 1)、燃料の破損限界(図 2)、破損の様子及び燃料破損が原子炉に与える影響を調べる。これにより、RIA 時に燃料が破断しない条件を確認する。また、事前解析結果と RIA 模擬試験データ及び試験後燃料の観察結果とを比較し、解析技術の改良について検討を行う。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="367 2122 1186 2656"> </div> <div data-bbox="1218 2077 1984 2641"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>実験シリーズ</th> <th>破損せず</th> <th>破損</th> <th>実験シリーズ</th> <th>破損せず</th> <th>破損</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PWR UO<sub>2</sub></td> <td>◇</td> <td>◆</td> <td>SPERT_PBF</td> <td>△</td> <td>▲</td> </tr> <tr> <td>BWR UO<sub>2</sub></td> <td>□</td> <td>■</td> <td>CABRI UO<sub>2</sub></td> <td>▽</td> <td>▼</td> </tr> <tr> <td>PWR MOX</td> <td>◇</td> <td>◆</td> <td>CABRI MOX</td> <td>△</td> <td>▲</td> </tr> <tr> <td>BWR MOX</td> <td>□</td> <td>■</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ATR MOX</td> <td>◇</td> <td>◆</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>JMTR</td> <td>○</td> <td>●</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div> </div>			実験シリーズ	破損せず	破損	実験シリーズ	破損せず	破損	PWR UO <sub>2</sub>	◇	◆	SPERT_PBF	△	▲	BWR UO <sub>2</sub>	□	■	CABRI UO <sub>2</sub>	▽	▼	PWR MOX	◇	◆	CABRI MOX	△	▲	BWR MOX	□	■				ATR MOX	◇	◆				JMTR	○	●			
実験シリーズ	破損せず	破損	実験シリーズ	破損せず	破損																																								
PWR UO <sub>2</sub>	◇	◆	SPERT_PBF	△	▲																																								
BWR UO <sub>2</sub>	□	■	CABRI UO <sub>2</sub>	▽	▼																																								
PWR MOX	◇	◆	CABRI MOX	△	▲																																								
BWR MOX	□	■																																											
ATR MOX	◇	◆																																											
JMTR	○	●																																											

図 1 RIA 模擬試験のイメージ図

図 2 RIA 条件下での燃料破損マップ



表 1 RIA 模擬試験数 (計画数)

燃料タイプ		被覆管	RIA 模擬試験			
燃料タイプ	炉型		総数	H28 年度 まで実績数	H29 年度 計画数	H30 年度 計画数
UO <sub>2</sub>	PWR	M-MDA	4	4		
		ZIRLO	1		1	
		M5	2	1		1
	BWR	Zry-2	3		2	1
MOX	PWR	M5	1		1	

(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 (分類①)

海外商業炉で照射された PWR 燃料棒及び BWR 燃料棒を試験用模擬燃料棒に加工し、水蒸気中で 1200℃程度に加熱後、水で急冷する LOCA 模擬試験を行う (図 3、表 2)。LOCA 模擬試験を通して、急冷による燃料の破断限界 (図 4) や破断の様子を調べる。これにより、LOCA 時に燃料が破断することなく原子炉の冷却性が維持される条件を確認する。また、LOCA 模擬試験後被覆管の 4 点曲げ試験を実施し、機械特性変化に関するデータを拡充する。さらに、被覆管の高温酸化試験を実施して、高温での酸化膜成長及び水素吸収に関するデータを拡充する。

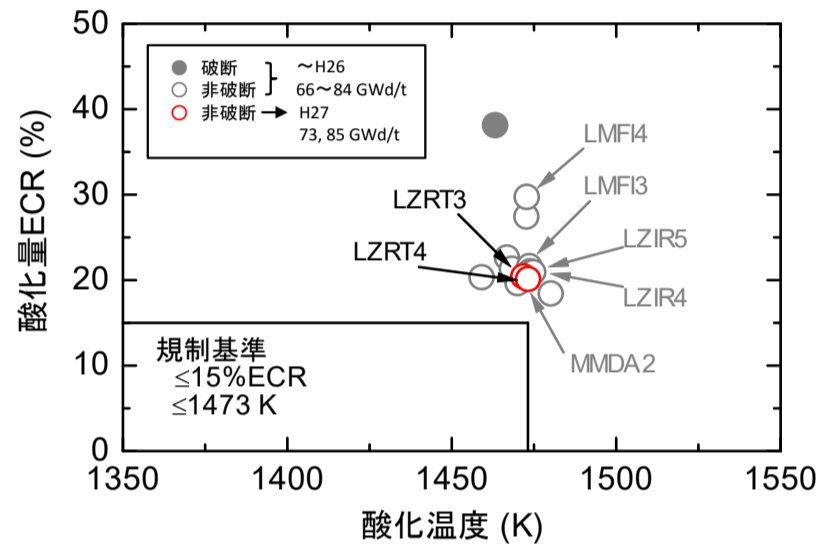
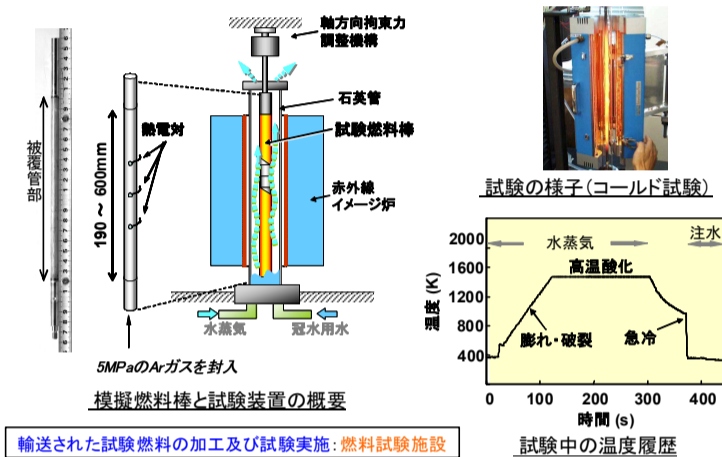


図 3 LOCA 模擬試験のイメージ図

図 4 LOCA 条件下での燃料破断マップ (拘束試験)

表 2 LOCA 模擬試験数

燃料タイプ		被覆管	LOCA 模擬試験	
燃料タイプ	炉型		総数	H28 年度まで の実績数*
UO <sub>2</sub>	PWR	M-MDA	2	2
		ZIRLO	2	2
		M5	2	2
	BWR	Zry-2	2	2

\*: LOCA 模擬試験完了。LOCA 模擬試験後の被覆管試験体を用いた試験及び関連試験を H29 まで実施。

(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 (分類②)

米国や仏国で既に導入されている改良燃料被覆管である M5 合金被覆管等を試験研究炉において PWR 被覆管温度条件 (300~320℃) を模擬した環境で 6 年程度照射し (高速中性子照射量  $1.2 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$  程度、燃焼度 60 GWd/t 相当を目標)、試料の長さ、重量、外観等の変化と照射量との関係性を評価することによって、M5 合金被覆管等の照射成長に関するデータを拡充する。

工程表

年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
実施項目						
(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析	PWR 燃料試験					最終報告書 ▽
	BWR 燃料試験					
	MOX 燃料試験					
	RIA 試験解析					基準見直し 要否の検討 *****
(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験	PWR 燃料試験					最終報告書 ▽
	BWR 燃料試験					
	総合評価					基準見直し 要否の検討 *****
(3) 改良合金被覆管の照射成長試験	試験研究炉照射					最終報告書 ▽
	▽ 照射成長データ取得	▽	▽	▽	▽	照射後試験 審査へ活用 *****

7. 実施計画

<p>【平成 25 年度の実施内容】</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析 改良型燃料の RIA 模擬試験として、2 試験を実施した。また、RIA 試験結果について、計算コードを用いた解析を行った。</p> <p>(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 LOCA 模擬試験として、2 試験を実施するとともに、LOCA 模擬試験を行った試料の外観観察等を実施した。</p> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））を用いて M5 合金被覆管等の改良燃料被覆管を対象として照射成長試験を継続し、照射成長データを取得した。</p>
<p>【平成 26 年度の実施内容】</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析 RIA 模擬試験として、3 試験を実施した。また、PWR 用改良型燃料における RIA 時の被覆管伝熱、変形挙動等の特性を把握するため、平成 24、平成 25 年度に実施した改良型燃料の RIA 試験結果について、計算コードを用いた解析を行った。</p> <p>(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 LOCA 模擬試験として、2 試験実施するとともに、LOCA 模擬試験を行った試料の外観観察等を実施した。</p> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））を用いて M5 合金被覆管等の改良燃料被覆管を対象として照射成長試験を継続し、照射成長データを取得した。</p>
<p>【平成 27 年度の実施内容】</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析改良型燃料を対象とし、室温及び高温条件下における RIA 模擬試験を 3 試験実施する計画であったが、使用する研究用原子炉の適合性審査のため、試験実施を翌年度以降に延期した。また、平成 26 年度までに RIA 試験を行った試料についてホットラボ施設を利用した試験及び分析を行い、RIA 試験前後の燃料の状態に関するデータを取得した。試験実施予定の改良型燃料を対象とした RIA 試験条件の決定のため、燃料仕様の確認、ベース照射履歴等に基づく燃焼解析、ベース照射時挙動解析、RIA 試験解析を行った。</p> <p>(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 BWR 用改良型燃料被覆管を対象として、LOCA 模擬試験を 2 試験実施した。</p> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））を用いて M5 合金被覆管等の改良燃料被覆管を対象として照射成長試験を継続し、照射成長データを取得した。</p>
<p>【平成 28 年度の実施内容】</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析 改良型燃料を対象とし、研究用原子炉を使用して室温及び高温条件下における RIA 模擬試験を 2 試験程度実施する計画であったが、研究用原子炉の適合性審査のため、試験実施を翌年度以降に延期した。RIA 試験前の燃料及び前年度までに実施した RIA 試験後の燃料に対して試験及び分析を行い、RIA 試験前後の被覆管酸化・水素化の状態、破損燃料の被覆管破面状態、核分裂生成ガスの放出率、微粒子化した燃料ペレットの状態等に関するデータを取得した。また、改良型燃料における RIA 時の被覆管伝熱、変形挙動等の特性を把握するため、これまでに実施した改良型燃料の RIA 試験について、計算コードを用いた解析を行うとともに、試験実施予定の改良型燃料を対象とした RIA 試験条件の決定に資するため、実機での燃料照射状況などに基づき燃焼解析、ベース照射解析及び RIA 試験解析を行った。</p> <p>(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 照射済改良合金 2 種類について高温酸化試験を実施し、高温での酸化加速現象に関するデータを取得した。LOCA 模擬急冷試験後の照射済改良合金の燃料被覆管試料について 4 点曲げ試験を 2 試験実施した。</p> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））を用いて M5 合金被覆管等の改良燃料被覆管を対象として照射成長試験を継続し、照射成長データを取得した。</p>
<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) PWR 及び BWR 改良型燃料を対象とし、研究用原子炉を使用して室温及び高温条件下における RIA 模擬試験を 4 試験程度実施し、燃料破損限界、破損挙動及び破損影響に関するデータを取得する。</li> <li>2) RIA 試験前後の燃料に対して試験及び分析を行い、RIA 試験前後の被覆管酸化・水素化の状態、破損燃料の被覆管破面状態、核分裂生成ガスの放出率、微粒子化した燃料ペレットの状態等に関するデータを取得する。</li> <li>3) 改良型燃料における RIA 時の被覆管伝熱、変形挙動等の特性を把握するため、これまでに実施した高燃焼度改良型燃料の RIA 試験について、計算コードを用いた解析を行う。また、試験実施予定の改良型燃料を対象とした RIA 試験条件の決定に資するため、実機での燃料照射状況などに基づき燃焼解析、ベース照射解析及び RIA 試験解析を行う。</li> <li>4) RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力状態を模擬した被覆管試験を実施し、応力の多軸性等が改良型燃料の破損に及ぼす影響に関するデータを取得する。</li> </ol> <p>上記 1)～4)の試験及び解析の結果により、改良型燃料の RIA 時の破損限界、破損状況及び破損の影響を評価する。</p>

	<p>(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 照射済改良合金 2 種類程度について高温酸化試験後試験を実施し、高温での被覆管の酸化膜成長及び水素吸収に関するデータを取得する。また、本事業で実施した LOCA 模擬試験及びその他関連試験の結果の総合評価を実施する。</p> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））において PWR 被覆管温度条件（300～320℃）を模擬した環境下で、これまで照射してきた改良被覆管材料を含む試験片に、高速中性子照射量 <math>1 \times 10^{21}</math> n/cm<sup>2</sup> (E&gt;1MeV) 程度の追加照射を行う。中間検査において試験片外観状態を観察するとともに、照射に伴う伸びデータ及び酸化重量増データを取得し、照射成長挙動を評価する。</p> <p>【平成30年度の実施内容】</p> <p>(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験及び解析 1) PWR 及び BWR 改良型燃料を対象とし、研究用原子炉を使用して室温条件下における RIA 模擬試験を 2 試験程度実施し、燃料破損限界、破損挙動及び破損影響に関するデータを取得する。 2) RIA 試験前後の燃料に対して試験及び分析を行い、RIA 試験前後の被覆管酸化・水素化の状態、破損燃料の被覆管破面状態、核分裂生成ガスの放出率、微粒子化した燃料ペレットの状態等に関するデータを取得する。 3) 改良型燃料における RIA 時の被覆管伝熱、変形挙動等の特性を把握するため、これまでに実施した高燃焼度改良型燃料の RIA 試験について、計算コードを用いた解析を行う。また、試験実施予定の改良型燃料を対象とした RIA 試験条件の決定に資するため、実機での燃料照射状況などに基づき燃焼解析、ベース照射解析及び RIA 試験解析を行う。 4) 前年度から継続して、RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力状態を模擬した被覆管試験を実施し、応力の多軸性等が改良型燃料の破損に及ぼす影響に関するデータを取得する。 上記 1)～4)の試験及び解析の結果により、改良型燃料の RIA 時の破損限界、破損状況及び破損の影響を評価する。</p> <p>(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験 前年度より引き続き、本事業を通じて得られた LOCA 模擬試験結果及びその他関連試験結果をもとに総合評価を実施し、LOCA 時の改良型燃料被覆管の破断限界、酸化挙動等に係る知見をとりまとめる。</p> <p>(3) 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））において PWR 被覆管温度条件（300～320℃）を模擬した環境下で照射してきた改良被覆管材料を含む試験片の照射後試験を実施する。照射に伴う伸びデータ及び酸化重量増データを取得するとともに、試験片外観及び金属組織の観察、試験片の分析等を行い、照射成長挙動の評価を行う。</p>
8. 備考	

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	22. 軽水炉照射材料健全性評価研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	田口清貴 首席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ⑤材料・構造	主担当者	坂本一信 主任技術研究調査官
3. 背景	<p>一次系耐圧機器の中で最も重要な機器の一つである原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)は、プラントの高経年化に伴い中性子照射脆化(以下「照射脆化」という。)が進行することが知られており、その健全性を評価する必要がある。その際、基準及び民間規格の安全裕度を最新の知見で継続的に見直し、改善を図っていくことが重要である。現在の課題として、高照射量領域の照射データ(破壊じん性、参照温度等のデータ及び予測法)の拡充、民間規格や海外の規格に採用されている RPV 内面クラッド溶接及び負荷履歴を考慮した評価の反映が挙げられる。</p> <p>また、炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ(以下「IASCC」という。)については、機器の健全性評価を実施する際に実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈(平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会。以下「亀裂の解釈」という。)において適用を要求している亀裂進展速度よりも速い亀裂進展データが実験室レベルで得られており、より実機に近い環境での亀裂進展に関する知見を拡充することが重要である。</p>		
4. 目的	<p>以下の知見を整備する。</p> <p>① RPV の照射脆化については、破壊力学的評価手法及び脆化予測法の妥当性確認のための知見</p> <p>② IASCC については、照射材の亀裂進展挙動等に関する知見</p>		
5. 知見の活用先	<p>運転期間延長に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認並びに民間規格の技術評価に資する技術的知見の継続的な拡充を図る。また、必要に応じて亀裂の解釈等の規制要求事項の更新の検討に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 18 年度) (終期：平成 31 年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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>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。)</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。)</p> <p>④ 技術基盤の構築・維持(以下「分類④」という。)</p> <p>(1) 照射脆化(分類①、②及び④)</p> <p>安全上最も重要で交換が困難な機器である RPV の健全性を評価する際には、最も厳しい条件として加圧熱衝撃事象(以下「PTS 事象」という。)を想定している。PTS 事象とは、冷却材喪失事故等の際に非常用炉心冷却水が注入され、RPV の内面が急冷されて引張応力が発生する過渡事象であり、健全性評価においては RPV の内面に欠陥があることを想定した上で、PTS 事象が生じても破壊しないことを確認している。原子炉の高経年化に伴い RPV の照射脆化が進行することから、照射材の破壊じん性値等のデータを拡充する。</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <p>全体イメージを図 1 に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>破壊じん性評価に係る試験等* <p>中性子照射した RPV 鋼を用いて破壊じん性試験等を実施し、破壊じん性値に及ぼす試験片形状・板厚の効果を明らかにすることにより、小型試験片から参照温度* (以下「<math>T_0</math>」という。)を評価できることを確認する。また、一般社団法人日本電気協会電気技術規格(以下「JEAC」という。)4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」の最新版にて提案されている想定欠陥位置であるクラッド溶接下溶接熱影響部の照射脆化感受性を明らかにする。</p> </li> <li>健全性判定に係る試験等* <p>荷重-温度履歴を変化させる破壊じん性試験を実施し、JEAC4206 の最新版に取り入れられる高温予荷重効果(以下「WPS 効果」という。)を確認する。また、<math>T_0</math>と亀裂伝播停止破壊じん性(以下「<math>K_{Ia}</math>」という。)の相関の確認や計装シャルピーデータを利用した <math>K_{Ia}</math> 評価法を整備し、同じく JEAC4206 の最新版に取り入れられる <math>K_{Ia}</math> 遷移曲線との比較検討を行う。</p> </li> <li>破壊力学評価に係る試験等 <p>低靱性の RPV 鋼材にクラッドを溶接した材料を用いて、クラッド溶接下欠陥及び母材表面欠陥を付与した平板曲げ試験を実施する。また、欠陥を付与した十字型試験体を用いて加圧熱衝撃を模擬する試験を実施し、亀裂に対する拘束効果、クラッド溶接の影響等を含めた破壊評価を実施し、原子炉圧力容器の破壊力学評価に係る知見を拡充する。</p> </li> </ul> <p>*：温度により値が変化する材料の破壊に対する抵抗力は破壊じん性曲線として与えられる。この曲線が温度軸のどの位置にあるかを示す指標を参照温度という。一般にこの曲線は多数の破壊じん性試験データの下限となるように設定されたり、データの 95%信頼限界を示すように設定される。</p>		

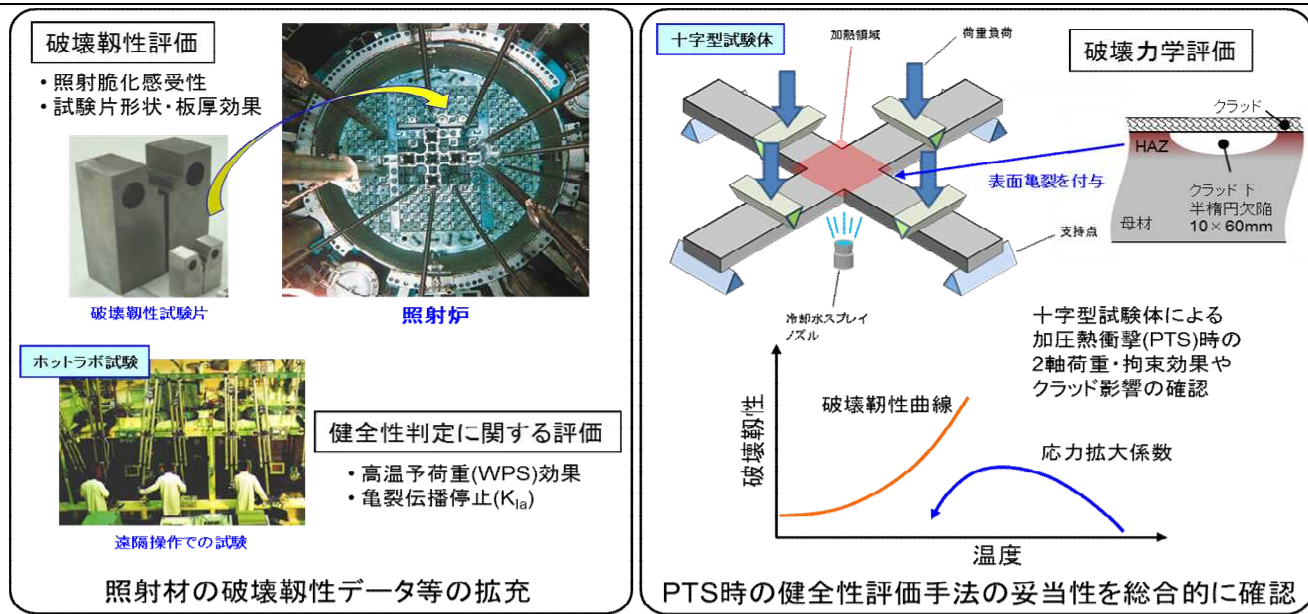


図1 RPVの照射脆化に係る破壊力学的評価手法の全体イメージ

b. 脆化予測法

監視試験データの統計解析、中性子照射された材料の三次元アトムプローブ法等による微細組織分析及び破壊じん性移行量評価を実施し、高照射量領域における脆化予測に影響を及ぼす因子を把握する。

(2) IASCC (分類②及び④)

- 照射材亀裂進展速度評価

公開されている中性子照射したステンレス鋼の材料特性データを収集・整理し、炉内構造物の健全性評価に活用できる知見を拡充する。また、中性子照射したステンレス鋼の亀裂進展試験等で取得するデータ及び整備した知見を基に、照射材に対する亀裂進展速度の評価手法の改良を検討する。

- 照射下亀裂進展試験等\*

照射が材料と水環境に与える影響を考慮し、BWR炉心シュラウドに使用されている低炭素ステンレス鋼を用いて、照射炉を使用した照射下亀裂進展試験を実施するとともに、亀裂先端近傍の酸化皮膜、変形組織の観察・分析等により、亀裂進展挙動に及ぼす照射下水環境の影響に関する知見を拡充する。その知見により、前項で検討した照射材亀裂進展速度評価手法の健全性評価への適用性を確認する。

