2017年3月28日(火)

A会場

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A01-05] 福島事故関連：環境放射能

座長：青山 道夫 (福島大)
09:30 ～ 10:55 A会場 (16号館 16-101教室)

[2A01] 福島第一原子力発電所から放出された^{137}Csの海洋拡散相互比較シミュレーション

*川村 英之[1]、古野 朗子[1]、小林 卓也[1]、印 貞治[2]、中山 智治[2]、石川 洋一[3]、宮澤 康正[3]、碓氷 典久[4] （1. 原子力機構、2. 海洋財団、3. 海洋機構、4. 気象研）

09:30 ～ 09:45

[2A02] 福島第一原発周辺住家内における放射性セシウム汚染の状況

*吉田 浩子[1]、篠原 直秀[2] （1. 東北大学、2. 産総研）

09:45 ～ 10:00

[2A03] 福島第一原発周辺住家内における放射性セシウム汚染の状況

*桧垣 正吾[1]、吉田 浩子[2]、栗原 雄一[1]、高橋 嘉夫[1]、篠原 直秀[3] （1. 東京大学、2. 東北大学、3. 産総研）

10:00 ～ 10:15

[2A04] 福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析

*町田 昌彦[1]、山田 進[1]、渡辺 将久[1] （1. 原子力機構）

10:15 ～ 10:30

[2A05] 福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析

*山田 進[1]、町田 昌彦[1]、渡辺 将久[1] （1. 原子力機構）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A06-09] 福島事故関連：環境安全評価

座長：吉田 浩子 (東北大)
10:55 ～ 12:00 A会場 (16号館 16-101教室)

[2A06] 福島県内の除染廃棄物仮置場の安全評価

*野村 直希[1]、西内 征司[1] （1. 福島県）

10:55 ～ 11:10

[2A07] 東電福島第一原発事故起源の放射性セシウムの日本沿岸での挙動2011-2016

*青山 道夫[1]、浜島 靖典[2]、猪股 弥生[2]、熊本 雄一郎[3]、岡 英太郎[4]、坪野 考樹[5]、津旨 大輔[5] （1. 福島大学環境放射能研究所、2. 金沢大学環日本海域環境研究センター、3. 海洋研究開発機構地球環境観測研究開発センター、4. 東京大学大気海洋研究所、5. 電力中央研究所環境科学研究所）

11:10 ～ 11:25

[2A08] 原発事故放射能湿性沈着過程の大気拡散モデルによる再現性の検討

*山澤 弘実[1]、水谷 健太[1]、森泉 純[1]、平尾 茂一[2] （1. 名古屋大学、2. 福島大学）

11:25 ～ 11:40

[2A09] NaI波高分布を用いた大気中放射能濃度推定法の検討

*奥 安人夢[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名古屋大学）

11:40 ～ 11:55

B会場

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[2B01-05] 水素同位体挙動

座長：笠田 竜太 (京大)
09:30 ～ 10:50 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B01] ガンマ線照射下における低放射化フェライト鋼F82H中の水素同位体透過挙動

*藤田 光[1]、望月 惇平[2]、堀越 清良[2]、松永 萌暉[1]、大矢 恭久[1,2]、近田 拓未[1,2] （1. 静岡大理、2. 静岡大院総）

09:30 ～ 09:45

[2B02] 重水素ガス曝露によるタングステン中に滞留したトリチウムの除去

*戸苅 陽大[1]、植村 有希[2]、桜田 翔大[2]、藤田 啓恵[2]、波多野 雄治[3]、矢嶋 美幸[4]、時谷 政行[4]、増崎 貴[4]、近田 拓未[5]、大矢 恭久[5] （1. 静岡大理、2. 静岡大院総理、3. 富山大水素研、4. 核融合研、5. 静岡大学術院理）

09:45 ～ 10:00

[2B03] 重イオン照射タングステン中の重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射影響

*東 奎介[1]、植村 有希[1]、桜田 翔大[1]、藤田 啓恵[1]、周 啓来[2]、吉田 直亮[3]、外山 健[4]、近藤 創介[5]、近田 拓未[1]、大矢 恭久[1] （1. 静大院、2. 静大理、3. 九州大応力研、4. 東北大金研、5. 京大エネ研）

10:00 ～ 10:15

[2B04] クエストプラズマに曝したタングステン中の水素同位体滞留挙動能評価

*大矢 恭久[1]、佐藤 優理奈[2]、桜田 翔大[3]、植村 有希[3]、藤田 啓恵[3]、東 奎介[3]、周 啓来[2]、吉田 直亮[4]、花田 和明[4]、近田 拓未[1] （1. 静岡大学術院理、2. 静岡大理、3. 静岡大院総合科学技術、4. 九大応力研）

10:15 ～ 10:30

[2B05] Helium and hydrogen isotope retention behavior in simultaneous implanted tungsten

*Qilai ZHOU[1], Yuki UEMURA[2], Shodai SAKURADA[2], Hiroe FUJITA[2], Kesuke AZUMA[2], Miyuki YAJIMA[3], Masayuki TOKITANI[3], Naoaki YOSHIDA[4], Takumi CHIKADA[3], Yasuhisa OYA[1] （1. Faculty of

©日本原子力学会

Science,Shizuoka University, 2. Graduate School of Science, Shizuoka University, 3. National Institute for Fusion Science, 4. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-6 核融合炉システム・設計・応用

[2B06-09] 核融合炉システム・設計

座長：野澤 貴史 (QST)

10:50 ～ 11:55 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B06] 液体 PbLiからのトリチウムと熱エネルギーの非接触抽出－その2 液滴微細化

*興野 文人[1]、笠田 竜太[1]、小西 哲之[1]（1. 京都大学　エネルギー理工学研究所）

10:50 ～ 11:05

[2B07] Oroshhi-2を用いた二重屈曲管の PbLi流 MHD圧力損失測定試験

*中村 晶樹[1]、功刀 資彰[1]、横峯 健彦[1]、河原 全作[1]、楠見 紘司[1]、相良 明男[2]、八木 重郎[2]、田中 照也[2]（1. 京大院原子核工学専攻、2. 核融合研）

11:05 ～ 11:20

[2B08] 可視化実験による Finger-Stacked Structure流路内流れの内部構造依存評価

安永 昌平[1]、*江原 真司[1]、橋爪 秀利[1]、相良 明男[2]（1. 東北大学、2. 核融合科学研究所）

11:20 ～ 11:35

[2B09] 核融合炉の導入による放射性廃棄物低減シナリオの提案

古館 佑樹[1]、宍戸 博紀[1]、*遊佐 訓孝[1]、橋爪 秀利[1]（1. 東北大）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2B10-13] 放射線（能）測定

座長：山澤 弘実 (名大)

14:45 ～ 15:55 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B10] 豚皮モデルを用いた創傷部アクチニド汚染検出法の開発

*吉井 裕[1]、伊豆本 幸恵[1]、福津 久美子[1]、松山 嗣史[1,2]、酒井 康弘[2]（1. 量研機構、2. 東邦大学）

14:45 ～ 15:00

[2B11] 蛍光飛跡検出器(FNTD)の粒子飛跡読取りにおけるX/γ線照射の影響

*橋詰 拓弥[1,2]、岡崎 徹[1]、佐波 俊哉[2,3]、萩原 雅之[2,3]、文珠四郎 秀昭[2,3]、林 裕晃[4]、小林 育夫[1]（1. 長瀬ランダウア(株)、2. 総合研究大学院大学、3. 高エネルギー加速器研究機構、4. 徳島大学）

15:00 ～ 15:15

[2B12] モンテカルロ法による排水全量放射能モニタリング装置の特性評価

*栗田 圭輔[1]、山口 充孝[1]、長尾 悠人[1]、鈴井 伸郎[1]、平野 裕之[2]、福井 久智[2]、太田 裕士[2]、秦野 歳久[1]、河地 有木[1]（1. 量子科学技術研究開発機構、2. 鹿島建設）

15:15 ～ 15:30

[2B13] 海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布の計算(3)

*梅谷 圭吾[1]、大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、小田 啓二[1]（1. 神戸大学大学院　海事科学研究科）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2B14-17] 線量評価

座長：吉井 裕 (QST)

15:55 ～ 17:05 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B14] MOX燃料取扱グローブボックス周囲での中性子個人線量計のフィールド校正に関する考察

*辻村 憲雄[1]、吉田 忠義[1]、星 勝也[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

15:55 ～ 16:10

[2B15] 皮膚汚染時の線量評価手順の検討

*山崎 巧[1]、菅 巧[1]、星 勝也[1]、吉田 忠義[1]、辻村 憲雄[1]、高田 千恵[1]、岡田 和彦[1]（1. 原子力機構）

16:10 ～ 16:25

[2B16] ウラン含有瓦礫浸漬液の全反射蛍光 X線分析

*松山 嗣史[1,2]、伊豆本 幸恵[1]、酒井 康弘[2]、吉井 裕[1]（1. 量研機構、2. 東邦大学）

16:25 ～ 16:40

[2B17] PVA-KIゲルインジケータに対する陽子線効果

*青木 祐太郎[1]、梅田 昌幸[1]、ハーヴェル グレン[2]、畑下 昌範[3]、久米 恭[3]、佐倉 俊治[4]、砂川 武義[1]（1. 福井工業大学、2. オンタリオ工科大学、3. 若狭湾エネルギー研究センター、4. ニュークリアテクノロジー）

16:40 ～ 16:55

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2B18-22] 線量計測

座長：町田 昌彦 (JAEA)

17:05 ～ 18:30 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B18] 排水全量の放射能モニタリング装置の実用化開発

*秦野 歳久[1]、福井 久智[2]、平野 裕之[2]、太田 裕士[2]、斎藤 英之[3]（1. 量研機構、2. 鹿島建設、3. 日本金属化学）

17:05 ～ 17:20

[2B19] 自動車走行サーベイシステム ASURAを用いた道路上の放射性セシウム沈着量調査

©日本原子力学会

*後藤 淳[1]、高橋 剛[1]、遠藤 良[1]、天谷 吉宏[1]、菖蒲川 由郷[1]、吉田 秀義[1]、内藤 眞[1] （1. 新潟大学）

17:20 ～ 17:35

[2B20] 小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発

*佐藤 優樹[1]、小澤 慎吾[2]、和泉 良[2]、寺阪 祐太[1]、冠城 雅晃[1]、宮村（中村） 浩子[1]、谷藤 祐太[1]、川端 邦明[1]、鈴木 敏和[2]、鳥居 建男[1] （1. 原子力機構、2. 千代田テクノル）

17:35 ～ 17:50

[2B21] 小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発

*寺阪 祐太[1]、佐藤 優樹[1]、冠城 雅晃[1]、小澤 慎吾[2]、鳥居 建男[1] （1. 原子力機構、2. 株式会社千代田テクノル）

17:50 ～ 18:05

[2B22] 小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発

*宮村 浩子[1]、冠城 雅晃[1]、佐藤 優樹[1]、河村 拓馬[1]、井戸村 泰宏[1]、鳥居 建男[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

18:05 ～ 18:20

C会場

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-1 加速器・ビーム加速技術

[2C01-03] 加速器・ビーム加速技術

座長：全 炳俊 (京大)
09:50 ～ 10:40 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C01] LCS光源のための超伝導スポーク空洞開発の現状

*沢村 勝[1]、羽島 良一[1]、岩下 芳久[2]、頓宮 拓[2]、鉾之原 久雄[2]、佐伯 学行[3]、久保 毅幸[3] （1. 量研機構、2. 京大、3. 高エネ研）

09:50 ～ 10:05

[2C02] ウエーブガイドを用いた3次元元素分布測定法の開発

*松山 成男[1]、植木 裕[1]、鈴木 脩平[1]、畠山 泰輔[1]、今泉 光太[1]、藤原 充啓[1]、寺川 貴樹[1] （1. 東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻）

10:05 ～ 10:20

[2C03] フェムト秒電子ビーム圧縮に関する研究

*野澤 一太[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、近藤 孝文[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1] （1. 大阪大学産業科学研究所）

10:20 ～ 10:35

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-5 医療用原子炉・加速器

[2C04-08] 医療用加速器・医療応用

座長：豊川 弘之 (産総研)
10:40 ～ 12:00 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C04] ^{99}Mo/^{99m}Tcジェネレータ用アルミナ吸着剤のMo吸着／回収特性

*鈴木 善貴[1]、滑川 要二[1]、北河 友也[2]、掛井 貞紀[3]、松倉 実[2]、吉永 英雄[3]、三村 均[2]、土谷 邦彦[1] （1. 原子力機構、2. ユニオン昭和、3. 太陽鉱工）

10:40 ～ 10:55

[2C05] 電子線形加速器を利用した Mo-99/Tc-99m製造システムにおける製造量評価

*関本 俊[1]、田所 孝広[2]、可児 祐子[2]、上野 雄一郎[2]、大槻 勤[1] （1. 京都大学原子炉実験所、2. （株）日立製作所）

10:55 ～ 11:10

[2C06] 名古屋大学における加速器 BNCT用システム開発

*瓜谷 章[1]、土田 一輝[1]、鬼柳 善明[1]、佐藤 和也[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、山﨑 淳[1]、広田 克也[1]、清水 裕彦[1]、北口 雅暁[1] （1. 名古屋大学）

11:10 ～ 11:25

[2C07] 名古屋大学における加速器 BNCT用システム開発

*佐藤 和也[1]、瓜谷 章[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、市川 豪[1]、広田 克也[1]、北口 雅暁[1]、清水 裕彦[1]、鬼柳 善明[1]、土田 一輝[1] （1. 名古屋大学）

11:25 ～ 11:40

[2C08] 小型シンクロトロン偏向電磁石用ビームダクト内に誘起される渦電流起因過渡的磁場の計算

*塩原 滉平[1]、岩井 岳夫[2]、門叶 冬樹[2] （1. 山形大学大学院理工学研究科、2. 山形大学学術研究院）

11:40 ～ 11:55

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2C09-12] 人材育成

座長：久保 稔 (つくば科学万博記念財団)
14:45 ～ 15:50 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C09] 夏期休暇実習制度を通じて敦賀拠点から福島拠点にわたるレーザー技術を活用した原子力人材育成

*西村 昭彦[1]、柴田 卓弥[1]、山田 知典[1]、田中 健哉[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[2C10] 廃炉創造ロボコンを通じた廃止措置人材育成

鈴木 茂和[1]、中村 隆行[1]、丁字 哲治[2]、*實川 資朗[1] （1. 福島工業高等専門学校、2. 鹿児島工業高等専門学校）

15:00 ～ 15:15

[2C11] 東北大学量子エネルギー工学専攻におけるこれまでの原子力共生教育活動

*藤原 充啓[1]、高田 修司[1]、寺川 貴樹[1]、新堀 雄一[1]、長谷川 晃[1]、石井 慶造[1] （1. 東北大学）

15:15 ～ 15:30

©日本原子力学会

[2C12] 地域の環境回復と環境安全に貢献できる原子力規制人材の育成

*鈴木 茂和[1]、原田 正光[1] （1. 福島高専）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2C13-17] 放射線教育

座長：熊谷 浩二 (八戸工大)
15:50 ～ 17:10 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C13] 福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果

*澤田 哲生[1]、中山 知恵子[2]、木村 菜摘[3] （1. 東工大、2. 神大附属中高、3. 東北大）

15:50 ～ 16:05

[2C14] 福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果

*木村 菜摘[1]、中山 知恵子[2]、澤田 哲生[3] （1. 東北大学、2. 神大付属中高、3. 東工大）

16:05 ～ 16:20

[2C15] 福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果

*中山 知恵子[1]、木村 菜摘[2]、澤田 哲生[3] （1. 神大附属中高、2. 東北大学、3. 東工大）

16:20 ～ 16:35

[2C16] GM管出力波高の教育利用の可能性

*尾崎 哲[1]、掛布 智久[1]、五十嵐 悠[2]、飯本 武志[3] （1. 日本科学技術振興財団、2. 慶応義塾大学、3. 東京大学）

16:35 ～ 16:50

[2C17] 放射線透過検査/厚さ計/密度計の概念を学習可能な放射線教育用教材の開発

*秋吉 優史[1] （1. 大阪府立大学 放射線研究センター）

16:50 ～ 17:05

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2C18-22] 原発事故・安全

座長：西村 昭彦 (JAEA)
17:10 ～ 18:30 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C18] 原発事故前後における福島第一原発周辺の家賃変動

*山根 史博[1] （1. 広島市立大学）

17:10 ～ 17:25

[2C19] ヒューマンエラー防止に係る安全ノウハウ抽出方法の検討

*武田 大介[1]、弘津 祐子[1] （1. 電中研）

17:25 ～ 17:40

[2C20] 原発事故に備えた協力会社に於ける緊急時対応訓練

*三谷 信次[1]、辻本 忠[2] （1. 原子力コミュニケィションズ、2. 安全安心科学アカデミー）

17:40 ～ 17:55

[2C21] 福島第一原発廃炉における地盤工学技術者育成について

*熊谷 浩二[1] （1. 八戸工業大学）

17:55 ～ 18:10

[2C22] エネルギー基本理念への認識とコミッショニングの役割

*渡邊 一男[1] （1. WNR-Cx 渡邊研究処）

18:10 ～ 18:25

D会場

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理, 放射線計測

[2D01-05] イメージング，非破壊検査技術

座長：前川 立行 (東芝電力放射線テクノサービス)
09:30 ～ 10:50 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D01] 福島における環境放射能測定のためのピンホールコンプトンガンマカメラの開発

*中田 直樹[1]、高橋 浩之[1]、島添 健次[1]、志風 義明[2] （1. 東京大学、2. 原子力機構）

09:30 ～ 09:45

[2D02] コンクリート内部を可視化する後方散乱 X線イメージング装置の開発

*豊川 弘之[1]、藤原 健[1]、萬代 新一[2]、伊佐 英範[2]、大橋 和也[3]、山崎 淳[3]、渡辺 賢一[3]、瓜谷 章[3] （1. 産総研、2. BEAMX、3. 名古屋大学）

09:45 ～ 10:00

[2D03] コンクリート内部を可視化する後方散乱 X線イメージング装置の開発

*大橋 和也[1]、瓜谷 章[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、豊川 弘之[2]、藤原 健[2]、萬代 新一[3]、伊佐 英範[3] （1. 名古屋大学、2. 産総研、3. BEAMX）

10:00 ～ 10:15

[2D04] 原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所2号機格納容器下部の観測(その4)

*森島 邦博[1]、中村 光廣[1]、西尾 晃[1]、毛登 優貴[1]、眞部 祐太[1]、北川 暢子[1]、辻 建二[2]、大山 正孝[2] （1. 名古屋大学、2. 中部電力株式会社）

10:15 ～ 10:30

[2D05] 非破壊検査装置への応用を目指した臭化タリウム(TlBr)検出器の基礎特性評価

*高坂 充[1,2]、人見 啓太朗[1]、長野 宣道[1]、小野寺 敏幸[3]、金 聖潤[1]、伊藤 辰也[1]、木村 乃久[1,2]、砂庭 広季[1,2]、石井 慶造[1] （1. 東北大学大学院、2. 日本原燃株式会社、3. 東北工業大学）

©日本原子力学会

10:30 ～ 10:45

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理, 放射線計測

[2D06-09] ガンマ線計測，シングルイベントエラー

座長：富田 英生 (名大)
10:50 ～ 12:00 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D06] 三次元相互作用位置情報を用いた9ピクセル型TlBr検出器の評価

*砂庭 広季[1,2]、人見 啓太朗[1]、長野 宣道[1]、小野寺 敏幸[3]、金 聖潤[1]、伊藤 辰也[1]、木村 乃久[1,2]、高坂 充[1,2]、石井 慶造[1] （1. 東北大学、2. 日本原燃、3. 東北工大）

10:50 ～ 11:05

[2D07] 液体窒素温度における TlBr半導体検出器のガンマ線応答

*前畑 京介[1]、小峰 良太[1]、善本 翔大[1]、伊豫本 直子[1]、尾鍋 秀明[2]、人見 啓太朗[3]、小野寺 敏幸[4] （1. 九州大、2. レイテック、3. 東北大、4. 東北工大）

11:05 ～ 11:20

[2D08] 光ファイバ型放射線モニタにおける半導体レーザーを用いた動作確認及び校正手法の基礎検討

*田所 孝広[1]、畠山 修一[1]、上野 克宜[1]、上野 雄一郎[1]、根橋 宏治[2]、小山 三輝雄[2] （1. ㈱日立製作所　研究開発グループ、2. 日立GEニュークリア・エナジー株式会社）

11:20 ～ 11:35

[2D09] 半導体メモリーのミューオン誘起シングルイベントアップセットシミュレーション

*真鍋 征也[1]、渡辺 幸信[1]、安部 晋一郎[2] （1. 九州大、2. 日本原子力研究開発機構）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理, 放射線計測

[2D10-12] 中性子計測

座長：前田 亮 (JAEA)
14:45 ～ 15:35 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D10] TRUST Eu:LiCAFを用いた一次元位置敏感型中性子検出器の開発

*志水 裕昭[1]、木野 幸一[2]、佐藤 節夫[3]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1] （1. 名古屋大学、2. 産業技術総合研究所、3. 高エネルギー加速器研究機構）

14:45 ～ 15:00

[2D11] 多重球殻構造を有する単一減速材球型中性子スペクトロメータのエネルギー応答に関する検討

水越 友亮[1]、*渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]、瓜谷 章[1]、尾方 智洋[2]、村松 貴史[2] （1. 名大工、2. 三菱重工）

15:00 ～ 15:15

[2D12] 低ガンマ線感度を有するリアルタイム中性子個人被ばく線量計用高速中性子センサーの実験とシミュレーションによる応答関数の評価

*高田 真志[1,2]、布宮 智也[3]、松本 哲郎[2]、増田 明彦[2]、青山 敬[3]、中村 尚司[3,4] （1. 防衛大学校応用物理学科、2. 国立研究開発法人産業技術総合研究所放射能中性子標準研究グループ、3. 富士電機、4. 東北大学サイクロトロンラジオアイソトープセンター）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理, 放射線計測

[2D13-17] 核燃料物質分析（核物質管理）

座長：高田 真志 (防衛大)
15:35 ～ 16:55 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D13] ポータブル特定核物質検知システムの開発(II)

*増田 開[1]、Bakr Mahmoud[1]、吉田 将也[2]、吉川 潔[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所、2. 京都大学大学院エネルギー科学研究科）

15:35 ～ 15:50

[2D14] ポータブル特定核物質検知システムの開発(II)

*西岡 利浩[1]、松田 淳[1]、山川 倫央[1]、増田 開[2]、Bakr Mahmoud[2]、Taleyarkhan Rusi[3]、Archambault Brian[3] （1. ポニー工業(株)、2. 京都大学エネルギー理工学研究所、3. Sagamore Adams Laboratories, LLC）

15:50 ～ 16:05

[2D15] ポータブル特定核物質検知システムの開発(II)

*三澤 毅[1]、高橋 佳之[1]、北村 康則[1]、増田 開[2]、Bakr Mahmoud[2] （1. 京都大学原子炉実験所、2. 京都大学エネルギー理工学研究所）

16:05 ～ 16:20

[2D16] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

*前田 亮[1]、大図 章[1]、呉田 昌俊[1]、藤 暢輔[1]、Bogucarska Tatjana[2]、Crochemore Jean M.[2]、Varasano Giovanni[2]、Pedersen Bent[2] （1. 原子力機構、2. 欧州委員会 共同研究センター イスプラ）

16:20 ～ 16:35

[2D17] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

*大図 章[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、飛田 浩[1]、藤 暢輔[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:35 ～ 16:50

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理, 放射線計測

[2D18-23] 核燃料物質分析（デブリ計量管理）

座長：渡辺 賢一 (名大)

©日本原子力学会

16:55 ～ 18:30 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D18] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*長谷 竹晃[1]、米田 政夫[1]、芝 知宙[1]、名内 泰志[2]、奥村 啓介[1]、小菅 義広[4]、前田 亮[1]、相樂 洋[3]、藤 暢輔[1]、堀 啓一郎[1] （1. 原子力機構、2. 電中研、3. 東工大、4. NESI）

16:55 ～ 17:10

[2D19] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

能見 貴佳[1]、*長谷 竹晃[1]、小菅 義広[2]、白茂 英雄[1]、浅野 隆[1] （1. 原子力機構、2. NESI）

17:10 ～ 17:25

[2D20] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

米田 政夫[1]、前田 亮[1]、大図 章[1]、呉田 昌俊[1]、*藤 暢輔[1] （1. 原子力機構）

17:25 ～ 17:40

[2D21] 福島第一原子力発電所における燃料デ゛ブ゛リ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*芝 知宙[1]、相楽 洋[2]、富川 裕文[1] （1. 原子力機構、2. 東京工業大学）

17:40 ～ 17:55

[2D22] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*名内 泰志[1] （1. 電中研）

17:55 ～ 18:10

[2D23] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*奥村 啓介[1]、佐藤 若英[3]、長谷 竹晃[1]、米田 政夫[1]、芝 知宙[1]、名内 泰志[2]、高田 映[3] （1. 原子力機構、2. 電中研、3. NESI）

18:10 ～ 18:25

E会場

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E01-05] 光核反応

座長：片渕 竜也 (東工大)
09:50 ～ 11:10 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E01] 核共鳴蛍光散乱を用いた変形核の双極子遷移強度の測定

*静間 俊行[1]、エンジェル クリストファー[1]、羽島 良一[1]、Ludewigt Bernhard[2]、Quiter Brian[2]、小泉 光生[3] （1. 量研機構、2. LBNL、3. 原子力機構）

09:50 ～ 10:05

[2E02] 医療用核データ整備のための Ca-40ガンマ線強度関数の測定

*牧永 あやか[1,2]、Schwengner Ronald[3]、Reinicke S[3]、Depalo R[3,4,5]、Wagner L[3]、Koegler T[3]、Wagner A[3]、坂東 昌子[1] （1. あいんしゅたいん基礎科学研究所、2. 北海道大学、3. ドレスデン-ロッセンドルフ研究所、4. パドバ大学、5. INFN）

10:05 ～ 10:20

[2E03] Validating Elastic Scattering of Polarized Gamma-Rays

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[2], Ryoichi Hajima[1,2], Christopher Angell[2] （1. JAEA, 2. QST）

10:20 ～ 10:35

[2E04] 17 MeV偏光光子を用いた光核反応による中性子エネルギースペクトルの角度依存

*桐原 陽一[1]、糸賀 俊朗[2]、佐波 俊哉[1,3,4]、中島 宏[5,4]、波戸 芳仁[1,3]、宮本 修治[6]、武元 亮頼[6]、山口 将志[6]、浅野 芳裕[4,6] （1. 高エネルギー加速器研究機構、2. 高輝度光科学研究センター、3. 総研大、4. 理化学研究所、5. 日本原子力研究開発機構、6. 兵庫県立大）

10:35 ～ 10:50

[2E05] 同位体分離を供わない元素ターゲットに対するLLFPの選択的核変換と核データ

*早川 岳人[1]、羽島 良一[1]、静間 俊行[1]、宮本 修治[2]、天野 壮[2]、橋本 智[2]、三澤 毅[3] （1. 量研、2. 兵庫県立大、3. 京大）

10:50 ～ 11:05

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E06-08] 断面積の評価・理論計算，ライブラリの検証

座長：合川 正幸 (北大)
11:10 ～ 12:00 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E06] 微視的核構造計算から得られる準位密度を用いた断面積計算

*古立 直也[1]、湊 太志[1]、岩本 修[1] （1. 原子力機構）

11:10 ～ 11:25

[2E07] 高速エネルギー領域における銅同位体の中性子核データ評価

*中山 梓介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:25 ～ 11:40

[2E08] TENDL-2015中性子サブライブラリー及びそのACEファイルの問題

*今野 力[1]、多田 健一[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:40 ～ 11:55

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E09-11] 中性子捕獲反応

座長：静間 俊行 (QST)
14:45 〜 15:35 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E09] レニウム同位体の keV中性子捕獲断面積及びガンマ線スペクトルの測定

*武部 花凛[1]、井頭 政之[1]、片渕 竜也[1]、関根 千加[1]、梅澤 征悟[1]、藤岡 諒[1] （1. 東京工業大学）

14:45 〜 15:00

[2E10] ImPACT Project における^{133}Csの中性子捕獲断面積の高精度測定

*ヘールズ ブライアン[1]、中村 詔司[1]、木村 敦[1]、岩本 修[1] （1. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[2E11] ANNRIにおける NaI(Tl)検出器を用いた^{35}Clの中性子捕獲断面積測定

*原 かおる[1]、藤井 伸弥[1]、加美山 隆[1]、成田 祐樹[1]、佐藤 博隆[1]、片渕 竜也[2]、中村 詔司[3]、藤 暢輔[3] （1. 北海道大学、2. 東京工業大学、3. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E12-15] 核分裂反応1

座長：原田 秀郎 (JAEA)
15:35 〜 16:40 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E12] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:35 〜 15:50

[2E13] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*椿原 康介[1]、奥村 森[1]、吉田 正[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所）

15:50 〜 16:05

[2E14] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*奥村 森[1]、Kean Kun Ratha[1]、椿原 康介[1]、河野 俊彦[2]、千葉 敏[1] （1. 東工大先導原研、2. ロスアラモス国立研究所）

16:05 〜 16:20

[2E15] Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

*Toshihiko Kawano[1,2], Satoshi Chiba[2] （1. Los Alamos National Laboratory, 2. Tokyo Institute of Technology）

16:20 〜 16:35

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E16-19] 核分裂反応2

座長：岩本 修 (JAEA)
16:40 〜 17:45 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E16] Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

*Nicolae Carjan[1], Roberto Capote[2], Chiba Satoshi[1] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. IAEA）

16:40 〜 16:55

[2E17] Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

*Mark Dennis Usang[1,2], Fedir Alexej Ivanyuk[1,4], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1,3] （1. Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, 2. Malaysia Nuclear Agency, Bangi, Malaysia, 3. National Astronomical Observatory of Japan, Tokyo, 4. Institute for Nuclear Research, Kiev, Ukraine）

16:55 〜 17:10

[2E18] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]、イヴァニューク フェディエール[2]、マルーン ヨアヒム[3] （1. 東工大科学技術創成研究院先導原研、2. キエフ原子核研究所、3. フランクフルト大学）

17:10 〜 17:25

[2E19] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*西川 崇[1] （1. 東京工業大学　環境・社会理工学院　融合理工学系　原子核工学コース　）

17:25 〜 17:40

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E20-22] 核分裂反応3

座長：河野 俊彦 (ロスアラモス研)
17:45 〜 18:30 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E20] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*餌取 篤彦[1]、小野 章[2]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. 東北大学）

17:45 〜 18:00

[2E21] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*小浦 寛之[1]、千葉 敏[2] （1. 原子力機構先端基礎、2. 東工

大先導原子力研）

18:00 ～ 18:15

[2E22] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*吉田 正[1]、橘 孝博[2]、千葉 敏[1] （1. 東京工大、2. 早大）

18:15 ～ 18:30

F会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F01-05] ADS核変換

座長：光安 岳 (日立)

09:45 ～ 11:10 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F01] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*卜 哲浩[1]、遠藤 知弘[2]、van Rooijen Wilfred[3]、千葉 豪[4]、Kim Song Hyun[1] （1. 京都大学原子炉実験所、2. 名古屋大学、3. 福井大学、4. 北海道大学）

09:45 ～ 10:00

[2F02] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*van Rooijen Willem[1]、遠藤 知弘[2]、Kim Song Hyun[3]、千葉 豪[4]、卜 哲浩[3] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所、2. 名古屋大学、3. 京都大学、4. 北海道大学）

10:00 ～ 10:15

[2F03] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*遠藤 知弘[1]、Rooijen Wilfred[2]、千葉 豪[3]、金 宋炫[4]、卜 哲浩[4] （1. 名古屋大学、2. 福井大学、3. 北海道大学、4. 京都大学）

10:15 ～ 10:30

[2F04] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System

*Song Hyun Kim[1], Wilfred van Rooijen[2], Tomohiro Endo[3], Go Chiba[4], Cheol Ho Pyeon[1] （1. Kyoto University, 2. University of Fukui, 3. Nagoya University, 4. Hokkaido University）

10:30 ～ 10:45

[2F05] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*千葉 豪[1]、遠藤 知弘[2]、ファン・ローイエン ウィルフレッド[3]、キム ソンヒュン[4]、ピョン チョルホ[4] （1. 北海道大学、2. 名古屋大学、3. 福井大学、4. 京都大学）

10:45 ～ 11:00

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F06-08] 手法開発・検証1

座長：北田 孝典 (阪大)

11:10 ～ 12:00 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F06] 直接応答行列法による炉心核特性解析手法の開発

*光安 岳[1,2]、青山 肇男[1]、山本 章夫[2] （1. 日立製作所、2. 名古屋大学）

11:10 ～ 11:25

[2F07] Mesh to Mesh計算に基づく衝突確率法の開発(8)

*松村 哲夫[1] （1. 電中研）

11:25 ～ 11:40

[2F08] 時間依存非線形中性子拡散方程式に対する離散問題の解の安定性

*坂本 浩紀[1] （1. トランスニュークリア株式会社）

11:40 ～ 11:55

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F09-12] 手法開発・検証2

座長：佐野 忠史 (京大)

14:45 ～ 15:50 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F09] パッシブγ線測定を用いた MOX軽水炉使用済燃料の簡便な燃焼度推定手法に関する研究

*鍋田 陽之輔[1]、相樂 洋[2] （1. 東京工業大学大学院理工学研究科　原子核工学専攻、2. 東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所）

14:45 ～ 15:00

[2F10] パッシブγ線測定を用いた燃料デブリ中 Csの簡便な残存率推定手法

*相楽 洋[1]、中原 和基[1]、韓 治暎[1] （1. 東京工業大学）

15:00 ～ 15:15

[2F11] 中性子輸送計算に基づく検出確率を用いた未知放射線源の放射能強度推定

*菅谷 信二[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

15:15 ～ 15:30

[2F12] BWR炉心の炉心内核種組成分布計算

*岩橋 大希[1]、山本 徹[1]、酒井 友宏[1] （1. 原子力規制庁）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F13-18] 不確かさ評価

座長：Willem van Rooijen (福井大)

15:50 ～ 17:25 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F13] 原子炉を利用した全核分裂生成物の元素変換特性

*寺島 敦仁[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学）

15:50 ～ 16:05

[2F14] JENDL-4.0の共分散データを用いたCASMO5/SIMULATE-5の不確かさ評価

*藤田 達也[1]、岩橋 大希[1]、酒井 友宏[1] （1. 原子力規制委員

©日本原子力学会

会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

16:05 ～ 16:20

[2F15] MAサンプル照射試験解析における中性子照射場に係る燃焼感度係数の計算

*杉野 和輝[1]、沼田 一幸[1]、石川 眞[1]、竹田 敏一[2]（1. 原子力機構、2. 福井大学）

16:20 ～ 16:35

[2F16] 核分裂中性子スペクトルの燃料組成依存性及び不確かさが原子炉構造材放射化量に与える影響

*城島 洋紀[1]、田中 健一[2,1]、千葉 敏[1]（1. 東京工業大学、2. エネルギー総合工学研究所）

16:35 ～ 16:50

[2F17] KUCA固体減速架台における反応度評価の不確かさに関する研究

*伊藤 誠人[1]（1. 京都大学大学院エネルギー科学研究科）

16:50 ～ 17:05

[2F18] HTC臨界実験解析

*柴 茂樹[1]、酒井 友宏[1]（1. 原子力規制庁）

17:05 ～ 17:20

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[2F19-22] 炉心設計1（ Na冷却炉）

座長：横山 賢治 (JAEA)

17:25 ～ 18:30 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F19] 炉心崩壊事故時に再臨界を生じないナトリウム冷却高速炉心形状に関する研究

*仲野 智[1]、末富 英一[1]、高木 直行[1]、竹澤 宏樹[1]（1. 東京都市大学）

17:25 ～ 17:40

[2F20] 750MWe JSFR金属燃料炉心の設計

*太田 宏一[1]、大釜 和也[2]、尾形 孝成[1]、生澤 佳久[2]、大木 繁夫[2]（1. 電中研、2. 原子力機構）

17:40 ～ 17:55

[2F21] 750MWe JSFR金属燃料炉心の設計

*大釜 和也[1]、太田 宏一[2]、生澤 佳久[1]、大木 繁夫[1]、尾形 孝成[2]（1. 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構、2. 一般財団法人 電力中央研究所）

17:55 ～ 18:10

[2F22] MA入り Pu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発

*山岡 光明[1]、森木 保幸[1]、原 昭浩[1]、木村 礼[1]、坪井 靖[1]、有江 和夫[1]（1. 東芝 エネルギーシステムソリューション社）

18:10 ～ 18:25

G会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G01-03] もんじゅロバスト性向上

座長：遠藤 寛 (電中研)

09:30 ～ 10:20 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G01]「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策

*光元 里香[1]、相澤 康介[1]、二神 敏[1]、江沼 康弘[1]（1. 原子力機構）

09:30 ～ 09:45

[2G02]「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策

*松井 一晃[1]、芋生 和道[2]、光元 里香[1]、安藤 勝訓[1]、二神 敏[1]（1. 原子力機構、2. 日立GE）

09:45 ～ 10:00

[2G03]「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策

*岡田 俊親[1]、山田 智紀[2]、光元 里香[1]、安藤 勝訓[1]、二神 敏[1]（1. 原子力機構、2. 日立GE）

10:00 ～ 10:15

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G04-09] もんじゅの知見蓄積

座長：笠原 直人 (東大)

10:20 ～ 12:00 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G04] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*澤崎 浩昌[1]、中村 恵英[1]、佐藤 健[1]、森岡 辰也[1]、内田 武伸[1]、塩谷 洋樹[1]、木曽原 直之[1]（1. 原子力機構）

10:20 ～ 10:35

[2G05] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*森岡 辰也[1]、澤崎 浩昌[1]、内田 武伸[1]、佐藤 健[1]、中村 恵英[1]、塩谷 洋樹[1]、裾木 孝介[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

10:35 ～ 10:50

[2G06] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*内田 武伸[1]、澤崎 浩昌[1]、森岡 辰也[1]、佐藤 健[1]、中村 恵英[1]、塩谷 洋樹[1]、大川内 靖[1]（1. 日本原子力研究開発機構 もんじゅ運営計画・研究開発センター）

10:50 ～ 11:05

[2G07] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*佐藤 健[1]、澤崎 浩昌[1]、森岡 辰也[1]、内田 武伸[1]、中村 恵英[1]、塩谷 洋樹[1]、大川内 靖[1]（1. 原子力機構）

11:05 ～ 11:20

©日本原子力学会

[2G08] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*中村 恵英[1]、澤崎 浩昌[1]、森岡 辰也[1]、内田 武伸[1]、佐藤 健[1]、塩谷 洋樹[1]、木曽原 直之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:20 ～ 11:35

[2G09] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*塩谷 洋樹[1]、澤崎 浩昌[1]、中村 恵英[1]、森岡 辰也[1]、佐藤 健[1]、内田 武伸[1]、荒井 眞伸[1] （1. 原子力機構）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G10-17] ナノ粒子分散ナトリウム

座長：宮川 高行 (原電)
14:45 ～ 16:55 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G10] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*荒 邦章[1]、宮本 明[2]、山下 晃弘[3]、栗田 晃一[4] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東北大学、3. 三菱重工業㈱、4. 三菱FBRシステムズ㈱）

14:45 ～ 15:00

[2G11] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*畠山 望[1]、三浦 隆治[1]、鈴木 愛[1]、宮本 明[1]、斉藤 淳一[2]、荒 邦章[2] （1. 東北大、2. 原子力機構）

15:00 ～ 15:15

[2G12] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

福永 浩一[1]、山下 晃弘[1]、*永井 正彦[1]、荒 邦章[2]、斉藤 淳一[2]、永井 桂一[2] （1. 三菱重工、2. 原子力機構）

15:15 ～ 15:30

[2G13] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*斉藤 淳一[1]、永井 桂一[1]、荒 邦章[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:30 ～ 15:45

[2G14] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*永井 桂一[1]、斉藤 淳一[1]、荒 邦章[1] （1. 原子力機構）

15:45 ～ 16:00

[2G15] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*神田 大徳[1]、永井 桂一[1]、斉藤 淳一[1]、荒 邦章[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:00 ～ 16:15

[2G16] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*市川 健太[1]、吉岡 直樹[1]、栗田 晃一[1]、神田 大徳[2]、永井 桂一[2]、斉藤 淳一[2]、荒 邦章[2] （1. 三菱FBRシステムズ、2. 日本原子力研究開発機構）

16:15 ～ 16:30

[2G17] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*松村 篤[1]、栗田 晃一[1]、井手 章博[1]、荒 邦章[2]、斉藤 淳一[2] （1. 三菱FBRシステムズ、2. 日本原子力研究開発機構）

16:30 ～ 16:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G18-23] 新型炉の技術開発

座長：市川 健太 (MFBR)
16:55 ～ 18:30 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G18] 溶融塩炉プラント実現へ進む世界の動き

*木下 幹康[1,2,3,4] （1. 東大、2. 電通大、3. トリウム溶融塩国際フォーラム、4.TTS inc.）

16:55 ～ 17:10

[2G19] タンク型 SFRの原子炉容器についての予備的耐震検討

*宮川 高行[1]、堂崎 浩二[1]、神島 吉郎[2]、岡村 茂樹[2]、早船 浩樹[3]、加藤 篤[3] （1. 日本原子力発電株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社、3. 日本原子力研究開発機構）

17:10 ～ 17:25

[2G20] 原子炉容器コンパクト化のための可変アーム型燃料交換機の固着対策

*近澤 佳隆[1]、相澤 康介[1]、加藤 篤志[1]、衛藤 将生[2]、松永 尚子[2] （1. 原子力機構、2. MFBR）

17:25 ～ 17:40

[2G21] 高温ガス炉におけるボルト締結フランジのシール性向上技術の開発

*濱本 真平[1]、藤原 佑輔[1]、川本 大樹[1]、七種 明雄[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:40 ～ 17:55

[2G22] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*波津久 達也[1]、王 雨辰[1]、井原 智則[1]、賞雅 寛而[1]、阿部 弘亨[2] （1. 東京海洋大学、2. 東京大学）

17:55 ～ 18:10

[2G23] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*三好 徹[1]、王 雨辰[2]、井原 智則[2]、波津久 達也[2]、賞雅 寛而[2]、師岡 慎一[1] （1. 早稲田大学、2. 東京海洋大学）

18:10 ～ 18:25

©日本原子力学会

H会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[2H01-03] 処分場の安全性

座長：太田 久仁雄 (NUMO)
09:45 ～ 10:35 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H01] 使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーの解析

*小林 朋諒[1]、春藤 史帆[1]、岩崎 智彦[1]、相澤 直人[1] （1. 東北大学）

09:45 ～ 10:00

[2H02] 多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析

*前田 大輝[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大学）

10:00 ～ 10:15

[2H03] 自然災害に対する操業期間中の地層処分施設の安全対策

*山川 浩光[1]、蓮井 昭則[1]、川久保 政洋[1]、朝野 英一[1] （1. 原環センター）

10:15 ～ 10:30

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[2H04-08] 地質環境

座長：月村 勝宏 (産総研)
10:35 ～ 12:00 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H04] NUMOセーフティケースにおける隆起・侵食の影響評価

*太田 久仁雄[1]、石田 圭輔[1]、藤﨑 淳[1]、山田 彩織[1] （1. 原子力発電環境整備機構）

10:35 ～ 10:50

[2H05] サイト調査における品質マネジメントシステムの構築(1)

*山田 彩織[1]、太田 久仁雄[1]、國丸 貴紀[1]、Vomvoris Stratis[2]、Giroud Niels[2] （1. 原子力発電環境整備機構、2. Nagra）

10:50 ～ 11:05

[2H06] 超深地層研究所計画

*濱 克宏[1]、石橋 正祐紀[1]、田中 靖治[2] （1. 原子力機構、2. 電中研）

11:05 ～ 11:20

[2H07] 幌延 URLにおける泥岩を対象とした原位置拡散試験

*大野 宏和[1]、武田 匡樹[1]、石井 英一[1]、川手 訓[1] （1. 原子力機構）

11:20 ～ 11:35

[2H08] スイスモンテリ地下研究施設における断層スリップ試験と摩擦特性

*青木 和弘[1]、瀬下 和芳[1]、Nussbaum Christophe[2]、Guglielmi Yves[3]、嶋本 利彦[5]、酒井 亨[4]、亀高 正男[4]、Ma Shengli[5]、Yao Lu[5] （1. 日本原子力研究開発機構、2. Swisstopo、3. University of California Berkeley、4. ダイヤコンサルタント、5. 中国地震局地質研究所）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[2H09-13] システム開発・評価

座長：田中 宏和 (三菱マテリアル)
14:45 ～ 16:05 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H09] 原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築

*加藤 靖章[1,2]、井口 幸弘[1,2]、北村 高一[1]、手塚 将志[1]、香田 有哉[1]、柳原 敏[2]、溝口 理一郎[3] （1. 原子力機構、2. 福井大学、3. 北陸先端科学技術大学院大学）

14:45 ～ 15:00

[2H10] 廃止措置のための PHITSコードを用いたコンクリート透過計算に関する研究

*中村 陸[1]、田中 健一[2,1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. エネルギー総合工学研究所）

15:00 ～ 15:15

[2H11] 廃止措置の費用評価(4)

*奥出 陽香[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大学）

15:15 ～ 15:30

[2H12] 放射化計算に基づく解体廃棄物特性の分析

*高橋 純平[1]、アンゴロ セプティラルソ[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大学）

15:30 ～ 15:45

[2H13] 事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討

*青木 孝行[1]、杉原 一洋[2]、諏訪 秀和[2]、根岸 孝行[2]、森田 毅[2] （1. 東北大学、2. 原電エンジニアリング株式会社）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[2H14-17] 除染・切断技術

座長：北村 高一 (JAEA)
16:05 ～ 17:10 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H14] レーザー除染装置技術の開発

*峰原 英介[1] （1. 若狭湾エネルギー研究センター）

16:05 ～ 16:20

[2H15] レーザガウジング除染工法に関する実用化研究成果

*橋川 雄樹[1]、奥田 剛久[2]、吉田 和弘[2]、中野 貴司[2]、小室 敏也[2]、赤羽 崇[2]、上田 剛史[2] （1. 原子力サービスエンジニ

©日本原子力学会

アリング、2. 三菱重工業）
16:20 ～ 16:35

[2H16] 30kWファイバーレーザーを用いた鋼材機器のレーザー切断
*遠山 伸一[1]、石神 龍哉[1]（1. 若狭湾エネルギー研究センター）
16:35 ～ 16:50

[2H17] 燃料デブリ切削用遠隔ボーリング技術の開発
*石原 哲[1]、進藤 彰久[1]、平 治[1]、長谷川 裕[1]（1. 大成建設）
16:50 ～ 17:05

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[2H18-22] シビアアクシデント時の構造材影響

座長：正木 洋 (東芝)
17:10 ～ 18:30 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H18] 事故熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討
*青木 勇斗[1]、吉永 啓汰[1]、薗部 康太[1]、橋本 健吾[1]、吉田 渉[1]、實川 資朗[1]（1. 福島工業高等専門学校）
17:10 ～ 17:25

[2H19] 事故時熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討
*橋本 健吾[1]、吉永 啓汰[1]、青木 勇斗[1]、實川 資朗[1]（1. 福島工業高等専門学校）
17:25 ～ 17:40

[2H20] 粒径の異なるジルカロイ酸化生成物を添加した水の放射線分解による水素発生
*松本 義伸[1]、井上 将男[2]、永石 隆二[2]、小川 徹[1,2]、鈴木 達也[1]（1. 長岡技術科学大学、2. 日本原子力研究開発機構）
17:40 ～ 17:55

[2H21] 高温・高圧水蒸気環境下における原子炉構造材へのCs吸着挙動評価
*墨田 岳大[1]、米川 夏津夫[2]、関尾 佳弘[2]、佐藤 勇[1]、小林 能直[1]、逢坂 正彦[2]、前田 宏治[2]、赤坂 尚昭[2]（1. 東京工業大学、2. 日本原子力研究開発機構）
17:55 ～ 18:10

[2H22] 可搬型高エネルギー X線源による2色 X線 CT物質識別
*福岡 潤哉[1]、上坂 充[1]（1. 東京大学原子力国際専攻上坂研究室）
18:10 ～ 18:25

I会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 403-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

[2I01-04] 腐食環境緩和・被ばく低減

座長：室屋 裕佐 (阪大)
09:30 ～ 10:35 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I01] 中低温純水中における多種プラント構成材料の腐食電位
*橘 正彦[1]、石田 一成[1]、和田 陽一[1]、清水 亮介[2]、太田 信之[2]（1. 日立製作所 研究開発グループ、2. 日立ＧＥニュークリア・エナジー）
09:30 ～ 09:45

[2I02] 690合金の PWSCC機構研究
*寺地 巧[1]、戸塚 信夫[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1]（1. 株式会社　原子力安全システム研究所）
09:45 ～ 10:00

[2I03] 白金酸化物ナノ粒子注入による応力腐食割れ抑制効果
*石田 一成[1]、和田 陽一[1]、橘 正彦[1]、太田 信之[2]、佐々木 麻由[2]（1. 日立製作所、2. 日立GEニュークリア・エナジー）
10:00 ～ 10:15

[2I04] 回転腐食試験による希釈海水中の鋼材腐食挙動の検討(2)
*塚田 隆[1]、寺門 宙[1]、江端 功栄[1]、上野 文義[1]（1. 原子力機構、原子力基礎工学研究部門、性能高度化技術開発グループ）
10:15 ～ 10:30

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 403-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

[2I05-09] ラジオリシス

座長：塚田 隆 (JAEA)
10:35 ～ 11:55 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I05] イオン交換樹脂酸化劣化抑止技術の開発
*出水 丈志[1]、小松 誠[1]、出口 達也[1]（1. 荏原製作所）
10:35 ～ 10:50

[2I06] Hi-Fコートによる BWR環境における炭素鋼へのコバルト付着の抑制
*稲垣 博光[1]、細川 秀幸[2]、太田 信之[3]、露木 瑞穂[3]（1. 中部電力、2. 日立製作所、3. 日立GEニュークリア・エナジー）
10:50 ～ 11:05

[2I07] 塩化物水溶液系の放射線分解生成物の物質収支の評価
*永石 隆二[1,2]、井上 将男[1]、近藤 孝文[2]、神戸 正雄[2]、吉田 陽一[2]、桑野 涼[1]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 大阪大学）

©日本原子力学会

11:05 ～ 11:20

[2I08] NaCl水溶液の放射線分解

*山下 真一[1]、端 邦樹[2]、室屋 裕佐[3]、勝村 庸介[4] （1. 東京大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 大阪大学、4. 日本アイソトープ協会）

11:20 ～ 11:35

[2I09] ピコ秒パルスラジオリシス法による高温水中の電子溶媒和過程の研究

*室屋 裕佐[1]、金森 航[1]、勝村 庸介[2,3]、山下 真一[3]、古澤 孝弘[1] （1. 阪大産研、2. 日本アイソトープ協会、3. 東大院工）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 406-1 計量管理，保障措置技術

[2I10-11] 保障措置・計量管理

座長：芝 知宙 (JAEA)
14:45 ～ 15:20 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I10] 高速中性子直接問いかけ法で用いる中性子検出器用アンプの性能試験

*米田 政夫[1]、前田 亮[1]、飛田 浩[1]、大図 章[1]、呉田 昌俊[1]、藤 暢輔[1] （1. 原子力機構）

14:45 ～ 15:00

[2I11] 国内における Pu標準物質調製技術開発の成果と課題

*芝野 幸也[1]、岡﨑 日路[1]、角 美香[1]、茅野 雅志[1]、影山 十三男[1]、松山 一富[1]、藤原 英城[2]、古田 紘野[2]、山口 和哉[2]、齊藤 信悟[2] （1. 原子力機構　プルトニウム燃料技術開発センター、2. 日本原燃）

15:00 ～ 15:15

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-1 同位体分離，同位体応用，ウラン濃縮/404-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

[2I12-17] レーザー同位体分離・レーザー分析

座長：塚原 剛彦 (東工大)
15:20 ～ 16:55 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I12] Development of Tapered Amplifier Coupled ECDL System for Resonance Ionisation

*Stephen R Wells[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] （1. Univ. of Tokyo）

15:20 ～ 15:35

[2I13] 放電プラズマによるレーザー分光分析システムの開発

*石川 大裕[1]、鄭 京勲[2]、山元 祐太[1]、長谷川 秀一[1] （1. 東大院工、2. 原子力機構）

15:35 ～ 15:50

[2I14] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3

*赤岡 克昭[1]、大場 正規[1]、宮部 昌文[1]、若井田 育夫[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:50 ～ 16:05

[2I15] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-3

*Alexandre Ruas[1], Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] （1. JAEA, 2. QST）

16:05 ～ 16:20

[2I16] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3

*鄭 京勲[1]、宮部 昌文[1]、赤岡 克昭[1]、大場 正規[1]、若井田 育夫[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:20 ～ 16:35

[2I17] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3

*松本 歩[1]、大場 弘則[1,2]、光 正章[1]、赤岡 克昭[1]、井田 育夫[1] （1. 原子力機構、2. 量研機構）

16:35 ～ 16:50

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

[2I18-23] 金属イオン分析・分離

座長：野上 雅伸 (近大)
16:55 ～ 18:30 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I18] Azo型クラウンエーテル含有高分子フォトニック結晶ゲルを用いた金属イオンセンシング

*塚原 剛彦[1]、朴 基哲[1] （1. 東京工業大学　先導原子力研究所）

16:55 ～ 17:10

[2I19] AIE 法を用いたウランセンシング法の開発

*金子 昌史[1]、塚原 剛彦[1,2] （1. 東京工業大学　物質理工学院応用化学系、2. 東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所）

17:10 ～ 17:25

[2I20] 有機-無機ハイブリッドナノ構造体を用いたウラニルイオンセンサーの開発と評価

*川並 園実[1]、塚原 剛彦[2] （1. 東京工業大学大学院理工学研究科、2. 東京工業大学先導原子力研究所）

17:25 ～ 17:40

[2I21] 自己組織化膜固定化ガラス基板を用いる金属イオン分析法の基礎研究

*松下 和樹[1]、塚原 剛彦[1,2] （1. 東京工業大学大学院　環境・社会理工学院、2. 東京工業大学大学院　科学技術創成院　先導原子力研究所）

17:40 ～ 17:55

[2I22] ガンマ線放出核種の無機イオン交換体への吸着特性に及ぼす錯形成剤添加の影響

*大西 貴士[1]、関岡 健[2]、須藤 光雄[2]、田中 康介[1]、勝山 幸三[1] （1. 原子力機構、2. 検査開発）

17:55 ～ 18:10

[2I23] TPEN配位子へのカルボニルドナー導入によるマイ

©日本原子力学会

ナーアクチノイド分離性能の理論的予測

*金子 政志[1]、渡邉 雅之[1]、松村 達郎[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

18:10 ～ 18:25

J会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J01-04] 原子炉圧力容器鋼

座長：藤井 克彦 (INSS)
10:50 ～ 12:00 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J01] 圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

*阮 小勇[1]、中筋 俊樹[1]、森下 和功[1] （1. 京都大学）

10:50 ～ 11:05

[2J02] 圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

*森下 和功[1]、阮 小勇[1]、中筋 俊樹[1] （1. 京都大学）

11:05 ～ 11:20

[2J03] 圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

*中筋 俊樹[1]、阮 小勇[1]、森下 和功[1] （1. 京都大学）

11:20 ～ 11:35

[2J04] ローカルアプローチ法に基づく原子炉圧力容器鋼の破壊評価

*高見澤 悠[1]、山口 義仁[1]、勝山 仁哉[1]、西山 裕孝[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J05-09] 燃料被覆管1

座長：森下 和功 (京大)
14:45 ～ 16:10 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J05] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*鵜飼 重治[1]、大野 直子[1]、坂本 寛[2]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 北海道大学、2. 日本核燃料開発株式会社、3. 日本原子力研究開発機構、4. 京都大学、5. 東京工業大学）

14:45 ～ 15:00

[2J06] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*加藤 章一[1]、古川 智弘[1]、大塚 智史[1]、矢野 康英[1]、井上 利彦[1]、皆藤 威二[1]、木村 晃彦[2]、鳥丸 忠彦[3]、林 重成[4]、鵜飼 重治[5] （1. 原子力機構、2. 京大、3. NFD、4. 東工大、5. 北大）

