



99-017



NERI (Nuclear Energy Research Initiative)

計画で採択された研究課題の概要

1999年8月

岩村公道・大久保務・碓井修二・嶋田昭一郎  
鍋島邦彦・白川利久・角田恒巳・石川信行  
鈴木知明・中塚 亨・新谷文将・吉田啓之

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、  
お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡  
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division,  
Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-  
gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

## NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画 で採択された研究課題の概要

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部

岩村 公道 (編)・大久保 努・碓井 修二・嶋田昭一郎

鍋島 邦彦・白川 利久・角田 恒巳・石川 信行

鈴土 知明・中塚 亨・新谷 文将・吉田 啓之

(1999年7月1日受理)

NERI(Nuclear Energy Research Initiative)とは、米国エネルギー省 (DOE) が1999会計年度から 19M\$の予算で開始した公募型研究プログラムである。NERI 計画の目的は、米国における原子力科学技術のインフラストラクチャーを維持・発展させ、21世紀における原子力分野での国際競争力を確保することにある。

DOEは1999年5月に NERI 計画初年度分の研究課題として45件を採択した。採択課題については以下の5項目の研究分野に分類できる。

- ・核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連
- ・新型炉関連
- ・先進燃料関連
- ・核廃棄物管理の新技術関連
- ・原子力基礎科学研究関連

NERI は米国政府が出資する極めて画期的かつ戦略的な原子力研究開発計画であり、その動向は日本国内の原子力産業界はもとより原研等の原子力研究機関における研究開発の将来計画にも影響を及ぼすと考えられる。

本報告書は、この度採択された45件の研究課題の要旨を分析するとともに原研の研究テーマとそれらの関連について所見をまとめたものである。

## Outline of Research Proposals Selected in the Nuclear Energy Research Initiative (NERI) Program

Takamichi IWAMURA(Ed.), Tsutomu OKUBO, Shuji USUI,  
Shoichiro SHIMADA, Kunihiko NABESHIMA, Toshihisa SHIRAKAWA,  
Tsunemi KAKUTA, Nobuyuki ISHIKAWA, Tomoaki SUZUDO,  
Tohru NAKATSUKA, Fumimasa ARAYA and Hiroyuki YOSHIDA

Department of Nuclear Energy System  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 1 ,1999 )

The U.S. Department of Energy (DOE) created a new R&D program called "Nuclear Energy Research Initiative (NERI)" in FY 1999 with the appropriation of \$19 million. The major objectives of the NERI program is to preserve the nuclear science and engineering infrastructure in the U.S. and to maintain a competitive position in the global nuclear market in the 21<sup>st</sup> century.

In may, 1999, the DOE selected 45 research proposals for the first year of the NERI program. The proposals are classified into the following five R&D areas:

- Proliferation Resistant Reactors and/or Fuel Cycles
- New Reactor Designs
- Advanced Nuclear Fuel
- New Technology for Management of Nuclear Waste
- Fundamental Nuclear Science

Since the NERI is a very epoch-making and strategic nuclear research program sponsored by the U.S. government, the trend of the NERI is considered to affect the future R&D programs in Japanese nuclear industries and research institutes including JAERI.

The present report summarizes the analyzed results of the selected 45 research proposals. Staff's comments are made on each proposal in connection with the R&D activities in JAERI.

**Keywords:** Nuclear Energy Research Initiative, NERI, DOE, Proliferation Resistant Reactors, Fuel Cycles, New Reactor Designs, Advanced Nuclear Fuel, Management of Nuclear Waste, Fundamental Nuclear Science

## 目 次

1. N E R I 計画の概要 .....	1
2. 課題採択状況 .....	1
3. 採択課題の概要 .....	2
3. 1 「核不拡散型原子炉・燃料サイクル」に関する採択課題 .....	2
3. 2 「新型炉」に関する採択課題 .....	2
3. 3 「先進燃料」に関する採択課題 .....	4
3. 4 「核廃棄物管理の新技術」に関する採択課題 .....	5
3. 5 「原子力基礎科学」に関する採択課題 .....	5
4. 採択課題の個別内容分析 .....	1 4
5. あとがき .....	6 0
参考文献 .....	6 0

## Contents

1. Overview of NERI Program .....	1
2. Selection of R&D Proposals .....	1
3. Outline of Selected R&D Proposals .....	2
3. 1 R&D Proposals on Proliferation Resistant Reactors and / or Fuel Cycles .....	2
3. 2 R&D Proposals on New Reactor Designs .....	2
3. 3 R&D Proposals on Advanced Nuclear Fuels .....	4
3. 4 R&D Proposals on New Technology for Management of Nuclear Waste .....	5
3. 5 R&D Proposals on Fundamental Nuclear Science .....	5
4. Analysis of Individual Selected R&D Proposals .....	1 4
5. Concluding Remarks .....	6 0
References .....	6 0

This is a blank page.

## 1. NERI 計画の概要

NERI(Nuclear Energy Research Initiative)とは、米国エネルギー省(DOE)が1999会計年度から19M\$の予算で開始した公募型研究プログラムである。米国では1997年11月に発表された大統領科学技術諮問委員会(PCAST)の報告書<sup>1)</sup>において、原子力エネルギー利用の重要性と、大学、国研、産業界の原子力科学技術再活性化の必要性が主張されており、DOEはこの報告を受けてNERI計画を策定した。また、DOEは1998年4月にNERIワークショップ<sup>2)</sup>を開催し、次世紀における原子力研究開発の新しい方向に関する議論を行っている。米国はこの計画を推進することにより、原子力科学技術のインフラストラクチャーを維持・発展させ、原子力分野での国際競争力を確保し、次世紀におけるエネルギー・環境問題の主導権を確保することを目的としており、長期的かつ極めて戦略的な意図を有する計画と言える。

一方、原研でもNERI計画<sup>3)</sup>に先行して、平成10年度から主として大学の原子力研究の活性化を狙った公募型研究制度として原子力基礎研究制度を開始している。表1に両計画の目的、予算、採択件数、研究期間等の比較を示す。制度の目的、1件当たりの研究費、研究期間等の面で、NERI計画と原子力基礎研究制度の類似性は注目に値する。

NERI計画については、国際的な原子力の退潮ムードの中で、米国が将来の原子力エネルギー開発を目的として新規の予算を認可した点でも画期的なものであり、国内産業界の関心も高い。また、原研が重点分野として実施しようとしている原子力エネルギー研究のテーマとの関連性も極めて高い。このように、NERI計画は今後の我が国の原子力研究開発の動向にも一定の影響を及ぼすと考えられるので、本報告書では、この度公表されたNERI採択課題45件の要旨を分析し、特に原研の研究テーマとの関連を中心にしてまとめた。

## 2. 課題採択状況

DOEは、予算成立後直ちに公募を開始し、1999年1月29日の締切までに308件の応募があった。審査の結果、DOEは1999年5月18日に本年度分の研究課題として、308件の応募課題から45件を採択したと発表した。参加研究機関の内訳は、大学21件、民間16件、国立研究所8件、政府研究機関1件である。予算の配分割合は、大学28%、研究所45%、民間その他27%となっている。国際協力機関は、大学4件、民間5件、政府研究機関1件である。

採択課題については以下の5項目に分類できる。採択課題の分類状況については図1に示す。

- |                     |     |
|---------------------|-----|
| ① 核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連 | 6件  |
| ② 新型炉関連             | 19件 |
| ③ 先進燃料関連            | 7件  |
| ④ 核廃棄物管理の新技術関係      | 6件  |
| ⑤ 原子力基礎科学研究関連       | 13件 |

なお、①については、「新型炉」と「先進燃料」にもダブルカウントしたため、②～⑤の総計が45件となる。

採択された課題に対しては、表1に示すように、初年度に約\$100,000～\$1,200,000の資金が提供されることになっている。研究期間は1～3年で大部分は3年計画である。採択課題45件の総経費見積もりは55M\$以上となっている。

### 3. 採択課題の概要

本年度 NERI で採択された課題 45 件について、表題、分類項目、提案機関、協力機関等を表2に示す。分類項目については、DOE の分類に従ったが、各課題がどの分類項目に属するかは採択課題に明記されていないので、編者が独自に判断した。特に、核不拡散型原子炉と新型炉の関係など、分類項目を1個に限定するのは必ずしも適切でない場合もあり、同一課題に2個以上の分類項目を割り当てた場合もある。

なお、分析の対象とした要旨集においては、技術的内容の説明が必ずしも十分でないので、本報告では技術的な厳密さよりも今後の原子力研究へのインパクトに重点を置いて速報的に分析した。個別課題の詳細内容については別途調査が必要となる。

#### 3. 1 「核不拡散型原子炉・燃料サイクル」に関する採択課題

15年間燃料交換が不要でサイトでは核燃料の取扱は行わず、寿命が尽きれば製造国に丸ごと持ち帰る可搬方式の小型原子炉概念や、トリウム燃料を採用して核拡散抵抗性向上を図った軽水炉概念、及び軽水炉の燃料サイクル技術の面から核拡散抵抗性を高める研究が採択された。

##### 核拡散抵抗性を高めた新型原子炉の研究課題

- ・熱電変換方式を用いた液体金属冷却小型高速炉（課題2）
- ・高転換・超長サイクル運転モジュール式水冷却炉 STAR（課題10及びび13）
- ・トリウム利用高転換・高燃焼度稠密格子型BWRの設計研究（課題26）

課題10、13、26については原研で研究を進めている低減速スペクトル炉との関連が深いが、ここでは核拡散抵抗性向上の観点から分類した。新型炉の側面から見た位置づけについては3. 2で述べる。

##### 核拡散抵抗性を高めた燃料サイクル技術の研究課題

- ・高燃焼度燃料に適したウラン／トリウム酸化物燃料の研究（課題19）
- ・金属マトリックス中にトリウム／ウラン酸化物の微粒子を分散混合させたワヌスルー用燃料の技術開発（課題21）

以上の燃料はいずれも現行軽水炉での利用を前提としている。特に後者は直接処分を目指していることからも原研で実施している岩石型燃料研究との関連性が強いが、ワヌスルー用岩石型燃料に関しては原研の研究が先行している。

#### 3. 2 「新型炉」に関する採択課題

この分野では、3. 1（核不拡散型原子炉）の分野との重複課題4件を含めて、19件の課題が採択された。NERIの中でも最も重点が置かれている研究分野と言える。採択された課題には、新型原子炉概念及び関連要素技術の研究の他に、設計・製造コストの低減など炉型に依存しない一般的な研究も含まれている。

直接エネルギー変換方式及びそれを利用した新型原子炉概念の研究課題

- ・直接エネルギー変換型原子炉システムの研究（課題1）
- ・熱電変換方式を用いた液体金属冷却小型高速炉（課題2）
- ・MHD及び熱電変換に適用できる高温原子炉（課題9）

直接エネルギー変換についてはこれまで研究が進められた宇宙用原子炉技術の応用の側面が強いが、原理的な説明がないので詳細は不明である。

軽水炉の分野での新型炉概念の研究課題

受動的安全機器を採用した概念（熱流動実験が主体）

- ・単純化BWR（SBWR）を200MWeのモジュール型炉と1200MWeの大型炉に適用した設計研究（課題4）
- ・1000MWtの多目的自然循環小型PWRの設計研究（課題7）

稠密格子燃料集合体を用いた軽水炉

- ・高転換・超長サイクル運転モジュール式水冷却炉STAR（課題10及び13）
- ・トリウム利用高転換・高燃焼度稠密格子型BWRの設計研究（課題26）

軽水炉分野の採択課題は、原研で実施中の受動的安全システム研究及び低減速スペクトル炉概念研究との関連が深く、注目すべき分野である。

課題4で対象としているSBWRに関しては、従来から日本国内（日本原子力発電等）でも研究がなされており研究の新規性に疑問がある。

稠密格子燃料集合体を用いることにより、転換比を向上させて長サイクル運転を目指した可搬式水冷却炉STARの概念研究が2件（課題10と13）採択されている。この概念は基本的には原研で研究を進めている低減速スペクトル炉と同じ考え方で立脚しており、燃料、被覆管材料、内装式制御・停止系の開発など、原研の研究分野とも密接に関連した研究内容である。この原子炉は、15年の超長期燃焼、完全なモジュール化、核分裂により発生した熱を一次系から二次系に原子炉圧力容器壁を通じて伝達する等の特徴により、ニュークリアバッテリーの性格を有するものである。この原子炉は寿命中完全にシールドされており、核不拡散性と開発途上国への原子炉輸出の両立を狙った概念で、NERIの目的にはよく合致している。

さらに、稠密格子高転換型BWRの設計研究（課題26）も、転換比の向上による高燃焼度化を目指している点で低減速スペクトル炉研究の一環とみなせるが、トリウムからU233への転換によりプルトニウムの余剰を抑制することに重点を置いており、トリウム燃料サイクルの経済性評価も実施するとしている。本研究には日立製作所が協力機関として参加しており、日本の原子力産業界の動きも注目する必要がある。

なお、原研の低減速スペクトル炉はプルトニウムリサイクルを前提としており、核不拡散の立場から超長サイクル運転の可搬式小型炉やトリウム利用高転換炉を採択したNERIとは考え方異なる。ただし、稠密格子型BWRの炉心設計研究自体は原研の低減速スペクトル炉研究とほとんど共通の課題である。

高温ガス炉の核熱利用に関連した研究課題

- ・熱化学水分解サイクルによる水素製造研究（課題 5）
- ・メタンの水蒸気改質の研究（課題 14）

本分野については、HTTRを利用した水素製造研究と関連するが、提案課題はプロセスの基本的検討が中心であり、原研の研究レベルを凌駕するものではない。なお、課題 14 については、原研の HTTR 開発グループやドイツの核熱利用研究グループとの国際協力も視野に入れて提案している。

原子力基盤技術の研究課題

- ・原子炉圧力容器の中性子照射量を決定するため鉄の非弾性散乱断面積を正確に求める研究（課題 6）
- ・炉心溶融事故時の原子炉容器構造健全性評価の研究（課題 8）
- ・知的オンライン自己診断システム研究（課題 15）
- ・原子炉の完全自動化運転を目指したツール開発とシミュレーション研究（課題 16）
- ・運転支援のための自動的な自己監視、自己診断システムの設計（課題 18）
- ・原子炉材料の経年劣化による寿命予測のため、電気ケーブル絶縁材等の炭化水素の健全性を立証する熱化学的手法の研究（課題 17）

以上の研究課題の多くは原研でも実施しており、核データの評価、機器信頼性研究、制御・知能工学研究、材料物性研究等と関連が深い。また最後の課題に関しては過去に高崎研で実施した電線材料健全性研究に類似している。

原子力発電コストの低減に直結した一般的な研究課題

- ・製造、設計・建設の改良技術及び情報技術を導入した革新的な統合技術（課題 3）
- ・プラント配置設計及びモジュール化のための基準と指針作成（課題 11）
- ・規制及び設計要求について従来の決定論的手法ではなく確率論的リスク解析手法を適用しようとする研究（課題 12）

これらは産業界サイドの実用的な研究であるが、原子力プラントのコストを画期的に低減できる可能性があり、今後の原子力研究の重点項目として注目しておくべきテーマである。

## 3. 3 「先進燃料」に関する採択課題

核拡散抵抗性を高めた新型燃料の研究課題（3. 1 の課題と重複）

- ・高燃焼度燃料に適したウラン／トリウム酸化物燃料の研究（課題 19）
- ・金属マトリックス中にトリウム／ウラン酸化物の微粒子を分散混合させたワニスルーア用燃料の技術開発（課題 21）

