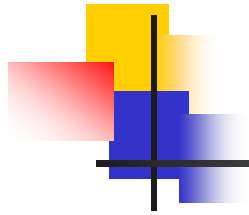


原子力の基礎・基盤研究の現状

平成17年3月4日



目次

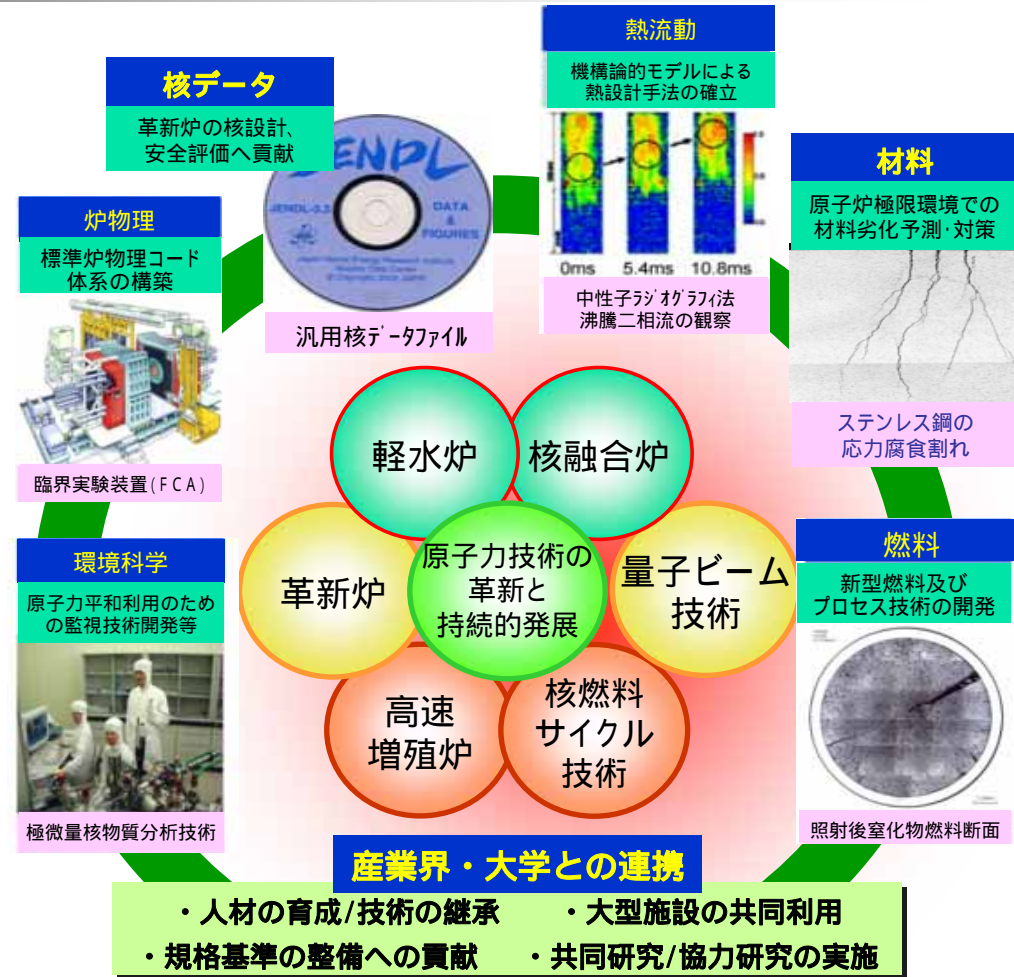
- 1.原子力の研究、開発及び利用に係る共通の基盤技術分野
- 2.革新的原子力システム研究分野
- 3.量子ビーム技術研究分野
- 4.原子力安全研究等
 - ・ 原子力安全研究
 - ・ 核不拡散、保障措置技術開発
- 5.その他国立試験研究機関及び独立行政法人での研究
 - 原子力試験研究費 -
- 6.基礎・基盤研究を支える原子力研究施設

1. 原子力の研究、開発及び利用に係る 共通の基盤技術分野(1)

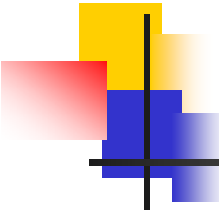
基礎・基盤研究

原子炉、核燃料サイクル、核融合、加速器の安全確保、改良、技術革新のためには、核データ等の基礎データの収集・高精度化や、設計・解析のための標準コード整備、より深いレベルで物質・材料を捉えるための分析・測定ツール等の開発が不可欠である。これらの研究開発から、原子力の新技術・新概念、さらには、他分野にも波及する科学技術が生まれてくる。

- **革新性**: 原子力の新技術・新概念の創出、原子力の先端性、総合性に発した新しい科学技術の創成に貢献
- **継続性**: 標準、定数、データベース形成
- **開放性**: 産学との連携
- **即応性**: 事故対応、原因説明、国や自治体の支援



材料試験炉 (JMTR)、研究炉 (JRR)、照射後試験施設 (ホットボ)、TIARAイオン加速器群、高速炉臨界実験装置 (FCA)、軽水炉臨界実験装置 (TCA)、大型熱流動実験施設 2



1. 原子力の研究、開発及び利用に係る 共通的基盤技術分野(2)

日本原子力研究所の取り組み

分野	主な取り組み
核工学	原子炉や加速器の設計において最も基礎となる核データの収集、評価。それらを用いた原子力システムの核熱設計技術の高度化。
炉工学	原子炉や核融合炉における熱流動解析や構造解析技術の高度化のための試験、解析技術開発。
材料工学	原子炉の高経年化の基礎的解明や核融合炉、革新的原子力システムの実現のための高耐食性材料や低放射化材料の開発。
核燃料・核化学工学	新しい再処理、分離技術開発のための抽出剤の分子設計、核燃料開発等のための超ウラン元素の物理・化学的性質の解明。
環境科学	放射性物質等の環境負荷物質の環境中での挙動の解明、環境中の極微量物質や保障措置分析等のための高度分析技術の開発。
放射線影響・リスク・防護	安全規制における線量評価法の信頼性向上等に向けたDNA損傷・修復過程のシミュレーション研究。多様な被ばく形態に対応した放射線標準場整備及び放射線計測技術の開発。
放射線工学	中性子科学や医療、宇宙関連研究等の基盤として、遮蔽設計法の開発及び基礎データの整備、高エネルギー用放射線モニタ開発等を実施。
原子力シミュレーション工学	原子力施設の耐震性評価や、原子力材料の信頼性確保のためのシミュレーション技術体系を構築。原子力システムの設計支援ツール群を整備。

核工学：評価済核データの整備

原子炉や加速器の設計に必要な不可欠なわが国の標準核データライブラリJENDLを整備

JENDL の歴史

精度向上のためのバージョンアップ

バージョン	JENDL-1	JENDL-2	JENDL-3.1	JENDL-3.2	JENDL-3.3
目的	高速増殖炉	軽水炉、高速増殖炉	汎用 (14 MeV 断面積の改善)	汎用 (遮蔽性能向上、FP データ改良)	汎用 (熱中性子炉臨界性予測精度向上、誤差情報)
完成年	1977	1982	1990	1994	2002
最大エネルギー	15 MeV	20 MeV	20 MeV	20 MeV	20 MeV
核種数*	66+6	173+8	305+19	318+22	335+2

* 同位体核種数 + 天然元素核種数

今後の展開
(JENDL-4、
高エネルギーファイル)

- 高エネルギー領域 (20MeV以上) データの充実 (大強度陽子線加速器等)
- マイナーアクチノイド、FP 核種の信頼性向上 (核変換技術、軽水炉燃料の高燃焼度化、MOX燃料使用)
- その他産業界等のニーズを取り入れて評価

核工学：設計技術の高度化

原子炉や加速器設計のためのコードの開発及び設計技術の高度化

炉特性解析法

- 核特性解析手法の開発
- 核設計精度評価法の開発

設計要求精度を満たす
炉物理コード体系の構築

解析手法

精度検証

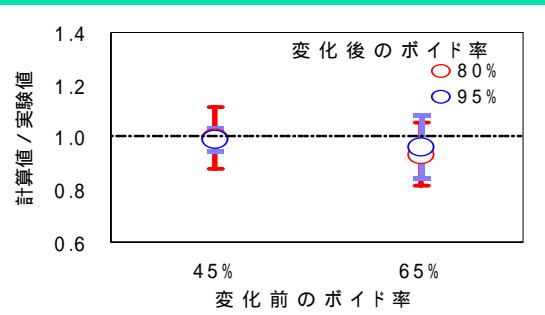
炉物理実験

- 臨界実験装置を用いた炉物理実験
 - 既存実験データの整理、活用
- 評価済み

実験データベースの構築

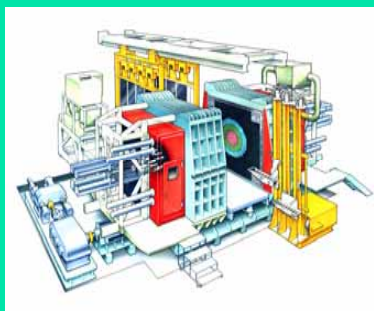
これまでの成果

- 汎用核計算コードシステムの開発
- 世界最高速モンテカルロコードの開発
- 高速炉標準核設計手法の確立
- 国の高速炉プロジェクトへの貢献（FCA実験）
- 軽水炉プルトニウム利用研究に貢献（TCA実験）
- 革新的水冷却炉の開発研究に貢献（FCA実験）



(ボイド率:冷却材中のボイド(蒸気気泡)の割合)
FCA革新的水冷却炉模擬実験の結果

ボイド反応度効果の予測精度を確認

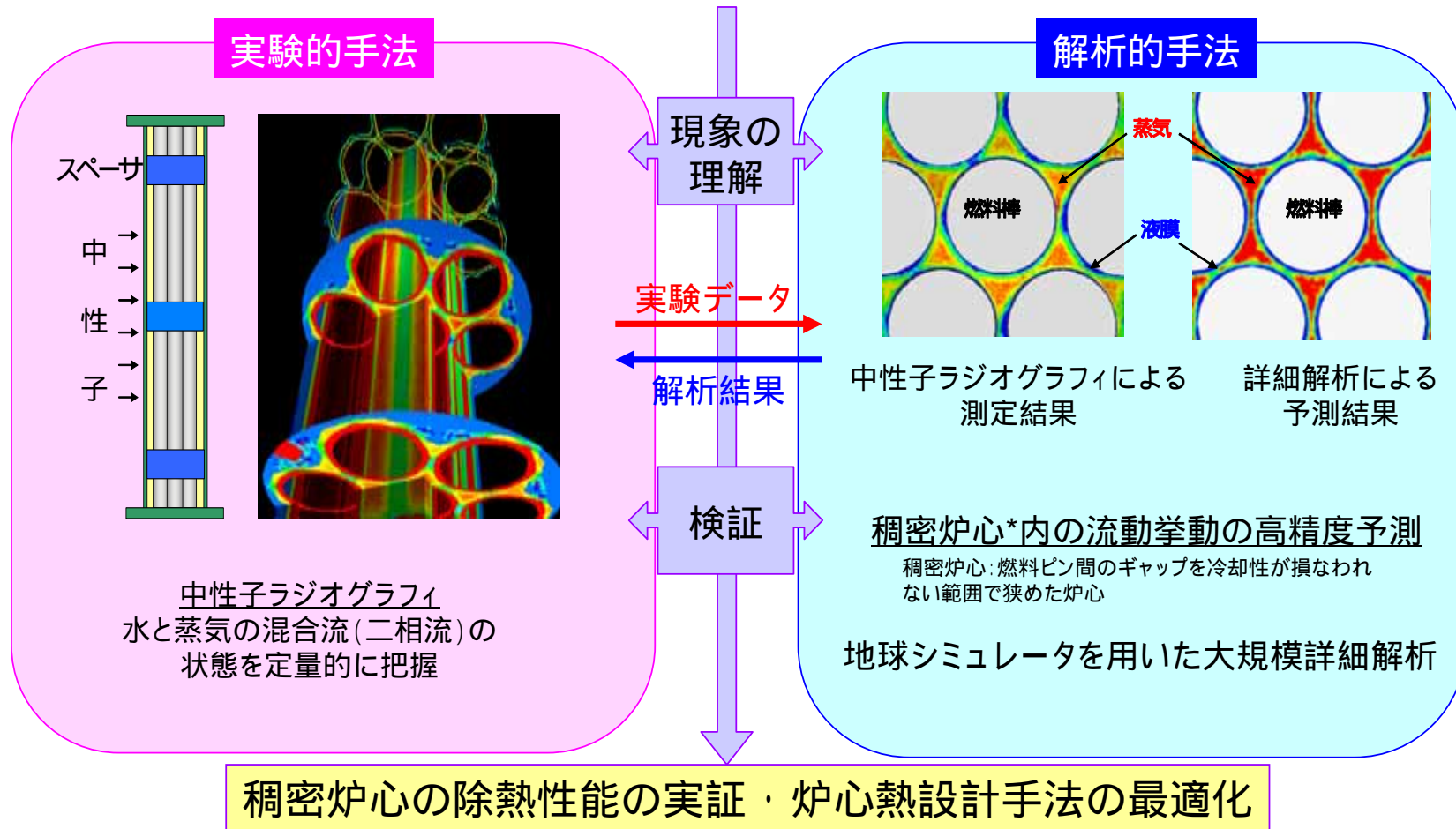


設計の信頼性確保

臨界特性、増殖特性、反応度特性、出力分布、燃焼特性、他

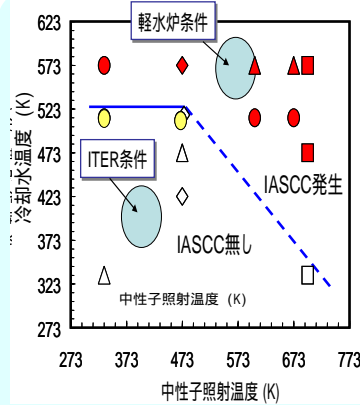
炉工学

原子炉や核融合炉における熱流動解析や構造解析技術の高度化のための試験、解析技術を開発



材料工学

原子炉の高経年化の基礎的解明や核融合炉、革新的原子力システムの実現のための高耐食性材料や低放射化材料の開発を実施



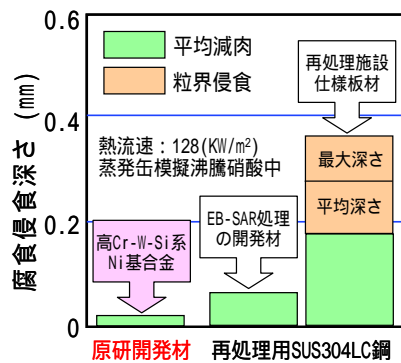
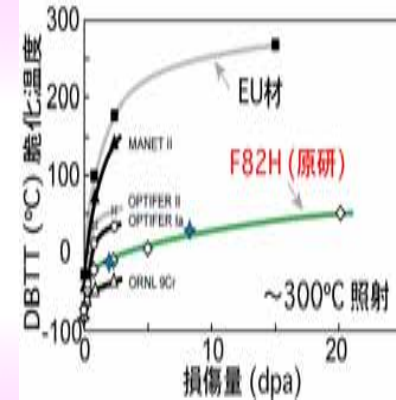
応力腐食割れ(SCC)の研究