工程表

	H26年度	H27年度	H28年度	H29年度	H30年度	H31年度	H32年度以降
①照射脆化 a. 破壊力学的評価手法	破壊じん性評価に係る試験等						
	健全性判定に係る試験等						
b. 脆化予測手法				監視試験データの統計解析等			
				民間規格の技術評価、高経年化技術評価等			
②IASCC	照射材亀裂進展速度評価						
	照射下亀裂進展試験等						

【平成26年度の実施内容】

(1) 照射脆化

a. 破壊力学的評価手法

- 破壊じん性評価に係る試験等

破壊じん性試験片を用いた試験を実施し  $T_0$  を評価する。

- 健全性判定に係る試験等

未照射材を用いて WPS 効果に及ぼす試験片寸法の影響を評価するとともに、解析による WPS 効果の評価手法の整備に着手する。また、未照射材について  $K_{Ia}$  を取得し、 $T_0$  との相関及び計装シャルピー試験結果との相関について検討する。

(2) IASCC

- 照射下亀裂進展試験等

既存照射材等を用いて応力付与による変形組織と酸化皮膜形成の関係に着目した微細組織分析を実施し、亀裂進展の機構論的な検討に資する知見を取得する。また、照射下亀裂進展試験に用いる荷重負荷ユニットの特性試験を実施し、試験荷重の定量評価に必要なデータを取得する。

7. 実施計画

<p>【平成27年度の実施内容】</p> <p>(1) 照射脆化</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 破壊じん性評価に係る試験等 既存照射材を用いて、照射材の破壊じん性試験データを取得する。また、照射試験に用いる鋼材、溶接継手及びクラッド用材料の仕様を検討する。</li> <li>• 健全性判定に係る試験等 小型試験片を用いた WPS 試験を実施し、試験片寸法の WPS 効果への影響について検討するとともに、WPS 効果の解析手法を検討する。また、平成 26 年度に引き続き、計装シャルピー試験結果と <math>K_{Ia}</math> の相関に関するデータを拡充する。</li> <li>• 破壊力学評価に係る試験等 クラッド付き試験体の形状及び低靱性の鋼材の仕様を検討するとともに、試験設備を整備する。また、クラッド溶接の残留応力結果を大型の構造物の解析に適用する手法を整備する。</li> </ul> <p>(2) IASCC</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 照射材亀裂進展速度評価 中性子照射ステンレス鋼の亀裂進展速度等の材料特性に関する公開データを収集・整理する。</li> <li>• 照射下亀裂進展試験等 既存照射材等の亀裂進展速度データを取得して照射下亀裂進展試験の比較データを拡充するとともに、亀裂先端の微細組織観察を実施し、変形と酸化の関係についての知見を取得する。</li> </ul>
<p>【平成28年度の実施内容】</p> <p>(1) 照射脆化</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 破壊じん性評価に係る試験等 既存照射材から試験片を加工するとともに、引張試験、破壊じん性試験等を行い、破壊じん性参照温度とシャルピー延性脆性遷移温度の中性子照射による移行量について両者の相関を確認する。また、照射試験に用いる鋼材及び溶接継手を製作する。</li> <li>• 健全性判定に係る試験等 未照射材を用いた WPS 効果に関する試験を実施し、WPS 効果に及ぼす試験片の寸法、亀裂の形状及び荷重-温度履歴の影響について検討する。また、平成 27 年度までに取得した試験データも用いて WPS 効果の解析手法の整備作業を実施する。</li> <li>• 破壊力学評価に係る試験等 クラッド溶接を考慮した破壊力学評価に関する試験を行うため、既往の研究成果や課題を踏まえて、試験設備の整備を継続するとともに、低靱性の鋼材の製作に着手する。</li> </ul> <p>b. 脆化予測法</p> <p>脆化メカニズム等に関する最新情報に基づいて、統計的解析手法を用いた評価及び RPV 鋼の微細組織観察を実施する。また、材料中の結晶粒界に偏析した元素を分析するための装置を整備する。</p> <p>(2) IASCC</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 照射材亀裂進展速度評価 中性子照射ステンレス鋼の材料特性に関する公開データの収集・整理を継続して取りまとめ、総合評価を実施する。さらに、これらの成果に基づいて、照射材に対する亀裂進展速度の評価手法を検討する。</li> <li>• 照射下亀裂進展試験等 既存照射材等を用いた亀裂進展試験を継続して実施し、比較データの拡充と亀裂先端の微細組織観察を実施する。これまでに取得した知見を踏まえ、既存の中性子照射済ステンレス鋼試験片を用いた海外炉での照射下亀裂進展試験の具体化検討を実施する。</li> </ul>
<p>【平成29年度の実施内容】</p> <p>(1) 照射脆化</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 破壊力学評価に係る試験等 低靱性の RPV 鋼を製作し破壊じん性等基礎的な機械的特性データを取得するとともに、クラッド溶接下に半楕円欠陥を付与した平板曲げ試験を実施し、破壊じん性に及ぼす亀裂に対する拘束効果及び応力拡大係数評価手法の保守性に関するデータを取得する。</li> </ul> <p>b. 脆化予測法</p> <p>監視試験データに対して統計的解析手法を用いた評価を実施し、鋼材の化学成分、中性子照射条件が脆化に及ぼす影響について検討を実施する。また、中性子照射された RPV 鋼の微細組織観察等を実施する。</p>
<p>【平成30年度の実施内容】</p> <p>(1) 照射脆化</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 破壊力学評価に係る試験等 PTS 模擬試験を開始し、負荷-温度履歴、亀裂に対する拘束効果、2軸荷重、クラッド溶接の影響等を含めた破壊評価に係るデータを取得する。</li> <li>b. 脆化予測法 平成 29 年度に引き続き、監視試験データに対する統計的解析手法を用いた評価及び中性子照射された RPV 鋼の微細組織観察等を実施する。</li> </ul>
	<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) 照射脆化</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 破壊力学評価に係る試験等 PTS 模擬試験を継続し、負荷-温度履歴、亀裂に対する拘束効果、クラッド溶接の影響等を含めた破壊評価に係るデータを取得し、原子炉圧力容器の破壊力学評価に係る知見を拡充する。</li> </ul> <p>b. 脆化予測法 平成 30 年度に引き続き、監視試験データに対する統計的解析手法を用いた評価及び中性子照射された RPV 鋼の微細組織観察等を実施する。また、高照射量領域の脆化因子及び脆化予測法に関する知見を取りまとめる。</p>
8. 備考	<p>※高経年化技術評価等における原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る知見を拡充するため、原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る研究に注力することとして事業計画の見直しを行った。照射脆化に係る研究のうち「破壊じん性評価に係る試験等」及び「健全性判定に係る試験等」、また IASCC に係る研究のうち「照射下亀裂進展試験等」については、平成 28 年度をもって研究を凍結することとした。</p>

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	23. 重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全、シビア アクシデント、地震・津波担当) 付
		担当責任者	田口 清貴 首席技術研究調査官
2. カテゴリー・ 研究分野	(2)原子炉施設 ⑤材料・構造	主担当者	中村 均 技術研究調査官
3. 背景	<p>平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」の実施が規定され、その運用ガイドでは、設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体等の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度評価の実施手法を参考として例示している。</p> <p>これまでに、重大事故時の格納容器機能喪失を想定した格納容器の終局的耐力<sup>*1</sup>に係る主要な試験としては、財団法人原子力発電技術機構による一連の縮尺試験体の実証試験<sup>*2</sup>（以下「NUPEC 構造挙動試験」という。）があり、主要な型の格納容器の終局的耐力に係る基礎データを提供している。これらの試験結果は、格納容器の終局的耐力に余裕があることを示しているが、溶接部を含む構造不連続部、金属ライナ等の破壊に関する試験データを拡充することにより、局部破壊を含む終局的耐力評価の信頼性をより高めることができる。</p> <p>また、近年になって、海外の規制機関、国内の学会等で、格納容器の重大事故時の終局的耐力評価のための指針や標準<sup>*3</sup>が整備されつつある。これらの指針・標準では、弾性構造解析に基づく建設時の設計解析法とは異なり、非線形構造解析により大ひずみ域の構造挙動を予測するとともに、局部的な破壊モードを考慮した評価手法が導入されている。</p> <p>今後、格納容器の安全裕度評価に係る技術的知見を拡充するために、局部的な破壊等の試験データの取得を進めるとともに、大ひずみ域の構造挙動や破壊モード、電気ペネトレーションやフランジ等機械接合部の閉じ込め性等に係る終局的耐力評価手法の整備が重要である。</p> <p>*1) ここでは、評価対象が所定の機能を保つことができる最終的な耐力をいう。  *2) 財団法人原子力発電技術機構「原子炉格納容器信頼性実証事業」（昭和 62 年度～平成 14 年度）  *3) Regulatory Guide 1.216 “Containment Structural Integrity Evaluation for Internal Pressure Loadings above Design-Basis Pressure”, 2010, 等</p>		
4. 目的	安全性向上評価における、格納容器の安全裕度評価の高度化に資するため、構造不連続部の局部破壊及び電気ペネトレーション・機械接合部等からの漏えいを含む格納容器の総合的な安全裕度を把握する終局的耐力評価手法を整備する。		
5. 知見の活用先	<p>安全性向上評価の運用ガイドにおいて、格納容器の終局特性を温度・圧力マップとして整理する手法を提示するなどを含め、将来的なガイド類の改定等を検討することにより、安全性に係る評価の高度化に資する。</p> <p>なお、格納容器の終局的耐力評価手法は、上記に加えて、安全性向上評価における確率論リスク評価の格納容器機能喪失モードの設定や重大事故時の格納容器の破壊防止対策の有効性評価等の妥当性確認にも資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 29 年度) (終期：平成 33 年度)	<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」（平成 28 年 7 月 6 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>① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備</p> <p>(1) 基礎検討 要素試験や実機相当モデルの終局的耐力評価に先立ち、評価部位を抽出し、適切な試験方法を検討するとともに、評価手法の原型を作成して、適用性を事前検討する。これら基礎検討の結果に従い、試験計画や耐力評価の方法を修正、最適化する。</p> <p>a) 評価部位抽出 重大事故時の閉じ込め性能維持の観点から、技術資料・文献に基づき、国内 BWR 及び PWR の主要な格納容器型において相対的に弱い部位を評価部位として抽出する。評価部位には、重大事故時の過圧・過温下で、応力・ひずみが集中する構造不連続部とフランジやハッチのような機械接合部が含まれる。想定される評価部位と破壊モードの例を BWR MARK-II 型格納容器及び PWR のプレストレストコンクリート製格納容器（以下「PCCV」という。）について図 1 に示す。</p>		



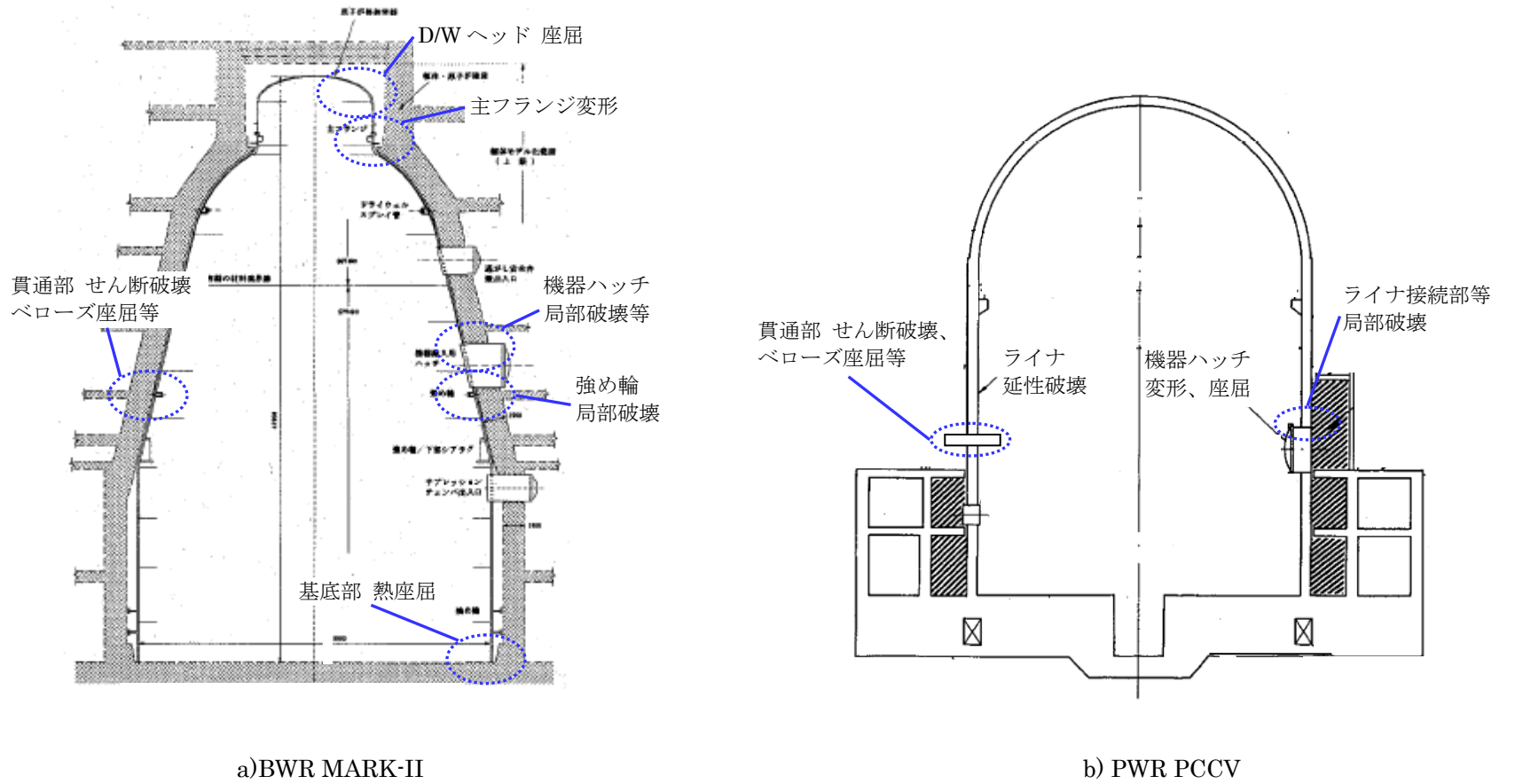


図1 格納容器の想定される評価部位の例

b) 終局的耐力評価手法の整備

格納容器の終局的耐力評価では、設計条件を超える高圧・高温下における構造の変形挙動を有限要素法（以下「FEM」という）を用いた非線形構造解析により追跡し、想定される破損モードに適した破壊クライテリア（破壊の決定条件）を用いて、構造の局部的な破損挙動及び閉じ込め性を予測する。このため、まず試験片レベルの基礎的な解析・評価や格納容器の接合部等のモデル化手法を選定するための部分モデルによる解析・評価を実施し、必要に応じて解析コードに改良を加える。なお、破壊クライテリアとしては、応力三軸度に基づく局部破損評価法、損傷力学に基づく方法等を検討する。

これらの試験片レベル及び部分モデルの解析・評価結果を踏まえて、NUPEC 構造挙動試験の格納容器縮尺試験体を対象とした解析・評価を実施する。この試験では、BWRの鋼製格納容器（以下「SCV」という。）、PWRのPCCVの縮尺試験体の加圧試験及びABWRの鉄筋コンクリート製格納容器（以下「RCCV」という。）の縮尺基礎要素の引張試験が実施されている。これらより重要度の高い試験体・部位を選定し、加圧試験時の構造挙動を把握する非線形構造解析及び破壊評価を行い、局部的な破損挙動を評価するために適切な解析手法を検討する。

c) 要素試験の事前解析

要素試験の試験体及び試験条件を検討するために、非線形構造解析及び破壊評価を行う。特に後述する二軸破壊試験や構造不連続部の破壊試験では、非線形構造解析によりひずみ集中が生じる場所や限界荷重を事前に推測した上で、試験体の形状・寸法及び試験条件を決定する必要がある。

d) 局所環境条件及び構造的影響の検討

格納容器が局所的に高温にさらされるような事象の発生可能性（シナリオ）について分析し、非線形構造解析のための局所環境条件（熱過渡条件）及び構造的影響について検討を行う。

e) 実機相当モデルの予備解析・評価

実機相当の格納容器の解析モデルを試作し、重大事故時の構造挙動を把握する非線形構造解析及び破壊評価を行う。これにより、NUPEC 構造挙動試験等の解析・評価に用いた評価手法を、実機スケールに拡張した場合の問題点を抽出し、必要に応じて改良を加える。

(2) 要素試験

実機相当モデルの終局的耐力評価を行う上で、破壊特性等の基礎的な知見を拡充することが必要なもの、また、部分的な構造要素について試験により構造挙動を確認する必要があるものについて、要素試験を実施する。要素試験は、実機相当の試験モデルによる実証試験を単発に実施するのではなく、終局的耐力評価手法の整備及び確認に必要な試験データを取得する目的で実施する。このため試験片レベルから部材レベルまでの階層的なV&V（検証と妥当性確認）を実施する。要素試験の詳細は(1)基礎検討を踏まえて決定するが、現状での検討案（構想）を以下に示す。

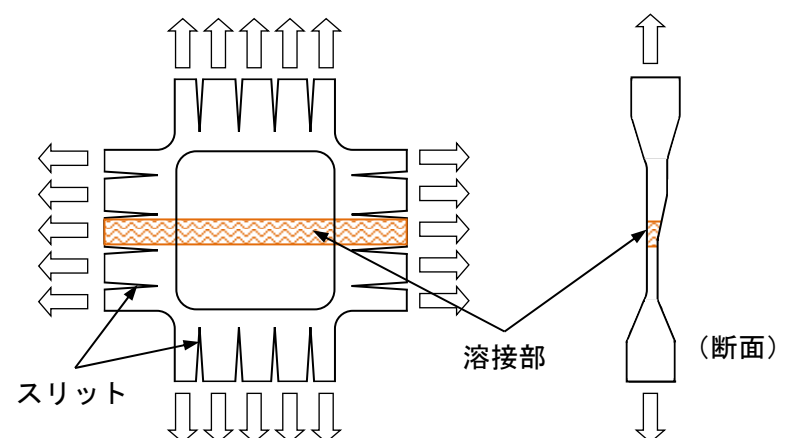


図2 溶接部の二軸破壊試験の概念

a) 破壊クライテリアに係る材料試験

設計条件を超える熱過渡条件における格納容器の構造不連続部の破壊挙動は複雑であり、既往の試験においても、比較的大きな不確かさ・余裕を見込んだ破壊クライテリアを適用せざるを得ない結果となっている。特に、溶接部を含む不連続部の多軸状態における破壊条件については、基礎的な試験データが不足している。そこで、溶接部を含む構造要素の破壊特性を取得するための材料試験を計画し実施する。

b) 構造不連続部の破壊試験

格納容器の想定される評価部位（図 1 参照）のうち、実験的な知見を拡充する必要があるものについて、破壊試験を実施する。破壊試験と共に非線形構造解析を行い、試験結果と比較することにより解析手法の妥当性を確認した上で、実機相当モデルの終局的耐力評価に適用する。破壊試験の検討例を以下に示す。

- ・ SCV 溶接部の破壊試験：ハッチ開口部の補強板とドライウェルの溶接部のように板厚の異なる板が接合される部位、強め輪とドライウェルの溶接部等は、重大事故時の過温・過圧下でひずみが集中し、着目すべき評価部位である。補強板とドライウェルの溶接部を想定した二軸破壊試験の概念を図 2 に示す。過圧下の応力状態を模擬して二方向に引張荷重を加え、局部破壊に至る挙動を観察する。
- ・ PCCV 及び RCCV の金属ライナの破壊試験：金属ライナは閉じ込め機能維持に対して特に重要な機器であり、実機相当のライナ試験体の二軸破壊試験により構造的な終局条件を把握する。あわせて、非線形構造解析を行い、ライナの破損を予測できる破壊モデルの妥当性を確認する。
- ・ 格納容器貫通部等の破壊試験：配管の貫通部においては、重大事故時の格納容器の熱膨張により、生体遮蔽壁等に拘束されて大きなせん断荷重を受ける場合が想定される。また、貫通部等に設置されたベローズが内圧及び相対変位により変形・破損する場合等も想定される。これらの部位から特に評価の重要度の高い部位を抽出し、想定される負荷形態に基づいた試験を実施することにより、終局特性を把握する。

c) 電気ペネトレーション・機械接合部のシール挙動試験

格納容器の閉じ込め機能維持の観点から、重要性の高い電気ペネトレーションやドライウェル主フランジ、機器ハッチ等の機械接合部のシール挙動試験を実施し、樹脂材料の耐熱特性や接合部の変形とシール材の追従性に係る限界特性を把握する。なお、ドライウェル主フランジのシール挙動については、軽水炉の重大事故時の重要物理化学現象に係る実験（以下「CIGMA 実験」という。）<sup>1)</sup>のトップフラッディング（原子炉ウエル水張り）試験におけるデータの活用を検討する。

(3) 実機相当モデルの終局的耐力評価

a) 一様温度・圧力条件における終局的耐力評価

基礎検討の結果を踏まえ、実機相当の格納容器の構造モデルを用いて、格納容器の終局的耐力評価を行う。評価対象は、BWR 及び PWR の主要な格納容器型（SCV、PCCV 及び RCCV）とし、圧力・温度を一様とした上で、順次加圧・加温して格納容器全体の構造の変形挙動を追跡する非線形構造解析を行う。次に想定される評価部位について局部解析用の FEM モデルを作成し、考慮すべき破壊モードに対する破壊評価を行う。またハッチ等の接合部に対しては、シール部を含む局部モデルを用いて閉じ込め性を評価する。

b) 局所環境を考慮した終局的耐力評価

想定される起因事象における炉心損傷後の格納容器内の局所的な環境を詳細に検討し、実機相当の格納容器の構造モデルを用いて格納容器の終局特性に係る解析を行う。ここでは、局所的に高温にさらされるような事故事象を検討し、想定事象の熱過渡解析結果に基づいて格納容器の終局的耐力評価を行う。これらの解析により、局所的に高温になるような事故事象における格納容器の破損及び閉じ込め機能喪失のリスクを明らかにする。局所環境を考慮した終局的耐力評価の例として、図 3 に、想定される起因事象に対して、熱過渡解析を実施し、局所的な過熱状態を求め、非線形構造解析によりフランジ部の閉じ込め性を評価する手順（イメージ）を示す。

