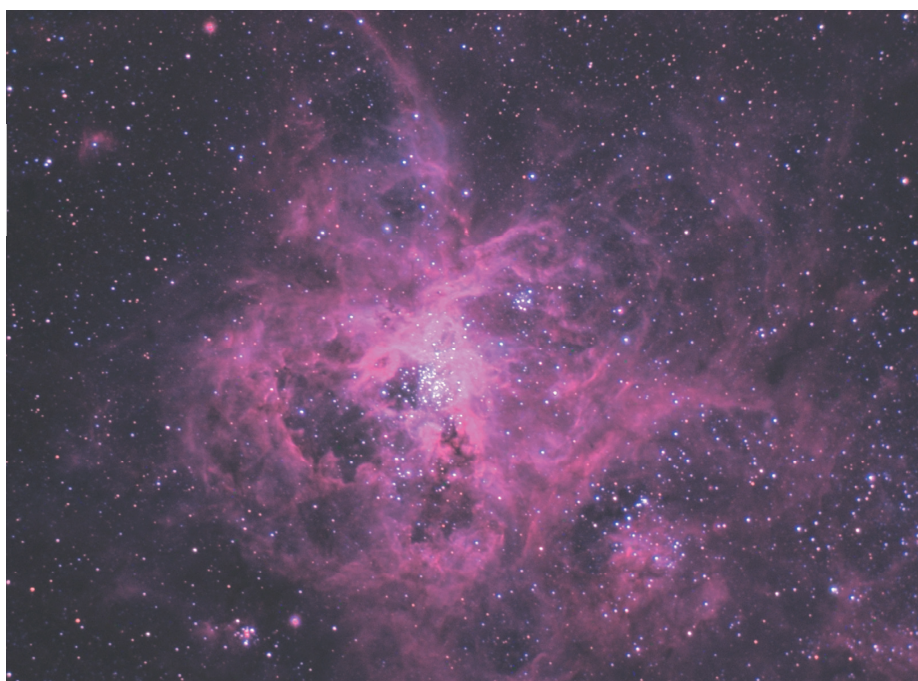


原子力研究の主要な成果

2008 年版



表紙写真「タランチェラ星雲」

わが銀河系は2つの小さな銀河、大マゼランと小マゼランを伴っています。どちらも天の南極に近く、日本からは見ることはできませんが、興味深い対象がたくさんあります。大マゼラン銀河の中にあるこのタランチェラ星雲もその一つで、電離ガスからなる巨大な散光星雲です。双眼鏡で見える主要部の大きさは日本で見えるオリオン大星雲と同程度ですが、オリオン大星雲より距離が約百倍(16万光年)も離れていることを知れば、その巨大さが理解できます。もし、オリオン大星雲と同じ距離にあったら、天空の30度角ほどに広がる大天体なのです。

西オーストラリアにて口径20cm望遠鏡と冷却式CCDカメラで撮像。

画像提供:原子力技術研究所 岡野邦彦

「原子力研究の主要な成果」2008 年版の 発刊にあたって

地球環境問題、特に地球温暖化は現在の最大の課題のひとつです。成長著しい中国やインドなどの発展途上国を含め、世界におけるエネルギーや電力の需要増に適切に対応していかなければ、本課題を解決することはできません。我が国は、先進的な技術開発で地球温暖化、エネルギー問題に貢献できるものと思われます。省エネルギーや輸送部門の電化など、多種多様な対策が要求されますが、発電部門においては、火力発電は依然として大きな役割を担うことになるでしょうから、その高効率化が不可欠です。加えて、再生可能エネルギーとともに原子力発電が、一部を分担しなければならないことも明白だと思われます。

特に、原子力発電は実績のある大規模発電方式の中では最も CO₂ 削減に寄与し得る電源であり、また安定したエネルギー供給源でもあることから、世界各国で見直されつつあります。

しかしながら、原子力がその役割を十分に果たすためには社会に認められる技術であることが重要であり、そのために廃棄物処分や安全性向上を含めた課題に関して弛まぬ技術開発が今後とも不可欠です。

原子力エネルギーの有するこのような特徴を活かすために、電力中央研究所は原子力に関する基盤技術を支える研究開発、あるいはブレークスルーをもたらす革新的な技術開発を進めています。原子力技術は総合的な取り組みが必要であり、電力中央研究所においても、原子力技術研究所、材料科学研究所、地球工学研究所および社会経済研究所の連携の基に実施しています。

電力中央研究所は、時代に即応しつつ、将来を見据えた技術開発を鋭意推進し、原子力利用を支えることで地球温暖化対策とエネルギー安定供給に寄与したいと考えております。

本冊子は、2007 年度の電力中央研究所原子力分野の研究開発成果を纏めたものです。ご高覧いただき、当研究所の原子力分野の活動につきまして一層のご理解を戴くとともに、ご意見を頂戴できれば幸いです。

理事 原子力技術研究所長 横山 速一

原子力研究の主要な成果 2008 年版

目 次

1. 軽水炉発電	1
● 高経年化対策技術	
・ 応力場を考慮したキネティックモンテカルロ計算コードの開発 ー軽水炉圧力容器鋼材における格子原子型転位ループと転位の相互作用への適用ー	1
・ プラント出力向上時における設備への影響検討 ー流れ加速型腐食への影響の検討ー	3
・ 原子炉圧力容器破壊靱性値曲線の合理的な設定法の提案	5
・ 液滴衝撃エロージョン評価システムの開発	7
・ 流れ加速型腐食に対する影響因子の定量的な評価 ー壁面流動特性を用いた物質移動係数モデルの構築ー	9
・ 低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れ発生に及ぼす硬度分布および結晶粒径の影響	11
・ アトムプローブ観察のための試料作製法およびクラスター評価手法の開発	13
・ 効率的な三次元弾塑性き裂解析のため X-FEM コードの開発	15
● 炉心・燃料	
・ 軽水炉燃料照射環境を模擬する加速器技術の開発と高密度電子励起効果の解明	17
・ 流量急減事象における BWR 炉内流動応答	19
● 水化学	
・ 非照射下における PWR 燃料被覆管へのクラッド付着に及ぼす 溶液中 Ni/Fe 比および熱流束の影響	21
● リスク情報評価	
・ 階層ベイズモデルを用いたデマンド故障確率推定のための事前分布選択指針の確立	23
● 非破壊検査	
・ 超音波探傷試験の超高速シミュレーションツールの開発	25
・ 有限要素法と解析的手法を組み合わせたハイブリッド超音波伝搬 シミュレーション手法の開発	27
● 社会・経営リスクマネジメント	
・ 原子力の燃料供給安定性の定量的評価	29
2. バックエンド	31
● リサイクル燃料の輸送・貯蔵／技術	
・ 使用済燃料トンネル貯蔵施設の熱流動解析	31
・ 使用済燃料の浅地下ボールド貯蔵のフィージビリティ	33
・ キャニスタ系使用済燃料貯蔵施設における SCC 対策	35
・ 高速飛来物の衝突事象に対する金属キャスクの安全性検証	37
・ 使用済燃料貯蔵容器の合理的な地震時転倒安定評価手法の提案	39
● 高レベル放射性廃棄物処分技術	
・ ベントナイトの加熱浸透試験の解析 ー国際共同研究での取り組みー	41
・ 海水によるベントナイトの特性変化のモデル化	43
・ コントロールボーリング掘削・調査技術の開発 ー大曲断層への適用と機器開発ー	45



- ・フルボ酸を用いた ^{14}C 地下水年代測定方法の開発47
- ・ ^{36}Cl による低透水性岩盤中の物質移行形態の評価49
- ・地下水流動解析による ^{36}Cl と ^4He 年代測定結果の検証51
- ・低透水性岩盤における地下水抽出法の提案53
- 低レベル放射性廃棄物処分技術
 - ・フライアッシュ混合セメント系材料による核種移行抑制効果55
 - ・地下岩盤の地化学環境調査・評価技術の開発
 - ー六ヶ所サイト試験空洞周辺岩盤の酸化還元状態と将来予測ー57
 - ・アルカリ環境下でのサポナイトの溶解速度59
 - ・フライアッシュのアルカリシリカ反応抑制メカニズムに関する実験的検討61
 - ・セメント硬化体中でのイオン拡散性の評価に関する文献調査63

3. 放射線安全・低線量放射線影響 65

- ・コンクリートのクリアランス測定に対する CLALIS の適用性評価65
- ・公衆防護における最適化の線量下限を導く新しいアプローチ67
- ・線量－線量率マップを用いた動物実験の放射線発がんデータの分析69
- ・放射線誘発バイスタンダー応答研究の動向とその重要性71

4. 金属燃料・乾式リサイクル技術 73

- ・マイナーアクチノイド元素を添加した金属燃料の照射試験
 - ーフェニックス炉における照射の完了と低燃焼度燃料の非破壊試験ー73
- ・高温融体輸送技術を適用した実用的な乾式再処理プロセス機器の開発75
- ・電解還元法を適用した酸化物燃料の乾式再処理に関する技術開発77
- ・金属燃料の熔融塩電解精製における陰極/陽極の処理に関する研究開発79
- ・実高レベル廃液による脱硝・塩素化技術の実証81

5. 新型炉 83

- ・ナトリウム冷却小型高速炉 4S の炉心湾曲に伴う反応度評価83
- ・高速炉用プラント動特性解析コード CERES の検証
 - ー小型高速炉を対象とした SAS4A/SASSYS-1 コードとの比較ー85

6. 立地・施設保全（耐震） 87

- ・平成 19 年新潟県中越沖地震時に発生した使用済燃料貯蔵プールの溢流を伴うスロッシング評価87
- ・割れ目の卓越した岩盤にも有効な原位置岩盤三軸試験法の開発89
- ・表層地質の影響を考慮した露頭岩盤観測点の地震動特性の解明
 - ー根室観測点における検討ー91
- ・硬質地盤における地震波減衰の発生のメカニズムの解明93
- ・入力地震動設定法の高度化に向けた広帯域強震動特性の解明95

※ 本冊子に掲載の研究内容は、当所刊行物、電力中央研究所「研究年報 2008 年版」、地球工学研究所・環境科学研究所「研究概要 2007 年度研究成果」、材料科学研究所「主要研究成果集 2008 年版」に重複して掲載されているものがあります。

原子力発電を支援する基盤技術開発の中核

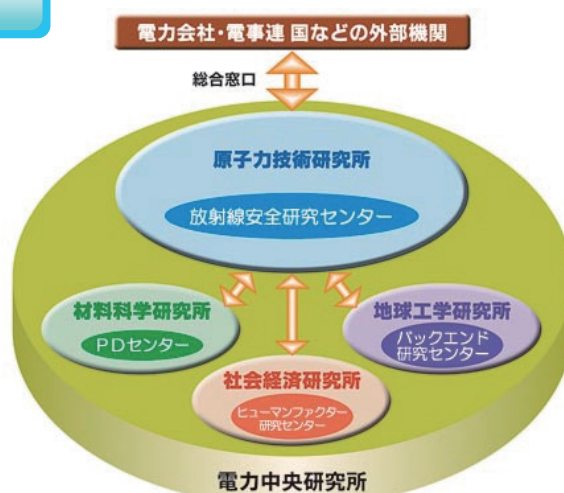
原子力技術研究所

放射線安全研究センター

電力中央研究所における原子力研究の中核的役割を担うとともに、商業用軽水炉発電プラントの運転・保守を支える基盤技術開発、廃棄物の放射線に対する合理的な安全確保手法の開発、低線量放射線の生体影響評価に基づいた放射線防護に関わる研究と情報発信、また、将来の高速炉サイクル実用化に向けての革新的核燃料サイクルや新型炉の開発に取り組んでいます。

研究の柱

- 軽水炉の運転・保守に関する基盤充実のための技術開発
 - ・伝熱流動、燃料・炉心解析など軽水炉の基盤技術開発による発電所現場を支える研究
 - ・リスク情報に基づく軽水炉の設備保全・運用を支援する研究
- 合理的な放射線安全確保手法の開発
 - ・原子力発電所の解体に伴って発生する廃棄物の合理的な処分技術の開発
 - ・放射性廃棄物処分における長期の不確実性を定量化した安全評価手法の開発
- 低線量放射線に対する正しい理解のための研究
 - ・放射線防護への適用のための低線量・線量率マップの体系化
 - ・低線量放射線影響に関する研究ネットワーク拠点としての情報発信
- 原子力の将来技術・先進的基盤技術開発
 - ・将来の高速炉時代に向けた金属燃料・乾式リサイクル技術
 - ・小型炉(4S)を含む、将来技術の総合的調査研究
- 他所の原子力関連課題との連携
 - ・高レベル・低レベル放射性廃棄物処分技術の開発(地球工学研究所バックエンド研究センター)
 - ・ヒューマンファクター向上に関する研究(社会経済研究所ヒューマンファクター研究センター)
 - ・地震リスク軽減技術の高度化(地球工学研究所)
 - ・応力腐食割れ(SCC)、水化学、材料照射脆化、配管き裂進展と維持基準に関する研究(材料科学研究所)



社会と技術をつなぐ学術的シンクタンク

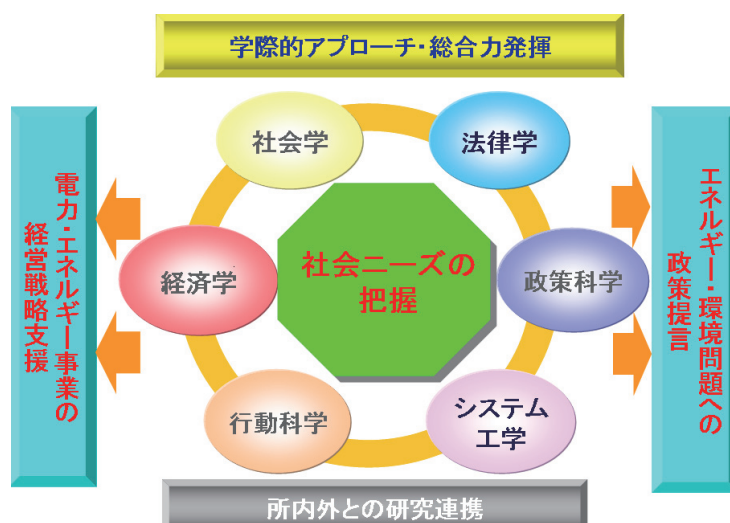
社会経済研究所

ヒューマンファクター研究センター

電力・産業界、政府・自治体、NPO などの社会ニーズを的確にとらえ、経済学、法学、社会学、システム工学、政策科学、行動科学など多岐にまたがる専門分野の研究者を結集し、将来の社会経済の望ましい姿を示すとともに、エネルギー・電力に関わる諸課題の解明・解決につながる政策提言を行い、電気事業をはじめひろく社会への貢献をめざしています。

研究の柱

- エネルギー技術政策のシナリオ分析
- 日本型自由化制度への対応策
- 需要反応の評価
- 電力流通設備のマネジメント方策
- ヒューマンエラー対策と安全文化醸成



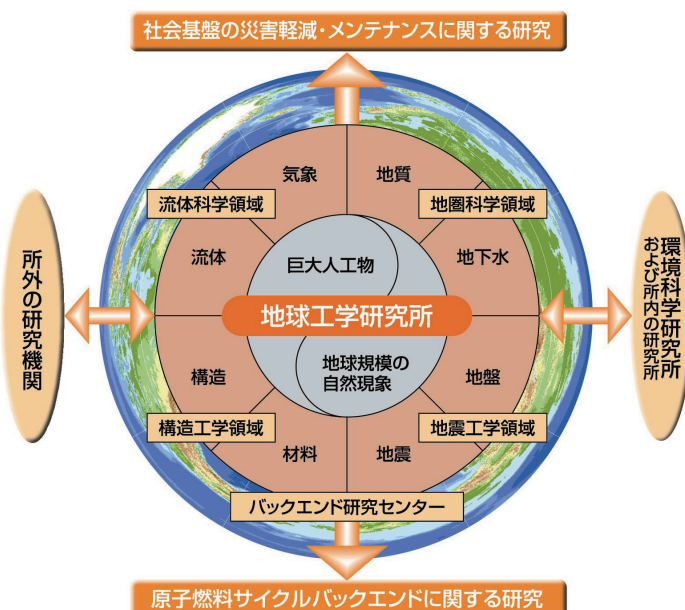
地球工学研究所

バックエンド研究センター

地球工学研究所は、地圏・水圏・気圏など地球規模の幅広い自然現象の解明に取り組む、地質・地盤・地下水・地震・材料・構造・流体・気象の専門家集団です。電力施設など社会基盤の立地・建設、災害軽減・メンテナンスなどの研究を推進するとともに、原子燃料サイクルバックエンドに関わる使用済み原子燃料の輸送・貯蔵、放射線廃棄物の処分、解体廃棄物の再利用に関する技術開発に取り組んでいます。

研究の柱

- 社会基盤の災害軽減・メンテナンスに関する研究
 - ・自然災害による社会損失の軽減
 - ・電力施設などの立地・建設
 - ・電力施設などのメンテナンス
- 原子燃料サイクルバックエンドに関する研究
 - ・放射性廃棄物の処分と解体廃棄物の再利用
 - ・使用済み燃料などの輸送・貯蔵
- 地球温暖化に関する研究
 - ・二酸化炭素地中貯留技術
- 専門分野別基盤研究
 - ・地圏環境挙動予測技術
 - ・地震リスク軽減技術
 - ・構造性能評価技術
 - ・数値流体解析技術



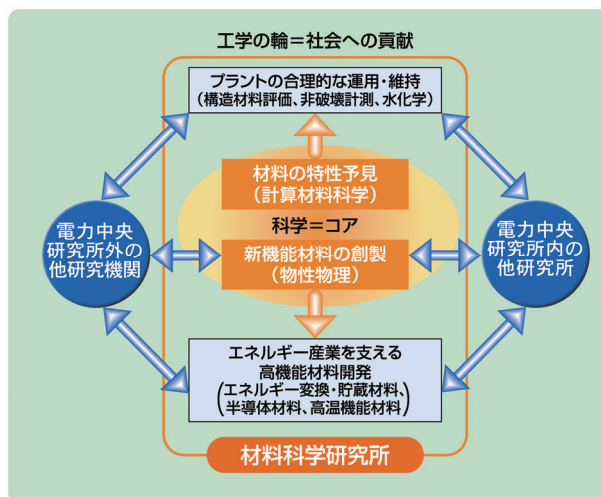
材料問題のソリューション・プロバイダー

材料科学研究所

材料技術は、あらゆる技術分野においてブレークスルーをもたらし得るキーテクノロジーです。エネルギー機器の高度運用を可能にする材料工学的ソリューションの提供、エネルギー産業に技術革新をもたらす新機能発現材料などの研究開発に意欲的に取り組み、電気事業をはじめとするエネルギー産業における材料問題のソリューション・プロバイダーをめざしています。

研究の柱

- 原子力材料：原子力発電プラント材料の照射損傷・劣化の機構解明と規格への反映、水化学管理技術、環境脆化・腐食損傷等の機構解明と対策に関する研究など
- 火力材料：火力発電プラント機器の設備診断・寿命評価技術、腐食評価・抑制技術、非破壊検査・モニタリング技術など先進保守・運用に関する研究など
- エネルギー変換・貯蔵材料：リチウム電池等のエネルギー貯蔵材料の開発・評価、セラミック材料などのエネルギー変換材料、水素製造に関する研究など
- 先進機能材料：SiC パワー半導体材料等の機能材料の開発・評価、遷移金属酸化物、有機半導体材料等の物性評価とそれに基づく新材料の開発など
- PD センター：PD (Performance Demonstration) 認定制度に基づき、原子力発電所の機器を対象として超音波探傷を実施する技術者の技量等に関する資格試験業務を通じ、原子力発電所の信頼性向上に寄与します。



1. 軽水炉発電

応力場を考慮したキネティックモンテカルロ計算コードの開発 ー軽水炉圧力容器鋼材における格子間原子型転位ループと転位の相互作用への適用ー

背 景

軽水炉の運転期間の長期化が計画される中、原子炉圧力容器の構造健全性を確保する上で高照射量領域における圧力容器鋼の照射脆化を精度よく予測することが重要である。当所では圧力容器鋼の中性子照射による照射損傷の蓄積を理論的に研究するために、キネティックモンテカルロ法(KMC)^{*1}に基づく計算機シミュレーションを用いてきた。従来の KMC では鋼材中に存在する転位(先在転位)を点状の点欠陥吸収領域としてモデル化していたが、高照射量域になると先在転位近傍に自己格子間原子型転位ループ(SIA ループ)^{*2}が集積することが実験的に知られており、この集積メカニズムの解明には数 nm から数十 nm 程度離れた位置にある転位と SIA ループの相互作用を考慮する必要がある。したがってこのような現象の解析のためには転位の応力場を正しく考慮した新しい転位モデルを用いた KMC 計算コードの開発が必要である。

目 的

応力場の影響を考慮した KMC 計算コードを開発し、鉄中に存在する転位近傍における自己格子間原子型転位ループの拡散挙動を調べる。

主な成果

1. KMC コードの開発

転位の応力場と SIA ループ間の相互作用を考慮した KMC 計算コードを開発した。この新しい KMC 計算コードを用いることによって、従来点状の点欠陥吸収領域としてのみ考慮していた転位に代わり、転位の作り出す応力場の及ぼす遠距離相互作用を考慮した解析が可能となり、転位と SIA ループの相互作用をより正確に計算できるようになった。

2. SIA ループの転位への集積現象の解明

転位の近傍における SIA ループの形成過程とその拡散挙動について KMC 計算コードを用いて調べた。刃状転位の引張りひずみ領域に SIA ループが集積することが分かった(図 1)。これは、SIA ループが転位の引張り応力側でエネルギー的に安定になること(図 2)から説明できる。実験で観察されている転位近傍への SIA ループの集積メカニズムの一つが、転位の作り出す応力場の影響であることが分かった。

3. 転位の応力場が自己格子間原子型転位ループのサイズに与える影響

転位が存在する場合には、転位が存在しない場合と比べて小型の SIA ループが多く生成されることが分かった(図 3)。これは転位による SIA ループの捕獲によって SIA ループの成長が阻害されているためであると考えられる。転位数の増加は材料の脆化に影響を与える可能性があり、転位の応力場を正しく考慮する必要があることを示唆している。

主 担 当 者 材料科学研究所 原子力材料領域 主任研究員 中島 健一

関連報告書「応力場を考慮したキネティックモンテカルロ計算コードの開発 ー軽水炉圧力容器鋼材における格子間原子型転位ループと転位の相互作用への適用ー」 電力中央研究所報告:Q07019 (2008 年 6 月)

*1 : 時間変化も考慮できるように拡張されたモンテカルロ法。

*2 : 自己格子間原子が集積し、円盤状の格子欠陥となったもの。

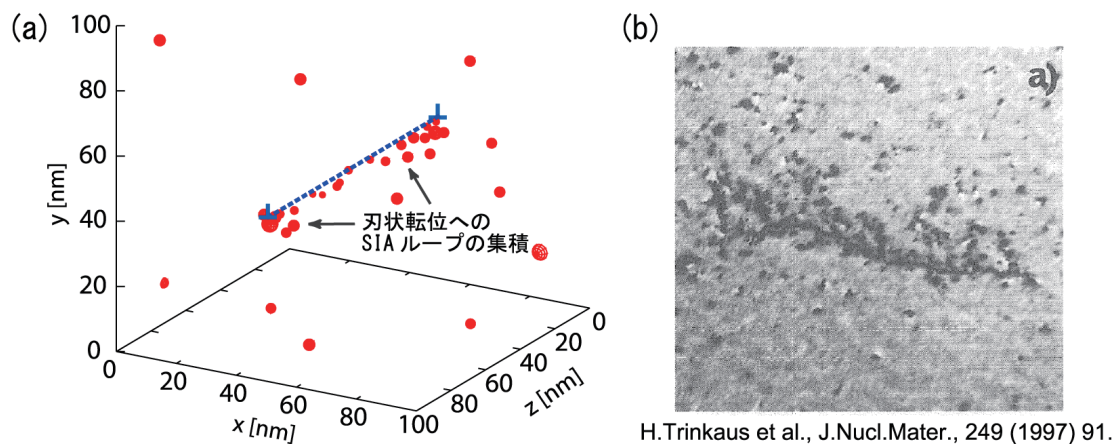


図 1 (a) KMC を用いた計算によって得られた SIA ループの空間分布 (b) 核分裂中性子を照射した Mo 中に観察された転位に集積する転位ループ

KMC による解析結果と同様な転位への集積現象が実験的にも観察されている。

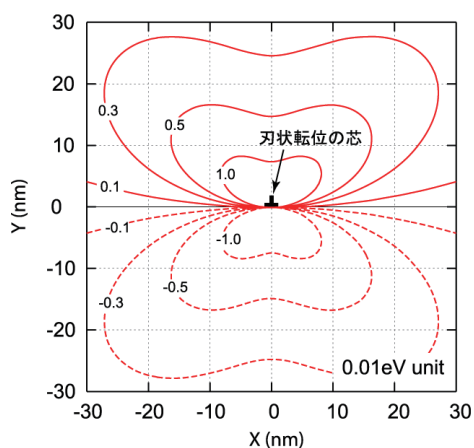


図 2 刃状転位との SIA ループの相互作用エネルギーの等高線表示

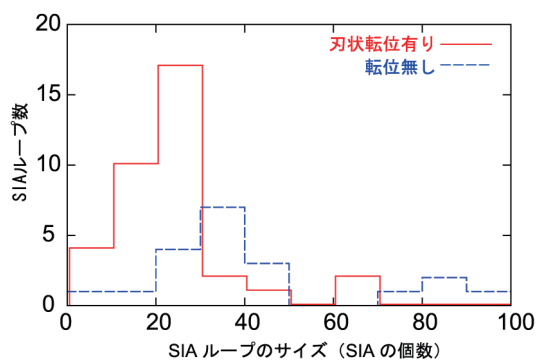


図 3 KMC を用いた計算によって得られた SIA ループのサイズ分布
サイズは SIA ループを構成している SIA の個数を表す。

プラント出力向上時における設備への影響検討 ー 流れ加速型腐食への影響の検討ー

背 景

米国では、既存の原子炉の安全性を損なうことなく出力を数%～20%増加させる事で発電コストを引き下げる事が可能な出力向上が既に実施されており、日本においても具体化に向けた検討が活発化している。出力向上はプラント内の各系統部位における温度や流量などの流動状況の変化を伴うため、出力向上によって流動に起因するトラブル事象が顕在化する可能性があり、実際に米国においても幾つかの事例が報告されている。

流動が起因する事象としては流動に伴う圧力変動/構造振動による疲労損傷や配管の減肉現象などがあり、特に、配管減肉現象の内の流れ加速型腐食(Flow Accelerated Corrosion、FAC)は、配管の損傷・破裂につながるリスクのある現象である。そのため、出力向上時の FAC による減肉量が出力向上前と比べてどの程度変化するかをあらかじめ検討しておく必要がある。

目 的

国内 BWR プラントで S 型^{*1} 相当の 5%および E 型(注参照)相当の 15%の出力向上を行った場合の FAC 現象を対象として、減肉率の変化の傾向、および配管減肉の管理計画への影響について調べる。

主な成果

モデルプラントとして国内 BWR プラントの 58%を占める BWR5 を選定し、出力向上時の仕様を仮定して、日本機械学会の BWR を対象とした配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NH1-2006)に記載される FAC による各管理区分(表1)の配管系の減肉率がどのように変化するかについて、公開されている FAC による減肉率予測コード WATHEC (W. Kastner ら、Nuclear Engineering and Design、119 (1990) 431)により検討した。

- (1) 5%出力向上の場合: 抽気系の一部で寿命が 80～88%となり比較的短くなったが、最短寿命は 10 年以上であった。それ以外の系統は寿命の低下はほとんどなく、温度条件が高温で上昇するために寿命が長くなる系統も見られ、寿命の変化は大きくないことが示された(表2)。
- (2) 15%アップレートの場合: 抽気系の一部で寿命が 2/3 程度となる系統があり、配慮が必要と考えられるが、寿命は 10 年程度以上であり、また 5%出力向上の場合と同様に寿命の低下がわずかであるか、むしろ長くなる系統が多かった(表2)。

以上により、FAC については出力向上による配管減肉管理計画への影響は小さく、従来の保全管理方法を適切に実施すれば対応が可能な見通しが得られた。

本研究は、日立 GE ニュークリアエナジ(株)との共同研究として実施した。

今後の展開

FAC に引き続き、液滴衝撃エロージョン(LDI)への影響の検討を行う。

主 担 当 者 原子力技術研究所 発電基盤技術領域 上席研究員 稲田 文夫、主任研究員 森田 良

^{*1} : 米国に於ける出力向上では、給水流量計の計測不確かさの改善により 2%以下の出力向上を行う MU 型、大きなプラント改造を伴わずプラント性能範囲で安全解析等の再評価により 7%以下の出力向上を行う S 型、機器の改造により 20%以下の出力向上を行う E 型に分類している。

表 1 BWR を対象とした配管減肉管理のための技術規格
における管理ランク

管 理 ラ ン ク	
FAC-1	系統: 酸素注入によりFACによる減肉を抑制している範囲。酸素注入点下流側の復水・給水系(下記の FAC-S 範囲を除く)や給水加熱器ドレン系の水単相領域の配管系。湿り度の低い主蒸気系の蒸気単相領域も FAC 発生の可能性は低いと考えられるため、本範囲に含める。 管理法: 代表する定点について、10 年以内の周期で肉厚測定を実施。
FAC-2	系統: 溶存酸素濃度が低い場合 FAC による減肉が想定される範囲。主蒸気系の二相領域、抽気系、給水加熱器ドレン系の二相領域、給水加熱器ベント系統等の配管系。 管理法: 10 年目までに初回測定を行い、その後は余寿命を算出して肉厚測定管理を行う。
FAC-S	系統: 上記の FAC-1 の範囲に属するが、偏流効果が著しく実機計測データ上も減肉が発生している箇所。給水ポンプ吐出部下流エルボ等。 管理法: 10 年目までに初回測定を行い、その後は余寿命を算出して肉厚測定管理を行う。

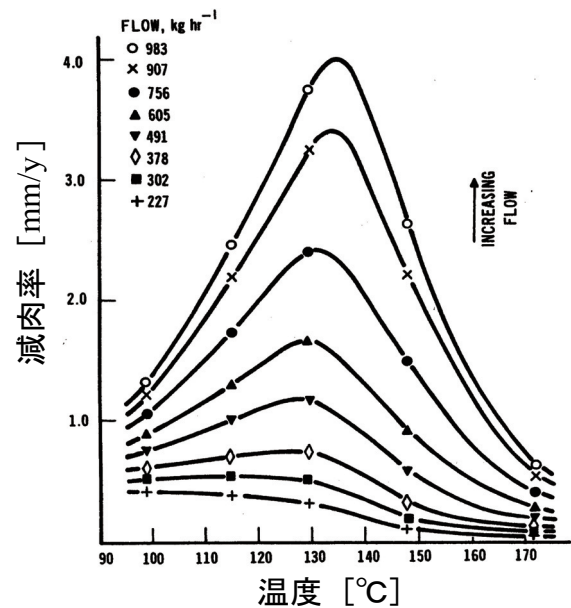


図 1 炭素鋼の FAC による減肉速度と温度、流速との関係の例(pH 9.05)

G. J. Bignold, K. Garbett and I. S. Woolsey, in
Ph. Berge and F. Kahn, eds., Corrosion-Erosion
of Steels in High Temperature Water and Wet
Steam (France: EdF, Les Renardières, 1982)
Paper No. 12.より引用

表 2 日本機械学会規格のベースとなる最小寿命が比較的短い系統における、
出力向上前後の寿命の変化率 R_L (WATHEC コード使用, BWR の例)

系統/系統 No.	管理ランク	仮定した 溶存酸素 濃度 (ppb)	出力向 上前寿 命(年)	5%出力向上時		15%出力向上時	
				寿命(年)	寿命変 化率 R_L	寿命(年)	寿命変 化率 R_L
給水系/2	FAC1	15	17.95	18.2	1.01	18.1	1.01
抽気系/7	FAC2	1	19.32	25.0	1.29	29.5	1.53
抽気系/8-2	FAC2	1	17.19	20.1	1.17	23.6	1.37
抽気系/9-2	FAC2	1	10.64	11.6	1.09	13.8	1.30
抽気系/10-2	FAC2	1	14.42	11.6	0.80	9.5	0.66
抽気系/12-2	FAC2	1	15.84	13.9	0.88	10.7	0.68
給水系/25-1	FAC1/FACS	15	16.92	16.7	0.99	16.3	0.96
給水加熱器ド レン系/105-1	FAC2	1	18.55	18.7	1.01	19.1	1.03
給水加熱器ド レン系/105-2	FAC2	1	15.13	15.3	1.01	15.6	1.03
抽気系/106	FAC2	1	18.88	20.4	1.08	22.9	1.21
給水加熱器ド レン系/551	FAC1	15	15.02	15.0	1.00	15.0	1.00

寿命が長くなっ
ている系統

抽気系の一部で
寿命が短くなる
が、寿命は10年
程度以上

備考: 系統 No. は、BWR を対象とした配管減肉管理に関する技術規格 (JSME S NH1-2006) に記載される
系統 No. と対応

原子炉圧力容器破壊靱性値曲線の合理的な設定法の提案

背 景

原子炉圧力容器(RPV)の破壊靱性の評価曲線は温度に対する破壊靱性値の下限包絡線(K_{Ic} 曲線)として帰納的に決められており、これに代わるより合理的な破壊靱性評価が求められている。近年、破壊靱性が本来有する統計分布特性を考慮してその信頼限界を理論的に定める、いわゆる「マスターカーブ法」^{*1} が提案された。海外では同法の規格、ガイドラインへの採用が進められており、我が国でも適用の是非が議論されつつある。当所ではこれまで国産 RPV 鋼を対象とした体系的な破壊靱性試験を行い、マスターカーブ法が適用可能であることを明らかにしてきた。マスターカーブ法に基づき、 K_{Ic} 曲線の代替として下限界曲線を考える場合、破壊靱性の統計分布特性を正しく反映してこれを設定すべきであるが、現行の米国試験材料協会 (ASTM) 基準における設定方法は半経験的であり、信頼性に関する検討は十分ではない。

目 的

破壊靱性の統計分布特性および信頼性に関する検討を通じて、破壊靱性の下限界曲線の合理的な設定方法を提案する。

主な成果

1. 下限界曲線の合理的な設定方法の提案

下限界曲線は、(a) 破壊靱性のばらつきを包絡するようマスターカーブを割り下げて信頼限界を定め、(b) 参照温度^{*2}の不確定性を考慮して信頼限界を高温側にシフトする、という過程を経て導かれる(図 1)。現行の ASTM 基準では、信頼限界を定めるのにデータ数の効果を考慮していない、下限界曲線を得る際のシフト量を半経験的に決めている、という問題があったが、これらを克服した下限界曲線の合理的な設定方法を新たに提案した(表 1)。

2. 提案曲線の検証

新たに設定した下限界曲線により、国産 RPV 鋼のばらつきを有する破壊靱性データが安全側に包絡されることを検証した(図 2)。

今後の展開

現行の監視試験と共存し得る、より小型の試験片を用いたマスターカーブ評価手法の開発を目指す。

主 担 当 者 軽水炉高経年化研究総括プロジェクト 照射脆化ユニット 上席研究員 三浦 直樹

関連報告書 「国産原子炉圧力容器鋼に対するマスターカーブ破壊靱性評価法への小型試験片の適用性検討」 電力中央研究所報告：Q07026 (2008 年 3 月)
「マスターカーブ法による破壊靱性値曲線の合理的設定法の提案」 電力中央研究所報告：Q07027 (2008 年 3 月)

*1 : 同一条件下におけるフェライト鋼の破壊靱性のばらつきを最弱リンクモデルに基づくワイブル分布により記述し、かつその分布の中間値の温度依存性を、一本の曲線(マスターカーブ)によって記述する手法。

*2 : マスターカーブ上で破壊靱性値 $100 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ に対応する温度。マスターカーブの形状は材料によらず不変なので、参照温度がマスターカーブの位置を決める唯一の指標となる。

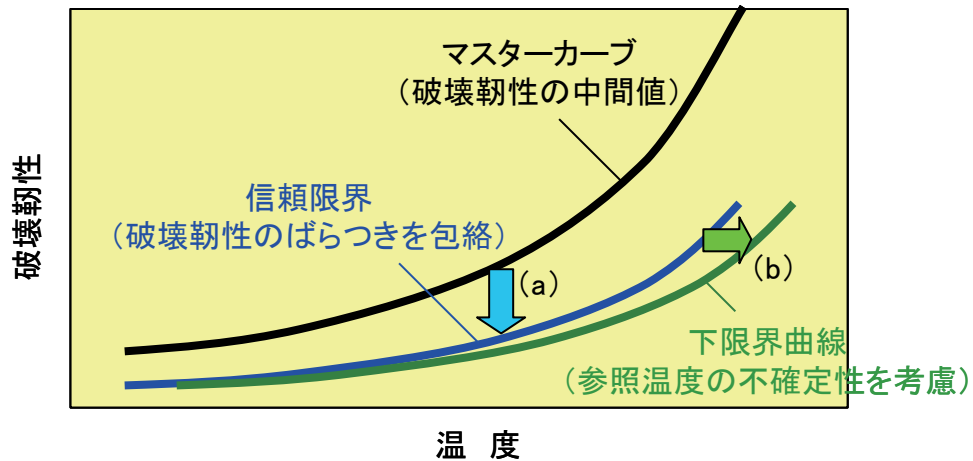


図1 下限界曲線の設定方法の模式図

- (a) 破壊靱性のばらつきを包絡するようマスターカーブを割り下げて信頼限界を定める
 (b) 参照温度の不確定性を考慮して信頼限界を高温側にシフトする

表1 提案する下限界曲線の設定方法の特長と現行基準との比較

	現行ASTM基準	提案法
信頼限界の決め方	データ数が十分大きいとして割り下げ率を一定値に固定	割り下げ率をデータ数および要求信頼水準の関数として規定
下限界曲線を得るためのシフト量	最低必要データ数に対し半経験的にシフト量を決定	参照温度の統計分布特性をもとに解析的にシフト量を決定

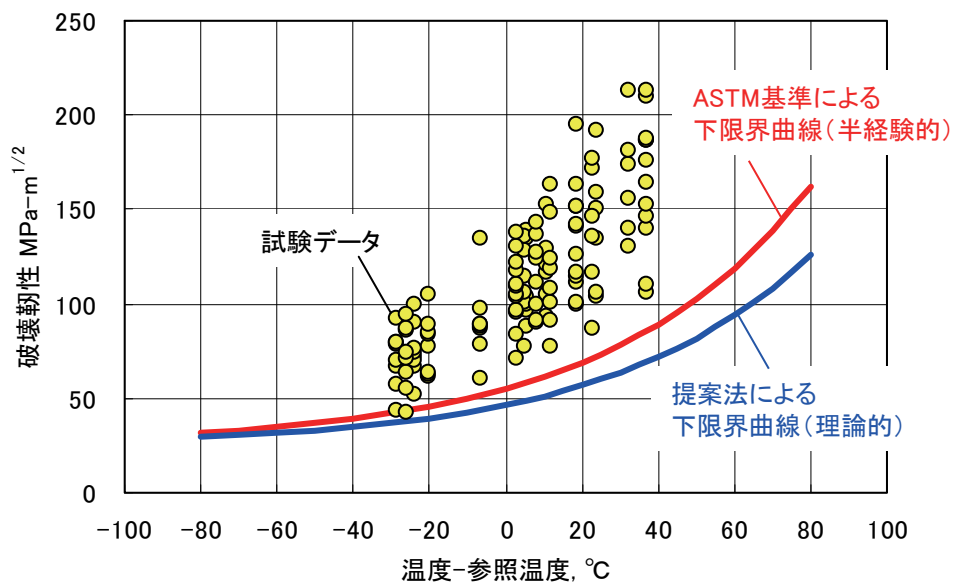


図2 試験データと下限界曲線の比較の例

試験データは SFVQ1A 鋼の厚さ 10 ミリから 100 ミリの試験片約 100 体より取得

液滴衝撃エロージョン評価システムの開発

背 景

発電プラントの運用・管理において重要な課題である配管減肉現象である流れ加速型腐食(FAC)および液滴衝撃エロージョン(LDI)に関して、当所では発電所での保守・管理に役立つ減肉予測評価ツールの構築を最終的な目標として研究を進めている。

LDI については、支配因子である流動因子(流速・湿り度など)の配管内の分布状況の高精度・高効率な把握が、これまでの研究により可能となった。しかし、配管系全体での LDI の評価を行うためには、これら個々の技術・知見を組合せて評価の手順・方法などを整理し、体系だった LDI の評価システムを構築する必要がある。

目 的

LDI 評価ツールのコアの部分となる、配管内の LDI 発生箇所を評価出来るシステムを、流動評価技術や LDI との相関などの個々の技術・知見を用いて構築する。

主な成果

1. LDI 評価システムの構築

入力条件として、配管系の上下端における流動条件・配管のレイアウトを与え、

- ① 全体流動評価: 当所の開発した流動計算コード“MATIS-SC^{*1}”、“MATIS-SP^{*2}”を用いて配管系の流動状況进行评估する。
- ② 局所流動評価: 配管系の各エルボなどの LDI 評価対象箇所において液滴の挙動を計算し、液滴が対象箇所に衝突する割合(液滴衝突割合)进行评估する。
- ③ LDI 感受性の評価: 評価対象箇所における流動状態・液滴衝突割合を考慮して、LDI による減肉の発生可能性进行评估する。

の手順により、LDI を評価するシステムを構築した(図1)。

2. モデル配管を用いた LDI 評価システムの試計算

オリフィスを有する蒸気配管体系(図 2)において評価システムの試計算を実施した。既存知見である流動と LDI 減肉量との相関から流速・湿り度を考慮した関数と、更に液滴衝突割合まで考慮した関数を評価関数として、各エルボ位置における流動状況(図 3)から減肉発生可能性の順位进行评估するモデルを構築した。その結果、液滴衝突割合を考慮する事で減肉の発生可能性が変化する事が分かり、流速・湿り度などの既存知見で考慮されている流動状態の他に、液滴衝突割合も LDI に影響を与える重要な因子となる事が分かった(表1)。

主 担 当 者 原子力技術研究所 発電基盤技術領域

PLM 総括プロジェクト配管減肉研究ユニット 主任研究員 森田 良

関連報告書 「液滴衝撃エロージョンに関わる流動特性の解明(その1)ー蒸気実験による液滴径の計測ー」、電力中央研究所報告:L06008(2007 年 6 月)

「液滴衝撃エロージョンに関わる流動特性の解明(その2)ー流動評価技術の高度化ー」、電力中央研究所報告:L07016(2008 年 6 月)

*1 : Multi-dimensional Accurate Time Integration Simulation for Steam with Condensation

*2 : Multi-Phase Accurate Time Integration Simulation for Steam in Piping

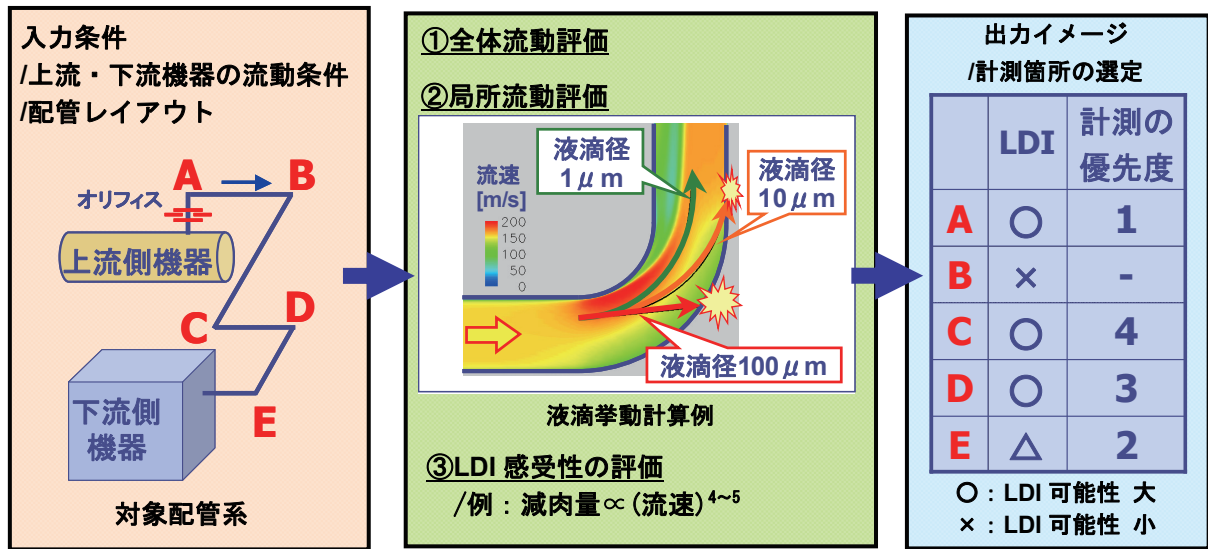


図1 LDI評価システムの概要と計測箇所の選定評価イメージ

LDI発生を検討対象となる配管系統・箇所は蒸気配管系のエルボ部とし、上流・下流の流動条件やレイアウトを入力条件としてLDIの発生可能性を評価する。

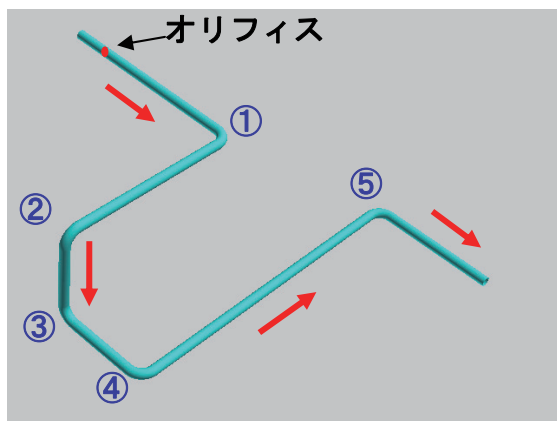


図2 蒸気配管系モデル

LDI評価システムの試計算として、オリフィスで流れが絞られる蒸気配管系の①～⑤のエルボにおけるLDI評価を実施した。

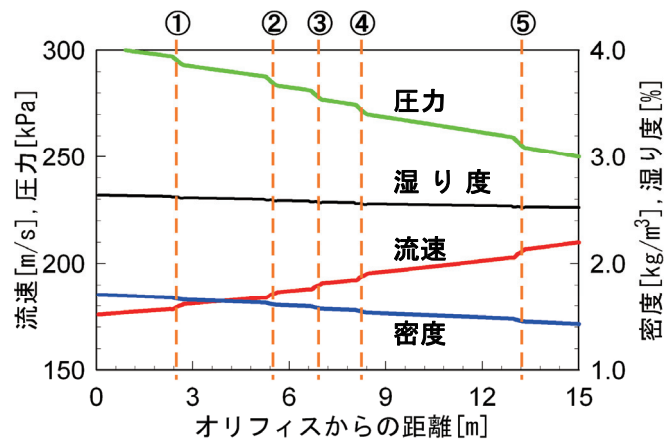


図3 配管内の流動分布

MATIS-SPコードを用いて配管内の流動分布を計算。下流に向かって密度・圧力は低下し、流速は増加する傾向が見られた。

表1 蒸気配管系モデルのエルボ①～⑤でのLDI評価例

各エルボ位置における流動状態と液滴衝突割合を用いて減肉の発生可能性を評価した。発生可能性の関数は、既存知見を基に流速と湿り度を考慮し、更に本研究では液滴衝突割合を考慮している。

エルボ位置	流速 u [m/s]	湿り度 β [%]	液滴衝突割合 w [%]	減肉可能性の順位	
				$f(u^4, \beta)^*$	$f(u^4, \beta, w)$
①	178.4	2.62	40.7	5	5
②	183.8	2.59	44.0	4	4
③	187.8	2.58	56.9	3	2
④	192.1	2.56	40.9	2	3
⑤	202.8	2.53	42.8	1	1

※液滴衝突割合 w を考慮しない場合

流れ加速型腐食に対する影響因子の定量的な評価 ー壁面流動特性を用いた物質移動係数モデルの構築ー

背 景

原子力発電プラントの運用・管理において、系統配管の減肉現象は重要な問題である。減肉現象の中でも、炭素鋼配管の大規模な破損に至る可能性がある流れ加速型腐食 (FAC)^{*1} には十分な注意が必要である。配管減肉を合理的に管理する為には、定期的な肉厚検査と共に、現象メカニズムに基づく定量的な予測の併用が望まれる。FAC による減肉量を予測する上で、流体力学面で本質的に考慮すべき影響因子は、配管表面における物質移動現象である。物質移動量を支配する係数(物質移動係数)は流体条件(温度・流量)と流路形状で決まるが、FAC が発生しやすい様々な偏流領域に適用できる相関式は見当たらない。しかし、偏流領域における流動の物理量により、物質移動係数を普遍的に得ることができれば、種々の流体・流路条件の変化に伴う FAC による減肉量の相対的な比較・評価が可能となり、実機配管における FAC の管理に大きく貢献することができる。

目 的

FAC による減肉率と流体力学因子の基礎データを取得し、偏流領域に適用可能な物質移動係数を提案し検証する。

主な成果

1. 実験・計算による FAC に関わる基礎データの取得

- (1) 矩形流路の二次元的な縮流体系における、FAC による減肉実験を、PWR 二次系復水条件にて実施し、以後の検証に用いる減肉率データを取得した(図 1、図 2(a))。
- (2) 当所開発の計算コード MATIS-I を用いて、上記実験と同体系に対する流体数値計算を実施した。この結果、物質移動現象を支配する粘性底層(壁面の極近傍の領域)の状態量のパラメータとして、平均流速及び乱流速の分布データを取得した(図 2(b),(c))。

2. 偏流領域に適用可能な物質移動係数の提案と検証

- (1) 偏流領域における流れの特徴を、従来の「摩擦速度」に壁面近傍の乱流速を加算した「実効摩擦速度」として提案した(図3)。更に熱伝達と物質移動のアナログの知見^{*2}に基づき、物質移動係数のモデル式を導出した(図4)
- (2) 上記実験・計算結果を用いて物質移動係数モデルを検証した結果、乱流速の考慮により、減肉率との相関に大幅な改善が得られた(図 5)。但し、このモデルは暫定式であり、今後の減肉率予測式の構築に向けて、乱流速の定量的な影響に関する更なる検討が必要である。

