

重点安全研究についての  
安全研究委員会等における所見

(平成 17～19 年度の成果及び平成 20 年度以降の計画)

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

## 1. はじめに

独立行政法人日本原子力開発機構（以下、原子力機構という）では、原子力安全委員会が定めた重点安全研究（7分野 11 課題）について表 1 に示す 16 課題を実施している。その成果や計画については、原子力機構に設けられた以下の 4 つの委員会において、主として技術的な議論と助言をいただいている。

- ・安全研究センター 安全研究委員会
- ・地層処分研究開発部門 深地層の研究施設計画検討委員会、  
地質環境の長期安定性研究検討委員会、  
地層処分研究開発検討委員会」地層処分研究開発・評価委員会  
(4-1-2)
- ・次世代原子力システム研究開発部門 安全研究専門委員会 (5-1-1)
- ・原子力基礎工学研究部門 放射線リスク・影響評価技術に関する研究 (6-1-1)

## 2. 原子力機構内における重点安全研究の自己評価に係わる経緯

### 2. 1 安全研究委員会の経緯

安全研究委員会は、安全研究センター長の諮問機関として設置され、外部有識者 12 名、機構内関連他部門 4 名、安全研究センター 4 名、合計 20 名の委員等から構成されている（委員長は、久木田名古屋大学教授）。表 2 に委員名簿を示す。同委員会では、重点安全研究の平成 17～19 年度の成果及び平成 20 年度以降の計画について、平成 21 年 1 月 15 日に、研究実施者からの報告と討議があり、合計 6 名の委員から、重点安全研究についての全般的な所見と、各課題に対する個別の所見が提出された。

### 2. 2 地層処分研究開発部門における委員会の経緯

重点安全研究「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－」は、原子力機構の地層処分研究開発部門で実施しており、その研究開発の成果、今後の計画については、地層処分研究開発部門が主催する「深地層の研究施設計画検討委員会」、「地質環境の長期安定性研究検討委員会」及び「地層処分研究開発検討委員会」の 3 つの検討委員会にて、外部の専門家及び有識者から技術的な助言を得ている。表 3～表 5 に委員名簿を示す。「深地層の研究施設計画検討委員会」及び「地質環境の長期安定性研究検討委員会」は、平成 18 年度と平成 19 年度に各 2 回、それぞれ合計 4 回の委員会が開催された。また、「地層処分研究開発検討委員会」は平成 18 年度に 2 回、19 年度に 1 回の合計 3 回の委員会が開催された。

### 2. 3 次世代原子力システム研究開発部門・安全研究専門委員会の経緯

高速増殖炉サイクル研究開発の一環として実施している FBR 安全研究については、外部から専門家を招いて意見交換を行い、研究開発の効果的な実施を進める必要がある。この

ため、外部の専門家・有識者を主とし社内関係者も加えた「安全研究専門委員会」を設置し、機構における安全研究の成果、現状、今後の進め方について報告・討議し、安全研究の効果的な推進を図っている。表6に委員名簿を示す。さらに、高速増殖炉の再臨界問題の解決を目指して取り組んでいる EAGLE プロジェクト（カザフ国立原子力研究センターとの共同研究として、同センターの IGR=Impulse Graphite Reactor を使用した炉内試験を中心としたプロジェクト）の進め方と成果のまとめに関わる審議を集中的に行うため、EAGLE ワーキンググループを委員会内に設置している。

本委員会では、高速増殖炉の炉心損傷時の事象推移評価やナトリウムの化学反応に関する安全評価など、重点安全研究課題を含む機構の実施する安全研究について審議・検討を行い、その検討結果については適宜、業務に反映させている。現在、安全研究専門委員会、EAGLE ワーキンググループともに年2回程度開催している。本委員会は動力炉・核燃料開発事業団時代を含めるとこれまでに 200 回以上開催されており、日本原子力研究開発機構となってからは、4回開催している。

平成20年度は安全研究専門委員会を2回、EAGLE ワーキンググループを1回開催した。第1回の安全研究専門委員会（平成20年12月開催）においては、炉心損傷事象推移シナリオの検討状況の報告と討議を集中的に行った。また、第2回の安全研究専門委員会（平成21年3月開催）では、FBR 分野の重点安全研究の進捗状況について報告と討議を行った。

## 2. 4 原子力基礎工学研究部門における評価の概要

原子力基礎工学研究部門では、部門で行っている研究活動について課題評価を行うため、10人の外部有識者から構成される原子力基礎工学研究・評価委員会（表7）を設けている。平成20年度には、9月30日に中間評価のための会合が開催された（通算4回目）。

## 3. 安全研究委員会等で出された意見及びそれに対する機構の回答

### 3. 1 個別課題の評価

#### (1) 確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備 (1-1-1)

- 適切に進められていると思います。(2名)
- 発電用軽水炉の PSA 技術の高度化、核燃料サイクル施設に対する PSA 手法開発ともに計画通り進捗し、成果は原子力安全委員会の性能目標等の検討や学会の基準検討に生かされている。
- 発電用軽水炉の PSA 技術の高度化として実施したシビアアクシデント晩期を対象とした研究成果は、AM策の高度化の P S A 活用に役立つものとする。
- 専門家判断情報を用いた個人リスクの不確かさに関して 25%～75%のボックスで表記されていますが、この範囲のデータを特に取り上げる意味合いについて明確にしておくべきと考えます。

～回答～

ボックスプロットは、不確実さの分布形状が理解できるように、5,25,75,95の各%値及び平均値で示しています。安全目標との比較では、評価値として平均値が用いられますが、不確実さがどの程度であるか上側95%値/平均値の比を、図には示しました。

- モンテカルロによるグローバル感度指標の検討がなされていますが、実用に供する場合の指標の計算の簡易さも考慮して提案されるべきと考えます。

～回答～

拝承。現在、様々な感度指標を研究しており、モデルへの依存性と計算量のトレードオフを考慮しながら、簡便な方法も提案していきたいと考えています。

- 核燃料施設のPSA評価は、対応項目が多岐にわたるが、重点的に進められている。
- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法開発は、PSAの利用分野を拡大するものであり、再処理施設の実効的な安全管理、防災対策等の安全確保対策への活用が期待される。
- PSA評価に重要な故障率データベースの整備は妥当。

