

【目的】

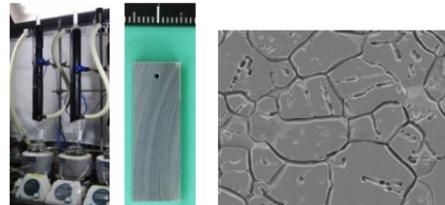
- 政府・東京電力中長期対策会議のロードマップに沿って、原子力機構が関係機関と連携して、東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」)の廃止措置に向けた研究開発等を推進する。
- 原子力機構が有する人的資源と研究施設を最大限に活用した基礎基盤的な研究開発により、1F の廃止措置に向けたロードマップの進捗のみならず、他の原子力施設の廃止措置等にも貢献する。

【実施内容】

1. プール燃料、燃料デブリ取出し準備に係る研究開発

- (1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体に係る基礎試験(研究開発課題:1-1 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価、1-2 使用済燃料から取り出した損傷燃料等の処理方法の検討)

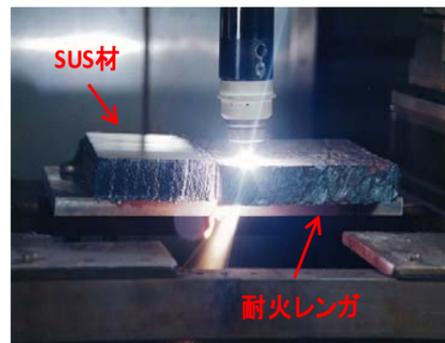
・燃料集合体の長期保管中の健全性に係る腐食試験等を行うとともに、取り出し後の燃料に対する再処理機器への腐食影響評価、工程内挙動評価試験等を行い、使用済燃料の取扱いに係る検討に反映する。



腐食試験(イメージ)

- (2) 圧力容器内調査技術開発及びデブリ・炉内構造物取出工法・装置開発(研究開発課題:2-①-5 圧力容器内部調査技術の開発、2-①-6 デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発)

・原子力機構が基盤的な技術として進めてきた遠隔検知技術(レーザーモニタリング技術開発等)及び切断技術(プラズマジェット切断試験等)の成果を展開し、1F の廃止措置技術の検討に知見を提供する。



プラズマジェット切断試験(イメージ)

- (3) デブリの臨界管理技術開発(研究開発課題:2-①-9 燃料デブリの臨界管理技術の開発)

・燃料計算コード改良、未臨界監視技術の高度化、臨界実験準備等を行い、燃料デブリの臨界管理の合理化・高度化検討に反映する。

- (4) 計量管理技術開発(研究開発課題:2-③-4 デブリに係る計量管理方策の構築)

・TMI-2 及びチェルノブイリ調査、核燃料物質測定に係る候補技術の選択等、1Fに適用可能な計量管理手法に係る基礎データを整備し、合理的な計量管理方策の構築検討に反映する。

2. 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発(研究開発課題:3-2 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発)

- (1) 処分検討に係る基礎データ取得、評価

・高塩濃度環境等における主要核種の移行データ、燃料デブリに含まれる構造材、コンクリート材料の共存影響等の基礎データ等を取得し、シビアアクシデントに伴う多様な事故廃棄物の既存処分概念への適用性検討に知見を提供する。

- (2) 廃止措置シナリオの検討

・現場の汚染状況、破損状況を把握するとともに、シビアアクシデントが発生した原子炉施設の廃止措置シナリオの検討を実施し、1F の解体計画の検討等に知見を提供する。

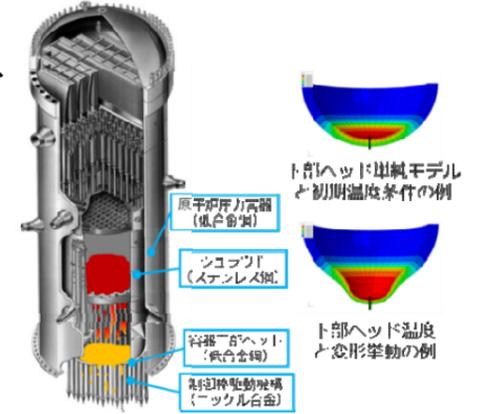
- (3) 基礎基盤技術開発

・核種インベントリ評価、測定技術評価等、処理処分技術の最適化を目指した技術開発を行い、基

礎基盤技術として整備する。

3. 事故進展挙動等の調査・研究(シビアアクシデント研究)(研究開発課題:2-②-1 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握)

・シビアアクシデントにおける、燃料、炉心、圧力容器の挙動を把握するための解析・実験やシビアアクシデント解析手法整備、事故影響評価等のシビアアクシデント研究を通じ、基礎的な知見を取得し、1F 事故の進展把握やシビアアクシデント解析コードのモデル改良に知見を提供する。