15:00 ～ 15:15

[2J07] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*矢野 康英[1]、加藤 章一[1]、大塚 智史[1]、上羽 智之[1]、関尾 佳弘[1]、井上 利彦[1]、古川 智弘[1]、皆藤 威二[1]、鵜飼 重治[2]、木村 晃彦[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学、3. 京都大学）

15:15 ～ 15:30

[2J08] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*大野 直子[1]、中村 顕[1]、上川 亮磨[1]、鵜飼 重治[1]、皆藤 威二[2]、鳥丸 忠彦[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 北大、2. 原子力機構、3. 日本核燃料開発、4. 京大、5. 東工大）

15:30 ～ 15:45

[2J09] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*上羽 智之[1]、矢野 康英[1]、大塚 智史[1]、永沼 正行[1]、丹野 敬嗣[1]、岡 弘[1]、加藤 章一[1]、皆藤 威二[1]、鵜飼 重治[2]、木村 晃彦[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学、3. 京都大学）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J10-14] 燃料被覆管2

座長：松川 義孝 (東北大)
16:10 ～ 17:40 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J10] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*前田 透真[1]、鵜飼 重治[1]、柴田 博紀[1]、大野 直子[1]、坂本 寛[2]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 北海道大学、2. 日本核燃料開発、3. 日本原子力研究開発機構、4. 京都大学、5. 東京工業大学）

16:10 ～ 16:25

[2J11] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*藪内 聖皓[1]、木村 晃彦[1]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[4]、林 重成[5]、大野 直子[3]、鵜飼 重治[3] （1. 京大エネ研、2. NFD、3. 北大、4. JAEA、5. 東工大）

16:25 ～ 16:40

[2J12] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

木村 晃彦[1]、*藪内 聖皓[1]、鳥丸 忠彦[2]、鵜飼 重治[3]、大野 直子[3]、皆藤 威二[4]、林 重成[5] （1. 京大エネ研、2. NFD、3. 北大工、4. JAEA、5. 東工大工）

16:40 ～ 16:55

[2J13] 事故時高温条件での燃料健全性確保のためのODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*鳥丸 忠彦[1]、坂本 寛[1]、鵜飼 重治[2]、大野 直子[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 日本核燃料開発、2. 北大、3. 原子力機構、4. 京大、5. 東工大）

©日本原子力学会

16:55 ～ 17:10

[2J14] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*坂本 寛[1]、鳥丸 忠彦[1]、鵜飼 重治[2]、大野 直子[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 日本核燃料開発、2. 北海道大学、3. 日本原子力研究開発機構、4. 京都大学、5. 東京工業大学）

17:10 ～ 17:25

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J15-17] 燃料被覆管3

座長：三浦 照光 (INSS)
17:40 ～ 18:30 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J15] 核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発

*石橋 良[1]、岡本 晋哉[1]、石田 一成[3]、近藤 貴夫[2]、宮崎 克雅[1] （1. 日立製作所　研究開発グループ　材料イノベーショングループ、2. 日立GEニュークリア・エナジー 、3. 日立製作所　研究開発グループ　エネルギーイノベーショングループ）

17:40 ～ 17:55

[2J16] 軽水炉向け SiC炉心材料開発の進捗

*内橋 正幸[1]、鵜飼 勝[1]、須山 章子[1]、垣内 一雄[1]、高木 俊[2]、川口 章秀[2] （1. 株式会社東芝、2. イビデン株式会社）

17:55 ～ 18:10

[2J17] 燃料被覆管のセル内二軸試験装置の開発

*中司 雅文[1]、坂本 寛[2]、青見 雅樹[3] （1. ジルコテクノロジー、2. 日本核燃料開発、3. GNF-J）

18:10 ～ 18:25

K会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K01-05] シビアアクシデント1

座長：柴本 泰照 (JAEA)
09:30 ～ 10:55 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K01] BWR下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発

*成島 勇気[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、鈴木 貴行[2]、吉田 啓之[2] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

09:30 ～ 09:45

[2K02] BWR下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発

*鈴木 貴行[1]、吉田 啓之[1]、成島 勇気[2]、金子 暁子[2]、阿部 豊[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 筑波大学）

09:45 ～ 10:00

[2K03] 原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発

*日原 由太郎[1]、松浦 浩太[1]、文字 秀明[1]、山下 晋[2]、吉田 啓之[2]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:00 ～ 10:15

[2K04] 2液相混合流動挙動に関する粒子法シミュレーションの検証

*小川 竜聖[1]、山内 俊也[1]、加藤 正嗣[1]、劉 暁星[1]、松元 達也[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2]、鈴木 徹[2] （1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～ 10:30

[2K05] 燃料露出過程の炉内流動評価

*上遠野 健一[1]、藤本 清志[1]、青山 吾朗[1]、長澤 雄真[1]、永吉 拓至[1]、新井 崇洋[2] （1. 日立ＧＥニュークリア・エナジー、2. 電力中央研究所）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K06-09] シビアアクシデント2

座長：西村 聡 (電中研)
10:55 ～ 12:00 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K06] デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOLの開発

*堀田 亮年[1]、土井 悠生[1]、秋葉 美幸[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

10:55 ～ 11:10

[2K07] デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOLの開発

*土井 悠生[1]、堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

11:10 ～ 11:25

[2K08] 格納容器外面冷却に関する CIGMA実験

*柴本 泰照[1]、石垣 将宏[1]、安部 諭[1]、与能本 泰介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:25 ～ 11:40

[2K09] FLACSによる NUPEC大規模水素燃焼実験解析

*西村 健[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

11:40 ～ 11:55

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K10-15] 福島第一発電所事故関連1

座長：奈良林 直 (北大)
14:45 ～ 16:20 K会場 (16号館 16-306教室)

©日本原子力学会

[2K10] 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

*木野 千晶[1]、鈴木 洋明[1]、吉岡 逸夫[1]、岡田 英俊[1]、内藤 正則[1] （1. エネルギー総合工学研究所）

14:45 ～ 15:00

[2K11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hector Lopez[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1. IAE）

15:00 ～ 15:15

[2K12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1] （1. The Institute of Applied Energy）

15:15 ～ 15:30

[2K13] 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

*鈴木 洋明[1]、内藤 正則[1]、岡田 英俊[1]、ペレグリニ マルコ[1]、木野 千晶[1] （1. エネ総工研）

15:30 ～ 15:45

[2K14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Antonio BUCCIO[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naito[1] （1. THE INSTITUTE OF APPLIED ENERGY）

15:45 ～ 16:00

[2K15] 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

*山内 大典[1]、伊達 健次[1]、遠藤 亮平[1]、溝上 暢人[1]、本多 剛[1]、野﨑 謙一朗[1]、溝上 伸也[1] （1. 東京電力ホールディングス株式会社）

16:00 ～ 16:15

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K16-18] 福島第一発電所事故関連2

座長：唐澤 英年 (エネ総研)
16:20 ～ 17:10 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K16] 燃料デブリ空冷評価手法の開発

*山下 晋[1]、上澤 伸一郎[1]、吉田 啓之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:20 ～ 16:35

[2K17] 燃料デブリ空冷評価手法の開発

*上澤 伸一郎[1]、山下 晋[1]、柴田 光彦[1]、吉田 啓之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:35 ～ 16:50

[2K18] 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析

*野崎 謙一朗[1]、本多 剛[1]、山内 大典[1]、溝上 暢人[1]、溝上 伸也[1]、熊木 竜也[2]、石倉 修一[2]、吉田 正典[2] （1. 東京電力ホールディングス、2. 爆発研究所）

16:50 ～ 17:05

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K19-23] 二相流・相変化2

座長：森 昌司 (横浜国大)
17:10 ～ 18:30 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K19] 液体噴流の固体面衝突時における飛散液滴に関する研究

*Zhan Yi[1]、大箭 直輝[1]、榎木 光治[1]、大川 富雄[1]、青柳 光裕[2]、大野 修司[2]、高田 孝[2] （1. 電気通信大学、2. 日本原子力研究開発機構）

17:10 ～ 17:25

[2K20] 鉛直管内での対向流に対する界面摩擦相関式

*楠木 貴世志[1]、山本 泰功[1]、村瀬 道雄[1]、冨山 明男[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 神戸大学）

17:25 ～ 17:40

[2K21] 小口径管内気液二相流における流体励起振動予測手法の開発

*三輪 修一郎[1]、日引 俊詞[2]、森 治嗣[1] （1. 北海道大学、2. パデュー大学）

17:40 ～ 17:55

[2K22] 水平に近い管内における気液対向流に対する界面摩擦相関式

*村瀬 道雄[1]、山本 泰功[1]、楠木 貴世志[1]、木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

17:55 ～ 18:10

[2K23] 超音速蒸気インジェクタの気液間エネルギー輸送

*藤城 雅也[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1] （1. 筑波大学）

18:10 ～ 18:25

L会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L01-05] デブリ処理技術

座長：鈴木 晶大 (NFD)
09:30 ～ 10:45 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L01] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*佐藤 修彰[1]、秋山 大輔[1]、桐島 陽[1]、佐々木 隆之[2] （1. 東北大多元研、2. 京大院工）

09:30 ～ 09:45

[2L02] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処

©日本原子力学会

理プロセスに関する基盤研究

*長友 彬人[1]、桐島 陽[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]、佐々木 隆之[2] （1. 東北大学多元物質科学研究所、2. 京都大学　大学院　工学研究科）

09:45 ～　10:00

[2L03] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*坂本 峻一[1]、佐々木 隆之[1]、小林 大志[1]、秋山 大輔[2]、桐島 陽[2]、佐藤 修彰[2] （1. 京都大学大学院　工学研究科、2. 東北大学多元物質科学研究所）

10:00 ～　10:15

[2L04] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発

*遠藤 慶太[1]、渡邊 伸二[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]、桐島 陽[3]、佐藤 修彰[3] （1. 日立GE、2. 三菱マテリアル、3. 東北大学）

10:15 ～　10:30

[2L05] 燃料デブリ処理のためのウラン-ジルコニウム酸化物の相関係とフッ化水素によるフッ化挙動

*大野 貴裕[1]、内山 孝文[1]、根津 篤[2]、佐藤 修彰[3]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 東京工業大学、3. 東北大学）

10:30 ～　10:45

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L06-10] ガラス固化技術1

座長：天本 一平 (JAEA)
10:45 ～ 12:00 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L06] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*鬼木 俊郎[1]、田尻 康智[1]、柿原 敏明[1]、鍋本 豊伸[1]、福井 寿樹[1] （1. IHI　原燃プロジェクト部）

10:45 ～　11:00

[2L07] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*池田 弘一[1]、宇佐見 剛[1]、塚田 毅志[1]、古川 静枝[1] （1. 電中研）

11:00 ～　11:15

[2L08] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*宇留賀 和義[1]、宇佐見 剛[1]、塚田 毅志[1] （1. 一般財団法人電力中央研究所）

11:15 ～　11:30

[2L09] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*小藤 博英[1]、渡部 創[1]、後藤 一郎[1]、折内 章男[1]、竹内 正行[1]、小林 秀和[1]、捧 賢一[1] （1. 原子力機構）

11:30 ～　11:45

[2L10] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*中野 邦彦[1]、古澤 美由紀[1]、内山 翠[1]、川島 英典[1]、上野 俊一朗[1]、福井 寿樹[1] （1. 株式会社IHI）

11:45 ～　12:00

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L11-15] ガラス固化技術2

座長：宇留賀 和義 (電中研)
14:45 ～ 16:05 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L11] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*稲葉 優介[1]、高橋 秀治[1]、針貝 美樹[1]、鄒 遥路[1]、廣濱 祥[1]、斎藤 慧太[1]、三島 理愛[1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学　科学技術創成研究院　原子燃料サイクル研究ユニット）

14:45 ～　15:00

[2L12] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*天本 一平[1]、小林 秀和[1]、菖蒲 康夫[1]、稲葉 優介[2]、内海 和夫[2]、竹下 健二[2]、尾上 順[3]、金田 結依[4]、越坂 亜希子[4]、長谷川 良雄[4] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京工業大学、3. 名古屋大学、4. アート科学）

15:00 ～　15:15

[2L13] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*佐藤 俊和[1]、澤田 裕貴[1]、渡邊 真太[1]、中谷 真人[1]、吉野 正人[2]、稲葉 優介[3]、高橋 秀治[3]、竹下 健二[3]、吉田 朋子[4]、尾上 順[1] （1. 名古屋大学大学院　工学研究科　マテリアル理工学専攻　量子エネルギー工学分野　尾上研究室、2. 名古屋大学大学院　工学研究科　マテリアル理工学専攻　量子エネルギー工学分野 長崎研究室、3. 東京工業大学　先導原子力研究所　竹下研究室、4. 大阪市立大学　複合先端研究機構）

15:15 ～　15:30

[2L14] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*渡邊 真太[1]、澤田 裕貴[1]、中谷 真人[1]、吉野 正人[1]、長崎 正雅[1]、高橋 秀治[2]、稲葉 優介[2]、竹下 健二[2]、尾上 順[1] （1. 名古屋大学、2. 東京工業大学）

15:30 ～　15:45

[2L15] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*中野 義夫[1]、西川 真[1]、川合 康太[1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学）

15:45 ～　16:00

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L16-20] ガラス固化技術3

座長：小藤 博英 (JAEA)
16:05 ～ 17:25 L会場 (16号館 16-503教室)

©日本原子力学会

[2L16] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*Michal Cibula[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1], Hirokazu Narita[2] （1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Resources Refining Chemistry Research Group, Environmental Management Research Institute, National Institute of Advanced Industrial Science and Technology）

16:05 ～ 16:20

[2L17] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*竹下 健二[1]、中野 義夫[1]、稲葉 優介[1]、高橋 秀治[1]、針貝 美樹[1]、尾上 順[2]、渡邊 真太[2]、菖蒲 康夫[3]、天本 一平[3]、大西 貴志[3] （1. 東京工業大学、2. 名古屋大学、3. 日本原子力研究開発機構）

16:20 ～ 16:35

[2L18] ガラス溶融炉における白金族及びＹＰ挙動の仮焼層形成状態に基づく評価

*吉岡 正弘[1]、山崎 淳司[1]、渡邊 裕介[1] （1. 日本原燃　再処理事業部　）

16:35 ～ 16:50

[2L19] 核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化－酸性水溶液系におけるガラス固化体の分解および模擬核種溶出挙動－

*鷹尾 康一朗[1]、森 貴宏[1]、上原 章寛[2]、池田 泰久[1] （1. 東工大、2. 京大炉）

16:50 ～ 17:05

[2L20] バナジウム添加ホウケイ酸ガラス中の模擬廃液成分の EXAFSによる局所構造解析

*松浦 治明[1]、田治見 祐里[1]、椎名 慶[1]、内山 孝文[1]、橋本 拓[2]、川島 英典[2]、柿原 敏明[2] （1. 東京都市大、2. IHI）

17:05 ～ 17:20

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L21-24] 各種廃棄物処理技術

座長：鷹尾 康一朗 (東工大)
17:25 ～ 18:30 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L21] 易溶性セシウムを含有した飛灰のジオポリマー固化

*中村 祐太[1]、高岡 昌輝[1]、鈴木 泰博[2]、菊池 孝浩[2]、石田 泰之[3]、市村 高央[3]、鈴木 務[3] （1. 京都大学、2. 日揮、3. 太平洋セメント）

17:25 ～ 17:40

[2L22] ファインバブル発生装置を用いた液液抽出法における溶媒の微細油滴化

*宮地 裕基[1]、安江 亮磨[2]、澤田 佳代[3]、榎田 洋一[1] （1. 名古屋大学大学院工学研究科、2. 名古屋大学工学部、3. 名古屋大学未来材料・システム研究所）

17:40 ～ 17:55

[2L23] 難燃性廃棄物焼却設備の実証試験(7)

*横須賀 一裕[1]、牧 翔太[1]、福井 雅裕[1]、大澤 隆康[1]、家村 圭輔[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:55 ～ 18:10

[2L24] 溶離-電着法による放射性廃イオン交換樹脂の除染技術の開発(4)

*宮本 真吾[1]、岩﨑 守[1]、小森 英之[1]、会沢 元浩[2]、太田 信之[2]、岩佐 淳司[2]、石田 一成[3] （1. 栗田工業、2. 日立GE、3. 日立製作所）

18:10 ～ 18:25

M会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M01-06] 軽水炉の事故時挙動

座長：山野 秀将 (JAEA)
09:35 ～ 11:10 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M01] RELAP/SCDAPSIMを搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析

*布川 大樹[1]、辻 光世[1]、亀山 高範[2] （1. 東海大学大学院、2. 東海大学）

09:35 ～ 09:50

[2M02] RELAP/SCDAPSIMを搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析

*辻 光世[1]、布川 大樹[1]、亀山 高範[2] （1. 東海大学大学院工学研究科応用理学専攻、2. 東海大学工学部原子力工学科）

09:50 ～ 10:05

[2M03] 統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHICによるBWR事故時格納容器解析

*河合 宏[1]、早崎 辰哉[1]、藤原 大資[1] （1. テプシス）

10:05 ～ 10:20

[2M04] 使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析

*小城 烈[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁）

10:20 ～ 10:35

[2M05] 原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うプラントシミュレータの開発

*杉浦 義隆[1]、山口 龍之介[1]、藤原 大資[1]、久保田 修[1] （1.

©日本原子力学会

テプコシステムズ）

10:35 ～ 10:50

[2M06] PWRを対象とした多重配管破断時のプラント挙動及び成功基準に関する研究

*國司 達弥[1]、牟田 仁[1]、村松 健[1] （1. 東京都市大学院工学研究科共同原子力専攻）

10:50 ～ 11:05

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M07-09] 軽水炉の安全評価

座長：中村 康一 (電中研)

11:10 ～ 12:00 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M07] 日本版事業者自主安全評価書(JSAR)ガイドラインの開発について(その5)

*島田 裕一[1]、倉田 聡[1]、熊坂 勝行[1]、田畑 雅之[1]、水野 浩一[1]、古谷 幸雄[1]、安田 賢一[4]、加納 充浩[3]、及川 弘秀[2]、江藤 和敏[5] （1. 原子力安全推進協会、2. 東芝、3. 三菱重工、4. 日立-GE、5. 九州電力）

11:10 ～ 11:25

[2M08] デブリ冷却設備向けの耐熱材侵食モデルの開発

*松下 慎二[1]、能島 雅史[1]、日高 政隆[1]、藤井 正[2]、酒井 健[2] （1. 日立、2. 日立GE）

11:25 ～ 11:40

[2M09] 高温曝露したコンクリートの材料特性と非破壊評価の検討

*佐藤 佑眞[1]、ドーティマイ ズン[1]、鈴木 雅秀[1]、山田 知典[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 日本原子力研究開発機構）

11:40 ～ 11:55

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M10-14] 高速炉の安全評価1

座長：深野 義隆 (JAEA)

14:45 ～ 16:05 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M10] 炉心損傷プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究

*福田 真之[1]、渕田 翔[1]、松元 達也[1]、守田 幸路[1]、帶刀 勲[1] （1. 九州大学）

14:45 ～ 15:00

[2M11] ナトリウムの化学特性に着目した高速炉の安全性向上技術に係る研究

*古川 智弘[1]、高井 俊秀[1]、平川 康[1]、栗原 成計[1]、斉藤 淳一[1] （1. 原子力機構）

15:00 ～ 15:15

[2M12] ナトリウムの化学特性に着目した高速炉の安全性向上技術に係る研究

*高井 俊秀[1]、平川 康[1]、栗原 成計[1]、斉藤 淳一[1]、古川 智弘[1] （1. 原子力機構）

15:15 ～ 15:30

[2M13] 第4世代 SFRを対象とした SAS4Aコードによる ATWS事象の起因過程解析

*久保田 龍三朗[1]、小山 和也[2]、森脇 裕之[2]、山田 由美[2]、島川 佳郎[2]、鈴木 徹[1]、川田 賢一[1]、久保 重信[1]、山野 秀将[1] （1. 原子力研究開発機構、2. 三菱FBRシステムズ）

15:30 ～ 15:45

[2M14] 高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBRを用いた CABRI-1 AH3試験解析

*渡辺 大貴[1]、石津 朋子[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M15-18] 高速炉の安全評価2

座長：遠藤 寛 (電中研)

16:05 ～ 17:10 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M15] ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発

*河口 宗道[1,2]、宮原 信哉[1,2]、宇埜 正美[2] （1. 原子力機構、2. 福井大学）

16:05 ～ 16:20

[2M16] ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発

*青柳 光裕[1]、髙田 孝[1]、大野 修司[1]、宇埜 正美[2] （1. 原子力機構、2. 福井大学）

16:20 ～ 16:35

[2M17] ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発

*土井 大輔[1,2]、伊藤 啓[1]、清野 裕[1]、宮原 信哉[2]、宇埜 正美[2] （1. 原子力機構、2. 福井大）

16:35 ～ 16:50

[2M18] 次世代ナトリウム冷却高速炉の部分負荷運転状態における受動的炉停止機構の有効性評価

*斎藤 裕幸[1]、山田 由美[1]、大山 一弘[1]、松永 尚子[1]、久保 重信[2]、山野 秀将[2] （1. MFBR、2. 原子力機構）

16:50 ～ 17:05

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M19-23] 高速炉の安全評価3

座長：守田 幸路 (九大)

17:10 ～ 18:30 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M19] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

©日本原子力学会

*西村 正弘[1]、深野 義隆[1]、小野田 雄一[1]、山田 文昭[1] （1. 原子力機構）

17:10 〜 17:25

[2M20] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*深野 義隆[1]、西村 正弘[1]、小野田 雄一[1]、山田 文昭[1] （1. 原子力機構）

17:25 〜 17:40

[2M21] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*矢田 浩基[1]、安藤 勝訓[1]、若井 隆純[1] （1. 原子力機構）

17:40 〜 17:55

[2M22] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*山田 文昭[1]、有川 晃弘[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. NESI）

17:55 〜 18:10

[2M23] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*森 健郎[1]、大平 博昭[1]、素都 益武[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A01-05] 福島事故関連：環境放射能

座長：青山 道夫 (福島大)

2017年3月28日(火) 09:30 〜 10:55 A会場 (16号館 16-101教室)

[2A01] 福島第一原子力発電所から放出された^{137}Csの海洋拡散相互比較シミュレーション

*川村 英之[1]、古野 朗子[1]、小林 卓也[1]、印 貞治[2]、中山 智治[2]、石川 洋一[3]、宮澤 康正[3]、碓氷 典久[4]
（1. 原子力機構、2. 海洋財団、3. 海洋機構、4. 気象研）

09:30 〜 09:45

[2A02] 福島第一原発周辺住家内における放射性セシウム汚染の状況

*吉田 浩子[1]、篠原 直秀[2] （1. 東北大学、2. 産総研）

09:45 〜 10:00

[2A03] 福島第一原発周辺住家内における放射性セシウム汚染の状況

*桧垣 正吾[1]、吉田 浩子[2]、栗原 雄一[1]、高橋 嘉夫[1]、篠原 直秀[3] （1. 東京大学、2. 東北大学、3. 産総研）

10:00 〜 10:15

[2A04] 福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析

*町田 昌彦[1]、山田 進[1]、渡辺 将久[1] （1. 原子力機構）

10:15 〜 10:30

[2A05] 福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析

*山田 進[1]、町田 昌彦[1]、渡辺 将久[1] （1. 原子力機構）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所から放出された ^{137}Cs の海洋拡散相互比較シミュレーション

Intercomparison of oceanic dispersion simulations on the Fukushima-derived ^{137}Cs

*川村　英之[1]，古野　朗子[1]，小林　卓也[1]，印　貞治[2]，中山　智治[2]，石川　洋一[3]，宮澤　康正[3]，碓氷　典久[4]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本海洋科学振興財団，[3]海洋研究開発機構，[4]気象庁気象研究所

東京電力福島第一原子力発電所から放出された ^{137}Cs の海洋拡散シミュレーションを実施した。海洋拡散シミュレーションの入力データは、データ同化手法により計算された 5 種類の海況データを使用し、福島沿岸域から北太平洋広域における ^{137}Cs の海洋中移行と存在量について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，^{137}Cs，相互比較シミュレーション，海洋大循環モデル

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故により海洋へ ^{137}Cs が放出され、その海洋中移行を明らかにするため、海洋調査やシミュレーションにより数多くの研究が行われてきた。シミュレーションは、時空間的に連続して ^{137}Cs の海洋中移行を解析することが可能であるが、放出量や海況データ等に起因する誤差が含まれている。本研究では、海況データに着目し、5 種類の海況データを入力データとした海洋拡散シミュレーションを実施することで、海況データの相違による ^{137}Cs の海洋中移行への影響を解析し、福島県沿岸域から北太平洋広域までの ^{137}Cs の海洋中移行を明らかにすることを目的としている。

2. 計算条件

本研究では、日本原子力研究開発機構が開発した海洋拡散モデル SEA-GEARN-FDM を使用した。SEA-GEARN-FDM に入力する海況データは、日本海洋科学振興財団、海洋研究開発機構、気象庁気象研究所等により、データ同化手法を適用して計算された海況データを使用した。放出源となる 1F から海洋へ直接放出された ^{137}Cs の放出量は、1F の南北放出口付近で測定された ^{137}Cs 濃度データを基にして推定された放出量[1]を適用した。海表面への ^{137}Cs 沈着量は、日本原子力研究開発機構が推定した最新の大気放出量[2]を適用した WSPEEDI-II による大気拡散シミュレーションの計算値を入力した。

3. 結果・考察

水平解像度が低いシミュレーションと比較して、高解像度シミュレーションは福島県の海岸線と沖合で観測された ^{137}Cs 濃度を良好に再現しており、事故から数か月間は海洋へ直接放出された ^{137}Cs が福島県沿岸を主に南北方向に拡散したことが示唆された。北太平洋西部や北太平洋全域を対象としたシミュレーションは、比較的解像度が低いがデータ同化手法により主な海流の変動を良好に再現しており、^{137}Cs が沿岸から外洋へ輸送される過程で黒潮続流が大きな役割を担っていたことが示唆された。海洋への直接放出と大気からの沈着により海洋へ移行した ^{137}Cs は、事故直後は主に混合層（海表面から水深約 200 m）に存在していたが、1 年後には混合層以深にも輸送されたことが定量的に示された。

参考文献

[1] Kawamura et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1349-1356, 2011

[2] Katata et al.: Atmos. Chem. Phys., 15, 1029-1070, 2015

---

*Hideyuki Kawamura[1], Akiko Furuno[1], Takuya Kobayashi[1], Teiji In[2], Tomoharu Nakayama[2], Yoichi Ishikawa[3], Yasumasa Miyazawa[3] and Norihisa Usui[4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Marine Science Foundation, [3]Japan Agency for Marine-Earth Science and Technology, [4]Meteorological Research Institute of Japan Meteorological Agency

福島第一原発周辺住家内における放射性セシウム汚染の状況
（1）住家内で捕集したハウスダストとエアロゾルの粒径分布

Indoor radiocaesium contamination in residential houses near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

(1) Particle size distribution of house dust and aerosol collected in residential houses

*吉田　浩子[1]，篠原　直秀[2]

[1]東北大学，[2]産総研

双葉町及び大熊町の主に帰還困難区域にある住家 21 軒において、人の活動で舞い上がらせながらハウスダストとエアロゾルを粒径別に捕集し、放射性 Cs を測定した。ハウスダスト（4μm-1mm）では粒径が小さいほどダスト重量当たりの Cs 値が高くなる傾向が観察された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、ハウスダスト、エアロゾル、粒径分布、放射性セシウム、屋内汚染

1.緒言

政府は帰還困難区域のうち、５年を目途に線量の低下状況も踏まえて避難指示を解除し、居住を可能とすることを目指す復興拠点を設定・整備することとしている。住家の屋内は除染の対象となっていないため、住民の帰還と居住にあたっては、住民がもっとも長い時間を過ごす自宅内の身近にある屋内汚染の状況を把握することが外部・内部被ばくによるリスクを評価するうえで重要である。この観点から、避難指示区域の木造住家 95 戸について屋内の表面汚染を乾式スミア法により調査し、放射性セシウムのレベルは福島第一原発周辺の住家では原発からの距離のほぼ二乗に反比例しており、遊離性汚染として屋内に存在していることを明らかにしてきた[1)]。この結果を踏まえ、屋内汚染のレベルが高い福島第一原発周辺の住家において、内部被ばくの原因となるハウスダストとエアロゾルについてその実態調査を開始した。

2.調査内容

双葉町及び大熊町の主に帰還困難区域にある住家 21 軒（福島第一原発からの距離 1.60～6.92km）において、全室を住民の掃除を模した掃除機がけ、さらにハタキがけ、掃き掃除を行いながらハウスダストとエアロゾルを捕集した。ハウスダストは捕集後もしくは捕集時に粒子を粒径別（4-20μm,20-63μm,63-180μm,180-500μm,500μm～1mm）にふるい分けし、室内外空気中のエアロゾルは、カスケードインパクターを用いて粒径別（<0.25μm,0.25-0.5μm,0.5-1.0μm,1.0-2.5μm,2.5-6.6μm,>6.6μm）に捕集を行い、それぞれ粒径別に放射性セシウム(Cs)を測定した。

3.結果・考察

全粒径を合わせた場合、エアロゾルの Cs 値が極端に高い住家２件を除くと、ハウスダストとエアロゾルの Cs 量には相関関係が見られた（図１）。ハウスダストでは粒径が小さいほどダスト重量当たりの Cs 値が高くなる傾向が観察された。エアロゾル(Bq/m³)では一番小さい粒径(<0.25μm)に比較的高い Cs 量が検出される傾向が多く認められた。

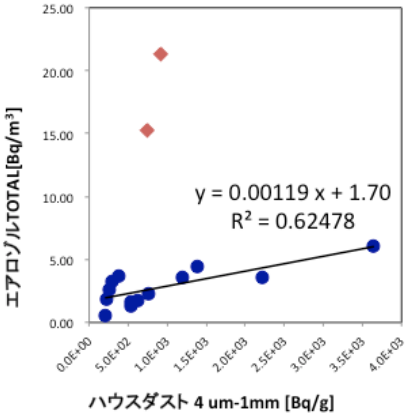


図１　ハウスダストとエアロゾルの Cs 量（全粒径範囲）

参考文献

[1] Hiroko Yoshida-Ohuchi et al. *Sci. Rep.* 6 :26412 (2016)

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2]

[1]Tohoku Univ., [2]AIST

福島第一原発周辺住家内における放射性セシウム汚染の状況 （2）福島第一原発周辺の住家内で着用したマスクから検出された 放射性セシウム粒子の特徴

Indoor radiocesium contamination in residential houses near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
(2) Characteristics of radiocesium particles detected on masks worn in residential houses neighboring Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*桧垣 正吾[1]，吉田 浩子[2]，栗原 雄一[1]，高橋 嘉夫[1]，篠原 直秀[3]
[1]東京大学，[2]東北大学，[3]産総研

福島第一原子力発電所周辺の住家において掃除機がけ、ハタキがけ及び掃き掃除を行った際に、作業者が室内のみで着用したマスクから、1 号機に由来しない非球形のケイ酸塩ガラス放射性セシウム含有微粒子（いわゆるセシウムボール）が初めて発見された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，セシウムボール

1. 緒言

放射性セシウムの環境への拡散源の化学系や形状には不明な点が多いが、その一つとしていわゆるセシウムボールが含まれることが明らかになっている。セシウムボールは内部被ばくの原因になることから、住家内での掃除の際に作業者が着用したマスクについてセシウムボールの付着の有無を調べた。

2. 測定

住家内で作業中に着用したマスクを、1 枚ずつゲルマニウム半導体検出器で測定して付着した放射性セシウム量を定量した。その後、イメージングプレートによる短時間露光などの手法を用いて、セシウムボールと推定される高濃度粒子を分離した。分離した粒子は、SEM-EDS により撮像および極小領域の元素分析を行った。さらに、分離した粒子 1 個ごとの放射能をゲルマニウム半導体検出器で定量した。

3. 結果および考察

大熊町の住家内（福島第一原発から直線距離 5.17 km）において 2016 年 9 月に着用したマスクのうち 1 枚から、直径 2.1 μm の球形のセシウムボール 1 個が発見された。このマスクには ^{137}Cs が 39.0±0.301 Bq 付着しており、セシウムボール 1 個がマスク全体の放射能に占める割合は 2.64 %であった。一方で、双葉町の住家内（直線距離 2.11 km）において同年 10 月に着用したマスクの 1 枚からは長辺が 10 μm 程度の非球形のセシウム粒子 3 個が発見された。このマスクには ^{137}Cs が 1,420±2.55 Bq 付着しており、セシウム粒子各 1 個がマスク全体の放射能に占める割合はそれぞれ 1.78%、3.25%、4.13%であった。

非球形のセシウム粒子の事故当時に補正した ^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比は、1.09±0.03 であった。これまで報告されている非球形のセシウム粒子は 1 号機由来のものである[1]。しかし、1 号機の ^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比とされる 0.941 とは明らかに異なっており、1 号機に由来しない非球形のセシウム粒子が初めて発見された。形状が非球形の粒子は原子炉からそれほど長い距離を飛散できなかったため、今回の調査で初めて発見されたと推定される。

参考文献

[1] 阿部 善也ら、日本地球惑星科学連合 2016 年大会予稿集、MAG24-02 (2016)

*Shogo Higaki[1], Hiroko Yoshida[2], Yuichi Kurihara[1], Yoshio Takahashi[1], Naohide Shinohara[3]
[1] The Univ. of Tokyo, [2] Tohoku Univ., [3]AIST.

福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析：（１）モニタリングデータによるトレンド分析

Analysis of radioactive nuclide transport inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant : (1) Trend Analysis based on monitoring data

*町田 昌彦[1]，山田 進[1]，渡辺 将久[1]
[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所（１F）事故以来、汚染水の海洋漏洩が危惧されており、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。このような状況下、原子力機構では機構内の様々な研究者が集まり「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース）」が組織され、科学的側面から汚染水が有する種々のリスク評価等を行ってきた。本講演では、本タスクフォースの一環として実施している１F 港湾内での放射性核種の動態解析によって得られた知見を報告し、今後の対策等の提案を行う。尚、これまでの学会にて報告してきたように、本報告では、港湾内の放射性核種分布状況について概観した後、モニタリングデータの分析知見を報告し[1]、次講演にてシミュレーションコードを用いた研究成果について報告を行う[2]。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、シグマ座標系、3 次元動態解析シミュレーション，汚染水

１．はじめに

１F での事故以来、原子力建屋に流れ込む地下水が炉内の放射性物質に触れることで汚染水となり、その一部は港湾内へと流れ込み、更に港湾外へと流出していると考えられてきた。事故当初の港湾内への直接流出後、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する放射性物質の量は減少し、港湾内における濃度も減少傾向にあることが確認できる。しかし、未だに地下水は建屋に流入し続け、貯蔵タンクには大量の汚染水が保管されているため、現在でも海洋汚染の潜在的リスクを有していると考えられる。

本研究では、１F 港湾の放射性核種の分布状況を、モニタリング結果を基に分析し、国・東電による各対策について評価し、１F 港湾特有の放射性核種の挙動を明らかにする。

2. １F 港湾内のモニタリングデータの分析と核種濃度の推移

前回の原子力学会（2016 年秋の大会）にて、最新の傾向として排水路からの影響について評価した結果について報告した[1]。排水路は複数あるが、K 排水路が主要な影響を与えており、その評価が重要であることを示した[1]が、本報告では、その後１F で実施されてきた対策工事とその最新の状況も踏まえて、過去と現状についての分析評価結果を示し、環境影響低減のための可能な対策等についても提言したい。

参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価:（１）モニタリングデータ分析による放射性核種の動態評価」, 原子力学会 2016 年秋の大会

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価：（２）3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2016 年秋の大会

---

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] and Masahisa Watanabe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析：（２）シグマ座標系３次元シミュレーションによる海水流動場シミュレーション

Analysis of radioactive nuclide transport inside the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: (2) Flow simulation for 3D hydrodynamic model with sigma coordinates

*山田 進[1]，町田 昌彦[1]，渡辺 将久[1]
[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所（１F）事故以来、汚染水の海洋への流出が危惧されており、国・東電による汚染水の移行抑制のための対策工事が実施されてきた。このような状況の下、原子力機構では機構内の様々な研究者が集まり、「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース）」が組織され、多種多様な視点から汚染水等の有するリスク評価を行ってきた。本講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している、シグマ座標系を利用した 3 次元流体モデルによる１F 港湾内の海水流動及び核種の拡散過程のシミュレーション結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、シグマ座標系、3 次元動態解析シミュレーション，汚染水

１．はじめに

１F 事故以来、放射性物質の多くは地下水により港湾内へと流れ込んでいると考えられてきた。事実、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少し、港湾内の各観測地点における放射性物質の濃度も減少傾向にある。その一方、敷地内に降った雨水は、排水路を通して港湾内に流入し、排水路を通過する放射性物質の濃度は、降雨時に高くなること等がモニタリングによって示されてきた。「１F 廃炉対策タスクフォース」では、こうした状況を科学的見地から評価するため、数値シミュレーションコードを開発し、その評価を行ってきた[1,2]。その結果、直交座標系を用いた 3 次元数値シミュレーションによって港湾内での海水の流れを模擬し、トリチウムの港湾内での濃度分布をほぼ再現することに成功している。しかし、採用した座標系のため、海底地形を滑らかに表現できず、起伏の激しい海底付近での結果が不自然となる結果が得られ、その解決策としてシグマ座標系の適用を試みた。

2. １F 港湾内の海水および放射性物質の移動に対する３次元シグマ座標系シミュレーション

本研究では、海底地形の起伏を滑らかに表現するシグマ座標系シミュレーションコードを開発し、海水の動きと排水路から流入した放射性物質の濃度分布とその時間変化を求めた。その結果、上記課題は解決し、適切な海水流動場を得ることに成功した。詳細なシミュレーション結果については、当日報告する。

参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価:（１）モニタリングデータ分析による放射性核種の動態評価」, 原子力学会 2016 年秋の大会

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価：（２）3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2016 年秋の大会

---

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A06-09] 福島事故関連：環境安全評価

座長：吉田 浩子 (東北大)

2017年3月28日(火) 10:55 〜 12:00 A会場 (16号館 16-101教室)

[2A06] 福島県内の除染廃棄物仮置場の安全評価

*野村 直希[1]、西内 征司[1] （1. 福島県）

10:55 〜 11:10

[2A07] 東電福島第一原発事故起源の放射性セシウムの日本沿岸での挙動2011-2016

*青山 道夫[1]、浜島 靖典[2]、猪股 弥生[2]、熊本 雄一郎[3]、岡 英太郎[4]、坪野 考樹[5]、津旨 大輔[5] （1. 福島大学環境放射能研究所、2. 金沢大学環日本海域環境研究センター、3. 海洋研究開発機構地球環境観測研究開発センター、4. 東京大学大気海洋研究所、5. 電力中央研究所環境科学研究所）

11:10 〜 11:25

[2A08] 原発事故放射能湿性沈着過程の大気拡散モデルによる再現性の検討

*山澤 弘実[1]、水谷 健太[1]、森泉 純[1]、平尾 茂一[2] （1. 名古屋大学、2. 福島大学）

11:25 〜 11:40

[2A09] NaI波高分布を用いた大気中放射能濃度推定法の検討

*奥 安人夢[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名古屋大学）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

福島県内の除染廃棄物仮置場の安全評価

Safety Assessment of Temporary Storage Sites for Decontamination Wastes in Fukushima Prefecture

*野村直希[1]，西内征司[1]

[1]福島県環境創造センター

福島県内の除染廃棄物（土壌や草木等）の仮置場での保管が長期にわたることから、今後の安全性を担保するため安全評価を行った。SAFRAN というソフトウェアを用い、想定される被ばくシナリオに基づき評価した結果、極端な事故を想定した場合においてもその影響は小さいことが示唆された。

キーワード：除染廃棄物，安全評価，SAFRAN

1. 緒言

除染廃棄物は、国が設置する中間貯蔵施設へ搬入されるまでの間、仮置場や現場保管場(以下、保管場とする。)にて保管することとされており、現在保管の長期化が懸念されている。保管場は住宅に隣接するなど生活圏に存在する場合が多いことから、除染廃棄物の管理に伴う人の健康や生活環境への影響を防ぎ、かつ周辺住民の方々が感じる不安を軽減するためには、除染廃棄物の管理に起因する放射線影響を評価するとともに、必要に応じて安全対策を講じ、施設の安全性を確保することが重要である。

したがって、ここでは典型的なモデル仮置場に対し、いくつかのシナリオに基づいて保管時や搬出入等の作業時に生じうる除染廃棄物からの放射線影響を概略的に評価した。

2. 安全評価の実施

2-1. シナリオの作成

仮置場等において保管される除染廃棄物中の放射性核種のうち、安全評価において重要な核種は ^{134}Cs および ^{137}Cs であること[1)]を考慮した上で、保管時、搬出入時及び輸送時における被ばくシナリオを作成した。

2-2. モデル仮置場の設定

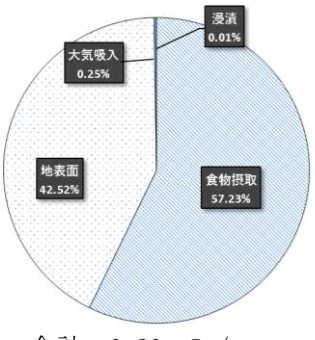
県内には現在 1000 箇所を超える仮置場が存在することから、代表的な仮置場として、県内の仮置場の大部分を占める地上保管型をモデルとし、併せて保管量や放射能濃度を設定した。

2-3. シナリオ毎の評価方法

2-1 で作成したシナリオに基づきモデル仮置場の安全評価を行った。なお、評価には、SAFRAN というソフトウェアを用い、3 次元形状の線源からの外部被ばくについては PHITS コードを利用した。

2-4. 評価結果

モデル仮置場について安全評価を行った結果のうち、最も規模の大きい事故である火災の発生に伴う周辺住民の追加被ばく線量は 0.20 mSv/event であった。ここで、プルームからの被ばく経路が占める割合は全体の 1%未満と低いことから、火災などの事故時においても緊急的な避難の必要はないと考えられ、実際に事故が生じた際には保管場周辺のモニタリングを実施し、その結果に応じて適切に対応することが重要であると考えられる。



合計　0.20 mSv/event

Fig 1 火災時における近隣住民の追加被ばく線量評価結果

参考文献

[1] 文部科学省,農林水産省(2012) 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に伴い放出された放射性物質の分布状況等に関する調査研究結果」

*Naoki Nomura[1], Masashi Nishiuchi[1]

[1]Fukushima prefectural Centre for Environmental Creation

東電福島第一原発事故起源の放射性セシウムの日本沿岸での挙動 2011-2016

*青山 道夫[1] 浜島 靖典[2] 猪股 弥生[3], 熊本雄一郎[4], 岡 英太郎[5], 坪野考樹[6] 津旨大輔[7]

[1]福島大学環境放射能研究所, [2,3]金沢大学環日本海域環境研究センター, [4]海洋研究開発機構地球環境観測研究開発センター, [5]東京大学大気海洋研究所, [6,7]電力中央研究所環境科学研究所

キーワード：福島第一原発事故、放射性セシウム、日本沿岸、再循環

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東電福島第一原子力発電所（FNPP1）事故によって放出された放射性セシウム（134Cs と 137Cs）は、大気を経由してあるいは直接北太平洋に注入された。事故後海洋環境に放出され、東あるいは南に輸送された放射性セシウム[1] [2]が最近日本周辺に戻ってきて（再循環）おり、表層海水中の放射性セシウムがわずかであるが増加している[3]。この再循環の最近の様相を確認するために、2015 年 11 月から 2016 年 5 月にかけて日本周辺の日本海、東シナ海、本州南方海域 80 地点以上で集中的に表層試料採取をおこない、134Cs および 137Cs 両方の値を得るために地下測定室での極微量放射能分析を行った。今回は、射性セシウムの日本沿岸全域での挙動について、とくに亜熱帯循環を経由してきたと考えられる再循環の様相について報告する。

2. 観測結果と考察

日本周辺では、FNPP1 近傍を除くと、2011 年 3-4 月に放射性セシウム放射能が FNPP1 事故の影響で上昇したのち、徐々に減少していた。2014 年から 2016 年では、NPP1 近傍では、漏洩がわずかに継続しているが表層海水中放射能はゆっくり減少していた[1] [3]。それに対し、FNPP1 の南に位置する茨城県波崎では、表層海水中放射性セシウムがほとんど減少しない傾向が見られる[3]ようになるとともに、日本海あるいは東シナ海北部では放射性セシウムが 2014 年頃にわずかであるが増加する傾向（核実験起源分に相当する 1.0-1.5 Bq m^{-3} からおよそ 2.0 Bq m^{-3} への増加）見られるようになった。2015 年 11 月から 2016 年 5 月の集中観測期間中、日本周辺での表層海水中放射性セシウム 137 放射能は 1.38 ± 0.08 から 2.12 ± 0.11 Bq m^{-3} でありセシウム 134 放射能は検出下限値以下(0.2 Bq m^{-3} 以下）から 0.38 ± 0.07 Bq m^{-3} の範囲にあった。FNPP1 起源の証拠であるセシウム 134 は東シナ海南部陸棚域を除く広い範囲で検出された。この再循環の様相は、表層の東向き輸送をきわめてよく再現している海洋大循環モデル[4]では再現されていない。この不一致の理由としてモデル計算の初期値である大気からの降下量パターンが黒潮の南側で現実と合っていない可能性が考えられる。

3. 結論

これらの観測結果は、FNPP1 事故により海洋環境に放出された放射性セシウムのわずかな部分が、既に西部北太平洋の表層を通って再循環していること、および再循環の放射性セシウムが事故後数年の期間内に日本の沿岸に達したことを示している。

参考文献

[1] Aoyama et al., Journal Oceanography, 2016, DOI 10.1007/s10872-015-0335-z [2] Kumamoto et al., Scientific Report, 2014,DOI 10.1038/srep04276 [3] Aoyama et al., Applied Radiation and isotopes, 2016, DOI 10.1016/j.apradiso.2016.12.003 [4] Tsubono et al., Deep Sea Research Part I, 2016, doi:10.1016/j.dsr.2016.02.019

*Michio Aoyama[1], Yasunori Hmajima[2], Yayoi Inomata[3], Yuichiro kumamoto[4], Eitarou Oka[5], Takaki Tsubono[6],and Daisuke Tsumune[7]

[1]Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, [2,3]Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University, [4]Research Institute for Global Change, Japan Agency for Marine-Earth Science and Technology, [5]Atmosphere and Ocean Research Institute, The University of Tokyo, [6,7]Central Research Institute of Electric Power Industry,

原発事故放射能湿性沈着過程の大気拡散モデルによる再現性の検討

Discussion on reproducibility of wet deposition processes of accidentally released radioactive matter using an atmospheric dispersion model

*山澤弘実[1]，水谷健太[1]，森泉純[1]，平尾茂一[2]
[1]名大院工，[2]福島大

沈着発生機構解明で課題が残されている福島県中通りでの 2011 年 3 月 15 日の降雨前および極弱雨時の沈着について、新たに上空での降水蒸発を考慮した沈着過程を組み込んだ大気拡散モデルにより沈着量の再現性を検討した。

キーワード：福島原発事故、沈着機構、沈着量分布、大気拡散モデル、福島県中通り、Cs-137

1. 緒言

2011 年 3 月 15 日の日中に福島県中通りでは、感雨計による降雨が観測される前、あるいは感雨があるが雨量計下限値未満の極弱雨時に顕著な線量率上昇があり、線量率変動の特徴からその線量率上昇の相当の部分が沈着核種からのグラウンドシャインであると考えられている。一方、湿性沈着効率を降水強度の関数として与えている現在の大気拡散モデルでは、この線量率変動や中通りでの沈着量分布は再現できていない。大気拡散モデルではプルーム到達は再現されているものの、乾性沈着のみでは実測沈着量を説明できない。本研究では、当時の気象状況の解析により沈着発生機構を考察し、それもモデルに組み込み沈着量分布の再現性を検討する。

2. 方法

大気拡散計算では気象モデル WRFV3.6 とラグランジュ型拡散モデルを off-line で結合し、3 次元の大気中濃度と沈着量を 1 時間ごとに計算した。計算領域は東経 141.50 度、北緯 36.75 度を中心とする 825 km×825 km で、水平解像度は 3 km×3 km とした。鉛直格子数は不均等に 46 層を設定し、地表面から約 3000 m までを 30 層に区切った。放出源情報には Katata らの推定値を用いた、計算対象核種は Cs-137 とした。

3. 結果

地上気象観測値および気象モデル計算値から、3 月 15 日午後には地上で降水が観測される前 1－3 時間前に地上約 0.5-1 km の範囲で降水（大気中の雨あるいは雪の水分量）の存在が示された。降水量が地上まで達していないのは、降水途中での蒸発に依るものである。この領域では、降水に取り込まれた放射性物質は、降水の落下により下方に迅速に輸送され、その後の蒸発によるエアロゾル粒子の析出では大粒径化が起こっていることが想定される。この過程を導入した大気拡散モデルによる沈着量の計算結果は、中通りでの沈着量分布の再現性が大幅に改善した（図 1）。一方、この改良により過大評価となる地域が新たに生じていることから、上記過程のモデル化ではさらに検討が必要である。

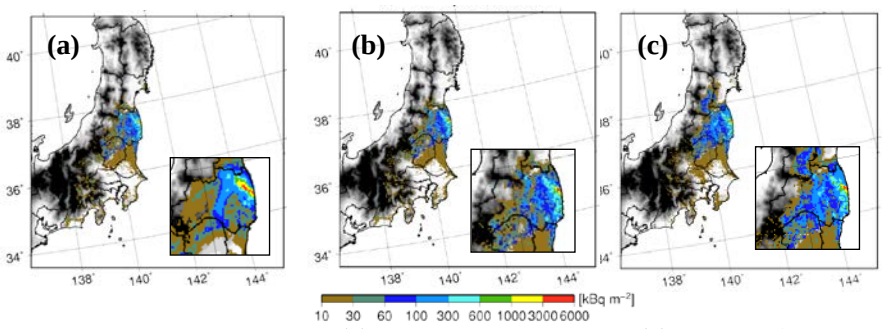


図 1 Cs-137 沈着量分布：(a)航空機サーベイ結果、(b)改良前計算値、(c)改良後計算値。

*Hiromi Yamazawa[1], Kenta Mizutani[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[2]
[1]Nagoya Univ., [2]JFukushima Univ.

NaI 波高分布を用いた大気中放射能濃度推定法の検討

Method of estimating activity concentration in air from NaI(Tl) detector pulse-height distribution

*奥 安人夢[1]，山澤 弘実[1]，森泉 純[1]

[1]名大院工

NaI 波高分布を用いた大気中放射能濃度の推定を目的とする。推定にはコンプトン散乱部の計数率を用いて波高分布をグランドシャイン(GR) とクラウドシャイン(CL) に分離する方法(方法 1) と、プルーム到達前後の計数率の変化から分離する方法(方法 2) が提案されており、両手法の特徴と利点を検討した。

キーワード：大気中放射能濃度，NaI 波高分布，EGS5

1. 諸言

既設のモニタリングポストで得られる波高分布から事故放出放射性核種の大気中濃度および地表面濃度が得られれば、その効用は大きい。測定された計数率は GR および CL の両者が含まれるため、濃度推定ではこれらの分離が課題となり、現在まで二つの分離方法が提案されている。原理の異なるこれらの推定方法を茨城県内 MP に適用し、両者の整合性および得失を検討した。

2. 推定方法

方法 1 では、コンプトン散乱部の計数率と全吸収ピークの計数率の比が GR と CL で異なることを利用して大気－地面濃度比を求め、さらに各核種の全吸収ピークの計数率が実測と最も近くなる各核種の濃度を最小二乗法を用いて算出する。この方法では、主要な複数核種の濃度を同時に推定することができ、さらに時間経過を考慮せず単一の NaI 波高分布から濃度推定が可能である。しかし、周辺の地形が複雑である MP では推定値の不確かさが大きくなる可能性が示唆されている。方法 2 では、各プルームごとに沈着率が一定と仮定し、プルーム前後の計数率増加が GR の増加に相当するとして、GR と CL に分離することで濃度推定を行う。そのためプルーム飛来中の実時間推定ができないが、大気中放射能濃度のみなら複雑な地形でも推定が行えるという利点が存在する。

3. 推定結果

両手法とも全体を通してよい再現性を示したが、方法 2 では降雨があった期間は実測値からの差が大きくなった。これは降雨によりプルームが通過している間に沈着率が変化したことが原因であると考えられた。また方法 1 では主要な核種の全ての濃度推定が可能であったが、方法 2 では ^{131}I、^{132}Te、^{133}Xe のみ推定することが可能だった。これは方法 2 では推定するそれぞれの核種のピーク部におけるネット計数率が必要なことに起因している。また方法 1 と比較し方法 2 ではプルーム到来時の濃度の立ち上がりが明瞭である特徴があった。

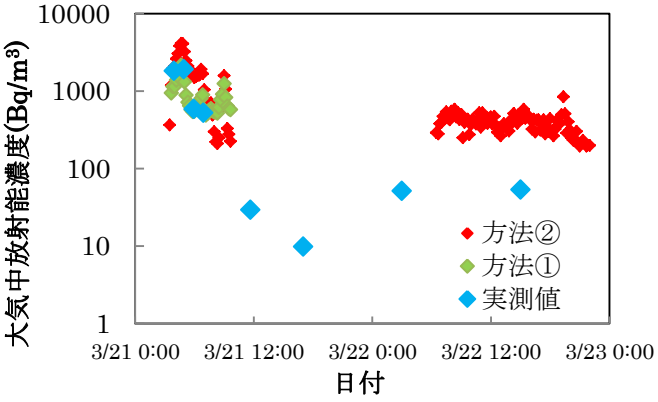


Fig.1　3 月 21 日から 23 日における I-131 の大気中放射能濃度の時間変化

Atomu Oku[1], Hiromi Yamazawa[1] and Jun Moriizumi[1]

[1]Nagoya Univ

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[2B01-05] 水素同位体挙動

座長：笠田 竜太 (京大)

2017年3月28日(火) 09:30 ～ 10:50 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B01] ガンマ線照射下における低放射化フェライト鋼 F82H中の水素同位体透過挙動

*藤田 光[1]、望月 惇平[2]、堀越 清良[2]、松永 萌暉[1]、大矢 恭久[1,2]、近田 拓未[1,2] （1. 静岡大理、2. 静岡大院総）

09:30 ～ 09:45

[2B02] 重水素ガス曝露によるタングステン中に滞留したトリチウムの除去

*戸苅 陽大[1]、植村 有希[2]、桜田 翔大[2]、藤田 啓恵[2]、波多野 雄治[3]、矢嶋 美幸[4]、時谷 政行[4]、増崎 貴[4]、近田 拓未[5]、大矢 恭久[5] （1. 静岡大理、2. 静岡大院総理、3. 富山大水素研、4. 核融合研、5. 静岡大学術院理）

09:45 ～ 10:00

[2B03] 重イオン照射タングステン中の重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射影響

*東 奎介[1]、植村 有希[1]、桜田 翔大[1]、藤田 啓恵[1]、周 啓来[2]、吉田 直亮[3]、外山 健[4]、近藤 創介[5]、近田 拓未[1]、大矢 恭久[1] （1. 静大院、2. 静大理、3. 九州大応力研、4. 東北大金研、5. 京大エネ研）

10:00 ～ 10:15

[2B04] クエストプラズマに曝したタングステン中の水素同位体滞留挙動能評価

*大矢 恭久[1]、佐藤 優理奈[2]、桜田 翔大[3]、植村 有希[3]、藤田 啓恵[3]、東 奎介[3]、周 啓来[2]、吉田 直亮[4]、花田 和明[4]、近田 拓未[1] （1. 静岡大学術院理、2. 静岡大理、3. 静岡大院総合科学技術、4. 九大応力研）

10:15 ～ 10:30

[2B05] Helium and hydrogen isotope retention behavior in simultaneous implanted tungsten

*Qilai ZHOU[1], Yuki UEMURA[2], Shodai SAKURADA[2], Hiroe FUJITA[2], Kesuke AZUMA[2], Miyuki YAJIMA[3], Masayuki TOKITANI[3], Naoaki YOSHIDA[4], Takumi CHIKADA[3], Yasuhisa OYA[1] （1. Faculty of Science,Shizuoka University, 2. Graduate School of Science, Shizuoka University, 3. National Institute for Fusion Science, 4. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University）

10:30 ～ 10:45

©日本原子力学会

γ線照射下における低放射化フェライト鋼 F82H 中の水素同位体透過挙動

Hydrogen isotope permeation behavior in reduced activation ferritic steel F82H under γ-ray irradiation

*藤田 光[1]，望月 惇平[2]，堀越 清良[2]，松永 萌暉[1]，大矢 恭久[1,2]，近田 拓未[1,2]

[1]静岡大学理学部，[2]静岡大学大学院総合科学技術研究科

ブランケット構造材料におけるトリチウム透過に関する研究として、低放射化フェライト鋼 F82H に対してγ線照射下で重水素透過試験を行うことで、構造材料中の水素同位体透過に対するγ線照射効果を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，低放射化フェライト鋼，F82H，γ線，照射

1. 緒言

核融合炉周辺の安全性確保および燃料損失抑制の観点から、ブランケット構造材料におけるトリチウム透過に関する研究は極めて重要であり、これまでに多くの知見が得られている。しかし、実機のブランケット領域は高線量率の放射線場であることから、トリチウム透過挙動が照射で変化する可能性があるが、関連する報告例はほとんどない。そこで本研究では、低放射化フェライト鋼 F82H を用いてγ線照射下で重水素透過試験を行うことで、γ線照射が構造材料中の水素同位体透過に与える影響を調べた。

2. 実験

重水素透過試験中の試料表面の酸化を防ぐため、両面鏡面研磨した低放射化フェライト鋼 F82H ディスク試料（直径 20 mm、厚さ 0.5 mm）の両面にパラジウム（Pd）被覆を電解メッキにより施した。作製した試料について、ガス透過装置[1]を用いて 300～400 ºC で重水素透過試験を行った。透過試験中の試料部に ^{60}Co 線源よりγ線を照射することにより、照射中の重水素透過の変化をその場測定した。線量率は試料位置により変化させることができ、本研究では 0.16～0.28 Gy s^{-1} の範囲で実施した。

3. 結果・考察

重水素透過試験から、過去の未被覆試料における実験結果と同様、γ線照射時に透過フラックスの上昇が確認された。また、重水素透過フラックスの重水素導入圧力依存性から、Pd 被覆を施した F82H 試料は、未被覆試料と比較して律速過程において表面反応の寄与が大きいことが示唆された。図にγ線照射時における各温度での透過フラックスの増加量の温度依存性を示す。拡散律速を示した未被覆試料と同様、透過フラックスの増加量が温度に比例した。透過フラックスの増加量が Pd 被覆試料の方が大きいのは、透過の絶対量が Pd 被覆試料の方が大きいためであると考えられる。また、γ線照射による透過フラックスの増加は重水素導入圧力にも比例したことから、γ線照射効果は透過の絶対量に比例すると考えられる。以上の結果から、表面反応の寄与の大きい Pd 被覆試料においても、γ線照射は主に F82H 中の拡散に影響を与えることが示唆された。

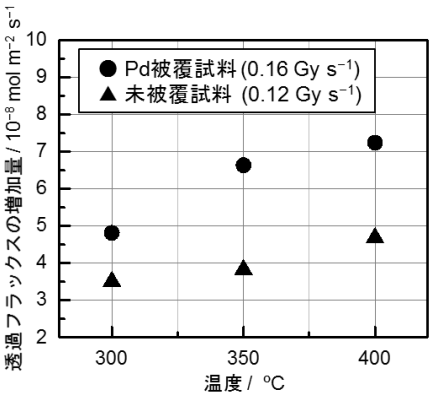


図 F82H 試料におけるγ線照射効果の温度依存性。重水素導入圧力はいずれも 80 kPa。

参考文献

[1] T. Chikada, et al., Nucl. Fusion 51 (2011) 063023.