商用軽水炉への適用を目指した燃料の研究課題

- ・同位体分離技術を利用して可燃性毒物の改良研究（課題 20）
- ・高燃焼時におけるジルコニウム合金の耐腐食性向上の研究（課題 22）

- ・現行燃料被覆管にセラミックファイバーによるクラッド層を設ける研究（課題23）
- ・高燃焼度に対応した燃料マトリックス開発（課題24）
- ・ジルカロイ被覆管の腐食防止用セラミックコーティングに関する研究（課題25）

燃料分野の採択課題は、高燃焼度化対策を強く指向している。原研で開始した超高燃焼度（100GWd/t程度）燃料用先進被覆管材料の研究が目指す方向と同一である。

### 3. 4 「核廃棄物管理の新技術」に関する採択課題

#### 液体廃棄物関連の研究課題

- ・使用済み燃料中のネプチニウムの化学的形態に関する研究（課題27）
- ・イオン交換樹脂を用いた金属イオン吸着による廃棄物の減容化（課題28）

#### 固体廃棄物関連の研究課題

- ・コンクリートの耐久性評価方法の開発（課題29）

#### 輸送・貯蔵関連の研究課題

- ・高レベル廃棄物容器の腐食損傷の決定論的予測モデル開発（課題30）
- ・使用済み核燃料の輸送、貯蔵、廃棄のための臨界安全研究（課題31）

#### 核変換の基礎過程の研究課題

- ・低エネルギー条件下での核変換の可能性研究（課題32）

この分野の採択課題からは、バックエンド対策技術についても基礎的なアプローチにより技術的ブレークスルーを図ろうとする積極的な意欲が感じられる。ただ、課題32については基礎研究段階であり、廃棄物管理の技術として利用できるかどうか見通しは立っていない。

### 3. 5 「原子力基礎科学」に関する採択課題

原子力基礎科学の採択課題は以下の分野に分類できる。

#### 材料科学分野の研究課題

- ・PWR蒸気発生器での粒界応力腐食割れの機構論的研究（課題33）
- ・耐放射線性 SiC/SiC 先進セラミック複合材料の高温原子炉材料への適用（課題36）
- ・照射誘起応力腐食割れ（IASCC）のメカニズム解明及び新材料開発（課題38）
- ・原子炉構造材（オーステナイト系ステンレス鋼、圧力容器用鋼、及びジルカロイ）の照射下での変形モードのマッピング実験（課題40）
- ・原子炉構造材料の耐環境割れ性の改善等のため、界面制御と組成制御による構造材料設計手法を適用（課題43）
- ・耐照射性に優れた合金の開発・評価（課題45）

### 熱流動・計算科学分野の研究課題

- ・高温ガス炉を対象とした乱流及び層流化現象の実験と数値解析（課題37）
- ・溶融金属一水の直接接触熱伝達を利用した原子炉概念創出を目指した界面輸送現象の実験及び解析モデルの構築（課題41）
- ・PWR炉心で熱と化学反応が共存する領域でのサブクール沸騰現象の数値シミュレーション（課題44）

### 原子炉物理分野の研究課題

- ・任意の精度で輸送効果を取り入れるノード準拡散方程式を用いた炉物理解析手法（課題34）
- ・鉛冷却高速炉と加速器駆動体系での炉物理実験及び解析（課題39）

### 放射線化学分野の課題

- ・水の放射線分解の影響に関する確率論的シミュレーション手法（課題35）
- ・超臨界圧炉のような高温高圧水中での放射線励起化学反応の解明（課題42）

基礎科学として分類した課題でも、その研究対象としては、例えば高温ガス炉、鉛冷却高速炉、超臨界圧炉などの新型原子炉への応用を想定するか、あるいは被覆管材料、照射誘起応力腐食割れなど特定の原子力技術上の課題に対応しており、基礎的な研究手法を採用しているが、研究目的は原子力エネルギー技術の高度化として明確に位置づけられている点に留意する必要がある。採択課題の中では、特に原研が今後重点的に実施しようとしている、耐放射線性材料開発、IASCCのメカニズム解明、熱流動問題への計算科学的アプローチ等に関連した課題が含まれている点が注目される。なお、課題37には、日本から東海大学と富山大学が協力機関として参加している

表1 原研／原子力基礎研究制度とDOE／NERIの比較

制度の名称	原子力基礎研究制度 (Nuclear Energy Research Initiative)	NERI (Nuclear Energy Research Initiative)
制度の目的	原子力分野の基礎研究の重要性に鑑み、原子力関連研究の一層の活性化と人材の育成を図る。	原子力科学技術のインフラストラクチャを維持・発展させ、原子力分野での国際競争力を確保し、次世紀におけるエネルギー・環境問題の主導権を確保する。
研究方式	公募型研究	公募型研究
制度の発足年度	1998年度	1999年度
募集対象	日本国内の大学等 (国公立研、原研以外の特殊法人、公益法人、民間も含む)	米国内の大学、国研、民間等 (協力機関としては外国の参加も可)
初年度総予算	約1.9億円	19M\$ (約23億円)
初年度採択件数	8件	45件
1課題当たりの年間研究費	1,000～3,000万円	\$100,000～\$1,200,000 (約1,200万円～1億4千万円)
研究期間	最大3年	最大3年

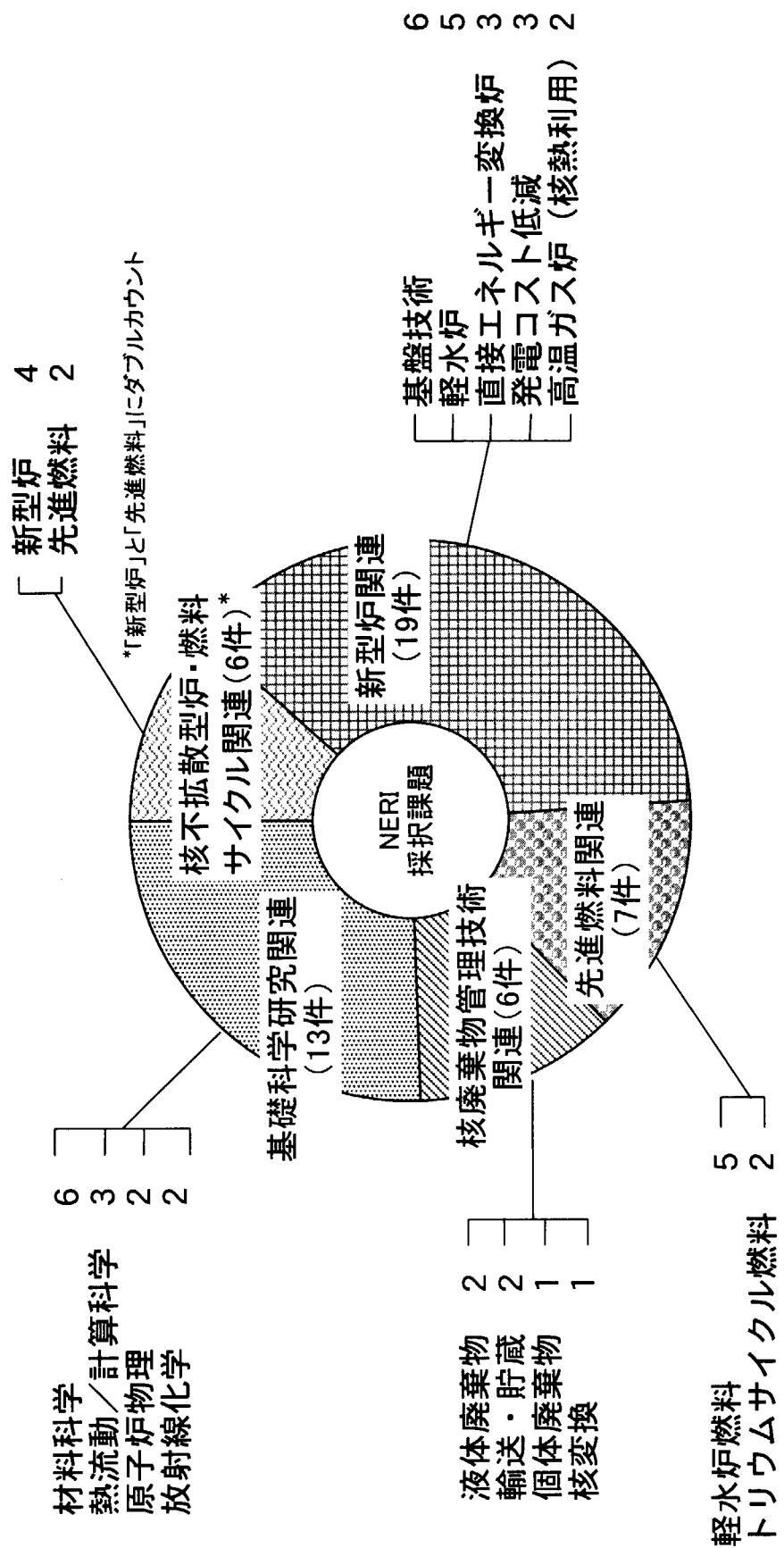


図 1 NERI採択課題の項目別分類

表2 NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画で1999会計年度に採択された課題 (1/5)

課題番号	表題	分類項目	提案機関	協力機関
1	Direct Energy Conversion Fission Reactor (直接エネルギー変換核分裂炉)	②	Sandia National Laboratory	Los Alamos National Laboratory General Atomics University of Florida Texas A&M University
2	Novel, Integrated Reactor/Power Conversion System (新しい原子炉/電力変換一体型システム)	①②	University of New Mexico	Westinghouse Team Specialty Services Advanced Modular Power Systems
3	The Development of Advanced Technologies to Reduce Design, Fabrication, and Construction Costs for Future Nuclear Plants (将来の原子力プラントに対する設計、製造及び建設コスト削減のための新技術の開発)	②	Duke Engineering & Services	Sandia National Laboratory ABB-Combustion Engineering Massachusetts Institute of Technology North Carolina State University
4	Modular and Full Size Simplified Boiling Water Reactor Design with Fully Passive Safety Systems (完全に受動的な安全系を持つモジュラー及び大型単純化BWRの設計)	②	Purdue University	Brookhaven National Laboratory
5	High Efficiency Generation of Hydrogen Fuels Using Nuclear Power (原子力を用いた高効率水素燃料製造)	②	General Atomics	University of Kentucky Sandia National Laboratory
6	Novel Investigation of Iron Cross Sections via Spherical Shell Transmission Measurements and Particle Transport Calculations for Material Embrittlement Studies (球殻セル透過測定と物質の脆化の研究に対する粒子輸送計算による鉄の断面積の新しい研究)	②	Ohio University	Pennsylvania State University National Institute of Science & Technology
7	Multi-Application Small LWR (多目的小型炉)	②	Idaho National Engineering and Environmental Laboratory	Bechtel Corporation Oregon State University
8	Application of Innovative Experimental and Numerical Techniques for the Assessment of Reactor Pressure Vessel Structural Integrity (革新的な実験及び計算技術の原子炉容器構造健全性評価への適用)	②	Sandia National Laboratories	US Nuclear Regulatory Commission OECD/Nuclear Energy Agency
9	Demand-Driven Nuclear Energizer Module (要求駆動の原子力エンジンモジュール)	②	Oak Ridge National Laboratory	

分類項目 : ①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連、②新型炉関連、③先進燃料関連、④核廃棄物管理の新技術関連、⑤原子力基礎科学関連

表2 NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画で1999会計年度に採択された課題 (2/5)

10	The Secure Transportable Autonomous Light Water Reactor-STAR-LW (安全に運搬可能な独立な軽水炉—STAR-LW)	①②	Westinghouse Electric Company	University of California-Berkeley Massachusetts Institute of Technology Polytechnical Institute of Milan
11	Standards and Guidelines for Cost Effective Layout and Modularization of Nuclear Reactor Plants (原子力プラントの経済的配置及びモジュール化のための基 準及びガイドライン)	②	Westinghouse Electric Company	
12	Risk Informed Assessment of Regulatory and Design Requirements for Future Nuclear Power Plants (将来型炉に対する規制及び設計要求のリスク情報評価)	②	ABB Combustion Engineering	Sandia National Laboratory Idaho National Engineering & Environmental Lab Massachusetts Institute of Technology North Carolina State University Duke Engineering Services Inc. Egan Associates
13	STAR : The Secure Transportable Autonomous Reactor System, Encapsulated Fission Heat-Source (STAR : 安全に運搬可能な独立な原子炉システム、内部閉じ 込め核分裂型熱源)	①②	University of California, Berkeley	Westinghouse Argonne National Laboratory Lawrence Livermore National Laboratory
14	Nuclear Process Heat for the Clean and Efficient Utilization of the Fossil Resource (化石資源のクリーンかつ有効利用のための核熱利用)	②	Los Alamos National Laboratory	Texas A&M University
15	On-Line Intelligent Self-Diagnostic Monitoring for Next Generation Nuclear Power Plants (次世代原子力プラントのための知的オンライン自己診断監 視)	②	Pacific Northwest National Laboratory	
16	A New Paradigm for Automatic Development of Highly Reliable Control Architectures for Future Nuclear Plants (将来型炉の高信頼性制御系の自動化のための新しいパラダ イム)	②	Oak Ridge National Laboratory	North Carolina State University University of Tennessee
17	Innovative Chemical Thermal Techniques for Verifying Hydrocarbon Integrity in Nuclear Safety Materials (原子炉安全系材料中の炭化水素健全性を立証するための革 新的な熱化学的手法)	②	Pacific-Sierra Research Corporation	University of Virginia University of Maryland

分類項目：①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連、②新型炉関連、③先進燃料関連、④核廃棄物管理の新技術関連、⑤原子力基礎科学関連

表2 NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画で1999会計年度に採択された課題 (3/5)

18	"Smart" Equipment and Systems to Improve Reliability and Safety in Future Nuclear Plant Operations (信頼性と安全性を改善する将来型運転支援のための"Smart"装置システム化)	②	Sandia National Laboratories	Pennsylvania State University Massachusetts Institute of Technology ABB-Combustion Engineering Duke Engineering & Services
19	Advanced Proliferation Resistant, Lower Cost, Uranium-Thorium Dioxide Fuels for Light Water Reactors (軽水炉利用のための先進的核不拡散、低コスト、ウラン-トトリウム酸化物燃料)	①③	Idaho National Engineering and Environmental Laboratory	Argonne National Laboratory University of Florida Purdue University Massachusetts Institute of Technology ABB-Combustion Engineering Westinghouse Electric Co. Framatome Technologies Siemens Power Corp.
20	Development of Improved Burnable Poisons for Commercial Nuclear Power Reactors (商業炉用子母核可燃性毒物の開発)	③	Oak Ridge National Laboratory	
21	Fuel for a Once-Through Cycle (Th,U) O <sub>2</sub> in a Metal Matrix (金属マトリックス中へ (Th,U) O <sub>2</sub> を分散混合させたワансルール用燃料)	①③	Argonne National Laboratory	Purdue University
22	Fundamental Mechanisms of Corrosion of Advanced Zirconium Based Alloys at High Burn-up (改良型ジルコニウム合金の高燃焼時ににおける腐食基礎過程)	③	Westinghouse Electric Company	Pennsylvania State University Argonne National Laboratory-W Idaho National Engineering & Environmental Lab
23	Continuous Fiber Ceramic Composite Cladding for Commercial Water Reactor Fuel (商用水冷炉燃料用セラミックファイバ複合クラッド)	③	Gamma Engineering Corporation	Massachusetts Institute of Technology McDermott Technologies Materials Engineering Associates
24	Development of a Stabilized Light Water Reactor (LWR) (高燃焼に対応する安定型軽水炉用燃料マトリックスの開発)	③	Pacific Northwest National Laboratory	University of California-Berkeley
25	An Innovative Ceramic Corrosion Protection System for Zircaloy Cladding (セラミックスによるジルカロイ被覆管の先進的腐食防止法)	③	University of Florida	