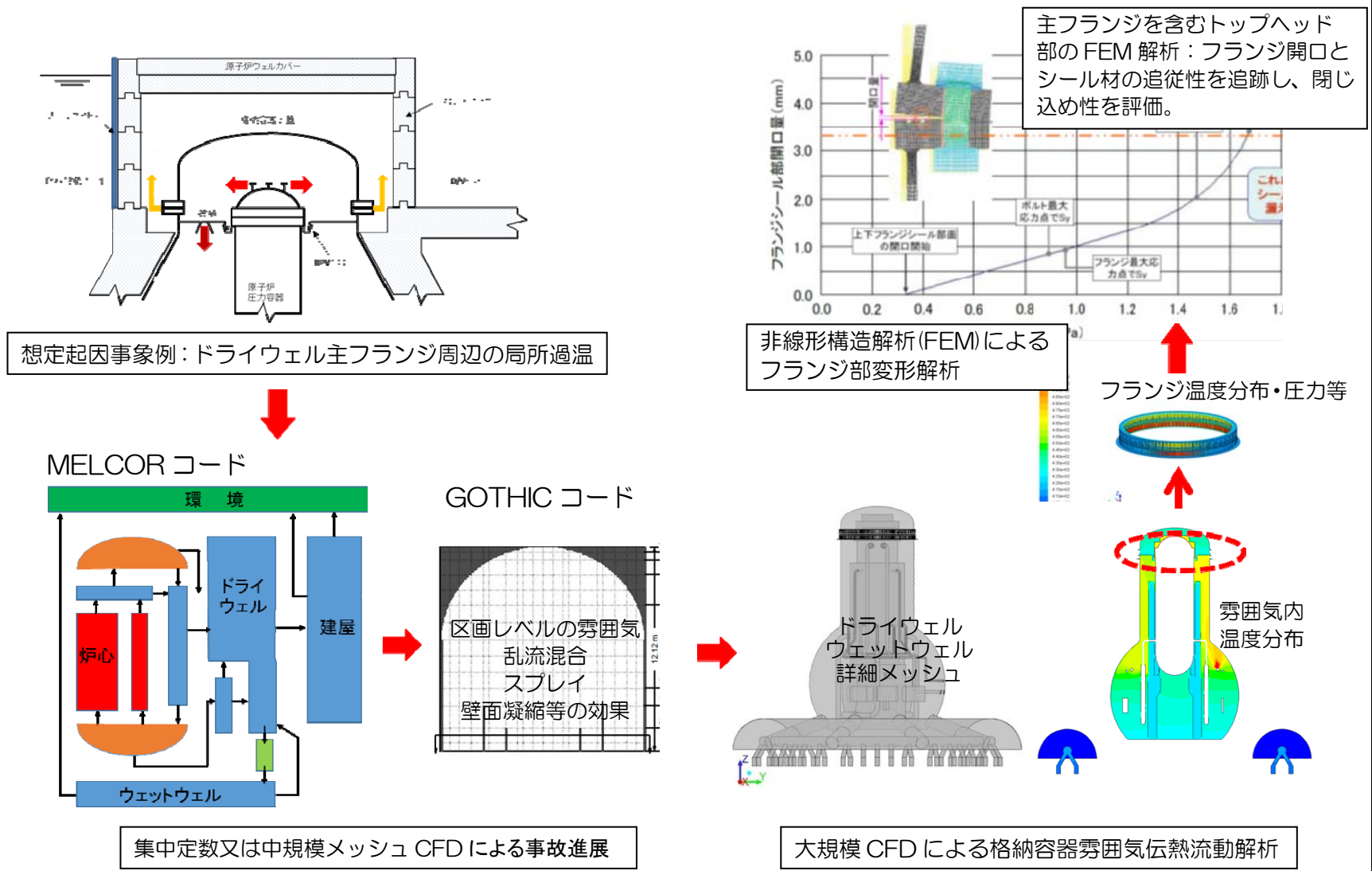


図3 局所環境を考慮した終局的耐力評価の手順（イメージ）

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度
(1) 基礎検討	a) 評価部位抽出				
	b) 終局的耐力評価手法の整備(1) c) 要素試験の事前解析(1) d) 局所環境及び構造的影響の検討	b) 終局的耐力評価手法の整備(2) c) 要素試験の事前解析(2) e) 実機相当モデルの予備解析・評価 論文公表 Review	要素試験の反映	要素試験の反映	
(2) 要素試験		a) 破壊クライテリアに係る材料試験 試験体製作	破壊試験		
			b) 構造不連続部の破壊試験 試験体製作	破壊試験	
			c) 電気ペネ・機械接合部のシール挙動試験 試験体製作	破壊試験	
(3) 実機相当モデルの終局的耐力評価			a) 一様温度・圧力条件における終局的耐力評価 全体構造モデル	局部モデル等	追加解析等
		b) 局所環境を考慮した終局的耐力評価 熱過渡解析	構造解析(1)	構造解析(2)	追加解析等 論文公表 まとめ ガイド類整備

7. 実施計画

<p>【平成29年度の実施内容】</p> <p>(1)a) 評価部位抽出 国内 BWR 及び PWR の主要な格納容器型について、技術資料・文献等に基づき、評価部位を抽出する。</p> <p>(1)b) 終局的耐力評価手法の整備 局部破壊挙動を予測するための破壊クライテリアの適用性を評価することを目的に、試験片レベルの構造モデルを作成し、既往の試験結果等と比較する。破壊クライテリアとしては、三軸応力度や損傷力学に基づく評価法を適用し、必要に応じて解析コードに改良を加える。さらに、NUPEC 構造挙動試験のうち、SCV 試験体等の構造諸元を収集・整理し、構造モデルを構築し、汎用構造解析コードを用いて予備的な解析を実施し、既に実施された解析結果との比較を行い、既存解析結果との比較を行い、解析上の課題を整理する。</p> <p>(1)c) 要素試験の事前解析 二軸破壊試験を想定した非線形構造解析及び破壊評価を実施し、試験体の形状・寸法及び試験条件を検討する。</p> <p>(1)d) 局所環境条件及び構造的影響の検討 BWR 格納容器を対象として、代表シナリオにおける格納容器内の熱流動解析結果を整理し、局所的な過温に対する評価部位の洗い出しを行う。さらに、得られた熱流動解析結果を用いて、重大事故時の評価部位の一つとして想定されている BWR 格納容器のトップヘッドフランジ部相当に対して、汎用構造解析コードを用いて予備的な構造解析を実施し、局所的な過温等の構造的影響を検討する。また、CIGMA 実験のトップフラッキング試験において、トップフランジ部のシール挙動を観察することを想定して、実験条件を検討するための非線形構造解析を実施する。</p>
<p>【平成30年度の実施内容】</p> <p>(1)b) 終局的耐力評価手法の整備 三軸応力度や損傷力学に基づく破壊クライテリアを適用した破壊評価手法を試作し、NUPEC 構造挙動試験の非線形構造解析及び破壊評価を行う。これにより実機相当モデルの構造健全評価に適用する破壊評価手法及びモデル化手法の有効性を確認する。</p> <p>(1)c) 要素試験の事前解析 構造不連続部の破壊試験を想定した非線形構造解析及び破壊評価を実施し、試験体の形状・寸法及び試験条件を決定する。</p> <p>(1)e) 実機相当モデルの予備解析・評価 実機相当の格納容器の解析モデルを試作し、非線形構造解析及び破壊評価を行い、検討した終局的耐力評価手法を実機スケールに拡張した場合の問題点を抽出し、必要に応じて改良を加える。</p> <p>(2)a) 破壊クライテリアに係る材料試験 格納容器の母材及び溶接部の引張試験を実施し、終局ひずみ等破壊クライテリアを構築するのに必要な材料パラメータを取得する。</p> <p>(3)b) 局所環境を考慮した終局的耐力評価 想定される起因事象における格納容器内の局所的な環境に係る熱過渡解析を実施し、非線形構造解析に用いる熱過渡条件を生成する。</p>
<p>【平成31年度の実施内容】</p> <p>(1)b) 終局的耐力評価手法の整備 材料試験により得られた材料パラメータを用いて、破壊クライテリアを中心に改良を加える。</p> <p>(2)a) 破壊クライテリアに係る材料試験 格納容器の母材及び溶接部に対して、切欠(応力集中部)付き試験片の引張試験あるいは二軸引張試験を実施して、材料パラメータを取得し、破壊クライテリアを最適化する。</p> <p>(2)b) 構造不連続部の破壊試験 BWR 及び PWR の想定される評価部位を模擬した試験体を製作する。</p> <p>(2)c) 電気ペネトレーション・機械接合部のシール挙動試験 電気ペネトレーションやヘッドフランジ等の機械的な結合部に係る要素試験のための試験体を製作する。</p> <p>(3)a) 一様温度・圧力条件における終局的耐力評価 実機相当の格納容器の全体構造モデルを作成し、非線形構造解析を行う。評価対象は、BWR 及び PWR の主要な格納容器型(SCV、PCCV 及び RCCV) とし、全体挙動の把握を目的とする。</p> <p>(3)b) 局所環境を考慮した終局的耐力評価 局所的な熱過渡条件を用いて、実機相当の格納容器の構造モデルを用いて非線形構造解析及び破壊評価を行う。</p>
<p>【平成32年度の実施内容】</p> <p>(1)a) 終局的耐力評価手法の整備 構造不連続部の破壊試験及び機械接合部等シール挙動試験の結果に基づき、破壊クライテリア及び構造解析のモデル化手法を最適化する。</p> <p>(2)b) 構造不連続部の破壊試験 構造不連続部を含む試験体の破壊試験を実施する。さらに、要素試験の非線形構造解析を行い、解析手法の妥当性を評価する。</p> <p>(2)c) 電気ペネトレーション・機械接合部のシール挙動試験 試験体の環境試験を実施し、樹脂材料の耐熱特性や接合部の変形とシール材の追従性に係る終局特性を把握する。</p> <p>(3)a) 一様温度・圧力条件における終局的耐力評価 実機相当の格納容器の局部構造モデルを作成し、非線形構造解析及び破壊評価を行う。</p> <p>(3)b) 局所環境を考慮した終局的耐力評価 平成 31 年度と異なる局所的な熱過渡条件を用いて、実機相当の格納容器の構造モデルを用いて非線形構造解析及び破壊評価</p>

	<p>を行う。</p> <p>【平成33年度の実施内容】</p> <p>(3)a) 一様温度・圧力条件における終局的耐力評価 一連の解析結果及び要素試験の結果を踏まえ、追加すべき解析条件における、非線形構造解析及び破壊評価を行う。</p> <p>(3)b) 局所環境を考慮した終局的耐力評価 一連の解析結果及び要素試験の結果を踏まえ、追加すべき解析条件における、非線形構造解析及び破壊評価を行う。</p> <p>さらに、評価結果を基に、下記の観点から研究成果を取りまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実機相当モデルの終局的耐力評価結果及び要素試験結果を整理し、格納容器の破損及び閉じ込め性の終局特性に係る技術的知見を取りまとめる。終局特性に関しては、主要な格納容器型について、可能な範囲で温度・圧力の終局マップのテンプレート(雛形)を例示する。</li> <li>・ 実機相当モデルの終局的耐力評価及び要素試験を通じて、終局的耐力評価手法の有効性を評価し、代表的な評価手法等をまとめる。</li> </ul>
8. 備考	<p>※重大事故時の格納容器の終局的耐力評価に係る研究進める上で、今後、プラント情報や試験データの交換等事業者との連携が望まれる。</p> <p>【関連事業】</p> <p>1) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験(平成27年度～平成31年度)：ドライウェル主フランジの閉じ込め性に関するデータ取得</p>

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	24. 電気・計装設備用高分子材料の長期健全性評価に係る研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当) 付
		担当責任者	田口 清貴 首席技術研究調査官 池田 雅昭 統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2)原子炉施設 ⑤材料・構造	主担当者	皆川 武史 技術研究調査官
3. 背景	<p>原子力発電所で使用されている安全系電気・計装設備(ケーブル、電気ペネトレーション(以下「電気ペネ」という。))等)には、設計基準事故(以下「DBA」という。)時に原子炉を安全に停止し、事故を収束するために必要な安全機能が要求されている。これらの電気・計装設備で使用される高分子材料は、通常運転時の熱・放射線等により徐々に劣化が進行し、さらに、DBA 環境下で高放射線量及び高温水蒸気にさらされると急激に劣化が進行する。このため、供用期間中の通常運転時の経年劣化と DBA の環境を模擬した耐環境性能試験により、電気・計装設備の長期健全性が検証されており、高経年化技術評価及び運転期間延長認可制度に係る劣化状況評価において、長期健全性が評価されている。</p> <p>平成 25 年に新規基準が施行され、新たに常設重大事故等対処設備に属する機器に対する要求事項が追加となった。これにより、常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備については、通常運転時の経年劣化を受けた後であっても、重大事故(以下「SA」という。)時環境下において必要な機能を維持することが必要となったことから、高経年化技術評価及び運転期間延長認可に係る劣化状況評価においても、通常運転時の経年劣化と SA を考慮した長期健全性評価が行われている。電気・計装設備の長期健全性評価手法については、国内外の試験研究、規格基準類の制定・改定、運転経験等の最新の技術動向を踏まえた安全研究を実施し、現在適用されている手法の確認を行うとともに必要に応じ見直しを行い、高度化を図っていくことが重要である。</p> <p>これまでに、安全系電気・計装設備のうち特に長期の供用が想定される主要な機器としてケーブル及び電気ペネについて先行研究において検討を実施してきた。絶縁性能については、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」、「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」及び「運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究」のうち「常設重大事故等対処設備のうち、ケーブルの健全性評価手法の策定(平成 25 年度～平成 28 年度)」において、DBA 時及び SA 時のケーブル、DBA 時の電気ペネを対象とした研究が行われている。また、高温・高圧下での電気ペネのシール材からの漏えい発生については、過去に財団法人原子力発電技術機構において研究が行われた。</p> <p>電気ペネについては、今後、SA 時環境下における絶縁性能の限界条件等の裕度を評価するためのデータを取得し、同データを用いて現在適用されている電気ペネの長期健全性評価手法の確認を行うとともに、必要に応じ見直しを図っていくことが重要である。</p>		
4. 目的	<p>常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備のうち電気ペネについて、高経年化技術評価等における長期健全性評価の確認に活用できるよう、通常運転時相当の劣化を付与した状態における SA 時環境下での絶縁性能に係るデータを取得し、限界条件等の裕度を評価するための手法を整備する。</p>		
5. 知見の活用先	<p>電気ペネトレーションについて、供用期間中の経年劣化及び SA 環境を考慮した健全性評価手法に係る評価ガイドの作成を平成 32 年度に実施し、電気・計装設備に関する高経年化技術評価及び運転期間延長の審査における確認に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 29 年度) (終期：平成 31 年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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</p> <p>安全系電気・計装設備(図 1 参照)のうち常設重大事故等対処設備に属する電気ペネ(図 2 参照)について、これを構成する高分子材料の絶縁性能に係る試験データを関係機関と協力して取得する。試験結果は、電気ペネの健全性の確認を行うための手法として取りまとめる。</p> <p>(1) 評価対象電気ペネの選定、SA 時の環境調査及び SA 時環境模擬試験条件の設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>国内 PWR・BWR プラントにおいて SA 時環境下で機能維持が求められる機器として使用されている電気ペネから主要な複数の型式の電気ペネを評価対象として選定し、これを構成する電気ペネ内部の絶縁体(ポットング材)及び電気ペネに接続しているケーブルの絶縁体(ケーブル絶縁材)に用いられている高分子材料を特定する。(図 3 参照)</li> <li>評価対象とする電気ペネが使われている通常運転時の環境条件及び SA 時の環境条件を調査する。通常運転時の環境条件については、電気ペネに使われている高分子材料の劣化要因として考えられる熱と放射線を考慮することとし、これらの条件を調査する。SA 時の環境条件については、先行実施しているケーブル研究(DBA・SA を考慮)及び電気ペネの研究(DBA を考慮)の試験条件・試験結果、新規基準適合性審査資料、国内外の SA を想定した試験事例等を調査し、これらを踏まえて試験条件を複数設定する。</li> </ul> <p>(2) 高分子材料劣化特性調査・試験(関係機関等において実施)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ポットング材及びケーブル絶縁材の高分子材料の熱及び放射線劣化特性を調査・試験し、劣化機構を明らかにする。ここでは過去に実施した電気ペネの研究(DBA を考慮)で取得したデータについても参考とする。また、高分子の熱・放射線劣化特性に関する既往の研究を調査する。この結果を基に、電気ペネに 60 年運転時相当の劣化を付与するための熱・放射線同時照射による加速劣化の条件を設定する。試験条件は、高分子材料の曲げ弾性率あるいは破断時のび率等の物性を考慮し、実機環境における経年劣化を反映して的確に模擬できるように設定する。</li> <li>電気ペネに接続されているケーブルについて、ケーブル単独で絶縁機能を維持できる環境(高温、高圧の蒸気環境)の限界条件を試験により求める。</li> <li>ケーブルの限界条件の試験結果と(1)の SA 時の環境調査結果を基に、電気ペネの SA 時環境模擬試験の環境条件を設定する。</li> </ul> <p>(3) 電気ペネ(供試体)の作製(関係機関等において実施)</p> <p>評価試験に供する電気ペネ(供試体)の作製を行う。</p>		

(4) 電気ペネの熱・放射線同時劣化（関係機関等において実施）

(1)及び(2)の調査結果を基に、60年運転期間相当の経年劣化を、熱・放射線同時照射によりSA時模擬環境試験に供する電気ペネに付与する。

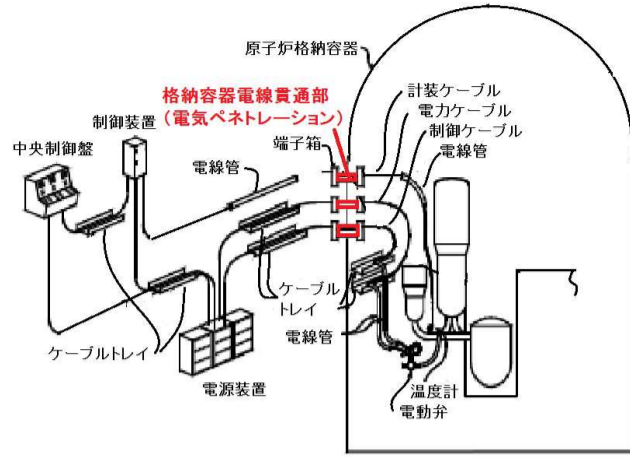


図1 安全系電気・計装設備



図2 電気ペネトレーション

(5) SA時環境模擬試験（関係機関等において実施）

経年劣化を付与した電気ペネを用いて、SA時環境模擬試験を実施し、SA時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する（図4参照）。また、試験前後の高分子材料の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。これらより、電気ペネが絶縁機能を維持できる環境の限界条件を評価する。

(6) 評価まとめ

(1)～(5)の試験結果を踏まえ、電気ペネの供用期間中の経年劣化及びSA環境を考慮した健全性評価手法を取りまとめる。（評価ガイドの作成の検討は平成32年度に実施する。）また、得られた成果は、適宜論文等で公表する。

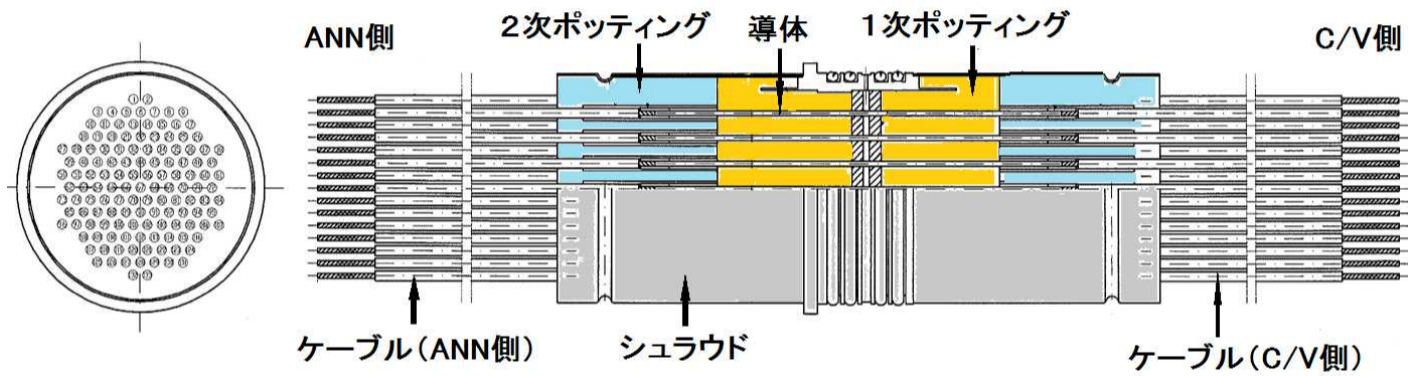


図3 電気ペネトレーションの構造



(a) 試験装置全景



(b) ケーブル試験状況

図4 SA時環境模擬試験（平成27年度ケーブル試験の例。関係機関等において実施。）

工程表

項目	平成29年度	平成30年度	平成31年度
(1) 評価対象電気ペネの選定、SA時環境調査及びSA時環境模擬試験条件設定	・特定	・調査	・試験条件設定
(2) 高分子材料劣化特性調査・試験			
(3) 電気ペネ（供試体）の作製	・劣化付与用供試体作製	・未劣化用供試体の作製	
(4) 電気ペネの熱・放射線同時劣化			
(5) SA時環境模擬試験			・絶縁性能の評価 ・劣化状態の分析 ・限界条件の評価
(6) 評価まとめ			・技術報告書・評価ガイドの作成の検討

