

重点安全研究計画調査票
(平成 17 年度～平成 21 年度)

(第6回安全研究審議会)

平成21年3月

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

重点安全研究課題

分類番号	研究課題
I. 規制システム分野	
1-1-1	確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備
1-2-1	事故・故障分析、情報収集
II. 軽水炉分野	
2-1-1	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価
2-1-2	出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術
2-2-1	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
III. 核燃料サイクル施設分野	
3-1-1	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
3-1-2	核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性
3-1-3	核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用－
IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野	
4-1-1	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(1)
4-2-1	低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
4-1-2	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－
4-3-1	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(1)
4-3-2	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－
V. 新型炉分野	
5-1-1	高速増殖炉の安全評価技術に関する研究－開発研究の成果の活用－
VI. 放射線影響分野	
6-1-1	放射線リスク・影響評価技術に関する研究
VII. 原子力防災分野	
7-1-1	原子力防災等に対する技術的支援

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 1-1-1

研究分野／項目	I. 規制システム分野／リスク情報の活用													
研究課題 (Title)	確率論的安全評価手法の高度化・開発整備 Development and Enhancement of Probabilistic Safety Assessment Methodology													
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構													
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">所属</td> <td>安全研究センター リスク評価・防災研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>本間 俊充(ほんま としみつ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6862 E-mail:homma.toshimitsu@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>再処理技術開発センター 技術開発部 技術開発課</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>石田 倫彦(いしだ みちひこ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:82-71142 E-mail:ishida.michihiko@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	安全研究センター リスク評価・防災研究グループ	氏名	本間 俊充(ほんま としみつ)	連絡先	Tel:81-6862 E-mail:homma.toshimitsu@jaea.go.jp	所属	再処理技術開発センター 技術開発部 技術開発課	氏名	石田 倫彦(いしだ みちひこ)	連絡先	Tel:82-71142 E-mail:ishida.michihiko@jaea.go.jp
所属	安全研究センター リスク評価・防災研究グループ													
氏名	本間 俊充(ほんま としみつ)													
連絡先	Tel:81-6862 E-mail:homma.toshimitsu@jaea.go.jp													
所属	再処理技術開発センター 技術開発部 技術開発課													
氏名	石田 倫彦(いしだ みちひこ)													
連絡先	Tel:82-71142 E-mail:ishida.michihiko@jaea.go.jp													
研究目的	<p>リスク情報を活用した新たな安全規制の枠組みの構築に資するため、発電用軽水炉に対する PSA 技術の高度化や核燃料サイクル施設に対する PSA 手法の開発整備を行う。また、原子力安全委員会による安全目標の策定、及び立地評価や安全評価指針等の体系化に資するため、原子力施設毎の性能目標等の検討を行う。</p>													
研究内容	<p>イ. 確率論的安全評価手法の高度化</p> <p>原子炉施設の PSA 手法の高度化では、不確かさ評価手法等の整備を行うとともに、核燃料サイクル施設の PSA 手法整備として、事故影響評価に必要な基礎的なデータを収集・分析しデータベースとして整備する【一部 JNES 受託】。</p> <p>ロ. 東海再処理施設保守・保全データ等に基づく機器故障率データベースの作成手法の検討</p> <p>東海再処理施設における保全データを収集・整備するとともに、再処理施設固有の機器故障率データベース整備に資する解析支援システムを構築し、東海再処理施設の保全データに基づく機器故障率を算出する。</p> <p>ハ. リスク情報活用に係わる技術的課題の検討</p> <p>改良・整備した PSA 手法を用いて原子炉施設、核燃料サイクル施設等の原子力施設毎の性能目標等に関する技術的な検討を行う。</p>													
成果の達成目標	原子力施設の PSA 手法を改良・整備し、リスク情報活用に参考となる技術的情報をまとめる。													
期待される研究成果	分類	現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用												
	研究の必要性	国が実施するリスク情報の活用に関する規制に係わる施策を支援するためには、安全目標、性能目標などの検討に必要な確率論的安全評価 (PSA) 手法を高度化するとともに、それに基づき技術的な検討を行い、参考となる情報の提供が必要である。												

成果の活用方策	改良・整備した PSA 実施手順は、原子力学会等で実施される標準的な PSA 実施手順の検討の参考に資する。また、性能目標等に関する成果は、原子力安全委員会の検討に提供する。
---------	---

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>安全目標に対応する軽水炉の性能目標案及び技術的課題を検討する。</p> <p>MOX 燃料加工施設に対する内的事象 PSA 手法の整備を行う。</p> <p>東海再処理施設データベースへの保全データの継続的な登録、及びこれらの保全データを活用するための解析支援システムの構築を進める。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・軽水炉の性能目標案及び技術的課題の抽出 ・MOX 燃料加工施設に対する PSA 手法の整備 ・東海再処理施設保安全管理支援システムへの保全データの継続的な登録
平成18年度	<p>PSA における不確実さ評価手法等の整備を進め、BWR モデルプラントのソースターム不確実さ評価に適用する。</p> <p>MOX 燃料加工施設のモデルプラントを対象とした PSA を実施し、事故評価に係る技術的検討を行うとともに、再処理施設の事故影響評価のための基礎的情報を調査、分析する。</p> <p>東海再処理施設保全データベースへの保全データの継続的な登録、及び解析支援システムの実用性を検討する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・不確実さ評価手法等の高度化及び BWR モデルプラントへの適用 ・燃料加工施設の事故評価に係る検討のための参考情報の提供 ・事故影響評価データベースの整備 ・東海再処理施設の保全データに基づく機器故障率の算出と、機器故障率データ解析支援システムの実用性の検討
平成19年度	<p>総合的シビアアクシデント解析コードの改良整備及びソースターム不確実さ評価。</p> <p>ウラン及び MOX 燃料加工施設の事故影響評価用データを整備する。</p> <p>東海再処理施設保全データベースへの保全データの継続的な登録、及び解析支援システムの実用性検討を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・PWR プラントのソースターム不確実さ評価 ・事故影響評価データベースの整備
平成20年度	<p>事故影響評価に必要なデータの整備を継続するとともに、整備した核燃料サイクル施設 PSA 手法を用いて核燃料施設の性能目標等の検討を行う。</p> <p>東海再処理施設保全データベースへの保全データの継続的な登録、及び解析</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・事故影響評価データベースの拡充 ・核燃料施設性能目標検討のための参考情報の提供 ・東海再処理施設の保全データに基づき算出した機器故障率と発

	支援システムを用いた機器故障率の算出と再処理施設故障率データの特徴を整理する。	電炉 PSA 用機器故障率データ等との比較・検討、及び再処理施設故障率データの特徴の把握
平成21年度	<p>事故影響評価に関する検討結果を反映した核燃料サイクル施設 PSA 実施手順書を作成するとともに核燃料施設の性能目標等の検討を継続する。</p> <p>東海再処理施設保全データベースへの保全データの継続的な登録、及び解析支援システムを用いた機器故障率の算出と再処理施設故障率データの特徴を整理する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料サイクル施設 PSA 実施手順書の改良 ・核燃料施設性能目標検討のための参考情報の提供 ・東海再処理施設の保全データに基づき算出した機器故障率と発電炉 PSA 用機器故障率データ等との比較・検討、及び再処理施設故障率データの特徴の把握
平成21年度以降	リスク情報を活用した規制の体系化	

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 1-2-1

研究分野／項目	I. 規制システム分野／事故・故障要因等の解析評価技術	
研究課題 (Title)	事故・故障分析、情報収集 Analysis of Operating Experience Data	
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構	
研究者の所属、氏名	所属	安全研究センター リスク評価・防災研究グループ
	氏名	渡辺 憲夫(わたなべ のりお)
	連絡先	Tel:81-5253 E-mail:watanabe.norio@jaea.go.jp
研究目的	国内外において発生した原子力事故・故障の分析及び海外の規制等に係る情報の収集、分析を行い、教訓や知見を導出する。	
研究内容	<p>イ. 当該年に報告された OECD/NEA－IAEA の IRS(incident reporting system)情報の内容分析</p> <p style="padding-left: 20px;">各年に IRS に報告された事例情報についてその内容を分析し、その成果を、規制機関や電力会社など関係各機関に配布する(IRS 情報は原則非公開であるため、非公開文書にまとめて関係機関だけに配布することとする)。</p> <p>ロ. 当該年に報告された国際原子力事象尺度(INES)情報の内容分析とインターネットでの和訳公開</p> <p style="padding-left: 20px;">各年に報告される INES 情報について内容を分析し、その和訳情報をインターネットを介して一般公開する。</p> <p>ハ. 原子力施設における事故故障事例の分析調査</p> <p style="padding-left: 20px;">OECD/NEA を介して JNES が入手した非公開の事例情報に関する内容分析を行う共に、米国原子力規制委員会の発行する規制関連文書を収集し、その内容を分析して報告書にまとめる【JNES 受託】。</p> <p style="padding-left: 20px;">この他、特に安全上重要な事象が発生した場合には、それに関する情報収集と分析を優先して行う。</p>	
成果の達成目標	国外の原子力施設で発生した事故・故障に関する情報を収集し、その内容を技術的に分析することにより、安全規制上重要な情報・教訓・知見をまとめる。	
期待される研究成果	分類	現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用
	研究の必要性	事故・故障に関する情報を活用して規制システムの高度化を進めるに当り、国外の原子力施設における事故・故障に関する情報を収集・整理して、各事例の内容を分析し、事故・故障発生の原因・対策を含め、安全規制上重要な情報を抽出する必要がある。
	成果の活用方策	事故・故障に関する情報の収集、分析については継続的に実施し、安全規制に適時に対応する。また、分析の結果については、随時関係者に提供する。

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>IRS 及び INES については 2005 年に報告された事例に関する内容の分析を行い、その結果をまとめて関係機関に提供する。</p> <p>米国原子力規制委員会が発行する規制書簡を収集、分析するとともに、JNES が OECD/NEA を介して入手する事例情報（非公開）に関する内容の分析を行う【JNES 受託】。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要な事例の抽出 ・安全規制に有用な教訓、知見、情報の抽出
平成18年度	同上(ただし、IRS 及び INES については 2006 年報告を対象とする)。	以下同様
平成19年度	同上(ただし、IRS 及び INES については 2007 年報告を対象とする)。	
平成20年度	同上(ただし、IRS 及び INES については 2008 年報告を対象とする)。	
平成21年度	同上(ただし、IRS 及び INES については 2009 年報告を対象とする)。	
平成21年度以降	上記と同様	

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 2-1-1

研究分野／項目	Ⅱ. 軽水炉分野／安全評価技術													
研究課題 (Title)	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価 Safety evaluation for high burnup LWR fuel													
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構													
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">所属</td> <td>安全研究センター 燃料安全評価研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>更田 豊志(ふけた とよし)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-5277 E-mail:fuketa.toyoshi@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 核設計技術開発グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>森 貴正(もり たかまさ)岡嶋 成晃(おかじま しげあき)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-5360 5325 E-mail:mori.takamasa@jaea.go.jp okajima.shigeaki@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	安全研究センター 燃料安全評価研究グループ	氏名	更田 豊志(ふけた とよし)	連絡先	Tel:81-5277 E-mail:fuketa.toyoshi@jaea.go.jp	所属	原子力基礎工学研究部門 核設計技術開発グループ	氏名	森 貴正(もり たかまさ) 岡嶋 成晃(おかじま しげあき)	連絡先	Tel:81- 5360 5325 E-mail: mori.takamasa@jaea.go.jp okajima.shigeaki@jaea.go.jp
所属	安全研究センター 燃料安全評価研究グループ													
氏名	更田 豊志(ふけた とよし)													
連絡先	Tel:81-5277 E-mail:fuketa.toyoshi@jaea.go.jp													
所属	原子力基礎工学研究部門 核設計技術開発グループ													
氏名	森 貴正(もり たかまさ) 岡嶋 成晃(おかじま しげあき)													
連絡先	Tel:81- 5360 5325 E-mail: mori.takamasa@jaea.go.jp okajima.shigeaki@jaea.go.jp													
研究目的	軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向け、事故時燃料挙動に関するデータベースの拡充と解析手法の高精度化を行い、安全審査のための基準等の高度化に貢献する。													
研究内容	イ. 高燃焼度燃料特有の現象を解明するための試験及び燃料挙動評価手法の開発 ロ. 燃料挙動解析コードの開発・検証 ハ. 事故模擬試験の実施を通じた次段階の高燃焼度化に係る安全審査の判断根拠となる基礎データの取得【保安院受託】 ニ. 高燃焼度燃料組織(リム組織)形成のシミュレーション【文科省受託】 ホ. 軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度の測定【JNES 受託】													
成果の達成目標	高燃焼度燃料及び MOX 燃料に関し、反応度事故及び冷却材喪失事故時挙動解明を目指した知見の取得、燃料挙動解析コードの開発、被覆管健全性評価手法の開発などを行う。また、高燃焼度ウラン燃料及び MOX 燃料の安全審査に必要なデータを取得する。													
	分類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用 ・ 新しい安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用 												

期待される研究成果	研究の必要性	<p>産業界では、軽水炉燃料のさらなる高燃焼度化やプルサーマル本格導入などの取り組みが進められている。高燃焼度化により被覆管機械特性の劣化や燃料内の核分裂(FP)ガス蓄積量の増大など、燃料健全性に影響を及ぼす可能性のある因子が顕在化する。軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマルの本格化によっても原子炉施設の安全性を維持し向上させるためには、安全審査の確実な実施、安全審査指針類の見直し、安全評価技術の高度化を進める必要がある。また、事故時における燃料の安全性確認は、安全審査に当たって不可欠なプロセスであり安全審査に際してベースとなる判断材料のアカウントビリティを維持するためにも、高燃焼度燃料の事故時挙動に関する知見整備が必要である。</p> <p>本研究では、次段階の燃焼度範囲まで照射された燃料に対する事故模擬試験、燃料挙動解析手法の高度化、高燃焼度燃料特有の現象を解明するための試験や、信頼性の高い軽水炉MOX炉心のドップラー反応度測定データの取得等を行い、規制ニーズに応える。</p>
	成果の活用方策	<p>燃料のさらなる高燃焼度化やMOX燃料の本格利用が今後10年程度の間に見込まれる。本研究の成果は、高燃焼度燃料やMOX燃料に対する安全審査のための基準等の高度化や、次段階の高燃焼度化等に係る安全審査の判断根拠とすることができる。</p>

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<ul style="list-style-type: none"> 高燃焼度燃料の反応度事故(RIA)及び冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動模擬実験【一部を保安院受託により実施】 燃料挙動解析コードの開発 事故時燃料挙動に関する個別効果実験 加速器照射実験と原子炉照射燃料の照射後試験、計算科学的手法を用いたリム組織形成モデルの検討【文科省受託】 FCAにおけるドップラー反応度測定実験の予備検討、Puサンプル使用に関する調査【JNES受託】 	<ul style="list-style-type: none"> 実用化が予定されるZr-Nb合金被覆燃料のRIA時安全性に関するデータの取得 LOCA時安全性に関するデータベースを非常に高い燃焼度域(79GWd/t)まで拡充 リム組織形成モデルの開発と検証に必要な基礎データの取得 ドップラー反応度の測定精度確認
平成18年度	<ul style="list-style-type: none"> RIA及びLOCA時の燃料挙動模擬実験【一部を保安院受託により実施】 燃料挙動解析コードの開発 事故時燃料挙動評価のための個別効果実験 加速器照射実験と原子炉照射燃料の照射後試験、計算科学的手法を用いたリム組織形成モデルの検討【文科省受託】 	<ul style="list-style-type: none"> RIA時燃料挙動に及ぼすMOX利用及び高温冷却水の影響に関するデータ取得 Zr-Nb二元系被覆管のLOCA時挙動に関するデータの取得 MOX燃料挙動解析モデルの検証 被覆管健全性及びRIA時のFPガス放出に関する個別効果実験の

	<ul style="list-style-type: none"> U サンプルを用いたドップラー反応度測定実験の予備解析及びPu サンプル健全性評価準備作業【JNES 受託】 	<p>装置開発</p> <ul style="list-style-type: none"> リム組織形成モデルの開発に着手。モデルの開発と検証に必要なデータの取得 FCAでのUサンプルでのドップラー反応度測定実験計画作成
平成19年度	<ul style="list-style-type: none"> RIA 及び LOCA 時の燃料挙動模擬実験【一部を保安院受託により実施】 事故時燃料挙動解析コードの開発(ペレット粒界分離ガスバブル蓄積モデル) 事故時燃料挙動評価のための個別効果実験 ペレットリム形成機構評価システムの作成【文科省受託】 U サンプルを用いたドップラー反応度測定実験及びPu サンプル健全性評価準備作業【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> 次期高燃焼度化に係る安全審査の判断根拠となる基礎データのとりまとめ 高燃焼度ペレット粒界のFP ガス蓄積量評価に関する解析モデルの開発 リム組織形成モデルの開発と検証 U サンプルでのドップラー反応度測定データ取得と予測精度確認
平成20年度	<ul style="list-style-type: none"> さらに高い燃焼度まで照射されたウラン及びMOX燃料、新合金被覆管やFPガス放出抑制ペレットなどを備えた新型高燃焼度燃料等の入手及び試験に向けた準備を行う。また、FPガス放出に着目した事故模擬実験及び個別効果試験を実施する。【一部を保安院受託により実施】 事故時燃料挙動解析コードの開発(ガスバースト放出) 事故時燃料挙動評価のための個別効果実験を実施 ペレットリム組織形成に関する研究のとりまとめ【文科省受託】 U サンプルを用いたドップラー反応度測定実験及びPu サンプル健全性評価【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> RIA 条件下におけるFPガス放出挙動に関するデータの取得 被覆管破損機構に関する知見の取得 RIA 時ペレット粒界分離、ガスバースト放出に関するモデルを開発 ペレットリム形成機構評価システムの構築 MOX 炉心でのUドップラー反応度測定データ取得と予測精度確認 Pu サンプルの健全性確認
平成21年度	<ul style="list-style-type: none"> さらに高い燃焼度まで照射されたウラン及びMOX燃料、新合金被覆管やFPガス放出抑制ペレットなどを備えた新型高燃焼度燃料等を入手するとともに、試験準備を完了する。また、FPガス放出や被 	<ul style="list-style-type: none"> RIA 時FPガス放出機構に関する知見の取得 被覆管健全性評価手法の開発 Pu サンプルでのドップラー反応度測定データ取得と予測精度

	<p>覆管破損機構に着目した事故模擬実験及び個別効果試験を実施する。【一部を保安院受託により実施】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時燃料挙動解析コードの開発(高燃焼度 MOX <u>事故時燃料(MOXを含む)過渡時伝熱</u> 挙動モデルに関する検討) ・ 事故時燃料挙動評価のための個別効果実験を実施 ・ Pu サンプルを用いた<u>ドップラー</u>反応度測定及び詳細解析【JNES 受託】 	<p><u>±確認</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RIA 時被覆管<u>破損温度上昇</u>予測モデルの開発
<p>平成21年度以降</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 平成 21 年度に入手した燃料を対象に RIA 及び LOCA 試験を実施するとともに、解析評価を行う。【一部は保安院受託により実施】 ・ 事故時燃料挙動解析コードの開発(高燃焼度 MOX 事故時挙動) ・ 事故時燃料挙動評価のための個別効果実験 ・ <u>Pu サンプルを用いたドップラー反応度測定及び詳細解析【JNES 受託】(H22 年まで継続実施の予定)</u> 	<p>今後 10 年程度の間に見込まれる MOX 燃料の本格利用の安全審査に備え、事故時燃料挙動に関するデータの整備、解析モデルの開発、燃料挙動解明による安全評価手法の確立を目指す。</p>

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 2-1-2

研究分野／項目	Ⅱ. 軽水炉分野／安全評価技術						
研究課題 (Title)	出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術 Research on Safety Evaluation Methods Necessary for Advanced Utilization of Light Water Reactors						
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構						
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">所属</td> <td>安全研究センター 熱水力安全評価研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>中村 秀夫（なかむら ひでお）</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-5263 E-mail:nakamura.hideo@jaea.go.jp</td> </tr> </table>	所属	安全研究センター 熱水力安全評価研究グループ	氏名	中村 秀夫（なかむら ひでお）	連絡先	Tel:81-5263 E-mail:nakamura.hideo@jaea.go.jp
所属	安全研究センター 熱水力安全評価研究グループ						
氏名	中村 秀夫（なかむら ひでお）						
連絡先	Tel:81-5263 E-mail:nakamura.hideo@jaea.go.jp						
研究目的	合理的な規制に資するため、安全余裕のより高精度な定量評価が可能な最適評価手法を開発する。特に、3次元二相流や流動と構造の相互作用、ならびに核熱の連成を含む炉心熱伝達など、複合的な熱水力現象のモデル化を図り、必要なデータを取得する。シビアアクシデントに関しては、リスク上重要な現象のソースターム評価の不確かさを低減を図る。						
研究内容	<p>イ. 熱水力最適評価手法の開発</p> <p>最適評価手法の開発に必要なデータを取得するため、多次元流体挙動や非定常現象、核熱の連成、流動と構造の相互作用、照射下の熱伝達などに着目して、大型非定常試験装置(LSTF)実験【OECD 共同研究】や核熱水力結合実験装置(THYNC)実験、放射線誘起表面活性効果に関する JMTR 実験【経済産業省公募】などを行う。さらに、得られた詳細データに基づき、安全評価に用いられる最適評価手法の検証・開発を行なうと共に、数値流体力学 CFD コードなどで使用される詳細解析手法を取り込んだ多次元熱水力解析手法を開発・整備する。</p> <p>ロ. 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発</p> <p>高燃焼度燃料の反応度事故(RIA)時の健全性評価に関わる過渡的なボイド挙動に関する炉外試験を実施し、評価手法の整備に必要なデータを得る【保安院受託】。さらに、学協会基準の規制への導入支援のため、過渡沸騰遷移後(Post-BT)の被覆管温度挙動の高精度な解析手法を開発すると共に、同手法の不確かさ評価に必要なデータを得る。【保安院受託】</p> <p>ハ. ソースターム評価手法の開発</p> <p>シビアアクシデント晩期の格納容器内ガス状ヨウ素再放出などに関わる照射下実験を行い、ソースターム評価手法の整備に必要なデータを得る。【JNES 受託】</p>						