- ◆ 照射誘起応力腐食割れ (IASCC)挙動とその影響因子の研究
- ◆ SCC試験技術の開発・高度化
例：照射下SCC試験技術開発
- ◆ 実機プラント損傷原因調査

材料照射効果の研究

- ◆ 性能評価, 材料開発：
低放射化フェライト鋼
耐照射性セラミックス
- ◆ 挙動解析/モデル化

例：照射後塑性: $\sigma = A(\epsilon_0 + \epsilon)^n$



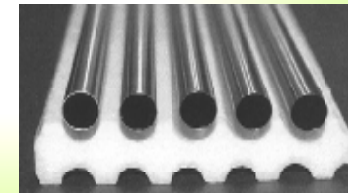
先進再処理材料の開発

- ◆ 再処理硝酸中の材料寿命評価技術、防食技術(耐硝酸性合金の開発)
- ◆ 腐食監視技術(腐食減肉その場解析技術)

先進被覆管材料の開発

- ◆ **超高燃焼度及び革新的水冷却炉**用被覆管要求特性評価
- ◆ 高耐食性・耐照射性ステンレス鋼被覆管開発
- ◆ 耐PCI用ライナー & 耐摩耗性高強度合金開発

製造技術を実管製造工程組込被覆管の製造性・健全性確認



核燃料・核化学工学

新しい再処理、分離変換技術のための抽出材の分子設計、超ウラン元素の物理・化学的性質を解明

アクチノイド固体化学 新型燃料の研究

- U、Np、Pu酸化物の相状態、熱物性等の解明
- マイナーアクチノイド(MA)核変換用(Np-Pu-Am-Cm)窒化物燃料の物性解明・評価
- Am、Cm窒化物の炭素熱還元法による世界初合成

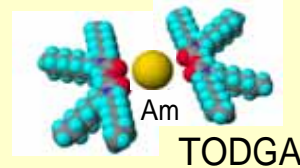


(Am,Zr)N

- 高富化MOX燃料の物性解明

アクチノイド溶液化学 湿式再処理の研究

- 世界最高効率でアクチノイドを分離・回収できる抽出剤TODGAの開発



- U/Pu分離、MA分離、FP分離の各分離法の高度化

TODGA: Tetraoctyl diglycolamide

アクチノイド溶融塩化学 乾式再処理の研究

- 溶融塩化物のXAFS測定と分子動力学計算による局所構造解析と物性予測
- 溶融塩中のマイナーアクチノイドの特性・挙動評価
- 窒化物燃料の溶融塩電解、電極反応基礎挙動解明



Pu回収
(Cd電極)

- 窒化物燃料の乾式再処理のプロセス技術開発

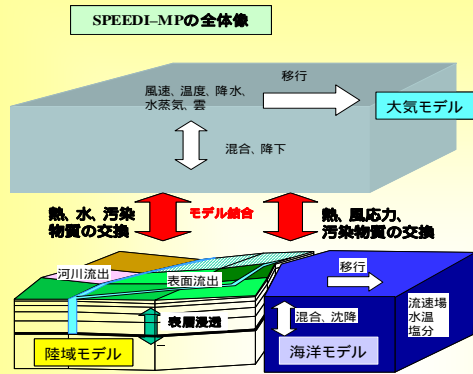
アクチノイド: 周期表上でアクチニウムから始まる15の元素群。Th(トリウム)、U(ウラン)、超ウラン元素を含む。

超ウラン元素: Np(ネプツニウム)、Pu(プルトニウム)、Am(アメリシウム)、Cm(キュリウム)等

環境科学

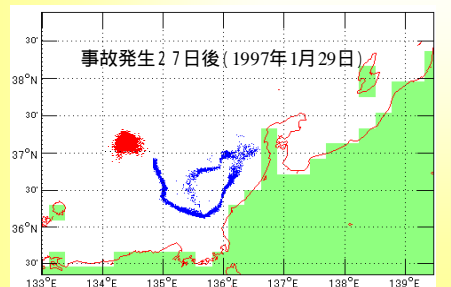
放射性物質等の環境負荷物質の環境中での挙動の解明、そのための高度分析技術の開発

数値シミュレーションによる放射性物質の移行予測



数値環境システムSPEEDI-MP
大気モデル、陸域モデル、海洋モデルなどの個別モデルを「モデル結合」により包括的に取り扱う。

ナホトカ号沈没事故による重油拡散予測(事後解析)



重油流出事故への適用例
大気モデルからの海上風速場データを用いて海表面での風による移流を考慮することにより、実際に近い拡散状況を再現。

赤: 海洋モデルのみ 青: 大気-海洋モデル結合

高度分析技術開発

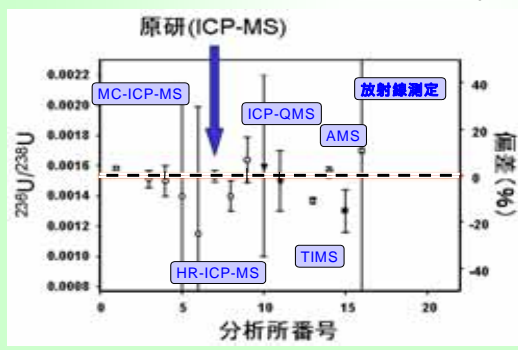
高度環境分析研究棟 (CLEAR)



機器分析エリア質量分析室内



極微量核物質等の分析技術開発
国の核不拡散政策を技術的に支援。国際的にも大きな貢献。



同位体比分析の例

国際共同分析でのウラン同位体比測定結果の比較。点線が認証値であり、原研は参加21機関中で最も好成績であった。

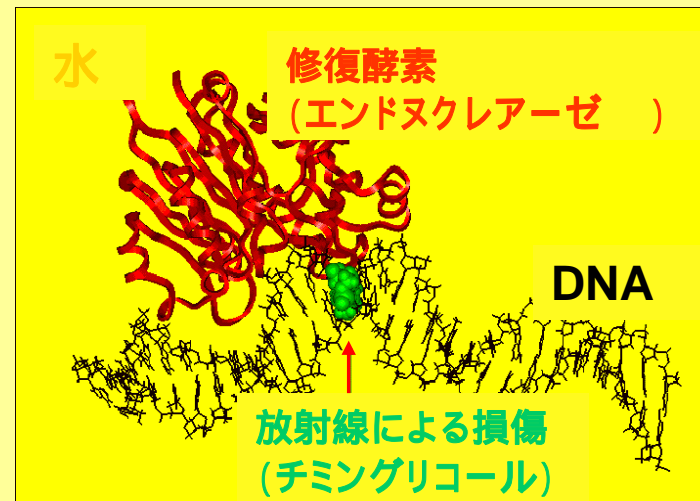
放射線影響・リスク・防護

安全規制における線量評価法の信頼性向上等に向けたDNA損傷・修復過程のシミュレーション研究。多様な被ばく形態に対応した放射線標準場整備及び放射線計測技術の開発。



中性子による**単色中性子校正場**を開発

中性子線量計測の精度を向上させるために、線量計のエネルギー特性を正確に評価するための装置を開発



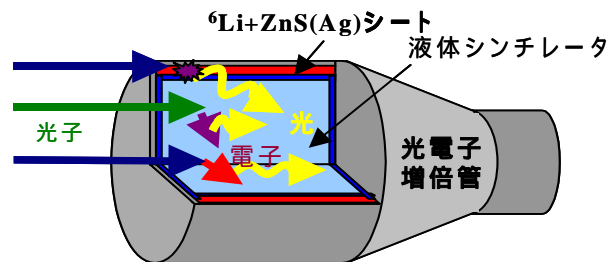
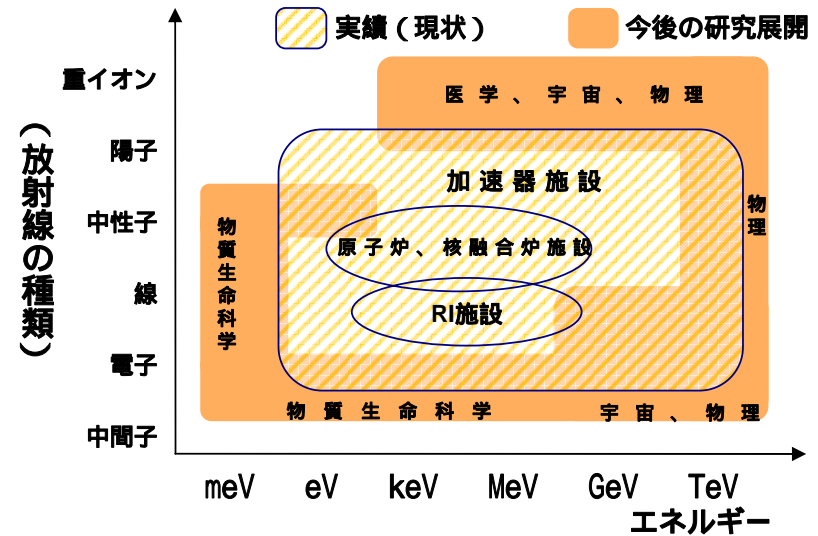
修復酵素が損傷DNAに近付いて結合し安定な複合体を形成したところの**シミュレーション結果**

放射線工学

中性子科学や医療、宇宙関連研究等の基盤として、遮蔽設計法の開発及び基礎データの整備、高エネルギー用放射線モニタ開発等を実施

放射線工学研究

- 遮蔽基礎実験
- 遮蔽設計法開発
- 高エネルギー用放射線モニタ開発
- 高エネルギー陽子・中性子等の実効線量換算係数の評価 等



高エネルギー中性子用新型モニタ検出器

各種放射線について広いエネルギー範囲での物質への影響を研究

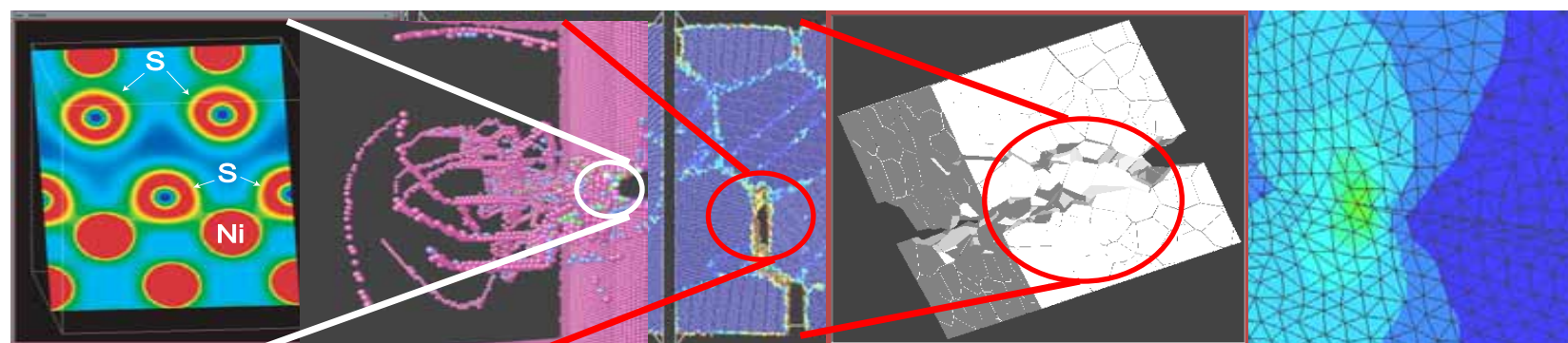
* 液体シンチレータ: 蛍光物質を有機液体に溶かしたものの

原子力シミュレーションのための計算科学

- 仮想空間での設計/試験/実証

原子力施設の耐震性評価や、原子力材料の信頼性確保のためのシミュレーション技術体系を構築。原子力システムの設計支援ツール群を整備

(例) 材料の健全性の確保は原子力の安全性の鍵。しかし、技術開発において最も時間とコストがかかる部分の一つ。計算科学の進展は、材料シミュレーション技術と仮想照射試験環境とを組み合わせることで、開発効率を大幅に上げることが可能にする。