---

*Hikari Fujita[1], Jumpei Mochizuki[2], Seira Horikoshi[2], Moeki Matsunaga[1], Yasuhisa Oya[1, 2] and Takumi Chikada[1, 2]

[1]Fac. Sci., Shizuoka Univ., [2]Grad. Sch. Integrated Sci. Technol., Shizuoka Univ.

重水素ガス曝露によるタングステン中に滞留したトリチウムの除去

Removal of retained tritium in tungsten by deuterium gas exposure

*戸苅 陽大[1]，植村 有希[2]，桜田 翔大[2]，藤田 啓恵[2]，東 圭介[2]，周 啓来[1]，波多野 雄治[3]，
矢嶋 美幸[4]，時谷 政行[4]，増崎 貴[4]，近田 拓未[2]，大矢 恭久[2]
[1]静岡大理，[2]静岡大院総，[3]富山大水素研，[4]核融合研

ガス曝露による水素同位体交換の効果を調べるため、表面に不純物堆積層を蒸着したタングステンにトリチウムガス曝露を行った後に、種々の条件で重水素ガス曝露を行い、各水素同位体の滞留挙動を評価した。その結果、高温での曝露により同位体交換反応が促進されることが示唆された。

キーワード：タングステン，トリチウム滞留，重水素曝露，水素同位体交換

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁の候補材であるタングステン(W)において、燃料であるトリチウムの滞留は、燃料効率および放射線安全性の観点から重要な懸念となっている。現在、滞留したトリチウムを除去する手段として、重水素ガスによる水素同位体交換が考えられている。本実験では、プラズマ化学蒸着法(PECVD)により、炭素および金属を含む堆積層を成膜した W 試料に対し、トリチウムガス曝露および重水素ガス曝露を連続して行い、昇温脱離法(TDS)を用いて全水素同位体の滞留挙動を評価した。

2.実験

アライドマテリアル社製 W 円板試料(10 mm$^{\phi}$, 0.5 mm^{t})に対し、タングステンヘキサカルボニルおよびメタンガスを原料として PECVD 法により表面に C-W 混合層を成膜した。この試料に対し、5%のトリチウムを含む軽水素ガスを 573 K にて 4 時間曝露し、続けて重水素ガス曝露を 473 K および 673 K にて 3 時間行ったのち、全水素同位体の滞留挙動を TDS 法により評価した。

3. 結果･考察

図に 5% HT ガス曝露後に(a)473 K および(b)673 K にて重水素ガス曝露を 3 時間行った W 試料の TDS スペクトルを示す。673 K 曝露試料では、473 K 曝露試料と比較して軽水素の滞留量が減少し、重水素の滞留量が増加したことから、重水素ガス曝露温度の上昇により同位体交換反応が促進されることが示唆された。また、TDS 時に脱離したトリチウム量は、673 K 曝露試料において 473 K 曝露試料の約 70%に減少したことから、高温での曝露においてトリチウム除去効果が高くなると考えられる。本発表では、重水素ガス曝露の時間および圧力を変化させた場合の水素同位体滞留挙動の差異についても報告する。

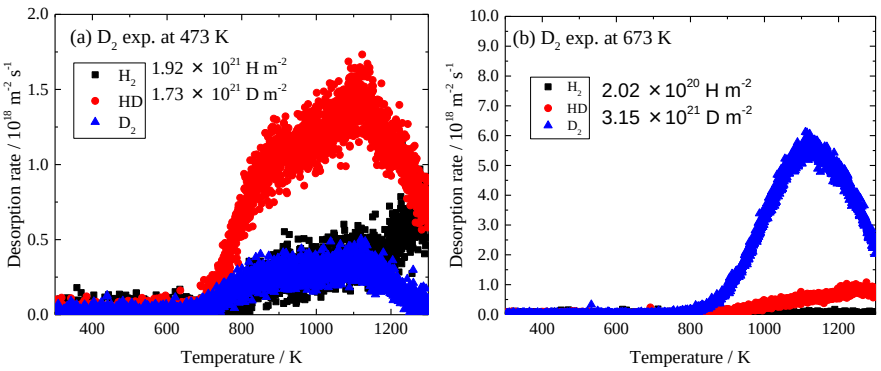


図　(a)473 K および(b)673 K D_2 曝露試料の TDS スペクトル

*Akihiro Togari[1], Yuki Uemura[2], Shodai Sakurada[2], Hiroe Fujita[2], Keisuke Azuma[2], Quilai Zhou[1], Yuji Hatano[3], Miyuki Yajima[4], Masayuki Tokitani[4], Suguru Masuzaki[4], Takumi Chikada[2], Yasuhisa Oya[2]
[1,2]Shizuoka Univ., [3]HRC Univ. Toyama, [4]NIFS

重イオン照射タングステン中の重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射影響

The effect of deuterium plasma implantation on deuterium retention behavior for heavy ion implanted W.

*東奎介[1]，植村有希[1]，桜田翔大[1]，藤田啓恵[1]，周啓来[2]，吉田直亮[3]，
外山健[4]，近藤創介[5]，檜木達也[5]，栗原竜弥[6]，大野哲靖[6]，近田拓未[1]，大矢恭久[1]
[1]静岡大院総合科学，[2]静岡大理，[3]九大応力研，[4]東北大金研，[5]京大エネ研，[6]名大院工

タングステン中の水素同位体滞留挙動に及ぼすプラズマ照射影響を理解するため、鉄イオン照射タングステン中の重水素滞留挙動について、重水素プラズマ照射と重水素イオン照射の結果を比較した。イオン照射に比べて低エネルギーの重水素プラズマ照射では、表面近傍の欠陥による捕捉が主要な捕捉状態であることが示唆された。

キーワード：タングステン，プラズマ照射，重水素滞留挙動，重イオン照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材候補であるタングステン（W）には、炉運転中に高エネルギーの中性子や水素同位体が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトとなる照射欠陥が導入される。過去の研究では、鉄イオン（Fe^{3+}）照射 W 中の重水素（D）滞留挙動を D_2^+照射により評価し、Fe^{3+}照射によって形成された原子空孔やボイドが D の安定な捕捉サイトであることが示された。実炉内では、低エネルギーで高フラックスの水素同位体プラズマに曝されるため、エネルギー一定のイオン照射との水素同位体滞留挙動を比較することが重要である。本研究では、Fe^{3+}照射した W に D_2^+照射および D^+プラズマ照射を行い、昇温脱離法（TDS）にて D 滞留挙動の比較を行った。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取加工 W 試料（直径 6 mm、厚さ 0.5 mm）に対して、京都大学の複合ビーム材料照射装置（DuET）を用いて 6.4 MeV Fe^{3+}照射（損傷量 0.1 dpa）を室温および 1173 K にて行った。この試料に静岡大学にて 1 keV D_2^+照射（フルエンス 1.0×10^{22} $D^+ m^{-2}$ ；温度　室温）または、東北大学にて 100 eV D^+プラズマ照射（フルエンス 7.6×10^{24} $D^+ m^{-2}$ ；温度　373 K 以下 ；）を行った後、TDS により W 中の D 滞留挙動の評価を行った。

3. 結果・考察

図に各試料の TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、Peak 1、2、3 をそれぞれ転位ループ、原子空孔、ボイドへの捕捉と帰属した。D_2^+照射及び D^+プラズマ照射ともに、高温 Fe^{3+}照射試料では室温照射試料に比べて D 滞留量が大きく減少することが分かった。特に高温側の D 放出率が減少しており、高温照射では欠陥が動きやすく、欠陥の回復により D の捕捉サイトが減少したためだと示唆された。また、プラズマ照射試料ではイオン照射試料と比べて、低エネルギーであるため打ち込み深さが浅く、欠陥濃度の高いバルクで捕捉されないため、Peak 2 における D 放出量が増加することが示唆された。

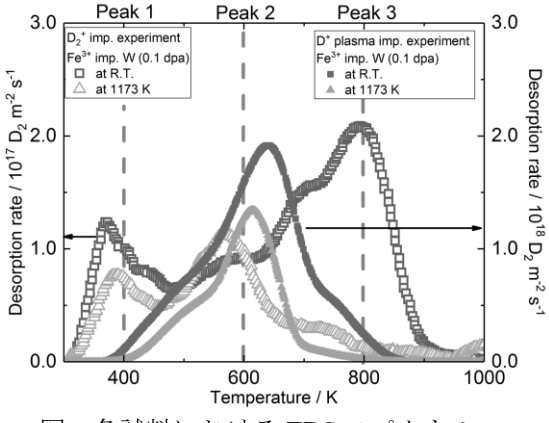


図　各試料における TDS スペクトル

参考文献

[1]S.Sakurada, et al., Nucl. Mater. Energy, 9 (2016) 141-144.

*Keisuke Azuma[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Hiroe Fujita[1], Quilai Zhou[2], Naoaki Yoshida[3], Takeshi Toyama[4], Sosuke Kondo[5], Tatuya Hinoki[5], Tatsuya Kuwabara[6], Noriyasu Ohno[6], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1]

[1, 2]Shizuoka Univ., [3]RIAM, Kyushu Univ., [4]IMR, Tohoku Univ., [5]IAE, Kyoto Univ., [6]Nagoya Univ.

クエストプラズマに曝したタングステン中の水素同位体滞留挙動能評価

Hydrogen isotope retention enhancement for tungsten exposed to QUEST plasma

*大矢恭久[1]，佐藤優理奈[2]，桜田翔大[3]，植村有希[3]，藤田啓恵[3]，東奎介[3]，周啓来[2]，
吉田直亮[4]，花田和明[4]，近田拓未[1]
[1]静大学術院理，[2]静大理，[3]静岡大院総合科学技術，[4]九大応力研

球状トカマク型高温プラズマ閉じ込め装置クエストのプラズマ対向壁にタングステンを設置し、水素放電実験後の水素滞留量及び重水素イオン追照射による水素同位体滞留能を材料表面の堆積・損耗挙動と関連づけて評価した。その結果、設置位置により上部壁では損耗、下部壁では堆積が種であり、その試料表面化学状態が重水素滞留挙動に影響を与えることが示唆された。

キーワード：タングステン， クエスト，水素同位体

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材候補であるタングステン中の水素同位体滞留挙動の解明は燃料リサイクリングの観点から必要不可欠である。九州大学の球状トカマク型高温プラズマ閉じ込め装置クエストでは、将来の核融合炉を模擬し、プラズマ対向壁が全て金属であるとともに壁温を制御するための高温壁（473 K）が導入されており、本装置中の水素リサイクリングを理解することは、将来の核融合炉中の水素同位体挙動を予測する上で重要である。そこで本研究では 2015 年秋冬キャンペーンと 2016 年春夏キャンペーンにプラズマ対向壁表面にタングステンを設置し、水素放電実験後の水素滞留量及び重水素イオン追照射による水素同位体滞留能を昇温脱離法(TDS)にて評価するとともに、タングステン表面の堆積・損耗挙動と関連づけて理解することを試みた。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取加工 W 試料（直径 6 mm、厚さ 0.5 mm）をクエストプラズマ対向壁の上部壁・下部壁及び赤道壁に設置し、2015 年秋冬キャンペーンまたは 2016 年春夏キャンペーンの水素放電に曝した。その後、試料を取り出し、静岡大学にて水素滞留量を昇温脱離法(TDS)で調べるとともに、室温にて 1 keV D_2^+ 照射（フルエンス 1.0×10^{22} D^+ m^{-2}）を行なったのちに TDS を行い、水素同位体滞留能を評価した。さらに、X 線光電子分光及び TEM 観察により化学状態と損耗・堆積挙動を評価した。

3. 結果・考察

図に 2016SS 試料の D_2 TDS スペクトルを示す。上部壁は 2015AW 試料では主な放出ピークが 400 K であったが、2016SS 試料では 550 K 付近にシフトしており、それぞれ転位ループまたは表面吸着[1]と原子空孔[2]による捕捉であると帰属した。また、下部壁では 2015AW 試料において炭素不純物堆積層由来[3]の高温での放出ピークが見られたが、2016SS 試料では 650 K 付近にみられた為、堆積層の結晶性に起因していると考えられる。磁場配位がリミター配位になったことでこれまで損耗が主であったものが堆積が主になったとな理、素同位体の TDS スペクトルが大きく変化したと考えられる。

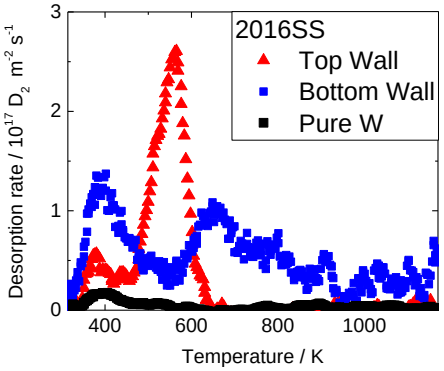


図　各試料における TDS スペクトル

[1] M. Kobayashi *et al.*, *Fusion Eng. Des.*88 (2013) 1749–1752.
[2] G. N. Luo *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 81, 8-14 (2006) 975.
[3] Y. Oya *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 88, 9-10 (2013) 1699-1703.

*Yasuhisa Oya[1], Yurina Sato[2], Shodai Sakurada[3], Yuki Uemura[3], Hiroe Fujita[3], Keisuke Azuma[3], Quilai Zhou[2], Naoaki Yoshida[4], Kazuaki Hanada[4], Takumi Chikada[1]

[1, 2,3] Shizuoka Univ., [4]RIAM, Kyushu Univ.

Helium and hydrogen isotope retention behavior in simultaneous implanted tungsten

*Qilai Zhou[1], Yuki Uemura[2], Shodai Sakurada[2], Hiroe Fujita[2], Keisuke Azuma[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1]
[1]Faculty of Science, Shizuoka Univ., [2]Graduate School of Science & Technology, Shizuoka Univ., [3]NIFS, [4]RIAM, Kyushu Univ.

Tungsten is the candidate for plasma facing materials (PFMs) in the fusion reactor. It will be simultaneously irradiated by hydrogen isotopes and helium (He) produced by D-T fusion reaction. In this study, simultaneous He-H implantation was performed and the retention behavior was evaluated by high temperature thermal desorption spectroscopy (HT-TDS). Experimental results showed that He retention behavior was affected by the incident hydrogen to a large extent.

Keyword : Tungsten; Helium; Simultaneous implantation; Bubbles; TDS

1. Introduction

In the fusion reactor, PFMs will be exposed to the heavy bombardment of helium generated by the D-T fusion reaction. Serious damage can be introduced such as He bubbles and dense dislocation loops. The formation of these damages will be further complicated by the incident hydrogen isotopes. Thus, it is important to understand the He behavior in W under simultaneous implantation of He and hydrogen isotope. In this study, simultaneous He^+-H_2^+ implantation with different hydrogen ion energy and flux ratio was performed. Helium and hydrogen isotope retention behavior are elucidated using the HT-TDS.

2. Experiment

Polycrystalline W (10 mm$^{\phi}$, 0.5mm^{t}, A.L.M.T. Corp. Ltd), was preheated at 1173 K for 30 min under ultrahigh vacuum (< 10^{-6} Pa). Thereafter, only He^+ and simultaneous He^+- (H_2^+) implantation were performed using 3.0 keV He^+ with the fluence of 1.0×10^{21} and 1.0×10^{22} He^+ m^{-2} and 1.0~3.0 keV H_2^+ with the fluence of 1.0×10^{22} H^+ m^{-2}. Then, TDS measurements were carried out at the temperature from 300 K to 1700 K.

3. Results and discussion

Figure shows the He desorption spectra for the irradiated W at two He fluence. He desorption spectra can be roughly divided into three stages: 300-600 K (Small vacancy helium), 600-1000 K (He trapped by dislocation loops), and above 1000 K (He bubbles) [1]. At the lower He fluence of 1.0×10^{21} He^+ m^{-2} (Fig. (a)), a significant desorption peak was observed at 1650 K in the case of only He implantation, indicating that most incident He was trapped by He bubbles. Simultaneous He^+-H_2^+ implantation reduced He trapping at He bubbles. At the higher He fluence of 1.0×10^{22} He^+m^{-2} (Fig. (b)), simultaneous implantation enhanced the He retention when H_2^+ energy is 3.0 keV, but depressed the bubble formation when 1.0 keV H_2^+ was implanted. Thus, the He retention behavior is obviously affected by the simultaneous implanted hydrogen, especially depending on the incident hydrogen energy.

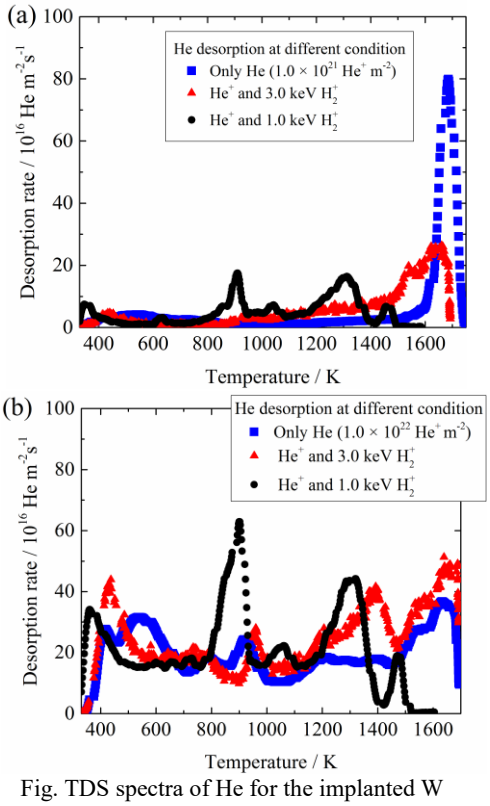


Fig. TDS spectra of He for the implanted W

Reference

[1] M. Tokitani, et al., J. Nucl. Mater., 463 (2015) 91.

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-6 核融合炉システム・設計・応用

[2B06-09] 核融合炉システム・設計

座長：野澤 貴史 (QST)

2017年3月28日(火) 10:50 〜 11:55 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B06] 液体 PbLiからのトリチウムと熱エネルギーの非接触抽出－その2 液滴微細化

*興野 文人[1]、笠田 竜太[1]、小西 哲之[1] （1. 京都大学　エネルギー理工学研究所）

10:50 〜 11:05

[2B07] Oroshhi-2を用いた二重屈曲管の PbLi流 MHD圧力損失測定試験

*中村 晶樹[1]、功刀 資彰[1]、横峯 健彦[1]、河原 全作[1]、楠見 紘司[1]、相良 明男[2]、八木 重郎[2]、田中 照也[2] （1. 京大院原子核工学専攻、2. 核融合研）

11:05 〜 11:20

[2B08] 可視化実験による Finger-Stacked Structure流路内流れの内部構造依存評価

安永 昌平[1]、*江原 真司[1]、橋爪 秀利[1]、相良 明男[2] （1. 東北大学、2. 核融合科学研究所）

11:20 〜 11:35

[2B09] 核融合炉の導入による放射性廃棄物低減シナリオの提案

古館 佑樹[1]、宍戸 博紀[1]、*遊佐 訓孝[1]、橋爪 秀利[1] （1. 東北大）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

液体 PbLi からのトリチウムと熱エネルギーの非接触抽出 ーその２　液滴微細化

Liquid PbLi atomization for non-contact recovery of tritium and heat

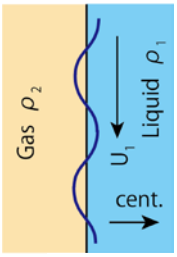
*興野　文人[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]
[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

液体リチウム鉛(PbLi)からのトリチウムと熱エネルギーの同時抽出の鍵となる真空下での液滴微細化の検討と検証を行った。水による実験から可能性を示唆する結果が得られた。

キーワード：リチウム鉛(PbLi)，トリチウム，熱エネルギー，抽出，真空，非接触

1. 緒言

液体 PbLi からのトリチウムと熱エネルギー真空中同時抽出の概念を２０１６年春の年会で提案し、その性能が液滴径によることを指摘した。真空中での液滴生成現象は未解明の為、新たに導入した物理機構に基く液滴微細化の解析的検討と実験による検証を実施した。



2. 理論検討と検証

2-1. 微細化原理

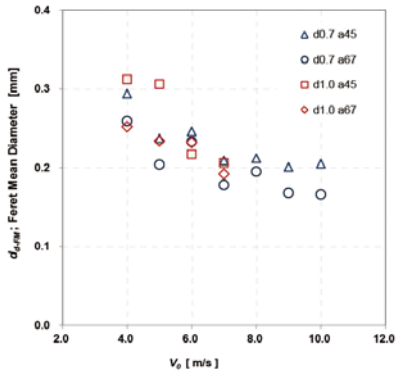
従来の液滴微細化は気体中への噴出による二相流間の不安定成長(Fig. 1)を利用するが真空中には適用できない。報告者らは単一流体においても流速に変曲点が存在すれば不安定が成長する Rayleigh 理論[1]を応用し回転モーメントを与えて変曲点を生成する方式を考案した。

2-2. 実験

流体挙動測定の為、水による実験を行った。500℃液体 PbLi と常温大気下の水は共に液滴挙動に影響する無次元数（Re 数、We 数）が粗同等である。不安定理論によれば流速 10 m/s 以下での水の微細化挙動は大気中でも真空中 PbLi と同等と予想される。スパイラル溝を加工したテーパーノズルにより流速と一定の比となる回転モーメントを流体に与えた。生成された液滴を高速写真撮影(Fig. 2)し径の分布を測定した。条件は流速 4〜10 m/s、ノズル径２種 0.7，1.0 mm、リード角２種 45°、67°。

2-3. 結果

Fig. 3 に得られた平均液滴径と流速の関係を示す。粒径は流速の約 0.4 乗で微細化した。リード角は径に影響したがノズル径の影響は認められなかった。



2-4. 考察

微細化開始点の観察から流速 10 m/s 以下では真空中での予想と整合しており試作したノズルは PbLi に適用できると考えられる。

3. 結論

真空下での液滴微細化が新たに考案したノズルによる回転付与で可能であることを示唆する結果が得られた。 今後 PbLi を使った実条件での検証を準備する。

参考文献

[1] L. Rayleigh, Proc. Lond. Math. Soc. 11, (1880), pp. 57-70.

---

*Fumito Okino[1], Ryuta Kasada[1] and Satoshi Konishi[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ. .

Oroshhi-2 を用いた二重屈曲管の PbLi 流 MHD 圧力損失測定試験

Measurement of MHD Pressure Drop of PbLi Flow in Double-bent Pipe by using Oroshhi-2

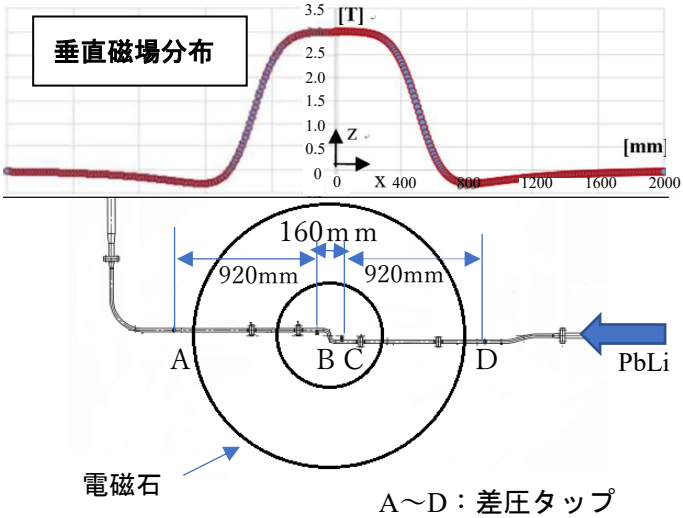
*中村　晶樹[1]，功刀　資彰[1]，横峯　健彦[1]，河原　全作[1]，楠見　紘司[1]，
相良　明男[2]，八木　重郎[2]，田中　照也[2]
[1]京都大学，[2]核融合科学研究所

PbLi は核融合炉液体ブランケットの冷却材候補として検討されている。本研究では核融合科学研究所の強磁場を有する Oroshhi-2 ループに設置した二重屈曲管内を流れる PbLi 流の MHD(Magnetohydrodynamics)圧力損失を測定した。

キーワード：液体金属ブランケット、PbLi、MHD 圧力損失測定、Oroshhi-2 ループ、二重屈曲管

緒言　磁場下で液体金属流体が流動すると、電磁誘導により内部に誘導電流を生じ流れ方向に対して抵抗となる Lorentz 力を発生する。この MHD 圧力損失により、磁場下における液体金属の流動には強力な循環ポンプを使用しなくてはならないため、プラントの設計や運転コストなどの経済性に大きく影響する。本研究では核融合炉の液体金属ブランケットの冷却候補材である PbLi を核融合科学研究所の Oroshhi-2(Operational Recovery of Separated Hydrogen and Heat Inquiry-2)ループ[1]を用いて実験を行った。

実験　試験部は図１に示す二重屈曲管であり、４か所に設置した差圧タップで任意の二点間を選択し圧力損失を測定した。まず磁場を印加しない条件で圧力損失測定を行い、直管部については通常のブラジウスの式と一致することを確認し、二重屈曲管部の圧力損失を求めた。図２は無磁場の二重屈曲管部における管摩擦係数(f)とレイノルズ数(Re)の関係を示しており、二重屈曲管部の管摩擦係数はレイノルズ数に依存しないことが分かった。次いで、1T 未満の磁場下の MHD 管摩擦係数について、ハルトマン数およびレイノルズ数との関係を求めた。当日は得られた結果の一部を報告する。



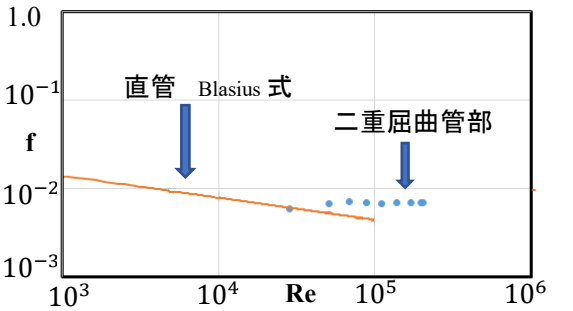


図２　無磁場下曲管部の管摩擦係数 f と Re 関係

図１　二重屈曲管試験部概略図および磁場分布

[1] A.Sagara et al., Fusion Sci. Technol. 68, 303(2015)

*Shoki Nakamura[1], Tomoaki Kunugi[1], Takehiko Yokomine[1], Zensaku Kawara[1], Koji Kusumi[1], Akio Sagara[2], Juro Yagi[2] and Teruya Tanaka[2]

[1]Kyoto Univ., [2]National Institute for Fusion Science (NIFS)

可視化実験による Finger-Stacked Structure 流路内流れの内部構造依存評価

Flow Visualization Experiment for Cooling Channel with Finger-Stacked Structure Varying with Fingers Arrangement

安永 昌平[1]，*江原 真司[1]，橋爪 秀利[1]，相良 明男[2]
[1]東北大学，[2]核融合科学研究所

核融合炉溶融塩ブランケットの第一壁冷却流路構造として Finger-stacked Structure 流路の幾何学的パラメータを最適化するために、流れの可視化実験を行い評価した。

キーワード：溶融塩ブランケット，第一壁冷却，流れの可視化，Finger-Stacked structure 流路

1. 緒言　核融合研が中心となって提案している大型ヘリカル装置（LHD）型の核融合原型炉 FFHR では、溶融塩 Flibe の自己冷却式トリチウム（T）増殖ブランケットが検討されている。Flibe は高プラントル（Pr）数流体（Pr～30）であり伝熱性能が低いことや T 溶解度が低いため T の系外への漏洩について課題がある。本研究ではこれらを解決するものとして、Finger- stacked 構造流路（FFS 流路；図 1 参照）を提案している[1]。当該流路では伝熱面と流路壁の間に隙間を設け流れの淀みの発生を回避し、伝熱面全体にわたって高い伝熱性能を期待するものである。また Finger 構造を中空とし T アブソーバーとして用いることで T 回収の促進が期待される。本研究では、FFS 流路の構造最適化を図るため、Finger 長さを変えた流路について流れの可視化実験を行った。

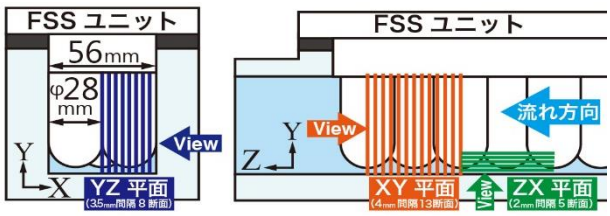


図 1 可視化試験の試験部概略

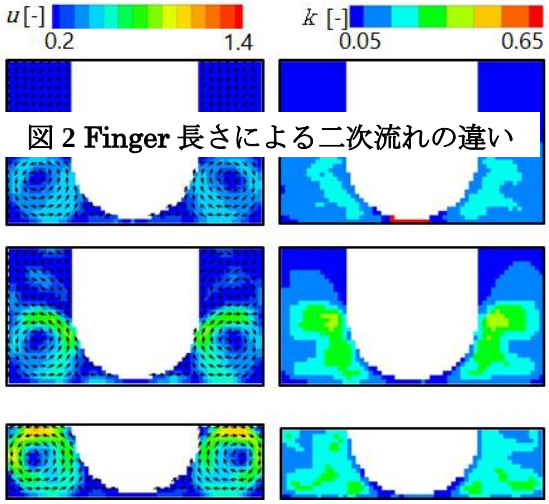


図 2 Finger 長さによる二次流れの違い

2. 実験方法　可視化実験の試験部（図 1 参照）は断面が 56 mm 角のアクリル製矩形流路で、直径（D）28 mm のアクリル製円柱状構造物（Finger、先端は半球形）が底面とある距離（h）を保って設置されている。Finger 配列を千鳥配列とし、h = 0、1、2 mm に設定して、流れ垂直断面・流れ平行水平断面・流れ平行鉛直断面の 3 種類の断面について、ヨウ化ナトリウム水溶液を用いた屈折率調合 PIV 計測を行った。Finger 長さは 1.9 3D、1.0D、0.5D とし、Finger 直径および空塔速度を代表速度とするレイノルズ数は 4,200～4,600 とした。

3. 実験結果および考察　図 2 に、Finger 長さを変化した際の二次流れ（h = 1 mm、可視化断面：XY 平面）を示す。Finger 長さが短くになるにつれ二次流れが強くなっていることが分かり、底面側からの伝熱を考えた時、短い Finger を用いた FSS 流路が有効と考えられる。詳細については発表時に述べる。

参考文献

[1] S. Ebara et al. , Fusion Engineering and Design, 89 (2014), 1251

Shohei Yasunaga[1], *Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1], and Akio Sagara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]NIFS.

核融合炉の導入による放射性廃棄物低減シナリオの提案

Proposal for the Scenario of Radioactive Waste Reduction Utilizing Fusion Reactor

古館 佑樹[1]，宍戸 博紀[1]，*遊佐 訓孝[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

使用済核燃料中のマイナーアクチノイド (MA) は地層処分した際の長期的な放射性毒性等の観点からその低減が必要とされている．本研究は核融合炉を中性子源として用いた核変換処理を想定し，数値解析に基づき核変換処理特性評価および低減シナリオの構築を実施する．

キーワード：核変換処理，核融合炉，マイナーアクチノイド

1. 背景

地層処分への負担軽減のため，高速中性子による MA 核種の核変換処理の研究が古くから行われている．核融合炉では炉特性に影響を及ぼすこと無く高フルエンスの高速中性子を用いた核変換処理が可能であると期待されるが，核変換に伴う発熱がプラズマ対向壁の冷却設計に悪影響を及ぼすことが懸念される．本研究では日本で研究が行われているヘリカル炉 FFHR-d1 [1] を用いた核変換処理を想定し，数値解析に基づく核変換性能評価および発熱評価から実現性の高い放射性廃棄物低減シナリオの構築を実施する．

2. 数値解析

2-1. 解析条件

中性子輸送計算コード MVP2.0 [2]，燃焼計算コード MVP-BURN および ORIGEN2，断面積ライブラリ JENDL4.0，JENDL3.3 を用いて数値解析を実施した．MA 核種の装荷領域は既存のブランケット設計への影響が小さいヌル点側の領域 10 箇所で，冷却材として水を用いることを想定する．解析体系は FFHR-d1 を模擬したトーラスであり，解析対象は 1 つの装荷領域を含むトロイダル角 36°の領域とした．図 1 にポロイダル断面におけるポロイダル角 30°の装荷領域を示す．パラメータは装荷量および装荷領域厚さ，核融合出力とし，MA 組成には使用済 PWR-UO2 燃料に含まれる主要な MA 核種から Cm244 を除いたものを用いた．

2-2. 解析結果

核融合出力 1 GW，装荷領域背面に厚さ 10 cm の鉛反射体を配置した場合の核変換量と装荷量および装荷領域厚さの関係を図 2 に示す．核変換量は装荷量に正の相関を有し，装荷量が小さいほど核変換効率が高いことが分かる．低装荷量での核変換は中性子捕獲反応が支配的であり，低発熱量で高効率の核変換が可能となる．装荷量 5 ton，装荷領域厚さ 10 cm のとき発熱密度は 7.2 W/cm^3 であり，既存の軽水炉における 50 から 100 W/cm^3 程度の値と比べて小さく，低装荷量ではさらに低下し冷却設計との共立が期待される．

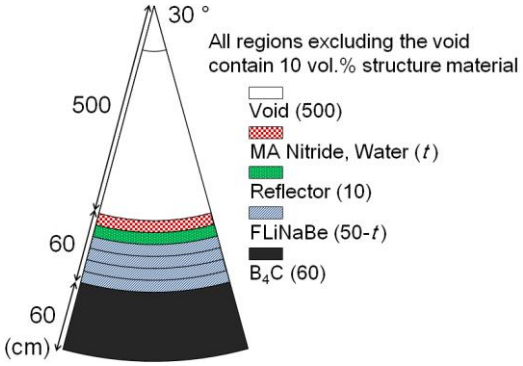


図 1　MA 装荷領域（ポロイダル断面）

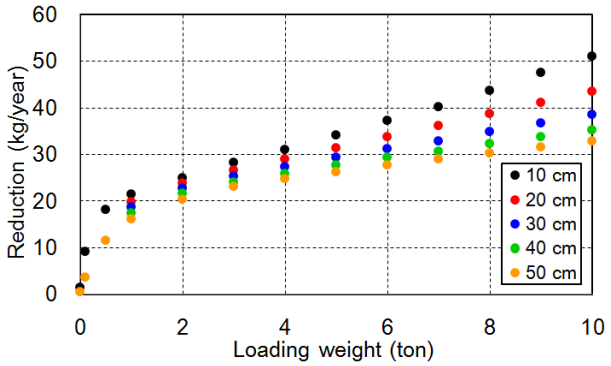


図 2　核変換量と装荷量および装荷領域厚さの関係

参考文献

[1] A. Sagara et al., *Fus. Eng. Des.*, **89**, 9-10 (2014) 2114-2120.　[2] Y. Nagaya et al., JAERI 1348 (2005).

Yuki Furudate[1], Hiroki Shishido[1], *Noritaka Yusa[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2B10-13] 放射線（能）測定

座長：山澤 弘実 (名大)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 15:55 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B10] 豚皮モデルを用いた創傷部アクチニド汚染検出法の開発

*吉井 裕[1]、伊豆本 幸恵[1]、福津 久美子[1]、松山 嗣史[1,2]、酒井 康弘[2] （1. 量研機構、2. 東邦大学）

14:45 〜 15:00

[2B11] 蛍光飛跡検出器(FNTD)の粒子飛跡読取りにおける X/γ線照射の影響

*橋詰 拓弥[1,2]、岡崎 徹[1]、佐波 俊哉[2,3]、萩原 雅之[2,3]、文珠四郎 秀昭[2,3]、林 裕晃[4]、小林 育夫[1] （1. 長瀬ランダウア(株)、2. 総合研究大学院大学、3. 高エネルギー加速器研究機構、4. 徳島大学）

15:00 〜 15:15

[2B12] モンテカルロ法による排水全量放射能モニタリング装置の特性評価

*栗田 圭輔[1]、山口 充孝[1]、長尾 悠人[1]、鈴井 伸郎[1]、平野 裕之[2]、福井 久智[2]、太田 裕士[2]、秦野 歳久[1]、河地 有木[1] （1. 量子科学技術研究開発機構、2. 鹿島建設）

15:15 〜 15:30

[2B13] 海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布の計算(3)

*梅谷 圭吾[1]、大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、小田 啓二[1] （1. 神戸大学大学院　海事科学研究科）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

豚皮モデルを用いた創傷部アクチニド汚染検出法の開発

Development of detection method for actinides in wound using pig skin model

*吉井裕[1]，伊豆本幸恵[1]，福津久美子[1]，松山嗣史[1,2]，酒井康弘[2]

[1]量研機構・放医研，[2]東邦大学

ポリエチレンブロックの中に豚皮を埋め込み，メスで傷をつけた創傷皮膚モデルを作成した．これに硝酸プルトニウム溶液を滴下し，α線エネルギースペクトルの測定と蛍光X線測定を行い，両手法を比較した．

キーワード：豚皮，創傷皮膚モデル，α線エネルギースペクトル，蛍光X線分析

1. 緒言

核燃料取扱施設等の事故で創傷部がプルトニウムに汚染された可能性のある患者が発生した時，その汚染を検出し，定量分析することは線量評価や治療方針決定に欠かせない．通常，プルトニウムの検出はα線計測によってなされるが，創傷部ではα線が血液によって容易に遮蔽されるので，汚染が強く疑われるにもかかわらずα線が検出されない事態もありうる．このような場合の汚染検出法として，我々は蛍光X線分析法を用いることを提案している [1]．蛍光X線分析法は，試料にX線を入射して標的元素を励起し，その脱励起過程で放出される蛍光X線を測定することにより標的元素の定量分析を行う手法である．本研究では，ヒト皮膚に構造上よく似ている豚皮（ユカタンピッグ皮膚 [2] ）を用いた創傷皮膚モデルを作成し，これに傷をつけたうえで硝酸プルトニウム溶液を滴下してα線エネルギースペクトルと蛍光X線スペクトルを計測した．

2. 実験

一辺が20 mmの正方形，高さが15 mmのポリエチレンブロックにマイクログラインダで凹みを作り，そこにユカタンピッグ皮膚を埋め込み，一部が実際の豚皮になっているという皮膚モデルファントムを作成した．セットした豚皮に，刺し傷を模してメスで直径3 mm深さ3mmほどの円錐型の傷をつけた．そこに750 Bqの硝酸プルトニウム溶液 (Pu-239+240: 95%, Am-241: 5%) を滴下し，乾燥させた．豚皮部分は1.5 μm厚のマイラ膜で保護し，汚染の拡大を防止した．比較のため，同じ形状のポリエチレンブロックに直径3 mm，深さ3 mmほどの円錐形の傷をつけて同量の硝酸プルトニウム溶液を滴下し，乾燥させたモデルも作成した．これらの試料から放出されるα線のエネルギースペクトルをα線スペクトロサーベイメータ PASS-100DD（プロテック）で測定するとともに，蛍光X線分析器 SEA1100（日立ハイテクサイエンス）で蛍光X線スペクトルを測定した．

3. 結果と考察

α線エネルギースペクトルにおいて，創傷皮膚モデルではポリエチレンブロックモデルでの結果と比較してピーク強度が低く，幅広の形状を呈した．これは，豚皮の皮膚組織内に硝酸プルトニウム溶液が浸透したためだと考えられる．一方，蛍光X線スペクトルでは二つのモデルでスペクトルに変化はなかった．このことから，蛍光X線分析は創傷部内のアクチニドを検出するために適した手法であると言える．

参考文献

[1] Yoshii et al., PLOS ONE, 9(7): e101966, 2014

[2] Fujii et al., Biol. Pharm. Bull., 20(3): 249-254, 1997

---

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kumiko Fukutsu[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yasuhiro Sakai[2]

[1]NIRS QST, [2]Toho Univ.

蛍光飛跡検出器（FNTD）の粒子飛跡読取りにおける X/γ線照射の影響

Effect of irradiated X/gamma-rays on reading tracks of charged particles in FNTD

*橋詰拓弥[1,2]，岡崎徹[1]，佐波俊哉[2,3]，萩原雅之[2,3]，文珠四郎秀昭[2,3]，林裕晃[4]，小林 育夫[1]
[1]長瀬ランダウア（株），[2]総合研究大学院大学，[3]高エネルギー加速器研究機構，[4]徳島大学

蛍光飛跡検出器（FNTD）のリーダーでは、荷電粒子と X/γ線の照射が重畳した場合、荷電粒子の飛跡読取り効率が低下する。この原因を明らかにするため、X/γ線照射量による α 線飛跡の画像変化を測定した。その結果、画像全体の蛍光強度は X/γ線照射量の増加に伴い不均一に上昇し、飛跡読取りを妨害した。80kV X 線照射による蛍光強度の上昇は、照射量［mGy］で比較して ^{137}Cs-γ線の約 2 倍の感度を示した。

キーワード：蛍光飛跡検出器、荷電粒子飛跡、X 線、 γ線

【 背景 】蛍光飛跡検出器（FNTD）は Al_2O_3:C,Mg 単結晶の蛍光体である。FNTD はコンバータと組み合わせ、中性子線量計として用いられる。中性子との核反応により、コンバータから発生した荷電粒子は FNTD 中に飛跡を形成する。飛跡は専用リーダーにより、ある深さ平面で画像化され、カウントされる。しかし X/γ線の照射が重畳した場合、画像上での飛跡読取り効率は低下する。この原因を明らかにするため、本研究では X/γ線照射量による α 線飛跡の画像変化を測定した。

【 方法 】3 MBq の ^{241}Am 線源を用いて、FNTD に α 線を照射した（500 tracks/mm^2）。照射した FNTD を、リーダーでスキャンし（1 μm 深さ）、100 × 100 μm^2 の蛍光画像を 108 枚得た。続いて α 線を照射した同一素子に 80 kV X 線を照射し、積算の照射量（0, 2.9, 14, 27, 80 mGy）ごとに蛍光画像を得た。蛍光画像は、α 線飛跡（8 pixelφ）とその他の領域（バックグラウンド:BG）に選別し、それぞれ pixel あたり（0.2 × 0.2 μm^2）の平均画素値（蛍光強度）を測定した。次に同一素子を UV レーザーでブリーチングした後、再度 α 線を照射した。照射した FNTD に ^{137}Cs-γ線を照射し、積算照射量（0, 38, 308 mGy）ごとに蛍光画像を得て、上述の通り解析した。X/γ線量は小型 OSL 線量計 nanoDot (Nagese Landauer, Ltd.）でモニタリングした。

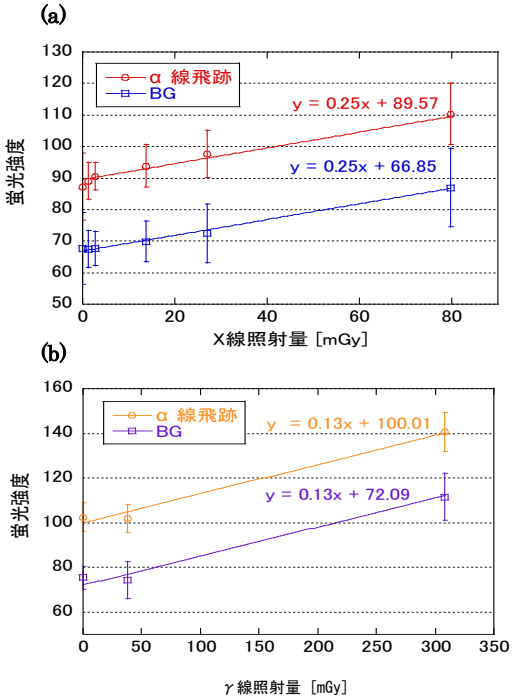


図 1: ^{241}Am-α 線を照射した FNTD に、(a) 80 kV X 線、(b) ^{137}Cs-γ線を追加照射したときの、α 線飛跡の平均蛍光強度の変化。

【 結果・考察 】図 1(a),(b)に示す通り、X/γ線量の増加に従い BG 蛍光強度は上昇し、また飛跡の蛍光強度も同様に上昇した。蛍光強度のバラつきは、X/γ線照射量の増加に伴って増加した。これはリーダーの飛跡読取り効率低下の原因のひとつとして考えられる。図 1(a),(b)より、照射量［mGy］に対する蛍光強度の傾きは、^{137}Cs-γ照射に比較し 80 kV X 線照射で約 2 倍の値を示した。FNTD の光子線に対するエネルギー依存についても考察する。

---

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hideaki Monjushiro[2,3], Hiroaki Hayashi[4] and Ikuo Kobayashi[1]
[1]Nagase Landauer, Ltd, [2]SOKENDAI, [3]KEK, [4]Tokushima Univ.

モンテカルロ法による排水全量放射能モニタリング装置の特性評価

Characteristic evaluation of monitoring equipment for radioactive concentration of wastewater with Monte Carlo method

*栗田 圭輔[1]，山口 充孝[1]，長尾 悠人[1]，鈴井 伸郎[1]，平野 裕之[2]，福井 久智[2]，太田 裕士[2]，秦野 歳久[1]，河地 有木[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]鹿島建設

排水全量のモニタリング装置開発において、PHITS を用いたモンテカルロシミュレーションを実施した。シミュレーション空間上に装置を模したジオメトリを作成し、体積線源を配置した場合の検出器応答を計算し、装置の特性を評価した。

キーワード：線量評価、モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

原発事故の被災地における廃棄物処理場や下水処理場等において、施設区域からの大量の排水を放出する際にはセシウム-137（^{137}Cs）やセシウム-134 の濃度が基準を満たすことを確認する必要がある。そのため、大量の排水を現場で全量計測する装置の開発を進めている。この装置を用いて排水の放射能濃度を計測するには、体積線源に対する検出器の応答を事前に評価しておく必要がある。本発表では、モンテカルロシミュレーションによる検出器応答の評価結果について詳しく報告する。

2. 方法

シミュレーションにはモンテカルロ計算コード PHITS を用いた。図 1 に解析モデルの断面図を示す。遮蔽用の水を入れる直方体形状の鋼板製の筐体を設置し、その中心に線源となる水（試料水）を入れるための筒とヨウ化ナトリウム（NaI(Tl)）検出器を配置した。^{137}Cs に対応したエネルギーを持つガンマ線を試料水から発生させ、検出器を構成する NaI(Tl)結晶においてエネルギー付与を起こしたイベントについて、ガンマ線の発生位置及び NaI(Tl)結晶に付与されたエネルギーを記録した。

3. 結論

放射能濃度が 0.5 Bq/L の試料水に対して、単位時間当たりに NaI(Tl)検出器で 540 から 830 keV のエネルギー付与を起こすイベント数は、0.39 個/秒であり、実験結果と誤差の範囲内で一致した。また、記録されたイベントについて発生位置の分布を調べた結果、検出器近傍の試料水のみが NaI(Tl)結晶にエネルギー付与を起こしていることが分かった。この結果は、試料水を貯めるタンクがある大きさを超えると NaI(Tl)検出器応答に影響が現れないことを示唆している。

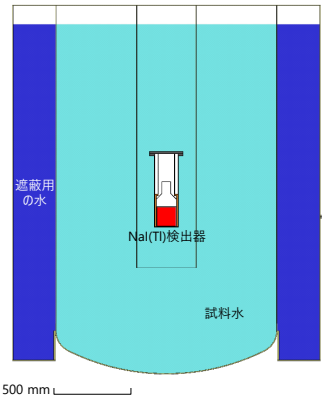


図 1. 解析モデルの断面図.

*Keisuke Kurita[1], Mitsutaka Yamaguchi[1], Yuto Nagao[1], Nobuo Suzui[1], Hiroyuki Hirano[2], Hisatomo Fukui[2], Hiroshi Ota[2], Toshihisa Hatano[1] and Naoki Kawachi[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Kajima Corporation

海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布の計算(3)

Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (3)

*梅谷 圭吾、大藤 広暉、森 豊、金崎 真聡、小田 啓二
神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。計算体系を前回よりさらに精細化し、船舶内のより細かい線量率分布をモンテカルロ計算によって求めるとともに、内部被ばく線量と外部被ばく線量の比較を行った。

キーワード：放射線防護、モンテカルロ計算、船舶、線量分布、内部被ばく

1. 緒言

福島原発事故時、津波のために陸上の拠点であるオフサイトセンター等の機能が喪失し、事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、我々は既存のモニタリングシステムを支援・補完するひとつの対策として「船舶を活用した海上前線基地の設置」を提案している。前回の発表では、いくつかの検討課題の内、乗船者の被ばく管理という観点から、上空に放射線核種が浮遊していると仮定して、その形状 (幅・厚さ) と高さを変えて、船舶内の線量率分布をモンテカルロシミュレーションコード EGS5 を用いてプルームに含まれる放射能と船内線量率との関係を定量的に求めた。今回、計算体系をさらに細かく分割し、それぞれの線量率を計算するとともに、船舶がプルームに覆われるという過酷な状態を想定し内部被ばく線量と外部被ばく線量の比較を行った。

2. 計算方法

外部被ばく線量は EGS5 を用い 1cm 線量当量から実効線量を計算した。図 1 に示すような空間に船橋と同じ広さの部屋（壁:鉄 0.9cm）を設置し、半球の空間で Cs-137, Cs-134, I-131 のガンマ線を各々一様に発生させた。図 2 に計算結果を示す。部屋内の 1cm 線量当量は、半球の半径がおよそ 350m 程度で飽和することが分かる。一方、内部被ばく線量は吸入摂取を仮定して、実効線量係数を用いて預託実効線量を計算した。値は Cs-137, Cs-134, I-131 の各々、8.0×10^{-3}, 1.2×10^{-2}, 1.3×10^{-2} [μSv/h/(Bq/m^3)]であった。両者を比較すると、内部被ばくは外部被ばくの数千倍の影響があることが分かった。つまり、プルームに覆われた場合には内部被ばくが支配的であるため、船員はマスクを着用するなどの内部被ばくの対策が必要である。詳細及び計算体系を精細化した結果については講演に譲る。

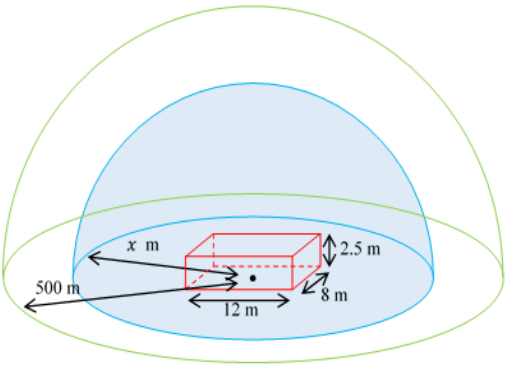


図 1. 外部被ばく計算体系

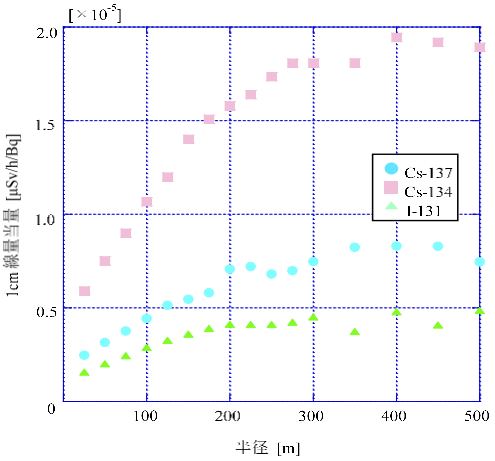


図 2. 線源の発生領域と部屋内の 1cm 線量当量の関係

**Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda1[1]

[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2B14-17] 線量評価

座長：吉井 裕 (QST)

2017年3月28日(火) 15:55 〜 17:05 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B14] MOX燃料取扱グローブボックス周囲での中性子個人線量計のフィールド校正に関する考察

*辻村 憲雄[1]、吉田 忠義[1]、星 勝也[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:55 〜 16:10

[2B15] 皮膚汚染時の線量評価手順の検討

*山崎 巧[1]、菅 巧[1]、星 勝也[1]、吉田 忠義[1]、辻村 憲雄[1]、高田 千恵[1]、岡田 和彦[1] （1. 原子力機構）

16:10 〜 16:25

[2B16] ウラン含有瓦礫浸漬液の全反射蛍光 X線分析

*松山 嗣史[1,2]、伊豆本 幸恵[1]、酒井 康弘[2]、吉井 裕[1] （1. 量研機構、2. 東邦大学）

16:25 〜 16:40

[2B17] PVA-KIゲルインジケータに対する陽子線効果

*青木 祐太郎[1]、梅田 昌幸[1]、ハーヴェル グレン[2]、畑下 昌範[3]、久米 恭[3]、佐倉 俊治[4]、砂川 武義[1] （1. 福井工業大学、2. オンタリオ工科大学、3. 若狭湾エネルギー研究センター、4. ニュークリアテクノロジー）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

MOX 燃料取扱グローブボックス周囲での中性子個人線量計のフィールド校正に関する考察

Study on Field Calibration Technique of Personal Neutron Dosemeter Around MOX Fuel-handling Gloveboxes

*辻村　憲雄[1]，吉田　忠義[1]，星　勝也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

MOX 燃料製造工程において中性子個人線量計のフィールド校正を実施する場合の個人線量計の応答と線量の関係をモンテカルロ計算シミュレーションによって明らかにした。

キーワード：MOX 燃料施設，中性子個人線量計，フィールド校正，モンテカルロ計算シミュレーション

1. 目的

中性子の空間分布が複雑な実際の現場で行われる中性子個人線量計のフィールド校正は，簡便かつ実用的である反面，校正の基準となる線量を精度よく定量できないなどの理由により，結果の解釈が困難な場合がある。そこで，MOX 燃料施設の代表的な作業場を対象に，モンテカルロ計算シミュレーションによって，作業者位置における中性子スペクトルを計算し，個人線量計の応答と線量の関係を明らかにする。

2. 方法

MOX 燃料製造機器を包蔵する幅 3 m×高さ 3 m×奥行 1 m の大型グローブボックスが 8 基設置された部屋を解析の対象とする。代表的な作業位置に直径 30 cm の面検出器を置き，その面を通過する中性子のエネルギーと入射角度の分布を MCNP で計算し[1]，それに個人線量計の応答関数及びフルエンス―線量換算係数を乗じて個人線量計の応答と線量をそれぞれ得る。個人線量計は，アルベド TLD（TLD バッジ）及び固体飛跡線量計とアルベド TLD の組合せの二種類とし，前者については評価済みの応答関数[2]，後者については，文献[3]の固体飛跡線量計の応答関数（ここでは ^{252}Cf $H_p(10)$で校正）とアルベド TLD の応答関数（熱中性子 $H_p(10)$で校正）を合算したものを用いる。線量は，ICRP Publ.74 の個人線量当量 $H_p(10)$，周辺線量当量 $H^*(10)$及び実効線量 E であり，このうち E については，正面，側面及び背面入射での換算係数をもとに方位角 15°間隔で内挿した値を用いる。

3. 結果

(1) 個人線量計の応答と $H_p(10)$との比較から算出される校正ファクタ K_1 は，同じエネルギー分布で，かつ正面からの一方向入射（≒校正場での校正条件）を仮定した計算によって得られる校正ファクタに比べて，20～40%高めとなった。

(2) アルベド TLD の場合，主たる線源の側に向けた線量計とその反対側に向けた線量計の応答の和と，$H^*(10)$を比較して求めた校正ファクタ K_2 は，K_1 とほぼ同じ値になった。一方，組合せ線量計の場合，固体飛跡線量計の感度が下がる方向から入射する中性子成分が多い条件で，$K_2 > K_1$ となった。

(3) E に対する個人線量計による線量当量の評価値（応答×K_1）の比は，アルベド TLD の場合，線量計を主たる線源の側に向け続けた静的な条件で 0.9～1.5，その場で一様に回転させた条件で 0.9～1.4 であった。比が 1.0 未満になるのは，背面から入射する中性子が前方から入射するものと同程度となる特殊な状況下においてであった。一方，組合せ線量計の場合，比は，それぞれの曝露条件で 0.9～1.5，0.7～1.1 となり，特に後者は，アルベド TLD と比べて大きな入射角度依存を反映する結果となった。

参考文献

[1] 辻村，吉田，日本原子力学会 2010 年春の年会予稿集 A52 (2010)，[2] 辻村，吉田，日本保健物理学会第 46 回研究発表会 P15 (2013)，[3] IAEA Technical Report Series No. 318, Table 3-XI, Column 4, (1990).