今後の展開

乱流速に加えて表面粗さの影響の定量化により物質移動係数と減肉率との相関精度を向上させ、水化学の知見と合わせて減肉率の予測式を構築する。

主 担 当 者 軽水炉高経年化研究総括プロジェクト 配管減肉ユニット 主任研究員 米田 公俊
軽水炉高経年化研究総括プロジェクト 配管減肉ユニット 主任研究員 森田 良

関連報告書 「流れ加速型腐食に対する影響因子の定量的な評価(その1)」電中央研究所報告:L06007 (2007年3月)、「流れ加速型腐食に対する影響因子の定量的な評価(その2)」電力中央研究所報告:L07015 (2008年3月)

^{*1} : 炭素鋼・低合金鋼配管の酸化皮膜の腐食が、管内の流れによって促進される減肉現象 (Flow Accelerated Corrosion)

^{*2} : Chilton, T. H. and Colburn, A. P., Industrial and Engineering Chemistry, Vol.26, p.1183-1187 (1934)

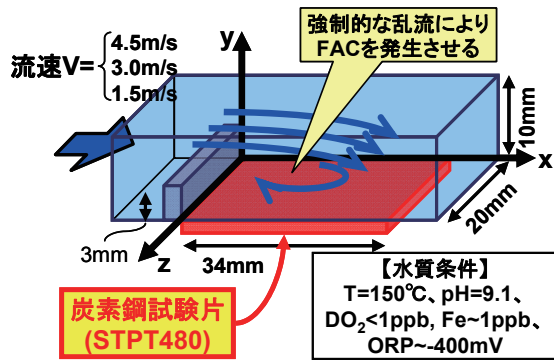


図1 減肉実験と流動数値計算体系の概略図

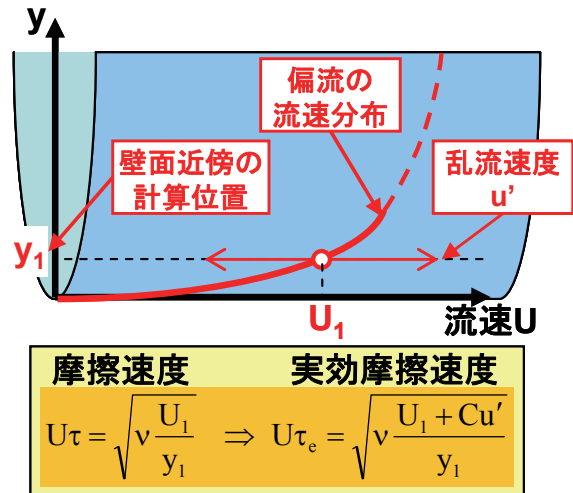


図3 偏流に対する壁面近傍計算値を用いた実効摩擦速度の算出方法 (ν : 動粘性係数)

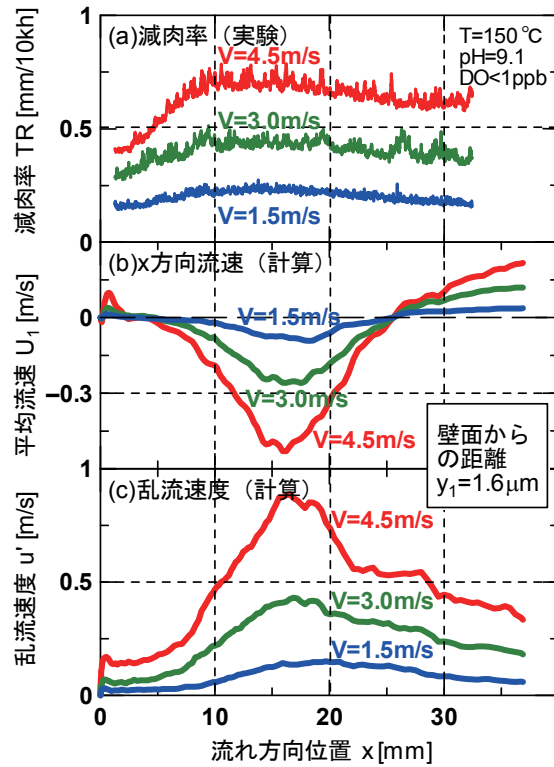


図2 減肉実験による減肉率と数値流体計算による壁面流動特性

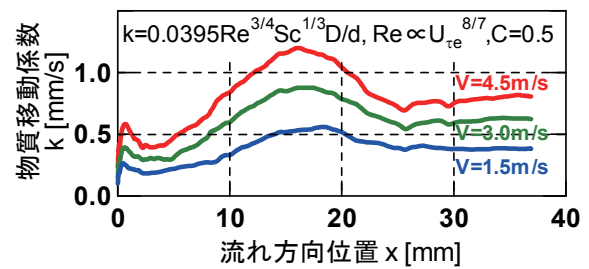


図4 実験体系における物質移動係数の分布 (Sc : シュミット数、 D : 拡散係数、 d : 配管径)

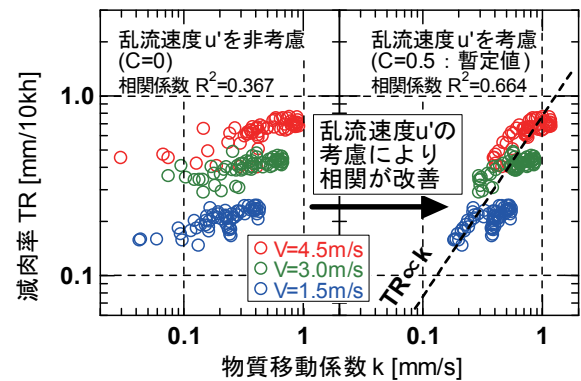


図5 物質移動係数と減肉率との相関

低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れ発生に及ぼす 硬度分布および結晶粒径の影響

背 景

低炭素ステンレス鋼は耐応力腐食割れ(SCC)材料として開発され、沸騰水型軽水炉の原子炉再循環系配管や炉心シュラウドに使用されているが、SCCの発生が確認されている。実機で確認されたSCCは、表面の加工硬化層を起点としていることが明らかとなり、硬い材料ほどSCC感受性が高くなる傾向が知られている。き裂の発生は局所的な現象であり、表面における硬さなどの主要因子の分布形態とSCC発生には、何らかの関係があると予想される。また、負荷状態にある材料の局所的な応力分布は、結晶粒径に依存することが知られているが、これまでに表面の硬度分布や結晶粒径とSCC感受性の関係について系統的な研究は行われていない。

目 的

低炭素ステンレス鋼のSCC感受性に及ぼす表面硬さ分布および結晶粒径の影響を明らかにし、SCC発生の主要因子を推定する。

主な成果

1. 表面硬さ分布

表面硬さ分布の異なる試験片でSCC発生試験を行い、以下の結果を得た。

本試験では、SCCが発生するための条件は、平均硬さ(ビッカース硬さ:Hv)>235(図1)かつ硬さの標準偏差Hv>18(図2)であると推定された。この推定値の一般性については、さらに多くの種類の材料を用いた試験による確認が必要であるが、今回の結果から、SCC感受性を評価するためには、平均硬さのみでなく、硬さの標準偏差を考慮しなければならないことが明らかになった。

2. 結晶粒径

同一硬さで結晶粒径の異なる試験片でSCC発生試験を行い、以下の結果を得た。

硬さ(Hv≒300)の材料では、結晶粒径の大きいほどき裂数密度が高く、最大き裂長さが長くなり、SCC感受性が高くなる傾向が認められた(図3)。

以上、SCC感受性に及ぼす表面硬さ分布と結晶粒径の影響評価から、低炭素ステンレス鋼におけるSCC発生の主要因子は、局所的な応力分布の不均一性にあると推定される。

今後の展開

SCC発生試験前の試料について、EBSP装置および微小部X線回折装置を用い、空間的な塑性ひずみ・結晶方位の分布および残留応力分布の測定を行い、その分布状態とき裂発生位置の関係を明らかにする。

主 担 当 者 軽水炉高経年化研究総括プロジェクト SCCユニット 特別契約研究員 宮原 勇一
軽水炉高経年化研究総括プロジェクト SCCユニット 主任研究員 加古 謙司

関連報告書 「SUS316L ステンレス鋼の高温水中応力腐食割れ感受性に及ぼす硬度分布の影響」 電力中央研究書報告:(2008年3月)
「高温純水中におけるオーステナイト系ステンレス鋼のSCC感受性に及ぼす化学組成と結晶粒径の影響」 電力中央研究書報告:(2008年3月)

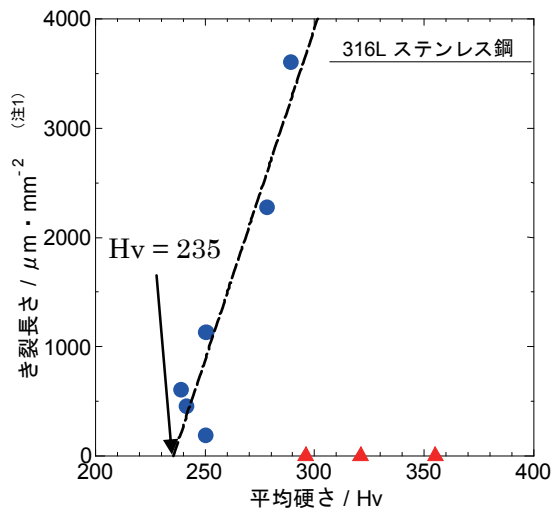


図 1 平均硬さとき裂長さの関係 注1)

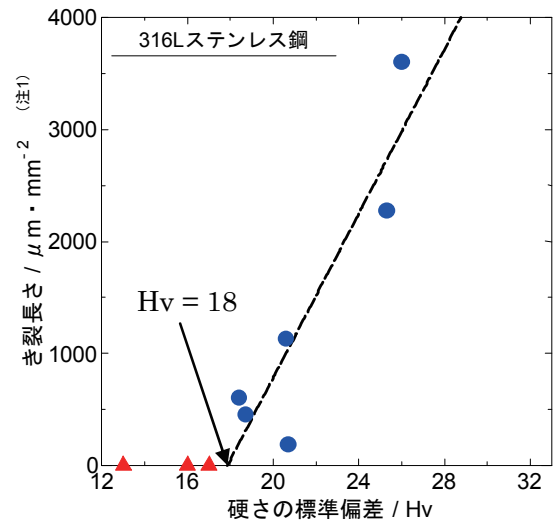


図 2 硬さの標準偏差とき裂長さの関係 注1)

(注1):縦軸のき裂長さは、単位面積に観察されるき裂の総延長を示す。

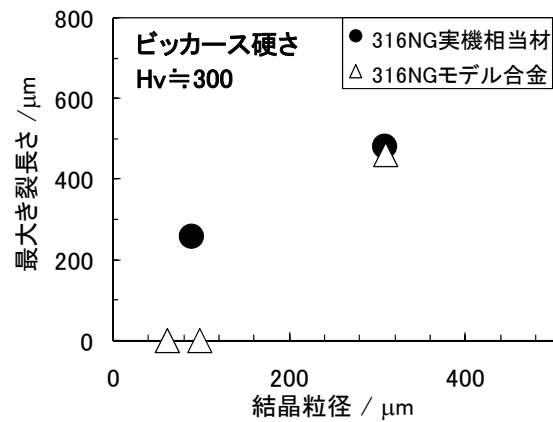
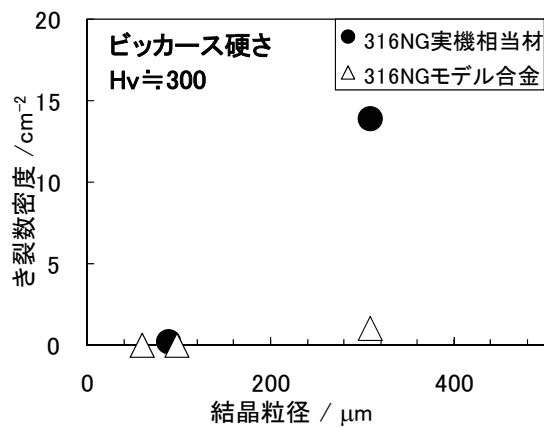


図 3 結晶粒径とき裂数密度および最大き裂長さの関係 注2)

(注2):縦軸のき裂数密度は、単位面積に観察されるき裂数を示す。

アトムプローブ観察のための試料作製法および クラスター評価手法の開発

背 景

軽水炉圧力容器(RPV)鋼の中性子照射脆化は、ナノメートルスケールの溶質原子クラスター(以降、クラスターとする)の形成により生じることが知られており、脆化の評価と予測にはクラスターの適切な観察と評価が不可欠である。三次元アトムプローブ(3DAP)観察は、試料内の原子の三次元位置をサブナノメートルオーダーの空間分解能で測定でき、クラスター観察・評価の強力なツールである。しかしながら 3DAP 観察に必要な試料は、先端の曲率半径がおおよそ 50nm と非常に鋭利であると同時に表面が平滑な必要があり作製が非常に難しいこと、また観察により得られる 1 千万以上の大量の原子群からクラスターを適切に検出、評価する手法が必要なことが懸案であった。

目 的

アトムプローブによるクラスター観察のための、試料作製法およびデータ評価手法を開発する。

主な成果

1. 集束イオンビーム(FIB)^{*1} 装置を用い、材料の特定部位からの 3DAP 試料を採取、作製する手法を検討した。その結果、試料先端を 3DAP 観察に必要な形状に整形すると同時に、観察に必要な強度も確保できる加工制御手法を開発、さらに理論的に見積もったダメージ深さを基に Ga イオンビームの加速電圧制御を最適化することで、電解研磨法と同様のアトムプローブ観察可能となった(図 1)。これにより、損傷が表面に局在化したイオン照射材の 3DAP 観察適用の道が拓けた。
2. クラスターのように溶質原子が濃縮した領域は他と比較して溶質原子間距離が短い。これを利用し、互いに近距離に位置する溶質原子を再帰的に探索してクラスターを検出するアルゴリズム(再帰的探索アルゴリズム:RSA)によるクラスター評価プログラムを開発した。これによりアトムプローブデータからクラスターを検出し(図 2)、クラスターの大きさ、個数、数密度、体積率を定量的に求められるようになった。また、検出されたクラスター内部の溶質元素の分布を詳細に調べる手法とプログラムを開発した。RPV 鋼中性子照射材の試評価では、銅だけがクラスター内で小さく局在する傾向が見られるなど、クラスターを構成する溶質原子の挙動をこれまでよりも詳細に知ることが可能となった。
3. 溶質原子が濃縮した状態を評価するもうひとつの手法として、溶質原子間の距離の統計情報である空間分布関数(SDF)による解析手法を提案した。これにより RSA では検出できないクラスター形成、分解過程に見られるような溶質のわずかな濃縮も検出可能となった(図 3)。

今後の展開

開発した試料作製法ならびに解析手法を用いて RPV 鋼のクラスター観察と評価を進める。

主 担 当 者 軽水炉高経年化研究総括プロジェクト 照射脆化ユニット 主任研究員 野本 明義
軽水炉高経年化研究総括プロジェクト 照射脆化ユニット 主任研究員 西田 憲二

関連報告書「軽水炉圧力容器鋼のアトムプローブ観察におけるクラスター評価手法の開発」

電力中央研究所報告:Q07405 (2008 年 3 月)

^{*1} :集束イオンビーム装置:細く絞ったイオンビームにより試料表面の原子をはじき出すことで加工する装置。加工の際に試料に導入されるダメージをいかに低減するかがポイントとなる。

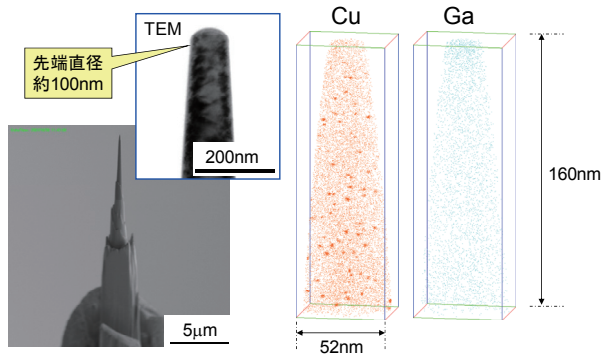


図1 FIB 法によって作製した高 Cu モデル合金熱時効材の 3DAP 試料と三次元アトムマップ

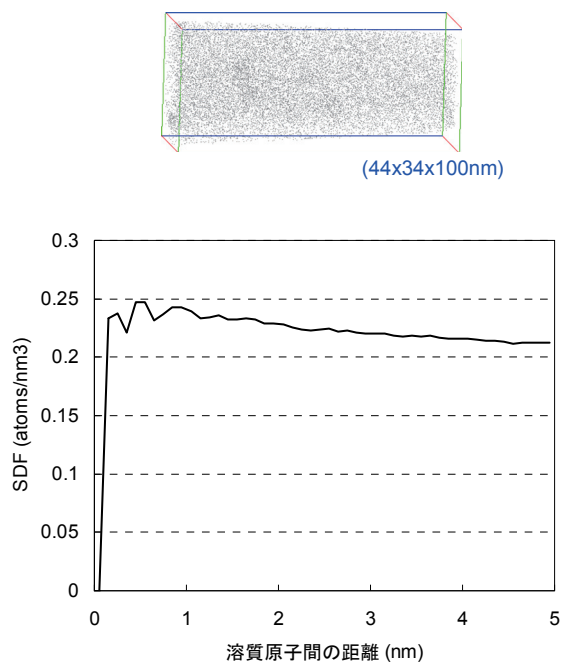
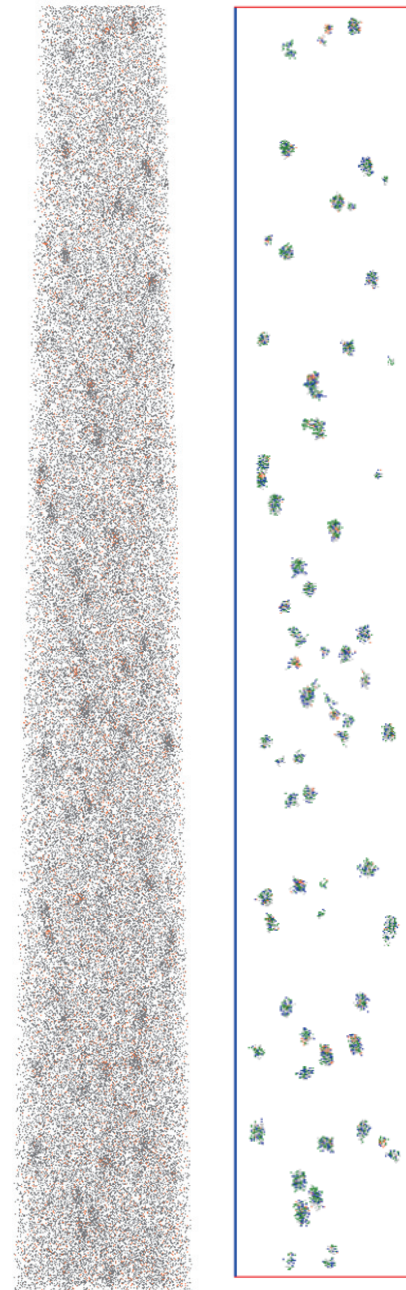


図3 RPV 鋼の Si 原子マップと SDF の一例

原子マップには Si の濃縮がわずかにみられる。右肩下りの SDF は、互いに近距離に位置する溶質原子が多いことを示しており、Si がわずかに濃縮していることを意味している。



(40x50x280nm, 1400 万原子)

図2 RPV 鋼中性子照射のクラスター検出の例

左:アトムプローブで得られる原子マップ

(●Cu 原子、●Si 原子)

右:RSA によるクラスター検出結果

(●Cu 原子、●Si 原子、●Ni 原子、●Mn 原子)

1. 軽水炉発電

効率的な三次元弾塑性き裂解析のため X-FEM コードの開発

背 景

我が国の軽水炉配管の欠陥評価基準には、破壊力学に基づいたき裂付き配管の破壊荷重評価法が規定されている。現行の欠陥評価基準では十分な安全余裕を担保するため、貫通き裂の進展解析の結果をベースに表面き裂(未貫通き裂)の破壊荷重を評価しているが、表面き裂の進展挙動を直接的に推定することにより、より合理的な評価法が提案できると期待される。

近年、FEM(有限要素法)を拡張した X-FEM^{*1} なる数値解析法のき裂問題への適用が注目されている。同法では、構造の要素分割とき裂形状の設定を独立に行うことができ、き裂の進展に伴う要素の再分割をすることなく、効率的に数値解析を実施できる可能性がある。X-FEM のき裂への応用はこれまで線形問題に限られていたが、これは弾塑性状態におけるき裂先端近傍の変位場の特異性をいかに考慮すべきかが明確になっていなかったことが理由である。X-FEM が表面き裂に対する弾塑性問題にも適用できるようになれば、上記の欠陥評価基準の格段の合理化が期待される。

目 的

X-FEM を用いた表面き裂の弾塑性破壊解析コードを開発し、その妥当性を検証する。

主な成果

1. X-FEM コードの開発

X-FEM による破壊解析の基本的な考え方、および同法を表面き裂の延性き裂進展解析へ適用する際に考慮すべき課題を整理した。その結果を踏まえ、X-FEM による表面き裂の弾塑性破壊解析コード「EPX3D」、およびき裂進展解析を実現するためのプログラム「EXTEND3D」を開発した(図 1 参照)。

2. X-FEM コードの検証

上記 1. で開発したコードを用いた各種の検証解析を実施し、解析結果を有限要素解析結果と比較した。より単純な解析モデルを用いた X-FEM コードによる解析結果は有限要素解析結果と良く一致し、開発したコードの妥当性が確認された(図 2 参照)。

以上の成果により欠陥評価基準の合理化の見通しを得た。

今後の展開

解析コードとしての機能の充実を図るとともに、同コードを駆使したき裂進展解析を行い、欠陥評価基準の合理化について検討を進める。

主 担 当 者 材料科学研究所 構造材料評価領域 上席研究員 三浦 直樹

関連報告書 「効率的な三次元弾塑性き裂解析のための X-FEM コードの開発」 電力中央研究所報告：Q07001(2007 年 12 月)

^{*1} : eXtended-FEM: 拡張有限要素法、従来の有限要素法で用いる内挿関数に、変位場の特性を表現した基底関数(これをエンリッチ関数と呼ぶ)を局所的に付加することで、有限要素分割と独立にき裂形状を定義し、き裂先端の応力場の特異性を扱うことができる。それ以外は従来の FEM 解析技術を基本的にはそのまま継承できる。

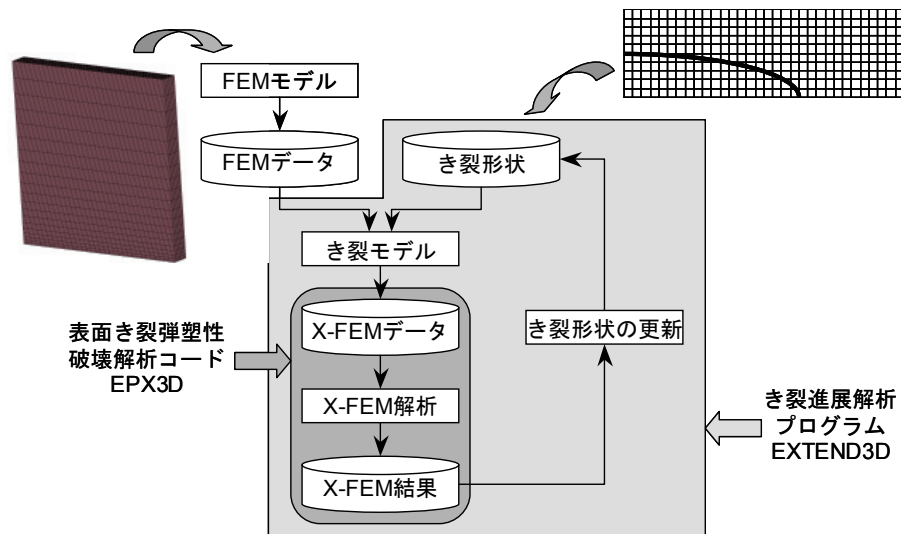
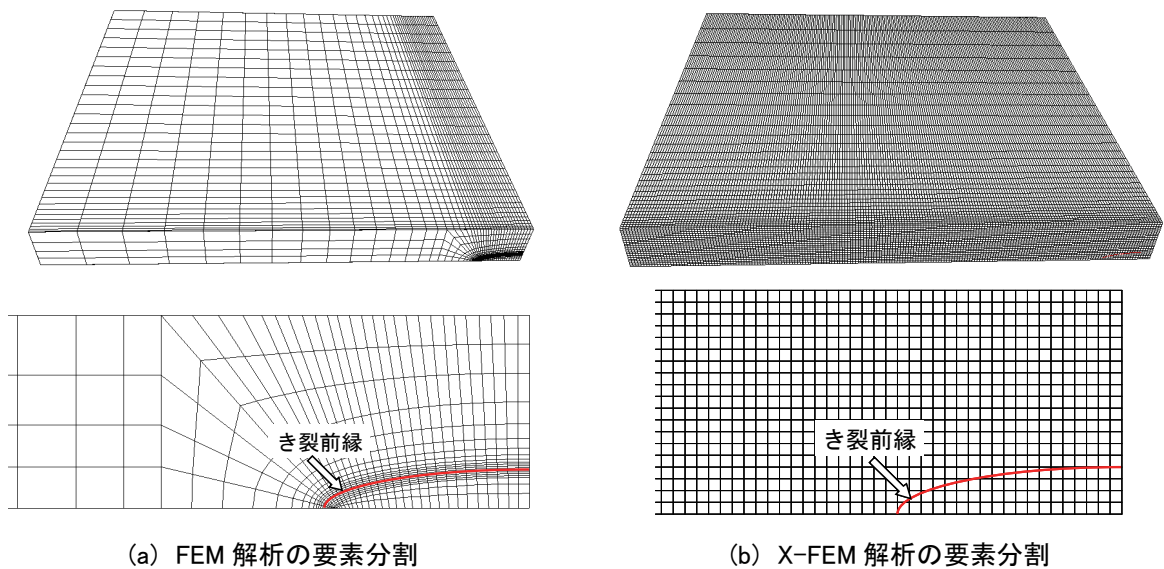
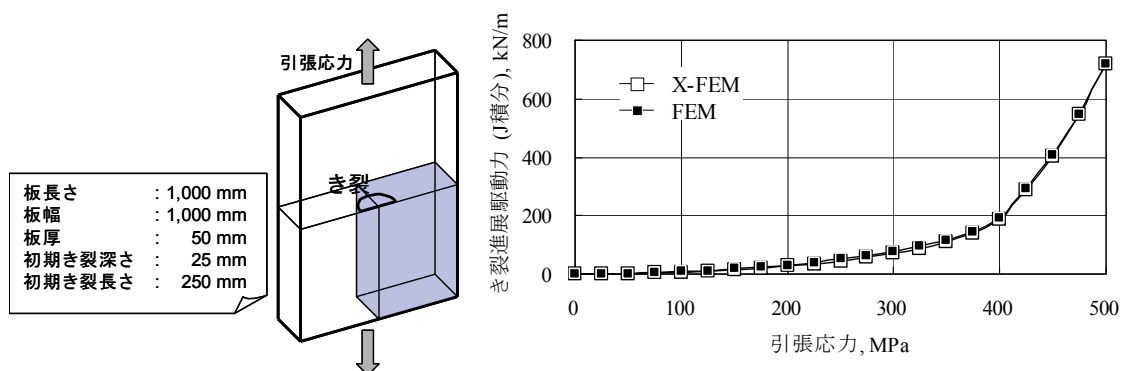


図 1 X-FEM を用いたき裂進展解析の流れ



(a) FEM 解析の要素分割

(b) X-FEM 解析の要素分割



(c) 引張応力とき裂最深点における J 積分の関係

図 2 FEM および X-FEM による解析結果の比較の例

軽水炉燃料照射環境を模擬する加速器技術の開発と 高密度電子励起効果の解明

背 景

原子力発電では発電費の低減および使用済燃料体数の削減が可能なことから原子燃料(UO_2)の高燃焼度化を進めている。高燃焼度まで照射した燃料ペレット周辺部では、「リム組織(高燃焼度組織)」と呼ばれる結晶粒の細粒化(結晶粒径: $\sim 100\text{nm}$)と粗大化気泡(気泡径: $\sim 1\mu\text{m}$)の集積を特徴とする微細組織が形成される。より一層の高燃焼度化を進めるための燃料開発にはこの燃料細粒化現象の機構解明と、形成発達過程を予測するモデルの構築が必要である。細粒化現象は核分裂反応にともなう照射効果(高密度電子励起効果、核分裂生成物蓄積、照射損傷蓄積、他)が重畳して発生すると考えられ、各照射効果を予測モデルに導入する必要がある。特に核分裂反応時の高エネルギー核分裂片(FP)により生じる高密度電子励起の効果と核分裂生成物蓄積はほとんど解明されていない。原子炉内の燃料で同時に発生するこれらの照射効果を分離・評価する手法として、加速器による模擬照射試験と照射後試料の電子顕微鏡による微細組織観察が挙げられるが、今まで系統的に調べられた例は無い。

目 的

高燃焼度燃料照射環境を局所的に模擬するために UO_2 の模擬物質である二酸化セリウム(CeO_2)結晶に代表的な核分裂片である Xe, Zr, I イオンの高エネルギーイオン照射および Xe イオン予注入^{*1}を行い、電子顕微鏡による微細組織観察から、高密度電子励起により発生するイオントラック^{*2}の特性やイオントラック重畳および Xe 蓄積下での微細組織変化を明らかにする。

主な成果

1. 高密度電子励起により発生するイオントラックの特性

高エネルギー粒子により形成されるイオントラックの詳細観察(図1)から、イオントラック径の2乗が電子的阻止能(S_e)^{*3}に比例する事、即ち電子的阻止能(S_e)から電子励起の影響範囲を評価出来る事が解った(図2)。室温 $\sim 800^\circ\text{C}$ での Xe イオン照射試験からイオントラックは 800°C でも存在する事、また断面 TEM 観察からイオントラック形成のしきい電子的阻止能(S_e)は $15\sim 16\text{keV/nm}$ である事が解った。以上より、高エネルギー核分裂片により形成されるイオントラックの特性が解明でき、高密度電子励起の影響範囲の測定手法を開発できた。

2. イオントラック重畳効果による微細組織変化と Xe イオン蓄積効果

210MeV Xe イオン照射では照射量が $5\times 10^{14}\text{ions/cm}^2$ から $1\times 10^{15}\text{ions/cm}^2$ の間に照射表面全体で凹凸状変形が進展する事が明らかになった。この凹凸状変形の高倍率 SEM 像は高燃焼時に燃料の粗大化気泡内面で観察される球形の微細粒の状態と類似していた。内部組織の断面 TEM 観察より、凹凸状変形が発生した結晶内部では粒径 $0.1\sim 1\mu\text{m}$ 程度の微細粒が形成されている事を確認した(図3)。また、高燃焼時の燃料の内部状態を模擬して、 CeO_2 試料へ大量の核分裂生成物(Xe)を予注入した後、高エネルギーXe イオン照射を行う複合照射試験を実施した結果、Xe の予注入により凹凸状の表面変化が加速された(図4)。Xe 予注入のみの試料表面で大きな組織変化は発生しなかったことから、凹凸状変形や微細粒形成にはイオントラックの重畳が不可欠である事が解った。

3. 軽水炉燃料環境を模擬したイオン照射試験法の確立

1.2より軽水炉燃料中で発生する照射効果を分離して再現し、評価できる手法を確立できた。これにより UO_2 を用いた模擬照射試験を行い、燃料細粒化現象の機構解明と再現を進めることが可能になった。

今後の展開

UO_2 試料への加速器イオン照射試験を開始し、軽水炉燃料中での照射効果と燃料細粒化現象の機構を解明し、細粒化現象の加速器中で再現する。

なお、本研究は原子力委員会の評価に基づき文部科学省原子力試験研究費により実施されたものである。

主 担 当 者 原子力技術研究所 発電基盤技術領域 主任研究員 園田 健

関 連 論 文 T. Sonoda et. al., Nucl. Instr. and Meth. B250 (2006) 254-258

*1 : 大量のガスイオンを結晶中に導入する方法。主に低加速エネルギーの小型加速器(イオンインプランター)を用いて行なう。

*2 : エネルギー粒子の高密度電子励起効果により結晶中に短時間・局所的な高温状態が発生した際に形成される棒状欠陥の総称。

*3 : 物質内での電子励起(イオン化やプラズモン励起、等)による、荷電粒子の単位長さ当たりのエネルギー損失値。

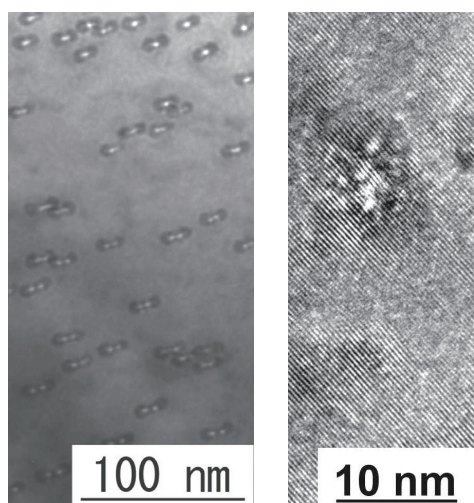


図1 CeO₂に100MeV Xe イオンを照射量:
1×10¹¹ ions / cm²、照射温度:室温で照射
した場合の TEM 像
(a)明視野像、(b)イオントラック部の高分解能像。

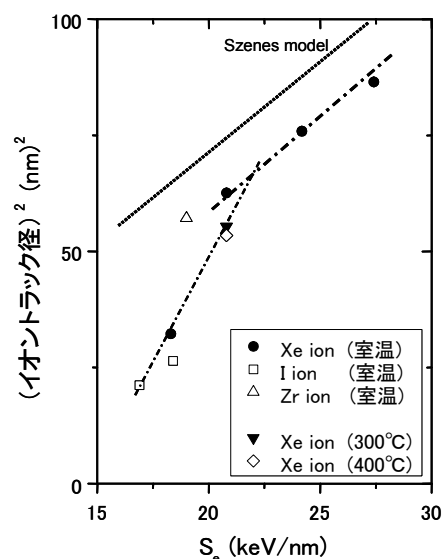


図2 CeO₂中に形成されるイオントラック径の2
乗と電子的阻止能(S_e)の相関

点線は Szenes モデルによる理論値 (G. Szenes, J. Nucl. Mater., 336 (2005) 81-89.)。

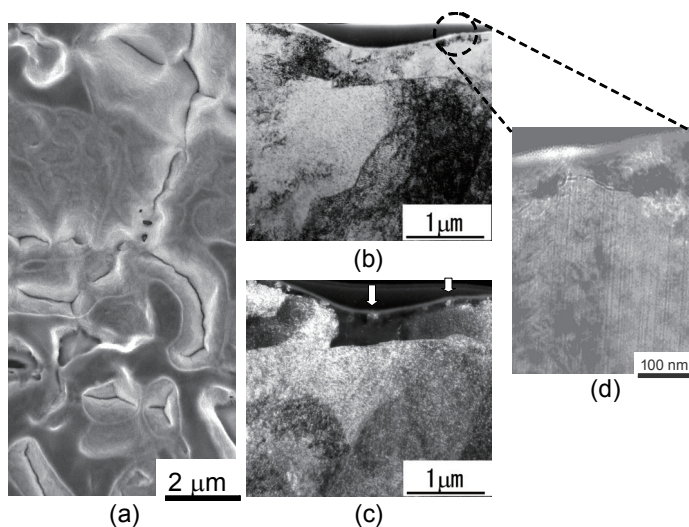


図3 210 MeV Xe イオンを CeO₂ 試料に 300°Cにて 2×10^{15}
ions/cm²まで照射した時の SEM/TEM 像

(a) 照射表面の高分解能 SEM 像、(b)照射表面近傍の断面 TEM 像
(明視野像)、(c)(b)と同一視野の断面 TEM 像(暗視野像)、(d)(b)の表面
近傍の高分解能断面 TEM 像。

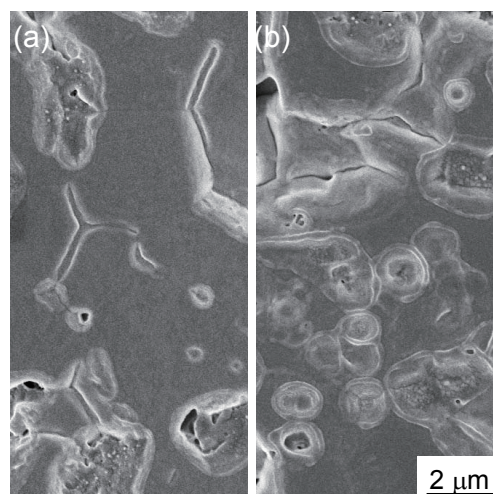


図4 CeO₂ 試料に 210MeV Xe 単独照射および
240keV Xe と 210MeV Xe の複合照射を行
った際の試料表面の SEM 像

(a) 210MeV Xe (照射温度 300°C、照射量 5×10^{14} ions/cm²)、
(b) 240keV Xe (照射温度 室温、照射量 2×10^{16} ions/cm²) +
210MeV Xe (照射温度 300°C、照射量 5×10^{14} ions/cm²)。

流量急減事象における BWR 炉内流動応答

背 景

沸騰水型原子炉(BWR)の運転時の異常な過渡変化では、炉心入口での流量の変化が気泡の体積割合(ボイド率)の変化として、下流側に時間遅れを伴い伝播する。過渡変化における燃料健全性を評価する上で、この時間遅れの影響も含め、炉心並列流路の熱流動評価手法の妥当性を説明することは、極めて重要である。

一般的に炉心入口流量が定常であれば、出力の異なる並列流路であっても、出入口間の差圧は同じになる。しかし、炉心入口流量が急速に減少する場合において、出力の異なる流路の出入口間の差圧変動特性を定量的に検討した例はない。

目 的

出力を各々設定可能な2並行加熱流路(加熱チャンネル)を有し、流量急減事象を模擬可能な SIRIUS-F 設備を用いて、過渡時の流量配分やチャンネル間の差圧変動特性を実験的に把握する。さらに実験で得られた沸騰二相流挙動データを対象として、数値計算による現象の予測精度を検証する。

主な成果

BWR の炉内流動を模擬した SIRIUS-F 設備(図1)により実験を行うとともに、BWR 過渡解析コード TRAC-BF1を用いた数値計算を実施し、以下の結論を得た。

1. BWR 過渡事象の実験での模擬精度の検証

流量が約1秒で半減する極めて急速な流量減少を模擬するために、今回新たに循環ポンプ・インバーターおよび弁開度の自動制御系を SIRIUS-F 設備に組み込んだ。本設備による流量急減事象の模擬性能を確認するため、相対出力を広範囲に設定して(0%~80%)実験をおこない、熱流束や質量流束などの対象事象の熱水力パラメーターを精度良く模擬できることを確認した(図2)。

2. 過渡時の流量配分

チャンネル1と2の出力変化、および、チャンネル1の質量流束を想定する事象と一致するように制御しておき、チャンネル2の質量流束の応答を実験で求めた。また得られた実験結果を解析値と比較した。

図3に示す様に、相対出力47%(チャンネル1)と26%(チャンネル2)との組み合わせでは、出力が低いチャンネル2の方が初期では質量流束が高い。しかし、約1.7 s 後にはボイド率が上昇するため、質量流束が逆転する。BWR 過渡解析コード TRAC-BF1はこの質量流束逆転現象を高精度で再現しており、急激な過渡条件においてもコードにより BWR 内の沸騰二相流挙動を精度良く予測できることを確認した。

3. チャンネル間差圧の変動

相対出力の組み合わせを広範囲に設定して実施した実験の結果を表1に示す。流量急減事象の発生により各々のチャンネルの上下プレナム間差圧は数10 kPa 変化する。しかしながら、差圧変化の両チャンネル間の相対変動は0.3%以下と極めて小さい。よって、このような流量急減事象においても、両チャンネルの差圧変動は常に一致すると見なせる。

主 担 当 者 原子力技術研究所 発電基盤技術領域 主任研究員 古谷 正裕

関連報告書「流量急減事象における BWR 炉内流動応答」電力中央研究所報告: L07006 (2008 年 3 月)

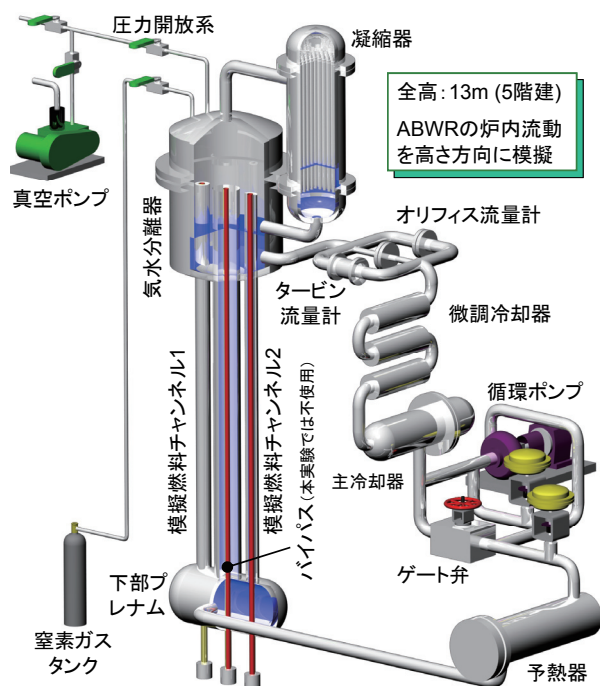


図1 SIRIUS-F 設備の熱流動ループ
(全高 13m の SIRIUS-F 設備は ABWR の炉内
動を精緻に模擬できるように設計されている)

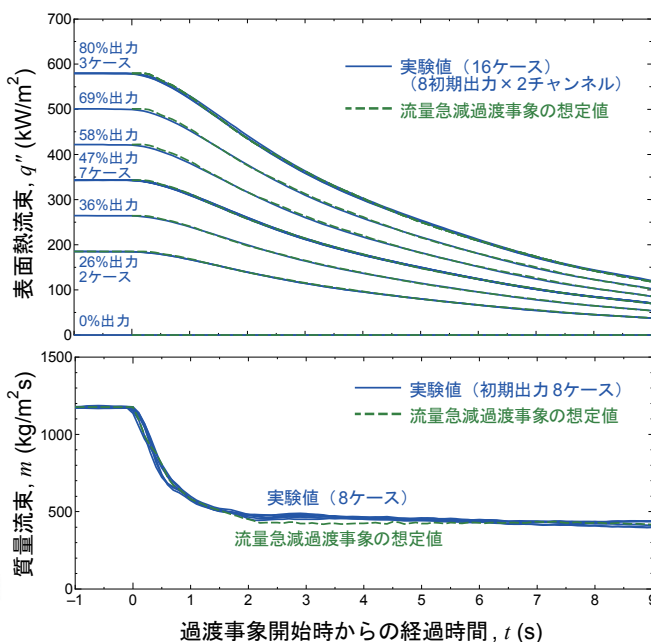


図2 流量急減事象の模擬性
(実験で得られた熱流束と質量流束は流量急減流
過渡事象の想定値とほぼ一致している)

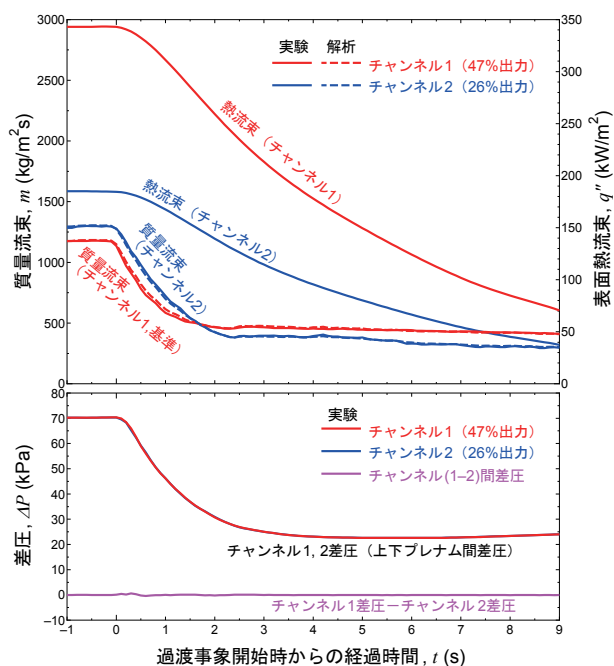


図3 質量流束、熱流束、差圧の過渡応答
(質量流束が約 1.7 s で逆転する現象など解析は
実験を精度良く再現できている)

表1 試験条件とチャンネル間の差圧変動の統計値

No.	ABWRの相対出力		出力差 ¹⁾	標準偏差 ²⁾	相対変動 ³⁾
—	Ch.1(%)	Ch.2(%)	%	kPa	%
1	47	26	-22	0.111	0.23
2	47	36	-11	0.112	0.24
3	47	47	0	0.093	0.20
4	47	58	11	0.079	0.17
5	47	69	22	0.079	0.17
6	47	80	33	0.097	0.21
7	26	80	54	0.059	0.15
8	0	80	80	0.073	0.24

チャンネル上下プレナム間の差圧変動は0.3%以下と極めて小さことから、流量急減事象においても、出力の異なる両チャンネルの両端差圧は一致するとみなすことができる。

注1) チャンネル1出力からチャンネル2出力を引いた値
注2) チャンネル1上下プレナム間差圧からチャンネル2
上下プレナム間差圧を引いた値の標準偏差
注3) 標準偏差を10秒間の変位で除した値

非照射下における PWR 燃料被覆管へのクラッド付着に及ぼす 溶液中 Ni/Fe 比および熱流束の影響

背 景

我国の PWR では、プラントの高経年化および長期サイクル運転等の導入に伴い、燃料被覆管表面へのクラッド^{*1} 付着ならびに 1 次冷却系内へのクラッドの移行が増大し、機器の線源強度が上昇することが懸念されている。線源強度の低減を図るには、pH 管理等の腐食生成物の発生抑制対策と併せ、生成源となる燃料被覆管表面へのクラッド付着挙動を把握し、その要因を明らかにし、水質面からの対策を施す必要がある。また、新たな水処理を実機に適用するには、被覆管の耐食性への影響も考慮する必要がある。

目 的

PWR 炉心部の沸騰状況^{*2} ならびに 1 次冷却水を模擬した非照射環境下においてクラッド付着試験を実施し、想定されるクラッド付着因子のうち、照射効果以外の因子として、溶液中 Ni/Fe 比及び熱流束に着目し、これらがクラッド付着挙動および被覆管の耐食性に及ぼす影響を調べる。

主な成果

1. クラッド付着挙動

国内 PWR 通常運転サイクルの初期及び中期の運転条件に近い 325℃の 1 次冷却系模擬水溶液中(それぞれ B を 1800 及び 1200ppm、Li を 3.4 及び 2.2ppm、溶存水素を 25ml/kgH₂O 含む)で、クラッド付着試験を行った。その結果、試験水溶液中 Ni 濃度が 10~20ppb の範囲では、クラッドの付着量は水溶液中の Ni/Fe 比及び熱流束の増加とともに増加する傾向を示した(図 1 及び 2 参照)。

2. クラッドの化学組成及び化学形態

被覆管に形成されたクラッドの化学形態を分析した結果、被覆管に付着したクラッドはニッケルフェライト(NiFe₂O₄)を主体とする酸化物であり、クラッド内の Ni 含有量は Ni/Fe 比の増加とともに増加した(図 3 参照)。なお、クラッド付着が顕著な国外プラントで検出されている酸化ニッケル(NiO)は確認されなかったが、これは水溶液中の Ni 濃度が実機に比して低かったことに起因するものと考えられる。

3. 被覆管の耐食性

ジルカロイ-4 被覆管中の水素濃度を分析した結果、水素濃度は水溶液中の Ni/Fe 比及び熱流束の増加とともに増加する傾向を示した(図 4 及び 5 参照)が、その程度は微量で被覆管の耐食性低下を示唆するレベルではなかった。

以上、実機と同一の化学形態を有するクラッド層の付着を再現するには至らなかったが、水溶液中の Ni/Fe 比及び熱流束がクラッド付着及び被覆管の耐食性に及ぼす影響を明らかにした。

今後の展開

水溶液中の Ni 濃度を高くすることにより、クラッド付着が顕著な国外プラントの形態に近い Ni リッチなクラッド層の形成を試みる。その上で、クラッド付着に及ぼす各因子の影響を定量的に評価する。

主 担 当 者 材料科学研究所 原子力材料領域 上席研究員 河村浩孝

関連報告書 「PWR 燃料被覆管クラッドの付着挙動評価(4)」 電力中央研究所報告: Q07401 (2008 年 5 月)

*1: 1 次冷却系内の腐食生成物のこと。最初、カナダの CANDU 炉で発見されたことから、Chalk River Unidentified Deposition を略して CRUD と呼ぶ。

*2: PWR の炉心部で見られる沸騰現象のひとつ。燃料表面に気泡が出現した直後に温度の低い炉水により沸騰気泡が消失するが、再度、気泡が出現・消失を繰り返す現象のこと。