<p>成果の達成目標</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多次元熱水力解析手法のプロトタイプを開発する。 ・ 事故時の多次元、非定常、核熱の連成、流動と構造の相互作用に関する詳細な熱水力実験データを得る。 ・ 照射下の沸騰熱伝達促進に関する実験データを得る。 ・ Post-BT 熱伝達の高精度な予測に必要な液滴挙動やリウエット等に関する詳細なデータを得ると共に評価手法を整備する。 ・ RIA 時の過渡的なボイド挙動に関する炉外実験データを得る。 ・ シビアアクシデント時における格納容器内ガス状ヨウ素放出などに関する照射下実験データを得ると共に解析手法を整備する。
<p style="writing-mode: vertical-rl;">期待される研究成果</p>	<p>分類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 現行の安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・ 新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・ 学会標準等、民間による安全基準作成への活用
	<p>研究の必要性</p> <p>○どの様なニーズに対し、どの様な成果を得るか。</p> <p>高燃焼度燃料や MOX 燃料の利用、出力増強、高経年化などの軽水炉利用の高度化に対し、定常運転時や事故時の熱水力挙動および燃料や構造と熱水力挙動との相互作用にかかわる安全評価や設計の妥当性評価など、規制がタイムリーに利用可能な高精度な安全評価手法および知見の提供を行なう。さらに、学協会基準の規制への導入に際する判断情報や評価手法を提供する。また、シビアアクシデント等の緊急時の意思決定に必要な事故分析や事故進展予測、アクシデントマネジメント策の検討・実施に対応する精度良いソースターム情報などを提供する。</p> <p>○これまでの知見で判った事と不明な事は何か。</p> <p>混合や成層、凝縮を含む冷却材の3次元流動や非定常流動、RIA時の過渡ボイド挙動など、軽水炉の高度利用に関わる熱水力現象には現行の規制では十分に想定されていない現象が含まれる。一方、学協会基準は策定時点での最新情報に基づくが、Post-BT 現象や配管減肉に関わる素過程など、関与する熱水力現象についての知見は必ずしも充分ではない。さらに、シビアアクシデント時の諸現象に関する研究が広く行われ、知見が集積されたが、事故終息期における事後対策・防災対策の観点で、非凝縮ガスによる格納容器の継続的加圧や放射線環境下でのガス状ヨウ素生成などの残存課題がある。</p> <p>○本研究の実施(継続)による、安全規制上の意義は何か。</p> <p>通常運転時や過渡時、事故時の3次元二相流、流動と構造の相互作用、核熱の連成をも含む種々の炉心熱伝達など、複合的な過渡熱水力現象を機構論的に解析する最適評価手法の開発と詳細データの取得は、事業者による軽水炉の高度利用のための設置変更申請などに際して、学協会基準の利用を含む国としての指針類の整備や、安全審査など行政判断の科学的妥当性の確保に必要である。</p>

成果の活用方策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時熱水力挙動に関する詳細データと高精度の最適評価手法は、軽水炉利用の高度化に伴う ECCS 性能評価指針などの安全基準の見直しや、RIAに係わるより合理的な安全評価に有用な技術基盤として利用できる。 ・ 異常過渡時の燃料健全性評価に係わる Post-BT 基準(日本原子力学会←2003年)の規制への導入や導入後の規制判断などを支援する技術基盤として活用する。 ・ 高精度の最適評価手法は、万一の軽水炉事故時に、現象解明のための有力な解析ツールとなる。 ・ AM 策として未整備のシビアアクシデント事後対策・防災対策解除の判断基準などの意思決定に必要な技術的基盤として活用する。
---------	---

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最適評価手法の開発に必要なデータベースの拡充をOECD ROSAプロジェクトL STF実験【OECD共同研究】などにより開始し、最適評価手法の開発に着手する。 ・ 過渡ボイド挙動に関し、低圧・バンドル条件での試験を実施する。【保安院受託】 ・ Post-BT 試験に用いる実験装置を整備する。【保安院受託】 ・ 配管減肉に関する試験を実施する。【保安院受託】 ・ JMTR での照射下沸騰熱伝達に関する実験を行なう。【公募特会】 ・ ガス状ヨウ素基礎試験および格納容器内ヨウ素化学解析コードの開発を開始する。【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器破断事故時の熱流動データの整備及び3次元二相流解析モデルの評価開発手法の提示 ・ 低圧・バンドル条件での過渡ボイドデータの取得 ・ Post-BT 実験装置の整備、実験の着手 ・ 配管減肉に関与する詳細な流動データの取得 ・ 照射下での沸騰伝熱促進に関するデータの取得 ・ ガス状ヨウ素基礎試験用試験装置の整備、放射線照射下でのガス状ヨウ素放出挙動に関する基礎データの取得、既存の格納容器内ヨウ素化学解析コードの導入・評価
平成18年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最適評価手法の開発に必要なデータベース拡充をOECD ROSAプロジェクトL STF実験【OECD共同研究】などにより継続する。CFDコードなどにおける解析手法の評価と3次元二相流評価手法の開発整備を進める。 ・ 過渡ボイド挙動に関し、高圧および低圧条件での試験を実施する。【保安院 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多次元流体混合挙動、水激現象及び高出力自然循環時の熱流動データの整備、3次元二相流解析モデルの開発 ・ 高圧・単ピン条件及び低圧条件での過渡ボイドデータの取得 ・ Post-BT 伝熱での液滴の影響に関するデータの取得

	<p>受託】</p> <ul style="list-style-type: none"> Post-BT 試験のための単管伝熱装置を既設の高圧汎用ループに接続し、壁温の影響に関する伝熱実験を行う。【保安院受託】 <u>JMTR での照射下沸騰熱伝達に関する照射後実験を行なう。【公募特会】</u> ガス状ヨウ素基礎試験の実施と格納容器内ヨウ素化学解析コードの整備を行う。【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> <u>照射下での沸騰伝熱促進に関する表面材料データの取得</u> ガス状ヨウ素基礎試験用試験装置の整備の完了、放射線照射下でのガス状ヨウ素放出に係わる有機物の影響等に関するデータの取得、格納容器ヨウ素化学解析コードの pH 及び壁面吸着モデルの整備
平成19年度	<ul style="list-style-type: none"> 最適評価手法の開発に必要なデータベース拡充をOECD ROSAプロジェクトLS TF実験【OECD共同研究】などにより継続する。3次元二相流評価手法の開発の継続と複合的熱水力現象評価手法の開発整備を進める。 過渡ボイド挙動に関し、高圧および低圧条件での試験を実施すると共に、解析手法を検討する。【保安院受託】 Post-BT 試験のための単管試験を継続すると共に、スパーサの効果を検討するためのバンドル試験の製作を開始に着手する。【保安院受託】 ガス状ヨウ素基礎試験の実施と格納容器内ヨウ素化学解析コードを整備し、<u>中規模試験拡張試験</u>の計画を策定する。【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器二次側減圧、高出力自然循環時の熱流動データの整備及び3次元二相流解析コードの開発と複合的熱水力現象評価開発手法の提示 高圧・単ピン条件及び低圧条件での過渡ボイドデータの取得拡充とパラメータ効果の明確化、解析モデルの妥当性の確認 Post-BT 伝熱でのリウエット挙動に関するデータの取得と解析モデルの評価 放射線照射下でのガス状ヨウ素放出に係わる有機物の影響等に関するデータの拡充、格納容器ヨウ素化学解析コードによる実機ソースターム評価及び AM 策の検討、<u>中規模試験の概念設計拡張試験の計画立案</u>の完了
平成20年度	<ul style="list-style-type: none"> 最適評価手法の開発に必要なデータベース拡充を OECD ROSA プロジェクト LSTF 実験【OECD 共同研究】などにより継続する。3 次元二相流評価手法の高精度化及び複合的熱水力現象評価手法の開発を継続する。 Post-BT 試験のために係わる単管試験装置を継続すると共に、バンドル試験装置を完成させ試験を開始継続す 	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 水への蒸気凝縮現象及び加熱蒸気自然循環時の熱流動データの整備、3 次元二相流解析コードの高精度化及び機能拡張、複合的熱水力現象評価モデルの開発 リウエット挙動データの拡充、バンドル体系下の Post-BT 熱伝達に対するバンドル形状の影響に関するデータの取得、解析モデルの改良

	<p>る。【保安院受託】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内ヨウ素化学中規模拡張試験の準備を行い、実験に着手する。さらに、格納容器内水素処理影響にかかわる研究の準備を行なう。【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線照射下でのガス状ヨウ素放出に係わる中規模拡張試験に係る許認可手続き及び装置製作に着手よるデータの拡充、格納容器ヨウ素化学解析コードの整備、ならびに水素処理影響に係る研究の準備
平成21年度	<ul style="list-style-type: none"> 最適評価手法の開発に必要なデータベース拡充を OECD ROSA プロジェクト LSTF 実験【OECD 共同研究】などにより継続する。複合的熱水力現象評価手法の高精度化を進める。 Post-BT 試験のためのに係わるバンドル試験を継続すると共に、最終的な成果のとりまとめを行う。【保安院受託】 格納容器内ヨウ素化学中規模拡張試験準備を行なう。を実施継続する。さらに、格納容器内水素処理影響にかかわる研究に係わる解析に着手する。【JNES 受託】 	<ul style="list-style-type: none"> 軽水炉事故時の熱流動データの整備 複合的熱水力現象評価コードの開発 Post-BT 伝熱熱伝達に対する及ぼすスペーサの影響に関する因子を示す実験データベースの構築取得と Post-BT 評価手法の整備 放射線照射下でのガス状ヨウ素放出に係わる中規模拡張試験に係る許認可手続き及び装置製作の完了よるデータの拡充、格納容器ヨウ素化学解析コードによる実機シミュレーション評価等の実施の実機評価への適用性確認、ならびに水素処理影響にかかわる研究の予備解析の実施。
平成21年度以降	<ul style="list-style-type: none"> OECD ROSA プロジェクト【OECD 共同研究】や次世代軽水炉の安全確証に関する LSTF 実験など、軽水炉模擬条件下での伝熱流動実験等によるデータベースの拡充と複合的熱水力現象評価手法の高精度化を継続する。 	<ul style="list-style-type: none"> 軽水炉事故時の熱流動データの整備 複合的熱水力現象評価コードの高精度化、機能拡張

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 2-2-1

研究分野／項目	Ⅱ. 軽水炉分野／材料劣化・高経年化対策技術																								
研究課題 (Title)	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究 Research on Material Degradation and Aging Evaluation Method of Reactor Components																								
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構																								
研究者の所属、氏名	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">所属</td> <td>安全研究センター 機器・構造信頼性評価研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>鬼沢 邦雄(おにざわ くにお)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6039／E-mail: onizawa.kunio@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 腐食損傷機構研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>塚田 隆(つかだ たかし)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-5381／E-mail: tsukada.takashi@jaes.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>安全研究センター 高経年化対策基盤研究調整グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>渡士 克己(わたし かつみ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6473／E-mail: watashi.katsumi@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>システム計算科学センター 高度計算機技術開発室</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>西田 明美(にしだ あけみ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:80-2518／E-mail: nishida.akemi@jaea.go.jp</td> </tr> </table>	所属	安全研究センター 機器・構造信頼性評価研究グループ	氏名	鬼沢 邦雄(おにざわ くにお)	連絡先	Tel:81-6039／E-mail: onizawa.kunio@jaea.go.jp	所属	原子力基礎工学研究部門 腐食損傷機構研究グループ	氏名	塚田 隆(つかだ たかし)	連絡先	Tel:81-5381／E-mail: tsukada.takashi@jaes.go.jp	所属	安全研究センター 高経年化対策基盤研究調整グループ	氏名	渡士 克己(わたし かつみ)	連絡先	Tel:81-6473／E-mail: watashi.katsumi@jaea.go.jp	所属	システム計算科学センター 高度計算機技術開発室	氏名	西田 明美(にしだ あけみ)	連絡先	Tel:80-2518／E-mail: nishida.akemi@jaea.go.jp
所属	安全研究センター 機器・構造信頼性評価研究グループ																								
氏名	鬼沢 邦雄(おにざわ くにお)																								
連絡先	Tel:81-6039／E-mail: onizawa.kunio@jaea.go.jp																								
所属	原子力基礎工学研究部門 腐食損傷機構研究グループ																								
氏名	塚田 隆(つかだ たかし)																								
連絡先	Tel:81-5381／E-mail: tsukada.takashi@jaes.go.jp																								
所属	安全研究センター 高経年化対策基盤研究調整グループ																								
氏名	渡士 克己(わたし かつみ)																								
連絡先	Tel:81-6473／E-mail: watashi.katsumi@jaea.go.jp																								
所属	システム計算科学センター 高度計算機技術開発室																								
氏名	西田 明美(にしだ あけみ)																								
連絡先	Tel:80-2518／E-mail: nishida.akemi@jaea.go.jp																								
研究目的	<p>経年機器の構造信頼性評価のため確率論的破壊力学解析手法、3次元仮想振動台等を整備するとともに、放射線による材料劣化挙動についての照射試験を通して機構論的な経年変化の予測手法及び検出手法の整備や照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に関する照射後試験データの取得を行い、高経年化機器の健全性確認に資する。</p>																								
研究内容	<p>イ. 確率論的破壊力学解析手法に関する研究</p> <p style="padding-left: 20px;">地震時荷重に対する配管信頼性評価や原子炉容器上蓋貫通部等の複雑形状部におけるき裂進展等に対する確率論的破壊力学解析手法等の整備を行う。</p> <p style="padding-left: 20px;">過渡事象時における原子炉(圧力)容器の健全性や配管溶接部の応力腐食割れ等に対する確率論的破壊力学解析手法の整備を行う。【保安院受託】</p> <p>ロ. 経年変化の予測手法及び検出手法に関する研究</p> <p style="padding-left: 20px;">放射線による材料劣化挙動について、原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化の機構論的評価を行うため、照射材について機械的性質等のデータを取得し、予測及び検出手法の精度向上を図る。【一部 JNES 受託】</p> <p style="padding-left: 20px;">原子炉压力容器鋼の限界脆化に対する破壊靱性評価法を整備するため、中性子照射による不純物偏析及び破壊靱性の変化に関するデータを</p>																								

	<p>取得する。【保安院受託】</p> <p>電線ケーブルのγ線照射による絶縁劣化について、絶縁材内部の劣化分布を検証すると共に、絶縁劣化評価手法の信頼性・適用性を検証する。</p> <p>【保安院受託】</p> <p>ハ. 照射誘起応力腐食割れに関する研究</p> <p>軽水炉の長期利用に備えて、JMTR で照射したステンレス鋼の応力腐食割れ(SCC)感受性試験及びき裂進展試験を行い、炉内構造物の健全性評価の一層の精度向上に必要な照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に関する照射後試験データを拡充する。【一般受託】</p> <p>ニ. 3次元仮想振動台の開発・適用研究</p> <p>計算科学的手法を用いた3次元仮想振動台を、従来の耐震解析で用いられている質点系モデル(従来法)による解析と本手法および実データとの比較を可能とするように整備し、従来法の保守性の評価や地震PSAにおける機器の損傷確率(フラジリティ)評価に利用できるようにする。</p>				
<p>成果の達成目標</p>	<p>材料劣化現象の解明と評価手法の開発として、放射線場における材料劣化の機構論的な評価手法の高度化、圧力バウンダリ配管等の高経年化を考慮した地震時信頼性評価手法の高精度化、確率論的破壊力学(PFM)解析に基づく構造信頼性評価手法の確立、及び監視試験片による原子炉压力容器の破壊靱性評価手法の高精度化を目標とする。</p> <p>また、上記成果を基にした高経年化に対する安全規制手法(定期安全レビュー、リスク評価等)の提案を行う。</p> <p>IASCCに関する研究では、炉内構造物の健全性評価に必要なIASCC照射後試験データベースの構築に寄与する。</p>				
<p>期待される研究成果</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="284 1386 430 1532"> <p>分類</p> </td> <td data-bbox="430 1386 1402 1532"> <ul style="list-style-type: none"> ・新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・学会標準等、民間による安全基準作成への活用 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="284 1532 430 1910"> <p>研究の必要性</p> </td> <td data-bbox="430 1532 1402 1910"> <p>軽水炉の経年劣化や高経年化の観点から、電気事業者における軽水炉の供用期間長期化に応じて、実施される安全規制に適時に対応するとともに、原子力安全委員会の活動の品質向上に資するため、材料劣化現象の解明、経年変化や健全性の評価技術の高度化・高精度化を進め、必要に応じ安全審査指針類の見直しや新たな安全規制方策の検討、規制行政庁の活動の評価の高度化を図る必要がある。また、原子炉施設の機器・構築物に対する健全性評価技術を確立するため、機器の安全確保、材料技術に関する安全評価手法を整備し、判断根拠を明確化する必要がある。</p> </td> </tr> </table>	<p>分類</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・学会標準等、民間による安全基準作成への活用 	<p>研究の必要性</p>	<p>軽水炉の経年劣化や高経年化の観点から、電気事業者における軽水炉の供用期間長期化に応じて、実施される安全規制に適時に対応するとともに、原子力安全委員会の活動の品質向上に資するため、材料劣化現象の解明、経年変化や健全性の評価技術の高度化・高精度化を進め、必要に応じ安全審査指針類の見直しや新たな安全規制方策の検討、規制行政庁の活動の評価の高度化を図る必要がある。また、原子炉施設の機器・構築物に対する健全性評価技術を確立するため、機器の安全確保、材料技術に関する安全評価手法を整備し、判断根拠を明確化する必要がある。</p>
<p>分類</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・学会標準等、民間による安全基準作成への活用 				
<p>研究の必要性</p>	<p>軽水炉の経年劣化や高経年化の観点から、電気事業者における軽水炉の供用期間長期化に応じて、実施される安全規制に適時に対応するとともに、原子力安全委員会の活動の品質向上に資するため、材料劣化現象の解明、経年変化や健全性の評価技術の高度化・高精度化を進め、必要に応じ安全審査指針類の見直しや新たな安全規制方策の検討、規制行政庁の活動の評価の高度化を図る必要がある。また、原子炉施設の機器・構築物に対する健全性評価技術を確立するため、機器の安全確保、材料技術に関する安全評価手法を整備し、判断根拠を明確化する必要がある。</p>				

成果の活用方策	<p>PFM 解析手法については、リスク情報を活用した安全規制への活用に向けて成果を提示する。PFM 解析に基づく確率論的構造健全性評価法について、平成 18 年度以降日本電気協会「破壊靱性確認試験方法」、「原子炉構造材の監視試験評価法」の改訂の妥当性確認に活用する。また、平成 18 年度以降日本機械学会「維持規格欠陥評価法」の妥当性確認後、安全評価への活用を図る。IASCC については、取得データを平成 18 年度以降 JNES が作成する IASCC 健全性評価ガイドの作成に反映する。ケーブル絶縁劣化については JNES「高経年化技術評価マニュアル、電気計装設備の絶縁低下」に反映する。3 次元仮想振動台については、従来の地震応答解析手法の保守性の評価や地震 PSA における機器の損傷確率(フラジリティー)評価に利用できる技術基盤として活用する。</p>
---------	---

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>確率論的破壊力学解析手法等の整備を行い、地震時配管信頼性解析コードを公開する。放射線による材料劣化挙動について、原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、イオン照射研究施設(TIARA)及び材料試験炉(JMTR)ホットラボで3種類の照射材について電磁氣的及び機械的性質のデータを取得する。</p> <p>原子炉压力容器及び配管溶接部に対する確率論的破壊力学(PFM)解析手法の整備を進め、原子炉压力容器についてその手法整備を終了する。また、原子炉压力容器鋼の粒界破壊に対する破壊靱性評価法を整備するため、廃棄物安全試験施設(WASTEF)及びJMTRホットラボで中性子照射による不純物偏析及び破壊靱性の変化に関するデータを取得し、次年度公表に向けて報告書に取りまとめる。【保安院受託】</p> <p>JMTRで照射したステンレス鋼のSCC感受性試験片、き裂進展試験片等の照射後試験を行い、炉内構造物の健全性評価の一層の精度向上に必要なIASCCに関する照射後試験データベースの構築に向けてデータを拡充する。【一般受託】</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○地震時の配管信頼性評価コードを公開 ○原子炉压力容器の標準 PFM 解析手法を整備 ○JMTR 照射材の粒界破面分析に着手 ○JMTR 照射材の照射後き裂進展試験データの取得
平成18年度	<p>原子炉压力容器貫通部に対するPFM解析手法等の整備を行い、基本解析コード</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○原子炉压力容器貫通部及び配管溶接部に対する確率論的破壊力

	<p>を作成する。</p> <p>放射線による材料劣化挙動について、原子炉圧力容器鋼の照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、TIARA、JMTR 等で照射した材料について、WASTEF、JMTR ホットラボ等で微視組織、組成、磁氣的及び機械的性質のデータを取得する。【一部 JNES 受託】</p> <p>原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価法の高度化のため、試験片形状、負荷速度等について破壊靱性データを取得する。</p> <p>材料劣化の詳細評価に関して、材料試験炉等を利用した照射試験計画及び照射設備の詳細化検討を行う。【保安院受託】</p> <p>配管溶接部及び原子炉圧力容器肉盛溶接部に対する PFM 解析手法を整備するため、溶接残留応力分布の評価手法に関するデータを取得するとともに、配管溶接部について基本解析コードを作成する。原子炉圧力容器の健全性評価手法について PFM 解析の観点から高度化に関する知見を取りまとめる。【保安院受託】</p> <p>JMTRで照射したステンレス鋼の SCC き裂進展試験片等の照射後試験を行い、炉内構造物の健全性評価の一層の精度向上に必要な IASCC に関する照射後試験データベースの構築に向けてデータを拡充する。【一般受託】</p>	<p>学 (PFM) 解析の基本コードを作成</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉圧力容器鋼の照射脆化による磁氣的性質の変化について公表へ向けてとりまとめ ○破壊靱性評価法に関するデータを取得し、IAEA 国際協力研究調整会合等に報告 ○材料試験炉を利用した材料照射試験計画を立案 ○JMTR 照射材の照射後き裂進展試験データの取得
平成19年度	<p>安全上重要な原子炉構造機器に対する PFM 解析手法に関する破壊力学及び構造解析等の技術基盤を整備する。</p> <p>放射線による材料劣化挙動について、原子炉圧力容器鋼の照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、TIARA 等で照射した材料について、WASTEF、JMTR ホットラボ等で微視組織、組成及び機械的性質のデータを取得する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○中性子照射脆化の機構解明に資する照射材のデータを取得 ○配管溶接部に対する PFM 解析手法に基づく基本コードについて、溶接残留応力に関する確率論的評価モデルを導入、及び前年度の評価結果を反映 ○原子炉(圧力)容器肉盛溶接部の溶接残留応力分布等に関する試

	<p>またケーブル絶縁劣化について、絶縁材の電氣的・機械的特性試験及び絶縁劣化計測試験に着手する。【一部 JNES 受託】</p> <p>原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価法の高度化のため、試験片形状、負荷速度等について破壊靱性データの分析評価を行う。</p> <p>材料試験炉を利用した計画を詳細化し、試験装置の基本設計を行う。【保安院受託】</p> <p>配管溶接部を対象とした溶接残留応力、経年変化及び地震荷重に関わる不確かさを考慮した PFM 解析コードについて、溶接残留応力分布に関する試験データを基に確率論的評価モデルを開発し、PFM 解析コードへの導入を図る。【保安院受託】</p> <p>原子炉(圧力)容器肉盛溶接部を対象として、溶接残留応力の分布や大きさに関する試験データの分析評価及び応力解析を実施し、肉盛溶接部近傍に欠陥が存在する場合の健全性評価手法を整備する。【保安院受託】</p> <p>JMTR で照射したステンレス鋼の SCC き裂進展試験等の照射後試験を継続し、IASCC に関する照射後試験データベースの構築に向けてデータを拡充する。【一般受託】</p> <p>3次元仮想振動台を用いたモデルプラントの解析データ作成を開始する。</p>	<p>験・解析データを基に溶接部近傍の欠陥を考慮した健全性評価手法を整備</p> <p>○JMTR 照射材の照射後き裂進展試験データの取得。</p> <p>○実プラントデータによる大規模データ取り扱い技術の実証。</p>
平成20年度	<p>安全上重要な原子炉構造機器に対する地震荷重下のき裂進展挙動、PFM 解析手法に関する破壊力学及び構造解析等の解析技術基盤の整備を継続する。</p> <p>放射線による材料劣化挙動について、原子炉圧力容器鋼の照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、TIARA 等で照射した材料について、</p>	<p>○破壊靱性評価法に関する IAEA 国際協力研究の成果を取りまとめ</p> <p>○配管溶接部に対する PFM 解析コードについて、溶接残留応力分布等に関するデータ整備や確率論的評価モデルの導入等を行い、標準的解析手法を整備</p> <p>○原子炉(圧力)容器肉盛溶接部の</p>

