

重点安全研究 平成18年度の主な成果

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

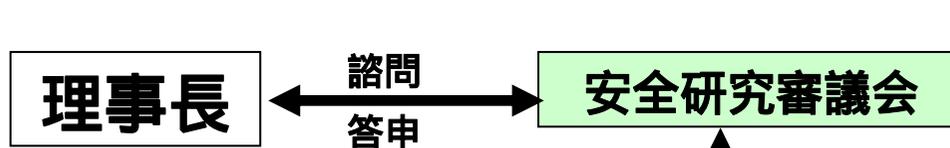


JAEAにおける重点安全研究課題一覧

	. 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

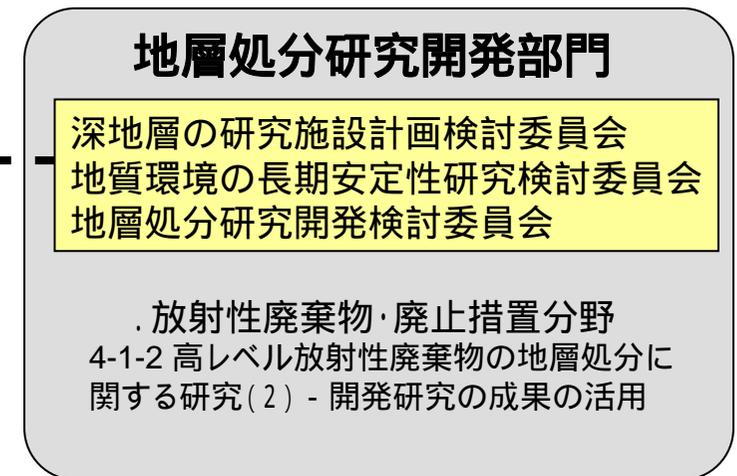
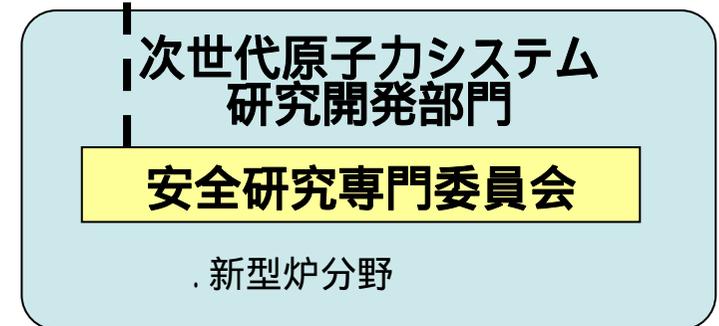
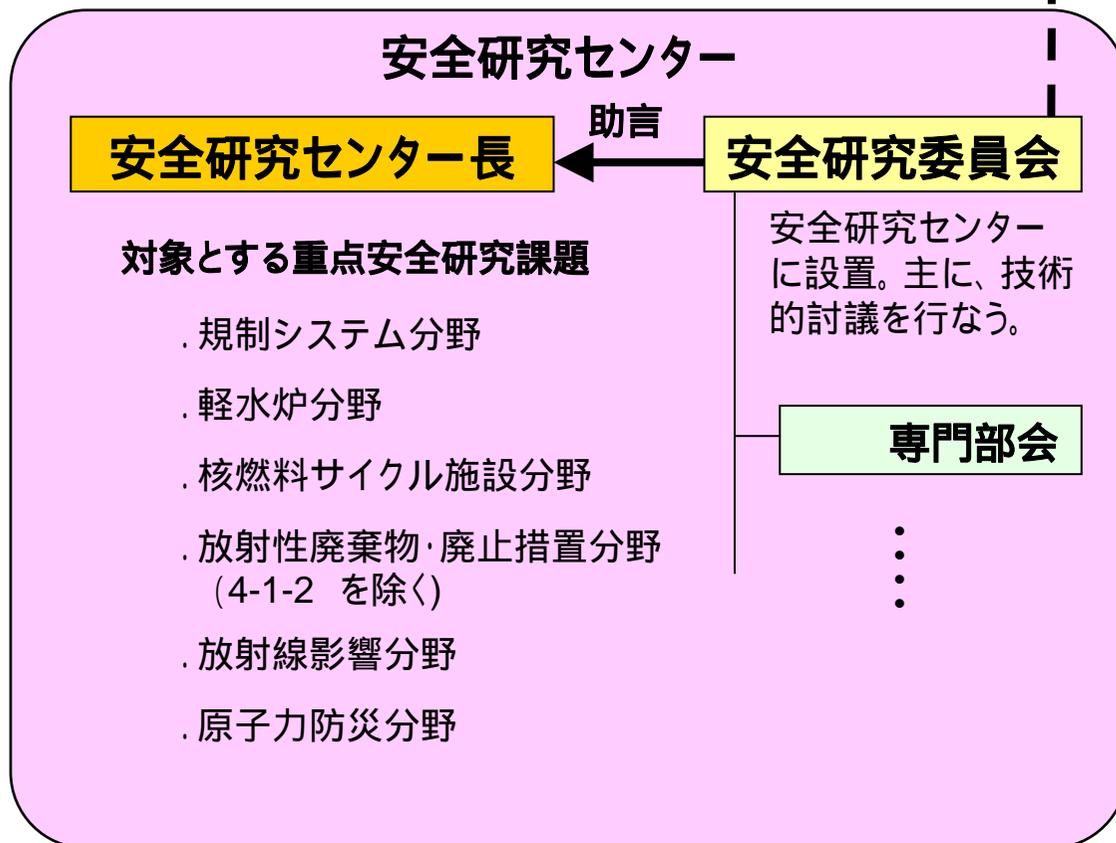