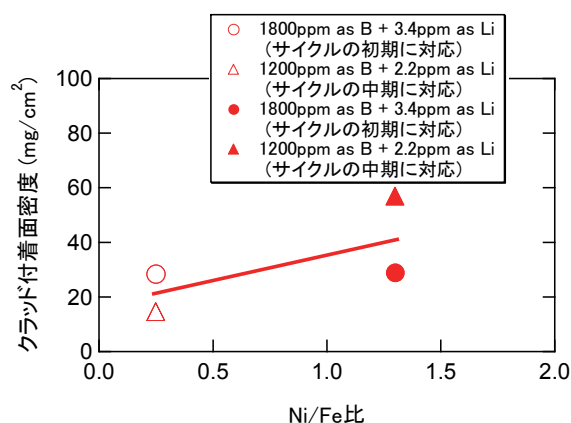


図1 クラッド層の付着面密度と溶液中の Ni/Fe 比との関係 (65~80W/cm²) との関係

この図から、クラッドは溶液中の Ni/Fe 比の増加とともに付着し易くなることが判る。

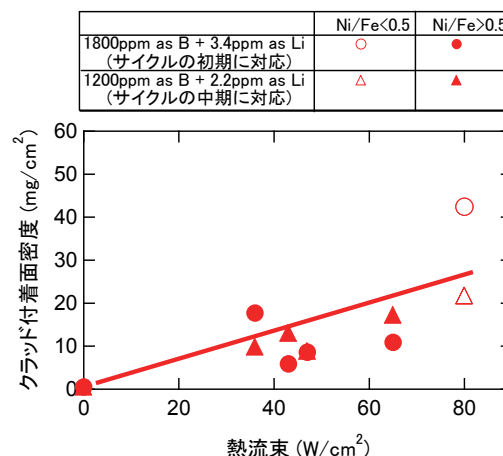


図2 クラッド層の付着面密度と熱流束との関係

この図から、クラッドは熱流束の増加とともに付着し易くなることが判る。

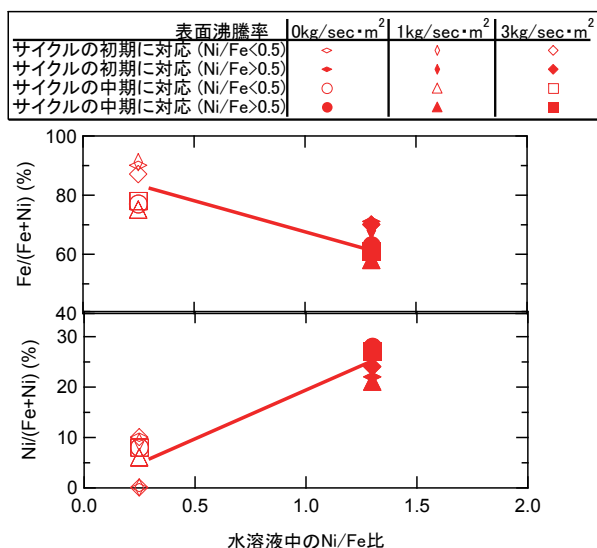


図3 クラッド層の Fe 及び Ni 含有量

この図から、クラッド層の Fe 及び Ni 含有量は水溶液中の Ni/Fe 比の増加とともに増加する傾向にあることが判る。

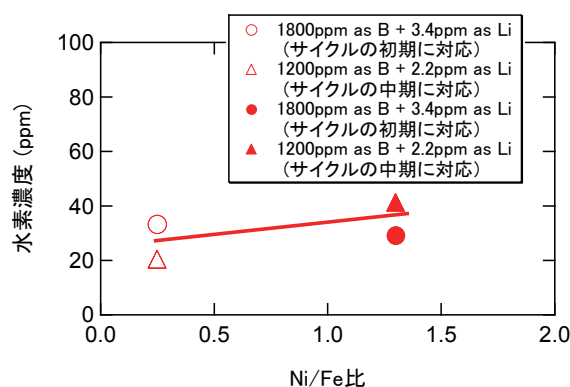


図4 ジルカロイ-4 中の水素濃度と溶液中の Ni/Fe 比との関係 (65~80W/cm²)

この図から、腐食によりジルカロイ-4 中に取り込まれる水素濃度は、溶液中の Ni/Fe 比の増加とともに増加することが判る。しかしながら、その濃度は被覆管の腐食発生臨界濃度である数百 ppm より小さいことから、被覆管の耐食性は維持される。

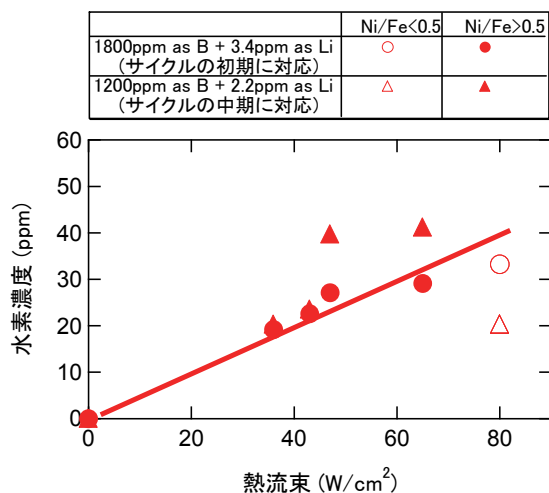


図5 ジルカロイ-4 中の水素濃度と熱流束との関係

この図から、腐食によりジルカロイ-4 中に取り込まれる水素濃度は、熱流束の増加とともに増加することが判る。しかしながら、その濃度は被覆管の腐食発生臨界濃度である数百 ppm より小さいことから、被覆管の耐食性は維持される。

階層ベイズモデルを用いたデマンド故障確率推定のための 事前分布選択指針の確立

背 景

近年我が国では、PSA から得られたリスク情報を原子力プラントの安全規制に活用する試みが活発になりつつある。リスク情報活用のためには、電気事業者によるPSA 入力用信頼性パラメータ(機器故障率など)整備とその手法の標準化・高度化が重要である。欧米諸国では近年、階層ベイズ手法(図1)と呼ばれる先進的な信頼性パラメータ推定手法が原子力発電所の PSA に積極的に適用されている。この手法は、故障件数データが少ない場合でもデータ以外の情報を事前確率分布として扱うことによりパラメータの推定ができるという大きな利点がある。しかし、事前分布の関数形は推定結果である事後分布に大きな影響を与えるので、推定の妥当性を確保するための適切な事前分布選択の方法を確立することが必要である。ポアソン過程に従う時間故障率の事前分布選択指針はよく研究されている一方で、二項過程に従うデマンド故障確率の事前分布選択指針はほとんど研究がなされていない。

目 的

階層ベイズ手法を用いたデマンド故障確率推定における事前分布の選択指針を確立する。

主な成果

1. デマンド故障確率推定式の解析的性質の理解

二項過程に従うデマンド故障確率の推定について、事後分布推定式の解析的性質を調べた。とりわけ、推定式に現れる多重積分中の被積分関数の特徴を調べ、その特徴が故障確率推定に及ぼす影響を検討した。考察の結果、ベータ事前分布([注1]参照)の場合には、事後分布の広がり超事前分布(図1の説明参照)の影響を受けやすく、ロジスティック正規事前分布([注2]参照)とした場合には、事後分布の広がり超事前分布の影響を受けにくい特性があることを明らかにした。

2. 数値シミュレーションによる解析的考察の妥当性の検証と事前分布選択指針の確立

米国68プラントにおける補助注水系起動失敗データを用い、事前分布と超事前分布の形を種々に変えて、この系の起動失敗確率を数値計算し結果を比較することにより、ベータ事前分布を選ぶ場合では事後分布の広がり超事前分布の選択の影響を受けやすく、ロジスティック正規事前分布を選ぶ場合ではその影響は小さいことを定量的に示し(図2)、1. で示された特性の妥当性を検証した。以上の検討により、超事前分布の影響を抑えて観測データの影響をより強く出すためには、ベータ事前分布よりもロジスティック正規事前分布を選択することを推奨する(表1)。

今後の展開

超事前分布の選択指針を確立する。さらに、本研究で得られた指針に基づき、国内原子力プラントの運転実績データを用いて、階層ベイズ手法による信頼性パラメータの試評価を行う。

主 担 当 者 原子力技術研究所 発電基盤技術領域 主任研究員 中村 誠、 上席研究員 吉田 智朗

関連報告書 「階層ベイズモデルを用いたデマンド故障率推定のための事前分布選択指針」 電力中央研究所報告: L07005 (2008 年 3 月)

「ベイズ統計による原子力発電所の信頼性パラメータ評価手法—機器時間故障率・デマンド故障確率のベイズ更新」 電力中央研究所報告: L05019 (2006 年 7 月)

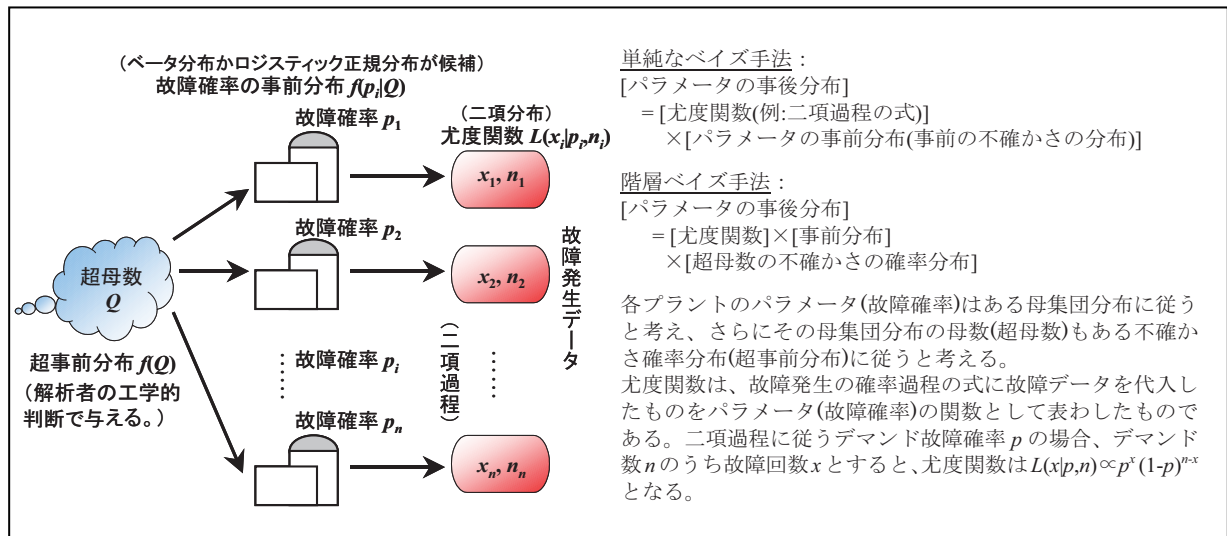


図1 ベイズ手法の説明

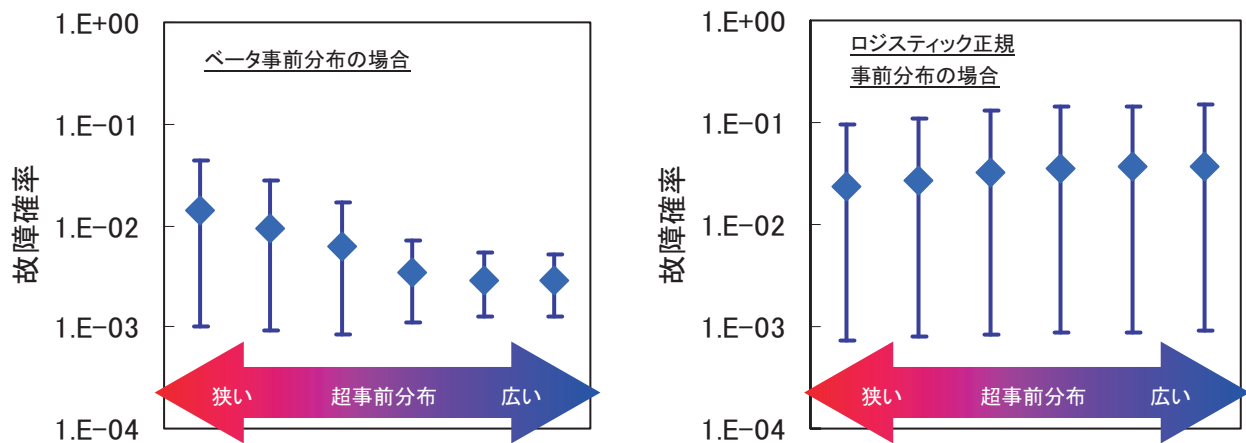


図2 様々な超事前分布を与えたときの

ベータ事前分布^[注1]、ロジスティック正規事前分布^[注2]によるデマンド故障確率推定

ベータ分布を事前分布として選択する場合(左図)、超事前分布の選び方によって、故障確率 p の事後分布の平均値、5%点、95%点のばらつきが大きいことが分かる。一方、ロジスティック正規分布を事前分布として選択する場合(右図)、ばらつきは比較的小さい。

表1 階層ベイズ手法を用いた信頼性パラメータ推定のための事前分布選択指針

	推定対象	推奨	非推奨
今回の研究で明らかにしたこと	デマンド故障確率	ロジスティック正規分布	ベータ分布
既に分かっていること	時間故障率・起因事象発生頻度	対数正規分布	ガンマ分布

[注1] ベータ事前分布: $f_{\text{beta}}(p|\alpha, \beta) \propto p^{\alpha-1}(1-p)^{\beta-1}$. このときの超事前分布: $f(\alpha, \beta|a, b, c, d) \propto 1/(b-a)(d-c)$.

[注2] ロジスティック正規事前分布: $f_{\text{ln}}(p|\mu, \sigma) \propto p^{-1}(1-p)^{-1} \exp\left[-\{\ln(1/(1-p)) - \mu\}^2 / 2\sigma^2\right]$.

このときの超事前分布: $f(\mu, \sigma|a, b, c, d) \propto 1/(b-a)(d-c)$.

超音波探傷試験の超高速シミュレーションツールの開発

背 景

超音波探傷試験において、探傷条件の検討、探触子の設計、探傷結果の分析作業などの効率化にはシミュレーションが有効であり、第一報では有限要素法を用いたシミュレーション手法の高速化が図られている^{*1}。タービン翼溝などの発電機器における形状変化部には、傾斜したき裂が発生することが報告されている^{*2}。複雑な形状変化部においてき裂の有無を超音波探傷試験により非破壊検査する際、得られた断面像から形状による指示とき裂による指示を判別しなければならない。分析作業にシミュレーションを援用することによって効率的に誤判断を抑制できるが、現場で即時に分析作業を行うためには更なる計算時間の短縮が必要である。

目 的

超音波探傷試験で得られる形状およびき裂による指示を高速に予測するためのシミュレーション手法を開発する。

主な成果

1. シミュレーションツールの開発

- (1) 形状変化部の探傷で得られる断面像を短時間に予測するために、形状変化部とき裂での反射と回折を幾何光学的回折理論 (GTD)^{*3}で扱い、振動子をピストン音源と仮定して相反定理により探傷波形を求めるシミュレーション手法を開発した(図1)。
- (2) き裂の断面像を予測すると、GTDから導かれる従来の近似式に起因して、実際には生じないエコーが現れることが明らかとなった。この問題を解決するために回折係数が無限大となるのを抑制した新たな近似式を導出することによって、実測と良く一致する断面像が得られ(図2)、き裂の指示を定量的に予測できるようになった(図3)。

2. 形状変化部への適用

形状変化部の断面像を本手法により予測することによって(図4)、モックアップ試験体を用いなくとも形状とき裂による指示の特徴を把握できるようになった。なお、有限要素法によるシミュレーション手法ではパソコン^{*4}で一週間以上の計算時間を要するモデルを、本手法では数十秒で計算可能である。

今後の展開

グラフィカルユーザーインターフェイスを整備し、タービン翼溝などの形状変化部における探傷結果の分析支援に活用する。

主 担 当 者 材料科学研究所 火力材料領域 客員研究員 山田 尚雄

関連報告書 「超音波探傷試験の高精度化・高効率化に活用するシミュレーションツールの開発—第2報 解析的手法による高速シミュレーション手法の開発—」 電力中央研究所報告: Q07005 (2008 年 7 月)

*1 : 林, 山田, 福富, 緒方, 電中研研究報告, Q07004, (2008)

*2 : P. Ciorau, Fourth International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, (2004)

*3 : 電磁波や光などの波動の伝播を光線と波面により幾何学的に取り扱う幾何光学に、スリットの先端などでの回折理論を組み合わせる。

*4 : より一般的に応用できるようにした近似理論。音や固体内部の超音波にも応用されている。

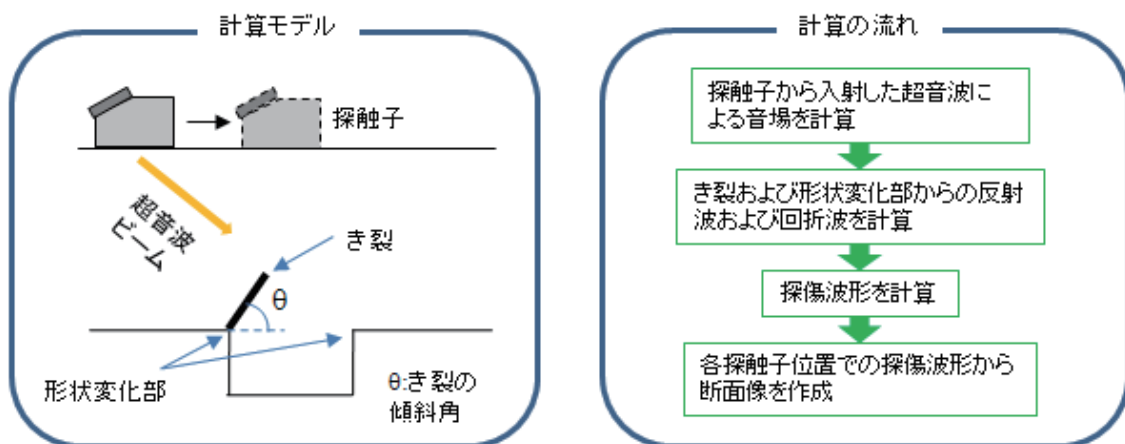


図1 形状変化部の探傷を対象にした高速シミュレーション手法

本手法では解析的手法により、横穴、スリット、球状欠陥による反射や回折によるエコーを計算できる。

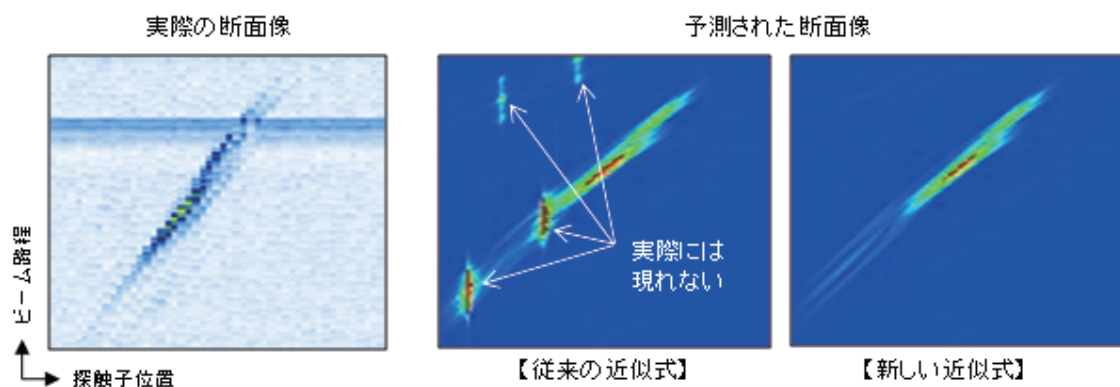


図2 従来と新たな近似式によるき裂の断面像の比較

従来からの回折係数の近似式に起因する問題を解決するために新たな近似式を導出した。

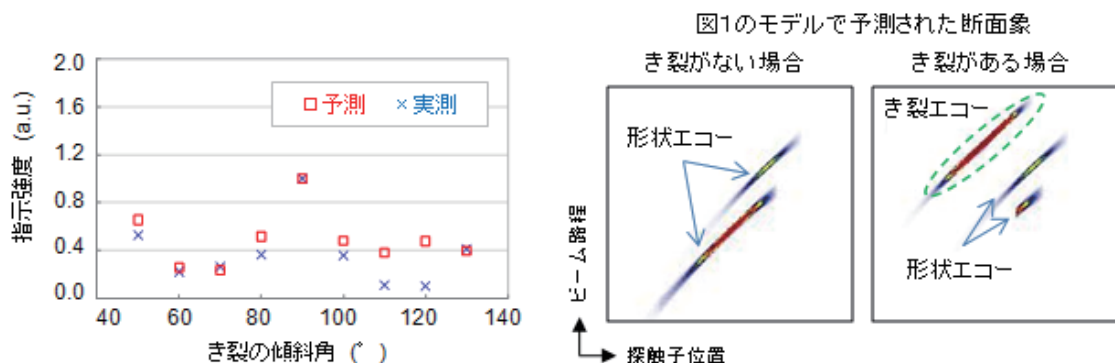


図3 き裂の指示強度の実測および予測結果の比較

開口部エコーにおいて、予測および実測結果は良く一致している。

図4 形状変化部の探傷で得られる断面

き裂がある場合、き裂エコーが出現し、形状エコーが変化する。

有限要素法と解析的手法を組み合わせたハイブリッド超音波伝搬シミュレーション手法の開発

背 景

超音波探傷試験において、シミュレーションにより超音波の伝搬挙動及び探傷で得られる断面画像(探傷画像)を予測することによって、探傷条件の検討、探触子の設計、探傷結果の分析作業などを効率化できる。当所ではこれまで有限要素法(FEM)を用いたシミュレーション手法の開発を進めてきており^{*1}、結晶構造や複雑形状を有するき裂に対する探傷画像を正確に予測ができる。しかしながら、探触子と検査対象物全体を要素分割することによる計算量の増加により、多くの計算時間を要するといった課題が依然として残されている。探傷画像を迅速に予測し、実機検査に活用するには計算時間を短縮する必要がある。

目 的

従来のFEMに比べて、同等の精度で超音波の伝搬挙動及び探傷画像を短時間に予測できる解析解を併用した手法を開発する。

主な成果

1. ハイブリッド法の定式化

解析解とFEMを結合して超音波の伝搬挙動及び探傷画像を短時間に予測するハイブリッド超音波伝搬シミュレーション手法を開発した。同手法では、探触子から放射される小領域(図1中の破線内部)の境界における音場を解析解で与え、小領域内の波動を有限要素解析し、相反定理に基づき同波動による探傷波形を予測することができる(図1)。

2. 新たな無反射境界の考案

実在しないエコーが小領域の境界から発生しないように、小領域を囲む外部領域(図1の灰色部分)において、粘性減衰係数、質量密度及びヤング率の変化を最適化した粘性型無反射境界(VPML)領域を考案した。VPMLを導入することにより、欠陥を想定した丸穴により散乱された超音波が、小領域の境界で反射しないことを確認できた(図2)。

3. ハイブリッド法の検証

開発した手法を適用して、枝分かれしたき裂の探傷画像を予測した。その結果は、従来のFEMによる探傷画像と良好に一致したことから、本手法の妥当性を確認できた(図3)。本手法ではFEMに比べて計算時間を1/10、記憶容量を1/3に削減することが可能となった。

今後の展開

集束型探触子をモデル化し、開発した手法を拡張していく。

主 担 当 者 材料科学研究所 火力材料領域 主任研究員 林 山

関連報告書 「超音波探傷試験の高精度化・高効率化に活用するシミュレーションツールの開発 (第1報)」
電力中央研究所報告: Q07004 (2008年7月)

^{*1} : 林ほか、電力中央研究所報告、T03074、2004

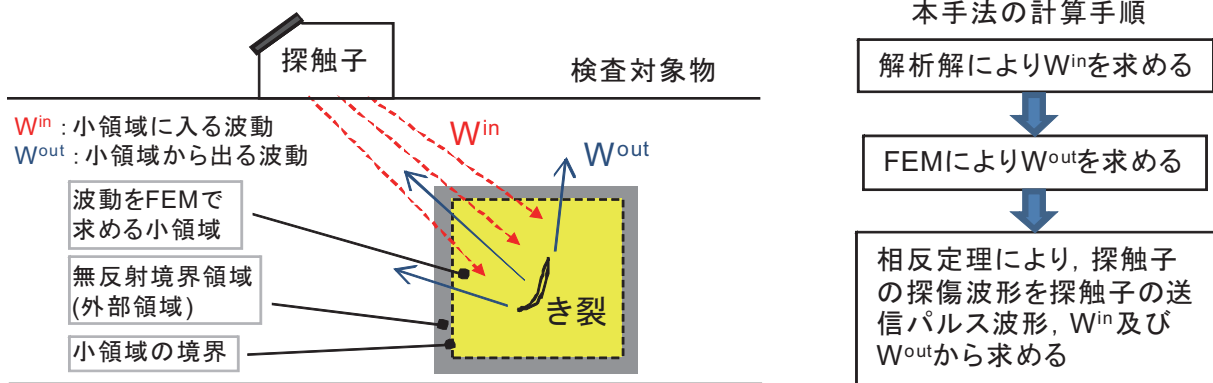


図 1 開発した手法の概要

注目する反射体とその周辺のみを有限要素分割し、解析的手法により周辺境界の音場を求める。

境界	時刻			説明
	1.5 μ s	2.5 μ s	4.5 μ s	
自由境界				時間の経過と共に, 超音波が自由境界に当たる度に, 反射波とモード変換波が発生し, 波動が複雑となる。
新しい無反射境界				

破線の矢印: 超音波の伝搬方向

図 2 自由境界及び新しい無反射境界の場合の波動

新しい無反射境界により、境界からの反射を抑制できる。

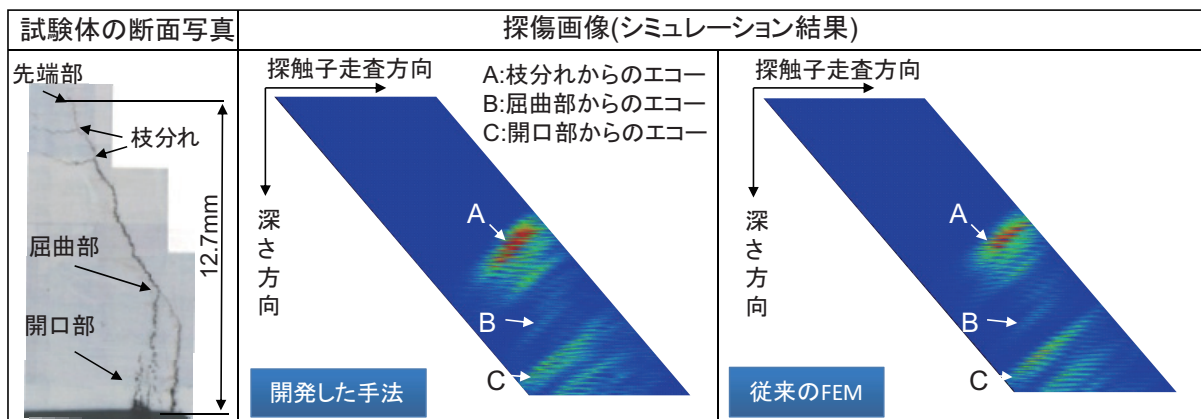


図 3 開発した手法の検証

ハイブリッド法の計算結果は全体を有限要素法で計算した結果と良好な一致を示した。

1. 軽水炉発電

原子力の燃料供給安定性の定量的評価

背 景

総合資源エネルギー調査会・電気事業分科会・原子力部会報告書「原子力立国計画」において、地球温暖化対策に資するというメリットに加えて、『原子力発電の「供給安定性に優れるというメリット」の可視化』の必要性が提唱され、その後の同部会における議論においても課題とされた。しかし、原子力が保有するそのような外部経済は、これまであまり明確に定量化されてこなかった。

目 的

日本のエネルギー・電源構成を前提に、原子力が持つ供給安定性の外部経済を定量的に明示し、個別エネルギー源及び一次エネルギー供給全体の「実力」についての理解の促進に資する。

主な成果

エネルギー部門で想定すべき燃料供給における不安定性を整理した上で、それら不安定性への耐性として定義される原子力の持つ供給安定性として特徴的な3点を摘出し、それぞれについて定量的な分析を行い、以下の結果を得た。

1. 経済的安定性

最適電源構成モデルを用いて分析した結果、化石燃料の輸入価格が高騰した場合、発電コストの上昇幅は2倍高騰時で2030年度に2.3、3.5円/kWh(今後の原子力新規設置が現行の電力供給計画のとおり13基の場合、および建設・着工準備中の3基に留まる場合)、5倍高騰時で2030年度に9.4、13.8円/kWh(同)となる。これを一般家庭(電気使用量を300kWh/月と想定)の電気料金に換算すると(図1)、原子力新規設置10基の積み増しにより、化石燃料価格高騰時の世帯・月あたりの追加負担を3割程度緩和できる。

2. 資源調達安定性

エネルギー資源調達の安定性を、世界の資源埋蔵の集中度や、日本の燃料調達先の集中度や政情安定度などから定量的に評価した結果、原子力(ウラン)の調達リスクは石油に対して1/3程度と低く、石炭と並んで安定性に優れている。この結果を用いて日本の一次エネルギー供給構成の推移について分析した結果、日本のエネルギー資源調達の安定性は、原子力などによる石油代替の着実な進展により、1970年代の石油危機当時から大きく改善した(図2)。

3. 潜在的備蓄効果

原子力システムがランニングストックの形で具備している潜在的備蓄は現状で約2.35年分に相当し、その間の再処理からの回収ウラン・プルトニウムを再利用により追加的効果が期待できる。長期的には、使用済燃料のリサイクル利用により、燃料供給の不安定性に対する耐性は飛躍的に拡大する(図3)。

今後の展開

ウラン濃縮など個別かつ重要な市場の状況分析については、状況変化ある毎に見直しを加える必要がある。また、エネルギー安全保障の概念についてはより深く分析を加え、新たな評価指標の開発を図る。

主 担 当 者 社会経済研究所 エネルギー技術政策領域 上席研究員 長野 浩司

関連報告書 「原子力の燃料供給安定性の定量的評価」 電力中央研究所報告: Y07008 (2008年2月)

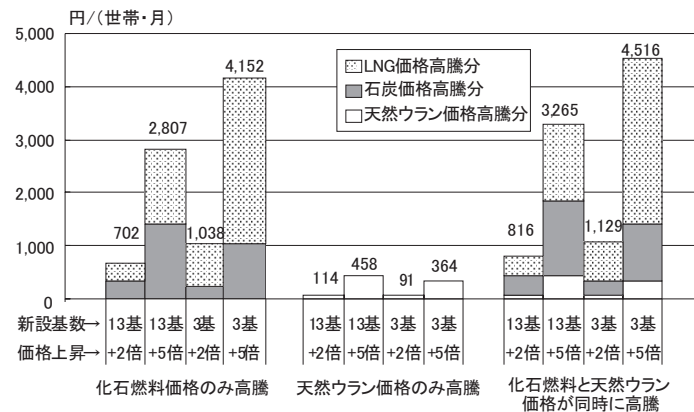


図1 燃料価格変動が及ぼす一般家庭の電気料金への影響(2030年度)

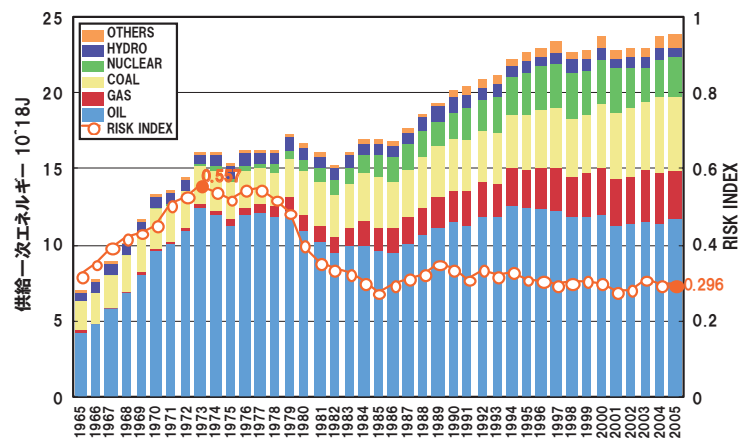
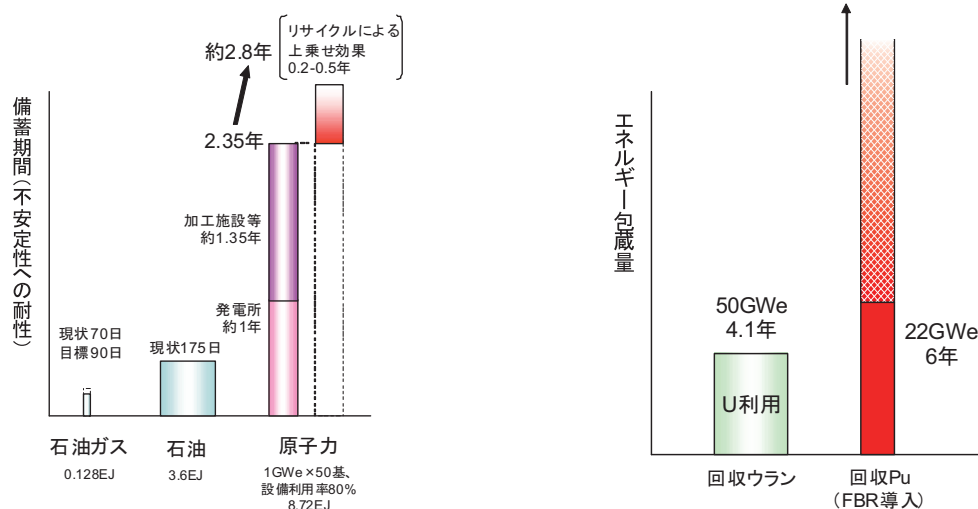


図2 日本の一次エネルギー供給構成と資源調達不安定度指標の推移

資源調達不安定度指標(RISK INDEX): 世界の資源埋蔵量の偏在度、輸出国の偏在度と政情安定度、日本の輸入構成から定まる資源の調達リスク係数と、日本の一次エネルギー供給構成から算出した、エネルギー供給構成の不安定度の指標。一次エネルギー供給を全て輸入石油に頼る場合に不安定度指標の値は1(最大)に、一次エネルギー供給を全て調達リスクが0のエネルギー(水力など)で賄う場合に不安定度指標の値は0(最小)になる。



(a) 短期的備蓄効果

(b) 長期的効果

図3 原子力システムに具備される潜在的備蓄効果: 包蔵エネルギー量の比較

使用済燃料トンネル貯蔵施設の熱流動解析

背 景

使用済燃料乾式中間貯蔵として、地上建屋方式がすでに実用化段階にあるが、将来的には原子力発電所サイトの傾斜地を利用してトンネルを掘り、その中に貯蔵する方式が考えられている。トンネル貯蔵方式は安全性やPA上で利点を有し、設計上でも幾つかの長所を持っている。この貯蔵施設では、使用済燃料の発熱により発生する自然対流により施設全体の冷却がなされる。自然対流の評価においては、従来の熱流動解析手法を改良する必要がある。まず、地下トンネル全体の風量配分を詳細に評価しなければならない。さらに、使用済燃料を収容する金属キャスクが並べられた貯蔵室内の詳細な熱流動解析では、地下トンネル特有の湿分の影響を評価する必要がある。

目 的

金属キャスクを地下に貯蔵するトンネル貯蔵施設における自然対流冷却の評価手法として、施設全体の流れを網目状に解くフローネットワーク解析コードと室内対流の詳細評価を行う3次元熱流動解析コードを開発する。

主な成果

1. フローネットワーク解析コードの開発

鉱山の評価で実績のある単一トンネルを対象とする1次元熱流動解析コード(TRANCLIM)と複数トンネルを対象とするフローネットワーク流動解析コード(VENTCLIM)を合体し、さらに収束方法や計算精度などを改善して、新たなフローネットワーク解析コードを開発した。このコードにより、トンネル貯蔵施設の複雑流路での流量配分と空気の温度分布が評価できることとなった。このコードを使って、地下トンネル貯蔵施設における年間のトンネル出口温度を計算した例を図1に示す。なお、元となる解析コードがすでに地下トンネルの評価に適用された実績を有することから、本フローネットワーク流動解析コードは実施設の許認可にも十分に適用可能と考えられる。

2. 3次元熱流動解析コードの開発

汎用熱流動解析コード(PHOENICS)に、新たに湿分の輸送方程式や結露の計算式を追加して、3次元熱流動解析コードを構築した。このコードにより、使用済燃料貯蔵室における湿分の移動を含む空気の詳細な対流評価が可能となった。特に、結露・蒸発の発生場所や水分の累積付着量が推定できる。図2にモデル貯蔵室における壁、床、天井への水分付着量(kg/m^2)の計算例を示す。なお、除熱における湿分の影響はそれほど大きくないことが確認されている。水分やエネルギーの出入りバランスが取れていること、ならびにキャスク伝熱実験と解析結果が良く合うことから、本解析コードの適用性が検証された。

今後の展開

フローネットワーク解析コードは、トンネル貯蔵施設内における貯蔵順番設定などの運用検討に適用する。3次元熱流動解析コードは、トンネル内における漏水の評価や地上施設の詳細伝熱解析に適用する。

主 担 当 者 地球工学研究所 古賀 智成

関連報告書「使用済燃料トンネル貯蔵施設を対象とする熱流動解析コードの開発」電力中央研究所報告：N07014

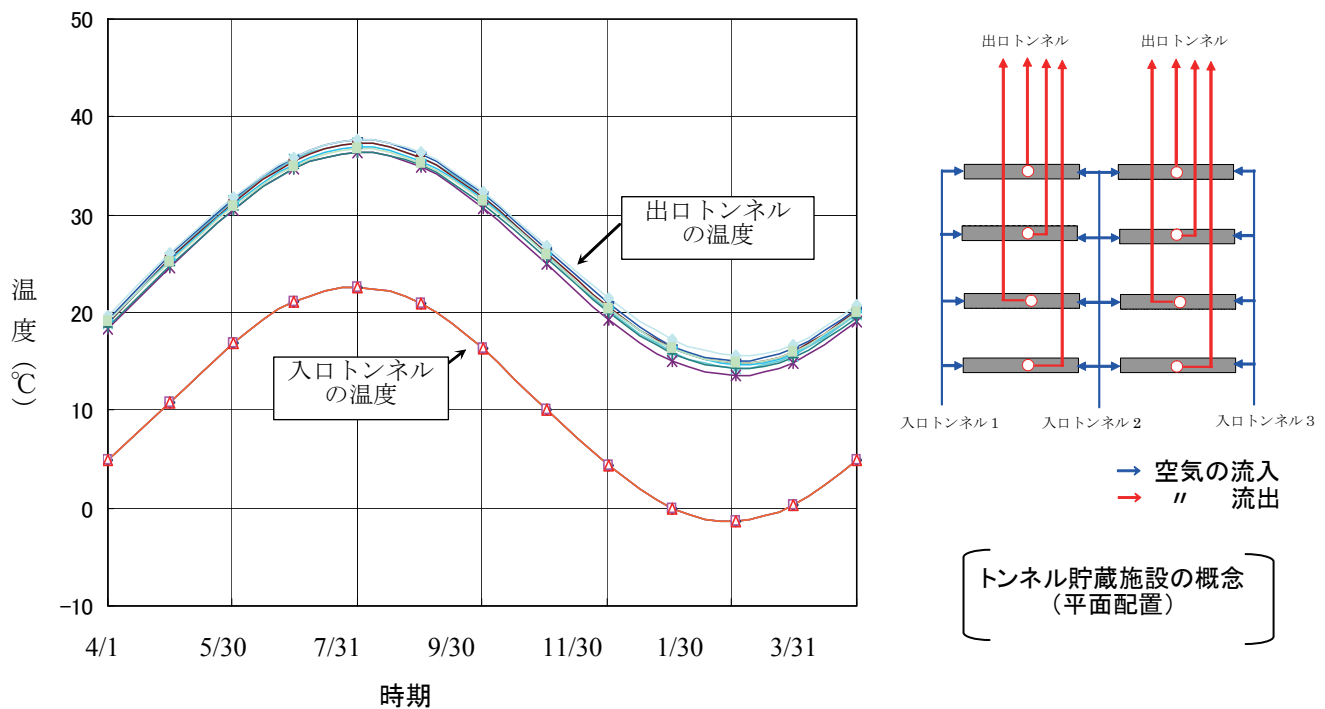


図 1 トンネル貯蔵施設出入口の年間温度変化の計算例

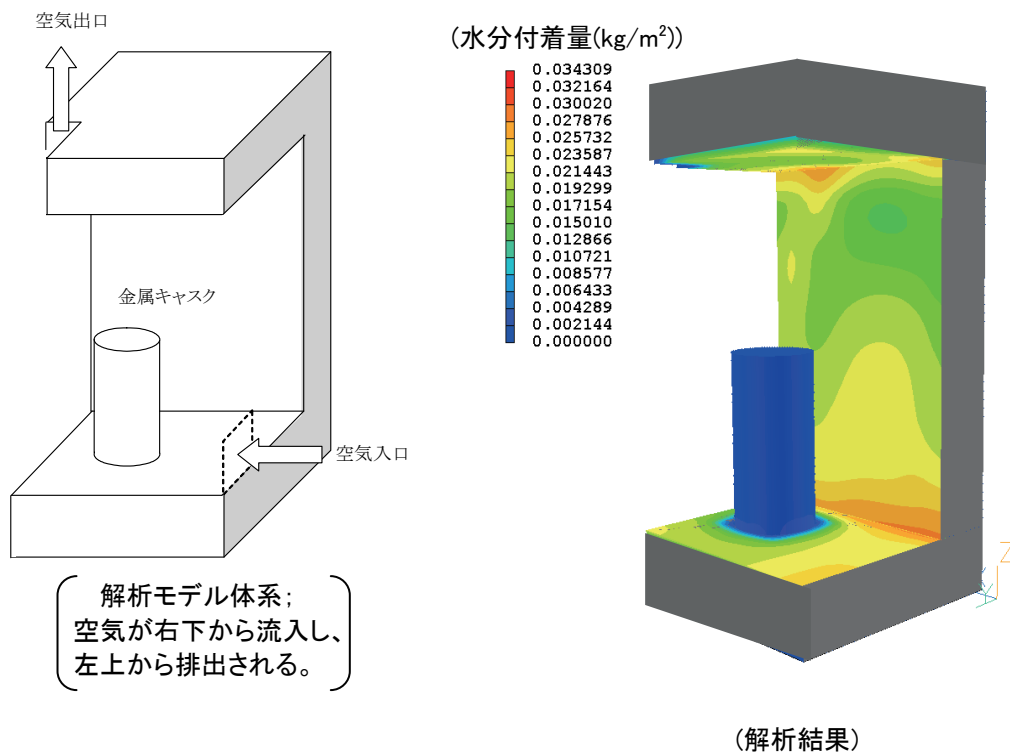


図 2 使用済燃料貯蔵室の壁、床などにおける水分付着の計算例

使用済燃料の浅地下ボルト貯蔵のフィージビリティ

背 景

わが国では使用済燃料の中間貯蔵施設の建設が急務である。中間貯蔵施設は、現在のところ輸送・貯蔵兼用金属キャスクの地上建屋での貯蔵のみが許認可されつつある。一方、海外で既に実施されているように簡易なキャニスタの大容量貯蔵(ボルト貯蔵^{*1})を実用化すれば、貯蔵コストの低減が期待される。また、その貯蔵を地下で行えば(浅地下ボルト貯蔵)、放射線遮へいの一部を地盤に期待できるとともに、斜面地形でも差し支えないので、発電所敷地内外でも容易に立地できるようになると期待される。

目 的

使用済燃料の浅地下ボルト貯蔵の技術的、経済的、および許認可に関するフィージビリティを明らかにする。

主な成果

1. 技術的・経済的な基本的フィージビリティ

浅地下ボルト貯蔵の概念(図 1)を構築し、貯蔵容量 2000 トンの貯蔵施設計画を設定して、基本的成立性について技術的および経済的に検討した。

- (1) 放射線遮へい性能と除熱性能：浅地下ボルト貯蔵に特徴的な放射線遮へい性能と除熱性能について確認した。放射線の透過は厚さ 1m の地盤で十分に遮断でき、通気路からの漏洩は屈曲構造等で十分に低減できた。除熱については、自然対流による除熱設計の成立性を明らかにした。
- (2) 経済性：経済性の検討のために、急斜面地形となだらかな地形条件を設定し、中間貯蔵施設を地上式とするケースと浅地下式とするケースのコスト比較を行った。その結果、急斜面地形でもなだらかな地形でも、地上式と浅地下方式はほぼ同等の経済性であった。(図 2)

2. 許認可に関するフィージビリティ

わが国でまだ指針化されていないキャニスタ貯蔵やその浅地下貯蔵の許認可を実現するために必要な検討課題のうち、キャニスタの応力腐食割れによる密封機能の喪失回避、ならびに地下空洞構造物の耐震性評価法を検討し、フィージビリティを明らかにした。

- (1) キャニスタの応力腐食割れ問題への対応オプション：キャニスタの付着塩分量が限界値以下では腐食が発生・進行しないことが解明されている。具体的なデータを採取して評価することにより許認可が実現されると見込まれる。または二重キャニスタにすれば腐食しないので密封機能が喪失しない。解析評価の結果、二重化しても伝熱フィンを取り付けることにより、一重キャニスタと同等の除熱性であり技術的に成立した。
- (2) 地下空洞構造物の耐震性評価法：日本で浅地下ボルト貯蔵を実施するためには、許認可に先立ち、キャニスタ貯蔵の安全審査指針と浅地下ボルト貯蔵の耐震設計技術指針が必要と考えられる。地下空洞の耐震性評価法を中心に検討した結果、新たに必要な浅地下ボルト貯蔵耐震設計技術指針の素案の例を既往指針類との整合性を保って構築することができた。

今後の展開

技術指針等の策定(表1)に向けて、キャニスタの応力腐食割れ予測評価法の確立、地下空洞構造物の耐震性評価法の確立のための検討を行なう。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員 新 孝一

^{*1} : ボルト貯蔵: 使用済燃料を収納したキャニスタを建屋や岩盤空洞内で貯蔵する方式。密封・遮へいの機能と輸送時の火災や落下などへの安全性を持つ輸送・貯蔵兼用の金属キャスクと異なり、キャニスタは密封の機能のみを持つ。他の機能は別途確保される。

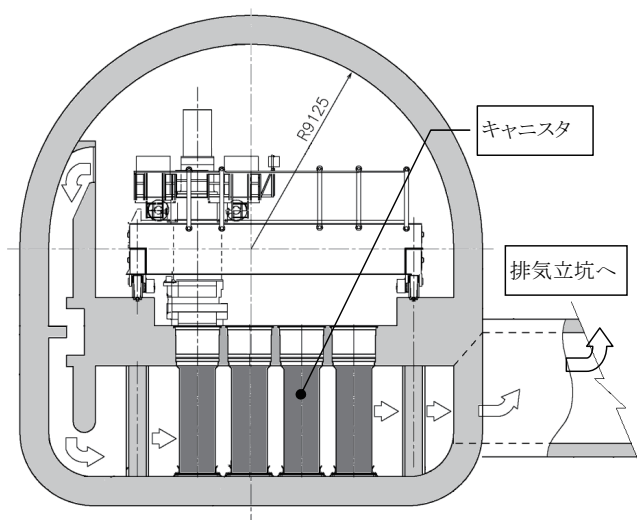


図 1 浅地下ボルト貯蔵の概念

輸送時には専用キャスクを用い、貯蔵時には密封機能のみを持つ安価なキャニスタで、遮へい性の高い地下空洞内に貯蔵する方式。立地地点の自由度が高まる。

なお、現在は高価な輸送・貯蔵兼用の金属キャスクを用いて、地上建屋に貯蔵する方式のみが許可される。

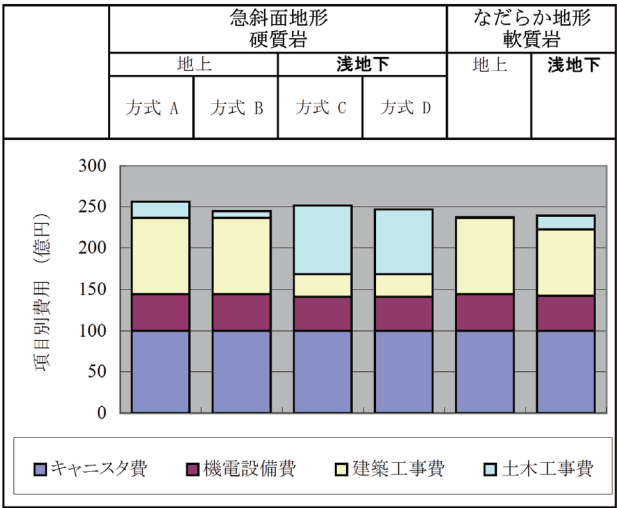


図 2 浅地下方式と地上式の費用比較(地形別)

硬質岩からなる急斜面地形にトンネル方式で建設する場合と、軟質岩からなるなだらかな地形に開削方式で建設する場合の費用を費目別に比較した。同じ地形条件の場合、地上式も浅地下方式もほぼ同等の費用となった。

表 1 浅地下ボルト貯蔵の許認可に関連する指針類 (黒字:既存、赤字:未策定)

キャスク・キャニスタ・機器に関するもの	地盤・土木構造物の耐震性に関するもの
金属キャスク安全審査指針 ¹⁾	耐震設計審査指針 ¹⁾
金属キャスク技術要件 ²⁾	原発耐震設計技術指針 ⁶⁾
金属キャスク設計・検査基準 ⁴⁾	キャスク建屋基礎技術指針 ⁶⁾
金属キャスク構造規格 ⁵⁾	地下空洞耐震設計技術指針等
キャニスタ安全審査指針・技術要件等	屋外重要土木構造物耐震指針 ⁷⁾
コンクリートキャスク技術要件 ³⁾	原子力地下立地 (技術体系化) ⁷⁾
コンクリートキャスク設計検査基準 ⁴⁾	
コンクリートキャスク等構造規格 ⁵⁾	
	1) 原子力安全委員会
	2) 原子力安全・保安院
	3) 総合資源エネルギー調査
	4) 原子力学会
	5) 機械学会
	6) 日本電気協会
	7) 土木学会

キャニスタ系使用済燃料貯蔵施設における SCC 対策

背 景

原子力発電所から発生する使用済燃料を柔軟に運用するために、中間貯蔵施設の必要性が増している。現在、我が国においては、使用済燃料の貯蔵に、金属キャスク(金属の容器)が使用されているが、経済的に有利なコンクリートキャスク(コンクリート容器)の実用化が望まれている。しかし、中間貯蔵施設が海岸に立地される現状を踏まえると、自然空冷施設の給気口から流入する海塩粒子が、コンクリートキャスク内に収納されているキャニスタ(使用済燃料を入れる薄肉の金属容器)の応力腐食割れ(SCC) *1を引き起こすことが懸念されている。このため、海塩粒子の施設への侵入を抑制する対策や SCC が発生しにくい材料の検討などが必要となっている。