7. 実施計画	<p>【平成 29 年度の実施内容】</p> <p>(1) 評価対象電気ペネの選定、SA 時の環境調査及び SA 時環境模擬試験条件の設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価試験に供する電気ペネを選定し、これを構成するポットング材とケーブル絶縁材に用いられている高分子材料を特定する。</li> <li>・それぞれの高分子材料について、その組成を調査・試験する。</li> <li>・SA 時環境模擬試験の条件設定のため、電気ペネが使われている通常運転時の環境条件及び SA 時の環境条件に関する情報を収集する。</li> </ul> <p>(2) 高分子材料劣化特性調査・試験（関係機関等において実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ポットング材及びケーブル絶縁材に使用されている高分子材料の熱及び放射線劣化特性を調査・試験し、劣化機構を検討する。</li> <li>・ケーブル部分について、ケーブル単独で熱・放射線同時照射により 60 年運転期間相当の劣化を付与し、劣化付与したケーブルについて、高温・高圧蒸気下における絶縁抵抗の温度特性を試験する。</li> </ul> <p>(3) 電気ペネ（供試体）の作製（関係機関等において実施）</p> <p>試験に供する経年劣化付与用電気ペネ（供試体）の作製を行う。</p> <p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1) 評価対象電気ペネの選定、SA 時の環境調査及び SA 時環境模擬試験条件の設定</p> <p>SA 時環境模擬試験の条件設定のため、平成 29 年度に引き続き情報収集を行う。</p> <p>(2) 高分子材料劣化特性調査・試験（関係機関等において実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平成 29 年度に引き続き、高分子材料の熱及び放射線劣化特性を試験・調査し、劣化機構を検討する。この結果を基に、60 年運転期間相当の劣化を付与するための熱・放射線同時照射による加速劣化の条件を設定する。</li> <li>・平成 29 年度に引き続き、60 年運転期間相当の劣化を付与したケーブルの限界条件を試験する。この調査結果は、（1）の電気ペネの SA 時環境模擬試験の条件設定のために使用する。</li> </ul> <p>(3) 電気ペネ（供試体）の作製（関係機関等において実施）</p> <p>試験に供する未劣化電気ペネ（供試体）の作製を行う。</p> <p>(4) 熱・放射線同時劣化（関係機関等において実施）</p> <p>試験に供する電気ペネに熱・放射線同時照射により劣化を付与する。</p> <p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) 評価対象電気ペネの選定、SA 時の環境調査及び SA 時環境模擬試験条件の設定</p> <p>平成 29 年度から平成 30 年度までの調査結果を基に SA 時環境模擬試験条件を確定する。</p> <p>(2) 高分子材料劣化特性調査・試験（関係機関等において実施）</p> <p>平成 29 年度から平成 30 年度までの調査結果を基に、試験に供する電気ペネに使用されている高分子材料の熱及び放射線による劣化機構をまとめる。</p> <p>(3) 熱・放射線同時劣化（関係機関等において実施）</p> <p>平成 30 年度に引き続き、試験に供する電気ペネに熱・放射線同時照射により劣化を付与する。</p> <p>(4) SA 時環境模擬試験（関係機関等において実施）</p> <p>劣化を付与した電気ペネを用い、SA 時を模擬した環境下における絶縁性能の評価試験を実施する。また、試験前後の高分子材料の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。</p> <p>(5) 評価まとめ</p> <p>(1)～(5)の試験結果を踏まえ、電気ペネの供用期間中の経年劣化及び SA 環境を考慮した健全性評価手法を取りまとめる。（評価ガイドの作成の検討は平成 32 年度に実施する。）</p>
8. 備考	



(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	25. 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当)付
		担当責任者	山本敏久 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2)原子力施設 ⑥特定原子力施設	主担当者	藤田達也 技術研究調査官
3. 背景	<p>・ 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議が策定した廃止措置等に向けた中長期ロードマップ*では、2021 年下期以降に燃料デブリ(核燃料と炉内構造物やコンクリート等が熔融し再度固化した状態のもの)の取出しを開始し、開始後 20~30 年で燃料デブリの取出しを完了するとされている。</p> <p>・ 燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管に至るまで、性状(燃料デブリの組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性、形状等)の不確かさも考慮した燃料デブリの臨界管理を行うことが重要である。</p> <p>・ このため、燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管における臨界管理の適否の判断に資するため、性状の不確かさを考慮した燃料デブリの臨界リスク(臨界に至る条件及び臨界超過時の挙動)を評価する手法の整備を進めることが重要である。</p> <p>*「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」(平成 27 年 6 月 12 日、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議)</p>		
4. 目的	<p>燃料デブリの取出しに係る様々な局面で、事業者が行う臨界管理に関して、規制機関として安全性の確認に資する以下の評価手法を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－燃料デブリの性状を踏まえた臨界条件評価手法の整備</li> <li>－燃料デブリが臨界を超過した際の臨界挙動評価手法の整備</li> </ul>		
5. 知見の活用先	<p>燃料デブリの性状を踏まえた臨界条件評価手法及び燃料デブリが臨界を超過した際の臨界挙動評価手法を整備することによって、臨界管理の妥当性確認に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 26 年度) (終期：平成 33 年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>③ 規制活動に必要な手段の整備(以下「分類③」という。)</li> <li>④ 技術基盤の構築・維持(以下「分類④」という。)</li> </ul> <p>本プロジェクトの研究は、燃料デブリの取出しに係る様々な局面における臨界管理の適否の判断に資する評価手法を整備するため、以下の(1)及び(2)を実施する。なお、本プロジェクトの研究の実施に当たっては、米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号炉の事故により生じた燃料デブリ取出しに関する知見を参考にするとともに、東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリに関する最新知見(燃料デブリの組成、性状等の情報及び事業者が検討している臨界管理手法)を速やかに反映する。</p> <p>(1) 臨界条件評価手法の整備(分類③及び分類④)</p> <p>燃料デブリの性状(核燃料の燃焼度、炉内構造物の混合割合等)をパラメータとして、臨界条件の判断及び臨界超過時の臨界挙動の評価に使用する臨界リスク評価基準の基礎となるデータの集合体を整理した「臨界リスク基礎データベース」を、臨界安全研究で実績のある解析コードを用いた解析により整備する(図 1)。また、燃料デブリの不均一組成及び体系を取り扱うことが可能な新規のモンテカルロコードの開発を目指して、モンテカルロ計算ソルバーを開発する。</p> <p>上記の臨界リスク基礎データベースを整備するために用いる解析コードに対して、臨界実験装置を用いた実験により取得されるデータを用いて、その妥当性を確認する。妥当性確認のための臨界実験については、委託事業の一部として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」という。)が保有する燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)の定常臨界実験装置(STACY)を用いて実施する。既存の STACY は、溶液燃料を使用する臨界実験装置であるため、燃料デブリを模擬した臨界実験を実施できるよう、ウラン燃料棒を使用する炉心設備に STACY を改造する(図 2)。また、核燃料と構造材を混合した試料(デブリ模擬体)を調製・分析する設備を NUCEF 内に整備し、効率的な実験データの取得を図る。なお、デブリ模擬体の組成等については、調査情報を適宜活用し、現場の状況に合わせて柔軟に運用していく予定である。</p> <p>改造した STACY を用いて、デブリ模擬体の反応度値測定、ウラン燃料棒と構造材棒を組み合わせた体系の臨界量測定等の臨界実験を実施し、取得した実験データを用いて臨界リスク基礎データベースを整備するために用いる解析コードの妥当性を確認する。</p> <p>(2) 臨界挙動評価手法の整備(分類③)</p> <p>燃料デブリの臨界リスクを評価する手法の整備の一環として、臨界超過時の臨界挙動(燃料デブリが臨界を超過するシナリオ(臨界超過シナリオ)及びその際の放射性物質による作業員被ばく等)を評価する手法を整備する。</p>		

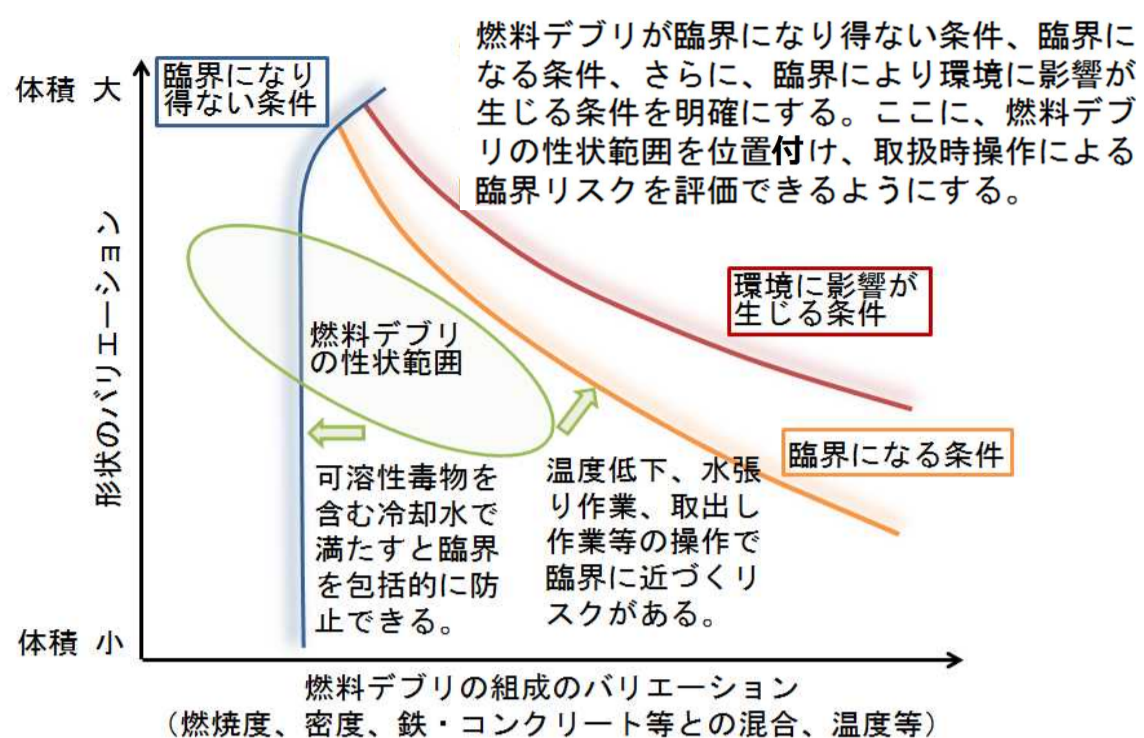


図1 臨界リスク基礎データベースの概念図

(出典：東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業報告書（平成26年度）（ただし、一部説明を追記）)

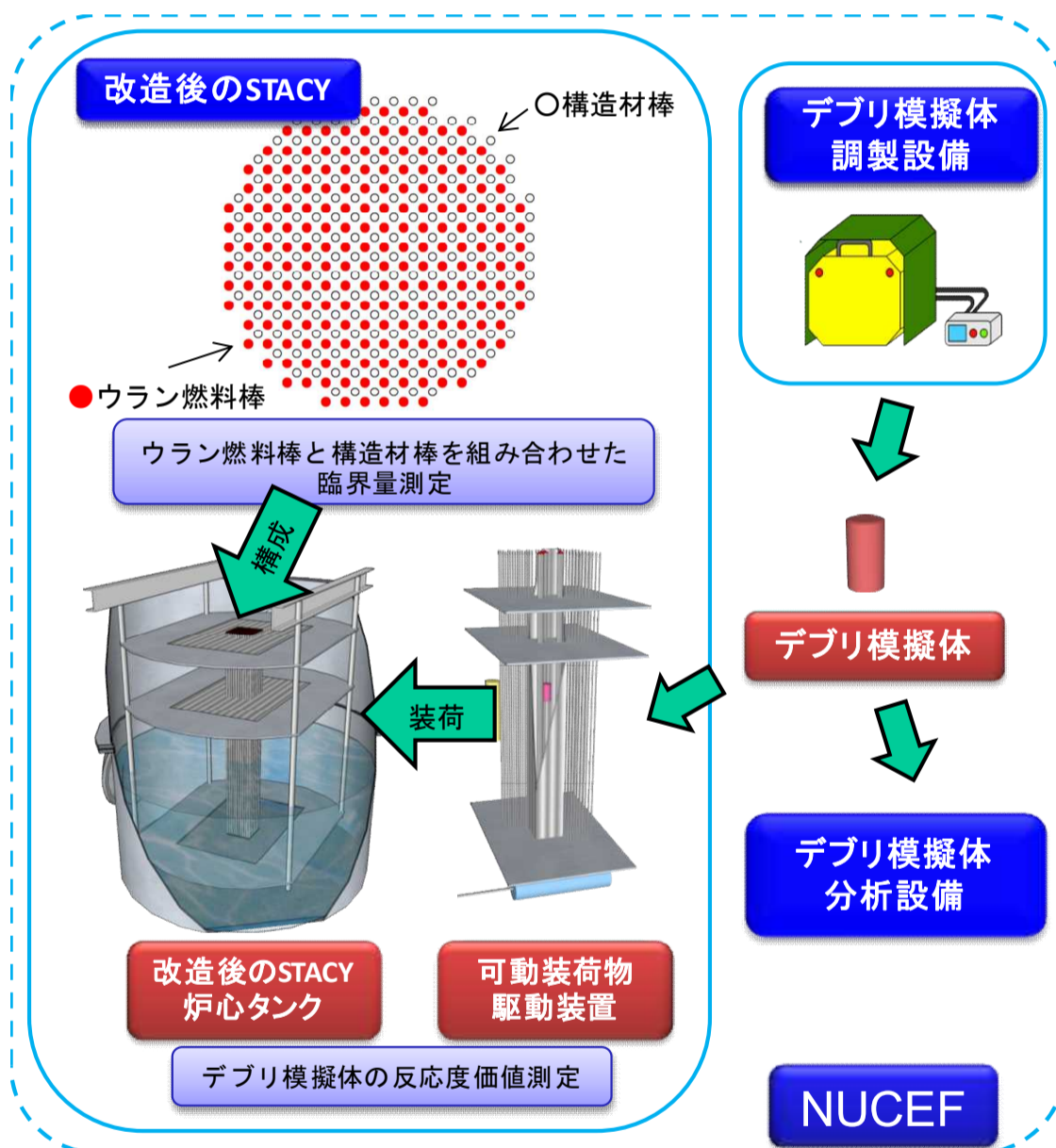


図2 STACYにおける臨界実験の概念図

(出典：東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業報告書（平成26年度）（ただし、一部表記を修正）)

研究計画は以下のとおりであり、平成30年度までに臨界リスク基礎データベースの作成、臨界挙動評価手法の構築、STACYの改造・核燃料の調達及び臨界超過シナリオの検討を実施する。平成31年度以降は、STACYを用いて臨界実験を実施するとともに、取得した実験データを用いて臨界リスク基礎データベースを整備するために用いる解析コードの妥当性確認を実施する。また、臨界超過シナリオ及び過去の事例を用いた評価により、臨界挙動評価手法の検証を実施する。

		工程表							
		平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度	平成31年度	平成32年度	平成33年度
	(1) 臨界条件評価手法の整備	燃料デブリの臨界特性評価			★臨界判定条件作成				
		↓ 臨界リスク基礎データベースの作成・拡充				↓ 臨界制限量の評価			
		モンテカルロ計算ソルバー開発等					↓ 実燃料デブリ試料の分析・臨界特性評価		
							↓ 臨界リスク基礎データベースの高精度化		
		臨界実験装置の改造に係る設計・製作・工事					★初臨界		
		デブリ模擬体調整分析設備の整備							
		臨界実験装置の燃料調達					臨界実験		
	(2) 臨界挙動評価手法の整備	臨界挙動評価に係る解析システムの製作・検証							
		臨界となるシナリオの検討					過去の事例・実験データに基づく検証		
							燃料デブリの取出しに係る審査等		
7. 実施計画	【平成26年度の実施内容】								
	(1) 臨界条件評価手法の整備								
	(a) 臨界リスク基礎データベースの作成	溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) により生じた燃料デブリについて、MCCI 過程に係る既存の知見を MCCI 模擬実験に係る文献調査等により収集するとともに、臨界特性の解析を行い、臨界リスク基礎データベースを作成する。							
	(b) 臨界実験装置の改造	臨界実験装置について、上記(a)において検討した燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見に基づき、実験炉心の構成を検討する。臨界実験装置の設計を行い、整備する設備の性能確認に資するモックアップ試験を実施する。							
	(c) デブリ模擬体調製・分析設備の整備	臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製及び分析する設備について、設計・製作を進める。							
	【平成27年度の実施内容】								
	(1) 臨界条件評価手法の整備								
	(a) 臨界リスク基礎データベースの拡充	炉心溶融時に、原子炉炉内構造物、原子炉圧力容器等の主な構造物材である鉄を取り込んだと考えられる燃料デブリについて、臨界特性の解析を行い、臨界リスク基礎データベースを拡充する。							
	(b) 臨界リスク基礎データベースの高精度化	燃焼計算コードの妥当性確認に資する軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定に当たっての準備を進める。							
	(c) 臨界実験装置の改造	臨界実験装置について、上記(a)において検討した燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見に基づき、実験炉心の構成を検討する。臨界実験装置の設計を行い、パイルオシレータ等、整備する設備の性能確認に資するモックアップ試験を実施する。							
	(d) デブリ模擬体調製・分析設備の整備	臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製及び分析する設備について、設計・製作を進める。							
	(2) 臨界挙動評価手法の整備								
	(a) 臨界挙動評価に係る技術整備	燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した臨界挙動評価に使用する核分裂性核種生成量・放射性物質移行計算モデル（以下「評価モデル」という。）を整備するための技術課題を検討する。							
	(b) 臨界挙動評価の検証	上記(a)で整備した放射性物質移行計算モデルを取り入れた臨界挙動評価の支援ツールを作成する。							

【平成 28 年度の実施内容】

(1) 臨界条件評価手法の整備

(a) 臨界リスク基礎データベースの拡充

炉心溶融時の集合体同士の混合の影響を明らかにするため、燃料デブリの燃焼度を変数として臨界特性の解析を行い、臨界リスク基礎データベースを拡充する。

(b) 臨界リスク基礎データベースの高精度化

燃料デブリの不均一組成及び体系を取り扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバーの基本設計及びプロトタイプ作成を進める。また、燃焼計算コードの妥当性確認に資する軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定を実施する。

(c) 臨界実験装置の改造

臨界実験装置について、上記(a)において検討した燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見に基づき、実験炉心の構成を検討する。また、平成 26 年度及び平成 27 年度に実施したモックアップ試験と合わせて、臨界実験装置の設計を確定し、解体・製作・取付けの工事及び燃料の製作を順次進める。

(d) デブリ模擬体調製・分析設備の整備

臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製及び分析する設備について、平成 27 年度に実施した詳細設計に基づき、製作・据付けの工事を順次進める。また、当該設備の試運転に着手し、性能を確認する。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

(a) 臨界挙動評価に係る技術整備

平成 27 年度に検討した放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題の一部に対して検討を行い、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した評価モデルを整備する。また、燃料デブリ取出しを想定した臨界超過シナリオを検討する。

(b) 臨界挙動評価の検証

上記(a)で整備した評価モデルを取り入れた支援ツールを作成し、当該支援ツールを用いて、作成部分の検証を目的とした典型的な事象に対する評価を試みる。

【平成 29 年度の実施内容】

(1) 臨界条件評価手法の整備

(a) 臨界制限量の評価

平成 26 年度から平成 28 年度までに拡充した臨界リスク基礎データベースを用いて、燃料デブリ取出し時の臨界制限量の評価を実施する。また、燃料デブリが取り得る性状範囲について幅広くパラメータサーベイを行う。

(b) 臨界リスク基礎データベースの高精度化

平成 28 年度に引き続き、燃料デブリの不均一組成及び体系を取り扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバーを作成する。また、燃焼計算コードの妥当性確認に資する軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定を継続して実施する。

(c) 臨界実験装置の改造

平成 28 年度に引き続き、臨界実験装置の改造に係る解体・製作・取付けの工事及び燃料の製作を順次進める。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

(a) 臨界挙動評価に係る技術整備

平成 27 年度に検討した放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題のうち、平成 28 年度に検討したもの以外の項目に対して検討を行い、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した評価モデルを改良する。また、平成 28 年度に引き続き、燃料デブリ取出しを想定した臨界超過シナリオを検討する。

(b) 臨界挙動評価の検証

平成 28 年度に引き続き、上記(a)で整備した評価モデルを取り入れた支援ツールを拡張し、拡張部分の検証を目的とした典型的な事象に対する評価を試みる。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) 臨界条件評価手法の整備

(a) 臨界リスク基礎データベースの拡充

平成 29 年度に引き続き、平成 26 年度から平成 28 年度までに拡充した臨界リスク基礎データベースを用いて、燃料デブリ取出し時の臨界制限量の評価を実施する。

(b) 臨界リスク基礎データベースの高精度化

平成 29 年度に引き続き、燃料デブリの不均一組成及び体系を取り扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバーの作成を継続する。また、当該モンテカルロ計算ソルバーの検証を実施する。

(c) 臨界実験装置の改造

平成 29 年度に引き続き、臨界実験装置の改造に係る解体・製作・取付けの工事及び燃料の製作を順次進め、臨界実験装置の改造を完了する。

<p>(2) 臨界挙動評価手法の整備</p> <p>(a) 臨界挙動評価の検証</p> <p>平成 29 年度までに整備・検討した評価モデルを取り入れた支援ツール及び燃料デブリ取出しを想定した臨界超過シナリオを用いて、過去の臨界事故事例等の事象及び燃料デブリの取出し作業を想定した事象に対する評価を実施する。</p>
<p>【平成 31 年度から平成 33 年度までの実施内容】</p> <p>(1) 臨界条件評価手法の整備</p> <p>(a) 臨界リスク基礎データベースの高精度化</p> <p>平成 31 年度に、燃料デブリの不均一組成及び体系を取り扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバーの作成を完了する。平成 32 年度及び平成 33 年度には、作成した燃料デブリの不均一組成及び体系を取り扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバーを用いた解析を実施し、臨界リスク基礎データベースの高精度化を図るとともに、燃料デブリ取出し時の臨界制限量の再評価・見直しを実施する。</p> <p>(b) 臨界実験の実施</p> <p>改造した臨界実験装置を用いて、様々な燃料デブリの臨界特性を評価するための臨界実験を実施し、臨界特性に係る実験データを取得する。また、取得した実験データを用いて、上記(a)で整備・高精度化している臨界リスク基礎データベースを整備するために用いる解析コードの妥当性を確認する。</p> <p>(2) 臨界挙動評価手法の整備</p> <p>(a) 臨界挙動評価の検証</p> <p>平成 30 年度に引き続き、平成 29 年度までに整備した評価モデルを取り入れた支援ツールを用いて、過去の臨界事故事例等の事象及び燃料デブリの取出し作業を想定した事象に対する評価を実施する。</p>
<p>8. 備考</p>