*Norio Tsujimura[1], Tadayoshi Yoshida[1], and Katsuya Hoshi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

皮膚汚染時の線量評価手順の検討 —測定から記録まで—

Study on the dose evaluation procedure for skin contamination –Dose measurement and recording-

*山崎 巧[1]，菅 巧[1]，星 勝也[1]，吉田 忠義[1]，辻村 憲雄[1]，高田 千恵[1]，岡田 和彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

^{90}Sr–^{90}Y，^{137}Cs 等のβ，γ線放出核種による皮膚汚染に対するサーベイメータ測定値と皮膚の線量率との関係を実験及び VARSKIN の計算結果から求めるとともに，皮膚の等価線量を評価する手順を検討した。

キーワード：皮膚汚染，線量評価，VARSKIN，皮膚等価線量

1. 緒言

当研究所では，^{90}Sr–^{90}Y，^{137}Cs 等のβ，γ線放出核種による皮膚汚染事象に係る皮膚等価線量の評価は，原子力安全技術センター発行のマニュアル[1]の表面汚染測定用サーベイメータでの実測による評価方法に基づき実施することとしている。しかし，端窓 GM 管式サーベイメータ（以下，GM 管と示す。）の測定範囲を超えた高レベル汚染には適用できず，また，上記マニュアルの汚染密度あたりの皮膚吸収線量率の換算係数は，汚染面積 1 cm^2 と 100 cm^2 の場合しかない。一方，吉田ら[2]は，模擬汚染を用いた実験及び皮膚線量評価計算コード（VARSKIN [3]）を用いた評価結果から，GM 管(日立製作所 TGS-113)の測定値及び皮膚の線量率の関係を求めている。そこで本研究では，吉田らと同様の検討を電離箱式サーベイメータ（以下，電離箱と示す。）で実施するとともに，両者の結果をもとに，皮膚汚染時の線量評価手順を検討した。

2. 方法

(1)電離箱（日立製作所 ICS-321)を用いて面積の異なる模擬汚染（^{90}Sr+^{90}Y）を測定し，1 Bq/cm^2 あたりの測定値と汚染面積の関係を整理した。(2)VARSKIN を用いて ^{90}Sr+^{90}Y が皮膚に 1 Bq/cm^2 付着したときの汚染面積と皮膚線量率（70 μm 組織吸収線量率）との関係を求めた。(3)上記をもとに，汚染面積と皮膚線量率あたりのサーベイメータ測定値との関係を求めた。

3. 結果及び考察

上記により求めた，汚染（面積 1 cm^2 以下の場合）を測定した時のサーベイメータの測定可能範囲に対応する皮膚線量率の範囲を図に示す。これらを踏まえ，新たな線量評価手順を以下のように立案した。①汚染部位を GM 管で測定する。②GM 管で測定することのできない高レベル汚染は，電離箱で測定を再度行う。③サーベイメータの測定値及び核種，汚染密度，汚染面積，汚染付着時間等の情報から，VARSKIN を用いて皮膚の等価線量を評価する。④評価結果が記録レベル以上の場合は個人記録に記載する。

4.今後の課題

カバーオール，手袋等の防護衣が汚染した場合に備え，それら防護衣の遮蔽効果を考慮した手順の検討も必要である。また，記録レベルの値を再度整理する必要がある。

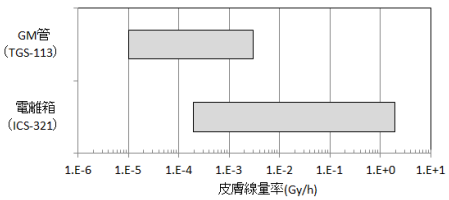


図　汚染（面積 1cm^2 以下の場合）を測定した時のサーベイメータの測定範囲に対応する皮膚線量率の範囲

参考文献

[1] 原子力安全技術センター，「被ばく線量の測定・評価マニュアル 2000」(2000)

[2] 吉田ら,「皮膚汚染における線量評価の検討 -様々な汚染サイズに対する端窓 GM 管の計数率と VARSKIN の活用-」，日本放射線安全管理学会第 14 回学術大会 P-29 (2015)

[3] J.S.Durham, “VARSKIN 3: A Computer Code for Assessing Skin Dose from Skin Contamination,” NUREG/CR-6918(2006)

*Takumi Yamazaki[1],Takumi Suga[1], Katsuya Hoshi[1], Tadayoshi Yoshida[1], Norio Tsujimura[1], Chie Takada[1], and Kazuhiko Okada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

ウラン含有瓦礫浸漬液の全反射蛍光 X 線分析

Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium contaminated rubble immersion fluid

*松山 嗣史[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]

[1] 量研機構，[2] 東邦大

福島第一原子力発電所の炉心周辺に溜まっている汚染水はウランを含む可能性がある。これを排水として放出する場合、汚染水中のウランの放射能濃度を測定する必要がある。本研究では、ウラン含有瓦礫浸漬液を全反射蛍光 X 線分析し、迅速かつ簡便な分析方法の開発を行った。

キーワード：全反射蛍光 X 線分析、ウラン

1. 緒言

福島第一原子力発電所建屋内の廃炉が進み、炉心周辺を作業する際、そこに溜まっている汚染水はウランを含む可能性がある。排水中のウランの放射能濃度は法令で厳密に定められているため、汚染水を排水として放出する際に、汚染水中のウランの放射能濃度を測定する必要がある。一般に汚染水中のウランの放射能濃度は α 線計測法を用いて測定されるが、ウランの比放射能が極めて低いため、この方法では半日程度に及ぶ大量の汚染水の濃縮と数時間に及ぶ計測をしなければならない。そこで、我々は汚染水中のウランの放射能濃度を算出する方法として全反射蛍光 X 線分析法を提案してきた[1]。これまではウラン溶液の溶媒に純水を用いてきたが、実際の汚染水は共存元素を多く含む。そこで、本研究では瓦礫の浸漬液を溶媒としたウラン溶液を作成し、それを全反射蛍光 X 線分析することで汚染水中のウランの放射能濃度を迅速かつ簡便に測定する方法の開発を行った。

2. 実験

放射線医学総合研究所敷地内で採集した瓦礫を純水に浸して、瓦礫浸漬液を作成した。作成した瓦礫浸漬液にウランを含む他元素標準液を混合し、ウラン濃度が 0、0.0625、0.125、0.25、0.5 ppm (=μg/g) のウラン含有瓦礫浸漬液を作成した。900 μL のウラン含有瓦礫浸漬液を簡易エバポレーターで 20 分程度蒸発・乾固し、60 μL の希硝酸で乾燥残渣のすべてを溶解することで 15 倍に濃縮した。そしてそれをガラス基板に滴下し、3 分間全反射蛍光 X 線分析した。

3. 結果

ウラン含有瓦礫水の全反射蛍光 X 線スペクトルには、それに含まれる元素のほかに空気中のアルゴンやガラス基板の材料であるシリコンに由来するピークなどが観測された。ウランの Lα 線のピークは土壌中に 20～250 ppm 含まれるルビジウムの Kα 線のピークと重なった。そこで、それぞれのピークをガウスフィットすることでピークを分離した。その結果、ウランの濃度と得られたウランの Lα 線の net 信号強度には良好な直線性があり、検出下限値は 0.034 ppm であった。この値を放射能に換算すると 0.39 mBq/cm^3 で、法令で定められる排水中ウランの濃度限度である 20 mBq/cm^3［2］を十分下回る。したがって、本方法を用いることで汚染水中の U の放射能濃度を迅速かつ簡便に算出できる。

参考文献

[1] 松山嗣史 et.al, 原子力学会, 2016 秋の大会要項集

[2] アイソトープ法令集（Ⅰ）2014 年版, 日本アイソトープ協会, 丸善株式会社, (2014)

---

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1] Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]

[1]QST, [2]Toho Univ.

PVA-KI ゲルインジケータに対する陽子線効果

Proton Beam Effect of PVA-KI Gel Indicator

*青木祐太郎[1]，梅田昌幸[1]，グレン ハーヴェル[2]，畑下昌範[3]，久米恭[3]，佐倉俊治[4]，砂川武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学，[3]若狭湾エネルギー研究センター，
[4]ニュークリアテクノロジー

ポリビニルアルコールのヨード反応を利用したゲルインジケータを開発し、若狭湾エネルギー研究センターの陽子線加速器を用いて、200MeV の陽子線を 2Gy～20Gy の吸収線量で照射を行い、紫外可視分光光度計を用いてゲルの吸光度測定を行った。測定結果と、モンテカルロシミュレーションにより得られた結果との比較を行い、陽子線によるゲルインジケータの作用を検討した。

キーワード：ゲル線量計，放射線医療，化学線量計，水溶性高分子ゲル，陽子線

1. 緒言

陽子線治療はブラッグピークの特性から、X 線治療に比較してより高い治療効果と副作用の軽減を図ることができる。今後陽子線を使用する治療施設が増えると予想される。ゲル線量計は放射線治療に用いられる放射線の可視化技術の中の一つである。昨年、部分ケン化型ポリビニルアルコールとヨウ化カリウムを原料に従来の化学線量計とは異なる反応性を持つ新規の放射線感応性のあるゲルを開発し、ゲルインジケータとしての利用について見出した[1]。本研究では、加速器を用いて本ゲルに対して陽子線照射し吸光度の測定を行った。また、モンテカルロシミュレーション結果との比較から本ゲルに対する陽子線の効果を明らかにする。

2. 実験

若狭湾エネルギー研究センターの加速器を用いて、200MeV の陽子線照射をした。本ゲルをサンプラテック社製光路長 1cm のポリエチレン製ディスポセルに入れて試料とし、ゲルのセルと水のセルを組み合わせた合計 22 本のセルを照射方向に沿って配置し、2Gy～20Gy、40Gy、60Gy の照射を行い、StellarNet 社製の紫外可視分光装置を用いて吸光度の測定を行った。PHITS を用いてゲル+水、ゲルのみ、水のみの 3 つの体系についての計算からブラッグピークの位置を確認し、照射実験の結果との比較を行った。Fig.1 に試料の深さに対する 490nm における吸光度の分布について PHITS の計算結果との比較のグラフを示す。ここで、PHITS の計算結果は陽子線 20Gy の実験結果の 0cm と 24.3cm 位置の試料の吸光度で規格化して実験結果と重ね合わせて比較をした。

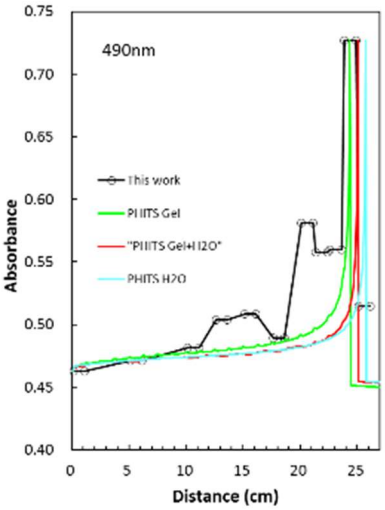


Fig. 1　PHITS と測定結果の比較

3. 結論

試料の位置 24cm~25cm の付近でブラッグピークを確認することができた。PHITS の計算結果において、照射実験と同じ体系であるゲル+水の計算結果のブラッグピークが、吸光度測定の結果のピークの位置と最も一致していることが確認できた。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] 青木祐太郎, Glenn Havel, 佐倉俊治, 砂川武義「新規メカニズムによる放射線医療用高感度ゲル線量計開発」日本原子力学会 2016 年秋の大会 講演番号 1J21

*Yutaro Aoki[1], Masayuki Umeda[1], Glenn Harvel[2], Masanori Hatashita[3], Kyo Kume[3], Toshiharu Sakura[4] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Univ. of Ontario Inst. of Tech., [3]The Wakasa Wan Energy Research Center, [4]Nuclear Technology Inc.

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2B18-22] 線量計測

座長：町田 昌彦 (JAEA)

2017年3月28日(火) 17:05 〜 18:30 B会場 (16号館 16-102教室)

[2B18] 排水全量の放射能モニタリング装置の実用化開発

*秦野 歳久[1]、福井 久智[2]、平野 裕之[2]、太田 裕士[2]、斎藤 英之[3] （1. 量研機構、2. 鹿島建設、3. 日本金属化学）

17:05 〜 17:20

[2B19] 自動車走行サーベイシステム ASURAを用いた道路上の放射性セシウム沈着量調査

*後藤 淳[1]、高橋 剛[1]、遠藤 良[1]、天谷 吉宏[1]、菖蒲川 由郷[1]、吉田 秀義[1]、内藤 眞[1] （1. 新潟大学）

17:20 〜 17:35

[2B20] 小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発

*佐藤 優樹[1]、小澤 慎吾[2]、和泉 良[2]、寺阪 祐太[1]、冠城 雅晃[1]、宮村（中村） 浩子[1]、谷藤 祐太[1]、川端 邦明[1]、鈴木 敏和[2]、鳥居 建男[1] （1. 原子力機構、2. 千代田テクノル）

17:35 〜 17:50

[2B21] 小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発

*寺阪 祐太[1]、佐藤 優樹[1]、冠城 雅晃[1]、小澤 慎吾[2]、鳥居 建男[1] （1. 原子力機構、2. 株式会社千代田テクノル）

17:50 〜 18:05

[2B22] 小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発

*宮村 浩子[1]、冠城 雅晃[1]、佐藤 優樹[1]、河村 拓馬[1]、井戸村 泰宏[1]、鳥居 建男[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

18:05 〜 18:20

©日本原子力学会

排水全量の放射能モニタリング装置の実用化開発

Development of a System for the Monitoring of the Radioactive Concentration of Wastewater in Situ

*秦野歳久[1]、福井久智[2]、太田裕士[2]、平野裕之[2]、斎藤英之[3]
[1]量研機構，[2]鹿島建設，[3]日本金属化学

円筒水槽の中心部にNaI(Tl)センサを配置した排水モニタリング装置を開発した。放射能セシウムを含む模擬排水を用いた試験から濃度と計数率の線形性、および低濃度での測定性能を確認した。

キーワード：放射線測定，NaI（Tl）センサ，放射性セシウム，排水，水遮蔽

1. 緒言　中間貯蔵施設等の運用段階においては，降雨時など1日に最大で数百トン規模で施設区域からの排水が想定される。その際，排水の放射能濃度を計測しようとすると数百トン規模の排水を大量に計測する技術はこれまでにはない。本開発は，排水処理施設から環境への放出にかけて排水を全量モニタリングする装置を開発し，サンプリングを前提とした公定分析と併用してより安心・安全な放流先の水環境構築をめざすものである。

2. 装置　本装置は角型水槽内に二重円筒を備える構造である。角型水槽と外筒の間に水道水を満たし，十分な遮蔽性能を確保した。モニタリング水は二重円筒の内筒に設置した5インチのNaI(Tl)センサで計測される。内筒を水面より上部まで延長して外筒の水は必ず底部から内筒に流れ込み，その水はセンサを通過して循環ポンプにより一旦水槽外へ配管を通って外筒上部に戻る構造とした。さらに粒子の密度を均一にするため噴射ノズルを備えた撹拌構造を追加した。今年度、外筒底部を半球構造にして土粒子の底部溜まりを低減した。それらにより循環性能と撹拌性能の向上を図った。

3. 試験　除染作業で発生した排水には土壌粒子に放射性セシウムが含まれる。その土壌粒子を回収し、予めゲルマ検出器で放射能量を定量化してモニタリング水に混ぜて低濃度からの模擬水を作成し、試験した。試験結果から最小検出値 は10分計測で3.2Bq/L，60分計測で1.3Bq/Lを達成した。両センサとも濃度と計数率との線形性の対応を確認した。

4. 結言　排水全量の放射能モニタリング装置を開発し、低濃度領域においても計測値とセシウム濃度の線形性を確認した。放射能濃度等測定ガイドラインに示されている排水基準に対しいモニタリング装置として見通しが得られた、本開発は国立研究開発法人科学技術振興機構の研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果である。

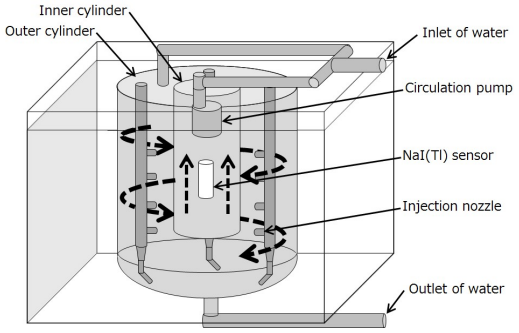


Fig.1 Configuration of the Cesimoni-water system

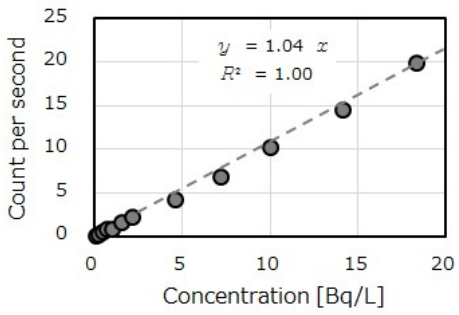


Fig. 2 Relation between the concentration of radio cesium and the gamma ray counting rate measured by the 5-inch scintillation detector

*Toshihisa Hatano[1], Hisatomo Fukui[2] , Hiroshi Oota[2], Hiroyuki Hirano[2] and Hideyuki Saito[3]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Kajima Corp., [3]Nikkin Flux Inc.

自動車走行サーベイシステム ASURA を用いた 道路上の放射性セシウム沈着量調査

A Study of radioactive cesium deposition densities on roads using a car-borne survey system ASURA

*後藤 淳[1], 高橋 剛[1], 遠藤 良[1], 天谷 吉宏[1], 菖蒲川 由郷[1], 吉田 秀義[1], 内藤 眞[1]
[1]新潟大学

福島第一原子力発電所事故で汚染された地域を通る国道 6 号線にて測定した放射性セシウム沈着量の経時変化について報告する。

キーワード：自動車走行サーベイ，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

我々は福島第一原発電所事故被災地の効率的な除染等に資することを目的とし、指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA（アシュラ、Analytical Sensing Unit for Radio-Activity）を開発し、調査に使用している。本発表では、ASURA の下向き検出器で測定した道路表面の放射性セシウム沈着量について報告する。

2. ASURA について

ASURA（図 1）は、前面以外を 45mm 厚の鉛遮蔽で囲った 6 台の CsI 検出器（浜松ホトニクス製 C12137-01。自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線を排除するために 550keV～900keV でエネルギー弁別）より、各方向にある線源からの影響を知ることができる。6 台の内の下向き検出器は、シミュレーションより周囲からの影響をほぼ受けずに自動車の真下の狭い領域（2m×2m 程度）にある線源からのガンマ線のみを検出できること及び Cs-134 と Cs-137 に対する単位沈着量当たりの計数率がそれぞれ求められているので、実測した計数率から沈着量（Bq/cm^2）を算出することができる。

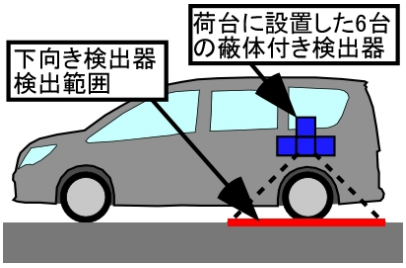


図 1．ASURA の検出器位置。下向き検出器は、赤く示した範囲にある線源からのガンマ線を検出

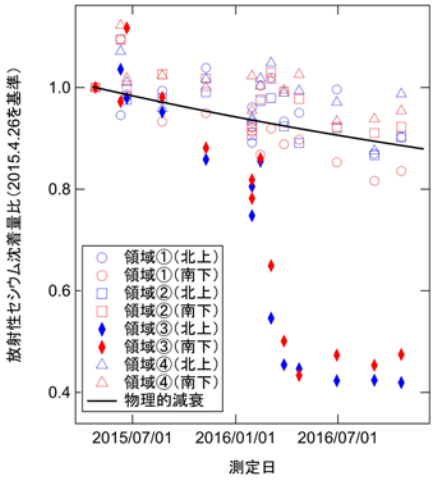


図 2．国道 6 号線の高沈着量地域 4 カ所の沈着量（Cs-134 及び Cs-137）経時変化。道路補修が実施されたと考えられる領域③以外は、物理的減衰とほぼ同程度で減衰している。

3. 結果・考察

これまでの調査で国道 6 号線では道路舗装の区切り等で沈着量が不連続に変化することが分かっており、その経時変化に注目して 2015 年 4 月から定期的に調査を実施してきた。それらの結果より、不連続に変化する位置が変わらないことから、現時点では自動車の通行によって汚染が広がることがほぼない事が分かった。また沈着量が多かったため詳しく解析した 4 カ所（①～④）の沈着量変化を図 2 に示す。領域③の沈着量が急激に低下しているのは道路補修が実施されたためと考えているが、それ以外の領域では物理的減衰とほぼ同程度の速度で減衰していることから、現時点で道路表面に沈着している放射性セシウムではウエザリング効果等による移動もほとんどない事が分かった。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 16K00543 の助成を受けたものである。

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Ryo Endo[1], Yoshihiro Amaya[1], Yugo Shobugawa[1], Hidenori Yoshida[1] and Makoto Naito[1]
[1]Niiigata Univ.

小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発 （1）コンプトンカメラを搭載した無人飛行体による放射性物質分布の可視化に向けた取り組み

Development of Radiation Imaging System using Small-Size Light-Weight Compton Camera mounted on Remotely Operated Machines

(1) Visualization of Radioactive Substances with Portable Compton Camera mounted on Unmanned Aerial Vehicle

*佐藤 優樹[1]，小澤 慎吾[2]，和泉 良[2]，寺阪 祐太[1]，冠城 雅晃[1]，宮村（中村）浩子[1]，河村 拓馬[1]，谷藤 祐太[1]，川端 邦明[1]，鈴木 敏和[2]，鳥居 建男[1]

[1]原子力機構，[2]千代田テクノル

原子力機構は㈱千代田テクノルと共同で、コンプトンカメラをドローンに搭載することによる遠隔放射線可視化装置の開発を進めている。これまでに得られた試験結果を含めて研究開発の進行状況を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，コンプトンカメラ，放射性物質可視化，遠隔放射線測定技術

1. 遠隔放射線可視化装置の開発状況

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所（以下、1F）の事故により 1F 建屋内外に放出された放射性物質について、詳細な除染計画の立案や作業員の被ばく線量の低減のために、飛散した放射性物質を可視化するための技術開発が求められている。原子力機構は広いエリアの屋外環境や 1F 建屋内部の高線量率環境における遠隔での放射性物質可視化を目的とし、コンプトンカメラをドローン等の遠隔機器に搭載することによる遠隔放射線可視化技術の開発を㈱千代田テクノルと共同で進めている。

図 1(a)は、開発中の遠隔放射線可視化装置を用いた屋内におけるホバリング飛行試験時の写真である。重量 1 kg 未満の小型・軽量コンプトンカメラをドローンに搭載し、床面に配置した ^{137}Cs 線源のイメージングを試みた。図 1(b)はコンプトンカメラに搭載した光学カメラを用いて空中から撮影した光学画像であり、これに放射性物質のイメージング結果を重ね合わせたものが図 1(c)である。線源位置に放射性物質像が結像していることがうかがえる。本シリーズ発表ではこれらの結果を含めた研究開発の進行状況の紹介に加えて、コンプトンカメラ単体の性能に言及し、さらに放射性物質分布を 3 次元的に可視化する手法についても議論する。なお、本研究開発は平成 28 年度地域復興実用化開発等促進事業費補助金採択課題、無人飛行体をプラットフォームとする放射線分布の 3D 可視化技術の開発の一環として行われたものである。

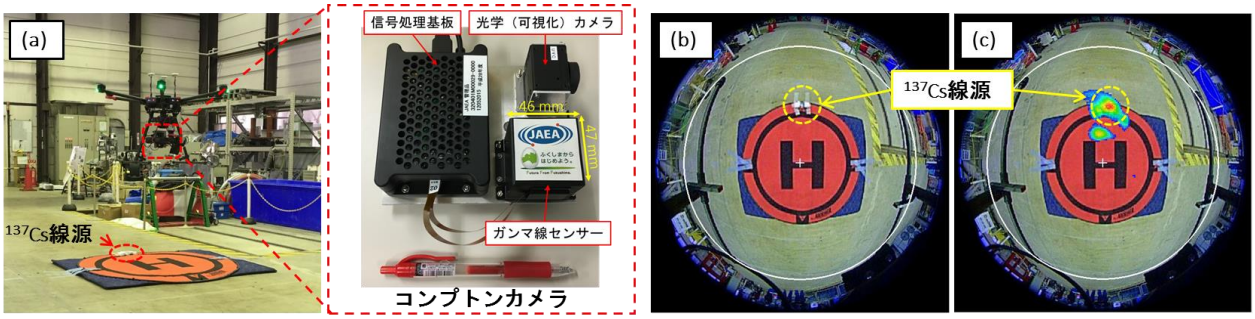


図 1. (a) 遠隔放射線可視化装置を用いた屋内におけるホバリング飛行試験の様子。(b)光学カメラを用いて空中より撮影した光学画像と、(c)これにコンプトンカメラを用いて取得した ^{137}Cs 線源のイメージング像を重ねた図。

*Yuki Sato[1], Shingo Ozawa[2], Ryo Izumi[2], Yuta Terasaka[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Takuma Kawamura[1], Yuta Tanifuji[1], Kuniaki Kawabata[1], Toshikazu Suzuki[2] and Tatsuo Torii[1]

[1]JAEA, [2]Chiyoda Technol Corp.

小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発 （2）福島県浜通り地域でのコンプトンカメラのイメージング精度検証

Development of Radiation Imaging System using Small-Size Light-Weight Compton Camera mounted on Remotely Operated Machines
(2) Verification of Imaging Accuracy of Compton Camera in Hama-Dori-Area in Fukushima Prefecture

*寺阪 祐太[1]，佐藤 優樹[1]，冠城 雅晃[1]，小澤 慎吾[2]，鳥居 建男[1]
[1]原子力機構，[2]（株）千代田テクノル

開発した小型・軽量コンプトンカメラを用いて福島県浜通り地域でフィールド試験を実施した。コンプトンカメラをドローンに搭載する前段階として、コンプトンカメラ単独で環境中で局所的に線量率が高いホットスポットをイメージング可能であるかを検証した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、コンプトンカメラ、放射性物質可視化、フィールド試験

1. 緒言 福島第一原子力発電所（以下、1F）事故により放射性物質が大気中に放出され、1F のサイト内外に深刻な汚染をもたらした。このような環境下での効率的な除染及び外部被ばく線量の低減のためには、空間線量率が周辺と比較して高い場所（ホットスポット）を迅速に検知できる必要がある。高線量率または作業者の立ち入りが困難な場所のホットスポットのイメージングにはドローン等の遠隔機器を用いる手法が有力である。そのため、遠隔機器への搭載という観点から、小型・軽量かつ高線量率環境で動作可能な放射線イメージングデバイスの開発が求められている。近年放射線イメージングに用いられているコンプトンカメラは、環境放射線の測定に通常用いられるサーベイメータとは異なり、一度に広い範囲を面的にイメージングできる利点がある。そこで、本研究ではドローンに搭載可能な小型・軽量コンプトンカメラを開発し、ドローンに搭載する前段階としてコンプトンカメラ単独でのホットスポットのイメージング試験を実施した。

2. 方法 開発したコンプトンカメラは散乱体、吸収体共に 1.5㎜×1.5㎜ の GAGG シンチレータを 15×15 ピクセル使用し（厚さは散乱体が 5㎜、吸収体が 10㎜）、センサー部・光学カメラ・信号処理基板の総重量は約 600g であり、ノート PC からの給電で動作可能である。このコンプトンカメラを用いて、福島県浜通り地域屋外で測定を実施した。コンプトンカメラは地上高さ約 70cm に固定し、測定を行った。測定で得られた放射線のエネルギー及び応答ピクセルの情報から、バックプロジェクション法を用いて放射性物質のイメージングを行った。イメージングの妥当性を確認するため、イメージングの結果とサーベイメータを用いた線量率測定値を比較した。

3. 結果 代表的なイメージング結果とサーベイメータを用いた地表 1cm 高さでの線量率測定結果を図 1 に示す。このように、周囲に比べて線量率の高い位置をイメージングできた。一方で、同じ箇所を別の角度から撮影した場合、図 1 で結像した 60μSv/h 以上のホットスポットが結像せず、汚染が相対的に低い箇所にイメージが現れた（図 2）。これは、撮影角度によって ^{137}Cs の直接線の寄与が異なるためと考えられる。

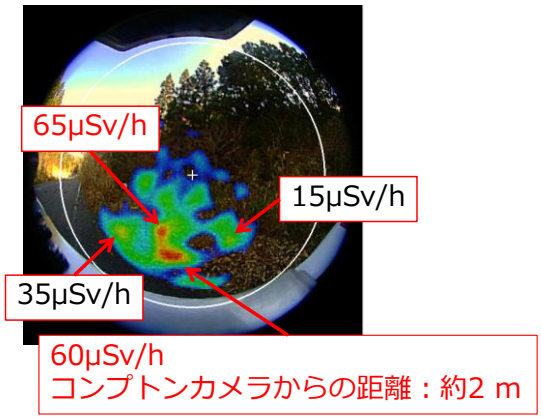


図 1 イメージング結果（高強度部が結像）

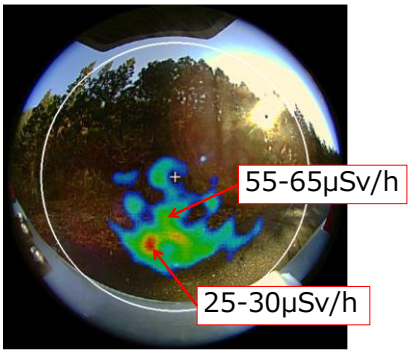


図 2 イメージング結果（高強度部が結像せず）

*Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1], Masaaki Kaburagi[1], Shingo Ozawa[2], Tatsuo Torii[1]
[1]JAEA, [2]Chiyoda Technol Corp.

小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発
（3）コンプトンカメラデータを用いた 3 次元線源分布再構成に関する検討

Development of Radiation Imaging System using Small-Size Light-Weight Compton Camera mounted on Remotely Operated Machines

(3)Study on 3D Reconstruction from Compton Camera Data

*宮村（中村）浩子，冠城 雅晃，佐藤 優樹，河村 拓馬，井戸村 泰宏，鳥居 建男

原子力機構

本稿では，放射性物質の分布状況を把握するために，コンプトンカメラによって計測したデータを逆投影法，逐次近似法の双方で 3 次元再構成した実験結果を示す．

キーワード：3 次元再構成，コンプトンカメラ，放射線イメージング，遠隔放射線測定技術

緒言　東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の事故によって飛散した放射性物質の状況を把握することは，詳細な除染計画の立案や作業員の被ばく線量の低減のために重要である．本研究は放射性物質の状況把握のため，コンプトンカメラをドローンに搭載した遠隔放射線可視化装置の開発[1]の一部として，コンプトンコーンの再構成による線量分布の可視化を実施する．

再構成実験　予備実験として，空間内に 2 つの線源を仮想的に与え，コンプトンコーンを生成したモデルデータを作り，逆投影法と List-Mode Maximum Likelihood Expectation Maximization（LM-MLEM）法[2]による 3 次元再構成を実施した．実験環境を図 1(a)に示す．コンプトンコーンは 2 つの線源のどちらかを通過するように作成したノイズのないデータである．再構成結果から，逆投影法では線源以外のコーンの領域もハイライトされるが（図 1(b)），LM-MLEM 法では 2 つの線源を明確に把握することができた（図 1(c)）．次に，図 1(d)に示す実験環境で計測したデータに適用した．逆投影法（図 1(e)），LM-MLEM 法（図 1(f)）双方で同じ位置にハイライトが発生していることが確認できた．

まとめ　飛散した放射性物質の状況把握のため，コンプトンカメラで取得したデータの 3 次元再構成を試みた．逆投影法，LM-MLEM 法の双方でおおよその位置を把握できることが確認できた．なお，本研究開発は平成 28 年度地域復興実用化開発等促進事業費補助金採択課題，無人飛行体をプラットフォームとする放射線分布の 3D 可視化技術の開発の一環として行われたものである．

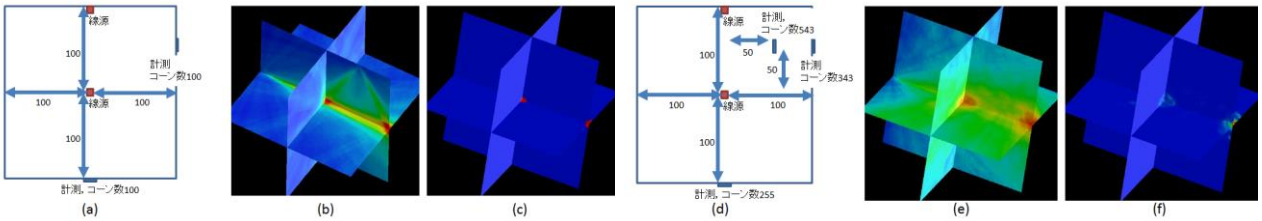


図 1. 3 次元再構成実験; (a) モデルデータ作成環境，(b) モデルデータ・逆投影法，(c) モデルデータ・LM-MLEM 法，(d) 計測実験環境，(e) 計測データ・逆投影法，(f) 計測データ・LM-MLEM 法

参考文献

[1] 佐藤 優樹，他，「小型・軽量コンプトンカメラを用いた遠隔放射線イメージング技術の開発（1）コンプトンカメラを搭載した無人飛行体による放射性物質分布の可視化に向けた取り組み」，原子力学会春の年会（2017）

[2] S. Wilderman, et al., “List-mode maximum likelihood reconstruction of compton scatter camera images in nuclear medicine,” in *Proc. IEEE Nucl. Sci. Symp.*, **3**:1716-1720 (1998).

* Hiroko Nakamura Miyamura, Masaaki Kaburagi, Yuki Sato, Takuma Kawamura, Yasuhiro Idomura, and Tatsuo Torii, JAEA

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-1 加速器・ビーム加速技術

[2C01-03] 加速器・ビーム加速技術

座長：全 炳俊 (京大)

2017年3月28日(火) 09:50 〜 10:40 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C01] LCS光源のための超伝導スポーク空洞開発の現状

*沢村 勝[1]、羽島 良一[1]、岩下 芳久[2]、頓宮 拓[2]、鉾之原 久雄[2]、佐伯 学行[3]、久保 毅幸[3] （1. 量研機構、2. 京大、3. 高エネ研）

09:50 〜 10:05

[2C02] ウエーブガイドを用いた3次元元素分布測定法の開発

*松山 成男[1]、植木 裕[1]、鈴木 脩平[1]、畠山 泰輔[1]、今泉 光太[1]、藤原 充啓[1]、寺川 貴樹[1] （1. 東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻）

10:05 〜 10:20

[2C03] フェムト秒電子ビーム圧縮に関する研究

*野澤 一太[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、近藤 孝文[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1] （1. 大阪大学産業科学研究所）

10:20 〜 10:35

©日本原子力学会

LCS 光源のための超伝導スポーク空洞開発の現状

Status of Superconducting Spoke Cavity Development for LCS Photon Sources

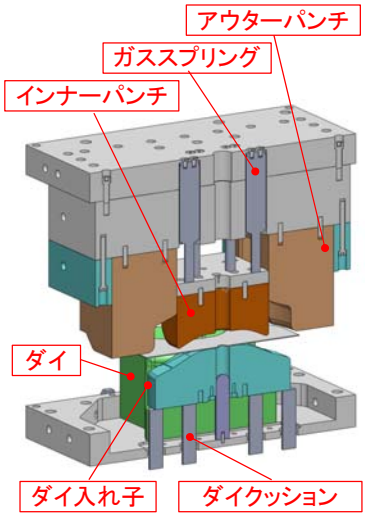
*沢村 勝[1]，羽島 良一[1]，岩下 芳久[2]，頓宮 拓[2]，鉾之原 久雄[2]，佐伯 学行[3]，久保 毅幸[3]
[1]量研機構，[2]京大，[3]高エネ研

LCS 光源のための超伝導スポーク空洞の開発を進めている。ハーフスポーク成型のための金型の設計・製作、ニオブ板を用いたプレス試験を行い、良好な成型結果を得た。それらを含めスポーク空洞開発の現状について報告する。

キーワード：超伝導加速器、スポーク空洞

1. 緒言

LCS 光源のための電子線加速器用の加速空洞としてスポーク空洞の開発を進めている。冷凍機の 4 K 運転が可能なように 325MHz の空洞設計を行ってきたが、製作のために利用可能な設備、コスト等を考慮し、製作技術の蓄積を図るため、1/2 モデルである 650MHz スポーク空洞の製作を進めている。スポーク空洞ではスポーク部分の構造が最も複雑である。そこで、ハーフスポークをプレス成型で製作するための金型設計を行い、それをもとに金型の製作、プレス試験を行った。



第１図　金型の概要

2. プレス試験

金型は第１図のように、ダイクッション、ガススプリングを用いて、３段階でプレス成型する設計になっている。金型を製作し、銅板、アルミ板を用いた最初のプレス試験では、ハーフスポークの側面コーナー付近に皺が発生した。この皺は板がインナーパンチに押されてダイの中に滑り込んでいく際に、大きく曲げられることにより発生したものと考えられた。そこで皺対策として、板厚の変更、ダイの滑り込み部分のコーナー曲面の修正、板をインナーパンチとダイ入れ子で両サイドから抑え込む形状への修正等を行い、２回目のプレス試験を行った。銅板、アルミ板さらにニオブ板を用いてプレス試験を行い、第２図のように良好なプレス成型を得ることができた。

第２図　プレス成型したハーフスポーク

3. 結論

プレス成型したハーフスポークについて、３次元形状測定を行い、さらにフルスポーク製作のためのトリミングの準備を進めていく。

---

* Masaru Sawamura[1], Ryoichi Hajima[1], Yoshihisa Iwashita[2], Hiromu Tongu[2], Hisao Hokonohara[2], Takayuki Saeki[3] and Takayuki Kubo[3]
[1]QST, [2] Kyoto Univ., [3]KEK

ウエーブガイドを用いた 3 次元元素分布測定法の開発

Development of 3D Imaging System using Wave guide

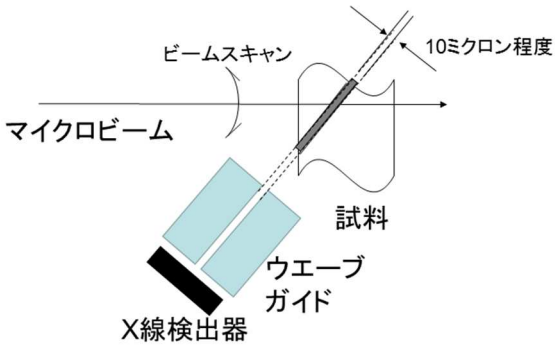
*松山成男、植木裕、鈴木脩平、畠山泰輔、今泉光太、藤原充啓、寺川貴樹
東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻

元素のミクロン領域でのイメージング手法としてマイクロPIXEがあるが、これは厚み方向に対して積分された2次元元素分布である。本研究では、マイクロPIXEとウエーブガイドを組み合わせ、X線検出器の視野を制限することにより深さ情報を取り入れることにより3次元元素分分布測定法を開発した。

キーワード：マイクロPIXE、ウエーブガイド、3次元元素分析

1. 緒言　元素のミクロン領域でのイメージング手法としては、マイクロイオンビームと PIXE 分析法を組み合わせたマイクロ PIXE や、マイクロ放射光と蛍光 X 線分析を組み合わせたマイクロ放射光分析があり、医学・生物の分野で広く応用が進められている。しかしながら、どちらの場合も厚み方向に対して積分された 2 次元分布であるため、細胞のメタボリズムや有害金属との相互作用のメカニズムの解明には細胞レベルでの 3 次元元素分布の取得が必要不可欠である。このことを踏まえ、東北大学では、マイクロビームにより金属ターゲットを照射し、ミクロン X 線源として透過画像を取得する 3 次元ミクロン CT を開発し、細胞内の 3 次元の形態画像の取得を実現し、医学分野への応用を進めてきた。さらにマイクロ PIXE 分析と CT 技による術を組み合わせた PIXE-CT の開発が進めてきたが、これは一つの試料の分析に回転を伴う必要があるため、長時¥間を有するだけでなく、空間分解能の問題、エネルギー損失による断面積の変化の影響、X 線収量の少なさからくる長い測定時間が問題である。そこで本研究では、細胞試料をミクロンの分解能で 3 次元全元素分析するために、ウエーブガイドを用い X 線検出器の視野を制限し、スライスから発生した X 線のみを集光する手法による 3 次元分布測定法（スライスマップ法）を開発する。スライスマップ法は、通常のマイクロ PIXE システムと X 線ウエーブガイドを組み合わせたもので、概念を下図に示す。ウエーブガイドにより、ウエーブガイドと平行な面内から発生した X 線のみが検出されるため、ビームの位置が深さ方向の情報を持つ 2 次元スライスマップが得られる。試料を移動し、各位置での 2 次元スライスマップを取得することにより、簡単に 3 次元マップを導出する事が可能となる。

2.結果　実験は東北大学ダイナミトロン実験室のマイクロビーム分析システムにて行った。検出器は Si(Li)検出器で、ビームラインに対して 135 度方向に取り付け、その前面にウエーブガイドを取り付けた。ウエーブガイドは、Si ウエハ製で 10μm×10mm×12mm（アワーズテック）である。臨界角は 10keV の X 線に対し 0.18° 程度である。テスト試料として、厚み 5 ミクロンのチタン箔を 100 ミクロンの間隔をあけて設置したものを用意し分析を行った。その結果、前面と後面の Ti 箔からの X 線がウエーブガイドと平行に、別の位置に検出され、深さ方向の情報を得ることができた。深さ分解能はおよそ 60μm 程度であり、X 線の吸収により、後面からの X 線収量は半分程度に減少してしまうため、空間構造をもち、自己吸収の影響が少ない試料の分析には有効であると考えられる。



Shigeo Matsuyama, Yu Ueki, Shuhei Suzuki, Taisuke Hatakeyama, Kota Imaizumi, Mitsuhiro Fujiwara, Atsuki Terakawa
Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University

フェムト秒電子ビーム圧縮に関する研究

Bunch Compression Study of Femtosecond Electron Beams

*野澤 一太[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、近藤 孝文[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1]
[1]大阪大学産業科学研究所

阪大産研では、パルスラジオリシス法の時間分解能向上を目指し、超短パルス電子ビーム発生・計測実験を実施している。本研究では、より短パルスの電子ビームを発生するために電子ビーム圧縮のダイナミクスについて実験とシミュレーションで検討を行った。

キーワード：超短パルス電子ビーム、バンチ圧縮

1. 緒言

阪大産研では、これまでにフェムト秒・アト秒電子ビームの発生・計測実験を実施してきた。現状、コヒーレント遷移放射（CTR）を異なる２つの周波数帯域を有するマイケルソン干渉計で観測することにより、サブピコ秒からフェムト秒までのパルス幅を測定することが可能なパルス幅測定系を構築し、フェムト秒電子ビームの発生を確認している[1]。本研究では、上述したパルス幅測定系を用いて、バンチ圧縮器における電子ビーム圧縮条件について理論的・実験的な検討を行った。

2. 実験概要

図 1 に示すように、本研究では、電子ビームを圧縮するためにアクロマティックアーク型のバンチ圧縮器を使用した。本圧縮器は、2 台の偏向電磁石・4 台の四極電磁石・2 台の六極電磁石から構成されており、軸方向位相空間分布に対する線形効果の係数（R_{56}）を一定値（62.6 mm）に保ちながら、二次効果の係数（T_{566}）を変化させることができるという特徴を持つ。そこで最短パルスの発生条件を検討するため、TRANSPORT[2]と GPT（General Particle Tracer）[3]を用いて圧縮器を構成する四極電磁石の磁場勾配について最適な条件を調べた。また、マイケルソン干渉計で CTR を観測することにより、実験的な四極電磁石の磁場勾配の最適値について検討を行った。実験とシミュレーションから、電子ビームはアクロマティック条件時に短パルスとなる傾向がわかった。当日は実験及びシミュレーション結果の詳細について報告する。

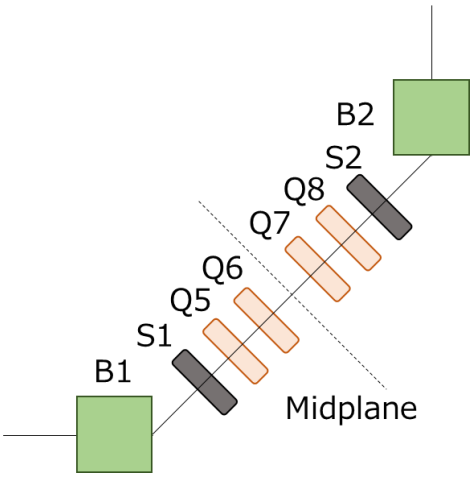


Figure 1: The schematic of an achromatic arc-type magnetic bunch compressor. B, Q and S denote a bending magnet, a quadrupole magnet and a sextupole magnet, respectively.

参考文献

[1] I. Nozawa et al., Phys. Rev. ST Accel. and Beams, 17, 072803 (2014).
[2] D. C. Carey et al., SLAC-R-530/UC414, revised 1998
[3] http://www.pulsae.nl/gpt/

---

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1]
[1]ISIR, Osaka Univ.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-5 医療用原子炉・加速器

[2C04-08] 医療用加速器・医療応用

座長：豊川 弘之 (産総研)

2017年3月28日(火) 10:40 〜 12:00 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C04] ^{99}Mo/^{99m}Tcジェネレータ用アルミナ吸着剤の Mo吸着／回収特性

*鈴木 善貴[1]、滑川 要二[1]、北河 友也[2]、掛井 貞紀[3]、松倉 実[2]、吉永 英雄[3]、三村 均[2]、土谷 邦彦[1] （1. 原子力機構、2. ユニオン昭和、3. 太陽鉱工）

10:40 〜 10:55

[2C05] 電子線形加速器を利用した Mo-99/Tc-99m製造システムにおける製造量評価

*関本 俊[1]、田所 孝広[2]、可児 祐子[2]、上野 雄一郎[2]、大槻 勤[1] （1. 京都大学原子炉実験所、2. （株）日立製作所）

10:55 〜 11:10

[2C06] 名古屋大学における加速器 BNCT用システム開発

*瓜谷 章[1]、土田 一輝[1]、鬼柳 善明[1]、佐藤 和也[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、山﨑 淳[1]、広田 克也[1]、清水 裕彦[1]、北口 雅暁[1] （1. 名古屋大学）

11:10 〜 11:25

[2C07] 名古屋大学における加速器 BNCT用システム開発

*佐藤 和也[1]、瓜谷 章[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、市川 豪[1]、広田 克也[1]、北口 雅暁[1]、清水 裕彦[1]、鬼柳 善明[1]、土田 一輝[1] （1. 名古屋大学）

11:25 〜 11:40

[2C08] 小型シンクロトロン偏向電磁石用ビームダクト内に誘起される渦電流起因過渡的磁場の計算

*塩原 滉平[1]、岩井 岳夫[2]、門叶 冬樹[2] （1. 山形大学大学院理工学研究科、2. 山形大学学術研究院）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ用アルミナ吸着剤の Mo 吸着／回収特性

Molybdenum Adsorption and Recovery Properties of Alumina Adsorbent for ^{99}Mo/^{99m}Tc Generator

*鈴木 善貴[1]，滑川 要二[1]，北河 友也[2]，掛井 貞紀[3]，松倉 実[2]，
吉永 英雄[3]，三村 均[2]，土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]ユニオン昭和，[3]太陽鉱工

^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ用 Mo 吸着剤の開発としてアルミナ(Al_2O_3)の Mo 吸着特性への影響と Al_2O_3 からの Mo 回収特性を調べた。その結果、Mo 吸着量は Mo 溶液の pH に影響すること、Mo 吸着後の Al_2O_3 から Mo を回収するのに適した条件を明らかにした。

キーワード： ^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ、アルミナ、Mo 吸着／回収特性、Mo リサイクル

1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-99m(^{99m}Tc)の原料であるモリブデン-99(^{99}Mo)を放射化法((n,γ)法)により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法((n,f)法)による ^{99}Mo 製造に比べ、得られる比放射能が低いことから、高価な ^{98}Mo 濃縮 MoO_3 原料を用いることも検討されている。このため、^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータに対して、Mo 吸着・^{99m}Tc 溶離性能を向上し、使用後の Mo を回収・再利用することが望まれる。本研究では、現行の医療用 Al_2O_3 と比較して高い Mo 吸着量を有する Al_2O_3 について、Mo 溶液の性状による Mo 吸着特性への影響と Mo 吸着後 Al_2O_3 からの Mo 回収特性を調べた。

2. 実験

アルミナ試料は、ユニオン昭和製 Al_2O_3 を用いた。まず、モリブデン酸ナトリウム溶液(Mo 溶液:10mg-Mo/mL)を pH1～6 に調整し、Al_2O_3 に各 Mo 溶液を添加後、90℃で 3 時間静置させた。静置前後の溶液について、ICP-MS を用いて Mo 濃度を測定し、Al_2O_3 への Mo 吸着量を算出した。また、Mo 溶離試験(模擬ミルキング)として、Mo を吸着させた Al_2O_3 をカラムに充填し、生理食塩水を 5mL 通水させ、その生理食塩水中の Mo 濃度を測定した。次に、Mo 吸着後の Al_2O_3 を 1mol/L 水酸化ナトリウム水溶液(NaOH)および 1mol/L アンモニア水(NH_4OH)中で各々90℃×4 時間静置し、溶液中の Mo 量を測定し、Al_2O_3 からの Mo 回収率を求めた。

3. 結果・考察

pH を変化させた Mo 溶液の Al_2O_3 への Mo 吸着/溶離試験結果を図 1 に示す。この結果、Mo 溶液の pH が酸性になるほど、Al_2O_3 への Mo 吸着量が増加する傾向であることが分った。一方、ミルキング液中の Mo 及び Al の混入量の増加、得られたミルキング液が pH4.5 以下となった。これにより、Al_2O_3 に吸着させる Mo 溶液の pH は上記の条件を総合的に評価して決定する必要がある。

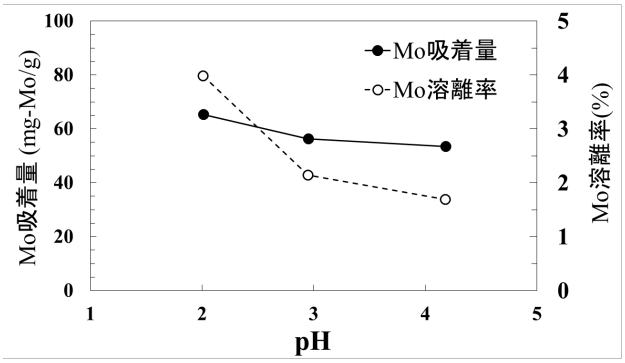


図 1　Al_2O_3 の Mo 吸着/溶離試験結果

次に Mo 回収試験の結果を表 1 に示す。回収液に 1mol/L-NaOH を用いた場合、ほぼ 100%の Mo が回収できたが、Al の溶解率が 20%以上と高く、高純度の Mo を回収することは困難であることが分った。一方、1mol/L-NH_4OH を用いた場合、Mo 回収率は 96%と 1mol/L-NaOH と比較して劣るものの、Al の溶解はないことが分った。このことから、アルミナを Mo 吸着剤として用いても Mo リサイクルが可能である見通しを得た。

表 1 Mo 回収試験結果

回収液	Mo回収率 (%)	Al溶解率 (%)
1mol/L 水酸化ナトリウム 水溶液	99.6	22.1
1mol/L アンモニア水	96.0	＜0.1

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Sadanori Kakei[3], Minoru Matsukura[2], Hideo Yoshinaga[3], Hitoshi Mimura[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]JAEA, [2]UNION SHOWA, [3]TAIYO KOKO

電子線形加速器を利用した Mo-99/Tc-99m 製造システムにおける製造量評価

Evaluation of a Mo-99/Tc-99m Production Amount in a Mo-99/Tc-99m Production System using an Electron Linear Accelerator

*関本　俊[1]，田所　孝広[2]，可児　祐子[2]，上野　雄一郎[2]，大槻　勤[1]
[1]京都大学原子炉実験所，[2]㈱日立製作所　研究開発グループ

大量製造時の Mo-99 吸着材の必要性能評価のために、約 30 グラムの天然 MoO_3 を用いて実施した製造試験結果をもとに、Mo-100・O_3 を用いた時の製造量及び比放射能を検討した。

キーワード：電子線形加速器，Mo-99/Tc-99m，Mo-100・O_3，RI 製造、放射性核種，核医学，SPECT

1. 緒言

近年、放射性医薬品の国内での安定供給を目指し、加速器を用いた医療用放射性核種の製造が検討されている。我々は、安価かつ小型化が可能な電子線形加速器で発生させる制動放射線を利用したシステムを検討しており、これまでに本システムを用いて、Mo-99 の製造試験を実施し、試験結果をもとに製造量の評価を行い、この方法が効率的であることを確認している（田所ら、原子力学会 2014 年春の年会; 大槻ら、原子力学会 2015 年春の年会）。また上記の加速器で製造した Mo-99 を原料として、実用的な Tc-99m のジェネレータシステムも開発中である（鈴木ら、原子力学会 2016 年秋の大会; [1]）。

今回、大量製造時の Mo-99 吸着材の必要性能評価のために、約 30 g の Mo-nat· O_3 を用いて実施した製造試験結果をもとに、Mo-100· O_3 を用いた時の製造量及び比放射能を検討したので、その結果を報告する。

2. 実験

制動放射線による照射は、京都大学原子炉実験所の電子線形加速器を用いて実施した。電子ビームを白金板に照射することにより発生する制動放射線を、Mo-nat· O_3 ペレット(10 mmϕ×10 mm thickness, 3.0-3.2 g) 10 個に照射した。なお、照射時間は 9.5 分、電子の加速エネルギーは 35 MeV、平均の電流値は 80 μA であった。照射後、生成した Mo-99 (半減期 $T_{1/2}$ = 66 h)をゲルマニウム半導体検出器により定量した。

上記に加え、Mo-100(γ,n)Mo-99 反応断面積データとモンテカルロシミュレーションコード：PHITS を用いて、実験体系を再現し、製造量の評価も行った。

3. 結果と考察

右図 1 は、照射後の Mo-nat· O_3 ペレット 10 個（白金板に近い順番に No. 1～No. 10）についての、Mo-99 の生成量と PHITS による製造量の評価結果を示しており、両者の結果は 30%の範囲内で一致することがわかった。今後、Mo-99 の比放射能を高めるため、電子ビーム径や照射ターゲットの形状の最適化を行い、実プラントの実現に向けて、高製造効率化及び高性能吸着材の検討を進める。

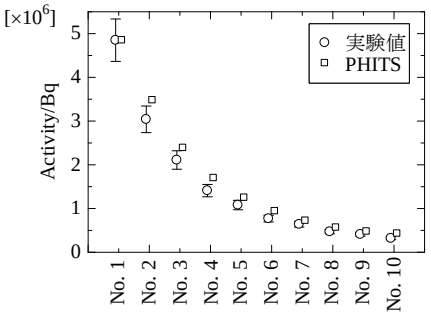


図 1　Mo-99 の生成量

参考文献

[1] Sekimoto et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. In press (DOI: 10.1007/s10967-016-4959-2)

*Shun Sekimoto[1], Takahiro Tadokoro[2], Yuko Kani[2], Yuichiro Ueno[2] and Tsutomu Ohtsuki[1]
[1]Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [2]Hitachi Ltd.