目 的

当所が考案した塩分流入低減装置の高性能化を図り、その性能を評価する。また、試験片を用いた材料試験を継続し、キャニスタ候補材の耐 SCC 性を評価する。

主な成果

1. 塩分流入対策

施設の給気口に設置できる塩分流入低減装置(図1)を考案した。この装置を用いた室内試験および屋外での実環境試験を実施することにより、装置性能について評価した。

- (1) 塩分流入低減装置の塩分捕獲率を更に向上させるため、新たな流路形状を考案した。
- (2) 塩分流入低減装置の流路形状をパラメータとした室内試験を行ない、流路形状によっては、通常用いられている低圧力損失の塩害フィルタの 1/7 の圧力損失で 24%の塩分捕獲率が得られることが分かった(図2)。
- (3) 海岸近傍での屋外試験を実施し、実環境下での気中塩分濃度と塩分捕獲率に関するデータを取得した。屋外試験での塩分捕獲率は、室内試験よりも高い値を得た。

2. SCC 評価試験

貯蔵時の実キャニスタに想定されるよりも厳しい環境条件である 80℃、相対湿度 35%において、キャニスタ候補材(SUS329J4L、YUS270)に人工海水(塩化ナトリウムを 1.8wt%、塩化マグネシウムを 0.8wt%、その他海水模擬の微量成分を含む)を塗布して、一定荷重での引張り試験を実施した。その結果、従来材(SUS304)が数 100 時間で破断したのに対して、キャニスタ候補材は 54,300 時間経過しても破断せず、優れた耐 SCC 性が示された(図3)。

なお、本研究は、電気事業連合会の受託研究として実施した。

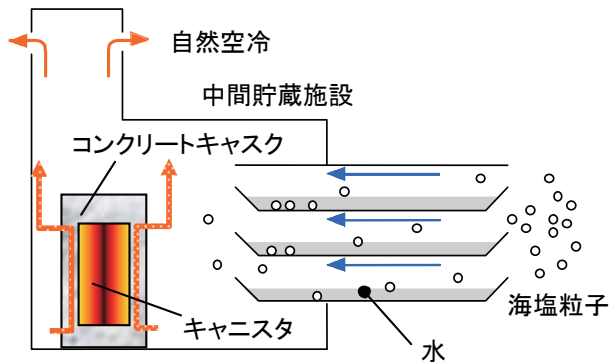
今後の展開

塩分低減装置の圧力損失と中間貯蔵施設の除熱性能の関係についての検討、および装置設置に伴う検討を行う。また、SCC 評価については、キャニスタ候補材の定荷重 SCC 試験を継続し、更に長時間での耐 SCC 性の評価を行う。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員 竹田 浩文

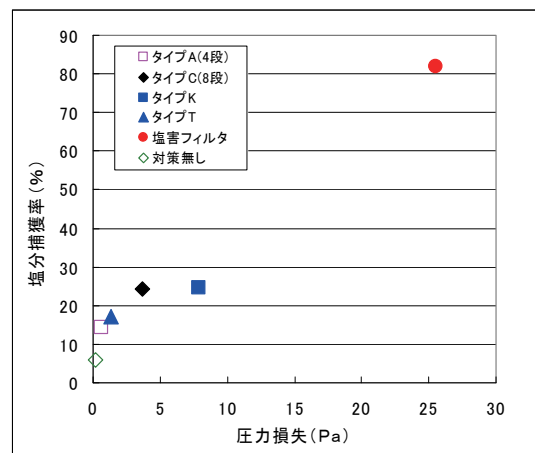
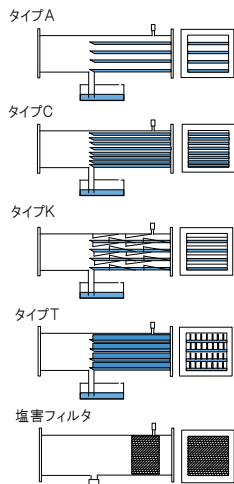
関連報告書 「キャニスタ系使用済燃料貯蔵施設における SCC 対策(その1)―塩分流入対策および SCC 評価―」
電力中央研究所報告: N07030

*1 : 応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking; SCC)とは、腐食環境下におかれた材料が、残留応力を含む一定の引張応力が持続的に負荷された時に、き裂が発生・伝ばして破壊に至る現象である。



中間貯蔵施設の給気口に水を張ったトレイを複数設置することにより、施設内に空気とともに流入する海塩粒子を水に溶け込ませて除去する方法を考案した。

図1 本考案の塩分流入低減方法

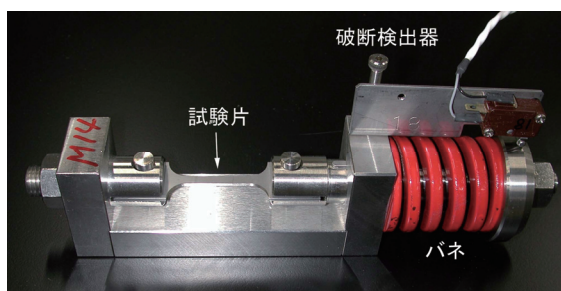


様々なタイプの流路形状を用いて、圧力損失と塩分捕獲率の関係を調べた。

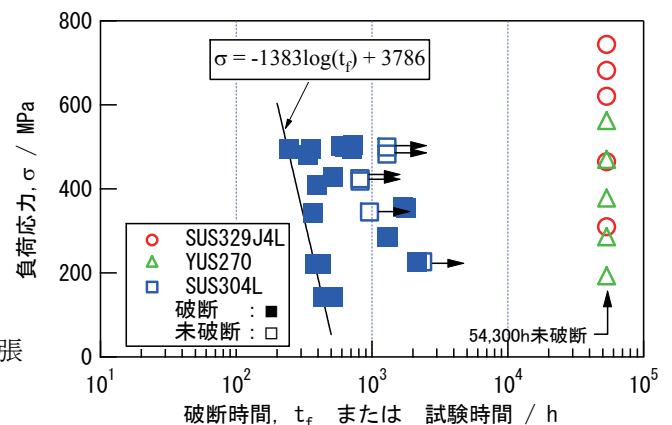
タイプ A は、4段トレイ、タイプ C は、8段トレイ、タイプ K は、空気を水面に衝突させる突起あり、タイプ T は、空気と水の接触面積を増やしたものである。

圧力損失と塩分捕獲率の関係を示したものである。たとえば、タイプ C では、通常用いられている低圧力損失塩害フィルタの 1/7 の圧力損失で 24% の塩分捕獲率が得られることが分かった。

図2 圧力損失と塩分捕獲率の関係



試験では、各種ステンレス鋼を用い、バネにより引張り荷重をかけ、一定温湿度の状態で保持した。



80℃-RH35%条件で試験を実施した結果、従来材(SUS304)では、数100時間で破断したが、キャニスタ候補材は、54,300時間経過しても破断せず、優れた耐 SCC 性が示された。

図3 各種ステンレス鋼の破断試験

高速飛来物の衝突事象に対する金属キャスクの安全性検証

背 景

重要な原子力施設への航空機衝突に対する安全性評価が、米国やドイツで活発に実施されている。しかし、これらの報告事例には、衝突による荷重時間曲線の設定条件や安全性評価方法等の技術的詳細が公開されていない。一方、我が国では近年、外部人為事象に関する安全性に関連して、空からの脅威に対する一般公衆の懸念が高まっており、これらの事象における金属キャスク(使用済燃料を貯蔵するための金属製の乾式容器)の挙動に関する知見を得ておく必要がある。

目 的

金属キャスクに民間航空機のエンジンが衝突する場合を想定し、衝撃荷重を受ける金属キャスクの密封性能を、数値解析および金属キャスクの縮尺モデルを用いた衝突実験により評価する。

主な成果

1. 設定荷重の算定

エンジンが衝突する場合の荷重時間曲線は、これまで、国内外を含め公開情報が非常に乏しい状況にあった。そこで、剛性の高い航空機エンジンが貯蔵施設を貫通して侵入する場合を想定し、民間航空機(ボーイング 747)のエンジンが、IAEA(国際原子力機関)輸送規則航空輸送物要件における速度 90m/s で貯蔵施設の最も壁厚の薄い部分(85cm)に衝突した場合の残留速度を、文献調査で得られた残留速度評価式より算出した(60m/s)。さらに、エンジンを詳細にモデル化し、速度 60m/s で剛体壁に衝突させた場合の荷重時間曲線を算定した(図 1)。

2. 数値解析による実機金属キャスクの密封性能の評価

算定した荷重時間曲線を用いて、金属キャスク蓋部中央で垂直にエンジンを衝突させる垂直衝突と、胴部上方で水平に衝突させる水平衝突を対象として、汎用解析コード LS-DYNA により衝撃解析を実施した(図 2)。その結果、垂直衝突では、二次蓋フランジ面に塑性領域が発生し密封性能が喪失するが、一次蓋に塑性領域は発生せず健全であり、また、水平衝突では、いずれの蓋も塑性領域は発生せず健全であることが明らかとなった。

3. 縮尺金属キャスクによる水平衝突に対する衝撃実験

加熱により経年劣化を促進して付与した蓋密封ガスケット構造を有する縮尺金属キャスクモデル(縮尺比 2/5)を用いて、高速飛来物(直径 50cm、質量 316kg)による水平衝突試験(衝突速度 57m/sec)を行い、衝撃荷重載荷時の金属キャスクの蓋や本体各部の変位量、および蓋密封ガスケットの漏洩率の測定を行った(図 3)。その結果、蓋密封ガスケットの漏洩率は $10^{-5}\text{Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec}$ 以下であり、飛来物の衝突による蓋部の損傷が金属キャスク内部の負圧維持に影響を及ぼすことはないことを明らかにした。

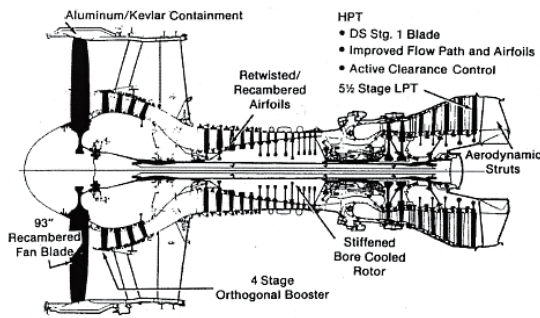
本研究の一部は、経済産業省 原子力安全・保安院からの受託研究として実施したものである。

今後の展開

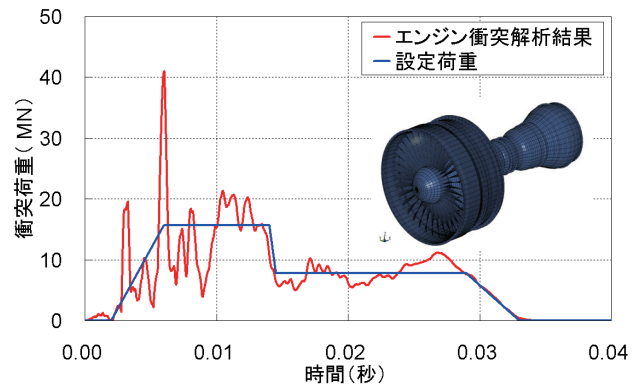
実物大金属キャスクを用いて高速飛来物の鉛直方向からの垂直衝突試験を行い、密封性能の評価を行う。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員 白井 孝治

関連報告書 「航空機衝突時の使用済燃料貯蔵施設の耐衝撃性評価 ― 衝撃荷重を受ける金属キャスクの密封性能に関する数値解析的評価 ―」 電力中央研究所報告: N07040

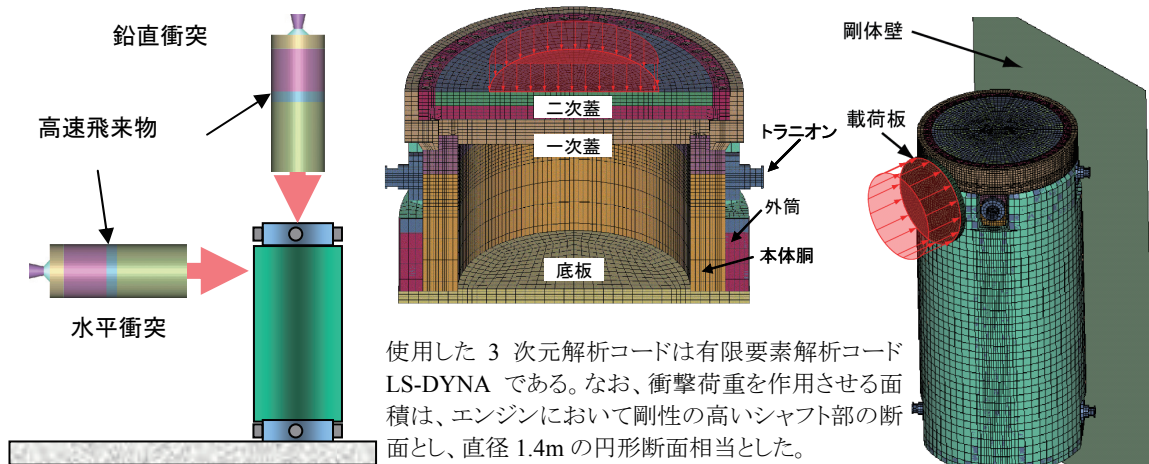


GE 製 CF6-80C2 型ターボファンエンジン
(直径約 2.7m, 長さ約 4.3m, 重量約 4.4ton)



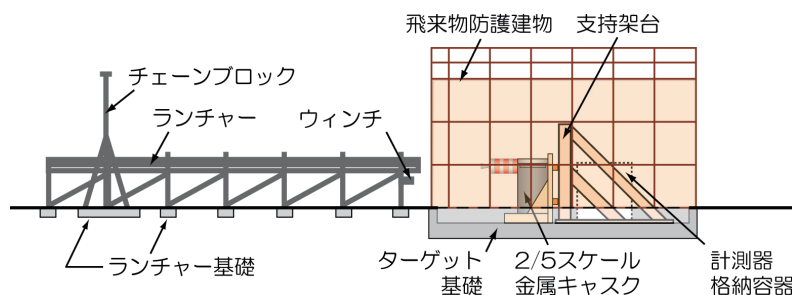
ボーイング 747 型旅客機エンジン相当の剛な飛来物が IAEA の航空輸送要件相当の衝突速度 (90m/s) で壁厚 85cm 程度の貯蔵施設に衝突した場合、既往の残留速度評価式より、施設内へのエンジンの進入速度は 60m/s となった。エンジン部の荷重時間曲線については、エンジン部が剛壁に衝突する際に剛壁に発生する荷重より定めた。

図 1 検討の対象とした民間航空機エンジンと設定した衝撃荷重



使用した 3 次元解析コードは有限要素解析コード LS-DYNA である。なお、衝撃荷重を作用させる面積は、エンジンにおいて剛性の高いシャフト部の断面とし、直径 1.4m の円形断面相当とした。

図 2 金属キャスクに対する高速飛来物の衝突事象に対する評価モデル



本装置は、内部に充填された推進薬により、飛来物 (直径 50cm, 質量 316kg) が誘導するランチャー上を加速しながら進み、所定の速度 (実測値 57m/sec) で支持架台に取付けられた縮尺金属キャスクモデルに水平に衝突する仕組みとなっている。衝撃荷重载荷中のキャスクの蓋や本体各部の変位量、蓋密封ガスケットの漏洩率等の測定を行った。その結果、蓋密封ガスケットの漏洩率は $10^{-5} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{sec}$ 以下であった。



図 3 縮尺金属キャスクモデルを用いた水平衝突に対する衝撃実験概要

使用済燃料貯蔵容器の合理的な地震時転倒安定評価手法の提案

背 景

縦置き・非固縛で貯蔵中の金属キャスク(使用済燃料を貯蔵するための金属製の乾式容器)が地震力を受けた際の転倒評価手法として、従来のエネルギースペクトル^{*1}を用いた場合、継続時間が比較的短く、加速度応答スペクトルに明瞭なピークがある地震波に対しては合理的な浮上り予測値を与える。一方、加速度応答スペクトル形状がフラットで継続時間が長い地震波では、エネルギースペクトルは全継続時間における累積エネルギーより算定されるため、過度に保守的な浮上り予測値を導く。このため、貯蔵容器の浮上りや滑りに寄与する合理的な転倒評価指標を構築する必要がある。

目 的

キャスクの浮上りに有効な入力エネルギーと、ある一定の継続時間内に入力されるエネルギーとの相関に着目し、貯蔵容器の浮上りに寄与する合理的なエネルギースペクトルの算出方法を提案する。

主な成果

1. ウインドウエネルギースペクトル

縮尺率 1/3 の相似模型キャスク(外径 1.3m×高さ 1.9m, 重量 10ton)を用いた振動試験結果より、最大応答角度の発生時刻と入力エネルギー増分に良い相関が見られることが判明した。そこで、有効な転倒評価指標として、一定の評価時間内のエネルギースペクトルで表されるウインドウエネルギースペクトル(図 1)を定義した。

2. ウインドウ幅の提案

エネルギースペクトルの算出の対象となる周期変動範囲($T_0 \sim T_1$)を考慮し、評価時間($T_0 \sim 1.5T_1$)をパラメータとして、全継続時間にわたりウインドウエネルギースペクトルを算出し、1995 年兵庫県南部地震の神戸海洋気象台における観測地震波(JMA 神戸波)や人工的に作成した地震波(人工地震波)を用いた振動試験結果との比較を行った。JMA 神戸波の場合、主要動付近での瞬間入力エネルギーがほぼ全体の累積エネルギーに相当し、ウインドウ幅にかかわらず振動試験で発生した浮上りエネルギーとほぼ一致する。一方、人工地震波の場合、ウインドウ幅が長くなるにつれて瞬間入力エネルギーが増加し、実験値に対して過度に浮上りエネルギーを与える傾向にある。これらの結果より、ウインドウ幅として周期変動範囲の長周期側の値 T_1 を用いれば、ウインドウエネルギースペクトルは実験値の 2 倍程度の妥当な値を与えることが判明した(図 2)。

3. 実規模大キャスクへの適用

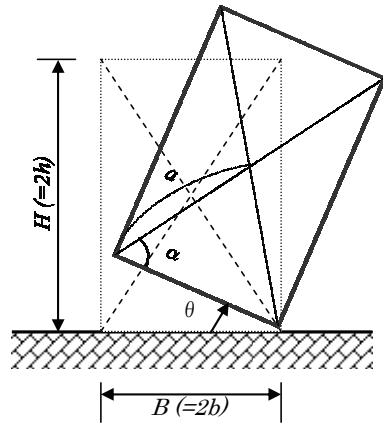
実物大キャスク(外径 4.0m×高さ 6.0m, 重量 180ton)を用いた振動試験結果において、浮き上がりと大きな滑り変位(80cm 以上)が発生した振動試験に対し、ウインドウエネルギースペクトルの適用性を検証した。その結果、ウインドウ内に入力されるエネルギーを、全て浮き上がりに必要な位置エネルギー、もしくは滑りの仕事量に変換されると仮定することにより、最大浮上り量と最大滑り量を定量的に評価できることが判明した(図 3)。

今後の展開

現在、電気事業が検討中である使用済燃料の中間貯蔵施設における貯蔵容器の取扱中における地震時安定性評価に活用する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員 白井 孝治

^{*1} : 地震が継続する時間内において剛体に入力されるエネルギー



$$V_{E,ou}(a) = \sqrt{\int_{T_0}^{T_1} f(T)(V_{E0}(T))^2 dT}$$

$$f(T) = -\frac{2(T-T_1)}{(T_1-T_0)^2}, T_0 = 0.02\sqrt{a}, T_1 = 0.3\sqrt{a}$$

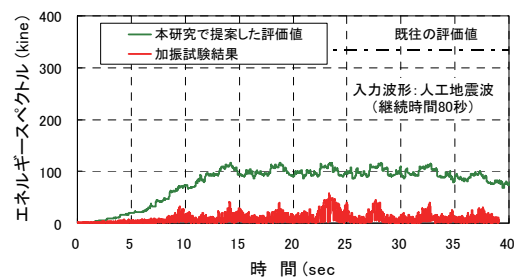
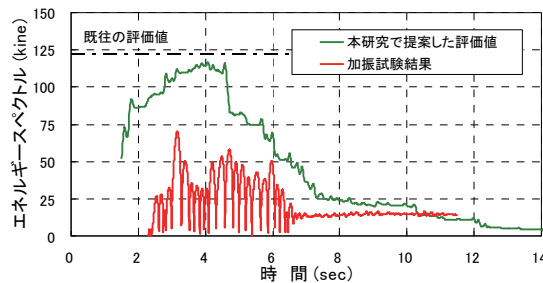
$V_{E0}(T)$: 無減衰系のエネルギースペクトル

コンクリートキャスクは円柱体であり、回転振動を伴うロッキング応答を示すことから、エネルギー算出に有効な周期変動範囲を相似模型の振動実験で求め、修正転倒エネルギースペクトルとして提案した。したがって、コンクリートキャスクが転倒しないための判定条件は、

転倒エネルギースペクトル < 転倒に必要なエネルギー速度換算値となり、次式で与えられる。

$$V_{E,ou}(a) < V_{Ereq} = \sqrt{g(\sqrt{B^2 + H^2} - H)}$$

図 1 コンクリートキャスク転倒限界評価のための修正エネルギースペクトル



縮尺率 1/3 の相似模型を用いた振動試験結果より、一定の評価時間 T_{window} (ウィンドウ) 内のエネルギースペクトルをウィンドウエネルギースペクトルと定義する。ウィンドウ幅として周期変動範囲の長周期側 T_1 の値を用いれば、ウィンドウエネルギーは実験値の 2 倍程度の包絡値を与えることが判明した。

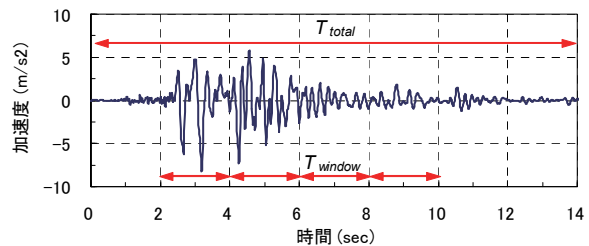
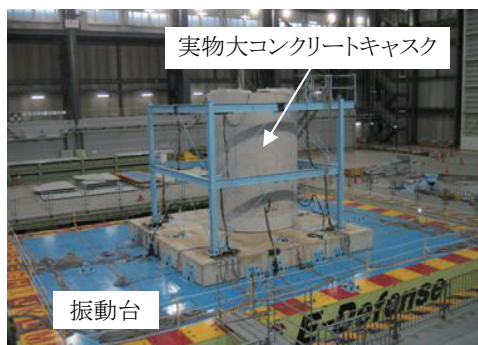


図 2 ウィンドウエネルギースペクトルの定義



防災科学技術研究所の実大三次元振動破壊実験施設 (E-ディフェンス) において、実物大キャスク (外径 4.0m×高さ 6.0m, 重量 180ton) を用いた振動試験を実施した。浮上りと滑り変位が発生した JMA 神戸波による振動試験に対し、ウィンドウエネルギースペクトルの適用性を検証した結果、最大浮上り量と最大滑り量が定量的に評価できることが判明した。

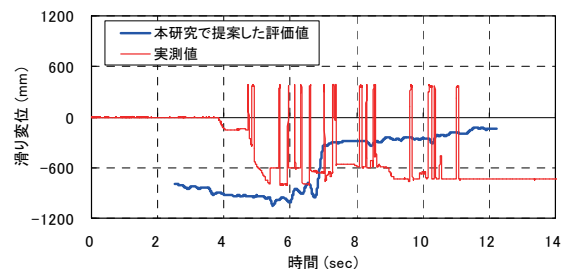
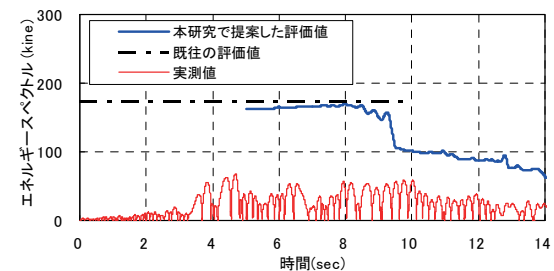


図 3 実物大コンクリートキャスクを用いた振動試験に対する評価結果

2. バックエンド

ベントナイトの加熱浸透試験の解析 －国際共同研究での取り組み－

背 景

高レベル放射性廃棄物処分においては、地下深部に金属容器(オーバーパック)、緩衝材(ベントナイト)等の人工バリアと岩盤(天然バリア)による多重バリアシステムを構築し廃棄物を隔離する。地下施設周辺では、廃棄体の放射壊変による発熱、周辺岩盤から人工バリアへの地下水の浸入、緩衝材での膨潤圧の発生などの現象が相互に影響する(図1)。これらの連成現象の数値解析による予測評価は、処分孔や人工バリアの合理的な設計のために重要であり、世界的な課題となっている。スウェーデンのSKB^{*1}が主催となり、ベンチマーク解析により材料の構成モデルおよび数値解析コードの検証・高度化を目指す「人工バリアタスクフォース」が開始された。

目 的

当所が開発した熱-水-応力連成解析コード“LOSUTF”^{*2}を用いて、人工バリアタスクフォースのベンチマーク問題であるベントナイトの加熱浸透試験の解析を実施し、LOSUTFの予測性能を確認する。

主な成果

解析の対象とした試験はベントナイトの円柱形試験体の片端を加熱することで温度勾配を形成した後、低温側から水を注入するものである(図2)。温度、相対湿度、応力に関する解析結果と計測値との比較により、LOSUTFの予測性能について以下のことが明らかになった。

1. 温度変化の予測

温度勾配形成時、注入時ともに、供試体中の温度分布およびその経時変化を精度良く予測できる。特に、わが国で想定される100℃以下の条件では極めて予測精度が良く、十分な解析性能を有する(図3)。

2. 水の浸潤の予測

全体的な浸潤プロセスや加熱時のヒーター近傍の乾燥プロセスを表現できる。しかし、注入面から離れた位置での浸潤プロセスを実際よりも早く予測する傾向がある。注入面直近の膨潤により圧縮される領域の透水性低下を考慮する必要があると考えられる。

3. 応力変化の予測

LOSUTFの膨潤モデルにより、水の浸潤に伴う軸応力の増加を評価できる(図4)。一方、加熱による応力の増大をやや過大に評価する傾向があり、膨潤だけでなく乾燥収縮をモデル化する必要がある。

今後の展開

ベンチマーク解析に参加した他機関の解析結果を比較し、モデル・解析コードの違いによる予測性能の違いについて検討する。また、次期ベンチマークとして原位置試験を対象とした解析を実施し、実スケールの問題に対する解析コードの性能を検証する。

主 担 当 者 地球工学研究所 地圏科学領域 主任研究員 澤田 昌孝

関連報告書 「スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル放射性廃棄物処分のための国際共同研究(その9)－人工バリアタスクフォースにおけるベントナイトの室内加熱浸透試験の解析－」
電力中央研究所報告: N07002

*1 : スウェーデン核燃料廃棄物管理会社 (Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company)

*2 : 地下施設の長期安定性解析コード (Numerical analysis code for Long-term stability of underground facilities)

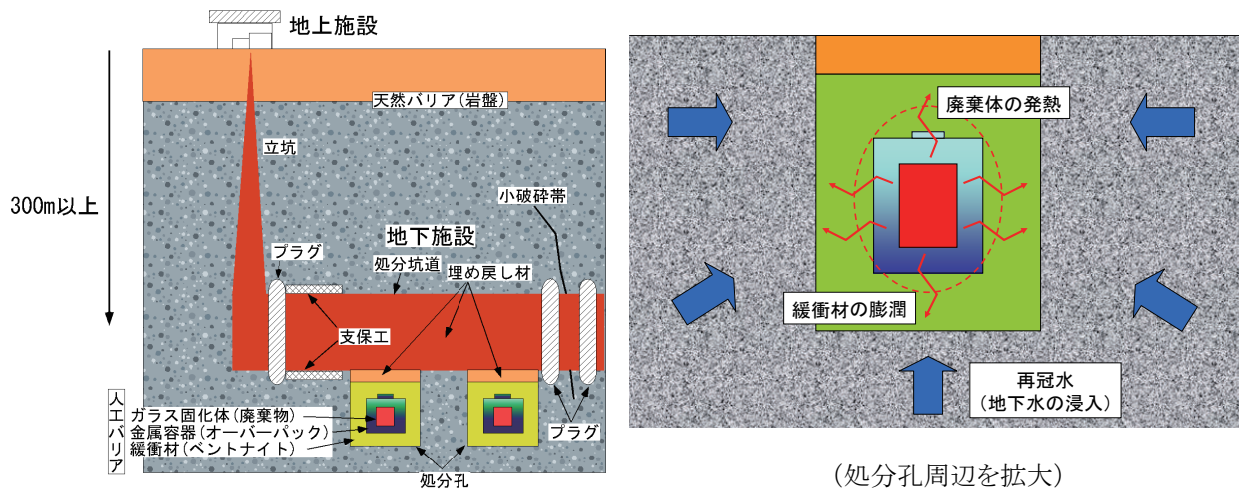


図1 多重バリアによる放射性廃棄物の隔離の概念と廃棄体周辺で想定される現象

熱、水、応力・変形の相互作用を評価し、設計・安全評価を行う必要がある。

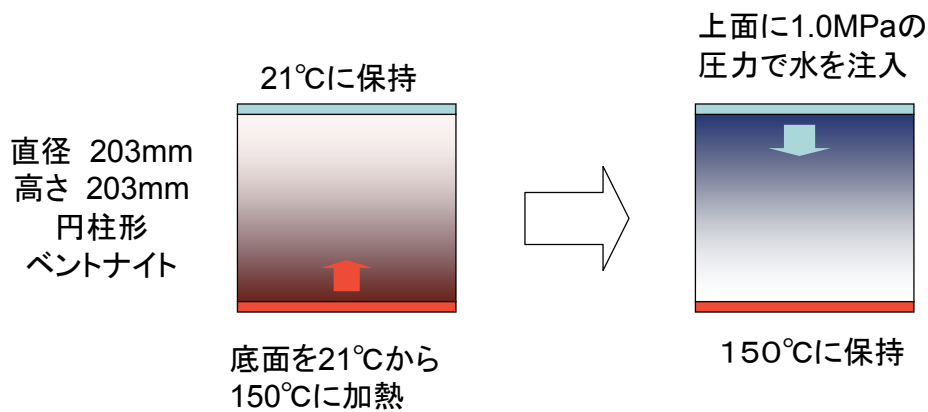


図2 処分孔周辺の環境を模擬した模型試験

試験体底面を加熱することにより温度勾配を形成した(フェーズ1)のち、低温側から定圧で水を注入する(フェーズ2)。温度、相対湿度、軸応力を測定。

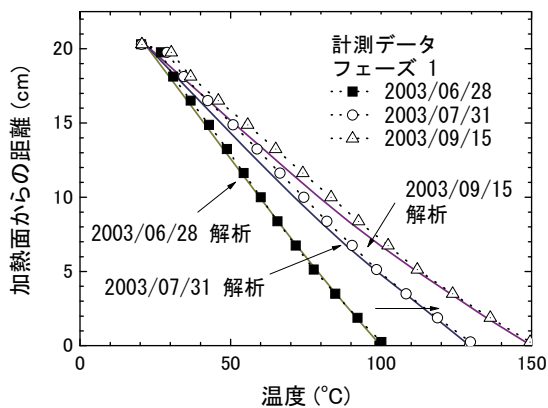


図3 温度分布の変化

試験体の温度分布の変化を精度良く予測できる。

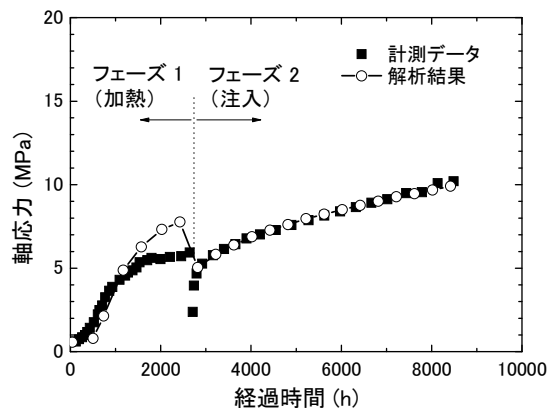


図4 軸応力の経時変化

注入に伴う軸応力の変化を予測できる。
加熱時の応力増加をやや過大に評価する。

海水によるベントナイトの特性変化のモデル化

背 景

ベントナイトは、透水係数が小さいことなどの理由により、高レベル放射性廃棄物の地層処分施設における緩衝材や埋戻し土、および低レベル放射性廃棄物処分施設における低透水層や埋戻し土として用いられることが検討されている。しかし、ベントナイトの透水係数は、高レベル放射性廃棄物処分では、地下水に含まれる可能性がある海水を起源とする塩分により増大することが懸念されている(図1)。

海水に対するベントナイトの透水係数増大に関しては、これまで多くの実験的検討が実施されている。しかし、今後、ベントナイトの種類の選定や品質管理などのため、国内外のベントナイトの透水係数の評価が必要となることが予想されるため、従来実施してきた実験的検討のみならず、透水係数に及ぼす他の様々な要因とともにモデル化することが重要である。

目 的

各種ベントナイトの透水係数ならびに膨潤圧に及ぼす海水の影響のメカニズムを解明するとともにそのモデル化を行う。

主な成果

1. 人工海水の濃度変化を考慮した透水係数ならびに膨潤圧の評価モデルの提案

ベントナイトの低透水性ならびに膨潤性に支配的な影響を及ぼす鉱物であるモンモリロナイト結晶(以下結晶と略称する)の集合状態をモデル化した。このモデルでは、人工海水中の塩分による結晶の凝集を1スタック(モンモリロナイト結晶の集合体の単位)あたりの結晶の数の増加として表わすことができる(図2)。このモデルに対して、モンモリロナイト結晶間に作用する引力・斥力ならびにそれらに及ぼすベントナイトの密度、人工海水の濃度の影響を考慮してベントナイトの透水係数と膨潤圧を計算した。

2. 人工海水濃度とベントナイト密度を変化させた実験結果と計算結果との比較

Na型ベントナイト^{*1}の透水係数に関しては、計算結果は実測結果と良好に一致しており、Ca型ベントナイト^{*1}でも、両者は概ね一致していた(図3)。一方、人工海水濃度10%、100%^{*2}の膨潤圧でも、計算結果は実測結果と良好に一致しており、蒸留水(人工海水濃度0%)でも、概ね一致していた(図4)。

以上により、本研究で提案した方法により得られた透水係数と膨潤圧の計算値は、全ての場合において整合していると言える。

今後の展開

高温履歴がベントナイトの特性に及ぼす影響や膨潤圧試験方法が試験結果に及ぼす影響を検討する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員 田中 幸久

関連報告書「海水の濃度が各種ベントナイトの透水係数ならびに膨潤圧に及ぼす影響のモデル化」電力中央研究所報告：N07008

^{*1} : Na型、Ca型ベントナイトは、それぞれNaイオン、Caイオンを主たる交換性陽イオンとするベントナイトである。

^{*2} : 人工海水濃度100%とは、人工海水相当のイオン濃度であることを意味し、人工海水濃度0%、人工海水濃度10%は、イオン濃度が人工海水濃度100%のそれぞれ、0%、10%であることを意味する。

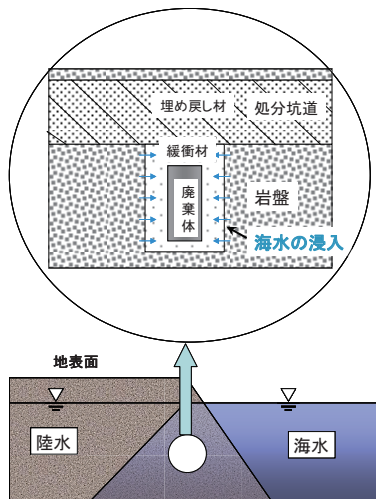


図1 海水等の塩類による影響を検討する背景
(高レベル放射性廃棄物処分の場合)
沿岸域に設置する場合、地下水に海水が混合
する可能性がある。

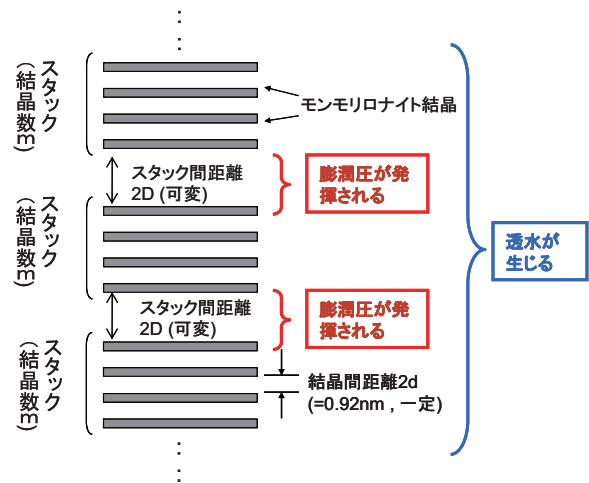


図2 新しく提案したモンモリロナイトの構造のモデル
人工海水中の塩分による結晶の凝集を 1 スタック
(モンモリロナイト結晶の集合体の単位)あたりの結
晶の数の増加として表わすことができる。

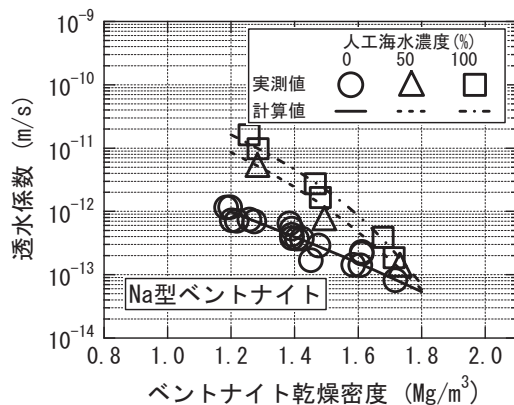
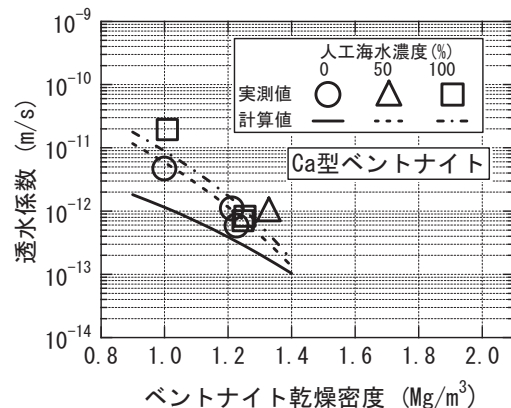


図3 透水係数の実測結果と計算結果の比較の例



提案したモデルにより、各種濃度の人工海水環境下における透水係数を評価することが可能である。

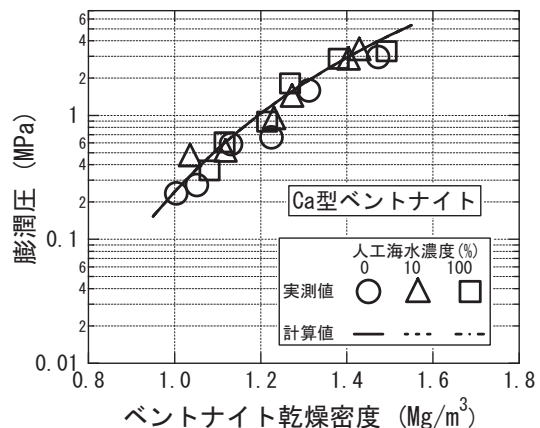
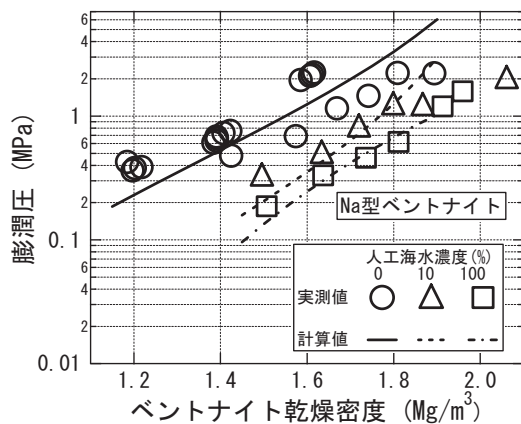


図4 膨潤圧の実測結果と計算結果の比較の例

提案したモデルにより、各種濃度の人工海水環境下における膨潤圧を評価することが可能である。

2. バックエンド

コントロールボーリング掘削・調査技術の開発 －大曲断層への適用と機器開発－

背 景

高レベル放射性廃棄物処分などの地下空間利用に際しては、対象岩盤の各種特性を評価することが必要不可欠であり、調査初期におけるこれらの特性評価にはボーリングによる調査が一般的である。特に沿岸海底下での堆積岩の調査においては、方位や傾斜を自由に制御し、コア採取ができるコントロールボーリング掘削技術および掘削中の裸孔(孔壁)部を用いた検層(WL-LWD)や孔内測定技術の開発が急務となっている。

目 的

北海道幌延町に分布する大曲断層を対象としたコントロール掘削、調査を継続実施し、その適用性を確認するとともに、その他の調査機器の開発・高度化を実施する。

主な成果

1. 掘削・調査技術の現地適用性検討

平成 18 年度の 0～400m 区間のコントロール掘削・調査に引き続き、大曲断層を対象として 400～693.5m 区間のコントロール掘削および透水試験などの調査を実施した。偏角 1.04～1.37°/10m のコアリング掘削を行い、予定通りの方向性を概略維持し、ほぼ 100%のコアを採取することが出来た(図 1)。掘削中に孔内調査としての透水試験・採水および WL-LWD を実施した。透水試験の結果、断層の下盤の 2 区間の透水係数は $1.9 \times 10^{-9} \sim 1.9 \sim 3.7 \times 10^{-10}$ m/s、割れ目に起因する逸泥区間で 2.4×10^{-7} m/s の値を得た(図 2)。

孔内調査およびコアの観察および測定・調査により、大曲断層の特徴を把握した。反射法地震探査による断層プロファイルと一致して、コアにより f3 から f14 の断層帯を確認し、主断層部分に位置する f8 を境界に地質構造の差異を確認した。断層内部の透水性は周辺岩盤部より若干低い傾向が認められる(図 2)。断層を境にした地下水化学の変化は認められない。一方断層下盤側で水頭が高い傾向が認められる。このことから、断層は地下水流動を大きく支配はしていないが、圧力を保持する機能を有していることが推察される。

2. 調査技術に関する装置の試作・性能試験

コントロール掘削に適用する調査技術のうち、要素技術開発として孔内応力・力学試験装置、水理モニタリングシステムの設計・性能試験を実施した。応力・力学試験装置統合システム(図 3)のプロトタイプの現地適用性試験を実施しその適用性を確認した。水理モニタリングシステムについては、これまでに考案した設置方法を模擬孔井に適用し、モニタリング区間の設置方法およびモニタリングシステムの設置方法を検証した。

なお、本研究は、経済産業省からの受託研究として実施したものである。

今後の展開

新たな地点に適用しその信頼性を向上させるとともに、周辺技術を高度化して、実用化する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 研究参事 木方 建造

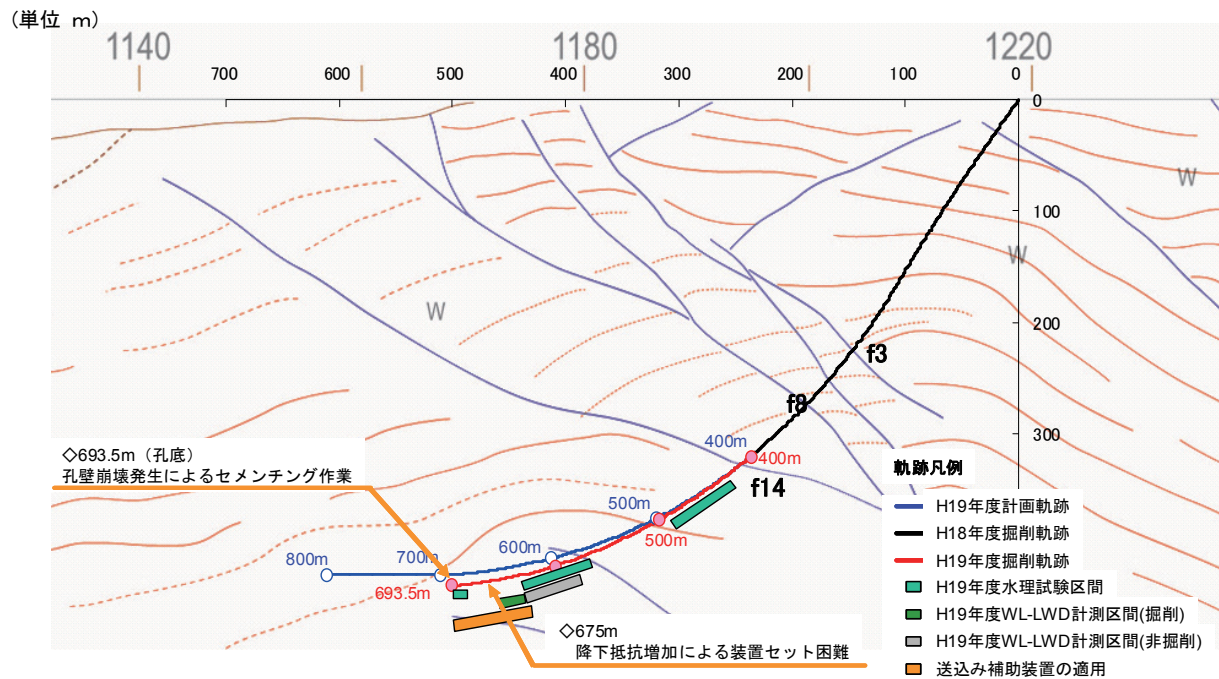


図1 コントロール掘削・調査の実績

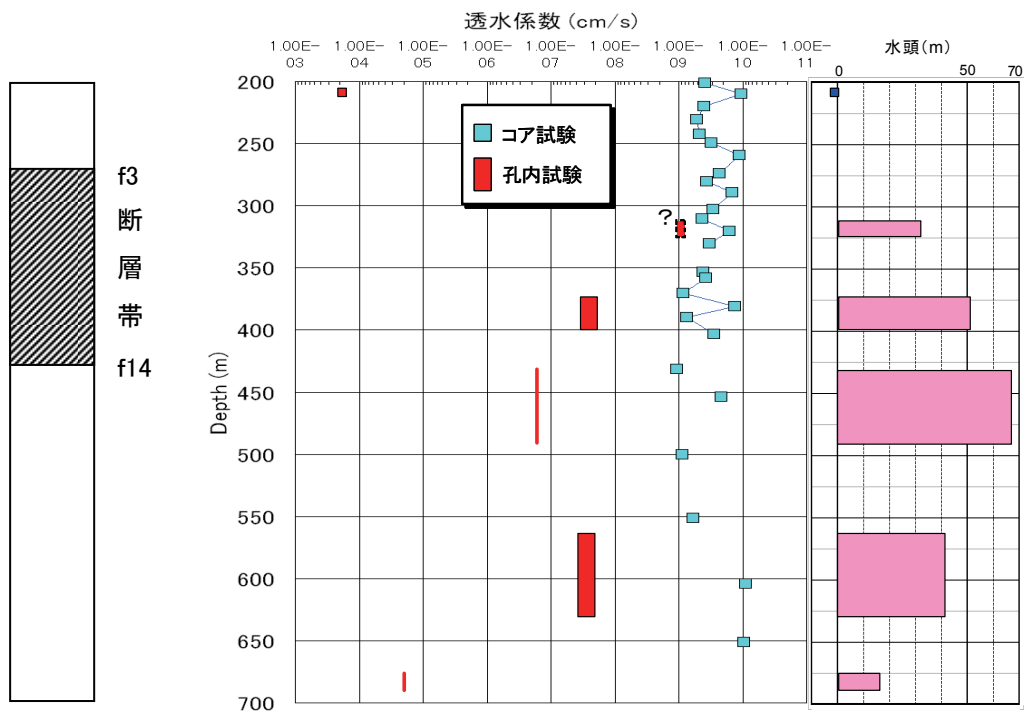


図2 透水係数・水頭のプロファイル

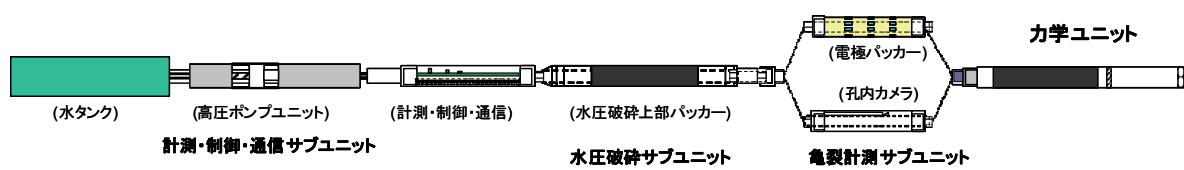


図3 孔内応力・力学統合試験装置の概要

2. バックエンド

フルボ酸を用いた ^{14}C 地下水年代測定方法の開発

背 景

高レベル放射性廃棄物の地層処分で想定されているような深地層(地表下 300m 以深)における遅い地下水流速を測定するためには、天然に存在する放射性物質を用いた地下水年代測定が有効である。その方法の一つとして地下水に溶存する炭酸に含まれる ^{14}C を用いた方法が広く行われているが、一般に複雑な補正計算が必要なため、評価が難しい。一方、地下水に溶存する有機物であるフルボ酸(図 1)に含まれる ^{14}C を用いた年代測定方法では、補正の必要がなく、確からしい年代値を得られるという報告がある。しかし、適用例が少ないため、十分に妥当性を確認できていない。また、これまでに日本国内での実施報告例はない。

目 的

地下水溶存フルボ酸を用いた ^{14}C 地下水年代測定を実施し、得られた地下水年代値の妥当性を明らかにする。また、実用化に向けた検討課題の抽出を行う。

主な成果

岐阜県東濃地域に広がる土岐花崗岩に掘られたボーリング孔(図 2)を利用して、図 3 に示す装置により地下水に溶存するフルボ酸を採取し、国内で初となる有機物を用いた ^{14}C 地下水年代評価を行い以下の成果を得た。

1. フルボ酸を用いた地下水年代測定結果の妥当性(図 4)

