

18年度成果及び19年度以後の計画の概要

平成 20 年 3 月 6 日

第 4 回安全研究審議会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

原子力研究開発機構における重点安全研究課題一覧

番号	分野	分類番号	研究課題
. 規制システム分野			
1		1 - 1 - 1	確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備
2		1 - 2 - 1	事故・故障分析、情報収集
. 軽水炉分野			
3		2 - 1 - 1	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価
4		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
5		2 - 2 - 1	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
. 核燃料サイクル施設分野			
6		3 - 1 - 1	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
7		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
8		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 -
. 放射性廃棄物・廃止措置分野			
9		4 - 1 - 1	高レベル放射性廃棄物の地層処分にに関する研究(1)
10		4 - 1 - 2	高レベル放射性廃棄物の地層処分にに関する研究(2) - 開発研究の成果の活用 -
11		4 - 2 - 1	低レベル放射性廃棄物の処分にに関する研究
12		4 - 3 - 1	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(1)
13		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 -
. 新型炉分野			
14		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 -
. 放射線影響分野			
15		6 - 1 - 1	放射線リスク・影響評価技術に関する研究
. 原子力防災分野			
16		7 - 1 - 1	原子力防災に関する技術的支援研究

＊注) 成果の分類

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用

学協会基準等への活用

その他

分類番号	1-1-1	課題名	確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	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。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 確率論的安全評価手法の高度化として、MOX 燃料加工施設等の決定論的な安全評価において対象とする事故シナリオの位置づけを公衆のリスクの観点から明確にするため、平成 17 年度までに整備した MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順に従い、実規模のモデルプラントを対象に PSA を実施した。その結果、モデルプラントの主要な事故シナリオのリスクからなるリスクプロファイルを得るとともに、安全評価で考慮する事故シナリオは、PSA で同定されたリスク上重要な事故シナリオと比較した場合、公衆への影響の観点で最も厳しい事故シナリオを包絡することを確認した。【一部 JNES 受託】 事故影響評価に必要な基礎的データの整備では、再処理施設で想定される代表的な事故事象のうち水素爆発について、溶液中の水素発生 G 値、水素空気混合気体の爆発下限値、水素濃度と爆発圧力に関する実験結果を調査した。また、ガラス誤流下事象については、FP 移行率に関する実験結果を調査した。 リスク情報活用に係わる技術的課題の検討として、原子炉施設の PSA 手法の高度化において、シビアアクシデント解析コードを用いたソースタームの不確かさ評価手順を構築し、モデルプラントの1つである BWR-5/Mark-II への適用を実施し、代表的な事故シナリオに対する放射性物質の環境への放出開始時刻及び環境への放出量の不確かさの幅や不確かさに寄与するパラメータなどの情報を得た。 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として、東海再処理施設の機器について保全履歴データを継続収集し、東海再処理施設設備保全管理支援システム (TORMASS) への登録を実施し、平成 19 年 3 月末まで機械設備 165,396 件、計装設備 71,587 件、電気設備 16,775 件を登録した。【JNES 受託】 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 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かさ評価。 ウラン及び MOX 燃料加工施設の事故影響評価用データの整備。【一部 JENS 受託】 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。【JNES 受託】 				
20年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項	原子炉施設の PSA 手法の高度化において整備したソースタームの不確かさ評価手順及びその評価例は、日本原子力学会の標準委員会において検討された「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編)」に反映された。				

分類番号	1-2-1	課題名	事故・故障分析、情報収集	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	事故・故障に関する情報の収集、分析を継続的に実施し、安全規制に適時に対応する。分析の結果得られた安全規制上重要な情報・教訓・知見を随時関係者に提供する。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 2006年に事象報告システム(IRS)に報告された事例約80件(非公開)内容分析を実施し、その結果に関する報告書(非公開:IRS情報が非公開情報であるため)を作成し、原子力安全委員会、原子力安全・保安院、並びに、電力各社に提供した。また、2006年に国際原子力事象尺度(INES)に報告された事例50件の内容を分析し、その和訳を文科省や委員会をはじめ関係各署に送付すると共にインターネット上に公開した。 さらに、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から入手する事例情報(非公開)に関する内容の分析を行った【JNES受託】。 この他、米国の加圧水型原子炉(PWR)における一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例に関して、設置者事象報告書(LER)の内容を分析し、発生箇所や対策などの観点から全体的な傾向を調べ、論文及び公開報告書にまとめた。損傷機器に着目すると、PWSCCに起因した損傷は特定の機器に生ずる傾向が見られ、特に制御棒駆動機構(CRDM)ノズルや加圧器ヒータスリーブといった高温環境にさらされる機器の損傷事例が多い。一方、ホットレグやその計装ノズルの他、原子炉容器下部ヘッド取付計装(BMI)ノズルのような比較的温度の低い機器における損傷も認められている。また、損傷した機器のうち、例えば、CRDMノズルや熱電対ノズルについては、運転中の温度の高いB&W社製プラントに、また、ヒータスリーブやホットレグ計装ノズルではCE社製プラントに多く発生するなど特定の製造元に偏って発生する傾向が見られる。さらに、CRDMノズルではB&W社製のノズル母材に、WH社製の溶接材にき裂が集中する傾向が確認できた。以上のことから、不適切な製造過程や材料によってPWSCCの発生が助長されている可能性がある 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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から入手する事例情報(非公開)に関する内容の分析を行う【JNES受託】。 				
20年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	同上(ただし、IRS及びINESについては2008年報告を対象とする)。				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項	IRS及びINES情報の分析結果については、安全委員会の依頼を受け報告した(四半期ごとに報告:今後も継続する予定)。				