名古屋大学における加速器 BNCT 用システム開発
(1)全体計画とその進捗について

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

*瓜谷 章，土田 一輝，鬼柳 善明，佐藤 和也，渡辺 賢一，吉橋幸子，山崎 淳，
広田 克也，清水 裕彦，北口 雅暁，市川 豪
名古屋大学

名古屋大学ではダイナミトロン加速器とリチウムターゲットを用いた BNCT 用中性子源の開発を行っている。本計画の概要、加速器の状況、シミュレーション計算による減速体の最適化等について報告する。

キーワード：BNCT、ダイナミトロン、加速器、リチウム、熱外中性子、陽子、BSA

1. 緒言　ホウ素中性子捕捉療法（以下 BNCT）は、京大原子炉実験所等で治療症例が重ねられ、その有効性が認められ、近年は世界各地で治療施設が要望されるに至っている。病院に併設するために、核反応により中性子を発生させる加速器 BNCT システムの開発研究が世界各国で進められている。名古屋大学では、2013 年に BNCT 用中性子源の開発を開始した。本報告では加速器の調整運転状況と、核反応生成中性子を熱外中性子に減速させる減速体（BSA：Beam Shaping Assembly）の最適設計について述べる。

2. 加速器　本システムでは、低い加速エネルギーで中性子を発生させられる ^{7}Li(p, n) ^{7}Be 反応を採用する。^{7}Li(p, n) ^{7}Be 反応は、発生中性子エネルギーが比較的低いために、BSA をコンパクトにできること等の利点がある。採用した IBA 社製のダイナミトロン静電加速器は、加速電圧は 2.8 MV とそれほど高くはないが、15 mA という大電流の陽子ビームを得られるのが最大の特長である。

3. 中性子減速体　PHITS コード(V. 2.82)を用いて BSA に関する検討を行っている。BSA の工学モデルの一例を図 1 に示す。2.8 MeV の陽子入射により Li ターゲットで発生する中性子エネルギー・角度分布は LIYIELD コード[1]により計算し、これを中性子線源として用いた。図に示した例に対して得られた評価値を IAEA の推奨値[2]とともに表 1 に示す。使用する核データにより若干の差が生じる。物理モデルでは ENDF ですべての基準を満たしていたものが、工学モデルではγ線混入率が IAEA 基準を満たさなくなった。

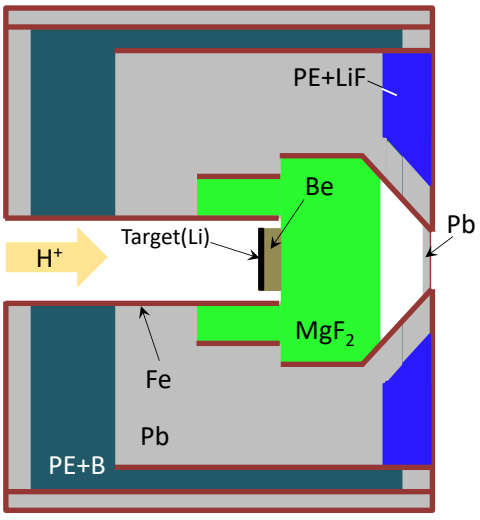


図 1　BSA の工学モデルの一例

表 1　計算による評価値と IAEA による推奨値[2]

評価項目	評価値		推奨値
	JENDL 4.0	ENDF B-7.1	
熱外中性子束 N_{epi} [$\times 10^{9}$ n/cm^2/s]	1.50±0.01	1.48±0.01	≧1
高速中性子混入率 D_f [$\times 10^{-13}$ Gy・cm^2]	1.5±0.1	2.0±0.1	≦2
γ線混入率 D_g [$\times 10^{-13}$ Gy・cm^2]	7.0±0.3	3.4±0.2	≦2
熱中性子比　$N_{t/e}$	0.022±0.001	0.021±0.001	≦0.05
Current/Flux 比　C/F	0.69±0.01	0.69±0.01	≧0.7

参考文献　[1] C. L. Lee, X.-L. Zhou, AIP Conf. Proc., **475**, (1999) 227-230.
[2] IAEA-TECDOC-1223 "*Current states of neutron capture therapy*," IAEA (2001).

* Akira Uritani, Kazuki Tsuchida, Yoshiaki Kiyanagi, Kazuya Sato, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Atsushi Yamazaki, Katsuya Hirota, Hirohiko Shimizu, Masaaki Kitaguchi and Go Ichikawa / Nagoya Univ.

名古屋大学における加速器 BNCT 用システム開発
(2) Beam Shaping Assembly の最適設計

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University
(2) Optimum design of Beam Shaping Assembly

*佐藤 和也, 瓜谷 章, 渡辺 賢一, 吉橋 幸子, 市川 豪, 広田 克也,
北口 雅暁, 清水 裕彦, 鬼柳 善明, 土田 一輝, 山崎 淳
名古屋大学

【抄録】BNCT 用小型加速器中性子源で用いるビーム減速照射装置（BSA）に追設し、中性子をがん患部に絞って照射する「延長コリメータ」において、熱外中性子束強度の減少を抑え、IAEA が推奨する中性子特性を維持するコリメータ構造を、PHITS 解析を用いて検討した。

キーワード：BNCT、ダイナミトロン、Li ターゲット、ビーム減速照射装置（BSA）、延長コリメータ

1. 緒言　がん細胞を個別に殺せる可能性をもつホウ素中性子捕捉療法(Boron Neutron Capture Therapy: BNCT) が注目され、国内外でその開発が進められている。名古屋大学ではダイナミトロン陽子加速器（2.8 MeV, 15 mA）と Li 封入ターゲットを用いて BNCT 用小型加速器中性子源の開発を進めている。Li 封入ターゲットに陽子ビームを照射、 ^{7}Li (p, n) ^{7}Be 反応で生成された高速中性子はビーム減速照射装置（BSA）で熱外領域まで減速され、治療部位に照射される。BSA から出射された熱外中性子をがん患部形状に合わせて絞り照射するために「延長コリメータ [1]」が用いられるが、頭頚部がんのように BSA 出射口とがん患部の距離が大きくなると、熱外中性子束強度が減少し、IAEA が推奨する中性子特性の維持が難しい、などの課題があった。本発表では、中性子の減少が小さく、中性子特性を維持可能な「改良型延長コリメータ」の構造を PHITS 解析で検討した結果を報告する。

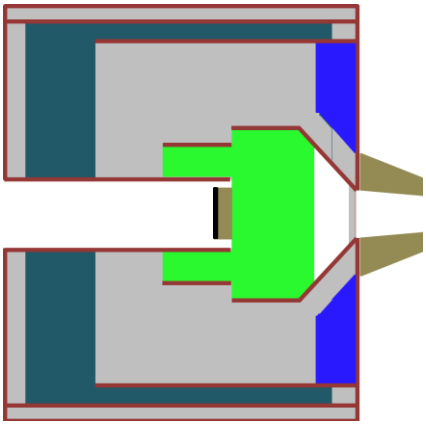


図 1　BSA とコリメータ構造（概念図）

2. 計算・結果　BSA と延長コリメータ構造の一例を図 1 に示す。改良型延長コリメータ（長さ 15 cm）を用いた場合、中性子ビーム強度を 30%向上でき、高速中性子成分も基準値以下にできることが分かった。今後、熱外中性子束の増加と中性子線質の維持を両立するコリメータ構造・材質に関する検討を進める。

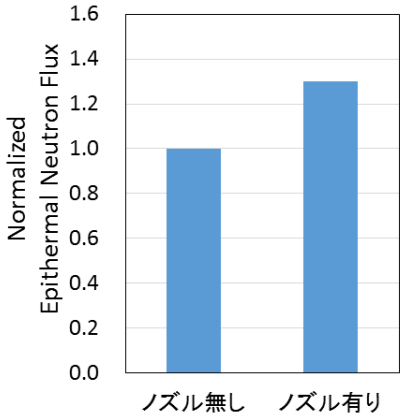


図 2　ノズルの有無による熱外中性子強度の比較

参考文献　[1]H. Tanaka, Y. Sakurai *et al.*, 'Study on the extended colllimator for Cyclotron-Based Epithermal Neutron Source (C-BENS)', 8th Young Researchers BNCT Meeting (2015) Pavia.

*Kazuya Sato, Akira Uritani, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Go Ichikawa, Katsuya Hirota, Masaaki Kitaguchi, Hirohiko Shimizu, Yoshiaki Kiyanagi, Kazuki Tsuchida, Atsushi Yamazaki, Nagoya Univ.

小型シンクロトロン偏向電磁石用ビームダクト内に誘起される渦電流起因過渡的磁場の計算

Calculation of transient magnetic field due to eddy current induced in a beam duct at a bending magnet of a compact synchrotron

*塩原 滉平[1], 岩井 岳夫[2], 門叶 冬樹[2]
[1]山形大学大学院理工学研究科, [2]山形大学学術研究院

炭素線治療用小型シンクロトロン偏向電磁石の磁極間隙短縮化を図って高さを低減させた 2 種類のビームダクトを試作した。3 次元電磁場解析プログラムを用いて、作成したビームダクト体系に 1.5 T/s の変動外部磁場を与え、磁場変動中にビームダクト表面に誘起される渦電流が磁場分布に与える影響を算出した。
キーワード：炭素線治療、シンクロトロン、偏向電磁石、ビームダクト、渦電流

1. 緒言

炭素線治療用小型シンクロトロンでは、年間 1 億円を超える電気料金が発生し、施設運営における財政面での一つの障害になっている。加速器において最も消費電力の大きいシンクロトロン偏向電磁石の磁極間隙を可能な限り小さくすることで、省エネルギー化につながる可能性がある。その目的でビーム通過領域を確保しつつ高さを低減した 2 種類の SUS-316L 製ビームダクトを試作した。試作したダクトは補強のためリブが多く取り付けてあり、ダクト断面が左右対称であるレーストラック型とダクト断面が左右非対称である変形型の 2 種類である。前回の学会ではそれらのビームダクトに対して 1.5 T/s の変動外部磁場を与え、渦電流による影響を実験的に評価した結果について報告した。本報告では Cobham 社製 3 次元電磁場解析プログラム OPERA を用いて算出した渦電流の影響との比較を行い、試作ビームダクトの実用性について調査を行った。

2. 計算方法

3 次元電磁場解析プログラム OPERA 内の解析プログラムの 1 つである ELEKTRA の過渡解析モジュールを用いて、作成したビームダクト体系に 1.5 T/s の変動外部磁場を与え、ダクト内に誘導される渦電流および磁場分布の計算を行った。また、計算体系で真空ダクトの電気伝導率を 0（磁場変動時に渦電流が流れない体系）に設定した場合の磁場解析結果との差を取ることで磁場変化時に現れる渦電流による磁場低下の影響を評価した。

3. 計算結果

2 種類の試作ダクトにおいて 1.5 T/s の変動外部磁場を与えた際に発生する渦電流の影響について計算結果を図 1 に示す。その結果、渦電流による影響は最大で 0.15 mT 程度であることが分かった。さらに青線に示す変形型ダクトでは、断面およびリブ形状の非対称性の影響から渦電流による影響も非対称になり、実験結果に表れた傾向をある程度再現していることを確認した。

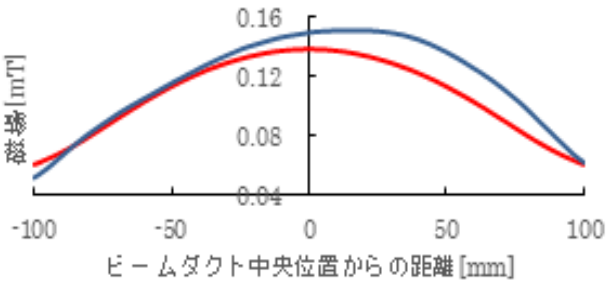


図 1　ビームダクトに発生する渦電流によって生成される磁場
赤線：レーストラック型ダクト　青線：変形型ダクト

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2]
1. Graduate School of Science and Engineering, Yamagata University, 2.Academic Assembly, Yamagata University

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2C09-12] 人材育成

座長：久保 稔 (つくば科学万博記念財団)

2017年3月28日(火) 14:45 ～ 15:50 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C09] 夏期休暇実習制度を通じて敦賀拠点から福島拠点にわたるレーザー技術を活用した原子力人材育成

*西村 昭彦[1]、柴田 卓弥[1]、山田 知典[1]、田中 健哉[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[2C10] 廃炉創造ロボコンを通じた廃止措置人材育成

鈴木 茂和[1]、中村 隆行[1]、丁字 哲治[2]、*實川 資朗[1] （1. 福島工業高等専門学校、2. 鹿児島工業高等専門学校）

15:00 ～ 15:15

[2C11] 東北大学量子エネルギー工学専攻におけるこれまでの原子力共生教育活動

*藤原 充啓[1]、高田 修司[1]、寺川 貴樹[1]、新堀 雄一[1]、長谷川 晃[1]、石井 慶造[1] （1. 東北大学）

15:15 ～ 15:30

[2C12] 地域の環境回復と環境安全に貢献できる原子力規制人材の育成

*鈴木 茂和[1]、原田 正光[1] （1. 福島高専）

15:30 ～ 15:45

©日本原子力学会

夏期休暇実習制度を通じて敦賀拠点から福島拠点にわたるレーザー技術を活用した原子力人材育成

Human resource development of atomic energy based on laser related technique from Turuga site to Fukushima site in JAEA summer vacation fellowship

*西村昭彦，柴田卓弥、山田知典、田中健哉
日本原子力研究開発機構

平成 28 年度の原子力機構での夏期休暇実習生制度の実施内容の内、ロボット実装の遠隔技術として深く関連するレーザー技術について、福井県敦賀地区から福島県楢葉地区への展開に関して報告する。

キーワード：原子力人材育成、夏期休暇実習、レーザー、敦賀、福島

1. 緒言　これまで原子力機構では、敦賀連携推進センターレーザー共同研究所においてレーザー技術の原子力応用研究を進め、レーザー技術をコアとした人材育成を実施してきた。昨年度は、夏期休暇実習制度[1]を活用することで、敦賀地区においてはレーザー技術を基礎とし、東海地区においてはロボット技術を基礎とした廃止措置のための新企画を立ち上げた[2]。今年度は楢葉遠隔技術開発センターの運用開始に応じて、ロボット技術とセンシング技術を組み合わせた実習とした。これにより敦賀拠点から楢葉拠点へのレーザー技術の展開を通じて、将来の廃止措置に貢献できる研究者・技術者を育成する。

2. 実施内容　廃止措置の中核となる遠隔技術開発では、ロボット、放射線計測、レーザー応用等の幅広い先端技術が含まれる。高線量下で長時間活動できるロボットは、素材レベルでの選定も必要となる。実施期間（9 月 5 日~16 日）の前半を施設見学とロボット学習とし、後半をセンシング学習とした。センシング学習では、自然界の放射線の種類と測定器の取り扱い方法の他にも、炉内透視として話題となった高エネルギーミューオンの計数測定を実施した。放射線応用技術については放射線グラフト重合材により選択的に Cs などのイオンを吸着し、水質浄化ができることを学んだ（図 1(a)）。レーザー技術については、気体放電管や蛍光物質の発光スペクトル計測、光の波動性と量子性、レーザー発振原理の講義とレーザー内部構造について講義と実験を実施した。さらにパルスレーザーと安定化 He-Ne レーザーを使ったコンクリート構造物の音速測定（図 1(b)）やファイバーレーザーを使った熱の仕事当量の測定などを実施した。いずれも講師陣が主体となって、研究開発のスピンオフ技術を学習内容に盛り込んだ。

(a)　金属イオン吸着実験の様子

(b)　合金中の伝搬音速測定装置

図 1　センシング学習

3. 結論　原子力機構側は基礎基盤的取り組みを重視し、大学・高専側は廃止措置への活用を意識するように努めた。また、実施期間、企画内容、講師陣の錬度、募集方法について、参加者のアンケート結果から改善点が明らかとなった。次年度はもんじゅの廃止措置への移行に伴い、敦賀地区では高速炉の廃止措置に役立つ内容を取り込む。楢葉地区では福島原子力発電所の廃止措置に特有な問題である炉内の汚染水下に残存する核燃料デブリの特性を考慮した企画とする。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構　学生インターン https://www.jaea.go.jp/saiyou/internship/

[2] 西村昭彦、他、日本原子力学会平成 28 年春の年会、東北大学、1M18

Akihiko Nishimura, Takuya Shibata, Tomonori Yamada, Kenya Tanaka, Japan Atomic Energy Agency

廃炉創造ロボコンを通じた廃止措置人材育成

Human Resource Development by Creative Robot Contest for Decommissioning

鈴木 茂和[1]，中村 隆行[1]，丁子 哲治[2]，*實川 資朗[1]

[1]福島高専，[2]鹿児島高専

福島第一廃炉に関する人材育成のために，第１回廃炉創造ロボコンを企画し開催した．課題解決型・課題発見型のロボコンとし，９月に楢葉サマースクールを開催し，福島第一の視察を行った．ロボコンを通じた人材育成について報告する．

キーワード：廃止措置，ロボットコンテスト，人材育成

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等については，「東京電力福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に基づいて，現在様々な取組が進められてきている．また，中長期ロードマップでは，「中長期の視点での人材育成及び大学・研究機関との連携」が強調されている．

廃炉について，若い世代に関心を持ってもらうためには，ロボットを通じた教育・人材育成が効果的である．主体的な学びを通じて，汎用的能力はもちろんのこと，事実等に隠れている問題点やその要因を発見し解決すべき課題を設定する力，また，その課題の解決策を導く能力は，今後の社会を担う若者達にとっては，最重要な能力の一つと考えられる．さらに，そのような実践的な課題発見能力，課題解決力は，机上の論によるものではなく，実際の社会で起きている課題に取り組むことによってこそ身につけられるものである．

廃炉創造ロボコンは，文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業（英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業）廃止措置基盤研究・人材育成等強化プログラムの一環として実施するものである．また，廃止措置に係る廃炉そのものを Project の題材とした PBL 教育そのものであり，ロボット製作を通じて学生に廃炉に関する興味を持たせると同時に，学生の創造性の涵養に貢献し，課題解決能力のみならず課題発見能力を養うことを目的としている．

2. 課題概要

2-1. 競技フィールドと環境

原子力発電所原子炉建屋を想定し，原子力機構楢葉遠隔技術開発センターのモックアップ階段とステップフィールドのどちらかを各チームにおいて選択する．また，フィールド環境は２つのフィールドに共通して，①照明が無く暗闇である，②ロボットを遠隔で操作するため本体を直視することができない，③コンクリートの厚い壁があることから電波は直接届かない，④強い放射線の影響によりカメラ・半導体機器の動作には制限時間がある（ただし，遮蔽の方法などを考案した場合は制限時間を延長する）．

2-2.ロボットが遂行する課題

ロボットが遂行する課題は，モックアップ階段：①重量 5kg の荷物を平坦な 1 階床面から 2 階まで運び，荷物を置いて元の場所に戻ってくる．②2 階の荷物置場に置かれている物を調べる．③廃炉に関して遂行すべきと考えられる課題．ステップフィールド：①フィールドの形状を調べる．②フィールド内に置かれている物を調べる．③廃炉に関して遂行すべきと考えられる課題から一つを選択する．

3. 参加チーム

全国の国公立高専から 13 校 15 チームが参加して，12 月 3 日（土）に原子力機構楢葉遠隔技術開発センターで廃炉創造ロボコンが開催された．競技の様子を図 1 に示す．

図 1 競技の様子

4. 学生の感想

参加した学生からは，サマースクールで福島第一を視察しリアルな状況を見ることができて良かったなどの意見が聞かれた．また，アンケート結果から，ロボコンを通じて福島第一廃炉へのイメージが変わった学生や福島第一の廃炉に関わってみたいと思うようになった学生が多く見受けられた．

Shigekazu Suzuki[1], Takayuki Nakamura[1], Tetsuji Chohji[2], * Shiro Jitsukawa[1]

[1]National Institute of Technology, Fukushima College, [2]National Institute of Technology, Kagoshima College

東北大学量子エネルギー工学専攻におけるこれまでの原子力共生教育活動

The past educational activities for atomic energy partnership in Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University

*藤原充啓[1]，高田修司[1]，寺川貴樹[1]，新堀雄一[1]，長谷川晃[1]，石井慶造[1]，
[1]東北大学

東北大学量子エネルギー工学専攻では、原子力共生教育活動を 2005 年度より本格的に行っており、継続的な市民講座や小、中、高校生を対象としたエネルギーに関する体験型出前授業を行う事によるエネルギーおよび原子力教育を展開している。今回はこれまでの活動経緯や概要の紹介と現在の活動状況やその効果検証結果。さらに、今後の活動方針についての報告を行う。

キーワード：原子力教育、放射線教育、エネルギー教育

１．緒言

安定した電力を供給することが可能な原子力のエネルギー利用は、化石燃料だけでのエネルギー供給が困難となりつつある今日では、今後も継続させる必要があり、そのためには、原子力と地域住民とが、如何に共生していくかと言うことが大変重要な課題の一つとなる。そこで、一般市民と原子力関連研究者とが一緒になって、原子力利用の在り方について意見を交わし、希望ある日本の原子力利用を相互理解のもとに考える場を創るため、原子力立地サイトに原子力教育のための現地拠点を形成し、課外体験学習、オープンスクール、フォーラム講演会の開催を定期的行うことにより、様々な切口による原子力共生のための一般向け原子力教育を行う事が大変重要である。

東北大学量子エネルギー工学専攻では、2005年度より、最近接原子力発電所立地サイトである宮城県女川町に原子力共生活動の拠点を作り、継続的な市民講座や出前授業による原子力教育を展開する試みを行っている。また、2007年度より、青森県六ヶ所村にも新たな拠点を設置し、同地区での活動展開を開始した。これら原子力教育の試みは2011年3月の東日本大震災後も各拠点との連携をさらに密接にすることにより毎年途絶えること無く継続させる事ができ、現在では活動への大学生、大学院生の参加を積極的に勧めると共に、他団体との連携により、更に進展させるための試みを行っている。

２．発表概要

本発表では、これまでの当専攻の原子力共生教育活動について(進展経緯も含む)の紹介を行い、現在取り組んでいる更なる活動発展のための「大学院授業としての単位化」や「他団体・他組織との連携」について報告する。また、これまでの活動に参加した学生対して実施したアンケートや、授業を受けた生徒に対して実施したアンケートの調査結果を報告し、これまでの活動状況を振り返り、今後の活動の展開における目標を明らかにすると共に、参加学生に対する原子力教育活動参加による教育効果の検証と受講生徒に対する原子力・放射線・エネルギー関連教育の効果についての検証も行う。

---

* Mitsuhiro Fujiwara[1], Shyuji Takada[1], Atsuki Terakawa[1], Yuichi Niibori[1], Akira Hasegawa[1] and Keizo Ishii[1]

[1]Tohoku Univ.

地域の環境回復と環境安全に貢献できる原子力規制人材の育成

Nuclear regulation human resource development by environmental restoration and environmental safety

*鈴木　茂和[1]，原田 正光[1]
[1]福島高専

環境回復と環境安全に取り組む人材育成プログラムを構築して，中学校卒業後の若年層を対象として，高専の準学士課程・専攻科の７年間で座学，実験・演習に加えて，インターンシップや学生研究など地域の実施設やフィールドにおける体験的な学習を通した実践的人材の育成を行う原子力規制人材育成の概要について報告する

キーワード：原子力規制，環境回復，人材育成

1. 緒言

福島高専では，東日本大震災および原子力災害からの復興を支援するために復興人材育成プログラムを進めている．また，廃止措置人材育成として，福島第一原子力発電所の廃炉に取り組む基盤研究や人材育成も進めている．一方，放射能汚染からの地域の環境回復や放射性廃棄物の処理・処分も福島県の重要な課題であり，廃止措置に加えて地域の環境回復や放射性廃棄物の処理・処分も併せて取り組むことが重要である．

2. 原子力規制人材育成の概要

2-1. 人材育成のめざすところ

原子力発電所事故による放射能汚染から地域の環境を回復するという地域課題に取り組み，環境モニタリングや環境放射能量の低減化手法などの知識や技術を修得して，地域の環境回復に貢献するとともに，放射線利用における安全性に配慮できる人材の育成をめざす.

2-2. 環境安全学修プログラム

中学校を卒業して高専に入学する若い世代の学生を対象として高専の準学士課程から専攻科課程の 7 年間にわたる新たな教育プログラムである「環境安全学修プログラム」を構築する．地域の環境回復や放射性廃棄物の処理処分に関連する「原子力規制に関する授業」に加えて、「複合型インターンシップ」、「COOP 教育（企業や自治体，NPO など地域の人材との共同教育）による PBL（Problem-based learning）型学生研究」といった体験的学習から構成されている。「複合型インターンシップ」では、各学生が地方自治体や大学、企業等の複数機関で研修を実施したり、施設の見学を重ねたりすることで、各機関の取り組みを原子力規制の観点から多面的にとらえて考える能力を育成する。「COOP 教育による PBL 型学生研究」では、学生が地域人材の支援を受けて、環境回復等の自らが設定した地域課題に取り組むことにより、課題解決能力、チームワーク能力やコミュニケーション能力を育成する。

*Shigekazu Suzuki[1], Masamitsu Harada[1]
[1]National Institute of Technology, Fukushima College.

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2C13-17] 放射線教育

座長：熊谷 浩二 (八戸工大)

2017年3月28日(火) 15:50 〜 17:10 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C13] 福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果

*澤田 哲生[1]、中山 知恵子[2]、木村 菜摘[3] （1. 東工大、2. 神大附属中高、3. 東北大）

15:50 〜 16:05

[2C14] 福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果

*木村 菜摘[1]、中山 知恵子[2]、澤田 哲生[3] （1. 東北大学、2. 神大付属中高、3. 東工大）

16:05 〜 16:20

[2C15] 福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果

*中山 知恵子[1]、木村 菜摘[2]、澤田 哲生[3] （1. 神大附属中高、2. 東北大学、3. 東工大）

16:20 〜 16:35

[2C16] GM管出力波高の教育利用の可能性

*尾崎 哲[1]、掛布 智久[1]、五十嵐 悠[2]、飯本 武志[3] （1. 日本科学技術振興財団、2. 慶応義塾大学、3. 東京大学）

16:35 〜 16:50

[2C17] 放射線透過検査/厚さ計/密度計の概念を学習可能な放射線教育用教材の開発

*秋吉 優史[1] （1. 大阪府立大学 放射線研究センター）

16:50 〜 17:05

©日本原子力学会

福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果
(1) 甲状腺検査を巡る中高生による「白熱教室２０１６」ーその趣旨と仕組みー

Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushima Hama-doori and Capital Area

(1) "Exciting Class 2016" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test - Aim and Arrangement -

*澤田　哲生[1]，中山　知恵子[2]，木村　菜摘[3]

[1]東工大，[2]神大附属中高，[3]東北大

福島県浜通りと首都圏横浜市の中高生合計１２名が、「甲状腺検査って・・・どうなんだろう？」のテーマの下参加型対話を行った。予備知識なしから出発して、問題を共有し解決への糸口を描き出すことが課題であった。その結果、中高生の自助力の中から取り組むべき問題が具体化した。

キーワード：白熱教室，甲状腺検査，中高生，参加型対話，Socio-scientific Issues(SSI)，放射線教育

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災と福島第一原子力発電所事故以降､原子力や放射線に関わる権威(authority)は失墜したままにある。その権威の構築を旨として、福島県全域の子供を対象に実施されている甲状腺検査に関して、〝発信し共有して欲しいことがある〟という福島浜通りの高校生の意志を端緒として参加型対話の場である『白熱教室２０１６』を開催した。

2. 目標と方法論

2-1. 目標と目的

同様の権威の失墜は１９９０年代の英国における BSE 問題でもあった。英国は２０年以上かけて、Socio-Scientific Issue(SSI)と称する学術的な動きが興り信頼回復を成し遂げた。SSI の目標は、1）科学的知識を待った市民の養成、２）社会的責任の内省的な育成、３）弛まぬ思索と論理的議論、４）批判的思考の発揮である。『白熱教室２０１６』は、これらの目標を意識し、予備学習を前提とせず〝知識ゼロベース〟から出発し、対話を通じつつ内省を促し公共性のある論点(issues)を見える化することを目的とした。

2-2. 場のデザインまたは方法論

『白熱教室２０１６』という場をデザインするにあたり、以下に留意した。(1)中高生の自主性を重んじ、アドボカシー(論理的科学的政策提案)に到達すること、(2)ファシリテーションは同世代が行う、(3)一般参加者との相互交流、(4)共考による相互信頼の構築、(5)発信力(共有能力)の自己養成。

2-3. 『白熱教室２０１６』

2016 年 12 月 11 日(日)午後、約３時間に亘り東工大大岡山キャンパスにて実施し、福島の高校生による問題提起から始めて１２名の中高生らは３項目の政策提案(アドボカシー)にたどり着いた。その模様は同日夜の NHK ニュースで報じられた。

3. 結論

『白熱教室２０１６』では、公共性のある論点の見える化からその共有を、参加型対話を通じて実践し、３項目の政策提言を行った。そのことを世間に向けて発信した。また、中高生の総意として第２回を実施することが意思決定された。

参考文献　[1] D.L. Zeidler (Ed.), *Springer* (2003).

---

*Tetsuo Sawada[1], Chieko Nakayama[2] and Natsumi Kimura[3]

[1]Tokyo Tech., [2]Kanagawa Univ. High, [3]Tohoku Univ.

福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果
(2) 甲状腺検査を巡る中高生による「白熱教室２０１６」―中高生の発言と意義―

Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushima Hama-doori and Capital Area

(1) "Exciting Class 2016" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test- Students' Statements and their Significance -

*木村　菜摘[1]，中山　知恵子[2]，澤田　哲生[3]
[1]東北大，[2]神大附属中高，[3]東工大

中高生は未知の問題に共考から協働への道を見出すべく意見交換を重ねた。主な発言は、甲状腺検査をなぜやっているのか全く知らされていない。仲間や学校で話す機会がない。何をどのように考えていいかわからないなどであった。その中から挑むべき問題の輪郭が見え始めてきた。
キーワード：白熱教室，甲状腺検査，対話，共考，協働

1. 緒言

『白熱教室２０１６』を実施した。ファシリテーションでは中高生に視座を合わせるよう注力した。浜通りから参加した３名の高校生がまず問題提起をし、それを起点に参加型対話を進めた。約３時間の対話により共有すべき〝公共性のある論点〟の輪郭が浮かび上がってきた。

2. 目的と方法論

2-1. 目的

問題提起を起点とし、参加型対話によって、数項目の公共性のある論点を摘出することを目的とした。

2-2. 方法

場のデザインで示された(1)中高生の自主性の支援、(4)共考による相互信頼の構築のために、ファシリテータを含む参加者は車座になり、男女差・年齢差・地域差が偏らないように着座した。論点出しはKJ法で行い、一般参加者も参加した。

2-3. 主な発言とその意義

起点となった３高校生の意見は：①このような機会が欲しかった、②地元の日常では言えないことがある、③なぜ甲状腺検査を受けているのか知らない、④自分達が普通に生活していることを広く知ってほしい、⑤福島の事実を知らないままデモなどの行動を起こさないでほしいなど。これに対して、首都圏の中高生からは、次のような発言があった：(1)福島の人が何を知ってほしいのかを知りたい、(2)福島の人達よりも自分達の方が感じている不安感が大きいのだと気がついた、(3)甲状腺検査を受ける理由を知らないまま受診しているというのは意外であった、(4)自分達の健康以上に福島に対する風評被害について心配しているように感じたなど。KJ法による論点出しと親和性分類によって３つの問題群が見えてきた。１つ目は放射線についての知識を得るための授業が必要なのではないか、２つ目は甲状腺検査を受ける意義がしっかりと説明されていないのではないかということ、３つ目は福島の現状を知ってもらうために何ができるのかということ。参加型対話の中で、男女差・年齢差・地域差を意識せず、知識と認識の差を超えて相互信頼を構築しながら〝共に考える〟ことが可能になった。そのことは、参加者の「楽しい」「もっと時間が欲しい」「甲状腺検査を深く知りたくなった」「浜通りに行ってみたい」という声に現れていたと考える。

3. 結論

『白熱教室２０１６』では、試行錯誤の中ファシリテーションを重ね、参加した中高生が対話から初めて、相手の立場に慮って共に考えるという〝共考〟の実践にまでこぎ着けることが出来た。つまり、対話と共考を経て、協力して公共性のある論点を削り出すという〝協働〟への道筋が拓かれたと考える。

* Natsumi Kimura [1], Chieko Nakayama[2] and Tetsuo Sawada [3]
[1] Tohoku Univ., [2]Kanagawa Univ. High, [3] Tokyo Tech.

福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果
(3) 甲状腺検査を巡る中高生による「白熱教室 2016」ー生徒の提言と今後の課題ー

Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

(3)"Exciting Class 2016" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test

- Students' Proposals and Next Issues–

*中山　知恵子[1]，木村　菜摘[2]，澤田　哲生[3]

[1]神大附属中高，[2]東北大，[3]東工大，

中高生を主体とする「白熱教室２０１６」を開催した。福島県浜通りの高校生と首都圏横浜市の中高生合計１２名が、「甲状腺検査って・・・どうなんだろう？」のテーマのもと、参加型対話を実施した。その結果、３項目の提言がなされた。１）甲状腺検査の分かりやすい説明　２）放射線教育の充実　３）情報発信の機会の醸成。

キーワード：白熱教室，甲状腺検査，中高生，参加型対話，放射線教育

1. 緒言

甲状腺検査をテーマとした「白熱教室 2016」であったが、対話が進むに連れてその背景にある様々な問題が見えてきた。検査や放射線や風評被害に関すること、それらは首都圏の中高生が持つ福島に対する印象を覆すことばかりであった。生徒達がまとめた提言は、福島の支援につながるだけでなく、次世代に対する責任ある行動を大人社会へ要求していると考えることができる。

2. 目標と方法論

2-1. 目的

KJ 法によりあぶり出された論点を生徒達たちが分類し、さらに議論を深めることにより、問題点の核心を見出し、社会に対する提言としてまとめることを目的とした。

2-2. 方法

福島浜通りの高校生達の思いを共有したのち、一般参加者も参加した KJ 法により生徒達が論点を整理した。再び、ファシリテーターを含めて車座となり、問題解決の糸口を探るために議論を深めた。率直な意見交換が行われるように、どのような意見も否定されない雰囲気をファシリテーターはつくりだしていた。

2-3. 生徒による提言と課題

未来に向かって考え、行動していくべきであるという福島浜通りの高校生の力強い発言もあり、前向きな対話が展開された。議論は大きく 3 つの意見にまとめられた。 (1)甲状腺検査を実施するにあたって年代に合わせた説明が必要である。しかし、難解な語句を用いて説明をする傾向がある専門家ではなく、学校教育でわかりやすい説明をしてほしい。(2)同様に、放射線についても学校教育で実施するべきである。(3)一度つくられてしまった風評を変えるには大変な努力を要する。今の福島の情報を積極的に発信していくことやメディアも責任ある姿勢で継続的な情報発信をしてほしい。

3. 結論

上記 3 つの提言に対して、学校教育はどのように応えることができるのか。学校教育の重要性を改めて認識した。問題意識を持とうとする姿勢や課題を解決しようとする意欲を育むためにも、地域を越えて対話する場の提供や専門家と連携して確かな知識を身につけさせる機会を作り出す努力が必要である。

---

* Chieko Nakayama [1], Natsumi Kimura [2]and Tetsuo Sawada[3]

[1] Kanagawa Univ. High, [2]Tohoku Univ., [3] Tokyo Tech.

GM 管出力波高の教育利用の可能性

Simplified Pulse Analysis Method Using GM Tubes for Radiation Education

*尾崎　哲[1]，掛布智久[1]，五十嵐悠[2]，飯本武志[3]

[1]日本科学技術振興財団，[2]慶応義塾大学，[3]東京大学

放射線の粒子性とともにその線質とエネルギーは最も重要な放射線教育項目の一つである。今回は、市販の GM 管を使用してその出力波高分布の解釈を試み、教育利用の可能性を検討した。

キーワード：放射線教育、GM 管，出力波高分布、エネルギー、簡易法

1. 背景と目的

GM 管の構造は原理的には比例計数管と異ならないが、比例領域での印加電圧では信号が小さすぎるため、簡易な検出が困難になっている。これまでの研究では、電離型測定器の出力が交流信号であることに着目し、パソコンのマイク端子に直接入力して音声信号として処理する簡易法でパルス波高分布を測定し、良好な結果を得ている[1]。今回は市販の GM 管を使用し、推奨動作電圧よりも低い電圧でパルス波高分布を調べ、教育利用の可能性を検討した。

2. 実験方法

市販の端窓型 GM 管（LND 製タイプ 723、α β γ用、推奨動作電圧 900V）を用い、自作の高圧電源と減衰器とを組み合わせて実験をした。波形処理ソフトの表示を見ながら比例モードに遷移する動作電圧を求めた。線源として、塩化カリウム、モナズ石、グローランプの電極（^{147}Pm）、ランタン芯からの抽出気体（^{220}Rn）を使用し、比例モードでのパルス波高分布のパターンの変化を調べた。

3. 結果と考察

(1)印加電圧が約 700V 以下で、比例モード単独のパターンに遷移した。

(2) 同じ印加電圧において、各 β γ線源ではほぼ同じパルス波高分布のパターンが観察されたが、α β γ線源では β γ線源とは異なるパターンが観測された。

(3)市販の GM 管において出力波高分布の線質による特徴が見られることから、体験学習においても「放射線の線質やエネルギー」について学習を展開できる可能性がある。

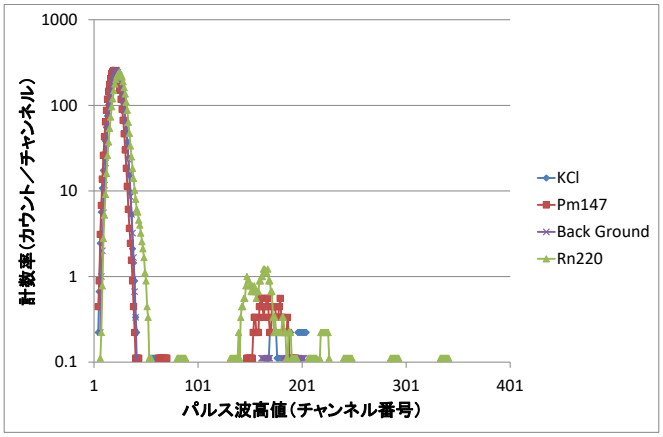


図　各線源でのパターンの比較（553V）

謝辞：本研究は、文部科学省科学研究費補助金基盤研究(A)：研究課題/領域番号 16H01813 の一環として実施した。

参考文献

[1] 尾崎　哲、掛布智久、飯本武志、高木利恵子；日本原子力学会「2016 年春の年会」2A08、口頭発表

*Satoru Ozaki[1], Tomohisa Kakefu[1], Yu Igarashi[2] and Takeshi Iimoto[3]

[1]Japan Science Foundation / Science Museum, [2]Keio University, [3]The University of Tokyo

放射線透過検査/厚さ計/密度計の概念を学習可能な放射線教育用教材の開発

Development of the teaching materials for radiation education
which can learn the concept of radiographic testing, thickness meter and densimeter

*秋吉 優史[1]
[1]大阪府立大学 放射線研究センター

サーベイメーターを用いた放射線学習のコンテンツとして、自然放射線源の測定や、遮蔽体を用いての遮蔽実験などが広く行われているが、PC に USB 接続出来る広窓 GM サーベイメーターと簡単な装置を用いることにより放射線が活用されている計測器の原理についても学習できるコンテンツを開発した。
キーワード： 放射線教育教材、サーベイメーター、放射線透過検査、厚さ計、密度計

1. 緒言

中学校での学習指導要領に平成 20 年度から放射線教育が再び取り入れられているが、依然としてハード、ソフト共に不足しており、良質な放射線教育コンテンツが求められている。これまで、発表者が開発したペルチェ冷却式高性能霧箱（ http://bigbird.riast.osakafu-u.ac.jp/~akiyoshi/Works/index.htm#CloudChamber ）を用いた、直感的に放射線の種類による物質との相互作用を理解できるコンテンツを開発してきたが、サーベイメーターによる測定は相補的に不可欠である。今回は、単純な自然放射線の検出や遮蔽実験だけでなく、それらの実験結果を利用して実際に産業界で用いられている、放射線を利用した計測器の原理を理解できるコンテンツの開発を行った。

2. 模擬放射線透過検査/厚さ計/密度計について

このコンテンツには、高感度な広窓型の GM サーベイメーターが不可欠である。パンケーキ型φ45mm の GM 管と、コンパクトな本体で構成される SE International 社製 インスペクターUSB は、自然放射線源の測定に十分な感度を持ちつつ比較的安価（8 万円強）であり、USB 接続により計数率の変化を PC でグラフとして表示可能である。模擬放射線透過検査/厚さ計/密度計は、このサーベイメーターと、マントル線源、厚さが既知の遮蔽体、一軸方向に様々な厚さの遮蔽体を配置した試料板、それらを保持する引出し式のユニットから成る。

引出し式のユニットには、φ50 程度の穴が開けられており、その上に厚さ 3mm 程度のアルミ板を 2 枚載せてコリメートしている。ウインドウの幅は 20mm とした。試料板は発泡スチレンボードを使用した。

まず引出しの中の線源と天板の上のサーベイメーターを固定し、その間に厚さ 0.1～3mm 程度のアルミ板を入れて透過率の測定を行う。次に試料板を横から差し込み、ゆっくりと（10 秒で 1cm 程度）移動させると、PC に表示される計数率の変化が、目には見えていない測定部の中の様子を反映することになり、放射線透過検査の模擬となる。また、遮蔽体の厚さの違いも検出できるため、厚さ計の模擬となりうるし、厚さが同じで密度の異なる試料を用いれば密度計の模擬となりうる。このような具体的な応用を示すことで放射線の性質をより深く理解できると考えられる。

図 1. 測定装置の構成

図 2. PC 接続しての測定の様子

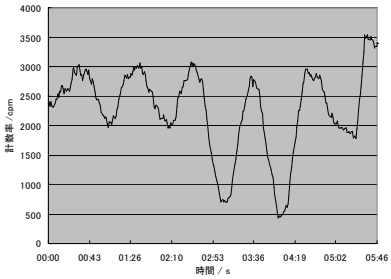


図 3. 試料板の移動に伴う計数率変化

3. 実践結果

2016/12/13、15 日に実施された京都府立桃山高校から大阪府大への訪問研修（合計 160 名）、2016/12/20 に実施された学部一回生学生実験（26 名）において、本コンテンツを用いた実験を試行した。概ね好評ではあったが、初めてサーベイメーターを取り扱う学生に対して限られた時間の中で測定完了するためにはきめ細かなサポートが必要であり、細かい数値に拘って簡単な測定でもかなりの時間を要するケースが見られた。今後、ハード・ソフトの双方を改良し、教育現場の実情に即したコンテンツに改良する必要がある。

*Masafumi Akiyoshi
[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University.

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2C18-22] 原発事故・安全

座長：西村 昭彦 (JAEA)

2017年3月28日(火) 17:10 〜 18:30 C会場 (16号館 16-203教室)

[2C18] 原発事故前後における福島第一原発周辺の家賃変動

*山根 史博[1] （1. 広島市立大学）

17:10 〜 17:25

[2C19] ヒューマンエラー防止に係る安全ノウハウ抽出方法の検討

*武田 大介[1]、弘津 祐子[1] （1. 電中研）

17:25 〜 17:40

[2C20] 原発事故に備えた協力会社に於ける緊急時対応訓練

*三谷 信次[1]、辻本 忠[2] （1. 原子力コミュニケィションズ、2. 安全安心科学アカデミー）

17:40 〜 17:55

[2C21] 福島第一原発廃炉における地盤工学技術者育成について

*熊谷 浩二[1] （1. 八戸工業大学）

17:55 〜 18:10

[2C22] エネルギー基本理念への認識とコミッショニングの役割

*渡邊 一男[1] （1. WNR-Cx 渡邊研究処）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

原発事故前後における福島第一原発周辺の家賃変動：空間線量率との関係

House rent fluctuation around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant before and after the accident: Its relation with the air dose rate

*山根 史博[1]
[1]広島市立大学

福島第一原発周辺における 2003 年・2008 年・2013 年の家賃データを利用し、事故前後の変動と空間線量率との関係を分析した。

キーワード：原発事故、不動産取引価格、空間線量率

1. 緒言

2016 年春の年会で、福島第一原発の周辺地域において、空間線量率が高まった区域の資産価値（地価）が事故直後に低下し、その後の線量率の低下とともに回復傾向にあることを報告した。しかし、それは不動産鑑定士による不動産査定額を分析したものであったため、今回は、実際の不動産取引価格（家賃）の変動と空間線量率との関係を分析した。

2. 手法

分析データは 2003 年・2008 年・2013 年の『住宅・土地統計調査』の家賃データ（10 月時点の月額家賃）、対象地域は福島第一原発から半径 80km 圏内の市町村（2013 年は帰還困難地域・居住制限区域・避難指示解除準備区域を除く）である。

家賃関数の説明変数として、事故後の空間線量率（2013 年 9 月 28 日時点）、福島第一原発からの距離のほか、近隣属性（医療機関・公園・最寄駅までの距離、調査区内人口）、住宅属性（木造か否か、一戸建か否か、接面道路の幅員、階数）、住居属性（築年数、室数、畳数、高齢者向け設備の有無、民営賃貸か否か）、及び年ダミー、市町村ダミー、年ダミー×市町村ダミーを考慮した。

3. 結論

分析結果の概要をまとめる。

前回までの地価分析と同様、空間線量率が高まった区域の家賃が事故の前後で（2008 年 10 月から 2013 年 10 月にかけて）低下していることが示された。ただし、事故前から（2003 年 10 月から 2008 年 10 月にかけて）同じ区域の家賃は低下傾向にあり、事故前後の低下はこれと有意に異なるわけではないため、放射能汚染による影響とは言えないのかもしれない。その他、福島第一原発に近い物件の家賃は、事故前は上昇傾向にあったが、事故の前後においては、それが低下に転じていることが確認された。

※ 本研究は JSPS 科研費 JP26780145 の助成を受けたものです。
科研費・若手研究(B)「ヘドニック二次分析の内生性問題に対する新アプローチ：原発事故の厚生分析への適用（代表：山根史博、2014 年度～2016 年度）」

*Fumihiro Yamane[1]
[1]Hiroshima City Univ.

ヒューマンエラー防止に係る安全ノウハウ抽出方法の検討

Study on a Method of Extracting Safety Know-How for Preventing Human Error

*武田 大介[1]，弘津 祐子[1]
[1]電力中央研究所

本研究では，現場の安全確保に重要な役割を果たす，ルール化（データ化）されていないヒューマンエラー（以下，HE）防止に係る安全行動・工夫（以下，安全ノウハウ）を次世代へ継承するために考案した，自己報告方式による安全ノウハウ抽出方法について概説する。

キーワード：ヒューマンエラー，安全ノウハウ，安全行動，自己報告，抽出方法，ベテラン作業者

1. 緒言

ベテラン作業員は手順書・マニュアルに従って作業する際，自主的に再確認する，エラーし難くなる様に段取りを工夫する，等のルール外の安全行動・工夫（以下，安全ノウハウ）を追加的に実施することで，現場の安全を確保してきた。こういった安全ノウハウを次世代へ継承するために，本研究では安全ノウハウ抽出方法の検討を行った。

2. 安全ノウハウ抽出方法の検討及び抽出の試行

既往研究[1]で示されているノウハウ抽出手段のうち，抽出法の学習が不要，1 回で複数人に実施可能等，現場での利便性が高い自己報告方式を採用し，Performance Shaping Factor 及び HE 防止の観点を加味した安全ノウハウ抽出方法（概要：図 1）を考案した。そして，WEB 調査を通じて，HE が大きな損害に繋がる可能性がある専門業務に従事する者を対象に（3 業務，各 70 名），日常生活場面及び各専門業務場面で本方法を用いた安全ノウハウ抽出を試行した。

3. 結果・考察

1）既往研究[2]にて価値があると評価された安全ノウハウと同種のものが抽出された，2）HE による事故防止の観点（HE の防止，HE の検知，等）から抽出された安全ノウハウが各業務で認められた，等の結果より本抽出方法の適用性を確認した。また，個人内の日常生活場面と専門業務場面での安全ノウハウ保有数の相関性（例：図 2）から，ノウハウ保有者を日常での振舞いから選定できる可能性が示唆された。

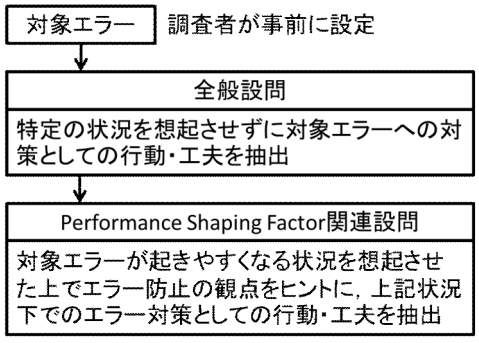


図 1 安全ノウハウ抽出方法の概要

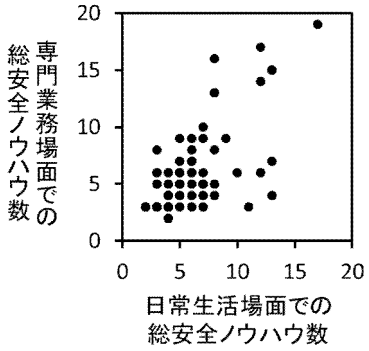


図 2 日常生活場面と専門業務場面の安全ノウハウ保有数

参考文献

[1] Crandall, B.; Klein, G.; Hoffman, R, R. Working minds: A practitionerôs guide to cognitive task analysis, The MIT Press. 2006

[2] 西川晶子他．注射業務における看護師の安全確認行動の分析，日本赤十字看護学会誌，2003，Vol.3，No.1，p70-79.