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	26. 安全性向上評価に向けた加工施設及び再処理施設のリスク評価手法の高度化に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付
		担当責任者	久保田和雄 統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(3)核燃料サイクル・廃棄物 ①核燃料サイクル施設	主担当者	高梨光博 主任技術研究調査官
3. 背景	<p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）第 22 条の 7 の 2 第 1 項では、「加工事業者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該加工施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該加工施設の安全性について自ら評価をしなければならない。」（ここで、安全性の向上を図るため事業者が自ら行う評価を以下「安全性向上評価」という。）としており、加工事業者に対し安全性向上評価の実施を要求している。また、同法第 50 条の 4 の 2 第 1 項では、再処理事業者に対しても同様の要求をしている。</p> <p>この安全性向上評価を運用するガイドとして、原子力規制委員会が策定した「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定。以下「運用ガイド」という。）では、安全性向上評価において実施する「事故の発生及び拡大の防止措置を講じたにもかかわらず、重大事故の発生に至る可能性がある場合、その可能性」に関する調査及び分析の方法として、「適切な評価方法」によりリスク評価を行うこととされている。その際、事業者が行うリスク評価に対し、原子力規制委員会は事業者が採用した評価手法、その技術的根拠等を確認することが定められている。</p> <p>しかしながら、この運用ガイドでは、加工施設及び再処理施設に係るリスク評価手法については、現在その手法が必ずしも成熟していないと記されており、原子力規制委員会が安全性向上評価におけるリスク評価の適切性確認を行う際に活用できる技術的知見を整備しておくことが重要である。</p> <p>このような状況を踏まえ、加工施設及び再処理施設に関して、実用発電用原子炉と同様に、運用ガイドの参考資料として、リスク評価を実施するに当たっての必要事項を例示する「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の素案を、平成 28 年度までの安全研究の成果を活用して作成した。</p> <p>一方で、安全性向上評価は原則として 5 年ごとに改定することに加え、大規模な工事を行うなど、リスク評価又は安全裕度評価の結果が変わるようなことが見込まれる場合においても改定するものとしており、第一回目の安全性向上評価以降もリスク評価手法等に関する継続的な改善が求められている。</p> <p>そこで、平成 28 年度までの安全研究で得られた技術的知見、施設の特徴等を踏まえ、平成 29 年度以降、以下の検討を実施し、リスク評価手法の高度化に資することが重要である。</p> <p>なお、リスク評価手法の検討に際しては、これまで、国内外のリスク評価手法について調査し、参考として実施している。例えば、ウラン加工施設の内部事象を対象とした総合安全解析（以下「ISA」という。）実施手順の取りまとめに当たっては、米国 ISA を参考に、再処理施設の確率論的リスク評価実施手順の検討に当たっては、国内の実用発電用原子炉に対する実施手順を参考にしている。さらに、米国で提唱されている簡易ハイブリッド法に関する検討も実施している。</p> <p>また、日本原子力学会核燃料施設リスク評価分科会における検討状況に関する情報収集を実施している。</p> <p>(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討</p> <p>a) 平成 28 年度までに得られた知見</p> <p>加工施設及び再処理施設の内部事象（機器のランダム故障及び人的過誤）及び地震に関するリスク評価試解析を実施し、それらの事象を対象としたリスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点（案）を整理中である。</p> <p>上記検討結果を反映して、加工施設及び再処理施設の「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の素案を作成した。</p> <p>b) 平成 29 年度以降に検討が必要な事項</p> <p>平成 28 年度末までに作成する「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」においては、下記の事象については包含されておらず、段階的に拡張していく予定である。</p> <p>① 内部事象として、内部溢水及び内部火災</p> <p>② 外部事象として、津波、地震及び津波の重畳事象並びに地震及び津波以外の外部事象</p> <p>このため、これらの事象を対象としたリスク評価に関する技術的知見を収集・蓄積することが重要であり、本プロジェクトにおいては、加工施設及び再処理施設において重要な事象であり、かつ、先行して実施されている実用発電用原子炉における検討が参考になることから、内部火災を起因としたリスク評価実施手法の例の整備に係る技術的知見を収集・蓄積することを優先的に進めることが重要である。</p> <p>また、リスク評価において想定している人的過誤に関する評価方法についても平成 28 年度までに得られた成果に加え、重大事故発生時の人的過誤確率などについて更なる技術的知見の収集・蓄積が重要である。</p> <p>(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する技術的検討</p> <p>加工施設及び再処理施設における主な重大事故としては、臨界、蒸発乾固、水素爆発、火災又は爆発などがある。</p> <p>それぞれの事象に関するリスク評価を実施するためには、それぞれの事象の進展及び影響を過度に保守的な評価となることなく適切に評価するとともに、それぞれの事象の発生頻度を評価し、それらに基づきリスクを評価することが重要である。そのうち、本プロジェクトでは以下の重大事故に係る事象の影響評価等に関する解析コードの整備又はデータの取得を行い、事象進展及び影響評価をより適切に行うとともに、将来的には事象の発生及び進展のための条件を把握し、最終的に頻度評価及びリスク評価に資することが重要である。</p>		

	<p>① 火災</p> <p>a) 平成 28 年度までに得られた知見 再処理施設のセル内での有機溶媒火災、混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設におけるグローブボックス火災等の施設内で発生する火災事象について、関連する換気システムへの影響を含めた解析コードの整備に着手した。これまでの安全研究では、フランス放射線防護原子力安全研究所が開発した SYLVIA コードを用いて試解析を行い、加工施設及び再処理施設の火災影響評価に用いるデータ及び留意点を収集した。</p> <p>b) 平成 29 年度以降に検討が必要な事項 内部火災リスク評価においては、火災影響評価又は火災時の放射性物質の漏えい量評価の不確かさの低減のため、SYLVIA コードに加え、同コードでは扱わない詳細な条件を考慮し、火災の発生及び対象領域の熱流動についての解析が可能なコード（CFD（Computational Fluid Dynamics））を用いた評価を行うことが重要である。また、このような詳細解析コードを用いるに際しては、加工施設及び再処理施設での特徴的な火災（グローブボックス火災等）に対する解析コード適用の妥当性を確認することが重要である。</p> <p>② 水素爆発</p> <p>a) 平成 28 年度までに得られた知見 再処理施設内で発生する水素の爆発（爆燃）について、貯槽等の気相部形状及び構造物が爆燃現象に与える影響を含む解析コード FLACS の整備に着手した。再処理施設における水素の発生の要因は放射線分解が主であり、実用発電用原子炉と比べて水素濃度の上昇速度が遅いという特徴を踏まえた上で、これまでの安全研究では、再処理施設の代表的な貯槽をモデル化し、そこで発生する爆燃を対象とした試解析を行い、技術的知見を収集・蓄積している。</p> <p>b) 平成 29 年度以降に検討が必要な事項 一般に、高濃度の水素が蓄積した場合には、爆ごうの発生の可能性が生じる。そこで、爆ごうに転移した際の影響等についても、リスク評価上は考慮可能としておくため、再処理施設の特徴を踏まえた上で、代表的な貯槽における爆ごうの発生条件、構造物等への影響などに関する技術的知見として、FLACS コードに加え、貯槽等の気相部形状及び構造物を考慮する爆ごう現象及びこの現象が構造物等に及ぼす影響を含めた解析を行うため、水素爆発（爆ごう）現象及びそれによる貯槽等の構造物への影響を同時に評価可能な解析コード AUTODYN を整備することが重要である。</p> <p>③ 蒸発乾固</p> <p>a) 平成 28 年度までに得られた知見 高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象を対象に、事象進展の把握並びに核種の液相から気相への移行及び放出経路中での気相から液相への移行に伴う放射性物質（難揮発性物質及び揮発性ルテニウム（Ru））の放出量を評価するための基礎的なデータ（例：難揮発性物質の移行率、揮発性 Ru の移行率、水蒸気の凝縮等による揮発性 Ru の気相から液相への移行挙動等）を取得・分析し、技術的知見を収集・蓄積した。</p> <p>b) 平成 29 年度以降に検討が必要な事項 これまでに得られたデータを適切に使用することにより、蒸発乾固事象時の放射性物質放出量を保守的に評価することは可能ではあるが、蒸発乾固事象全体にわたり事象の進展に沿ってより精緻な評価を行うためには、NOx を含む様々の気相条件を対象とした際の揮発性 Ru の熱分解、水蒸気の凝縮等による揮発性 Ru の気相から液相への移行挙動、高レベル濃縮廃液中に共存し Ru の挙動に影響を与える可能性のある物質等を考慮したデータが重要である。</p> <p>④ 機器の経年劣化</p> <p>a) 平成 28 年度までに得られた知見 機器の経年劣化に伴う放射性溶液（溶解液、プルトニウム溶液等）の漏えいについて、安全上重要な施設に該当する異材接合継ぎ手に使用されているジルコニウム及びタンタルにおける水素吸収ぜい化割れの可能性に関する技術的知見を収集・蓄積した。しかし、これらは、通常運転時の硝酸環境中における水素吸収ぜい化割れに関する知見である。</p> <p>b) 平成 29 年度以降に検討が必要な事項 機器の点検や補修等の保全活動を行うための除染作業時にアルカリ溶液（水酸化ナトリウム）が使用される。アルカリ溶液はタンタルの表面皮膜を腐食させ、除染作業後の表面皮膜には不純物が含まれることから、通常運転（硝酸環境中）において耐食性が低下する可能性がある。また、最新知見によれば水素を吸収させたタンタルは時間の経過とともに機械的特性が低下（水素吸収ぜい化）することから、アルカリ腐食によって発生した水素を吸収したタンタルについても同様の可能性が否定はできない。本事象は、重大事故に位置付けられるものではないが、放射性溶液の漏えいの起因となり得るこれらの事象に係る技術的知見を収集・蓄積することが重要である。</p> <p>なお、リスク評価の対象となる加工施設及び再処理施設における主な重大事故のうち、臨界事故については、臨界評価解析コード（MVP、KENO、MCNP 等）が整備されており、また、使用済燃料貯蔵設備における使用済燃料の著しい損傷については、実用発電用原子炉の同施設に関する検討状況を参考にする。</p>
4. 目的	<p>原子力規制委員会が安全性向上評価におけるリスク評価手法及びその技術的根拠に関する適切性確認をする際に活用できるリスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点を抽出する。また、本目的を達成するために以下の作業を行う。</p> <p>(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討</p> <p>① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討</p> <p>② 加工施設及び再処理施設での重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価手法の検討</p> <p>(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する技術的検討</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 火災又は爆発</li> <li>② 水素爆発</li> <li>③ 蒸発乾固</li> <li>④ 機器の経年劣化</li> </ul>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトで得られた知見は、将来的に「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を改定する際に活用する。改定は、加工施設及び再処理施設の第2回の安全性向上評価（安全性向上評価は原則として5年ごとに改定する）の実施までに行うものと考えられることから、本安全研究（平成32年度終了）の成果は適切に活用できる。</p>
6. 安全研究概要 (始期：平成29年度) (終期：平成32年度)	<p>リスク評価に係る技術的知見の収集・蓄積に資するため、以下の研究を実施する。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」（平成28年7月6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> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備</li> </ul> <p>(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討 <p>内部火災のリスク評価を実施するために代表的な事故シナリオの選定等を行い、選定した代表事故シナリオを対象にリスク評価試験解析を実施する。試験解析結果を基に、内部火災を対象としたリスク評価実施の基本フローの例を作成する。</p> </li> <li>② 加工施設及び再処理施設での重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価手法の検討 <p>再処理施設内での内部火災を対象に、火災の発生による複数の重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価試験解析を実施し、重大事故の同時発生を踏まえた評価手順の例を作成する。</p> </li> </ul> <p>なお、3. (1)で述べた内部事象（内部火災を除く。）、外部事象、使用済燃料貯蔵槽で発生する事象及び人的過誤については、実用発電用原子炉における検討状況に応じて平成33年度以降の安全研究において適宜実施していくものとする。</p> <p>(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する技術的検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 火災又は爆発 <p>文献調査等を実施し、解析に必要なデータを取得し、解析コード（ゾーンモデルコード及びCFDコード）によるベンチマーク解析により、解析モデル及び解析コードの適用範囲及び特性について確認する。また、MOX燃料加工施設の代表的な火災シナリオに対して、火災影響評価解析を実施し、上記と合わせて火災事象評価方法に関する技術的知見を収集・蓄積する。なお、使用する解析コードは、(i) 対象現象の評価について実績のあるコードを使用し、(ii) ベンチマーク解析によりその適用性を確認した上で試験解析を実施する。必要と判断された場合には更に解析コードの調査などを実施する。</p> </li> <li>② 水素爆発 <p>AUTODYNコードを用いてベンチマーク解析を実施し当該コードの特徴や適用性を検討する。再処理施設の特徴を踏まえた上で、代表的な機器を抽出して試験解析を実施し、上記と合わせて水素爆発発生時の構造の健全性等に関する技術的知見を収集・蓄積する。</p> <p>なお、ここでは、水素爆発（爆発）現象とそれによる構造物への影響との相互作用を同時に評価可能な解析コードであるAUTODYNについて、これを用いて本ベンチマーク解析の結果により適用性を評価した上で（必要と判断された場合には更に解析コードの調査などを実施する）試験解析を実施する。</p> </li> <li>③ 蒸発乾固 <p>沸騰晩期及び乾固段階で発生が想定される揮発性Ru等について、NOxが共存した際の揮発性Ruの熱分解反応等に着目した試験データを取得し、蒸発乾固事象に関する技術的知見を収集・蓄積する。試験概要は以下のとおり。なお、これらの試験は関係機関と協力して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NOxが共存した際の揮発性Ruの熱分解反応等を把握するための試験を実施する。</li> <li>・ 高レベル濃縮廃液（模擬廃液）中の共存物質の影響等を踏まえた揮発性Ruの移行挙動を把握するための試験を実施する。</li> <li>・ 高レベル濃縮廃液（模擬廃液）の沸騰晩期及び乾固状態での注水時における放射性物質の移行挙動を把握するための試験を実施する。</li> </ul> </li> <li>④ 機器の経年劣化 <p>機器の経年劣化に伴う放射性溶液（溶解液、プルトニウム溶液等）の漏えいについて、その原因となり得る異材接合継ぎ手で使用されているタンタルの経年劣化事象（腐食及び水素ぜい化）に関する試験を行い、放射性溶液の漏えい事象の発生の可能性を確認するための技術的知見を収集・蓄積する。試験概要は以下のとおり。なお、これらの試験は関係機関と協力して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 腐食 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アルカリ腐食がタンタルの表面皮膜に及ぼす影響を確認するために、水酸化ナトリウムによりアルカリ腐食させた試験片の表面皮膜の性状をX線を利用した方法及び電気化学インピーダンス法により確認する。</li> <li>・ 一旦アルカリ腐食を受けたタンタルの硝酸溶液中における耐食性に及ぼす影響を確認するために、水酸化ナトリウムによりアルカリ腐食させた試験片を用いて硝酸溶液（通常運転中環境下模擬）における電気化学特性を確認するとともに腐食試験を実施する。</li> </ul> </li> <li>b) 水素ぜい化 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水酸化ナトリウム溶液濃度とタンタルに吸収される水素量との相関を確認するために、水酸化ナトリウム溶液中でタンタルの試験片をアルカリ腐食させ吸収水素量を測定する。</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>



- ・水素吸収及び時効が機械的特性低下に及ぼす影響を確認するために、アルカリ腐食に伴い水素吸収した試験片及び電気化学的に水素を吸収させた試験片を更に時効処理し引張試験を行う。

(3) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の抽出（関連事項）

上記(1)及び(2)で得られた成果を基に、重大事故の同時発生も考慮した内部火災等に対するリスク評価手法を明確にするとともに、安全性向上評価におけるリスク評価手法及びその技術的根拠の適切性を原子力規制委員会が確認するための着眼点及び留意点を抽出する。

なお、前述のとおり、本プロジェクトで得られた知見は、将来的に「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を改定する際に活用する。

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討	① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討 代表事故シナリオの検討	試解析		
	② 重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価手法の検討		試解析	※
(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する技術的検討	① 火災又は爆発調査	解析データの整備、ベンチマーク解析		
	② 水素爆発ベンチマーク解析代表機器の選定	構造健全性解析		
	③ 蒸発乾固予備試験	熱分解・凝縮試験、共存物質を踏まえた移行挙動試験、注水時の移行挙動試験		
	④ 機器の経年劣化 a) 腐食 試験装置整備	表面皮膜確認試験、電気化学特性確認試験、腐食試験		
	b) 水素ぜい化 試験装置整備	吸収水素量測定試験、機械的特性確認試験		
	(3) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の抽出			※
(3) は、(1) 及び (2) の全ての成果を総合的に反映して作成する。				※

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討

① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討

再処理施設及び MOX 燃料加工施設における火災源、火災が影響する区画、火災の影響を受ける可能性のある安全機能等を整理し、次年度以降の試解析対象となる代表的な事故シナリオを選定する。また、MOX 燃料加工施設を対象に、実用発電用原子炉の内部火災 PRA 等の手法を用いて試解析を行い、内部火災における事故シナリオを体系的に抽出する手順を検討する。

(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する検討

① 火災又は爆発

過去に行われた火災試験を調査し、グローブボックス火災を解析する際に必要となる試験（文献）データを収集する。

② 水素爆発

水素爆ごうを評価するために、AUTODYN コードを用いてベンチマーク解析を実施し当該コードの特徴や適用性を検討するとと

<p>もに、再処理施設の特徴を考慮し、FLACS コード等による評価結果も踏まえて、試解析対象とする代表的な機器を抽出する。</p> <p>③ 蒸発乾固</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時に発生が想定される揮発性 Ru について、NOx が共存した際の揮発性 Ru の熱分解反応等を同定するための試験条件等を検討した上で、予備試験を実施する。</li> <li>・ 高レベル濃縮廃液（模擬廃液）中の共存物質の影響等を踏まえた揮発性 Ru の移行挙動を把握するための試験条件等を検討した上で、予備試験を実施する。</li> <li>・ 高レベル濃縮廃液（模擬廃液）の沸騰晩期及び乾固状態での注水時における放射性物質の移行挙動を把握するための試験条件等を検討した上で、予備試験を実施する。</li> </ul> <p>④ 機器の経年劣化</p> <p>a) 腐食</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アルカリ腐食による影響を確認するための試験として、表面皮膜確認試験、電気化学特性確認試験及び腐食試験に関する試験片製作及び試験装置の整備を行い、予備試験を実施する。</li> </ul> <p>b) 水素ぜい化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 吸収した水素の影響を確認するための試験として、吸収水素量測定試験及び機械的特性確認試験に関する試験片製作及び試験装置の整備を行い、予備試験を実施する。</li> </ul>
<p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討</p> <p>① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討</p> <p>平成29年度に整理した再処理施設内での火災発生時における代表的な事象進展シナリオを対象に、内部火災の発生から代表的な重大事故の発生に至るまでのリスク評価試解析を実施する。</p> <p>(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する検討</p> <p>① 火災又は爆発</p> <p>文献調査で入手したデータを用いた解析コード（ゾーンモデルコード及びCFDコード）によるベンチマーク解析を実施し、解析モデル及び解析コードの適用範囲及び特性について確認し、火災事象評価方法に関する技術的知見を収集・蓄積する。</p> <p>② 水素爆発</p> <p>平成 29 年度に抽出した代表的な機器を対象に試解析を実施し、水素爆発発生時の機器の構造の健全性等に関する技術的知見を収集・蓄積する。</p> <p>③ 蒸発乾固</p> <p>平成 29 年度に実施した予備試験結果を踏まえ、下記の試験を実施し、技術的知見を収集・蓄積する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NOx が共存した際の揮発性 Ru の熱分解反応等を把握するための試験（平成 30 年度は沸騰晩期に想定される状態を中心にデータを取得）</li> <li>・ 高レベル濃縮廃液（模擬廃液）中の共存物質の影響等を踏まえた揮発性 Ru の移行挙動を把握するための試験</li> <li>・ 高レベル濃縮廃液（模擬廃液）の沸騰晩期及び乾固状態での注水時における放射性物質の移行挙動を把握するための試験（平成 30 年度は沸騰晩期に想定される状態を中心にデータを取得）</li> </ul> <p>④ 機器の経年劣化</p> <p>a) 腐食</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ X 線を利用した方法及び電気化学インピーダンス法により水酸化ナトリウム浸漬後の皮膜の性状を確認するため表面皮膜確認試験を実施する（パラメータ：水酸化ナトリウム濃度、溶液温度及び浸漬時間）。</li> <li>・ アルカリ腐食が硝酸溶液（通常運転中環境下模擬）中における耐食性に及ぼす影響を確認するため電気化学特性確認試験及び腐食試験を実施する（パラメータ：水酸化ナトリウム濃度、硝酸濃度、溶液温度、腐食加速金属イオン濃度及び浸漬時間）。</li> <li>・ なお、年度ごとに上記パラメータから実施項目を抽出し、適宜平成 32 年度までに実施する。</li> </ul> <p>b) 水素ぜい化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水酸化ナトリウム溶液濃度と水素吸収量との相関を確認するため吸収水素量測定試験を実施する（パラメータ：水酸化ナトリウムの濃度、溶液温度及び浸漬時間）。</li> <li>・ 水酸化ナトリウム溶液中で水素吸収させた試験片及び電気化学的に水素を吸収させた試験片を用いて機械的特性低下への影響を確認するため機械的特性確認試験（引張試験）を実施する（パラメータ：吸収水素量、時効中温度、時効時間）。</li> <li>・ なお、年度ごとに上記パラメータから実施項目を抽出し、適宜平成 32 年度までに実施する。</li> </ul>
<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討</p> <p>① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討</p> <p>平成 30 年度の試解析結果を基に、代表的な重大事故の発生から放射性物質の放出に至るまでのリスク評価試解析を実施する。</p> <p>② 加工施設及び再処理施設での重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価手法の検討</p> <p>再処理施設内での内部火災を対象に、火災の発生による複数の重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価試解析を実施し、技術的知見を収集・蓄積する。</p>

(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する検討

① 火災又は爆発

文献調査で入手したデータを用いた解析コード（ゾーンモデルコード及びCFDコード）によるベンチマーク解析を実施し、解析モデル及び解析コードの適用範囲及び特性について確認し、火災事象評価方法に関する技術的知見を収集・蓄積する（前年度からの継続）。