当所で開発を進めている ^4He 蓄積法を用いた地下水年代測定結果とフルボ酸による地下水年代測定結果とを比較したところ、双方の年代値が同程度の値を示したことから、相補的に年代値の妥当性を確認することができた。一方、溶存炭酸による地下水年代値は、フルボ酸および ^4He による年代から離れた値を示しており、補正が必要であると考えられる。以上のことから、フルボ酸による ^{14}C 地下水年代測定方法が、溶存炭酸による方法よりも優れた年代測定方法となる可能性を確認することができた。

2. 実用化に向けた検討課題の抽出

- (1) 本研究で行った採取方法ではフルボ酸回収率が低いので、回収効率を高めるために採取方法を改善する必要がある。
- (2) ボーリング孔掘削時に使用する掘削水の地下水への混入評価をするために、蛍光染料ウラニンを使用することがある。このウラニンが地下水に残留している場合、ウラニンがフルボ酸に混入することがわかった。今後、ウラニンとフルボ酸を分離する方法を開発する必要がある。

なお、本研究は経済産業省からの受託研究「地下水年代測定技術調査」および、日本原子力研究開発機構との共同研究「瑞浪超深地層研究所周辺の水理・物質移動特性評価に関する研究」として実施したものの一部である。

今後の展開

本研究で抽出した課題を解決し、溶存有機物を用いた地下水年代測定方法を確立する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 富岡 祐一

関連報告書 「地下水年代測定技術の開発(その9)-溶存有機物を用いた ^{14}C 地下水年代測定方法の開発-」電力中央研究所報告: N07039

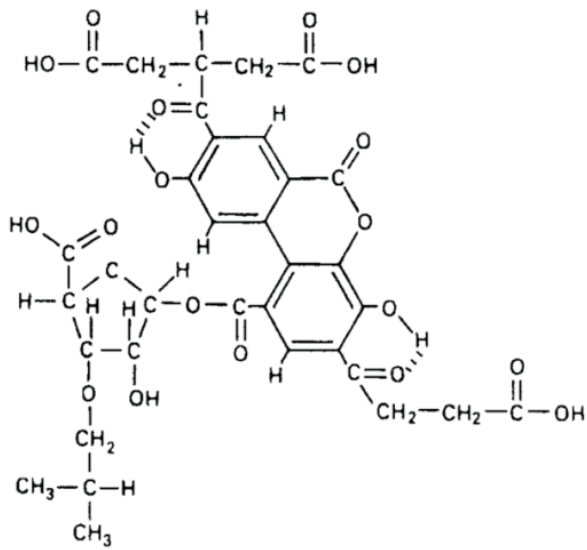


図1 フルボ酸の構造例(Leenheer et al., 1989)

フルボ酸は土壌や堆積物中などで生成する天然有機化合物である。定まった化学式はない。図のような構造をもつといわれている。



(国土地理院発行 2万5千分の1地形図(瑞浪)に加筆)

図2 フルボ酸を採取したボーリング孔の場所

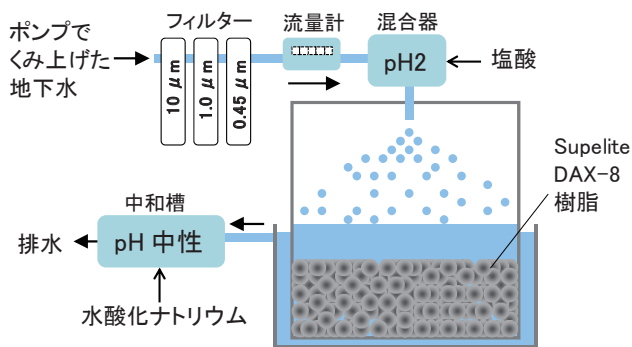


図3 フルボ酸の採取装置

河川水や海水からのフルボ酸等の採取に実績のある装置(佐賀大学児玉ら、私信)を地下水に適用し、フルボ酸の採取を行った。

くみ上げた地下水を酸性(pH2)にすることで溶存しているフルボ酸はDAX-8という樹脂に吸着するようになる。所定量の地下水を通水したのち、フルボ酸の吸着した樹脂を取り出し、国際腐植学会の定める方法に従って精製して純粋なフルボ酸粉末を得る。

フルボ酸年代 ^4He 年代 溶存炭酸による年代

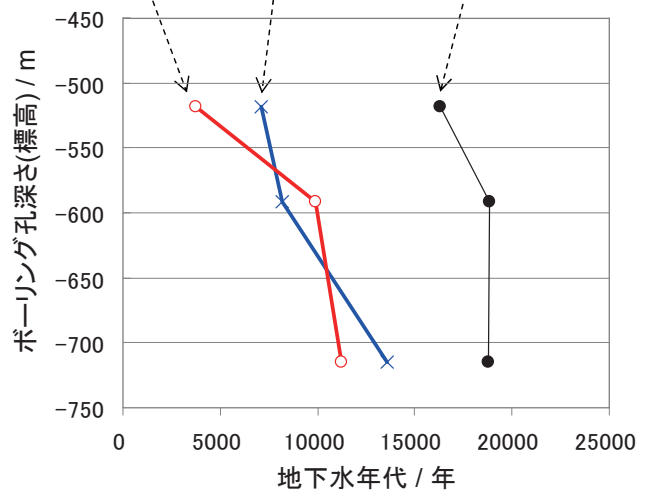


図4 地下水年代値測定結果

フルボ酸年代と ^4He 年代という異なる年代指標がおおむね同じ年代を示したことから相補的に妥当な年代値であると評価できる。なお、溶存炭酸による年代値は補正をしていない。

2. バックエンド

^{36}Cl による低透水性岩盤中の物質移行形態の評価

背 景

高レベル放射性廃棄物処分の安全評価では、地下水による核種の移行を評価するため、地下水の流れの評価が重要である(図 1)。当所では地下水の流れを評価するために、種々の地下水年代測定法の開発を行っている。特に、数万～百万年のような古い地下水年代の評価では、 ^{36}Cl と ^4He を用いた地下水年代測定法を開発している(図 2)。古い地下水は、流動性が小さく採水が難しい場合が多いため、 ^4He については、採水が困難な場合にも岩石コアを用いて適用できる技術を開発した。 ^{36}Cl 法についても、同様な技術の開発が急務となっている。

目 的

当所で開発した低透水性岩盤に対する ^{36}Cl の調査法を、これまでに特性が明らかになっているオーストラリア大鑽井盆地の低透水層に対して適用し、その実用性を検証する。

主な成果

大鑽井盆地は、地質構造が比較的単純かつ長期に亘り安定なため、地下水年代測定法の検証に適している。この大鑽井盆地の Richmond と Marree の 2 箇所(図 3)に、それぞれ 264 m と 197m のボーリングを掘削し、採取した岩石コアを用いて、 ^{36}Cl による低透水層の特性評価の可能性を調査した。

1. 難透水層からの ^{36}Cl の採取方法

採取した岩石コアから、圧縮抽水法とリーチング法によって塩化物イオンを採取し ^{36}Cl を定量した。両方の結果が概ね同じであることから、採取方法の妥当性を相補的に確認できた(図 4)。

2. ^{36}Cl の濃度分布と輸送現象

岩石コアを用いて ^{36}Cl の濃度分布を調査した結果、地表から鉛直方向に指数関数的な減少が確認された。この濃度分布は、降雨によって供給された ^{36}Cl が拡散によって輸送され、放射壊変によって減少したものと推定された(図 5)。推定した輸送形態に基づき拡散方程式で評価した結果、定常状態の ^{36}Cl の濃度分布は、鉛直方向に指数関数的に減少することが明らかとなった。さらに、室内試験から求めた岩石コアの拡散係数と間隙率を用いて拡散方程式で評価した結果、この ^{36}Cl の濃度分布を再現できることが確認できた(図 6)。

3. ^{36}Cl による難透水層の評価の可能性

採取方法と輸送現象の再現性から、開発してきた低透水層に対する ^{36}Cl の調査方法の適用性を確認することができた。また、拡散による輸送が支配的なため、ペクレ数から、低透水層での地下水流速は Richmond では 7×10^{-14} m/s、Marree では 2×10^{-13} m/s よりも遅いと推定された。これらの結果から、地下水流速が非常に遅いことを示すことができた。

なお、本研究は、経済産業省からの受託研究「地下水年代測定技術調査」として実施したものの一部である。

今後の展開

低透水層に対する地下水年代測定法を用いた試験を幌延などの国内サイトにおいて実施し、適用性の向上を図る。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 長谷川 琢磨

関連報告書 「地下水年代測定評価技術の開発(その 8) — ^{36}Cl による難透水層評価方法の検討 —」 電力中央研究所報告: N07038

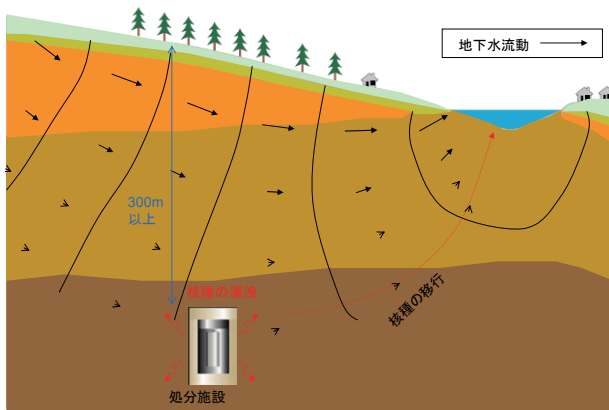


図 1 処分と核種の移行の概念図

深部ほど地下水流速が遅く、核種の移行が遅いため、高レベル放射性廃棄物は 300m 以深に埋設される予定。

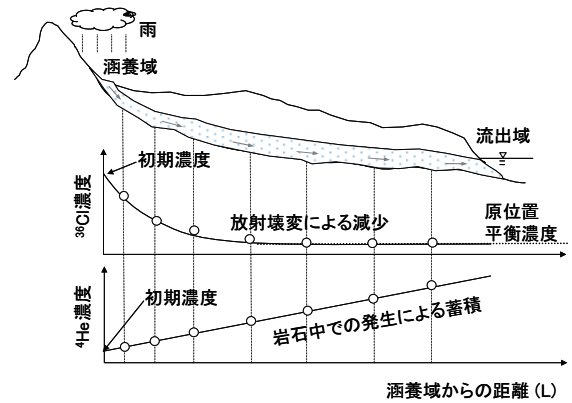


図 2 ^{36}Cl による地下水年代測定法の概念図

^{36}Cl は半減期 30 万年であり、その放射壊変による濃度変化に着目して地下水年代を推定できる。



図 3 オーストラリア大鑽井盆地におけるボーリング掘削位置図

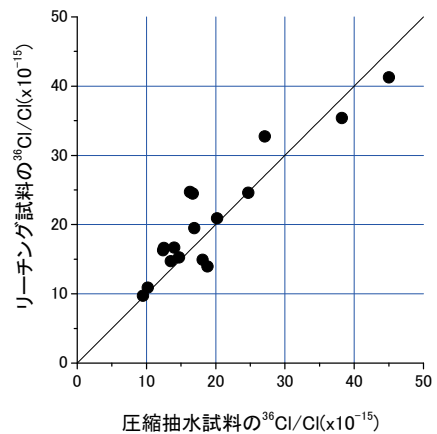


図 4 採取方法による定量結果の比較

圧縮抽水法: 岩石を圧縮して水を絞り出す方法

リーチング法: 岩石を水につけ込んで取り出す方法

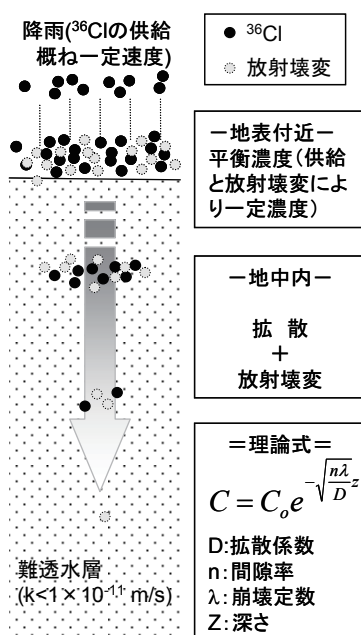


図 5 低透水層内での ^{36}Cl の輸送の概念図

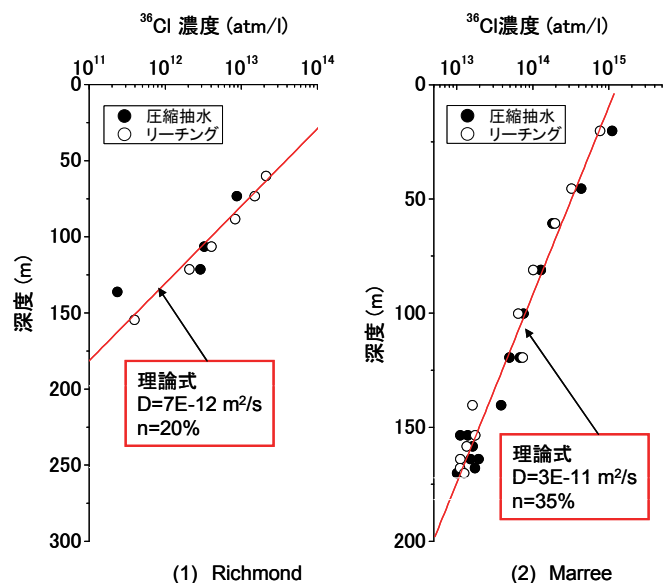


図 6 ^{36}Cl 濃度の深度分布

2. バックエンド

地下水流動解析による ^{36}Cl と ^4He 年代測定結果の検証

背 景

高レベル放射性廃棄物処分では、地下水による核種の移行を想定するため、地下水の流れの評価が重要である。このような評価では、特に遅い流速の評価が必要なため、当所では十万年～百万年の滞留時間を評価できる ^{36}Cl や ^4He を用いた地下水年代測定法の研究開発を実施している(図 1)。これらの調査結果の妥当性を示すには、水理特性との整合性を示す必要がある。

目 的

オーストラリア大鑽井盆地における ^{36}Cl と ^4He による地下水年代測定結果を、地形、地質、水理特性などを考慮した地下水流動・物質移行解析結果と比較し、水理的な妥当性を示す。

主な成果

大鑽井盆地(図 2)は、オーストラリア大陸の 1/5 にもおよぶ帯水層を有し、地下水は東部と西部の山地部(大分水嶺山脈とマクドネル山脈)で涵養し、南部の低地部(エアー湖周辺)へ流れると考えられている。 ^{36}Cl と ^4He の濃度分布が、地下水の流れを反映していることを示すために、地下水流動・物質移行解析を実施した。

1. 地下水流動解析結果

既存の調査結果に基づいて、大鑽井盆地の帯水層を 3 次的にモデル化し、地下水流動解析を実施した(図 3)。この結果、地下水流動は前述の地形を反映した形態となることが確認できた。

2. ^{36}Cl による地下水年代測定結果の検証

^{36}Cl 濃度を、前述の地下水流動によって輸送される移流分散現象として解析した。放射壊変を考慮して解析した結果、地下水の混合がない領域では、 ^{36}Cl の濃度分布を再現することができた。また、解析から求めた滞留時間との整合性から、 ^{36}Cl による地下水年代測定結果の妥当性を確認できた(図 4)。

3. ^4He による地下水年代測定結果の検証

^4He 濃度を ^{36}Cl 濃度と同様に、移流分散現象として解析した。岩石からの生成と外部からの流入を考慮して解析した結果、採水条件の悪い大鑽井盆地中央部と西端部を除いては、 ^4He 濃度の蓄積傾向を再現できた(図 5)。さらに、解析から求めた滞留時間との比較により、 ^4He による地下水年代測定結果の妥当性を確認できた(図 6)。ただし、 ^4He 蓄積法では、採水条件への依存性や外部からの流入の評価に不確実性があるため、これらを低減するための技術開発が必要である。

なお、本研究は、経済産業省からの受託研究「地下水年代測定技術調査」として実施したものの一部である。

今後の展開

地下水年代と地下水解析とを比較することにより、地下水流動の評価の信頼性向上を図る。また、 ^4He 蓄積法の高精度化を図るために、採水技術や外部からの流入の評価技術を整備する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 長谷川 琢磨

関連報告書 「地下水年代測定評価技術の開発(その 7)－大鑽井盆地における ^{36}Cl と ^4He による地下水年代測定結果の地下水流動解析による検証－」 電力中央研究所報告: N07038

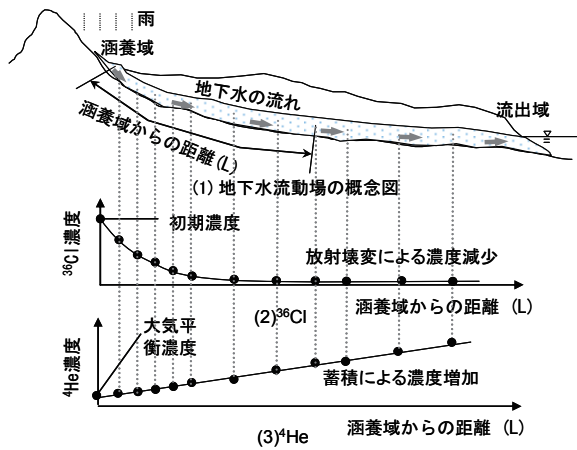


図1 地下水流動と地下水年代の概念図

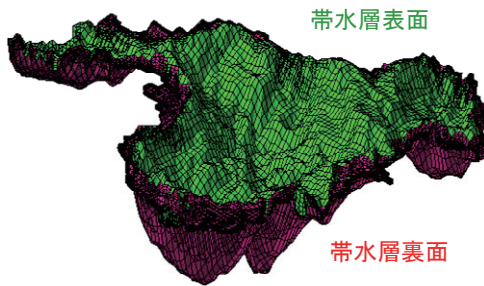


図3 大鑽井盆地帯水層の解析モデル

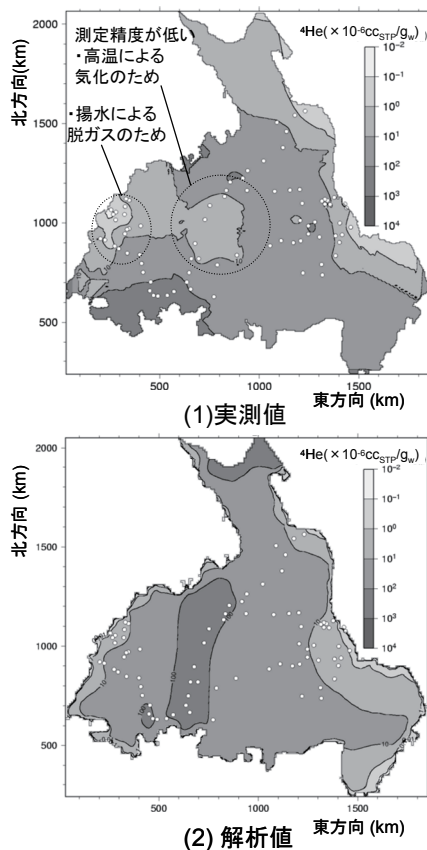


図5 ^4He 濃度分布の実測値と解析値との比較

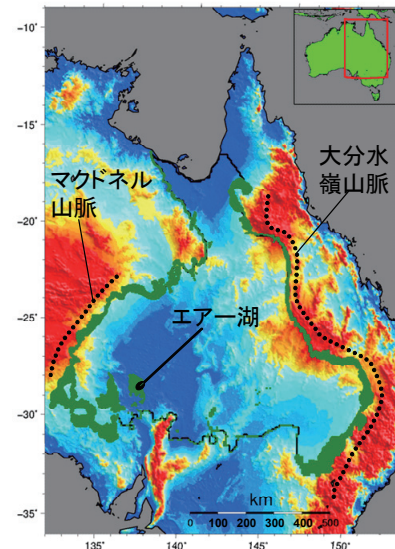


図2 大鑽井盆地の地形図(■は帯水層露頭部)

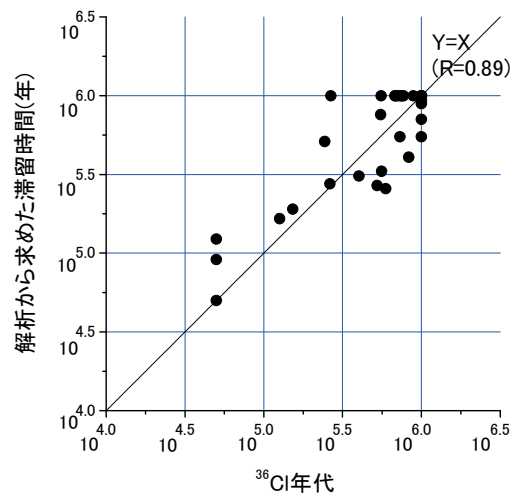


図4 ^{36}Cl 年代と解析から求めた滞留時間の比較

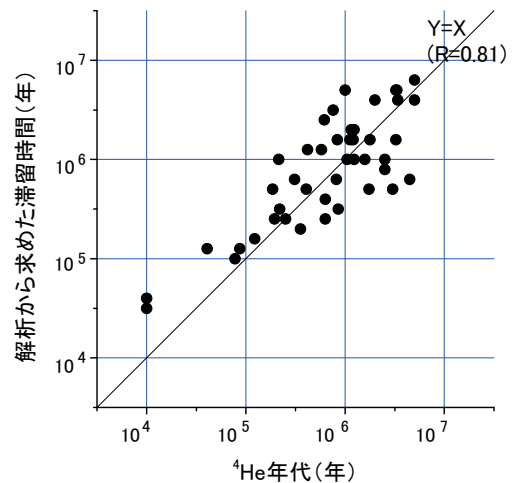


図6 ^4He 年代と解析から求めた滞留時間の比較

低透水性岩盤における地下水抽出法の提案

背 景

地下水の水質は放射性核種の環境中挙動に大きな影響を与えるため、正確な特性取得が必要であると認識されている。透水性の低い岩盤では、地下水は岩石間隙水として存在し、特性評価のため間隙水を取り出すことが必要とされる。岩石の圧搾により間隙水を抽出する「圧縮抽水法(図1)」を用いれば、多種の岩石から間隙水の抽出が可能となるが、抽水過程で溶存イオン濃度が変化する可能性が指摘されている。イオン濃度変化機構を解明し、適切な抽出条件を定めることができれば、圧縮抽水法の実用性を大きく高めることが可能である。

目 的

地下水に溶存する主要イオンで、岩石へほとんど吸着しない塩化物イオンを対象として、圧縮抽水における濃度変化の機構を明らかにし、岩石試料への圧縮抽水法の適用性向上を図る。

主な成果

1. 圧縮圧力と塩化物イオン濃度の傾向解明

縮抽水で得られる間隙水中塩化物イオン濃度は圧縮圧力の増大に従って減少した。最も顕著な試料(豪州 Marree 地区の岩石)では、圧縮圧力によって塩化物イオン濃度に約 3 倍もの差が生じた。

2. 塩化物イオン濃度低下のメカニズム解明

- (1) 抽出圧力とスメクタイト^{*1}層間距離の関係: 圧力の増大に従って、岩石に含まれるスメクタイトの層間距離が減少することがわかった(図 2)。
- (2) スメクタイト含有率と塩化物イオン濃度の減少の関係: スメクタイト含有率が大きい試料ほど、圧力に伴う塩化物イオン濃度の減少が顕著であった(図 3)。
- (3) 定量的な検証: ベントナイト試料におけるスメクタイト層間距離と圧力の関係から算出した塩化物イオン濃度の計算値は、実際に得られた間隙水の測定値とよく一致した(図 4)。

以上の 3 つの実験事実から、塩化物イオン濃度が減少する要因は、スメクタイト層間水が排出され、塩化物イオン濃度が希釈されるためであることが明らかとなった。

3. 間隙水塩化物イオン濃度を正確に評価するための圧縮抽水法

間隙水塩化物イオン濃度を正確に評価するためには、スメクタイトの層間水が排出されるより低い圧力であることが必要である。より高圧でしか十分な量の間隙水が得られない試料では、スメクタイト含有量と層間距離から、層間水の影響を定量的に評価する見通しが得られた。

なお、本研究は、経済産業省からの受託研究「地下水年代測定技術調査」として実施したものの一部である。

今後の展開

今回得られた塩化物イオン濃度の結果を基準として、圧縮圧力とその他の溶存イオンや溶存イオンの同位体比の関係とそのメカニズムを解明し、目的別の最適地下水抽出法を提案する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 中田 弘太郎

関連報告書 「地下水年代測定評価技術の開発(その6)ー低透水性岩盤における地下水抽出法の提案ー」
電力中央研究所報告: N07008

*1 : スメクタイト: 2 対 1 型粘土鉱物。雲母と比べて層間の結合力が弱く、層間に水・有機物が容易に侵入し、層間水を持つ。

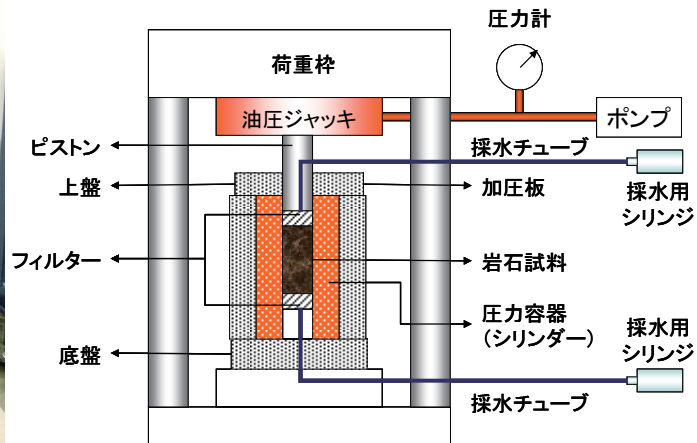
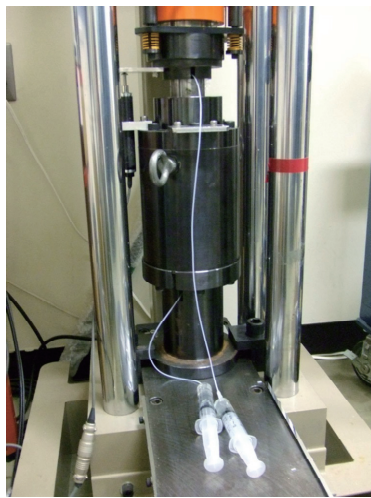


図 1 圧縮抽水装置の写真(左)と概念図(右)

油圧ジャッキを用いて岩石を圧縮し、フィルターと不織布を通過してきた間隙水をシリンジに採取するシステムである。(木方ら:応用地質 Vol.40, p260-269, (1999)に加筆)

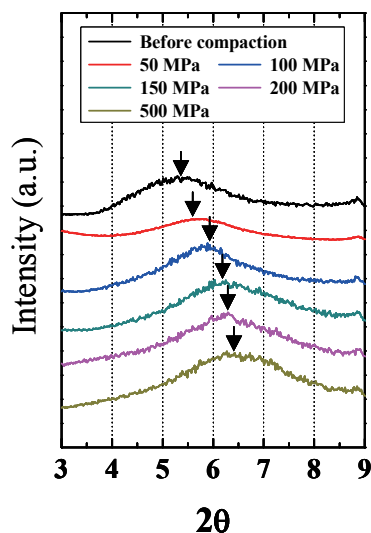


図 2 Marree 岩石における圧縮後の X 線回折
図 2 抽出圧力増大に従って、岩石に含まれるスメクタイト層間に対応するピークが高角度側にシフトし、層間距離が減少している。

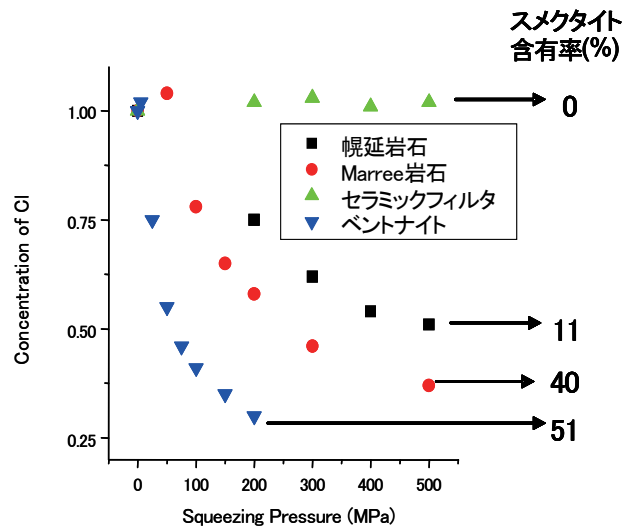


図 3 スメクタイト含有率と Cl 濃度低下の関係

図 3 スメクタイト含有率が大きい試料ほど、抽出圧力に伴う塩化物イオン濃度の減少が顕著である。これらの結果はスメクタイト層間水が塩化物イオン濃度低下の主要因であることを強く示唆している。

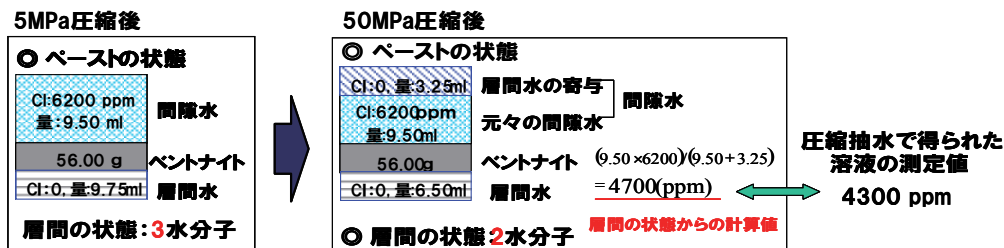


図 4 ベントナイト試料におけるスメクタイト層間距離、抽出された間隙水量と塩化物イオン濃度の関係

ベントナイト試料におけるスメクタイト層間距離の変化から、層間から抽出された水の量を算出し、塩化物イオン濃度の変化を算出したところ、実際に圧縮抽水で得られた間隙水における値と良く一致した。図では 5MPa から 50MPa での圧縮における結果をまとめている。

2. バックエンド

フライアッシュ混合セメント系材料による核種移行抑制効果

背 景

放射性廃棄物の余裕深度処分システムでは廃棄物の固化材料や構造材料として大量のセメント系材料の使用が検討されており(図1)、緻密性向上やひび割れ抑制の観点からフライアッシュ混合低熱ポルトランドセメント(FAC)が候補材料となっている。高緻密な構造を有する FAC には、セメント系材料に対して収着性の低い核種の移行を抑制するバリア機能が期待されるが、線量評価上重要となる有機形態の炭素14 (C-14)、およびヨウ素129 (I-129)の FAC 中の拡散挙動に関する検討は現状ほとんど見られず、データの取得および拡散挙動の把握を行う必要がある。

目 的

有機炭素の代表的な化学形態の一つである酢酸、およびヨウ素を用いた拡散実験によって、セメント系材料中における有効拡散係数^{*1}の取得を行うことで FAC の核種移行抑制効果を検討し、処分場の性能評価に資する。

主な成果

1. FAC 試料における拡散速度の変化

FAC 硬化体試料(フライアッシュ/低熱ポルトランドセメント=3/7、水セメント比35%、91日養生)を用い、酢酸およびヨウ素の透過型拡散実験(図2)を実施した。比較として普通ポルトランドセメント(OPC)についても拡散実験を行った。OPC 硬化体試料では拡散速度が一定であるのに対し(図3(a))、FAC 硬化体試料では時間の経過とともにヨウ素の拡散が緩やかになっており(図3(b))、酢酸の拡散についても同様の現象がみられた。これは、フライアッシュの水和反応が進行し、FAC 硬化体試料がより緻密な構造に変化したことに起因するものと思われる。

2. 有効拡散係数の取得

OPC 硬化体試料については $10^{-12} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ オーダーの有効拡散係数が得られたのに対し、FAC 硬化体試料については、酢酸およびヨウ素ともに実験開始後では $10^{-13} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ オーダー、数ヶ月後では $10^{-14} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ オーダーの有効拡散係数が得られた。FAC 硬化体試料は、OPC 硬化体試料と比較して一桁小さい有効拡散係数を有するとともに、時間の経過に従ってさらに小さい拡散性を示すことが明らかになった。

これらのことは、FAC で構成された人工バリアが、低収着性の有機炭素やヨウ素についても移行遅延効果を発揮するとともに、処分場閉鎖後の長期にわたって、さらなる核種移行抑制効果の発現が期待できることを示唆する。

今後の展開

FAC の長期的な水和挙動と、今回観察された拡散挙動の変化についての関連性を検討し、核種移行抑制効果のメカニズムを明らかにする。

主 担 当 者 原子力技術研究所 放射線安全研究センター 主任研究員 千田 太詩

関連報告書 「フライアッシュ混合セメント硬化体中における有機炭素およびヨウ素の拡散挙動」電力中央研究所報告:L07018

^{*1}: 拡散する化学種の媒体への収着や媒体内の間隙での滞留などの影響を除外した、移行に寄与する内部空隙構造にのみ依存する係数。

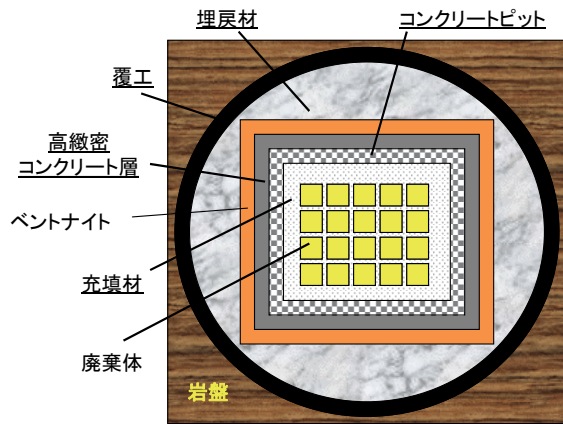


図 1 余裕深度処分の処分形態概念の例
(廃棄体や充填材、構造材料などとしてセメント系材料の使用が検討されている。)

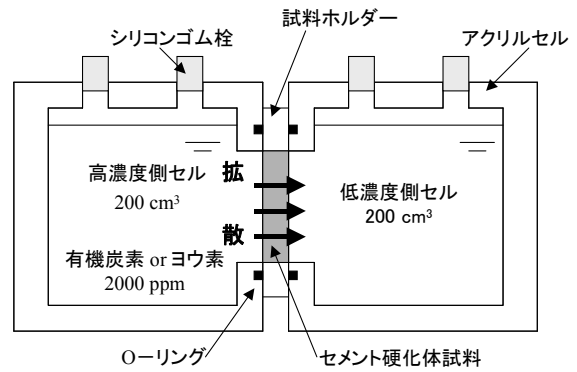


図 2 透過型拡散実験体系

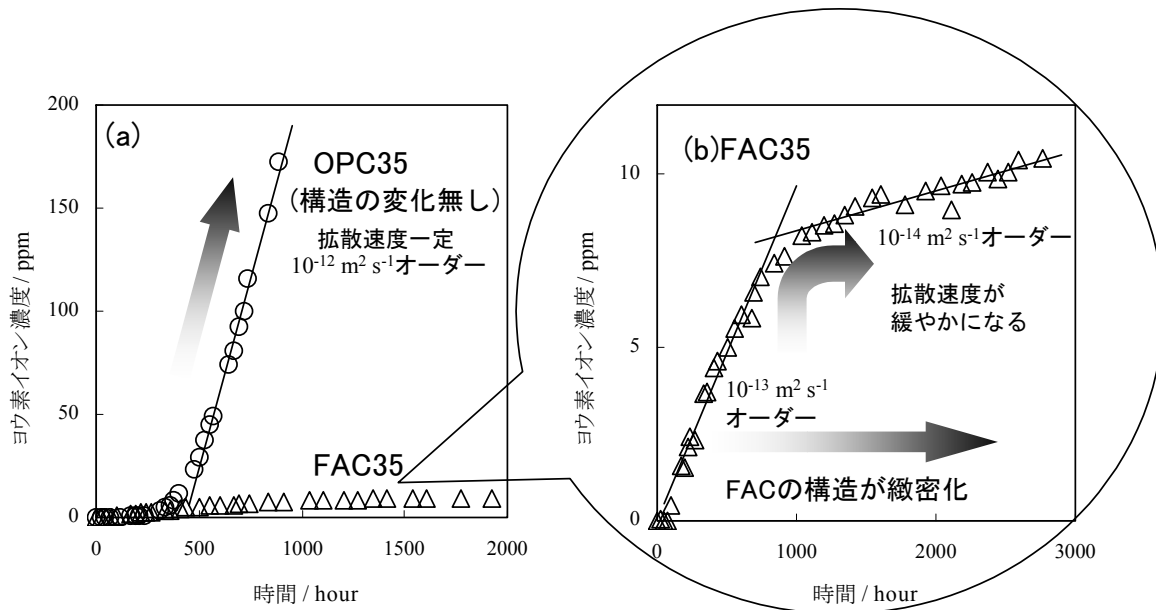


図 3 低濃度側セルにおけるヨウ素濃度の経時変化

2. バックエンド

地下岩盤の地化学環境調査・評価技術の開発 ー六ヶ所サイト試験空洞周辺岩盤の酸化還元状態と将来予測ー

背 景

青森県六ヶ所村における低レベル放射性廃棄物の次期埋設処分では、地下 50～100m程度の余裕深度処分が計画されている。施設周辺岩盤の酸化還元環境は、埋設した廃棄体中の金属腐食や、空洞周辺の岩盤の放射性核種の吸着特性に影響するため、施設周辺岩盤の酸化還元状態の調査とその変化の長期予測についての検討が必要となっている(図 1)。

目 的

酸化フロント^{*1}周辺の原位置での酸化還元状態の調査方法を開発するとともに、酸化フロントの移動を予測する。

主な成果

1. 原位置の酸化還元状態の調査法の開発

(1) ドリル削孔式水質測定法の適用

六ヶ所サイトの酸化フロントを横断する坑道に沿って坑壁にドリルで掘削した小孔($\phi 3 \times 30 \text{cm}$)に満たされる地下水の水質測定を行った結果、酸化還元電位、溶存酸素、電気伝導度、pH の値は風化分帯に対応して明瞭な変化が認められた。そのため、本手法は堆積性軟岩の酸化還元状態など地下水水質を原位置で明らかにするのに有効であると考えられた(図 2、3)。

(2) 酸化フロントにおける岩石-水反応

酸化フロントの上下の軽石凝灰岩層の鉱物化学組成の変化から、酸化フロントでは主に黄鉄鉱の酸化が生じており、黄鉄鉱が酸化フロント形成に大きく寄与していることが明らかとなった(図 3)。

2. 酸化フロントの移動予測手法の提案と適用

酸化フロントの移動速度について、岩石中の酸素消費成分の量から予測した。鉛直方向の地下水流動を仮定すると、軽石凝灰岩層では単位体積の岩石を酸化させるのに、約 600 倍の体積の岩石に含まれる地下水の溶存酸素が必要と推定された。地下水流速の実測値(0.1m/y)から試算すると、軽石凝灰岩層中での酸化フロントの移動速度は、約 0.2mm/y と推定される。現在の軽石凝灰岩層中の酸化帯(厚さ $2.5 \sim 10 \text{m}$)の形成には、水理場が一定の場合、約1万～5 万年必要と推定される(図 3)。

今後の展開

岩石の酸化フロントの移動について、他の岩種を含めてとりまとめ、数 10 万年のような長期間の岩石の風化速度と酸化還元環境の変化の推定を行う。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 上席研究員 大山 隆弘

関連報告書 「地下岩盤の地化学環境調査・評価技術の開発ー六ヶ所サイト試験空洞周辺岩盤の酸化還元状態と将来予測ー」 電力中央研究所報告: N07001

^{*1} : 酸化フロント: 岩石が風化などにより酸化して酸化帯が形成されたとき、その下底部の新鮮な岩石との境界を酸化フロントと呼ぶ。一般の風化現象では、岩石が褐色化したゾーンの下端面にあたる。

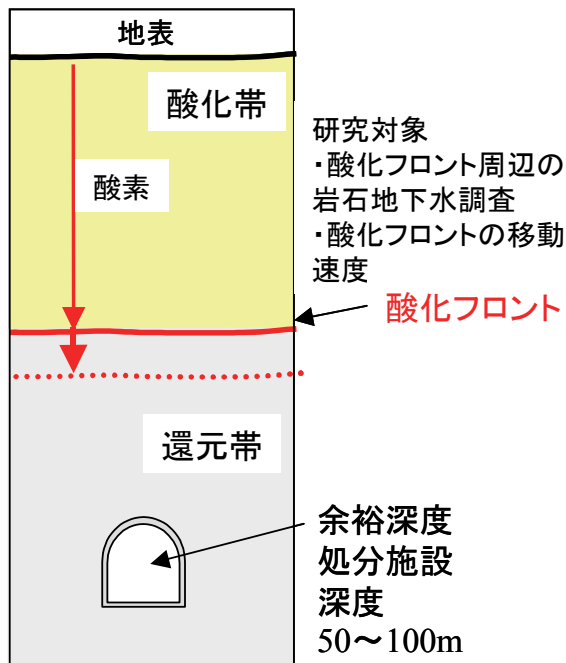


図1 地下岩盤の酸化還元状態の調査

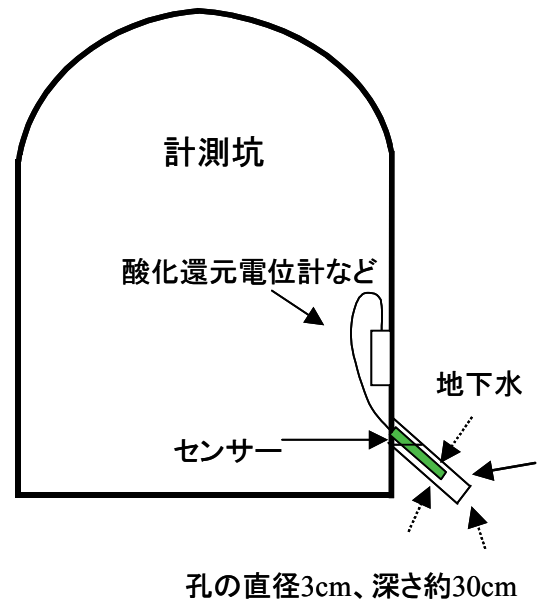


図2 ドリル削孔式水質測定法

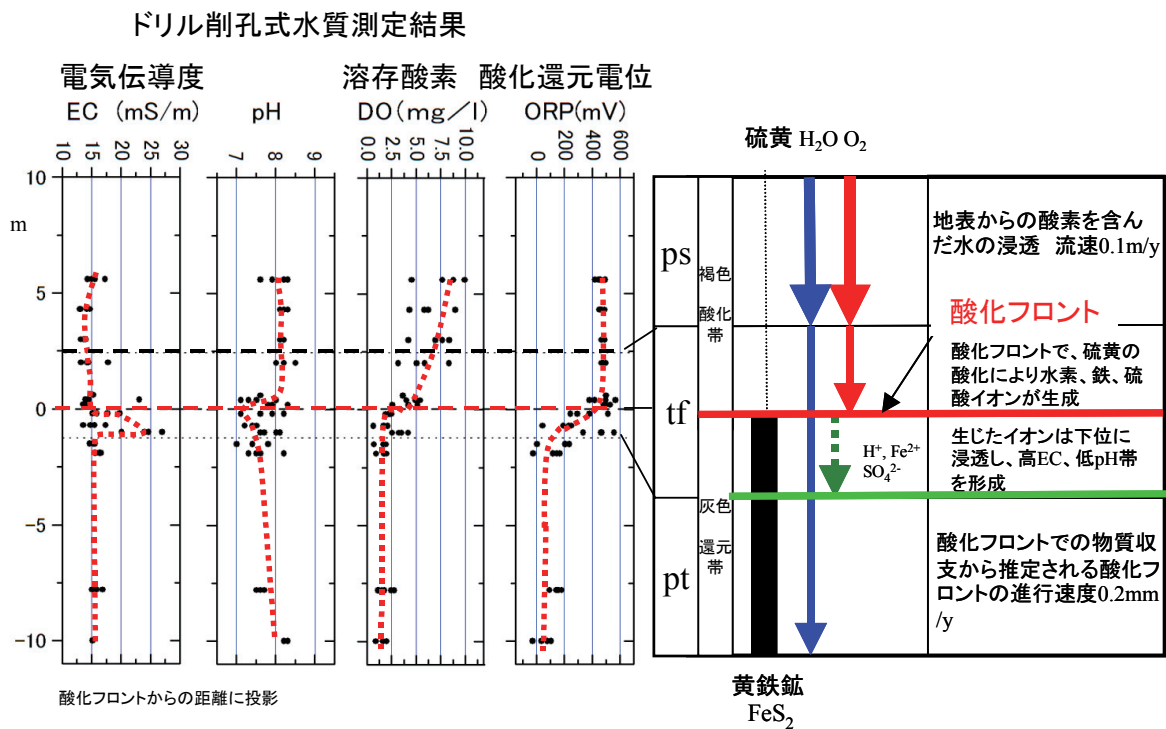


図3 地下水水質と酸化フロントの形成メカニズムと酸化フロントの進行速度

地表から浸透した酸素は、酸化フロントで黄鉄鉱を酸化して、約 1-2m の厚さの高 EC 低 pH 帯を形成する。
(ps:軽石混じり砂岩、tf:凝灰岩、pt:軽石凝灰岩)

アルカリ環境下でのサポナイトの溶解速度

背 景

放射性廃棄物処分施設を通過する地下水流量を抑制するための人工バリア候補材料として検討されているベントナイト系材料は、セメント系材料の溶脱に伴って生成するアルカリ性の地下水の影響で緩やかに変質し、バリア性能が長期的に変化することが懸念されている。その長期的なバリア性能の変化を精度良く予測するためには、ベントナイトのアルカリ変質挙動を理解する必要があり、定量的な検討が行なわれている。一方で、上述のような検討と並行して、アルカリ環境下で変質しにくい材料の人工バリアとしての適応可能性を検討することは、今後の処分施設設計を合理化する上での方策の選択肢を増やし、また現状の検討よりも長期間バリア性能を維持させることにもつながる可能性がある。

目 的

ベントナイトと類似した特性を持つとされているサポナイト^{*1}のアルカリ環境下での溶解速度を実験的に明らかにし(図1)、モンモリロナイト^{*1}の溶解速度と比較することでその有用性を評価する。

主な成果

1. サポナイトの溶解速度

サポナイトの溶解に伴う SiO_2 の溶出は、反応初期に高い溶出濃度が観察されたが、徐々に濃度は低下し、ほぼ一定の濃度を示した(図2)。既往の溶解速度算出方法に基づき、サポナイトの溶解に伴う溶出 SiO_2 濃度(図2)と溶解に寄与する反応表面の面積(図3)を用いて溶解速度($\text{mol/m}^2 \cdot \text{s}$)を算出した。溶解速度の算出に使用した反応表面積は、溶解に寄与する反応表面をサポナイト粒子の端面と仮定し、原子間力顕微鏡を用いて粒子端面積を測定して使用した(図3)。その結果、サポナイトの溶解速度は、 $\text{pH}9.8$ (サポナイトの電荷ゼロ点と類似)を境に低 pH 側と高 pH 側で増加した(図4、表1)。

2. サポナイトとモンモリロナイトの溶解速度の比較

サポナイトの溶解速度は、 $\text{pH}8.5$ 以上で既往のモンモリロナイトの溶解速度よりも遅く、最大で1桁程度遅い(図4)。セメント系材料を使用する放射性廃棄物処分施設においてサポナイトをベントナイトの補完的に使用する場合には、少なくともベントナイト分散液の pH ($\text{pH}9$ 程度)以上の pH 条件が生じるものと推測される。そのため、セメント系材料を使用する放射性廃棄物処分施設では、サポナイトの方がアルカリ溶解に関しては有利である可能性が示唆された。

今後の展開

サポナイトとモンモリロナイトのアルカリ環境下での安定性に違いをもたらすメカニズムを検討する。また、サポナイトの埋蔵量やコスト面も考慮して人工バリア材料としての適応可能性を検討する。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 特別契約研究員 横山 信吾

関連報告書 「アルカリ環境下におけるサポナイト溶解の速度論的研究－放射性廃棄物処分施設における人工バリア材料としての適応可能性検討－」 電力中央研究所報告：N07020

^{*1} : サポナイト(鉱物名)は、モンモリロナイト(鉱物名)と同様にスメクタイト族(族名)に分類される粘土である。両鉱物の大きな違いは、化学組成にあり、サポナイトは、八面体に Mg を主として含み、モンモリロナイトは Al を含む。

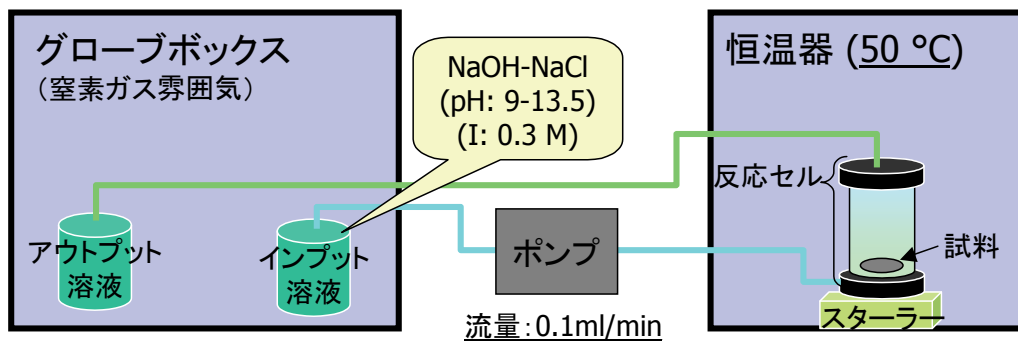


図1 サポナイトの溶解実験の概略図

本溶解実験は、インプット溶液を一定流量で反応セルに送液し、試料を溶解させて、回収されたアウトプット溶液中の溶出元素濃度を測定することで溶解速度を算出する方法である。本研究での実験条件は、図中のとおりである。