	<p>WASTEF、JMTR ホットラボ等で微視組織、組成及び機械的性質のデータの取得を継続する。<u>ケーブル絶縁劣化について照射劣化試験、電氣的・機械的絶縁材特性試験及び劣化計測試験を継続する。</u>【一部 JNES 受託】</p> <p>原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価法に関する国際協力研究の成果を取りまとめる。</p> <p>材料試験炉を利用した材料照射試験計画に対応して、試験装置の詳細設計、製作を行い、設置準備を進める。【保安院受託】</p> <p>配管溶接部を対象とした溶接残留応力、経年変化等に関わる不確かさを考慮した PFM 解析コードについて、標準的解析手法の検討を進める。また、溶接残留応力分布に関する確率論的評価モデルの高度化を図り、PFM 解析コードに反映する。【保安院受託】</p> <p>原子炉(圧力)容器肉盛溶接部を対象として、溶接残留応力の分布や大きさに関する試験・解析の知見を基に、肉盛溶接部と母材境界を含む領域の健全性評価手法を整備するとともに、この手法を導入した PFM 解析コードを整備する。【保安院受託】</p> <p>照射後き裂進展試験データの取得とその解析評価を行い、IASCC 健全性評価ガイドラインの策定に必要な照射後試験データベースの構築に寄与する。【一般受託】</p> <p><u>3次元仮想振動台の解析結果を地震観測等による実際の振動データと比較し、応答精度を検証する。</u></p>	<p>溶接残留応力分布等に関する試験・解析のデータ等を基に、健全性評価手法をとりまとめ、及びこの手法を導入した PFM 解析コードの整備に着手</p> <p>○IASCC に関する照射後試験データベース構築への貢献</p> <p><u>○実プラントデータによる地震応答解析技術の実証</u></p>
平成21年度	<p>安全上重要な原子炉構造機器に対する<u>地震荷重下のき裂進展挙動</u>、PFM 解析手法に関する破壊力学及び構造解析等</p>	<p><u>○高経年化を考慮した地震時信頼性評価手法を高度化</u></p> <p>○中性子照射脆化の機構論的予測</p>

	<p>の解析技術基盤の整備を継続する。</p> <p>放射線による材料劣化挙動について、原子炉圧力容器鋼の照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、TIARA 等で照射した材料について、WASTEF、JMTR ホットラボ等で微視組織、組成及び機械的性質のデータ取得を継続する。ケーブル絶縁劣化について照射試験、電氣的・機械的絶縁材特性試験及び劣化計測試験を継続する。【一部 JNES 受託】</p> <p>材料試験炉を利用した材料照射試験計画に対応して、試験装置の製作を行い、設置を進める。【保安院受託】</p> <p>配管溶接部を対象とした溶接残留応力、経年変化等に関わる不確かさを考慮した PFM 解析コードの標準的解析手法を整備するとともに、その手法の活用法を検討する。また、溶接残留応力の分布や大きさの統計的性質等に関する確率論的評価モデルの検証を行う。【保安院受託】</p> <p>原子炉(圧力)容器肉盛溶接部を対象として、溶接残留応力の分布や大きさに関する実験データや解析結果を基に、肉盛溶接部の健全性評価手法を反映した標準的 PFM 解析手法を整備する。【保安院受託】</p> <p>3次元仮想振動台を用いてモデルプラントの非弾性地震応答解析技術を実証する。</p>	<p>評価に資する照射材のデータをとりまとめ</p> <p>○配管溶接部に対する PFM 解析コードの整備を完了し、溶接残留応力の確率論的評価モデル等を導入した PFM 解析による構造健全性評価手法をとりまとめ</p> <p>○原子炉(圧力)容器肉盛溶接部の溶接残留応力分布等に関する試験・解析結果及び健全性評価手法を基に、標準的 PFM 解析手法をとりまとめ</p> <p>○材料試験炉を利用した材料照射試験計画のための試験装置類を整備</p> <p>○実プラントデータによる非弾性地震応答解析技術の実証。</p>
平成21年度以降	<p>構造機器の高経年化評価に関して、予測評価手法の精度向上を図る。</p> <p>リスク情報を活用した高経年化評価への応用を目指した PFM 解析手法等の整備を進める。</p> <p>電気ケーブルの絶縁劣化について、照射劣化のメカニズム研究と劣化計測法評価研究を継続する。</p>	<p>○構造機器の高経年化評価手法の精度向上</p> <p>○リスク情報を活用した高経年化評価への応用を目指した手法の整備</p> <p>○電気ケーブルの絶縁劣化評価法の精度向上</p> <p>○従来の地震応答解析手法の保守</p>

	従来の地震応答解析手法の保守性評価等と連携できるように3次元仮想振動台の整備を進める。	性評価等と連携するための3次元仮想振動台の整備
--	---	-------------------------

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 3-1-1

研究分野／項目	Ⅲ. 核燃料サイクル施設分野／安全評価							
研究課題 (Title)	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究 Research on Criticality Safety for Nuclear Fuel Cycle Facilities							
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構							
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">所属</td> <td>安全研究センター核燃料サイクル施設安全評価研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>内山 軍蔵(うちやま ぐんぞう)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6742 E-mail:uchiyama.gunzo@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	安全研究センター核燃料サイクル施設安全評価研究グループ	氏名	内山 軍蔵(うちやま ぐんぞう)	連絡先	Tel:81-6742 E-mail:uchiyama.gunzo@jaea.go.jp
所属	安全研究センター核燃料サイクル施設安全評価研究グループ							
氏名	内山 軍蔵(うちやま ぐんぞう)							
連絡先	Tel:81-6742 E-mail:uchiyama.gunzo@jaea.go.jp							
研究目的	再処理施設及び MOX 燃料加工施設の臨界事故等に関する実験データを蓄積するとともに、高精度の臨界安全評価手法を整備する。また、軽水炉における高燃焼度燃料や MOX 燃料の利用、並びに使用済燃料の輸送や中間貯蔵施設の安全基準整備に資するため、燃焼度クレジット、臨界管理手法及び臨界安全データベースを整備する。							
研究内容	<p>イ. 臨界安全評価手法の整備に資するため、溶液燃料体系における高精度の臨界ベンチマークデータ、臨界超過時の過渡特性データを系統的に取得する。また MOX 燃料体系の臨界特性データ、臨界事故評価手法の整備を行い、臨界データベースの整備を行う。【一部保安院受託】</p> <p>ロ. 燃焼度クレジットを考慮する際の臨界安全評価手法を整備するため、燃焼による核種組成変化の評価とこれを考慮した臨界解析を統合した解析コードを整備し、燃焼燃料の臨界管理手法の整備を行う。</p>							
成果の達成目標	実験的及び解析的評価により、再処理施設及び MOX 燃料加工施設で取扱われる燃料に対する臨界安全評価手法、データベースを整備するとともに、燃焼度クレジットを考慮した臨界管理手法の整備を行う。							
期待される研究成果	分類	現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用						
	研究の必要性	原子力安全委員会においては、核燃料サイクル施設に対する必要に応じた安全審査指針類の見直し、新たな安全規制方策の検討、規制行政庁の活動の評価の高度化のため、再処理施設、MOX 燃料加工施設の臨界安全データの整備、MOX 燃料加工施設の臨界事故評価手法の高度化が求められている。また、規制行政庁においては、再処理施設及び燃料加工施設の安全確保を図るため、安全審査及び設工認、各種検査等の後段規制における規制要件(技術要件等)を含めた適合性確認のために必要な知見の整備が求められている。これら施設において取扱われる核燃料物質について最新の実験データ及び解析的な知見に基づいた評価手法を整備し、高精度の臨界安全評価が可能となる。						

成果の活用方策	MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査、施設定期検査に適用する技術基準に、また、六ヶ所再処理施設の後続規制に係る安全確保方策の検討時に活用できる。さらに、随時行われている事業者からの申請に対して最新の知見として活用できる。
---------	--

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	模擬FP核種を含むウラン溶液燃料と棒状燃料に対する非均質体系において臨界ベンチマークデータを取得するとともに照射後試験データに対する MOX 燃焼燃料の核種生成量評価を行う。また、MOX 粉体燃料の臨界事故評価手法の整備を行う。【保安院受託】	
平成18年度	可溶性中性子吸収材(Gd)を含むウラン溶液燃料と棒状燃料に対する非均質体系において臨界ベンチマークデータを取得するとともに、水反射体系でのウラン溶液体系の臨界超過時の出力特性データを取得する。燃焼燃料の核種組成評価と臨界評価を統合したコード整備に着手する。また、MOX 粉体燃料の臨界特性について解析評価を行う。	
平成19年度	ウラン溶液燃料と棒状燃料を用いて、棒状燃料格子間隔の大きい非均質体系の臨界ベンチマークデータを取得するとともに、プルトニウム溶液の新たな臨界データを研究協力等により入手検討する。過渡臨界時のボイド効果に関する実験データの取得及び評価を行う。燃焼燃料の核種組成評価と臨界評価を統合したコード整備を進める。また、溶液燃料体系、MOX 粉体燃料体系の臨界評価手法の整備を行う。	平成19年度までに得られた MOX 粉体燃料体系に関する知見を、MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査、施設定期検査に適用する技術基準に活用しうる知見として提供。
平成20年度	平成 19 年度までに臨界実験等で得られた臨界データを詳細に評価・検討し、臨界解析コードの検証の供するために評価済ベンチマークデータとして整理する。水反射体実験等のデータを整理・評価し公	

	開するとともに、臨界事故評価手法のボイドモデルを改良する。燃焼燃料の核種組成評価と臨界評価を統合したコード整備を進める。また、溶液燃料体系、粉体燃料体系の臨界評価手法の整備、臨界特性のデータベース整備を行う。	
平成21年度	臨界解析コードの詳細な検証に基づき新たな臨界量測定、反応度値測定等の実験ニーズの検討を行う。溶液系と粉体系の過渡臨界事象について系統的に整理し統合的な臨界事故評価コードの開発を行う。燃焼燃料の核種組成評価と臨界評価を統合したコード整備を完了し、燃焼燃料の臨界管理手法の整備を行う。また、溶液燃料体系、粉体燃料体系の臨界評価手法の整備、臨界特性のデータベース整備を行う。	平成21年度までに得られた実験データ及び評価手法に基づき、核燃料サイクル施設の臨界安全評価手法の高度化を図り、随時行われている事業者からの申請に対する最新の技術的知見として提供。
平成21年度以降	平成21年度までに取得、整備した実験データや評価手法を基に、さらに最新の知見(核データ等)を踏まえ、さらに高精度な臨界安全評価及び臨界事故評価手法の構築、整備を図る。	随時行われている事業者からの申請に対する最新の技術的知見として提供。

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 3-1-2

研究分野／項目	Ⅲ. 核燃料サイクル施設分野／安全評価	
研究課題 (Title)	核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性 Release and Migration Characteristics of Radioactive Materials under Accident Conditions in Nuclear Fuel Cycle Facilities	
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構	
研究代表者	所属	安全研究センター 核燃料サイクル施設安全評価研究グループ
	氏名	内山 軍蔵(うちやま ぐんぞう)
	連絡先	Tel:029-282-6742 E-mail:uchiyama.gunzo@jaea.go.jp
	研究目的	核燃料サイクル施設の火災・爆発・臨界事故が万一発生した時の放射性物質の放出・移行特性等に関する基礎データを取得し、安全審査等に対する科学的知見を提供する。
研究内容	イ. 核燃料サイクル施設における火災・爆発・臨界事故の放射性物質放出・移行特性及び施設の閉じ込め性能の定量的評価に係る基礎データの収集及び評価モデルの検討を行う。 ロ. MOX燃料加工施設に対する安全審査及び後段規制に資することを目的として、同施設内で想定される火災事故時の施設が有する閉じ込め安全性能を定量的に評価するための基礎データを実験的に取得・整備する。【JNES 受託】	
成果の達成目標	実験的及び解析的評価により、異常反応を含む火災・爆発危険性の評価に必要なデータベースを取得・整備するとともに、施設が有する閉じ込め機能に関する安全評価手法の開発を行う。	
期待される研究成果	分類	・現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用
	研究の必要性	原子力安全委員会においては、核燃料サイクル施設に対する必要に応じた安全審査指針類の見直し、新たな安全規制方策の検討、規制行政庁の活動の評価の高度化のため、火災・爆発危険性及び閉じ込め安全性に係る基礎データの収集と解析手法の高度化が求められている。また、規制行政庁においては、再処理施設及び燃料加工施設の安全確保を図るため、安全審査及び設工認、各種検査等の後段規制における規制要件(技術要件等)を含めた適合性確認のために必要な知見の整備が求められている。これら施設内に存在する各物質の熱分解特性データと燃焼時のエネルギー放出等の熱流動ソースタームデータ及び放射性物質放出・移行データを相互に関連付けて取得するとともに、臨界事故を想定した放射線照射下での硝酸溶液からの放射性ヨウ素の放出・移行特性データを取得することで、これら施設が有する閉じ込め機能を定量的に評価することが可能となる。

成果の活用方策	MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査(経年劣化の評価を含む)、施設定期検査に適用する技術基準に、また、六ヶ所再処理施設の後続規制に係る安全確保方策の検討時に活用できる。さらに、随時行われている事業者からの申請に対して最新の知見として活用できる。また、取得・整備した基礎データ及び評価手法は、現在導入が検討されているリスク情報を活用した原子力安全規制に活用できる。
---------	---

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	MOX燃料加工施設で使用される可燃性物質の不活性雰囲気下での熱分解特性基礎データの取得・整備を行うとともに再処理施設で使用される抽出有機溶媒の燃焼に伴うエネルギー放出及び煤煙放出特性等のデータを取得する。【一部 JNES 受託】	
平成18年度	MOX燃料加工施設で使用される可燃性物質の空気雰囲気下での熱分解特性基礎データの取得・整備を行うとともに、これら物質や核燃料サイクル施設における可燃性廃棄物の燃焼特性データと煤煙及び放射性物質放出・移行特性データを相互に関連付けながら取得・整備する。【一部 JNES 受託】また、放射線照射下での溶液からの放射性ヨウ素の放出・移行特性に対する溶液中の硝酸濃度の影響を観察する。	
平成19年度	不完全燃焼及び強制消火条件下での核燃料サイクル施設に存在する可燃性物質の燃焼・鎮火特性データと煤煙及び放射物質の放出・移行特性データを取得・整備する。また、放射線照射下での溶液からの放射性ヨウ素の放出・移行特性に対する溶液中の共存有機物の影響を観察する。	平成19までに得られた技術的知見を、MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査、施設定期検査に適用する技術基準に活用しうる知見として提供。
平成20年度	再処理施設で使用される抽出有機溶媒(TBP/ドデカン系)と硝酸の異常反応挙動評価データの取得・整備を行う。また、また、放射線照射下での溶液からの放射性	

	ヨウ素の放出・移行特性に対する溶液中の共存核分裂生成物の影響を観察する。	
平成21年度	再処理施設で使用される化学的活性物質の異常反応評価データの取得・整備を行う。また取得・整備してきた放射線照射下での溶液からの放射性ヨウ素の放出・移行特性データを基に、放射性ヨウ素の放出・移行評価モデルの検討を行う。	平成21年度までに得られた基礎データ及び評価モデルに基づいて、核燃料サイクル施設の事故時閉じ込め機能の定量的評価手法の構築を図り、随時行われている事業者からの申請に対する最新の技術的知見として提供。
平成21年度以降	平成21年度までに小規模な試験装置を用いて取得・整備した基礎データや評価モデルを基に、より実機に近づけたスケール下での試験を実施し、より実証的な安全評価データの収集・整備と評価手法の構築を図る。	現在導入が検討されているリスク情報を活用した原子力安全規制に活用。

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 3-1-3

研究分野／項目	Ⅲ. 核燃料サイクル施設分野／安全評価													
研究課題 (Title)	核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究 － 基盤・開発研究の成果の活用 － Study on Safety Assessment of Nuclear Fuel Cycle Facilities – Application of Basic and Developmental Research													
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構													
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 燃料・材料工学ユニット 防食材料技術開発グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>山本 正弘</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6372 E-mail:yamamoto.masahiro75@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>本部 建設部</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>瓜生 満</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-3491 E-mail:uriyu.mitsuru@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	原子力基礎工学研究部門 燃料・材料工学ユニット 防食材料技術開発グループ	氏名	山本 正弘	連絡先	Tel:81-6372 E-mail:yamamoto.masahiro75@jaea.go.jp	所属	本部 建設部	氏名	瓜生 満	連絡先	Tel:81-3491 E-mail:uriyu.mitsuru@jaea.go.jp
所属	原子力基礎工学研究部門 燃料・材料工学ユニット 防食材料技術開発グループ													
氏名	山本 正弘													
連絡先	Tel:81-6372 E-mail:yamamoto.masahiro75@jaea.go.jp													
所属	本部 建設部													
氏名	瓜生 満													
連絡先	Tel:81-3491 E-mail:uriyu.mitsuru@jaea.go.jp													
研究目的	核燃料サイクル施設の定期的な評価の適切性確認に必要な知見の整備、並びに新たな安全規制方策の検討に資するため、施設の高経年化及び耐震安全に関する安全評価手法の高度化とデータ整備を行う。													
研究内容	<p>イ. 再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 再処理施設の経年劣化事象に関する技術情報の調査及び整備 東海再処理施設の運転実績を踏まえ、腐食等の経年劣化に関する対策技術評価に資するため、関連する最新の技術情報を国内外の文献や化学プラントメーカー等の情報の調査により収集・整備する。【JNES 受託】 ・ 高経年化対策技術評価に関するデータ整備 再処理施設の経年劣化事象に関する対策技術評価に資するため、評価対象機器及び部位を選定し、液相部及び気相部の腐食に関する加速試験を実施し、経年劣化発生メカニズムや劣化加速試験方法に関する知見を得るとともに、経年劣化データを取得する。【JNES受託】 <p>ロ. 核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化</p> <p>・ 免震構造に関する入力地震動策定手法の高度化</p> <p>耐震指針改訂に伴う新しい地震動評価手法や、強震動に関する最新の知見を踏まえ、震源断層モデルと当該地盤の不整形性の両者を考慮した3次元地盤モデルによる地震動伝播解析を行い、免震構造に関する入力地震動策定手法の高度化を図る。</p> <p>・ 免震構造に関する信頼性評価手法の高度化</p>													

		実際の免震構造建家の地震観測データ等を活用し、これまでに検討した免震構造に関する信頼性評価手法の妥当性を確認するとともに、さらなる高度化検討を行う。
成果の達成目標		<p>再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究では、再処理施設の高経年化対策技術評価に資する最新の技術情報を調査・整備するとともに、腐食による経年劣化発生メカニズムや加速試験方法に関する知見を得るとともに、経年劣化データを取得する。</p> <p>核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化研究では、今後の核燃料施設免震構造建家に対する安全規制に参照できるように、耐震指針改訂に伴う新しい地震動評価手法等を踏まえ、免震構造に関する入力地震動策定手法を高度化するとともに、免震構造に関する信頼性評価手法を高度化する。</p>
期待される研究成果	分類	・ 新しい安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用
	研究の必要性	<p>再処理施設の高経年化対策技術評価に関する研究に関しては、原子炉等規制法の改正により、再処理事業者が実施した再処理施設の高経年化対策の適切性を国が確認することとなった。このため、再処理施設の高経年化対策技術評価に資する最新の技術情報を収集整備する必要がある。</p> <p>核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化研究に関しては、今後、免震構造が核燃料施設やその他の原子力施設へ適用されることに備え、耐震指針改訂に伴う新しい地震動評価手法や、強震動に関する最新の知見を踏まえ、免震構造に関する入力地震動策定手法を高度化させるとともに、実プラントの観測データを踏まえた免震構造に関する信頼性評価手法を高度化し、安全規制に活用できるよう整備する必要がある。</p>
	成果の活用方策	<p>・再処理施設の経年劣化に関する最新の技術情報を整備することにより、事業者が実施した高経年化対策技術評価の適切性確認に活用できる。</p> <p>・核燃料施設免震構造の耐震安全性評価技術を向上させることにより、新たな安全規制方策の検討に資する。</p>

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成18年度	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設の経年劣化に関する最新の技術情報の調査・整備【JNES受託】。 再処理機器の液相部及び気相部の腐食試験装置整備及び試験開始【JNES受託】。 入力地震動策定手法の高度化に必要な地震観測データの収集。 改訂耐震指針、強震動評価手法の調査・検討。 	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設の経年劣化に関する最新の技術情報の整備。

	<ul style="list-style-type: none"> ・免震構造に関する信頼性評価手法の高度化に必要な地震観測データ及び免震部材の特性データの収集・調査。 	
平成19年度	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理機器の液相部及び気相部の劣化加速試験条件の検討及び試験データの取得【JNES受託】。 ・チタン合金等の再処理機器液相部伝熱部腐食メカニズムに関する研究。 ・東海サイト周辺の広域地盤データを調査・収集し、3次元広域地盤モデルを作成。地震観測データをもとに妥当性を確認。 ・免震構造に関する信頼性評価手法の高度化に必要な地震観測データ、及び免震部材の特性データの蓄積。 	<ul style="list-style-type: none"> ・経年劣化データの取得 ・東海サイト周辺の3次元広域地盤モデルの作成。
平成20年度	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理機器の液相部及び気相部の劣化加速試験方法の確立のための溶液条件の絞込み及び試験データの取得【JNES受託】。 ・再処理機器用のジルコニウムやジルコニウム配管継手部等の硝酸腐食メカニズムに関する研究。 ・<u>ホット環境を含む種々の溶液組成と腐食進展中の電位や電流値の変化の基礎的データの取得【JNES受託】。</u> ・震源断層モデルと当該地盤の不整形性を考慮した3次元地震動伝播解析・評価を行い、対象地域の地震動特性を把握。 ・実際の免震構造建家の地震観測データをもとに解析・評価を行い、免震構造に関する信頼性評価手法の検討を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>劣化加速試験技術の確立のための溶液条件の絞込み</u> ・<u>ホット環境を含む電気化学的な腐食機構の検討</u> ・<u>経年劣化データの整備取得</u> ・震源断層モデルと地盤不整形性の影響を考慮した対象地域の地震動特性の提示。 ・観測記録を用いた免震構造に関する信頼性評価手法のドラフトの作成。
平成21年度	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理機器の液相部及び気相部の劣化加速試験のための温度条件及び腐 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>経年劣化加速試験条件の絞込み及びデータの整備取得。</u>

	<p><u>食機構に基づく条件の絞込み及びデータの取得【JNES受託】。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>温度・溶液条件と加速割合及び腐食機構関係の確認による加速条件の絞込み【JNES受託】。</u> ・再処理機器の熱流動解析手法の検討及び腐食進展解析手法の検討。 ・高経年化対策技術資料集の骨子案の作成。 ・核燃料施設免震構造に関する入力地震動策定手法(案)及び信頼性評価手法(案)の作成。 	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理機器の高経年化対策技術資料集の骨子案の提示。 <ul style="list-style-type: none"> ・核燃料施設免震構造に関する入力地震動策定手法(案)及び信頼性評価手法(案)の提示。
平成21年度以降	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究では、平成21年度以降も試験研究を継続し、再処理施設全般を対象にした経年劣化データ整備や最新の技術情報整備を行う。 ・再処理機器の腐食環境(熱流動環境や溶液環境)及び腐食機構の解析手法を整備し、<u>寿命評価手法の高度化を図る</u>高経年化対策評価技術基盤の整備を図る。 ・核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化研究では、継続的に地震観測データ及び免震部材の特性データを蓄積し、免震構造に関する入力地震動策定手法及び信頼性評価手法の高度化を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・劣化加速試験によるデータの取得整備。 ・<u>実機腐食環境の模擬試験技術の整備。</u> ・<u>再処理施設全般を対象にした再処理機器の高経年化対策技術資料集(案)の提示。</u> <ul style="list-style-type: none"> ・核燃料施設免震構造に関する安全規制方策(案)の提示。