② 水素爆発

平成 30 年度の試解析で対象とした機器に加えて、排気系ダクトも考慮した試解析を行い、水素爆発発生時のこれらの構造の健全性等に関する技術的知見を収集・蓄積する。

③ 蒸発乾固

平成 30 年度に引き続き、以下の試験を実施し、技術的知見を収集・蓄積する。

- ・ NOx が共存した際の揮発性 Ru の熱分解反応等を把握するための試験（平成 31 年度は乾固時に想定される状態を中心にデータを取得）
- ・ 模擬廃液の乾固後の注水時への放射性物質の移行挙動を把握するための試験（平成 31 年度は乾固時に想定される状態を中心にデータを取得）

④ 機器の経年劣化

平成 30 年度に引き続き、前述のパラメータから実施項目を抽出し、以下の試験を実施することにより技術的知見を収集・蓄積する。

a) 腐食

- ・ アルカリ腐食が硝酸溶液（通常運転中環境下模擬）中における耐食性に及ぼす影響を確認するため電気化学特性確認試験及び腐食試験を実施する。

b) 水素ぜい化

- ・ 水酸化ナトリウム溶液濃度と水素吸収量との相関を確認するため吸収水素量測定試験を実施する。
- ・ 水酸化ナトリウム溶液中で水素吸収させた試験片及び電気化学的に水素を吸収させた試験片を用いて機械的特性低下への影響を確認するため機械的特性確認試験（引張試験）を実施する。

【平成 32 年度の実施内容】

(1) 内部火災等を起因としたリスク評価手法の検討

① 加工施設及び再処理施設の内部火災リスク評価手法の検討

- ・ 平成 31 年度までに実施した試解析結果を参考に、MOX 燃料加工施設の代表的な火災シナリオに対して試解析を実施する。
- ・ 平成 32 年度までに実施した試解析結果を基に、加工施設及び再処理施設における内部火災のリスク評価実施の基本フローの例を作成する。

② 加工施設及び再処理施設での重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価手法の検討

平成 31 年度に実施した試解析結果を基に、加工施設及び再処理施設での重大事故の同時発生を踏まえたリスク評価手順の例を作成する。

(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する検討

① 火災又は爆発

MOX 燃料加工施設の代表的な火災シナリオに対して、火災影響評価解析を実施し、評価結果について検討する。

④ 機器の経年劣化

平成 31 年度に引き続き、前述のパラメータから実施項目を抽出し、以下の試験を実施することにより技術的知見を収集・蓄積する。

a) 腐食

- ・ アルカリ腐食が硝酸溶液（通常運転中環境下模擬）中における耐食性に及ぼす影響を確認するため電気化学特性確認試験及び腐食試験を実施する。

b) 水素ぜい化

- ・ 水酸化ナトリウム溶液濃度と水素吸収量との相関を確認するため吸収水素量測定試験を実施する。
- ・ 水酸化ナトリウム溶液中で水素吸収させた試験片及び電気化学的に水素を吸収させた試験片を用いて機械的特性低下への影響を確認するため機械的特性確認試験（引張試験）を実施する。

(3) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の抽出

上記(1)及び(2)で得られた成果を基に、重大事故の同時発生も考慮した内部火災等に対するリスク評価手法を明確にするとともに、安全性向上評価におけるリスク評価手法及びその技術的根拠の適切性を原子力規制委員会が確認するための着眼点及び留意点を抽出する。

8. 備考

## (プロジェクト個票)

1. プロジェクト	27. 廃棄物埋設に影響する長期自然事象の調査方法及びバリア特性長期変遷の評価方法に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付
		担当責任者	山田憲和 首席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(3)核燃料サイクル・廃棄物 ②放射性廃棄物	主担当者	入江正明 主任技術研究調査官 東原知広 技術研究調査官
3. 背景	<p>廃棄物埋設に係る規制基準としては、第一種廃棄物埋設については未整備、第二種廃棄物埋設についてはトレンチ処分及びピット処分について整備済みであり、現在中深度処分の規制基準の制定へ向けて検討が進められている。また、対象となる廃棄物の発生施設としては主に発電用原子炉施設の運転と解体に伴うものについて整備が進められており、今後、再処理施設等のサイクル施設からの廃棄物及び研究施設等からの廃棄物について対象を拡大する必要がある。</p> <p>現在検討されている中深度処分は、炉内等廃棄物等を、潜在的な影響が残る 10 万年程度の期間、火山、断層活動及び隆起・侵食の影響について安全上の観点から問題ない場所と深さに、放射性物質の環境への漏出をできる限り抑制する設計の施設に埋設すること、対象となる廃棄物は、10 万年後の時点で直接人と接触することがあっても大きな影響を与えない濃度まで放射性物質が減衰するものに制限されるものとしている。平成 28 年 8 月に規制に係る基本的考え方を取りまとめ、現在これに引き続き、許可基準規則及びその解釈、立地審査ガイド、設計プロセスに係る審査ガイド、線量評価ガイド等を整備し、更に審査に向けてそれらの判断基準の整備及び後続規制に向けて廃棄物確認、埋設施設確認、モニタリング等の基準を整備する必要がある。</p> <p>中深度処分の安全機能は、埋設施設と埋設施設が設置される地質環境に依存し、適切な場所の選定と選ばれた場所でのそれらの長期間にわたる機能の発揮を要求する考え方は、今後整備が必要な第一種廃棄物埋設とも対象とする期間の長さ以外は共通する点が多い。したがって、まず安全研究の成果及び現在までの知見を用いて中深度処分に係る規則、規則の解釈、ガイド等を整備しつつ、今後、第一種廃棄物埋設についても、必要な部分の検討を加えることにより同様の整備を行うことが適切であると考えられる。また、これらの埋設事業はその事業期間が 300～400 年程度にわたることが予想されているため、継続した検討を行い、新知見を反映していくことになる。</p> <p>最終処分関係閣僚会議（平成 27 年 12 月）において、平成 28 年中に国により特定放射性廃棄物の最終処分に関する科学的有望地の提示を目指すことを示すことを決定しており、その後文献調査、概要調査、精密調査を経て最終処分建設地が選定され、事業許可の申請が行われることとされている。これに対する規制の関わりとしては、特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月閣議決定）において、「原子力規制委員会は、最終処分に関する安全確保のための規制に関する事項について、順次整備し、それを厳正に運用することが必要である」及び「原子力規制委員会は、概要調査地区等の選定が合理的に進められるよう、その進捗に応じ、将来の安全規制の具体的な審査等に予断を与えないとの大前提の下、概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮すべき事項を順次示すことが適当である」とされている。このため、事業の進捗に応じ、立地条件及びその調査の適切性を中心として、安全研究の成果を反映して、これらを示していくことになる。</p> <p>第二種廃棄物埋設については、廃炉の計画が進むに従い、トレンチ処分及びピット処分の事業化が進み、更に炉心の解体が進むに当たって中深度処分の事業化も具体化されることが予想される。また、研究施設等廃棄物の埋設については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施主体となることが法律で定められており、その実施計画ではトレンチ処分及びピット処分から事業化するとされている。</p> <p>諸外国における我が国の第一種廃棄物埋設に相当するガラス固化体等の地層処分に関しては、フィンランド、スウェーデン、フランス等において、国ごとの進捗の相違はあるものの、許可基準及びガイドが策定され、フィンランド等では建設許可申請の審査が完了している。諸外国における地層処分の規制基準のポイントとしては、サイト選定における水理条件、地球化学環境条件等の地質環境特性とその長期的安定性、天然バリア機能の安定性と調査手法の適切性、人工バリアの閉じ込め機能の立証、安全評価手法と閉鎖後の線量拘束値、低頻度事象の定義と発生確率及び線量との関連性等が示されていることである。また、諸外国、特にフランスにおいては、規制当局が実施主体の立地調査結果に対する意見を求められ、調査の品質及び評価の妥当性等に関する意見書を提出している。我が国において規制が関与する段階は、特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律（平成 12 年法律第 117 号）で定められており、経済産業大臣が最終処分に関する基本方針及び最終処分計画を定めようとするときに、最終処分の実施に関する事項及び最終処分に係る技術の開発に関する事項の安全確保のための規制に関するものについて、原子力規制委員会の意見を聴かなければならないとされている時点及び事業許可申請以降である。一方、水圧、水質等の調査のように、擾乱を受けていない初期状態から継続的に実施し、調査や建設に伴う擾乱の程度を把握する必要のある調査も存在する。事業許可申請は、適切な項目と調査によって得られたデータの品質に裏付けられたものである必要があり、そのためには、あらかじめ申請に必要な地質環境及び長期の変動予測を行うための調査・評価手法とその品質保証に関する知見の整理と妥当性を評価する指標を提示することが必要となる。</p> <p>我が国の事業者等における研究としては、総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会地層処分技術 WG（以下「地層処分 WG」という。）において、地層処分施設の立地に適切な科学的有望地の要件と基準に関する検討結果が平成 28 年 8 月に公開され、そこでは、断層、火山、隆起、侵食、地熱、熱水活動及び鉱物資源に関しては回避すべき範囲及び回避が好ましい範囲の基準が提示され、さらに、輸送などの観点から港湾（海岸）から 20km 程度の範囲の沿岸域及び海岸線より 15km 程度以内の海底下が好ましい範囲として提示された。しかしながら、事業者等においては、将来 10 万年までの自然事象の予測可能性に関しての研究開発は行われているが、10 万年を超える期間に関しては、起因事象となるプレート運動の変動パターンを幾つか仮定した上での定性的分析が主な評価手段であり、実際の予測可能期間の検討及び 10 万年を超える予測可能期間内での自然事象、地下水流動場等の地質環境変動の予測に関する検討は行われていない。</p> <p>これまでの安全研究においては、第一種廃棄物埋設について、立地基準の整備に活用可能な活断層、第四紀火山などの地質関連の各種データベース及び 10 万年程度の地質事象を対象に、将来予測に活用可能な調査評価手法に関する知見の整理並びに審査に活用可能な安全評価手法の構築を行ってきた。これらの安全研究の成果は中深度処分の立地基準の考え方に反映されている。また、中深</p>		

	<p>度処分に関連して、基準策定の検討に反映するため、諸外国の基準及び国際基準、地下利用状況等の調査を実施するとともに、将来の審査に関連する重要事象として、基本的な地下水流動及び核種移行評価技術に加えて、埋設施設内でのガス発生の影響、地震影響等の検討を行ってきた。</p> <p>これらを背景とし、中深度処分等の立地基準の策定においては、将来予測のための過去長期間の地質環境安定性の評価基準、断層、侵食等の地質事象に関する評価が可能な期間と評価が必要な期間の関係等を整理した上で、取得可能な各種情報に基づいて、種々の地質事象に対して必要な期間中の安定性を示すための技術的知見の取得と考え方の整理が必要である。それらの情報を取得する調査に求める品質を示す調査ガイドの整備のために、必要な情報とその取得方法、それによる擾乱の範囲等を検討する必要がある。また、長期の安全評価については、地層処分 WG にて提示された沿岸域及び海底下まで特性評価技術の適用範囲を拡張する必要があるほか、埋設施設内で発生するガスの影響、バリア材料の長期的な力学的変形等十分な結論が得られていない課題等について、新規の知見を反映した継続的な検討が必要である。</p>
4. 目的	<p>中深度処分の立地基準、調査ガイド等及び地層処分の立地選定において安全確保上少なくとも考慮すべき事項等の整備を行う際に必要となる、天然バリアとなる地質環境の長期安定性及び人工バリアの隔離性能と長期安定性に係る適切な評価手法を構築するための知見を蓄積する。</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトで得られた成果は、第二種廃棄物埋設の中深度処分の立地基準、調査ガイド、安全評価ガイド等に反映するとともに、第一種廃棄物埋設に対して、立地条件及びその調査の適切性を中心として、概要調査地区等の選定時に示す安全確保上少なくとも考慮すべき事項に反映する。</p>
6. 安全研究概要 (始期：平成 29 年度) (終期：平成 32 年度)	<p>規制基準、解説及び評価ガイドを整備するために、立地に関する地質環境及び自然事象の評価手法及びその不確かさの把握手法に関する科学的知見を整理する必要がある。また、モニタリングに関しては、廃止までの期間の長期にわたる各種のモニタリングについて検討を行う必要がある。したがって、評価ガイド等の整備のために必要な課題を抽出するために、以下の項目に関する安全研究を関係機関と協力して実施し、科学的知見を整理する。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」(平成 28 年 7 月 6 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>① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備 ② 審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備</p> <p>1) 立地基準及び調査方法に関する研究</p> <p>立地に関する規制基準、評価ガイド等の作成においては、対象となる廃棄物の特性にあった評価期間をそれぞれ設定する必要がある。これまでの研究成果により多くの科学的知見が整理されているが、現在、ガイド等の作成に当たって不足している科学的知見としては、長期間の隆起と複数回の海水準変動サイクルを経た場合の侵食による埋設深度変化の評価手法、第四紀の明瞭な活動履歴が認められない断層の活動可能性評価及び水理環境の安定性評価としての隆起・侵食と海水準変動に伴う地下水流動場の評価手法が挙げられる。個々の課題に関して、以下のように研究を進め、ガイド等の整備に活用可能な知見を整備し、最終年度に成果の内容を取りまとめる。</p> <p>➤ 長期間を対象とした複数の手法による隆起及び侵食速度の評価手法 隆起速度評価に関して、現状において基準指標面による年代評価によって過去数十万年までの評価が可能であるが、より長期間での評価手法を確立するため、適用される時間スケール等異なる複数の手法を用いた評価手法の適用性を確認する。また、一般的に用いられる隆起速度を侵食速度の指標とする考え方は地形が長期的に変化しないことを仮定しているため、複数の海水準変動サイクルを考慮すると不確かさが大きい。したがって、長期的な埋設深度の変動を評価するためには過去長期間にわたる侵食速度の評価を併用することが重要であり、現在、宇宙線生成核種等の地球化学指標を用いた評価手法の適用が進められているが、ボーリング孔等の点での評価が中心であり、また適用事例が十分得られていない。そのため、面的な侵食速度を評価するために、土石流等、短時間に堆積した堆積物を用いた地球化学的手法の適用性を検証するとともに、同一地域における変動地形学的手法等による隆起速度評価との比較検討を行い、深度の減少評価に用いられている隆起速度による評価の適切性を判断し、廃棄物埋設地における深度変化の評価手法を構築する。</p> <p>➤ 第四紀の明瞭な活動履歴が認められない断層に関する応力場の評価手法と活動可能性評価手法 処分施設の安全性に影響を及ぼし得る断層の活動可能性を評価するためには、一般的に用いられる過去の活動履歴を外挿する方法のみでは評価期間が長期にわたる場合には不確かさが大きく、第四紀における明瞭な活動履歴が認められない断層が活動した事例も存在する。活動可能性評価を補完する手法として、力学的指標を用いた断層活動性の検討が実施され、一部地域においては活動履歴と整合性がとれた結果となっている。しかしながら、力学的指標に関しては、入力パラメータとなる摩擦係数や間隙水圧、境界条件である主応力等不確定な要因が多く、特に応力状態が複雑な地域等では十分に活動性の分別ができていない状況である。したがって、力学的指標による評価の客観性の向上と評価ガイド等への反映を目的として、第四紀に明瞭な活動履歴が認められなかったが近年活動した断層に対する評価を実施し、各パラメータが力学的指標に与える影響を定量的に評価する。また、微小地震データ等を用いた断層周辺における地域応力場の評価手法の構築と、評価結果を利用した力学的指標による第四紀における明瞭な活動履歴が認められない断層の活動可能性評価手法の整備を行う。さらに、長期的な活動性変化の要因となる周期的な海溝型巨大地震や長期的なプレート運動の変化による断層周辺の応力状態の変化を考慮した評価手法を構築する。これらに加えて、露頭調査が不可能で堆積物からの断層活動の評価が困難となる海域(海底)における断層の活動性評価手法に関しては、物理探査等の実際の調査データが得られている地域を対象とした試験的な評価を行い、立地調査等において実施すべき項目として評価ガイド等に記載すべき手法を抽出する。</p> <p>➤ 水理環境安定性評価としての地下水流動場の評価手法 淡水-塩水が複雑な分布で存在する沿岸域においては、約 10 万年周期で起きる海水準変動等の影響によって、地下水流動系が変動するため、現在の状態において卓越した地下水流動が存在しない場においても、長期的に流動場が発生しないとは判断できない。地下水流動系の長期的な変動を評価するためには、過去の海水準変動等に伴う地下水流動と水質の変動に関するエビデンス並びにそれらを用いた予測手法の整備が必要である。したがって、淡水-塩水等の混合した状況での同位体水文学的評価手法の整備とそれらの結果からの地下水流動系変動の評価手法の整備、長期的な水質履歴の指標となる地球化学的評価手法の整備を行うと</p>

もに、塩水-淡水混合系において、海水準変動や隆起・侵食の影響による地下水流動系の変化に関するモデル化を行い、エビデンスに基づく長期地下水流動系の評価手法構築を行う。

➤ 調査データの品質に関する評価手法

廃棄物埋設施設の立地調査においては、物理探査、ボーリング調査等によって、対象となる地下の地質構造、水理、地球化学、力学等のデータが取得され、各種評価に用いられる。しかしながら、地質環境による各種調査手法の適用性、ボーリング調査や地下の坑道掘削による地下環境の擾乱等によって、特に水理、同位体、地球化学に関する取得データが地下環境を十分に反映していない可能性を考慮しなければならない。地下水流動場等の評価を行うためには、調査データの品質を評価し、十分な品質のデータを用いた評価を行う必要があるため、調査ガイド等に、データ品質に関する言及が必要となる。ここでは、処分施設の立地が進んでいる海外あるいは国内の地下実験施設等における調査データの品質評価の方法の取りまとめと実際の調査事例に基づく地下環境の擾乱の評価を行い、調査対象となるパラメータ等に応じたデータの品質を確保するための調査手法や留意点を抽出する。

地層処分における規制の基本的考え方と中深度処分の規制の考え方は重なる部分が多いと考えられる。しかし、地層処分は長半減期核種の濃度制限を行えないことから、安全性の立証を要求する期間、シナリオ設定、代替指標の考え方を構築する上での自然事象の長期的不確実さ等の特有の課題もある。このため、以下の整理が必要である。

➤ 自然事象の変動に関して定量的な予測が可能な期間に関する整理

我が国の過去の自然事象（特に隆起・侵食及び火山活動）の発生事例及び発生メカニズムを踏まえた上で、長期的な将来において、現在の活動が継続すると考えられる期間と長期の不確実さによりその継続に影響を与えると考えられる期間の整理を行う。また、不確実さを評価するための科学的知見（追補的な予測評価：断層の再活動可能性評価手法等の適用性と必要性の整理を含む。）の収集を行う。

2) 廃棄物埋設地の安全性評価に関する研究

評価ガイド、規制基準等を作成するに当たっては、多重バリアシステムとしての人工バリア及び天然バリアの長期安全性を評価するための適切な調査・評価手法の記載に加え、それぞれの長期的変動の安全評価上の留意事項に関する記載が必要となる。現状の成果としての室内実験、原位置試験及び安全評価コード内でのモデル化手法の成果を鑑み、特に十分な研究が行われていない沿岸域の特性を考慮して、以下の知見の整備が必要となる。以下の研究によって新たに得られた知見と従来研究成果を合わせて、安全評価に必要な知見を取りまとめ、最終年度に成果として取りまとめる。

➤ 処分環境下における人工バリアの変質挙動に関するデータ整備

人工バリアの長期変質挙動に関しては、現在まで主に淡水系地下水環境下を想定した室内実験及び解析コードの開発を実施している。しかしながら、淡水-塩水混合系地下水環境におけるオーバーパックの腐食、緩衝材の透水・拡散特性や変質挙動等、隔離・遅延性能とその変質挙動に関しては十分なデータが得られておらず、評価手法及びモデルの構築が必要となる場合もある。設計に関する適切な評価ガイド等策定のためには想定される実環境下におけるデータ及び解析コードを保有する必要があるため、淡水-塩水混合系地下水環境下における室内実験とモデル解析を中心として人工バリアの変質挙動に関する評価手法の構築を行う。また、フランス放射線防護原子力安全研究所（以下「IRSN」という。）との協力関係を強化し、IRSNの地下実験施設において実施している人工バリア-天然バリア相互作用に関する研究プロジェクトへの一部参加等によって、人工バリア材料の変質モデルの改良を行う。

➤ 天然バリアの核種移行遅延機能の評価手法

天然バリアとして機能する低透水性岩盤の透水性、拡散特性等の核種移行の遅延効果に関する評価手法は、現在までの研究においてかなりの部分が実用化されている。しかしながら、海水準変動及び隆起・侵食によって地形及び動水勾配が大きく変化する地域においては、地形変化等に応じた水理特性・拡散特性等の変化に関する物理化学モデルの整備及び安全評価コードへの実装は実用化されていない。そのため、主に文献調査等による情報収集及びデータ整備を行い、地形変化等に対応した物理化学モデルを整備し、安全評価コードへの実装を進める。また、立地調査等による天然バリア機能に対する擾乱と長期的な回復過程の評価、擾乱を最小化する調査手法等の検討を国内あるいは海外の地下実験施設における調査データを用いた数値解析等によって検討する。

➤ 低頻度事象のシナリオ設定

安全評価に関する評価ガイド作成に当たって、長期的に発生する可能性がある事象（低頻度事象）を考慮した評価シナリオの設定及び評価手法に関する留意事項を定める必要がある。現時点では安全評価手法に関しては、一部が安全評価コードに実装されている状況であるが、基本的なシナリオ設定の考え方が整備されていないため、以下の課題に対する研究が必要となる。

廃棄物埋設施設の評価期間の中で、処分システムの安全機能に影響を与えることが懸念される地質事象は、立地において可能な限り発生可能性を排除する必要がある。しかし、立地によって排除しきれない低頻度の地質事象に関しては、時間の経過による低頻度事象の発生確率の取扱い、評価基準及び評価方法に関して、シナリオ作成を行うとともに、その評価手法を整備する。

3) 埋設段階及び保全段階における地下水の水位等のモニタリングに関する研究

管理要求としての埋設段階及び保全段階における放射線・非放射線モニタリングに関する要求は、中深度処分と地層処分の両者において含まれる。しかしながら、特に核種の遅延効果としての地下水水質及び人工バリアのバリア機能のモニタリングに関しては、現在までの基盤研究及び規制支援研究においても機器開発等の基礎的な段階であるため、モニタリングに関する基準等において適切なモニタリング手法を示す際に、以下の観点からの研究が必要となる。