分類項目：①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連、②新型炉開発、③先進燃料開発、④核燃費物管理の新技術開発、⑤原子力基礎科学関連

表2 NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画で1999会計年度に採択された課題 (4/5)

26	A Proliferation Resistant Hexagonal Tight Lattice BWR Fuel Core Design for Increased Burnup and Reduced Fuel Storage Requirements (高燃焼度と燃料貯蔵の低減を目指した核拡散抵抗型BWR用六角形状網密格子炉心の設計)	①② Brookhaven National Laboratory	Purdue University Hitachi, Ltd.
27	Chemical Speciation of Neptunium in Spent Fuel (使用済み燃料中ネプチニウムの化学的スペシエーション)	④ Massachusetts Institute of Technology	Argonne National Laboratory
28	A Single Material Approach to Reducing Nuclear Waste Volume (Single Material Approachによる核廃棄物の減容化)	④ Argonne National Laboratory	
29	Monitoring the Durability Performance of Concrete in Nuclear Waste Containment (核廃棄物封じ込めにおけるコンクリートの耐久性能の監視)	④ Massachusetts Institute of Technology	Commissariat L'Energie Atomique (CEA)
30	Deterministic Prediction of Corrosion Damage in High Level Nuclear Waste (高レベル廃棄物における腐食損傷の決定論的予測)	④ SRI International	
31	Experimental Investigation of Burn-up Credit for Safe Transport, Storage, and Disposal of Spent Nuclear Fuel (使用済み核燃料の安全な輸送、貯蔵、廃棄のための燃焼能の実験的検査)	④ Sandia National Laboratories	
32	Scientific Feasibility Study of Low-Energy Nuclear Reactions (LENRs) for Nuclear Waste Amelioration (核廃棄物改善のための低エネルギー核反応の科学的成立性に関する研究)	④ University of Illinois	
33	An Investigation of the Mechanism of IGA/SCC of Alloy 600 in Corrosion Accelerating Heated Crevice Environments (腐食促進クレビス環境中における600合金の粒界応力腐食割れの機構の調査)	⑤ Rockwell Science Center, LLC	
34	An Innovative Reactor Analysis Methodology Based on a Quasidiffusion Nodal Core Model (核拡散ノード炉心モデルに基づく革新的原子炉解析手法)	⑤ Texas A&M University	Oregon State University Studsvik Scandpower, Inc.
35	Effects of Water Radiolysis in Water Cooled Nuclear Reactors (水冷却原子炉内における水の放射線分解の影響)	⑤ University of Notre Dame	Pacific Northwest National Laboratory Atomic Energy Canada Ltd.

分類項目：①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連、②新型炉関連、③先進燃料関連、④核廃棄物管理の新技術関連、⑤原子力基礎科学関連

表2 NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画で1999会計年度に採択された課題 (5/5)

36	Advanced Ceramic Composites for High-Temperature Fission Reactors (高溫核分裂炉のための先進セラミック複合材料)	⑤	Pacific Northwest National Laboratory
37	Fundamental Thermal Fluid Physics of High Temperature Flows in Advanced Reactor Systems (新型炉における高温流動の基礎熱流体物理)	⑤	Idaho National Engineering and Environmental Laboratory
38	A Novel Approach to Materials Development for Advanced Reactor Systems (新型炉システムのための材料開発の新たなアプローチ)	⑤	University of Michigan
39	Measurements of the Physics Characteristics of Lead-Cooled Fast Reactors and Accelerator Driven Systems (鉛冷却高速炉と加速器駆動系の物理特性の計測)	⑤	Argonne National Laboratory
40	Mapping Flow Localization Processes in Deformation of Irradiated Reactor Structural Alloys (照射された原子炉構造材の変形におけるマッピングフローの局在化プロセス)	⑤	Oak Ridge National Laboratory
41	Interfacial Transport Phenomena and Stability in Molten Metal-Water Systems (溶融金属-水系における界面輸送現象と安定性)	⑤	University of Wisconsin-Madison
42	Radiation-Induced Chemistry in High Temperature and Pressure Water and Its Role in Corrosion (高温高压水中の放射線により引き起された化学反応とその腐食への影響)	⑤	Argonne National Laboratory
43	Developing Improved Reactor Structural Materials Using Proton Irradiation a Rapid Analysis Tool (陽子照射高速解析装置を用いた原子炉構造材の改良)	⑤	Argonne National Laboratory-West
44	Complete Numerical Simulation of Subcooled Flow Boiling in the Presence of Thermal and Chemical Interactions (熱と化学反応が共存するサブクール沸騰の完全な数値シミュレーション)	⑤	University of California, Los Angeles
45	Novel Concepts for Damage-Resistant Alloys in Next Generation Nuclear Power Systems (次世代原子力システム用耐損傷性合金のための新概念)	⑤	Pacific Northwest National Laboratory

分類項目：①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連、②新型炉関連、③先進燃料関連、④核燃棄物管理の新技术関連、⑤原子力基礎科学関連

#### 4. 採択課題の個別内容分析

1999年5月18日にDOEから公表されたNERI採択課題45件について、同時に公表された課題ごとの要旨集の内容を分析した。

次ページ以降の分析結果記述の考え方は以下の通り。

1. 課題番号：本文等で引用するため、提案書の番号（例えば99-0199）とは別に課題ごとに通し番号（1～45）をつけた。
2. 表題：原表題（英文）とともに和文訳（仮訳）をつけた。
3. 提案者は原文表記とした。
4. 提案機関はできるだけ日本語表記とした。なお、表2には原文のまま提案機関名を記載したので原表記が必要な場合には参照いただきたい。
5. 協力機関も同様。
6. 内容要旨：原文の要旨の全訳ではなく、特徴を抽出する抄訳とし、キーワードあるいはキーとなる表現に下線をつけた。
7. 分類項目：以下の分類項目のどれに相当するかを独自に判断して、記号と項目名を記載した。
  - ① 核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連
  - ② 新型炉関連
  - ③ 先進燃料関連
  - ④ 核廃棄物管理の新技術関連
  - ⑤ 原子力基礎科学関連
8. コメント：提案された研究の先端性、重要性、原研の研究との関連等について、コメントをつけた。

1. 課題番号 : 1 (99-0199)
2. 表題（英文） : Direct Energy Conversion Fission Reactor  
 (和文) : 直接エネルギー変換核分裂原子炉
3. 提案者 : Gary Polansky
4. 提案機関 : サンデア国立研究所
5. 協力機関 : ロスアラモス国立研究所、ジェネラルアトミックス、フロリダ大学、  
 テキサスA&M大学
6. 内容要旨

核分裂エネルギーを電力に直接変換する原子炉の可能性を探る。熱エネルギーへの中間的な変換がないため、効率は熱力学的限界に依らず、最大80%以上の効率が達成できる。また、高温、高圧は不要であり、大きな安全余裕、受動的安全性を有した設計が達成できる。低圧・低温運転の組み合わせによる一体型出力変換システムとモジュラー化により、低コストの原子炉システムが可能となる。

直接エネルギー変換の概念は1950年代末から60年代に研究され、概念の原理的実証がなされたが、達成効率に技術的な限界があった。その後、関連技術の画期的改良があり、特に、計算科学、原子炉起動レーザー、パルス出力、宇宙用原子炉などの先端技術が直接エネルギー変換の可能性研究に適用できる。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

原子炉の熱効率の向上としては、高温ガス炉、超臨界圧炉などが考えられるが、タービン発電原理を採用する限り熱力学的限界を突破できない。直接変換については例えば熱電変換素子を利用した超小型炉が原子力基礎研究の原研指定テーマでも採択されているが、効率の点で画期的なブレークスルーが必要である。本提案の詳細原理は不明であるが、原子力で培った先端技術を駆使してこの問題に対処しようとしており、注目に値する。

1. 課題番号 : 2 (99-0198)
2. 表題（英文） : Novel Integrated Reactor/Power Conversion System  
 (和文) : 新しい原子炉/電力変換一体型システム
3. 提案者 : John Marquis
4. 提案機関 : ニューメキシコ大学
5. 協力機関 : ウエスチングハウス, Team Specialty Services, Advanced Modular Power Systems
6. 内容要旨

本研究の目的は、発展途上国や遠隔地での電力供給の要求に対して、核不拡散性、信頼性及び経済性を有した形で応えることのできる新しい原子炉/エネルギー変換一体型システムの開発である。この考えのポイントは、高速炉の除熱及びアルカリ金属熱電変換(AMTEC)の媒体として、1種類の液体金属作動流体を用いることである。この様な一体化された核熱源とエネルギー変換システムにより、下記の特徴を有する小型、可搬かつ使い捨て型の発電システムが開発できる。

- ・核不拡散性： AMTEC の寿命程度の 15 年強の間、燃料のシャッフルリングや交換無しに発電できる炉心により、サイトで炉やエネルギー変換システムに触れる必要が無く、寿命後には、製造国に丸ごと持ち帰る。
  - ・信頼性と安全性の向上：蒸気発生器の代わりに、宇宙で実証された AMTEC の様な技術や熱電基盤技術等のメインテナンス不要な方法を用い、信頼性と安全性を向上。
  - ・単純で経済的：単純で経済的な構成により、製造と運転のコストを低減できる。
- 3 年計画で、長寿命炉心の設計、AMTEC の最適化、核不拡散性や市場調査を含めたプラント全体の性能検証を行う。

## 7. 分類項目

- ①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連 ②新型炉関連

## 8. コメント

考え方としては、単純でわかりやすい。15 年程度の長寿命高速炉の設計と熱電技術の兼ね合いで、コンパクトなシステムとしてどの程度の出力を確保できるかが注目点であろう。また、使用済み燃料を含むものに関して使い捨てが可能と言うのは、興味のある内容であるがどの様な概念なのか詳しい情報がないので不明である。

1. 課題番号 : 3 (99-0077)
2. 表題（英文） : The Development of Advanced Technologies to Reduce Design, Fabrication, and Construction Costs for Future Nuclear Plants  
 (和文) : 将来の原子力プラントに対する設計、製造及び建設コスト削減のための新技術の開発
3. 提案者 : Daniel B. Fisher
4. 提案機関 : デューク エンジニアリング&サービス
5. 協力機関 : サンディア国立研究所, ABB-コンバストンエンジニアリング,  
 マサチューセッツ工科大学, ノースキャロライナ州立大学

#### 6. 内容要旨

本研究では、将来の原子力プラントの設計、製造及び建設コストを削減する革新的な技術の開発を行う。新規プラントの資本費を左右する設計、調達、建設、設置及び試験(DPCIT)のサイクルの調査に重点を置く。着工から燃料装荷まで3年を目指して、全プロセスに革新的な手段を導入する。新しいDPCITサイクルに導入されるべき革新的な点は、製造技術、原子炉設計及び建設の改良技術並びに情報技術の3つである。

航空宇宙や自動車製造産業においては、製造サイクル期間を半分以下にする多くの手段が生み出された。本研究においては、期間短縮に必要な一連のモデルを採用する。モジュラー化や単純化等に関する改良に有効と考えられる研究も多くなされてきたものの、米国内受注が無いことから未検討のものが多く、コスト上効果的なDPCITサイクルに有効と思われるものについては、そのまま用いる。情報技術では、インターネット技術により設計・調達サイクル時間の大幅削減を可能としている。最近、新たな設計が短期間で精度良くできるソフトウェアが存在し、労働コストに比べて計算コストにより影響を受けていたこれまでの原子力技術を再検討する必要がある。そこで、以前から検討された改良と、新しい情報技術や製造業において開発された作業手段とを、全体の設計と建設のスケジュールを最小にするための基本となる一連のモデルへと結合することとする。

#### 7. 分類項目

②新型炉関連

#### 8. コメント

新規原子炉プラント建設における課題である資本費の低減を達成するための革新的な技術開発の検討であるが、本課題は現実的に非常に重要なものであり、研究の成果が期待・注目される。

1. 課題番号 : 4 (99-0097)
2. 表題（英文） : Modular and Full Size Simplified Boiling Water Reactor Design with Fully Passive Safety Systems  
(和文) : 完全に受動的な安全系を持つモジュラー及び大型単純化BWRの設計
3. 提案者 : M. Ishii (石井 譲)
4. 提案機関 : パデュー大学
5. 協力機関 : ブルックヘブン国立研究所
6. 内容要旨

本研究は、完全に受動的な安全系を持つ2つの次世代単純化BWR (SBWR) の概念設計である。即ち、コンパクトなモジュール型 SBWRと大型の 1200MWeSBWRを対象としている。具体的には、

- (1) 両方の炉心に対する炉物理及び熱流動に関する設計研究
- (2) 良く模擬された実験装置を用いた総合試験による受動安全系の評価
- (3) 改良された最適評価コードに基づく解析手段の開発と SBWR の受動安全系の評価
- (4) 200 及び 1200MWeSBWR システムの最終概念設計

を実施する。炉物理研究は、標準的な技術で行うが、炉心の熱水力研究は、自然循環による冷却機構に重点を置いて実施する。実験は、総合試験装置 PUMA を用いて実施する。

## 7. 分類項目

- ②新型炉関連

## 8. コメント

最近では一通り研究が終息して來た感のある受動的安全炉の研究であるが、大型 SBWR 炉心に関しては、以前から原電が検討を進めており、今回どこが新たなポイントかがこの情報のみからではよく分からない。200MWe 級の小型炉に関しても 10 年程度以前に各種の中小型受動的安全炉の研究が積極的になされたことがあり、やはり今回の新規性に関して明確にすることが重要であろう。

1. 課題番号 : 5 (99-0238)
2. 表題（英文） : High Efficiency Generation of Hydrogen Fuels Using Nuclear Power  
(和文) : 原子力を用いた高効率水素燃料製造
3. 提案者 : Lloyd Brown
4. 提案機関 : GA
5. 協力機関 : ケンタッキー大学, サンディア国立研究所
6. 内容要旨

新型の高温原子炉からの熱を用いて環境の観点から魅力的な燃料である水素の製造に関する経済性を有する概念の検討を行う。純粋な電気分解ではなく、熱のみまたは熱と電気分解の複合により、化学的に水を水素と酸素に分解するプロセスの検討を行う。この熱化学水分解サイクルに関しては、35年前から知られており多数のサイクルが提案されてきているものの、本格的な検討は2~3しか行われていない。そこで、利用可能な全てのサイクルを対象として、新型炉からの高温熱源の利用に基づく効率とコストにおいてどれが有効かを調査する。さらに、最新の改良された構造材や新しい膜技術を考慮して、サイクルを解析する。この検討により、1つのサイクルを選択し、全体のフローシートを作るとともに、主要機器の大きさとコストを予備的に評価し、全体の効率とコストを見積もる。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