電子スケール

原子スケール

メソスケール
(原子と連続体の中間)

連続体
(例えば、構造体)

原子レベル

巨大構造体レベル

短時間に色々なレベルで物を捉える

(参考) 基礎・基盤研究：継続性、開放性、即応性

継続性：標準、定数、データベース形成

世界標準核データファイルJENDL：約340核種の核反応断面積等を含め、核分裂炉、核融合炉、加速器等の設計に広く用いられている。



開放性：産学との連携

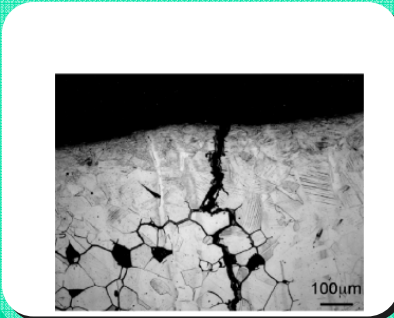
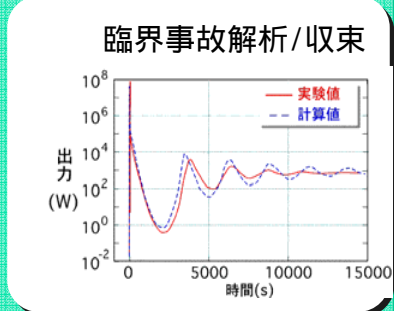
(原研 H15実績件数)

共同研究*	共同利用 (大学 国公)	共同利用 (民間)
1352件	1000件	549件

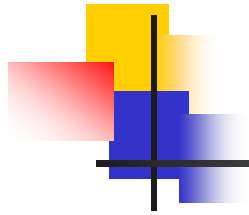
*共同研究、協力研究、連携重点研究

事故時対応や原因調査への貢献

- 1979. 3 TMI-2号機事故
- 1986. 4 チェルノブイル事故
- 1991. 2 美浜2号機事故
- 1999. 9 JCO臨界事故
- 2001. 11 浜岡1号機事故
- 2002. 8 BWRシュラウドのひび割れ
- 2004. 8 美浜3号機2次系配管事故



即応性：事故対応、原因解明、国や自治体の支援



2. 革新的原子力システム研究分野

- 2.1 革新的原子力システムに係る公募型研究
 - 2.2.1 革新的水冷却炉
 - 2.2.2 核熱利用の研究開発
 - 2.2.3 分離変換技術研究



2. 革新的原子力システム研究分野

原子力委員会研究開発専門部会革新炉検討会 平成14年

現行の軽水炉システムの持つ限界を超えることにより、以下のような社会的ニーズに答えることを目指す

- (1) 核燃料資源の有効利用
- (2) 電力需要及び設備投資に対する柔軟性
- (3) 経済性の大幅な向上
- (4) 原子力エネルギーの多様な利用
- (5) 優れた安全性
- (6) 環境負荷の低減
- (7) 核拡散抵抗性の向上

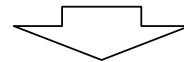
新計画策定会議(第9回資料10号)「選択肢の確保(柔軟性)について」
: **将来の技術革新や社会情勢等への対応能力**



2.1 革新的原子力システムに係る公募型研究

○現行長計の記述 (革新的原子炉)

21世紀を展望すると、次世代軽水炉とともに、高い経済性と安全性をもち熱利用等の多様なエネルギー供給や原子炉利用の普及に適した革新的な原子炉が期待される。このため、炉の規模や方式にとらわれず多様なアイデアの活用留意しつつ、国、産業界及び大学が協力して革新的な原子炉の研究開発についての検討を行うことが必要である。



革新的原子炉等の研究について、文部科学省及び経済産業省においては、原子力長計を踏まえ、米国エネルギー省と共同でプログラムを採択、実施するなど国際協力を進めつつ、大学、原研、サイクル機構、メーカーを対象とする公募型研究を実施している。

○文部科学省及び経済産業省における取組み (文部科学省)

・研究開発段階にある原子炉等について、炉、炉心、燃料集合体及び運転、制御、安全性に関連する革新的な要素技術の涵養や産学官の連携強化を図る公募事業を平成14年度から実施。平成16年度は小型炉、高温ガス炉など29課題を実施。

(経済産業省)

・軽水炉等について、高寿命化、高い燃焼度化、機器の簡素化、計測解析精度の向上、保守補修の容易化など既設炉の有効活用を図るための技術や安全性と経済性を抜本的に著しく向上させるための原子炉技術の開発等を支援するための公募事業を平成12年度から実施。平成16年度は超臨界圧水冷却炉など31課題を実施。

(参考)

文部科学省「革新的原子力システム技術開発公募」採択課題

	テーマ名	実施者	研究期間
原子炉技術関連	超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発	日本原子力研究所、東京大学、大阪大学	H14-H18
	高温ガス炉固有の安全性の定量的実証	日本原子力研究所、東京理科大学、九州大学	H14-H18
	燃料無交換炉心のための新型制御方式に関する技術開発	(財)電力中央研究所、日本原子力研究所、東京大学、大阪大学	H14-H18
	鉛ビスマス冷却直接接触沸騰水型小型高速炉に関する技術開発	東京工業大学、新型炉技術開発株式会社、核燃料サイクル開発機構	H14-H16
	加速器駆動核変換システムの技術開発	日本原子力研究所、高エネルギー加速器研究機構、北海道大学、東北大学、東京工業大学、名古屋大学、京都大学、核燃料サイクル開発機構、三井造船株式会社	H14-H16
	FFAG 加速器を用いた加速器駆動未臨界炉に関する技術開発	京都大学、三菱電機株式会社	H14-H18
	高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発	東京工業大学、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、住友原子力工業株式会社、北海道大学、東北大学、京都大学	H14-H18
	高効率・環境調和型超高温ガス冷却高速炉心構造体の先進材料システム開発	京都大学、核燃料サイクル開発機構	H14-H17
	放射線環境下の超臨界圧水化学に関する技術開発	東京大学、日本原子力研究所、(財)電力中央研究所、(株)東芝、(株)日立製作所	H14-H18
	革新的原子炉用機器のリスクベネフィット設計技術の開発	新型炉技術開発(株)、核燃料サイクル開発機構、(財)電力中央研究所	H15-H17
	強い核不拡散性を有する Pu を生成する革新的原子炉技術開発	東京工業大学、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、武蔵工業大学	H15-H19
	超臨界 CO ₂ ガスタービン発電高速炉の技術開発	東京工業大学、核燃料サイクル開発機構、日本原子力発電(株)	H15-H18
	革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発	日本原子力研究所、大阪大学、茨城大学、原子燃料工業(株)、東洋炭素(株)	H16-H20
	ガス冷却炉の実用化に必須の高性能大容量ガス/ガス熱交換器の技術開発	三菱重工業(株)、名古屋大学、東京大学	H16-H19
	次世代高温原子力プラント溶接構造に対する損傷防止技術の開発	(財)電力中央研究所、核燃料サイクル開発機構、(独)物質・材料研究機構、東京大学、東北大学	H16-H20

(参考)

文部科学省「革新的原子力システム技術開発公募」採択課題

分野	テーマ名	実施者	研究期間
核燃料サイクルシステム技術関連	窒化物燃料と乾式再処理に基づく核燃料サイクルに関する技術開発	日本原子力研究所、大阪大学	H14-H18
	酸化物燃料の電解還元処理に関する技術開発	(財)電力中央研究所、京都大学、東北大学、東京大学	H14-H17
	金属燃料の乾式再処理プロセスの合理化に関する技術開発	(財)電力中央研究所、京都大学	H14-H18
	ウラニルイオン選択的沈殿法による簡易再処理システムの開発	三菱マテリアル(株)、東京工業大学、日本原子力研究所、(財)産業創造研究所	H14-H16
	全アクチノイド回収 SF 簡易処理法(ARTIST)に関する技術開発	日本原子力研究所、東京大学、大阪市立大学、茨城大学	H14-H16
	ERIX プロセスによる高速炉燃料再処理システム技術開発	(財)産業創造研究所、日本原子力研究所	H14-H18
	SFL 応用技術による放射性廃棄物の低減に関する技術開発	株式会社 神戸製鋼所、名古屋大学、日本原子力研究所	H14-H16
	熔融塩電解共析法を用いた再処理技術開発	核燃料サイクル開発機構、(株)東芝、東京電力株式会社、京都大学、東北大学、財団法人 高輝度光科学研究センター、千葉大学、新潟大学、神戸大学、東京工業大学	H14-H18
	気相吸着法による窒素同位体濃縮技術開発	(財)産業創造研究所、東京大学、東京工業大学、総合研究大学院大学、九州大学、核燃料サイクル開発機構	H15-H17
	フッ化技術を用いた次世代高経済性再処理法に関する技術開発	(株)日立製作所、東京電力(株)、埼玉大学、東北大学、三菱マテリアル(株)、核燃料サイクル開発機構	H16-H19
	金属電解法乾式再処理プロセス機器の実用化要素技術の開発	(財)電力中央研究所、核燃料サイクル開発機構、名古屋大学、埼玉大学	H16-H20
	イオン性液体を媒体とした乾式再処理プロセスの開発(FS)	東京工業大学、(財)産業創造研究所	H16
	高純度酸化ウランの電気化学的な回収に関する技術開発(FS)	(財)電力中央研究所、核燃料サイクル開発機構、豊橋技術科学大学、京都大学	H16
温度スインγκロマト分離法のための生体模倣ゲルの開発(FS)	東京工業大学、日本原子力研究所	H16	

FS:フイージビリティスタディ

(参考)

経済産業省「革新的実用原子力技術開発」採択課題*

分野	テーマ名	実施者	研究期間
原子炉技術関連	高経済性低減速スペクトルBWRに関する技術開発	(株)東芝、岐阜大学	H12-H16
	超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発	(株)東芝、東京大学、九州大学、(株)日立製作所、北海道大学	H12-H16
	一体型モジュラー軽水炉(IMR)実用化のための技術開発	三菱重工業(株)、京都大学、電力中央研究所、日本原子力発電(株)	H13-H16
	原子力発電所運用高度化のための次世代HMSに関する技術開発	三菱電機(株)、京都大学、東北大学、東京大学、岡山大学、神戸商船大学、三菱重工業(株)	H13-H15(H16)
	粒界工学及び微細構造制御による超環境耐久性軽水炉炉内構造物のための材料技術開発	(株)日立製作所、東北大学	H13-H16
	セラミック絶縁耐熱コイルを用いた内蔵CRD等に関する技術開発	(株)東芝、東京電力(株)、東京大学	H13-H16
	高性能蒸気インジェクタによる革新的簡素化原子力発電プラントの技術開発	東京電力(株)、東工大、工学院大、大阪大、東京大、筑波大、茨城大、(株)東芝	H14-H17
	広範囲の燃料格子仕様に適用する汎用沸騰遷移解析手法に関する技術開発	東工大、(株)東芝、(株)テブコシステムズ、京都大、熊本大、大阪大、東京大、(株)日立製作所、(株)GNFJ	H14-H16
	被曝低減用亜鉛注入に用いる減損亜鉛製造のための同位体分離に関する技術開発	住友原子力工業(株)、東工大、日本原子力発電(株)、住友金属鉱山(株)	H14-H16
	構造物適応型の電磁誘導非破壊検査システムの実用化開発	(株)日立製作所、東北大、職業能力開発総合大学、神戸大	H14-H16
	3次元溶接構造物の革新的内部残留応力計測及びき裂進展の精緻化に関する技術開発	三菱重工(株)、大阪大学	H15-H16
	放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉に関する技術開発	東京海洋大学、(株)神戸製鋼所、東京大学、京都大学、海洋技術安全研究所、(財)電力中央研究所、日本原子力研究所、(財)産業創造研究所、(株)東芝	H15-H18
	軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータに関する技術開発	東京大学、原子燃料工業(株)、(株)原子力安全システム研究所、(株)アライドエンジニアリング	H16-H18
	原子力発電所の保全品質高度化に関する技術開発(FS)	京都大学、立命館大学、東北大学、神戸大学	H16
超臨界圧水冷却炉の材料開発	東北大学、東京大学、(株)東芝、(株)日立製作所【米国共同研究実施機関】アイダホ国立工学環境研究所、ミシガン大学、ウィスコンシン州立大学	H16	

FS:フィージビリティスタディ

*:平成12～15年度で終了したテーマについては含んでいない。

(参考)