圧力容器下部ヘッドの変形・破損解析イメージ

4. 遠隔操作技術の適用性に係る研究開発(研究開発課題:遠隔操作機器に係る技術開発等)

- (1) 半導体及び高分子材料の耐放射線性評価技術開発等

・遠隔操作機器・設備に使用する半導体及び高分子材料の放射線劣化に係わる照射試験を実施するとともに、耐放射線データベースを整備し、遠隔操作機器・設備の検討に知見を提供する。

- (2) 放射能汚染設備の解体に関する技術及び情報の体系化

・遠隔操作技術に関わる1F での対応実績や原子力機構における設備解体に関する技術情報の体系化とともに、高線量汚染設備に対する遠隔操作技術を考慮した解体作業に関する技術開発等を実施し、遠隔操作技術の検討に知見を提供する。

5. 廃止措置を加速するための技術開発(研究開発課題:原子炉施設の解体計画等)

・1F の廃止措置は、燃料デブリの取り出しが課題となっている他、核燃料物質等(U,Pu 等)による汚染拡大及び高線量率、ガレキ等による複雑狭隘な箇所等の多種多様な作業環境での作業が予想される。

・このため、原子力機構が有する多種多様な作業環境施設を活用して、1F のための廃止措置技術を統合し、システムとして実証することにより、作業員の被ばく量を抑えながら、効果的・効率的に施設を除染し、解体していくための知見・データを蓄積するなど、解体に向けた基礎データベースの構築等に反映する。



ホットラボ施設

6. 国際協力活動、人材育成

・国内外の英知を結集して研究開発を着実に推進するため、国際ワークショップ/シンポジウム等の開催を通じた情報の受発信や、技術者派遣・招聘を含む国際共同研究等、海外の研究機関等の知見や経験を有効活用した国際協力活動及びこれらを通じた人材育成を展開する。



燃料研究棟

# 原子力機構における廃止措置に向けた研究開発 H25年度実施計画(案) (補足資料)

平成24年12月3日

(独)日本原子力研究開発機構

【目的】

- 政府・東京電力中長期対策会議のロードマップに沿って、原子力機構が関係機関と連携して、東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」)の廃止措置に向けた研究開発等を推進する。
- 原子力機構が有する人的資源と研究施設を最大限に活用した基礎基盤的な研究開発により、1Fの廃止措置に向けたロードマップの進捗のみならず、他の原子力施設の廃止措置等にも貢献する。

1. プール燃料、燃料デブリ取出し準備に係る研究開発
    - ・使用済燃料集合体他の長期健全性評価に係る材料腐食試験
    - ・圧力容器内調査、デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発
    - ・デブリの臨界管理、計量管理技術開発、等
  2. 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発
    - ・サイト内放射性廃棄物の性状評価、処分検討に係る基礎データ取得・評価、等
  3. 事故進展挙動等の調査・研究(シビアアクシデント研究)
  4. 遠隔操作技術の適用性に係る研究開発
  5. 廃止措置を加速するための技術開発
  6. 国際協力活動、人材育成
- 他、上記の研究開発に必要な施設の運転維持

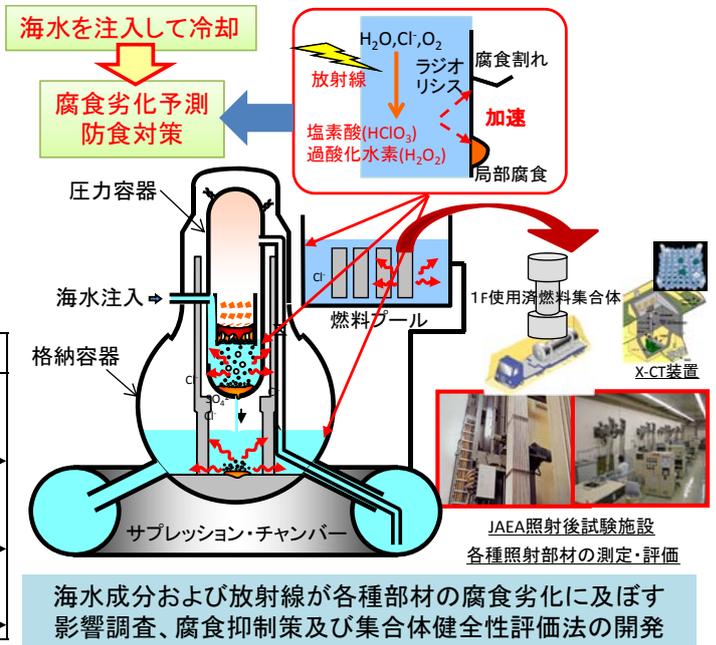
- 使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体は、1F構内の共用プールに移送して保管される。ジルカロイ被覆管等の燃料集合体構成材料は、海水に曝されたことから塩化物イオン等の付着および放射線の影響を評価する必要がある。
- 長期保管中に付着物及び放射線に起因する腐食が燃料集合体や共用プールの構造物の健全性に及ぼす影響を評価し、健全性確保のための対策を講じる必要がある。このため、使用済燃料プールの状況を踏まえ、海水に曝された材料に関する腐食試験を行う。
- 共用プールに保管する燃料集合体の長期健全性評価に資するため、共用プールから取出された集合体の検査のための準備および先行して必要な各種部材の耐久性データを取得し、使用済燃料の取扱いに係る検討に反映する。