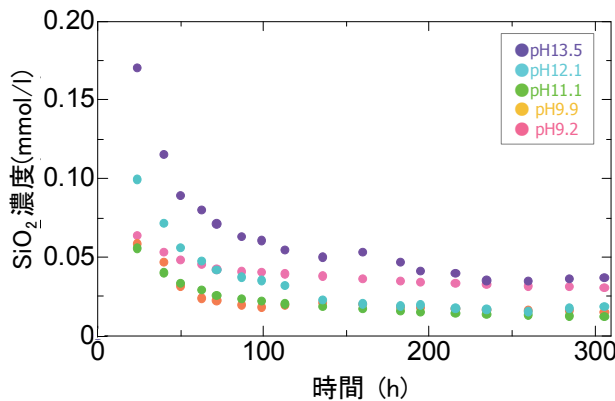


図2 サポナイト溶解実験におけるアウトプット溶液中の SiO_2 濃度の経時変化

表1 各 pH 条件におけるサポナイトの溶解速度

pH	溶解速度($\text{mol}/\text{m}^2 \cdot \text{s}$)
8.4	1.57×10^{-12}
9.2	7.84×10^{-13}
10.3	6.29×10^{-13}
11.3	8.60×10^{-13}
12.7	1.82×10^{-12}

pH の値は、室温での測定値から実験条件の 50℃における pH に補正した値。

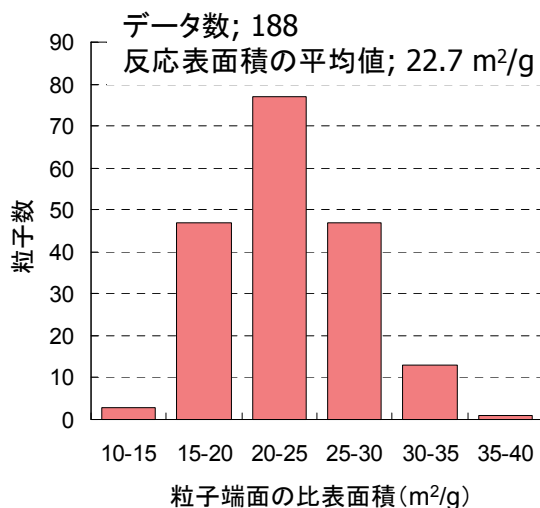


図3 サポナイトの粒子端面の比表面積

モンモリロナイトなどスメクタイトの溶解に寄与する反応表面は、原子間力顕微鏡を用いた溶解のその場観察から、粒子の端面であることが明らかにされている。本研究でもサポナイトの溶解反応表面を粒子の端面と仮定して、その比表面積を測定し、溶解速度の算出に使用した。

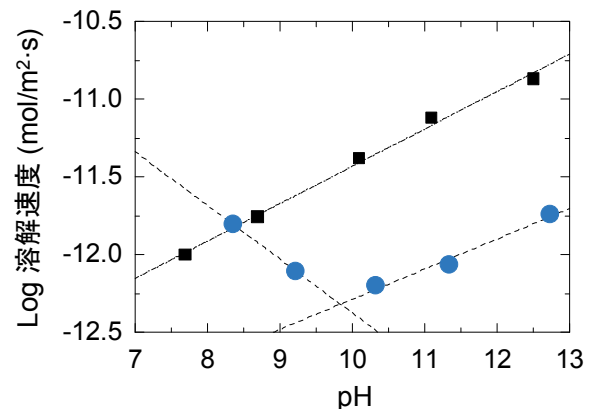


図4 サポナイト(●)とモンモリロナイト(■)の溶解速度(モンモリロナイトの溶解速度は Sato et al.(2004)から引用)

pH の値は、室温での測定値から実験条件の 50℃における pH に補正した値。pH8.5 以上でサポナイトの方が溶解速度は遅く、最大で 1 桁程度の差が認められた。

2. バックエンド

フライアッシュのアルカリシリカ反応抑制メカニズムに関する 実験的検討

背 景

コンクリート用骨材の品質低下により、コンクリートにひび割れを生じさせるアルカリシリカ反応(ASR)の発生が懸念されている。コンクリートへのフライアッシュ(石炭灰中の微粒子、写真 1)の混和使用は ASR 抑制対策として有効であるが、フライアッシュの品質が ASR 抑制効果に及ぼす影響を考慮する必要がある。特にフライアッシュに含まれるアルカリ、カルシウムの影響、そして骨材から溶出するアルカリの影響に関して、綿密な観察、分析が必要である。

目 的

ASR を長期に亘り抑制するフライアッシュの選定法の確立に資するために、ASR 抑制メカニズムを実験の観察結果から明らかにする。特に ASR の過程におけるアルカリの挙動、および骨材から溶出するアルカリの挙動を明らかにする。

主な成果

ASR 反応速度が非常に速いパイレックスガラスをモデル骨材として用い、骨材とセメントペースト界面での各種元素の移動を電子線マイクロアナライザーにより詳細に分析した。併せてフライアッシュから溶出する可溶性アルカリ量の評価手法を検討した。それらの結果を踏まえ、フライアッシュの ASR 抑制メカニズムを考察した。

1. フライアッシュの ASR 抑制メカニズム

フライアッシュを混和した場合は、吸水膨張性の ASR ゲルの生成量が減少するため、膨張抑制効果がもたらされることを確認した。既往の知見と本実験結果を総合的に判断すると、フライアッシュ混和によるセメント量の減少効果、ならびにポゾラン反応^{*1}による pH の低下が骨材で生じる ASR を抑制すると推察した。

2. フライアッシュのアルカリが ASR 抑制効果に及ぼす影響

フライアッシュ混和時は、フライアッシュから溶出したアルカリが ASR ゲルに取り込まれ、アルカリ構成比率の高い ASR ゲルを骨材近傍に形成することを明らかにした。また、細骨材代替として混和した場合、フライアッシュのアルカリ量(等価 Na_2O 量)が 1.5%程度でも ASR 抑制効果を低下させる影響が認められた(図 1)。ASR 抑制効果に優れるフライアッシュを選別する際には、当所で開発した API 法^{*2}で得られるポゾラン反応性指標とともに、その懸濁液中の可溶性アルカリ量を考慮することが効果的であることを明らかにした。

3. 骨材およびフライアッシュから溶出するアルカリの挙動

ASR の反応過程で骨材から溶出したアルカリは、ASR ゲルに向かって移動し、取り込まれることを明らかにした(図2、図3)。また、フライアッシュから溶出するアルカリは、ポゾラン反応の過程で溶解する粒子表層部の一部であり、未反応領域内のアルカリは固定されていることを明らかにした(図 4、図 5)。

今後の展開

フライアッシュの選定方法を確立するために、フライアッシュの可溶性アルカリ量と ASR 抑制効果の関係を定量的に評価する。また、骨材から溶出するアルカリが ASR に及ぼす影響を明らかにする。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 山本 武志

関連報告書 「フライアッシュのアルカリシリカ反応抑制メカニズムに関する実験的検討」 電力中央研究所報告：N07016

*1 :ポゾラン反応:高 pH となるセメント水和物相中でフライアッシュ等のポゾランに含まれる Si、Al が溶解し、それらが周囲のカルシウムシリケート系水和物(C-S-H)および水酸化カルシウム(CH)に取り込まれ、低 Ca/Si 比となる C-S-H 系水和物相を形成する反応である(写真 1)。

*2 :API 法:フライアッシュとセメントを等量混和した懸濁液中の Ca^{2+} 消費率を指標としたポゾラン反応性迅速判定法であり、2 日程度で試験結果を得ることができる。

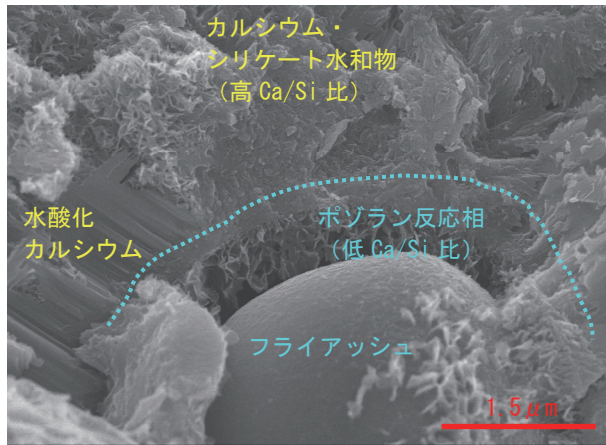


写真 1 フライアッシュとポゾラン反応相

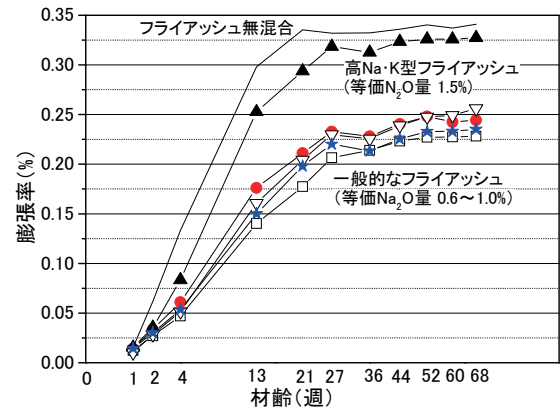


図1 フライアッシュ混合によるASR抑制効果 (細骨材体積10%置換混合)

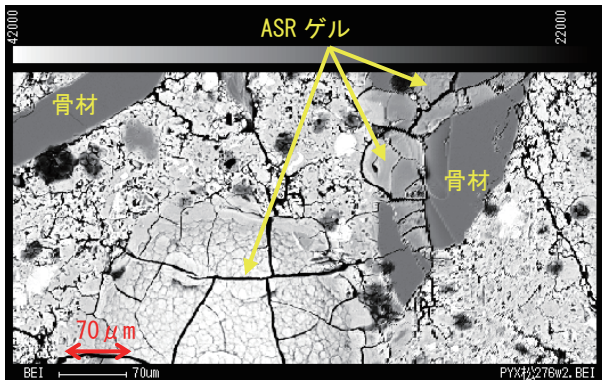


図 2 骨材周囲に生成した ASR ゲル

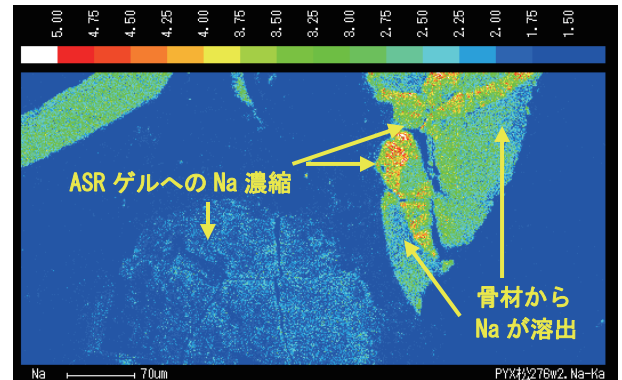


図 3 骨材から溶出した Na と ASR ゲルへの Na の濃縮

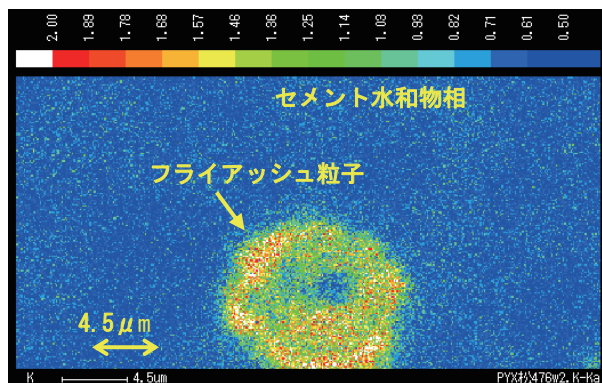


図 4 フライアッシュ粒子中に留まる K

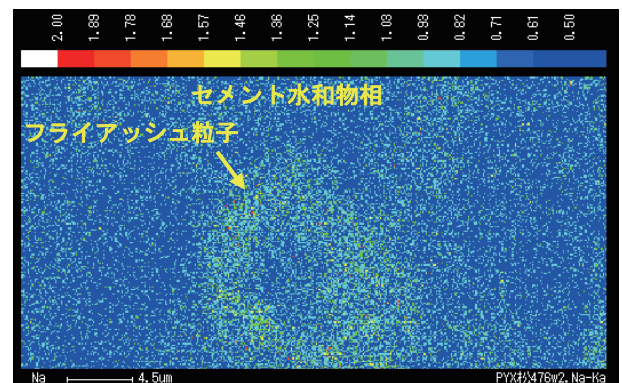


図 5 フライアッシュ粒子中に留まる Na

フライアッシュ混和時は ASR ゲルの K 含有量が僅かに高まる傾向が認められた。フライアッシュ表層部から溶出したアルカリ成分が ASR ゲルに濃縮されるが、フライアッシュ中のアルカリはポゾラン反応が進行しても大部分が粒子中に留まると推察した。

セメント硬化体中でのイオン拡散性の評価に関する文献調査

背 景

現在、電気事業においては原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の次期埋設処分施設の建設に向けた検討が行われている。本施設の人工バリアに使用されるセメント硬化体には「非常に低い拡散性を有することで物質の拡散による移行を抑制する性能」が求められている(図 1)。ここで、セメント硬化体中でのイオンの拡散現象は空隙を介して生じため、長期的な拡散性の評価に際しては、セメント硬化体中に存在する空隙性状の長期挙動を踏まえる必要がある。

目 的

セメント硬化体のイオン拡散性の評価に関する研究の現状を明らかにする。

主な成果

1. 空隙が拡散性に及ぼす影響

セメント硬化体のイオン拡散性には、空隙径が数十 nm 以上の毛細管空隙^{*1}が大きな影響を及ぼすことが分かった。しかしながら、それぞれの径の空隙が拡散性に及ぼす影響を定量的に評価した事例はほとんど見当たらず、今後明らかにする必要があると判断された。

数十 nm～数百 μm の範囲の毛細管空隙の量の測定には、空隙径ごとに評価可能な方法である水銀圧入法が最も有効であることが分かった。さらに、空隙の形状およびそれぞれの空隙の連続性を定量的に評価するには、内部の空隙像を非破壊で評価可能なマイクロ X 線 CT 技術の発展などが必要と判断された(表 1)。

2. 拡散性の評価方法

(1) 実験的な方法

セメント硬化体は非常に拡散性の低い材料であり、一般的なセメント系材料の拡散性評価手法(濃度分布法注^{*2}、電気泳動法注^{*3}、拡散セル法注^{*4}、電気伝導度法注^{*5})のみでは、短期間に精度よく拡散係数を測定することが困難であると判断された。

(2) 数値解析的な方法

数値解析的手法による物質の移動評価では、Fick の拡散方程式や Nernst-Planck 式等が一般に用いられている。しかしながら、セメント硬化体中の長期的なイオン拡散性の評価精度を向上させるためには、上記1の成果を考慮して、対象とするセメント硬化体の空隙構造特性、空隙構造がイオン拡散挙動に与える影響を考慮できるモデルの導入が必要となると判断された。

今後の展開

セメント硬化体中のイオン拡散性に及ぼす空隙性状の影響を実験的に検討し、空隙径、空隙量の要因を取り込んだ実験的および解析的な拡散性評価手法の整備を図っていく。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 西田 孝弘

関 連 文 献 庭瀬ほか:低レベル放射性廃棄物処分施設に用いるコンクリートの設計について、コンクリート工学、Vol.44, No.2, pp.3-8, 2006.2

*1 : 数十 nm～数百 μm 程度の大きさの空隙。硬化以前は、練り混ぜ水が占めていた空間で、セメントの水和後も水和物で占められなかった空隙

*2 : 内部に浸透したイオン濃度分布から拡散性を評価する方法

*3 : イオンを電氣的に泳動させ、拡散性を評価する方法

*4 : 濃度差によりイオンを移動させ、拡散性を評価する方法

*5 : 電気抵抗から拡散性を評価する方法

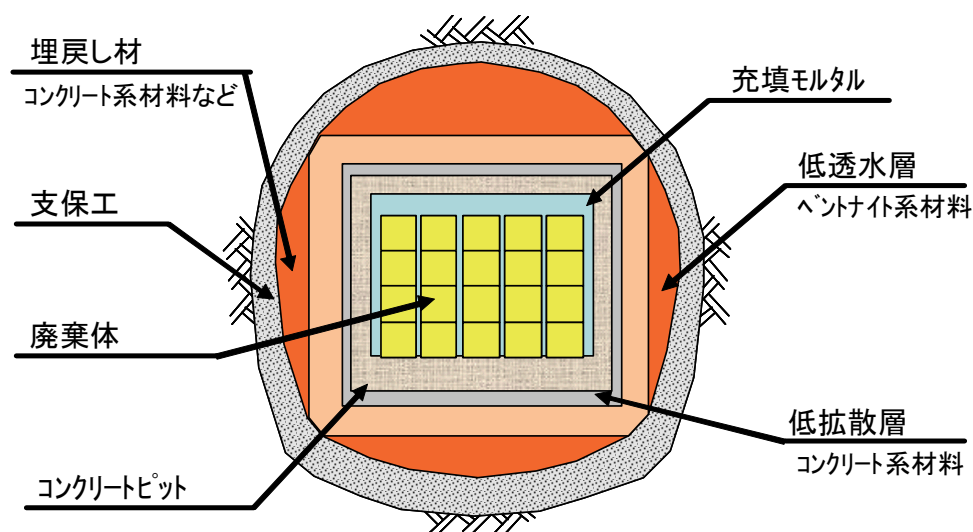


図1 処分施設の概念(検討例)

「庭瀬ほか、低レベル放射性廃棄物処分施設に用いるコンクリートの設計について、コンクリート工学、Vol.44,No.2,pp.3-8,2006」より引用。施設に使用される材料のうち、低拡散層のコンクリート系材料には「非常に低い拡散性を有することで物質の拡散による移行を抑制する性能」が求められている。

表1 空隙評価手法のまとめ

種類	水銀圧入	気体吸着	走査型電子顕微鏡	マイクロX線CT	ガリウム注入	水溶性高分子圧入
毛細管空隙*の評価	◎	×	×	×	×	×
空隙径分布の評価	○	○	△	△	△	×
空隙形状の評価	×	×	△	○	○	×
空隙の連続性の評価	×	×	×	○	△	×
非破壊での評価	×	×	×	○	×	×
測定範囲	数十nm～数百μm	数nm～数十nm	数十nm以上	数μm以上	—	—
実用化	済	済	済	要検討	要検討	要検討

◎:有効, ○:可能, △:可能性有, ×:不可

*:セメント硬化対中のイオン拡散性に及ぼす影響が大きい空隙

拡散性に大きな影響を及ぼすとされている数十nm～数百μmの範囲の毛細管空隙の量の測定には、空隙径ごとに評価可能な方法である水銀圧入法が最も有効であることが分かった。さらに、空隙の形状およびそれぞれの空隙の連続性を定量的に評価するには、内部の空隙像を非破壊で評価可能なマイクロX線CT技術の発展などが必要と判断された。

3. 放射線安全・低線量放射線影響

コンクリートのクリアランス測定に対するCLALISの適用性評価

背 景

電中研式クリアランスレベル測定装置 CLALIS(Clearance Automatic Laser Inspection System)(図 1)は、コンクリートのクリアランス測定^{*1}の際には、コンクリート中の天然放射能(K-40、U-238 及び Th-232 とそれらの壊変核種など)に起因する BG(バックグラウンド)計数率を、モンテカルロ計算(γ 線の発生・輸送のシミュレーション計算)によって求められる検出効率と、代表サンプルの事前放射能測定から求められる天然放射能の放射能濃度から推定している。コンクリートに対する CLALIS の適用性を明らかにするためには、天然放射能濃度のばらつき^{*2}を考慮した検出限界^{*3}を推定し、さらに、天然放射能濃度とばらつきに対する制限範囲を示す必要がある。

目 的

がら状のコンクリート廃棄物に対し、天然放射能濃度のばらつきを考慮した CLALIS の検出限界を評価し、コンクリートのクリアランス測定への適用性を明らかにする。

主な成果

1. CLALIS のコンクリートに対する検出限界の推定

代表サンプルの天然放射能濃度と、測定対象の天然放射能濃度の差異が検出限界放射能に与える影響について評価するため、天然放射能濃度のばらつきを考慮した新たな検出限界評価式^{*4}を考案した。この評価式に、模擬的なコンクリート廃棄物と標準線源を用いた実験により取得された CLALIS の放射能評価精度と、想定される天然放射能濃度のばらつきを代入し、CLALIS の検出限界を推定した。例えば、天然放射能濃度のばらつき r_3 が 15% の条件では、200kg のコンクリートに対する検出限界が、0.02Bq/g 程度となり、クリアランス測定において要求される 0.01Bq/g を超えることから、ばらつきを低減する工夫が必要であることが分かった(図 2。図中△の説明参照)。

2. 対象物の天然放射能濃度と不確かさの制限範囲

対象物の天然放射能濃度と、ばらつきの関係をプロットし、コンクリートのクリアランス測定を可能にするための制限範囲(図 3)を定量的に示した。この図から、測定対象となるコンクリートの天然放射能濃度が高い場合には、同一ロットの区分等が必要と考えられる。

今後の展開

原子力発電所においてコンクリートの天然放射能濃度とばらつきの実データを取得し、運転中クリアランスの合理的な実施方法を検討する。

主 担 当 者 原子力技術研究所 放射線安全研究センター 主任研究員 佐々木 道也、
上席研究員 服部 隆利

関連報告書 「コンクリートのクリアランス測定に対する CLALIS の適用性評価」 電力中央研究所報告：
L07010 (2008 年 3 月)

^{*1} : 対象物がクリアランスレベル(放射性物質として取り扱う必要の有無を区分する放射能濃度レベル)以下であることを確認するための放射線測定のこと。

^{*2} : 天然放射能の濃度分布の標準偏差。

^{*3} : 検出可能な放射能レベルの下限值。

^{*4} : 既存の検出限界評価式を拡張することで、雰囲気中の放射線による BG と、対象物中の天然放射能による BG を分離して評価。

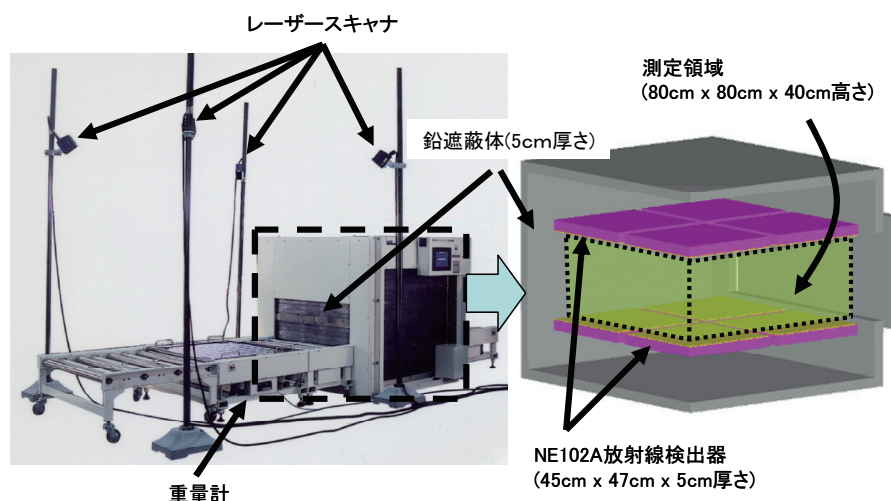


図1 電中研式クリアランスレベル測定装置 CLALIS の写真と内部構造

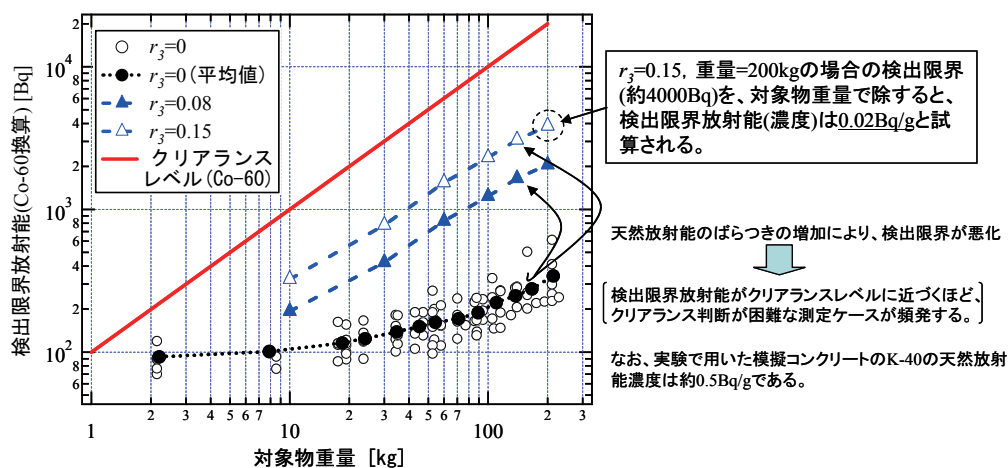


図2 天然放射濃度のばらつきに依存する CLALIS の検出限界放射能とクリアランスレベルとの比較

白丸($r_3=0$)は実験値、黒丸は実験値の代表として平均値を示している(他は推定値)。

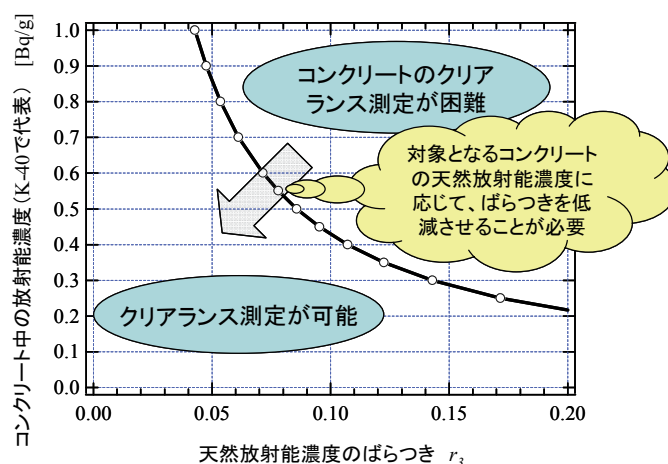


図3 天然放射能濃度とばらつきの制限範囲の例

同図で示された曲線より下の位置に測定対象コンクリートの条件が該当すれば CLALIS によるクリアランス測定が可能となる。

3. 放射線安全・低線量放射線影響

公衆防護における最適化の線量下限を導く新しいアプローチ

背 景

人工放射性核種からの被ばくに対して、これ以上の最適化を必要としない規制免除とクリアランスの線量規準は国際的に 0.01mSv/y オーダーというコンセンサスがあり、我が国の原子力発電所の敷地境界で遵守すべき公衆に対する線量目標値は 0.05mSv/y である。一方、自然放射性核種については、このような線量規準を適用することが現実的ではないことから、最近、自然放射線からの被ばくに対する線量規準を人工核種の線量規準よりも高い 0.3mSv/y オーダーや 1mSv/y に設定する提案が欧州で報告されてきている。また、ICRP (国際放射線防護委員会) の新主勧告 Pub. 103 のドラフト段階の議論では、最小の線量拘束値を我が国の線量目標値である 0.05mSv/y よりも低い 0.01mSv/y に定める動向も認められたが、WNA (世界原子力協会) の放射線防護 WG の活動を通じて、本研究の中間成果を ICRP 主委員会ホルム委員長に直接説明したことにより、最終的に Pub. 103 から最小の線量拘束値の記述は全面的に削除された。

目 的

自然放射線から受ける被ばく線量分布に、人工放射性核種からの線量分布が付加された時の総線量に対する確率分布の変化に着目し、公衆防護において最適化を必要とする線量下限を導く新しい手法を提案する。

主な成果

1. 人工放射性核種からの線量分布が付加された時の総線量分布への影響

UNSCEAR2000 に示された平均 2.0mSv/y の 15 カ国の年間線量分布を参考にして、自然放射線による被ばく線量分布を、幾何平均 2.0mSv/y、幾何標準偏差 2.0 の対数正規分布と想定し、人工放射性核種からの被ばく線量分布が、自然放射線からの線量分布に付加された時の総和の線量分布の変化をモンテカルロ計算により調べた。その結果、遵守すべき線量拘束値が 0.5mSv/y までであれば、自然放射線のみと総和の両者の線量分布にはほとんど差が生じず、人工放射性核種による 0.1mSv/y オーダーの線量拘束値の設定に基づく線量付加は、些少な (trivial) であることが明らかになった。(図 1)

2. 規制免除やクリアランスの線量規準との比較

我が国が法令にすでに取入れている規制免除レベルやクリアランスレベルの値の根拠となる IAEA の BSS (国際基本安全基準) や RS-G-1.7 (クリアランスレベルを定めた安全指針) では、それらの値を導出するために、免除やクリアランスの線量規準として、国際的なコンセンサスのある 0.01mSv/y だけでなく、発生確率が低い被ばくシナリオに対しては 1mSv/y を採用していることから、最適化を必要とする線量拘束値の下限は、0.01mSv/y の線量規準よりも1桁高く設定するべきで、0.1mSv/y が適当であることが明らかになった。(図 2)

今後の展開

自然放射線から受ける被ばく線量分布だけではなく、放射線以外のバックグラウンドリスクを考慮して、公衆防護の最適化下限を導く方法を検討する。

主 担 当 者 原子力技術研究所 放射線安全研究センター 上席研究員 服部 隆利

関 連 論 文 T. Hattori, “Reconsideration of the Minimum Dose Constraint for Public Exposures in Radiological Protection”, Radiat. Prot. Dosim., (in press).

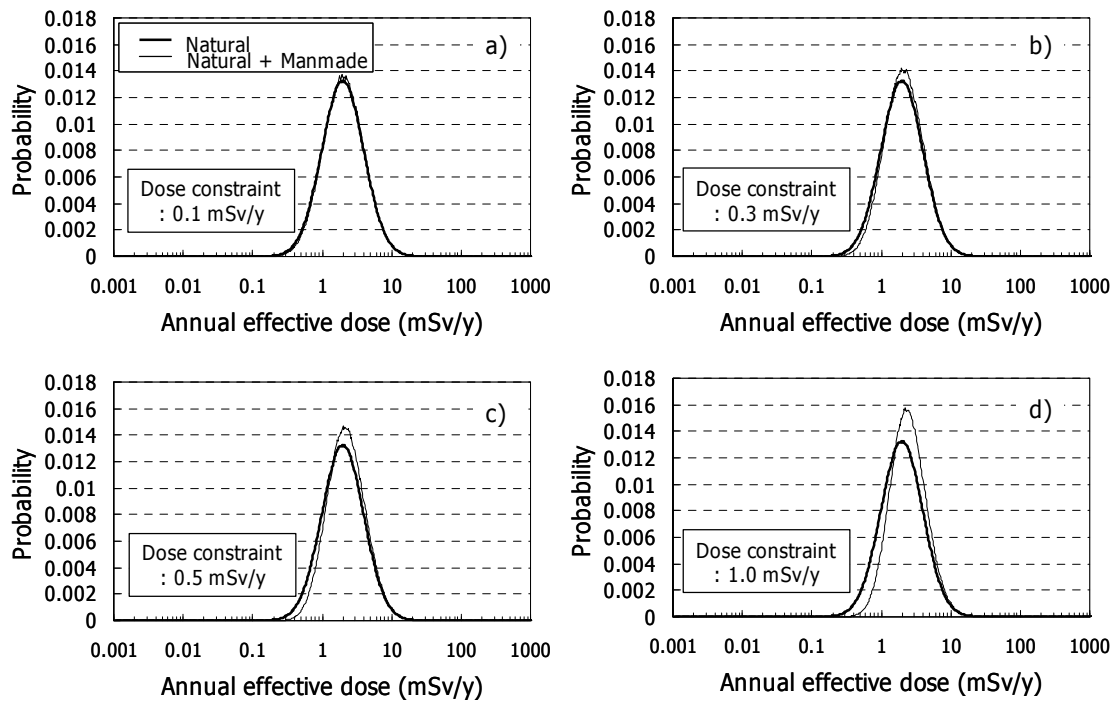


図1 自然放射線によって受ける被ばく線量分布に人工放射性核種によって受ける線量分布が付加された時の影響

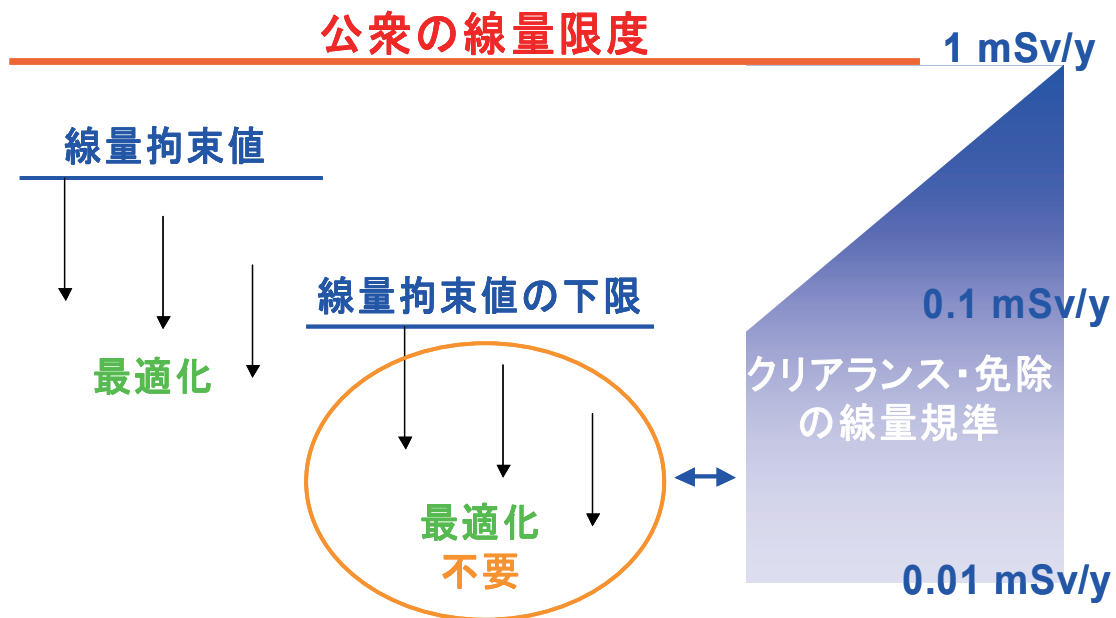


図2 規制免除とクリアランスの線量規準との比較

3. 放射線安全・低線量放射線影響

線量－線量率マップを用いた実験動物の放射線発がんデータの分析

背 景

これまでの低線量・低線量率放射線の生体影響研究の成果から、放射線の影響は、被ばくした放射線の総線量が同じでも、線量率によって影響に大きな違い(障害の誘発、又は生体防御機能の増強)があることが明らかになってきている。当所は、これを視覚的に表現する方法として「線量－線量率マップ」を提案し、所内研究および連携研究等のデータを用いて、放射線による影響は「放射線照射により障害が発生する領域」、「照射によって何も影響が見られない領域」と、これら2つの領域の間の、生体に障害を与えることなく「生体に有益な効果が認められる領域」に分けられることを示した(図1)。

本研究では、この「線量－線量率マップ」を、放射線リスクの分析手法として活用することを目的として、既存の文献データの整理と傾向分析を行った。

目 的

既存の文献データの整理と傾向分析を通じて、線量－線量率マップの領域分けの妥当性を確認するとともに、線量－線量率マップを放射線リスク分析手法として活用する。

主な成果

当所がオタワ大学との共同研究で収集した実験動物の放射線発がんに関する文献データ(以下、オタワ大DB)を線量－線量率マップを用いて整理・分析した。オタワ大DBには、2000年9月までに出版された実験動物の放射線発がんに関する文献のうち、1Gy以下の低線量放射線のデータを含むもの約3,400件(照射群約800件、対照群約2,600件)が収録されている。本研究では、このうちX線およびγ線が使用されている実験データ約1,200件を使用した。

オタワ大学DBの整理・分析のため、大量のデータを線量－線量率マップ上に整理・分析できるツールを作製した。このツールを用いて実験条件等により必要なデータだけを抽出してマップ描画を行うことにより、データの傾向を分析した。得られた主な知見は、以下の通りである。

- ・ オタワ大学のデータベースの分析結果から、「がんの誘発」「発がん抑制」データの分布する領域は重複しており、両者を単純に区分することは難しいことがわかった(図2)。「生体に有効な領域」と「有害な領域」の2つの領域分けの信頼性をより高めていくためには、より幅広い線量・線量率域で包括的にデータを取得していくことが必要である。
- ・ がんの種類、発生部位ごとの表示による分析を試みた結果、がんの発生する領域は条件によって大きく異なっていた。固形がんの一種である肉腫(Sarcoma)では比較的高い線量・線量率域まで発がん抑制が観察されることが明らかになった(図3)。

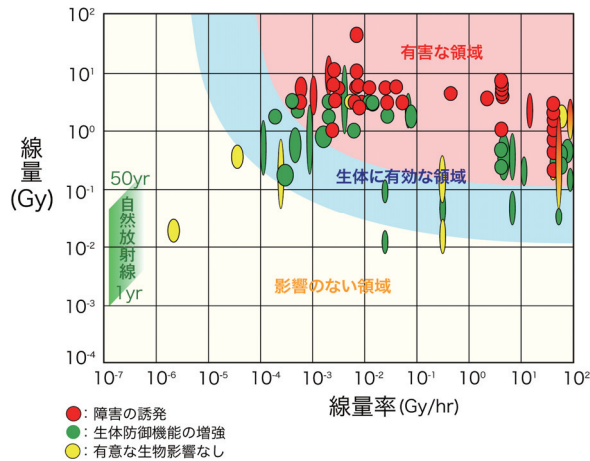
以上の分析を通じて、線量－線量率マップが、放射線によるリスクの有効な分析手法であることを示した。

今後の展開

より幅広い線量・線量率域のデータを収集・蓄積するとともに、影響の大きさをより定量的に把握するための分析を進め、低線量・低線量率放射線の新たなリスクモデル開発に資する。

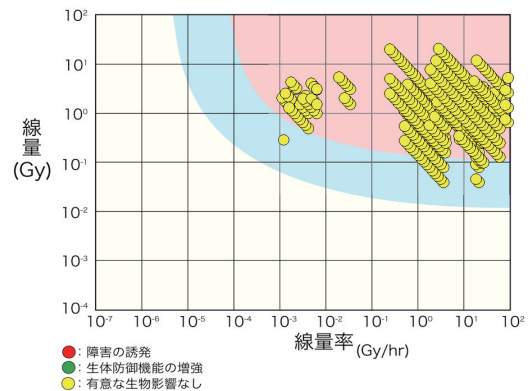
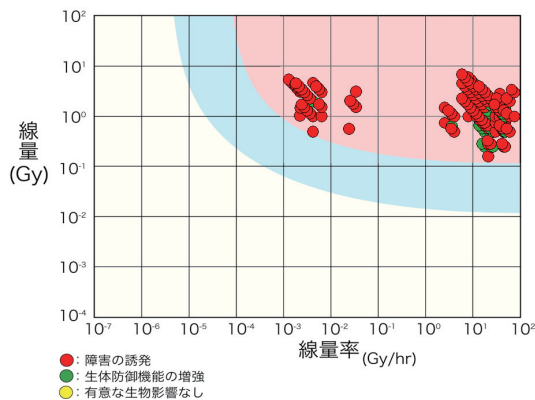
主 担 当 者 原子力技術研究所 放射線安全研究センター 上席研究員 吉田 和生

関連報告書 「線量－線量率マップを用いた放射線生物影響データ分析」 電力中央研究所報告：L07001 (2008年3月)



放射線生物影響の実験データを線量-線量率マップ上にプロットすることにより、生体に対して「有害な領域」と「影響のない領域」の間に「生体に有効な領域」があることが明らかになった。

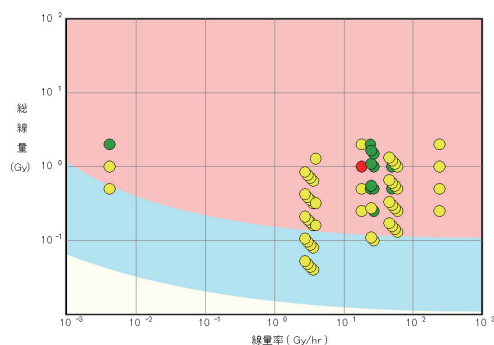
図1 所内研究・大学との連携研究等のデータによる線量-線量率マップ



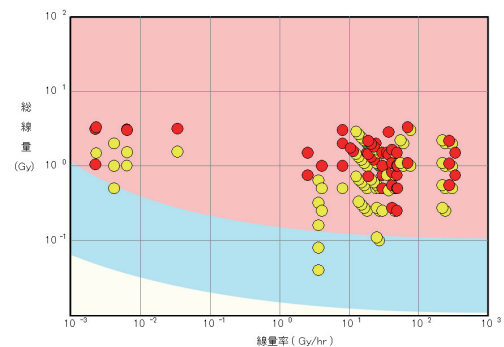
(赤：障害の誘発／緑：生体防御機構の増強をプロット) (黄：有意な生物影響なしをプロット)

図2 オタワ大データによる線量-線量率マップ

収集・プロットした約 1,200 点の文献データは高線量・高線量率の領域に集中しているが、赤の点はいずれも「有害な領域」に分布している。当所の線量-線量率マップの「有害な領域」の領域分けの妥当性が示唆されるが、信頼性を高めるためにはより幅広い線量・線量率でのデータ取得が必要である。



(肉腫)



(白血病)

図3 障害の種類による違い

固形がんの一種である肉腫においては、高線量・高線量率の領域でも緑(生体防御機構の増強)が多く見られ、64点中の12点(約19%)を占めた。その他の腫瘍においては、白血病の例のように、明確な傾向は見られなかった。

3. 放射線安全・低線量放射線影響

放射線誘発バイスタンダー応答研究の動向とその重要性

背 景

放射線生物影響は、従来放射線を被ばくした細胞の DNA に、損傷が生じることに起因すると考えられてきたが、バイスタンダー応答は、放射線が直接ヒットした細胞の周辺に存在する放射線がまったくヒットしなかった細胞に生じる生物応答である(図1)。放射線がヒットしなかった細胞にも生物影響が誘導されるのであれば、直線閾値無しモデル(LNT モデル)による低線量域のリスクよりも高くなる(過直線モデル)(図2)可能性も考えられることから、低線量放射線のリスクを考える上で極めて重要である。

目 的

放射線誘発バイスタンダー応答研究および次々に開発されている生物照射用マイクロビーム装置の現状を調査・整理することにより、低線量放射線のリスク評価における問題点を明らかにし、解決のための方向性を示す。

主な成果

バイスタンダー応答に関する既往研究を調査し、その現状と課題を明らかにした。

- (1) 主に α 線を用いた研究を元に、バイスタンダー応答が誘導されれば、LNTモデルによる低線量域のリスクよりも高くなると考えられているが、その反面、放射線適応応答を誘導し、細胞生存率を向上させることも明らかになっている。特に低線量の X 線、 γ 線照射の場合についての現象解明が不十分であり、線量評価方法也未確立である。
- (2) バイスタンダー応答の伝達方法には、ギャップ結合などの隣接細胞間での伝達と、活性酸素種、NO ラジカルなどの分泌性因子による伝達が見出されている。しかしながら、バイスタンダー応答の根本的な原因となる分子機構と、細胞・組織による応答の違いなどが未だに解明されていない。
- (3) ICRP^{*1} の 2007 年勧告では、バイスタンダー応答等における知見は、放射線防護の目的で取り入れるには不十分であり、ヒトの疫学研究に含まれているはずであるという理由から、リスク評価体系に取り入れられなかった。一方、関連する学術論文数は著しく増加しており、最も注目されている課題の一つとなっている。

以上を踏まえ、今後バイスタンダー応答によるリスクを正しく評価するための方策を検討し、以下が必要であることを明らかにした。

- ・ マイクロビームを使用して細胞の一部のみを照射した場合の線量評価方法の確立
- ・ 低線量の X 線、 γ 線でのバイスタンダー応答の検証
- ・ バイスタンダー応答の根本的な原因となる分子機構(DNA 損傷等)の解明
- ・ 生物種や組織の違い等によるバイスタンダー応答の相違の解明

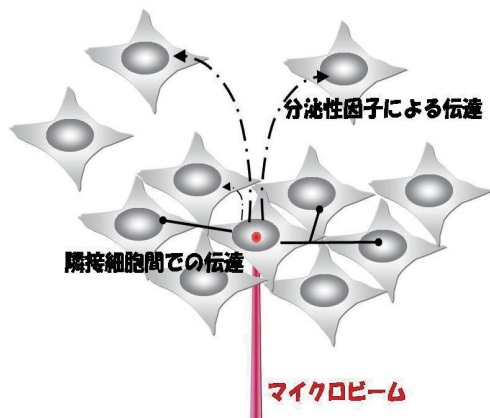
今後の展開

平成 18 年度に低線量 X 線によるバイスタンダー応答の解明を目的として導入した、世界初の共焦点レーザー顕微鏡一体型マイクロビーム X 線照射システム(図 3)と低線量率放射線長期照射設備を用いて、低線量・低線量率放射線に対する生物応答におけるバイスタンダー応答の役割を、分子機構に基づいて明らかにすることにより、低線量放射線リスクの適切な評価に資する。

主 担 当 者 原子力技術研究所 放射線安全研究センター 主任研究員 富田 雅典

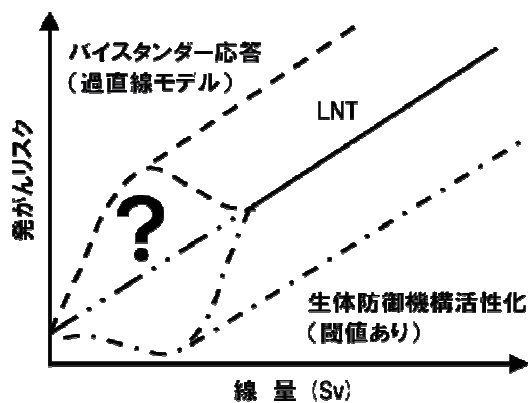
関連報告書 「放射線誘発バイスタンダー応答研究の動向とその重要性」 電力中央研究所報告: L07002
(2008 年 6 月)

*1 : 国際放射線防護委員会



バイスタンダー応答は、ギャップ結合を介して隣接細胞間で伝達されるものと、活性酸素種や NO ラジカルなどの分泌性因子により、離れた細胞にも伝達されるものがある。

図 1 バイスタンダー応答の伝達



バイスタンダー応答が誘導されると、LNT モデルにより外挿される低線量域のリスクよりも高くなる(過直線モデル)可能性も考えられるが、その反面、生体防御機構が活性することも知られている。

図 2 LNT モデルとバイスタンダー応答

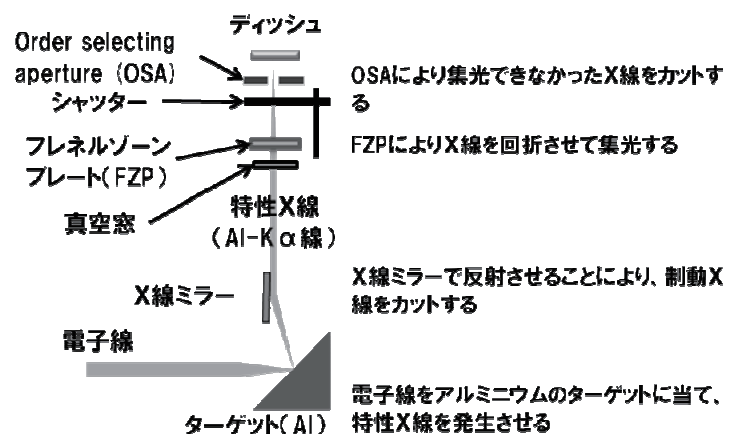


図 3 電力中央研究所 マイクロビームX線照射システム

アルミニウム (Al) の特性 X 線を、フレネルゾーンプレート (FZP) により回折させ、直径 2-3 μ m のマイクロビームを得る。個々の細胞を顕微鏡で見ながら照射することができる。

4. 金属燃料・乾式リサイクル技術

マイナーアクチニド元素を添加した金属燃料の照射試験 ーフェニックス炉における照射の完了と低燃焼度燃料の非破壊試験ー

背 景

日本原子力研究開発機構と電気事業者が進めている高速増殖炉サイクル実用化研究開発や米国のグローバル原子力エネルギーパートナーシップ(GNEP)等においては、放射性廃棄物の放射能を低減し、原子力発電の環境への負荷を軽減するため、軽水炉の使用済燃料に含まれるマイナーアクチニド元素(MA):ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)およびキュリウム(Cm)をウラン(U)およびプルトニウム(Pu)とともに回収し、これらを高速炉で燃焼することが提案されている。当所は、金属燃料高速炉を用いればMAを効率的に燃焼できることに早くから着目し、MA 燃焼の実証と MA 添加金属燃料の成立性確認を目的とした照射試験を計画した。ヨーロッパ連合の超ウラン元素研究所と共同で、従来の U-Pu-Zr 合金に MA を最大 5 重量%(wt.%)まで添加した合金を装填した試験燃料を 1994 年までに製造し、仏国の高速炉フェニックスの長期運転停止による約9年の待機期間を経て、2003 年 10 月に照射を開始した。

目 的

MA を添加した金属燃料を最大燃焼度 10.5at.%(1at.%は約 10,000MWd/t に相当)まで照射して健全性を確認するとともに、約 2.5at.%まで照射した MA 添加金属燃料の非破壊試験を実施して、従来の U-Pu-Zr 金属燃料ピンと同等の照射挙動を示すことを確認する。

主な成果

1. MA 添加金属燃料の概要とフェニックス炉照射による健全性確認

フェニックス炉で照射した MA 添加金属燃料の種類と構造を図 1 に示す。燃料部は、外径 4.9mm 長さ 20～50mm の棒状に成型した U-19Pu-10Zr (wt.%) 燃料合金を全高 485mm となるように積み重ねたもの(燃料スタック)で、高さ 285 から 385mm までの部分に MA および希土類元素を最大 5 wt.%添加した。この部分の MA および希土類元素の濃度が異なる3種類の試験燃料(No.1、1No.2、No.3:図1参照)を1本ずつ含む試験燃料集合体を3体製造した。照射期間中の試験燃料の被覆管最高温度は約 570℃、最大線出力は約 330W/cm とし、ピーク燃焼度 2.5at.%, 7at.%および 10at.%で1体ずつ炉から取り出した。いずれの試験燃料にも破損は起こらず、10at.%までの健全性が確認された。

2. 低燃焼度試験燃料の非破壊試験

照射を完了した試験燃料のうち、ピーク燃焼度 2.5at.%の試験燃料3本に対して非破壊検査を実施した結果、以下のように、照射による過大な変形等は無く、MA 添加に起因した特異な照射挙動は見出されなかった。

- (1) レーザによる被覆管外径測定の結果、3本の試験燃料とも被覆管の外径変化量は最大 0.2%以下であり、燃料の健全性上問題のないレベルに留まった(図 2)。
- (2) 燃料スタックと被覆管との隙間には、熱伝達の促進のためのナトリウム(Na)を充填している(ボンドナトリウム)が、核分裂生成物のひとつであるセシウム(Cs)はNaに溶解するため¹³⁷Csのγ線強度はボンドナトリウムの存在量に概ね比例する。¹³⁷Csのγ線強度の軸方向分布の測定結果(図 3)から、燃料スタックの照射による膨らみ(スエリング)に伴って燃料スタックと被覆管との隙間に充填されたボンドナトリウムの約 80%が燃料スタック上部に排出されたことがわかった。これは従来の U-Pu-Zr 金属燃料の照射挙動から評価される値と同程度であった。
- (3) Na に溶解しないルテニウム(Ru)のγ線強度の軸方向分布(図 3)から照射後の燃料スタックの長さを測定した結果、いずれの試験燃料でも照射による燃料スタックの軸方向膨張量は 1.9～2.3%と大差なく、従来の U-Pu-Zr 金属燃料と同程度であることが確認された。

今後の展開

照射した試験燃料の非破壊検査および破壊検査を継続して照射挙動データを蓄積し、MA 燃焼の実証を行うとともに、MA 添加金属燃料の成立性を確認する。

主 担 当 者 原子力技術研究所 次世代サイクル領域 主任研究員 太田 宏一

関連報告書 H. OHTA, et al., 'Irradiation Experiment on Fast Reactor Metal Fuels Containing Minor Actinides up to 7at.% Burnup', Proc. Int. Conf. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems, Sep. 9-13.2007.