経済産業省「革新的実用原子力技術開発」採択課題*

分野	テーマ名	実施者	研究期間
核燃料サイクルシステム技術関連	Super-DIREX再処理法による使用済燃料からのU、Pu直接抽出に関する技術開発	三菱重工業(株)、名古屋大学、核燃料サイクル開発機構	H13-H16
	高レベル放射性廃棄物処分場の性能検証用計測システムの開発	鹿島建設(株)、(株)東芝、岡山大学、東海大学	H13-H17
	ジルコニウム廃棄物のリサイクルに関する技術開発	(株)東芝、京都大、東京大、中部電力(株)	H14-H15 (H16)
	プルトニウム・ウラン共晶析法による簡易再処理システムの開発	三菱マテリアル(株)、核燃料サイクル開発機構、埼玉大	H14-H16
	地層処分に及ぼす微生物影響のシミュレーションに関する技術開発	石川島播磨重工業(株)、静岡大、京都大、東京大、核燃料サイクル開発機構、サンディア国立研究所	H14-H16
	セメント系材料が及ぼす処分場岩盤への影響評価に関わる技術開発	三菱マテリアル(株)、東北大学、金沢大学、オリンパス光学工業、核燃料サイクル開発機構	H15-H17
	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発	核燃料サイクル開発機構、(株)東芝、東北大、東京大	H15-H17
	マイクロチップを用いた再処理工場用分析装置の開発(FS)	東京大、神奈川科学技術アカデミー、埼玉大、東工大、日本原子力研究所、東芝、スリーアール	H15-H16
	地質環境診断用マイクロ化学プローブに関する技術開発	(株)日立製作所、東京電力(株)、東京大学、東海大学、(株)ダイヤコンサルタント、東電設計(株)	H16-H19
	高速中性子を用いる非破壊計測法に関する技術開発	石川島播磨重工業(株)、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、北海道大学	H16-H18
	濃縮度 5wt%を超えるウラン燃料の実用化に関する技術開発(FS)	(株)テプコシステムズ、京都大学、武蔵工業大学、日本原子力研究所、(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、(株)東芝	H16
	原子力施設に対する未臨界度測定装置に関する技術開発(FS)	北海道大学、三菱重工業(株)、近畿大学、京都大学、日本原子力研究所、(株)東芝、エンジニアリング開発(株)	H16
	HLW 処分場設計の為に大規模シミュレーション基盤技術の開発(FS)	東京大学、三菱マテリアル、(株)クインテッサジャパン	H16
	クリアランスレベル以下にするための低放射化設計法に関する技術開発(FS)	(株)フジタ、(株)東芝、(株)日立、三菱重工業(株)	H16
	放射性有害廃棄物のリサイクル及び安定固定化に関する技術開発(FS)	石川島播磨重工業(株)、東北大学、核燃料サイクル開発機構	H16
汎用電子線加速器による難測定核種の非破壊測定に関する技術開発(FS)	九州大学、核燃料サイクル開発機構、(株)東芝	H16	

FS:フィージビリティスタディ

*:平成12～15年度で終了したテーマについては含んでいない。



2.2.1 革新的水冷却炉

(1) 研究開発の目的

- 軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの円滑な移行を可能とし得る柔軟な技術オプションの提示
- 軽水炉技術をベースにプルトニウムの多重リサイクルを可能とし、使用済みMOX燃料蓄積を低減する技術の探索

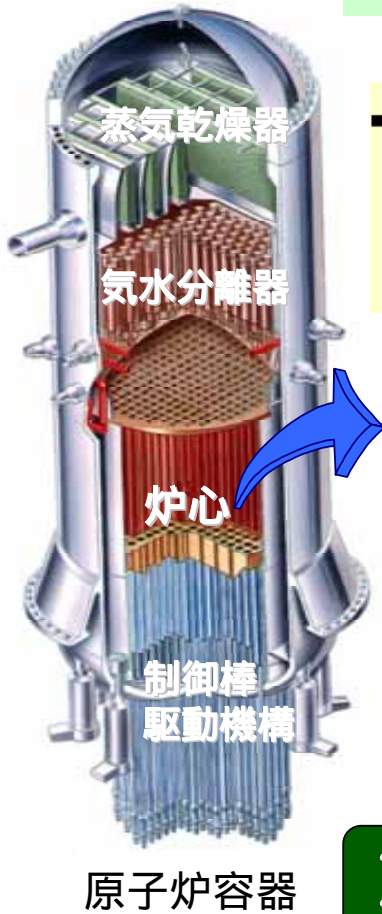
(2) 研究開発の現状

- 産学と連携し、BWR技術を基礎として炉心を稠密化することで高転換*を実現できる炉概念の提示 (*消費したプルトニウムとほぼ同量のプルトニウムを生成)
- 熱流動試験、炉物理実験等による上記概念の成立性の確認

(3) 今後の取組

- 産学と連携し、革新的水冷却炉(FLWR)概念の要素技術に関わる基盤的研究開発
- 経済性の大幅な向上を目指した再処理プロセス技術開発を高速増殖炉サイクル技術開発と一体的に推進

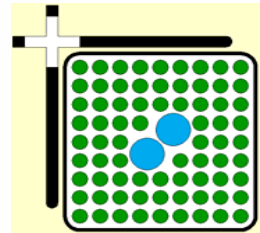
(参考)革新的水冷却炉の概念(FLWR)



原子炉容器

軽水炉 (BWR)

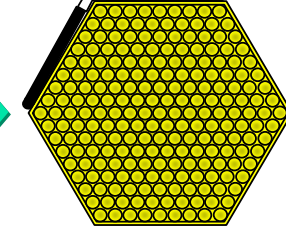
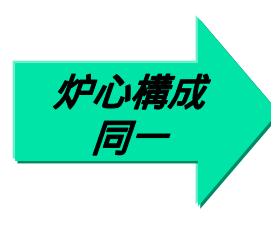
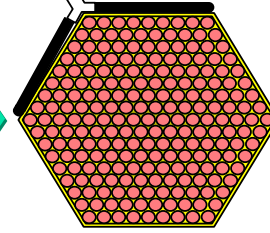
正方格子配列燃料集合体



- ・十字型制御棒
- ・燃料棒間隔 約3mm
- ・炉心高さ 約3.7m
- ・Puf 富化度 3 ~ 4%
- ・転換比 0.6程度

革新的水冷却炉(FLWR)

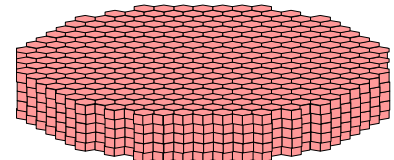
三角格子配列燃料集合体



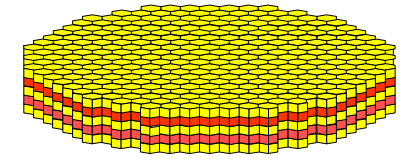
- | | | |
|---------|-------|-------|
| ・Y字型制御棒 | | |
| ・燃料棒間隔 | 約3mm | 約1mm |
| ・炉心高さ | 約1.5m | |
| ・Puf富化度 | 約 9% | 約18% |
| ・転換比 | 約0.9 | 約1.04 |

軽水炉技術を基本
プルサーマル炉から
革新的水冷却炉へ

- ・軽水炉の運転・保守性を維持
- ・建設費は軽水炉と同等



MOX燃料



MOX燃料
ブランケット

・Pu劣化少 → 多重リサイクル可能
・Pu装荷量大 → 少数基でのPu利用

・Pu増殖が可能



2.2.2 核熱利用の研究開発

(1) 研究開発の現状

- 原子力エネルギー利用の範囲の拡大
- 炭酸ガスを排出しない水素製造技術を開発し、将来の水素利用社会の基盤形成のための選択肢を提供

(2) 研究開発の現状

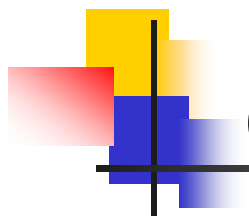
- 原研大洗研究所に高温工学試験研究炉 (HTTR) を建設。取り出しガス温度950 *での安定運転の実証と高い安全性の確認

* : IS法による水素製造の実現等の核熱利用の展開を可能とする温度

- 核熱利用により水から水素を製造する技術の開発

(3) 今後の取組

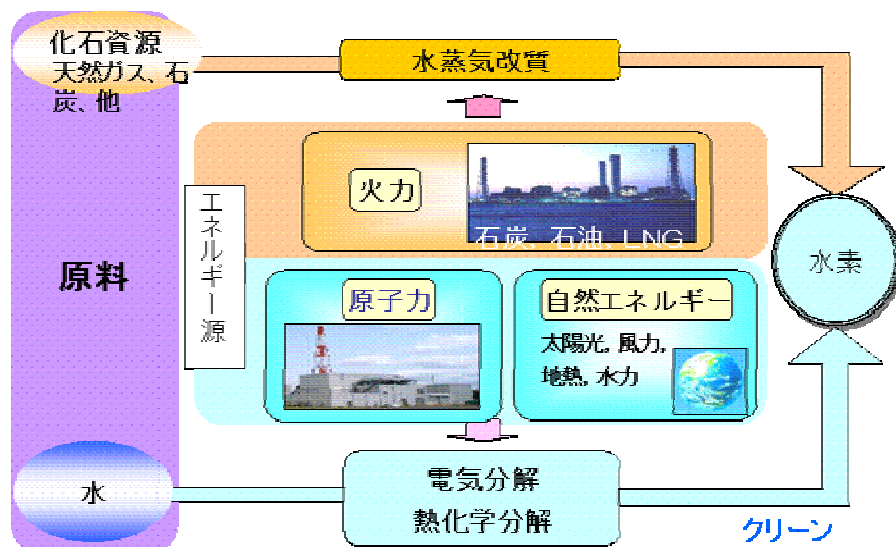
- Generation-IV等の国際協力の活用 - HTTRの炉心黒鉛技術、高温配管技術、耐熱燃料技術等をベースにして超高温ガス炉技術開発をリード
- HTTRを国際的な研究開発プラットフォームとして活用 (高温隔離弁技術開発等)
- 熱化学法(IS法等)の改良高度化による高効率化達成



(参考) 水素利用の意義と原子力による水素製造

産業部門での炭酸ガス排出量は減少しているものの、運輸・業務その他・家庭部門からの排出量は大きく増加している。(平成十五年度エネルギー白書のあらまし、資源エネルギー庁)

水素利用は運輸、家庭部門等からの炭酸ガス排出削減に大きく貢献できる。しかし、水素は二次エネルギー源なので、水素を製造するための一次エネルギー源も可能な限り炭酸ガスを排出しないものであることが必要。原子力発電の電気を用いて水を電気分解する方法に加えて、核熱利用による水素製造は低コストで大量に水素を供給できる可能性がある。



CO2排出量実績

百万t-CO2	1990年度	2000年度	
			対90年度 伸び率
CO2排出量合計	1,048	1,161	+ 10.7%
対90年度増減	---	113	
産業	476	470	1.3%
民生	273	344	+ 26.0%
家庭 業務	129 144	158 186	+ 22.5% + 29.2%
運輸	217	264	+ 21.7%
エネルギー転換	82	83	+ 0.7%
対基準年総排出量 比	-	9.1%	

(参考) 超高温ガス炉と核熱利用

核熱利用のための要件

- ・高度な安定性:
電力グリッド上で電気を相互に融通し合える発電と違って、核熱利用では炉停止の影響が熱利用プロセス側に直接波及する
- ・異常時の温度変化が緩やか:
熱利用側の対処のための時間余裕が大きい
- ・高温: 熱利用効率大

高温ガス炉の特長の発揮

減圧事故が起きても燃料温度が上昇せず炉心溶融は生じない



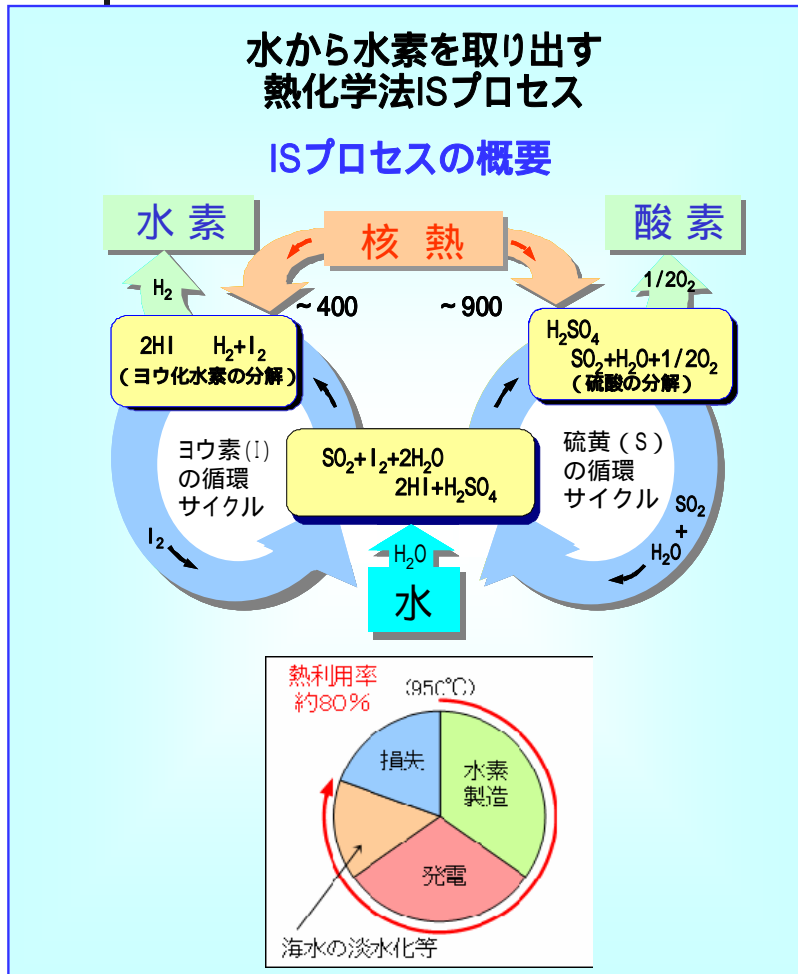
出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
入口温度	395
最高出口温度	950
圧力	40 気圧