分類番号	2-1-1	課題名	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価	分類*	
研究の目的	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資する。				
成果の活用	<ul style="list-style-type: none"> 反応度事故(RIA)時及び冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動模擬実験から得られたデータは、より高い燃焼度範囲の燃料健全性に関する安全審査指針の策定に利用される。また、Zr-Nb 二元系被覆燃料を対象とした RIA 実験の結果は、近い将来に国内での実用化が予想される同燃料の安全審査に際し、重要な判断材料を与える。 事故時燃料挙動解析コードは、実験データを用いた検証を進めて信頼性をさらに高めることにより、安全規制の高度化に大きく資することが出来る。 				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> RIA 時燃料挙動研究として、高燃焼度燃料などを対象とした NSRR 実験及び燃料試験施設における実験前後の燃料分析を進めた。高温高圧水冷却条件下で世界初の炉内実験データを取得した。また、商用炉照射済 MOX 燃料を対象とした水冷却条件下で初めての実験を行い、被覆管変形挙動及び破損しきい値に関するデータを取得し、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定められた破損しきい値が MOX 燃料に対しても安全余裕を有することを確認した。【一部保安院受託】 LOCA 時燃料挙動研究として、高燃焼度 PWR 燃料被覆管を対象とし LOCA 条件を模擬した急冷破断実験などを実施し、照射済 Zr-Nb 二元系被覆管の高温酸化速度や急冷時破断限界に関するデータを初めて取得した。また、当該燃焼度範囲(<76GWd/t)において、合金組成の変更を含み高燃焼度化が急冷時の破断限界に著しい影響を与えないことを明らかにした。【一部保安院受託】 事故時燃料挙動解析手法の高度化のため、高燃焼度燃料挙動解析コード FEMAXI を基に事故時燃料挙動解析コード RANNS の開発を進めた。ペレット/被覆管機械的相互作用により生じる被覆管内の応力歪み分布や燃料ペレット内の熱応力分布等を計算し、被覆管破損条件や核分裂ガス放出条件等について NSRR 実験の結果を評価した。 高燃焼度燃料組織(リム組織)形成のシミュレーションとして、燃料ペレットに生じる高燃焼度組織形成モデルの検証に必要なデータを取得するために、加速器を用いた酸化ウランに対する高密度希ガス原子のインプランテーション実験、第一原理による酸化ウランのポテンシャルの検討、メゾスコピックモデルの開発を進めた。【一部保安院受託】 加速器を用いた模擬燃料材料への Xe原子の高密度打ち込みと高エネルギーイオン照射により、リム組織の特徴の一つである結晶の細粒化を再現した。また、希ガス気泡の発達についてモンテカルロ法を用いたシミュレーション手法を開発した。 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> RIA 及び LOCA 時の燃料挙動模擬実験【一部保安院受託】 事故時燃料挙動解析コードの開発(ペレット粒界ガスバブル蓄積モデル) 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ブ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】 				
20年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<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。 事故時燃料挙動解析コードの開発(ガスバースト放出) ペレットリム組織形成に関する研究のとりまとめ U サンプルを用いたドブラー反応度測定実験及び Pu サンプル健全性評価【JNES 受託】 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	2-1-2	課題名	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	分類*	
研究の目的	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、並びに核熱の連成を含む炉心熱伝達等、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。				
成果の活用	<ul style="list-style-type: none"> 熱水力安全研究の各実験より得られる科学的知見と高精度な最適評価手法は、軽水炉の高度利用のための基準類の整備等に役立つ。 過渡時ボイド挙動実験から得られる知見は、JNES で整備されている RIA 解析コードやモデルの改良・性能評価に活用できる。 Post-BT 試験からの知見は、日本原子力学会標準「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」の技術評価・改定や安全審査時の判断等に活用できる。 シビアアクシデント時の格納容器内ガス状ヨウ素挙動に関する研究は、緊急時の的確な意思決定や実効的な防災計画の立案に必要なソースターム情報、並びに新たなアクシデントマネジメント(AM)策の策定に役立つ。 				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 熱水力最適評価手法の開発として、13カ国17機関の国際協力による OECD/原子力機関(NEA) ROSA プロジェクトを継続し、ROSA/LSTF を用いて緊急炉心冷却系注入水の水平配管及び圧力容器ダウンカマ内での成層・混合実験を行い、水平配管内の水位の有無やループ循環流量が配管や圧力容器内部の温度分布に大きく影響を与えることを見出した。【OECD 共同研究】 UO₂ 炉心と MOX 炉心の核熱特性の相違が核熱水力安定性に及ぼす影響を調べる模擬実験から得られた結果を TRAC-BF1 コードで解析し、燃料特性の相違による流動及び出力の減幅比の相違を定性的に予測できることを明らかにした。 放射線誘起表面活性(RISA)について、熱伝達測定への粗さの因子の影響が小さいことを確認すると共に、濡れ性向上などの照射による特徴的な現象を見いだした。【エネ庁公募】 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発として、RIA 時の過渡ボイド試験では、低圧及び高圧試験を行い、急速発熱する燃料棒周りに生じるボイド挙動及び沸騰熱伝達に関する DB を拡充した。特に低圧試験では、過渡ボイド挙動は従来の単一模擬燃料棒体系の試験との概ね一致、実機条件に近い水温ではボイド率の増大が早まることが分かった。【保安院受託】 Post-BT 時の熱伝達に関する試験では、単管体系の基礎試験装置を用い、高温高圧の実機熱水力条件下における沸騰遷移及び Post-BT 熱伝達に関する試験データを取得し、詳細な熱水力解析が可能なサブチャンネルコードの予測性能評価に活用した。【保安院受託】 シビアアクシデント時のソースターム評価手法の開発として、⁶⁰Co ガンマ()線照射装置を用いて、線照射下での CsI 水溶液からのガス状ヨウ素放出に係わる試験を実施し、酸性(pH ~ 5)条件で有機物の有無の影響に関するデータを得た。【JNES 受託】 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 最適評価手法の開発に必要なDB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、高圧及び低圧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、スパーサーの効果を検討するためのバンドル試験の製作を開始する。【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、拡張試験の計画を策定する。【JNES 受託】 				
20年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 最適評価手法の開発に必要な DB 拡充を継続する。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 試験のための単管試験を継続すると共に、バンドル試験を開始する。 格納容器内ヨウ素化学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。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項	第39回(平成18年度)日本原子力学会賞技術賞「放射線誘起表面活性による原子炉内伝熱特性の向上」を受賞した。				