**【実施内容】**

1. 使用済燃料材料等の耐久性評価
  - ジルカロイ被覆管等の耐久性評価と防食対策
2. 放射線と海水の相乗作用による材料の劣化進展評価
  - 放射線下でのラジオリシス現象把握
  - 放射線と海水の相乗作用による影響評価
3. 塩水浸漬による影響評価
  - 各種部材の耐久性評価
  - 集合体の耐久性評価非破壊評価技術開発
4. 健全性評価基礎試験等
  - 中性子を用いた構造物、材料の構造分析、健全性評価研究
  - 事故時における冷却性能評価手法等の開発

**【実施工程】**

実施項目	H25	H26	H27	H28	H29
1. 使用済燃料材料等の耐久性評価		→			
2. 放射線と海水の相乗作用による材料劣化進展評価					→
3. 塩水浸漬による影響評価 ・各種部材の耐久性評価 ・非破壊評価			→		
4. 健全性評価基礎試験等					→



- 原子炉建屋プールの燃料には海水による塩分の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もある。このため、取り出し後の燃料に対する再処理機器への腐食影響評価、工程内挙動評価試験等を行い、使用済燃料の取扱いに係る検討に反映する。

**【実施内容】**

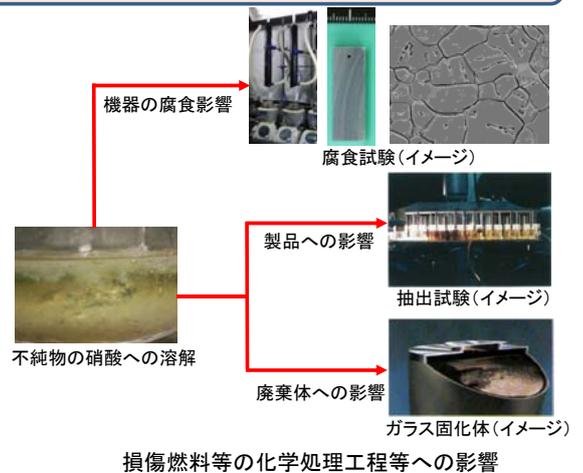
1. 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討
  - (1) 再処理機器への腐食影響評価
 

再処理機器は腐食環境に応じた材料が用いられており、不純物(海水成分、瓦礫成分等)の影響も材料・環境に応じて異なることが考えられる。このため、多くの再処理機器を対象とした腐食試験に先立ち、不純物による腐食影響の傾向を把握することを目的に、代表的な材料・環境での予察的な試験を実施する。
  - (2) 工程内挙動評価
 

不純物の工程内挙動を把握するため、不純物の水相と有機相の分配比を求める予察的な抽出試験を行うとともに、以後の試験でも必要な低濃度の不純物の分析手法を確立する。
  - (3) 廃棄体への影響評価
 

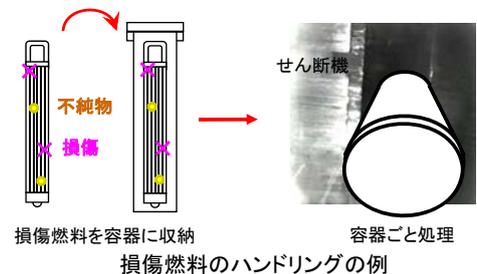
不純物による放射性廃液の廃棄体への影響を把握するため、るつぼ規模での固化体評価試験等を行う。
2. 損傷燃料のハンドリングに係る検討
 

損傷燃料をチャンネルボックスや収納容器とともにせん断する場合のせん断力推定手法の確立に向けた試験や検討を行う。



**【実施工程】**

年度	H25	H26	H27	H28	H29
1. 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討			→		
2. 損傷燃料のハンドリングに係る検討					→