経緯

着工 平成3年
初臨界 平成10年11月
最大熱出力30MW、平成13年12月

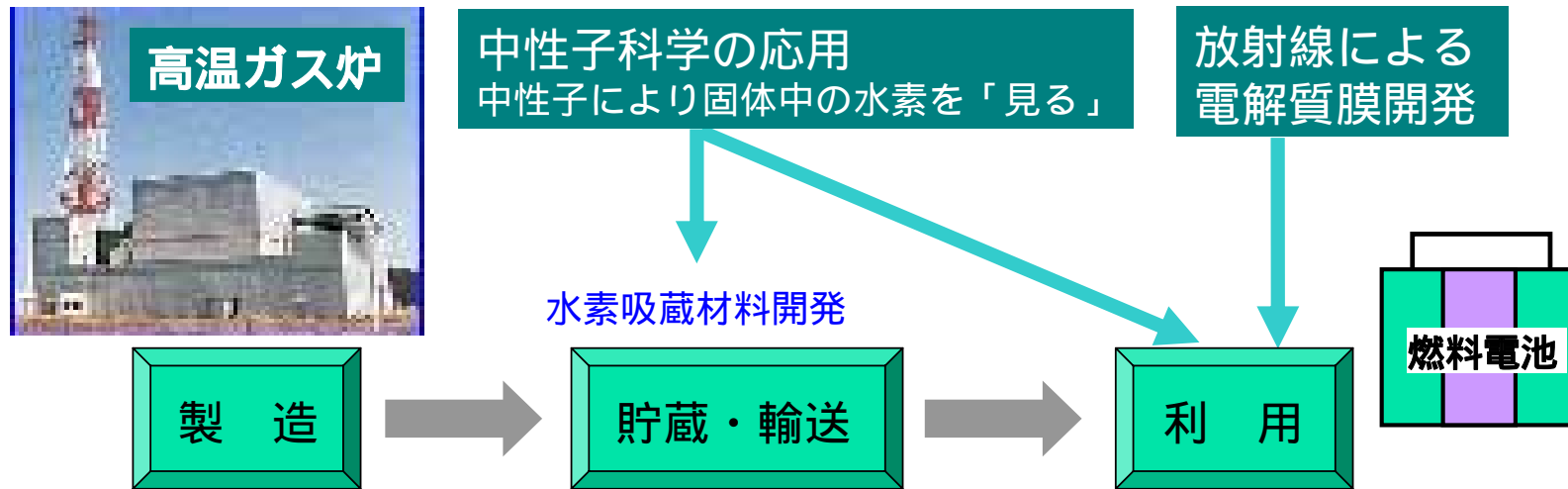
世界初
取り出しガス温度950
平成16年4月

(参考) 核熱利用研究の展開 世界をリードする技術開発成果



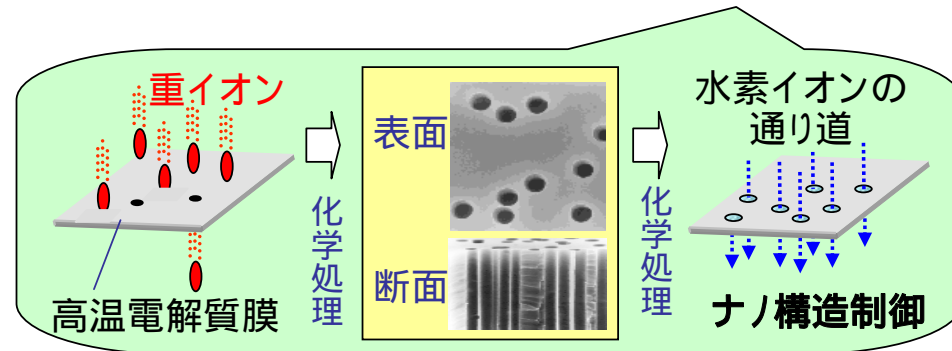
(参考) 原子力と水素エネルギー・システム

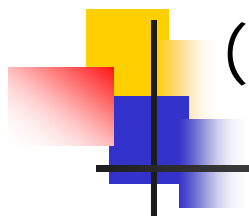
水素利用社会の実現には、水素製造・供給インフラの整備や燃料電池の基本性能・経済性の向上が必須。原子力はこれらの課題の解決に貢献できる。



- ・ 高い安全性
- ・ 高い熱利用率*
(発電+水素製造)

* 出口ガス温度950 で
熱利用率80%達成可能





(参考) 超高温ガス炉と核熱利用実現の技術的課題

分野	課題	備考
炉技術	中間熱交換器/水素透過防止技術	<ul style="list-style-type: none">・ 1次系ヘリウムガス中の^3He、黒鉛不純物の^6Li等から生成したトリチウムが熱利用側に移行するのを防止する。・ 水素製造系から炉心側への微量の水素移行による黒鉛腐食の防止。
	高温ガス隔離弁	水素製造システムの2系次ヘリウム配管は原子炉格納容器を貫通するため、格納容器貫通部の外側に隔離弁を設置する。
	高温燃料、材料技術	通常時、事故時の温度制限緩和。高燃焼度化。
熱利用	熱化学法(ISプロセス等)	<ul style="list-style-type: none">・ 実用条件・材料でのプラント健全性の確認。・ 硫酸やヨウ素などの腐食性の強い物質に耐える高温耐食材料及び熱効率向上技術の開発。



2.2.3 分離変換技術研究

(1) 研究開発の目的

使用済燃料に含まれる放射性物質を分離、核変換することにより、以下の3つの目標を達成する技術体系の提示

- ・長期リスクの低減: 廃棄物の放射毒性の総量を大幅に低減(隔離期間1,000年程度で天然ウラン並みの放射毒性に低下)
- ・処分場の実効処分容量の増大: 発熱の大きい核種を除去することで処分場容積が減少
- ・放射性廃棄物の一部資源化

(2) 研究開発の現状

- ・原子力委員会の方針に基づき、加速器駆動未臨界システム(ADS)を用いた方法と高速増殖炉を用いた方法の2つについて、研究開発を実施
- ・核変換技術開発: マイナー・アクチノイド(MA:ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm))の核変換特性の研究、MA燃料技術開発、基礎物性測定等
- ・分離技術開発: マイナー・アクチノイドや発熱性核分裂生成物(Sr,Cs)を分離する技術の研究開発(原研、サイクル機構等)、乾式再処理技術開発(電中研等)、等

(3) 今後の取組

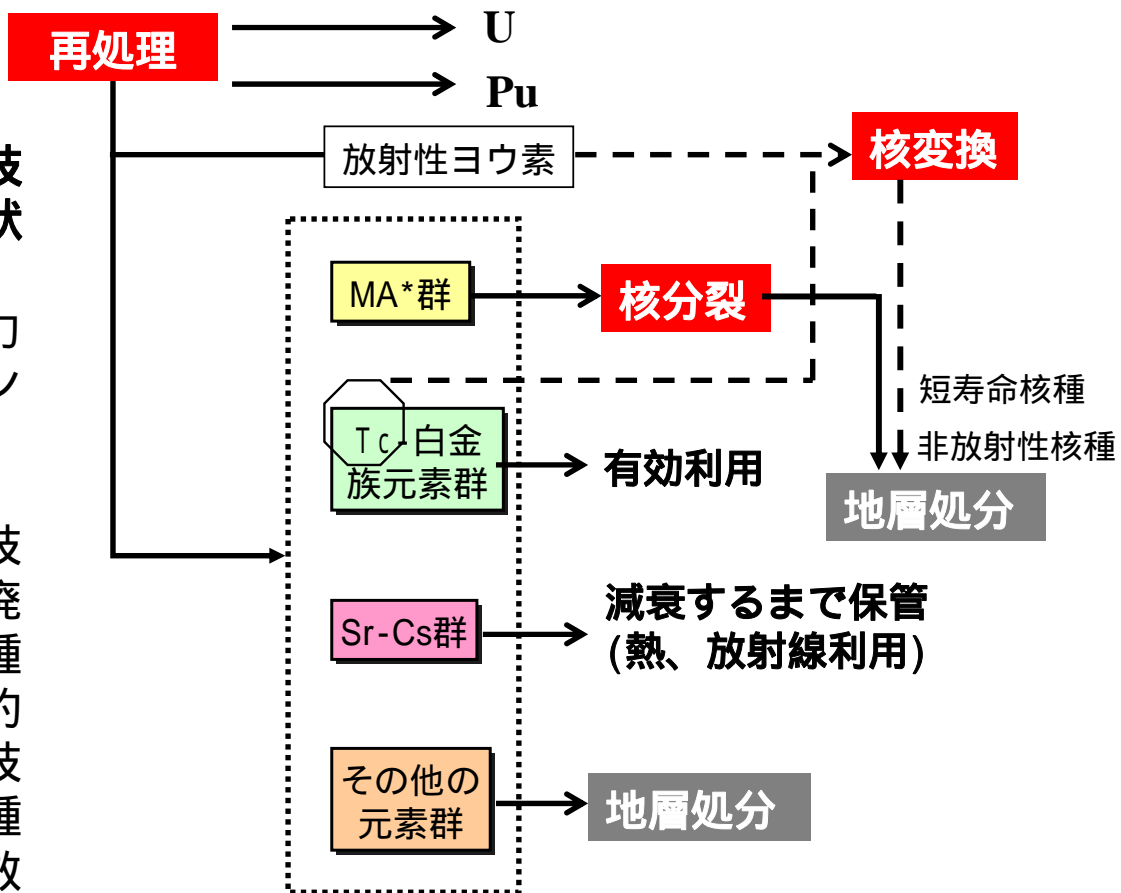
- FBR利用型: 実用化戦略調査研究において研究開発
- ADS利用型: 大強度陽子加速器による中性子発生技術開発と基礎物理実験を柱として、システム検討、要素技術開発
- 分離技術開発: 再処理技術の高度化研究と一体的に実施し、マイナー・アクチノイドと希土類との分離技術を重点開発
- 核データ、MA基礎物性データ等の拡充のための研究を大学等と連携して実施



(参考) 分離変換技術の概要

「長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方
(平成12年3月31日 原子力委員会 原子力バックエンド対策専門部会)

「長寿命核種の分離変換技術とは、高レベル放射性廃棄物に含まれる放射性核種を、その半減期や利用目的に応じて分離する(分離技術)とともに、長寿命核種を短寿命核種あるいは非放射性核種に変換する(変換技術)ための技術」



* MA:マイナー・アクチノイド
(ネプツニウム、アメリシウム、キュリウム)



(参考) 分離技術開発の現状

4群群分離プロセス試験結果(右図、**原研**)

超ウラン元素(TRU)群

Am, Cm: >99.998%抽出

Pu: >99.99%抽出

Np: 99.95%抽出

白金族元素群: 99%沈殿回収

Tc: 96.2%沈殿(セミホット試験)回収

Sr-Cs群: DF>10⁴

課題

- ・二次廃棄物発生量の極小化
- ・アメリシウム、キュリウムと化学的性質の酷似する希土類核分裂生成物との効率良い分離
- ・Sr, Csの効率的な分離・固定法

濃縮実廃液 ← PUREX再処理

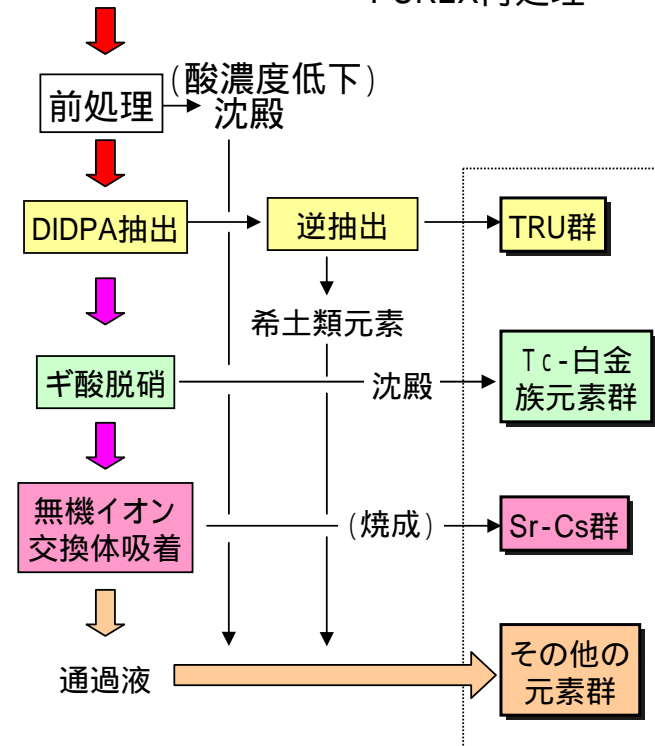
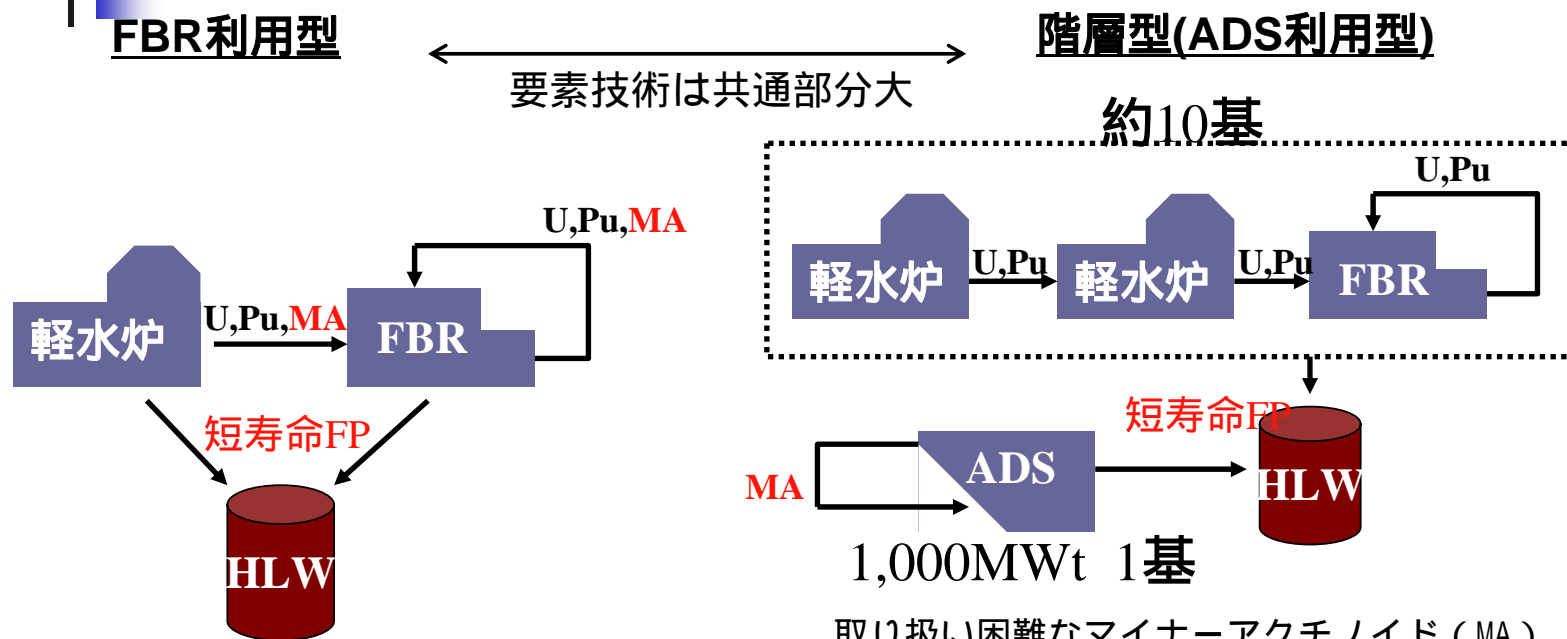