～回答～

拝承。東海再処理施設の保全データは今後も継続的に収集していく予定であり、収集した保全データを活用するための支援ツールの整備やPSAで重要性が高いと考えられる機器に関する故障率の試算も併せて行っていく予定です。

- データベースの充実、信頼度向上、不足項目をいかに埋めるかなど、現場部門を含め、十分な検討をお願いしたい。
- 計画は妥当であり、特に核燃料サイクル施設に対するPSAについては、実用化に向けた成果のまとめを期待したい。
- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法開発については、手法、機器故障率等の基礎データ整備のいずれの点でも課題が多く残されており、継続した研究の推進が望まれる。

～回答～

拝承。事故影響評価のための基礎的データの整備では、リスク上重要な事故シナリオうちデータの不確実さが大きい事象については実験によるデータ取得を計画している。機器故障率については3年計画で一般データベース整備を進めています。

- 炉とサイクル施設との間で同じ思想／哲学で良い部分と違う部分があると思いますので、そこを明確に意識しながら進めて頂ければと思います。

～回答～

御指摘のとおり、明確に意識して進めております。

(2) 事故・故障分析、情報収集（1-2-1）

- 最新データの収集分析、安全規制側、事業者などへの成果の反映は極めて重要。
- IRS 情報、INES 情報の整理分析等の課題に適切に対応し、期待された成果を挙げている。
- 成果は安全規制、指針・基準等の検討、安全審査等への反映が図られており、有用な活用がなされていると評価する。
- 保安院を入れた体系的取組み強化を期待したい。
- わが国での類似事象の洗い出しは、ぜひ具体化を。
- 安全研究センターとしての人的強化策を検討し、具体化することが必要。
- 継続して、着実に研究の遂行を期待する。
- 運転経験を安全確保に有効に反映する観点から、本研究に対するニーズは高く、実績も挙げてきており、今後も継続した計画の遂行が求められる。
- しかしながら、本研究の成果は担当者個人の力量と継続的な努力に負うところが大きいところから、長期的には後継者の育成が課題である。例えば若手に兼務的な形で研究参加を図るなど、本研究の継続に向けての組織的な対応が強く望まれる。
- (質問) 分析というのは単純な情報の和訳ではなく、例えばシステム上何が悪くてどういう対策を取ることが国の原子力安全に資するかという視点での提案であるということでしょうか。

～回答～

事故故障事例の情報のうち、

- ① INES 情報については、その分量は A4 で 1 枚程度であること、また、公衆やメディアのための情報であることから、忠実に和訳を行ってそれを公開しています。
- ② 一方、IRS 情報については、各々の事例情報が A4 数ページ（大半は、7-8 ページであるが、事例によっては 10 ページを超えるものもある）であるため、まず、記載内容を読み、事象の概要として、何が起こったのか、その原因は何か、どんな対策が取られたか（あるいは、取られることになったか）に着目して、A4 半ページから 1 ページ程度にまとめています。これは、IRS 情報の利用者が、規制当局及び電気事業者であることから、特に、規制機関や事業者の現場の方がどんな事象が起こっているのかを比較的容易に理解できるようにすることを意図しているためです。さらに、その中から、重要と考えられる事例をピックアップしていますが、何故重要と考えたのかについて分析者の考えを示した上で、それぞれの事例情報についてより詳しい情報を提供することとして和訳を行っています。これらの結果を年 1 回、非公開資料にまとめて関係各所に配布しています。

③ なお、両情報とも、原本は英語ですが、英語を母国語としていない国からの報告が多いため、原文のままではその理解が極めて大変であることから、日本語の情報として提供することに大きな意義があるものと思っています。

④ 上記のほか、米国の事例情報についても同様に、各々の事例情報の記載内容を理解し、公開情報に傾向分析などを行っています。

なお、当方は、あくまでも情報の分析を行って我が国への反映の有無を検討するための材料提供を目的としており、事例情報に基づく改善提案等については当方の仕事ではないと認識しています。

- 本研究はさらに NISA、JNES、電力 etc. で具体的にどのような有効活用されるかが重要ですが、そこは十分だと考えて良いのでしょうか。JAEA の仕事ではないのかもしれませんが。

～回答～

活用自体は、当事者である NISA、JNES、電力であると認識しており、当方では、それに当たって有用となる情報の提供を目指しています。

- 本業績について技術伝承や組織内で正当に評価されにくいといった議論がありましたが、規制支援という観点だけでなく JAEA 組織へのシーズ出しといった観点で活動を見直すことも考えられたらと思います。

～回答～

事例から研究のシーズを探すことも視野に入れていますが、直接研究のシーズとなるようなものはあまりないというのが現状です(安全上極めて重要な事象が発生した場合には当然のことながら研究に反映させることになると思っています)。

### (3) 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価 (2-1-1)

- レベルの高い極めて重要な結果が取得できており、成果の反映も含め研究は妥当。
- 多くの人的、物的資源を要する研究計画であるが、順調に実施され、目標とした成果を着実に挙げている。
- RIA 及び LOCA 時の燃料挙動研究においては、軽水炉燃料高燃焼度化に対応し、安全評価や指針検討のベースとなる優れた実験・解析結果を提供した。また、成果は国際的にも高く評価されている。成果の効果的な活用を図ることが重要である。

～回答～

引き続き、成果の活用に一層努めてまいります。

- 継続した計画の遂行を期待する。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- リム組織形成に関する基礎的研究は、多方面の研究者の共同作業が円滑に推進され、着実な成果を得ている。
- また、MOX 炉心ドップラー反応度測定では、安全評価に必要なデータ取得のための準備が進行しており、今後の進捗に期待したい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- 高燃焼度燃料と MOX 燃料の RIA 及び LOCA データを着実に拡充してきており、現行基準が高燃焼度ウラン燃料及び MOX 燃料に対して適切な安全余裕を有することが確認できたことは、規制、産業界共に有意義なものであったと理解できる。

～回答～

今後とも規制に対する支援だけにとどまらず、事業者にとっても有益な研究の遂行に努めてまいります。

- 他国の安全研究が停滞している中で、拡充されたデータは世界的にも大変貴重かつ重要なものであり、NSRR 実験データについては、海外の基準策定にも利用されている状況からも、国際的にリードしているプロジェクトであると理解できる。