重点安全研究の評価・検討体制について(19年度より)



重点安全研究の中立性・透明性を確保するため、研究評価を行なう。
(大綱的指針等に基づく研究開発課題の評価：外部評価)

自己評価



【研究目的】

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。

【平成18年度の成果】

- 核燃料サイクル施設のPSA手法整備として、原子炉施設の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、評価を実施した。

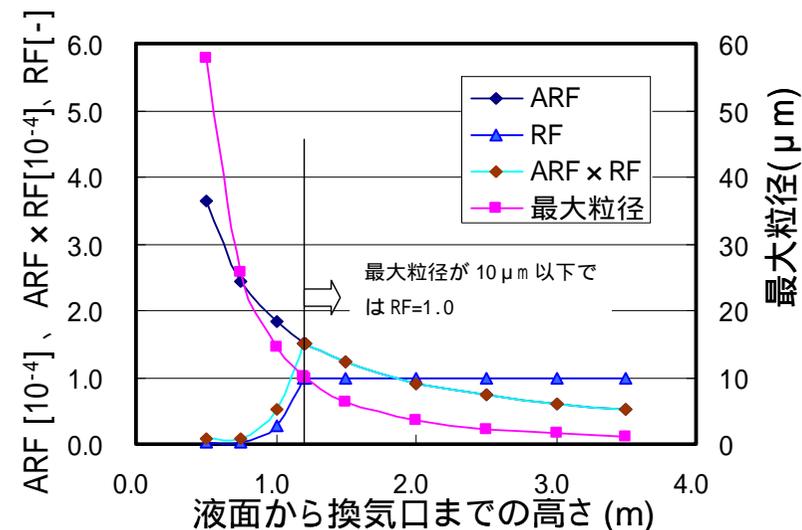
【成果の反映】

- 原子炉施設のPSA手法の高度化において整備したレベル2PSA(ソースターム)及びレベル3PSA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及びレベル3PSA編)」に反映された。
- 軽水炉の性能目標案及び性能目標を導出する際の技術情報を取りまとめ、原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標分科会の審議のために提供した。

放射性廃液貯槽の冷却機能喪失による溶液沸騰事故の評価

放射性物質 (FP) 放出量 =

$$\begin{aligned}
 & [\text{MAR} \times \text{DR}] : \text{廃液に含まれるFP量} \\
 & \times [\text{ARF} \times \text{RF}] : \text{エアロゾル化微粒子割合} \\
 & \times [\text{LPF}] : \text{フィルタ除去効果}
 \end{aligned}$$



ARF, RFの液深効果

【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。

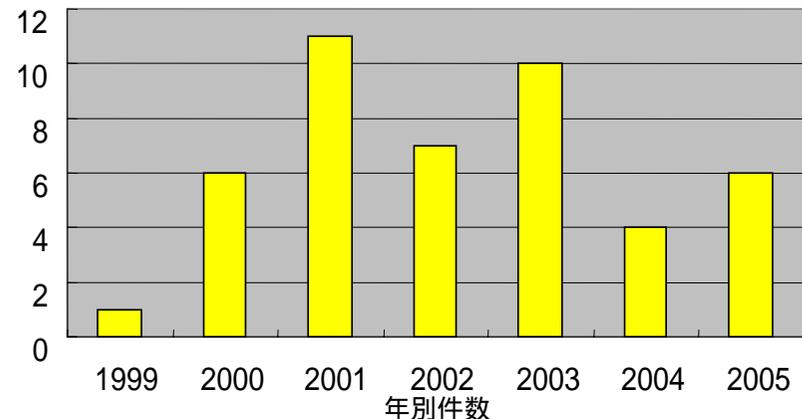
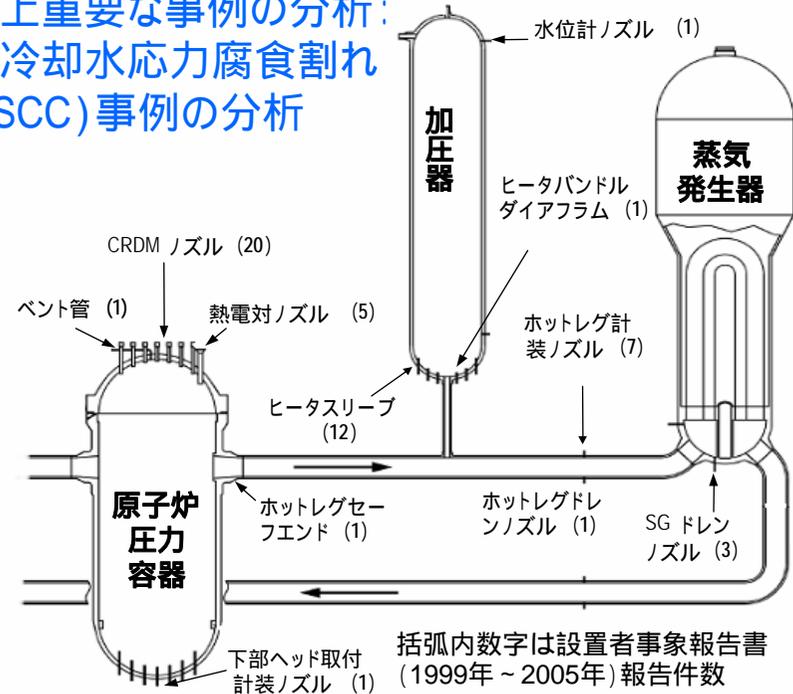
【平成18年度の成果】

- 2006年にIRSに報告された事例約80件(非公開)についてその内容分析を実施した。また、2006年にINESに報告された事例50件について、各事例の内容を分析した。
- 安全上重要な事象として、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)事例に関して分析を行い、発生箇所や対策などの観点から全体的な傾向を調べた。

