

平成17－19年度成果及び20年度以後の計画の概要

平成21年3月17日

第6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
I. 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
II. 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
III. 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－
IV. 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－
V. 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－
VI. 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
VII. 原子力防災分野			
16		7-1-1	原子力防災等に対する技術的支援

*注)成果の分類

- ①現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用
- ②新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用
- ③学協会基準等への活用
- ④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*	①②③
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。
17年度～19年度の主要な研究成果					<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設のPSA手法の高度化では、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、BWR-5/Mark-IIモデルプラントへ適用し、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放出量の不確かさ幅や不確かさに寄与するパラメータ等を明らかにした。また、リスク評価モデルの入力変数の不確かさに着目したモンテカルロ手法に基づくモーメントに依存しない重要度指標の新しい計算方法を提案し、その有効性を信頼性解析モデルに適用し確認した。 核燃料サイクル施設のPSA手法整備では、MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法を整備するとともに、PSA実施ステップにおける分析内容の解説と具体的な解析事例を組み合わせた手順書を作成した。また、事故影響評価に必要な基礎的データの整備として、再処理施設で想定される代表的な事故事象の評価に必要なデータに関する実験を調査した。その中で貯槽の冷却機能喪失による沸騰事象については、沸騰時の気液同伴率の実験式と気泡の破裂によって生じる飛沫の粒径分布を測定した実験結果を基に、仮想的な貯槽でのエアロゾルの移行割合の試解析を実施し、これまでのエアロゾル化割合の推奨値が過度に保守的であることを明らかにした。 リスク情報活用に係わる技術的課題の検討では、定量的安全目標案に対応する軽水炉の性能目標について、レベル3PSAコードOSCAARを用いて検討を行い、格納容器機能喪失頻度の目標値案を提示するとともに、防護対策による効果、対象とする個人の範囲とその条件を明らかにした。また、核燃料サイクル施設におけるリスク情報活用策の検討では、整備したMOX燃料加工施設のPSA実施手順に従い、公開情報を基に詳細化した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、水蒸気による焼結炉内の異常加圧及び焼結炉での水素爆発の事故シナリオが全リスクの主要な部分を占めることが明らかとなった。 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20年3月末まで機械設備167,639件、計装設備75,386件、電気設備17,372件を登録した。
20年度の研究実施内容					<ul style="list-style-type: none"> 総合シビアアクシデント解析コードの改良整備及びレベル3PSA手法の高度化。 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。 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成果を反映させたソースターム評価。【JNES受託】
21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"> 不確かさ評価手法の高度化及び原子炉施設を対象としたレベル2PSA及びレベル3PSA手法の高度化を行う。 核燃料サイクル施設に係る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					<ul style="list-style-type: none"> 性能目標値導出における技術的課題検討の成果を原子力安全委員会における検討に提供した。また、整備した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策定されたレベル2PSA及びレベル3PSA実施基準に反映された。

分類番号	1-2-1	課題名	事故・故障分析、情報収集	分類*	①
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。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 2005年から2007年の3年間に事象報告システム(IRS)に報告された事例227件(非公開)(2005年:63件、2006年:82件、2007年:82件)についてその内容分析を実施し、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。2005年から2007年に国際原子力事象尺度(INES)に報告された事例95件(2005年:25件、2006年:50件、2007年:20件)について、各事例の内容を分析しその和訳を文科省や安全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】。 米国の加圧水型原子力発電所(PWR)における一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例並びに米国の軽水型原子力発電所における安全弁・逃がし安全弁の設定点変動事例に関して、設置者事象報告書(LER)を収集し(PWSCC:1999年から2005年までの45件、安全弁・逃がし弁:2000年から2006年までの約90件)、内容を分析するとともに、発生箇所や原因、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。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。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Babcock & Wilcox (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Combustion Engineering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、Westinghouse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。また、逃がし弁の設定点変動は、弁のディスクとシートの間における腐食性固着や酸化固着が原因となるケースが多く、設定点が高い側に変動する傾向が強い。こうした固着による設定点変動の程度は比較的大きいことから、過圧防止機能に対して重要な問題と考えられる。安全弁については、設定点変動の原因が不明のことが多いが、変動の幅は逃がし弁に比べて小さいことが判明した。 				