- 燃料デブリの取り出しに向けて、圧力容器内の燃料デブリや炉内の損傷・汚染機器の状況を調査するためには、高線量、狭隘、水中又は高湿度の環境下で適用可能で、かつ、格納容器の外側から遠隔でアクセス可能な遠隔検知技術を開発する必要がある。
- これまで機構が基盤的な技術として開発を進めてきた研究開発の成果を展開することにより、ファイバースコープによる観察技術とレーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)による元素分析技術を組み合わせ、光ファイバの耐放射線性を向上させた複合型光ファイバプローブによる遠隔観察・分析技術、JMTRの炉内照射試験で開発実績のある計測技術を活用した自己出力型ガンマ線検出器を開発する。
- 国プロが平成25年度に予定している圧力容器内部調査技術開発の計画立案において、本研究開発の成果(見込み)に基づく提案を行い、メーカー(ベンダー)に協力して平成27年度から開始される圧力容器内部調査技術の開発の公募採択を目指し、本研究開発の成果を反映させていく。

**【実施内容】**

1. 炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発

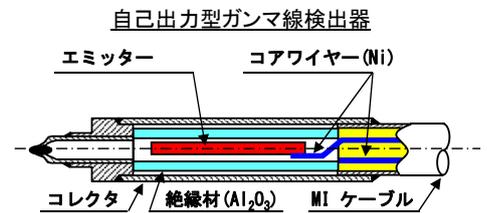
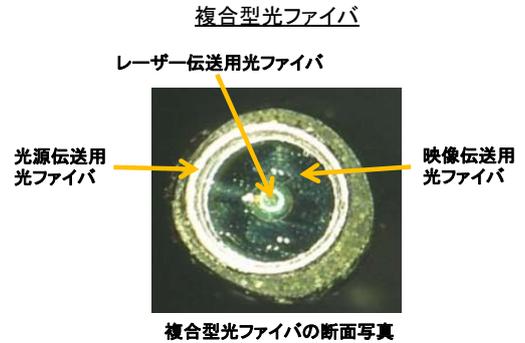
- ・ 複合型光ファイバースコープとLIBS装置を組み合わせた装置を試作し、カップリング性能及び耐放射線性を評価する。
- ・ レーザー光とプラズマ発光を兼ねた光ファイバ検知部を試作し、放射線環境下での分光性能を評価するとともに、分光データベースを作成する。
- ・ 画像取得デバイスを試作し、3次元図面化プログラムの性能を評価するとともに、センサーの位置を検出するプログラムを作成する。

2. 炉内センシング技術開発

- ・ 10~10<sup>6</sup>Gy/h以上のガンマ線計測範囲を有し、小型で外部電源が不要な自己出力型ガンマ線検出器について、JMTRで照射試験を行い、その特性を評価する。

**【実施工程】**

年度	H25	H26	H27	H28	H29
国プロ工程	計画立案		調査技術(装置)開発		
① 炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発	提案 ↑ メーカー(ベンダー)に協力して採用を目指す	組合せ装置試作 耐放射線性評価			
② 炉内センシング技術開発		JMTR照射試験			



- 炉内構造物は、原形を留めておらず、溶融燃料と混在した複雑な状態となっていると想定される。このため、溶融燃料を安全かつ確実に撤去するためには、構造物の状況に応じて柔軟に切断工法を選定する必要がある。
- 原子力施設の廃止措置等実績がある熱的及び機械的切断工法、ならびに原子力機構において開発中の熱的切断技術について、炉内構造物やデブリを模擬した試験体を用いた気中及び水中切断試験を実施し、切断性能を評価する。
- 各技術の切断性能の評価結果をとりまとめ、平成27年度に技術カタログへ提案できるよう準備する。

**【実施内容】**

1. 熱的及び機械的工法による切断技術開発

原子力施設の廃止措置等実績のある熱的切断技術(プラズマアーク)及び機械的切断技術(アブレイシブウォータージェット(AWJ))等について、デブリ等を模擬した試験体を用いた気中及び水中切断試験を実施し切断性能を確認する。

2. レーザー切断技術開発

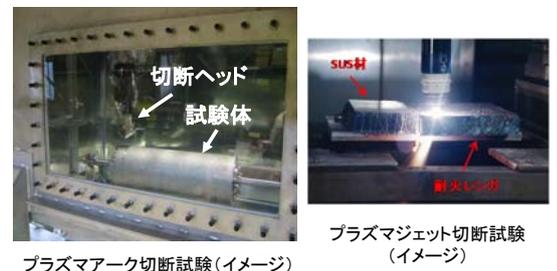
レーザー切断技術について、計算科学シミュレーションにより厚板部材を対象とした場合の切断条件の最適化を検討するとともに、デブリ等を模擬した試験体を用いた気中及び水中切断試験を実施し切断性能を確認する。