【成果の反映】

- IRSの分析結果については報告書(非公開:IRS情報が非公開情報であるため)を作成して原子力安全委員会、原子力安全・保安院、並びに、電力各社に提供した。
- INESについては各事例の和訳を文科省や安全委員会をはじめ関係機関に送付すると共にインターネット上に公開した。

安全上重要な事例の分析: 一次冷却水応力腐食割れ (PWSCC)事例の分析



【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、安全審査のための基準等の高度化に貢献する。

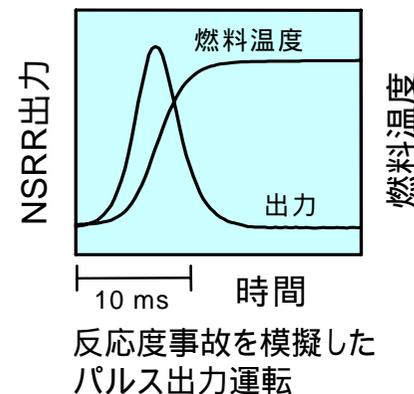
【平成18年度の成果】

- RIA時燃料挙動についてNSRR実験、LOCA時燃料挙動について高温酸化した被覆管の急冷破断実験を実施し、従来にない高い燃焼度範囲におけるRIA時燃料破損しきい値、LOCA時の燃料破断しきい値などに関するデータ等を取得した。
- 燃料挙動解析手法の高度化のため、事故時燃料挙動解析コードRANNSの開発を進めた。

【成果の反映】

- 事故時の燃料挙動模擬実験から得られたデータは、高燃焼度燃料の安全審査等に利用されている。
- また、近い将来に実用化が予想される燃料の安全審査に際し、重要な判断材料を与える。

反応度事故(RIA)時燃料挙動研究



NSRR実験で破損した燃料棒 (ジルカロイ4被覆PWR-MOX燃料, 燃焼度: 59 GWd/t)

【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。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。

【平成18年度の成果】

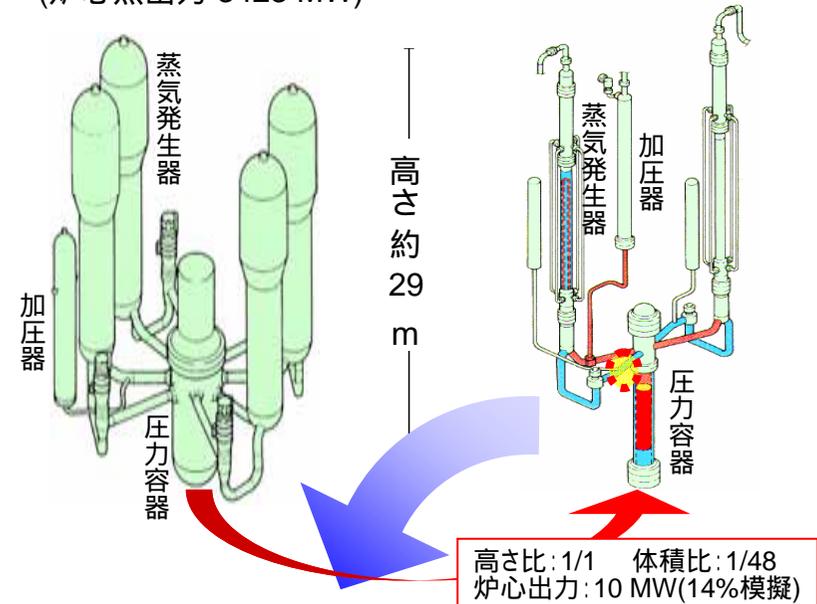
- OECD/NEA ROSA計画を継続し、熱水力最適評価手法の開発に有用なLSTF実験データを取得
- 核熱結合模擬試験装置 (THYNC) 実験により、高燃焼度燃料など核熱特性の相違がBWR炉心の安定性に与える影響を予測できることを確認
- 反応度事故 (RIA) 時のBWR燃料の健全性評価手法の整備に必要な、急加熱下の過渡沸騰データを取得
- BWRの実機熱水力条件下でPost-BT熱伝達データを取得し、高精度解析手法の整備のため、既存熱伝達相関式の適用性を評価
- 放射線照射界面活性 (RISA) 効果が限界熱流束を向上させることを確認 (第39回原子力学会賞技術賞受賞)
- 照射下で液相からのガス状ヨウ素放出に対する有機物の影響データを取得し、機構論的モデルの整備を開始

【成果の反映】

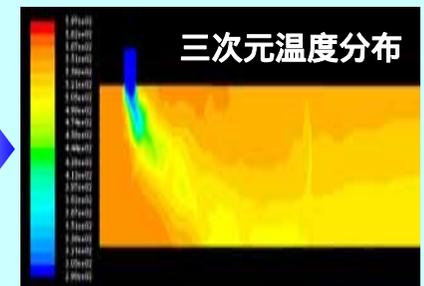
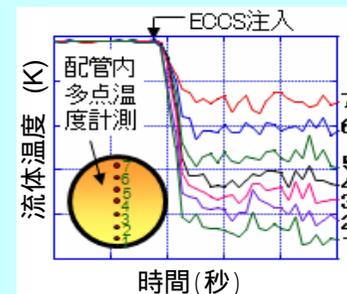
- RIA時の過渡沸騰データを、最適評価手法の検証のためにJNES等に提供

加圧水型原子炉(PWR) ROSA/LSTF

(炉心熱出力 3423 MW)



(例) ECCS注入時の温度成層 (高経年化に対応)