20年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> IRS及びINESについては2008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】。 				
21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2009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*	①②
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類の策定に利用される。また、MOX燃料を対象として室温及び高温条件で実施したRIA実験の結果は、近い将来本格化が予想されるプルサーマル燃料等の高燃焼度化に関する安全審査に際し、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。 				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> RIA時燃料挙動研究において、酸化ウラン燃料については燃焼度77MWd/kgまで、MOX燃料については同59MWd/kgまでの範囲で破損限界及び破損時挙動についてデータを取得した。また、両燃料について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。これらの結果により、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高燃焼度酸化ウラン燃料及びMOX燃料について適切な安全余裕を有することを確認した。【一部保安院受託】 LOCA時燃料挙動研究においては、高燃焼度PWR及びBWR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、急冷時破断限界については44から76GWd/tに、高温被覆管酸化速度については79GWd/tにデータの範囲を拡張した。また、当該燃焼度範囲において、合金組成の変更を含み高燃焼度化が被覆管の酸化速度及び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。RANNSによりペレット/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、NSRR実験の結果を評価した。また、事故直前状態の評価における精度向上のために、FEMAXIにおいてペレット粒界ガスバブル成長の速度論モデルの開発を進めた。 異常過渡時の挙動に着目したJMTR実験の準備を開始した。【保安院受託】 高燃焼度燃料ペレットで観察される組織変化(リム組織形成)のシミュレーションに必要な基礎データを取得するため、模擬燃料及び酸化ウランを用いた加速器照射試験、実燃料を用いた照射後試験並びに計算科学的手法を用いた解析を実施した。加速器照射試験では、リム組織の特徴の一つである結晶の細粒化を再現した。実燃料を用いた照射後試験では、照射に伴い酸化ウラン結晶格子に生じる歪を測定、評価した。計算科学的手法を用いた解析では、第一原理による酸化ウランのポテンシャルの検討を行い点欠陥の形成エネルギー等に関する知見を取得するとともに、転位動力学による転位壁のメソスコピック的形成モデルの開発を進めた。【文科省受託】 出力の過渡上昇時、即発的な出力降下に作用する安全係数であるドップラー反応度係数の予測精度評価を目的とする、FCAを用いた軽水炉MOXを模擬した試験炉心におけるドップラー反応度測定に関して、U-238とPu-241のドップラー反応度係数を評価する試験計画を作成した。また、基礎データ取得のため、U燃料炉心におけるU-238のドップラー反応度測定に着手した。【JNES受託】 				
20年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 実用化が計画されている改良型を含めた高燃焼度ウラン及びMOX燃料を対象にしたNSRR実験及びLOCA模擬急冷破断試験を実施し、引き続き反応度事故及び冷却材喪失事故時の燃料挙動解明を目指した知見の蓄積を進める。また、異常過渡時の挙動に着目したJMTR実験を開始するため、装置整備などを進める。 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、事故時燃料挙動解析コードRANNSの開発を進める。 ペレットリム組織形成に関する研究のとりまとめを行う。 高燃焼度燃料組織形成のシミュレーション研究及び軽水炉MOX炉心ドップラー反応度の測定を実施する。 				
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	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*	①②③
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実さ低減を図る。				
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。 過渡ボイド挙動試験から得られる知見は、JNES等で整備している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熱伝達試験の成果は、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」の安全審査における適用性評価や技術的判断に活用できる。 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。 				
17年度～19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、14カ国18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を用いて高出力自然循環や小破断LOCA時の蒸気発生器二次側減圧に関する実験を行い、非凝縮性ガス流入による凝縮伝熱阻害現象を確認し、蒸気発生器伝熱管の非均一水位挙動等を見出した。【OECD共同研究】 UO₂炉心とMOX炉心の核特性の相違が核熱水力安定性に及ぼす影響を調べる実験を実施し、両炉心において領域安定性に大きな差がないことを示す知見を得た。 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整備の一環として、低温時及び高温待機時RIAを模擬した過渡ボイド挙動試験を行い、燃料集合体体系の影響を明らかにするとともに、支配的パラメータの同定に係わるデータベースを拡充した。また、RIA時熱水力解析における最適評価コードの予測性能を評価した。【保安院受託】 Post-BT熱伝達試験では、単管体系の基礎試験装置を用いた高温高圧過渡試験を実施し、ドライアウトの拡がりやリウェットに係わるデータを取得するとともに、既存相関式の妥当性を評価した。併せて、詳細な熱水力解析が可能なサブチャンネルコードの検証を行った。【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(γ)線照射装置を用いて、γ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、pH、有機物(MIBK:メチルイソブチルケトン)等の影響に関するデータを得た。また、機構論的ヨウ素化学挙動解析コードを開発し、検証及び課題検討を行った。【JNES受託】 				