3. プラズマジェット切断技術開発

水中試験を実施するためにプラズマジェット切断装置等の試験設備を整備(改造)し、デブリ等を模擬した試験体の気中及び水中切断試験を実施し切断性能を確認する。

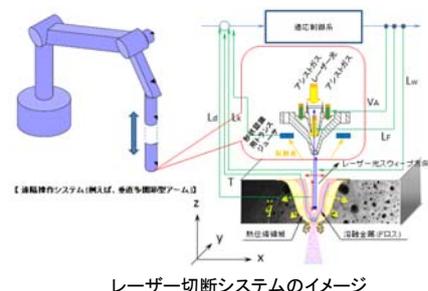
4. 試験体製作・性能評価

デブリを模擬した試験体を製作するとともに、各切断技術の性能評価を行う。



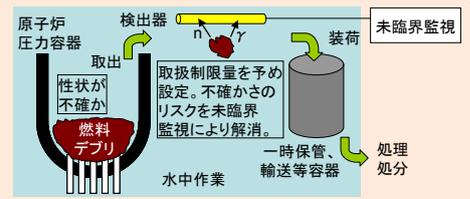
**【実施工程】**

年度	H25	H26	H27
1. 熱的及び機械的工法による切断技術開発	デブリ等切断試験		技術カタログ整理
2. レーザー切断技術開発	デブリ等切断試験		提案 ↑ H28より国プロとして技術開発
3. プラズマジェット技術開発	装置整備	デブリ等切断試験	
4. 試験体製作・性能評価	試験体製作	C&R 試験体製作	C&R



★ 性状が不確かな破損燃料(デブリ)の臨界安全研究開発を進め、1Fの安全かつ効率的なデブリ取扱いの検討に反映する。

- 燃料デブリの臨界管理を合理化・高度化する技術開発として、燃焼解析コードの改良、再臨界時挙動解析手法の高度化、未臨界監視技術の高度化、臨界実験を実施する。
- 臨界実験を実施するため、定常臨界実験装置STACYを「棒状燃料及び軽水を用いた熱中性子炉用臨界実験装置」へ更新する。
- 燃料デブリの組成等を模擬した試験体(デブリ模擬体)の調製、分析及びSTACY炉心装荷のための設備を整備する。

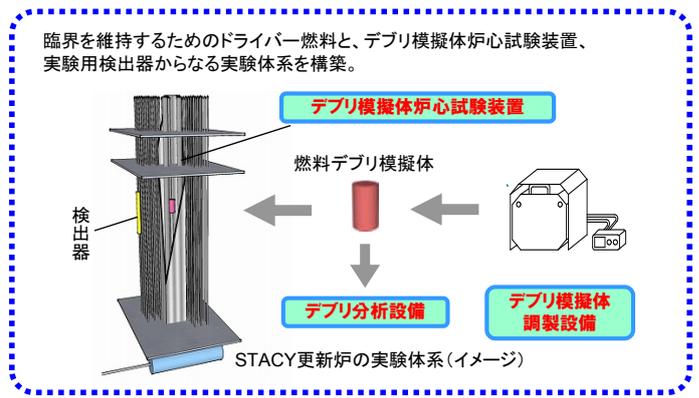


**【実施内容】**

1. デブリに関する臨界安全研究開発
  - ① 燃料デブリ組成評価の参照解を得るための詳細燃焼計算コードの整備・改良、及び照射後試験(PIE)による検証
  - ② 再臨界時挙動解析手法の整備として投入反応度評価手法高度化及び手法検証のための臨界実験の実施。
  - ③ STACY更新炉による燃料デブリ臨界ベンチマークデータ取得
  - ④ 燃料デブリ取出し作業時に未臨界状態であることを確認・監視する手法の高度化検討
2. デブリ臨界実験のための施設・設備整備
  - ① STACYを「棒状燃料・軽水を用いる熱中性子用臨界実験装置」に更新
  - ② STACY更新炉用のドライバー燃料の調達
  - ③ デブリ模擬体調製設備の設計製作
  - ④ デブリ分析設備整備のための許認可区分変更及び設計検討
  - ⑤ デブリ模擬体炉心試験装置の設計製作
  - ⑥ 原子炉設置変更許可申請等の許認可対応(震災後の補正を含む)

**【実施工程】**

	H25	H26	H27	H28	H29
燃焼計算コードの改良		SWAT改良			
再臨界時挙動解析手法の整備	SNコード整備	妥当性検証実験		手法高度化	
未臨界監視システムの開発	検出器設計・試作		使用済燃料試験・臨界実験		
臨界実験及びPIE	PIE	STACY更新(本体)	STACY更新(デブリ模擬体調製・試験設備の整備)	STACY実験運転	STACY更新炉供用開始
		STACYドライバー燃料調達		Δ更新炉供用開始	
			デブリ模擬体製作・分析		