LSTFの実験結果

- 最適評価手法の検証・開発用データの取得
- 現象の理解

数値流体力学(CFD)コード

- 最適評価手法の検証・開発用ツールの整備
- 現象の詳細分析

【研究目的】

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。

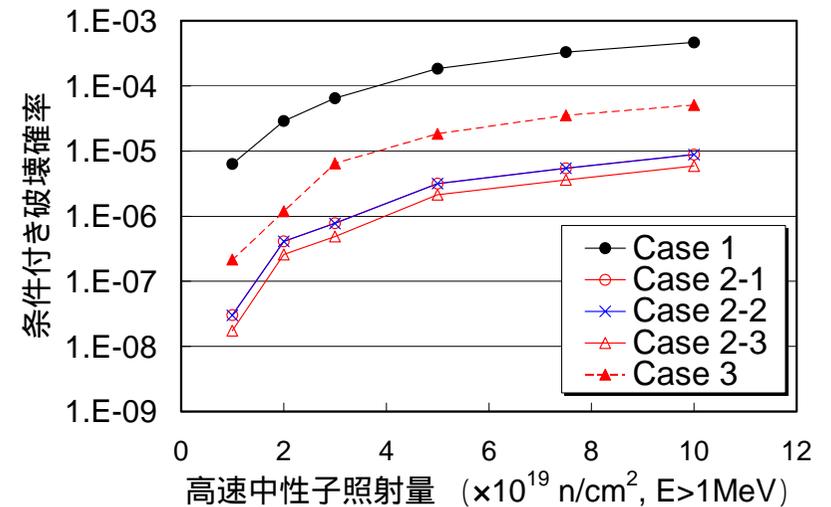
【平成18年度の成果】

- 原子炉压力容器及び配管溶接部に対するPFM解析手法を整備し、PASCAL第2版を公開
- 放射線による材料劣化に関して、原子炉压力容器鋼の粒界脆化に関する知見を取得
- 照射誘起応力腐食割れに関する照射材の試験データを取得
- 中越沖地震に関連した地震時の構造健全性評価法に関する研究に着手

【成果の反映】

- 原子力安全・保安院及びJNESによる高経年化に関わる安全規制の整備への貢献
- 学協会規格の充実のための試験データ・知見を積極的に公表

確率論的破壊力学(PFM)解析に基づく加圧熱衝撃時における原子炉压力容器に対する破損確率解析コードPASCALを整備



Case	供用前検査	供用期間中検査
1	なし	なし
2	高精度	なし/普通/良
3	普通	普通

精度の高い供用前検査を行うことが、原子炉压力容器の破壊確率の低減に有効

【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。

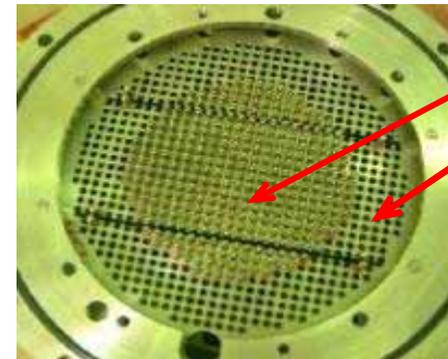
【平成18年度の研究成果】

- 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、溶液に添加した可溶性毒物Gdの反応度価値データを取得
- MOX燃料加工施設の均一化混合設備を模擬したモデル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

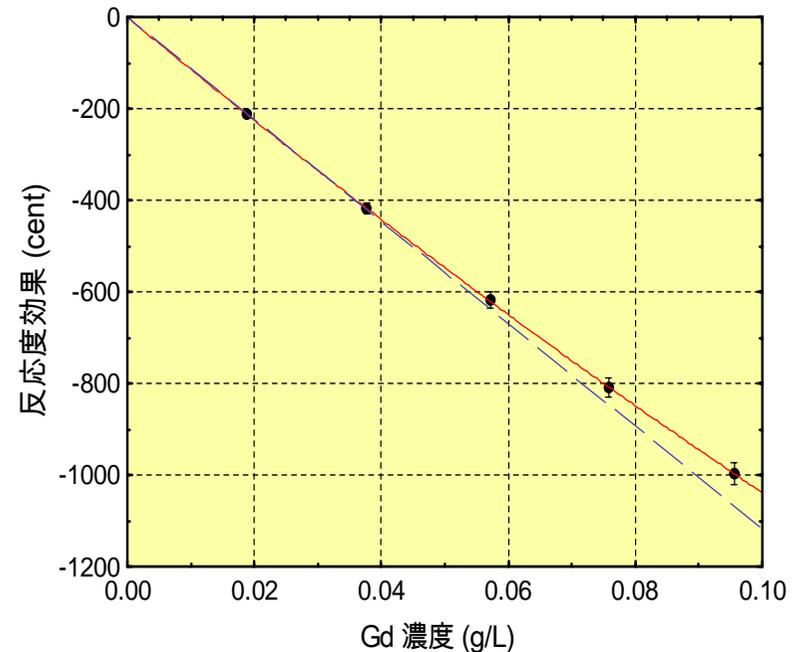
【成果の反映】

- 平成17年度の模擬FP実験のデータと併せて、再処理施設の溶解槽の高精度臨界安全評価データ及び手法整備に寄与
- MOX粉体燃料の臨界安全評価手法については、六ヶ所MOX燃料加工施設の安全審査の参考情報を提供する。

再処理施設の溶解槽模擬臨界実験



- 非均質部 (31 cm 外径)
- 燃料溶液部 (59 cm 外径)
- 5%EU:333 本
- 正方格子配列
- 格子間隔: 1.5cm
- $V_m/V_f: 2.9$