20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データベースの拡充を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。 Post-BTに係わる単管試験ならびにバンドル試験を実施し、より総合的な知見を取得する。【保安院受託】 ガス状ヨウ素放出試験を実施するとともに格納容器内ヨウ素化学解析コードを整備する。【JNES受託】 				
21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データベースの拡充を継続する。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に係わるバンドル試験を継続するとともに、これまでの成果を取りまとめる。 ガス状ヨウ素放出試験を継続するとともに格納容器内ヨウ素化学解析コードを整備する。また、格納容器内水素処理に関する検討を開始する。 				
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	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*	②③
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"> PFM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の技術基盤として活用 原子炉圧力容器鋼の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寄与。 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技術評価に資する。 IASCCに関する成果は、JNESのIASCC評価ガイド策定に貢献。 				
17年度～19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、原子炉圧力容器(RPV)及び配管溶接部に関して、溶接残留応力に関する試験及び有限要素解析を通して機能を改良しPFMに基づく破損確率解析コードを整備した。また、経年機器に地震動特有の過大な不規則荷重が作用する場合の破損確率評価を高度化するため、き裂進展評価や溶接残留応力に及ぼす過大過重の影響の検討に着手した。【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、粒界脆化や溶接熱影響部に着目した機械的性質やマイクロ組織に関するデータを取得すると共に材料試験炉(JMTR)等で照射したRPV鋼等の電気抵抗率、磁氣的性質、機械的性質等のデータを取得し、照射脆化の検出及び機構に関する知見を得た。照射済RPV鋼の粒界分析から、粒界脆化の原因となる粒界リン濃度の中性子照射量依存性を明確化した。IAEA国際協力研究として、RPV鋼の破壊靱性データを報告するとともに、温度依存性に関する分析評価を行った。ケーブル絶縁劣化に関して、検出手法としての広帯域インピーダンス分光法の検討を進めた。【一部保安院、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】 JMTR改修に併せて照射環境下でのステンレス鋼のSCC進展及び原子炉圧力容器鋼の破壊靱性変化を評価するため、JMTRの材料照射試験装置の整備を開始した。【保安院受託】 3次元仮想振動台の開発・適用研究として、主要冷却系機器の地震応答解析により数値解析機能を実証するなど解析機能の検討を進めた。 				
20年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> 溶接残留応力分布やき裂進展に関する試験データ等を基に確率論的評価モデルを改良整備し、RPVの加圧熱衝撃事象や配管溶接部の経年変化及び地震荷重に対するPFM解析手法に基づく破損確率解析コードの整備を進める。【保安院、JNES受託】 放射線による材料劣化挙動について、溶接熱影響部を含むRPV鋼の照射脆化の機構論的な予測評価手法の精度向上を図るため、放射線照射した材料について、JMTRホットラボ等で微細組織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、絶縁材の物理化学特性試験及び絶縁劣化計測試験を進める。【一部保安院、JNES受託】 JMTRを利用した試験計画を詳細化し、試験装置の整備を進める。【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】 高経年化評価及び検査技術に資するため、経年変化研究を行う。 3次元仮想振動台の解析結果と実振動データとの比較により応答解析精度を検証する。 				
21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"> RPV、配管等の安全上重要機器に対する破損確率評価のためのPFM解析コードについて、溶接残留応力評価やき裂進展解析機能等の改良を行い、標準的解析手法の整備を進める。 放射線による材料劣化挙動に関して、RPV鋼溶接熱影響部の監視試験の必要性に関する検討を進めるとともに、照射脆化の機構論的な予測評価手法の精度向上を図るため、照射材料についての各種データ取得を継続する。また、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対応して、試験装置類の設置準備を進める。 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。 軽水炉機器の経年変化に関する知見の拡充を図るため、経年変化研究を継続する。 3次元仮想振動台の非弾性解析技術の整備や従来法の保守性評価等を進める。 				
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	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*	①②
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。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 濃縮度5%の二酸化ウラン燃料棒と濃縮度6%の硝酸ウラニル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、溶液に添加した模擬FP (Sm、Cs、Rh、Eu) あるいは可溶性毒物Gdの反応度値データを取得した。 過渡臨界実験装置TRACYを用いて取得した、ランプ給液及びランプ引き抜きによる過渡臨界実験データの解析を行った。 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。 				
20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、臨界実験データを臨界解析コード検証用の評価済ベンチマークデータとして整理する。過渡臨界時の燃料初期温度効果に関する実験データ取得、実験等のデータ整理・評価、臨界事故評価手法のボイドモデル改良を行う。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、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*	①②
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。 				