～回答～

今後とも国際的に最先端を走るべく努めてまいります。

- 本研究に対するニーズは高く、また、国際的にも注目されており、着実な計画の遂行を期待する。また、本研究は、今後の更なる高燃焼度化にも対応した安全評価の考え方の基礎を提供するものであり、現行指針の検証に止まらず新たな安全評価考え方や手法の提言も含めた積極的な研究活動を望みたい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- 長期的には、解析手法を高度化し、炉内実験による実証だけに頼らなくても良いような、信頼度の高い評価手法開発を目指した研究を期待する。

～回答～

我々も長期的には御指摘の方向を目指しており、御期待に応えるべく努めてまいります。

- 今後も着実なデータ拡充と一層の燃料挙動解明を目指す内容となっており、高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向けた安全審査のための基準等の高度化に資するものと理解できる。JMTR による異常過渡時燃料挙動研究に向けた必要な試験設備の整備は、国内技術基盤の強化、将来の人材育成に寄与するものであり、原子力政策大綱の主旨にも適うものであると理解できる。
- NSRR 実験については、高温下では PCMI 破損し難くなることが予想され、傍証が得られれば、低温に比べて余裕を見出すことが可能となることから、高温条件でのデータについて拡充して頂けることを期待したい。また、BWR-MOX データは 1 ケースしかないことから、データ拡充して頂けることを期待したい。

～回答～

BWR-MOX については試験対象とする燃料の入手が困難であることから、引き続き BWR 電力殿のお力添えをいただきたいと希望しております。

- また、性能の良い被覆管、ペレットが開発された場合、それが反映される基準となるような整理方法の提案を期待したい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- JMTR は必要な試験装置の整備を進められると同時に、ユーザの使い勝手に重きを置いた運用面の整備についても期待をしたい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- RIA や LOCA に関して必ずしも各国間の規制基準は同じでないのが実情であるが、RIA 時燃料挙動や LOCA 時燃料挙動に関しては物理事象として違いはないので、これらの挙動について十分な知見を蓄積した上で、各国規制基準の相違についても一定の考察が与えられるよう検討をお願いしたい。

～回答～

米仏等主要国の規制基準についても検討を行っており、御期待に応えるべく引き続き努めてまいります。

- GLOBAL な展開で、共通評価指針、統一化をめざす取組みを期待したい。

～回答～

IAEA や OECD/NEA などの国際的な場を最大限に活用し、御期待に応えるべく努めてまいります。



(4) 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（2-1-2）

- レベルの高い極めて重要な結果が取得できており、成果の反映も含め研究は妥当。
- 安全評価に最適評価手法の導入が進められる中、これを支える精度の良い検証データを取得しクロスチェック解析コードへの活用を図るなど、目標に添った成果を挙げている。
- 実験を継続すると共に評価手法開発を進める計画は妥当なものと評価する。
- 世界的にもユニークな大型実験施設である LSTF を有効に活用し、喫緊のニーズに対応した熱水力最適評価解析に資する実験データを取得してきていることは、評価できる。国際協力の下での遂行が図られていることも評価したい。
- RIA、PostBT 等の条件下の燃料健全性評価に係わる研究においては、有意義なデータを取得しているが、更にこの成果を解析手法の開発に適切に反映することが肝要である。

～回答～

拝承。過渡ボイドと Post-BT 試験から得たデータの一部は、最適評価コードの検証や改造に役立っているところですが、今後、より系統的な解析を通じて解析手法の開発に反映したいと考えています。（下線部に対してのみ応答 以下同）

- 実験を継続しデータの拡充を図り、この成果に基づいて解析手法の開発整備を図るとする計画は妥当である。特に、最適化評価手法の導入に向けた現実的な活用への努力を期待したい。

～回答～

拝承。引き続き、詳細な実験データの取得と実験解析等を通じた最適評価手法の開発整備を行なうと共に、今後、規制の合理化に際して必要となる ECCS 評価基準見直しに関わる安全解析の精度向上などに役立てる計画です。

- また、人的、物的資源の制約が厳しくなる中、外部機関や原子力機構内関係部門との緊密な協力は、今後、益々重要になるものと考える。

～回答～

拝承。これまでも、OECD ROSA プロジェクトやヨウ素挙動試験などで内外の研究・規制機関や所内関連部署と研究協力や連携を行なっているが、今後はさらに連携や相互支援を強め、視野を広く持った研究に心がける計画である。

(5) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究（2-2-1）

- 全体として、適切に成果が得られているものと判断される。
- 確率論的破壊力学：モデル開発、解析コード整備などについては、着実に進められている。
- 経年変化予測手法：材料試験データの取得、評価手法の開発など、順調に進められている。
- 原子炉容器、配管等の耐震強度評価や経年変化予測に係わる重要度の高い課題に対して有

用な成果を挙げてきている。

- 本研究に関するニーズは高く、機構内外との密接な協力を図った研究の推進が重要である。
- 材料劣化・高経年化対策に係わる研究は、極めて重要度の高い課題であり、引き続き原子力機構内外との緊密な連携、協力をはかりつつ研究の推進を期待する。

～回答～

拝承。高経年化対応技術戦略マップに沿って、産学官の連携に留意して進めていく所存。

- 平成19年度までの成果を踏まえ、全体として適切な計画であると判断される。ただし、経年炉対策全般に関して産業界での活動が極めて活発化しており、これらとの整合性を常に考慮して進めることを期待。

～回答～

同上

- 経年変化予測手法：照射脆化検出手法の開発にあたっては、実機適用を考慮した検討についても期待したい。
- 耐震強度評価においてリスク情報の活用が図られつつあるところ、確率論的解析手法の実用化は喫緊の課題と言える。研究成果の活用に向けて積極的な対応を期待したい。
- 確率論的破壊力学：機器の健全性を評価するため、PFM解析の観点から溶接施工法や非破壊検査計画などに関する提言についても成果を期待したい。また、学協会の規格基準などに成果が迅速に反映されることを要望する。

～回答～

拝承。

- IASCCについては、JMTRの効果的な活用を強く要望する。

～回答～

拝承。保安院や関連機関と調整して試験計画を進めている。

- IASCCについても、知見の蓄積と共に利用を考慮した公開データベースの整備が重要と考える。
- 照射誘起型応力腐食割れに関する照射試験条件に関してはJMTRの照射条件ではBWRしか試験できない。世界的にはPWRを志向する国もあることからこれから国際的に議論していく上で、海外機関からの照射委託も念頭において現状の設備を工夫してPWRの照射条件を再現できるような検討はできないでしょうか。