図 4群群分離の実廃液試験

サイクル機構は、米国で開発されたTRUEXプロセスを改良し、MA分離性能を高め、実プラントへの適用性を考慮して開発したプロセスを高速増殖炉燃料再処理に組み込み試験を実施。**(財)電力中央研究所**は熔融塩電解法による高レベル放射性廃液からの超ウラン元素回収試験を実施。

(参考) 核変換技術の2類型



<評価> FBRを中心とする一つの核燃料サイクルの中で発電と核変換を同時に行うことが可能。

取り扱い困難なマイナーアクチノイド (MA) 等を集中的に効率良く核変換 (第2階層の核変換サイクル物流量は第1階層の商用発電炉燃料サイクルの数十分の一)。

<評価> 商用発電サイクルと核変換サイクルの2つがそれぞれに最適化・発展可能。

原子力バックエンド対策専門部会 (平成12年3月):

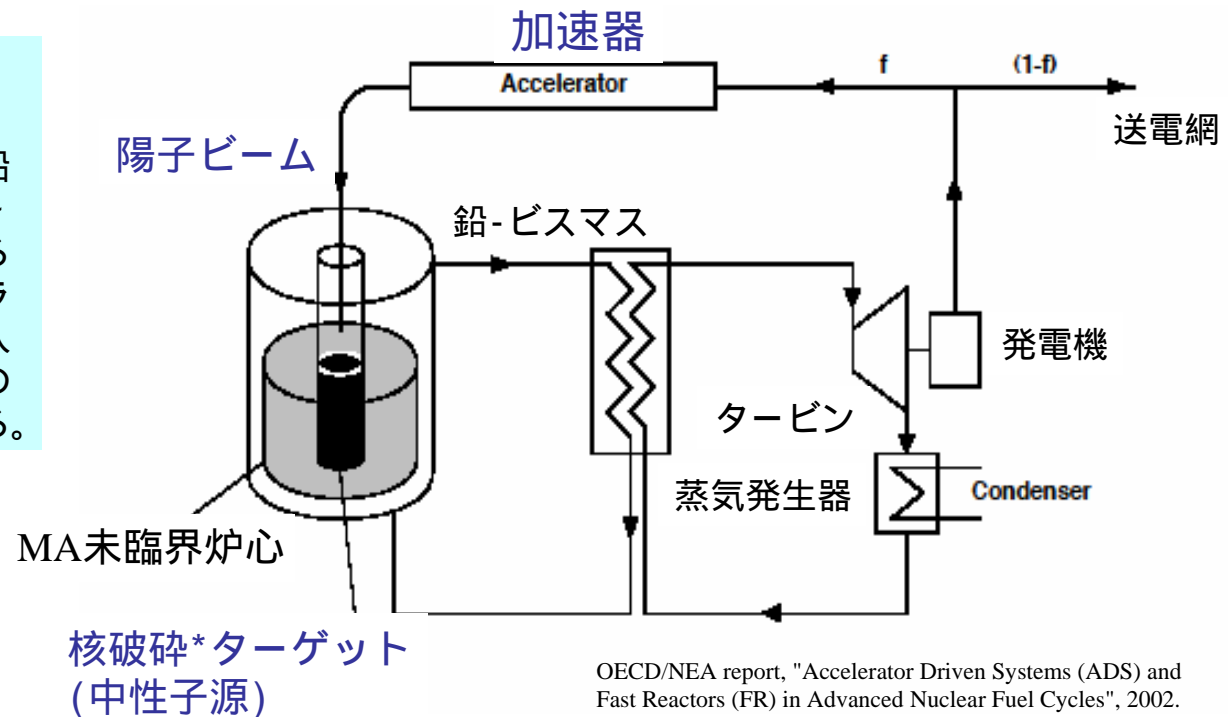
高速炉利用型と階層型との2種類について研究開発。5年を目途にチェック・アンド・レビュー。

H17-18年度に実施することが必要

(参考) 加速器駆動未臨界システム(ADS)の概念

核破砕

重金属（タングステン、鉛など）に高エネルギー（～1GeV）の粒子を衝突させると、元の重金属原子がバラバラに粉砕され、1個の入射粒子に対し30～40個もの中性子を瞬時に発生させる。



大強度陽子加速器による核破砕中性子発生技術*を利用。MAを装荷した未臨界炉心に中性子を導き、MAを核分裂燃焼させる。

(* 日本原子力研究所のJ-PARCにおける中性子科学研究のために開発中)

3. 量子ビーム技術研究分野

(1)役割

ライフサイエンス、ナノテクノロジーなど科学技術上の重点分野の発展に寄与することが期待されている、中性子、イオンビーム、レーザー、光量子などの量子ビームを活用した研究開発及び利用の促進。

(2)課題

- ・戦略的な施設・設備の整備を含めた研究開発の推進について方向付けをする必要
- ・様々な分野の研究者等にとっても量子ビームの利用をしやすくするため、放射線関連の施設・設備について、より利用しやすい環境整備の方策について検討

21世紀の科学技術のベース



(参考) 量子ビーム研究施設群

TIARA, JRR-3、高強度レーザー等の量子ビーム研究施設群を利用した研究開発を展開

中性子科学研究



JRR-3

1990年改造(原研東海研)



J-PARC

建設中、2008年に完成予定(原研東海研)

量子ビーム 研究施設群

荷電粒子・RI研究



TIARA

1991年完成(原研高崎研)

光量子・放射光科学研究



極短パルス高強度レーザー
2003年発振成功(原研関西研)



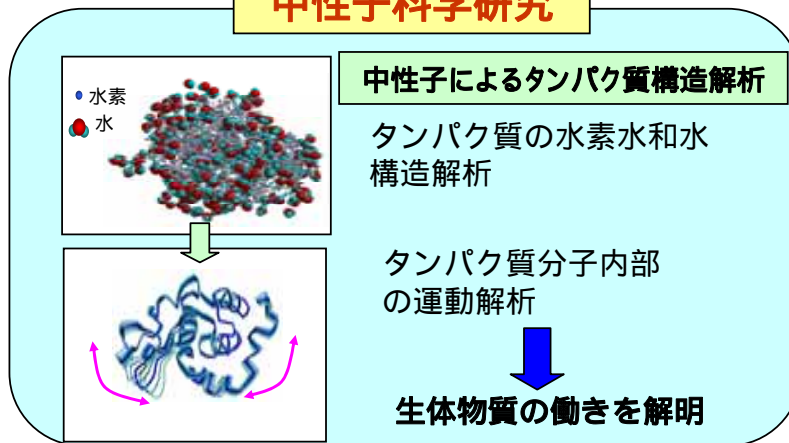
Spring-8

原研・理研が建設。1997年完成
(原研関西研)

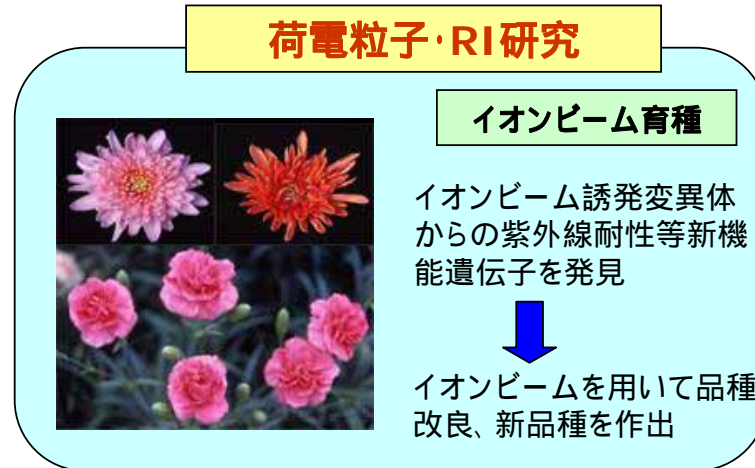
(参考) 量子ビーム研究施設群を用いた研究開発

放射線の先端的研究への利用として、電子線やガンマ線など以外に、中性子、イオンビーム、光量子など高品質の放射線(量子ビーム)を活用した研究開発やその利用技術の研究開発を推進

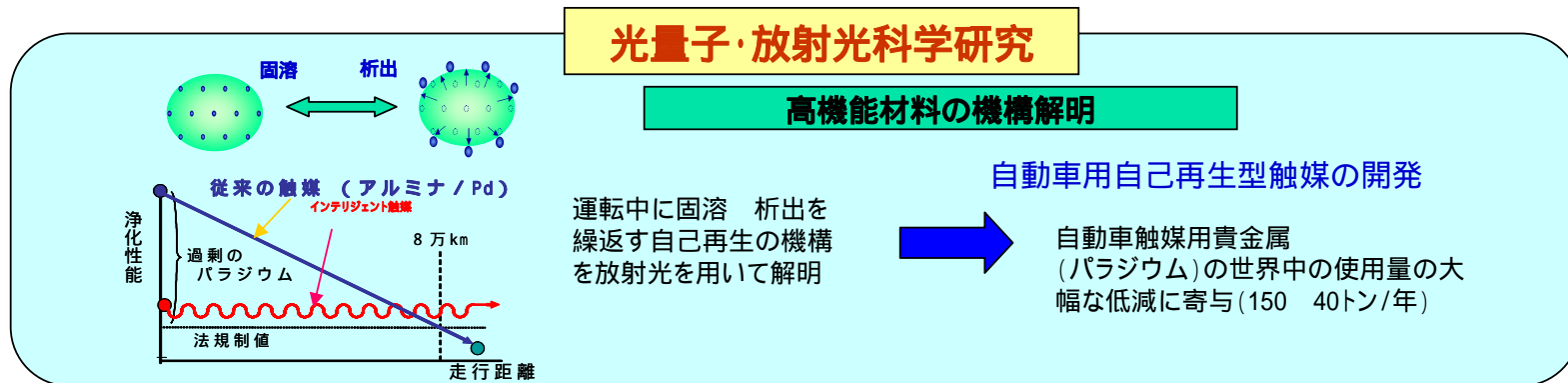
中性子科学研究



荷電粒子・RI研究



光量子・放射光科学研究





4. 原子力安全研究等

(1) 研究開発の目的

我が国の安全規制活動の技術基盤を確立し、原子力安全委員会による我が国の安全規制の基本的考え方にとりまとめ、規制行政庁の安全審査結果をダブルチェックするための指針の作成、規制行政庁が安全審査を行う際に必要な規格・安全基準の整備等、国の安全規制の整備に資する。

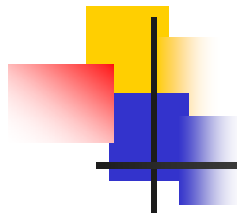
(2) 研究開発の現状

・軽水炉については冷却材喪失事故や反応度事故の研究等、核燃料施設については臨界安全に関する研究等を実施。さらに、放射線被ばく線量評価の研究、放射線の生体影響・環境影響に関する研究、高レベル及び低レベル放射性廃棄物の処理・処分に関する安全研究等を実施。

・研究成果は「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」等の指針の策定や改訂、線量評価基準の策定等の規制判断に必要な安全基準の整備、事故・故障の原因の究明等に役立てられてきている。

(3) 今後の取組

・原子力安全委員会の定める重点安全研究計画に従った研究開発の実施。



(参考) 「原子力の重点安全研究計画」

(平成16年7月原子力安全委員会決定より)

・規制システム分野

- リスク情報の活用
- 事故・故障要因等の解析評価技術

・軽水炉分野

- 安全評価技術
- 材料劣化等の高経年化対策技術
- 耐震安全技術

・核燃料サイクル技術分野

- 安全評価(臨界安全、閉込め等)技術

・放射性廃棄物・廃止措置分野

- 高レベル放射性廃棄物の処分
- 高 廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分
- 廃止措置技術

・新型炉分野

- 高速増殖炉の安全評価技術

・放射線安全分野

- 放射線リスク・影響評価技術

・原子力防災分野

- 原子力防災技術

4.1 原子力安全研究

原研の安全規制への主な貢献

- (1) **安全審査指針類の策定への貢献:**
非常用炉心冷却系性能評価指針、反応度投入事象指針、緊急時環境放射線モニタリング指針等
- (2) **安全審査時に必要なデータ整備への貢献:**
冷却材喪失事故時挙動、
反応度事故時燃料挙動等