17年度～19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、雰囲気中の酸素濃度等の燃焼条件をパラメータとして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。さらに、GBパネル材の熱分解特性に対する放射線劣化の影響に係る試験を実施し、実施設での照射線量条件を含む比較的低線量条件では、熱分解特性に対する影響は見られないことを確認した。一方で、比較的高線量条件(25kGy以上)では、照射線量が高くなるに従って、低温側のピークはピーク高を減じながら低温側に、また、高温側のピークはピーク高を増しながら高温側にシフトしていくことが確認された。【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及び共存有機物濃度をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した。 				
20年度の研究実施内容	核燃料サイクル施設における火災時の安全性データを取得するための試験を継続し、可燃性物質(ケーブル、電気盤等材料)の燃焼に伴う換気系フィルタの目詰まり特性データを、雰囲気の流れ及び酸素濃度条件等の燃焼条件と関連付けて取得する。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核分裂生成物の影響等を観察する。				
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*	①
研究の目的	核燃料サイクル施設の経年変化の技術評価を行うため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、事業者が実施した経年変化の技術評価の妥当性確認に活用できる。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設の経年変化に関する試験研究として、平成18年度の調査研究で長期腐食傾向のデータ取得が必要と選定したステンレス鋼およびチタン合金について、実機の運転中の溶液組成変化を考慮した標準的な溶液組成を検討するとともに溶液組成変化の範囲内で最も厳しい腐食条件と腐食メカニズムを明らかにした。また、組成変化範囲外の温度、硝酸濃度、溶液組成条件に関する検討を行い、加速試験条件の検討を行った。併せて、標準的な実機溶液組成相当条件下での数千時間の評価データを取得した。また、平成18年度に実施した調査研究結果等を踏まえ、未着手のNi基合金の熱サイクル疲労、チタン合金の環境割れ抵抗性、および海中放出管に用いられている炭素鋼の内面腐食に関する経年劣化事象等に関して検討を行った。 さらに類似する技術分野の劣化事象に関する最新の技術情報の収集・整理を継続し、18年度に作成した技術資料集の充実を図った。これらの調査研究により収集・整理した技術情報について、それらの概要をまとめた「文献アブストラクト」を作成した。これを活用し、文献のキーワードの整理や「文献アブストラクト」及び文献の閲覧ができるようにするための検索システムの基本仕様を検討した。【JNES受託】 				
20年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> ステンレス鋼およびチタン合金の腐食劣化加速試験条件の検討及び試験データを取得するとともに、Pu等が含まれている溶液中での電気化学的なデータ取得を開始する【JNES受託】。 				
21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"> ステンレス鋼およびチタン合金の腐食劣化加速試験のための溶液条件の絞り込み及び試験データの取得。 チタン合金の環境割れ抵抗性の評価研究 Ni基合金の熱サイクル疲労に関する評価研究 				
研究の進捗状況と今後の達成見通し	<ul style="list-style-type: none"> 平成18年度に整備したステンレス鋼およびチタン合金の腐食試験を行うための装置を用い、実機の運転中の溶液組成等の変化を考慮した標準的な条件において、数千時間の評価用データを取得した。ステンレス鋼の腐食に関しては、Pu等が含まれている溶液中での電気化学的な時間変化のデータを取得しコールド試験の模擬性の向上を図る。未着手のNi基合金の熱サイクル疲労、チタン合金の環境割れ抵抗性に関する経年劣化事象については、平成20年度以降に試験研究を行うための研究基盤整備を継続実施していく。 また、平成18年度に実施した調査研究の成果を踏まえ、関連する文献の追加収集を行うとともに、収集した文献を利用するためのシステムの基本仕様を検討し、デモシステムを作成した。今後も関連文献の追加収集を継続するとともに、検索機能の充実を図る。 				
特記事項	<ul style="list-style-type: none"> 機構内において、安全研究センターを中心に、原子力基礎工学研究部門、及び核燃料サイクル工学研究所サイクル工学試験部が連携・協力体制を整備して受託研究を実施している。 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。 				

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*	①②③
研究の目的	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。				
成果の活用	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資する技術基盤とする。また、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とする。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<p>イ. 長期安全評価に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> • 長期的影響評価用データ取得では、安全評価上重要であるにも係わらずデータが不十分な、鉄共存系でのセレン、カルシウム系でのニオブ等の溶解度及びベントナイト中でのトリウム等の拡散係数を決定するとともに、拡散現象の理論モデルの構築を行った【保安院及びJNES受託】。また、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を取得した【保安院及びJNES受託】。 • データベース整備では、地下水移行シナリオの安全解析に用いられる人工バリア、天然バリア、生物圏に関連したパラメータに関するデータを整備した【保安院及びJNES受託】。 • コード開発及び安全解析では、処分システム領域におけるFEP整備及びシナリオ検討を行うとともに、緩衝材及びセメントの変質・劣化現象の評価、炭素鋼オーバーパックの腐食寿命の評価、確率論的溶解度解析等のための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【保安院及びJNES受託】。また、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【保安院及びJNES受託】。 <p>ロ. 広域かつ長期的な地下水流動に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> • 広域的地下水流動解析のための基本モデルを整備した。モデル検証のため、解析事例対象地区の水質形成メカニズムに関する調査ならびに堆積盆・岩盤地下水の流動状況に関する調査を実施し、検証用データとして整備した【保安院及びJNES受託】。 • 地下水流動系に影響を及ぼす外的要因に関して、解析事例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系への影響に関する知見をまとめた【保安院及びJNES受託】。 				