～回答～

拝承。軽水炉の水環境を模擬した条件で照射試験を行うための装置 3 基を整備中である。そのうち 1 基は PWR の温度、圧力条件に対応出来る設計であり、水質など PWR 固有の環境を模擬するための装置を追加することによって対応可能である。

(6) 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究 (3-1-1)

- 地道に成果が出されていると考える。
- 各実験データを利用したベンチマークによる高度化までの成果を示すことが重要。

～回答～

拝承。ベンチマークを用いた計算誤差評価の高度化については、並行して研究を進めており、今後その研究成果を示すことができると考えています。

- 資料 4-1-1 P67 図 6 SWAT コードで C/E が 1.0 から異なる FP について燃焼コード開発研究者との間で相互にどのようなやり取りをしながら進めているのか。(今回は FP だが、TRUetc.も含めて SWAT コードの高度化への貢献も含めて)

～回答～

FP 核種の生成量評価を進める際に、燃焼計算コード開発研究者との議論が重要とのご指摘かと思えます。評価に用いた SWAT コードも当研究グループが開発しており、燃焼計算コード開発研究者が FP 核種や TRU 核種の生成量評価を行っています。

- 先取りの安全規制を考えた研究計画を期待する。

～回答～

拝承。次期中期計画において、当面の規制ニーズばかりでなく、移行期を含む次世代燃料サイクル施設の安全論理の構築と安全評価手法の整備などを行うこととしています。機構内関連部門との連携協力を開始しています。

- MOX 燃料の影響や燃焼度クレジットをとった臨界安全評価手法の確立に関してどういうアプローチでどういう成果をめざし、どういう結果だったのか説明の仕方を明確にされた方がよい。

～回答～

拝承。

- 特に臨界安全評価手法の一般化（評価対象計上の汎用化）に関する証明や燃焼度クレジットを実機に適用する場合の必要最低限の確認する条件を明確にすることなどを志向することが望ましい。

～回答～

臨界安全評価手法は、モンテカルロ法を用いていることから、評価対象形状については、特別な制限を設けておりません。また、燃焼度クレジットを実機に適用する場合の確認条件については、今後、フランスとの協定に基づく情報交換などを通じて明確にしてゆく予定です。

- 個々の成果が最終目標に向かってどのようにまとめられていくのかの道筋を明確／意識しながら進めて頂ければと思います。

～回答～

拝承。「原子力の重点安全研究計画」（平成 16 年 7 月、平成 20 年 6 月一部改訂）では、平成 11 年に起きたウラン加工工場における臨界事故の教訓を踏まえ、臨界対策、事故防止に関する解析評価技術の高度化及び知識の蓄積を求めています。本研究では、そのために必要となる臨界評価手法の高度化及び知識のデータベース化を進めています。

- ロシアの data の精度そのものをどのように確認／確定して進める予定なのか。ここが定量化できていないと誤差評価ができないのではないかと。

～回答～

拝承。ロシアの data に関しては、ベンチマークデータとして国際的に精度を評価された臨界実験データを用いることとしています。

- (7) 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（3-1-2）
- 適切に進められていると思います。(2名)
  - 臨界事象自体の想定範囲の考え方を整理し、前提条件含め説明されたい。

～回答～

再処理施設では、「運転時の異常な過渡現象を超える事象」の一つとして「溶解槽の臨界」を評価しています。全核分裂数が  $10^{19}$  fissions の下での希ガス、ヨウ素の放出割合をそれぞれ、100%、25%としています。このうち、ヨウ素の放出割合は”Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”(NUREG-1320)を参考に設定されています。NUREG-1320 で示されている臨界の評価方法は、NRC から出されている規制方針 R.G.3.33 で推奨されている方法及びパラメータをそのまま用いていることが示されており、R.G.3.33 の Regulatory Position に記載されているヨウ素に関する放射性物質の放出に関する仮定において、臨界で生じた核分裂生成物および臨界以前に使用済燃料中に存在した核分裂生成物の1つである放射性ヨウ素の25%が直接セルに放出されると仮定されています。ただし、同時に、セル体積と換気率は個々の場合に基づいて考慮されるべきとなっています。ウラン等の核分裂生成物を含む水溶液(以下、燃料溶液)において臨界事故が発生した場合には、溶液中の放射性物質の気相中への放出と移行が生じることが予想され、臨界に伴って生じる希ガス、ヨウ素種は揮発性があり溶液からの気相への移行率が大きい上に HEPA フィルタでの捕集効率が低いために他の非揮発性放射性物質と比べて施設外への放出量が大きくなります。したがって、事故時の公衆被爆の影響を評価する場合には揮発性放射性物質の放出特性の評価が重要となります。日本原子力研究所(現 日本原子力研究開発機構)では、平成14年度まで TRACY 炉を用いてヨウ素の放出率を核的出力と関連付けて収集しています。溶液燃料臨界事故時におけるヨウ素の溶液燃料気液界面から気相への放出特性を定量的に把握するためには、臨界事故時の核出力条件によるヨウ素種生成・放出のみならず、溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化する因子も検討する必要があります。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なら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ヨウ素放出データの取得を進めています。

- 資料4-1-1 P78 図5 縦軸の放出率の定義が不明。発生速度 etc. reaction そのものの他に、実験体系からの輸送/外への放出プロセスも含まれるのか。

～回答～

燃焼物質（ここではアクリル）の燃焼に伴って放出された煤煙を燃焼物質の直上の位置から一定時間メンブレンフィルタに捕集し、その煤煙の捕集重量を同じ時間で計測された燃焼物質の質量減少量で除することで煤煙化率として評価しています。また、燃焼物質の上表面に MOX の模擬物質として安定な酸化物である  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  を添加した状態で燃焼物質を燃焼させ、燃焼にともなって放出される  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  を煤煙と同様に捕集し、捕集された  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  量を定量することにより放出速度として評価しています。このように煤煙及び  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  とともに燃焼物質の直上からサンプリングをしておりますので、燃焼物質から放出された一次的な放出率及び放出速度であると考えています。これらは、施設内での移行及び施設外への放出量の評価のためのソース項として活用していく予定です。