*Daisuke Takeda[1] and Yuko Hirotsu[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

原発事故に備えた協力会社における緊急時対応訓練
放射線管理監督者等に対する PBL 教育

Emergency Response Training of Subcontract Company for Sevier Accident
Problem Based Learning for Radiation Protection Superintendents

*三谷　信次[1]，辻本　忠[2]，新澤　昭[2]，斉藤　修[3]
[1]原子力コミュニケィションズ，[2]安全安心科学アカデミー，[3]元放射線影響協会

福島第一原発事故の直後に、原発協力会社放管員を対象に原発現場で強い指導力を発揮できるよう「放射線安全管理士」の民間資格を与える資格認証教育を実施した。5 年後の今回は、西日本で始まっている原発再稼働に向けて、シビアアクシデントへの対応を目指した強靭な「放射線管理監督者」の育成教育の実施を試みたので、それについて報告する。

キーワード：緊急時対応訓練，協力会社、シビアアクシデント、放射線管理監督者、PBL 教育、レジリエンス対応，事故に対する相場観

1. 緒言

原子力施設においては、原子炉主任技術者や放射線取扱主任者、技術士等の資格は放射線管理者に対して極めて重要な資格であるが、原発現場の放射線管理監督者においては、それに加えて作業員を現場管理できる強いマネジメント力が求められる。福島第一原発事故後においては、これらマネジメント力に加えシビアアクシデントに対する知識･経験、新規性基準、原子力災害対策指針、福島事故時の対応事例等について学習し、事故に対する相場観や協力会社としての対応法を習得することに重点を置いた教育を行った。

2. 方法

原発現場の協力会社は、電力会社や元請会社とは雇用関係でなく契約関係にある。電力社員のような直接の事故対応の必要性はないとは言え、実際上現場で踏みとどまって事故収束の後方支援の形で活動した協力会社が多かったことは福島事故の実例が示す通りであり、今後も十分起こりうることである。

協力会社が事故時電力会社に**協力できる要因**として以下のことが考察された。

(1)日本特有の**終身雇用制度**と原発下請重層構造並びに相互間の固い絆(一個人では何もできなくて、**チーム**を組むことで作業遂行が可能になる)　(2)原発建設時からの電力会社と協力会社間で建設･補修等を通して培われてきた相互の親近感と**信頼関係**　(3)建設以来長い期間にわたって作業に従事してきた当該原発に対する作業者の愛着心(**マイプラント意識**)　(4)当該プラントに対して現場作業者が身に着けている現場特有の余人をもって代えがたい**暗黙知**(装置､機器､システム等の挙動､クセ､コツ､対処法､ホットスポット等があり、自分も事故収束に協力しなければという強い**使命感**と**責任感**。

(5)原発事故に対する**幅広い俯瞰的知識･情報**･事例等を習得することで原発事故の規模･進展や放射線の挙動･影響程度とその怖さも同時に予測･理解できるようになり、協力会社員としての対処法が見えてくる。

3. 実施

ここでは上記**(5)の方法**でもって育成教育を行った。そこでは、放射線管理に関する基礎、応用について一通り最新の知見を入れて学習し後、ヒューマンエラーの心理学や現場のコミュニケーション、福島事故時の事故事例からレジリエンス対応等について机上学習した。その後これらを踏まえてＰＢＬ(問題解決型)**教育**を実施し、問題点や解決課題、対処法等につて議論･摘出した。今回その結果について報告する。

---

*Shinji Mitan[i1] , Tadasi Tsujimoto[2], Akira Shinzawa[2] , Osamu Saitou[3],
[1]Nuclear Communications, [2] NPO Reassurance Science Academy, [3]former Radiation Effect Association

福島第一原発廃炉における地盤工学技術者育成について

The Cultivate Method of Geotechnical Engineers for Decommission of Fukushima Daiichi Nuclear　Power Plat

*熊谷　浩二[1]

[1]八戸工業大学

福島第一原発廃炉作業において地盤や地下水を対象とした地盤工学(地盤技術)が使われている。相互理解のための活動や育成について、今後の事業遂行に役立てるため現状把握と課題の考察を行っている。

キーワード：福島第一原発、廃炉地盤工学、地盤改良、土の粒度分布、土の透水係数、

1. 緒言　今後 40 年かかるといわれる作業を完遂するためには、多方面からの研究や技術開発が必要であり、またそれに関する人材育成が不可欠となっている。廃炉作業の目的を果たすためには原発敷地および周辺の安心・安全な作業環境・施工環境を整えることが前提になる。現在各方面で行われている取組みのなかで建設系技術(地盤工学や関連する施工技術)に関係する動きの紹介と今後の人材育成に関して述べる。

2. 廃炉作業と地盤工学

2-1. 地盤工学の対象　地盤工学は、「地盤および材料としての地盤および材料としての土や岩、さらに人工的な地盤材料も含めてそれらを取り扱う学問分野（地盤工学用語辞典、地盤工学会、2006)」である。構造物を地盤上に作る、地盤の掘削、あるいは地盤材料を盛立てる時の課題への対応が地盤工学であり、廃炉作業に直接的間接的に係っている。

2-2.　廃炉地盤工学委員会の活動　地盤工学会「福島第一原子力発電所廃止措置に向けた地盤工学的新技術と人材育成に関する検討委員会（略称：廃炉地盤工学委員会)」は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　廃止措置研究・人材育成等強化プログラム(2015 年から 5 年間)」の採択に基づき組織されている。その学問単元は a)原子力関連知識、b)地盤力学、c)地盤環境学、d)地盤材料学、e)地盤施工学、となっている[1]。すべてに、地盤の複雑さ・不確定さにどう対応するか、その対応の確からしさをどう確認するかにつながる「評価や改良(開発)」が含まれている。

2-3. 技術者育成の課題　これまで廃炉関連の検討の場で遭遇した課題を以下に述べる。1)複雑で不均質な成因(不確定さ)をもつ地盤や地盤材料への対応の仕方は受継がれる必要がある。たとえば、地盤工学会発刊の『トラブルと対策シリーズ』には調査・設計・施工の各段階において、対策をとることで事故を免れたトラブル事例が、杭基礎 57 事例、地盤改良 87 事例、根切り・山留め 96 事例が挙げられている。事前の対応ミスもあるが、地盤を原因とする予想外のトラブル事例が多い。2) 定義や変動現象の伝達に関する教育：①土の構成(土粒子＋空気＋水)、②細粒土と粗粒土、③細粒分と粗粒分、④土の透水係数、⑤「地盤」と「地盤材料」と使われる対象によって用語の意味が異なる[2]、など。

3. 結論　原発廃炉へのアプローチも総合工学と考えている。地盤工学からの視点で課題の抽出を行い、計画・設計・実施には、対象物の性状把握とともに作業環境の予測も不可欠である。このため、相互理解のための努力は、「(詳細は任せるが)発言意図が伝わった」上での判断につながると考えている。

参考文献　[1] 地盤工学会廃炉地盤工学委員会：「福島第一原子力の廃止措置への貢献を目指す『廃炉地盤工学』」講演会資料、2016、概要 pp. 1-4

[2] 河上房義、森芳信、柳沢栄司：土質力学　第 8 版、森北出版㈱、2012

---

*Koji Kumagai[1]

[1]Hachinohe Institute of Technology

エネルギー基本理念への認識とコミッショニングの役割
（５）動燃十・二十・三十年史にみる「もんじゅ」の問題点と対応

An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning
(5) Pros and Cons on FBR "Monjyu" seen from the Histories of 10, 20 and 30 years of PNC Activities

*渡邊一男[1],　[1] WNR-Cx 渡邊研究処

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, PNC is a special corporation founded in 1967. Activities of PNC and details of FBR "Monjyu" are seen from the histories of every 10, 20 and 30 years. Now pros and cons on the revival of FBR "Monjyu" are loudly spoken by stakeholders or opponents. From the view point of operation management engineers it would be apparently explained with the decline of system culture.

動力炉・核燃料開発事業団・動燃は、1967 年に原子燃料公社を母体に発足し、高速増殖炉および新型転換炉を開発する特殊法人である。爾来 10 年毎に克明の経緯を大部の書に集約している。現在、FBR「もんじゅ」は最後の審判的の場にあり、組織運用的には最大矛盾の集積であり、50 年の歴史的経緯を考える。

キーワード: 動燃、もんじゅ、原型炉、歴史的経緯、総合評価、システムカルチャー

まえがき：電力関連の核技術開発では「天然ウラン・重水炉」「プルトニウム・高速増殖炉」「MOX 燃料炉」が資源対応として進展してきたが、些事につまずき、いまや福島に次ぐ課題である。高速増殖炉には各国夫々の推移と対応があるが、日本のみが、長年月を経ても原型炉段階への対応論議の道程にある。

１．もんじゅ問題の顕われ方と基本的対応・半世紀を経ての検証の要

現在の主題として文科省に対する規制委員会勧告の「もんじゅ安全出力運転主体」がある。文科省は、勧告の字義どうり「機構に代る主体」を審議する「検討会」を発足させた。本件開発主体は、原研・動燃・サイクル機構・開発機構、また主管組織も科技庁から文科省と推移している。加えて国際動向もあり、第一に主管の文科省自体の国政の当事者意識が問題であり、動燃発足半世紀を経ての検証が必須である。

２．動燃史への印象

① 動燃史は、「十年史」もんじゅ設計、「二十年史」認可・建設、「三十年史」事故・後処理の不覚・悔悟・組織対応、と続く。この間にアスファルト処理施設火災・「ふげん」重水漏れと課題山積である。
② 全般として、福島問題と同様に素因は「ジャパンカルチャー」であり、「原核反転」的の状況が色濃い。

表 1. 動燃・もんじゅ略年表

1956-6	原研発足
1967-10	動燃発足
1968-9	もんじゅ予備設計開始
1969-4	常陽建設開始
1977-4	常陽初臨界
1994-4	もんじゅ初臨界
1995-12	温度計折損事故
1998-10	核燃料サイクル機構
2005-10	日本原子力開発機構
2010-8	中継装置落下事故
2015-11	文科相へ規制委文書
2016-12	規制委へ文科相文書

表 2. 世界の FBR の推移

米	1946－1994 実験炉
英	1974－1994 原型炉
仏	1985－1998 実証炉
独	1985－1995 実験炉

３．現場運転管理技術者としての視点

① FBR 開発へ課題の重要性と問題性は 1967 の国会科特委議事録に夙に明らかである。
② 温度計さや管折損事故への対応には技術問題に加えて対応組織への視点が必要である。
③ 中継装置落下事故は Na 熱媒利用の宿命。
④ 先行各国は試練を乗越えて推進しており、例外期待は僥倖であろう。

総括： FBR 開発当初の状況は、1962 年は原爆実験のピークであり、原潜寄港は 1964 年の佐世保に始まる。一方で組織管理安定の至上条件は意識過剰の新組織を必要とし、目標喪失の集団を残した。結果、本件は壮大ではあるがシステムカルチャー問題の単なる一事例となった。

謝辞：立花 昭・鶴尾 昭両氏の冥福を祈り、矢作 正氏のご支援に感謝。

参考資料：1) 財団法人原子力研究所史, 1957、 2) 原研十年史, 1966、3) T・H, 原研の「十周年民主化闘争」と原子力界の再編成, 技術史研究 No 35, 1966、4) 第 055 回国会 科学技術振興対策特別委員会第 20 号議事録, 1967、5) 日本原子力研究所労働組合 15 年史, 1972、6) 原研二十年史, 1976、7) 動燃労十年の歩み, 1978、8) 動燃十年史, 1978, pp.635、 9) 立花 昭, 高速増殖炉開発の現状と安全問題の動向, 機械誌, 1986-6、 10) 動燃二十年史, 1988, pp.653、 11) 日本原子力発電三十年史, 1989、 12) 原研四十年史, 1996、 13) 動燃三十年史, 1998, pp.706、 14) 小林, 高速増殖炉もんじゅ―巨大核技術の夢と現実, 1994、 15) 科学技術庁, もんじゅナトリウ漏えい事故の報告について, 1996-5、 16) 科学技術庁, もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明結果について, 1997-2、 17) 読売新聞科学部, ドキュメント「もんじゅ」事故, 1996、 18) 伊藤ほか, 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故に関する技術報告, 原子力誌, 1997、19) もんじゅ事故総合評価会議, もんじゅ事故と日本のエネルギー政策, 1997、 20) 清水・舘野・野口, 動燃核燃 2000 年, 1998、 21) 渡部, 日本原電の挑戦－原子力パイオニアの使命, 2004、 22) 日本原子力研究所史, 2005、 23) 小林, 動かない動かせない「もんじゅ」, 2010、 24) 炉内中継装置の落下について, JAEA 敦賀本部, 2010-10、 25) 今西憲之, 原子力ムラの陰謀, 2013、 26) 文科大臣への規制委文書, 2015-11-13、 27) 「もんじゅ」に関する市民検討委員会提言書, 2016、 28) 有馬検討会,「もんじゅ」の運営主体のあり方について, 2016、 29) 似田貝香門, 「知の統合」は責任なくして語れない, 原子力誌, 2016-10、 30) 「もんじゅ」特集, 原子力誌, 2016-12、 31) 規制委への文科大臣文書, 2016-12-28

Kazuo Watanabe[1],　[1] WNR-Cx Watanabe Lab.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[2D01-05] イメージング，非破壊検査技術

座長：前川 立行 (東芝電力放射線テクノサービス)

2017年3月28日(火) 09:30 〜 10:50 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D01] 福島における環境放射能測定のためのピンホールコンプトンガンマカメラの開発

*中田 直樹[1]、高橋 浩之[1]、島添 健次[1]、志風 義明[2] （1. 東京大学、2. 原子力機構）

09:30 〜 09:45

[2D02] コンクリート内部を可視化する後方散乱 X線イメージング装置の開発

*豊川 弘之[1]、藤原 健[1]、萬代 新一[2]、伊佐 英範[2]、大橋 和也[3]、山崎 淳[3]、渡辺 賢一[3]、瓜谷 章[3] （1. 産総研、2. BEAMX、3. 名古屋大学）

09:45 〜 10:00

[2D03] コンクリート内部を可視化する後方散乱 X線イメージング装置の開発

*大橋 和也[1]、瓜谷 章[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、豊川 弘之[2]、藤原 健[2]、萬代 新一[3]、伊佐 英範[3] （1. 名古屋大学、2. 産総研、3. BEAMX）

10:00 〜 10:15

[2D04] 原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所2号機格納容器下部の観測(その4)

*森島 邦博[1]、中村 光廣[1]、西尾 晃[1]、毛登 優貴[1]、眞部 祐太[1]、北川 暢子[1]、辻 建二[2]、大山 正孝[2] （1. 名古屋大学、2. 中部電力株式会社）

10:15 〜 10:30

[2D05] 非破壊検査装置への応用を目指した臭化タリウム(TlBr)検出器の基礎特性評価

*高坂 充[1,2]、人見 啓太朗[1]、長野 宣道[1]、小野寺 敏幸[3]、金 聖潤[1]、伊藤 辰也[1]、木村 乃久[1,2]、砂庭 広季[1,2]、石井 慶造[1] （1. 東北大学大学院、2. 日本原燃株式会社、3. 東北工業大学）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

福島における環境放射能測定のためのピンホールコンプトンカメラの開発

Development of the Pinhole Compton Camera
for the Environmental Radioactivity Survey in Fukushima

*中田 直樹[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1] 志風 義明[2]
[1]東大工 [2]原子力機構

福島における除線作業や汚染管理において、放射性セシウムの分布は非常に重要な情報のうちの一つである。^{137}Cs から飛来するガンマ線(662keV)を可視化する方法としてコンプトンカメラが、特性 X 線(32kev)を可視化するための方法としてピンホールカメラがそれぞれ挙げられる。本研究ではコンプトンカメラの散乱体の中央部分を空洞にすることでピンホールカメラとしても利用可能にし、特性 X 線とガンマ線の両方の情報を取得できるガンマカメラの開発を行った。

キーワード：GAGG、ピンホールカメラ、コンプトンカメラ

1. 背景

福島で除染作業等を行うにあたって、放射性セシウムの分布状況を把握するためにガンマカメラが用いられる。ガンマカメラには低エネルギーの測定に向いたピンホールカメラ方式と高エネルギーの測定に向いたコンプトンカメラ方式がある。本研究ではこれらの方式を組み合わせることによって、ガンマカメラのダイナミックレンジを広げ、^{137}Cs から飛来するガンマ線と特性 X 線の両方の情報を取得し、より精度の高いガンマカメラを開発することを目的とした。

2. ピンホールコンプトンカメラの構成

検出器の構成を図 1 に示す。シンチレータには GAGG を、受光部には MPPC を用いた。1ch あたりの面積は 3mm^2 とし、散乱体の厚みは 4mm、吸収体の厚みは 8mm とした。チャンネル間には硫酸バリウムを用いて 100μm のギャップを設けた。散乱体は中央 4ch を空洞とし、この穴をピンホールとして利用した。

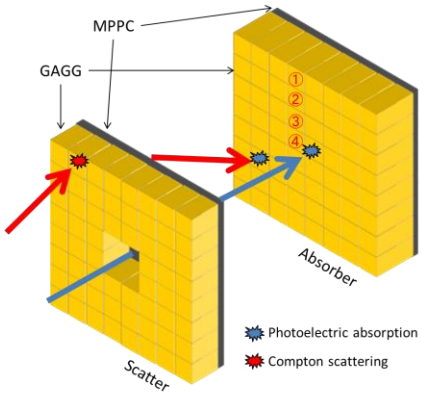


図 1 ピンホールコンプトンカメラの原理

3. ^{137}Cs 点線源の測定

検出器正面に ^{137}Cs 点線源を置き、エネルギースペクトルの測定を行った。吸収体の各チャンネル（図 1 ①-④）の測定結果を図 2 に示す。信号の読み出し方法として、動的閾値法を実装した時間幅信号処理法[1]を採用したため、横軸は出力信号の時間幅となっている。

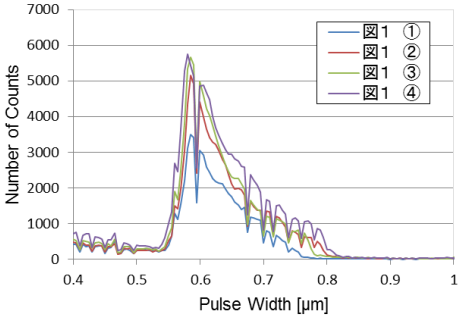


図 2 吸収体のエネルギースペクトル

測定結果では、外縁部よりも中央部のカウント数の方が多いが、32keV や 662keV にあたるピークが見えず、ピンホールカメラとして十分に機能していないと言える。この原因としては主にクロストークや回路のノイズの影響が挙げられる。今後はこれらの改善を行うと同時に、ガンマ線と特性 X 線の情報を組み合わせた、再構成方法について考察を行う。

[1] Kenji Shimazoe et al., “Dynamic Time Over Threshold Method”, IEEE Trans. Nucl. Sci., vol. 59, pp. 3212 – 3217, Dec. 2012

*Naoki Nakada[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] and Yoshiaki Shikaze[1]
[1]The University of Tokyo . [2]Japan Atomic Energy Agency

コンクリート内部を可視化する後方散乱 X 線イメージング装置の開発 （1）概要と全体システム

Development of X-ray backscatter imaging system for concrete inspection

(1)　Overall system

*豊川弘之[1]，藤原　健[1]，萬代新一[2]，伊佐英範[2]，大橋和也[3]，山崎　淳[3]，渡辺賢一[3]，瓜谷章[3]

[1]産総研，[2]BEAMX，[3]名古屋大学

橋梁や道路床版などのコンクリート構造物内部の劣化・損傷を現場で簡便に診断することを目的として、放射線計測技術と電子加速技術を組み合わせた新たな計測装置を開発している。具体的には、高エネルギーX 線ファンビームと一次元マルチスリット X 線検出器を用いた後方散乱 X 線イメージング装置の開発を行っている。研究開発状況及び全体システムについて報告する。

キーワード：後方散乱 X 線、社会インフラ、非破壊検査

1. 緒言

国内の道路橋（2m以上）は約 70 万橋あり、竣工後 50 年以上の割合は、現在 16%程度であるが、10 年後に 40%、20 年後に 65%と飛躍的に増加する。これらの 7 割は地方の市区町村の管轄下で保守・点検・改修が行われているが、財源等の不足によって維持管理が難しくなっている。特に我が国では塩害による鉄筋腐食、融雪剤による道路床版の劣化、プレストレストコンクリートを固定する PC 鋼材の破断などの事例が多く、これらの早期診断技術が求められている。

2. 研究内容

我々は道路橋やトンネルなどの重要な社会インフラを放射線計測と電子加速器技術を用いて検査する技術を開発している[1]。X 線の利点である高精細画像と、電磁波レーダーの利点である片側アクセシビリティの簡便性を併せ持つ後方散乱 X 線イメージング装置を開発し、道路床版や橋梁の検査等で利用できるように小型・軽量なシステムとすることが目標である。そのために電子加速器をベースとした管電圧 900 keV のテーブルトップ C バンド X 線源システム（図 1）、及び一次元マルチスリットを用いた新規・X 線検出器を開発している[2]。

3. 結言

C バンド X 線源を用いて、管電圧 900 kV の制動 X 線を発生し、それを幅 5～10 mm のファンビームとして供試体に照射した。供試体表面及び内部で後方散乱された X 線を一次元マルチスリット X 線検出器を用いて検出し、ファンビームをスキャンすることによって後方散乱画像を取得することに成功した。本システムの概要と性能を紹介し、インフラ実供試体を用いて行った後方散乱 X 線イメージング実験について報告する。

図 1　C バンド X 線源システム

参考文献

[1] 豊川他、日本原子力学会 2016 年秋の大会、平成 28 年 9 月 9 日、久留米シティプラザ

[2] 大橋他、第 77 回応用物理学会秋季学術講演会、平成 28 年 9 月 13 日、朱鷺メッセ

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3] , and Akira Uritani[3]

[1]AIST, [2]BEAMX, [3]Nagoya University

コンクリート内部を可視化する後方散乱 X 線イメージング装置の開発 （2）検出器開発

Development of X-ray backscatter imaging system for concrete inspection
(2) Development of detector

*大橋和也[1]，渡辺賢一[1]，山崎淳[1]，瓜谷章[1]，豊川弘之[2]，藤原健[2]，萬代新一[3]，伊佐英範[3]
[1]名古屋大学，[2]産総研，[3]BEAMX

橋梁や道路床版などのコンクリート構造物内部の劣化・損傷を迅速に非破壊検査する新たな計測装置として，高エネルギーX 線ファンビームと一次元マルチスリット X 線検出器を用いた後方散乱 X 線イメージング装置の開発を行っている．本発表では装置の中でも特に X 線検出器の開発状況について報告する．
キーワード：後方散乱 X 線，社会インフラ，CWO，シンチレータ，ファンビーム

1. 序論　高度経済成長期に建設された橋梁や道路床板などのコンクリート構造物が寿命を迎えようとしており，定期的な保守管理が必要である．後方散乱 X 線イメージングは X 線源と X 線検出器を被写体の片側に設置するため大型構造物の非破壊検査に適している．従来の後方散乱 X 線イメージングはペンシルビーム X 線で被写体を二次元スキャンしていたが，我々はビームスキャン機構にかかる負荷を低減するため，ファンビーム X 線とマルチスリット付き一次元 X 線センサーを組み合わせることで，一度の計測で X 線の一次元プロファイルを取得し，被写体の一次元スキャンのみで二次元イメージを取得するシステム[1]を開発中である．

2. 検出器の拡張と性能評価　本システムの一次元 X 線検出器は複数の SUS プレートとシンチレータスティックを 1 枚ずつ交互に並べた構造をしている．検出器は，ファンビーム X 線に直交する平行平板コリメータを多数枚（マルチスリット）用いて後方散乱 X 線の飛来方向を限定することで X 線の 1 次元プロファイルを取得する．マルチスリット間には，X 線検出素子として幅 1 mm×長さ 50 mm×厚さ 5 mm の CWO（タングステン酸カドミウム）シンチレータを挟んでいる．コンクリート構造物の実スケールモデルを撮影するため，検出器有感領域の幅をこれまでの 7 cm から 20 cm へ拡大する改造を行った．シンチレータは 37 枚から 100 枚へ増やした．従来は CWO 素子の端面を高感度 CCD カメラで撮影して各シンチレータ素子の発光量を計測していたが，検出器システム全体を小型化しつつ，シンチレーション光の伝送効率向上を図るため，各シンチレータに光ファイバーを接続してファイバー束終端をカメラで撮影する方法を試みた．本手法を適用した検出器を試作し，後方散乱 X 線を用いた撮影実験を行った．デモンストレーションとして本システムで取得したコンクリートブロック上に設置されたモンキーレンチの画像を図 1 に示す．

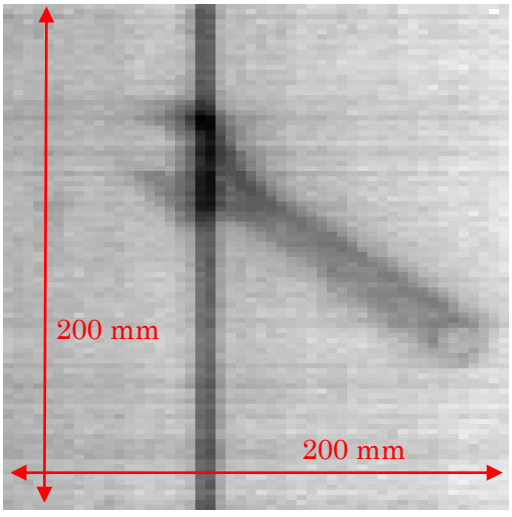


図 1　取得したレンチの画像

[1] 豊川他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，平成 28 年 9 月 9 日，久留米シティプラザ

* Kazuya Ohashi[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Hiroyuki Toyokawa[2], Takeshi Fujiwara[2], Shinichi Mandai[3], and Hidenori Isa[3]
[1]Nagoya University, [2]AIST, [3]BEAMX

原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所２号機格納容器下部の観測（その４）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part4)

*森島 邦博[1]，西尾 晃[1]，久野 光慧[1]，毛登 優貴[1]，眞部 祐太[1]，北川暢子[1]，中村 光廣[1]，
辻 建二[2]，大山 正孝[2]
[1]名古屋大学，[2]中部電力（株）

宇宙線ミューオンラジオグラフィにより原子力発電所の原子炉圧力容器・格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するため、“電源不要かつコンパクトかつ防水性に優れた”検出器である原子核乾板を浜岡原子力発電所２号機原子炉建屋地下２階廊下に設置し観測を行った。本講演ではデータ解析結果について報告を行う。

キーワード：ミューオンラジオグラフィ，透過型，原子核乾板，宇宙線，原子炉格納容器

1. 緒言

福島第一原子力発電所１号機及び２号機の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知するために、透過型ミューオンラジオグラフィが適用されている。これらの観測では、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。上空から飛来する宇宙線ミューオンを用いて原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)底部の観測を行うには、より低い位置となるように検出器を地下に設置する必要がある。

我々は、電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）で観測を実施し、RPV 底部および PCV 下部を視野にとらえた[1]。また、原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（**図１中の②**）にて観測を行うことで、防水性やその可搬性から実用可能であることを確認した。また、観測地点から 2 号機の原子炉を観測する際に、背後に重なる 1 号機の原子炉や 1 号機、及び 2 号機のタービン建屋などの影響を確認し、シミュレーションとの整合性を確認した[2][3]。本講演では、再度、原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）に大面積の原子核乾板を設置し、原子核乾板の長期耐久性評価と解像度の向上を目指した観測を行っている。本講演では、この解析状況についての報告を行う。

2. 観測の概要

原子核乾板を軽量かつ高い平面性を有するアルミハニカム製の治具に固定して冷蔵機能を有するボックスに入れて約 14℃の安定した温度環境下にて大面積（0.45m^2）で観測を実施している。本観測は、2016 年 8 月 23 日から開始し、2017 年 2 月中旬までの予定で現在も継続している。途中に回収したフィルムの解析により、解析可能な線量値が明らかとなった。

今回は、本観測で得られたデータと過去に行われた観測、及びシミュレーション結果との比較分析についての報告を行う。

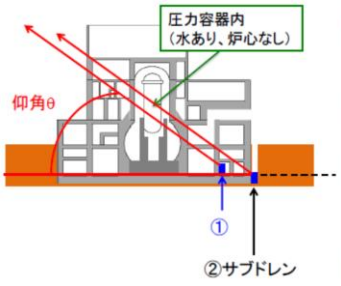


図１　原子核乾板設置場所と RPV・PCV との位置関係

図２　地下２階の原子核乾板設置状況

参考文献

[1] 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集（P18）　[2] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2K04）
[3] 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集（3O03）

*K.Morishima[1], A.Nishio, M.Kuno, M.Moto, N.Kitagawa, M.Nakamura[1], K.Tsuji[2], and M.Ooyama[2]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

非破壊検査装置への応用を目指した臭化タリウム（TlBr）検出器の基礎特性評価

Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing

*高坂 充[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，小野寺 敏幸[3]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]，木村 乃久[1,2]，
砂庭 広季[1,2]，石井 慶造[1]
[1]東北大学，[2]日本原燃㈱，[3]東北工業大学

再処理施設では、設備の製造時に生じた微小内部欠陥による漏えい事象や設備の経年変化による減肉などが顕在化してきており、これら問題に対し、未然防止や適切な維持管理を行うため、内部欠陥の検出精度が高く、狭隘部が多い現場で取り扱いが柔軟可能な小型・軽量の放射線透過試験装置の高度化が望まれている。今回、ガンマ線の吸収効率が非常に高い TlBr 検出器を用いて放射線透過試験装置への応用を目指すための基礎特性評価を行なった。

キーワード：臭化タリウム（TlBr），非破壊検査，放射線透過試験，再処理施設

1. 緒言

これまで、再処理施設ではポンプケーシング部及び弁体などからの漏えい事象や保温材下配管の経年変化による減肉事象を経験している。また、再処理施設の特徴からポンプ、弁及び配管などは狭隘部に設置されている場合が多い。このことから、現場で取り扱いが柔軟可能な小型・軽量であり、且つ、透過力の高い高エネルギーガンマ線による放射線透過試験装置が必要となってくる。市販されている CdTe を用いたエネルギー弁別型放射線ラインセンサは、エネルギー範囲の上限が 500keV 程度であり、再処理施設では、ほとんどの場所で適用が難しい。一方、TlBr はガンマ線検出効率が高いため、高エネルギーガンマ線を用いた放射線透過試験装置への適用が可能である。また、TlBr 結晶は CdTe 結晶と比較して結晶の育成が容易で、低コストでの製作が可能となることや、装置の小型化・軽量化が期待できる。そこで、本研究では、非破壊検査の要となる放射線透過試験装置への応用を目指した TlBr 検出器の基礎特性評価を行なった。

2. 実験

公称純度 99%の TlBr 粉末を素材として帯域精製法により純化し、垂直ブリッジマン法により TlBr 単結晶の育成を行った。育成した TlBr 結晶を用いて検出器を製作し、応答特性の評価を行った。TlBr 検出器の陰極に 300V を印加し、^{137}Cs のガンマ線スペクトルを室温で測定した。また、得られたスペクトルは、深さ情報を用いてエネルギースペクトルの補正を行い、分解能の向上を図った。

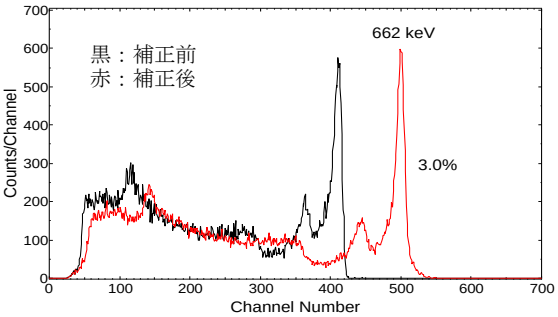


図 1　^{137}Cs のエネルギースペクトル

3. 考察・結論

図 1 に垂直ブリッチマン法により育成し製作した TlBr 半導体検出器で得られた ^{137}Cs のエネルギースペクトルを示す。深さ補正を行なうことにより、3%のエネルギー分解能が得られた。

*Makoto Kosaka[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Toshiyuki Onodera[3], Seong Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Norihisa Kimura[1,2], Hiroki Sunaba[1,2], Keizo Ishii[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited, [3]Tohoku Inst.Tech.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[2D06-09] ガンマ線計測，シングルイベントエラー

座長：富田 英生 (名大)

2017年3月28日(火) 10:50 〜 12:00 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D06] 三次元相互作用位置情報を用いた9ピクセル型 TlBr検出器の評価

*砂庭 広季[1,2]、人見 啓太朗[1]、長野 宣道[1]、小野寺 敏幸[3]、金 聖潤[1]、伊藤 辰也[1]、木村 乃久[1,2]、高坂 充[1,2]、石井 慶造[1] （1. 東北大学、2. 日本原燃、3. 東北工大）

10:50 〜 11:05

[2D07] 液体窒素温度における TlBr半導体検出器のガンマ線応答

*前畑 京介[1]、小峰 良太[1]、善本 翔大[1]、伊豫本 直子[1]、尾鍋 秀明[2]、人見 啓太朗[3]、小野寺 敏幸[4] （1. 九州大、2. レイテック、3. 東北大、4. 東北工大）

11:05 〜 11:20

[2D08] 光ファイバ型放射線モニタにおける半導体レーザーを用いた動作確認及び校正手法の基礎検討

*田所 孝広[1]、畠山 修一[1]、上野 克宜[1]、上野 雄一郎[1]、根橋 宏治[2]、小山 三輝雄[2] （1. ㈱日立製作所 研究開発グループ、2. 日立GEニュークリア・エナジー株式会社）

11:20 〜 11:35

[2D09] 半導体メモリーのミューオン誘起シングルイベントアップセットシミュレーション

*真鍋 征也[1]、渡辺 幸信[1]、安部 晋一郎[2] （1. 九州大、2. 日本原子力研究開発機構）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

三次元相互作用位置情報を用いた 9 ピクセル型 TlBr 検出器の評価

Evaluation of nine-pixelated TlBr detectors with three-dimensional interaction position information

*砂庭 広季[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，木村 乃久[1,2]，高坂 充[1,2]，小野寺 敏幸[3]
伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大，[2]日本原燃㈱，[3]東北工大

臭化タリウム（TlBr）はガンマ線に対して非常に高い感度を有する。本研究では 9 ピクセル型 TlBr 検出器を製作し、三次元相互作用位置情報を用いてその検出器の評価を行った。

キーワード：TlBr，ガンマ線検出器

1. 緒言

六ヶ所再処理施設や原子力発電所等の放射性同位元素を扱う施設では、地震時などの緊急時における点検や、機器・配管等の設備の定期的な点検・保修を行う場合、放射能汚染状況の確認が必要である。現在はサーベイメータによる空間線量率の測定やスミヤ法を用いている。しかしながら、それらの方法では汚染の分布状況の同定が困難であり、汚染源特定までに時間を要すという問題がある。そこで一度に広い範囲の汚染分布状況の同定が可能なコンプトンカメラの利用が期待されている。

臭化タリウム（TlBr）は禁止帯幅が 2.68 eV と広い為、冷却装置が不要であり、原子番号が Tl で 81 番，Br で 35 番と高く，密度も 7.56 g/cm^3 と高いためにガンマ線の吸収効率が非常に高い。その為、コンプトンカメラ用の検出器として大変有望である。本研究では単極性電荷有感型検出器である 9 ピクセル型 TlBr 検出器を製作し、その性能の評価を行った。

2. 実験

公称純度 99.999 %の TlBr 素材を帯域精製法で純化し帯溶融法により TlBr 結晶を育成した。育成した TlBr 結晶を切り出し、表面処理を行い、真空蒸着法により電極を形成することにより、9 ピクセル型 TlBr 検出器（ピクセルサイズ：1 mm × 1 mm, 厚さ：5.5mm）を製作した。

3. 考察・結論

図 1 は、ピクセルごとの電子の移動度・寿命時間積である。ピクセルごとに大きなばらつきがなく、平均して 4.4 ×10^{-3} cm^2/V 程度の良好な移動度・寿命時間積が得られた。ピクセルごとのエネルギー分解能については当日発表予定である。

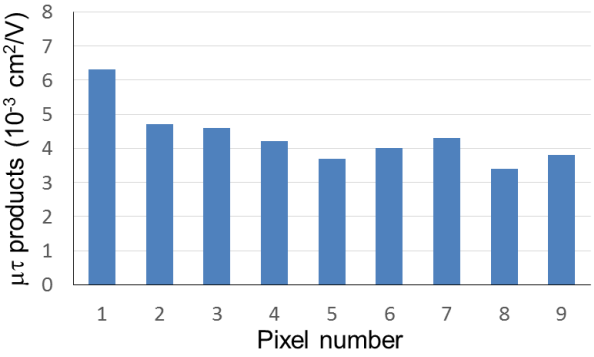


図 1 得られた電子の移動度・寿命時間積

*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Makoto Kosaka[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JNFL, [3]Tohoku Inst Tech.

液体窒素温度における TlBr 半導体検出器のガンマ線応答

Response of a TlBr semiconductor detector to gamma-rays at a liquid nitrogen temperature

*前畑 京介[1]，小峰 良太[1]，善本 翔大[1]，伊豫本 直子[1]，尾鍋 秀明[2]，人見 啓太朗[3]，小野寺 敏幸[4]
[1]九州大学，[2]レイテック，[3]東北大学，[4]東北工大

TlBr 結晶と FET を冷凍装置内部に取り付けることを可能とする電荷有感型前置増幅器を製作し、液体窒素温度において電離箱モードで動作する TlBr 半導体検出器のガンマ線応答を計測した。

キーワード：TlBr 結晶，化合物半導体検出器，γ線応答，電荷輸送，電荷有感型前置増幅器

1. 緒言

臭化タリウム(TlBr)化合物半導体結晶は、バンドギャップが 2.68 eV であり、結晶を構成する Tl と Br の原子番号がそれぞれ 83 と 35 と高いこと、結晶の密度が 7.56 g/cm^3 と大きいことから、室温動作型高効率高エネルギー分解能γ線スペクトル計測用半導体検出器として開発が進められている。結晶純化で電荷輸送特性が向上した TlBr 半導体検出器では、662 keV のγ線を 1 %台のエネルギー分解能で検出している[1]。また、TlBr 結晶表面に複数の電極を配置し、γ線検出時に個々の電極から出力される検出信号波高値の位置依存性を利用して検出位置を決定する手法についても研究がなされている[1][2]。このように、TlBr 半導体検出器の研究開発では、結晶中の電荷輸送特性が重要なパラメータとなる。通常、半導体結晶を電離箱モードの半導体検出器として動作し、電荷有感型前置増幅器から出力されるγ線検出信号パルスの立ち上がり部分を解析することで、結晶中の電荷輸送特性が得られる。本研究では、不純物や欠陥などによる熱的擾乱の影響を極力抑制するために液体窒素温度に保持した TlBr 結晶を電離箱モードで半導体検出器として動作してγ線検出信号を電荷有感型前置増幅器で読み出した。

2. 実験

液体窒素温度において電離箱モードで動作する TlBr 結晶のγ線検出信号を読みだすために製作した電荷有感型前置増幅器を図 1 に示す。AMPTEK 社製電荷有感型前置増幅器 IC A250 を利用して、初段 FET を冷却チェンバー内の TlBr 結晶近傍に取り付けた。図 2 は試作した TlBr 結晶(3×3×3 mm^3)を取り付けた様子である。印加するバイアス電圧の極性により、γ線のエネルギー付与により生成された電子か正孔による信号電荷が前置増幅器に回収される。そのときに電荷有感型前置増幅器から出力される電圧信号パルスは、デジタイザーにより PC に記録し、立ち上がり部分を解析した。

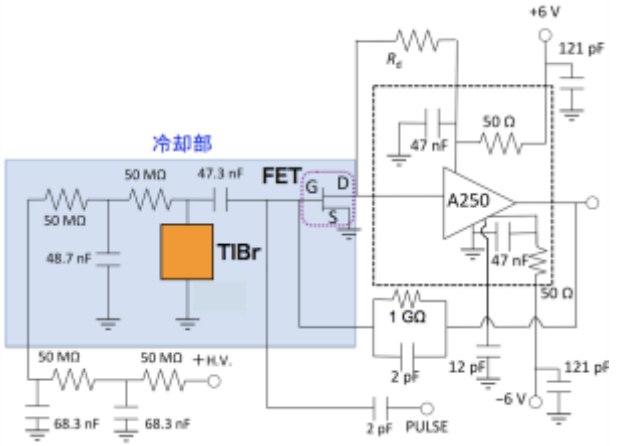


図 1　製作した電荷有感型前置増幅器回路図

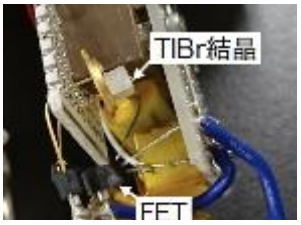


図 2　製作した電荷有感型前置増幅器回路図

参考文献

[1] K. Hitomi et al., Nucl. Instrum. Methods. A747, 7, (2014).

[2] K. Hitomi et al., Nucl. Instrum. Methods. A823, 15, (2016).

*Keisuke Maehata[1], Ryota Komine[1], Shota Yoshimoto[1], Naoko Iyomoto[1], Hideaki Onabe[2], Keitaro Hitomi[3] and Toshiyuki Onodera[4]
[1]Kyushu Univ., [2] Raytech, [3]Tohoku Univ. and [4]Tohoku Inst. Tech.

光ファイバ型放射線モニタにおける
半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法の基礎検討

Basic examination of the operation check and calibration method
for the optical fiber type radiation monitor by using semiconductor laser

*田所 孝広[1]，畠山 修一[1]，上野 克宜[1]，上野 雄一郎[1]
根橋 宏治[2]，小山 三輝雄[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立GEニュークリア・エナジー

過酷事故環境下で線量率を測定可能な光ファイバ型放射線モニタの開発を進めている。放射線検出素子の発光波長と異なる波長のレーザ光を素子に照射した結果、レーザ光の強度に比例して、放射線検出素子からの光子の計数率が変化することを確認し、本手法が、動作確認及び校正に適用可能なことがわかった。
キーワード：原子力プラント，光ファイバ，放射線モニタ，長波長発光素子，半導体レーザ，校正

1. 緒言

光ファイバ型放射線モニタは、検出部に電源が不要、電気ノイズに強いといった特徴を持ち、従来の電離箱と異なる測定原理を持つ。2016年秋の大会において、エネルギー特性の基礎性能評価結果を報告した[1]。今回、半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法について検討したので、その結果を報告する。

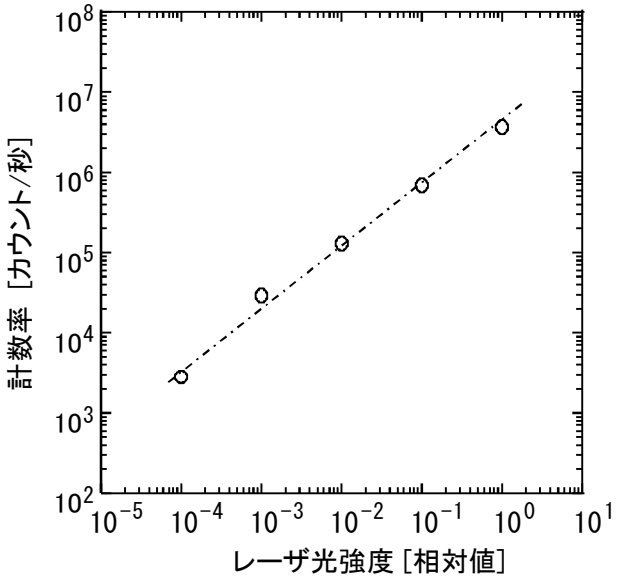
2. 半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法の検討結果

2-1. 使用レーザ光の波長

放射線検出素子(Nd:YAG)の発光波長は、1064nmである。この発光波長の光子と半導体レーザ光の波長の光子が弁別測定可能であること、半導体レーザ光照射により放射線検出素子が発光すること、及び、高線量照射による光ファイバの劣化が小さいことが必要であることから、半導体レーザ光の波長を808nmとした。

2-2. 測定結果

半導体レーザ光の照射強度を変えた時の放射線検出素子からの光子の計数率を測定した。結果を図1に示す。レーザ光の強度に比例して、放射線検出素子からの光子の計数率が変化することを確認した。



3. 結論

上記の測定結果から、放射線検出素子から光計測装置までの光ファイバの劣化も含めた動作確認が可能である。また、事前にレーザ光強度と線量率の関係を測定することで、校正も可能と考えられる。今後、実機適用に向けたシステム化とその検証を進める。

参考文献

[1] 田所他，日本原子力学会2016年秋の大会予稿2003

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Koji Nehashi[2], Mikio Koyama[2]
[1]Hitachi,Ltd., Research & Development Group., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

半導体メモリーのミューオン誘起シングルイベントアップセットシミュレーション

Simulation of low-energy muon-induced single event upsets on a semiconductor memory

*真鍋 征也[1]，渡辺 幸信[1]，安部 晋一郎[2]

[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

数 MeV 正・負ミューオン加速照射実験のため、単純有感領域モデル及び粒子輸送計算コード PHITS を用いて、設計ルール 65 nm の SRAM Bulk デバイスにおけるミューオン誘起シングルイベントアップセット(SEU)の発生予測シミュレーションを行い、SEU 発生頻度の入射エネルギー依存性を調べた。

キーワード：ソフトエラー，シングルイベントアップセット，PHITS，ミューオン

1. 緒言　放射線が半導体デバイスに入射することにより電子機器に生じる一過性の誤動作（ソフトエラー）の内、放射線の電荷付与により記憶データが反転する現象はシングルイベントアップセット（SEU）と呼ばれる。地上では二次宇宙線中性子が主要因となるが、デバイスの微細化に伴った放射線耐性の低下により、近年では、二次宇宙線ミューオン誘起ソフトエラーの影響が懸念されている。Serre ら[1]はシミュレーションにより SEU に与える負ミューオン捕獲反応の影響について報告した。しかしながら、これまで負ミューオン照射実験の報告はない。そこで、当研究グループは、J-PARC MUSE 施設において世界初の正・負ミューオン照射実験を行う予定である。本発表では、実験で用いる予定の半導体メモリーデバイスに対するミューオン誘起 SEU の数値シミュレーションの結果について述べる。

2. 計算手法、計算体系　SEU シミュレーションには、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[2]及び単純有感領域モデルを使用した。単純有感領域モデルとは、デバイス中に定義した有感領域に付与された電荷がすべて記憶ノードに収集されるという簡易的なモデルある。本シミュレーションでは、実験で使用予定である設計ルール 65 nm の SRAM Bulk デバイスを用いた。入射ミューオンのエネルギー分布は、実験を予定している J-PARC MUSE 施設のビームを模擬し、ガウス分布（1σ で 5 %）のエネルギー分布を持つと仮定した。本デバイスは 0.4 V 動作時の臨界電荷量（SEU を誘起する閾値電荷量）が 0.6 fC と既知であったため、本解析でもこの値を使用した。

3. 結果　図にシミュレーション結果を示す。横軸は入射ミューオンの平均運動エネルギー、縦軸は入射ミューオン当たりの SEU 数である。SEU 数は両者ともに 6.8 MeV 付近でピークを示している。これは、正・負ミューオン共に有感領域付近で停止しそのエネルギーの多くを有感領域に付与したためである。SEU 数は負ミューオン入射時の方が多く誘起されており、平均エネルギー6.8MeV 入射では 1.6 倍程多い。これは負ミューオン捕獲反応による二次粒子の影響であり、照射実験においてもこの影響が観察されることが期待される。

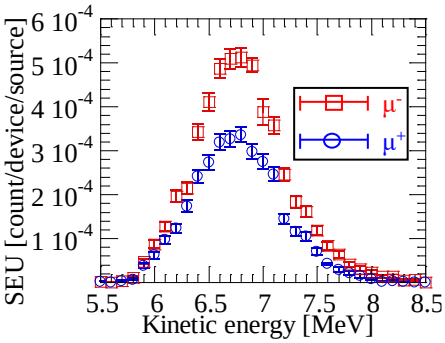


図. SEUシミュレーション結果

参考文献

[1] S. Serre et al., *Proc. of RADECS2012*, (2012).

[2] T. Sato, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 50, p.913 (2013).

---

*Seiya Manabe[1], Yukinobu Watanabe[1], Shin-ichiro Abe[2]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[2D10-12] 中性子計測

座長：前田 亮 (JAEA)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 15:35 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D10] TRUST Eu:LiCAFを用いた一次元位置敏感型中性子検出器の開発

*志水 裕昭[1]、木野 幸一[2]、佐藤 節夫[3]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1] （1. 名古屋大学、2. 産業技術総合研究所、3. 高エネルギー加速器研究機構）

14:45 〜 15:00

[2D11] 多重球殻構造を有する単一減速材球型中性子スペクトロメータのエネルギー応答に関する検討

水越 友亮[1]、*渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]、瓜谷 章[1]、尾方 智洋[2]、村松 貴史[2] （1. 名大工、2. 三菱重工）

15:00 〜 15:15

[2D12] 低ガンマ線感度を有するリアルタイム中性子個人被ばく線量計用高速中性子センサーの実験とシミュレーションによる応答関数の評価

*高田 真志[1,2]、布宮 智也[3]、松本 哲郎[2]、増田 明彦[2]、青山 敬[3]、中村 尚司[3,4] （1. 防衛大学校応用物理学科、2. 国立研究開発法人産業技術総合研究所放射能中性子標準研究グループ、3. 富士電機、4. 東北大学サイクロトロンラジオアイソトープセンター）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

TRUST Eu:LiCAF を用いた一次元位置敏感型中性子検出器の開発

Development of a 1D position-sensitive neutron detector using TRUST Eu:LiCAF

*志水 裕昭[1], 木野 幸一[2], 佐藤 節夫[3], 渡辺 賢一[1], 山崎 淳[1], 吉橋 幸子[1], 瓜谷 章[1]

[1]名古屋大学, [2]産業技術総合研究所, [3]高エネルギー加速器研究機構

TRUST Eu:LiCAFシンチレータおよび光学的な加工を施した多本数の波長シフトファイバを用いて一次元位置敏感型中性子検出器を試作し、動作確認試験を行った。光学的な加工を施していない多本数の波長シフトファイバを用いた一次元位置敏感型中性子検出器に比べ、位置分解能が飛躍的に向上した。

キーワード：TRUST Eu:LiCAF、波長シフトファイバ、分断面

1. 緒言　近年、中性子の利用が活発となり、それに伴い中性子検出器の需要が急増している。そこで本研究では、中性子検出媒体として$Eu:LiCaAlF_6$(Eu:LiCAF)シンチレータを用いた一次元位置敏感型検出器の作製を試みている。小片状のEu:LiCAFを透明樹脂に分散させたTransparent RUbber SheeT type Eu:LiCAF (TRUST Eu:LiCAF)は、加工やγ線との弁別の簡便さや透明性などの点で優れる。シンチレーション光は、側面から光の取得が可能である波長シフトファイバを用いて読み出し、両端での波高値の違いから位置を検出する。今回は波長シフトファイバに光を通さない面(分断面)をつくり、分断面をずらした10本の波長シフトファイバを並べた検出器を作製した。両端のファイバ読み出し面に出てくる光は分断面によって分かれる。図1のように左右で得られる波高値をE_1, E_2、ファイバの長さをL、左端を基準とした中性子検出位置をxとすると次の関係が成り立つ。

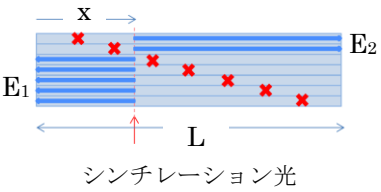


図 1　中性子検出位置の推定

$$E_1 : E_2 = L - x : x$$

これより中性子検出位置xが求まる。

また、分断面をつくらず、輸送距離に応じて光が減衰する度合いが異なることを利用して中性子検出位置を求める方法もあり、今回の実験との比較を行った。

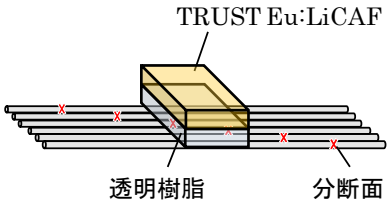


図 2 実験体系（簡略図）

2. 実験　分断面を30 mmずつずらして波長シフトファイバを10本並べ、L = 300 mmの検出器を作製した。また、シンチレーション光がすべてのファイバに光が均等に入るように、TRUST Eu:LiCAFシンチレータとの間に厚さ10 mmの透明樹脂を挟んだ（図2）。左側からの距離x = 30 mm, 90 mm, 150 mm, 210 mm, 270 mmと透明樹脂およびシンチレータの位置を変えながら、^{252}Cf線源の中性子を減速材を通して照射し、同時計数されたファイバ両端での信号の波高値比より中性子検出位置および位置分解能を求めた。中性子検出位置の分布を図3に示す。検出器の中央(x = 150 mm)で半値幅がおよそ60 mmとなった。

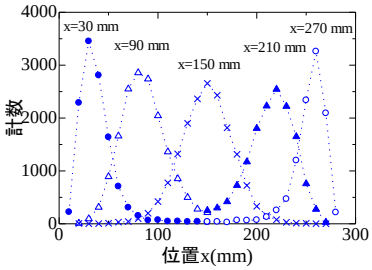


図 3　中性子検出位置分布

3. 結論　10本の波長シフトファイバを用い、光の減衰を利用する方法では、長さ300 mmの検出器のx = 150 mmにおける中性子検出位置分布のピークの半値幅が1000 mm程度であり、今回作製した検出器の方が分解能が良かった。今後はモンテカルロシミュレーションなどを用いてさらなる分解能の改善に努める。

謝辞　本成果は科学技術振興機構 A-STEPの支援を受け実施したものである。

*Hiroaki Shimizu[1], Koichi Kino[2], Setsuo Sato[3], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1]

[1]Nagoya Univ., [2]AIST, [3]KEK

多重球殻構造を有する単一減速材球型中性子スペクトロメータのエネルギー応答に関する検討

Study on Energy Response of Neutron Energy Spectrometer Using Onion-like Single Bonner Sphere

水越 友亮[1]，*渡辺 賢一[1]，山﨑 淳[1]，瓜谷 章[1]，尾方 智洋[2]，村松 貴史[2]
[1]名大工，[2]三菱重工

多重球殻構造を有する単一減速材球型中性子スペクトロメータのエネルギー応答に関する検討を進めた。エネルギー応答は球殻層厚さに依存するため、様々な厚みの検出器に関してモンテカルロ計算により応答を求め、モデル解像度行列を用いて特性評価を行なった。

キーワード：ボナーボール、中性子スペクトロメータ、TRUST Eu:LiCAF

1. 緒言

従来のボナーボールスペクトロメータでは、同一の場所で異なるエネルギー応答を有する検出器を入れ替えながら複数回測定する必要があり比較的煩雑な工程を必要とする。そこで、我々の研究グループでは、一つの検出器で異なるエネルギー応答の出力が得られる多重球殻構造を有する単一減速材球型中性子スペクトロメータの開発を進めてきた[1]。これまでの開発で、検出器感度の等方性を担保するための幾何形状の検討、中性子検出素子であるシンチレータに関する検討を進めた結果、試作機により従来のボナーボールと同様の検出器出力を単一検出器で得ることが可能となってきた。今回は、スペクトロメータとしてのエネルギー応答特性の評価に重きを置いて検討を進めた。

2. エネルギー特性

ボナーボールスペクトロメータでは、複数の検出器出力を $\vec{\mathbf{c}}$、応答関数行列を $\mathbf{R}$、中性子スペクトルを $\vec{\phi}$ とすると、$\vec{\mathbf{c}} = \mathbf{R}\vec{\phi}$ という関係が成り立つ。応答関数行列 $\mathbf{R}$ はモンテカルロ計算により求めることができる。上述の関係を用い測定で得られる検出器出力 $\vec{\mathbf{c}}$ から中性子スペクトル $\vec{\phi}$ を推定する操作を Unfolding と呼んでいる。Unfolding で得られるスペクトル $\vec{\phi}$ の安定性は、応答関数行列 $\mathbf{R}$ の特性により決まり、今回はその良し悪しについて、モデル解像度行列を用いて評価することを試みた。これまでに製作した試作機は、応答関数行列が既存のボナーボールスペクトロメータと同様になるように設計されている。試作機の応答関数行列から算出したモデル解像度行列を Fig. 1 に示す。モデル解像度行列は、縦軸に示すエネルギーの中性子を照射した際に横軸のエネルギーに対してどれだけ応答を示す能力があるかを表したもので、対角成分のみに値を持つものが望ましく、試作機は全エネルギー領域で比較的良好な特性を有していることがわかる。Fig. 1 は試作機で、産業技術総合研究所の重水減速標準場のスペクトルを求めたものであるが、試作機で Unfolding した結果は、場のスペクトルを比較的よく再現できていることが分かる。

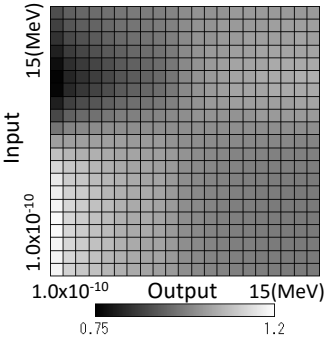


Fig. 1　試作機のモデル解像度行列

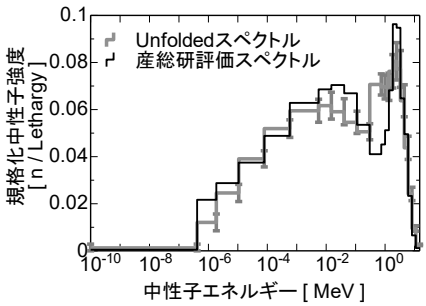


Fig. 2　試作器で得られた Unfolded スペクトル

参考文献

[1] Mizukoshi et al., *J Radiat. Prot. Res.*, **41** (2016) 185-190

Tomoaki Mizukoshi[1], *Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Tomohiro Ogata[2] and Takashi Muramatsu[2]
[1]Nagoya Univ., [2]MHI

低ガンマ線感度を有するリアルタイム中性子個人被ばく線量計用高速中性子センサーの実験とシミュレーションによる応答関数の評価

Experimental and Simulated Fast Neutron Response Functions of Thin Neutron Silicon Sensors with Low Gamma-Ray Sensitivity Applied for Active Neutron Personal Dosimeters

*髙田 真志[1,2]，布宮 智也[3]，松本 哲郎[2]，増田 明彦[2]，青山 敬[3]，中村 尚司[3,4]
[1]防衛大学校 応用物理学科，[2]産業技術総合研究所，[3]富士電機，[4]東北大学 CYRIC

低ガンマ線感度を有する薄型シリコンセンサーを用いた高速中性子センサーを開発し，その高速中性子応答関数を実験とシミュレーションにより評価した．その結果，シミュレーションは実験結果をよく再現できたが，生成 2 次荷電粒子の取扱に関する問題点が明らかになった．本センサー利用により，中性子検出の下限エネルギーが 0.8MeV まで下がり, 中性子エネルギー応答特性が線量当量換算係数によく一致した．

キーワード：高速中性子，シリコン半導体センサー，モンテカルロシミュレーション，中性子標準場，中性子応答関数，ガンマ線，中性子線量当量換算係数，中性子個人被ばく線量計，MCNP6 コード

1. 緒言

宇宙陽子線による中性子誤計測を無くした，国際線などに搭乗するパイロットや添乗員らの中性子被ばく線量計測の実現，さらにガンマ線による中性子誤計測を無くした，核テロなどの放射線災害活動に従事する初動対応者の中性子被ばく線量計測を実現するため，低ガンマ線感度を有する薄型シリコン半導体センサーを利用した高速中性子センサーを開発した [1]. 本シリコンセンサーの厚さを 60μm まで薄くしたことで，高ガンマ線量率（253mGy/h）の環境下でも正常に動作し，陽子線による Funneling 現象も発生しないことが分かった [2]．高速中性子検出用にシリコンセンサー前面に厚さ 100μm のポリエチレンラジエーターが用いられている．また薄型シリコンセンサーを利用することで，高速中性子センサーの中性子検出の下限エネルギーを 0.8MeV まで下げることができた [3].