原子炉からの高温熱源を利用した水素の製造は、HTTRの熱利用との関連で注目すべきと考えられる。水素製造サイクルについては原研でも検討しており、この研究成果と比較して見直してみると有益であろう。

1. 課題番号 : 6 (99-0228)
2. 表題（英文） : Novel Investigation of Iron Cross Sections Via Spherical Shell Transmission Measurements and Particle Transport Calculations for Material Embrittlement Studies  
 (和文) : 球殻セル透過測定と物質の脆化の研究に対する粒子輸送計算による鉄の断面積の新しい研究
3. 提案者 : Steven Grimes
4. 提案機関 : オハイオ大学
5. 協力機関 : ペンシルバニア州立大学、National Institute of Science & Technology
6. 内容要旨

本提案は鉄の非弾性散乱断面積を正確に求めるために、精度の良い測定を行なうことを多年度に渡るプロジェクトとして提案したものである。この目的は原子炉圧力容器の中性子照射量の決定に存在している良く知られた不一致を緩和することである。断面積の測定は厚さの異なった鉄のセルを使用して、球殻セル透過法 (spherical shell transmission method) を用いて行なう。その上、実験の装置を最適化し、且つ新しく測定された断面積が厚い鉄を通して中性子の輸送を良く予測する事を確認するための手段として、測定は詳細な粒子輸送計算によって補われる。

第一世代のアメリカの原子力プラントは設計寿命に到達しているので、これらのプラントに対して中性子照射量の正確な評価は重要性を増している。これは安全上の問題だけではなく経済上の点からも重要である。この研究によって得られた情報は次世代の改良型プラントの設計にも直接適用できる。

#### 7. 分類項目

②新型炉関連

#### 8. コメント

原研核データセンターが断面積の収集、評価等を行なっている。核融合グループでは既に新しい核データを使用して核融合炉を設計している。このような基礎的な研究が実際のプラント設計に役立つとして提案されたものである。

1. 課題番号 : 7 (99-0129)
2. 表題（英文） : Multi-Application Small LWR
- (和文) : 多目的小型軽水炉
3. 提案者 : S.Modro
4. 提案機関 : アイダホ国立エンジニアリング・環境研究所
5. 協力機関 : ベクテル、オレゴン州立大学
6. 内容主旨

安全で経済的な多目的軽水炉の概念を開発し、その成立性をテストで確認する。産業界に現存する経験を使って短期間で開発するために軽水炉とする。研究所、産業界、大学の協力で実施する。提案は、多目的（発電、プロセス熱源、コジェネ）で立地多様性のある小型、自然循環PWRである。

AP600 は単純化と受動的システムで建設コストの低減を図ったが、天然ガスプラントの発電コストより高い。本提案ではシステム解析を実施し、単純化、受動的システムの採用を更に進める。また、モジュラー設計、可動部品削減、自動化、確実な燃料資源、長寿命化も検討する。プラント出力は 1000MWth である。尚、スケールダウンの影響をみるため 400MWth についても検討する。

1 年目に基本概念、2 年目に概念の適正化、3 年目に実験実施（自然循環、横型蒸気発生器、高圧蓄圧タンクを模擬）及び概念決定を行う。

## 7. 分類項目 ②新型炉関連

## 8. コメント

受動的技術、単純化により安全性、経済性の向上を図るために、米国では AP-600 等が、また国内でも原研の JPSR、産業界の NP-21、SBWR 等が開発されてきた。それらが実機として採用されるためには、経済的成立性が不可欠である。しかし、米国で AP-600 の建設の具体化はまだないことからも、経済的成立性が大きな課題となっている。また、プラントの熱効率が約 33% の原子力では、エネルギー資源の有効利用の点からも熱利用を積極的に考えていく必要がある。更に、立地問題は特に国内では大きな課題である。

本提案の具体的方策は不明であるが、現行軽水炉の抱える課題を解決しようとしており、原研はもとより産業界も含めた国全体として注目し、フォローしていく必要がある。これまで原研が研究をしてきた受動的安全技術がキー技術であることより、受動的安全技術については特に原研は注目していく必要がある。

1. 課題番号 : 8 (99-0018)
2. 表題（英文） : Application of Innovative Experimental and Numerical Techniques for the Assessment of Reactor Vessel Structural Integrity  
(和文) : 革新的な実験及び計算技術の原子炉容器構造健全性評価への適用
3. 提案者 : T.Chu
4. 提案機関 : サンディア国立研究所
5. 協力機関 : 米国 NRC,、OECD／NEA
6. 内容主旨  

原子炉容器底部は炉心溶融事故時に熱、圧力荷重を受ける。本研究では原子炉容器底部の変形、破損の特徴を実験的に把握し、解析手法の高度化を図る。原子炉容器壁面での温度差が大きな場合の実験データはこれまでない。壁面温度差=200° Kで計画しており、熱流束、貫通部等の影響を実験で確認する。クリープ変形及び破損の解析へは有限要素法を適用する。

全体計画は OECD/NEA/CSNI であり、NERI は 25% を提供する（全体計画は 3 年間で \$ 2 M、NERI が \$ 500K を負担）。

#### 7. 分類項目

②新型炉関連

#### 8. コメント

原子炉容器の健全性研究は、NRC が実施してきたものであり、原研も参加してきた。その続きとして、温度差を大きくするなどして、OECD が実施するものであり、その予算の一部を NERI が提供する。OECD の計画には原研は参加していないが、現行軽水炉の安全性研究の立場から、また将来型軽水炉のシビアアクシデント対策の方策の面からも、注目していく必要がある。

1. 課題番号 : 9 (99-0064)
2. 表題（英文） : Demand-Driven Nuclear Energizer Module  
(和文) : 要求駆動の原子力エンジンモジュール
3. 提案者 : Daniel O'Conner
4. 提案機関 : オークリッジ国立研究所
5. 協力機関 : None
6. 内容要旨

原子力エンジンモジュール (NEM) は固有の安全、自己制御的熱源を与えるために改良された熱伝達特性と優れた高温機械的特性を有する新たに開発された物質の長所を取り入れた、革新的原子炉概念である。高温度を達成出来るので、適用が多様性のあるものとなる。可能な適用は発電（従来の MHD と熱電）、アイソトープの生成と消滅、水素の発生等である。概念は動的部分とか作動流体無しに駆動する熱発生を可能にする。

この提案は次の原子力技術の分野に関係している。

- (1) 高特性で高効率の原子炉
- (2) 低出力原子炉
- (3) 革新的原子燃料

燃料と炉心の設計及び運転パラメータを評価するために、核的解析を行う。構造及び熱的性質が密度と照射量によってどのように変化するかを評価するために物質の研究を行う。得られる結果はこのタイプの原子炉の最初の概念設計である。この成果に基づき、高温の原子炉を開発している産業界では概念設計を促進することになるであろう。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

提案の概念について具体的な記述が意図的に伏せてあるので、内容が良く分からないが、高温ガス炉に関係するようである。

1. 課題番号 : 10 (99-0027)
2. 表題(英文) : The Secure Transportable Autonomous Light Water Reactor-STAR- LW  
(和文) : 安全に運搬可能な独立な軽水炉—STAR—LW
3. 提案者 : Mario Carelli
4. 提案機関 : ウエスチングハウス
5. 協力機関 : カリフォルニア大学バークレー校、マサチューセッツ工科大学  
ミラノ工芸大学
6. 内容要旨

このプログラムは安全で、経済的で、且つ環境にも優しいエネルギー源として原子力エネルギーを世界的に再び活性化するために、新しいタイプの水冷却炉の開発を提案するものである。これは国立研究所、産業界と大学のチームが STAR (Secure Transportable Autonomous Reactor) プログラムの基に検討する原子炉概念の一つである。提案する水冷却原子炉は以下の特徴を有する。

- ・核不拡散型である。炉心寿命は燃料取り替え無しに 15 年程度を目指す。
- ・炉心の崩壊につながる過酷事故が起こらない様にする高度な固有の安全性を有する改良型安全システムである。
- ・簡単で経済的である。
- ・環境に優しい原子炉である。

STAR-LWに組み込まれた非常に革新的な特徴の中で、最も注意される点は：

- ・長サイクルに必要な高い内部転換比となる固い中性子スペクトル（熱中性子外或いは柔らかい速中性子領域）の水冷却炉心である。冷却材の減速効果を最小にするために、典型的な高速炉の非常に稠密な三角ピッチ構成を採用している。
- ・炉心の上部で沸騰を許している。これは自然循環を増し、二次的効果として全体の効率を増加させる。というのは現在の PWR と比べて高温が達成されるからである。
- ・表面熱伝達面積を増すために新しい燃料設計。
- ・被覆材としてステンレススチールを使用する。
- ・ギャップ抵抗を減少させる為に燃料と被覆材のボンド材として重元素液体金属の使用の可能性。
- ・圧力容器の貫通穴を著しく減少させる新しい内部設置の制御系と停止系。

## 7. 分類項目

①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連 ②新型炉関連

## 8. コメント

稠密格子炉心を用い、超長サイクル運転に必要な高転換を目指した水冷却炉であり、原研が将来型炉の柱として研究を進めている低減速スペクトル炉と類似した概念である。また、新型燃料、新型被覆管材料、圧力容器内装式制御停止系、シビアアクシデントフリー、自然循環冷却など、原研のエネルギーシステム研究部、原子炉安全工学部の研究テーマとの関連が深いテーマであり、今後の成果を注目していく必要がある。なお、関連研究が課題番号 13 として採用されている。

1. 課題番号 : 11 (99-0059)
2. 表題（英文） : Standards and Guidelines for Cost Effective Layout and Modularization of Nuclear Reactor Plants  
(和文) : 原子力プラントの経済的配置及びモジュール化のための基準及びガイドライン
3. 提案者 : James Winters
4. 提案機関 : ウエスチングハウス
5. 協力機関 : なし
6. 内容主旨  
新型炉の全体コストを減じるための基準及びガイドラインを作成する。配置設計は運転、保守、許認可（火災、溢水、被曝）に関わり、全体コストに影響する。また、モジュール化は建設コストの低減となり、どの程度モジュール化できるかは、配置設計に依存する。

本提案では4冊の資料を作成する。1冊目は配置設計基準であり、それは建設コスト及び運転コストの低減に繋がり、又許認可審査期間の短縮にもなる。2冊目は、効果的なモジュール化を最大限取り入れるための配置設計上のガイドラインである。3冊目はモジュール設計基準であり、詳細な解析、設計、モジュール化採用の基準を含む。4冊目はモジュールの製作、組立てのための詳細なガイドラインである。

これらの資料のベースは海上プラント、AP600からのものである。その考え方はAP600で採用されているが、纏まった資料とはなっていない。その情報は他の原子炉のコスト低減に寄与する。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

現在の原子炉の計画の低迷の大きな理由の一つが発電コストである。発電コストの支配要因として配置設計があり、それを適正化するためのノウハウを資料として纏めるのは今後の原子力開発にとって重要なことである。但し、本件は商業炉として実際に製造、建設する産業界の分野であり、産業界側が特に注意してフォローしていく必要がある。

1. 課題番号 : 12 (99-0058)
2. 表題（英文） : Risk Informed Assessment of Regulatory and Design Requirements for Future Nuclear Power Plants  
 (和文) : 将来型炉に対する規制及び設計要求のリスク情報評価
3. 提案者 : George Davis
4. 提案機関 : ABB コンバッショ恩ジニアリング
5. 協力機関 : サンディア国立研究所、アイダホ国立エンジニアリング・環境研究所、マサチュセッツ工科大学、ノースカロライナ州立大学、デュークエンジニアリングサービス、イーガンアソシエーツ

#### 6. 内容主旨

本提案の目標は、新型原子力プラントの設計を単純化するための、リスク情報に基づく手法を開発することである。そのため、信頼性や安全性に寄与しない決定論的規制要求や工業基準を確認、廃止或いは変更するためにリスク解析手法を用いる。原子力の停滞はコスト増大によるものであり、新たな市場を作るためには現行の 35% のコスト低減を図る必要がある。このためには、現行の規制要求や工業基準を基本的に見直す必要がある。これらはこれまでの経験等に基づいた定性的、工学的判断のものである。現行炉についてはこれまで検討されており、本提案では新型原子炉の設計、建設に焦点を当てて纏める。具体的には、以下の検討を行う。

- ・規制要求や工業基準を確率論的リスク評価手法を用いて評価する方法
- ・その結果を設備の単純化に適用する方法
- ・産業界の確率論的リスク評価のデータベースの不足事項の把握とその解決策
- ・本評価を適用した時の効果的な設備の把握と順位付け
- ・リスクとコストの評価手法
- ・手法の適用事例
- ・リスク情報に基づく規制についての NRC と産業界との議論への参加

#### 7. 分類項目

- ②新型炉関連

#### 8. コメント

コスト低減は原子力が直面する重要課題である。その対策の一つとして規制緩和があり、その手法として確率論的リスク評価がある。コスト低減の必要性は我が国でも同様であり、将来型炉の開発に際してその動向を注目していく必要があり、またリスク評価研究の観点からも原研としてフォローしていく必要がある。

1. 課題番号 : 13 (99-0154)
2. 表題（英文） : STAR : The Secure Transportable Autonomous Reactor System,  
Encapsulated Fission Heat-Source  
(和文) : STAR : 安全に運搬可能な独立な原子炉システム、内部閉じ込め核分裂型熱源
3. 提案者 : Ehud Greenspan
4. 提案機関 : カリフォルニア大学バークレー校
5. 協力機関 : ウエスチングハウス、アルゴンヌ国立研究所、  
ローレンスリバモア国立研究所
6. 内容要旨

この提案の目的は Ehud Greenspan, David C. Wada によって発明された新しい炉心概念の可能性を評価する為である。新しいアプローチは開発途上国に対する原子炉の開発を加速し、工業国における原子炉オプションの再活性化に寄与するものである。

この概念の簡単で最も独創的な特徴は核分裂によって発生する熱を一次冷却材から二次冷却材へ原子炉圧力容器壁を通じて伝達し、圧力容器を通じて流体又は機械的結合を完全に取り除くことである。これは原子炉を寿命中シールドされた状態に維持する事を可能にする。原子炉モジュールと蒸気発生器モジュールは簡単に取り付け、取り外しが出来る。動力炉の他の構成要素と機械的に結合していない原子炉モジュールとカプセルタイプの核分裂熱源 (ENHS) 又は “nuclear battery”として長寿命炉心の組み合わせである。ENHS は設計、製作、建設、運転、維持及び原子炉プラントの燃料取り替えに対して新しい可能性を提供する。

ENHS の設置が実際的であることが証明されると、経済性、安全性、核不拡散性及び原子炉の PAに対して著しい改良となる。

## 7. 分類項目

- ①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連 ②新型炉関連

## 8. コメント（研究の先端性・重要性、原研の研究との関連性）

核不拡散と原子力産業の活性化を強く意識した概念であり、米国における超小型炉研究の一つの方向を示すものである。STAR については課題番号 10 でも採用されており、同一概念の原子炉研究について 2 テーマを採択した DOE の姿勢にも注目すべきであろう。

1. 課題番号 : 14 (99-0188)
2. 表題（英文） : Nuclear Process Heat for Clean and Efficient Utilization of the Fossil Resource  
(和文) : 化石資源のクリーンかつ有効利用のための核熱利用
3. 提案者 : Kenneth Stroh
4. 提案機関 : ロスアラモス国立研究所
5. 協力機関 : テキサス A&M 大学
6. 内容要旨