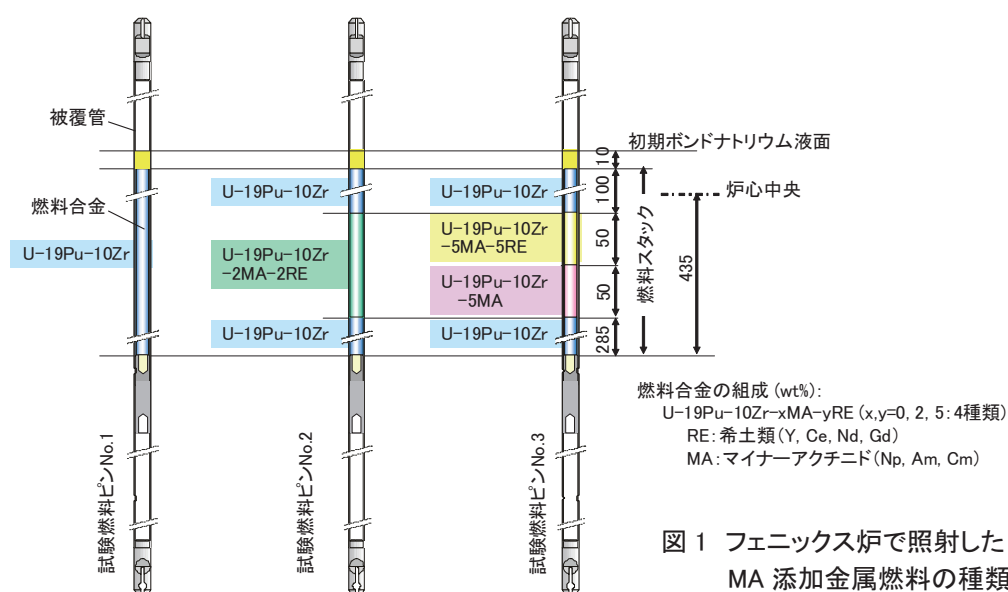


図1 フェニックス炉で照射した
MA 添加金属燃料の種類と構造

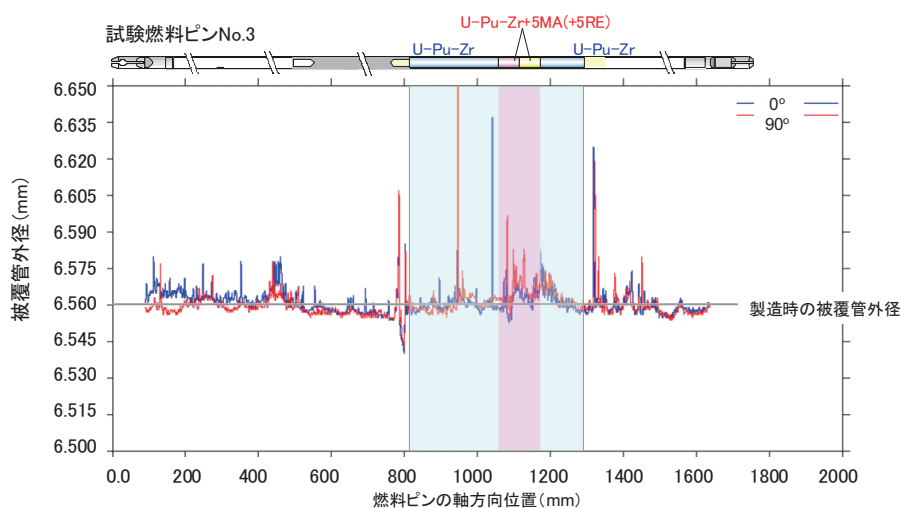


図2 被覆管の外径変化量

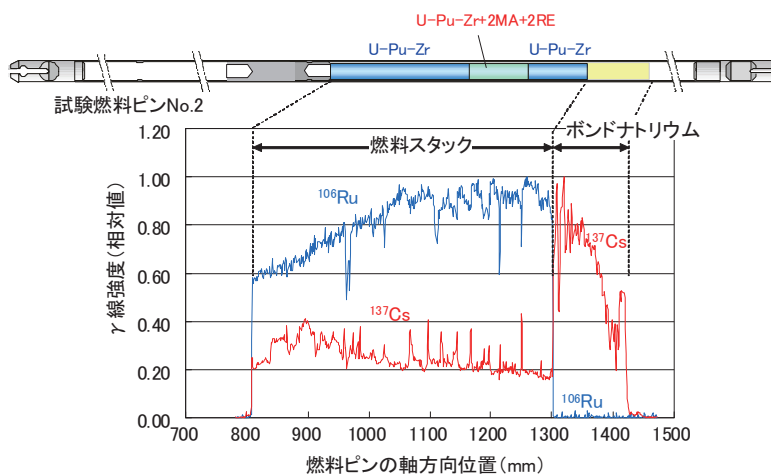


図3 ^{137}Cs および ^{106}Ru の γ 線強度の軸方向分布

4. 金属燃料・乾式リサイクル技術

高温融体輸送技術を適用した実用的な 乾式再処理プロセス機器の開発

背 景

乾式再処理は、核拡散抵抗性と廃棄物量の低減、経済性の向上の期待から、当所や米国、あるいはインド、韓国等において精力的に研究開発が進められている有望な先進燃料サイクル技術である。高温で反応させては冷却・凝固して取り出すバッチ処理による乾式再処理は、回収物などのハンドリングに時間がかかるため、商用レベルの処理速度を有するプロセス機器の開発が課題であった。そこで、当所では核燃料を含有する熔融塩や熔融カドミウムを高温の融体のままで次工程に輸送することで、バッチ処理でも実用的な処理速度を有する乾式再処理プロセス機器を考案した(図1)。この機器が成立するためには、これらの高温融体を輸送する技術の確立と、工学規模での機器実証が不可欠である。

目 的

高温の LiCl-KCl 熔融塩と熔融カドミウムを輸送する技術を確立し、それらを適用した乾式再処理プロセス機器を工学規模で開発し、模擬物質を用いた試験によりその成立性を実証する。

主な成果

1. 高温融体(熔融塩と熔融カドミウム)輸送技術の開発

乾式再処理の溶媒である LiCl-KCl 熔融塩(融点352℃、密度1.7g/cm³)と液体カドミウム(融点348℃、密度7.8g/cm³)の輸送技術の研究例はこれまで殆ど報告されていない。そこで、図2の大型グローブボックスを製作し、Ar 雰囲気下で図3のような基本的な流動測定により経験を積み、熔融塩と熔融カドミウムについて遠心ポンプや吸引ポンプ、重力などを駆動力とするループをそれぞれ製作して試験し、技術の確立を図った。

- (1) 熔融塩輸送： 重力による輸送と遠心ポンプによる輸送につき 475～540℃の範囲で繰り返し輸送試験を行い、実用的な流量制御データを蓄積した。さらに、燃料溶解時に不溶解性 FP が熔融塩に分散した場合を想定し、ステンレス粉末の混在する熔融塩で試験を行い、粉末の輸送に必要な流速の評価式を導出した。
- (2) 液体カドミウム輸送： 重力による輸送と遠心ポンプによる輸送、さらに真空吸引による輸送について約 500℃で繰り返し輸送試験を行い、実用的な流量制御データを蓄積した。

2. 工学規模乾式再処理プロセス機器の実証

工学規模の電解精製試験装置(内径78cm 深さ80cm)を設計・製作し、熔融カドミウム輸送ループと組み合わせることにより、図1に示した乾式再処理プロセス機器の右半分システムを図5のように構築した。次に、プルトニウム模擬物質(ガドリニウム)を用いて電解～輸送～カドミウム蒸留からなるプロセス総合試験を実施し、高いマスバランス(99%)で、ガドリニウム金属の回収とカドミウムのリサイクルが所期の処理速度で実施できることを示した。

なお、本研究は、旧電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、当所が実施した平成16年度～平成19年度「金属電解法再処理プロセス機器の実用化要素技術の開発」の成果である。

今後の展開

今回開発した液体カドミウム陰極構造と輸送システムの最適化と、より長期の運転データの取得。

主 担 当 者 原子力技術研究所 次世代サイクル領域 上席研究員 小山 正史
原子力技術研究所 次世代サイクル領域 上席研究員 土方 孝敏

関連報告書 平成16年度～平成19年度文部科学省受託研究成果報告書「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」、電力中央研究所(2005年3月、2006年3月、2007年3月、2008年3月)

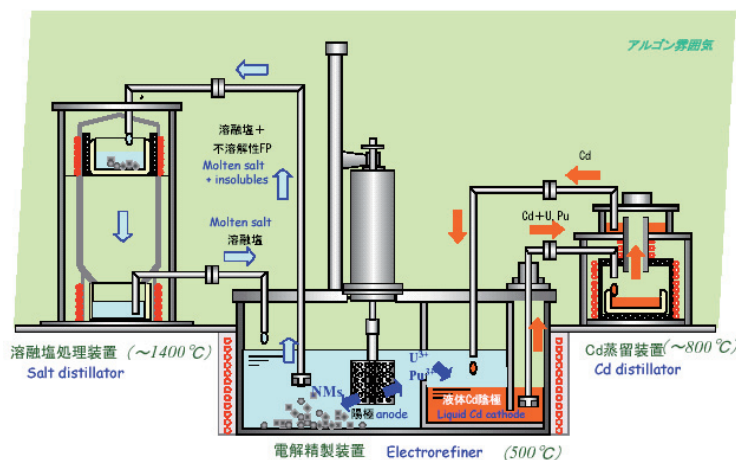


図1 融体輸送技術を適用した実用的な乾式再処理プロセス機器

図2 大型Ar雰囲気グローブボックス



図3 重力での溶融塩の流出挙動

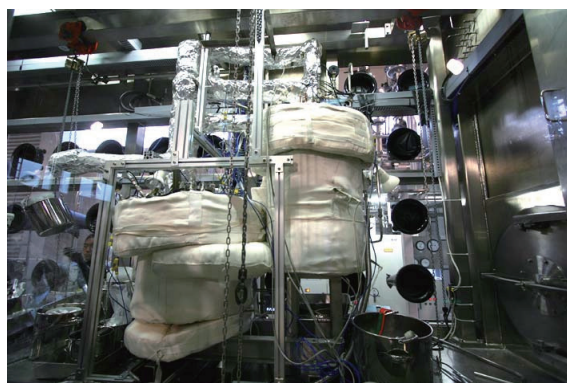
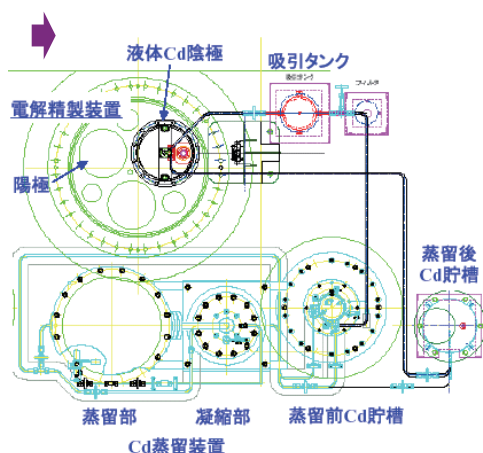


図4 溶融塩輸送ループ



(電解精製装置)



(試験装置系統図)



(試験装置のシステム全体)

図5 大型 Ar 雰囲気グローブボックス内に構築した乾式再処理のプロセス機器試験設備

4. 金属燃料・乾式リサイクル技術

電解還元法を適用した酸化物燃料の乾式再処理に関する技術開発

背 景

乾式再処理技術を軽水炉燃料に適用し、ウランやプルトニウムを金属で回収して金属燃料高速炉に供給するために、電解還元法を適用したプロセスを開発している。図1に、①前処理、②電解還元、③電解精製から成るプロセスフローを示した。

目 的

本技術の実用化に向けて、電解還元における実用的な電極の開発と元素挙動の解明を行い、さらに、前処理から電解還元を経て電解精製に至るプロセス全体の成立性を実証する。

主な成果

1. 再処理プロセス連続試験

ウランを約 100g/バッチで用いた「前処理⇒電解還元⇒電解精製」の連続試験により、 UO_2 から金属ウランを高い物質収支で精製・回収できる見通しが得られた。

- (1) 前処理試験：軽水炉燃料相当の UO_2 ペレットを U_3O_8 粉末に転換した後(熱脱被覆を想定)、プレス成型して14%- H_2 気流中1700℃で焼結することで、気孔率の大きい(電解還元に適した) UO_2 焼結体を作製した。本処理により、後工程で微粉末の取扱いを回避できる利点は大きい。
- (2) 電解還元試験：650℃の熔融 $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ 中で、 UO_2 焼結体104gを陰極に装荷し、電解を9.3時間行った(図2)。電解後のウランは、ほぼ完全な金属であり、目標の10時間以内に再現性良く還元が完了したと評価できる。電流効率は62%であった。
- (3) 電解精製試験：500℃の熔融 LiCl-KCl-UCl_3 中で、還元生成物86gを陽極バスケットに装荷し、ステンレス棒の陰極との間で電解を7.6時間行った(図3)。電解後の陰極では樹枝状の金属ウランが回収された。陽極バスケット内の金属ウラン残留量は3%で、実プロセスでは還元生成物を注ぎ足して行けば、効率的に電解精製を行うことができる。電流効率は88%であった。

2. 電解還元における核分裂生成物(FP)挙動の把握

熔融 LiCl 中にアルカリ金属やアルカリ土類金属の塩化物を添加し、 Li_2O 溶解度を測定した(図4(a))。 LiCl-CsCl 中で塩組成をパラメータとした UO_2 の電解還元試験を実施し、 UO_2 の還元速度が CsCl 組成の増大とともに著しく低下することを明らかにした(図4(b))。これは、熔融塩中の Li_2O 溶解度の低下により、 O^{2-} イオンがバルク塩中へ排出されづらくなるためと考えられる。

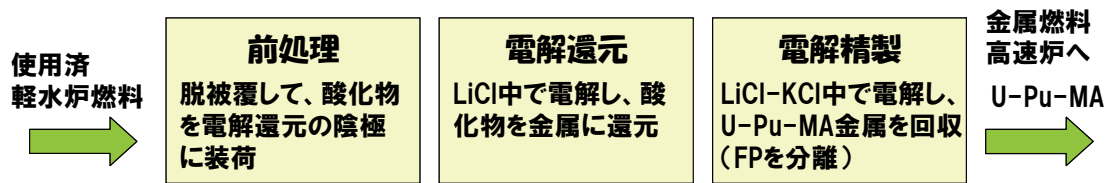
本研究は、エネルギー対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、(財)電力中央研究所が実施した平成 19 年度「電解還元法を適用した酸化物燃料の乾式再処理に関する技術開発」の成果です。

今後の展開

模擬使用済燃料を用いた再処理プロセス連続試験を実施し、FP の挙動を調べる。

主 担 当 者 原子力技術研究所 次世代サイクル領域 上席研究員 坂村義治

関連報告書 Y. Sakamura and T. Omori, “Electrolytic Reduction and Electrefining of Uranium for Developing the Pyrochemical Reprocessing of Oxide Fuels”, submitted for publication in *Nuclear Technology*.



(MA: Np, Am, Cmなどのマイナーアクチノイド)

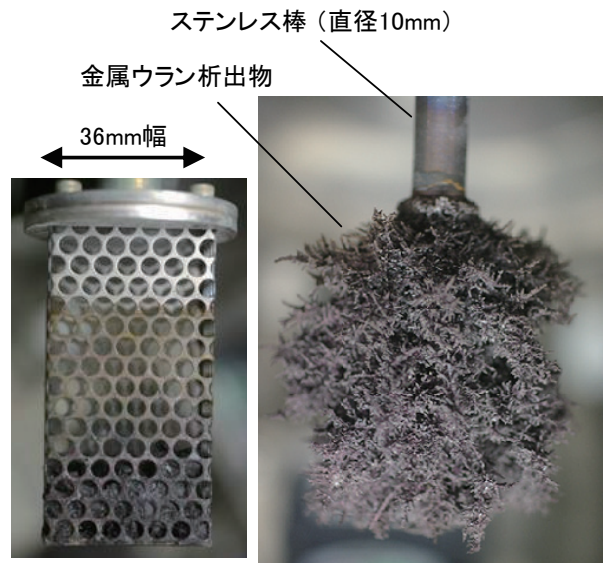
図1 電解還元法を適用した酸化物燃料の乾式再処理プロセス



(電解前) UO_2 焼結体を装荷した陰極

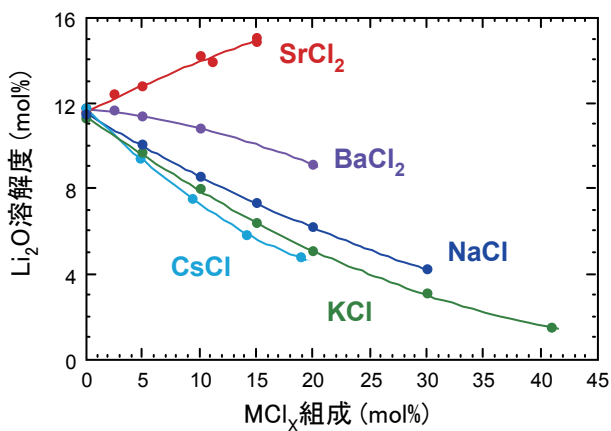
(電解後) 陰極から取出した還元生成物

図2 電解還元による UO_2 の金属ウランへの還元

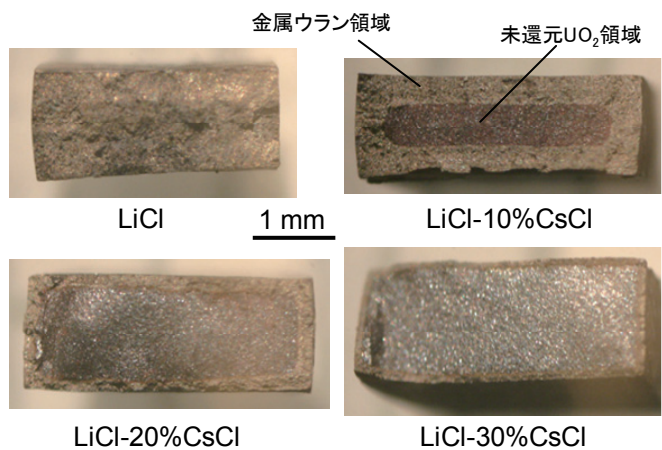


電解後の陽極バスケット(左)と樹枝状金属ウランが析出した固体陰極(右)

図3 電解精製による金属ウランの陽極から陰極への移送 (還元生成物から FP を分離)



(a) 650°Cの溶融LiCl-MCl_x中での Li_2O 溶解度 (M: アルカリ、アルカリ土類金属)



(b) 溶融LiCl-CsCl中で1.5hr電解した後の UO_2 試料断面

図4 溶融塩組成 (FP の塩中への溶解) が UO_2 の還元速度に及ぼす影響

4. 金属燃料・乾式リサイクル技術

金属燃料の溶融塩電解精製における陰極／陽極の 処理に関する研究開発

背 景

乾式再処理プロセスの中心となる電解精製工程については、以前の公募事業において電中研が行った試験により、直径約30cmの電極で約789g-U/hという実用化に向けて十分な回収速度が達成された。しかし、その性能を発揮させつつ高アクチニド回収率を達成するためには、陽極に残留するアクチニドの回収技術や陰極回収物の処理技術を開発する必要がある。

目 的

電解精製工程に陰極析出物／陽極残留物処理を含めた乾式再処理の主要部分について、処理速度とアクチニド回収率とを両立したプロセスを確立する。

主な成果

1. U-Zr 陰極回収物の高温蒸留処理試験

電解精製試験で得られた U-Zr 陰極回収物を対象とした高温蒸留処理試験を行うために試験装置を設計・製作した(図1)。付着塩化物浴を揮発分離するだけでなく、高融点の Zr 含有陰極回収物を均一にインゴット化するために、1600℃程度まで昇温可能である。また、多種のるつぽ材料について高温における塩化物・溶融金属との両立性を調べるために、同時に3個のるつぽを配置できる構造とした。この装置を既存 U グローブボックス内に設置した後、性能確認試験を行い、蒸発部・揮発物凝縮部・両者を連結する管状部が、それぞれ蒸留試験に適した温度に制御できることを確認した。

2. U-Zr 陽極溶解残留物からの U 溶解除去試験

電解精製試験で発生した陽極溶解残留物(SUS 被覆した U-Zr 合金から大部分の U が溶解したもの)に、酸化剤として CdCl_2 を添加し、未溶解 U を溶融塩中に溶解させる試験を実施した。陽極残留物中に残存する U 量を精度よく評価し、等化学当量程度の酸化剤を短時間に加えることにより、2日程度で U 溶解反応が完了した。酸化反応におけるマスバランスは概ね良好であったが、試験後半に ZrCl_4 が生成して揮発するにつれて悪化した(図2)。反応後の陽極残渣中には電解精製開始前の U-Zr 合金中存在量に対する比で0.2%程度の U が残留したが、これは浸み込んだ塩化物中の U を含んでいるため、定量的な評価は今後の課題とした。

3. アクチニド除去後の陽極残留物の溶融固化試験

陽極溶解後残留物を模擬した SUS 被覆管／Zr／貴金属 FP 混合物を対象とした溶融固化試験を実施するために、金属廃棄物溶融固化試験装置を設計・製作した(図3)。高融点のステンレスおよび Zr をさまざまな混合比で溶融させるために、1800℃程度まで昇温可能である。また、揮発物凝縮部を付加することにより工学規模蒸留試験装置への改造が可能となるように、加熱部下方に真空チャンバーを配置した。性能確認試験により、1800℃の使用最高温度が得られること、加熱コイルや真空バウンダリーに加熱による不具合が生じないことを確認した。

本件は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、当所が実施した平成 19 年度「金属燃料の溶融塩電解精製における陰極／陽極の処理に関する研究開発」の成果です。

今後の展開

均一な U-Zr と安定な金属廃棄物固化体を得るための条件の明確化、るつぽ材料の開発、電解精製と陰極／陽極処理が高い回収率・処理速度で両立するプロセス運転条件の確立。

主 担 当 者 原子力技術研究所 次世代サイクル領域 主任研究員 飯塚 政利

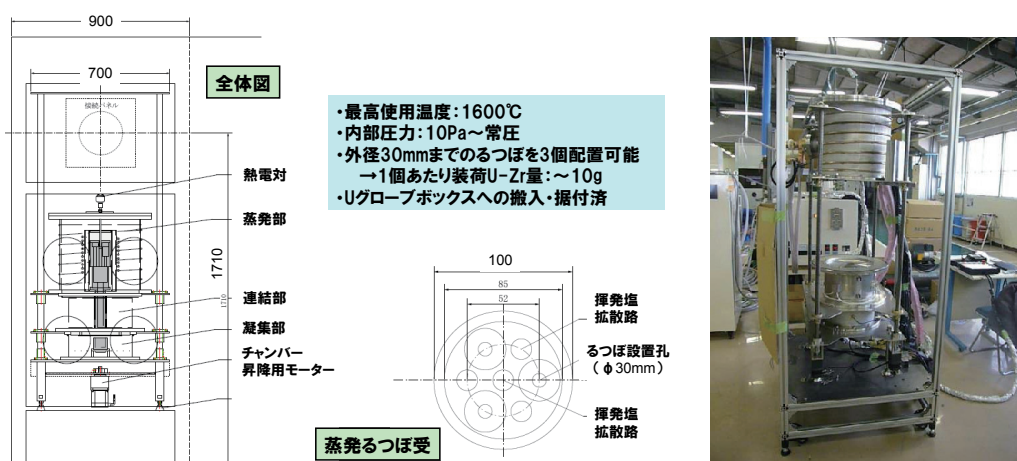


図1 U-Zr 陰極回収物蒸留試験装置の概略図と外観

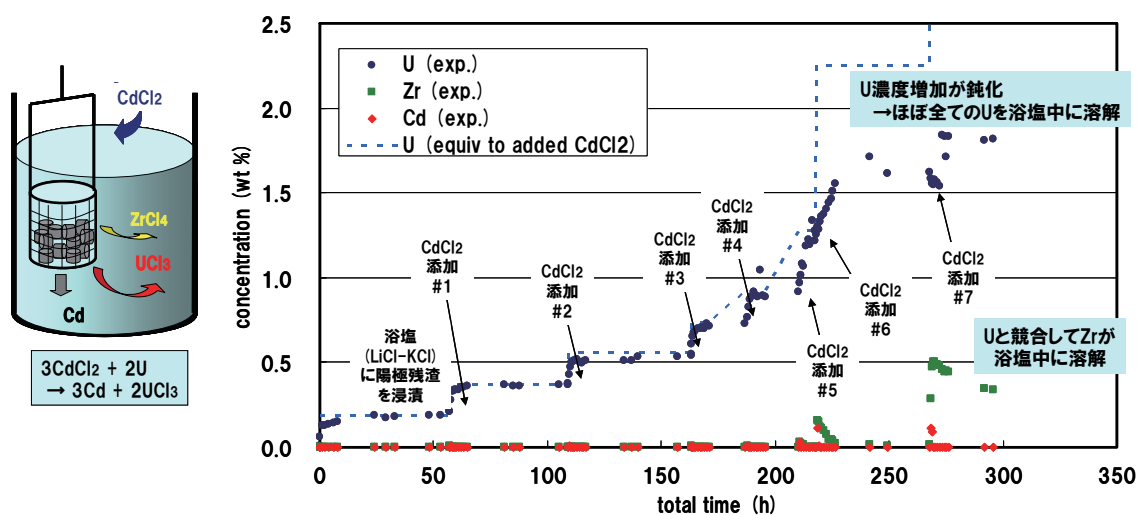


図2 陽極残留物からのU溶解除去試験における溶融塩中U濃度変化

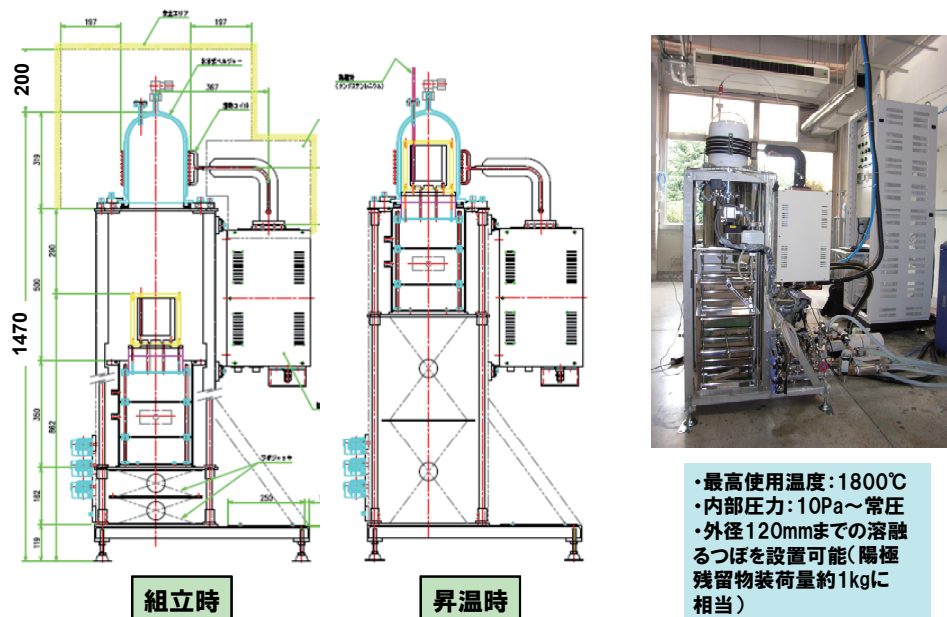


図3 金属廃棄物溶融固化試験装置の概略図と外観

4. 金属燃料・乾式リサイクル技術

実高レベル廃液による脱硝・塩素化技術の実証

背 景

使用済み酸化燃料の Purex 法による再処理では、極めて長い半減期を有するマイナーアクチノイド元素 (MA: Np (ネプツニウム)、Am (アメリシウム) および Cm (キュリウム) の総称) を含む高レベル放射性廃液が発生し、ガラス固化体として地層処分される。この高レベル廃液から MA を分離・回収することにより、超長期に渡る安全評価の不確実性を低減し、更には発熱性であるこれらの元素を除去することで地層処分に対する負荷を低減する可能性がひらけると言われている。

当所では金属燃料高速炉・乾式再処理の開発の一環として、高レベル廃液から乾式法で MA を含むアクチノイド元素を分離し、金属燃料サイクルに導入する技術の開発を進めている。硝酸溶液である高レベル廃液を乾式法で処理するためには、脱硝により酸化物に転換し、更に塩化物に転換する必要がある (これらの脱硝・塩素化をまとめて前処理工程と称する)。前処理工程に関してはこれまでに模擬高レベル廃液を用いた技術開発を実施しており、本方法が実際の高レベル廃液にも適用可能であり、前処理工程が成立することを確認する必要がある。

目 的

実際の使用済み酸化燃料を Purex 法により再処理して得た実高レベル廃液を用いて脱硝・塩素化の連続試験を行い、前処理工程の成立性を確認する。また、データの不足しているプルトニウム (Pu)、MA、テクネチウム (Tc) を含む各元素の前処理工程での挙動を明らかにする。

主な成果

PWR 使用済み酸化燃料を Purex 法により再処理して約 520g の実高レベル廃液を得た。ウラン (U) 8400 μ g/g、Pu+MA 600 μ g/g、核分裂生成物 (FP) 2000 μ g/g (そのうち希土類 FP 870 μ g/g) を含む高レベル廃液を使用して前処理工程の連続試験を実施し、以下の結果を得た。

- (1) 高レベル廃液を 100℃付近で加熱濃縮した後に、500℃で 84.5 時間の脱硝を行った。その結果得られた脱硝物 (図 1) は、ステンレス製の反応器は認められず、ほぼ全量を回収できた。

次に、この脱硝物を 650℃の LiCl-KCl 熔融塩中で 32.2 時間塩素ガスと反応させ、反応後の回収塩 (図 2) の一部を水に溶解して分析した。その結果、表 1 に示すようにアクチノイド元素は大部分が塩化物に転換されていることが確認された。なお、1～5%程度が非水溶性成分として検出されたが、これらが未反応物であるか、あるいは不純物の影響等による分析誤差であるかは不明であり、更なる検討が必要である。

- (2) Tc は前処理工程ではほとんど揮発せず、多くが熔融塩中の非水溶性成分に転換されることがはじめて明らかになった。一方、希土類 FP、アルカリ土類 FP、アルカリ金属 FP はほぼ全量が塩化物に、貴金属 FP は大半が金属と思われる非水溶性成分となり、これまでの予想と一致した。遷移金属 FP およびその他の FP については、揮発分の回収が困難であったためマスバランスが悪いが、予想 1) と一致する挙動である (表 1)。

以上により、本前処理工程の成立性が確認された。

今後の展開

今回の試験で得られた塩素化回収物から液体カドミウムへの還元抽出を実施し、乾式法による高レベル廃液からのアクチノイド元素の分離・回収を実証する。なお、還元抽出試験自体は終了しており、現在は分析待ちの状態である。

主 担 当 者 原子力技術研究所 次世代サイクル領域 主任研究員 魚住 浩一

関連報告書 「実高レベル廃液による脱硝・塩素化技術の実証」 電力中央研究所報告: L07011 (2008 年 6 月)

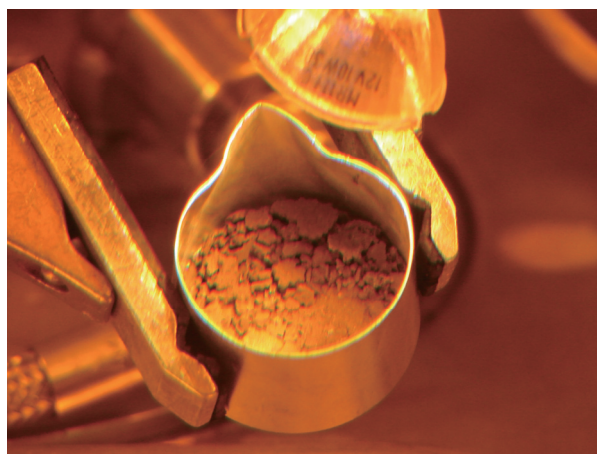


図 1 実高レベル廃液の脱硝物

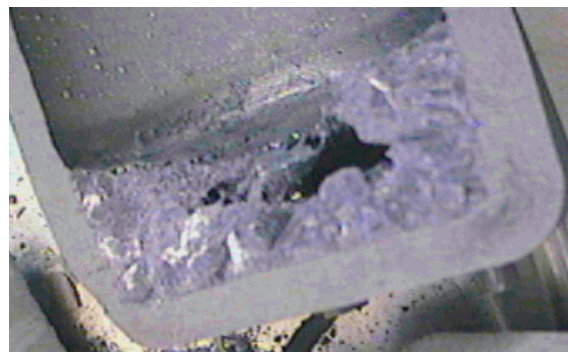


図 2 実高レベル廃液の塩素化後の回収塩

表 1 使用した高レベル廃液中の存在量に対する各元素(元素群)の検出割合

検出箇所 元素(群)	濃縮時 ^{*3} の 蒸発成分の 凝集液	脱硝時 の 揮発物 ^{*4}	塩素化 時の 揮発物 ^{*4}	塩素化回収塩中 の水溶性成分 (塩化物)	塩素化回収塩中の 非水溶性成分 (酸化物、金属等)	合計
U	0.0%	0.0%	0.0%	110.0%	3.1%	113%
Np	0.0%	0.0%	0.0%	104.1%	5.3%	109%
Pu	0.0%	0.0%	0.0%	94.4%	5.0%	99%
Am	0.0%	0.0%	0.0%	111.4%	1.5%	113%
Cm	0.0%	0.0%	0.0%	103.4%	1.2%	105%
Tc	0.0%	0.0%	0.6%	16.2%	65.7%	82%
希土類 FP	0.0%	0.0%	0.1%	99.5%	1.0%	101%
アルカリ土類 FP	0.0%	0.0%	4.0%	95.0%	10.5%	110%
アルカリ金属 FP	0.0%	0.0%	1.9%	104.0%	2.0%	108%
遷移金属 FP ^{*1}	0.0%	0.0%	20.4%	16.0%	4.4%	44%
貴金属 FP	0.0%	0.1%	0.0%	21.7%	106.0%	128%
その他の FP ^{*2}	0.0%	0.0%	6.9%	3.2%	12.0%	22%

*1：Tc を除く。

*2：Sn、Sb、Te。なお、Cd はホットセルの汚染による影響が大きいため本表には含めず。

*3：高レベル廃液の減容のため、脱硝に先立って大半の水分を蒸発させる工程。

*4：装置上の問題により揮発物の全量回収が困難であったため、これらの値は低めに見積もられていることになる。

5. 新型炉

ナトリウム冷却小型高速炉 4S の炉心湾曲に伴う反応度評価

背景

当所では、炉心の長寿命化と高い安全性の実現を目指したナトリウム冷却小型高速炉 4S (Super-Safe, Small and Simple) の設計研究を実施している^{*1)}。4S 炉は従来の高速炉とは異なり、長尺の燃料集合体で構成された縦長の炉心周囲に可動式反射体を設置し、これを炉心下部から徐々に上昇させて燃焼制御を行う(図 1、2)。したがって、高速炉におけるシビアアクシデントの支配的な事象である一次冷却材流量喪失時スクラム失敗事象(ULOF)において、受動的な負の反応度として期待される炉心湾曲反応度が従来炉とは異なることが予想される。4S 炉の炉心設計および過渡時安全評価を行うにあたっては、過渡時の炉心湾曲形状と反応度特性を事前に把握しておく必要がある。

目的

4S 炉を対象に、炉心平均出力／流量比(P/F)を変えて詳細炉心湾曲解析を行い、各 P/F における熱的・機械的平衡状態での炉心湾曲形状とそれに起因する反応度の関係を定量的に把握する。この結果をもとに、4S 炉での ULOF 時に投入される炉心湾曲反応度を評価し、ULOF 事象推移に及ぼす影響を明らかにする。

主な成果

- (1) 炉心湾曲反応度の評価に必要な炉心核計算、伝熱流動計算、構造計算について、詳細なモデルを連結させた解析システムを構築した(図 3)。
- (2) 電気出力 1 万 kW の 4S 炉を対象に、P/F を 1.0～3.0 の範囲で変化させたときの炉心湾曲反応度を上記解析システムで求めた。その結果、炉心湾曲反応度は P/F が 1.0 の基準状態に対し、燃焼初期では P/F が 2.0 まで、燃焼末期では 1.5 までは従来炉と同様に P/F の増加に伴い負の反応度が増加するが、これらを超える P/F 条件では正の増加に転じ、最終的には正の反応度となる(図 4)。
- (3) 4S 炉において、高 P/F 条件で炉心湾曲反応度が正となるのは、
 - ① 内側炉心集合体の径方向外側への変位に伴う固定吸収体での中性子の吸収減少(燃焼初期)
 - ② 炉心の径方向への膨張によって炉心と反射体とのギャップが狭くなることによる中性子ストリーミング(漏洩)の減少(燃焼末期)という 4S 炉の構造上の特徴に起因する。
- (4) 安全上最も厳しい状態である燃焼末期の 4S 炉の ULOF 解析では、受動的な機能である炉心湾曲反応度を考慮しないで安全に収束すると予測されている^{*2)}。この時の P/F 変化に図 4 の結果を適用して炉心湾曲反応度を評価した(図 5)。その結果、P/F によっては正の反応度が投入されるものの絶対値は小さく、他の温度反応度を含めた正味の合計反応度は負を維持する。以上より、炉心湾曲反応度は 4S 炉の ULOF 事象推移に大きな影響を及ぼさないことがわかった。

主 担 当 者 原子力技術研究所 新型炉領域 主任研究員 西村 聡

関連報告書 「高速炉用詳細炉心湾曲解析コード ARKAS-cellule の開発」 電力中央研究所報告:T01011 (2002 年 3 月)
「ナトリウム冷却小型高速炉 4S の炉心湾曲に伴う反応度評価」 電力中央研究所報告:L07007 (2008 年 3 月)

*1 : 例えば、N. Ueda, et al., Proc. the 1st COE-INES Int. Symposium, INES-1, Oct. 31-Nov. 4, Tokyo, Japan (2003).

*2 : Y. Nishi, et al., CRIEPI Report, L06011 (2007).

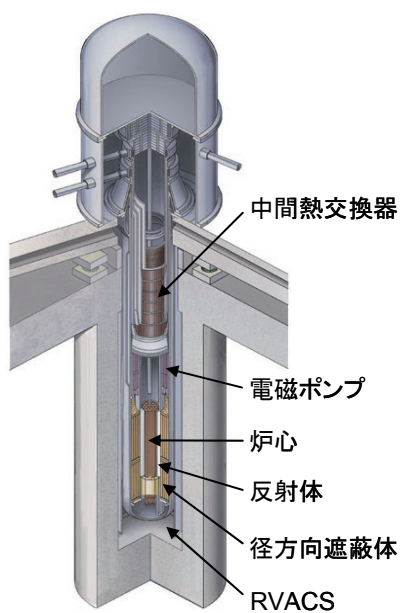


図1 4S炉の全体図

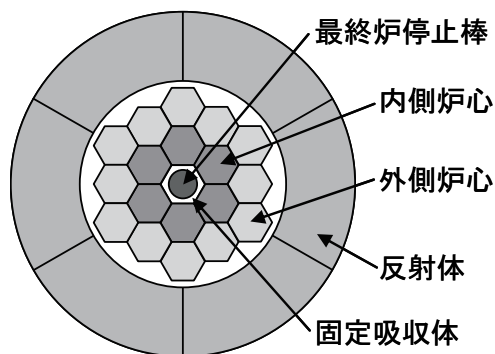


図2 4S炉の炉心構成(水平断面)

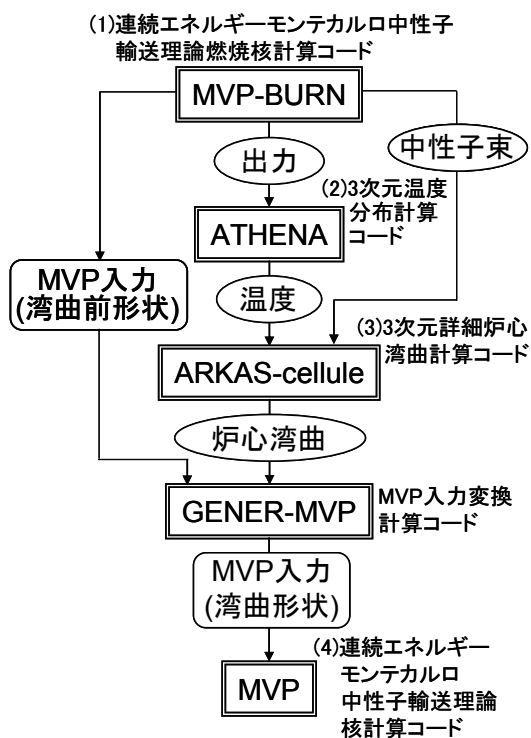


図3 炉心湾曲反応度解析システム

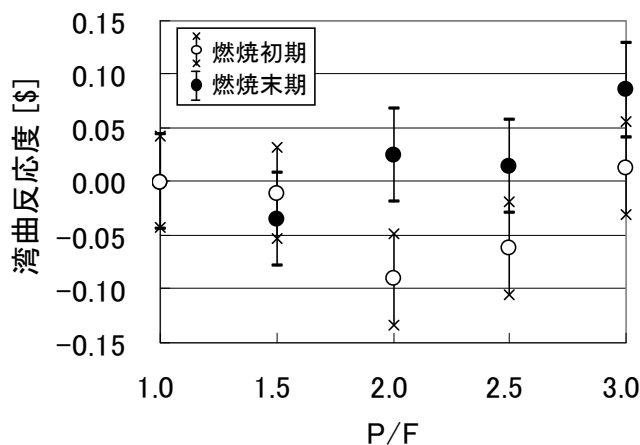


図4 P/F 変化時の炉心湾曲反応度の変化

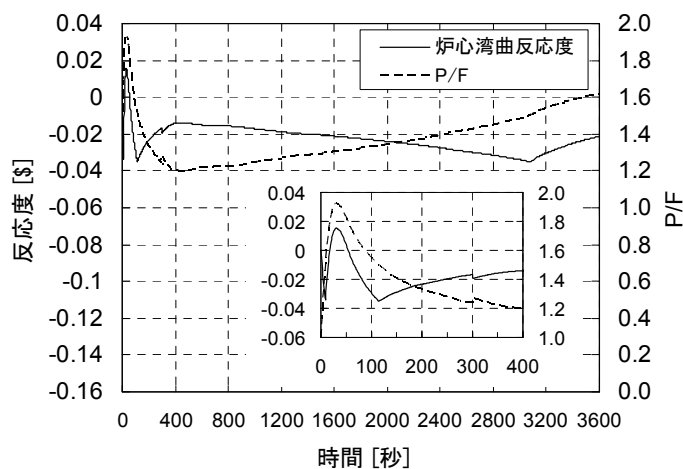


図5 ULOF 時の P/F と炉心湾曲反応度の関係 (燃烧末期)

5. 新型炉

高速炉用プラント動特性解析コード CERES の検証 ー小型高速炉を対象とした SAS4A/SASSYS-1 コードとの比較ー

背 景

日本のこれまでの安全審査では、安全評価審査指針に照らして、解析結果が最も厳しくなるよう解析モデルや解析条件が選ばれる決定論的評価が用いられている。しかし近年、解析手法の高度化に伴う多次元モデル等の利用により、現象を高い精度で再現できる最適評価コードと、その評価の不確かさを統計的に扱う、統計的安全評価手法の研究が国内外で進んでいる。米国 NRC は最適評価コードの安全解析への適用が可能であると判断し、ECCS 認可基準^{*1}、また、その不確かさを考慮するためのガイドライン(CSAU 手法)を発行している^{*2}。また、我が国でも、原子力学会の標準委員会において統計的安全評価手法の標準作成が行われている。

高速炉では、冷却材の温度差が大きいことを利用した、自然循環除熱の採用による設計合理化が期待されている。その安全審査においては、現象を精度良く扱うことのできる最適評価コードの活用が特に有効であり、適用できる信頼性の高いコードの開発が期待されている。

当所で開発を進める CERES は、自然循環時に無視できない多次元流れを考慮した多次元プレナムモデルを有するプラント動特性解析コードである。当所では、CERES が特にプレナム流動の再現性において信頼性が高いことを示すため、実機での試験、設計段階の炉を対象とした複数の検証作業をすすめている。これまで、高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントトリップ試験を対象とし、40%定格からポニーモータ運転状態に至る、原子炉容器内多次元解析を含むシステム全体の熱流動解析を実施し、強制循環時の解析能力を確認している(前報)。

目 的

米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)により開発された、高速炉用のプラント動特性解析コード SAS4A/SASSYS-1^{*3}は、多次元流動は扱えないものの、多数の実プラント解析実績により検証されている。CERES とこのコードとの比較により、自然循環時の熱流動や反応度フィードバックの解析能力を検証し、CERES の最適評価コードとしての能力を確認する。

主な成果

ナトリウム冷却小型高速炉 4S(2006 年 8 月設計段階)^{*4}を対象とし、熱流動特性の検証のため外部電源喪失事象、熱流動特性と反応度フィードバック解析能力の検証のため、ULOF 事象^{*5}を対象として比較を実施した。

1. 定格運転状態において、SAS4A/SASSYS-1 の解析結果は CERES ときわめてよく一致した。これにより両コードにおいて、定常状態における、集合体間の径方向熱移行も含めた炉心マルチチャンネルモデルの熱的バランスが正しく得られていることが確認できた。
2. ULOF 事象の解析において、反応度のピーク発生時間、大きさにおいてほぼ同様の値を示し、また、炉心出入口温度や、IHX1 次、2 次系出入口温度の特徴的推移もほとんど同じ傾向を予測した(図 1)。
3. 過渡時、炉心上部に低温のナトリウムが流出する外部電源喪失事象において、CERES の予測する IHX1 次系入口温度は、SAS4A/SASSYS-1 の解析における両極端な解析オプション(炉上部プレナム完全混合モデル、単純 1 次元成層化モデル)の範囲内であり、CERES の多次元プレナムモデルの有効性が確認できた。

以上により、自然循環時熱流動や反応度フィードバックの解析能力が検証できた。また実機での評価(前報)を含め、最適評価コードとしての能力を確認する上で重要となるプレナムモデルの妥当性が確認できた。

主 担 当 者 原子力技術研究所 新型炉領域 上席研究員 西 義久

関連報告書 「高速増殖原型炉「もんじゅ」過渡試験を対象としたプラント動特性解析コード CERES の検証ー
一定常運転ならびに原子炉トリップ運転に対する検証ー」電力中央研究所総合報告:L02 (2005
年 4 月)

「プラント動特性解析コード CERES の検証ー小型高速炉を対象とした SAS4A/SASSYS-1 コード
との比較ー」電力中央研究所報告:L07004 (2008 年 3 月)

^{*1} :NRC 10CFR50.46

^{*2} :NRC NUREG/CR-5249 Quantifying Reactor Safety Margins

^{*3} :J. E. Cahalan, et-al., Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactor Safety, American Nuclear Society, Vol.2, pp.1038-1045, Pittsburgh, PA, April 17-21, 1994

^{*4} :Y. Nishi, N. Ueda, T Koga and H. Matsumiya, CRIEPI Report, L06011, May 2007