➤ 地下水流動、人工バリア性能等の長期モニタリング

少なくとも廃止までの期間の長期にわたる各種のモニタリングに関する要求を基準等で示す必要がある。具体的に示すためには、最新の技術を用いて現実的に可能な範囲内での各種モニタリング手法及び概念を構築する必要があるため、現在国際プロジェクトに参画している IRSN との協力関係を強化し、地下研究施設におけるモニタリング技術研究開発に関する最新知見の収集、IRSN の Tournemire 地下実験場における研究プロジェクトへの部分的参加等を通じ、モニタリングに関する知見を整備する。

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
放射性廃棄物埋設の規制の考え方及び許可基準規則の整備のための検討	中深度処分 (平成 28 年度中に規制の考え方、放射線防護の考え方を整備) ----- 許可基準規則及びその解釈の整備 廃棄体、埋設施設の技術基準の整備			
	トレンチ処分、 ピット処分 (平成 28 年度中に廃棄体、埋設施設の技術基準の整備(性能規定化))  研究施設等廃棄物 (平成 28 年度中に廃棄物性状調査及び論点整理) ----- 技術的検討			
1) 立地基準及び調査方法に関する研究				▽論文公表
	隆起・侵食量評価手法の構築と適用性の確認 断層の再活動性評価手法の構築	面的な隆起・侵食量評価手法の構築 地域応力場の評価手法の構築	従来の隆起と侵食量の関係性の考え方の妥当性評価 応力変化を考慮した断層再活動性評価の課題の整理	隆起・侵食量評価のための考え方の整理 応力変化を考慮した断層再活動性評価手法の構築
	沿岸域における地下水流動場評価手法の適用性検討	地下水流動履歴のデータの蓄積	地下水流動系変動モデルの構築	海水準変動等を考慮した地下水流動場変動評価手法の構築
		中深度処分立地基準の整備	中深度処分調査ガイドの整備	第一種廃棄物埋設の安全確保上少なくとも考慮すべき事項
2) 廃棄物埋設地の安全性評価に関する研究				▽論文公表
	人工バリア変質挙動に関する室内実験と天然バリアの核種移行評価のための課題整理	人工バリア変質挙動に関するコード構築と天然バリアの核種移行に関する文献調査	人工バリアの変質挙動評価手法の構築と天然バリアの核種移行モデル整備	成果の取りまとめ、評価手法の構築、ガイド改定のための論点整理
				低頻度地質事象の基本的なシナリオ設定の課題を整理
				低頻度地質事象の基本的なシナリオ設定の影響評価手法の検討
				中深度処分の安全評価ガイドの整備
3) 埋設段階及び保全段階における地下水の水位等のモニタリングに関する研究	モニタリング技術に関する最新知見の情報収集、地下水モニタリングによる地下水流動場の検証技術の検討並びにモニタリング項目及び手法の整理			中深度処分の安全評価ガイドの整備

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

1) 立地基準及び調査方法に関する研究においては、既往研究によって隆起速度が得られている地域にて、時間スケールの異なる複数の新たな評価手法の適用性を確認することで、長期間の定量的な隆起速度評価手法を構築する。また、断層の再活動性評価に関しては、第四紀における明瞭な活動履歴が認められていない断層が、近年活動した事例を対象とした力学的指標による評価を実施し、力学的評価に必要な各パラメータの影響を定量的に評価する。また、沿岸域における長期的な地下水水質履歴と地下水

	<p>流動系の変動を評価するための地球化学的及び同位体水文学的手法の適用性検討を行う。</p> <p>2) 安全評価に関する研究では、塩水-淡水混合系地下水環境下を想定した環境において、人工バリアの長期変質挙動を評価するための室内実験を行い、モデル構築やコード開発に必要なデータを取得する。また、従来の天然バリアの核種移行評価手法を、海水準変動、隆起、侵食等の地形変化によって動水勾配が大きく変化する可能性のある沿岸域に適用する際の課題を整理する。これらの研究成果を踏まえ、立地評価ガイド及び立地調査ガイド作成のために必要な知見を整理する。</p> <p>【平成 30 年度の実施内容】</p> <p>1) 立地基準及び調査方法に関する研究としては、面的な侵食速度を定量的に評価するための手法を開発するとともに、同一地域において隆起・侵食を評価するためのデータを蓄積し、正確な変動履歴を評価する。微小地震データを用いた断層周辺の地域応力場の評価手法を検証し、評価結果を利用して力学的指標による断層活動性評価手法を開発する。さらに、地下水の水質履歴を評価するためのデータ及び地下水流動系変動履歴を評価するためのデータの蓄積を行う。</p> <p>2) 安全評価研究に関しては、沿岸域における人工バリアの変質挙動解析を行うため、解析モデルの構築を行うとともに、必要があれば追加的な室内実験を行う。また、天然バリアの核種移行評価手法を構築するため、沿岸域特有の地形変化に応じた水理特性・拡散係数の変化等に対応した物理化学モデルの整備のための情報収集を行う。</p> <p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>1) 立地基準及び調査方法に関する研究として、隆起・侵食活動が起きている地域を対象として、隆起速度と侵食速度の関係性を評価し、隆起量を侵食量とする従来の考え方の妥当性を評価する。また、周期的な海溝型巨大地震や長期的なプレート運動の変化による断層周辺の応力状態の変化が、長期的な断層活動性変化の要因となる可能性を考慮し、力学的指標を用いた断層活動性評価手法の課題を整理する。さらに、地下水の水質履歴を評価するためのデータの蓄積を行うとともに、過去の海水準変動に伴う地下水流動の変動に関するエビデンスから、地下水流動系の変動モデルを構築する。</p> <p>2) 安全評価研究に関しては、室内実験の結果と構築したモデルから、人工バリアの変質挙動に関する解析コードの開発を行う。また、沿岸域の特徴に対応した、核種移行に関する新たな物理化学モデルを整備し、安全評価コードへの実装を準備する。立地によって排除しきれない低頻度地質事象に関して、現状の基本的なシナリオ設定を整理して課題を抽出し、新たなシナリオ作成を行う。</p> <p>3) モニタリングに関する研究については、国際プロジェクト等に参加している外国機関と協力して、モニタリング技術に関する最新知見の情報収集を行い、立地段階においてモニタリングすべき項目の整理及びモニタリング手法の整理を行う。</p> <p>【平成 32 年度の実施内容】</p> <p>1) 立地基準及び調査方法に関する研究としては、隆起・侵食速度の新たな評価手法から得られた侵食に関する考え方の整理、応力場の変動を考慮した断層再活動性評価手法の構築、海水準変動や隆起・侵食の影響による地下水流動系の変化に関するモデル構築及び沿岸域における地下水流動場変動評価手法の構築を行う。また、立地基準及び調査方法に関する研究から得られた知見を取りまとめ、研究成果として公表する。</p> <p>2) 安全評価研究に関しては、人工バリア変質挙動解析に向けたコードの改良を行い、変質挙動に関する評価手法を構築する。また、天然バリアの核種移行解析コードを整備し、沿岸域特有の地形変化に対応した、天然バリアの核種移行遅延機能の評価手法を構築する。立地によって排除しきれない低頻度地質事象に関して、基本的なシナリオ設定の影響評価手法の検討を行う。</p> <p>3) モニタリングに関する研究については、情報収集によって得られた知見を整理し、立地調査段階においてモニタリングすべき項目及びモニタリング手法について整理する。</p> <p>これらの研究成果から得られた知見は、中深度処分だけでなく、地層処分にも適用した立地評価ガイド及び立地調査ガイドに改定するために活用する。</p>
8. 備考	



(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	28. 放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(核燃料廃棄物担当)付
		担当責任者	片山二郎 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(3)核燃料サイクル・廃棄物 ③廃止措置・クリアランス	主担当者	井上亮 技術研究調査官(廃棄物確認) 吉居大樹 技術研究調査官(クリアランス検認) 高橋宏明 主任技術研究調査官(廃止措置の終了確認)

廃棄物確認(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)第51条の6第2項)、クリアランスの確認(同法第61条の2第1項)及び廃止措置の終了確認(同法第43条の3の33第3項)では、対象となる放射性廃棄物等の放射能濃度を原子力規制委員会が確認する必要がある(図1参照)。

(1) 廃棄物確認

現在日本原燃株式会社が低レベル放射性廃棄物埋設センターを操業しており、同施設に埋設される廃棄体(放射性廃棄物を200Lドラム缶に封入又は固型化したもの)について廃棄物確認を実施しているが、今後中深度処分施設や日本原子力発電株式会社のトレンチ処分施設等の操業に伴い、200Lドラム缶の廃棄体とは異なる新たな廃棄体(遮蔽材が含まれる角形容器を用いたもの)及びコンクリート等廃棄物(容器封入又は固型化されていない放射性廃棄物。廃棄体と合わせて、以下「廃棄体等」という。)の発生が想定されることから、これらの新たな廃棄体等に対する具体的な確認方法を整備することが重要である。特に、放射能濃度の評価方法については、200Lドラム缶の廃棄体ではスクレーピングファクタ法、原廃棄物分析法等の測定値に基づく

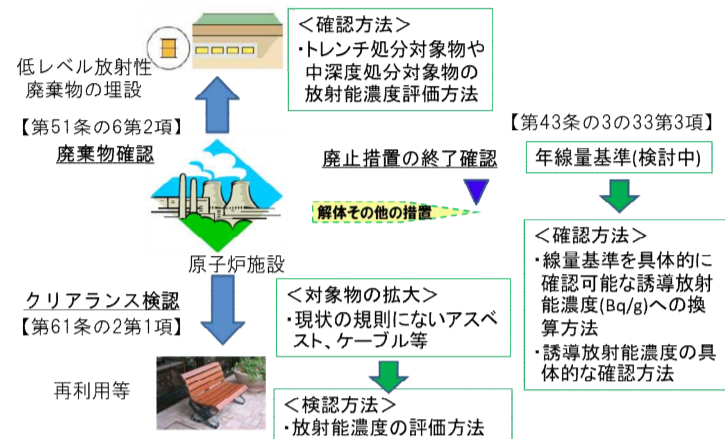


図1 本安全研究の概要

手法が主に用いられているが、新たな廃棄体等では放射化計算等に基づく手法が用いられると考えられる。また、放射能濃度の評価精度は対象物の性状(材質、形状、充填状態、核種組成等)に依存する。以上より、新たな廃棄体等についてはその性状を踏まえて既存技術の適用性を確認するとともに、必要に応じて新たに確認手法を整備することが重要である。

(2) クリアランス検認

日本原子力発電株式会社東海発電所の金属くず、中部電力株式会社浜岡原子力発電所のタービンロータを始め、これまで4施設から発生した対象物に対してクリアランスを適用した実績がある。一方で、原子炉施設の解体の進展に伴い、クリアランスレベル相当以下の放射能濃度であるものの、製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則(平成17年経済産業省令第112号)で規定されているクリアランス対象物(金属くず、コンクリートの破片及びガラスくず)以外の対象物(アスベスト、ケーブル等)の発生が見込まれており、これら対象物にクリアランスを適用することが考えられる。放射能濃度の測定方法は対象物によって異なるため、このような新規の対象物にクリアランスを適用する場合のクリアランスレベル及び国による検認\*方法を整備することが重要である(※クリアランスレベルを用いて、放射性物質として扱う必要がない物であることを事業者が判断し、その判断に加えて国が適切な関与を行うことを「クリアランスレベル検認」というが、ここでは、事業者が認可申請するクリアランス対象物の測定・評価手法の妥当性を確認すること、及び事業者が実施した測定結果の妥当性を確認することを合わせて「国による検認」という。)

(3) 廃止措置の終了確認

平成39年に日本原子力発電株式会社東海発電所の廃止措置の終了が予定されているが、国際原子力機関による総合規制評価サービスでも指摘を受けているとおり、サイト解放の具体的な基準が規定されていないために、基準に適合していることの終了確認方法が整備されていない。サイト解放基準については、現在、原子力規制委員会において年線量基準として検討が進められている。年線量基準となった場合、終了確認では年線量を直接測定することはできないので、年線量基準に相当する誘導放射能濃度を導出し、この誘導放射能濃度を満足しているか否かを確認することになる。誘導放射能濃度の算出については、日本では旧原子力安全委員会においてクリアランスレベルの検討に用いられたコードをベースとしたJAEA開発のPASCLR-Releaseコード、米国では米国規制委員会が認可するRESRAD<sup>1)</sup>コード、ドイツではRESRADをベースにして開発したコード等がある。また、サイト解放時の放射能濃度の測定・評価手法として米国においてMARSSIM<sup>2)</sup>に示された手法があるが、それとは別の手法として限られた測定点数から広域放射能濃度分布を推定する地球統計学的手法も研究されている。この手法は、MARSSIMでは評価対象領域全体をカバーするように測定点を選定するのに対して、評価対象領域内の限られた測定点での測定値の空間的な相関を用いて評価対象領域全体の放射能濃度分布を推定するものである。

誘導放射能濃度の導出はサイト固有の地形等の条件に依存することから、これら条件が線量評価に及ぼす影響及び広範囲でかつ微量な残留放射能濃度を合理的に確認する方法を検討し、廃止措置終了確認の具体的な方法を整備することが重要である。

(1) <http://www.evs.anl.gov/resrad>, 2) Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, DOE, EPA, NRC and DOD, 1997)

3. 背景

4. 目的

原子力規制委員会による種々の確認において事業者の申請の妥当性を判断するために、測定装置の特性及び対象物の性状に応じた放射能濃度評価精度に影響するパラメータ等を把握する。

(1) 廃棄物確認

中深度処分及びトレンチ処分の廃棄物確認における廃棄体等の放射能濃度を確認するための判断根拠を整備する。

(2) クリアランス検認

今後、クリアランス制度が様々な施設において様々な対象物に対して適用されることを念頭に、従来のクリアランス対象物以外の対象物に対する濃度上限を検討するとともに、極めて低い放射能を対象物の性状に応じて適切に測定・評価する技術について整理し、国による検認に関する判断根拠を整備する。

	<p>(3) 廃止措置の終了確認</p> <p>残留放射能による被ばく線量評価に及ぼすサイト固有の条件による影響を定量的に検討し、誘導放射能濃度を導出する際の留意事項を抽出するとともに、広い敷地に分布する極微量の放射性核種濃度を効率的かつ精度よく測定・評価する技術について整理し、終了確認に関する判断根拠を整備する。</p>
5. 知見の活用先	<p>(1) 廃棄物確認</p> <p>廃棄物確認における放射能濃度等の具体的な確認方法を定めた廃棄物確認に関する運用要領に活用する。</p> <p>(2) クリアランス検認</p> <p>従来のクリアランス対象物以外の対象物にクリアランスを適用する場合のクリアランスレベル（基準）及び国による検認に活用する。</p> <p>(3) 廃止措置の終了確認</p> <p>廃止措置の終了に係る審査に活用する。</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」（平成 28 年 7 月 6 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。

- 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。）
- ② 審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

(1) 廃棄物確認（分類②）

現在操業中の低レベル放射性廃棄物埋設センターに埋設される 200L ドラム廃棄体は、二次的な汚染である表面汚染を対象にしたものであり、主に図 2 に示す測定値に基づく手法によって放射能濃度を評価している。今後対象となる新たな廃棄体等は二次的な汚染だけでなく放射化汚染も対象であり、図 3 に示す放射能濃度評価になることが想定される。

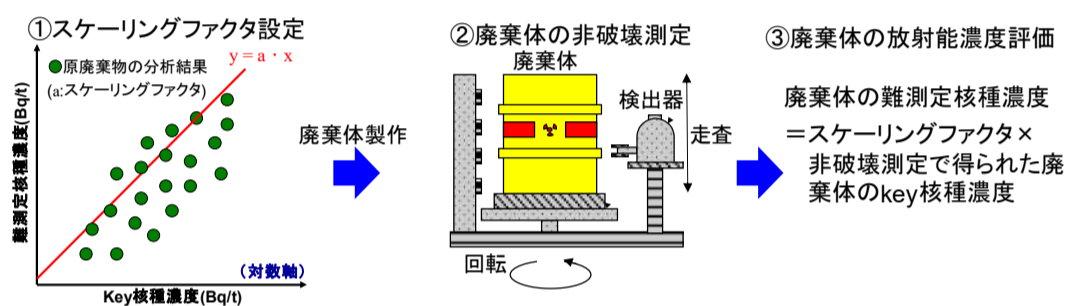


図 2 現状の廃棄体の放射能濃度評価の流れ（スケーリングファクタを用いる場合）

放射化汚染		廃棄体等の放射能濃度評価
①放射化計算条件の設定 ・親元素濃度の設定 ・中性子条件の設定	②放射化計算	<ul style="list-style-type: none"> <li>・廃棄体等の製作条件から算出</li> <li>・廃棄体等の非破壊測定</li> </ul>
③放射化計算結果の検証 ・核種の分析 ・分析結果と放射化計算結果の比較		
二次的な汚染（スケーリングファクタを用いる場合）		
①スケーリングファクタの設定 ・原廃棄物の核種の分析		

図 3 新たな廃棄体等の放射能濃度評価の流れ

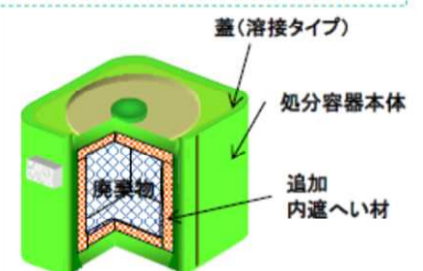
図 3 に示す放射能濃度評価の妥当性を判断するに当たっての検討項目は次のとおりである。

- ・放射化計算においては、処分上重要となる核種の炉内構造材等に含まれる親元素濃度が不明であるものがある。したがって、当該親元素の設定方法が適切であること。
- ・放射化計算結果が放射化学分析等によって検証されていること。
- ・廃棄体等の非破壊測定については、放射能濃度の評価精度は対象物の性状（材質、形状、充填状態、汚染の種類等に依存した核種組成の分布等）に依存することから、対象物の性状を考慮して測定精度や適用条件が評価されていること。

中深度処分対象の廃棄体については、諸外国の中レベル処分（中深度処分相当）における事業者の廃棄体の放射能濃度評価方法及び当該評価方法に対する規制当局の妥当性評価方法を調査・整理する。当該廃棄体の性状から（図 4）、放射化計算を主体とした放射能濃度評価になることを想定し、諸外国の調査結果を踏まえ、次に示す事項を検討し、当該対象物の放射能濃度評価方法の妥当性に係る判断根拠を取りまとめる。

- ・放射化計算に用いる炉内構造材等に含まれる微量な親元素（Cl、U 等）の濃度の設定に用いられる代表値の設定方法を模擬試料（炉内構造材等の原材料）を用いて検討する。
- ・Zr-93、Sn-126 等の中深度処分固有の核種の分析方法の妥当性を模擬試料を用いて確認する。
- ・対象物を非破壊測定する場合（対象核種：Co-60 等の高エネルギーの  $\gamma$  線放射核種）を想定し、検出器応答シミュレーション等により測定時間と測定精度の関係を適用検出器を含めた種々の測定体系ごとに整理し、適用条件を検討する。
- ・対象物を非破壊測定する場合でも非破壊測定だけでは放射化汚染と二次的な汚染を厳密には識別できないので、放射化計算を組み合わせた放射能濃度評価方法における評価精度（放射化汚染と二次的な汚染の分布が異なることを考慮）等の適用条件を検討する。

外容器：圧延鋼板溶接（肉厚5cm）  
外寸法：縦1.6m×横1.6m×高1.6m(or1.2m)  
外容積：約4m<sup>3</sup> (or約3m<sup>3</sup>)  
最大重量：約28トン（内部充填要否検討中）



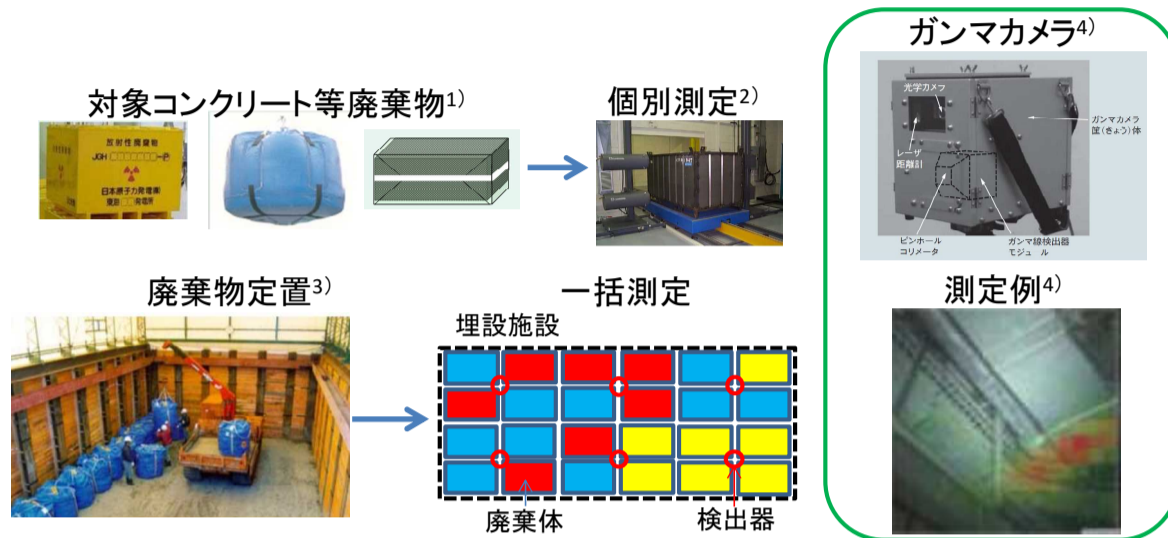
（第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合の電気事業連合会資料より）

図 4 中深度処分対象廃棄体の例

6. 安全研究概要  
（始期：平成 29 年度）  
（終期：平成 32 年度）

トレンチ処分対象のコンクリート等廃棄物については、現状の200Lドラム廃棄体の場合と同様に非破壊測定を適用した放射能濃度評価になることを想定し、次に示す事項を検出器応答シミュレーション等によって検討し、当該対象物の放射能濃度評価方法の妥当性に係る判断根拠を取りまとめる。