高温ガス冷却炉の概念検討及び原子炉での発熱と化学プロセスによる吸熱の組み合わせを調査する。設計目標はメタンによる水蒸気の改質（リフォーミング）やその他の化学プロセスを候補として考える。将来型材料や燃料を用いることによる潜在的な利得を定量的に評価し、それに必要な開発技術を見極める。

このプロジェクトは、大学の学生や国立研究所の研究員等によって進められ、日本のH TTR やドイツの核熱利用グループとの国際協力も行う。

#### 7. 分類項目

②新型炉関連

#### 8. コメント

今後、原子炉で発生する熱をより有効に利用するために、蒸気改質などの化学プロセスを利用する研究は重要である。このプロジェクトでは高温ガス冷却炉を念頭に置いて、主に核熱利用のいろいろな可能性を探すことに重点がおかれている。原研核熱利用研究部では既に炉外実証試験段階に達しており、HTTRへの接続を視野に入れながら研究を進めている。本分野では原研の研究が世界最先端に位置づけられる。

1. 課題番号 : 15 (99-0168)
2. 表題（英文） : On-line Intelligent Self-Diagnostic Monitoring for Next Generation Nuclear Power Plants  
 (和文) : 次世代原子力プラントのための知的オンライン自己診断監視
3. 提案者 : Leonard J. Bond
4. 提案機関 : パシフィックノースウェスト国立研究所
5. 協力機関 : なし
6. 内容要旨

原子炉の振動や生物の付着、材料の浸食・腐食等による予定外のシャットダウンや大がかりなメンテナンスが、原子力プラントの運転効率を下げている要因である。このプロジェクトは、次世代炉を対象として、これらの効率低下のメカニズムを検知・監視・診断するような知的オンライン自己診断監視システム (SDMS)を開発することである。プロジェクトでは、SDMS の設計、製作、試験装置による性能評価の段階を経て実施され、最終的には運転効率の改善、運転費用の削減、安全性の向上に寄与する。

SDMS では、センサー群の省力化、データ転送の無線化を進めるとともに、運転・保全の判断支援 (DSOM)、ニューラルネットワークを用いたタービン診断 (TEDANN)、長寿命化解析予測 (LEAP) といったソフトウェアの統合も行う。

以上のように、SDMS プロジェクトは、

- ・ 次世代炉の設計ベースの規準に対する受動的・能動的なシステム、構成、要素の性能を監視・確認する。
- ・ プラント保全グループにすみやかに保全のための必要な情報を提供するとともに、オペレータにはプラントの熱効率を改善し、設計ベースの運転範囲を拡張するための情報を与える。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

次世代炉の運転効率を向上させるためのプラント監視システムの開発を目指しているが、次世代炉の概念がはっきりしていないために、具体的な内容が不明である。現在の段階では、個々の監視・診断技術の研究を進めていくことで対処しようとしており、将来、次世代炉の概念設計が明らかになった時に、これらの技術を統合してシステムを構築するものと思われる。原研においては、実際の PWR や HTTR を対象として、ニューラルネットワークやエキスパートシステムを用いたプラント監視システムを開発中である。

1. 課題番号 : 16 (99-0119)
2. 表題（英文） : A New Paradigm for Automatic Development of Highly Reliable Control Architectures for Future Nuclear Plants  
 (和文) : 将来型炉の高信頼性制御系の自動化のための新しいパラダイム
3. 提案者 : T. Wilson
4. 提案機関 : オークリッジ国立研究所
5. 協力機関 : ノースカロライナ州立大学、テネシー大学
6. 内容要旨

21世紀の原子炉は、利用率の向上、事故リスクの低減、運転コストの削減を目的として、自動化やフォルト・トレラントを進めることになる。特に、原子炉の全自動化のために制御アルゴリズム、異常診断、フォルト・トレラント、分布系通信の開発が重要である。本研究の目的は、21世紀の原子炉制御系を開発、試験、評価することにある。原子力プラントの全自動化研究は、NERI計画よりももっと長いレンジでのプロジェクトであり、設計プロセスの自動化はさらにその先にある。ここでは、制御系設計、診断技術、情報システム設計の第1段階のブレイクスルーに焦点を当てる。

本プロジェクトは、診断及び制御分野における自己組織化と、システムのシミュレーション・信頼性解析・統合化の問題に分けられる。前者は、制御系設計の自動化に必要なツールの開発であり、今後10～15年間は新しいプラントの建設がないことから、シミュレーションによる新しい制御診断概念のテストが中心になる。後者は、知的無線センサーや新しい制御アルゴリズムを取り入れたソフトウェアの開発であり、現実に行われている。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

原子炉の制御及び異常診断分野での次の目標である設計の自動化と原子炉の完全自動化運転に関する非常に興味のある研究である。新型炉の概念がはっきりしていない現在は、シミュレーションによる基礎的な研究から始めて、新しい技術を取り入れながら長いレンジでのプロジェクトになるであろう。原研においても、将来型炉の完全自動化運転のための基礎的な研究が進められている。

1. 課題番号 : 17 (99-0094)
2. 表題（英文） : Innovative Chemithermal Techniques for Verifying Hydrocarbon Integrity in Nuclear Safety Materials  
(和文) : 原子炉安全系材料中の炭化水素健全性を立証するための革新的な熱化学的手法
3. 提案者 : L. Mason
4. 提案機関 : パシフィック・シエラ研究所
5. 協力機関 : バージニア大学、メリーランド大学
6. 内容要旨

炭化水素あるいはポリマー（重合体）等の材料は、電気ケーブルの絶縁材、潤滑剤、ガスケットシールのような重要な安全系の要素である。これらは、高放射線や熱、機械的疲労によって経年劣化が加速され、予想より早く故障して事故を引き起こす危険性がある。そこで、材料の現在の状態を調べ、寿命を予測する必要がある。ここでは、これらの材料の熱化学特性（化学的熱的解析用）と炭化水素材料中の酸化誘導を基とした技術を利用する。炭化水素の酸化安定性の熱化学的な特性を測定する手法は、材料の状態監視と寿命予測に大きな可能性がある。また、従来の機械的な特性（伸長度や粘性）の測定手法に比べて、酸化誘導法は、非破壊的で、より正確に熱化学的特性を測定することができる。

#### 7. 分類項目

②新型炉関連

#### 8. コメント

原子炉の長寿命化を進める上で、電気ケーブルなどのいろいろな部分に使われている炭化水素の健全性と寿命予測を正確に行うことは、重大事故を防止するための重要な研究課題である。原研では過去に高崎研にて電線材料健全性研究を実施している。また、通産省の高経年化プロジェクトでもこの問題を取り上る予定になっている。

1. 課題番号 : 18 (99-0306)
2. 表題（英文）：“Smart” Equipment and Systems to Improve Reliability and Safety in Future Nuclear Plant Operations  
(和文) : 信頼性と安全性を改善する将来型運転支援のための”Smart”装置とシステム化
3. 提案者 : Robert Cranwell
4. 提案機関 : サンデア国立研究所
5. 協力機関 : ペンシルバニア州立大学、マサチュセッツ工科大学、ABB コンバッショングエンジニアリング、デュークエンジニアリング&サービス
6. 内容要旨

プラントはその設備を高性能化すると信頼性、稼働率、安全性が改善されて、建設費、維持費、運転コストが低減される。”Smart”装置はプラントの現在状態（自己監視）と最適運転点設定（自己診断）を自動的に決定する。この装置の開発チームが一体となって設計し、開発し、評価するための必要項目を以下にあげる。

1. チームの誰もがこの装置をアップグレードすることが出来るようになる。
2. より良いプラント管理が出来るように制御室状態の標準化とオペレータ記録がとれるような設計をする。
3. この装置をシステムとして開発するように計画し設計する。
4. この装置を新規プラントまたは既存プラントに適用して可能性向上を図る。

上記方法論は実装置上あるいは“仮想的マシーン”上で模擬する。作業にあたっては、通常の非核用に既に考案されていたものを利用して構築する。

## 7. 分類項目

②新型炉関連

## 8. コメント

バーチャルリアリティー、人工知能、意思決定支援システムの原子力への応用と思われる。

1. 課題番号 : 19 (99-0153)
2. 表題（英文） : Advanced Proliferation Resistant, Lower Cost, Uranium-Thorium Dioxide Fuels for Light Water Reactors  
 (和文) : 軽水炉利用のための先進的核不拡散、低コスト、ウラン-トリウム酸化物燃料
3. 提案者 : Philip E. MacDonald
4. 提案機関 : アイダホ国立エンジニアリング・環境研究所 (INEEL)
5. 協力機関 : マサチューセッツ工科大学、ABB コンバッショ恩ジニアリング、ウェスチングハウス、フラマトム、シーメンス

#### 6. 内容要旨

現行および将来の商用軽水炉に対する高燃焼度燃料として (Th/U) O<sub>2</sub> 燃料が装荷出来るかどうかのフィージビリティスタディ。この研究の関連技術分野は先進的核不拡散型炉、核廃棄物管理上効率的な燃料の開発である。その他、“燃料製造・加工/燃料サイクル”と“放射性廃棄物”の研究も含める。

昔、Th/U 金属燃料をインディアンポイント 1 号炉やシッピングポート炉で燃焼させていた。当時の状況によもよるが、この燃料の現行燃料と比べての欠点は(1)再処理とリサイクルが必須と考えられていた(2)初装荷燃料には高富化度の U-235 を用いた (3) 取出し燃焼度が低い。

INEEL での予備解析によると (Th/U) O<sub>2</sub> 燃料は、高燃焼度化に適している、低コストであり、ウラニウムサイクルよりも核不拡散性が高く、DOE の高レベル核廃棄物計画に適している。

プロジェクトは 4 タスクで構成されている。核的・経済的解析、燃料製造・加工、燃料燃焼挙動評価、廃棄物の長期安定性解析を燃料サイクルを含めて実施する。

#### 7. 分類項目

- ①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連 ③先進燃料関連

#### 8. コメント

現状のウラン燃料サイクルにトリウムサイクルを新たに持ち込むことになるため採用しにくいと思われる。もし、ワンスルーならリサイクルに関しては問題はないが、実炉に装荷するにはその他関連研究が必要となる。

軍事用高富化度の U-235 を使い切るまでの短期間の技術。

1. 課題番号 : 20 (99-0074)
2. 表題 (英文) : Development of Improved Burnable Poisons for Commercial Nuclear Power Reactors  
(和文) : 商用原子炉用改良型可燃性毒物の開発
3. 提案者 : Martin Grossbeck
4. 提案機関 : オークリッジ国立研究所
5. 協力機関 : 無し
6. 内容要旨

現在使われている主な可燃性毒物、例えば、ガドリ (Gd)、硼素 (B) の欠点は、小さいながらも負の残留反応度のあることである。硼素はヘリウムに変換されるため、燃料被覆管の中に添加した場合内部圧力を高めることになり燃料健全性に若干の問題を生じる。Gdには数種の同位体があり、中性子吸収作用の強いものは2種類で他のものが負の残留反応度をもたらす。そこで、同位体分離により中性子吸収作用の強い2種類を濃縮すれば燃焼度向上と運転サイクル長期化を通して発電コスト低減に役立つ。

その他、サマリウム、ディスプロシウム等の可燃性毒物も対象とする。核設計コードにより効果や安全性を検討する。同位体分離にはプラズマ技術を利用する。製品化にはセラミック工程が入ってくる。

#### 7. 分類項目

③先進燃料関連

#### 8. コメント

Gdの同位体のうち、Gd-155, 157が強力な中性子吸収体でGd-154, 156, 158, 160は中程度の中性子吸収体であるから負の残留反応度をもたらす。

酸化物燃料軽水炉へのGd利用はセラミックの形ガドリニア (Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) である。

1. 課題番号 : 21 (99-0095)
2. 表題 (英文) : Fuel for Once-Through Cycle (Th,U)O<sub>2</sub> in a Metal Matrix  
(和文) : 金属マトリックス中へ(Th,U)O<sub>2</sub>を分散混合させたワنسスルー用燃料
3. 提案者 : Sean McDeavitt
4. 提案機関 : アルゴンヌ国立研究所
5. 協力機関 : パデュー大学
6. 内容要旨

このプロジェクトは新しいトリウムサイクルの出発点となる。核不拡散、高アクチノイド燃焼と卓越した処理不要廃棄物形体を実現する。

ジルコニウム合金マトリックス中に低密度で (Th,U)O<sub>2</sub> の微粒子を含めた分散型燃料は高燃焼度でかつ直接処分できる燃料形体である。目標は革新的燃料形体であって、現行軽水炉技術とも両立し得るものとする。将来炉に対しては若干の変更とか修正で利用できるものとする。この燃料の長所は以下の通りである。

- 1.高アクチノイド燃焼
- 2.固有の核非拡散性
- 3.低燃料温度であるため照射安定性が高い
- 4.核廃棄物量低減
- 5.低加工費
- 6.燃料破損率の低減

本プロジェクトのタスク :

タスク 1 : (Th,U)O<sub>2</sub> 微粒子製造のためのセラミック加工技術

タスク 2 : 粉末冶金法の技術確立

タスク 3 : 分散型燃料の核的、熱的挙動評価と最適化

## 7. 分類項目

- ①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連
- ③先進燃料関連

## 8. コメント

分散型燃料自体は昔からあった。トリウムとジルコニウムを使って核不拡散性と高燃焼度による廃棄物低減をはかっている。トリウムから生成崩壊で生じる核種からの強い放射線により再処理による核分裂性物質抽出が困難なことと、盗難しても遮蔽が困難なことによるものと思われる。しかし、ワансスルー処分においても遮蔽の困難も増す筈である。原研で実施している岩石型燃料研究との関連性が強い。

1. 課題番号 : 22 (99-0128)
2. 表題 (英文) : Fundamental Mechanism of Corrosion of Advanced Zirconium Based Alloys at High Burn-up  
(和文) : 改良型ジルコニウム合金の高燃焼時における腐食基礎過程
3. 提案者 : Bandy Lott
4. 提案機関 : ウエスチングハウス
5. 協力機関 : ペンシルベニア州立大、アルゴンヌ国立研究所、  
アイダホ国立環境工学研究所
6. 内容要旨

高燃焼率を目指した軽水炉燃料用ジルコニウム合金の耐腐食性の向上に関する提案である。アルゴンヌの先進フォトンソースを利用したX線回折及び蛍光分析、酸化膜のTEM分析、電気化学的特性、照射後試料のTEM分析など先進的な分析手法によって腐食メカニズムのキャラクタリゼーションを行う。試料の選定と調整、照射、解析試験の実施などは協力機関が分担して行う。

本計画は耐腐食性に優れたジルコニウム合金の開発に寄与し、将来型試験炉への照射試料を提供することになる。

## 7. 分類項目

- ③先進燃料関連

## 8. コメント

ジルコニウム合金の腐食過程を、先進技術を駆使して評価し（見直し？）、高燃焼用ジルコニウム合金の開発に寄与しようとする提案である。基礎的な面からのアプローチで、組織的に行おうとする開発研究である。具体的にジルコニウム合金の種類や組成に関する記述が無く不明であるが、高燃焼度化対策として期待できる。計画は軽水炉燃料のクラッド材に限定しているが、他の要素技術開発においてもその方法は参考になろう。