本研究では，中性子センサーの高速中性子に対する応答関数を，中性子線源と国家標準中性子ビームを用いた実験，さらに MCNP6 コードを用いたモンテカルロシミュレーションにより評価した．

2. 実験とシミュレーション

産業技術総合研究所に整備された国家標準中性子場で，6 点の中性子エネルギー（0.8, 1.1, 2.5, 5, 8, 15MeV）と中性子線源 ^{252}Cf について本中性子センサーの高速中性子に対する応答関数を実験的に評価した．さらに，中性子核反応により生成された 2 次荷電粒子を追跡でき，荷電粒子エネルギー付与による波高分布をシミュレーションできる MCNP6 コードを用いて高速中性子の応答関数を評価した．中性子核データには ENDF-B/VII が用いられた．これまでシリコンセンサーのエネルギー収集効率の非直線性のためシミュレーションと実験結果には不一致な点が見られたが，実験で得られた非直線性データを用いることでシミュレーションを改善し，全中性子エネルギーに対して MCNP6 コードは実験結果をよく再現できた．

3. 結果と結論

シミュレーション結果は全中性子エネルギー点において実験結果をよく再現できたが，中性子エネルギー8MeV の応答関数の実験結果から，これまで明確になっていなかった不一致な点が明らかになった．中性子エネルギー8MeV の応答関数の実験結果には，^{28}Si(n,α)^{25}Mg（Q 値 = -2.654MeV）反応による生成 2 次荷電粒子の全エネルギー吸収ピークを明瞭に確認できるが，MCNP6 コードはこのピークをシミュレーションできていないことが分かった．このピークは Si(n,α)反応により生成されたアルファ線と生成核（^{25}Mg）の飛程がセンサー厚さよりも短く，シリコンセンサーに全エネルギーが付与されるため形成される．しかし，MCNP6 コードはこの 2 次荷電粒子をそれぞれ別々に扱い，生成 2 次荷電粒子のエネルギーバランスが成立していないためこの全エネルギー吸収ピークを再現できなかった．この問題点は Event Generator 機能を有する Phits コードを利用して応答関数をシミュレーションすることにより改善できると考える．

次に，波高分布を重み付けして中性子線量を評価することで，中性子エネルギー2.5MeV から 100MeV の幅広いエネルギー範囲において中性子エネルギー応答関数は中性子線量当量換算係数に対してファクター2 で一致することができた．従来の熱中性子センサーと組み合わせれば，高エネルギー中性子場でもリアルタイムに個人被ばく線量を計測できると考えられる．

参考文献

[1] M. Takada et al., *Radiat. Prot. Dosim.*, **161(1/4)**, pp. 295-298 (2014). [2] M. Takada et al., *Radiat. Prot. Dosim.* **170 (1/4)**, pp. 213-217 (2016). [3] M.Takada et al., Solid State Dosimetry (SSD18), ID: 315, Munich, Germany (2016).

*Masashi Takada[1, 2], Tomoya Nunomiya[3], Tetsuro Matsumoto[2], Akihiko Masuda[2], Kei Aoyama[3] and Takashi Nakamura[3, 4]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]National Metrology Institute of Japan, [3]Fuji Electric Co. Ltd. , [4]Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[2D13-17] 核燃料物質分析（核物質管理）

座長：高田 真志 (防衛大)

2017年3月28日(火) 15:35 〜 16:55 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D13] ポータブル特定核物質検知システムの開発(II)

*増田 開[1]、Bakr Mahmoud[1]、吉田 将也[2]、吉川 潔[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所、2. 京都大学大学院エネルギー科学研究科）

15:35 〜 15:50

[2D14] ポータブル特定核物質検知システムの開発(II)

*西岡 利浩[1]、松田 淳[1]、山川 倫央[1]、増田 開[2]、Bakr Mahmoud[2]、Taleyarkhan Rusi[3]、Archambault Brian[3] （1. ポニー工業(株)、2. 京都大学エネルギー理工学研究所、3. Sagamore Adams Laboratories, LLC）

15:50 〜 16:05

[2D15] ポータブル特定核物質検知システムの開発(II)

*三澤 毅[1]、高橋 佳之[1]、北村 康則[1]、増田 開[2]、Bakr Mahmoud[2] （1. 京都大学原子炉実験所、2. 京都大学エネルギー理工学研究所）

16:05 〜 16:20

[2D16] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

*前田 亮[1]、大図 章[1]、呉田 昌俊[1]、藤 暢輔[1]、Bogucarska Tatjana[2]、Crochemore Jean M.[2]、Varasano Giovanni[2]、Pedersen Bent[2] （1. 原子力機構、2. 欧州委員会 共同研究センター イスプラ）

16:20 〜 16:35

[2D17] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

*大図 章[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、飛田 浩[1]、藤 暢輔[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:35 〜 16:50

©日本原子力学会

ポータブル特定核物質検知システムの開発（II）
（1）ポータブル強力 DD 中性子源の開発

Development of Portable Interrogation System for Special Nuclear Materials (II)

(1) Development of a Portable Intense DD Neutron Generator

*増田 開[1]，Bakr Mahmoud[1]，吉田 将也[2]，吉川 潔[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]京都大学大学院エネルギー科学研究科

中性子アクティブ法に基づく，従来無いポータブルの，特定核物質非破壊検知システムの開発を行っている。本報告では、昨年度より開発を進めているシステムの構成や検知原理などを含めた全体計画の概要を紹介した後、屋外使用を想定したポータブル DD 中性子源の開発について報告する。

キーワード：ポータブル中性子源、慣性静電閉じ込め核融合、DD 中性子源、閾エネルギー中性子解析法

1. 緒言

不審物の発見現場においては、爆破処理などの前に非接触・非開封で化学兵器などが隠匿されていないことを確認する必要がある。生物兵器や放射性物質に対してもポータブル検知装置が既に配備されている一方で、特定化物質、特に U-235 を検知可能な装置は存在しない。この弱点を補強するポータブル検知システムを開発することが本計画の目的である。

2. 全体計画の概要と中性子源への要求

主な開発要素は強力 DD 中性子源と閾エネルギー特性を有する高速中性子検出器アレーで、いずれも対爆スーツを着用した作業員の人力で不審物周囲に短時間で配置可能なポータブルとする[1]。2017 年度中に製品試作機を製作して、ウランを用いた性能実証試験を行い、2020 東京五輪での実装を目差す。

中性子アクティブ法における本質的な課題は、U-235 からの二次中性子を如何にして照射中性子と区別するかにある。本計画で用いる閾エネルギー中性子計測(TENA)法[1]は、原理的には宇宙線を除きバックグランドの存在しない 2.45 MeV を超える 2 次中性子だけ検出することで、さほど高くない中性子源強度（5×10^7 n/sec）で実用可能な検知システムを構成できる。一方で TENA 法には DT と比べて 1/100 以下の核融合反応断面積の DD 燃料を用いる必要があり、人力で運べる小型でありながら強力な DD 中性子源の開発が必要である。不審物発見現場では万一の爆発事故を想定する必要のあることから、トリチウムを用いないこと自体も本提案システムの大きな利点である。

3. 中性子源開発

ガスをターゲットとしているため小型で大電力投入可能な慣性静電閉込方式を採用する。従来実績（電極直径 25cm、放電電圧 80kV、1×10^7 n/sec DD）に対し本開発目標（22cm、120kV、5×10^7 n/sec DD）を達成するためには小型化と同時に高電圧化が必要である。このため多段分割電極構造[2]を採用する。この手法の有効性と限界を把握するため、試作機 1 号機（図 1）では目標を下回る電極直径 17cm とした。高電圧試験と重水素放電実験の結果を報告する。

図 1　ポータブル DD 中性子源試作機

参考文献

[1] 増田開他、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、2B04-2B06。

[2] K. Masuda et al., *Fusion Sci. Tech.* **60**-2 (2011) 625.

*Kai Masuda[1], Mahmoud A. Bakr[1], Masaya Yoshida[2] and Kiyoshi Yoshikawa[1]

[1]Inst. Advanced Energy, Kyoto Univ., [2]Grad School of Energy Science, Kyoto Univ.

ポータブル特定核物質検知システムの開発（Ⅱ）
（2）TMFD 中性子検出器の特性評価

Development of portable interrogation system for special nuclear materials (Ⅱ)
(2) Characteristic evaluation of TMFD (Tensioned Metastable Fluid Detector)

*西岡　利浩[1]，松田　淳[1]，山川　倫央[1]，増田　開[2]
Mahmoud A. Bakr[2]，　Rusi Taleyarkhan[3]，　Brian Archambault[3]
[1]ポニー工業，[2]京都大学エネルギー理化学研究所，[3]Sagamore Adams Labs.

アクティブ法に基づくポータブル特定核物質非破壊探知システムの開発を３ケ年計画で行っている。昨年度に得た知見をもとに、システムに利用する中性子検出器の動作安定性・精度の向上、軽量化を図った改良機(LW-CTMFD)を開発した。改良機を用いて一般的な温度環境(0 - 35℃)における感度特性を評価した。これにより、温度環境に関わりなく一定の感度を維持しつつシステムを運用可能なことを明らかにした。

キーワード：核物質検知、高速中性子、張力準安定性流体検出器(C-TMFD)

1. 緒言

不審物に DD 線源からの中性子を照射することによって、隠匿された核物質（U-235）の存在を検知するシステムを開発している。核物質が存在する場合に二次的に発生する高速中性子を選択的に検出することによって、その有無を判定する。この目的にあわせて、検出器は DD 線源からの中性子と核物質由来の中性子とに対して著しい検出効率差を示す張力条件において運用する必要がある。また核物質由来の中性子に対する感度を十分に高くとりたいが適正条件には温度依存性が存在するため、温度－感度特性を明らかにし、必要な補正を行わなければならない。

2. 温度変化による感度特性

昨年度、検出器の適切な付与張力条件を常温環境(20-25℃)において明らかにした。この条件及び近傍条件での LW-CTMFD の環境温度による感度特性の変化を調べ評価した。

3. 結果

検出器の感度は付与張力の増減によって指数関数的に変化するが、その変化率は 0-35℃の範囲においてほぼ不変であった。一方、同一張力条件での感度は温度変化に応じて上昇した。すなわち、同等の感度が得られる付与張力は温度に対して単純にシフトし、その相関は図１に示す通り線形的であった。温度に応じた付与張力の（自動）補正を行うことで、一定の感度を高精度に維持しつつ検出器を運用出来ることが明らかとなった。

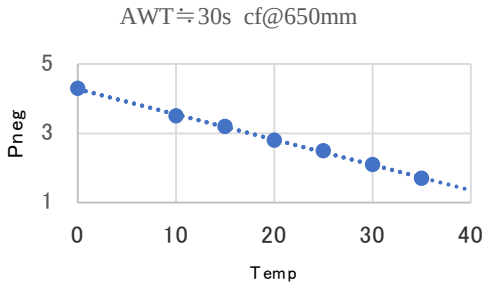


図１　温度(Temp)と付与張力（Pneg）の相関

参考文献

[1] R.P.Taleyarkhan et al., *Nuclear Engineering and Design* **238**(2008) 1820
[2]増田開他、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、2B04-2B06。

---

*Toshihiro Nishioka[1], Atsushi Matsuda[1], Norio Yamakawa[1], Kai Masuda[2], Mahmoud A. Bakr[2],
Rusi Taleyarkhan[3], Brian Archambault[3]
[1]Pony Industry, Co., Ltd., [2]Inst.Advanced Energy, Kyoto U., [3]Sagamore Adams Labs.

ポータブル特定核物質検知システムの開発（II）
（3）高濃縮ウランを用いた実験と解析

Development of Portable Interrogation System for Special Nuclear Materials (2)

(3) Experimental and numerical analyses of the system with HEU

*三澤毅[1]，高橋佳之[1]，北村康則[1]，増田開[2]，Bakr Mahmoud[2]

[1]京大原子炉実験所，[2]京大エネルギー理工学研究所

TENA 法に基づくポータブル特定核物質非破壊探知システムの開発を行っており、DD 中性子源と TMFD 中性子検出器からなるシステムの性能評価のために高濃縮ウランを用いた基礎実験と実験解析を行った。

キーワード：核物質探知システム、SNM、DD 中性子源、TMFD 検出器、高濃縮ウラン

1. 緒言　閾エネルギー中性子計測法（TENA 法）は DD 中性子源から発生させた 2.45MeV の単色中性子を核物質に照射し、核分裂反応により生じた 2.45MeV 以上の高エネルギー中性子を測定する手法である。現在開発を行っているポータブル特定核物質非破壊探知システムでは、DD 中性子源として IEC 装置を、中性子検出器として張力準安定性流体（TMFD）検出器を用いる。この手法を確認するための基礎実験として少量の高濃縮ウラン（HEU）を用いた実験と解析を行った。

2. 中性子測定実験　実験では京大炉に設置したパルス型 IEC 装置の DD 中性子源（最大中性子発生量：$1x10^6$ n/s）を用い、HEU を含む複数本の核分裂計数管（FC）、及びポリエチレン減速材と鉛板を並べた体系に中性子を照射し、周囲に設置した 3 本の TMFD 検出器により HEU から発生する高エネルギーの中性子を計測した(図 1)。TMDF 検出器は約 2.45MeV より高いエネルギーの中性子にのみ感度を持つように設定し、測定時間は約 1 時間とした。なお、補助検出器として液体シンチレーション検出器も使用して中性子エネルギー計測を行った[1]。

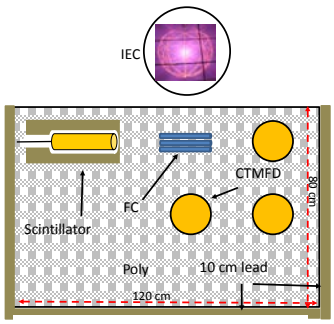


図 1　実験体系

3. 結果と考察　測定結果を表 1 に示す。実験で用いた HEU 量が少ないため計数率は大きくないが、HEU が有ることにより TMFD 検出器の計数率が HEU バックグラウンド（BG）に比べて有意に増加していることが判る。この実験結果をもとに開発中の探知システムの性能を評価したところ、DD 中性子源の強度を $5x10^7$ n/s に増加させ、さらに TMFD 検出器の本数を増やすことにより、鞄等に隠された 1kg の HEU を所定の時間で検出できる見込であることが判った。今後は MCNP による解析により装置の配置等の最適化を行うとともに、TMFD の BG 低減策を検討し、HEU 量を増やしたより実際に近い状態での測定実験を実施する予定である。

表 1　実験結果

	計数率 (CPM)
HEU 有	0.30±0.06
HEU 無	0.08±0.03

参考文献

[1] 三澤他、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、2B05.

*Tsuyoshi Misawa[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Yasunori Kitamura[1], Kai Masuda[2] and Mahmoud A. Bakr[2]

[1]Kyoto Univ. Res. Reactor Inst., [2]Kyoto Univ. Inst. of Advanced Energy

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
（1）測定試料マトリクスが JRC 型 DDA 測定に与える影響

R&D of active neutron NDA techniques for nuclear nonproliferation and nuclear security
(1) Effect of sample matrix on JRC type DDA measurement

*前田亮[1]，大図章[1]，呉田昌俊[1]，藤暢輔[1]
Tatjana Bogucarska[2], Jean M. Crochemore[2], Giovanni Varasano[2], Bent Pedersen[2]
[1]日本原子力研究開発機構　[2]欧州委員会 共同研究センター イスプラ

本研究では、JRC 型 DDA 法を使用した装置 PUNITA において 3 種類の材質の標準マトリクスを使用し、測定試料の材質及び測定試料内での核物質の偏在が DDA 測定に与える影響を定量的に評価した。

キーワード：DDA 法　PUNITA

1. 緒言

原子力機構(JAEA)と欧州共同研究センター(JRC)は、核変換用 MA-Pu 燃料などの高線量核燃料の非破壊測定技術開発に関する共同研究を行っている。その一つである Differential Die-Away (DDA) 技術開発では JAEA 型 DDA 法と JRC 型 DDA 法を比較・検討し、より高性能な次世代型 DDA 法を開発している。DDA 測定の不確かさの主要因は、測定試料マトリクスの材質の中性子に対する減速・吸収・増倍効果の差、及び測定試料内での核物質の偏在である。このため、本研究では、中性子断面積の傾向が大きく異なるポリエチレン、SUS304、鉛 3 種類の材質を用いて、核物質の偏在を模擬可能な標準マトリクスを作製し JRC 型 DDA 法を使用した装置 Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly (PUNITA)において、標準マトリクスの材質及び核物質位置が JRC 型 DDA 測定に与える影響を定量的に評価した。

2. DDA 信号計数の核物質位置依存性

評価結果の一例として、ポリエチレン製の標準マトリクスにおける DDA 信号計数の核物質位置依存性測定結果を図 1 に示す。測定では、標準マトリクスの中心位置を X=0 として中性子発生管に近い方を負方向、遠い方を正方向とし、標準マトリクス内で Pu サンプルの設置位置を変えつつ DDA 測定を実施した。測定結果は標準マトリクスを使用しない、裸の Pu サンプルの測定結果で規格化した。DDA 信号計数は中心位置 X=0 で 0.081 と最小になり、X=4 で 0.29 と最大となることが確認された。本講演ではその他の材質、方向に対する DDA 信号の依存性測定結果について報告する。

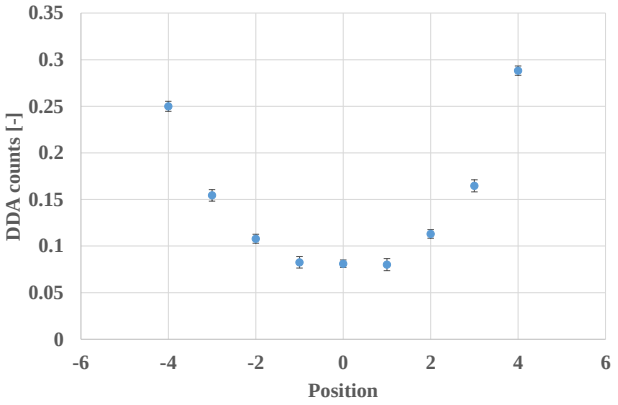


図 1 DDA 信号の核物質位置依存性測定結果の一例

*Makoto Maeda[1], Akira Ohzu[1], Masatoshi Kureta[1], Yosuke Toh[1], Tatjana Bogucarska[2], Jean M. Crochemore[2], Giovanni Varasano[2] and Bent Pedersen[2]
[1]JAEA, [2]EC-JRC-Ispra.

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子非破壊測定技術の開発
(2) DDA 測定部の熱中性子の空間分布

R&D of active neutron NDA techniques for nuclear nonproliferation and nuclear security
(2)Spatial distribution of thermal neutron in Differential Die-away Analysis section

*大図 章[1], 前田 亮[1], 米田 政夫[1], 飛田 浩[1], 藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティに資するため、高線量の核物質測定を可能とする中性子を用いた非破壊測定装置の技術開発を実施している。ダイアウェイ時間差分析による核物質の測定精度に大きく影響する熱中性子分布をシミュレーションによって調査した結果、サンプル容器内で均一な熱中性子分布が得られることが分かった。

キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、核燃料、シミュレーション

1. 緒言

原子力機構では、核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核物質の測定法を確立することによって核不拡散・核セキュリティに資するため、中性子を用いた非破壊測定装置の技術開発を実施している。その装置は、核分裂性物質量を測定するダイアウェイ時間差分析(DDA) 部を備えており、高速中性子直接問いかけ(FNDI)法を用いた測定が可能である。FNDI 法では、測定サンプルに高速中性子を照射し、容器内の核物質が起こす核分裂反応によって放出される中性子を測定する。また、測定サンプルの周囲にはモデレータを配置し、サンプル内の位置感度差を低減させることによって測定精度を向上させている。本報では、測定精度を決定するサンプル容器内の熱中性子の空間分布を調査するために MCNP を用いたシミュレーションを行ったので、その結果について報告する。

2. シミュレーションモデル

図 1 に DDA 部のシミュレーションモデル(水平面図)を示す。その測定部は、厚さ 20cm のポリエチレンとステンレスの 2 層構造の内部空間（縦 80cm、横 80cm、長さ 160cm)に厚さ 5cm のステンレス板で仕切られた空間（縦 59cm、横 65cm、長さ 50cm）で構成される。その内部に中性子発生管と He-3 中性子検出器バンク、及び厚さ 6cm の HDPE 製モデレータが周囲に付加されたサンプル容器（バイアル瓶：直径約 2.6cm、高さ 4cm)を配置した。

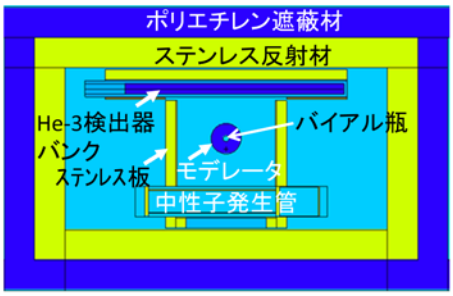


図 1　シミュレーションモデル

3. シミュレーション結果

図 2 に、バイアル瓶内に核燃料が無い状態での DDA 部内における熱中性子の空間分布のシミュレーション結果を示す。これまでの解析から、熱中性子フラックスの平均値に対して高さ、水平方向とも±2%以内の変動幅の均一な熱中性子分布がバイアル瓶内に形成されていることが確認できた。

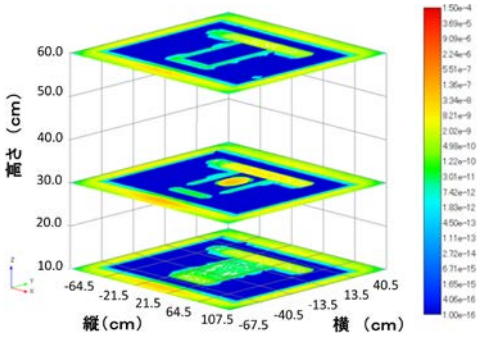


図 2　熱中性子の空間分布

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献　[1]大図他、原子力学会 2016 秋 2M19

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], and Yosuke Toh[1]
[1]JAEA

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[2D18-23] 核燃料物質分析（デブリ計量管理）

座長：渡辺 賢一 (名大)

2017年3月28日(火) 16:55 〜 18:30 D会場 (16号館 16-204教室)

[2D18] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*長谷 竹晃[1]、米田 政夫[1]、芝 知宙[1]、名内 泰志[2]、奥村 啓介[1]、小菅 義広[4]、前田 亮[1]、相樂 洋[3]、藤 暢輔[1]、堀 啓一郎[1] （1. 原子力機構、2. 電中研、3. 東工大、4. NESI）

16:55 〜 17:10

[2D19] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

能見 貴佳[1]、*長谷 竹晃[1]、小菅 義広[2]、白茂 英雄[1]、浅野 隆[1] （1. 原子力機構、2. NESI）

17:10 〜 17:25

[2D20] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

米田 政夫[1]、前田 亮[1]、大図 章[1]、呉田 昌俊[1]、*藤 暢輔[1] （1. 原子力機構）

17:25 〜 17:40

[2D21] 福島第一原子力発電所における燃料デ゛ブ゛リ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*芝 知宙[1]、相楽 洋[2]、富川 裕文[1] （1. 原子力機構、2. 東京工業大学）

17:40 〜 17:55

[2D22] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*名内 泰志[1] （1. 電中研）

17:55 〜 18:10

[2D23] 福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究

*奥村 啓介[1]、佐藤 若英[3]、長谷 竹晃[1]、米田 政夫[1]、芝 知宙[1]、名内 泰志[2]、高田 映[3] （1. 原子力機構、2. 電中研、3. NESI）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究（１） −全体概要−

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1) -General Outline-

*長谷　竹晃[1]、米田　政夫[1]、芝　知宙[1]、名内　泰志[2]、相樂　洋[3]、小菅　義広[4]、
奥村　啓介[1]、前田　亮[1]、藤　暢輔[1]、堀　啓一郎[1]
[1]原子力機構、[2]電中研、[3]東工大、[4]NESI

原子力機構、電中研及び東工大は、福島第一原子力発電所（1F）における燃料デブリ中の核燃料物質定量技術開発のため、候補技術の特性研究を実施している。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、核燃料物質定量、非破壊測定

1. 緒言

1F における燃料デブリ中の核燃料物質定量のため、パッシブ中性子法、パッシブγ法、アクティブ中性子法、アクティブγ法の適用を検討している。燃料デブリは、燃焼度の異なる燃料、構造材、制御棒、コンクリートなどから構成されており、それらの構成比は収納容器毎に変動し、中性子・γ線の計測条件が変動すると想定されるため、１つの技術の適用のみでは、正確性・信頼性の確保は困難である。よって、我々は、いくつかの候補技術を組み合わせた統合型測定システムの開発の検討のため、候補技術の特性研究を開始した。本発表では、本研究の手法と現状を紹介する。

2. 本研究の概要

本研究では、①候補技術間の適用性を比較可能とするための燃料デブリ及び収納容器の共通シミュレーションモデル（以下、共通モデル）の開発、②共通モデルを用いた候補技術の適用性（適用範囲や不確かさなど）の評価、③候補技術の適用性評価結果の比較を実施することより、候補技術の特性を評価している。燃料デブリを対象とした本研究には、大きく２つの難しさが挙げられる。

１つ目は、回収後の燃料デブリの性状が確定していない事である。現状、燃料デブリはどのような形状で取り出され、どのような容器に収納されるかについては、明らかになっていない。このため、我々は、1F および過去に発生した TMI 事故などの情報を基に、燃料デブリの性状及び収納容器寸法等を想定することにより、暫定的な共通モデルを開発することとした。今回の検討では、収納容器内の隙間に水を充填した湿式貯蔵、隙間に何も充填しない乾式貯蔵をモデル化した。将来的には、燃料デブリ取り出し方法の検討状況等新たな情報を基に共通モデルを更新する予定である。

２つ目は、燃料デブリの組成の多様性である。燃料デブリの構成物質は多数あり、また、それらの構成比は収納容器毎に大きく変動することが予測されるため、評価すべきパラメータが多数となり、共通モデルの数が増大する。これに効率的に対応するため、本研究を以下の３つのフェーズにて実施することとした

- フェーズ１：簡易な均一系モデル（収納容器内で燃料デブリと水が均一に混合している状態）とし、標準組成から特定の一つの構成物質の量（燃料、構造材、制御棒など）のみを変動させ、その際の検出器応答を評価することにより、「燃料デブリ組成の変動に起因する不確かさ」を評価する。
- フェーズ２：燃料デブリを極端な位置（容器内の中心、外側など）に偏在させた不均一系モデルとし、「燃料デブリの偏在に起因する不確かさ」を評価する。
- フェーズ３：収納容器をセグメント化し、構成物質（燃料デブリ、水など）をランダムに配置した実際の燃料デブリに近いモデルとし、フェーズ１及び２にて特定された測定に有意な影響を与えるパラメータのみを変動させることにより、「実際の測定を模擬した不確かさ」を評価する。

上記の不確かさについては、共通モデルを用いた非破壊測定シミュレーションを行い、得られた中性子またはガンマ線計数率等から評価した候補技術の測定対象（Cm244 実効質量、核分裂性物質、Eu-154、U-238 等）の解析値とモデルへのインプット値（真値）の相対差を求めることにより、系統誤差として、評価する。フェーズ３の不確かさについては、中性子またはガンマ線計数率等の統計誤差についても考慮し、評価する。

3. 結言

現在、フェーズ１の評価が完了し、候補技術の「燃料デブリ組成の変動に起因する不確かさ」を明らかにした。今後は、「燃料デブリの偏在に起因する不確かさ」の評価（フェーズ２）・「実際の測定を模擬した不確かさ」の評価（フェーズ３）を実施し、これらの結果を比較評価することにより、候補技術の特性を評価する予定である。

* Taketeru NAGATANI[1], Masao KOMEDA[1], Tomooki SHIBA[1], Yasushi NAUCHI[2], Hiroshi SAGARA[3], Yoshihiro KOSUGE[4], Keisuke OKUMURA[1], Makoto MAEDA[1], Yosuke TOH[1], Keiichiro HORI[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), [3]Tokyo Institute of Technology (Tokyo Tech), [4]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究（2） -パッシブ中性子法-

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (2) -Passive Neutron Technique-

*能見 貴佳[1]，長谷 竹晃[1]，小菅 義広[2]，白茂 英雄[1]，浅野 隆[1]
[1]原子力機構，[2]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究の一環として、パッシブ中性子法の適用性をシミュレーションにより評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、核燃料物質定量、非破壊測定

1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料技術開発センターでは福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質（Pu 及び U）定量技術へのパッシブ中性子法の適用性評価を実施している。本発表では、燃料デブリ中の核燃料物質定量のためのパッシブ中性子法の原理及びパッシブ中性子法に対する特性研究のフェーズ 1 の評価結果について報告する。

2. パッシブ中性子法による燃料デブリ中の核燃料物質の定量手法の原理

従来の MOX 新燃料中の核燃料物質定量のためのパッシブ中性子法では、Pu 由来の中性子同時計数値※1 と Pu-240 実効質量※2 の相関関係を利用し、中性子同時計数値を計測することにより、Pu-240 実効質量を定量してきた。一方、燃料デブリでは、主要な中性子は、Cm-244 由来であり、Pu 由来の中性子と弁別できないため、Pu-240 実効質量の直接測定は困難である。このため、燃料デブリを対象としたパッシブ中性子法では、中性子同時計数値から Cm-244 実効質量※3 を定量し、γ線計測または計算コードより得られた燃料組成情報（Cm-244/Pu 比など）と組み合わせ、間接的に核燃料物質を定量する。

なお、燃料デブリには、新燃料と同様の中性子増倍効果の他、それに含まれる Gd-155,157,B-10 などの中性子吸収効果により、中性子同時計数値と Cm-244 実効質量の相関関係が著しく低下することによる誤差の増大が懸念される。これに対応するため、使用済み燃料測定の課題となる中性子増倍吸収効果を評価するためロスアラモス研究所が現在開発中の Differential Die-away Self-Interrogation（DDSI）法[1]を用い、補正することとした。

※1 核分裂由来の時間相関のある中性子の計数値

※2 試料中の自発核分裂性核種(Pu-238、Pu-240 及び Pu-242)の量を中性子発生割合で Pu-240 量に換算した値

※3 試料中の自発核分裂性核種(Pu-238、Pu-240、Pu-242 及び Cm-244)の量を中性子発生割合で Cm-244 量に換算した値

3. 収納容器内の物質組成の変動に起因する不確かさの評価

乾式貯蔵及び湿式貯蔵の共通モデル（フェーズ 1）について、シミュレーションを行い、得られた中性子同時計数値等から評価した Cm-244 実効質量の解析値とモデルへのインプット値（真値）の相対差を評価することにより、「燃料デブリ組成の変動に起因する不確かさ」を求めた。

中性子増倍吸収効果補正前後の不確かさを比較した結果、中性子吸収効果の大きい中性子吸収材を多く含むモデルに関する不確かさは、補正により大幅に低減されることを確認した。このことから、DDSI 法は、燃料デブリに対しても有効であると考えられる。

湿式貯蔵と乾式貯蔵の不確かさを比較した結果、湿式貯蔵では最大約 15%（Gd 含有率、水分含有率変動モデル）、乾式貯蔵では最大約 5%（水分含有率変動モデル）であった。これは、収納容器内に存在する水が、中性子を熱化することにより、不確かさの要因となる中性子増倍・吸収効果の増加及び検出効率の変動に寄与しているためと考えられる。これらのことから、本手法の適用にあたっては、収納容器内の水分の有無及び水分含有率の変動の範囲について、留意する必要がある。

4.今後の予定

デブリの偏在に起因する不確かさ（フェーズ 2）及び実際の測定を模擬した不確かさ（フェーズ 3）について評価を行う予定である。

[1] Alexis C. Trahan et al. “Characterization Measurements with the Differential Die-Away Self-Interrogation Instrument,” Proceedings of the 55th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management (2015)

*Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Hideo Shiromo[1] and Takashi Asano[1]
[1]JAEA, [2]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究　（３）－アクティブ中性子法－

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiich Nuclear Power Station (3) - Active Neutron Technique -

米田 政夫[1]，前田 亮[1]，大図 章[1]，呉田 昌俊[1]，*藤 暢輔[1]

[1]原子力機構

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の一つであるアクティブ中性子法に対する特性研究として、様々なデブリ組成についてシミュレーションを実施することにより、本手法のデブリ測定に対する適用性評価を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，核燃料物質定量，非破壊測定，アクティブ中性子法，高速中性子直接問いかけ法

１．緒言

将来実施される福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業において、取り出したデブリの計量管理は核物質管理の点からも重要である。しかし、燃料デブリの形状・組成は不明であり、そこには多くの核物質や中性子吸収材を含む可能性があるため、その計量管理は困難となることが予期される。アクティブ中性子法の一つである高速中性子直接問いかけ法による測定のシミュレーションを、様々なデブリ組成に対して実施することにより、燃料デブリに対する本手法の適用可能性に関する検討を行った。

２．シミュレーションモデル

高速中性子直接問いかけ法は、中性子発生管から放出される高速中性子（問いかけ中性子）を核物質に直接照射し、問いかけ中性子と核物質との反応で発生する核分裂中性子を測定することにより核分裂性物質の総重量を求める手法である。シミュレーションを行った測定装置は、中性子発生管、中性子検出器（16 本）、遮蔽材等から構成される。測定試料は、炉内の燃料及び構造材等が均質に混ざったデブリを想定しており、それを直径 23 cm、高さ 400 cm の収納容器に収納した状態で測定すると仮定した。

３．シミュレーション結果

シミュレーション結果の一例を右図に示す。計算コードは MVP コード、断面積ファイルは JENDL-4.0 を用いて、制御棒材料である B_4C 及び可燃性毒物である Gd の有無毎に計算を実施した。核分裂中性子は約 20～200 μs に現れる。本手法は中性子吸収材の影響を強く受けるため、大量の B_4C がデブリ中に均質に混ざっていると仮定した試料に対しては、計測が困難となる。一方、Gd を含むケースは、その存在量が B_4C に比べて小さいことから B_4C に比べて影響が比較的小さくなり、計測可能であると考えられる。

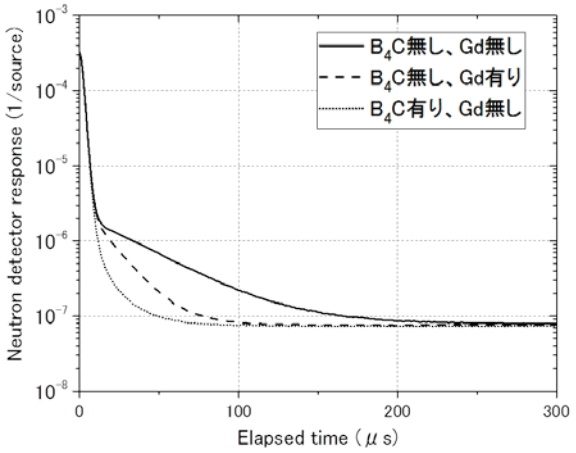


図１．計算で得られた中性子検出の時間変化

Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Akira Ohzu[1], Masatoshi Kureta[1], *Yosuke Toh[1]

[1]JAEA

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究（4）-パッシブγ法-

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (4) Passive γ Method

*芝　知宙[1]，相楽　洋[2]，富川　裕文[1]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学

福島第一原子力発電所(1F)における燃料デブリ中の核燃料物質定量のための候補技術の一つであるパッシブγ法の適用性を、共通モデルを用いて評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、γ線測定、数値シミュレーション

1. 緒言

1F の燃料デブリ中の核燃料物質量を評価するために、原子力機構・核不拡散センターは、これまでにパッシブγ法を用いた定量手法を開発してきた。燃料デブリでは、核分裂生成物（FP）からのγ線が支配的であるため、プルトニウム（Pu）等から放出されるγ線の直接測定は困難である。本手法では、燃料溶融過程においても、揮発性が小さく、核燃料物質と随伴し、高強度・高エネルギーγ線を放出する FP 核種である Eu-154 などを計測し、計算により求めた Pu/Eu 比等により核燃料物質量を間接的に評価する。本報では共通モデルのフェーズ I [1]を用い、燃料デブリ組成毎にγ線源を作成し、収納缶漏洩γ線のシミュレーションを行い、識別可能な FP 核種について調査した。

2. 解析手法

γ線源の作成には、現在核不拡散センターで開発が進められている、簡便かつ正確なシミュレーション用γ線源作成手法[2]を用いた。これは、ベースラインを構成するスペクトルは ORIGEN2 コードの 18 群形式で評価し、対象 FP から出る線スペクトルは ENSDF データを参照するものである。測定体系では、長いコリメータの代わりに検出器の前に鉛板を置くことにより、多重散乱領域の波高を模擬するようにした[2]。収納容器からの漏洩γ線は MCNP6 で評価した。

3. 結果及び結論

解析結果の例を図 1 に示す。燃焼度の違いも含めた共通モデルの全ケースにおいて、Eu-154 の主要ピーク（1.27MeV）は確認された。また、Parker の密度補正手法[3]を適用することにより、パッシブγ法は仮想的な検量線に対して Eu 量のばらつき（不確かさ）が最大で 10%程度に収まり、パッシブγ法は収納容器内の物質の組成変動に起因する不確かさがほとんどないことが示された。

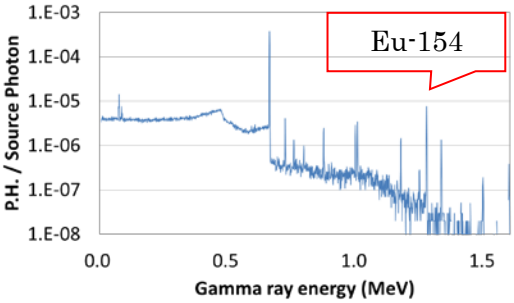


図 1 漏洩γ線スペクトルの例

参考文献

[1] 長谷他、「福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究(1)全体概要」
[2] T. Shiba et al., submitted to Energy Procedia
[3] J.L. Parker, LA-10045, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM 87545, August (1984).

---

*Tomooki Shiba[1], Hiroshi Sagarai[2] and Hirofumi Tomikawa[1]
[1] JAEA, [2] Tokyo Tech

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究（5）-アクティブγ法-

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (5) Active γ Method

*名内 泰志[1]
[1]電力中央研究所

福島第一原子力発電所(1F)における燃料デブリ中の核燃料物質定量技術開発に資するため、中性子照射γ線スペクトル測定の数値シミュレーションを行った。燃料デブリ、収納容器、中性子源、遮蔽体と Ge 検出器からなる測定条件を定め、共通モデルの収納容器、燃料デブリ組成条件に対し検出器応答を評価した。

キーワード：中性子照射γ線スペクトル測定、核種同定、数値シミュレーション、燃料デブリ

1. 緒言

1F 事故で形成された燃料デブリを回収する際、収納容器毎に核燃料物質定量を行う必要がある。当所では中性子照射γ線スペクトル測定(NIGS)で核分裂γ線と中性子捕獲γ線を計測し、容器内の物質の組成に関係した情報を得ようとしている。本報では共通モデルフェーズ I [1]を用い、燃料デブリ組成毎に NIGS のシミュレーションを行い、識別可能な核種や必要な中性子強度について調査した。

2. 数値シミュレーション

図 1 に測定体系の一例を示す。円筒形の収納容器を水中におき、その 10cm 外に d-D 核融合型中性子源を置く。逆方向にコリメータを配置するとともに、コリメータ出口に相対検出効率 100%の Ge 検出器を配置する。コリメータは収納容器の水平方向断面全体を視野に含むスリット型とし、幅を 1.6cm とした。この設計で FP γ線計数率を 10kcps 以下に抑えた。計算では収納容器のコリメータの視野に入る箇所を水平方向 2cm 角のメッシュに区分し、メッシュ毎の物質の核分裂、捕獲反応率を MCNP-5 コードの計算で求めた。次に、γ線発生スペクトルと発生数を核分裂/捕獲反応について文献[2]/[3]で与え、γ線輸送計算で Ge 検出器へのエネルギー付与を計算した。

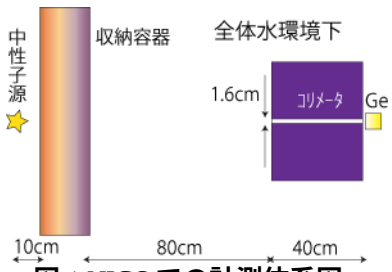


図 1 NIGS での計測体系図

3. 計算結果

先報[4]に新たに追加された 3 つの燃料デブリ組成条件、#09:Gd 含有量大、#10:低燃焼度条件 #11:高燃焼度条件での γ線検出応答について#01:標準組成との比較を行った。核分裂γ線や収納容器構造材料の中性子捕獲γ線成分が重畳するものの、図 2 に示すよう、どのケースでも ^{238}U 中性子捕獲γ線を測定できること、^{240}Pu は含有量の少ない低燃焼度ケースを除き測定できることがわかった。また Gd 含有量が多い場合は ^{157}Gd からの 6750keV γ線が識別できることがわかった(図 3)。ケース#09 で 1 時間の測定で統計誤差 10%で ^{238}U 中性子捕獲反応率を求めようとする場合、必要中性子源強度は 2.4×10^{10}n/s となる。

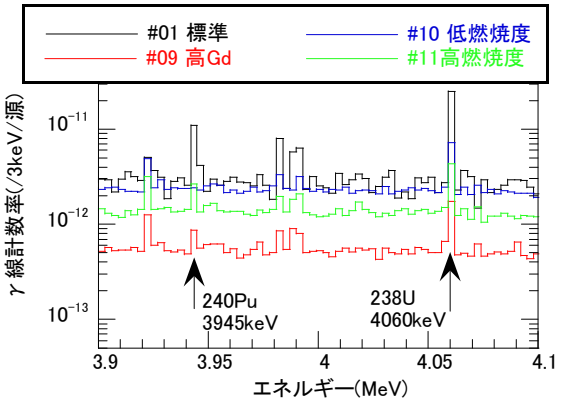


図 2 ^{238}U、^{240}Pu の捕獲γ線スペクトル

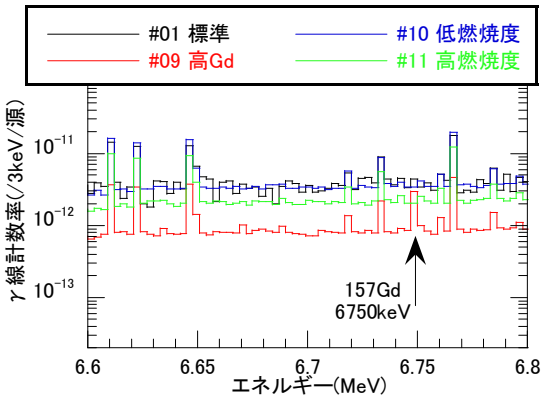


図 3 ^{157}Gd の捕獲γ線スペクトル

参考文献

[1] 長谷他、「福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の各燃料物質定量に関する候補技術の特性研究(1)全体概要」
[2] J.M.Verbeke 他 "Simulation of Neutron and Gamma Ray Emission from Fission and Photofission", UCRL-AR-228518
[3] Thermal Neutron Capture gamma's (CapGam)", J. K. Tuli, http://www.nndc.bnl.gov/capgam/
[4] 長谷、能見、米田、芝、名内他、「福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核物質量測定に関する候補技術の特性研究(1)~(5))第 37 回核物質管理学会日本支部年次大会

*Yasushi Nauchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究
（6）−検出器応答を用いた核燃料物質のインベントリ評価手法の検討−

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(6) - Study on Inventory Evaluation Method of Nuclear Fuel Material Using Detector Responses -

*奥村 啓介[1], 佐藤 若英[3], 長谷 竹晃[1], 米田 政夫[1], 芝 知宙[1], 名内 泰志[2], 高田 映[3]
[1]原子力機構, [2]電中研, [3]NESI

福島第一原子力発電所(1F)における燃料デブリ中の核燃料物質定量技術開発に資するため、非破壊測定シミュレーションによる検出器応答と燃焼計算の結果に基づき、燃料デブリ中の核燃料物質量を評価するための手法と予測精度の検討を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所, 燃料デブリ, 核燃料物質定量, 非破壊測定, 燃焼計算

1. 緒言　パッシブ中性子法、パッシブγ法、アクティブ中性子法、アクティブγ法で測定される諸量は、それぞれ、^{244}Cm 実効質量、^{154}Eu 等の FP 量、核分裂性物質量(主に ^{235}U + ^{239}Pu + ^{241}Pu)、^{240}Pu/^{238}U 重量比といったものである。一方、最終的に評価が求められる量は、ウラン総量(^{234}U + ^{235}U + ^{238}U)、プルトニウム総量(^{238}Pu + ^{239}Pu + ^{240}Pu + ^{241}Pu + ^{242}Pu)と同位体比、および核分裂性物質量(^{235}U + ^{239}Pu + ^{241}Pu)である。よって、各非破壊測定技術で直接測定できない評価量については、燃料のインベントリ計算(燃焼計算)の結果などを利用して間接的に評価を行う必要がある。本発表では、測定量と 1F に対する燃焼計算の結果を組み合わせて核燃料物質量を評価する場合の手法と予測精度について検討した結果を報告する。

2. 評価方法　非破壊測定シミュレーションで共通モデルとして使用した燃料デブリの組成データは、1 号機に対するもので、燃焼度とボイド率の分布（6 バッチ燃料装荷領域×軸方向 25 分割領域）を考慮した 3 次元燃焼計算[1][2]の結果を利用して作成している。この組成データを使用して、パッシブγ法を例に、プルトニウム(Pu)総量を評価する手法を考える。その前提として、燃料デブリ中の ^{154}Eu は Pu にほぼ随伴し、更に、揮発性のセシウム(Cs)は、溶融過程で放出されても、残存 Cs の ^{134}Cs/^{137}Cs 比は事故前の燃焼度情報を保持している（Cs はデブリ間で交換されない）ものと仮定する。図 1 は、1 号機内の 150 領域に対して得られた ^{154}Eu 量と燃焼度との相関を示したものである。^{154}Eu は燃焼度に対して 2 次式に近い曲線で生成するが、この相関には有意な幅が生ずる。これは、主に軸方向ボイド率の分布(0%～約 70%）による影響であり、その影響は装荷回数とともに蓄積され、燃焼度とともに相関の幅は大きくなる。実際には燃焼度は測定されないため、例えば図 2 に示すように、事故直前に崩壊補正した ^{154}Eu/Pu 重量比と ^{134}Cs/^{137}Cs 重量比(または放射能比)で相関を作成する。これを使用して、^{134}Cs/^{137}Cs 比と ^{154}Eu の測定量から Pu 量を評価することができるが、^{134}Cs/^{137}Cs 比から推定される ^{154}Eu/Pu 比は大きな幅を有する(炉心平均値で 28%)。これは、ボイド分布の影響に加え、1 号機運転中のサイクル間炉停止期間が長く[3]、この間の ^{134}Cs の崩壊により ^{134}Cs/^{137}Cs 比が燃焼度指標として悪くなっているためである。

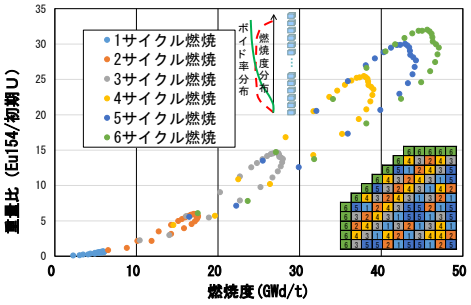


図 1　^{154}Eu の燃焼度相関(1F1)

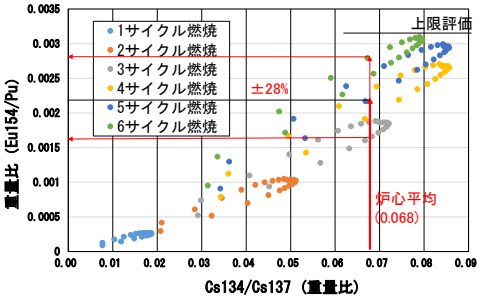


図 2　^{154}Eu/Pu と ^{134}Cs/^{137}Cs との相関(1F1)

3. 結言　TMI-2 やチェルノブイリに比べて、燃焼度の範囲が広く、炉内中性子スペクトルの変化も大きい 1F の燃料デブリでは、非破壊測定量と燃焼計算の結果を組み合わせて核燃料物質量を評価する際、使用できる燃焼度相関の悪さに起因して期待する予測精度が得られない可能性がある。これを改善するためには、複数の非破壊測定手法を組み合わせて、複数かつ独立した燃焼度相関を利用する評価手法の開発が望ましい。また、評価の前提とする ^{154}Eu と U, Pu との随伴性や ^{134}Cs/^{137}Cs 比の有効性などは、事前に実デブリのサンプリング分析などにより確認しておく必要がある。

参考文献

[1]岡本他, 2012 年秋の大会(Q14), [2]K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2013-002, pp15-20, [3]西原他 JAEA-Data/Code 2012-018

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[3], Taketeru Nagatani[1], Masao Komeda[1], Tomooki Shiba[1], Yasushi Nauchi[2], Takada Akira[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), [3]NESI

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E01-05] 光核反応

座長：片渕 竜也 (東工大)

2017年3月28日(火) 09:50 〜 11:10 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E01] 核共鳴蛍光散乱を用いた変形核の双極子遷移強度の測定

*静間 俊行[1]、エンジェル クリストファー[1]、羽島 良一[1]、Ludewigt Bernhard[2]、Quiter Brian[2]、小泉 光生[3] （1. 量研機構、2. LBNL、3. 原子力機構）

09:50 〜 10:05

[2E02] 医療用核データ整備のための Ca-40ガンマ線強度関数の測定

*牧永 あや乃[1,2]、Schwengner Ronald[3]、Reinicke S[3]、Depalo R[3,4,5]、Wagner L[3]、Koegler T[3]、Wagner A[3]、坂東 昌子[1] （1. あいんしゅたいん基礎科学研究所、2. 北海道大学、3. ドレスデン-ロッセンドルフ研究所、4. パドバ大学、5. INFN）

10:05 〜 10:20

[2E03] Validating Elastic Scattering of Polarized Gamma-Rays

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[2], Ryoichi Hajima[1,2], Christopher Angell[2] （1. JAEA, 2. QST）

10:20 〜 10:35

[2E04] 17 MeV偏光光子を用いた光核反応による中性子エネルギースペクトルの角度依存

*桐原 陽一[1]、糸賀 俊朗[2]、佐波 俊哉[1,3,4]、中島 宏[5,4]、波戸 芳仁[1,3]、宮本 修治[6]、武元 亮頼[6]、山口 将志[6]、浅野 芳裕[4,6] （1. 高エネルギー加速器研究機構、2. 高輝度光科学研究センター、3. 総研大、4. 理化学研究所、5. 日本原子力研究開発機構、6. 兵庫県立大）

10:35 〜 10:50

[2E05] 同位体分離を供わない元素ターゲットに対する LLFPの選択的核変換と核データ

*早川 岳人[1]、羽島 良一[1]、静間 俊行[1]、宮本 修治[2]、天野 壮[2]、橋本 智[2]、三澤 毅[3] （1. 量研、2. 兵庫県立大、3. 京大）

10:50 〜 11:05

©日本原子力学会

核共鳴蛍光散乱を用いた変形核の双極子遷移強度の測定

Measurements on dipole strength in deformed nuclei using nuclear resonance fluorescence

*静間 俊行[1]，C.T. Angell[1]，羽島 良一[1]，B. Ludewigt[2]，B.J. Quiter[2]，小泉 光生[3]
[1]量研機構，[2]LBNL，[3]原子力機構

デューク大学 HIgS 施設で稼働中のレーザーコンプトンガンマ線を用いて、透過型の核共鳴蛍光散乱法による Ta-181 の双極子遷移強度および分岐比の測定を行った。本講演では、実験手法および測定結果について報告するとともに、変形核の双極子遷移強度測定に関する今後の計画について述べる。

キーワード：核共鳴蛍光散乱、レーザーコンプトンガンマ線、双極子遷移

1. 緒言

四重極変形核では、励起エネルギー2.5～4MeV に、ハサミ状振動（シザースモード、ScM）に基づく準位が現れ、これまで、核共鳴蛍光散乱や非弾性電子散乱を用いて、ScM 準位からの磁気双極子（M1）遷移の測定が行われてきた[1]。一方、2000 年代半ばから、軽イオン散乱等を用いて、ScM-M1 遷移強度の測定が行われているが、核共鳴蛍光散乱実験の結果と比べて 2 倍以上の強度が報告されている[2]。そこで、透過型の核共鳴蛍光散乱法を用いて、Ta-181 の ScM-M1 遷移強度および分岐比の測定を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は、米国デューク大学の HIγS 施設で行った。中心エネルギー2.28 と 2.75MeV で、エネルギー半値幅 3.5%のレーザーコンプトンガン線を生成し、厚さ 2cm の天然 Ta-181 吸収ターゲットに照射した。さらに、透過ガンマ線を、厚さ 0.74cm の Ta-181 散乱ターゲットに照射し、散乱ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、高純度ゲルマニウム検出器を用いて計測した。同様な測定を、吸収ターゲット無しで行った。

3. 結果

図 1 に、散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示す。本測定により、新たに 30 本の遷移を観測し、これまでの約 3 倍の遷移強度をもつことがわかった。また、励起エネルギー2.28 と 2.75MeV における ScM-M1 準位から励起状態への分岐が、それぞれ、75%と 50%であることがわかった[3]。

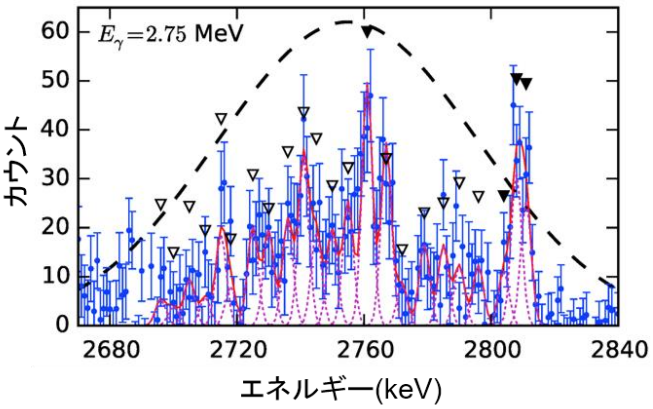


図 1. 吸収ターゲット無しの場合の散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。既知の遷移を▼、新たに観測された遷移を▽で示している。

参考文献

[1] U.Kneissl et al., Prog. Part. Nucl. Phys. 37, 349 (1996).
[2] M.Krticka et al., Phys. Rev. Lett. 92, 172501 (2014).
[3] C.T. Angell et al., Phys. Rev. Lett. 117, 142501 (2016).