- I→揮発性  $\text{I}_2$  への変化を含め  $[\text{HNO}_3]$  依存性 etc.物理化学理論に基づいて整理して頂く。 (そのためにも実験装置体系依存のある data にはならない方がよい)

～回答～

今後、物理化学的モデル化の検討する予定です。

- 最後は data ではなくモデル化できるように計画して頂きたい。

～回答～

今後、物理化学的モデル化の検討する予定です。

- PSA 評価を行い、重要度分類、発生確率など定量化して、個々の実験評価と結びつけるような展開も期待したい。

～回答～

実験取得データを基に事故影響評価が可能な物理化学モデルを整備することとしております。これら実験取得データ及び解析モデルなどを別途開発する PSA 手法に取り入れることで、サイクル施設機器のより合理的な重要度分類評価や保守管理へのリスク情報の反映などを検討していくこととしています。

- MOX 施設の想定臨界については、臨界そのものの起因事象を理論的に展開することが必要と考える。

～回答～

MOX 施設の想定臨界について、起因事象の定性的な検討及び PSA に基づく検討は、既に保安院からの受託事業にて別に行っています。

- 臨界データや解析評価は、プラント設計指針の整備、運転保守の制限など、実際に利用す

る事業プロセスへ反映することで、成果が評価できるので、工夫を。

～回答～

拝承。ウラン燃料の高燃焼度化に伴って初期濃縮度が一層高まると、ウラン加工においても MOX 燃料加工と同様に臨界のリスク評価が重要となります。臨界の起因事象には、機器やプロセスの異常のような前駆事象が伴いますので、このような事象の発生頻度に着目して、影響評価を行う方法の検討に取り組むことを考えています。

- グローボックス構造材の燃焼に関してばい煙化率や放出速度に注目しているが、施設の放射物質閉じ込め性能を評価するためには、評価モデル上、FP やばい煙の構造材への付着（沈着）現象にも着目する必要があるのではないのでしょうか。

～回答～

本試験で取得している煤煙化率や  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  放出速度等のデータは、燃焼物質から放出された一次的な放出率及び放出速度として評価しているものと考えています。これらは、施設内での移行及び施設外への放出量の評価のためのソース項として活用していく予定です。また、現在、配管系内での移行挙動（HEPA フィルタによる捕集挙動を含む。）についても検討を進めています。

(8) 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－（3－1－3）

- 適切に進められていると思います。（2名）
- 長時間腐食データ、Ti 合金の水素吸収など、個々の試験成果は、高経年化評価に役立っている。
- 経年劣化データの取得に当たっては実機での実時間を念頭において、実験における加速度試験の妥当性に関して十分考慮すべきと考えます。

～回答～

施設の実時間相当の評価に加えて、今後、操業条件の変化なども考慮に入れた劣化機構の研究も検討していく予定です。

- 実液によるホット試験、実機の測定データとの整合性評価を、再処理センター関係者含め対応を。コールド試験の限界は、おのずとある。

～回答～

拝承。再処理技術開発センター及び核燃料サイクル技術開発部門のメンバーとは、非定期に連絡を取り合っています。特にホット試験をどの様に進めるべきかは今後とも議論していくつもりです。

- Pu、Np の影響試験は、私のデータ入れ検討してほしい。

～回答～

拝承。公開情報についての入手は今後とも続けていきます。

- ホット条件／実機での data の採取・利用も積極的に考えていって頂きたい。

～回答～

拝承。ラボでのホット試験については今後も進めていきます。実機データに関しては、過去のデータは依頼して取得していますが、新たに採取することは予算的に難しさがあります。

- 近い将来としては、六ヶ所／第2再処理工場でのトラブル・安全対策は JAEA で対応できる (AREVA に委託しなくても良い) 研究環境の整備を目指して頂きたい。

～回答～

拝承。JAEA の一つの使命として研究・技術レベルの向上に努力していく所存です。

#### (9) 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究 (1) (4-1-1)

- 適切に進められていると思います。(2名)
- 長期挙動の信頼性向上に関する取組みは極めて重要。

～回答～

ご指摘のとおりです。そのように研究を進めております。

- トピックス (2) etc. 実証 (N.A.利用) との関係にも留意して頂ければと思います。

～回答～

必要なデータを着実に取得していきます。現在は、仏 IRSN (フランス放射線安全・防護研究所) との研究協力の下、コンクリートと 15 年間接触した粘土岩の鉱物学的変質データを用いて、ベントナイト劣化モデル及びコードの検証を進めているところです。

- 新知見の反映も適宜実施し、高度化をめざしてもらいたい。
- 将来の規制の在り方も含め、全体的取組みを積極的に示すことが重要。



～回答～

拝承。規制の在り方に関しては、現在、原子力安全委員会の第二種廃棄物埋設分科会で、余裕深度処分を対象に、シナリオの発生可能性と影響の程度により、段階的な線量区分に従って各シナリオを評価するという考え方の具体的な検討が進められています。HLW に対しても同様な考え方が将来適用されると思われます。こうした規制のあり方に関する検討を受け、安全規制支援研究の全体的取り組みについて、現在原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会にて討議が進められています。これを受けた当方における取り組みについて積極的に発信していきます。

- 人工バリアから天然バリア、さらには生物圏への PSA の展開はどこまで必要でしょうか。
- 安全評価手法で確率論的であるだけでなく、規制の考え方に確率論的な概念が必要か、必要であればどういう姿が日本に適しているか etc. も念頭にあるべきか。

～回答～

全てのシナリオに対し発生頻度を定量的に求め、シナリオの可能性を推定することは困難だと考えられますが、できる限りその定量的な頻度を推定するための実測データの蓄積、科学的検討を進め、時間スケールに応じた発生頻度の推定あるいは将来的に発生可能性を判断する拠り所となる科学的根拠を示すための研究を進めていきます。なお、我が国における将来の規制の在り方については上述の通りですが、確率論的安全評価は決定論的安全評価の科学的合理性を判断するという目的で必要と認識しております。

#### (10) 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－（4－1－2）

- 人工バリア等の信頼性向上に関する研究については、個々の BAT (Best Available Technology, 利用できる最善の技術) としてではなく、処分システムとしての BAT の示し方を考えてほしい。また、サイトが特定されていない段階で行う研究は際限がなく、将来を見据えた戦略を考えるべきである。