1. 課題番号 : 23 (99-0224)
2. 表題 (英文) : Continuous Fiber Ceramic Composite Cladding for Commercial Water Reactor Fuel  
(和文) : 商用炉燃料用セラミックファイバ複合クラッド
3. 提案者 : Herbert Feinroth
4. 提案機関 : Gamma Engineering Corporation
5. 協力機関 : マサチュセツ工科大、McDermott Technologies,  
Materials Engineering Associates

#### 6. 内容要旨

軽水炉燃料のクラッドの改良に関する提案である。現行ジルカロイクラッドに、セラミックファイバ(CFCC)によるクラッド層を設け、特に事故時の健全性の強化を図る。CFCCは、石油エネルギー分野でDOEがスポンサーとなって開発が進められており、この技術を原子力へ応用し工学的試験を経て完成させることを提案している。CFCCは、金属と同等の脆性、高耐熱性(3000F)、化学的安定性に富み、特にLOCAなど事故時に健全性を保つ。

計画は、軽水炉燃料を対象に、2～3種の材料選定、試験用試料の作製、ジルカロイ試料との腐食比較試験、耐 LOCA 性の評価で進められる。

#### 7. 分類項目

- ③先進燃料関連

#### 8. コメント

燃料に限らず、耐熱性、化学的安定性に富む被覆材の開発は重要な課題である。炉内の機器・構造物から計装品に至るまで、個体の優秀性だけでなく、それを取りまくエンジニアリングが成功し初めてその特性を発揮できる。原子力用としてセラミック材料の選定は、石油化学工業などの例を参考にするような計画であり、セラミック材の先端性という面では不明であるが、実用化を目指した計画といえる。原研においても、先進燃料開発、HTTR高温機器開発などの面で参考になろう。波及効果として、炉心設計の簡素化と共に規制・基準の緩和が期待できる。

1. 課題番号 : 24 (99-0197)
2. 表題（英文） : Development of a Stabilized Light Water Reactor(LWR) Fuel Matrix for Extended Burnup  
(和文) : 高燃焼化に対応する安定型軽水炉用燃料マトリックスの開発
3. 提案者 : Brady Hanson
4. 提案機関 : パシフィックノースウェスト国立研究所
5. 協力機関 : カリフォルニア大学バークレイ校
6. 内容要旨

高燃焼化に対応した燃料開発に関する提案である。現在の軽水炉燃料の規制では  $62\text{GWD/t}$  の値が、炉内での事故時性能から決められている。フィッショングス放出に伴う燃料内圧の増加、燃料の伸び、高燃焼化構造 (High Burnup Structure, HBS) の形成に起因する。HBS は燃料内の微細な空隙による熱伝導の低下に伴うものとされるが、明らかでない。

計画では、燃料の諸特性を明らかにすることと並行して、 $\text{UO}_2$  マトリックス内へのドーパントの効果を提案している。ドーパントの効果と最適粒子構造設計により、高燃焼化に対応する。結果は、MOX 燃料開発、廃棄物対策にも利益を与える。

#### 7. 分類項目

③先進燃料関連

#### 8. コメント

燃料構造の照射特性を明らかにする基礎的研究と、ドーパントによる効果を狙っている。ドーパント種が明らかで無いこと、その効果が具体的で無いことなど不明な点も多い。従来ガドリニウム Gd の添加などがその例か？

MOX 燃料設計にも言及しており、燃料開発で参考となる部分も多いと思われる。

1. 課題番号 : 25 (99-0229)

2. 表題（英文） : An Innovative Ceramic Corrosion Protection System for Zircaloy  
Cladding

(和文) : セラミックスによるジルカロイ被覆管の先進的腐食防止法

3. 提案者 : Ronald Baney

4. 提案機関 : フロリダ大学

5. 協力機関 : なし

6. 内容要旨

軽水炉の燃料の性能は、その熱的・化学的・機械的な制約により決まる。特に、ジルコニウム合金を用いた燃料被覆の腐食が主な制約になっている。近年フロリダ大学において、金属層への密着性のよいセラミック薄膜を開発したが、これはジルカロイ被覆の強度を増す上で有効であり、ブレークスルーをもたらせる。その実現法として、ジルカロイ被覆管に腐食防止用のセラミックコーティングを施す方法が考えられる。ここでは、その適用可能性を示すことに焦点をあてる。

ジルカロイ被覆をセラミックコーティングするには、各種の化学的気相成長法(Chemical Vapor Deposition)を用いて炭化ケイ素と炭化ジルコニウムのコーティングをジルカロイ上に施す。その際の問題点として、コーティングの密着性があげられる。その解決策としては、酸化ジルコニウムの柔軟な膜を用いる方法等が考えられ、ここではこれらの方法について検討する。ならびに、コーティングの密着性や腐食防止の効果についての評価を行う。

研究の第2段階においては、軽水炉用の次世代被覆材として、セラミック被覆の適用可能性を示す予定である。

## 7. 項目分類

③先進燃料関連

## 8. コメント

燃料被覆管の強度向上を図ることは、原子炉炉心の高性能化ならびに原子力プラントの長期サイクル運転等を実現する上で重要である。半導体製造において薄膜製造法としてよく用いられる化学的気相成長法を応用して燃料被覆管にセラミックコーティングを施す技術を開発することは注目に値する。原研で計画中の先進被覆管の研究と類似した研究である。

1. 課題番号 : 26 (99-0164)

2. 表題（英文） : A Proliferation Resistant Hexagonal Tight Lattice BWR Fuel Core Design for Increased Burnup and Reduced Fuel Storage Requirements

(和文) : 高燃焼度と燃料貯蔵の低減を目指した核拡散抵抗型BWR用六角形状  
稠密格子炉心の設計

3. 提案者 : Hiroshi Takahashi

4. 提案機関 : ブルックヘブン国立研究所

5. 協力機関 : パデュ大学, 日立製作所

6. 内容要旨

この提案の目的は核拡散防止や経済性競合をめざして、高転換型沸騰水原子炉(HCBWR)の研究開発を行うことである。この原子炉における燃料は核分裂性プルトニウムと転換の親物質である酸化トリウムである。この原子炉の特徴は、格子が稠密で高速炉の中性子スペクトルで運転されることである。設計の目的は、トリウムからU233への高転換をめざすことにあり、それにより国際的なプルトニウムの余剰を抑制できる。高富化度のプルトニウムとU233への高い転換比とにより、高燃焼度の実現が期待できる。また、燃料シャーフリングの回数を減らせるので、運転効率の向上により経済性の改善が図れる。炉心設計としては、軸方向・径方向ともに分割された構成をとり、ブランケットと炉心領域の間には中性子減速・吸収材をおく。このような炉心設計により、この水冷却型高速炉は固有安全性を有する。すなわち、大量のボイドが発生するような事故が起きた場合にも、負のフィードバックがはたらくように設計される。

炉心設計（燃焼計算）及び安全解析で必要な反応度係数の算出にはモンテカルロコードを用いる。熱水力解析、特に格子の稠密化に伴う流動安定性解析には RELAP5, RAMONA, PARCS の計算コードを用いる。トリウム燃料サイクルの検討も行い経済性についても評価する。

## 7. 分類項目

①核不拡散型原子炉・燃料サイクル関連 ②新型炉関連

## 8. コメント

プルトニウム拡散防止を目的として、トリウムからウラン 233への転換を目指した炉という点に特徴がある。また、炉心とブランケット間に中性子吸収材を配置して負のボイド反応度係数を得て固有安全性を実現している。高転換、高燃焼度など、原研が研究している低減速スペクトル炉の目的と一致しており、極めて注目される研究である。日立製作所が協力する点にも留意しておく必要がある。

1. 課題番号 : 27 (99-0127)
2. 表題（英文） : Chemical Speciation of Neptunium in Spent Fuel
- (和文) : 使用済み燃料中ネプチニウムの化学的スペシエーション
3. 提案者 : Ken Czerwinski
4. 提案機関 : マサチュセッツ工科大学
5. 協力機関 : アルゴンヌ国立研究所
6. 内容要旨

使用済み燃料中のネプチニウムの化学的形態に関する知識はあまり得られていない。ネプチニウム核種の同定は、廃棄物におけるその振る舞いを知る上でも科学的基礎として重要である。

アルゴンヌ研究所では、アクチノイド核種の構造を調べるためにX線シンクロトロンの開発が行われている。この開発は、アクチノイドの化学種を調べるために、従来の解析法をさらに発展させることを目的としている。この提案では、これらの解析法を用いて使用済み核燃料中のネプチニウムの化学種について調べる。ここでは、使用済み燃料中のネプチニウムの化学種や酸化状態を調べる。このプロジェクトで得られる結果や方法は、ネプチニウムを含む廃棄物を取り扱う際にも応用できる。

アルゴンヌ研究所と共同でこのプロジェクトを進めることは、学生がアクチノイドを取り扱う上で経験や専門的知識を得る上で有効であるとともに、アメリカが原子力技術のリーダーシップを發揮する上でも不可欠である。

## 7. 分類項目

④核廃棄物管理の新技術関連

## 8. コメント

アクチノイド系の比較的半減期の長い核種の物理的特性を知ることは、放射性廃棄物の処理・貯蔵技術を確立する上で基礎にもなるので、重要な研究であると考えられる。

1. 課題番号 : 28 (99-0219)
2. 表題 (英文) : A Single Material Approach to Reducing Nuclear Waste Volume  
(和文) : Single Material Approach による核廃棄物の減容化
3. 提案者 : James V. Beitz
4. 提案機関 : アルゴンヌ国立研究所
5. 協力機関 : なし
6. 内容要旨

本研究では、液体廃棄物から金属イオン放射性核種を吸着する方法として、single material approachに焦点をあてる。この方法により、廃棄物貯蔵において減容化が図れる。ここで用いる方法の基本は、水の吸収がよいケイ素のイオン交換樹脂 (Diphosil という) の機能にある。この樹脂は酸性液体中のイオン化の度合いの高い金属イオンをよく吸着する。ここでは、原子力プラントで発生する廃液のように、ほとんど中性に近い弱酸性液体の場合についてその効果を調べる。そのとき、イオン化の度合いの高い  $\text{Co}^{2+}$ ,  $\text{UO}_2^{2-}$ ,  $\text{Am}^{3+}$  や  $\text{Pu}^{4+}$  等の吸着性は保持したまま、イオン化の度合いの低い  $\text{TcO}_4^-$  や  $\text{NpO}_2^-$  等の金属イオンの吸着性もよくなることが予想される。放射線による有機物分解の影響のため、Diphosil 自体は高レベル放射性廃棄物に対して使うには不向きである。ここで提案する方法は、この欠点を取り除くものである。

研究の第一段階として、金属イオンの混ざった Diphosil に熱を加えて、その中の有機物を取り除き、さらに熱により濃度を高めて融解石英にすることを行う。このようにすれば、吸着した金属イオンを化学的にリン酸塩に固着させられる。この研究においては、最適な熱の加え方や吸着した金属イオンの状態のモデル化について検討する。

## 7. 分類項目

- ④核廃棄物管理の新技術関連

## 8. コメント

高放射線下においてもイオン交換樹脂がイオン固定性を維持することは、放射性廃棄物の地層処分におけるバリア能力を高める上でも必要であり、重要なバックエンド技術であると考える。

1. 課題番号 : 29 (99-0126)

2. 表題（英文） : Monitoring the Durability Performance of Concrete in Nuclear Waste Containment

(和文) : 核廃棄物封じ込めにおけるコンクリートの耐久性能の監視

3. 提案者 : Franz-Jozef Ulm

4. 提案機関 : マサチューセッツ工科大学

5. 協力機関 : フランス原子力庁 (CEA)

6. 内容要旨

コンクリートは核廃棄物処理施設の様々な部分で使用される材料である。しかし、この材料はカルシウム溶解によって化学分解する可能性があるため、その耐久性が重要となる。従って、この研究では、それに関連する科学的知見を得て耐久性の評価方法を開発する。

まず、材料のモデル化を行い、計算機シミュレーションに用いる化学分解過程の動特性モデルを開発する。また実験的研究により材料の固有パラメータを測定し、動特性モデルをカスタマイズする。その後、市販の有限要素法ツールを用いてシミュレーションを行う。

## 7. 分類項目

④核廃棄物管理の新技術関連

## 8. コメント

廃棄物処理施設の最も重要な材料であるコンクリートの耐久性は非常に重要な問題であり、その評価方法の理論的、実験的研究は有用であると考えられる。モデルの開発、パラメータ推定、シミュレーションの実行という研究戦略はオーソドックスであり、着実な成果が期待できる。

1. 課題番号 : 30 (99-0217)

2. 表題（英文） : Deterministic Prediction of Corrosion Damage in High Level Nucelar Waste

(和文) : 高レベル廃棄物における腐食損傷の決定論的予測

3. 提案者 : George Engelhardt

4. 提案機関 : SRI International

5. 協力機関 : なし

6. 内容要旨

高レベル廃棄物容器の腐食損傷を決定論的に予測するための技術開発研究を提案する。  
廃棄物を生活圈から 1 万年の間隔離することが求められている。しかし、現在、廃棄物容器材の候補となっている合金の腐食のデータベースが欠陥しているため、経験的方法によって廃棄物容器の設計、材料の選択および信頼性評価をしたとしても、それらが効果的で安全な処理方法であるということを公共に対して納得させることができない。

そこでこの研究では SRI International で開発された決定論的腐食予測モデルを用いることを提案する。すでにこの決定論的モデルによって様々な腐食損傷の予測が数多く行われており、この研究では特に、モデルを凝灰岩の貯蔵庫（具体的はユッカ・マウンテンの施設）にある高レベル廃棄物容器の損傷を予測するためにカスタマイズすることになる。

#### 7. 分類項目

④核廃棄物管理の新技術関連

#### 8. コメント

高レベル廃棄物容器に使われる合金の腐食の問題は、長期間廃棄物を安全に貯蔵する上で、重要な問題である。提案者は、保存則をモデルに応用したことを「決定論的」と呼び、それがこの問題に使われるのは初めてである、として「決定論的」を強調している。しかし、詳細が不明なため、「決定論的」でない、すなわち確率過程を応用した他のアプローチと比較した場合、どちらが優れているかは不明。

1. 課題番号 : 31 (99-0200)

2. 表題（英文） : Experimental Investigation of Burn-up Credit for Safe Transport, Storage, and Disposal of Spent Nuclear Fuel

(和文) : 使用済み核燃料の安全な輸送、貯蔵、廃棄のための燃焼能の実験的検査

3. 提案者 : Gary Harms

4. 提案機関 : サンディア国立研究所

5. 協力機関 : なし

6. 内容要旨

この研究は、輸送、貯蔵および廃棄における燃料廃棄物の取り扱い時の臨界安全性を確保するためのベンチマークデータを提供する。具体的には、臨界実験によって、廃棄物の安全な取り扱いのための基礎データを作成する。このため、低濃縮の燃料を装荷した臨界集合体を準備する。

#### 7. 分類項目

④核廃棄物管理の新技術関連

#### 8. コメント

使用済み核燃料の臨界安全性についてデータベースを作成するもので、核廃棄物管理上重要な研究と言える。ただ今までのデータにどんな不足があるのかはっきりしない。

1. 課題番号 : 32 (99-0222)
2. 表題（英文） : Scientific Feasibility Study of Low-Energy Nuclear Reaction (LENRs) for Nuclear Waste Amelioration  
(和文) : 核廃棄物改善のための低エネルギー核反応の科学的成立性に関する研究
3. 提案者 : George H. Miley
4. 提案機関 : イリノイ大学
5. 協力機関 : なし
6. 内容要旨