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 4-1-1

研究分野／項目	IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野／高レベル放射性廃棄物の処分	
研究課題 (Title)	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(1) Research on Geological Disposal of High-level Radioactive Waste (1)	
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構	
研究代表者	所属	安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ
	氏名	中山 真一(なかやま しんいち)
	連絡先	Tel:81-6001 E-mail:nakayama.shinichi@jaea.go.jp
研究目的	人工バリア材の長期変質など変動要因を考慮できる確率論的長期安全評価手法を開発・整備する。	
研究内容	<p>イ. 長期安全評価手法に関する研究</p> <p>地層処分の長期的な地下水移行シナリオ評価のための確率論的評価手法および人間侵入シナリオの評価モデルの開発・整備を行う。また、ベントナイト系緩衝材の変質、金属容器の腐食・初期欠陥、隆起侵食・海水準変動等の長期変動の影響評価手法を開発・整備する。決定論及び確率論的安全解析を行い、個々の変動要因による不確かさの影響を定量的に明らかにする。</p> <p>また、これらの解析に必要なデータの整備として、人工バリア、天然バリア及び生物圏パラメータの時空間的変動に関するデータベース、人間侵入シナリオ評価のための基礎データとしてのボーリング行為に関するデータの収集・分析、ならびに人工バリア材の変質や核種移行に関する現象理解とデータ取得を行う。</p> <p>さらに、安全確保のための基本的事項調査として、我が国の地質環境・地殻変動に関する調査、処分工学技術（バリア材性能、建設・閉鎖技術等）の現状に関する調査、及び安全確保のための基本的事項（線量基準、長期評価の考え方等）に関する国際動向の調査を行い、長期評価において考慮すべき事象及び評価の考え方の検討を行う。【保安院受託(H18まで)、JNES受託(H19)】</p> <p>ロ. 広域かつ長期的な地下水流動に関する研究</p> <p>数10～100km程度の広域かつ長期的な地下水流動が考慮可能な基本モデルを構築するとともに、広域水文に関する調査データ並びに知見を基にモデルの検証を行う。加えて、地質及び気候関連事象の変化、人間活動等の外的要因による地下水流動系への影響を評価できるモデルに拡張し、水文地質学的変化を伴う広域かつ長期的な地下水流動のメカニズムを解明する。【保安院受託(H18まで)、JNES受託(H19)】</p>	
成果の達成目標	高レベル放射性廃棄物処分安全評価手法の開発・整備として、	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基礎データの拡充およびデータベースの整備 	

		<ul style="list-style-type: none"> ・ 広域かつ長期的な地下水流動評価手法の開発 ・ 人工バリア等の構成要素の長期的挙動に関するデータ整備および評価モデルの開発。
期待される研究成果	分類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・ 学会標準等、民間による安全基準作成への活用
	研究の必要性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高レベル放射性廃棄物の処分施設建設地は、概要調査地区選定、精密調査地区選定、最終処分施設建設地選定の3段階に分けて選定されることが法律に定められている。原子力安全委員会では既に概要調査地区選定のための環境要件を定め、今後、精密調査地区の選定のための環境要件、さらに精密調査地区選定開始時期までに、処分施設の設計要件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等の基本的考え方をまとめた安全審査基本指針を取りまとめることとしており、精密調査地区選定のための調査開始までに、精密調査地区選定のための環境要件および安全審査基本指針の策定に活用できる研究成果を取りまとめる必要がある。
	成果の活用方策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 精密調査地区選定のための環境要件および安全審査基本指針の策定に対し、必要な最新の技術や成果を技術基盤として整備する。 ・ さらに、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠を整備する。

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>長期安全評価に関するモデル整備のためのデータを拡充する。具体的には、</p> <p>イ. 長期安全評価手法に関する研究では、人工バリア材に関して、セメントの劣化と物質の拡散機構の関係を解明し、非吸着性の物質についての長期的なセメント中拡散モデルを提示する。</p> <p>放射性核種挙動に関しては、緩衝材中核種移行について、NUCEF を用いたデータ取得を終了し、平成18年度に行う緩衝材中拡散係数の変動幅の評価に備えデータを取り揃える。</p> <p>人間の活動によって処分後の放射性廃棄物から人が受ける影響に関する安全評価のために、過去20年以上のボーリング本数等に関するデータ収集を終了し、安全評価に必要な人間侵入に関するデータベースを提示する。</p>	<p>イ. 長期安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非吸着性の物質についての長期的なセメント中拡散モデルの提示 ・ 安全評価に必要な人間侵入に関するデータベースの提示 <p>ロ. 水文地質</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 広域地下水流動把握ための調査技術の比較評価

	<p>ロ. 水文地質学的影響に関しては、広域地下水流動の調査技術の比較評価および隆起・侵食が地下水流動へ及ぼす影響を評価する。</p>	
平成18年度	<p>長期安全評価に関するモデル整備のためのデータを拡充する。具体的には、</p> <p>イ. 長期安全評価</p> <p>人工バリア材に関しては、セメントの劣化と物質の拡散機構を長期的に予測するセメント劣化-物質移動連成解析コードを整備する。放射性核種挙動に関しては、緩衝材拡散係数の変動幅の評価の考え方を提示するとともに、溶解度について、データ取得を終了し、溶解度の変動幅を評価する。</p> <p>高レベル廃棄物地層処分の安全解析として、仮想的な処分サイトに対する多次元地下水流動解析の結果と空間的変動に関するデータベース情報をリンクさせた解析を行い、空間的変動要因に起因した不確かさの影響を定量化する。</p> <p>また、超ウラン核種(TRU)廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分を想定した場合の相互影響評価に必要なモデル・コード開発を開始する。</p> <p>ロ. 水文地質</p> <p>広域かつ長期的な地下水流動系の範囲特定のための、既存データを基にした予備解析および解析対象地域での地質調査を行い、水理地質構造のモデル化手法を提示する。</p>	<p>イ. 長期安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> セメント劣化-物質移動連成解析コードの開発 緩衝材拡散係数および溶解度の変動幅評価の考え方の提示 評価パラメータの空間的不確かさの影響解析結果の提示 <p>ロ. 水文地質</p> <ul style="list-style-type: none"> 地質構造モデルの作成手法の提示
平成19年度	<p>イ. 長期安全評価</p> <p>天然事象・気象関連事象に関する FEP データの調査・整理、シナリオの検討に着手する。</p> <p>人工バリアの変質および天然バリアにおける核種移行データについて、処分場で発生しうる化学的変動要因に対するデータ取得を継続する。</p>	<p>イ. 長期安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 天然バリアパラメータへの硝酸塩、塩水の影響の不確かさの提示 人工バリアに着目した地下水移行シナリオの不確かさ解析結果の提示 併置処分影響評価のための詳

	<p>TRU 廃棄物の併置処分に対する被ばく評価コード GSRW-PSA 及び長期的評価のための詳細モデル/コードの高度化を図るとともに、主要パラメータに関するデータベースの拡充を図る。</p> <p>ロ. 水文地質</p> <p>広域地下水流動研究に関しては、広域地下水流動に影響を及ぼす天然事象・気象関連事象に関する FEP データの調査・整理を開始し、モデル検証のための解析事例対象地区に対する地質および水文データの収集を継続して、水理地質構造モデル構築に関する技術的情報を整備する。さらに、天然事象の変化等の外的要因の影響のモデル化の検討を開始する。</p>	<p>細解析コードの作成(一次版)</p> <p>ロ. 水文地質</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 広域地下水流動評価モデル整備(1次版)
平成20年度	<p>イ. 長期安全評価</p> <p>天然事象に関する FEP の調査・整理を継続するとともに、天然事象の発生に起因した評価シナリオの整備を進める。また、天然事象に関するモデルの検討に着手する。</p> <p>処分場で発生しうる化学的変動要因に対するデータ取得を継続するとともに、核種移行モデルに関する検証用データ取得に着手する。</p> <p>併置処分に関しては、廃棄体特性、人工バリア仕様、処分場設計を踏まえた TRU 廃棄物に対する安全解析を進める。また、相互影響評価に必要なモデル・コード開発、データベース整備を継続する。</p> <p>ロ. 水文地質</p> <p>広域かつ長期的な地下水流動研究に関しては、モデル検証のための解析事例対象地区に対する地質、水文データの収集を継続し、構築に関する技術的情報を整備するとともに、水理地質構造モデルの改良を実施する。また、天然事象の変化等の外的要因の影響のモデル化の検討を継続する。</p>	<p>イ. 長期安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 概要調査結果の確認のための技術情報の整備 ・ 併置処分に固有なパラメータの提示 <p>ロ. 水文地質</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 概要調査結果の確認のための技術情報の整備 ・ 天然事象の変化等の外的要因の影響のモデル化の検討
平成21年度	<p>イ. 長期安全評価</p>	<p>イ. 長期安全評価</p>

	<p>天然事象に関する FEP データの更新を進め、天然事象の発生に起因した評価シナリオの整備、および天然事象に関するモデル／コード開発に着手する。</p> <p>処分場で発生しうる化学的変動要因に対するデータ取得を継続するとともに、核種移行モデルに関する検証用データ取得を進める。</p> <p>併置処分に関しては、廃棄体特性、人工バリア仕様、処分場設計を踏まえた TRU 廃棄物に対する安全解析および相互影響評価に必要なモデル・コード開発、データベース整備を継続する。</p> <p>ロ. 水文地質</p> <p>広域かつ長期的な地下水流動研究に関しては、天然事象の変化等の外的要因による地下水流動系への影響に関するモデル検証手法の検討を開始する。</p> <p>天然事象の変化等の外的要因の地下水流動系への影響を考慮した広域地下水流動モデルを開始する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 天然事象の発生に起因した重要な評価シナリオの提示 ・ 併置処分の安全評価結果の提示 <p>ロ. 水文地質</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 天然事象の変化等の外的要因による地下水流動系への影響を考慮できる地下水流動モデルの提示
平成21年度以降	<p>各調査及び安全解析結果に基づき、規制上必要となる基本的要件の検討を進める。</p> <p>人工バリア材の変質現象の理解、核種移行に関するデータの信頼性の向上を図る。</p> <p>開発した評価手法の検証ならびに天然バリアを主とした安全評価パラメータの不確かさの評価を進め、確率論的安全評価手法を確立する。</p> <p>整備した安全評価手法による安全解析を通して、地層処分及び余裕深度処分の安全規制の策定及び安全審査に寄与する。</p> <p>天然事象の変化等の外的要因の影響下におけるモデル検証手法の検討を継続する。また、天然事象の変化等の外的要因の</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 精密調査結果の確認のための技術情報の整備 ・ 安全審査基本指針の策定のための技術情報の整備 ・ 天然事象等の発生を含む長期的評価のための安全評価手法の整備 ・ 精密調査結果の確認のための技術情報の整備 ・ 安全審査基本指針の策定のための技術情報の整備

	影響を考慮した広域かつ長期的な地下水 流動モデル(2次版)を整備する。	
--	--	--

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 4-2-1

研究分野／項目	IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野／高βγ廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分												
研究課題 (Title)	低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究 Research on Disposal of Low-level Radioactive Waste												
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構												
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%; padding: 2px;">所属</td> <td style="padding: 2px;">安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">氏名</td> <td style="padding: 2px;">中山 真一(なかやま しんいち)</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">連絡先</td> <td style="padding: 2px;">Tel:81-6001 E-mail:nakayama.shinichi@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">所属</td> <td style="padding: 2px;">地層処分研究開発部門 TRU 廃棄物処分研究グループ</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">氏名</td> <td style="padding: 2px;">亀井 玄人(かめい げんと)</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">連絡先</td> <td style="padding: 2px;">Tel:82-67700 E-mail:kamei.gento@jaea.go.jp</td> </tr> </table>	所属	安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ	氏名	中山 真一(なかやま しんいち)	連絡先	Tel:81-6001 E-mail:nakayama.shinichi@jaea.go.jp	所属	地層処分研究開発部門 TRU 廃棄物処分研究グループ	氏名	亀井 玄人(かめい げんと)	連絡先	Tel:82-67700 E-mail:kamei.gento@jaea.go.jp
所属	安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ												
氏名	中山 真一(なかやま しんいち)												
連絡先	Tel:81-6001 E-mail:nakayama.shinichi@jaea.go.jp												
所属	地層処分研究開発部門 TRU 廃棄物処分研究グループ												
氏名	亀井 玄人(かめい げんと)												
連絡先	Tel:82-67700 E-mail:kamei.gento@jaea.go.jp												
研究目的	<p>TRU 廃棄物およびウラン廃棄物の処分については、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全規制の基本的考え方の策定に役立てるため、評価シナリオの設定、固化体・人工バリア・天然バリアの機能評価等を含めた安全評価手法を開発・整備する。また、処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な解析を行う。高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)については、余裕深度処分に関する規制基準の検討のために安全評価手法を開発・整備する。</p>												
研究内容	<p>イ. 高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)の処分に関する研究 余裕深度処分に関して、安全評価シナリオ、安全評価モデル等を検討し、安全評価解析を行う。</p> <p>ロ. TRU 廃棄物の処分に関する研究 クリアランス及び浅地中処分・余裕深度処分のための埋設濃度上限値を試算する。また、長期バリア性能評価および安全評価手法を開発する。また、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体との併置処分の安全性に関する評価手法の整備を行う。【保安院受託(H17～H18)、JNES 受託(H19 以降)】</p> <p>地層処分の安全性に関連する研究として、充填材や緩衝材など人工バリアの長期挙動に関わるデータ及び核種移行データの取得、整備を進めるとともに、評価モデルの改良を進め、信頼性の高い線量評価を行う。【保安院受託(H17～H18)及び JNES 受託(H19 以降)の一部】さらに、返還低レベル廃棄物固化体に関して、安全評価に必要なデータ取得手法を整理する。【保安院受託(H18)】</p> <p>ハ. ウラン廃棄物の処分に関する研究 クリアランス及び浅地中処分・余裕深度処分のための埋設濃度上限値を試算する。また、長期バリア性能評価および安全評価手法を開発する。【保安院受託(H17～H18)、JNES 受託(H19 以降)】</p>												

成果の達成目標	<p>廃棄物処分の安全評価に係る基本的考え方の構築では、</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全評価手法(リスク論的考え方の適用の可能性を含む)、評価期間、線量目標値、安全評価シナリオ等安全評価の重要事項を検討、提示 <p>廃棄物処分の安全評価手法の開発では、</p> <ul style="list-style-type: none"> 高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)処分の安全評価解析 TRU 廃棄物処分、ウラン廃棄物処分の安全評価手法の整備 <p>天然バリア、人工バリアの性能評価研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> 高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)の処分施設におけるバリア機能の性能評価手法の整備 TRU 廃棄物、ウラン廃棄物の処分施設におけるバリア機能の性能評価 	
期待される研究成果	分類	新しい安全規制、指針基準及び安全審査等への活用
	研究の必要性	<p>原子力安全委員会は、高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)、TRU 廃棄物、ウラン廃棄物等について、それぞれの廃棄物の特性及び処分方法に応じて安全に処理・処分を行うための安全規制の基本的考え方の策定などを行う。そのため、必要なデータベースや評価手法の高度化を図る。</p> <p>基本的考え方として整備すべきものは、安全評価手法(リスク論的考え方の適用の可能性も含む)、評価シナリオ、評価期間、線量目標値などであり、これらを基に炉内構造物等廃棄物の処分、TRU 廃棄物処分、ウラン廃棄物処分の安全審査指針や濃度上限値等の策定を進める。</p> <p>なお、炉内構造物等廃棄物の処分に関しては安全規制の基本的考え方および濃度上限値は既に検討済みであり、平成19年頃と予想される事業申請に対応するため、規制体系の整備とそれに合わせた規制制度および評価手法を整備する必要がある。</p>
	成果の活用方策	<ul style="list-style-type: none"> 高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)の処分施設の安全審査指針は、平成18年度までにまとめることとしており、その策定にあたり研究成果を活用する。 TRU 廃棄物処分やウラン廃棄物処分の基本的考え方、濃度上限値、安全審査指針を検討するに当たっては、炉内構造物等廃棄物の処分施設の安全規制要件とも関連しており、これらの廃棄物処分に関する研究成果を必要とする。また、最新の技術や成果を安全評価のための基盤情報とし活用する。

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p><u>高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)</u></p> <p>余裕深度処分に関して地下水移行シナリオを対象に人間に対する被ばく線量評価を行う。</p> <p><u>TRU 廃棄物</u></p>	<p>高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)</p> <ul style="list-style-type: none"> 地下水移行シナリオに関する安全解析の実施と公開 余裕深度処分でのボーリング発生頻度算定モデルの整

	<p>浅地中処分(トレンチ処分、ピット処分、及び50~100mの深度への処分)に対する濃度上限値設定のための解析を行う。</p> <p>地層処分については、セメント系材料とベントナイトの相互作用に関わるデータ及びセメント系材料に対する核種移行データの取得、整備計画を作成する。さらにすでに整備した核種移行解析コードの汎用化を目指した改良を実施する。</p> <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <p>浅地中処分(トレンチ処分、ピット処分、及び50~100mの深度への処分)に対する濃度上限値設定のための解析を行う。</p>	<p>備</p> <p><u>TRU 廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 決定論及び確率論的解析による各基準値の試算結果の取りまとめ クリアランスレベル算出評価コード(JAEA-Data/Code)の公開 熔融固化体からの元素浸出データの取得 核種移行解析コードの改良 <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 決定論及び確率論的解析による各基準値の試算結果の取りまとめ
平成18年度	<p><u>高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)</u></p> <p>余裕深度処分に関して、原子力安全委員会における安全規制の検討を支援するため、地下水移行シナリオ及び人間侵入シナリオに関する安全解析を実施する。</p> <p><u>TRU 廃棄物</u></p> <p>TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分を想定した場合の相互影響評価に必要なモデル・コード開発として概念モデルを作成する。</p> <p>また、海外再処理に伴って発生する返還低レベル廃棄物(ガラス固化体)に関して、ガラス固化体の特徴、処分条件等を調査し、安全評価に必要なデータ取得手法を検討する。</p> <p>地層処分については、セメント系材料を起源とする高pH地下水環境下でのベントナイト緩衝材の劣化に関わるデータ及びセメント系材料に対する核種収着などに関係する核種移行データを取得する。また、核種移行解析コードのマニュアルを整備する。</p>	<p>高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)</p> <ul style="list-style-type: none"> 余裕深度処分に関する安全解析結果の公開 <p><u>TRU 廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 併置処分評価用の概念モデルの作成 返還低レベル廃棄物(ガラス固化体)の特徴、特性試験手法についての調査結果を公開 基盤となる知見、データ、解析手法に関しては、公開資料や論文に取りまとめるレベル ベントナイトの高pH条件における溶解データの取得 セメント系材料への核種収着データの取得
平成19年度	<p><u>高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)</u></p> <p>余裕深度処分に関して、地下水移行シナ</p>	<p>高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)</p> <ul style="list-style-type: none"> 余裕深度処分に関する安全

	<p>リオ及び人間侵入シナリオに関する安全解析を実施する。</p> <p><u>TRU 廃棄物</u></p> <p>TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関しては相互影響評価に必要なモデル・コードを作成する。</p> <p>返還低レベル廃棄物(ガラス固化体)の模擬ガラスを用いて溶解挙動を調べ、試験条件、評価手法を検討する。</p> <p>地層処分に関しては、海水系地下水条件でのセメント系材料/ベントナイト相互作用に関わるデータを取得し、相互作用評価モデルを整備する。さらに、核種移行解析コードを用いて処分の安全評価に及ぼすセメント系材料/ベントナイト相互作用の影響に関する感度解析を実施する。</p>	<p>解析結果を公開する。</p> <p><u>TRU 廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 併置処分影響評価のための解析コード(1次版)の作成 返還低レベル廃棄物(ガラス固化体)の安全評価用データ取得手法を提案 セメント系材料/ベントナイト相互作用評価モデルの整備 感度解析結果の提示 低レベル放射性廃棄物処分の濃度上限値評価コード GSA-GCL2 の公開 原子力安全委員会に提供した埋設方式別の濃度上限値の算出結果の論文による取りまとめ <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> クリアランスレベル算出結果の論文による取りまとめ
平成20年度	<p><u>TRU 廃棄物</u></p> <p>TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関しては相互影響評価に必要なパラメータを提示する。</p> <p>地層処分に関しては、取得データを用いて相互作用評価モデルの妥当性を検討する。取得したセメント系材料などに対する核種収着データ等に基づいた決定論的安全評価解析を行うためのデータセットを作成する。</p> <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <p>安全評価に必要なデータの高度化を図る。</p>	<p><u>TRU 廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 併置処分に固有なパラメータの提示 地層処分の決定論的安全評価解析に適用するデータセットの作成 <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <p>安全評価に必要なデータの取得</p>
平成21年度	<p><u>TRU 廃棄物</u></p> <p>TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関しては安全評価を実施する。</p> <p>地層処分に関しては、整備された充填材や緩衝材などの長期挙動評価モデル及び核</p>	<p><u>TRU 廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 併置処分の安全評価結果の提示 地層処分システムの安全性の提示

	<p>種移行データセットを用いて、処分システムの安全評価解析を実施し、22年度以降の研究課題をまとめる。</p> <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <p>重要子孫核種の分配係数を取得する。</p>	<p><u>ウラン廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 重要子孫核種の分配係数の提示
<p>平成22年度以降</p>	<p><u>TRU 廃棄物</u></p> <p>TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関しては相互影響評価に必要なモデル・コード開発を継続する。</p> <p>地層処分に関しては、人工バリア、天然バリアに関する長期的な性能予測の信頼性を高める評価モデルの開発を進める。</p> <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <p>安全評価に必要なデータの高度化を図る。</p>	<p><u>TRU 廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 併置処分影響評価のための解析コード(2次版)の作成 人工バリア、天然バリアに関する長期的な性能予測の信頼性を高める評価モデルの開発 <p><u>ウラン廃棄物</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 安全評価に必要なデータの取得