～回答～

処分システムとしての BAT については、対象となる地質環境条件に応じて検討されることになるため、深地層の研究施設等で得られる現実の地質環境データに照らしながら、処分システムの主要な要素の性能を左右する影響因子や地質環境条件との関係などの検討を進めている。また、サイトが特定されていない現段階の研究開発については、「高レベル放射性廃棄物の地層処分基盤研究開発に関する全体計画」に則って、現実の地質環境条件に柔軟に対応できるように進めている。

- 安全評価手法の高度化に関する研究については、地層処分に関する評価ツールを積極的に公開し、世間の人が使えるようにしていくべきである。知識情報をリスト化するだけでなく、ユーザ側の立場に立った開発を望む。また、不確実な知識や情報は、その適用範囲、限界などについても併せて知識化できるように考慮すべきである。

～回答～

安全評価用のツールとして、安全評価に必要なパラメータを設定するための熱力学・収着・拡散データベースや緩衝材基本特性データベース、および安全評価シナリオの構築を支援するための計算機支援ツール（FepMatrix）を Web 上に公開してきており、今後とも、データの拡充や機能の高度化を図りながら、安全評価を支援するためのデータベースやツールの公開・更新を進めていく。また、知識マネジメントシステムについては、様々なユーザに利用しやすい環境を提供することや、知識の背景情報をあわせて示すことなどに留意しつつ、開発を進めている。

- 地質環境特性調査・評価手法に関する研究について、「地上からの調査研究段階（第 1 段階）」の成果の取りまとめにあたり、単なる研究成果の羅列ではなく、調査の進め方の提示などを行うべきであり、取りまとめをベースとして包括的でスムーズな技術移転の検討を進めて欲しい。また、深地層の研究施設での研究に関し、工期や予算の関係で工事が優先される可能性があるが、必要な研究を確実に行っていくべきである。

～回答～

本研究は「基盤研究」の位置付けにあることから、まずは第 1 段階での調査研究についてプロジェクトの成果として取りまとめるが、深地層の科学的研究では、これまでに整備されてきた調査技術や評価手法を実際の地質環境に適用しながら、その信頼性・実用性を確認し、総合的な技術として体系化していくことを目標としている。技術移転方策については、第 1 段階の成果の取りまとめをもとに、意見交換を行っていくことを検討していく。また、必要な研究を着実に行うことができるよう、調査坑道の展開を図っている。

- 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究については、研究対象が広範な分野に及ぶため、大学等の外部機関の研究協力を一層進めながら、着実に研究を推進していくべきである。また、地震・断層活動、火山・地熱活動、隆起・浸食／気候・海水準変動の各研究課題を個別に進めるのではなく、分野を横断する視点で研究を進めることが重要である。

～回答～

地質環境の長期的な安定性評価については、従前より外部専門家のネットワークを活用して研究を行っているが、限られた資源でより良い成果を上げていくため、外部機関との協力を一層進めていく。分野を横断する視点については、地質・地球物理学的な手法と地球化学的なアプローチを組み合わせながら、関連する天然現象を複合的にとらえることにも留意して研究を進めている。

(11) 低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究（４－２－１）

- 国の報告書への直接反映もあり、妥当な結果である。
- チッ素や有機物 etc. TRU/HLW 並置的影響 factor となる物質の地下環境中における動態（移行だけではなく、チッ素、アンモニア・・・etc.の speciation の変化 etc.も含めて）の定量的把握が重要ではないでしょうか。

～回答～

ご指摘のとおりです。そのように研究を進めております。

- 固化体研究は、新規組成になるごとに測定を全て初めからやり直すようなことにならないように理論的考察／半経験的評価 etc.も必要でしょうか。

～回答～

同感であり、そのように研究を進めております。ガラス母材の組成及び接触する地下水組成については幅広い条件に適用可能なよう考慮してデータ取得を行うとともに、理論的考察／半経験的考察の両面からモデル化を進めております。

- 国の動向と合わせたタイムリーな成果の反映を、今後も期待したい。

～回答～

拝承。

(12) 廃止措置に係る被ばく評価に関する研究（１）（４－３－１）

- 各試験の意義を、データの活用先を明確にするなど、今一度十分検討することが望まれる。

～回答～

拝承。

(13) 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－（４－３－２）

- ウラン取扱施設の N.A.研究について、N.A.現地の地球科学的条件（Eh、pH etc.）が時間と共にどうなっているかの data の取得がないと比較できないと思われるが、可能なのでしょうか。

～回答～

ご指摘の通りであり、詳細な解析は困難です。本研究では、表層部で起こりえる定性的なウランの移行傾向について、ある種の仮定をもって既往のモデル等で定量的に解釈できることを確認する計画です。

- 気中移行率の評価式にある程度の理論的考察を与えておく必要があると思われます。

～回答～

提示しました評価式は、経験的な知見とある程度の理論的知見に基づき構築されたもので、既に広く使われているものです。今後十分な説明をいたします。

#### (14) 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－（5－1－1）

- ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備については、ナトリウム - コンクリート反応を模擬した水素再結合試験により、酸素の存在する雰囲気下におけるナトリウム - コンクリート反応による水素発生量に関するデータが得られている。今後は本データの適用性や汎用性等について検討し、高速炉事故時の格納容器の健全性に対して脅威となる水素挙動について精度よく評価可能となるよう期待する。
- ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証に関しては、「常陽」の過渡時プラント特性試験として手動スクラム試験、外部電源喪失試験、UTOP 予備試験が実施され、プラント各部のデータに基づき解析コード Mimir - N2 の機能検証が進んだ。今後は炉心モデルのフィードバック特性を把握・検証することが望まれる。
- 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備に関しては、既存の EAGLE 試験結果と解析評価に基づき JSFR の ULOF 時の厳しい再臨界回避と IVR 達成のためのサクセスシナリオの検討が進んだ。今後は試験研究と解析手法整備を継続しつつ、外部専門家も含めた合意の得られる最確シナリオを整備すべく、短期的に集中した審議を重ねるべきである。
- PSA 技術の高度化に関しては、JSFR を対象とした予備的な地震 PSA の実施により、地震時の炉心損傷頻度の計算が可能なが確認された。要因分析結果等を積極的かつ適時に設計にフィードバックすべく配慮することが重要である。