分類番号	2-2-1	課題名	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究	分類*	
研究の目的	<p>経年機器の構造信頼性評価のため確率論的破壊力学(PFM)解析手法等を整備すると共に、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>				
成果の活用	<ul style="list-style-type: none"> 解析手法はリスク情報に基づく検査や高経年化技術評価への活用が期待される。 粒界脆化に対して適用性を検討した破壊靱性マスターカーブ法は、日本電気協会や日本機械学会の規格等の改定時の技術的根拠として活用が期待される。 中性子照射脆化に関する機構論に基づく予測評価や検出手法は、40年超の長期運転に対する高経年化技術評価の審査において重要な判断材料及び高経年化対策に資する。 IASCCに関する成果は、JNESのIASCC評価ガイドの作成に反映される。 				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> PFM解析手法に関する研究として、原子炉压力容器(RPV)貫通部に対する基本解析コードを整備した。PRV肉盛溶接部に関して、残留応力評価試験及び有限要素解析モデルの整備を行った。配管溶接部に関しては、溶接残留応力試験及び有限要素解析を実施して250A配管の残留応力DBを構築した。加圧熱衝撃等の過渡事象時におけるRPVの破損確率に及ぼす破壊靱性評価式の影響を調べた。【一部保安院受託】 経年変化の予測手法及び検出手法に関する研究として、材料試験炉(JMTR)で照射したRPV鋼の照射誘起析出物の組成及び磁気機械的性質の相関データを取得すると共に、イオン照射研究施設(TIARA)及びタンデム加速器イオン及び紫外線照射したモデル合金の電気抵抗率変化等に関するデータを取得し、照射脆化の検出及び機構に関する知見を得た。照射されたRPV鋼の粒界分析を行い、粒界脆化の原因となるリンの粒界濃度は、中性子照射量とともに増加することを明らかにした。IAEA国際ラウンドロビン試験として、RPV鋼の動的破壊靱性試験データをIAEAに報告した。ケーブル絶縁劣化研究として、検出手法としての広帯域インピーダンス分光法の検討に着手した。【一部JNES受託】 照射誘起応力腐食割れに関する研究として、照射キャプセル10体の中性子照射試験を全て終了した。照射試験片を用いて、BWR条件を模擬した高温水中におけるSCCき裂進展試験を、高溶存酸素濃度(DO)及び低DO水質中で実施し、SCCき裂進展速度データを取得し、JNESに提供した。【一般受託】 				
19年度以降の計画	<ul style="list-style-type: none"> 放射線による材料劣化挙動について、RPV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。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】 RPV鋼の破壊靱性評価法の高度化のため、試験片形状、負荷速度等の破壊靱性データを分析評価する。 JMTR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】 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、配管溶接部の溶接残留応力、経年変化及び地震荷重に関わる不確かさを考慮したPFM解析コードに導入する。【保安院受託】 RPV肉盛溶接部の溶接残留応力の分布等に関する試験データの分析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】 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DBの構築に向けてデータを拡充する。【一般受託】 				
20年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 放射線による材料劣化挙動について、RPV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のデータの取得を継続する。ケーブル絶縁劣化について試験を継続する。 JMTRの材料照射試験計画に応じて、試験装置の詳細設計、製作し、設置準備を進める。 配管溶接部の溶接残留応力、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。 RPV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しPFM解析コードに導入する。 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。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	3-1-1	課題名	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究	分類*	
研究の目的	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及び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。				
成果の活用	臨界安全性に関する成果については、再処理施設、MOX 燃料加工施設、中間貯蔵施設等の核燃料サイクル施設において取扱われる核燃料物質に関する最新の実験データ及び評価手法が、安全審査及び後続規制に活用できる。				
18 年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 可溶性毒物ガドリニウム (Gd) を用いた非均質体系の臨界ベンチマークデータの取得のために定常臨界実験装置 STACY を用いて、濃縮度 5% の二酸化ウラン燃料棒と濃縮度 6% の硝酸ウラン溶液により再処理施設の溶解工程を模擬した体系を構成し、溶液に添加した可溶性毒物 Gd の反応度値データを取得した。過渡臨界実験装置 TRACY を用い、水反射体付き炉心でランプ給液による臨界事故を模擬した実験データを取得した。 燃焼解析コード SWAT 及び ORIGEN2 の出力結果をもとに、任意の臨界計算コードの入力データを作成する燃焼計算結果ポスト処理システムの開発を行った。これにより、SWAT や ORIGEN2 を使用して燃焼燃料の組成変化を評価し、その結果を臨界安全評価に簡便かつ効率的に取り入れることが可能となった。 MOX 粉体燃料の臨界安全評価手法の整備として、MOX 燃料加工施設の均一化混合設備において MOX 粉末、ウラン粉末、及び添加剤の混合において臨界安全上最も厳しい燃料分布を求める計算コード OPT-TWO を開発し、中心部に MOX 粉末、周辺部にウラン粉末、添加剤が中心部に非均質に存在する分布が最も保守的な分布になるとの結果を得た。 				
19 年度の研究実施内容	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。				