重点安全研究計画調査票（平成17年度～21年度）

分類番号 4-1-2

研究分野／項目	IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野／高レベル放射性廃棄物の処分							
研究課題 (Title)	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(2)－開発研究の成果の活用 Research on the geological disposal of high-level radioactive waste (2)							
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構							
研究者の所属、氏名	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">所属</td> <td>地層処分研究開発部門研究開発統括ユニット 研究計画グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>清水 和彦</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:82-67201 E-mail:shimizu.kazuhiko@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	地層処分研究開発部門研究開発統括ユニット 研究計画グループ	氏名	清水 和彦	連絡先	Tel:82-67201 E-mail:shimizu.kazuhiko@jaea.go.jp
所属	地層処分研究開発部門研究開発統括ユニット 研究計画グループ							
氏名	清水 和彦							
連絡先	Tel:82-67201 E-mail:shimizu.kazuhiko@jaea.go.jp							
研究目的	我が国における地層処分の技術基盤を継続的に強化し、関連する科学的知見の拡充や地層処分の技術的信頼性・安全性の向上を図ることにより、精密調査地区選定のための環境要件や安全審査基本指針の検討に資する。							
研究内容	<p>上記の目的を達成させるため、以下の4課題について研究を進める。</p> <p><u>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</u></p> <p>具体的な地質環境条件を基に、人工バリアや地下施設についての長期評価モデルの検証、設計・施工技術の検証を行い、処分場の設計に適用すべき安全基準・指針等の作成に資する。また、天然類似現象の調査により人工バリア材料の長期的な核種閉じ込め機能に関する評価の信頼性向上を目指す。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u></p> <p>地層処分サイトが選定された場合に取得・抽出されると考えられる個々の地質環境特性や、それに基づく設計条件等の情報および重要事項を、サイトでの調査の進展に応じて適切に反映可能な安全評価手法を開発するとともに、現象理解に基づく個別現象モデルの高度化を行う。これら検討を通じて安全指標とその基準、時間スケール、安全評価シナリオおよび安全評価にリスク論的な考え方を導入する可能性等についての基本的な考え方の構築、ならびに安全確保の論拠(セーフティケース)の仕組みの構築に資する基盤情報を得る。</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u></p> <p>東濃地域の結晶質岩と幌延地域の堆積岩を例に地上からの調査研究段階で得られた成果を基盤として、坑道掘削時の地質環境調査に係る計画の立案、調査の実施、深部地質環境に関するモデルの構築と解析、調査結果の評価を繰り返して行う。このプロセスをとおして、坑道周辺の地質環境をより詳細に把握するとともに、地上からの調査研究段階で構築した地質環境モデルや予測解析結果、あるいは適用した調査・解析・評価手法などの妥当性を確認する。また、地質環境の調査技術の開発やその適用性の評価を行い、地質環境の調査に関する一連の技術の有効性や信頼性を確認するとともに、安全評価および地下施設建設を念頭に置</p>							

	<p>いて深部地質環境を評価するための調査・解析・評価手法を段階的に整備する。</p> <p>本研究は、瑞浪超深地層研究所計画と幌延深地層研究計画における以下の3つの調査研究段階、地上からの調査研究段階(第1段階)、坑道掘削(地下施設建設)時の調査研究段階(第2段階)、地下施設での調査研究段階(第3段階)のうち、主に第2段階での調査研究を対象としている。</p> <p><u>二. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</u></p> <p>処分システムの設計や安全性に関連する、活断層・地震活動、火山活動、隆起・侵食、気候・海水準変動等の天然現象を対象に、現象の特徴(過去から現在までの活動履歴に見られる規則性や変動の規模等)を明らかにするとともに、地層処分に適した地質環境(地下水の流動・水質、岩盤の力学特性)の長期的な維持に関する評価を行うための総合的な調査・評価手法を開発する。</p>	
<p>成果の達成目標</p>	<p>「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(原子力安全委員会安全研究専門部会;H17.6月)に示される以下の事項について、「安全評価手法の開発」を達成するとともに、「安全規制に係る基本的考え方の構築」に資する。</p> <p>○安全規制に係る基本的考え方の構築</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全審査基本指針の必要事項の検討(処分施設の安全設計要件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等の検討) ・リスク論的考え方を安全評価に導入する可能性の検討、安全確保の論拠(セーフティケース)の仕組みの検討 <p>○安全評価手法の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要事項(地質環境、人工バリアなど)の抽出と安全評価手法の開発 ・地質環境の調査評価手法の開発、地質環境の長期的履歴評価手法及び天然現象の地質環境に及ぼす影響評価手法の開発、地質環境の長期将来予測評価手法の開発 ・人工バリア等の構成要素の長期的挙動や複合挙動に関するデータ整備及び評価モデルの開発 	
<p>期待される研究成果</p>	<p>分類</p>	<p>新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 学会標準等、民間による安全基準作成への活用</p>
	<p>研究の必要性</p>	<p>高レベル放射性廃棄物の最終処分施設建設地の選定にあたっては、3段階(概要調査地区選定、精密調査地区選定、最終処分施設建設地選定)に分けた選定を行うことが法律に定められている。概要調査地区選定のための環境要件は定められていることから、今後は、精密調査地区選定のための環境要件、さらに精密調査地区選定開始時期までに最終処分の設計要件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等の基本的考え方をまとめた安全審査基本指針を取りまとめるため、安全規制に係る基本的考え方の構築および安全評価手法の開発に資する研究成果が必要とされている。</p>

成果の活用方策	<p>精密調査地区選定のための環境要件および安全審査基本指針の策定に対し、必要な最新の技術や成果を技術基盤として整備する。</p> <p>さらに、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠を整備する。</p>
---------	---

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p><u>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</u></p> <p>緩衝材の基本特性地質環境条件を考慮したデータの拡充および膨潤応力測定手法の標準化に係る基盤情報の整備等を進める。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u></p> <p>安全評価手法の開発、モデルの高度化のため、これまでの研究開発の経緯等を踏まえ、効率的な研究の進め方等を検討するとともに、核種移行の基礎データの拡充やデータ取得手法の標準化を進める。</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u></p> <p>結晶質岩に関しては、地上からの調査段階の成果を取りまとめるとともに坑道掘削時の調査段階の研究開発を本格化させる。堆積岩については、地上からの調査段階を終了し、坑道掘削時の調査段階の研究開発の準備を行う。</p> <p><u>ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</u></p> <p>活断層・地震活動、火山・地熱活動、隆起・侵食／気候・海水準変動の各天然現象に整理し、地質環境の長期的な安定性評価手法に関する事例情報を整備する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・人工バリア等の長期挙動に関するデータ取得 ・安全評価手法の体系的な整備等に向けた計画案の作成、基礎データの拡充、データベースの公開、データ取得手法の標準化 ・結晶質岩：地上からの調査段階の調査結果による地質環境モデルの完成 ・堆積岩：地上からの調査研究段階における地質環境モデルの作成 ・各天然現象の事例研究の成果の公表
平成18年度	<p><u>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</u></p> <p>【緩衝材の長期物理的・化学的安定性に関する研究】</p> <p>緩衝材について、各種試験の標準化に着手し、長期力学変形挙動の降水系・海水系でのデータ、海水系条件での浸入現象データ及びコロイド生成データを取得するとともに、鉄－緩衝材反応に関するデータ取得を開始する。</p> <p>【オーバーパックの腐食挙動に関する研究】</p> <p>オーバーパック溶接部の耐食性を把握する。</p> <p>【ガス移行挙動に関する研究】</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・降水系での岩盤/緩衝材連成モデルに必要なパラメータの提示 ・オーバーパックの溶接方法／条件による影響の整理

	<p>海水条件での緩衝材の透気特性データを拡充し、力学連成モデルの基本的な概念を作成する。</p> <p>【岩盤の長期変形挙動に関する研究】</p> <p>環境要因や堆積軟岩の特性に関する室内試験及び解析的検討を行うとともに、モデルの妥当性を検討する。</p> <p>【再冠水挙動に関する研究】</p> <p>室内実験に基づき連成モデルの改良を行う。</p> <p>【施工に関する性能保証研究】</p> <p>地上施設での要素試験の検討を行う。</p> <p>【処分場管理／モニタリングに関する研究】</p> <p>基盤情報の整理・見直し、計測技術の調査を行う。</p> <p>【ナチュラルアナログ研究】</p> <p>鉄遺物の腐食についての考古学遺物の変質調査を実施する。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u></p> <p>【安全評価手法の開発】</p> <p>シナリオを構築する際の透明性、追跡性と合理性の向上や多様な環境条件に適用可能な不確実性の影響評価手法やモデル化に関する知見等について整理する。</p> <p>【モデルの高度化】</p> <p>亀裂の影響等の個別現象に関して、地上からの調査データに基づく室内試験等を実施するとともに、実際の地質環境を対象とした水理・物質移行評価手法の適用性確認に関して、調査データ量が少ない段階でのモデル化手法を検討する。</p> <p>【核種移行データの取得及びデータベース整備】</p> <p>Np、Se に関する熱力学データの取得を行うとともに、実ガラス浸出試験、Ra の共沈試験、処分環境条件を考慮したベントナイト中の Np 等の拡散試験、およびコロイド、有機物等の核種移行に与える影響評価に関する試験を開始する。また、熱力学データベース整備に向けたデータレビュー／収着データベース内の個別データに対する信頼性評価、および拡散データベースの拡充と公開を行う。</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ガス移行挙動に関するデータベースの作成、モデルの妥当性確認 ・岩盤の長期変形挙動にかかわる環境要因等の整理。 ・再冠水挙動に関する連成モデルの改良 ・施工の性能保証にかかわる要素試験概念の提示 ・処分場管理／モニタリングに関する基盤情報の改訂 ・処分環境条件に近い鉄遺物調査事例の提示 ・評価手法やモデル化に関する知見の整備 ・地上からの調査研究段階の調査データに基づく水理・物質移行評価上重要な要因の抽出・整理 ・拡散データベースの公開とその他のデータのとりまとめと公表
--	---	---

	<p>【結晶質岩に関する地質環境評価手法に関する研究】</p> <p>花崗岩上部の研究坑道(立坑、水平坑道)の掘削にあわせた地質環境データの取得やその地質環境データに基づくブロックスケールおよびサイトスケールの地質環境モデル(地質構造、岩盤力学、水理、地球化学、物質移行)の構築・更新等を実施する。花崗岩上部の情報化施工の実践と研究坑道の掘削影響に関するデータの取得等を行う。また、地質環境の長期的履歴の評価項目および有効な指標の抽出を行う。</p> <p>【堆積岩を対象とした地質環境特性調査手法に関する研究】</p> <p>換気立坑60m、東立坑45mの掘削に対応した坑内での調査・測定(壁面の地質観察、坑道への湧水量測定、湧水の水質調査)と、立坑周辺の試錐孔に設置したモニタリングシステムや遠隔監視システムを利用した調査研究を行う。また、上記調査により取得されたデータを用いて地質環境モデルの構築および更新を実施する。</p> <p>ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</p> <p>活断層・地震活動については、将来の活断層の分布(移動、伸張、変形帯の発達過程)等の既存情報を整備する。火山活動については、第四紀の火山・地熱活動(特に低温領域の熱履歴)や地下深部のマグマ・高温流体等の基礎的な探査技術を抽出する。また、隆起・侵食/気候・海水準変動については、三次元の地形変化モデル等の概念モデルを作成する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 結晶質岩について「地上からの調査研究」の成果の取りまとめ ・ 結晶質岩、堆積岩について該当深度までの地質環境のモデル構築 <p>・過去から現在までの活動履歴に見られる規則性や変動規模等に関する知見のまとめ。</p>
平成19年度	<p>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</p> <p>【緩衝材の長期物理的・化学的安定性に関する研究】</p> <p>緩衝材については、設計手法の整備、長期力学的変形モデルの海水系でのパラメータ整理を行う。また、地質環境を考慮した流出・侵入挙動評価モデルに関するデータ取得計画の立案および鉄との相互作用に関する予測モデルの詳細化を行う。</p> <p>【オーバーパックの腐食挙動に関する研究】</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・データベースの更新、膨潤応力測定手法に関するデータの取得、緩衝材設計手法の見直し ・海水系での緩衝材力学モデルの適用性確認 ・緩衝材の鉄との相互作用予測モデルの構築

	<p>オーバーパック材質による影響評価を実施する。</p> <p>【ガス移行挙動に関する研究】</p> <p>幌延地下研究施設の環境条件におけるガス移行挙動に関するパラメータの整理を行う。</p> <p>【岩盤の長期変形挙動に関する研究】</p> <p>幌延地下研究施設の岩石コアを用いたクリープ試験を実施する。</p> <p>【再冠水挙動に関する研究】</p> <p>軟岩・高pH環境における連成試験を実施する。</p> <p>【施工に関する性能保証研究】</p> <p>最新情報に基づく評価方法、ツールの整備を行う。</p> <p>【処分場管理／モニタリングに関する研究】</p> <p>計測技術に関する室内試験を行う。</p> <p>【ナチュラルアナログ研究】</p> <p>鉄腐食データ取得を実施するとともに、鉄以外の金属材料に関する調査手法の検討を行う。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u></p> <p>【安全評価手法の開発】</p> <p>シナリオを構築する際の透明性、追跡性と合理性の向上や多様な環境条件に適用可能な不確実性の影響評価やモデル化に関する知見等に基づく安全評価手法の高度化、関連するパラメータの特性把握を行う。</p> <p>【モデルの高度化】</p> <p>○亀裂の影響等の個別現象に関して、坑道掘削時の調査データに基づく室内試験等の計画を策定するとともに、実際の地質環境を対象とした水理・物質移行評価手法の適用性確認に関して、調査データ量の増加に応じたモデル化手法の整理を行う。</p> <p>○幌延地域の地下水中の微生物・コロイド・有機物や地下水水質の把握を行うとともに、幌延地下水を用いたバッチ試験を実施する。</p> <p>【核種移行データの取得及びデータベース整備】</p> <p>Se 等に関する熱力学データの取得試験、Ra の共沈試験結果を取りまとめる。熱力学データベース整</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・オーバーパック腐食の材質による影響評価のまとめ ・幌延の環境条件下でのガス移行挙動に関するパラメータの整理結果の提示。 ・軟岩・高pH環境での再冠水挙動に関するデータ取得。 ・施工の性能保証に関する評価手法、ツールの改訂。 ・処分場管理／モニタリングに関する計測特性データの取得。 ・鉄以外の金属材料の腐食調査手法整理結果の提示 ・不確実性の影響評価に基づく安全評価手法の提示。 ・坑道掘削時の調査研究段階の調査データに基づく水理・物質移行評価上重要な要因の抽出、整理、モデル化手法に関する知見の整理。 ・個別元素の熱力学データベースの更新と公表。
--	--	---

	<p>備に向けたデータレビューを実施し、データベースシステムの改良および個別元素の熱力学データベースの更新を行う。</p> <p>また、安全評価のための核種移行パラメータ設定手法を提示する。</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u></p> <p>【結晶質岩に関する地質環境評価手法に関する研究】</p> <p>深度200m程度までの花崗岩の研究坑道掘削にあわせ、それまでに取得する地質環境データに基づきサイトおよびブロックスケールの地質環境モデルを更新し、地上からの調査段階で構築したモデル等との比較を行う。また情報化施工の実践と研究坑道の掘削影響に関するデータを取得する。さらに、地質環境の長期的履歴の評価に有効な指標の調査・分析方法の試案を構築する。</p> <p>【堆積岩を対象とした地質環境特性調査手法に関する研究】</p> <p>換気立坑190m、東立坑140mおよび140m連絡坑道の掘削に対応した坑内での調査・測定(壁面の地質観察、坑道への湧水量測定、湧水の水質調査)と、立坑周辺の試錐孔に設置したモニタリングシステムや遠隔監視システムを利用した調査研究を行う。また、取得データを用いて地質環境モデルを更新する。</p> <p><u>ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</u></p> <p>活断層・地震活動については、将来の活断層の分布(移動、伸張、変形帯の発達過程)等に関する調査技術を提示する。火山・地熱活動については、地下深部のマグマ・高温流体等に関する地球物理学的な調査技術を提示する。また、隆起・侵食/気候・海水準変動については、三次元の地形変化モデル等の解析コードを作成する。</p>	<p>・該当掘削深度までで取得したデータを基にした従来モデルの評価、改良</p> <p>・将来の活断層の分布等の調査項目およびそれに関連する調査技術の提示</p> <p>・三次元地形変化モデルに基づく解析コードの作成。</p>
平成20年度	<p><u>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</u></p> <p>【緩衝材の長期物理的・化学的安定性に関する研究】</p> <p>海水環境やセメント環境での評価試験やパラメータの整理を行う。</p>	<p>・海水条件での岩盤/緩衝材連成モデルに用いるパラメータの整理、評価モデルの改良、腐</p>

	<p>【オーバーパックの腐食挙動に関する研究】 幌延地下研究施設での原位置試験に向けた検討を行う。</p> <p>【ガス移行挙動に関する研究】 岩盤の透気特性データの取得、力学連成モデルの改良および事前解析を行う。</p> <p>【岩盤の長期変形挙動に関する研究】 幌延地下研究施設の岩石コアを用いたクリープデータを取得する。</p> <p>【再冠水挙動に関する研究】 室内試験結果の取りまとめおよび原位置検証計画の立案を行う。</p> <p>【施工に関する性能保証研究】 地上施設における試験計画の検討を行う。</p> <p>【処分場管理／モニタリングに関する研究】 基盤情報の整備・見直し、計測技術に関する原位置試験計画の立案を行う。</p> <p>【ナチュラルアナログ研究】 金属材料に関する調査の実施及びベントナイト変質等の調査手法を検討する。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u></p> <p>【安全評価手法の開発】 利用可能な環境条件（地質環境条件、設計条件）の特徴等や天然現象を起因とする影響に着目し、評価手法やモデルの適用性を検討する。また、手法やモデルを改良するとともにデータを取得する。</p> <p>【モデルの高度化】 ○亀裂の影響等の個別現象に関して、坑道掘削時の調査データに基づく室内試験等を開始するとともに、実際の地質環境を対象とした水理・物質移行評価手法の適用性確認に関して、調査データ量の増加に応じたモデル化手法の検討を行う。 ○幌延地域の地下水中の微生物・コロイド・有機物の起源と地下水水質形成機構の検討及び、幌延地下水を用いたカラム試験を実施する。</p> <p>【核種移行データの取得及びデータベース整備】 処分環境条件を考慮した収着拡散試験実施及び</p>	<p>食生成物に関するデータ取得</p> <ul style="list-style-type: none"> ・力学連成モデルの改良 ・クリープデータのとりまとめ ・再冠水挙動に関する室内試験のとりまとめ ・施工の性能保証に関する試験計画の提示。 ・処分場管理／モニタリングに関する原位置試験計測技術の試験計画の提示 ・ベントナイト鉦床調査手法の提示 ・利用可能な環境条件に対する安全評価手法・モデルの適用性の確認 ・坑道掘削時の調査研究段階の調査データに基づく水理・物質移行評価上重要な要因の抽出、モデル化手法の整備
--	--	--

	<p>収着拡散データベースの更新を行う。</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u></p> <p>【結晶質岩に関する地質環境評価手法に関する研究】</p> <p>深度200m程度以深の花崗岩の研究坑道掘削にあわせ、それまでに取得する地質環境データに基づき地質環境モデルを更新し、地上からの段階で構築したモデル等との比較を行う。また、情報化施工の実践とプロセス案の提示、研究坑道の掘削影響に関する評価モデルの適用性を検討する。さらに、地質環境の長期的履歴の評価に有効な指標の調査・分析方法を適用する。</p> <p>【堆積岩を対象とした地質環境特性調査手法に関する研究】</p> <p>換気立坑345m、東立坑280mおよび140m連絡坑道の掘削に対応した坑内での調査・測定（壁面の地質観察、坑道への湧水量測定、湧水の水質調査）と、立坑周辺の試錐孔に設置したモニタリングシステムや遠隔監視システムを利用した調査研究を行う。また、取得データを用いて地質環境モデルを更新する。</p> <p><u>ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</u></p> <p>活断層・地震活動については、低活動性の活断層に関する既存情報を整備する。火山・地熱活動については、地下深部のマグマ・高温流体等に関する地球化学的な調査技術を提示する。また、隆起・侵食／気候・海水準変動については、事例研究を通じて古地形・古環境などのデータを取得するとともに、これらに基づく三次元の地形変化シミュレーションを実施する。</p>	<p>・該当掘削深度までで取得したデータに基づく第1段階で行った調査、解析手法の妥当性確認の提示。</p> <p>・地下深部のマグマ・高温流体等の調査項目およびそれに関連する調査技術の提示。</p> <p>・三次元地形変化の予測の調査項目およびそれに関連するシミュレーション技術の提示。</p>
平成21年度	<p><u>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</u></p> <p>【緩衝材の長期物理的・化学的安定性に関する研究】</p> <p>緩衝材について、設計手法の取りまとめ、長期力学的変形挙動に関する岩盤/緩衝材連成モデルの妥当性検討や、原位置試験の予備解析、流出・侵入挙動に関する評価手法の取りまとめ、鉄との相互作用</p>	<p>・緩衝材設計手法のまとめ</p> <p>・連成モデルによる評価手法のまとめ</p> <p>・評価手法及びコロイド生成評価のまとめ。</p>

	<p>用による緩衝材性能への影響に関する評価を実施する。</p> <p>【オーバーパックの腐食挙動に関する研究】 室内試験での腐食挙動評価の取りまとめ等を行う。</p> <p>【ガス移行挙動に関する研究】 ガス移行挙動評価手法の取りまとめを行うとともに、ガス移行原位置試験を開始する。</p> <p>【岩盤の長期変形挙動に関する研究】 室内試験や解析的検討を継続するとともに、原位置試験詳細計画を立案する。</p> <p>【再冠水挙動に関する研究】 室内実験、連成モデルの高度化、海水系軟岩系モデルの検討および原位置検証計画の立案を行う。</p> <p>【施工に関する性能保証研究】 施工の要素試験に関わる計画を策定する。</p> <p>【処分場管理／モニタリングに関する研究】 原位置試験計測技術の試験計画を策定する。</p> <p>【ナチュラルアナログ研究】 金属ナチュラルアナログ研究の事例を取りまとめるとともに、ベントナイト変質等の調査を行う。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u></p> <p>【安全評価手法の開発】 利用可能な環境条件(地質環境条件、設計条件)の特徴等や天然現象を起因とする影響を考慮可能な総合評価手法・体系を構築・整備する。</p> <p>【モデルの高度化】 ○亀裂の影響等の個別現象に関して、坑道掘削時の調査データに基づく室内試験等を実施し、データの拡充を図るとともに、実際の地質環境を対象とした水理・物質移行評価手法の適用性確認に関して、調査データ量の増加に応じたモデル化手法を試行する。 ○幌延地域の地下水の地球化学特性のモデル化を検討する。</p> <p>【核種移行データの取得及びデータベース整備】 熱力学データの取得、処分環境条件を考慮した収着拡散データ、およびコロイド、有機物等の核種移</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・緩衝材の鉄との相互作用に関する評価のとりまとめ ・室内試験によるオーバーパック腐食挙動評価のまとめ ・ガス移行挙動評価手法のまとめ ・岩盤の長期変形挙動評価手法のまとめ ・海水系＋軟岩系を対象とした再冠水挙動計算結果の提示。 ・詳細試験計画の策定。 ・原位置試験計測技術の試験計画の策定 ・金属ナチュラルアナログ研究成果のとりまとめ。 ・総合安全評価手法・体系の構築・整備 ・坑道掘削時の調査研究段階の調査データに基づく水理・物質移行評価上重要な要因の抽出、整理 ・核種移行評価に関わるデータ
--	---	---

	<p>行に与える影響評価に関する各試験等の成果の取りまとめるとともに、新熱力学データベースを整備、公開する。また、核種移行パラメータ設定手法を例示する。</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u></p> <p>【結晶質岩に関する地質環境評価手法に関する研究】</p> <p>地上から深度300m程度以深までの堆積岩および花崗岩の研究坑道掘削にあわせ、それまでに取得する地質環境データに基づき地質環境調査評価手法に関わる成果の取りまとめを行う。また、情報化施工の実践に基づくプロセスの提示、研究坑道の掘削影響に関するモデルの妥当性評価結果の取りまとめを行う。さらに、地質環境の長期的履歴の評価に有効な指標の調査・分析方法に関する取りまとめを行う。</p> <p>【堆積岩を対象とした地質環境特性調査手法に関する研究】</p> <p>換気立坑500m、東立坑300m、西立坑50m、140mおよび280m連絡坑道の掘削に対応した坑内での調査・測定(壁面の地質観察、坑道への湧水量測定、湧水の水質調査)と、立坑周辺の試錐孔に設置したモニタリングシステムや遠隔監視システムを利用した調査研究を行う。</p> <p>また、取得データを用いて地質環境モデルを更新する</p> <p><u>ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</u></p> <p>活断層・地震活動については、低活動性の活断層に関する調査技術を提示する。火山・地熱活動については、低温領域の熱履歴を把握するための解析技術を提示する。また、</p> <p>隆起・侵食／気候・海水準変動については、三次元の地形変化による地下水影響のシミュレーションを実施する。</p>	<p>ベースの更新。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実際の地質環境を考慮した、データ取得手法の体系化および核種移行パラメータ設定手法の構築 ・該当掘削深度までに取得したデータに基づく第1段階で行った調査、解析手法の妥当性確認のとりまとめ ・低活動性の活断層の調査項目および調査技術の提示 ・低温領域の熱履歴の調査項目および解析技術の提示 ・地下水への影響度の提示
--	--	---