反応度のGd濃度依存性

【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。

【平成18年度の成果】

- グローブボックス構成材の燃焼実験を実施し、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データを取得した。
- 放射線照射下でのヨウ素放出を行い、水溶液中の硝酸濃度をパラメータとしたヨウ素放出率データを取得した。

【成果の反映】

- 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。

MOX燃料加工施設の火災事故時の閉じ込め性能評価のためのGB構造材燃焼試験



図 火災時ソースターム実験装置

エネルギー、質量放出速度データ
煤煙、模擬放射性物質放出率データ

事故時の放射性物質放出量の評価、 施設の閉じ込め性能評価

- 五因子法を用いた評価
- 熱流動・物質移流評価コードを用いた放射性物質放出量評価

核燃料サイクル施設の
事故時影響評価

【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。

【平成18年度の成果】

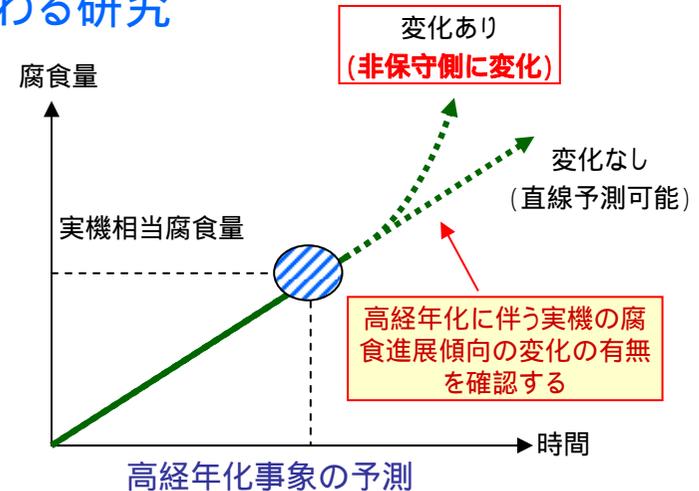
- 再処理施設に係る過去のトラブル事例、及び耐食安全性に関する従来の研究等整理を行い、考慮すべき経年変化の劣化メカニズム及び監視すべき装置・部位を抽出した。

【成果の反映】

- 「加工施設及び再処理施設における高経年化対策の評価の手引き(案)」に反映
- 再処理施設の高経年化対策技術資料集を作成

耐震安全(核燃料施設免震構造)に関する安全評価手法の高度化等は当面休止

再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究



沸騰伝熱面腐食試験装置

【研究目的】

人工バリア材の長期変質など変動要因を考慮した確率論的長期安全評価手法を開発・整備する。

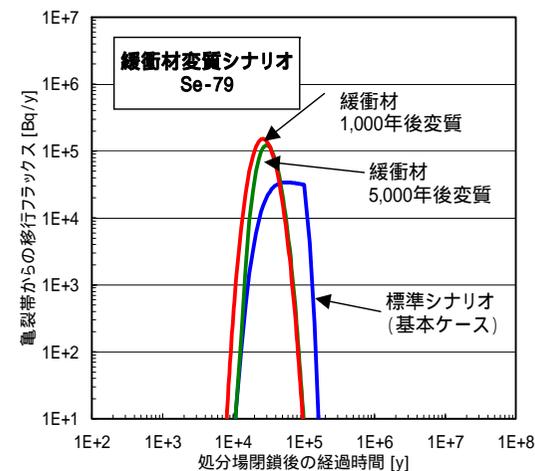
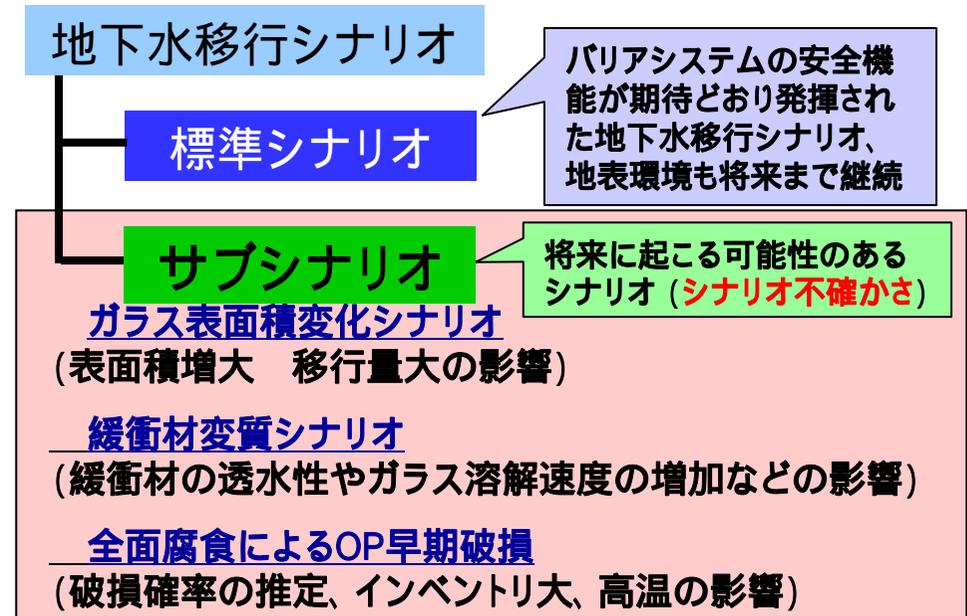
【平成18年度の成果】

- 地下水移行シナリオに対する確率論的評価手法の整備
- 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及び評価モデルの開発
- 基礎データの拡充及びデータベースの整備
- 広域かつ長期的な地下水流動評価手法を開発中