20 年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	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して供するための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。				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	3-1-2	課題名	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	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料サイクル施設における火災時の放射性物質閉じ込め評価に際しては、特に HEPA フィルタによる放射性物質の捕集・閉じ込め機能が重要な役割を担っている。火災に伴って発生する煤煙の粒子径分布や煤煙化率に関する定量的な知見は、HEPA フィルタの目詰まりによる差圧上昇及び破損までに至る現象の定量的評価に対して必要不可欠である。 MOX 燃料加工施設における火災時の閉じ込め評価に係る試験研究は、実際に核燃料サイクル施設に対する規制を担う JNES からの受託研究として実施しており、本試験研究から得られた技術的知見は、国が実施する MOX 加工施設の安全審査、後続規制に係る安全確保方策(技術基準策定等)の検討等に対して、JNES を通じて直接寄与するものである。 				
18 年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料サイクル施設の火災事故時の放射性物質の放出・移行特性に関して、MOX 燃料加工施設の閉じ込め機能を担うグローブボックス(GB)に着目し、GB を構成材の燃焼に伴うエネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出特性に係る試験を行い、完全燃焼条件下(酸素濃度が通常の空気雰囲気下における)でのエネルギー放出特性データ等を取得した。また、これら構成部材の熱分解特性データを取得するとともに、これらの知見を組み合わせることで、GB 内外で火災が発生した場合の GB パネル材の熱分解による静的閉じ込め性の低下の経時変化をシミュレーションするための評価モデルを検討した。その結果、耐熱性の観点において、アクリルに対して優位性を有するものと考えられてきたポリカーボネートは、空気雰囲気下でかつ火災規模が大きい場合には、アクリルよりも早い時間で熱分解を生じ、質量が失われる可能性があることが示された。【JNES 受託】 溶液燃料臨界事故時の放射性ヨウ素の放出特性を定量的に把握する上で、溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化するための重要な因子と考えられる硝酸水溶液並びに放射線照射の影響を実験的に検討するため、放射線照射下での硝酸水溶液からのヨウ素の放出率及び積算放出量の経時変化に関する試験を行い、水溶液中の硝酸濃度をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した。 				
19 年度の研究実施内容	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。【一部 JNES 受託】				
20 年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	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、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。				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	3-1-3	課題名	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 -	分類*	
研究の目的	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、安全評価手法の高度化とデータ整備を行う。				
成果の活用	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。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設の高経年化事象等の調査として、再処理機器の耐食安全性に関する国の既存研究成果を調査した。再処理施設特有の経年劣化環境にある塔槽類及び炉類等の主要なプロセス機器を対象に、再処理施設だけではなく、類似する環境にある硝酸化学プラント等について、腐食、摩耗、疲労等による経年劣化発生メカニズムや劣化進展傾向、発生部位等に関する国内外の最新の文献等調査を実施し、監視すべき部位を抽出した。 また、解析方法の調査として、再処理機器の構造強度について、解析方法に関する最新知見の調査を実施した。また、調査結果をもとに選定した解析コードを用いて機器の構造強度解析を行い、事業者が実施した解析手法や解析結果との比較検討を行い、解析評価方法の特性を明らかにした。 さらに、再処理施設の中でも安全上重要な機器における硝酸環境下の液相部（沸騰伝熱部）及び気相部（凝縮流動部）の腐食を対象とし、プルトニウムなどの再処理施設特有の化学種が存在する環境下での腐食挙動に関する知見を取得するため、沸騰伝熱面腐食試験装置及び凝縮流動硝酸腐食試験装置を整備するとともに、経年変化データの取得試験を開始した。【JNES 受託】 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として、活断層評価に関わる既往の研究成果を調査し、3次元地震動伝播解析の対象とすべき活断層の選定及び各種断層パラメーターについて整理した。 				
19年度の研究実施内容	<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】。 				
20年度以後の計画（外部資金が獲得できた場合の内容を含む）	<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溶液条件の絞込み及び試験データの取得。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	<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を整備するため、昭和50年代から開始された科技厅及び保安院の研究成果の調査、国内外の再処理施設の経年変化に関するトラブル事例情報の収集、一般化学プラントの硝酸溶液系機器類の経年劣化事例の調査収集、再処理プロセス化学データの調査、国内外の文献の調査等を行った。この結果に基づき、再処理施設の経年劣化の評価対象機器を絞り込みを試みた。また、最新の数値解析手法を用いた蒸発缶等の腐食進展傾向、耐震性、耐熱強度に関する解析を行った。以上の結果を最新知見による技術情報として整備した。また、再処理機器の液相部及び気相部の腐食試験を行うための装置整備を行い、評価用データ取得のための試験を開始した。 				
特記事項	<ul style="list-style-type: none"> 機構内において、安全研究センター、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)及び核燃料サイクル工学研究所(サイクル工学試験部 試験運転第2課)が連携・協力体制を整備して本受託研究を実施した。今後もこの体制の元に推進する。 <p>尚、核燃料施設免震構造に関する信頼性評価手法の高度化研究については、研究担当部署が自らの施設の耐震再評価を優先するため、平成19年度以降当面の間休止する。</p>				