<p>平成21年度以降</p>	<p><u>イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究</u> 各研究項目についてさらにデータの拡充や現象の理解をするとともに、原位置での試験を本格化し、実際の地質環境での人工バリア等の挙動評価の知見を充実させる。</p> <p><u>ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究</u> 【安全評価手法の開発】 様々な環境条件に対して、構築した総合評価体系を用いた安全評価の実施</p> <p>【モデルの高度化】 ○坑道掘削時の調査研究段階における水理・物質移行評価上重要な要因の抽出・把握、評価モデルの提示 ○URL等におけるコロイド等影響評価試験の実施とそれに基づく現象理解及びモデルの適用性確認</p> <p>【核種移行データの取得及びデータベース整備】 データベースの更新と様々な環境条件を考慮した核種移行パラメータ設定手法の適用性確認</p> <p><u>ハ. 地質環境特性調査・評価手法に関する研究</u> 地上からの調査段階および坑道掘削時の調査段階の地質環境の調査評価技術に関する技術基盤の成果を踏まえつつさらに深部のデータの蓄積、調査評価技術の高度化を図るとともに、地下施設での調査研究段階(第3段階)の研究を本格化していく。</p> <p><u>ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究</u> 活断層・地震活動については、断層活動が地質環境に及ぼす影響(力学, 地下水理)を評価するためのモデルを開発する。火山・地熱活動については、マグマ活動が地質環境に及ぼす影響(熱, 地下水理)を評価するためのモデルを開発する。また、上記の予測・評価モデルの信頼性や妥当性を確認するため、類似した現象の痕跡の調査(ナチュラル・アナログ)によって得られたデータの比較・検討を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・深部地質環境での人工バリア挙動の知見の整備 ・最新の知見に基づいた安全評価手法の柔軟性と実用性の提示 ・水理・物質移行に関する一連の評価手法の整備 ・安全評価や概念モデルの構築に必要となるパラメータに関する情報の提示 ・地下施設を利用した調査技術の体系化
-----------------	--	--

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 4-3-1

研究分野／項目	IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野／廃止措置技術	
研究課題 (Title)	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究 Research on Safety Assessment on Decommissioning of Nuclear Facilities	
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構	
研究代表者	所属	安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ
	氏名	中山 真一(なかやま しんいち)
	連絡先	Tel:81-6001 E-mail:nakayama.shinichi@jaea.go.jp
研究目的	原子力施設の廃止措置計画の進捗に伴い、廃止措置の安全を確保するため安全評価手法の整備を行う。また、クリアランス対象物検認及びサイト解放を含む廃止措置終了確認についての評価対象核種、組成比、濃度測定方法等の検認手法を検討する。	
研究内容	<p>イ. 原子炉施設の廃止措置の安全評価等に関する調査</p> <p>廃止措置時の安全確保に関する技術的要件の検討として、廃止措置時の残存放射エネルギー評価方法、及び、被ばく低減策を整理する。また、廃止措置の進行に伴って減少するリスクレベルに応じた安全規制のあり方をまとめる。</p> <p>廃止措置時における被ばく線量評価手法に関しては、廃止措置期間中における周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量を解体作業の特徴を反映して評価する手法を検討する。また、汚染した機器を切断する際に発生する放射性物質の環境への移行挙動データ及び移行・拡散防止設備の性能に関するデータを取得する。</p> <p>クリアランスレベル検認手法に関しては、原子力施設の解体により発生するクリアランスレベル以下の金属及びコンクリートを安全・確実に区分するための検認手法及び手順を解析及び実験的に検討する。また、測定結果から対象物がクリアランスを満足するかどうかを判定する手法について検討する。</p> <p>さらに、サイト解放を含む廃止措置終了の確認に関する検認手法については、土壌における放射性核種の浸透特性等を考慮して、放射能濃度が基準以下であることを確認するための測定手法について検討する。また、サイト解放基準が線量基準で設定される場合も想定して、建家や敷地を解放または再利用するにあたってサイト固有のシナリオ及び条件を考慮した核種別放射能濃度を算出する手法を検討する。これらに基づき基準濃度計算コードを作成するとともに、感度解析計算等を行い、安全かつ効率的な評価手法を検討する。 【保安院受託(平成 17, 18 年度)、JNES 受託(平成 19 年度)】</p> <p>ロ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保に関する調査</p> <p>核燃料サイクル施設の廃止措置時の安全確保に係わる諸課題に取り組むた</p>	

		<p>め、廃止措置先行事例、規制・基準、除染・解体技術状況等の廃止措置の動向調査、及び国内の代表的プラントを対象とした施設特性、汚染状況、廃棄物等に関する調査を行う。これらの調査を通して、放射性物質の漏出・拡散を防止する観点から廃止措置を安全に実施するための課題を検討し、安全確保に係わる有効な情報をまとめる。</p> <p>さらに、廃止措置時及びサイト解放に係わる周辺公衆の被ばくに係わる安全評価手法をまとめる。</p> <p>核燃料サイクル施設に係わるクリアランスについては、原子炉施設とは異なる汚染特性を有する対象物に対する放射能評価・測定方法、検認技術等を検討する。【保安院受託(平成 17, 18 年度)、JNES 受託(平成 19 年度)】</p>
研究の達成目標		<p>廃止措置に関する安全評価手法の開発として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 施設の解体に係る放射線作業従事者及び周辺公衆の被ばく評価手法の開発 ・ 敷地解放を含む廃止措置終了確認に関する検認手法の検討、安全評価手法・測定・評価(検認)技術の開発 ・ 原子力発電所及び核燃料サイクル施設等の原子力施設におけるクリアランス対象物の測定・評価(検認)技術の開発
期待される研究成果	分類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 新しい安全規制、指針、規準および安全審査等への活用 ・ 現行の安全規制、指針、規準および安全審査等への活用
	研究の必要性	<p>廃止措置の安全審査等の実施に際しては、規制行政庁の活動を支援する技術能力を蓄積する必要がある。また、今後廃止措置がなされる原子力発電所及び核燃料サイクル施設等の放射能特性の把握方法や廃止措置のための安全評価手法、敷地解放を含む廃止措置終了確認に関する検認手法を整備する必要がある。さらに原子力発電所及び核燃料サイクル施設等から発生するクリアランス対象物に関する検認手法の整備を行う必要がある。</p>
	成果の活用方策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本原電東海発電所1号炉の本格解体、廃止措置申請がされた「ふげん」及び今後申請が見込まれる日本原電敦賀発電所 1 号炉に対する廃止措置計画の審査に活用。また、核燃料サイクル施設に係る廃止措置計画の審査に活用。 ・ クリアランスに関しては、今後申請が見込まれる原子力施設の廃止措置におけるクリアランスについて、その申請の審査及び国による検認作業に活用。 ・ サイト解放に関しては、将来申請が見込まれる原子力施設の廃止措置終了の確認について、その申請の審査及び国による検認作業に活用。

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	イ. 原子炉施設の廃止措置の安全評価等に	イ. 発電炉

	<p style="text-align: center;">関する調査</p> <p>基準整備調査では、新法令に基づく合理的な維持管理のあり方、遠隔大型解体装置導入時の安全管理、アスベスト等の有害物質の取り扱い方法について検討する。</p> <p>コード整備については、周辺公衆被ばくの感度解析を行い、その特徴を整理した上で、適切な評価項目を抽出する。また、放射線業務従事者の被ばく線量評価コードは職種別の線量当量率を物量データから評価するモデルを導入し、作業時間を与えることによって外部被ばく線量を求める第一次版を作成する。</p> <p>クリアランス検認については、検認作業のシミュレーションを実施するとともに、解析を実施して様々な体系における換算係数を取得する。また、換算係数ライブラリを内蔵した測定データ評価ツールを作成する。</p> <p>サイト解放検認については、すでに制度が導入されている米国及びドイツの状況について調査するとともに、IAEAにおける安全基準整備の現状を整理する。これに基づき、サイト解放制度化の枠組みを提示する。</p> <p>ロ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保に関する調査</p> <p>先行事例(JRTF、仏 UP-1 等)をもとに再処理施設の除染・解体技術および廃止措置の特徴を調査する。</p> <p>TRU 核種を含む解体廃棄物の区分測定のあり方を検討する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・合理的維持管理等の安全管理の検討結果を公開できる見込みである。 ・周辺公衆被ばく線量評価のパラメータ重要度分類を公開できる見込みである。 ・解体の進捗に伴って変動する線量当量率評価モデルを作成する。 ・クリアランス検認手法及び検認の具体的手順を公開できる見込みである。 ・サイト解放制度化の枠組みを提示できる見込みである。 <p>ロ. サイクル施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・再処理施設等の安全確保対策や安全評価手法のあり方を提示できる見込みである。
平成18年度	<p>イ. 原子炉施設の廃止措置の安全評価等に関する調査</p> <p>基準整備調査では、引き続き、解体工法適用の際の安全性を検討するとともに、作業時の安全留意点について検討する。安全規制制度の高度化に資するため、新たな規制制度のもとで廃止措置を進める東海発電所及びふげん発電所の情報を活用する。</p>	<p>イ. 発電炉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・工法、作業に係わる安全ハンドブックを公開する。 ・解体作業時間推定モデル及び空气中放射能濃度評価モデルを作成する。

	<p>コード整備については、放射線業務従事者の被ばく線量評価コードは物量データから対象機器の解体に要する作業時間を推定する評価モデルを導入して外部被ばく線量を評価できるようにするとともに、解体作業中の粉じん飛散を考慮した空气中放射能濃度評価モデルを導入して内部被ばく線量を評価できる第二次版評価コードを作成する。</p> <p>サイト解放検認については、RESRADコード(米国)やクリアランスレベル設定コードPASCLR(JAEA)の適用性検討を開始する。また、再利用シナリオに基づき、建屋及び土壌を測定する際の検出特性に関する数値解析及び実験について調査・検討を行い、検認手順の考え方を整理する。</p> <p>ロ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保に関する調査</p> <p>東海・再処理施設(JAEA)の現状、汚染状況、運転中の除染、補修実績等の情報を入手する等して、廃止措置に係わる情報を引き続き調査するとともにまとめを行う。</p> <p>廃止措置時の公衆の被ばくについて原子炉施設と比較し評価手法を検討する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・サイト解放に関して、線量基準から濃度限度を算出するコードの特性を整理する。 <p>ロ. サイクル施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃止措置における周辺公衆被ばく評価手法を整備する。
平成19年度	<p>イ. 解体時の環境影響評価に係る調査</p> <p>電力中央研究所が取りまとめた「環境影響評価ハンドブック」など、機器解体時の粉じん環境移行に関する既存コールドデータをホットデータで検証するため、保管されているJPDRの解体廃棄物を対象に切断試験を行い、放射性物質の環境移行の実績データを採取する。</p> <p>ロ. サイト解放検認手法整備調査</p> <p>サイト解放検認については、廃止措置終了における検認の手順及び方法に関して、国外でのサイト解放の実績等の調査を行い、履歴調査、事前調査、測定・評価の方法、その結果から設定される測定対象範囲等について検討を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染機器切断時の放射性粉じんの環境移行データを取得する。 <ul style="list-style-type: none"> ・サイト解放検認する際の測定対象範囲を提示する。 ・サイト解放特有な評価モデルを導入し基準濃度計算コード1次版を作成す

	<p>原子力機構（東海地区）の敷地内で主に土壌を対象に、g線放出核種及びH-3、C-14の分析を実施し、統計的な取扱いを含めた測定・評価方法及び手順の検討を行う。</p> <p>サイト解放の基準線量に相当する放射能濃度を計算する評価コードを整備するため、PASCLRコード（クリアランスレベル算出のため旧原研で開発）の適用性を検討し、改良に着手する。</p> <p>ハ．核燃料サイクル施設の廃止措置の調査</p> <p>国内外の核燃料サイクル施設の廃止措置に関する最新情報、施設特性情報等を収集し、核燃料サイクル施設の廃止措置計画に記載すべき情報の整理及び必要な安全要件のまとめを行う。人形峠ウラン濃縮施設を対象に、ウラン濃縮施設の廃止措置計画審査のために必要な技術資料を整備する。</p> <p>核燃料サイクル施設の廃止措置を対象に周辺公衆被ばく線量評価手法等の安全評価手法について検討するとともに、原子炉施設の被ばく評価で用いた評価ツールの核燃料サイクル施設への適用性を検討する。</p>	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・濃縮施設の廃止措置計画書を審査するための基本的考え方(案)を提示する。 ・原子炉施設の被ばく評価で用いた評価ツールを核燃料サイクル施設へ適用する場合の課題を抽出する。
平成20年度	<p>イ．解体時の環境影響評価に係る調査</p> <p>機器解体時の粉じん環境移行に関する既往のコールドデータをホットデータで検証するため、ふげん発電所の炉心周辺の汚染配管（高経年化研究のため切り出されたもの）を対象に引き続き切断試験を行う。また、グリーンハウスの漏えい率データを取得し、汚染拡大防止機能を検証する。</p> <p>ロ．サイト解放検認手法整備調査</p> <p>サイト解放検認に係わる具体的手順として、評価単位・測定単位、測定手法（例：サンプリング、走査測定）、核種組成比等を検討する。</p> <p>ふげん発電所サイト（敷地、建屋）においてin-situ測定・サンプル採取測定（H-3、C-14の測定を含む）を行い、in-situ測定によ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・実機での汚染機器切断時の放射性粉じんの環境移行データを取得する。 ・実機サイトにおける土壌放射能等の実測データを取得する。

	<p>る知見をふまえた評価単位・測定単位、測定手法の検討に資する。</p> <p>PASCLRをベースに、引き続きサイト解放検討用の計算コードへの改良を進めるとともに、代表的施設を対象に核種毎の基準濃度を算出する。</p> <p>ハ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の調査</p> <p>核燃料サイクル施設の廃止措置に関する最新情報の調査を引き続き行うとともに、加工施設(ウラン燃料、MOX 燃料)の廃止措置計画の審査技術的事項の検討及び同施設への原子炉施設の被ばく線量評価ツールの適用性を検討する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・基準濃度計算コードを改良するとともに、試算を進める。 ・加工施設の廃止措置計画書を審査するための基本的考え方(案)を提示する。原子炉施設の被ばく評価で用いた評価ツールを核燃料サイクル施設へ適用する場合の課題を抽出する。
平成21年度	<p>イ. 解体時の環境影響評価に係る調査</p> <p>機器解体時の放射性物質の環境移行データの実機データとして東海発電所解体作業(SRU等)における粉じんの粒径分布、移行割合データを取得する。これまでの試験結果をまとめ環境影響評価ハンドブックなど既存データを改訂する。</p> <p>ロ. サイト解放検認手法整備調査</p> <p>統計的取扱いを含めた検認手順案を作成し、代表的施設を想定し検認手順の実証作業を行う。人形峠サイトにおいてin-situ測定、サンプル採取測定等を行い、ウラン測定法の課題整理を行う。</p> <p>これまでの検討結果をまとめ、施設運転中から本格解体までの間に取得すべきサイト放射能データについてのガイドライン案を作成する。</p> <p>基準濃度計算コードの整備については、引き続きサイト解放検討用への改良を進め核燃料サイクル施設、建屋残存シナリオにも対応できる計算コードとして完成させる。</p> <p>ハ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の調査</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・実機での汚染機器切断時の放射性粉じんの環境移行データをまとめ環境影響評価ハンドブックなど既存データを改訂する。 ・土壌等の放射能濃度の実測調査を参考に、サイト解放検認の具体的手順を整備する。 ・サイト解放に関する評価解析コードを完成し公開する。

	<p>核燃料サイクル施設の廃止措置に関する最新情報の調査を行うと共に、再処理施設の廃止措置計画の審査技術的事項の検討及び原子炉施設の被ばく評価ツールの再処理施設への適用性検討を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理施設の廃止措置計画書を審査するための基本的考え方(案)を提示する。 ・原子炉施設の被ばく評価ツールのサイクル施設への適用性検討の結果を提示する。
平成21年度以降	<p>イ. 解体時の環境影響評価に係る調査 これまでの試験結果をまとめ環境影響評価ハンドブックの検証及び改良を行うとともに代表的施設の環境影響評価に適用する。</p> <p>ロ. サイト解放検認手法整備調査 サイト解放における測定・評価に係わる要件をまとめる。整備した基準濃度計算コードを用いて代表的施設の核種毎の基準濃度（10～300 μ Sv/y相当）を算出し、それぞれの測定法の課題整理に反映させる。</p> <p>ハ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の調査 濃縮施設を対象とした安全評価コードを作成する。濃縮施設のサイト解放に係わる検認手順を検討する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・最適な環境影響評価手法を提示する。 ・廃止措置における周辺公衆被ばく線量評価コードを公開する。 ・濃縮施設サイト解放検認手順を公開する。 ・サイクル施設に関する一連の研究結果を報告書として公開する。

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 4-3-2

研究分野／項目	IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野／廃止措置技術												
研究課題 (Title)	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－ Research on Safety Assessment on Decommissioning of Nuclear Facilities (2)												
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構												
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">所属</td> <td>新型転換炉ふげん発電所環境技術開発課</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>森下 喜嗣(もりした よしつぐ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:84-2700 E-mail:morishita.yoshitsugu@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>人形峠環境技術センター環境保全技術開発部遠心機処理技術課</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>松原 達郎(まつばら たつお)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:85-5300 E-mail:matsubara.tatsuo@jaea.go.jp</td> </tr> </table>	所属	新型転換炉ふげん発電所環境技術開発課	氏名	森下 喜嗣(もりした よしつぐ)	連絡先	Tel:84-2700 E-mail:morishita.yoshitsugu@jaea.go.jp	所属	人形峠環境技術センター環境保全技術開発部遠心機処理技術課	氏名	松原 達郎(まつばら たつお)	連絡先	Tel:85-5300 E-mail:matsubara.tatsuo@jaea.go.jp
所属	新型転換炉ふげん発電所環境技術開発課												
氏名	森下 喜嗣(もりした よしつぐ)												
連絡先	Tel:84-2700 E-mail:morishita.yoshitsugu@jaea.go.jp												
所属	人形峠環境技術センター環境保全技術開発部遠心機処理技術課												
氏名	松原 達郎(まつばら たつお)												
連絡先	Tel:85-5300 E-mail:matsubara.tatsuo@jaea.go.jp												
研究目的	原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立するため、「ふげん」、ウラン濃縮関連施設、再処理施設等の廃止措置及びその準備作業において安全評価に必要な各種データを取得するとともに、原子力施設の廃止措置に係るクリアランスレベル検認評価手法を整備する。												
研究内容	<p>イ. 原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価</p> <p style="padding-left: 20px;">原子炉構造材内の詳細な放射化量分布を解析評価し、合理的な放射能レベル区分の設定や炉心線量率分布の評価方法を開発・整備する。</p> <p>ロ. 廃止措置時の安全評価に必要な基礎データ(放射性物質の移行率等)の取得・整理</p> <p style="padding-left: 20px;">原子炉構造材(Zr 材)の切断粉塵の雰囲気への移行試験を行い、安全評価に必要な粉塵移行データを取得する。</p> <p>ハ. 汚染コンクリートに対するクリアランスレベル検認手法に関する研究</p> <p style="padding-left: 20px;">汚染核種毎のコンクリートへの浸透メカニズムを明らかにして局在汚染の有無を評価し、大量のコンクリートの放射能を少数の代表サンプル測定で評価する手法を確立する。</p> <p>ニ. ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の放射性物質濃度検認技術の研究</p> <p style="padding-left: 20px;">除染後の遠心分離機の金属部材を対象に、想定されるクリアランスレベルでの放射性物質濃度の検認技術を開発する。</p> <p>ホ. 敷地等開放の安全評価に係る浅地中を対象とした放射線学的、水理学的研究</p> <p style="padding-left: 20px;">浅地中に関する長期安全評価手法を確立するため、周辺地質環境及び廃棄物等の物理的・化学的特性に係るデータを蓄積し、長期にわたる安全評価モデルの構築を図る。</p>												

<p>成果の達成目標</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 施設の放射能特性評価手法の開発 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設の放射能インベントリー評価手法の確立 ・ ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の放射能濃度検認技術の確立 ・ 廃止措置に関する安全評価手法の開発 <ul style="list-style-type: none"> ・ 施設の解体に係る放射線作業従事者及び周辺公衆の安全評価手法の整備（施設解体時の放射性物質飛散率等の評価） ・ 施設を活用した安全評価手法及び安全評価プログラムの実証と改良 ・ 廃止措置終了後の敷地等開放に関する安全評価手法、測定、評価（検認）技術の開発 ・ 核燃料サイクル施設の敷地開放基準の指標となる環境中放射性物質分布データの取得 ・ 敷地解放後の長期安全性評価手法の確立 ・ 原子炉施設、核燃料サイクル施設を含む原子力施設に関するクリアランスレベル測定、評価（検認）技術の開発 ・ 原子炉施設構造材（コンクリート等）のクリアランス検認システムの確立 ・ ウラン濃縮施設における金属廃棄物クリアランス検認システムの確立
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">期待される効果</p>	<p>分類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用 ・ 学会標準等、民間による安全基準作成への活用
	<p>研究の必要性</p> <p>施設の放射能特性評価手法の開発</p> <p>施設の解体及び解体廃棄物の処理・処分を経済的かつ安全に行うために、原子炉構造材の詳細な放射能分布、炉心を中心とした中性子束分布、ウラン濃縮施設の放射能分布の把握が必要である。また、これらのデータは国へ申請する廃止計画の安全評価の基本となるものであり、評価手法を確立し、施設の放射能分布を詳細に把握しておく必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃止措置に関する安全評価手法の開発 <p>施設の解体においては、放射線作業従事者及び周辺公衆の安全性を評価するため、評価に必要となるパラメータ（解体時の放射性核種の環境中への挙動等のデータ）を整備し、正確に安全性を評価できるシステムを確立する必要がある。日本において原子炉施設の解体経験が少なく、構造材切断等の安全性評価データは十分ではないこと、原子炉構造及び材料が特有な部分があることから、施設に適した安全性評価システムの確立が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃止措置終了後の敷地等開放に関する安全評価手法、測定、評価（検認）技術の開発 <p>原子力安全委員会では、今後、IAEAの検討状況を踏まえ、1年から2年を目途に敷地開放基準に関する検討を進めることとしており、敷地開放基準の指標となる環境中放射性物質分布調査、施設周辺のバックグラウンドレベルの把握や地質環境調査等、敷地解放後の長期安全性評価手法に関する研究が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設、核燃料サイクル施設を含む原子力施設に関するクリアランスレベ