【成果の反映】

- 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。

地下水移行シナリオ不確かさ評価



緩衝材変質シナリオの解析例
(このような解析の結果から、各事象の不確かさの影響を把握し、また今後の研究の必要性を判断)



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－

【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。

【平成18年度の成果】

- 緩衝材の基本特性データベース(英語版)のWebサイト上への公開
- 拡散データベースのWebサイト上への公開
- 安全評価シナリオ解析支援ツール「FepMatrix」の外部利用開始
- 知識マネジメントシステムの基本設計
- 2つの深地層の研究施設計画(瑞浪, 幌延)における「地上からの調査研究(第1段階)」の取りまとめ(報告書の公開)
- 地下深部のマグマ等を検出するための調査技術や将来の地形変化を予測するためのシミュレーション技術の開発(事例研究による適用性確認)

【成果の反映】

- 精密調査地区選定に係わる環境要件及び安全審査基本指針の策定に向けた技術基盤として反映

【研究目的】

- TRU廃棄物及びウラン廃棄物の処分では、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、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を設定する。
- 高 廃棄物(炉内構造物等廃棄物)については安全評価解析を行う。

【平成18年度の成果】

- TRU廃棄物では、浅地中トレンチ処分、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。またクリアランスレベルの算出方法及び値を提示した。
- 地層処分の研究に関して、全体基本計画を策定し、現象理解やデータ取得を進めた。
- ウラン廃棄物については、浅地中トレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分に対する濃度上限値、ならびにクリアランスレベルを算出した。

【成果の反映】

- TRU廃棄物について算出した濃度上限値に基づき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)策定。
- ウラン廃棄物のクリアランスレベルについては原子力安全委員会での審議に附した。

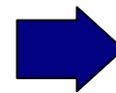
TRU廃棄物の濃度上限値評価手法の確立

TRU廃棄物:超ウラン核種を有意に含む放射性廃棄物



H18年度:埋設濃度上限値の評価(試算)

H19年度:埋設濃度上限値の評価手法の確立とその基準値の取りまとめ



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」に反映

H20年度(計画):TRU・ウラン廃棄物のクリアランスレベル策定に向けた評価手法の整備とその評価

【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。

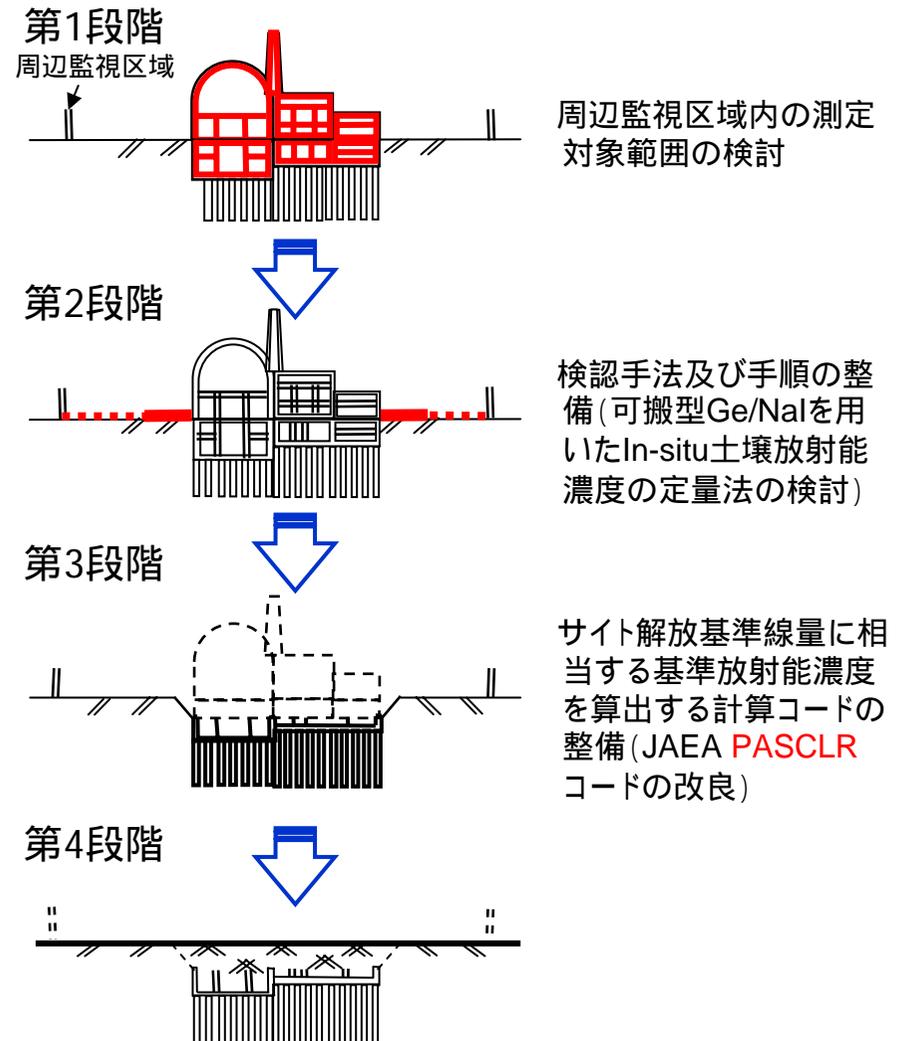
【平成18年度の研究成果】

- クリアランス検認手法及び検認の具体的手順を確立。膨大な建屋コンクリート表面のクリアランス判断に一括測定法の適用を提案。
- 解体作業の特徴を反映した被ばく線量評価コードDecDoseを開発。DeSaプロジェクト(IAEA)において、国外の原子炉廃止措置の被ばく評価に使用、適用性を検討。