分類番号	4-1-1	課題名	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(1)	分類*	
研究の目的	安全審査基本指針の策定に資するために、安全指標、制度的管理、評価期間等に関する基本的考え方を提示する。安全評価に関しては、水文地質学的変動、隆起浸食、人工バリア材の長期変質、放射性核種挙動の変動等を扱う長期安全評価手法を開発・整備する。				
成果の活用	精密調査地区選定のための環境要件及び安全審査基本指針の策定、並びに最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定に対し、必要な最新の技術や成果を技術基盤として提供する。また、長期安全評価手法を用いて安全評価を実施する。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 鉄共存系でのセレン及びカルシウム系でのニオブの溶解度の決定、ベントナイト中でのトリウム等の拡散係数の取得及び拡散現象の理論モデルの構築を行った。【保安院受託】 セメントの長期劣化に伴うアルカリ成分の浸出を評価する基本コードの整備及び確率論的安全評価コード GSRW-PSA の拡張を行った。【保安院受託】 処分サイトの空間的及び時間的な広がり起因した不確かさの検討のため、仮想的な処分サイトの地下水流動解析及び長期的評価に関するデータベースの情報を基にした確率論的安全解析を実施した。【保安院受託】 モデル対象地区の水質形成メカニズムに関する調査を行うとともに、堆積盆・岩盤地下水の流動状況に関する調査により検証に用いるデータを整備した。【保安院受託】 結晶質岩分布地域を例に、モデル地区における地表踏査において、地表地質調査、土壌・マサ厚調査、湧水調査、河川水・沢水採取調査など7項目の調査を実施した。【保安院受託】 地下水流動系に影響を及ぼす外的要因に関して、モデル対象地区内及びその近傍を対象とした気候変動、地殻変動のデータを収集・整理し、それらによる広域地下水流動及び地表水流動の影響に関する知見をまとめた。【保安院受託】 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 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。【JNES 受託】 人工バリアの変質及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。【JNES 受託】 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。【JNES 受託】 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、水文データの収集、水理地質構造モデル構築に関する技術的情報の整備を実施する。【JNES 受託】 				
20年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 天然事象に関する FEP の調査・整理を継続し、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。 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し、核種移行モデル検証用のデータ取得に着手する。 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。 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、水理地質構造モデルを構築する。また、天然事象の変化等、外的要因の影響のモデル化を検討する。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	4-1-2	課題名	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 -	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	法律に定められた高レベル放射性廃棄物の処分施設建設地の3段階選定(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)における、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等に役立つように安全規制に係る基本的考え方の構築及び安全評価手法の開発に資する。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> オーバーバック溶接部の耐食性や銅製オーバーバックの長期性能に重要な影響を及ぼす環境条件などを整理した。さらに、結晶質岩を対象とした処分場の閉鎖材料に関する基本データや性能評価手法を取りまとめ、公表した。 地層処分放射化学研究施設での放射性核種を用いた試験等で取得した安全評価に必要な核種拡散データベースをホームページ上に公開した。 生物圏評価手法や水理・物質移行評価モデルの適用性を評価し、残された課題への取り組み方針を策定した。 知識基盤として適切に管理・継承していくことを目的とした知識マネジメントシステムの基本的概念を提示した。 地上からの調査研究の総合的な結果に基づいて作成した地質環境モデルや地下施設建設による周辺の地質環境への影響予測などをまとめた、「超深地層研究所計画における地表からの調査予測研究段階報告書」及び「幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階研究成果報告書」を公表した。 湧水抑制対策の適用性試験を実施し、対策工事の効果や有効性を評価した。また、岩盤の変位や応力など観測データに基づいて坑道設計や施工技術等の妥当性を確認した。 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 海水系での緩衝材力学モデルの適用性確認及び緩衝材・鉄相互作用予測モデルの詳細化を行う。 再冠水挙動を解明するため、軟岩・高pH環境における連成試験を実施する。 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を行う。 熱力学データベース整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及び個別元素の熱力学データベースの更新を行う。 深度200m程度までの花崗岩の研究坑道掘削にあわせ地質環境モデルを更新する。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。 堆積岩を対象として、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。 隆起・侵食/気候・海水準変動の検討のため、三次元地形変化モデル等の解析コードを作成する。 				
20年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 海水環境やセメント環境での緩衝材の性能評価試験やパラメータの整理を行う。 岩盤の透気特性データの取得、力学連成モデルの改良を行う。 地質環境条件、設計条件等の特徴や天然現象を起因とする影響に着目し、安全評価手法やモデルの適用性を検討する。 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。 深度200m程度以深の花崗岩の研究坑道掘削にあわせ、地質環境モデルを更新する。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。 幌延地域の換気立坑345m、東立坑280m及び140m連絡坑道の掘削に対応した坑内での調査・測定と、取得データを用いた地質環境モデルの更新を行う。 隆起・侵食/気候・海水準変動について、三次元地形変化シミュレーションを実施する。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	4-2-1	課題名	低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究	分類*	
研究の目的	TRU 廃棄物及びウラン廃棄物については、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、処分方法毎の濃度上限値設定に必要な解析を行う。高レベル廃棄物(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。				
成果の活用	余裕深度処分に関しては、平成 19 年度頃と予想されている事業申請の安全審査において活用すべく安全評価手法を整備する。また、その後は、TRU 廃棄物及びウラン廃棄物の処分の基本的考え方の検討が予定されており、整備中のクリアランスレベル及び処分方法毎の濃度上限値設定に必要な評価手法を用いて解析を行い、基準値策定の検討に資する。				
18 年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物等の余裕深度処分で、処分場跡地におけるポーリングが処分施設に到達することを想定したシナリオに対する被ばく線量解析を行い、このシナリオの線量影響を定量的に示した。 返還低レベル廃棄物ガラス固化体の特性試験の一部としてソースターム評価に必要なデータ取得手法を整備するために文献調査、実験等を実施した。【保安院受託】 TRU 廃棄物のトレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分に対する基準線量相当濃度を算出した。また、原子力安全委員会の「再評価報告書」におけるクリアランスレベル算出の考え方に基づいて TRU 廃棄物に関する値を算出し、クリアランスレベルとして提唱した。【保安院受託】 TRU 廃棄物の地層処分について、処分の信頼性向上及び合理化を含めた詳細評価に向けた、「全体基本計画」を作成した。 セメント材料による高アルカリ性条件におけるスメクタイトの溶解速度データを取得した。 普通ポルトランドセメント硬化体や低アルカリ性セメント硬化体中の塩化物イオンの見掛けの拡散係数等を測定し、セメント硬化体中での物質の移動に関わる知見の拡充を図った。 ウラン廃棄物について、浅地中トレンチ処分、コンクリートピット処分及び余裕深度処分に対する濃度上限値を算出した。【保安院受託】 				
19 年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 余裕深度処分に関して、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。【JNES 受託】 TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関して、相互影響評価に必要な「モデル・コード」を作成する。 返還低レベル廃棄物ガラス固化体の模擬試料を用いて溶解挙動を調べ、試験条件、評価手法を検討する。【JNES 受託】 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。 				
20 年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> TRU 廃棄物の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。また、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。 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。 ウラン廃棄物処分の安全評価に必要なデータの高度化を図る。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	4-3-1	課題名	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(1)	分類*	
研究の目的	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等の研究が必要である。そのため、周辺公衆及び従事者の被ばく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検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。				
成果の活用	東海1号炉に続く解体対象とされているふげん発電所の廃止措置安全審査に、整備中の公衆及び従事者の被ばく評価手法を適用する。発電用原子炉のクリアランス制度導入のために蓄積したこれまでの技術的情報を、国によるクリアランスレベル検認に適用するとともに、TRU 廃棄物及びウラン廃棄物に対するクリアランス制度導入に向けた今後の検討にも活用する。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> • 開発済の DecDose コードを公衆及び作業員双方の内部・外部被ばく線量を評価できるコードに改良した。【保安院受託】 • 施設解体後の敷地解放に関しては、原子力機構原科研内において可搬型放射線検出器を用いた土壌放射能測定試験を行い、Ge 半導体検出器による in-situ 測定の有効性を確認した。【保安院受託】 • 発電用原子炉施設の廃止措置に適用される解体・除染工法の安全性に関しては工法毎に作業安全上の留意点を、汚染拡大防止、被ばく防止、災害防止等の観点から検討し整理した。 • 核燃料サイクル施設の廃止措置における課題のうち、安全確保対策、被ばく線量評価手法のあり方及び廃止措置計画の審査に適用する基本的考え方を提示した。【保安院受託】 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> • 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。【JNES受託】 • サイト解放検認については、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、測定対象範囲等について検討する。【JNES受託】 • 原子力機構（東海地区）の敷地内で土壌を対象に、H-3、C-14の分析等を実施し、測定・評価方法及び手順の検討を行う。 • 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の整備のため、PASCLRコードの適用性を検討し、改良に着手する。 • 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。 • 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を検討するとともに、原子炉施設の被ばく評価で用いた評価ツールの適用性を検討する。【JNES 受託】 				
20年度以後の計画（外部資金が獲得できた場合の内容を含む）	<ul style="list-style-type: none"> • ふげん発電所の炉心周辺の汚染配管を対象に切断試験を行い、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。 • 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。 • 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、核種組成比等を検討する。 • ふげん発電所サイトにおいてin-situ測定・サンプル採取測定を行い、測定手法の検討に資する。 • サイト解放検討用の計算コードの改良を進め、代表的施設を対象に核種毎の基準濃度を算出する。 • 核燃料加工施設について、原子炉施設で用いた被ばく線量評価ツールの適用性や廃止措置計画の審査に必要な技術的事項などを検討する。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項	クリアランス制度の法制化へ向けた検討作業に技術的資料を提供するとともに、制度導入後も原子力安全・保安院に協力して、クリアランス省令を踏まえての放射性核種選択、評価単位の設定や放射能濃度の偏りの問題等について技術調査を実施。				