事故時格納容器挙動試験



軽水炉のアクシデント・マネジメントに関して、水蒸気爆発に関する試験結果が活用されている。

原子炉安全性研究炉による反応度事故実験

試験結果に基づき、反応度事故時の燃料破損しきい値の設定、燃焼の進行の効果、破損時の衝撃圧力等の評価方法が定められている。



大型非定常試験装置による事故時熱水力挙動試験



試験データは、事故時熱水力挙動に関わる安全評価手法の高精度化や、評価手法の妥当性確認のために用いられている。

(参考) 軽水炉高経年化に関する研究

応力腐食割れ

ステンレス鋼やニッケル基合金を高温高压水で使用を続けていると応力と電気化学的な局部腐食作用によって割れを発生することがある。最近、圧力容器内のシュラウド溶接部等に発生し、軽水炉の高経年化に伴い注意が必要。照射の影響が加わることによって照射誘起応力腐食割れの発生の可能性があり、研究が進められている(右図)。

* 原研他で実施されているこれらの研究は維持基準策定等に役立てられる。

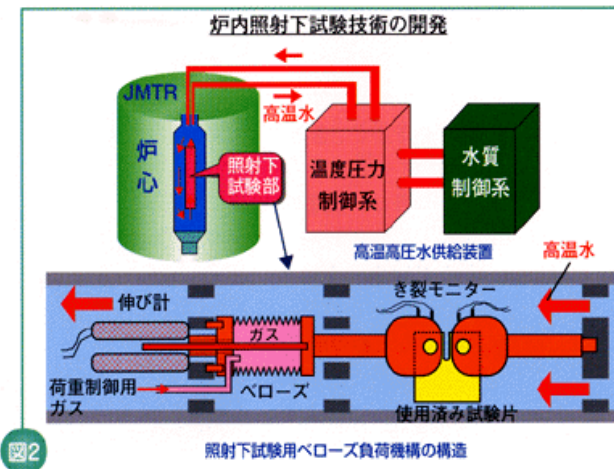
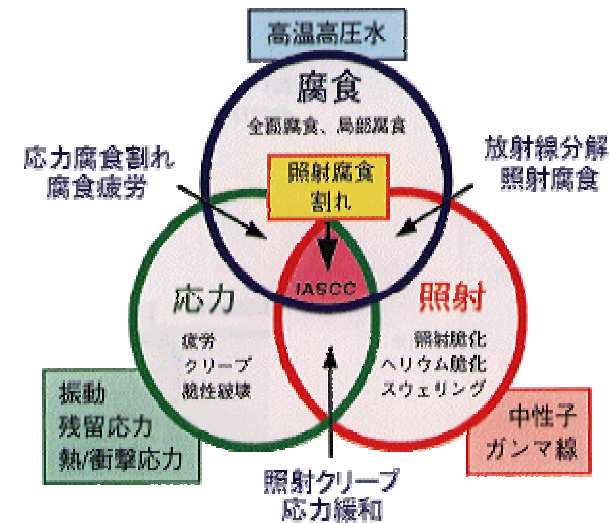


図2



原子力安全・保安院における安全研究

原子力安全・保安院は、安全規制に資する安全研究を、独立行政法人原子力安全基盤機構を中心として実施。この成果は、規制制度や基準の整備、当院の安全性確認等に活用。

< 安全研究概要 >

原子力発電安全対策

原子力発電所の安全性実証、耐震性試験、高経年化対策としての材料等の劣化試験、検査技術の高度化、高燃焼度燃料の安全裕度確認試験等の事業を実施

核燃料サイクル施設等安全対策

核燃料サイクルを構成する核燃施設、高速増殖炉、再処理施設の安全性実証や、中間貯蔵施設の健全性確証、輸送安全に係る調査、解体措置評価、放射性廃棄物処分安全評価等の事業を実施

原子力防災・核物質防護対策

被ばく管理信頼性調査、原子炉施設アクシデントマネジメント知識ベース整備、原子力安全情報の分析評価等の事業を実施

知的基盤の創生・人材育成等

安全活動の高度化、安全に係る情報基盤の充実、提案公募による基盤研究等を実施

(参考) 安全研究(原子力発電安全対策)の例

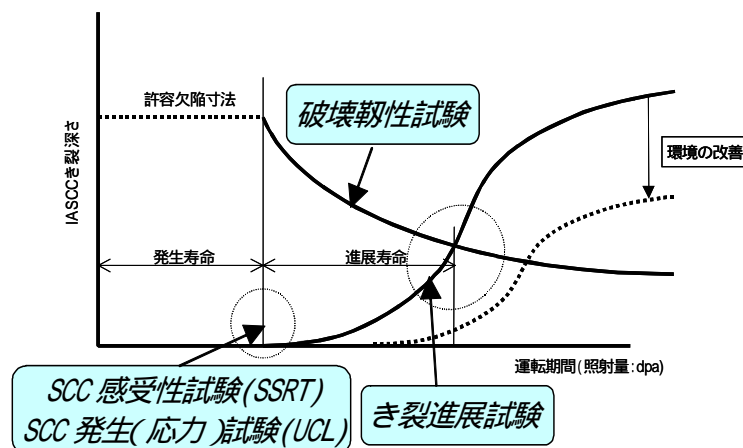
照射誘起応力腐食割れ評価技術試験

1. 概要

高経年化の一つの形態に、炉内構造物等が原子炉の運転中に中性子照射を受け照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)感受性が高まる現象がある。このIASCC感受性、材料の破壊靱性値、き裂進展等の特性データを取得する。

2. 成果の活用

IASCCデータベースを構築し、IASCC評価ガイドや、民間維持規格等に活用する。



注2: SSRT(Slow Strain Rate Tensile試験)低ひずみ速度引張試験

図 BWR構造材料の健全性評価

(UCL: Uniaxial constant Load (単軸定荷重引張試験))

高燃焼度燃料安全裕度確認試験

1. 概要

被覆管外面からの破損現象と、これに伴い燃焼度が高くなると破損出力が低下する現象について、メカニズム解明を行う。

2. 成果の活用

被覆管外面破損に対して得られた被覆管特性は、高燃焼度燃料の健全性評価用の指針や基準に活用する。

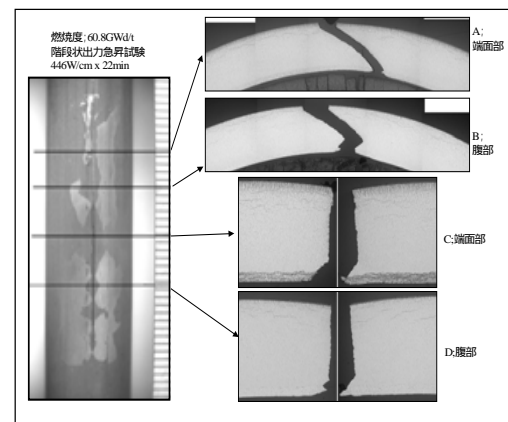


図 被覆管外面からの破損例

(参考) 安全研究(核燃料サイクル施設等安全対策)の例

中間貯蔵施設安全解析コード改良

1. 概要

中間貯蔵施設の安全解析コードを改良整備する。

2. 成果の活用

国独自の安全解析コードにより、申請者の行った施設の安全解析結果について、クロスチェック解析を行い、安全審査の充実を図る。

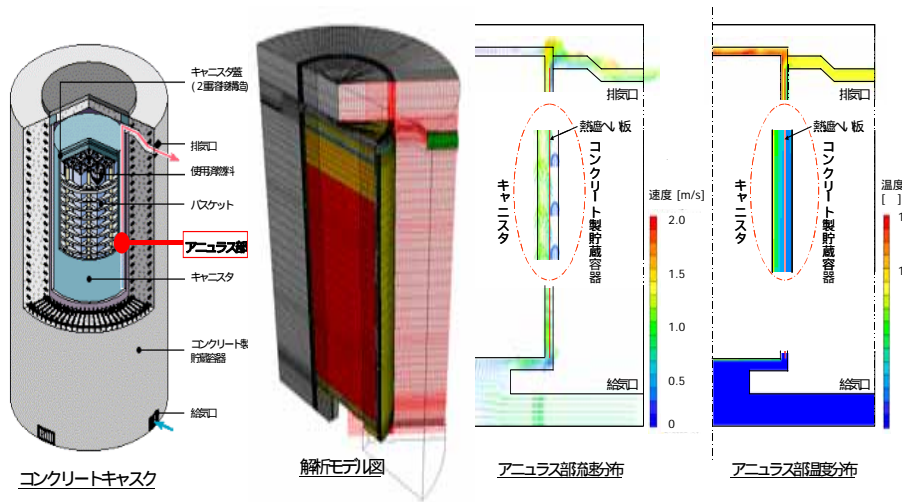


図 コンクリートキャスクの除熱解析結果例

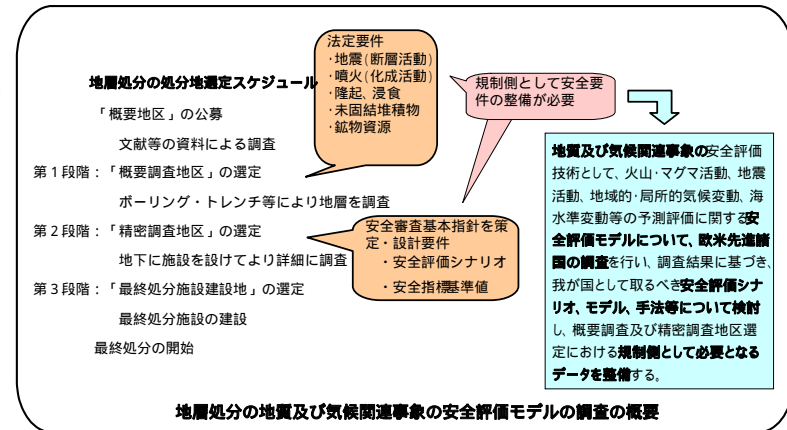
放射性廃棄物処分の安全評価技術調査

1. 概要

放射性廃棄物の地層処分に係る地質及び気候関連事象の安全評価技術として、火山・マグマ活動、地震活動、地域的・局所的気候変動、海水準変動等に関する安全評価モデルについて、欧米先進諸国の調査を行う。

2. 成果の活用

調査結果に基づき、我が国として取るべき安全評価シナリオ、安全評価モデル等、安全評価手法の検討に活用する。



(参考) 安全研究(原子力防災・知的基盤の創生)の例

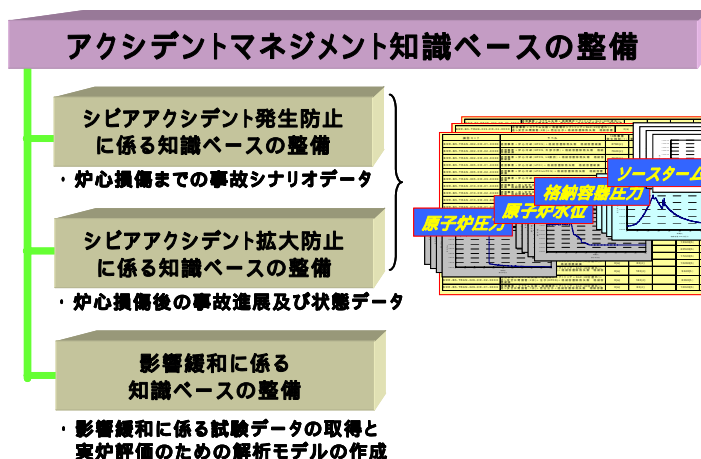
原子炉施設アクシデントマネジメント知識ベース整備

1. 概要

事故を軽減するための対策(アクシデントマネジメント)に関して評価を行うために必要な、解析モデルや知識・データベースを構築する。このため、事故時放射性物質挙動や冷却に関する試験、データ等の収集、整備を行う。

2. 成果の活用

原子力発電所の防災対策の高度化に活用する。



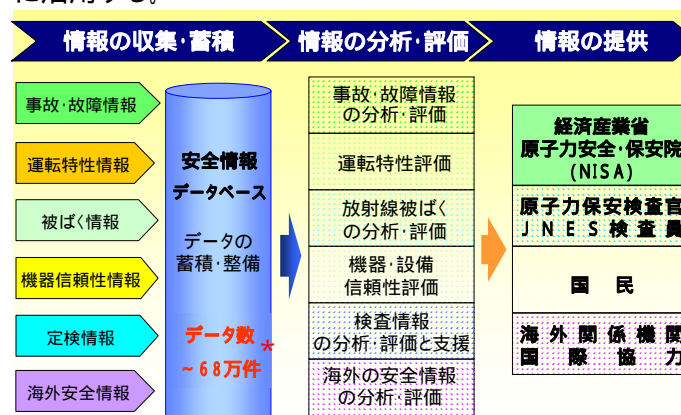
原子力安全情報に係る基盤整備・分析評価

1. 概要

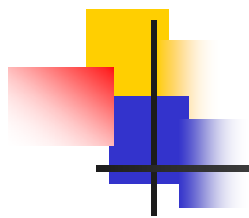
国内外の原子力発電所等に関する安全情報を整備し、トラブルの発生時等に関係情報を抽出するとともに、トラブル、プラント特性及び機器・設備の信頼性等の分析評価を行う。