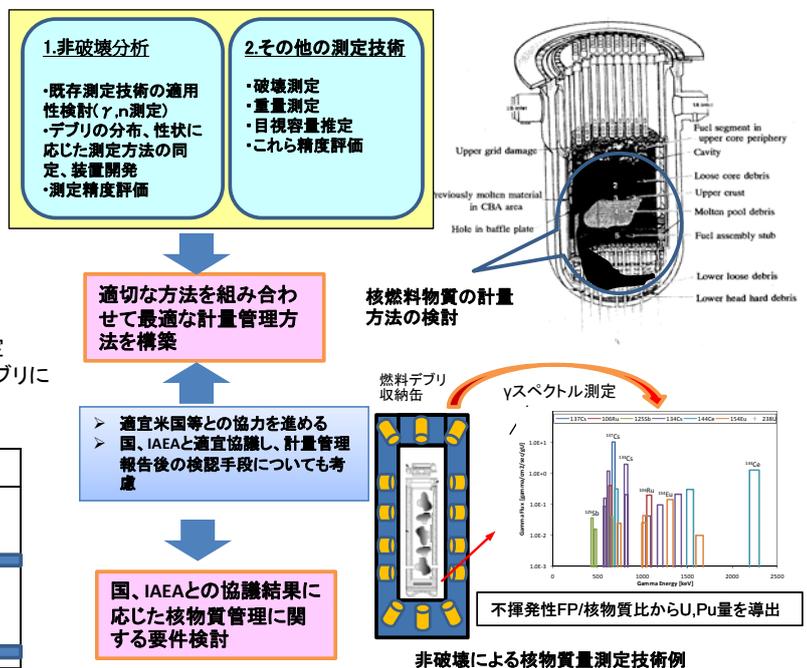
- 原子炉建屋内外の破損燃料中に含まれる核物質量を正確に定量する技術等を検討
  - デブリに含まれる核燃料物質を収納した容器外側から測定するための非破壊測定技術開発
  - デブリ性状、ジオメトリ等をパラメータとした基礎的データの収集、測定精度の把握、模擬試料を用いた基礎試験の実施
  - 破壊分析など採取試料の測定方法、原子炉内残存核物質量の測定方法などの検討
  - 原子炉建屋内外の核燃料物質の分布状況の評価
- ⇒ 上記試験結果に基づく非破壊測定技術、破壊分析など他の方法を組み合わせた合理的な計量管理技術等の構築検討に反映する。
- 燃料デブリ取出し、搬出時の検認手段等、国、IAEAとの協議結果に応じた核物質管理に関する要件検討、開発項目抽出する。

**【実施内容】**

1. シビアアクシデント時における核物質の計量管理、保障措置に係る過去の知見調査
  - TMI-2、チェルノブイリにおけるデブリ測定技術、計量手順等の調査・結果まとめ
  - 必要に応じ、開発項目の抽出(共同研究含む)
2. 核物質管理方法の検討
  - 原子炉建屋内外の核燃料物質分布状況調査
  - 保障措置要件・手法の概念検討
  - ガレキ、二次廃棄物等の計量管理必要性検討
3. 燃料デブリに係る核物質測定技術の検討
  - 非破壊測定技術(γ線、中性子線測定法)の適用性評価・同定
  - 評価結果に基づき絞り込んだ測定技術候補について燃料デブリに含まれる核燃料物質の非破壊測定装置の開発を実施

**【実施工程】**

年度	H25	H26	H27	H28	H29
1. SA事故時における保障措置に係る過去の知見調査					
2. 核物質管理方法の検討					
3. 核物質測定技術の検討					
・技術調査、基礎試験					
・測定機器技術開発					



非破壊による核物質測定技術例

- シビアアクシデントに伴い発生する多様な事故廃棄物(ガレキ・伐採木・土壌等)の既存処分概念への適用性を検討する。本検討に当たっては、既往の核種移行データベースやモデルを活用して、核種移行パラメータ評価手法を開発することが効率的である。そのために、高塩濃度等における主要核種の核種移行データ、燃料デブリに含まれる構造材、コンクリート材料の共存影響等の基礎データを取得し、シビアアクシデントに伴う多様な事故廃棄物の既存処分概念への適用性検討に知見を提供する。
- シビアアクシデントが発生した原子力発電所の廃止措置を安全かつ合理的に実施するためには、現場の汚染状況、破損状況を把握し、実現性の高いシナリオの策定が不可欠であり、廃止措置に向けた総合的なデータベースの構築など、1Fの解体計画の検討等に知見を提供する。