分類番号	4-3-2	課題名	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 -	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	廃止措置に関連する一連の安全性評価手法を整備し、学会標準等、他の関連施設へのデータ提供を行う。				
18年度の 主要な 研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉構造材の放射化量評価手法に加え、原子炉冷却系統施設等の二次汚染量評価手法を明らかにした。 放射化量評価に必要な中性子束分布について、3次元によるモデル化が可能なモンテカルロ法を用いたコードで評価する手法の適用性について検討し、適用可能である見通しを得た。 ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の溶融による検認手法を確認するため、遠心分離機部品の小型溶融炉による溶融試験を行い、固化体中のウラン濃度分布を調査した。溶融固化体のウラン濃度は、上部の表面で高く、内部は表面より1桁から2桁低い傾向を示すことがわかった。 敷地開放の安全評価手法に関するデータとして、天然放射性核種を含む捨て石、鉍滓等に関する核種依存パラメータ(溶出率、分配係数、移行係数等)などを整備した。 				
19年度の 研究実施 内容	<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。原子炉施設においては構造材中の放射化量の検証を行い、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い、粉塵移行挙動に係るデータを取得する。 敷地開放の安全評価手法に関するデータの拡充として、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を整理する。 クリアランス検認に関するデータの拡充として、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。またウラン濃縮施設において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、アルミニウム材のウラン濃度分析を行う。 				
20年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<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おこなう。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。ウラン濃縮施設においては、検認システムを検証する。 安全評価手法に関する試験装置開発を行い、粉塵移行挙動に係る詳細データを取得する。 敷地開放の安全評価手法の適用性評価を行う。 クリアランス検認に関するデータの拡充を進める。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	5-1-1	課題名	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 -	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	本研究を通じて得られる高速炉 PSA の試行は、日本原子力学会標準委員会が策定している PSA 関連の標準改訂時に解説書、附属書等へ反映させることが期待できる。				
18 年度の 主要な 研究成果	<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム (Na) の化学反応に関する安全評価技術の整備として、Na 微少漏えいの早期検出に関する試験データを整理し、環境条件等、検出感度影響因子について検討した。 Na 燃焼と Na・コンクリート反応が競合する場合の挙動に関して、Na 燃焼面を覆う雰囲気酸素濃度を変えた試験の結果から、酸素濃度が高くなるにつれて水素再結合割合は増大する傾向がわかった。 Na - 水反応について、急速加熱時の水平管内伝熱特性を把握するため TRUST-2 により水側熱伝達率測定試験を実施し、水平管断面下部での限界熱流束は実機評価に使用された甲藤の式で予測される値 (約 2.0 MW/m²) よりも大きいことがわかった。 また、高温ラプチャ評価手法開発の一環として、流体から伝熱管への熱移行を評価する解析コードを作成し、SWAT-1R 試験を対象とした検証解析を実施し、伝熱管の温度履歴が解析によって正しく予測できることを確認した。 Na - 水反応を機構論的に解析するコード SERAPHIM の開発に関しては、SWAT-1R 試験を対象とした再現性の検証を行い、最高温度について試験と解析で良く一致した。 ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証として、「常陽」MK- 炉心第 3~6 サイクルにおいて、等温温度係数測定、出力係数測定を実施し、フィードバック反応度に係る測定データを蓄積した。また、解析コード Mimir-N2 の炉心・冷却系解析モデルが妥当性を確認した。 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備として、炉心溶融事故(CDA)時に溶融炉心物質の一部が早期に炉心周辺へと流出することで再臨界問題を排除できることを確認するため、EAGLE プロジェクト(カザフ NNC との共同研究)の最終試験として、実証型炉内試験1試験(ID2 試験)を IGR を用いて実施すると共に、模擬物質を用いた可視型基礎試験(JAEA 大洗)を回実施し、流出挙動の基本メカニズムの解明を進め、CDA 時の溶融炉心物質流出挙動に関わる基本メカニズムを把握するとともに、「燃料集合体内燃料排出ダクト方式」によって再臨界問題排除が達成し得るとの見通しを確認した。 安全解析コードの改良・検証、適用性拡大として、炉心損傷時の初期過程解析コード SAS4A については、定常照射挙動モデル(燃料再組織化モデル)の改良を行い、過渡条件下における燃料ピン破損限界の精度向上を図った。また、炉心崩壊過程解析コード SIMMER-III(2次元体系)、同-IV(3次元体系)について、実機評価への適用性を確認した。 PSA 技術の高度化として、「もんじゅ」31 件、「常陽」12 件の機器故障データを収集した。 				
19 年度の 研究実施 内容	<ul style="list-style-type: none"> 微少漏えい及び環境条件等の影響因子の検討・評価 Cr 鋼ウェステージ挙動の実験や解析による評価 反応ジェット伝熱流動特性の把握 自己作動型炉停止機構(SASS)の電磁石構成材料等の照射後試験の開始 PTE(Post Test Examination)を含む EAGLE-1 試験成果のまとめ、及び EAGLE-2 試験の開始 溶融炉心物質・コンクリート相互作用に係わる影響因子の検討・評価、条件の整理 「もんじゅ」、実用炉等への適用を通じた PSA 手法の改良・整備 				
20 年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 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 SASS の電磁石構成材料等の照射後試験の実施 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、溶融炉心・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 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					