20年度の研究実施内容	<p>長期安全評価に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> • 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。また、人工バリア、水理等に関わる国内外の試験データを活用して、核種移行モデル等検証用データの整備に着手する【保安院受託】。 • 天然事象が起因する処分システム領域への影響に関する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【保安院受託】。 • TRU廃棄物との併置処分をも考慮し、TRU廃棄物の廃棄体特性、人工バリア仕様を踏まえたモデル／コード開発及びデータベース整備を進めるとともに、解析を実施する【保安院受託】。 <p>広域かつ長期的な地下水流動に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> • 解析事例対象地区に対して、水理地質構造に基づく広域地下水流動の解析結果を19年度までに得た調査データと比較し、モデルの妥当性を検証する。また、19年度までに得た気候変動、地殻変動のデータを用いて、天然事象の変化等、外的要因の地下水流動系への影響のモデル化を検討する【保安院受託】。 				
21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)	<p>長期安全評価に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> • 処分場で発生しうる化学的変動要因についての定量化データ及び核種移行モデル等検証用データを蓄積し、核種移行モデル等の検証、高度化を図る。 • 天然事象に関わるFEPデータ及び天然事象の発生に起因した評価シナリオを整備するとともに、評価に必要なモデル／コードを体系的に整備する。 • 併置処分に関して、廃棄体特性、人工バリア仕様を踏まえた安全解析及び相互影響評価に必要なモデル・コード、データベースを整備する。 <p>広域かつ長期的な地下水流動に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> • 外的要因による地下水流動系への影響に関する解析モデルを整備し、モデルの妥当性を検討する。 				
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*	②③
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	<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 				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 緩衝材の基本特性データベースをWebサイト上へ新たに公開するとともに、オーバーパックに関する10年間の長期腐食試験データおよび人工バリア材料に係るナチュラルアナログ・データを取りまとめて公開した。 安全評価に必要となる拡散データベースをWebサイト上へ公開するとともに、シナリオ構築を支援するための計算機支援ツール「FepMatrix(フェップマトリクス)」を開発し、外部利用を開始した。 深地層中における核種の分配係数を計測するための標準的な手法を日本原子力学会標準委員会に提示し、標準委員会における審議、公衆審査を経て、「収着分配係数の測定方法－深地層処分のバリア材を対象とした測定方法の基本手順:2006」として制定された。 安全確保の論拠(セーフティケース)を視軸とした知識マネジメントシステムの詳細設計を実施した。 2つの深地層の研究施設計画(瑞浪、幌延)において、ボーリング調査などの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の建設による周辺の地質環境への影響予測などの成果を取りまとめ、報告書として公開した。また、坑道の掘削を進めながら、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性評価を進めた。 活断層帯の発達過程や過去10万年程度の気候変動を解明するための調査技術や、地下深部のマグマ・高温流体等の存在を検出するための手法の開発を進めるとともに、将来の地形・地質の変化を予測するためのシミュレーション技術の適用性評価を進めた。 				
20年度の研究実施内容	<ul style="list-style-type: none"> オーバーパック材料の腐食に関するデータベースを試作するとともに、人工バリア中での核種の収着分配係数・拡散係数の設定を支援するための現象論的収着・拡散モデルを提示する。 地層処分の安全性に関する論証構造のモデル化と知識の体系的整備を進めるとともに、既存のソフトウェアなどを活用しながらシステムの構築を開始する。 立坑の掘削を進めながら、花崗岩／堆積岩の性状や断層・割れ目の分布・性状等を把握するとともに、湧水量や水質などの観測・測定を行う。また、得られた情報に基づいて、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性評価を進める。 坑道掘削の影響や坑道設計・覆工技術等の妥当性を評価し、以深の掘削工事や対策工事の最適化を進める。また、岩盤の状況に応じて湧水抑制対策を実施し、その有効性を確認・評価するとともに、以後の坑道掘削時に実施すべき湧水対策の最適化を図る。 断層活動や隆起・侵食等の履歴を解明するための調査技術および地質環境の将来変化を予測するためのモデル開発を進めるとともに、地下深部のマグマ・高温流体等を検出するための手法の整備を進める。 				
21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"> 人工バリアの長期挙動や核種の溶解・移行等に関するデータの取得・拡充および個別現象モデルの取りまとめを進めるとともに、知識ベースへ反映する。 地層処分の安全性に関する論証構造のモデル化と知識の整備を進めるとともに、知識マネジメントシステムのプロトタイプを構築する。 深地層の研究施設計画においては、坑道掘削時に得られた情報に基づいて、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性評価を進める。 天然事象の履歴を解明するための調査技術等の整備を進めるとともに、地質環境の将来変化を予測するためのモデルの開発を進める。 				
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	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*	①②③
研究の目的	TRU廃棄物及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。				