^{*5} :1 次ポンプ停止にスクラム失敗が重なる。1 次系、2 次系自然循環、除熱は RVACS のみ

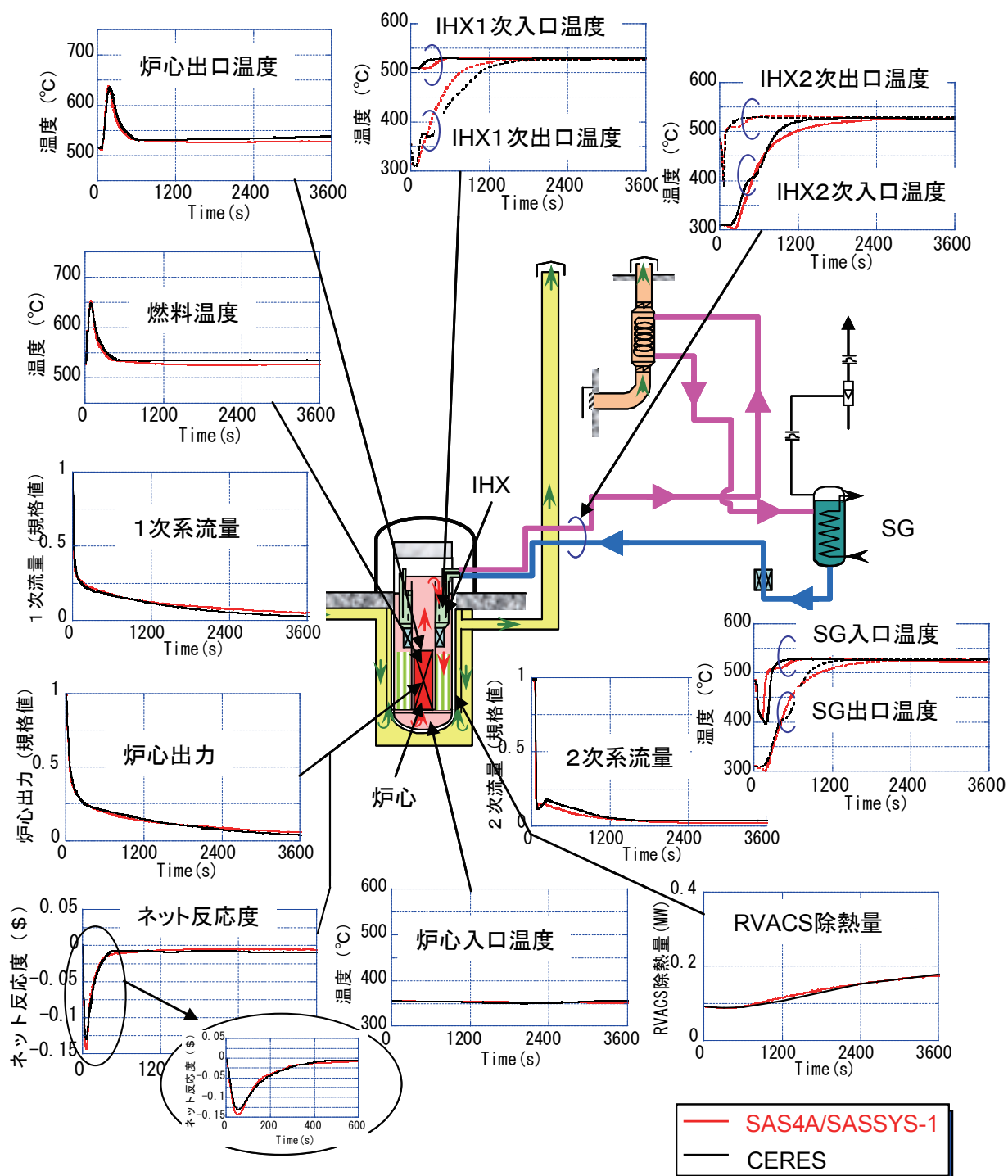


図1 ULOF 事象^{*5}における炉心、プラント各部の温度と流量の比較

6. 立地・施設保全(耐震)

平成 19 年新潟県中越沖地震時に発生した使用済燃料貯蔵プールの溢流を伴うスロッシング評価

背 景

当所では、2003年十勝沖地震の際に、屋外貯蔵タンクに見られたスロッシング被害を踏まえ、波高が増大して溢流を伴うような非線形スロッシング現象を評価することを目的として、VOF 法^{*1}に基づく2次元流体解析コード SLOSH-2D ならびにその3次元版である SLOSH-3D を開発・検証してきた。一方、平成19年新潟県中越沖地震の際に、東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所1号機～7号機原子炉建屋の使用済燃料貯蔵プール(以下、燃料プール)の内容水が、スロッシングによりオペレーションフロアに溢れ出す事象が報告され、このうち、3号機については、映像記録が公開された。この映像記録には、溢流や複雑な液面動揺挙動が認められていたために、流体運動や地震応答の観点からの詳細な分析・評価が必要とされていた。

目 的

当所が開発した3次元流体解析コード SLOSH-3D により、映像記録に収録された事象を再現するとともに、燃料プール内容水の溢流を伴うスロッシング挙動を把握する。

主な成果

1. 現象の再現性

映像記録により、燃料プール内容水のスロッシング挙動として、液面に円錐状に突起した三角波の発生が認められることや、内容水がプール上縁部から溢流していく状況が確認されている(図1)。そこで、オペレーションフロア上の観測地震波3成分の同時入力による時刻歴応答解析を実施し、燃料プール内容水の液面に三角波が発生することやそれらの発生位置を再現した。また、プール内面の角部でスロッシング波高が大きくなり、そこから内容水が溢流することを明らかにした(図2)。これらの液面応答の解析結果は、映像記録のそれらと概ね整合することを確認した。

2. 解析に基づく溢流を伴うスロッシング挙動

(1) 燃料プール内容水のスロッシング応答特性

水位の時刻歴応答波形に含まれる振動数の卓越成分は、燃料プールを矩形容器と仮定したスロッシング1次ならびに2次固有振動数に概ね対応する振動数(1次:0.25Hz, 2次:0.36Hz)となっていることが確認できた(図3)。また、燃料プール内容水のスロッシングモードは1次モードが概ね支配的であり、それらに、プール内面の角部からの反射波等の影響により、三角波等の液面の乱れが重畳することを把握した。

(2) オペレーションフロアへの溢流状況

燃料プール内容水は、地震動の主要動後半からフロア上に溢流し始め、その後、約10秒間で解析モデルのフロア領域がほぼ浸水するに至った。それ以降、累積溢水量はほぼ一定値となることを示した(図4)。

主 担 当 者 地球工学研究所 構造工学領域 上席研究員 豊田 幸宏
地球工学研究所 首席研究員 田中 伸和

関連報告書 「溢流を伴う矩形水槽の非線形スロッシング評価」 電力中央研究所報告: N06031

^{*1} : VOF (Volume of Fluid) 法とは、解析モデルの計算格子内で流体部が占める割合を設定し、自由液面を認識する数値解析法

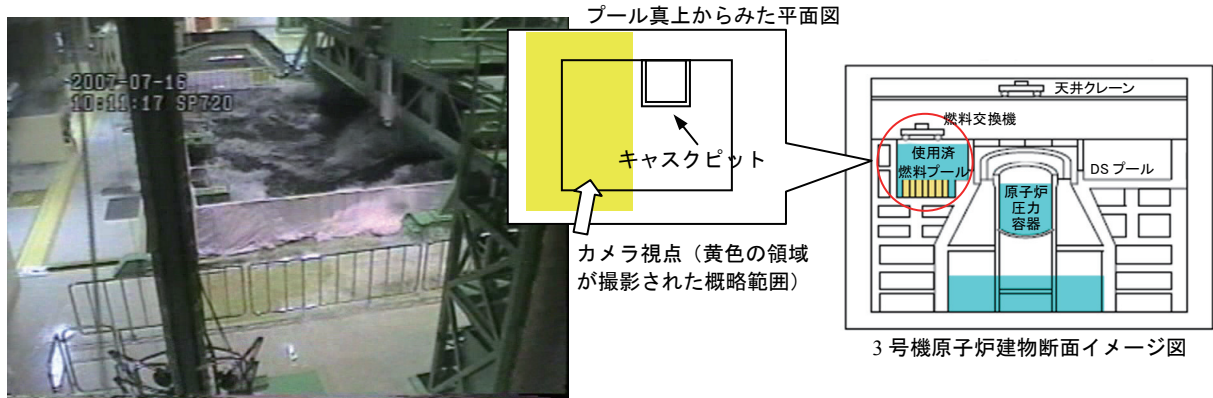


図1 映像記録のスナップショット(東京電力(株)提供 CD-ROM より引用)

プール内容水の液面に三角波(白いさざ波状の波面)がいくつか発生していることが確認できる。また、プール画像の手前側のシート下端部が膨らんでいることから、この箇所から溢流の発生が推測される。

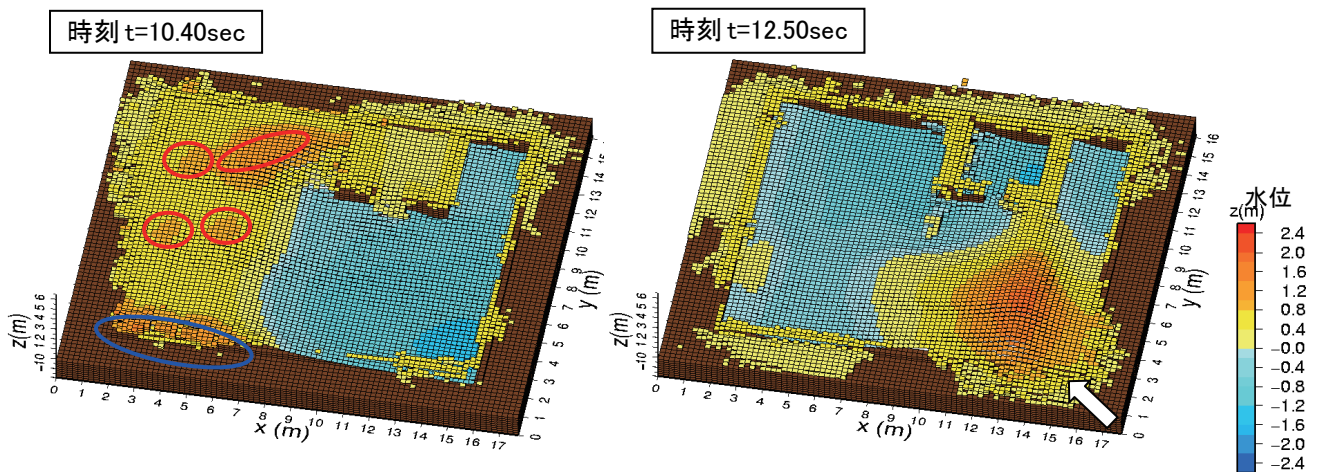


図2 プール内容水の液面水位の解析結果例

時刻 $t=10.40$ sec では、赤実線で囲まれた箇所で、三角波の発生が分かる。また、青実線で囲まれた箇所の水位が高くなっており、溢流が発生している。一方、時刻 $t=12.50$ sec では、白矢印で示すプール内面の角部から溢流が発生していることが分かる。なお、図の茶色部分が、オペレーションフロアをモデル化した領域である。

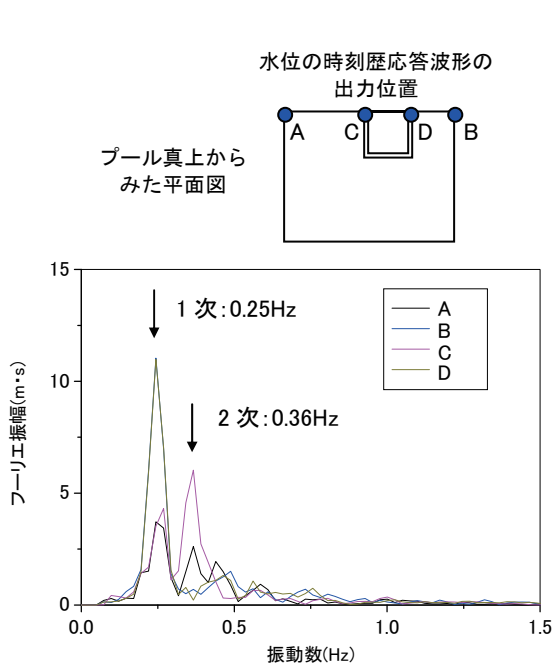


図3 水位の時刻歴応答波形に含まれる振動数成分

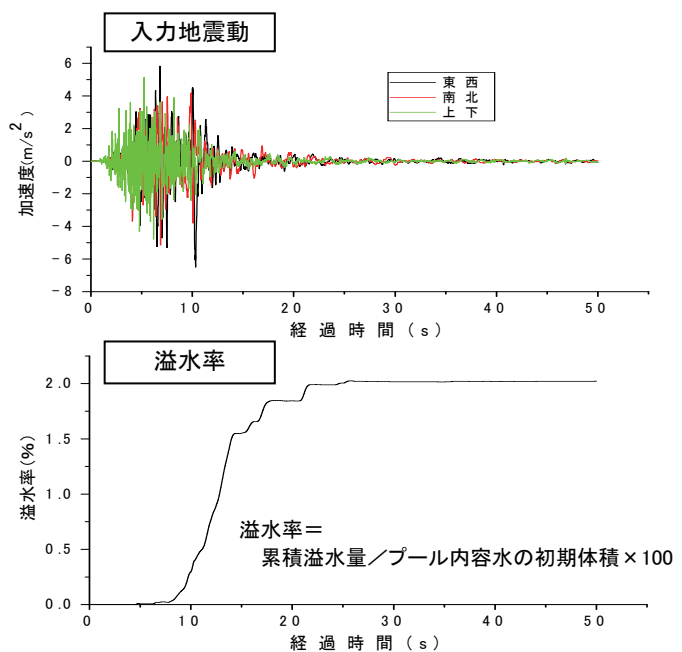


図4 溢流状況の経時変化

6. 立地・施設保全(耐震)

割れ目の卓越した岩盤にも有効な原位置岩盤三軸試験法の開発

背 景

原子力発電所やダム基礎岩盤の調査では、その安定性を評価するために原位置岩盤の力学試験が実施されている。従来の原位置岩盤の力学試験では、強度と変形を別々の試験方法により評価しなければならず、また、試験面の整形による乱れの影響を受けやすいなどの課題があった。当所はこれまでに、これらの課題を解決できる新しい「原位置岩盤三軸試験法」を開発し、均質な軟岩や不均質な礫岩を対象とした原位置試験を行って、この試験法の適用性を検証した。しかし、割れ目の卓越した不連続性岩盤では自立した試験体の作製が容易でないことから、この条件の岩盤への本試験法の適用が課題として残されていた。(図1)

目 的

割れ目の卓越した不連続性岩盤にも有効な試験体作製装置および原位置岩盤三軸試験装置を開発し、原位置岩盤において、原位置岩盤三軸試験法の適用性を検証する。

主な成果

- (1) 当所で開発した試験体作製装置により、掘削荷重やトルク等を計測しながら掘進速度と水量を制御し、試験体作製のための岩盤の掘削を行い、掘削後にはアクリル製コアパックを抜きながら三軸セルのメンブレンを設置することにより、直径約38cm、高さ約100cmの円柱状試験体の作製に成功した。これにより、従来は不可能であった割れ目の卓越した岩盤で、原位置岩盤三軸試験用の試験体作製が可能となった。(図2)
- (2) 当所で開発した原位置岩盤三軸試験装置により作製した岩盤試験体を用いて、三水準に拘束圧の異なる条件で原位置岩盤三軸試験を実施した。また、得られた試験結果の評価を行うため、試験終了後に試験体の回収にも成功した。これにより、従来、取得が極めて困難であった割れ目の卓越した不連続性岩盤の高精度な応力とひずみの関係やポアソン比を、原位置で計測することが可能となった。(図2、図3)
- (3) 本試験法を不連続性岩盤に適用し、変形係数とポアソン比のせん断応力依存性や変形係数の拘束圧依存性を定量的に評価できた。これにより、開発した原位置岩盤三軸試験法により、従来、原位置では測定できなかった不連続性岩盤の力学特性を、品質の高いデータに基づいて評価できるようになった。(図4)

なお、本研究における装置の開発については電力中央研究所が実施し、現場への適用については九州電力株式会社からの受託研究として実施した。

今後の展開

本試験法を割れ目の卓越した様々な不連続性岩盤に適用し、データを蓄積するとともに、不連続性岩盤の動的な力学特性や低拘束圧下のせん断強度を評価することができるよう試験装置の改良を行い、試験法の実用化を目指す。

主 担 当 者 地球工学研究所 バックエンド研究センター 主任研究員 岡田 哲実

関連報告書 「原位置岩盤三軸試験法の開発(その3)ー大型円柱試験体作製装置の開発ー」 電力中央研究所報告: N06036

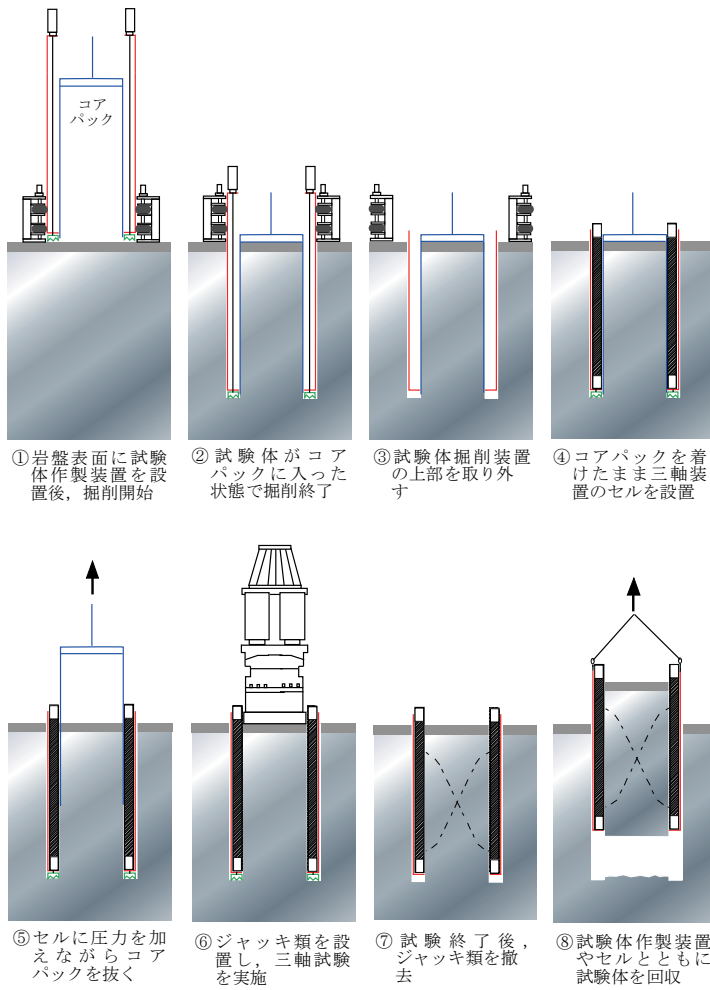


図1 原位置岩盤三軸試験法の手順

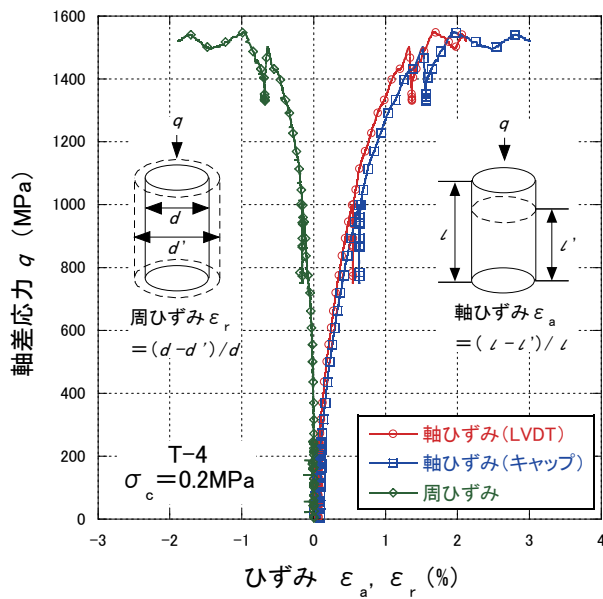


図3 応力とひずみの関係の一例

従来は計測できなかった割れ目の卓越した岩盤の応力とひずみの関係を精度よく計測することが可能となった。

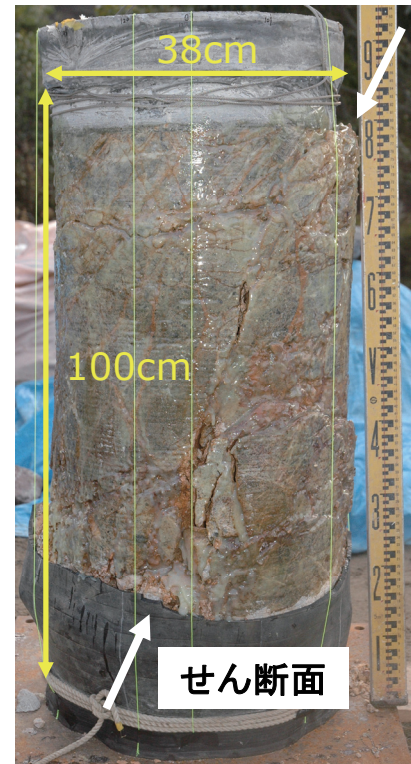


図2 試験後回収した試験体
割れ目の卓越した岩盤の試験体作製に成功し、試験終了後には既存の割れ目に沿ったせん断面が観察できた。

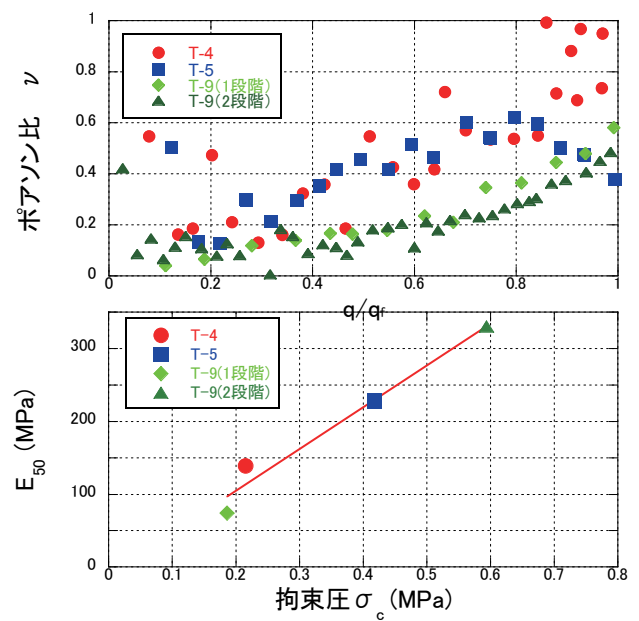


図4 得られた岩盤の力学特性

従来は測定できなかったせん断応力 q/q_r とポアソン比 ν の関係(上図)や拘束圧 σ_c と変形係数 E_{50} の関係(下図)を取得することが可能となった。

6. 立地・施設保全(耐震)

表層地質の影響を考慮した露頭岩盤観測点の地震動特性の解明 ー根室観測点における検討ー

背 景

原子力施設の耐震設計は、S 波速度 700m/s 以上で平坦かつ十分な広がりのある、いわゆる解放基盤を基準に設定されている。このような解放基盤に対する入力地震動策定精度を向上させるには、条件に近い露頭岩盤上で地震動を観測し、検証を行うことが重要である。しかしながらわが国の露頭岩盤は山地や海岸沿いの崖地などにあることが多く、観測記録は地形や地盤の不整形性の影響を受けている可能性があり、さらに表層岩盤の風化の影響も無視することができない。このため、露頭岩盤上観測点のサイト特性を定量的に評価するための方法論を確立することが重要となる。

目 的

原子力施設の解放基盤における入力地震動評価の精度向上のため、岩盤上の強震観測記録に見られるローカルなサイト特性の成因を明らかにする。

主な成果

当所の露頭岩盤上強震観測点である根室地点を対象として、サイト特性を明らかにするための各種検討を実施した。主な結果は以下のとおりである。

1. 根室観測点における強震記録の分析

根室観測点の強震観測記録を分析した結果、周期 0.3 秒付近に特徴的な地震波の増幅が見られることが明らかになった。この特徴は、周辺の強震観測点では観測されず、根室観測点近傍のローカルなサイト特性によるものであると推測される。また震源の位置に着目して分類すると、根室観測点の南西側と南東側で発生する地震の間に明瞭な振幅の差が認められた。同様の特徴は他地点の観測記録でも確認されることから、この差は震源特性、あるいは広域の伝播経路特性によるものと考えられる。

2. 地震波伝播シミュレーションによるサイト特性の検証

根室観測点における東西方向の地形、及び地下速度構造の変化を反映した 2 次元速度構造モデルを構築し、有限要素法解析による地震動シミュレーションを実施した。その結果、詳細な地盤調査データのある深さ 50m までの構造が影響する周期 0.2 秒以下の短周期領域では、観測記録の応答スペクトル特性を比較的良好に再現できた。

3. 常時微動解析によるサイト特性の検証

根室観測点とその周辺で常時微動観測を実施し、微動の水平/上下スペクトル比と有限要素シミュレーション結果に基づく地震基盤からの S 波増幅特性との比較をおこなった。その結果、PS 検層により直下の速度構造が精度よく求められている根室観測点直近の地点では、両者の振幅特性は比較的良好に一致を示し、岩盤サイトにおいても常時微動がサイト特性の推定に一定の有効性があることを示した。

今後の展開

岩盤上観測点のサイト特性を推定するために必要な、深い地下速度構造を知るための簡便な深部地下構造探査法および地下構造モデル構築法を開発する。

主 担 当 者 地球工学研究所 地震工学領域 主任研究員 芝 良昭

関連報告書 「表層地質の影響を考慮した露頭岩盤観測点の地震動特性の解明ー根室観測点における検討ー」 電力中央研究所報告: N07024

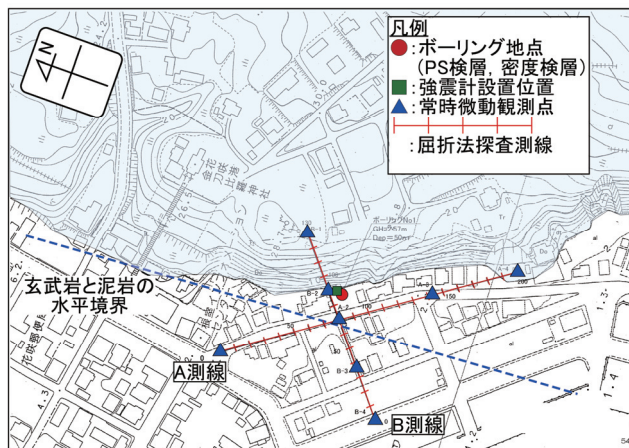


図 1 電中研根室観測点と周辺の地盤調査概要
薄い青の領域は急崖を伴う丘地形を表す。

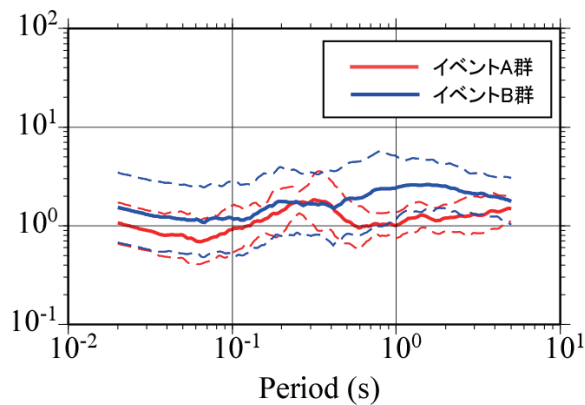


図 3 図 2 に示した A 群と B 群の応答スペクトル特性
標準的な予測スペクトルとの比で表示した。

東側入射／西側入射

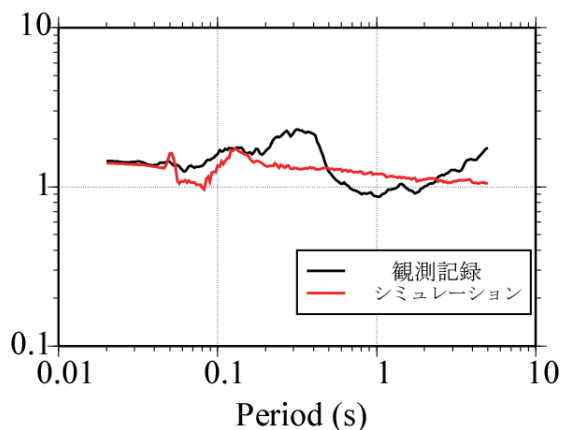


図 5 根室観測点における東側入射(図 4 の右側)
の西側入射(図 4 の左側)に対する応答スペク
トル比の比較

有限要素法によるシミュレーションでは入射角 30 度
を仮定。

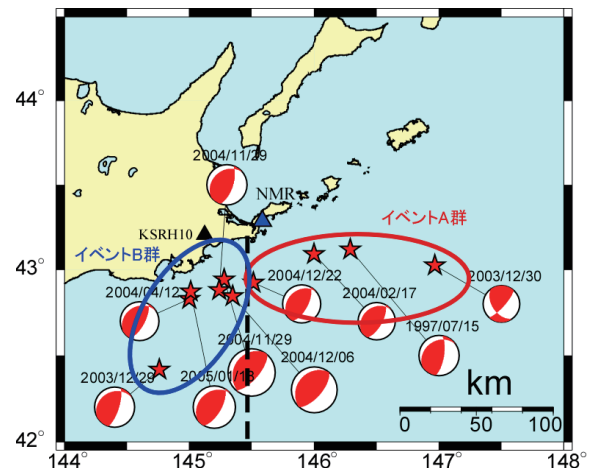


図 2 根室地点で観測された地震の震央分布
南東側の地震を A 群、南西側の地震を B 群とし
て分類した。

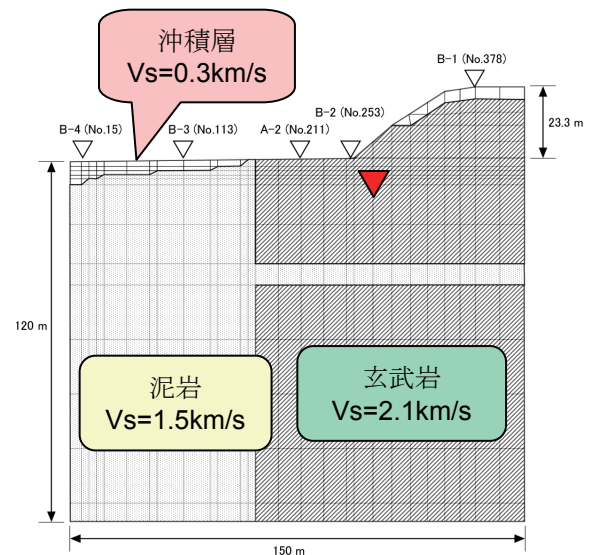


図 4 根室地点直下の 2 次元地盤モデル
赤の三角が根室観測点の位置を表す。

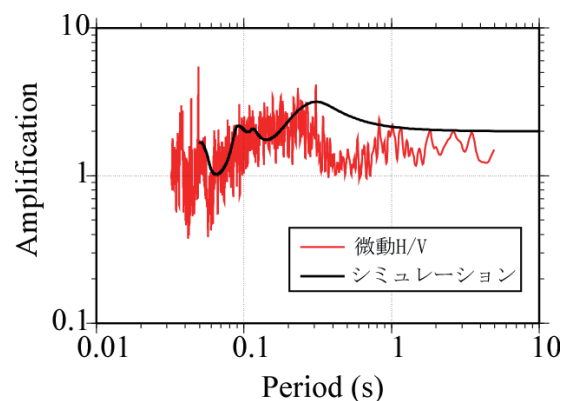


図 6 有限要素法による根室観測点の S 波増幅特
性と微動の水平／上下スペクトル比の比較

6. 立地・施設保全(耐震)

硬質地盤における地震波減衰の発生メカニズムの解明

背 景

原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定解析などでは、地盤の減衰定数を周波数に依存しない値として考慮する場合がある。その一方で、鉛直アレイ観測記録から同定される地盤の減衰定数は、低周波数側で大きくなる周波数依存性を示し、また表層付近の地盤減衰は、微小ひずみ域での履歴減衰(材料減衰)と比べて、過大となる場合も知られている(図 1)。同定される地盤減衰を考慮した解析を適切に行うためには、これらの地盤減衰のメカニズムを明らかにしておく必要がある。

目 的

鉛直アレイ観測記録によるスペクトル比の逆解析から同定される硬質地盤の減衰メカニズムを解明する。

主な成果

1. 地盤減衰の周波数依存性の発生メカニズム

検討地点における PS 検層結果から地盤の不均質性(相関距離と標準偏差)を求め、それを考慮した波動伝播シミュレーションから地震波の散乱減衰を評価した(図 2)。その結果、PS 検層による深さ方向の相関距離(14m)を考慮した地盤の散乱減衰は、検討地点における地盤減衰の周波数依存性を説明できないことが分かった。一方、地殻で想定される程度の相関距離(2000m)を仮定した地盤の散乱減衰は、検討地点の地盤減衰の周波数依存性を説明可能であった。これは、比較的地表に近い硬質地盤では、地殻と同程度のランダムな不均質性が、地震波減衰の周波数依存性(特に低周波数側)に寄与している可能性を示唆する。

2. 表層付近における過大な地盤減衰の発生メカニズム

検討地点周辺の地形を模擬した 2 次元 FEM 解析により、検討地点のスペクトル比(伝達関数)に地形が及ぼす影響について検討した。その結果、2 次元解析による検討地点での伝達関数は、1 次元の場合よりも振幅が低減することが分かった。また、その低減効果(見かけの減衰)は、検討地点で同定された表層付近の地盤減衰とほぼ等価であることが分かった。これは、表層付近における過大な地盤減衰が、鉛直アレイ観測地点周辺の複雑な地形に起因することを示唆する(図 3)。

3. 地盤減衰のメカニズムを考慮した解析上の留意点

以上を踏まえると、地盤応答解析では、鉛直アレイ観測記録から同定された地盤減衰の周波数依存性を考慮できる周波数領域の複素応答解析コードを用いて解析を行うことが望ましい。ただし、表層付近の同定結果には、地形効果などによる見かけの減衰が含まれる場合があるため、ある地層(または岩種)に対して過大な地盤減衰が同定された場合、それがサイト内の該当する地層(または岩種)の真の物性値であるかどうかには注意をして、解析に用いる地盤減衰を設定する必要がある。

本研究は、電力共通研究「設計用地震の想定および設計用地震動の評価手法の高度化に関する研究」で実施した。

今後の展開

地盤減衰の周波数依存性を考慮できる地盤応答解析手法を開発し、サイトにおける地盤安定性解析などへの適用性を図る。

主 担 当 者 地球工学研究所 地震工学領域 主任研究員 佐藤 浩章

関連報告書 「地震観測記録に基づく地震動の減衰特性(その 3)－硬質地盤における減衰メカニズムの解明－」 電力中央研究所報告: N07013

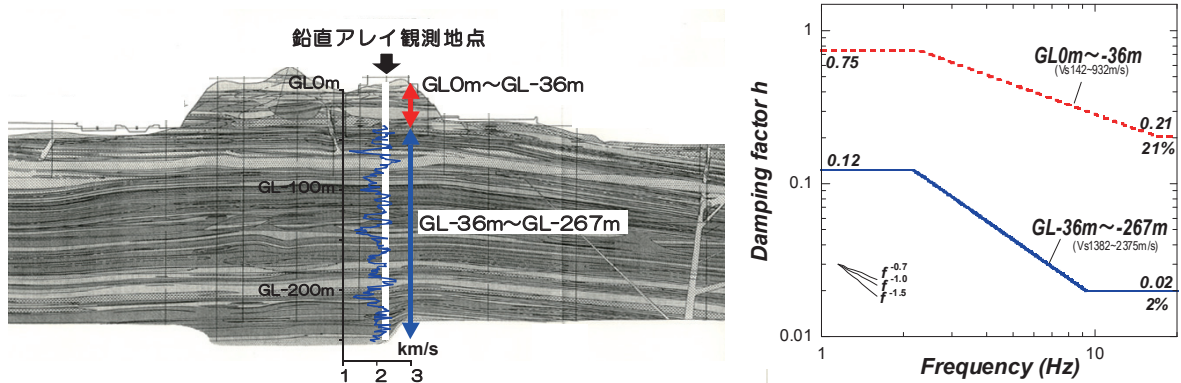


図1 検討の対象とした鉛直アレイ地点の概況およびPS 検層結果(S波速度)と地盤の減衰定数の同定結果

GL0~36m : 地盤減衰の下限值(材料減衰)が21%と非常に大きい。

⇒ 室内試験で数%の減衰定数が、なぜそこまで大きくなるのか？

GL-36m以深: 下限値より低周波数において周波数依存性が生じている。

⇒ 室内試験ではみられない性質だが、どのようなメカニズムか？

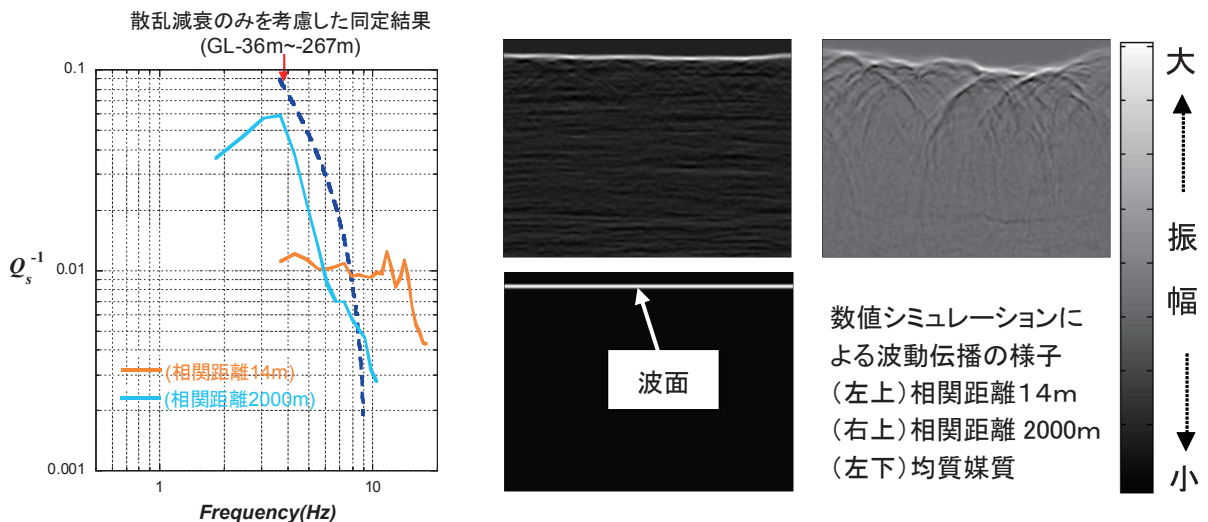


図2 数値シミュレーションによる散乱減衰と同定結果による散乱減衰の比較

相関距離 2000m 程度の不均質性を仮定すると同定結果による散乱減衰を説明できる(左図)。シミュレーションによれば、均質媒質では波面にのみエネルギーが集中しているが、不均質性を考慮すると地震波のエネルギーは散乱され見かけ上減衰する(右図)。

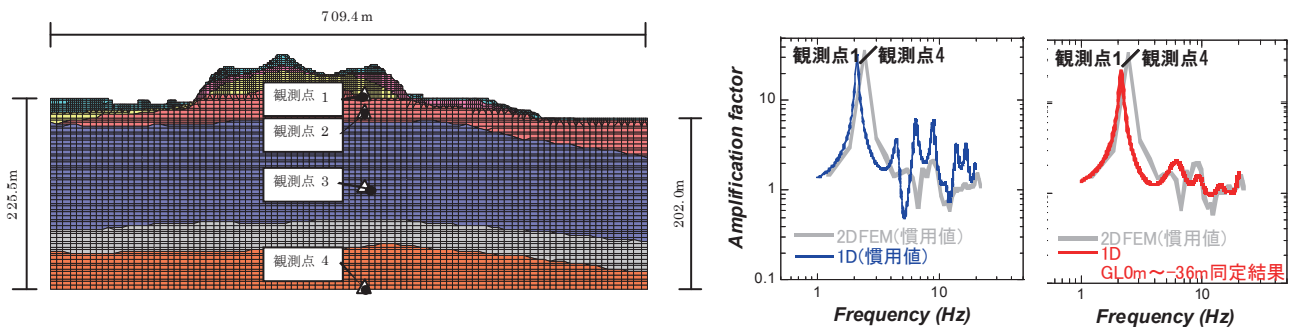


図3 2次元 FEM 解析によるスペクトル比と1次元の理論伝達関数の比較

2次元 FEM 解析(地盤減衰:慣用値の5%)による観測点4に対する観測点1のスペクトル比は、観測点4に対する観測点1の1次元の理論伝達関数(地盤減衰:2次元 FEMと同じ慣用値)よりも小さくなる(青線)。一方、検討地点で同定された地盤減衰を用いた場合(青線)は、1次元の理論伝達関数で2次元 FEMの結果を説明できる。

入力地震動設定法の高度化に向けた広帯域強震動特性の解明

背 景

原子力施設をはじめとする重要構造物の耐震設計高度化のためには、建設地点における地震動を適切に予測する必要がある。また構造物は、その種別に応じて着目すべき周期帯が異なるため、周期10秒程度の長周期領域から0.1秒以下の短周期（高周波）領域に至る広帯域の強震動を評価することが重要であり、様々な周期帯に影響を与える震源・伝播経路・地盤応答特性を定量的に推定・予測する技術が求められている。

目 的

広帯域強震動特性を適切に評価するための震源・伝播経路・地盤応答に関する各モデルの提案と設定パラメータ推定手法の開発を行い、各種構造物における入力地震動設定法の合理化と高度化を図る。

主な成果

1. 2007 年新潟県中越沖地震の震源特性の解明

大地震の震源断層におけるすべりや応力変化の分布特性は、震源近傍の強震動特性に大きく影響するため、このような震源破壊過程の解明は、断層モデルによる強震動評価において重要である。ここでは、強震記録から詳細な震源破壊過程を推定する震源インバージョン手法を2007年新潟県中越沖地震（M6.8）に適用し、断層面上ですべりが相対的に大きいアスペリティ領域の分布を定量的に明らかにした（図1、図2）。

2. 新潟平野を対象とした深部地下構造のモデル化と長周期地震動特性の評価

石油タンクや免震構造物など、卓越周期が長い構造物に対する耐震設計では、周期が1～2秒よりも長い長周期地震動の予測精度向上が課題である。ここでは、堆積層が厚い新潟平野を対象として、微動アレイ探査により地下深部の S 波速度構造を推定した。海岸線に平行な測線で見した場合、新潟市付近の堆積層の厚さは約5km で、盆地状の構造を形成していることがわかった（図3）。また得られた深部速度構造を用いて、長周期地震動スペクトルレベルの簡易予測式を2007年新潟県中越沖地震の本震記録に適用し、その有用性を確認した（図4）。

3. 紀伊半島地域の地震波伝播経路特性と 2004 年紀伊半島沖地震群の震源特性の解明

フィリピン海プレートでは、プレート内部で発生する大地震の事例がほとんどなく、入力地震動作成時のパラメータ設定が困難となっている。ここでは2004年に発生したプレート内部地震である紀伊半島沖地震群の震源特性および紀伊半島地域の地震波伝播特性を明らかにするために、スペクトルインバージョン解析を実施した。その結果、紀伊半島地域では、日本国内の平均に比べて地震波の減衰効果が小さいことが明らかになった（図5）。また2004年紀伊半島沖地震群の高周波地震動励起特性は、内陸地震やプレート境界地震を対象とした既往の経験式と調和的であることが分かった（図6）。

今後の展開

広帯域強震動評価に関する各種要素技術を高度化し、原子力施設など高精度の入力地震動設定が要求される地点への適用を図る。また、確率論的な強震動予測手法との連携により、総合的な強震動評価システムを構築する。

主 担 当 者 地球工学研究所 地震工学領域 主任研究員 芝 良昭
地球工学研究所 地震工学領域 主任研究員 佐藤 浩章

関連報告書 「長周期地震動評価のための微動アレイ観測による深部 S 波速度構造探査－新潟平野を対象として－」 電力中央研究所報告：N07004
「紀伊半島沖で発生する地震群の震源特性および伝播経路特性の解明」 電力中央研究所報告：N07007

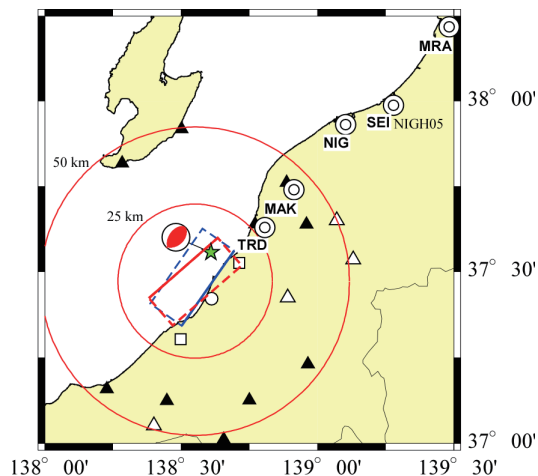


図 1 2007 年新潟県中越沖地震の想定断層面と解析に用いた強震観測点、および微動アレイ観測点(◎、図 3 参照)の分布

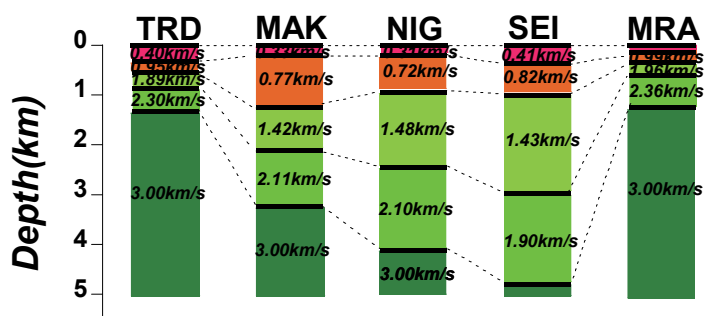


図 3 微動アレイ解析で求められた新潟平野の深部 S 波速度構造の分布
堆積層が盆地構造を形成している。

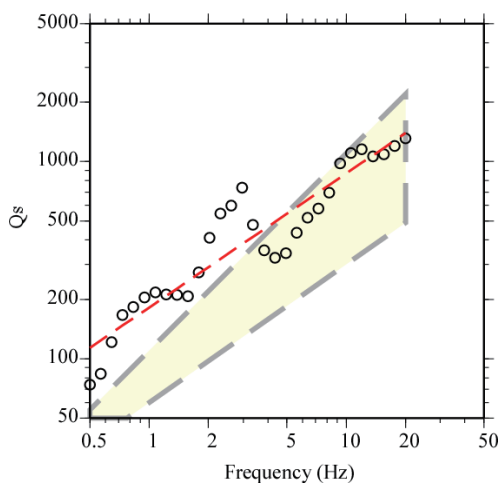


図 5 紀伊半島地域の Q_s 値(○および赤点線)と日本国内の Q_s 値分布(黄色のハッチ領域)の比較
紀伊半島は Q_s が大きく、地震波が減衰しにくい地域であることがわかる。

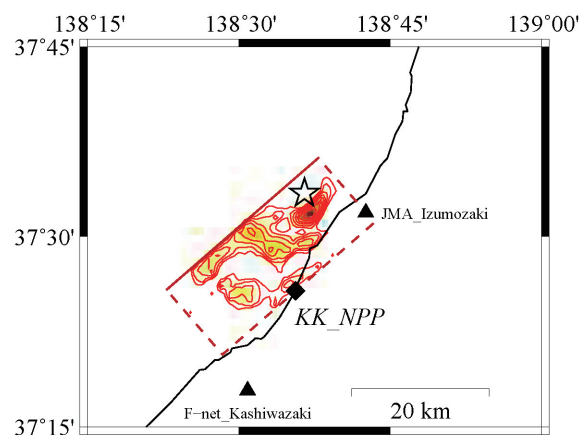


図 2 新潟県中越沖地震の震源モデル
コンターは断層面上のすべり分布を表す。

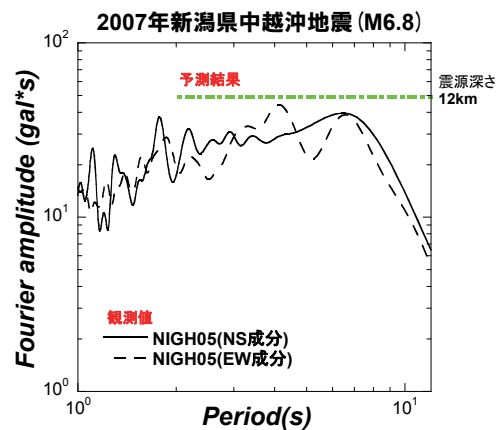


図 4 NIGH05(図 3 の SEI)における新潟県中越沖地震の加速度スペクトル
簡易予測式によるスペクトルレベル(緑の一点鎖線)は、観測レベルを概ね説明できている。

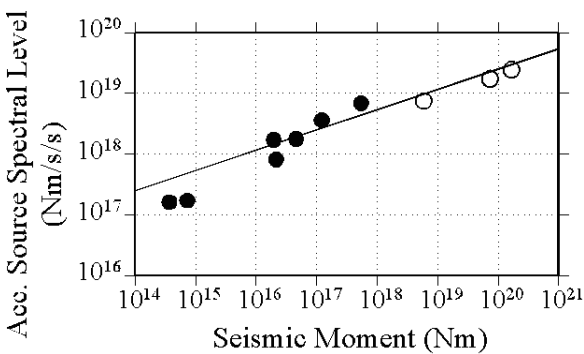


図 6 地震規模を表す地震モーメントと、高周波励起特性を表す加速度震源スペクトルレベルの関係
実線は経験的な関係式、白の○は紀伊半島沖地震群、●は同地域のプレート境界地震を表す。

原子力研究の主要な成果 2008 年版

平成 21 年 1 月発行

発行 財団法人 電力中央研究所 原子力技術研究所

〒201-8511 東京都狛江市岩戸北 2-11-1

TEL.03-3480-2111(代) FAX.03-3480-7950

E-mail: ntrl_rr-ml@criepi.denken.or.jp

<http://criepi.denken.or.jp/>

〔非売品・不許複製〕

【狛江地区】: 〒201-8511 東京都狛江市岩戸北 2-11-1 TEL.03-3480-2111(代)

原子力技術研究所 <http://criepi.denken.or.jp/jp/nuclear/index.html>

放射線安全研究センター <http://criepi.denken.or.jp/jp/ldrc/index.html>

社会経済研究所 <http://criepi.denken.or.jp/jp/serc/index.html>

ヒューマンファクター研究センター <http://criepi.denken.or.jp/jp/hfc/index.html>

【我孫子地区】: 〒270-1194 千葉県我孫子市我孫子 1646 TEL.04-7182-1181(代)

地球工学研究所 <http://criepi.denken.or.jp/jp/civil/index.html>

バックエンド研究センター <http://criepi.denken.or.jp/jp/civil/result/backend/index.html>

【横須賀地区】: 〒240-0196 神奈川県横須賀市長坂 2-6-1 TEL.046-856-2121(代)

材料科学研究所 <http://criepi.denken.or.jp/jp/materials/index.html>

ISBN 978-4-86216-853-5

●本誌についてのお問合せは、(財)電力中央研究所 原子力技術研究所までお願い致します。