分類番号	6-1-1	課題名	放射線リスク・影響評価技術に関する研究	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の動態研究は、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等に貢献することができる。 国際放射線防護委員会が2007年に採択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することにより、我が国の防護基準の策定に資することが期待できる。 DNA損傷・修復研究から得られる知見は、放射線生物影響の線量効果の基礎データ、また生物学的な事象に基づく新しい線量概念を考案する際の基礎データを与える。また生物影響実験データを系統的に解析するための基本的ツールを提供する。 				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の動態解明のため、大気・陸域・海洋での水循環結合計算の性能評価を継続すると共に、大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行個別モデルの基本コードを整備した。大気物質移行モデルの検証では、降雨時の自然放射能による局地的な線線量率上昇現象を、陸域物質移行モデルの検証では、河川流量に対する降雨と地下水の割合をほぼ再現することに成功した。溶存相 - 懸濁相 - 海底堆積相の3相間の物質移行を考慮した海洋中物質吸脱着モデルの基本コードを試作し、表層海水中の¹³⁷Cs濃度分布をほぼ再現できることを確認した。 前期安全研究において開発した気流推定モデルを導入した拡散評価コードについて、性能に係るデータの蓄積を進めた。 また、跡措置工場の開始された鉱山跡地について、環境データの蓄積を継続すると共に、機構で開発した積分測定法により、法令値である平衡等価ラドン濃度によって直接長期間評価を実施し、鉱山の周辺へのラドンの影響は非常に小さいことを実証した。 さらに、機構のラドン測定に係る標準化・トレーサビリティについて、標準化した測定法により、機構のラドン測定に係るトレーサビリティが長期間にわたって充分維持されていること、機構の測定結果が海外の国家標準機関と良く一致していることを確認した。 放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究においては、高精細CT画像を基にマウスの3次元精密モデル(ボクセルファントム)を開発し、中性子照射におけるマウス体内でのエネルギー付与過程を詳細に解析した。日本人成人男性の立位姿勢数値ファントムを用いて吸収割合を計算し、臥位姿勢数値ファントムによる値との違いを明らかにした。 重粒子線の飛跡構造計算コードを開発し、飛程等を指標としたコードの検証を行った。Ku70/80二量体が二本鎖切断DNAに結合する経路を明らかにするとともに、8-オキソグアニンとAPサイトを持つクラスター損傷の構造変化を解析した。幹細胞を考慮した簡易臓器モデルを作成し内部被ばくを想定した線量計算を行い、従来の線量評価法の問題点を明らかにした。 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 大気・陸域・海洋での物質移行モデル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。 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。 小動物照射実験データと計算解析結果を比較分析する。 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。 				
20年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項	第39回日本原子力学会賞貢献賞「日本海の人工放射性核種分布マップの作成」(日本原子力研究開発機構日本海海洋調査チーム、2007年3月27日)を受賞。				