成果の活用	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の策定にあたり研究成果を活用する。また、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、安全審査指針の検討に活用する。その際には、関連する炉内構造物等廃棄物に関する研究成果も活用する。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<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</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物等の余裕深度処分に関して、人間侵入シナリオに関する安全解析を実施し、線量影響を定量的に示した【一部JNES受託】。 <p>ロ. TRU廃棄物の処分に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 返還低レベル廃棄物ガラス固化体等低レベル廃棄物固化体について、固化体の特性試験を実施し、ソースターム評価に必要なデータ取得するとともに、適切なデータ取得、解析手法を提示した【一部保安院受託】。 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ついて、処分方法ごとの基準線量相当濃度を算出した。また、TRU廃棄物に関するクリアランスレベル値を試算した【保安院受託】。 TRU廃棄物の地層処分については、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の取得、脱窒菌による硝酸イオンの還元反応速度データの取得、セメント硬化体中の塩化物イオンの見掛けの拡散係数の取得等を行った。また、地層処分に関わる個別事象の影響度を調べるため、第2次TRUレポートの代替ケースの詳細条件の整理・設定を行なうとともに、包括的感度解析ツールのマニュアル整備を行った。 <p>ハ. ウラン廃棄物の処分に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、並びにクリアランスレベルを算出した【保安院受託】。 				
20年度の研究実施内容	<p>高βγ廃棄物の処分に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> 余裕深度処分について、地下水移行シナリオに関する安全解析を実施する。 <p>TRU廃棄物の処分に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> TRU廃棄物のクリアランスレベル策定に向けた解析、評価を行う。 TRU廃棄物地層処分については、19年度までに取得データを用いて、高レベル廃棄物との併置処分をも考慮に入れた決定論的解析を実施し、解析モデルの妥当性を検討する。また、重要核種を対象とした地下水移行シナリオのパラメータ不確かさに関する線量評価を行う【一部保安院受託】。 <p>ウラン廃棄物の処分に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> ウラン廃棄物のクリアランスレベル策定に向けた解析、評価を行う。 				
21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)	<p>TRU廃棄物の処分に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> 高レベル廃棄物との併置処分について、確率論的安全評価コード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、及び主要パラメータに関するデータベースの拡充を図るとともに、確率論的解析を実施する。 TRU廃棄物の地層処分に関して、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>ウラン廃棄物の処分に関する研究では、</p> <ul style="list-style-type: none"> ウラン廃棄物について、各処分方式別の安全評価に必要なデータの高度化及び最新知見に基づいた安全解析を実施する。 				
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	TRU廃棄物のトレンチ処分、ピット処分および余裕深度処分に対する濃度上限値の算出結果は、原子力安全委員会報告書「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」(平成19年5月21日)に採用された。				

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*	①②
研究の目的	原子力施設の廃止措置の安全を確保するため安全評価が必要である。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確認について、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	今後申請が見込まれる日本原電敦賀発電所1号炉等原子力施設に係る廃止措置計画の審査において、被ばく線量評価の妥当性を評価するために活用する。クリアランスに関しては、今後申請が見込まれる廃止措置等から発生するクリアランス対象物について、その申請の審査及び国による検認作業に活用する。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する。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<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> <ul style="list-style-type: none"> 廃止措置の安全評価に関する調査では、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整理した【保安院受託】。また、廃止措置時の公衆及び作業者の内部・外部被ばく線量を評価するため、被ばく線量評価コードDecDoseを整備した【保安院受託】。さらに、被ばく線量評価用データについて、JPDRの解体廃棄物を対象に切断試験を行い、被ばく線量評価上重要な放射性粉じんの環境中への移行挙動についての実証的データを取得した【JNES受託】。 検認手法の整備に関する調査では、クリアランス対象物に対する検認手順及び測定・評価手法を整備した【保安院受託】。また、施設解体後のサイト解放に関しては、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【保安院及びJNES受託】。 <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> <ul style="list-style-type: none"> 国内外の核燃料サイクル関連施設の現状、廃止措置状況等の調査を実施し、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【保安院及びJNES受託】。 				
20年度の研究実施内容	<p>原子炉施設に関して、</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃止措置の安全評価については、ふげん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の環境移行挙動に関するデータを取得し、既往のデータの妥当性を検証する【JNES受託】。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【JNES受託】。 サイト解放検認手法については、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【JNES受託】。また、サイト解放基準検討用の計算コードを改良し、代表的施設を対象に核種毎の基準濃度を試算する【JNES受託】。 <p>核燃料サイクル施設に関しては、</p> <ul style="list-style-type: none"> 核燃料取扱施設について、原子炉施設で用いた被ばく線量評価コード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【JNES受託】。 				