【成果の反映】

- 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、国による審査及び検認作業に活用。

サイト解放基準のための安全評価 手法及び確認手法の整備



【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。

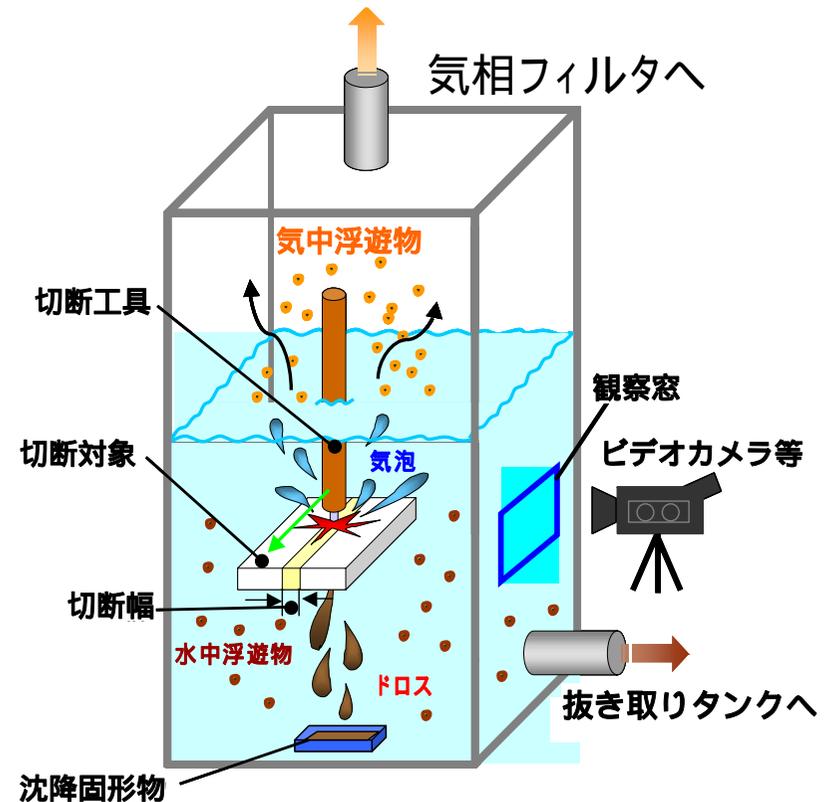
【平成18年度の成果】

- 原子炉施設の放射能インベントリ(放射化量及び汚染量)を合理的に行う手法を整備した。
- 原子炉の主要部材である圧力管構造材(Zr材)の水中切断時の粉塵の雰囲気への移行挙動を確認することができる試験装置を整備した。
- 建屋コンクリートへの浸透汚染に係る文献調査・履歴調査及びサンプリング分析等の現場調査を実施し、浸透汚染が限定的であり、適切な除染の方法によりクリアランスレベル以下とすることができる見通しを得た。
- 原子力施設の敷地等開放の安全評価に係る技術開発として、敷地開放の安全評価手法に関するデータの整備を進め、核種依存パラメータ等の統計学的分布及び代表値を整理した。

【成果の反映】

- 一般原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を整備するために必要なデータを提供することにより、学協会標準等の作成に貢献できる。

原子炉構造材の水中切断時の粉塵拡散データの取得



取得するデータ

気中浮遊物発生量	水中浮遊物発生量
沈降固形物発生量	切断幅
粉塵及び浮遊物等の粒径・成分分析	

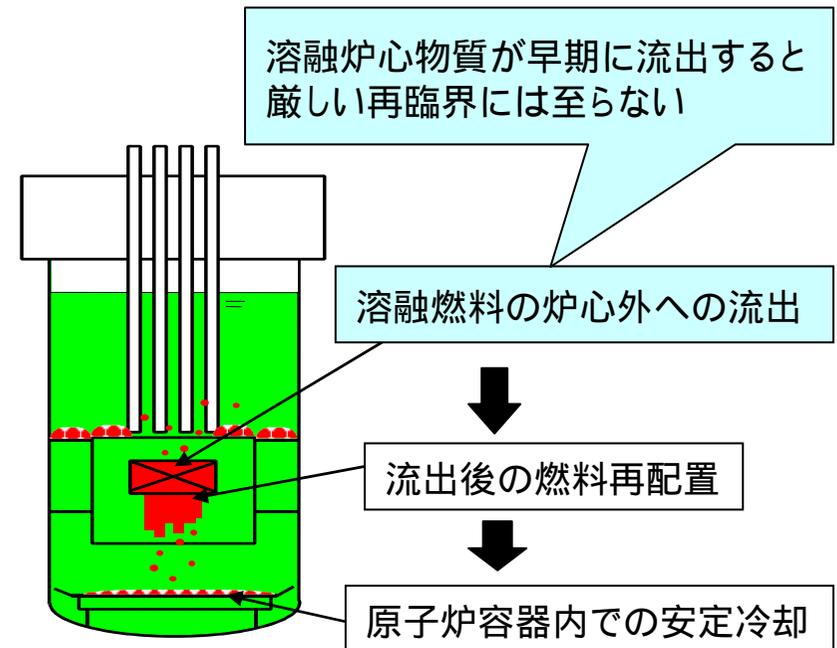
【研究目的】

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。

【平成18年度の成果】

- 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微量漏えいの早期検出及びNa燃焼に関する実験的知見を整理した。Na-水反応に関する試験データ拡充と解析コード検証を進め、熱移行モデル等の予測性を評価した。
- 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・冷却系解析モデルの妥当性を確認した。
- EAGLE-1試験(カザフNNCとの共同研究)及び基礎試験により炉心溶融事故(CDA)時の溶融炉心流出挙動を把握し、排出ダクト方式によって再臨界を排除できる見通しを得た。