分類番号	7-1-1	課題名	原子力防災に関する技術的支援研究	分類*	
研究の目的	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。				
成果の活用	現在、原子力安全委員会において防災指針の見直しが検討されており、本成果はその技術的基礎情報として活用される。				
18年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> • 防災計画策定の支援に関する研究として、緊急事態の準備と対応に関する国際原子力機関 (IAEA) の安全要件や諸外国のガイド等を調査すると共に、我が国の軽水炉に対するレベル2PSA 結果を整理し、防災指針見直しのための技術的・専門的事項の検討課題として、緊急時対応の基本的考え方、防護対策のための指標の定義、屋内退避、避難や安定ヨウ素剤予防服用等の実施範囲及び実施時期等の防護措置戦略を抽出した。 • 緊急時意思決定支援手法の整備に関する研究として、緊急時の意思決定における専門家支援のための技術マニュアルの検討に着手し、避難の判断のための環境条件及び主要な防護指標を明らかにすると共に、国際放射線防護委員会 (ICRP) の最新の評価法に基づいて開発した計算コードを用いて、技術マニュアルに必要となる線量係数に関するデータベースを整備した。 • 住民の避難計画と情報伝達技術に関する研究として、緊急時の住民の避難計画の迅速策定のため、即時避難の考え方、避難時間評価等について調査・検討した。また、緊急時の意思決定のため、情報の収集、分析、共有、発信に迅速に対応する、情報共有と広報文案作成の機能を有する支援システム (統合型情報コラボレーションシステム) を開発し、可視化表示を実施した。 				
19年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> • 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。 • 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。 避難計画策定のためのモデルの検討を総括する。 				
20年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)	<ul style="list-style-type: none"> • 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。 • 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。 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	計画どおり進捗し、今後についても目標どおりの成果が得られる見込み				
特記事項					