21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)	<p>原子炉施設に関して、</p> <ul style="list-style-type: none"> サイト解放検認手順については、代表的施設を想定し検認手順の実証試験を行う。 サイト解放基準については、代表的施設毎・核種毎に被ばく基準相当濃度を算出する。 <p>核燃料サイクル施設に関しては、</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃止措置に係る安全評価コードを整備する。 サイト解放に係わる検認手順を検討する。 <p>また、これらの成果に基づいて、リスクレベルに応じた基準の検討に資する。</p>				
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、原子力安全・保安院における検討作業に技術的資料を提供するなど協力した。				

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*	①②
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。				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設に存在する放射能インベントリの評価を合理的に行える放射化量及び二次汚染量の評価手法を整備した。放射化量については、炉心構造の特徴を考慮して炉心構造領域とその外側の領域である遮へい体領域について計算した中性子束分布と原子炉の実効運転日数や構造材の元素組成に基づき、燃焼計算によって放射化量を評価できる手法を整備した。また、二次汚染量については、構造材の元素組成から汚染源である生成核種を求めると共に、それらの核種の溶出・付着のマスバランス評価から施設系統に付着する核種組成比ならびに代表核種の機器内表面汚染密度と機器外表面線量当率との相関から二次汚染量を評価できる手法を整備した。 廃止措置の安全評価に必要となる解体作業時の放射性物質の雰囲気移行挙動を測定できる試験装置を開発し、「ふげん」の炉心を構成する主要部材である圧力管構造材(Zr材)を水中で熱的に切断した際の気中への粉じん移行データを取得し、気中への移行量がステンレス鋼を対象とした軽水炉のための先行試験で得られた評価モデルで予測できることを明らかにした。 建屋コンクリートへの浸透汚染に係る文献調査や履歴調査及び「ふげん」施設におけるコンクリートのサンプリング分析等の現場調査を行い、コンクリートへの浸透汚染は限定的であり、適切な除染方法によりクリアランスレベル以下とすることが出来る見通しを得た。 ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の残留放射性物質濃度検認のための手法として、一般的に用いられるシンチレーション式測定法に比べて測定時間が大幅に短縮できる可能性がある電離イオン式測定法を取り上げ、希硫酸によって湿式化学除染した遠心分離機円筒部品を供試体として基礎特性を確認する試験を行い、放射能強度と測定値には良好な線形特性を有していることを確認した。また、遠心分離機のクリアランス検認に必要な構造材中の自然ウランによるバックグラウンドを明らかにするため、遠心機を構成する鉄材やアルミ材中のウラン濃度を分析し、アルミ材のウラン濃度が鉄材に比べて2桁から3桁高いことを明らかにした。 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石、鉱さい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)および核種非依存パラメータ(有効間隙率、透水係数等)を整備した。また、整理したパラメータを用いて原子力施設の敷地土壌中のU-238濃度分布に係るナチュラルアナログスタディを行い、露天採掘場跡地では捨石の埋戻し・覆土終了後の15年程度で濃度低下が収束すること、また濃度分布を再現する分配係数が室内試験で求めた値の1/100～1/1000の範囲にあること等の知見を得た。 				
20年度の研究実施内容	<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と共に、廃止措置の実績データに基づく手法の検証を行う。ウラン濃縮施設においては、放射能濃度検認手法の開発・検証を進める。 安全評価手法に係るデータを蓄積すると共に適用性評価を行い、評価手法を整備する。 クリアランス検認に関するデータの拡充を進め、手法を整備する。 				
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	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*	①②
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。				
19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、環境条件による検出外乱影響評価のための予備試験・評価を行い、感度や検出時間と環境条件との相関を評価するための試験条件、検出感度影響因子等の検討を行った。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水素ガスバブリングによりナトリウム燃焼面付近の水素消費を定量化する試験を行い、酸素濃度と水素再結合割合の関係を明らかにした。 Na－水反応について、反応ジェットの流動現象解明のため、SWAT-3Rによる大型炉SG中リーク条件での注水試験を行い、安定した高温域と間欠的な高温域の形成及び2次破損後の安定した高温域の乱れ等を明らかにした。高温ラプチャ評価手法開発の一環として、急速加熱時の水平管内伝熱特性を把握するため、TRUST-2による水側熱伝達率測定試験を行い、水平管断面下部での限界熱流束は実機評価での予測値よりも保守側になることを確認した。 Na－水反応解析コードSERAPHIMの開発では、SWAT-1R試験を対象とした再現性の検証を行い、ナトリウム－水反応時の熱流動特性を概ね評価できることを確認した ATWS時の炉心損傷防止及び影響緩和と特性の実証として、「常陽」MK-III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、「UTOP予備試験」をMK-III炉心第4サイクルにおいて実施し、解析コード「Mimir-N2」を検証し、Mimir-N2の炉心・冷却系解析モデルが妥当であることを確認した。さらに、ATWS模擬試験の実施に向けてATWS模擬試験計画案を作成した。 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)において、実機模擬性の高いIGR炉を用いた炉内試験4試験、電気加熱で燃料模擬物質を溶融させる炉外実験4試験をNNCで、また模擬物質を用いた可視型基礎試験を大洗で実施し、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について、実機評価における事象推移に大きく影響する溶融燃料の固化・閉塞形成挙動に関するモデル改良と実験的検証を行い、評価信頼性を向上した。 PSA技術の高度化として、「もんじゅ」、「常陽」の機器故障データを収集した。「もんじゅ」を対象としたアクシデントマネジメントの有効性評価の一環として定格出力運転時における内的事象に対するPSAを実施した。 				
20年度の研究実施内容	<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、検出性影響評価試験 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 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 				