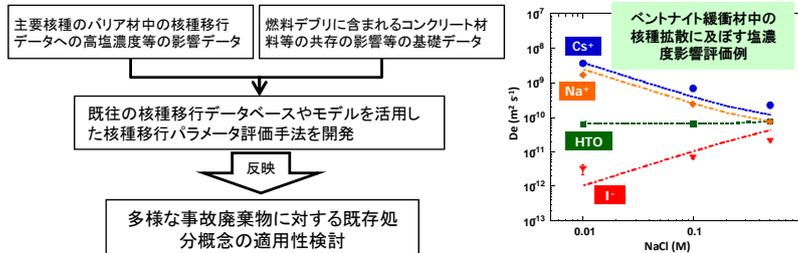
### 【実施内容】

1. 処分検討に係る基礎データ取得、評価  
シビアアクシデントで発生した高線量廃棄物に特有な特殊な環境下での核種移行データや構造材、コンクリート材等の共存影響データ等を取得、既存処分概念適応性を評価する。
2. シビアアクシデント施設の廃止措置シナリオ検討  
シビアアクシデントが発生した原子炉の廃止措置シナリオを1Fの施設状況等を基にして検討する。この際に、汚染状況等の評価に向け、高線量の分析試料を東海施設に輸送可能なB型輸送容器を整備する。
3. 基礎基盤技術開発  
核種インベントリや廃棄物の種類と量の正確な評価、測定技術を開発し、処分量の軽減につながる新たな処理技術開発等を行う。

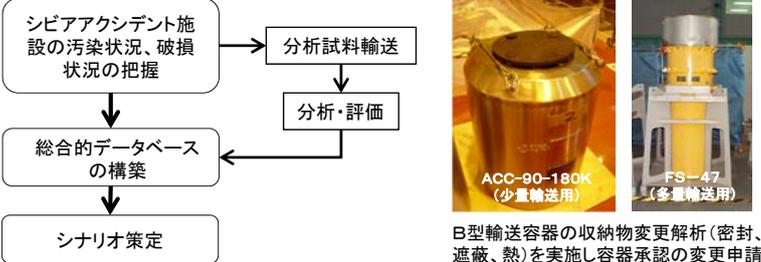
### 【実施工程】

年度	H25	H26	H27	H28	H29
1. 処分検討に係る基礎データ取得、評価					→
2. シビアアクシデント施設の廃止措置シナリオ検討					→
3. 基礎基盤技術開発					→

### 核種移行データ、燃料デブリの処分検討に係る基礎データの取得、評価



### シビアアクシデント施設の廃止措置シナリオ策定

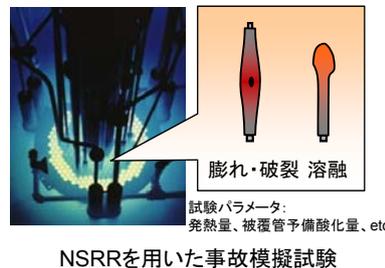


- シビアアクシデントにおける、炉内温度分布及び溶融燃料挙動、燃料損傷・溶融進展に関する解析・実験を行い、1F事故の進展評価や炉内状況の把握に関する不確実さを低減に資する。
- また、事故時の溶融物の流動状況とそれに伴う圧力容器の破損挙動、さらにはその後の格納容器への溶融物の流動等の事故進展に関する知見を取得し、1F事故の進展把握やシビアアクシデント解析コードのモデル改良に知見を提供する。

### 【実施内容】

1. 事故時の熱水力挙動解析手法開発
  - ・炉内温度分布解析コード開発整備
  - ・解析コード検証及び現象解明のための実験データの取得
2. 事故時の燃料損傷及び溶融進展評価
  - ・事故を模擬した条件を経験した燃料の熱的、機械的特性試験及びデータ取得
  - ・原子炉安全性研究炉NSRRを用いた燃料溶融試験
  - ・燃料から放出された放射性核種の移行挙動に関する試験
  - ・線源インベントリ評価技術の開発
3. 構造材・圧力容器挙動
  - ・圧力容器下部ヘッドの変形・破損に関する解析モデルの整備及び解析
  - ・熱損傷コンクリート構造材評価試験

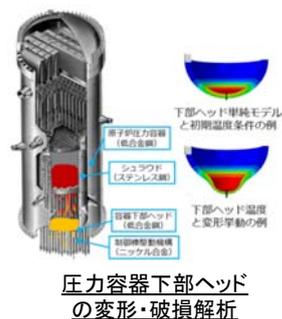
### 【試験及び解析の例】



NSRRを用いた事故模擬試験

### 【実施工程】

小項目	H25	H26	H27	H28	H29
1. 事故時の熱水力挙動解析手法開発					→
2. 事故時の燃料損傷及び溶融進展評価					→
3. 構造材・圧力容器挙動					→
・変形・破損解析モデルの作成と解析					→
・熱損傷コンクリート構造材評価試験	→				