- 現状の200L廃棄体より低濃度であることから、対象物中の非破壊測定可能核種（Co-60等）を廃棄体ごと（個別測定）又は廃棄体定置工程ごと（一括測定）に測定することを想定し（図5）、対象物表面での線量率分布測定値から代表点（最大点等）を抽出するための線量率分布測定方法（ガンマカメラ及びシンチレーションファイバー等）の測定性能（測定核種ごとに測定時間と分布測定精度の関係）を検討する。
- 当該代表点で対象物中の非破壊測定可能核種（Co-60等）の放射能濃度を測定する方法の測定性能（測定核種と適用検出器ごとの測定時間と測定精度の関係）を評価する。
- 非破壊測定だけでは放射化汚染と二次的な汚染を厳密には識別できないので、放射化計算を組み合わせた放射能濃度評価方法における評価精度（放射化汚染と二次的な汚染の分布が異なることを考慮）等の適用条件を検討する。検討に際しては、コンクリート中では放射性核種が拡散等で移行することも考慮する。



- 1) 東海発電所の廃止措置で発生する放射能レベルの極めて低いL3廃棄物の埋設について、日本原子力発電株式会社、平成27年9月
- 2) 平成20年度放射性廃棄物処分に関する調査（浅地中処分に関する調査）報告書、独立行政法人原子力安全基盤機構、平成21年8月
- 3) 研究施設等廃棄物の埋設事業について、独立行政法人日本原子力研究開発機構埋設処分業務・評価委員会、平成21年12月25日
- 4) 上野雄一郎他、ガンマ線強度分布を可視化するガンマカメラの開発、日立評論、平成25年6月7日

図5 トレンチ処分対象物の放射能測定のイメージ

(2) クリアランス検認（関係機関と協力して実施）（分類①及び②）

原子炉施設の廃止措置等に伴う廃棄物の量及び種類の増加により発生する新規の対象物（以下「新規クリアランス対象物」という。）について（図6）、種類、物量及び払出し後の処理経路（再利用先等）を整理する。これらの情報を基に新規クリアランス対象物を再利用・処分する場合の被ばくシナリオ（評価経路及び評価パラメータ）を設定し、核種ごとの放射能濃度上限値を計算し、評価経路と放射能濃度上限値の関係を整理、現行のクリアランスレベルと比較することでクリアランス対象物の拡大の可否について整理する。

また、新規クリアランス対象物に対する国の検認において、事業者の放射能濃度評価手法の妥当性を判断するための留意事項を整理することを目的として、模擬線源を用いた試験、検出器応答シミュレーション等により測定精度を検討し、放射能濃度の検認における判断根拠として取りまとめる。

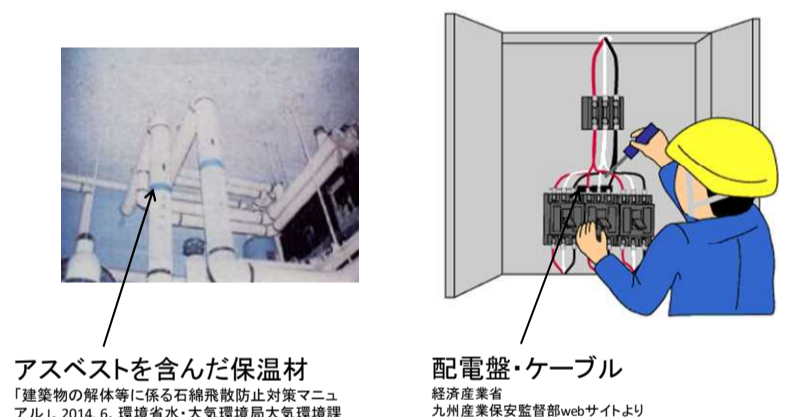


図6 新規クリアランス対象物の例

(3) 廃止措置の終了確認（関係機関と協力して実施）（分類②）

サイト解放時に敷地に残留する放射能による被ばく線量は、平面及び深さ方向の放射能濃度汚染分布、地形、水理、水系等のサイト固有条件による依存性が大きいことから、次の事項を検討し、誘導放射能濃度を導出する際の留意事項として取りまとめる。

- サイトの無制限解放を想定した場合の残留放射能による被ばく線量の予察的評価（PASCLR-Releaseコード使用）を行い、誘導放射能濃度の導出に影響するパラメータを検討する。
- サイト固有条件を考慮した被ばく線量評価ができるように解析コードを整備し、当該コードを用いてサイト固有条件が誘導放射能濃度の設定に影響する度合いを定量的に把握する。

サイト解放時に放射能濃度が誘導放射能濃度以下であることを合理的に確認する方法については、対象領域内の限られた測定値（サンプル測定又は図7のような放射線測定）から対象領域全体の主に表層土壌中の放射能濃度分布を推定する地球統計学的手法の適用が考えられる（図8）。次の事項を検討し、終了確認に係る判断根拠を取りまとめる。

- 地球統計学的手法の適用性の検討では、対象領域内に種々の放射能濃度分布が存在する場合の放射能濃度分布の推定精度を計算機シミュレーションで評価し、放射能濃度分布状態と図8に示すようなメッシュ分割（図7に示すような放射線測定の場合には測定視野依存、サンプル測定の場合にはサンプル採取方法に依存）及び測定点の取り方との関係を整理する。検討に当たっては、統計的手法（MARSSIM）との定量的な比較を行う。
- 廃止措置終了確認で対象となる残留放射能濃度は、汚染水の漏えいによる局所的な汚染を別にすれば、主として運転中及び廃止措置中の建屋等から排出された気体状の放射能であると想定されることから、測定対象となる放射能濃度分布は東

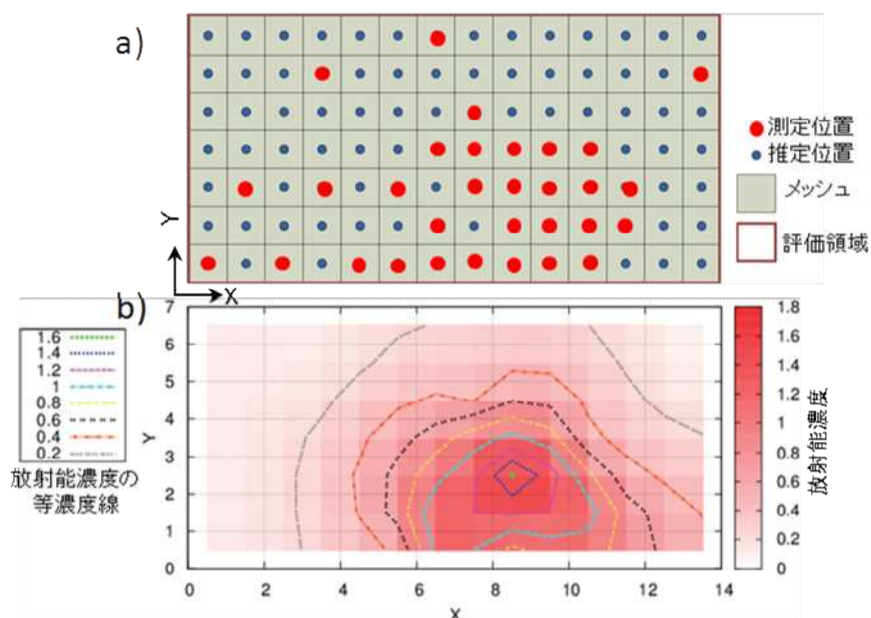
京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）によって生じたオフサイトにおける放射性 Cs によるフォールアウト分布に近いと考えられる。そこで、放射性 Cs によるフォールアウト分布測定値を用いて、地球統計学的手法の適用性を検討する。検討に当たっては、統計的手法（MARSSIM）との定量的な比較を行う。

- 1F 事故による放射性 Cs フォールアウトの影響のある原子炉施設では、終了確認においてはその影響をバックグラウンドとして取り扱うことが想定されるので、バックグラウンド設定方法についても検討する。
- また、建屋等からの液体の漏えいが主な原因と考えられる地中の残留放射能は地表面からの放射線測定では検知が難しいことから、地中の残留放射能濃度分布を確認する方法として、原子炉施設及び地中の構造を既知情報とし、事業者が行う運転履歴の調査、建屋内側サーベイ及び建屋外側ボーリング調査で得られたデータ等に基づいて、適切な代表性を有するサンプリング位置（平面方向と深さ方向）等に関して検討する。検討に当たっては、改良した PASCLR-Release コードを用いた放射性核種の地中移行解析も併用する。



出典：Auler, I.; Rudolph, G.; Hackel, W.: "Unrestricted Release of Buildings and Site of NPP Versuchsatomkraftwerk Kahl -VAK", IAEA Training Course on Release of Sites and Building Structures, Karlsruhe, 27. 09. -01. 10. 2010

図 7 終了確認のための放射線測定例  
(コリメータ付 Ge 半導体検出器)



出典：JAEA-Data/Code 2012-023 中の図を加工  
図 8 地球統計学的手法による放射能濃度分布評価例  
a) 評価領域内のメッシュ分割と測定位置の概念図  
b) 放射能濃度分布推定値の表示例

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
(1) 廃棄物確認	中深度処分対象廃棄物			
	<ul style="list-style-type: none"> <li>諸外国の中レベル処分場における廃棄物の放射能濃度評価方法の調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射化金属の放射能濃度評価方法（親元素濃度の設定）の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>核種分析方法の検討</li> <li>放射能測定性能/放射能濃度評価方法の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定性能/放射能濃度評価方法の検討</li> <li>判断根拠の取りまとめ</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>トレンチ処分対象コンクリート等廃棄物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定性能/放射能濃度評価方法の検討</li> <li>判断根拠の取りまとめ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定性能/放射能濃度評価方法の検討</li> <li>判断根拠の取りまとめ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>運用要領案の検討</li> </ul>
(2) クリアランス検認	<ul style="list-style-type: none"> <li>新規クリアランス対象物の整理（種類・物量及び払出し後の処理経路）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>濃度上限値の試算（被ばくシナリオの設定、評価経路と濃度上限値の関係）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>新規クリアランス対象物に対する測定性能の検討（模擬試験等）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>新規クリアランス対象物に対する測定性能の検討</li> <li>国による検認における判断根拠の取りまとめ</li> </ul>
(3) 廃止措置の終了確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>誘導放射能濃度の導出に係る検討（評価コードの整備等）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>誘導放射能濃度の導出に係る検討（サイト固有条件の影響）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>誘導放射能濃度の導出に係る検討（サイト固有条件の影響）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>誘導放射能濃度導出に係る留意事項の取りまとめ</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>終了確認手法の検討（計算機シミュレーションによる地球統計学的手法の適用性）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>終了確認手法の検討（1F 事故による放射性 Cs 測定値を用いた地球統計学的手法の適用性/バックグラウンド設定方法）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>終了確認手法の検討（地中の残留放射能分布確認手法）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>終了確認に係る判断根拠の取りまとめ</li> </ul>

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) 廃棄物確認

- トレンチ処分対象コンクリート等廃棄物

トレンチ処分対象のコンクリート等廃棄物について、廃棄物を個別測定する場合と廃棄物を埋設施設に定置した状態で一括測定する場合を想定し、検出器応答シミュレーション等により測定性能及び放射化計算を組み合わせた放射能濃度評価方法を検討する。

(2) クリアランス検認

- 新規クリアランス対象物の整理

新規クリアランス対象物のクリアランスレベル試算のために、新規クリアランス対象物の種類、物量及び払出し後の処理経路（再利用先等）を整理する。

また、被ばく形態の分類、シナリオにおけるパラメータ範囲の検討等の被ばく評価上留意すべき事項を整理する。

(3) 廃止措置の終了確認

- 誘導放射能濃度の導出に係る検討

無制限解放を想定した場合の予察的な線量評価（PASCLR-Release コード使用）を行い、誘導放射能濃度の導出に影響するパラメータを検討する。また、サイト固有の条件（平面及び深さ方向の汚染分布、地形、水理、水系等の条件）を考慮した被ばく線量を評価できるような解析コードを整備する。

- 終了確認手法の検討

対象領域内に種々の放射能濃度分布が存在する場合を想定し、地球統計学的手法による放射能濃度分布の推定精度を計算機シミュレーションで評価する。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) 廃棄物確認

- 中深度処分対象廃棄体

放射化計算に用いる炉内構造材等に含まれる微量な親元素 (Cl, U 等) の濃度の設定に用いられる代表値の設定方法を模擬試料を用いて検討する。

- トレンチ処分対象コンクリート等廃棄物

トレンチ処分対象のコンクリート等廃棄物について、廃棄物を個別測定する場合と廃棄物を埋設施設に定置した状態で一括測定する場合を想定し、検出器応答シミュレーション等により測定性能及び放射化計算を組み合わせた放射能濃度評価方法を検討し、コンクリート等廃棄物の放射能濃度確認方法の妥当性に係る判断根拠を作成する。

(2) クリアランス検認

- 濃度上限値の試算

平成 29 年度に得られた調査結果を基に新規クリアランス対象物を再利用・処分する場合の被ばくシナリオ (評価経路及び評価パラメータ) を設定し、核種ごとの放射能濃度上限値を計算し、評価経路と放射能濃度上限値の関係を整理する。

(3) 廃止措置の終了確認

- 誘導放射能濃度の導出に係る検討

平成 29 年度に整備した解析コードを用いて、サイト固有の条件 (平面及び深さ方向の汚染分布、地形、水理、水系の条件等) が誘導放射能濃度の設定に影響する度合いを定量的に把握する。

- 終了確認手法の検討

1F 事故によって生じた放射性 Cs によるフォールアウト分布測定値を用いて、地球統計学的手法の適用性を検討する。また、1F 事故によって生じた放射性 Cs フォールアウトの影響を受けた施設のバックグラウンド設定方法を検討する。

【平成 31 年度の実施内容】

(1) 廃棄物確認

- 中深度処分対象廃棄体における核種分析方法の検証

Zr-93、Sn-126 等の中深度処分固有の核種の分析方法の妥当性を模擬試料を用いて検証する。

- 中深度処分対象廃棄体における放射能測定精度の評価

廃棄体を非破壊測定する場合を想定し、検出器応答シミュレーション等により測定性能及び放射化計算を組み合わせた放射能濃度評価方法を検討する。

(2) クリアランス検認

- 新規クリアランス対象物に対する測定性能の評価

規制として事業者の放射能濃度評価手法の妥当性を判断するための留意事項を整理することを目的として、新規クリアランス対象物の放射能濃度を測定することを想定した模擬試験、検出器応答シミュレーション等を行う。当該試験は対象物ごとに実施するため、平成 31 年度及び平成 32 年度の 2 年に分けて実施する。

(3) 廃止措置の終了確認

- 誘導放射能濃度の導出に係る検討

平成 30 年度に引き続き、サイト固有の条件が誘導放射能濃度の設定に影響する度合いを定量的に把握する。

- 終了確認手法の検討

建屋等からの漏洩が主な原因と考えられる地中の残留放射能分布を確認する方法として、事業者が行う運転履歴の調査、建屋内側サーベイ及び建屋外側ボーリング調査で得られたデータに基づいて、適切な代表性をもつサンプリング位置等に関して検討する。

【平成 32 年度の実施内容】

(1) 廃棄物確認

- 中深度処分対象廃棄体

廃棄体を非破壊測定する場合を想定し、検出器応答シミュレーション等により測定性能及び放射化計算を組み合わせた放射能濃度評価方法を検討し、廃棄体の放射能濃度確認方法の妥当性に係る判断根拠を作成する。

(2) クリアランス検認

- 新規クリアランス対象物に対する測定性能の評価

規制として事業者の放射能濃度評価手法の妥当性を判断するための留意事項を整理することを目的として、新規クリアランス対象物の放射能濃度を測定することを想定した模擬試験、検出器応答シミュレーション等を行う。また、当該試験の結果を基に新規クリアランス対象物の国による検認における判断根拠を取りまとめる。

(3) 廃止措置の終了確認

- 誘導放射能濃度の導出に係る検討

必要に応じて追加の定量的検討を実施して、誘導放射能濃度を導出する際の留意事項として取りまとめる。

- 終了確認手法の検討

これまでの測定データを評価し、必要に応じて追加測定等を行い、終了確認に係る判断根拠を取りまとめる。

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	29. 緊急時対応レベル (EAL) に係るリスク情報活用等の研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官 (シビアアクシデント担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(4) 原子力災害対策・放射線規制等 ①原子力災害対策	担当責任者	舟山京子首席技術研究調査官
3. 背景	<p>発電用原子炉施設を対象として事業者が原子力災害対策指針に基づき策定する防災業務計画のうち、原子力災害発生時のプラントの状況に応じて防護措置を適切に実施するための緊急事態区分に対する判断基準である緊急時対応レベル (以下「EAL」という。) については、これまでに発電用原子炉施設の炉型に応じた効果的な運用を確保することを目的として、事象想定、事故時のプラントパラメータ及びその指標値より構成される EAL の確認項目 (安全系の作動状況、圧力、温度、放射性物質障壁の健全性等) を整備してきている。</p> <p>最近、米国原子力規制委員会 (以下「NRC」という。) などにより、確率論的リスク評価の研究を踏まえて、EAL により分類される緊急事態区分が炉心損傷、早期大規模放出等に係るリスク指標と整合するような改善が検討されている。このような動向を踏まえて、リスク指標を活用することにより EAL の技術的知見を継続的に拡充していくことが重要である。</p> <p>また、リスク情報を活用した EAL を適用した際に、防護措置 (避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等) への影響を把握することが重要である。これまでに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が整備してきた安定ヨウ素剤服用による被ばく低減効果の評価手法に対して計算時間の短縮を図った。今後は、屋内退避による外部被ばく及び内部被ばく線量の低減効果に関する最新知見を基に屋内退避による低減効果を確認するために必要な評価モデルの整備が重要である。</p>		
4. 目的	<p>(1) EAL に係るリスク情報活用 原子力災害発生時のプラント事象進展に係る解析評価等を実施して、炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係るリスク情報を活用し、EAL を構成する事象想定、事故時のプラントパラメータ及びその指標値の技術的知見を継続的に拡充していくことを目的とする。</p> <p>(2) 被ばく低減解析手法の整備 建物別の換気率、遮蔽係数等の最新知見に基づく現実的な屋内退避による被ばく低減解析手法を整備することを目的とする。</p>		
5. 知見の活用先	原子力災害対策指針に基づき事業者が策定する EAL の確認等に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：平成 29 年度) (終期：平成 31 年度)	<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」(平成 28 年 7 月 6 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>③ 規制活動に必要な手段の整備 (以下「分類③」という。)</p> <p>(1) EAL に係るリスク情報活用【分類③】</p> <p>米国等の海外における緊急時対策へのリスク情報活用状況 (図 1) の調査・分析結果に基づき、炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係るリスク情報、それに係る緊急事態に該当する各事象の発生のタイミングや緊急時の防護措置も考慮して EAL の技術的知見を充実させるなどにより、EAL 評価手法の整備を進める。</p> <p>また、原子力災害発生時のプラント事象進展解析を実施し、当該 EAL 評価手法を解析結果に適用して、当該手法の適用性を検討する。さらに、その結果を整理して緊急時対応要員の活動のための技術データを拡充するとともに事業者が策定する EAL の確認等に資する。</p> <div data-bbox="420 1884 1365 2522"> </div> <p>・条件付炉心損傷確率 (CCDP) の目安 (暫定)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 異常事象の通報: <math>\sim 1 \times 10^{-5}</math></li> <li>- 警戒事態: <math>\sim 1 \times 10^{-3}</math></li> <li>- 敷地緊急事態: <math>\sim 1 \times 10^{-1}</math></li> <li>- 全面緊急事態: <math>1 \times 10^{-1} \sim</math></li> </ul> <p>対象プラント (Peach Bottom 2(BWR); Surry 1(PWR); Sequoyah 1(PWR) 発電所) 出典: 'Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels- A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah', NUREG/CR-7154, Vol.1, USNRC, Jan. 2013</p>		

図 1 条件付炉心損傷確率による EAL 評価例 (米国 NRC)

(2) 被ばく低減解析手法の整備【分類③】

平成 31 年度までに、建物別の換気率、遮蔽係数等の別事業で得られた最新知見を整理し、これらを活用した屋内退避による被ばく低減解析が行えるように、関係機関と協力して、屋内退避による被ばく低減効果を確認するために必要な評価モデル（例えば、強制換気等の空調運転モードに応じて被ばく低減係数等を時系列に変化させて計算できるようにする等）の整備を行う。

工程表

	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度
EAL に係るリスク情報活用	(緊急時対策へのリスク情報活用状況の調査・分析) リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備	事象進展解析及びリスク情報を活用した EAL 評価手法の適用検討 (事業者が策定する EAL の確認等に資する) (緊急時対応技術データの拡充)	技術報告▽ リスク情報を活用した EAL 評価データの整備
被ばく低減解析手法の整備	被ばく低減解析モデルの検討	被ばく低減解析手法の整備 建物別の換気率、遮蔽係数等に係る最新知見の整理	論文公表▽ 原子力災害対策指針の防護措置に係る参考情報に資する

6. 安全研究概要 (つづき)

7. 実施計画

【平成 29 年度の実施内容】

(1) EAL に係るリスク情報活用  
 事象想定、事故時のプラントパラメータ及びその指標値より構成される EAL に該当する緊急事態と、炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係るリスク指標との対応関係を整理する。

(2) 被ばく低減解析手法の整備  
 最新の建物別の換気率、遮蔽係数等を考慮するために必要な被ばく低減解析モデルを検討する。

【平成 30 年度の実施内容】

(1) EAL に係るリスク情報活用  
 代表的な PWR 及び BWR の事象進展解析を実施し、EAL を構成するプラントパラメータ及びその指標値到達時期、事故の発生頻度を分析し、平成 29 年度に作成したリスク指標との対応について検討する。

(2) 被ばく低減解析手法の整備  
 前年度の検討結果を基に、建物別の換気率、遮蔽係数等の別事業で得られた最新知見を活用した被ばく低減解析手法の整備を進める。

【平成 31 年度の実施内容】

(1) EAL に係るリスク情報活用  
 前年度までに整備した成果及び手法並びに他プロジェクトで実施している重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析の結果を踏まえて、事故進展解析を進め、代表的な PWR 及び BWR プラントの事故シーケンスグループに対して、EAL とリスク指標との対応について検討する。

(2) 被ばく低減解析手法の整備  
 前年度に引き続き、建物別の換気率、遮蔽係数等の別事業で得られた最新知見を活用した被ばく低減解析手法の整備を完了する。

8. 備考

被ばく低減解析手法の整備に係る成果を次のプロジェクトに反映する。

12. 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備のうち、(2) 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備 2) レベル 3PRA 手法の整備