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、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 ATWS模擬試験計画の策定に係る評価 長期除熱フェーズ試験の実施と試験分析 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の実施とモデル、及び評価手法標準化 				
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*	②④
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質効果の基礎データ、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。 				
17年度～19年度の主要な研究成果	<ul style="list-style-type: none"> 東海地区を対象とした大気・陸域・海洋の水循環結合モデルの妥当性確認を完了した。また、大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行個別モデルの検証と改良を実施するとともに、水循環結合モデルに大気及び陸域の物質移行モデルを結合した。加速器質量分析装置を用いて、森林土壌や河川中の¹⁴C、及び海洋中の¹⁴Cと¹²⁹Iを分析し、物質移行基礎データ及びモデル検証データを取得した。 複雑な地形上での放射性核種の挙動予測手法の高度化を目的に、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を進めた。特に、環境データの信頼性を担保するため、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検討した。海外の国家標準機関と同程度の技術能力があることを確認した。 高精細CT画像を基に開発したマウスの精密ボクセルファントムと粒子・重イオン輸送コードPHITSを用い、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、9種類の臓器に対する吸収線量を解析した。平成18年度に計算した日本人成人男性の立位姿勢ファントムに対する吸収割合を用いて、放射性核種の内部被ばくによる臓器線量を評価し、臥位姿勢ファントムの値との比較から、姿勢が臓器線量に及ぼす影響を詳細に解析した。ICRPの新消化管モデルに基づく計算方法を開発し、従来モデルとの比較により、体内に摂取された核種の排泄率等に及ぼす影響を明らかにした。 任意の原子番号をもつ荷電粒子に対する飛跡構造計算コードTRACIONを開発し、物理過程、化学過程、DNA損傷過程の各レベルで実験結果との検証を行い、良い結果を得た。開発したコードを用いてDNA損傷シミュレーションを行い、一定の条件の複雑損傷の収率は、細胞死と同様にLETに関して最大値を持つことを明らかにした。 				
20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改良と、モデル検証データの取得を継続する。 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。 DNA損傷生成過程、クラスター損傷の修復過程のシミュレーションを継続する。 				
21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と検証データ蓄積を行う。 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た線量分布の詳細、最新の体内動態モデル等のコード化を行う。 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	<ul style="list-style-type: none"> 第38回日本原子力学会賞奨励賞受賞「加速器質量分析法によるヨウ素¹²⁹の高感度測定」(鈴木崇史、2006年3月24日) 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) 平成19年度日本保健物理学会論文賞「Development of rapid dose assessment program from activated sodium in human body for criticality accident」(高橋史朗、遠藤章、山口恭弘、小田啓二、2007年6月14日)。 線量計算用核種データベースが米国核医学会出版物として一般に公開(2008年4月)。 				

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*	①
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	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。				
17年度～19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。【一部原安委受託】 リスク情報を活用した防護措置戦略の検討のため、短期防護対策の検討では、安定ヨウ素剤予防服用による甲状腺被ばく低減効果モデルを確率論的事故影響評価(レベル 3PSA)コード OSCAAR に組み込むとともに、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤予防服用の短期防護対策の複合的实施による効果(実施範囲及び時期)について代表的な事故シナリオに対する評価を行った。その結果、早期大規模放出の事故シナリオでは予防的避難が不可欠であり、さらに安定ヨウ素剤の服用を迅速に行うことで、大きな被ばく低減効果が得られること、小規模な放出シナリオでは、サイト近傍で屋内退避と安定ヨウ素剤の服用で被ばく低減が十分可能であることを明らかにした。また、災害復旧期の長期防護対策の検討については、計画策定に必要な原則と判断基準や指標等の基本的考え方を整理するとともに、現在防災指針には示されていない移転措置の判断基準に関する検討に着手し、レベル 3PSA コードを用いて移転措置の最適化に関する費用便益分析を実施した。 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整備に必要となる基礎情報として、避難の判断のための環境条件及び主要な防護指標、線量評価のためのデータベース、事故状態評価及び環境線量評価の基本的考え方、簡易環境影響評価手法による対策実施範囲決定の手順、を検討するとともに、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。これらの検討結果をもとに、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(1次案)の作成を行った。 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、避難計画策定のためのモデルの検討を総括した。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。【一部保安院受託】 				
20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。 				
21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					