イリノイ大学で、低エネルギー条件下で核変換を示唆する実験結果が得られている。例えば、パラジウムおよびチタンが多重層になった金属薄膜に（1原子あたり0.9個以上の）高密度の陽子群を入射したときに発生するエネルギーは、化学反応から得られるそれをはるかに上回っていて、核反応が起きていると考えられる。また他の研究機関では、例えば低電場などによってもこのような反応が誘発されるという結果が得られている。この提案では、最初の1年でこのような現象の科学的成立性を確認する。具体的には、ウランまたはトリウムの薄膜でこれまで得られていたような核変換が得られることを実証し、それが放射性廃棄物の減少につながるどうかを見極める。もしそれが正しければ、パイロットプラントにスケールアップしたプロジェクトを提案する。

#### 7. 分類項目

④核廃棄物管理の新技術関連

#### 8. コメント

「低エネルギー条件」とあるが具体的な数値が不明。また、問題となる核変換現象は確認されたとしても微少なものと予想され、効率を考えればそれがすぐに核廃棄物処理に応用できるとは考えられない。ただし、将来の様々な分野で波及効果を及ぼす可能性はある。

1. 課題番号 : 33 (99-0202)
2. 表題（英文） : An Investigation of the Mechanism of IGA/SCC of Alloy 600 in Corrosion Accelerating Heated Crevice Environments  
 (和文) : 腐食促進クレビス環境中における 600 合金の粒界応力腐食割れの機構の調査
3. 提案者 : Jesse Lumsden, III
4. 提案機関 : ロックウェルサイエンスセンター, LLC
5. 協力機関 : なし
6. 内容要旨

PWR 蒸気発生器(SG)のクレビス部で濃縮される二次系水中の不揮発性不純物は、伝熱管の腐食の原因となる。クラックの発生と進展速度が pH と電気化学ポテンシャル(ECP)に依存するという仮定に基づき水化学を管理しているが、実験室データから適切とされる水質で運転するプラントでも、600 合金の粒界応力腐食割れ(IGA/SCC)を経験している。これは、クレビス水質や ECP を運転中は測定できず、コンピュータコードにより評価していること、実験室データは模擬溶質を用いた停止したオートクレーブ中で得られたもので、熱流束下では IGA/SCC 機構は異なること、などの不確定要素が原因とみられる。本研究の目的は、水質管理による腐食プロセス制御を可能にするために必要な機構論的理験を発展させることである。EPRI の出資計画の中で設計されたプラント内監視システム内の間接加熱模擬クレビスを使用し、SG 熱的条件を模擬して ECP、ラマンスペクトル、伝熱管壁温を測定できる。また、細管を通して運転中のクレビスやバルク水の化学構成や pH を解析できる。実験データは予測モデルと比較される。一番目のモデルでは給水中の化合物から化合物の位置変化やクレビス内の濡れを予測する。二番目のモデルでは ECP とクレビス内の陽極と外部の陰極との間の結合電流を予測する。最後に、電気化学雑音分析でクラック発生と進展をモデル化する。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

600 合金より耐食性が優れ、SCC の心配の少ない伝熱管材の開発が進められ、特殊熱処理を施した 690 合金が選定され、既に実用化されているが、本研究の様な機構論的理験は、プラントの高経年化対策の面からは今後も重要であろう。

1. 課題番号 : 34 (99-0269)
2. 表題（英文） : An Innovative Reactor Analysis Methodology Based on a Quasidiffusion Nodal Core Model  
 (和文) : 準拡散ノード炉心モデルに基づく革新的原子炉解析手法
3. 提案者 : Dmitriy Anistratov
4. 提案機関 : テキサス A&M 大学
5. 協力機関 : オレゴン州立大学、スドヴィック スキャンドパワー Inc.
6. 内容要旨

現世代の原子炉解析法は全炉心固有値および出力分布を計算するために、多群ノード拡散近似を用いている。ノード拡散方程式中の断面積、拡散係数、不連続因子（ひとまとめにして“群定数”）は、明確なもの（温度、ボロン濃度等）から漠然としたもの（スペクトル指数、減速材温度履歴等）にわたる多変数関数としてパラメータ表示される。これらの群定数と、多変数関数としてのその変分は燃料集合体単位で扱う輸送コードにより計算される。現行の方法には二つの大きな欠点がある。第一の欠点は、全炉心計算における拡散近似である。これは異なるアセンブリ間ではかなり不正確になる恐れがある。本プロジェクトでは、任意の精度で輸送効果を取り入れられるノード準拡散方程式を実行するノード拡散フレームワークを用いる。第二の欠点は、群定数のパラメータ表示にある。現在のモデルは特に異なるアセンブリ間では常にうまく働くとは限らない。本プロジェクトでは現在のモデルのための理論的基礎を発展させ、その理論を改良モデルの考案に用いる。新モデルは、ノード準拡散方程式で全炉心計算における輸送効果を取り入れるために使用できるように表としてまとめられる予定である。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

今までに多くの炉物理的な計算コードが作られてきているが、近似によっては複雑な計算で計算結果がおかしくなることも少なくない。本提案では任意の精度で輸送効果を取り入れられるようになっており、計算機技術が進歩した現在の状況にあう研究である。原研で開発中の炉物理解析コードとの関係で注目に値する。

1. 課題番号 : 35 (99-0010)
2. 表題 (英文) : Effects of Water Radiolysis in Water Cooled Nuclear Reactors  
(和文) : 水冷却原子炉内における水の放射線分解の影響
3. 提案者 : Simon Pimblott
4. 提案機関 : ノートルダム大学
5. 協力機関 : パシフィックノースウェスト国立研究所、AEC Ltd.
6. 内容要旨

本プロジェクトの目的は、改良型軽水炉(ALWR)のような非標準的水系における放射線の影響を計算するためのモデルを実験と計算に基づき開発することである。原子力発電プラントの炉心と一次系の中で熱輸送媒体としてはたらく水は、放射線場による高線量にさらされる。放射線分解によりプラント運転条件のような高い温度で反応性の高いラジカル、イオン、分子などが生成し、配管等の構造材の損傷を引き起こす可能性がある。高温水体系での水溶液と金属酸化物の相互作用によよぼす放射線の影響に関しては、限られた情報しかない。データはほとんどが高速電子による放射線分解に関するもので、重イオン高LET粒子の効果をあらわすことができない。この要求にこたえるため、補完的な実験とコンピュータによる計算を合わせて、水系における放射線の効果を計算するための予測モデルが開発される。実験的に決定された鉄やジルコニウムの酸化物など非均質浮遊物の平均自由行程を用いた確率論的モンテカルロ法を用いてモデル化を行い、原子炉のような高温高圧高線量下での水体系の不均質放射線化学を記述するための確率論的シミュレーション方法が開発される。また添加物（特に H<sub>2</sub>）とその濃度の影響もあわせて研究される。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

炉内の放射線化学反応を計算機シミュレーションする手法は原子炉化学の分野で注目を集めている手法である。本研究による高温水の放射線化学の基礎的理解は、より高温な新型炉の開発にも有益である。本研究は課題番号 42 とも関連がある。

1. 課題番号 : 36 (99-0281)
2. 表題（英文） : Advanced Ceramic Composites for High-Temperature Fission Reactors  
 (和文) : 高温核分裂炉のための先進セラミック複合材料
3. 提案者 : Russell Jones
4. 提案機関 : パシフィックノースウェスト国立研究所
5. 協力機関 : なし
6. 内容要旨

耐放射線性 SiC/SiC のような改良セラミック複合材料は、高温 ( $>1000^{\circ}\text{C}$ ) とそれによる高熱効率運転を特徴とする核分裂炉を創出する潜在性を供する。炭化ケイ素は非常に放射化しにくい物質でもあり、原子炉構造材に使用されると高レベル放射性廃棄物量の低減に役立つ。セラミックマトリックス複合材料は高温部への適用を目指して開発されてきたが、これにより得られた、優れた高温繊維、耐酸化性の増した界面、改良マトリックス材料など高温での高パフォーマンスを目指した多くの改良は、良好な耐放射線性を有すると期待され、直接、耐放射線性 SiC/SiC 複合材料の開発に寄与する。

DOE の核融合エネルギー科学局と原子力エネルギー局で行われている SiC/SiC の耐放射線性の調査で得られた重要な成果は、放射線損傷過程に対する非化学量論的 SiC 繊維の感受性であり、高温原子炉材料としての SiC/SiC 複合材料の潜在的可能性を示した。本研究は、セラミック構造材の放射線効果についての現在の基礎知識を用いた耐放射線性セラミックマトリックス複合材料のモデル化と、核分裂炉条件下でのセラミックマトリックスの特徴を調査するに必要とされる基礎知識の拡充とを目的とする。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

原子炉の高温化による高熱効率運転は、発電コストの削減につながり、火力発電に対する経済的優位を得る有力な手段である。本研究は原研における高温ガス炉・核融合炉用材料の研究と密接な関連があり、進展を注目したい。

1. 課題番号 : 37 (99-0254)
2. 表題（英文） : Fundamental Thermal Fluid Physics of High Temperature Flows in Advanced Reactor Systems  
 (和文) : 新型炉における高温流動の基礎熱流体物理
3. 提案者 : Donald McEligot
4. 提案機関 : アイダホ国立エンジニアリング・環境研究所
5. 協力機関 : アイオワ州立大学、メリーランド大学、シェネラルアトミックス、  
 マンチェスター大学、東海大学、富山大学
6. 内容要旨

本研究は、高熱効率、高信頼性、高安全性、あるいはコスト及び廃棄物の削減、並びに遠隔出力源及び水素製造のための小型炉としての新型ガス炉の熱流動設計に対して信頼性あるアプローチのための知識構築を目的とした研究である。具体的には、高温ガス炉とその受動的安全系内の複雑形状での乱流挙動を念頭に置き、実験及び解析両面からのアプローチにより熱流動設計の基礎知識を構築するものである。即ち、高温流中での乱流強度データ取得用計測器を開発し、これを用いて実験を行い、物性が大きく変化する流れの強度データ、障害物周りの乱流データ及び層流化現象データの取得と可視化を行う。ラージエディーシミュレーション LES とダイレクトシミュレーション DNS を用いて、これらを解析し、浮力、物性値変化、加速の効果を分離する。基礎実験データは新型ガス炉の設計及び安全評価用コード(CTFD)の評価のために用いられる。ここで得られた成果は、高熱効率をめざし、閉ブレイトンサイクルを用いた新型ガス炉の設計に適用される。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

本研究は、新型ガス炉の設計で重要な障害物（スペーサリブ）周りの物性が大きく変化するガスの乱流挙動に関する基礎データ取得及び詳細解析が目的の研究である。安全評価用コードの評価を通して新型高温ガス炉の設計に適用しようとしているところがユニークな点と考えられる。類似の研究は原研においても高温ガス炉の研究開発段階で実施されたが、現在は、計算科学技術推進センターにおいて二相流解析への適用を目指して複雑形状流路内乱流の DNS の研究が行われている。原子炉のような厳しい条件下での乱流については実験・解析ともに課題が多く残されているが、炉の効率化や安全性ばかりでなく、経年変化の観点からも重要な課題である。

1. 課題番号 : 38 (99-0101)
2. 表題 (英文) : A Novel Approach to Materials Development for Advanced Reactor Systems  
(和文) : 新型炉システムのための材料開発の新たなアプローチ
3. 提案者 : Gary S. Was
4. 提案機関 : ミシガン大学
5. 協力機関 : パシフィックノースウェスト国立研究所、オークリッジ国立研究所
6. 内容要旨

本研究は、材料の照射損傷評価及び、新型炉システムの新しい材料開発のために、IASCC のメカニズム解明及びジルコニウムと圧力容器用鋼及び 304 ステンレス鋼の照射損傷のメカニズム解明を行うツールとして、プロトン照射を活用することを提案している。IASCC の問題解決のための主要な障害は、き裂が微視的構造（転位ループの密度とサイズ）、あるいは微視的化学（照射誘起偏析(RIS)）の変化によって制御されるか否かの理解にあり、軽水炉照射条件下では、これらの効果を分離できていない。そこで、それぞれの特徴を分離し、IASCC 感受性への影響を評価することにする。即ち、RIS は、通常の照射条件下で照射損傷を作り、結晶粒界での RIS の分布が変化することなく、熱処理により転位に消滅して分離する。照射損傷の微視的構造は（RIS を抑えるため）低温で照射し、He を注入してから、RIS のない安定な転位ループ構造を成長させる熱処理をするか、あるいは Cr を前もって増加させた粒界を有するサンプルを照射することによって、前もって増加した Cr を除去し必要な損傷構造を作ることによって分離できる。続いての酸化条件及び非酸化条件下での SCC 試験は、IASCC における微視的構造と偏析の相互作用を同定する。

第二の目的は、新型炉設計における主要要素であるジルカロイと圧力容器用鋼の照射効果の研究にプロトン照射を拡張することである。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

本研究の目標は、IASCC のメカニズムの解明であり、このために微視的構造と微視的化学の IASCC の感受性への影響を分離して評価しようとするものである。原研においても IASCC の機構解明に向けた研究が実施されている。IASCC 問題の重要性に鑑み、本研究の重要性は言を待たないが、かなりの困難が予想される。

1. 課題番号 : 39 (99-0039)
2. 表題 (英文) : Measurements of the Physics Characteristics of Lead-Cooled Fast Reactors and Accelerator Driven Systems  
(和文) : 鉛冷却高速炉と加速器駆動系の物理特性の計測
3. 提案者 : Phillip Fiack
4. 提案機関 : アルゴンヌ国立研究所
5. 協力機関 : フランス原子力庁 (CEA)
6. 内容要旨

最近の種々の研究においては、鉛冷却臨界・未臨界システムの開発に強い興味が示されている。鉛冷却高速スペクトル系の中性子特性の理解は不十分で、断面積データの不確実さ及び手法の精度に係わる困難が生じている。仏原子力庁(CEA)はこの状況を認識しており、カダラッシュ研究センターにある実験施設において鉛冷却炉の臨界・未臨界系の炉物理特性の計測を目的とした野心的なプログラムを立ち上げた。解析による研究計画がこの実験プログラムに付随しており、実験値と解析の不一致の理解と解決を目的としている。ANLは、この分野におけるユニークな専門技術を有している。CEAは実験計画、計測、解析のタスクに貢献するためにANLチームを招聘している。

この3年間のプロジェクトは3つの成果が期待できる。

- 1.鉛冷却炉心の炉物理の代表となるクオリティーの高い実験データが米国の研究に利用可能になる。
- 2.米国の核計算コードが鉛冷却炉心の解析に対して検証されることになる。従って、設計チームが彼らの評価に入れ込む必要のあるマージンを減らすことができる。
- 3.米国の核データと解析ツールの潜在的な精度不足が同定される。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

本研究は、鉛冷却高速炉と加速器駆動（消滅処理）炉を念頭においており、高速領域での基礎データ・ツールの整備に目を向けていることは注目に値する。原研においても、加速器駆動消滅処理システムの設計を進めているが、この際、本研究で得られる臨界実験結果は原研の研究においても貴重である。

1. 課題番号 : 40 (99-0072)
2. 表題 (英文) : Mapping Flow Localization Processes in Deformation of Irradiated Reactor Structural Alloys  
(和文) : 照射された原子炉構造材の変形におけるマッピングフローの局在化プロセス
3. 提案者 : Ken Farrell
4. 提案機関 : オークリッジ国立研究所
5. 協力機関 : なし
6. 内容要旨