2. 成果の活用

この情報基盤は、事故・故障分析評価、プラント特性評価、機器・設備信頼性評価、海外安全情報調査、等に活用する。



* :平成16年9月末日現在



4.2 核不拡散、保障措置技術開発

原子力平和利用の円滑な促進と国際的な核不拡散の維持・強化を目的として、以下の保障措置、非核化支援等の技術開発を実施

保障措置システムの開発

核燃料サイクル施設の保障措置システムの確立と、保障措置の強化・効率化を目的とした技術開発

- ・遠隔制御非破壊測定システム
- ・遠隔画像監視システム 等

Pu本格利用に向けて、更なる保障措置効率化技術開発

保障措置分析技術の開発

未申告活動の検知といった保障措置の強化を目的とした技術開発

- ・保障措置のための極微量分析
- ・IAEAネットワーク分析

将来の研究開発の課題例

IAEAの転用検知能力向上のための小型機器開発、微量分析の高度化

非核化支援技術開発

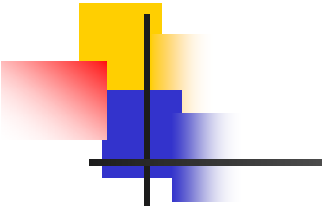
ロシアの核兵器解体Puの処分協力

- ・国際協力によるロシア解体Pu処分
- ・BN600炉による処分実施(0.3t-Pu/y)

包括的核実験禁止条約(CTBT)の検証技術開発

- ・CTBT国内データセンターにおける検証技術開発
- ・CTBT観測所運用のための技術開発

解体Pu処分技術開発、CTBT検証技術の高度化等のための技術開発



5. その他の国立試験研究機関及び独立行政法人での研究 - 原子力試験研究費 - (1)

制度の概要

国立試験研究機関及び独立行政法人で行われる原子力の開発利用に係る試験研究について、各研究機関の研究ポテンシャルを最大限活用し、計画的・効率的に原子力の開発利用に関する試験研究を進めるため、原子力委員会における調整・評価の下、文部科学省が予算を一括計上する制度。

本制度は、「先端的基盤研究」と「総合的研究(原子力基盤クロスオーバー研究)」とに大別される。

先端的基盤研究

各府省の行政機関のニーズに基づく原子力関連の試験研究を4つの分野(物質・材料基盤技術分野、知的基盤技術分野、防災・安全基盤技術分野、生体・環境影響基盤技術分野)に分類し、分野ごとに研究課題を募集、採択して研究を推進する。

総合的研究(原子力基盤クロスオーバー研究)

研究テーマ及び全体を統括するプロジェクトリーダーを合わせて原子力委員会のトップダウンにより指名し、プロジェクトリーダーの下で複数の研究機関の連携により研究を実施。

平成16年度～21年度

照射・高線量域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング
低線量域放射線に特有な生体反応の多面的解析

5. その他の国立試験研究機関及び独立行政法人での研究 - 原子力試験研究費 - (2)

平成17年度原子力試験研究費各府省試験研究機関一覧(6省21機関)

府 省	試験研究機関(:国研)	研究課題例
文部科学省(3)	独立行政法人物質・材料研究機構	高熱伝導性同位体材料に関する研究
	独立行政法人防災科学技術研究所	地震荷重を受ける減肉配管の破壊過程解明に関する研究
	独立行政法人放射線医学総合研究所	低線量域放射線に特有な生体反応の多面的解析
厚生労働省(6)	国立医薬品食品衛生研究所	ラジオイムノセラビーに適した放射線増感剤-抗体コンジュゲートに関する研究
	国立感染症研究所	放射線障害に対する治療を目的とした末梢血管細胞に関する基礎的研究
	国立国際医療センター	癌の診断と治療のための癌指向性トレーサーの開発
	国立循環器病センター	マイクロSPECTを利用した機能画像の定量化と循環器疾患の実験的治療研究への応用
	国立成育医療センター	siRNAを用いた放射線感受性を決定する生体分子の機能解析に関する研究
	独立行政法人国立病院東京医療センター	新しいI-125線源による前立腺癌の放射線治療に関する臨床的研究
農林水産省(6)	独立行政法人農業・生物系産業技術研究機構	放射性同位元素を用いた異常プリオン蛋白質の動物体内侵入機構及び体内動態の解明に関する研究
	独立行政法人農業生物資源研究所	高等生物(昆虫)の放射線耐性機構の解明
	独立行政法人農業工学研究所	シンチレーション光ファイバーを応用した農業用施設診断技術の開発
	独立行政法人食品総合研究所	低エネルギー電子ビーム利用による臭化メチルくん蒸代替食品貯蔵害虫防除技術の開発
	独立行政法人森林総合研究所	放射線照射による林産系廃棄物の再資源化
	独立行政法人水産総合研究センター	魚類細胞をモデルとする低線量放射線の生物影響の解明
経済産業省(1)	独立行政法人産業技術総合研究所	高選択性分離膜による放射性廃液処理と放射性廃棄物エミッションの低減化の研究
国土交通省(4)	国土技術政策総合研究所	想定地震の特性を考慮した設計用地震動に関する研究
	気象庁気象研究所	ラドン壊変生成物による降水時の高ガンマ線量率事象解明に関する研究
	独立行政法人建築研究所	原子力施設の新システムによる免・制震化技術の研究
	独立行政法人海上技術安全研究所	複雑形状部ストリーミング安全評価手法に関する研究
環境省(1)	独立行政法人国立環境研究所	低線量放射線の内分泌攪乱作用が配偶子形成過程に及ぼす影響に関する研究



6. 基礎・基盤研究を支える原子力研究施設

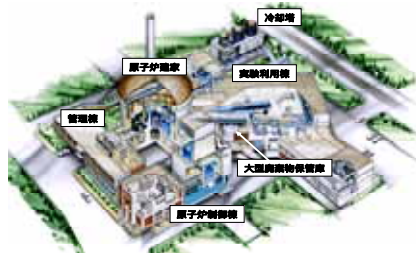
試験研究炉やホットラボなどの原子力研究施設は、原子力基礎・基盤研究の遂行に不可欠である。

これらの施設は、法人のみならず、大学や民間も活用しており、我が国の原子力研究開発を支えている。

これらの施設の運営には、放射線取扱等に豊富な経験を有する人材を必要とする。また、その特殊性により、運転・維持には相当の維持費やマンパワーが必要であり、大学や民間では保有が困難なものが多い。

(参考) 原研の主要な原子力研究開発施設(1)

研究炉 3 (JRR-3)



炉の型式: 軽水減速冷却重水
反射体付きプ - ル型
熱出力: 20MW、
中性子束: $\sim 3 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

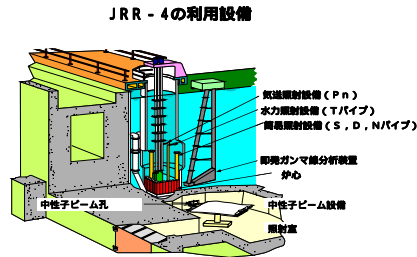
目的: 中性子ビーム実験、材料照射、
放射性同位元素生産等

燃料試験施設



目的: 実用燃料等の照射後試験、安全
審査・安全裕度評価等に資する
データ取得・提供等

研究炉 4 (JRR-4)



炉の型式: 濃縮ウラン軽水減速冷却
スイミングプ - ル型
熱出力: 3.5MW、
中性子束: $\sim 7 \times 10^{17} \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

目的: 放射化分析、医療照射、
教育訓練等

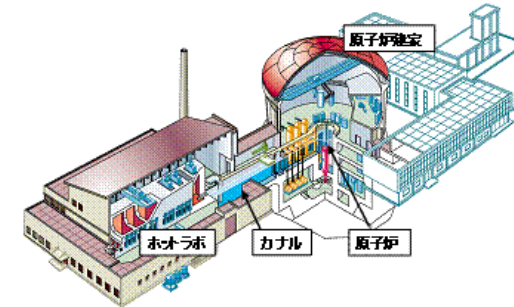
軽水臨界実験装置外観写真(TCA)



炉の型式: 濃縮ウラン・プルトニウム
燃料軽水減速型
原子炉出力: 200W

目的: 軽水炉の核特性に関する研究
軽水炉の改良に関する研究
研修生等の教育訓練

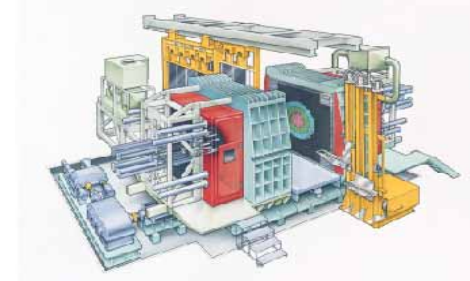
材料試験炉 (JMTR)



炉の型式: 軽水減速冷却タンク型
熱出力: 50MW、
中性子束(最大): $\sim 4 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

目的: 原子炉燃料・材料照射実験、
放射性同位元素生産等

高速炉臨界実験装置(FCA)



炉の型式: 濃縮ウラン・プルトニウム
燃料・水平2分割型
原子炉出力: 2kW

目的: 高速増殖炉の核特性の実験的研究

(参考) 原研の主要な原子力研究開発施設(2)

燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)



目的: 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究、TRU廃棄物管理に関する研究、TRU化学に関する研究等を行うための施設である。

- ・定常臨界実験装置(STACY):
炉の形式: 円筒型炉心タンク、平板型炉心タンク
熱出力: 200W
- ・過渡臨界実験装置(TRACY):
炉の形式: 円環炉心タンク
熱出力: 10kW(定出力運転時), 5,000MW(過渡出力運転時)
- ・バックエンド研究施設「BECKY」
TRU固体化学研究設備、TRU廃棄物試験設備等

廃棄物安全試験施設 (WASTEF)



目的: 多種多様な廃棄物を含むRI・研究所等廃棄物処理処分に係る研究、原子力施設用材料の照射損傷機構の解明及び先進的新材料の開発に係る基礎研究等のための各種試験を実施する。

(参考) 核燃料サイクル開発機構の基礎・基盤研究 に関する主要な試験施設



研究炉: 高速実験炉「常陽」

- 高速増殖炉の原理(燃料の増殖)を確認
- 高速中性子に対応した燃料・材料の照射
- ナトリウム関連機器の開発
等



ホットラボ施設: 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

- FBR燃料の湿式再処理技術開発
- 分離技術の開発
- 乾式再処理技術の開発
等



RI使用施設: 地層処分放射化学研究施設(クオリティ)

- RIを用いて地下深い地層中での環境条件下での各種試験を実施して地層処分のための技術基盤を確立



(参考) 新法人が有する主な試験研究炉関連施設

	施設名	施設稼動期間	現状或いは今後の課題
試験研究炉	JMTR	35年間	主として炉内照射試験に利用されている。老朽化の観点から、2006年を目途に運転停止。
	JRR-3M	13年間	主として定常中性子源として利用されており、1990年に炉心等を大改造。
	常陽	28年間	主として高速増殖炉の実用化に向けた燃料・材料の照射試験に利用されており、2003年に炉心改造により照射能力向上。
ホット試験施設	燃料試験施設	26年間	軽水炉実用燃料集合体をホットセル内で試験できる国内唯一の大型ホットラボ施設。
	WASTEF	13年間	実環境模擬条件下のホット試験として複合環境中の材料試験や腐食試験を実施。
	JMTRホットラボ	34年間	JMTRから水路を通じて試料がやり取りできる世界でも希少な施設で、構造材料等の再照射試験に特徴。
	FMF	27年間	高速増殖炉用燃料集合体及び燃料棒の照射後試験。
	MMF	32年間	高速増殖炉用燃料棒構成材料等の照射後試験。
	AGF	34年間	高速増殖炉用燃料ペレットの融点や熱拡散率測定等。

(参考) 世界の主要な試験研究炉

稼動中の世界の試験研究炉の多くは初臨界から35年以上経過しているため、より高機能の炉にリプレースあるいは高経年化対策をとりつつ試験研究能力を維持していくことが課題となっている。

	地域及び炉名():稼動期間		現状或いは今後の展望
材料等照射試験利用	欧州	OSIRIS(37)/フランス BR-2(42)/ベルギー HFR(42)/オランダ HBWR(44)/ルウエー R-2(43)/スウェーデン	フランスは原子力発電を支える基盤施設として、高経年化したOSIRISに替わり、代替炉(JHR)を新たに建設予定(世界唯一の試験炉新設)。オランダは、RI製造等のため、HFRを2015年頃まで運転し、後継炉を約10年後に建設予定。R-2は、経済的観点から2005年に永久停止し、HBWRの有効活用を図る模様。
	米国	ATR (36) HFIR(37) NBSR(35)	ATRでは、炉心構造材を9年ごと、その他の設備も計画的に更新し、運転を継続して、今後10年間に共同利用施設として近代化予定。
中性子ビーム利用等	欧州	HFR(33)/フランス ORPHEE(25)/フランス FRJ- (43)/ドイツ FMR- (1)/ドイツ	フランスのHFRは1993年に改造(EU13カ国共同運営機関)。ドイツでは、FRJ- は、老朽化のため、2006年に運転を永久停止。FMR- は、FRJ- の代替炉として2004年に初臨界した最も新しい施設。
	米国	NBSR(35)	NBSRは、DOE管理で、共同利用性に最も優れた施設。



(参考) 原研の原子力研究施設の利用状況

研究施設の外部利用

利用合計件数：2,901件

• 主要施設の外部利用率

JRR-3：61%

JMTR：63%

タンデム加速器：87%

TIARA (サイクロトロン)：67%

(平成15年度)

連携大学院

筑波大学

東北大学

宇都宮大学

群馬大学

京都産業大学

東京工業大学

茨城大学

兵庫県立大学

岡山大学

(平成16年度)

原子力教育と人材育成・研修

大学生等の受入れ数：168名

研修センター修了者数：1,053名

外国人研修生：247名

(平成15年度)