#### (15) 放射線リスク・影響評価技術に関する研究（6－1－1）

- 大気中での物質移行を世界的規模で取り扱える WSPEEDI を改良した第 2 版の作成、日本海海洋データベースの作成、その IAEA 海洋放射能データベース登録などの社会的な成

果は、予測と観測の両面で国内外の高い評価を得ているといえる。今後は、大気・海洋・陸域の包括的物質循環研究に重点化して頂きたい。

- 米国核医学会 MIRD-II や ICRP 新勧告用のデータベースなど国際標準となる被ばく線量評価用核種データベースを構築している。これらは国際的にもトップレベルの研究といえる。今後とも、線量評価の分野をリードする拠点として活動するとともに、医療防護のための線量評価も重点化して頂きたい。
- 放射線影響研究については、シミュレーションのみでは限界がある。今後は放射線リスク研究全体のうち真に原子力機構が担うべき部分として、DNAの損傷・修復シミュレーションと実験研究に集中して頂きたい。その際に、機構内の実験グループを含めた再編も視野に入れ、成果の反映先・提供先を強く意識した研究として頂きたい。

～回答～

拝承。大気・海洋・陸域の包括的物質循環研究を観測と計算シミュレーションの両面から重点化する。また、医療防護のための線量評価の重点化に配慮しつつ、今後とも当該分野をリードできるよう活動を進める。放射線影響研究については、DNA 損傷・修復に関する実験とシミュレーションの一体的研究の方策を検討するとともに、成果の発信に努める。

#### (16) 原子力防災に関する技術的支援研究（7-1-1）

- 防災の基本構想、評価のベースとなる考え方は妥当。
- 国際的な動向調査や防災活動実施・支援に関する調査等は着実に実施され、国の防災指針改定や訓練等防災実務に対する成果の反映もなされていると評価する。

細かい技術レベルのことで恐縮ですが

- ヨウ素の体内動態モデルは、例えばダイオキシンのモデル etc.に比べるとかなり単純化されています。最終目標の精度にも依存しますが、より現実に近いモデルが必要な場合もあるのかもしれませんが。

～回答～

現在は、ICRP 体内動態モデルを拡張したモデルを採用していますが、最新の知見を反映して、今後留意して検討を進めます。

- cost/benefit の  $\alpha$  や  $k$  は時代とともに変化すると思われませんがどのように整理/整備していくことが良いのでしょうか。

～回答～

ご指摘の通り、 $\alpha$  値や  $k$  値はリスク水準や経済状態に依存するため、時間に対しても依存性があると考えられます。このような変化への対応の一つとして、これらの値を用いる計画段階に、最適化の対象となっている施設の耐用年数を考慮して不確実さを評価し、決定の合理性を担保しておくことが考えられます。特に  $\alpha$  値については、同値の評価手法に合わせて不確実さの評価手法も整備する必要があり、例えば人的資本法のように  $\alpha$  値評価式が明示されている方法については感度解析を用いることができますし、CV 法のようにアンケート様式で値を評価する場合には専門家判断情報を用いた不確実さ解析を適用することが考えられます。

- マニュアルがあっても使い方が周知されている必要があります。そのあたりはどうなっているのでしょうか。

～回答～

まだ、マニュアルは作成段階ですが、NEAT 等の訓練を通して、今後御指摘の点を留意して進めて生きたいと考えています。

- 国、地方の防災計画改訂に対応した防災分野の技術支援ニーズは高いものと考えられ、継続した研究活動が求められる。
- 国、地方自治体を含めた対応をお願いします。

～回答～

安全委員会、保安院及び実施主体である地方自治体との連携を図って、研究を進めているところです。

- 長期的防護対策の策定や国際的な動向を反映した実効性向上のための防災計画の検討は、国及び地域において重要課題として進められている所であり、原子力機構には積極的な技術支援が求められている。成果の利用も含め、国や地方自治体との密接な協力、連携をはかりつつ、本研究の継続的な遂行を図ることが重要と考える。

～回答～

上述。

表1 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	原子力防災に関する技術的支援研究

表2 安全研究委員会委員名簿

氏名	肩書	勤務先及び勤務先所属
岡 芳明	委員長	東京大学大学院 工学系研究科 原子力専攻 教授
阿部 清治	委員	独立行政法人 原子力安全基盤機構 技術顧問
阿部 守康	委員	東京電力株式会社 原子力設備管理部 燃料設計グループマネージャー
飯田 孝夫	委員	名古屋大学大学院 工学研究科 エネルギー理工学専攻 教授
浦田 茂	委員	関西電力株式会社 原子力事業本部 安全技術グループチーフマネージャー
蛭沢 勝三	委員	独立行政法人 原子力安全基盤機構 耐震安全部長
岡本 孝司	委員	東京大学大学院 新領域創成科学研究科 環境学系 教授
近藤 健次郎	委員	大学共同利用機関法人 高エネルギー加速器研究機構 名誉教授
関村 直人	委員	東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻 教授
田中 知	委員	東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻 教授
柘山 修	委員	東北大学 多元物質科学研究所 教授
二ノ方 寿	委員	東京工業大学大学院 理工学研究科原子核工学専攻 教授
藤城 俊夫	委員	(財) 高度情報科学技術研究機構 参与
古田 一雄	委員	東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻 教授
松本 史朗	委員	独立行政法人 原子力安全基盤機構 技術顧問
山澤 弘実	委員	名古屋大学大学院 工学研究科 エネルギー理工学専攻 准教授
山中 伸介	委員	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授
山根 義宏	委員	名古屋大学大学院 工学研究科 マテリアル理工学専攻量子エネルギー工学分野 教授
秋本 肇	委員	原子力基礎工学研究部門副部門長
石川 博久	委員	地層処分研究開発部門副部門長
永田 敬	委員	執行役 兼 次世代原子力システム研究開発部門長 大洗駐在
野村 茂雄	委員	執行役 兼 核燃料サイクル技術開発部門長 東海駐在
橋本和一郎	委員	原子力緊急時支援・研究センター次長 兼 原子力緊急時支援・研修センター 研修グループリーダー
峯尾 英章	委員	経営企画部研究主幹 兼 原子力基礎工学研究部門 湿式分離プロセス化学研究グループ 東京駐在