転位チャンネルの変形(DCD; dislocation channel deformation)における塑性歪みの局在化が、金属の照射脆化、塑性不安定破壊、及び照射誘起応力腐食割れの問題となっており、もっと理解を深める必要がある。これは、引張り特性を極端に劣化させ、き裂を発生させるかもしれない。DCD はオーステナイト系ステンレス鋼、圧力容器用鋼、及びジルカロイで報告されている。しかし、その影響の程度や範囲は未知である。これらは原子炉構造用材料の主要な 3 つのグループを代表しており、将来においても原子炉のための主要な材料であり続けると思われる所以、合金の DCD の範囲を決定することが有益と考えられる。ここで、DCD が顕著である中性子照射量と塑性歪みの領域を表し、引張り試験片の試験結果の変化と相関づけるため、3 つの材料に関する変形モードの初期マップを作成する実験を提案する。照射温度と歪み速度の影響も明らかになる。DCD の役割の知識を提供することに加えて、このマップは、材料選定、問題の軽減、及び挙動の評価のために欠くことのできない、より広範囲なマップの基礎を形成するものと期待できる。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

本研究は、将来型炉で主要な構造用材料になると考えられるオーステナイト系ステンレス鋼、圧力容器用鋼、ジルカロイに対する中性子照射量と塑性歪みと引張り力を相関づけるための変形モードを表わすマップを作成する実験を提案している。既存炉の条件に対してはそれほど緊急性はないと考えられるが、核融合炉、超臨界圧炉などの高圧力、高温、高中性子照射量の条件で使用するようなものに関しては、本研究の重要性は高くなる。

1. 課題番号 : 41 (99-0233)
2. 表題（英文） : Interfacial Transport Phenomena and Stability in Molten Metal-Water Systems  
 (和文) : 溶融金属一水系における界面輸送現象と安定性
3. 提案者 : Michael Corradini
4. 提案機関 : ウィスコンシン大学ーマジソン校
5. 協力機関 : アルゴンヌ国立研究所
6. 内容要旨

本研究は、溶融金属－水の直接接触熱伝達系で安定に最大の熱を輸送する運転条件を見出すことにより、溶融金属－水系を革新的原子炉概念創出に活用する際の熱流体的基礎を与えることを狙ったものである。具体的な目的は、(1)プロトタイプ的な流動条件下において液体金属と水の相互作用を調べる実験装置の設計と運転をすること、(2)流動様式と流動様式の安定性を同定すること、(3)蒸気と水の体積率、界面積濃度及び熱伝達係数を求めるため、相間の質量移動と熱伝達挙動を測定すること、(4)流動安定性を有しつつ溶融金属と水のエネルギー伝達の最適条件を生み出す運転条件の包絡領域を決定することである。このような基礎的なデータは、溶融金属と水の直接接触を伴う熱伝達系を含む革新的な原子炉概念の研究に必要である。

本提案研究計画は3つのタスクから構成される。

1. 流れの安定性と共に、溶融金属に注入される水の流動様式挙動の測定
2. 溶融金属内での蒸発液滴あるいはジェットの多相構造を実時間で可視化するX線技術の確立及び2次元実験用改良X線技術の確立
3. 1.及び2.の実験結果を取り入れた、溶融金属－水多相系における界面輸送現象の解析的モデルの確立及び構築したモデルの公開

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

溶融金属－水直接接触系の流動安定性及び最適熱伝達条件を見出すと共に界面輸送現象のデータ取得が目的である。このような研究はこれまで Severe Accident に関連して実施されてきたが、革新的原子炉概念に活かすという観点からの研究は少なく興味深い。研究進展の鍵は高速現象の可視化にかかっている。原研でも JRR-3M のニュートロン・ラジオグラフィーで類似の研究が可能である。

1. 課題番号 : 42 (99-0276)
2. 表題（英文） : Radiation- Induced Chemistry in High Temperature and Pressure Water and Its Role in Corrosion  
(和文) : 高温高压水中の放射線により励起された化学反応とその腐食への影響
3. 提案者 : David Bartels
4. 提案機関 : アルゴンヌ国立研究所
5. 協力機関 : AEC Ltd. チョークリバー研究所
6. 内容要旨

将来の原子力発電所においては効率と収益性を上げることが求められる。このため、熱効率の向上を目的として、現在検討中のいくつかの設計では、水の臨界条件をかなり超えた状態で運転することが考えられている。これらの計画を実現するために取り組むべき未解決の問題には、超臨界水中で放射線により励起された化学反応の変化と、その一次系配管構造材の限定的な腐食過程への影響が含まれる。原子炉では、炉心で発生したガンマ線、高速電子および中性子放射線で誘起された放射線分解で冷却水中に生成された酸化剤により、鉄基およびニッケル基合金の結晶粒界の応力腐食割れやIASCC (照射誘起応力腐食割れ)が促進され、炉内の鉄基合金、ニッケル基合金および、ジルコニウム合金の腐食速度が変化する。現行原子炉においても放射線分解で生成する酸化剤の形成を抑止するために、十分な量の水素を注入することが行われているが、高温の将来型原子炉において、この方法が効果的であるかどうかは明瞭ではない。そこで本提案では、超臨界水中での高エネルギー量子線による水の放射線分解における励起種の収率と生成速度を、遷移吸収分光法を用いた電子パルス法により測定する。電子パルスの生成には、AECLのチョークリバー研究所にある2.5MeVの電子加速器とアルゴンヌ国立研究所にある20MeVリニアックを用いる。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

超臨界における高温水の放射線分解挙動については全く未知の課題である。当該研究によりその基礎的機構が解明されることは、超臨界圧炉等より高温で運転する原子炉の開発に有益であると思われる。

1. 課題番号 : 43 (99-0155)
2. 表題（英文） : Developing Improved Reactor Structural Materials Using Proton Irradiation a Rapid Analysis Tool  
 (和文) : 陽子照射高速解析装置を用いた原子炉構造材の改良
3. 提案者 : Todd Allen
4. 提案機関 : アルゴンヌ国立研究所
5. 協力機関 : ミシガン大学
6. 内容要旨

原子力エネルギーの応用範囲を拡大するためには、性能、効率、信頼性、経済性などを改善することが必要である。コンポーネント交換および修理費用の低減を考慮した将来型原子炉設計が考えられており、その要素技術として長寿命の原子炉構造材料の開発が必要である。ここでは、原子炉構造材料の耐環境割れ性と耐ボイドスエリング性を改善した、高性能構造材料を設計するための基本的かつ新しい構造材料の設計手法として、界面制御と組成制御を応用することを考える。界面制御としては、溶質元素の添加 (solute additions) と組み合わされた加工熱処理が、耐割れ性に優れた粒界を開発するために使用され、組成制御は、強度を損なうことなしに耐スエリング性を改善するために用いられる。本計画は、十分な検討から選択された溶質元素により、耐スエリング性と耐環境割れ性の双方に優れた合金が製造されることを確認することを目的とする。性能を確認するための照射には、粒界特性および組成効果をより基礎的に理解するために必要とされる試験を、適切な費用で広範囲に実施することができる陽子線照射法を用いる。これらの実験結果に基づき、試験炉照射を利用することによって、有効な材料の改良法が計画されるであろう。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

既に原研では、十年以上前に界面制御と組成制御により、大幅に耐環境割れ性を改善したオーステナイト鋼やニッケル基スーパークロム等を開発している。実用環境に対する適用性を評価するには、核変換生成された水素やヘリウムと、はじき出し損傷を含む全体的な照射効果を考慮した、適切な複合的照射試験が必要であり、陽子線照射法だけでは不十分であると考えられる。

1. 課題番号 : 44 (99-0134)

2. 表題（英文） : Complete Numerical Simulation of Subcooled Flow Boiling in the Presence of Thermal and Chemical Interactions

(和文) : 熱と化学反応が共存するサブクール沸騰の完全な数値シミュレーション

3. 提案者 : Vijay Dhir

4. 提案機関 : カリフォルニア大学ロサンゼルス校

5. 協力機関 : なし

6. 内容要旨

現在、加圧水型原子炉（PWR）炉心のアクシャル・オフセット異常(AOA)を防止するガイドラインは、現行炉の運転経験のデータに基づいて決定されている。これは、特定問題に関する解決策は提供するが、燃料被覆表面での蒸気生成を伴う、熱水力学、化学反応および放射線の相互作用を同時に模擬する統合的な手法では無い。本研究の目的は、燃料設計に用いることが出来る、実験に裏打ちされた数値シミュレーションのモデルを構築することである。解析では、ヒーター表面に平行な飽和液体の強制対流に晒される、単一気泡の生成、成長、分離過程の完全な数値シミュレーションから始め、加熱面上やその近傍での、気泡同士の相互作用を考慮することにより複雑化させる。加熱面近傍での温度、濃度場のモデル化は本シミュレーションの必須部分であり、ヒーター表面におけるサブクール沸騰中の熱流束分布の物理的基礎だけでなく、被覆管中のホウ素の析出を導く条件も与えられる。シミュレーションの結果を評価するため、平板ヒーター(最大圧力20atm)および9ロッドバンドル(最大圧力が5atm)を用い、液体のサブクール度、ホウ素およびリチウムの濃度、壁面熱流束、圧力をパラメータとした実験を行う。ロッドバンドル実験の目的は、ヒーター幾何形状、および実験と実体系の相違の影響を評価することである。数値シミュレーションにおける圧力の影響について評価した後に、典型的なPWRのシステム圧力での解析を実施する。評価された結果は、AOAの分析のために使われるシステムコードに容易に組み入れられるような形にまとめられる。

## 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

## 8. コメント

気泡そのものに着目した数値解析は、現在、多くの研究者により実施されているが、材料と流体の境界部分の現象に着目し実施されている例は少なく、今後、重要な研究テーマになると予想される。さらに化学反応についての考慮も検討されており、実験による検証が行われることとあわせ、本研究により被覆管の腐食などについての有益な知見が得られるものと思われる。なお、原研では先進被覆管材料の研究開発において本課題と同様な数値シミュレーションを既に実施している。

1. 課題番号 : 45 (99-00280)
2. 表題（英文） : Novel Concepts for Damage-Resistant Alloys in Next Generation Nuclear Power Systems  
 (和文) : 次世代原子力システム用耐損傷性合金のための新概念
3. 提案者 : Stephen Bruemmer
4. 提案機関 : パシフィックノースウェスト国立研究所
5. 協力機関 : ジェネラル・エレクトリック社研究所、ミシガン大学、  
 ワシントン州立大学、フラマトム

#### 6. 内容要旨

既存軽水炉でも課題となっており、将来型原子炉概念でも重要と考えられる、高照射線量における構造材料の材質劣化現象の解明は、次世代原子力システム開発を成功する上で重要な研究課題である。本研究では、炉心材料の照射硬化、SCC(応力腐食割れ)、ボイド・スエリング、および脆化の進展を遅らせる、あるいは防止することを目的とし、2つの新しい概念を元にして、耐照射性に優れた合金を開発、評価する。照射損傷機構の解明と、2つの基礎的な概念：(1) 格子摂動を利用した欠陥再結合の促進、(2) 動的な準安定微小組織による欠陥の制御、を用いて材料設計に反映させる。最初の概念においては、2つの「オーバーサイズ法」、すなわち(1)PtやOsなどの不活性溶質元素の少量添加、および、(2)析出反応の問題があるものの、初期の研究により偏析やボイドスエリングを減らすことが示されたHfやZrなどの活性な溶質元素の利用が考えられる。2つめの概念として、照射損傷の蓄積を抑制するための動的準安定微細構造の制御法を最適化する。照射下で生成する準安定な金属間化合物の第二相の生成を、照射硬化、スエリング及び脆化を抑えるの動的微細組織の形成に利用する。

#### 7. 分類項目

⑤原子力基礎科学関連

#### 8. コメント

すでに基礎的な観点から、上記の2つの概念は原研でも検討されてきている。ただし、いずれも元々の材料中に含まれていない元素を添加したり、あるいは金属間化合物の第二相を生成させる手法があるので、それらの熱力学的な安定性に関する検討がまず重要である。微量のスカベンジャー元素の添加による耐照射性の改善は、原研でもすでに実施している。

## 5. あとがき

本報告書は、原研ワシントン事務所から送付された NERI 採択課題の要旨集を、エネルギーシステム研究部将来型炉研究グループのメンバーが分担して調査し、速報としてまとめたものである。採択課題は原子力技術のほとんどの分野を網羅しており、特に将来型軽水炉の研究等、原研が重点的に進めようとしている研究テーマに関連した課題が多く採択されている点は注目される。なお、ここでは内容分析の厳密さよりも、できるだけ早期にこの計画の全貌を関係者に周知させることを優先したので、分析結果の記述内容については各分野の専門家から見て必ずしも適切でない場合もありうることをご容赦願いたい。また、各課題につけたコメントは原研としての公式見解ではなく、分析担当者の個人的な見解であることをお断りしておく。

NERI の動向、特に採択された研究の進捗状況とその評価、さらに次年度以降の採択課題等について、関連分野の研究者、企画室、国際協力室との連携により、今後とも引き続き調査を継続する必要がある。

本稿をまとめるに際しては、資料の送付その他、企画室南波調査役、国際協力室田中室長、ワシントン事務所大道所長の御協力が得られたことに感謝いたします。

採択課題の分析に際しては以下の方々に協力していただきました。ここに感謝いたします。

(課題分析協力者)

計算科学技術推進センター	渡辺正主任研究員
原子炉安全工学部	丸山結副主任研究員
エネルギーシステム研究部	木内清グループリーダー、浜田省三副主任研究員、 中島伸也副主任研究員、大貫晃副主任研究員、 秋江拓志研究員

## 参考文献

- (1) President's Committee of Advisors on Science and Technology (PCAST), Panel on Energy Research and Development, "Report to the President on Federal Energy Research and Development for the Challenges of the Twenty-first Century", November 1997.
- (2) "Nuclear Energy Research Initiative Workshop Summary", June 1998.
- (3) DOE の NERI ホームページ <http://neri.ne.doe.gov/>

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光强度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	$s^{-1}$
力	ニュートン	N	$kg\cdot m/s^2$
圧力、応力	パスカル	Pa	$N/m^2$
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	$N\cdot m$
工率、放射束	ワット	W	$J/s$
電気量、電荷	クーロン	C	$A\cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	$W/A$
静電容量	ファラード	F	$C/V$
電気抵抗	オーム	$\Omega$	$V/A$
コンダクタンス	ジーメンス	S	$A/V$
磁束	ウェーバ	Wb	$V\cdot s$
磁束密度	テスラ	T	$Wb/m^2$
インダクタンス	ヘンリー	H	$Wb/A$
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	$cd\cdot sr$
照度	ルクス	lx	$lm/m^2$
放射能	ベクレル	Bq	$s^{-1}$
吸収線量	グレイ	Gy	$J/kg$
線量当量	シーベルト	Sv	$J/kg$

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
ペーソン	b
ペール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換 算 表

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$	= 4.1855 J(15 °C)
	$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^3$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$	仕事率 1 PS(仮馬力)
	1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$	= 735.499 W
	$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$		1	100		1	3876		100	
	$3.7 \times 10^{10}$	1		0.01	1		$2.58 \times 10^{-4}$	1	0.01	1	

(86年12月26日現在)

NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 論画で採択された研究課題の概要