	<p>ル測定、評価(検認)技術の開発</p> <p>クリアランス検認の関係法令が施行されたことに伴い、クリアランス検認技術を早急に整備する必要がある。検認にあたっては、測定評価方法について、国への申請・認可が必要となることから、検認対象物の整理、測定手法の確立、測定対象核種の調査等を行い、検認技術システムを確立する必要がある。</p>
成果の活用方策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃止措置に関連する一連の安全性評価手法(施設の放射能特性評価→安全性評価→敷地開放の安全性評価)を整備し、廃止措置に反映するとともに、学会標準等、他の関連施設へのデータ提供を行う。 ・ クリアランス検認の関係法令に対応するシステムを確立する。

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射能特性評価手法に関するデータを拡充する。具体的には原子炉施設において原子炉運転中の中性子束分布を計算評価するとともに原子炉構造材の放射化量を評価する手法を明らかにする。 ・ 安全評価手法に関する試験計画の立案を行う。具体的には安全評価に必要な原子炉構造材(Zr 材)の切断粉塵の雰囲気への移行挙動を求める試験の計画立案を行う。 ・ クリアランス検認に関するデータを拡充する。具体的には原子炉施設におけるコンクリートへの汚染浸透に係る文献等を調査し、サンプリング分析等の現場調査を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射能特性評価手法の明確化
平成18年度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射能特性評価手法に関するデータを拡充する。具体的には原子炉施設においては構造材中の放射化量計算評価の精度向上のため、元素組成分析等のデータに基づく検討、ウラン濃縮施設においては除染処理した実機部品を溶融した金属からの試料サンプリング採取による代表性確認を行う。 ・ 安全評価手法に関する試験装置開発を行う。構造材切断時の粉塵移行挙動 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材元素組成分析データに基づく検討 ・ 溶融による検認手法の確認 ・ 試験装置の設計製作

	<p>試験に係る試験装置の設計、製作を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地開放の安全評価手法に関するデータを拡充する。具体的には浅地中の放射線化学的、水理学的研究のため、廃棄物並びに周辺地質環境の既存の物理的・化学的データを整理する。 クリアランス検認に関するデータを整理する。原子炉施設におけるコンクリートへの汚染浸透に係る調査を継続する。 	<ul style="list-style-type: none"> ウラン廃棄物と共通する天然放射性核種を含む捨石、鉍さい等、並びに核原料物質鉍山の堆積場周辺のバックグラウンドに関する物理的・化学的データの蓄積 コンクリート汚染に係るデータに基づく汚染特性検討
平成19年度	<ul style="list-style-type: none"> 放射能特性評価手法に関するデータを拡充する。具体的には原子炉施設においては構造材中の放射化量を計算評価しデータの検証を行い、ウラン濃縮施設においては除染処理した実機部品の効率的な表面密度測定方法を検討する。 安全評価手法に関する試験装置開発を行う。試験により、粉塵移行挙動に係る概略データを取得する。 敷地開放の安全評価手法に関するデータを拡充する。具体的には廃棄物並びに周辺地質環境の物理的・化学的特性に係るデータの整備を継続する。 クリアランス検認に関するデータを拡充する。原子炉施設におけるコンクリートへの汚染浸透に係る調査を継続するとともに、ウラン濃縮施設においてはクリアランス検認に必要なバックグラウンド把握のためのコールド遠心機及び一般鋼材、アルミ材のウラン濃度分析を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 測定データを反映した放射化量計算結果の評価検証 効率的な表面密度測定の見直し 粉塵移行挙動に関するデータの取得 捨石、鉍さい等、並びに堆積場周辺のバックグラウンドに係る物理的・化学的データの蓄積 原位置の堆積状況を考慮した施工性の把握 コンクリート汚染に係るメカニズム検討 堆積場周辺のバックグラウンドに係る物理的・化学的特性の把握と関連データの取得
平成20年度	<ul style="list-style-type: none"> 放射能特性評価手法の整備及びシステムの検証を行う。具体的には原子炉施設においては構造材中の放射化量分布を整備し、データベース化を図るとともに、ウラン濃縮施設においてはこれまでの研究結果を整理し、検認システ 	<ul style="list-style-type: none"> 構造材中の放射化量データベースの整備 検認システムの確立

	<ul style="list-style-type: none"> ムを検証する。 安全評価手法に関する試験装置開発を行う。試験により、粉塵移行挙動に係る詳細データを取得 敷地開放の安全評価手法の適用性評価を行う。具体的には地下水移行に係る水理・物質移行モデルを作成する。 クリアランス検認に関するデータを拡充する。コンクリートへの汚染浸透に係る調査を継続するとともに、汚染メカニズムや除染方法の調査 	<ul style="list-style-type: none"> 粉塵移行挙動詳細データの取得 天然放射性核種の挙動把握 天然放射性核種を含む核原料物質鉱山周辺の浅地中における地下水の浸透、核種の移行状況等のモデル化 コンクリート汚染に係るデータ評価及び汚染浸透メカニズム、除染方法等に関する調査結果のまとめ
平成21年度	<ul style="list-style-type: none"> 放射能特性評価手法の整備を行う。具体的には原子炉施設においてはこれまでの検討結果を活用し、解体廃棄物の合理的な放射能レベル区分の検討を行う。 これまでの研究結果から安全評価手法の整備を行う。 敷地開放の安全評価手法の適用性評価を行う。具体的には地下水移行に係る水理・物質移行モデルの検証を行う。 これまでの研究結果からデータを整備し、クリアランス検認手法を確立する。 	<ul style="list-style-type: none"> 放射能特性評価手法の整備 安全評価手法の整備 天然放射性核種の挙動把握、原位置データを用いたモデルの検証 核燃料サイクル施設の敷地開放に係る安全評価への適用性検討 クリアランス検認手法の確立
平成21年度以降	<ul style="list-style-type: none"> 「ふげん」の廃止措置計画に成果を適用すると共に、廃止措置の実績データに基づく手法の検証等を行う。 核燃料サイクル施設の敷地開放の安全評価に係るデータを補足しつつ、安全評価手法の確立を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> 実機への適用と実機データに基づく手法等の妥当性確認

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 5-1-1

研究分野／項目	V. 新型炉分野／高速増殖炉の安全評価技術	
研究課題 (Title)	高速増殖炉の安全評価技術に関する研究－開発研究の成果の活用－Study on FBR safety evaluation technology – Utilization of development products –	
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構	
研究代表者		
	所属	次世代原子力システム研究開発部門 計測技術グループ
	氏名	荒 邦章
	連絡先	Tel:83-6860 E-mail: ara.kuniaki@jaea.go.jp
	所属	次世代原子力システム研究開発部門 FBR シミュレーショングループ
	氏名	大島 宏之
	連絡先	Tel:83-6740 E-mail: ohshima.hiroyuki@jaea.go.jp
	所属	次世代原子力システム研究開発部門 炉心安全グループ
	氏名	佐藤 一憲
	連絡先	Tel:83-6760 E-mail: sato.ikken@jaea.go.jp
	所属	次世代原子力システム研究開発部門 FBR 設計グループ
	氏名	小竹 庄司
	連絡先	Tel:83-6410 E-mail: kotake.shoji@jaea.go.jp
	所属	次世代原子力システム研究開発部門 プラント技術評価グループ
	氏名	宮川 明
	連絡先	Tel:87-6828 E-mail: miyakawa.akira@jaea.go.jp
	所属	大洗研究開発センター 高速実験炉部 高速炉技術課
	氏名	青山 卓史
	連絡先	Tel:83-5410 E-mail: aoyama.takafumi@jaea.go.jp
研究目的	高速増殖炉の安全評価技術に関する研究を実施し、高速増殖炉の安全規制の基本的考え方や安全基準類の基本的事項を検討する際に必要な判断資料の整備に資する。	
研究内容	<p>イ. ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備</p> <p>ナトリウム漏えいに関しては、微少漏えいの早期検出性能、コンクリートとの反応が競合する場合のナトリウム燃焼挙動、及びナトリウム燃焼反応機構と熱的影響を調べる試験や知見整理を実施し、ナトリウム燃焼解析手法を整備・高度化する。</p> <p>ナトリウム－水反応に関しては、反応ジェットの伝熱流動現象の解明、急速加熱時の管内伝熱特性の把握、9Cr鋼のウェステージ特性の把握、及び新型水リーク検出特性を評価し、高温ラプチャ評価手法の高精度化と機構論的な解析評価手法の開発・整備を進める。また、12Cr鋼のウェステージ特</p>	

	<p style="text-align: center;">性を把握し、ウェスデージ型破損伝播解析コードを改良する。</p> <p>ロ. ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証</p> <p>「常陽」を用いたスクラム失敗事象(ATWS:Anticipated Transient Without Scram)模擬試験(過出力型及び除熱低下型の過渡条件下での反応度フィードバック特性試験)を通じて、高速増殖炉におけるフィードバック反応度特性を評価し、ATWS事象時の炉心損傷防止性能に対する評価手法の整備を図る。また、炉心損傷に至る場合の初期条件を明確化し、影響評価に反映する。さらに、実用炉でATWS事象時の炉心損傷防止策として期待される自己作動型炉停止機構(SASS:Self Actuated Shutdown System)の受動的な安全特性(例:磁気特性)に及ぼす炉内での高温・照射環境の影響を把握する。</p> <p>なお、「常陽」を用いた試験については、「常陽」の運転工程により、計画を変更する可能性がある。</p> <p>ハ. 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備</p> <p>炉心溶融事故時の溶融炉心物質の炉心周辺への流出、再配置、冷却挙動を実験的に把握するとともに、これらのデータに基づき起因過程解析コード SAS4A 及び遷移過程解析コード SIMMER-III(2次元)、SIMMER-IV(3次元)の改良・検証、適用性拡大を図る。また、ナトリウム環境中における溶融炉心物質・コンクリート相互作用とそれに伴う可燃性ガス及び FP の放出挙動に関する要素試験を実施し、格納系応答解析コード CONTAIN/LMR 等の改良・検証、及び炉内ソースターム移行解析コード TRACER の改良・整備を実施する。これらの解析手法を「もんじゅ」及び実用炉の安全評価に適用し、高速増殖炉の炉心損傷事故時の標準的評価手法として整備する。</p> <p>ニ. PSA 技術の高度化</p> <p>高速増殖原型炉「もんじゅ」及び高速実験炉「常陽」を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備し、新規故障データの蓄積に応じて信頼性データの分析・評価を行う。</p> <p>リスク情報を活用した高速増殖炉の合理的な安全規制・安全管理活動に資するために高速増殖炉の PSA を行い、手法をとりまとめる。</p>
<p>成果の達成目標</p>	<p>イ. ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備</p> <p>ナトリウム漏えいに関しては、ナトリウム燃焼環境条件と事故状況の幅広い想定に対応できるよう、実験的知見を得た上で評価ツールを整備する。ナトリウム微少漏えいの早期検出では、高い信頼性を以って早期検知判断するために必要な実験的知見を整備する。</p>

	<p>ナトリウム-水反応に関しては、高温ラプチャ及びウェステージに関する安全評価コード体系を整備・統合化する。併せて、各コードを検証するための試験データを拡充する。また、多成分多相流のナトリウム-水反応解析コード(SERAPHIM)について、試験データによりモデルの妥当性を検証する。</p> <p>ロ. ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証</p> <p>MK-III炉心において ATWS 模擬試験を実施するとともに、試験結果を解析システム(“Mimir-N2”、“Super-COPD”、“SAS4A”、“SSC-L”)やこれらを用いた評価手法に反映する。また、SASS の主要構成材料の高温ナトリウム・照射環境下での磁気特性等に係る照射データを取得し、これまで得られた知見と合わせ、その有効性を確認する。</p> <p>ハ. 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備</p> <p>実験データ取得及び検証された解析コードの整備・適用により、実用炉の炉心損傷事故評価に適用できる標準的評価手法を確立するとともに、事故の影響を適切に緩和するための設計条件を明らかにする。また、「もんじゅ」等の安全評価への適用を通じて得られた知見を安全評価に関する基準類の整備に反映する。</p> <p>ニ. PSA 技術の高度化</p> <p>高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の機器について平成 21 年度までの運転・故障データを継続・収集し、機器信頼性データ母集団の拡充を図る。また、PSA 手法の適用により得られるリスク情報を、高速増殖炉の安全規制の合理性を高める参考情報としてまとめる。</p>				
期待される研究成果	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="284 1339 430 1435">分類</td> <td data-bbox="430 1339 1398 1435"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新しい安全規制、指針、基準及び安全審査等への活用 ・ 学会標準等、民間による安全基準作成への活用 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="284 1435 430 1722">研究の必要性</td> <td data-bbox="430 1435 1398 1722"> <p>平成7年12月に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」でのナトリウム漏えい事故を踏まえて、高速増殖炉に特有のナトリウムの化学反応に係る安全研究を重点化して実施することが必要とされる。特に、ナトリウム漏えい燃焼及びナトリウム-水反応に関する最新知見を追及し評価手法を整備・高度化することは、将来の高速増殖炉の安全設計・評価に対する基本的な考え方を整備するために必要である。</p> </td> </tr> </table>	分類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 新しい安全規制、指針、基準及び安全審査等への活用 ・ 学会標準等、民間による安全基準作成への活用 	研究の必要性	<p>平成7年12月に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」でのナトリウム漏えい事故を踏まえて、高速増殖炉に特有のナトリウムの化学反応に係る安全研究を重点化して実施することが必要とされる。特に、ナトリウム漏えい燃焼及びナトリウム-水反応に関する最新知見を追及し評価手法を整備・高度化することは、将来の高速増殖炉の安全設計・評価に対する基本的な考え方を整備するために必要である。</p>
分類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 新しい安全規制、指針、基準及び安全審査等への活用 ・ 学会標準等、民間による安全基準作成への活用 				
研究の必要性	<p>平成7年12月に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」でのナトリウム漏えい事故を踏まえて、高速増殖炉に特有のナトリウムの化学反応に係る安全研究を重点化して実施することが必要とされる。特に、ナトリウム漏えい燃焼及びナトリウム-水反応に関する最新知見を追及し評価手法を整備・高度化することは、将来の高速増殖炉の安全設計・評価に対する基本的な考え方を整備するために必要である。</p>				

	<p>炉心及びプラントの核熱流動挙動に係る安全特性データを取得することにより、高速増殖炉の固有の安全性、あるいは受動的な安全特性の検証を行うことが、炉心損傷防止及び緩和の観点から重要である。受動的安全性の研究では、手法の確立及びその検証に実炉での測定、実証が非常に大きな位置を占めるので、「常陽」を用いた ATWS 模擬試験、及び受動的炉停止方策として有効性が期待されている SASS の機能試験の実施が必要である。</p> <p>高速増殖炉の炉心損傷影響を合理的に評価するためには、熔融炉心物質の炉内移動挙動や炉容器外でのナトリウムの存在する環境下での熔融炉心物質・コンクリート相互作用など、実験的根拠に裏付けられた詳細な物理メカニズムの把握と、これを適切に反映したモデルによる解析評価が必要である。本研究はこのような合理的な安全評価手法の整備及び判断基準類の整備に不可欠である。</p> <p>リスク情報を活用した安全規制・安全管理を高速増殖炉へ適用するために、高速増殖炉施設の信頼性データの蓄積及び安全規制・安全管理に資する PSA 解析モデルの改良・整備が必要である。</p>
<p>成果の活用方策</p>	<p>イ. ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高速増殖炉の安全確保の考え方や指針、安全基準類の基本的事項を定める際に必要な判断資料及び評価ツールとして活用できる。 <p>ロ. ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高速増殖炉におけるフィードバック反応度評価精度の向上を実用炉の安全評価に活用できる。 ・ 試験等から得られる知見に基づく安全解析手法及びシビアアクシデント評価手法は、ATWS 事象の現実的な評価を可能とし、そのリスクを精度よく把握できる。 ・ 炉停止に係る受動的な安全方策として期待されている SASS について、実炉使用条件での受動的な安全特性データが得られ、有効性が確認できる。 <p>ハ. 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新たな試験研究によって裏付けられた精度の高い解析評価手法を「もんじゅ」や実用炉に適用して得られる知見は、原子力安全委員会及び規制行政庁に求められる将来の高速増殖炉の安全確保の考え方や安全基準類の整備に活用できる。 <p>ニ. PSA技術の高度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高速増殖炉の PSA 手順の標準化の技術基盤として整備する。

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>イ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SWAT-3Rによる注水試験 <p>ハ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流出挙動に関わる可視化試験、高温融体試験、炉内試験の実施。 ・炉心物質流出挙動に関わるモデルの改良・検証、及び解析評価手法の整備・標準化 ・実用炉に対する安全特性評価から得られた知見の整理 <p>ニ.</p> <p>「もんじゅ」への適用を通じた定格出力運転時における内の事象に対するPSA手法の整備</p>	<p>ハ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流出挙動に関わる各試験の完了 ・実用炉が具備すべき安全特性の考え方のまとめ <p>ニ.</p> <p>高速増殖炉の定格出力運転時の内の事象に対するPSA手法の提示</p>
平成18年度	<p>イ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空気雰囲気中におけるナトリウム・コンクリート反応を模擬した試験 ・129Cr 鋼ウェステージ特性試験 ・TRUST-2 による水側熱伝達率測定試験 ・高温ラプチャ評価手法の検証 <p>ロ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィードバック反応度成分特性試験の実施、並びにその結果に基づく“Mimir-N2”、“Super-COPD”の整備 <p>ハ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・EAGLE-1 試験結果の分析評価を行うとともに、これにより得られた知見に基づき、長期除熱フェーズの挙動説明に重点を置いた EAGLE-2 試験の内容を確定し準備と実施を進める。 ・炉心物質流出挙動に関わるモデルの改良・検証、及び評価手法標準化、熔融炉心物質・コンクリート相互作用に係わる影響因子の検討・評価と実験条件の整理。 ・「もんじゅ」に対する安全特性評価から得られた知見の整理 	<p>イ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空気雰囲気中ナトリウム・コンクリート反応時の水素挙動の把握評価手法の提示 ・注水試験データで検証した高温ラプチャ評価手法の提示 <p>ロ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィードバック反応度成分特性試験結果を反映した評価手法の提示 <p>ハ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・EAGLE-1 試験の完了、及びEAGLE-2 試験準備の完了 ・遷移過程における3次元効果と炉内融体挙動に関わる知見を反映した第一段階の評価手法標準化 ・「もんじゅ」への適用を通じた安全評価手法のまとめ
平成19年度	<p>イ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・微小漏えい挙動及び環境条件等の影響因子の検討・評価と検出性影響評価のための実験条件の整理 ・129Cr 鋼ウェステージ率実験式の破損伝播解析コードへの反映挙動の実験や解析による評価 ・反応ジェットの高熱流動特性の把握 <p>ロ.</p>	<p>イ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空気雰囲気中ナトリウム・コンクリート反応評価手法の提示 ・129Cr 鋼ウェステージ率評価式の提示特性の把握 <p>ロ.</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SASS 保持力特性試験結果に基づくシステムとしての信頼性評価、材料照射試験結果に基づく電磁石構成材料の磁気特性等への中

	<ul style="list-style-type: none"> ・SASS の電磁石構成材料等の照射後試験の実施開始 ハ、 ・PTE(Post Test Examination)を含めた EAGLE-1 試験成果のまとめ、及び EAGLE-2 試験の開始 ・熔融炉心物質・コンクリート相互作用に係わる影響因子の検討・評価、と実験試験条件の整理、試験装置製作 ニ、 「もんじゅ」、実用炉等への適用を通じた PSA 手法の改良・整備 	<p>性子照射効果の評価、SASS の実用性の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ハ、 ・EAGLE-1 試験成果に基づき、炉心損傷時の炉心物質流出挙動の知見を実機評価に適用するための考え方としてまとめる。 ニ、 高速増殖炉の定格出力運転時の内的事象に対する PSA 技術基盤の整備
平成20年度	<ul style="list-style-type: none"> イ、 ・ナトリウム燃焼の実験的知見を活用した解析コード整備試験、検出性影響評価試験 ロ、SASS の電磁石構成材料等の照射後試験の実施 ハ、 ・長期除熱フェーズ試験の実施 ・長期除熱フェーズのモデル改良・検証、熔融炉心・コンクリート相互作用試験装置の製作・予備試験実施とモデル改良、及び評価手法標準化 	<ul style="list-style-type: none"> イ、 ・水側熱伝達率評価式の提示 ・129Cr 鋼ウエステージ型破損伝播評価手法の提示 ロ、 ・SASS 保持力特性試験結果に基づくシステムとしての信頼性評価、材料照射試験結果に基づく電磁石構成材料の磁気特性等への中性子照射効果の評価、SASS の実用性の確認 ハ、 ・長期除熱フェーズにおける主要現象確認早期燃料流出後の初期条件の概略把握と後続 EAGLE-2 試験への反映 ・実用炉の標準設計に対し、早期流出によって再臨界問題が排除できることを解析評価によって示す。
平成21年度	<ul style="list-style-type: none"> イ、 ・ナトリウム燃焼の実験的知見と解析に関する試験結果のまとめと解析コード整備、検出性と影響因子の相関整理・評価 ・新型水リーク検出特性の評価・検討試験の実施 ・ナトリウム-水反応安全解析コードの統合化 ロ、 ・ATWS 模擬試験の実施、及びその結果の解析システム等への反映 ハ、 ・長期除熱フェーズ試験の実施 ・長期除熱フェーズのモデル改良・検証、熔融炉心・コンクリート相互作用試験の実施とモデル検証整備、及び評価手法標準化 ・「もんじゅ」及び実用炉に対する安全特性評価から得られた知見の整理 	<ul style="list-style-type: none"> イ、 ・得られた実験的知見と高度化された解析評価手法の提示 ・実機適用性を確認した統合化解析コードの提示 ロ、 ・ATWS 模擬試験結果を反映した解析システム及び評価手法の提示 ハ、 ・長期除熱フェーズにおける挙動の実機条件外挿性確認とまとめ早期燃料流出後の初期条件の把握と整理 ・長期除熱フェーズと熔融炉心物質・コンクリート相互作用に関わる改良モデルの検証、及びこれらを通じた第二段階の評価手法標準化 ・安全評価に関わる基準類整備への提言のまとめ

	<p>二.</p> <ul style="list-style-type: none"> 平成 21 年度までに得られる「もんじゅ」、「常陽」の機器運転・故障経験に基づく信頼性データの整備 高速増殖炉の原子炉停止状態のリスク管理上重要な因子の抽出、PSA 手法の整備 	<p>二.</p> <ul style="list-style-type: none"> 「もんじゅ」、「常陽」の平成 21 年度までの信頼性データの拡充・整備 高速増殖炉の原子炉停止状態に対する PSA 手法の提示
平成21年度以降	<p>イ. ナトリウム漏えい燃焼解析手法の整備及び大リーク時評価手法の高精度化</p> <p>ロ. MK-III 炉心の各サイクルの反応度特性データの分析・解析評価の継続並びに「常陽」End of Life 試験実施の検討</p> <p>ハ. EAGLE-2 試験実施と長期除熱フェーズに係わる知見のまとめ。検証された手法に基づく実用炉の長期除熱特性の評価。高速増殖炉の炉心損傷評価手法の向上標準化、及び安全評価に関わる基準類の検討と提言。</p> <p>ニ. 使用済燃料貯蔵設備に対するリスク評価上の課題の検討</p>	<p>イ. ナトリウム漏えい燃焼解析コード群の適用性の向上及びNa-水反応に関する大リーク評価手法の適用性の向上</p> <p>ロ. 「常陽」End of Life 試験の実施</p> <p>ハ. EAGLE-2 試験完了。長期除熱フェーズの特性を踏まえた実用炉設計へのフィードバック。炉心損傷事象推移の標準的評価手法の整備、及び安全基準類の制定に必要な判断資料の整備。</p> <p>ニ. 使用済燃料貯蔵設備に対するリスク評価上の課題の提示</p>