林道 寛	委員	バックエンド推進部門副部門長 兼 バックエンド推進部門 バックエンド推進室長
石島 清見	委員	安全研究センター長
平野 雅司	委員	安全研究センター 副センター長
鈴木 雅秀	委員	安全研究センター 副センター長
安濃田良成	幹事	安全研究センター 研究計画調整室長

表3 深地層の研究施設計画検討委員会（平成19年度）

氏名	勤務先及び勤務先所属
亀村勝美	大成建設株式会社 原子力本部 技師長
河西 基	財団法人 電力中央研究所 地球工学研究所 研究参事, バックエンド研究センター長
嶋田 純	熊本大学大学院 自然科学研究科 複合新領域科学専攻 教授
田中和広	山口大学大学院 理工学研究科 自然科学基盤系 教授
千木良雅弘	京都大学 防災研究所 教授
土 宏之	原子力発電環境整備機構 技術部 部長
徳永朋祥	東京大学大学院 新領域創成科学研究科 環境学専攻 准教授
登坂博行	東京大学大学院 工学系研究科 地球システム工学専攻 准教授
西垣 誠	岡山大学大学院 環境学研究科 教授
平川一臣	北海道大学大学院 地球環境科学研究院 教授
丸井敦尚	独立行政法人 産業技術総合研究所 地圏資源環境研究部門 地質バリア研究グループ主任研究員
渡辺邦夫	埼玉大学 地圏科学研究センター長, 教授

表4 地質環境の長期安定性研究検討委員会（平成19年度）

氏名	勤務先及び勤務先所属
飯尾 能久	京都大学 防災研究所 教授
今泉 俊文	東北大学大学院 理学研究科 教授
鎌田 浩毅	京都大学大学院 人間・環境学研究科 教授
楠瀬勤一郎	産業技術総合研究所 地圏資源環境研究部門 主幹研究員
須貝 俊彦	東京大学大学院 新領域創成科学研究科 教授
高橋 正樹	日本大学 文理学部 地球システム科学科 教授
田中 和広	山口大学大学院 理工学研究科 教授
長尾 敬介	東京大学大学院 理学系研究科 教授
平川 一臣	北海道大学大学院 地球環境科学研究院 教授
吉田 英一	名古屋大学 博物館 准教授
渡邊公一郎	九州大学大学院 工学研究院 教授

表5 地層処分研究開発検討委員会（平成19年度）

氏名	勤務先及び勤務先所属
朝野英一	原子力環境整備促進・資金管理センター 処分技術調査研究プロジェクトプロジェクトマネージャー
出光一哉	九州大学大学院 工学研究院 環境システム科学研究センター 教授
大江俊昭	東海大学工学部 エネルギー工学科 教授
小林 晃	京都大学大学院 農学研究科 地域環境科学専攻 准教授
佐藤正知	北海道大学大学院 工学研究科 エネルギー環境システム専攻 教授
鹿園直建	慶應義塾大学 理工学部 応用化学科 教授
竹内光男	原子力発電環境整備機構 技術部 部長
田中幸久	電力中央研究所 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員
登坂博行	東京大学大学院 工学系研究科 地球システム工学専攻 准教授
朽山 修	東北大学 多元物質科学研究所 教授
長崎晋也	東京大学大学院 工学系研究科 原子力専攻 教授
増田純男	原子力安全研究協会 研究参与
森山裕丈	京都大学大学院 工学研究科 原子核工学専攻 教授
渡辺邦夫	埼玉大学 地圏科学研究センター長，教授

表6 安全研究専門委員会（平成20年度）

氏名	勤務先及び勤務先所属
二ノ方 壽 (委員長)	東京工業大学 原子炉工学研究所 教授
穂村 政道	関西電力㈱ 原子燃料サイクル室 計画グループマネージャー
阿部 豊 (EAGLE_WG 兼)	筑波大学大学院 システム情報工学研究科 構造エネルギー工学専攻 教授
植田 伸幸	(財)電力中央研究所 原子力技術研究所 新型炉領域 上席研究員
遠藤 寛 (EAGLE_WG 兼)	独立行政法人 原子力安全基盤機構 解析評価部 発電炉解析グループ 主席調査役
菊地 義弘	広島大学 名誉教授
久保 重信	日本原子力発電㈱ 研究開発室 課長
越塚 誠一	東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻 教授
後藤 正治	東京電力㈱ 原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ 副長
小山 和也	三菱 FBR システムズ㈱ 炉心・安全設計部 安全・制御グループ 専任部長
齊藤 正樹 (EAGLE_WG 兼)	東京工業大学 原子炉工学研究所 教授
島川 佳郎	三菱 FBR システムズ㈱ 炉心・安全設計部 安全・制御グループグループ長
嶋田 雅樹	中部電力㈱ 原子力部 サイクル企画 Gr 副長
杉山 憲一郎 (EAGLE_WG 兼)	北海道大学大学院 工学研究科 エネルギー環境システム工学専攻 教授
鈴木 惣十 (社内委員)	日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 高速実験炉部 部長
高田 孝	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 准教授
深沢 正憲 (EAGLE_WG 兼)	独立行政法人 原子力安全基盤機構 規格基準部 上席研究員
更田 豊志 (社内委員) (EAGLE_WG 兼)	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 原子炉施設安全評価研究ユニット長
堀池 寛	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授
宮原 信哉 (社内委員)	日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門 FBR プラント技術ユニット ナトリウム技術グループ GL

表 7 原子力基礎工学研究・評価委員会委員名簿

委員長	岡 芳明	東京大学大学院工学系研究科教授
委員	井頭 政之	東京工業大学原子炉工学研究所准教授
委員	甲斐 倫明	大分県立看護科学大学教授
委員	柴田 康行	(独) 国立環境研究所化学環境研究領域長
委員	代谷 誠治	京都大学原子炉実験所所長
委員	関村 直人	東京大学大学院工学系研究科教授
委員	宅間 正夫	原子力産業協会 顧問
委員	内藤 誠章	新日本製鐵(株) 環境・プロセス研究開発センター 製鉄研究開発部長
委員	山中 伸介	大阪大学大学院工学研究科教授
委員	横山 速一	(財) 電力中央研究所原子力技術研究所長