○ 1Fの廃止措置は、燃料デブリの取り出しが課題となっている他、核燃料物質等(U,Pu等)による汚染拡大及び高線量率、ガレキ等による複雑狭隘な箇所等の多種多様な作業環境での作業が予想される。  
 ○ このため、原子力機構が有する多種多様な作業環境施設を活用して、1Fのための廃止措置技術を統合し、システムとして実証することにより、作業員の被ばく量を抑えながら、効果的・効率的に施設を除染し、解体していくための知見・データを蓄積するなど、解体に向けた基礎データベースの構築等に反映する。

### (1) 原子炉・核燃料施設解体技術開発

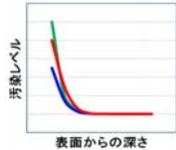
- 格納容器外のSr-90やCs-137等の核分裂生成物や核燃料物質で汚染された施設や複雑狭隘な場所等多種多様な作業環境での解体等技術開発(狭隘部での切断解体工法の開発等)
- コンクリート建屋の合理的な解体方法の検討(放射性コンクリート廃棄物の削減方策の検討)



核燃料物質等で汚染された場所での解体作業



狭隘な場所での解体作業



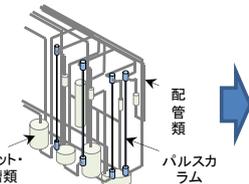
表面からの深さ  
コンクリートの  
浸透放射能濃度調査

### (2) 外部被ばく低減解体技術開発

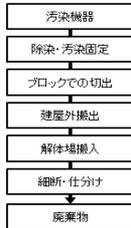
- 付着した核燃料物質等による外部被ばくの低減に向けた解体技術開発(2段階解体工法の開発等)



パルスカラム試験設備

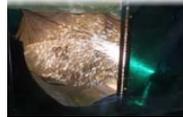


【2段階の解体工法(イメージ)】



### (3) 高線量設備機器の遠隔解体実証技術開発

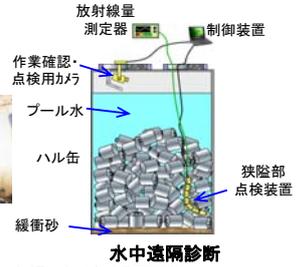
- 炉心下部等の環境に類似した場所での高線量機器の遠隔解体実証(水中における遠隔診断技術等)



遠隔による機器切断  
技術開発



遠隔解体実証試験  
場所の整備



水中遠隔診断

### (4) 配管系残留放射能一括除染/非破壊測定技術開発

- 様々な配管系の除染技術の最適化検討
- 配管系の除染効果確認技術開発



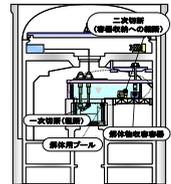
非破壊測定による  
除染効果の確認



配管系一括除染の概要

### (5) ふげんを用いた原子炉施設解体工法の高度化開発

- 水中での炉心解体技術の実証(多様な形状の把持装置技術等)
- 炉心構造材からの試料採取技術開発



原子炉本体の水中解体実証試験

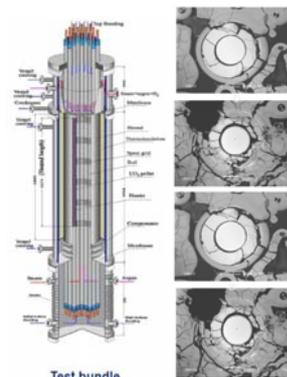
○ 国内外の英知を結集して研究開発を着実に推進するため、国際ワークショップ/シンポジウム等の開催を通じた情報の受発信や、技術者派遣・招聘を含む国際共同研究等、海外の研究機関等の知見や経験を有効活用した国際協力活動及びこれらを通じた人材育成を展開する。

### 【実施内容】

1. シンポジウム等の開催
  - ・国際ワークショップ/シンポジウム等の開催
2. 技術者派遣・招聘を含む国際共同研究等を実施
  - ・溶融燃料と制御棒材料との混合性試験
  - ・BWR燃料集合体の溶融実験
  - ・計量管理技術高度化
  - ・燃料デブリおよび燃料デブリとコンクリートとの反応生成物取扱技術に係る研究
  - ・燃料デブリ取出し、処置技術に係る研究
  - ・ソースターム試験研究、等
  - ・OECD/NEA協力(臨界ベンチマーク、シビアアクシデント評価等)、等



溶融燃料とコンクリートとの反応試験(例)



燃料溶融試験(例)