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 6-1-1

研究分野／項目	VI. 放射線影響分野／放射線リスク・影響評価技術																															
研究課題 (Title)	放射線リスク・影響評価技術に関する研究 Study on Radiation Risk and Dose assessment																															
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構																															
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 環境・放射線工学ユニット</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>茅野 政道(ちの まさみち)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-5863 E-mail:chino.masamichi@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 環境動態研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>外川 織彦(とがわ おりひこ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6156 E-mail:togawa.orihiro@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>人形峠環境技術センター 安全管理課</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>田子 格(たご いたる)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:85-2700 E-mail:tago.itaru@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 放射線防護研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>遠藤 章(えんどう あきら)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-3754 E-mail:endo.akira3@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td>原子力基礎工学研究部門 放射線影響解析研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td>斎藤 公明(さいとう きみあき)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td>Tel:81-6168 E-mail:saito.kimiaki@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	原子力基礎工学研究部門 環境・放射線工学ユニット	氏名	茅野 政道(ちの まさみち)	連絡先	Tel:81-5863 E-mail:chino.masamichi@jaea.go.jp	所属	原子力基礎工学研究部門 環境動態研究グループ	氏名	外川 織彦(とがわ おりひこ)	連絡先	Tel:81-6156 E-mail: togawa.orihiro@jaea.go.jp	所属	人形峠環境技術センター 安全管理課	氏名	田子 格(たご いたる)	連絡先	Tel:85-2700 E-mail:tago.itaru@jaea.go.jp	所属	原子力基礎工学研究部門 放射線防護研究グループ	氏名	遠藤 章(えんどう あきら)	連絡先	Tel:81-3754 E-mail:endo.akira3@jaea.go.jp	所属	原子力基礎工学研究部門 放射線影響解析研究グループ	氏名	斎藤 公明(さいとう きみあき)	連絡先	Tel:81-6168 E-mail:saito.kimiaki@jaea.go.jp
所属	原子力基礎工学研究部門 環境・放射線工学ユニット																															
氏名	茅野 政道(ちの まさみち)																															
連絡先	Tel:81-5863 E-mail:chino.masamichi@jaea.go.jp																															
所属	原子力基礎工学研究部門 環境動態研究グループ																															
氏名	外川 織彦(とがわ おりひこ)																															
連絡先	Tel:81-6156 E-mail: togawa.orihiro@jaea.go.jp																															
所属	人形峠環境技術センター 安全管理課																															
氏名	田子 格(たご いたる)																															
連絡先	Tel:85-2700 E-mail:tago.itaru@jaea.go.jp																															
所属	原子力基礎工学研究部門 放射線防護研究グループ																															
氏名	遠藤 章(えんどう あきら)																															
連絡先	Tel:81-3754 E-mail:endo.akira3@jaea.go.jp																															
所属	原子力基礎工学研究部門 放射線影響解析研究グループ																															
氏名	斎藤 公明(さいとう きみあき)																															
連絡先	Tel:81-6168 E-mail:saito.kimiaki@jaea.go.jp																															
研究目的	最新の知見を取り入れた放射線被ばく線量評価手法、放射性物質の環境中における挙動の評価手法、放射線被ばくによるリスク評価手法等を開発し、原子力安全委員会が利用可能な基盤技術を確立する。																															
研究内容	<p>イ. 放射性物質の動態解明</p> <p>数 100 km 領域内における大気、陸域、海洋中移行の包括的な予測モデル・システムを構築する。これにより、原子力緊急時初期の防災対策から中・後期の監視に必要な情報の提供に資する。また、日本海における物質循環予測モデルを開発し、日本海特有の原子力環境問題への対応に資する。</p> <p>ロ. 複雑な地形における放射性核種の拡散影響評価に関する研究</p> <p>山岳地帯に位置する人形峠周辺でのラドン及びその壊変生成物濃度の分布調査、解析により、その挙動を明らかにする。また、簡易モデルによる拡散計算や前期安全研究で開発した数値計算モデルによる拡散評価を行い、測定結果と比較する。さらに、ラドン測定技術の標準化に関する検討を行う。これら人形峠周辺のフィールドとしての特徴を活用した成果により、複雑地形における放射性核種の挙動、拡散影響評価手法高度化を検討する。</p>																															

		<p>ハ. 放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究</p> <p>マウス等の中性子線量データを人体へ適切に外挿する手法及び臨界事故時線量計算システムを開発し、線量評価法の信頼性向上に資する。また、ICRP が2007年頃公表予定の新勧告に対応した最新モデルに基づく線量評価法を開発し、防護基準の策定に資する。</p> <p>二. DNA 損傷・修復過程シミュレーション研究</p> <p>シミュレーション計算により、放射線の人体影響で重要なDNAの損傷及び修復過程のメカニズムを解明する。また、臓器内の幹細胞をモデル化して、被ばく時の幹細胞損傷分布を明らかにする。</p>
成果の達成目標		<p>イ. 環境負荷物質の包括的動態予測モデル・システムの構築を構築する。また、日本海物質循環予測モデルを開発する。</p> <p>ロ. ラドン及びその壊変生成物濃度データの蓄積と数値計算による人形峠周辺環境におけるラドン拡散評価の実施により、複雑な地形を生活環境とする地域での放射性物質の挙動予測手法の高度化について検討する。</p> <p>ハ. 放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究に関しては臨界事故時に伴う人体の線量分布を詳細に解析できる計算システムを完成させるとともに、中性子に対する人体影響を適切に評価する手法を開発する。ICRP の最新モデルに基づく線量評価手法を開発する。</p> <p>ニ. DNA 損傷・修復過程を分子レベルでシミュレーションできるモデルを構築し、生物影響上重要な損傷が生じやすい条件を明らかにする。また、幹細胞の損傷分布の解析により、臓器線量に代わる新しい放射線影響指標に関する基礎的知見を蓄積する。</p>
期待される研究成果	分類	<p>新しい安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用</p> <p>学会標準等、民間による安全基準作成への活用</p> <p>その他(環境動態、低線量リスク解析のための基盤構築)</p>
	研究の必要性	<p>イ. 放射性物質の動態予測</p> <p>近年、東アジアでの原子力施設の増加、核燃サイクルの推進、原子力艦の航行と廃棄など原子力活動が多様化し、放射性物質の環境への放出形態が複雑化している。これらの活動に係る原子力緊急時へ対応するため、正確かつ迅速な情報を提供することが必要である。</p>

	<p>ロ. 複雑な地形における放射性核種の拡散影響評価に関する研究</p> <p>日本国内では、ラドン測定法の標準化が進んでおらず、10年以上の経験・実績に基づく本研究は、標準化に寄与できる。また、施設影響評価の観点から、バックグラウンドとしての環境放射能の水準把握は重要である。ウラン系廃棄物の処分において、ラドンは最も重要な核種の一つであり、その環境影響評価手法を検討する必要性が高まっている。さらに、ICRP の新しい基本勧告において、ウラン鉱山だけでなく、一般の家庭や職場についてリファレンスレベルとして具体的に勧告しており、ラドン測定ニーズが高まっている。拡散影響評価技術について、国内には複雑な地形に立地する原子力関連施設があり、保守的な評価は維持しつつも、より合理的な評価手法の検討が必要である。</p> <p>ハ. 放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究</p> <p>核燃料サイクル施設の稼働、ICRP 新勧告等に対応し、最新の知見を取り入れた放射線被ばく線量評価手法を開発し、原子力安全委員会が利用可能な技術基盤を確立する。</p> <p>二. DNA 損傷・修復過程シミュレーション研究</p> <p>低線量放射線影響・リスクの解明は放射線防護上の基本的な問題であるが、従来からの疫学調査を中心としたアプローチには限界があるため、メカニズム面からの影響研究が必要である。</p>
<p>成果の活用方策</p>	<p>イ. 放射性物質の動態予測</p> <p>原子力安全研究を支える基盤研究として、原子力緊急時初期の防災対策から中・後期の監視に必要な情報の提供、国境を超える環境汚染事故に対する国際協力、日本海特有の原子力環境問題への対応、などに貢献することができる。</p> <p>ロ. 複雑な地形における放射性核種の拡散影響評価に関する研究</p> <p>天然放射性物質(NORM)又は国内のラドン濃度規制の是非及び評価手法の検討、ラドン測定技術の標準化、放射性核種の挙動、拡散影響評価手法高度化に貢献できる。特に、国内ではNORMの規制について、ラドンは他の核種とは別に検討することとなっており、また、WHOが屋内ラドンのリスクとその対策について国際プロジェクトを 2005 年に開始している。今後、本研究で得られた知見や技術は充分活用できる。</p> <p>ハ. 放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究</p> <p>ICRP 新勧告の国内法令への取り入れに際し必要となる防護規準の策定等に利用する。</p> <p>二. DNA 損傷・修復過程シミュレーション研究</p> <p>この5年間には、放射線の種類による生物影響の違い、すなわち線質効果に関する系統的基礎データを得るとともに、幹細胞に基づく新しい放射線影響指標に関する提案を行い、防護の線量に関する基礎データを提供する。</p>

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>イ. 大気・陸域・海洋モデルの包括的水循環計算の性能評価を実施する。日本海での物質吸脱着モデルの開発に着手する。</p> <p>ロ. 一部の鉱山跡地で措置工事が実施されることから、これまでの環境データについてとりまとめを行う。また、拡散評価コードの性能調査を開始する</p> <p>ハ. 小動物簡易モデルを用い中性子照射時の線量分布を解析する。臨界事故時線量計算システム線源モデル作成プログラムを開発する。</p> <p>ニ. 中性子飛跡計算コードを開発するとともに、鎖切断モデルを作成して性質を調べる。幹細胞簡易モデルを用いた線量計算を開始する。</p>	<p>イ. 包括的水循環モデルの機能確認。日本海物質吸脱着モデルの決定。</p> <p>ロ. 環境データの蓄積、解析及び拡散評価コードの性能調査項目の把握</p> <p>ハ. 中性子照射時にエネルギー付与に寄与する粒子を解明。詳細線量解析用コード入力用臨界事故線源モデルを簡便に作成する機能を整備。</p> <p>ニ. 中性子飛跡計算コードの開発と検証 鎖切断による DNA 立体構造変化の解析 胃幹細胞の線量分布の基礎解析</p>
平成18年度	<p>イ. 大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行の個別モデルの開発を開始する。モデル検証データの取得観測を開始する。日本海での物質吸脱着計算コードを試作する。</p> <p>ロ. 措置工事期間の環境データを取得し、拡散評価コードの性能調査を実施する</p> <p>ハ. 小動物精密モデルを開発し、線量分布を詳細に解析する。立位及び臥位ボックスファントムを用い体内線源による臓器線量を評価する。</p> <p>ニ. 重粒子飛跡計算コードを開発するとともに、鎖切断修復タンパク Ku の機構研究を行う。幹細胞を識別できる臓器細胞3次元画像データの取得と解析を行う。</p>	<p>イ. 物質移行個別モデルの基本版完成。モデル検証データ取得法の確立。日本海物質吸脱着計算コードの基本版完成。</p> <p>ロ. 環境データの蓄積、解析及び拡散評価コードの性能に係るデータの蓄積</p> <p>ハ. 小動物の線量分布、線量寄与粒子を詳細に分析。臓器線量に対する姿勢の影響を解明。</p> <p>ニ. 重粒子線飛跡計算コードの開発と検証 Ku による二本鎖切断修復開始の要因解明 幹細胞を詳細に考慮した胃モデルプロトタイプの開発</p>
平成19年度	<p>イ. 大気・陸域・海洋での物質移行モデル</p>	<p>イ. 包括的物質移行モデルの基本</p>

	<p>の結合と改良を行う。モデル検証データの取得を継続する。日本海での物質吸脱着モデルの検証・改良を行う。</p> <p>ロ. 措置工事期間の環境データを取得し、拡散評価コードによる影響評価を開始する。</p> <p>ハ. 小動物照射実験データと計算解析結果を比較分析する。臨界事故時線量計算システムの出力機能を開発する。</p> <p>ニ. 高 LET 放射線による DNA 損傷生成過程を明らかにするとともに クラスター損傷の修復過程のシミュレーションを行う。飛跡構造計算を幹細胞詳細モデルに組込む。</p>	<p>版完成。モデル検証データの取得。日本海物質吸脱着計算コードの改良版完成。</p> <p>ロ. 環境データの蓄積、解析及び拡散評価コードの性能評価結果のとりまとめ</p> <p>ハ. 生物学的効果とそれに寄与する粒子、エネルギー等の相関を解明。人体の線量分布等を医療処置等に効果的に利用するための表示機能を整備。</p> <p>ニ. 高 LET 放射線による DNA 損傷生成の物理・化学過程の解明 クラスター損傷と修復酵素の相互作用の解明 細胞集団内のエネルギー付与分布計算を可能とする。</p>
平成20年度	<p>イ. 大気・陸域・海洋モデルの包括的物質移行計算の性能評価を実施する。モデル検証データを蓄積する。日本海での海水循環及び物質移行モデルの結合と改良を実施する。</p> <p>ロ. 措置工事終了後の環境データを取得し、拡散評価コードによる影響評価を実施する。</p> <p>ハ. 人体精密モデルを用いて線量分布を詳細に解析する。最新の体内動態モデル等を分析しコード化する。</p> <p>ニ. 高 LET 放射線による DNA 損傷生成過程を引き続き明らかにするとともに、クラスター損傷の修復がうまく行われない条件を調べる。胃幹細胞の損傷シミュレーションを行う。</p>	<p>イ. 包括的物質移行モデルの機能確認。モデル検証データの蓄積。日本海での海水循環及び物質移行の結合モデルの試作。</p> <p>ロ. 環境データの蓄積、解析及び拡散コードによる影響評価結果のとりまとめ</p> <p>ハ. 人体内で線量分布、線量寄与粒子の解明。最新体内動態モデル等に基づく計算法の開発。</p> <p>ニ. 高 LET 放射線による DNA 損傷データ取得 修復困難なクラスター損傷の条件の特定 被ばく条件と幹細胞損傷分布の関係の解明</p>
平成21年度	<p>イ. 取得・蓄積したモデル検証データに基づいて、大気・陸域・海洋での環境負荷物質の包括的動態予測モデル・システム及び日本海での物質循環予測モデルを検証・完成する。</p> <p>ロ. 措置工事終了後の環境データを取得</p>	<p>イ. 包括的動態予測モデル・システムの完成。日本海物質循環予測モデルの完成。</p> <p>ロ. 環境データの蓄積、解析及び拡</p>

	<p>し、また、拡散評価による影響評価手法の検討を行う。</p> <p>ハ. 小動物データからヒトへの線量データ外挿法を開発する。臨界事故時線量計算システムの性能を総合的に評価する。ICRP 最新モデルに基づく線量評価法を開発する。</p> <p>ニ. 線質とDNA損傷の関係の総合的解析を行うとともに、二本鎖切断とクラスター損傷の修復要因の解析を行う。胃の臓器線量と幹細胞分布との関係を解明する。</p>	<p>散評価による影響評価手法の高度化への提案</p> <p>ハ. 人に対する合理的な線質の評価法を提案。臨界事故時線量評価手法を確立。線量係数等算出の技術基盤を提供。</p> <p>ニ. 線質とDNA損傷の関係の系統的データ取得 修復困難な損傷の条件の特定 線質効果基礎データ整備 影響指標としての臓器線量の妥当性の解析</p>
平成21年度以降	<p>イ. 環境負荷物質の包括的動態予測モデル・システム、及び日本海での物質循環予測モデルを、実際・仮想的な原子力事故、及び一般環境問題に適用する。</p> <p>ロ. 記載なし</p> <p>ハ. 中性子に対する合理的な線量評価法の研究。臨界事故時計算システムの関連機関への提供。内部被ばく評価汎用計算コードの開発。</p> <p>ニ. DNA損傷修復過程を細胞がん化モデルと結合し、放射線作用から発がんまでの過程のシミュレーションを可能とする。異なる特徴をもつ複数の臓器に対して幹細胞モデルをつくり、損傷分布の解析を行う。</p>	<p>イ. 包括的動態予測モデル・システム及び日本海物質循環予測モデルの適用と問題解決法提案。</p> <p>ロ. 記載なし</p> <p>ハ. 記載なし</p> <p>ニ. 生物影響における線量・線量率効果の解析 新たな放射線影響指標、線量概念の構築</p>

重点安全研究計画調査票（平成 17 年度～21 年度）

分類番号 7-1-1

研究分野／項目	VII. 原子力防災分野／原子力防災技術																			
研究課題 (Title)	原子力防災に関する技術的支援研究 Technical Development of Nuclear Emergency Preparedness and Response																			
実施機関	独立行政法人 日本原子力研究開発機構																			
研究代表者	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">所属</td> <td colspan="2">安全研究センター リスク評価・防災研究グループ</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td colspan="2">本間 俊充(ほんま としみつ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td colspan="2">Tel:81-6862 E-mail:homma.toshimitsu@jaea.go.jp</td> </tr> <tr> <td>所属</td> <td colspan="2">原子力緊急時支援・研修センター</td> </tr> <tr> <td>氏名</td> <td colspan="2">橋本 和一郎福本 雅弘(はしもと かずいちろう)ふくもと まさひろ)</td> </tr> <tr> <td>連絡先</td> <td colspan="2">Tel : 885-205230 E-mail : hashimoto.kazuichiro fukumoto.masahiro@jaea.go.jp</td> </tr> </table>		所属	安全研究センター リスク評価・防災研究グループ		氏名	本間 俊充(ほんま としみつ)		連絡先	Tel:81-6862 E-mail:homma.toshimitsu@jaea.go.jp		所属	原子力緊急時支援・研修センター		氏名	橋本 和一郎 福本 雅弘(はしもと かずいちろう)ふくもと まさひろ)		連絡先	Tel : 885-205230 E-mail : hashimoto.kazuichiro fukumoto.masahiro@jaea.go.jp	
所属	安全研究センター リスク評価・防災研究グループ																			
氏名	本間 俊充(ほんま としみつ)																			
連絡先	Tel:81-6862 E-mail:homma.toshimitsu@jaea.go.jp																			
所属	原子力緊急時支援・研修センター																			
氏名	橋本 和一郎 福本 雅弘(はしもと かずいちろう)ふくもと まさひろ)																			
連絡先	Tel : 885-205230 E-mail : hashimoto.kazuichiro fukumoto.masahiro@jaea.go.jp																			
研究目的	原子力防災対策の実効性の更なる向上を図るため、国や地方公共団体による防災計画策定に資する技術的指標等の整備を行うとともに、緊急時意思決定プロセスにおける専門家支援のための支援手法等の整備を行う。																			
研究内容	<p>イ. 防災計画策定の支援に関する研究</p> <p style="padding-left: 20px;">国や地方公共団体による防災計画策定に役立てるため、PSA や環境影響評価の手法を活用して、緊急時における判断や各種防護対策の指標、範囲、実施時期等の技術的課題の検討を行う。【一部原安委受託】</p> <p>ロ. 緊急時意思決定支援手法の整備に関する研究</p> <p style="padding-left: 20px;">オフサイトセンター等での緊急時の意思決定プロセスにおける専門家支援のため、緊急時意思決定支援手法等の検討を行う。【一部 JNES 受託】</p> <p>ハ. 住民の避難計画と情報伝達技術に関する研究(平成 18 年度～)</p> <p style="padding-left: 20px;">自治体地方公共団体等による緊急時の住民の迅速避難計画の策定に役立てるため、地域避難のモデルやガイド等の検討を行う。また、緊急時意思決定のための情報分析技術の高度化のため、情報の収集、分析、共有、発信の迅速対応技術の検討を行う。【一部保安院受託】</p>																			
成果の達成目標	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力施設等の緊急時における情報分析の高度化に関する検討(避難・退避の効率化に関する検討を含む) ・ 事故時の事象進展評価及び環境影響評価技術の高度化 ・ 事故時の災害復旧に係る長期的対策の予備的検討 ・ 技術的指標の整備、支援技術情報の検討 ・ 緊急時意思決定支援手法等の整備 																			
開るれ 分類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現行の安全規制、指針、規準及び安全審査等への活用 																			

研究の必要性	<p>原子力施設等の事故による災害時における国民の安全確保を図るため、我が国の防災体系を検証し、緊急時に適切な技術的判断及び助言ができる技術的能力を確立するとともに、原子力防災対策の実効性の更なる向上を図る必要がある。</p> <p>また、原子力施設等の緊急時における意思決定に必要な情報分析技術と支援技術等を検討し、関係機関で整合のとれた緊急時対応を高度化する必要がある。</p>
成果の活用方策	<p>防災に関する指針の改訂等により原子力防災機能の強化を図るとともに、平常時から関係機関の間で活用できる支援システムやマニュアル等のツールを整備し、対応技術の高度化を図る。</p>

研究計画

	研究実施内容	達成目標
平成17年度	<p>IAEAや諸外国における緊急時計画の基本的考え方を参考に、今後の防災指針の見直しに資する技術的課題の整理を行う。</p> <p>緊急時の意思決定プロセスにおける専門家支援のため、新たに技術マニュアルの検討を開始する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防災指針の見直しに資する技術的課題の抽出 ・ 技術マニュアルに必要な基礎データの収集整備
平成18年度	<p>短期防護対策の指標や実施範囲及び時期についてPSA手法を用いて検討し課題を抽出する。</p> <p>専門家支援のための技術マニュアルの検討を継続し、原子炉施設の事故状態評価及び環境線量評価の基本的考え方、手順をまとめる。</p> <p>避難計画の迅速策定のための解析モデル、データベースを調査・検討する。また、情報共有のための国内システムを開発するとともに、可視化表示に関する試験、調査を実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 短期防護対策の技術的課題の抽出 ・ 技術マニュアルのための基礎調査完了 ・ 国内外の避難時間に関わる要素の解析モデル調査と実用性検討 ・ 多様化環境システム開発 ・ 可視化機能の整理
平成19年度	<p>短期防護対策の技術的課題の分析を継続するとともに、災害復旧時における長期的防護対策の課題の検討に着手する。</p> <p>専門家支援のための意思決定支援手法の整備に着手する。</p> <p>避難計画策定のためのモデルの検討を総括する。継続する。また、可視化のため</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 短期防護対策の技術的課題の分析 ・ 長期防護対策の技術的課題の抽出 ・ 意思決定支援手法の整備 ・ 技術課題の抽出

	の調査を継続する。	
平成20年度	<p>災害復旧時における長期的対策の技術的課題の分析を継続する。</p> <p>専門家支援のための意思決定支援手法の整備を継続する。</p> <p>避難計画策定のための解析を実施する。また、可視化のためのシステム概念をまとめる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 長期防護対策の技術的課題の分析 ・ 意思決定支援手法の整備 ・ 避難モデルのケーススタディ ・ システム概念の整理
平成21年度	<p>国や地域の防災計画策定時に参照となる技術的指標等のガイダンスをまとめる。</p> <p>専門家支援のための意思決定支援手法の整備を完了する。</p> <p>避避難計画策定のための解析を継続する。また、可視化のためのシステムの実用上の課題を抽出し研究を総括する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防災計画策定のための技術ガイダンス整備 ・ 意思決定支援手法の整備 ・ 避難モデル地域解析の分析 ・ システムの課題抽出と成果のまとめ
平成21年度以降	リスクに基づく緊急事態対応計画及び準備の確立。	