炉心損傷時の事象推移評価技術の整備



研究進展状況

EAGLE-1プロジェクトで燃料の早期流出を図る設計オプションの成立性を示すデータを取得

解析評価により、再臨界問題排除を達成しつつ設計を合理化する可能性を把握

【研究目的】

放射線被ばく線量、放射性物質の環境動態及び放射線影響に係る評価手法の開発

【平成18年度の成果】

- 大気・陸域・海洋での物質移行個別モデルを整備
- モデル評価のためのラドン等の環境データを蓄積
- マウスの中性子照射実験により中性子線量情報の解析手法を確立
- 中性子線、重粒子線の飛跡構造計算に基づくDNA損傷計算コードを開発

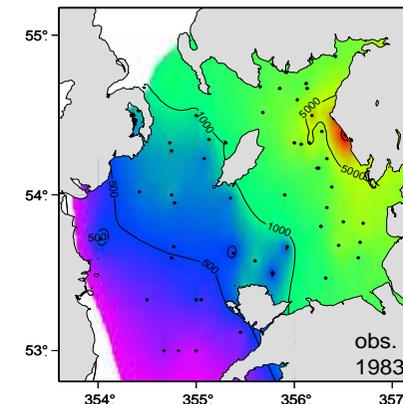
【成果の反映】

- 国内外での放射性物質異常放出や、日本海特有の原子力環境問題への対応。
- 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への貢献
- 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への利用。
- 放射線の種類による生物影響の違い(線質効果)に関する系統的データ等、防護の線量に関する基礎データを提供。

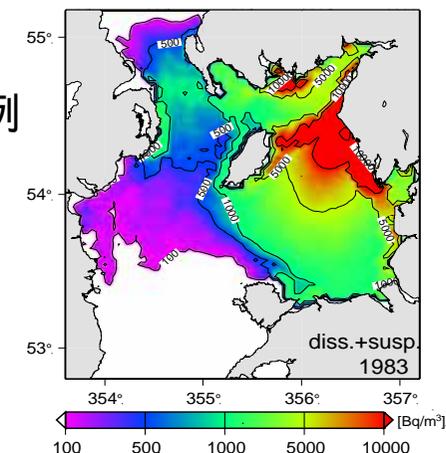
放射性物質の海洋拡散モデルの開発

1966年から1983年までセラフィールド再処理施設から放出された¹³⁷Csのアイリッシュ海表層における濃度分布

観測値



計算値の例



【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。

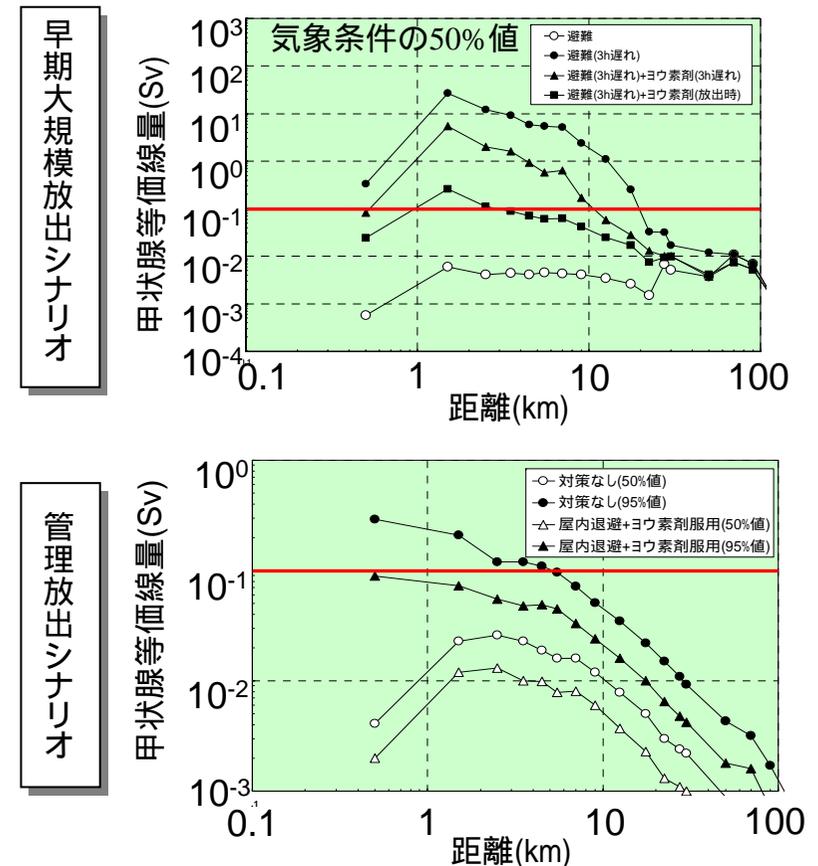
【平成18年度の成果】

- 国際機関及び諸外国における緊急事態対応判断基準等の現状を調査し、専門的・技術的課題を整理。
- リスク情報を活用し、短期防護措置の防護指標、範囲及び実施時期について評価を行い、対策実施上の課題を抽出。
- 事故状態評価、線量評価のデータベースを整備し、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まとめた。
- 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。

【成果の反映】

- 防災指針の見直し検討のための基礎情報
- 専門家支援のための技術マニュアルの整備
- 国、地方公共団体等の防災訓練に活用

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



- ▶ 大規模放出(約8%)では、確定的影響を避けるために予防的避難が不可欠である。迅速な安定ヨウ素剤の服用は、大きな被ばく低減が得られる(補完的措置)。
- ▶ 小規模放出(約0.1%)では、避難を要する区域はほとんど生じない。サイト近傍では、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。