---

*Toshiyuki Shizuma[1], Christopher T. Angell[1], Ryoichi Hajima[1], Bernhard Ludewigt[2], Brian J. Quiter[2], and Mitsuo Koizumi[3]
[1]QST, [2]LBNL, [3]JAEA

医療用核データ整備のための Ca-40 ガンマ線強度関数の測定

Measurement of gamma strength function of Ca-40 for the nuclear data of medical physics application

*牧永あや乃[1,2], R. Schwengner[3], S. Reinicke[3], R. Depalo[3,4,5], L. Wagner[3], T. Koegler[3], A. Wagner[3], 和田隆宏[6], 坂東昌子[1]
[1]NPO あいんしゅたいん附置基礎科学研究所, [2]元北海道大学, [3]ドレスデン-ロッセンドルフ研究所, [4]パドバ大学, [5]INFN, [6]関西大学

放射線治療、放射線診断、放射線生物学をはじめとした放射線医学分野における品質管理・精度管理を行う上で医療用光核反応データの整備は重要である。本研究では、人体組織である骨を構成する元素の 1 つである Ca-40 のガンマ線強度関数の測定をドレスデン-ロッセンドルフ研究所の制動放射線を用いて行った。

キーワード：光核反応データ，核共鳴蛍光散乱，放射線医学，放射線治療医学

緒言

近年、強度変調放射線治療や粒子線治療等の治療技術の多様化に伴い、患者体内における計画標的体積への正確な照射、リスク臓器への照射線量による治療効果や二次発がんの評価が注目されている。放射線治療で利用される X-,ガンマ-線のエネルギー領域は、主に巨大共鳴領域(GDR)又 GDR のすその低エネルギー領域となる。本研究では、ロッセンドルフ研究所(HZDR)の制動放射線施γELBE において、電子線エネルギー16MeV の制動放射線を用いた Ca-40 の粒子閾値以下における核共鳴蛍光散乱実験を行った。

実験

実験は、HZDR における電子線形加速器 ELBE により発生させた 16MeV(電子エネルギー16MeV, 電流値 300uA)の制動放射線を $CaCO_3$(質量 2g)へ照射する事により行った。$CaCO_3$からの散乱γ線は、ビーム軸から 90 度、127 度方向に設置した BGO 検出器付きのゲルマニウム検出器により測定した。測定は 72 時間行った。図 1 に、得られたγ線スペクトルを示す。

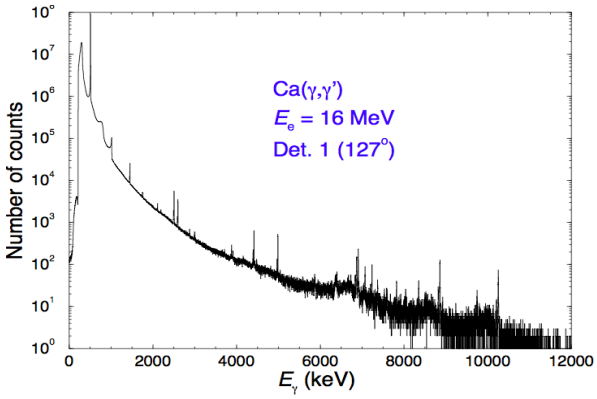


図 1 HPGe 検出器による CaCO3 のガンマ線スペクトル。(ビーム軸に対して 127 度に設置)

本発表では、実験及び実験データの解析の現状について報告を行う。

参考文献

[1]A. Makinaga et. al., 核データ研究会 2016 poster presentation (2016).

*A. Makinaga[1,2], R. Schwengner[3], S. Reinicke[3], R. Depalo[3,4,5], L. Wagner[3], T. Koegler[3], A. Wagner[3], T. Wada[6], M. Bando[1],
[1]JEin Institute for Fundamental Science, NPO Einstein, [2]Hokkaido University, [3]Helmholtz Zentrum Dresden – Rossendorf, [4]University of Padova, [5]National Institute for Nuclear Physics, Kansai Univ.[6]

偏光ガンマ線の弾性散乱の検証
Validating Elastic Scattering of Polarized Gamma-Rays

JAEA *Mohamed OMER, QST Toshiyuki SHIZUMA, Ryoichi HAJIMA, Christopher ANGELL

Abstract

An elastic scattering experiment has been performed using a 100% linearly polarized γ-rays generated by laser Compton backscattering at Duke University, NC, USA. Photons of an energy of 2 MeV elastically scattered off a uranium target were measured with high-purity Ge detectors. The results are used in the simulation study to improve the sensitivity of identifying isotopes by nuclear resonance fluorescence. Validation of the elastic scattering cross section of polarized gamma-rays is reported.

Keywords: Elastic scattering; Linearly polarized gamma-rays; U target.

1. Introduction

Elastic scattering of γ-rays is a fundamental process involving the coherent sum of many sub-processes that occur when the incident photons interact with the individual constitutes of the atom. Above 1 MeV and below the energy of the giant dipole resonance of the atomic nucleus, three processes are dominant. These processes are Rayleigh, nuclear Thomson, and Delbrück scattering. Many theoretical calculations and experimental investigations had been performed to evaluate the cross section of the elastic scattering. However, the lack of polarized photon sources limited those experimental works to the unpolarized photon sources. In this work, we report the first measurement of the elastic scattering of a 100% linearly polarized γ-rays generated by the laser Compton backscattering source.

2. Experimental

Uranium disks of 2.5 cm diameter and 0.5 cm total thickness were irradiated by a quasi-monochromatic linearly polarized γ-ray beam of a central energy of 2.04 MeV and a width of approximately 80 keV at the HIγS facility, Durham, NC, USA. Photons scattered at (θ,φ) of (90°,0°) and (90°,90°) were detected by two high-purity Ge detectors.

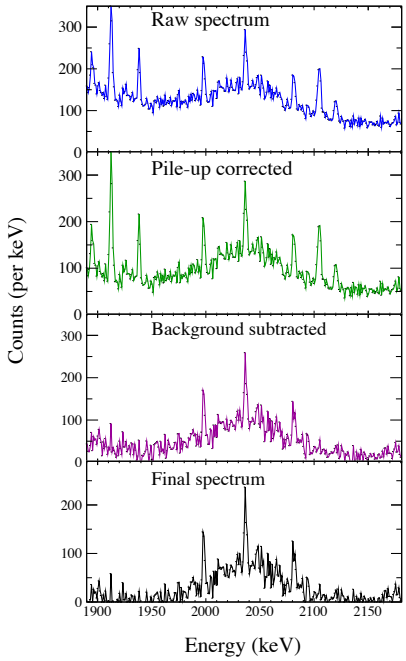


Fig. 1: Spectral analysis sequence of the measured data with the detector located at (90°,90°). The 3 peaks in the final spectrum are deexitations of ^{238}U nucleus.

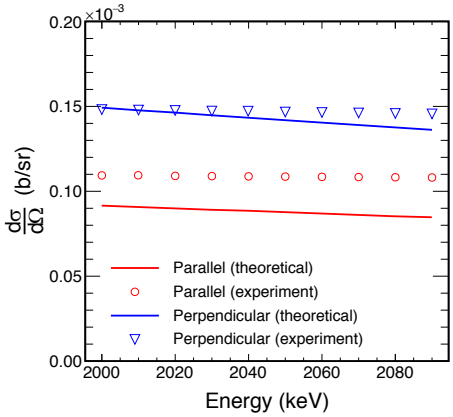


Fig. 2: Experimental and theoretical elastic scattering diffremtial cross sections for U at 90°.

3. Results・Conclusion

Fig. 1 shows the measured spectra of the elastically scattered photons at (90°,90°) and demonstrates the background subtraction and relevant corrections. Fig. 2 shows the differential cross section measured in the parallel and perpendicular directions to the polarization of the incident beam. Theoretical calculations, obtained from the literature, are also depicted in the figure. The difference between the measured and calculated cross sections is approximately 10% for the parallel direction and 5% in the perpendicular direction. Nevertheless, the measured cross sections exhibit smaller dependence on the energy than those obtained in the calculated cross sections.

17 MeV 偏光光子を用いた光核反応による中性子エネルギースペクトルの角度依存

Angular dependence of neutron spectra due to photonuclear reaction with 17 MeV linearly polarized photons

*桐原 陽一[1]，糸賀 俊朗[2]，佐波 俊哉[1,3,4]，中島 宏[5,4]，波戸 芳仁[1,3]，宮本 修治[6]，武元 亮頼[6]，山口 将志[6]，浅野 芳裕[4,6]

[1]KEK，[2]JASRI，[3]総研大，[4]理研，[5]原子力機構，[6]兵庫県立大

前大会(2016 年秋の大会)において、17 MeV 偏光光子を Au ターゲットに照射した場合の光核反応からの中性子エネルギースペクトルを測定し、4 MeV 以上において偏光と同じ方位角方向では他の方向より中性子収量が多くなることを報告した。本研究ではこれを発展させ、方位角方向と極角方向が異なる点での光子当たりの中性子エネルギースペクトルを系統的に測定した。

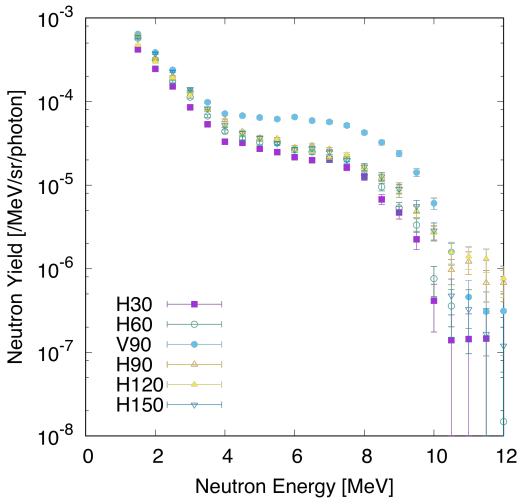
キーワード：光核反応、中性子スペクトル、偏光光子、NewSUBARU、TOF 法

1. 緒言

高エネルギーの電子加速器施設では、電子の制動放射によって生成された高エネルギー光子は、光核反応を引き起こす。そのため遮蔽の観点から、光核反応起因による中性子の線量分布や放射化の影響を見積もる必要がある。前大会(2016 年秋の大会)において我々は、Au ターゲットにおいて 17 MeV 偏光光子による光核反応からの中性子エネルギースペクトルを測定し、4 MeV 以上において偏光と同じ方位角方向では他の方向より中性子収量が多くなることを報告した。本研究ではこれを発展させ、光子の偏光方向を適時変えて検出器を 6 台配置することで、方位角方向と極角方向が異なる点での光子当たりの中性子エネルギースペクトルを系統的に測定した。

2. 実験と結果

NewSUBARU-BL01 において 16.95 MeV のレーザーコンプトン散乱ガンマ線(LCS ガンマ線)を金ターゲットに照射し、光核反応による中性子スペクトルを TOF 法により測定した。LCS ガンマ線は、方位角 0、30、60、90 度方向の直線偏光光子及び円偏光光子を用いた。中性子検出器は 6 台の NE213 シンチレータをターゲットから水平方向 30 度(H30)、60 度(H60)、90 度(H90)、120 度(H120)、150 度(H150)、鉛直方向 90 度(V90)に、それぞれ距離約 60 cm に設置した。図に方位角 90 度直線偏光光子を入射したときの中性子スペクトルを示す。スペクトルを見ると蒸発成分である低エネルギー領域(4 MeV 以下)と、擬似重陽子崩壊成分である高エネルギー領域(4 MeV 以上)の 2 成分あることがわかる。また 4 MeV 以上の放出中性子エネルギーにおける収量が水平方向に対して偏光と同じ垂直方向に多いことがわかる。発表では、この結果を示すとともに中性子収量の方位角及び極角分布について報告する。



*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6] and Yoshihiro Asano[4,6]

[1]KEK, [2]JASRI, [3]SOKENDAI, [4]RIKEN, [5]JAEA, [6]LASTI

同位体分離を供わない元素ターゲットに対する LLFP の選択的核変換と核データ

Selective isotope transmutation for long-lived fission products (LLFP) without isotope separation and the nuclear data involved

*早川 岳人[1]、羽島 良一[1]、静間 俊行[1]、宮本 修治[2]、天野 壮[2]、橋本 智[2]、三澤 毅[3]
[1] 量研、[2]兵庫県立大、[3]京大

We have proposed a new selective isotope transmutation method using photonuclear reactions with quasi-monochromatic γ -ray beams.

キーワード：同位体選択的核変換、核データ、ガンマ線

Zr-93、Pd-107、Se-79、Cs-135 などの 10^5 年から 10^7 年の半減期を有する長寿命核分裂生成物（long-lived fission product: LLFP）は、使用済核燃料の処理後、数千年以上において主要な放射線源になるため分離・核変換が可能になれば長期的な管理の負担を大幅に軽減できる。しかし、使用済核燃料に含まれる LLFP は通常は安定な同位体を含む。そのため、元素のみを抽出して中性子や高エネルギーガンマ線を照射した場合には、LLFP を安定同位体に変換すると同時に安定同位体から新らたに LLFP を含む長寿命放射性同位体が生成される。そこで、本研究では同位体分離を供ない元素試料に対して、エネルギーをコントロールしたガンマ線を照射することで、LLFP のみを選択的に変換する手法[1]について述べる。原理は、図 1 のように Zr-93 などの LLFP の中性子離別エネルギーは他の安定同位体より低い点を利用する。そこで、エネルギーの上限が LLFP の中性子離別エネルギーより高く、他の同位体の離別エネルギーより低いように制御されたレーザーコンプトン散乱ガンマ線や原子炉中性子捕獲ガンマ線などのガンマ線を元素試料に照射する。安定同位体に対しては、核変換が発生しない。また、関連する核データについても議論する。本研究は、革新的研究開発推進プログラム ImPACT「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の成果である。

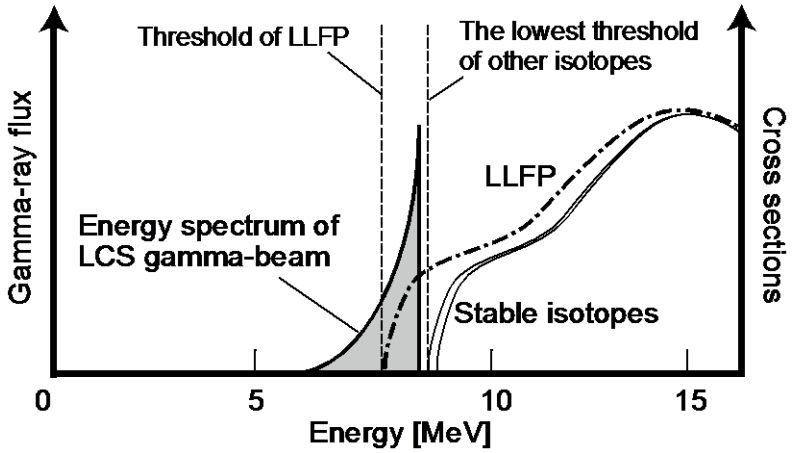


図 1　同位体分離を供わない元素に対する選択的同位体変換の概念図

参考文献

[1] T. Hayakawa et al., “Proposal for selective isotope transmutation of long-lived fission products using quasimonochromatic γ -ray beams”, J. Nucl. Sci. Tech. 53, 2064-2071, (2016).

*Takehito Hayakawa[1], RyoichiHajima[1], Toshiyuki Shizuma[1], Shuji Miyamoto[2], Sho Amano[2], Satoshi Hashimoto[2] and Tsuyoshi Misawa[3]
[1]QST, [2]Uni. Hyogo, [3]Kyoto Uni.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E06-08] 断面積の評価・理論計算，ライブラリの検証

座長：合川 正幸 (北大)

2017年3月28日(火) 11:10 〜 12:00 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E06] 微視的核構造計算から得られる準位密度を用いた断面積計算

*古立 直也[1]、湊 太志[1]、岩本 修[1] （1. 原子力機構）

11:10 〜 11:25

[2E07] 高速エネルギー領域における銅同位体の中性子核データ評価

*中山 梓介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:25 〜 11:40

[2E08] TENDL-2015中性子サブライブラリー及びその ACEファイルの問題

*今野 力[1]、多田 健一[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

微視的核構造計算から得られる準位密度を用いた断面積計算

Calculations of cross sections using the nuclear level density obtained from the microscopic nuclear structure calculation

*古立直也, 湊太志, 岩本修

JAEA

本研究では、微視的核構造計算に基づいた準位密度を核反応計算に適用する。安定核においてs波中性子共鳴間隔D_0と同時に(n, γ), (n,2n)反応などの断面積を実験値と系統的に比較することで、準位密度の妥当性を検討する。

キーワード： 準位密度, 中性子核データ

１．緒言

統計模型を用いた核反応の計算では、原子核の準位密度の情報が必要不可欠となる。核データ評価では通常Fermi gas模型といった現象論的な模型が準位密度計算に用いられるが、その信頼性は実験値を用いたパラメータ調節に依存している。そのため、核分裂生成物など実験情報の乏しい不安定核の核データ評価に用いる妥当性は明らかではく、パラメータ調節に依存しない微視的な計算手法の発展が望まれる。

準位密度の微視的な計算手法として、Hartree-Fock(HF)理論により得られる一粒子準位を用いたcombinatorial法計算[1]があり、主にs波中性子共鳴間隔D_0の実験再現性においてその妥当性が議論されている。一方で、断面積計算の実験値との比較については、特定の核種について(n, γ)反応の比較などが行われているが、十分とは言えない。 本研究ではcombinatorial法により準位密度を計算し、(n, γ)反応、(n,2n)反応などの核反応計算に適用する。安定核についてs波中性子共鳴間隔D_0と同時にこれら核反応の断面積を系統的に実験値と比較し、微視的計算手法により得られる準位密度の妥当性を検討する。

２．計算手法

Hartree-Fock-Bogoliubov(HFB)理論を用いた微視的核構造計算により一粒子軌道を決定し、その一粒子軌道を用いたcombinatorial法により準位密度を計算する。得られた準位密度をテーブル化し、核反応計算コードCCONE[2]に適用することで断面積計算を行う。

３．計算結果

安定核283核種について準位密度を計算した。s波中性子間隔D_0の実験値との比較では、変形の大きい核で比較的良い実験との一致が見られる一方で、変形遷移領域で実験との大きなずれが見られる核種があり、核構造計算における変形の記述の重要性がわかった。(n, γ)断面積の実験結果との比較では、全体的にD_0の実験再現性と似た傾向を示すが、必ずしもD_0の再現性と相関を示さず、実験の断面積を良く再現する核種が見られた。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S.Hilaire, J.P.Delaroche, M.Girod, Eur. Phys. J. A12, 169(2001).

[2] O.Iwamoto, J. Nucl. Sci. Tech. 44, 687(2007).

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Agency

高速エネルギー領域における銅同位体の中性子核データ評価

Evaluation of neutron nuclear data on copper isotopes in fast energy region

*中山　梓介[1]

[1]原子力機構

放射化断面積ファイルの開発に向け、入射エネルギー50keV から 20MeV までの範囲で銅同位体の中性子断面積を評価した。近年の理論的・実験的知見を反映させて行った評価結果を報告する。

キーワード：中性子断面積，核データ評価，銅同位体，構造材，放射化断面積

１．緒言　銅は原子炉や加速器など様々な施設の構造材に含まれる元素である。それゆえ、これまで JENDL 汎用ライブラリの更新の際には、銅同位体の全断面積や弾性散乱断面積について再評価が行われてきた。その一方、廃止措置で重要な放射化断面積の評価値は約 30 年更新されておらず、これらの中には近年取得された実験値と大きな差異があるものも見られる。以上を踏まえ、放射化断面積ファイルの開発に向けて、入射エネルギー50keV から 20MeV までの範囲における ^{63,65}Cu の中性子断面積評価を実施した。

２．評価手法　高速エネルギー領域における中性子断面積の計算には核反応計算コード CCONE[1]を使用した。直接過程成分は分散型チャネル結合光学モデルおよび歪曲波ボルン近似によって計算した。この際、全断面積や弾性・非弾性散乱断面積が実験値を再現するように中性子光学ポテンシャルや変形度等を調整した。前平衡過程成分は二成分励起子モデルにより、複合核過程成分は Hauser-Feshbach モデルにより、それぞれ計算した。計算値に対して大きな感度を持つモデルパラメータ（単一粒子平均密度や準位密度パラメータ等）は、(n,p)や(n,α)等の荷電粒子放出反応ならびに$(n,2n)$反応の断面積が実験値を再現するように調整した。また、ガンマ線強度関数は捕獲断面積の実験値を再現するように規格化し、ピックアップ・ノックアウト反応を記述する Kalbach モデル[2]の遷移強度についても調整を行った。

３．結果　結果の一例として、図 1 に ^{63}Cu$(n,\alpha)^{60}$Co 反応断面積の評価値と実験値の比較を示す。この反応断面積については、中性子入射エネルギー9 から 14MeV 程度の領域に感度を持つ積分実験の解析において、^{63}Cu$(n,\alpha)^{60}$Co 反応率の C/E 値が JENDL/D-99 を用いた場合には 0.8 程度となる一方で、International Reactor Dosimetry and Fusion File 1.03 (IRDFF-1.03)を用いた場合は誤差の範囲で一致することが報告されていた[3]。今回の評価値は近年取得された複数の実験値をよく再現しており、IRDFF-1.03 の値と同様の傾向となっている。このことから、本研究で得られた評価値は上記の C/E 値を改善することが期待される。

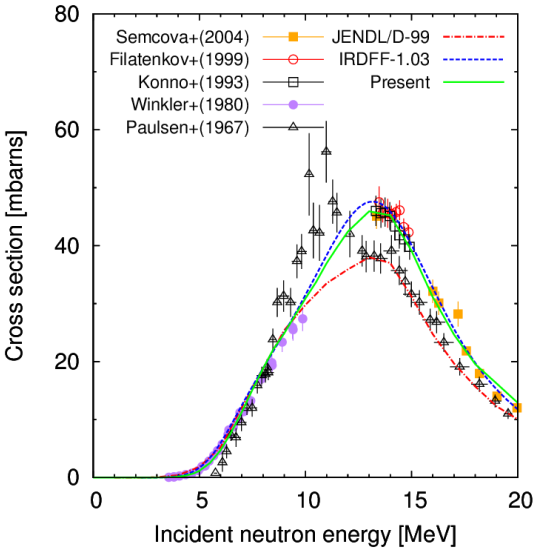


図 1　^{63}Cu$(n,\alpha)^{60}$Co 反応断面積

謝辞： 本報告は日本原子力研究開発機構と日本原子力発電株式会社、エネルギー総合工学研究所の共同研究「原子炉施設用放射性核種生成量評価のための基盤データベースの整備（その３）」に基づく成果を含みます。

参考文献

[1] O. Iwamoto, J. Nucl. Sci. Technol. 44, 687 (2007).

[2] C. Kalbach, Z. Phys. A 283, 401 (1977).

[3] M. Ohta et al., Fusion. Eng. Des. 98-99, 1847 (2015).

*Shinsuke Nakayama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

TENDL-2015 中性子サブライブラリー及びその ACE ファイルの問題

Problems on TENDL-2015 neutron sub-library and its ACE file

*今野　力[1]，多田　健一[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

TENDL-2015 中性子サブライブラリーとその公式 ACE ファイルに次の 3 つの問題があることを見つけ、その影響を調べた；1)ACE ファイルに非分離共鳴データがない核種が多い、2)多くの核種の ACE ファイルに 2 次γ線データが入っていない、3)捕獲反応で放出される約 5MeV 以上の 2 次γ線が少ない核種が多い。

キーワード：TENDL-2015, 中性子サブライブラリー, ACE ファイル, 非分離共鳴データ, 2 次γ線データ

1. 緒言

TALYS コードの計算をベースに作られた 200MeV までの核データライブラリーTENDL-2015 は、世界中で、特に、ヨーロッパで標準的な核データライブラリーとして使われ始めている。我々は、TENDL-2015 の中性子サブライブラリーとその公式 ACE ファイルに以下の 3 つの問題があることを見つけ、その影響を調べたので報告する；1) 中性子サブライブラリーに非分離共鳴データがあっても、ACE ファイルに非分離共鳴データがない核種が多い、2) 中性子サブライブラリーに 2 次γ線データがあっても、ACE ファイルに 2 次γ線データが入っていない核種が多い、3) 捕獲反応で放出される約 5MeV 以上の 2 次γ線が他のライブラリーと比べ少ない核種が多い。

2. 非分離共鳴データがない ACE ファイル問題

TENDL-2015 の中性子サブライブラリーには非分離共鳴データのある核種が多数あるが、^{235}U、^{235m}U 及び ^{238}U 以外の公式 ACE ファイルには非分離共鳴の確率テーブルが入っていない。このため非分離共鳴の自己遮蔽補正が行われず、例えば、半径 1m のニオブ球の中心に 20MeV 中性子源があるモデルで球内の中性子スペクトルを、TENDL-2015 の公式 ACE ファイルと我々が NJOY で作成した非分離共鳴データを含む TENDL-2015 の ACE ファイルを用いて MCNP で計算すると、図 1 に示すような大きな差が生じる。

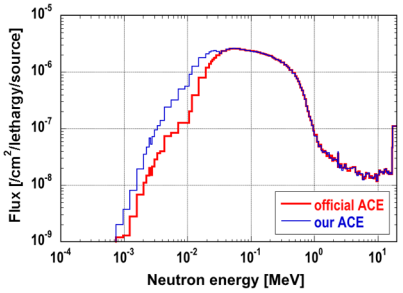


図 1　ニオブ球の中心から 50cm での中性子スペクトル

3. 2 次γ線データがない ACE ファイル問題

^{1}H、^{2}H、^{6}Li、^{7}Li、^{9}Be、^{10}B、^{11}B、C、^{14}N、^{15}N、^{16}O、^{19}F 及び ^{239}Pu 以外の核種で NJOY 処理が適切でなかったようで、これらの核種の公式 ACE ファイルには 2 次γ線データが入っていない。この場合、MCNP 計算では ACE ファイルの中で 2 次γ線データの後にある粒子生成データが間違って 2 次γ線データとして使われる。例えば、半径 1m の鉄球の中心に 20MeV 中性子源があるモデルで球内のγ線スペクトルを TENDL-2015 の公式 ACE ファイルと我々が NJOY で 2 次γ線データを正しく処理した TENDL-2015 の ACE ファイルを用いて MCNP で計算すると大きな差が生じる（図 2 参照）。

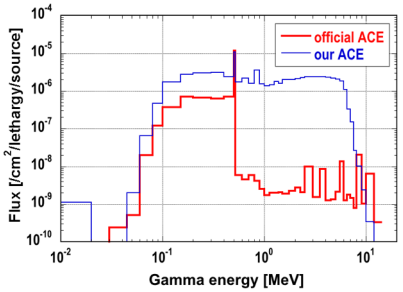


図 2　鉄球の中心から 50cm でのγ線スペクトル

4. 捕獲反応で放出される約 5MeV 以上の 2 次γ線が少ない問題

TENDL-2015 の中性子サブライブラリーの多くの核種では、捕獲反応で放出される約 5MeV 以上の 2 次γ線が他の核データライブラリーと比べ少ない。そのため、中性子-ガンマ線結合計算で正しいガンマ線束を求めることができず、また、タングステンのように弾き出しエネルギーが大きい元素では、TENDL-2015 の公式 ACE ファイルに入っている DPA 断面積、KERMA 係数が捕獲反応の寄与が大きい約 1keV 以下で他の核データライブラリーより何桁も小さくなる（図 3 参照）。

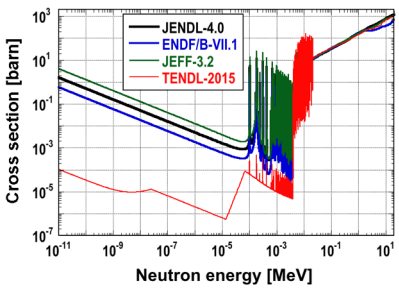


図 3　^{184}W の DPA 断面積

*Chikara Konno[1] and Kenichi Tada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E09-11] 中性子捕獲反応

座長：静間 俊行 (QST)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 15:35 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E09] レニウム同位体の keV中性子捕獲断面積及びガンマ線スペクトルの測定

*武部 花凛[1]、井頭 政之[1]、片渕 竜也[1]、関根 千加[1]、梅澤 征悟[1]、藤岡 諒[1] （1. 東京工業大学）

14:45 〜 15:00

[2E10] ImPACT Project における^{133}Csの中性子捕獲断面積の高精度測定

*ヘールズ ブライアン[1]、中村 詔司[1]、木村 敦[1]、岩本 修[1] （1. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[2E11] ANNRIにおける NaI(Tl)検出器を用いた^{35}Clの中性子捕獲断面積測定

*原 かおる[1]、藤井 伸弥[1]、加美山 隆[1]、成田 祐樹[1]、佐藤 博隆[1]、片渕 竜也[2]、中村 詔司[3]、藤 暢輔[3]
（1. 北海道大学、2. 東京工業大学、3. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

レニウム同位体の keV 中性子捕獲断面積及びガンマ線スペクトルの測定

Measurement of the keV-Neutron Capture Cross Sections and Gamma-ray Spectra of Rhenium Isotope

*武部 花凛[1]，井頭 政之[1]，片渕 竜也[1]，関根 千加[1]，梅澤 征悟[1]，藤岡 諒[1]
[1]東京工業大学

最大エネルギー100keV の中性子を用いて、飛行時間法及び放射化法でレニウム同位体の中性子捕獲断面積及びガンマ線スペクトルを測定した。測定結果を過去の実験値及び評価値と比較した。

キーワード：飛行時間法，放射化法，Re-185，Re-187

1. 緒言

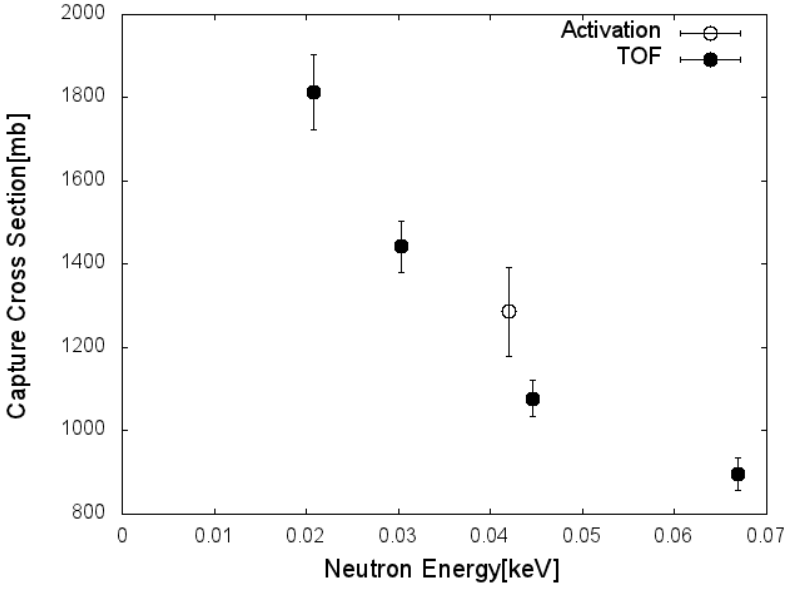
Re/Os 核時計は r 過程元素合成の年代を決定する有力な方法である 。長半減期の ^{187}Re($T_{1/2}$ = 43.5 Gyr)とその娘核種である ^{187}Os の存在比から年代を求めることができる。しかし ^{187}Re の生成には r 過程以外に ^{186}Re のアイソマー($T_{1/2} = 2.0\times10^5$ yr)を経由した s 過程からの寄与が考えられる。
そのため Re/Os 核時計による年代計算には ^{186m}Re の生成断面積をから ^{187}Re への寄与を評価する必要がある。そこで本研究では中性子飛行時間法を用いて ^{185}Re の中性子捕獲全断面積を求め、放射化法によって ^{186g}Re の部分断面積を求め、両者の比較から ^{186m}Re の生成断面積について検討を行った。

2. 実験

実験は東京工業大学原子炉工学研究所の広領域線質放射線照射実験室において行った。放射化法、飛行時間(TOF)法ともにペレトロン加速器からのパルス化陽子ビームを用いて ^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応により得られる最大エネルギー100keV での中性子照射行った。TOF 法では中性子照射中の試料から発生する捕獲 γ 線をコンプトン抑止型 NaI(Tl) 検出器で測定し照射は実験条件の時間変動を均すため、Re 試料、標準金試料及び試料を置かない 3 種類の測定をサイクリックに行った。放射化法では中性子を標準金試料で挟んだ Re 試料に同時照射した。その後中性子照射後の試料から発生する捕獲 γ 線を高純度 Ge 検出器で測定し ^{186g}Re の生成量を求めた。

3. 結果･考察

TOF 法は波高重み法を用いることで ^{185}Re の捕獲断面積を求めた。放射化法では崩壊γ線強度から半減期とγ線放出比の文献値を用いることで捕獲断面積を求めた。どちらも ^{197}Au の捕獲断面積を標準とした。二つの手法で得られた ^{185}Re 捕獲断面積,^{186g}Re 生成断面積の結果を図 1 に示す。



*Karin Takebe[1], Masayuki Igashira[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chika Sekine[1], Seigo Umezawa[1], Ryo Fujioka[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

ImPACT Project における ^{133}Cs の中性子捕獲断面積の高精度測定

A high-precision measurement of the ^{133}Cs neutron-capture cross-section as part of the ImPACT project

*Brian Yamada Hales，中村詔司，木村　敦，岩本　修
原子力機構

ImPACT プロジェクトの分担研究の中で、J-PARC MLF の ANNRI を用いて、熱領域から 1.5keV までの中性子エネルギー領域における ^{133}Cs の中性子捕獲断面積を飛行時間法で測定した。本研究で得られた中性子捕獲断面積データ、及び共鳴についての知見を発表する。

キーワード：ImPACT，中性子捕獲断面積，ANNRI，Cs-133，TOF

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の大強度中性子を利用して、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種（LLFP）のうち、^{135}Cs（半減期 230 万年）の中性子捕獲反応断面積を測定する計画を進めている。^{135}Cs の測定試料には化学的に分離できない核分裂生成物 ^{133}Cs（安定核種）が不純物として混在する。^{135}Cs のデータを精度良く測定するためには、^{133}Cs の断面積データも精度よく求めておく必要がある。

2. 実験及び解析

J-PARCの物質･生命科学実験施設に設置されているANNRIを用い、熱領域から熱外領域(約1.5 keV)の中性子エネルギーに対して中性子飛行時間（TOF）法を用いて^{133}Csの中性子捕獲断面積を測定した。測定に用いた^{133}Cs試料の化学形態はCs_2CO_3であり、粉末をプレスしペレット状態に成形した。Csペレットは直径5.04 mm、厚さ0.329 mmの円盤で、その重量は17.2 mgである。入射中性子のエネルギースペクトルは^{10}Bの試料を用いて測定した。また、断面積の絶対値を導出するために金試料、及び厚みを増やした（0.890 mm）^{133}Cs試料の測定も行った。測定試料は中性子源から21.5 mの位置に設置した。試料から放出される捕獲ガンマ線をANNRIのGeスペクトロメータで測定した。検出器からの信号は飛行時間(TOF)及び波高(PH)の二次元データとして 1 イベント毎に記録した。Fig. 1に、^{133}Cs中性子捕獲断面積の暫定結果を、JENDL-4.0と比較して示す。本研究グループの過去測定に比べて、最大測定中性子エネルギーを800eVから1.5keVまで上げられた。また、本研究グループの過去測定と同じように、142 eV及び373eVの共鳴は観測されなかった。そのほかに、133 eV及び193 eVの共鳴も観測されなかった。本発表では、実験内容と中性子捕獲断面積データの解析結果、共鳴について得られた知見について詳細に報告する。

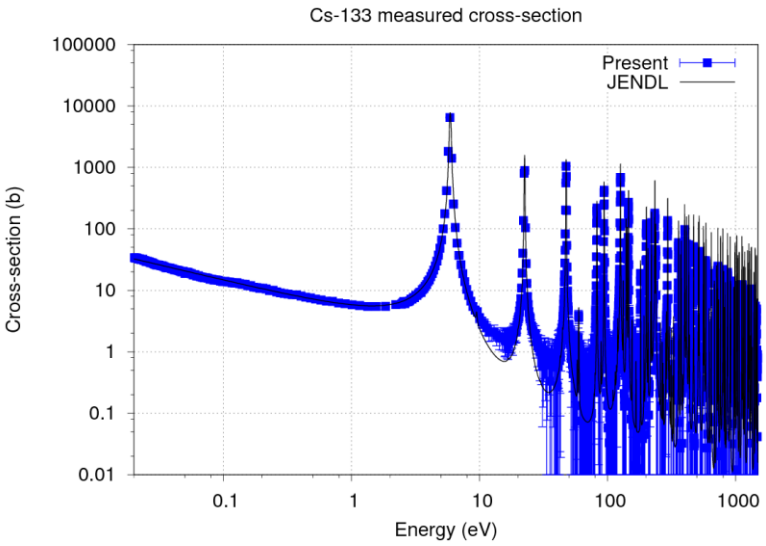


Fig. 1：　暫定的に得られた断面積と JENDL の比較

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

* Brian Yamada Hales, Shoji Nakamura, Atsushi Kimura, Osamu Iwamoto
Japan Atomic Energy Agency

ANNRI における NaI(Tl)検出器を用いた ^{35}Cl の中性子捕獲断面積測定

Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaI(Tl) spectrometer in ANNRI

*原 かおる [1]，藤井 伸弥 [1]，加美山 隆 [1]，成田 祐樹 [1]，佐藤 博隆 [1]，
片渕 竜也 [2]，中村 詔司 [3]，藤 暢輔 [3]
[1] 北海道大学，[2] 東京工業大学，[3] 原子力機構

J-PARC MLF ANNRI の NaI(Tl)検出器を利用し、^{35}Cl の中性子捕獲断面積の測定を 0.02 eV から 1 keV のエネルギー範囲で行った。標的核の ^{35}Cl として、ディスク状の NaCl 試料を用いた。

キーワード：塩素 35，中性子捕獲断面積，塩素 36，NaI(Tl)検出器，中性子核反応測定装置

1. 緒言

低レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命放射性核種 ^{36}Cl（半減期 30 万年）は、安定核種 ^{35}Cl の中性子捕獲反応により生成される放射化生成物である。その生成量を見積るために ^{35}Cl の中性子捕獲断面積のエネルギー依存データが必要であるが、熱中性子（0.03 eV）[1]または keV 領域[2]を除いて実験データがない状況である。本研究は、0.02 eV – 1 keV の中性子エネルギー範囲で ^{35}Cl の中性子捕獲断面積を測定することを目的とする。

2. 実験

実験は、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設（MLF）において、中性子核反応測定装置（ANNRI）の 28 m の飛行距離に設置されている NaI(Tl)検出器を用いて実施した。0.15g の NaCl 粉末を 1 cm 直径のディスク状に成型し試料として使用した。ナトリウムの自然同位体は ^{23}Na のみであるが、塩素の自然同位体は ^{35}Cl が 76%、^{37}Cl が 24%であるので、NaCl 試料に含まれる ^{23}Na と ^{37}Cl が本測定のバックグラウンドに寄与する。ここで、NaCl 試料の塩素の同位体組成として、99%の ^{35}Cl 濃縮同位体試料の他に、^{23}Na と ^{37}Cl からの起因するバックグラウンドを見積もるため、98%の ^{37}Cl 濃縮同位体、Cl 自然同位体試料も用意した。また、中性子ビームの強度エネルギー分布を取得するため、^{10,nat}B 試料を用いた測定を行った。

3. データ解析と PHITS シミュレーション計算

中性子エネルギー範囲 0.01 eV – 50 keV で 3 種類の NaCl 試料の中性子飛行時間（TOF）スペクトルを取得した。しかしながら ^{35}Cl 濃縮同位体試料の TOF スペクトルに、^{35,37}Cl、^{23}Na 以外の共鳴ピークが 30 - 40 eV の位置に僅かに観測された（^{35}Cl, ^{23}Na, ^{37}Cl の第一共鳴エネルギーは 0.4, 2.9, 8.3 keV である）。一方で、^{37}Cl 濃縮同位体、Cl 自然同位体試料には 30 - 40 eV 共鳴ピークは観測されていないので、化学的不純物 Br が原因と推定される。また、NaCl 試料に含まれる ^{37}Cl と ^{23}Na からのバックグラウンドの寄与を定性的に調べるため、NaCl 試料の中性子捕獲反応からの即発γ線を ANNRI-NaI(Tl)検出器で検出した場合のパルス波高（PH）スペクトルと中性子 TOF スペクトルを、PHITS コードを利用してシミュレーション計算を行った。

4. 結果・結論

シミュレーション計算の結果、^{23}Na からの散乱中性子が遮蔽材中の ^{10}B に捕獲され、それに起因する 0.5 MeV のγ線が PH スペクトル上に 100 eV 以上の中性子エネルギーで増加することが分かった[3]。計算結果に従って、実験データの PH のディクリ値を 0.9 MeV 以上に設定し解析すると、バックグラウンドの成分を低減させた TOF スペクトルを求めることが出来た。求めた TOF スペクトルを用いて、NaCl の中性子捕獲断面積を導出した。発表では、NaCl の中性子捕獲断面積の実験データから見積もられる ^{35}Cl の中性子捕獲断面積について報告する。

** 本研究は科研費（26820411）の成果である。

参考文献

[1] G. Sim and J. Juhnke, J. Inorg. Nucl. Chem. 31 (1969) 3721; L. Venturini and B. Pecequilo, Appl. Radiat. Isot. 493 (1997) 403.

[2] R. L. Macklin, Phys. Rev. C29 (1984) 1996; K. H. Guber *et al*., Phys. Rev. C65 (2002) 058801.

[3] K.Y. Hara *et al.*, JAEA-Conf 2016-004 (2016) pp.193-198.

---

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Shoji Nakamura[3] and Yosuke Toh[3]
[1]Hokkaido University, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E12-15] 核分裂反応1

座長：原田 秀郎 (JAEA)

2017年3月28日(火) 15:35 〜 16:40 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E12] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:35 〜 15:50

[2E13] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*椿原 康介[1]、奥村 森[1]、吉田 正[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所）

15:50 〜 16:05

[2E14] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*奥村 森[1]、Kean Kun Ratha[1]、椿原 康介[1]、河野 俊彦[2]、千葉 敏[1] （1. 東工大先導原研、2. ロスアラモス国立研究所）

16:05 〜 16:20

[2E15] Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

*Toshihiko Kawano[1,2], Satoshi Chiba[2] （1. Los Alamos National Laboratory, 2. Tokyo Institute of Technology）

16:20 〜 16:35

©日本原子力学会

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(1)背景と展望

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms
(1) Background and Perspectives

*千葉 敏
東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所

核分裂核データの精度向上と核分裂機構の理解を目指して、核分裂収率の実験データ抽出、その理論解析から始まり、複合核から断裂点までのダイナミクスや即発中性子放出、核分裂片のβ崩壊までを含む核分裂の全過程に対する系統的な研究を開始した。その成果を 11 件のシリーズ講演として発表する。

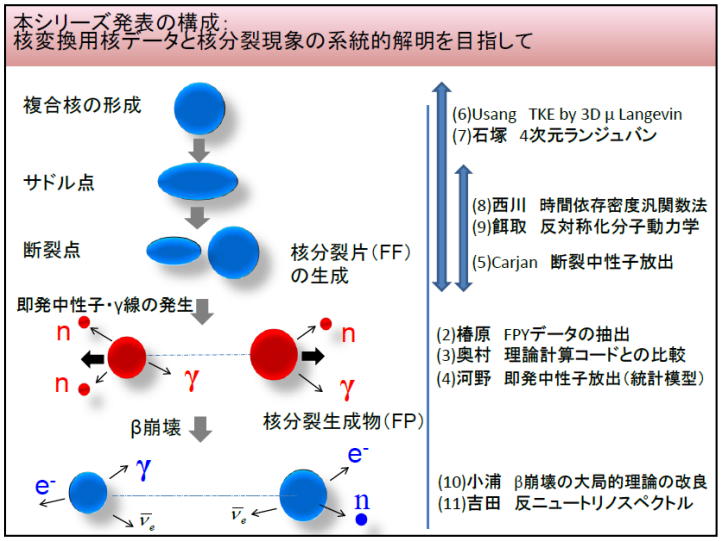
キーワード：核データ，核分裂機構、核分裂収率、LLFP、中性子捕獲断面積、β崩壊

1. 緒言

核分裂収率は原子力開発における重要な核データであると共に、核分裂機構についての情報を与える重要な物理量である。特に長寿命の核分裂生成物（LLFP)の収率やその中性子捕獲断面積は使用済み核燃料の処理･処分問題における核心的な課題である。核分裂片から放出される核分裂生成物の分布や即発・遅発中性子放出は原子力工学の根幹をなすため、高い精度のデータが要求される。これらは一方で核分裂理論の扱う対象であり、一方では核データとして炉物理計算に用いられる。我々は実験データのサーベイと共に、核分裂を記述する模型を発展させてこの問題に複合的な取り組みを行っている。

2. 手法

核分裂を記述する模型としてはランジュバン模型を中心に据え、微視的輸送係数の導入[1]や 4 次元計算を可能にし、またメッシュ点を詳細にすることで従来記述できなかった様々な現象を統一的に理解できるように手法を改良した。一方で核分裂の微視的側面を理解するために時間依存密度汎関数法や反対称化分子動力学を導入し、サドルから断裂点までのダイナミクスや輸送係数に対する微視的効果の研究を開始した。即発･遅発中性子放出に関しても詳細な統計模型コードやβ崩壊理論をこれらの理論と結合することで核分裂現象全般の記述を可能にする。さらにその精度を検証するために実験データベースから必要とする核分裂についての物理量を抽出するためのシステム開発を遂行している。



3. 結論

図に示すのは本シリーズ発表の構成である。詳細は当日発表するとおりである。

参考文献

[1] M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, and S. Chiba, Phys. Rev. C **94,** 044602 (2016).

* Satoshi Chiba
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(2) 実験核反応データベースからの核分裂生成物収率の抽出システム開発

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms
(2) Development of the retrieval system of fission yields from EXFOR database

*椿原 康介[1]，奥村 森[1]，吉田 正[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所

軽水炉における FP 生成物の有害度や発熱量の評価精度向上及び高速炉を用いた LLFP 処分法の確立に向けて、核分裂生成物収率(FPY)の精密化は重要な課題となる。本公演では FPY の評価や理論計算コードの検証に用いるために、実験核反応データベースからの FPY データ取得法、及びその結果について発表する。
キーワード：核分裂，核分裂生成物収率，EXFOR

1. 緒言

持続可能な発展を考えるうえで、原子力の平和的利用は非常に重要な点となるが、それには核燃料サイクルの達成などの解決するべき課題が存在する。軽水炉の運転によって生じる FP 生成物の有害度や発熱量を高精度で評価することによって安全性を確認することや、地層処分時に問題となる LLFP を高速炉において変換させる方法を模索するなかで、実験から得られる核反応データを用いる核データの評価や核反応理論の精密化が重要であると考えられる。我々は国際的実験核反応データベース、EXFOR に採録されている FPY データをその理解の手掛かりとして用いるために採録データを我々が利用しやすい形に変換するシステムを開発してきた。

2. EXFOR からの核分裂生成物収率データの取得状況

2-1. EXFOR 書式

EXFOR 形式は国際的な核反応データ共有のために IAEA 核データ課の監修のもとで国際核反応データセンター網によって採録されており、Web 上にてアクセスすることができる。各データは一編の論文およびそれに類するものを 1 ENTRY とする一行 79 文字のテキスト形式で採録されており、ENTRY はそれぞれ複数の SUBENT に分割されている。これら各 ENTRY から有用なデータを抽出することを目的とした。

2-2. 開発状況

テキスト処理に優れる Perl を用いて SUBENT001 から主に書誌情報を、SUBENT002 以降から実際の反応形式から生成物の核種や質量数、FPY の実験データ及び中性子の入射エネルギーなどを取得した。また、取得したデータを現在の状況理解のためにプロットするのに向けて、整理・格納するシステムを構築した。

2-3. データ取得結果

^{235}U(n,f)反応において 316ENTRY の中から 477DATA、496REACTION を同定し、6340 件のデータを整理・分類に成功した。これに加えて他の中性子入射による核分裂反応や自発的核分裂反応に関しても十分機能しているため、それらの結果について報告を行う予定である。

3. 謝辞

本研究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東京工業大学が実施した平成 28 年度「「もんじゅ」を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果である。

---

*Kohsuke Tsubakihara[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, TITech

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(3) 核分裂収率実験データと各種理論計算コードによる計算結果の比較

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

(3) Comparison of experimental and theoretical fission product yield

*奥村 森[1]，椿原 康介[1]，Kean Kun Ratha[1]，河野 俊彦[2]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所，2 ロスアラモス国立研究所

核分裂生成物の収率（核分裂収率）のデータ精度向上を目的とし、核分裂収率の質量分布の各種理論コードを用いた計算及び実験核反応データベース（EXFOR）から抽出した実験値との比較・評価を行った。

キーワード：核分裂，核分裂生成物収率，EXFOR、長寿命核種

1. 緒言

原子核分裂の機構は、その発見以来、多くの研究がなされてきたが未だ未解明の部分も多い。例えば、一番よく研究されている ^{235}U の熱中性子による核分裂反応によって生成する核分裂直後の核分裂片（FF）や、β^-崩壊により生成する核分裂生成物（FP）の収率を定量的かつ高精度に予測することは未だ困難である。FP のうち長寿命核分裂生成物（LLFP）は、TRU 廃棄物と並んで使用済み核燃料の処理・処分問題における重要課題であり、LLFP の核分裂収率を高精度で把握することは、炉内での生成量や発熱量の評価、ADS や高速炉を用いた核変換を目的とした評価においても重要性が高い。しかしながら、核分裂収率の実験データは不確かさが大きく、実験値を基礎として理論計算と組み合わせて決定される評価済み核データは余裕を見込んだ値を採用しているのが現状である。また、^{235}U 以外の核分裂性元素では、核分裂収率の実験データが非常に少ないことも課題となっている。

本研究室では、核分裂機構の理解を目的として核分裂を記述する模型や統計模型の開発に取り組んでいる。本発表では、熱中性子や高速中性子との核分裂で発生する LLFP に焦点を当て、利用可能な各種理論計算コード（GEF, FREYA, TALYS, CYFP 等）及び、本研究室が独自に開発した核分裂模型計算を用いて計算した結果と、実験核反応データベース（EXFOR）から抽出した実験値を比較し、その精度を評価する。

2. 解析手法

様々な核分裂核種の熱中性子及び高速中性子による核分裂収率を、理論計算コード（TALYS、CYFP、FREYA 等）及び本研究室が独自に開発した核分裂模型計算コードを用いて計算を行い、EXFOR から抽出したデータとの比較を行った。

3. 結果

図 1 に、^{235}U(n_{th}, f)の実験値、評価済み核データ及び計算値の核分裂収率の比較を示す。^{235}U(n_{th}, f)では、複数の実験データから、A=134 にシャープな収率のピークがあり、評価済み核データは全てこの値を採用している。一方で、全ての理論計算の結果は、重い分裂片と軽い分裂片のピーク高さの非対称性を再現しておらず、A=134 のピークも再現しなかった。また、LLFP に着目すると、これらの核はβ^-崩壊により安定核に移行する直前の核であるが、その崩壊過程にある核種における累積収率には 1 桁以上の誤差が報告されているケースも確認できた。計算値は、高収率の核種に限ると GEF+Hauser-Feshbach モデルでの計算が比較的良好な実験値の予測を示した。発表では、独自開発の計算結果についても報告する。

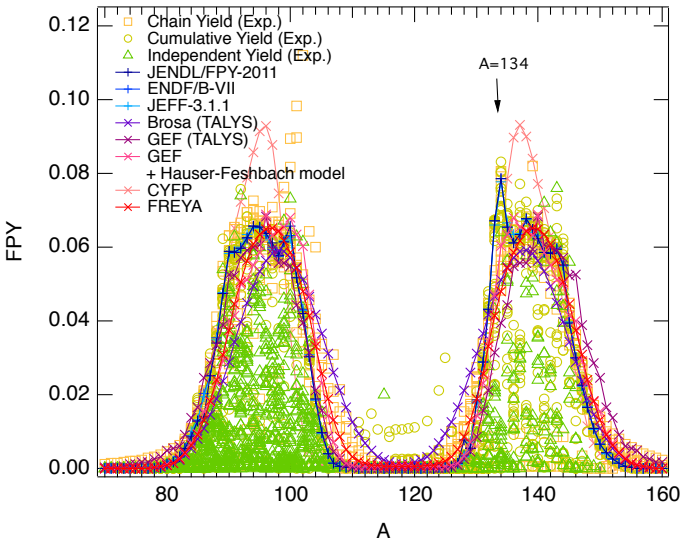


図 1 ^{235}U(n_{th}, f) 核分裂収率の実験値、評価値、計算値の比較

謝辞：本研究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東京工業大学が実施した平成 28 年度「「もんじゅ」を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果である。

Shin Okumura[1], Kohsuke Tsubakihara[1], Kean Kun Ratha[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, TITech, [2]Los Alamos National Laboratory

Systematic Study on Fission Yields, Fission Product Nuclear Data and Fission Mechanisms (4) Prompt Neutron and Photon Emissions from Fission Fragments with the Hauser-Feshbach Theory

*Toshihiko Kawano[1,2] and Satoshi Chiba[2]

[1]Los Alamos National Laboratory, [2]Tokyo Institute of Technology

We present the statistical Hauser-Feshbach approach to the prompt neutron and γ-ray emissions from the fission fragments, and discuss some recent theoretical advances. As an example, the technique is applied to the thermal neutron induced fission on ^{235}U.

Keywords: fission neutron, fission gamma-ray, Hauser-Feshbach theory

1. Introduction

Nuclear fission produces two highly excited fragments, which decay by emitting several prompt neutrons and γ-rays. We interpret this de-excitation process by the Hauser-Feshbach (HF) theory without an incident particle channel. The decay of a compound nucleus, assuming its spin and parity can be specified, is characterized by the neutron and γ-ray transmission coefficients, and the nuclear structure properties of residual nucleus. This decay process continues until the nucleus arrives at its ground state, or a long-lived meta-stable state. Depending on the physical quantities we are looking at, the HF calculation is performed either in the standard deterministic mode, or with the Monte Carlo (MC) technique.

2. Monte Carlo Hauser-Feshbach (MCHF) Technique

The decay probability P of the n-th compound nucleus at the i-th state to the m-th nucleus at the j-th state is written as

$$P(n_i, m_j) = \frac{T(m_j \to n_i)}{\sum_{m_j} T(m_j \to n_i)} , \tag{1}$$

where T is the transmission coefficient; $n = m$ for the γ-ray and $n \neq m$ for the neutron. The summation runs over all the possible final states. The states i and j can be a discrete level or a discretized continuum state. Starting with the initial compound nucleus at a given excitation energy, a sequential decay of the compound state is stochastically governed by Eq. (1). From each MC simulation the multiplicity distributions for the emitted neutrons and γ-rays are constructed. When Eq. (1) is numerically integrated, it will be the standard HF calculation, and we obtain the average neutron and γ-ray multiplicities.

3. Application to Fission Observable

A joint-distribution of the atomic number Z, the mass number A, and the total kinetic energy TKE, for the thermal neutron induced fission on ^{235}U is estimated by combining experimental data and systematics. We adjust the initial spin distribution of fission fragments to reproduce the average number of neutron per fission, $\overline{\nu}$. Fig. 1 shows the neutron multiplicity distributions $P_\nu(Z, A)$ for ^{90}Ba, ^{118}Rh, and ^{136}Xe. The arrows are the average multiplicities.

When correlated information, such as P_ν, is not required, we perform the standard HF calculation. The HF method can be applied to estimate the isomeric-state production, from which we can infer the initial spin distribution. However, such a calculation will be very sensitive to the γ-ray branching ratio data employed.

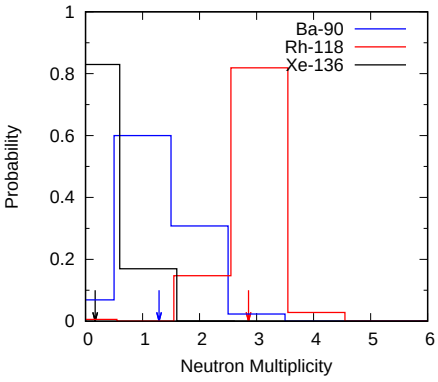


Fig. 1: Neutron multiplicity distribution from the selected fission fragments for the thermal neutron induced fission on ^{235}U.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E16-19] 核分裂反応2

座長：岩本 修 (JAEA)

2017年3月28日(火) 16:40 〜 17:45 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E16] Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

*Nicolae Carjan[1], Roberto Capote[2], Chiba Satoshi[1] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. IAEA）

16:40 〜 16:55

[2E17] Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

*Mark Dennis Usang[1,2], Fedir Alexej Ivanyuk[1,4], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1,3] （1. Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, 2. Malaysia Nuclear Agency, Bangi, Malaysia, 3. National Astronomical Observatory of Japan, Tokyo, 4. Institute for Nuclear Research, Kiev, Ukraine）

16:55 〜 17:10

[2E18] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]、イヴァニューク フェディエール[2]、マルーン ヨアヒム[3] （1. 東工大科学技術創成研究院先導原研、2. キエフ原子核研究所、3. フランクフルト大学）

17:10 〜 17:25

[2E19] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*西川 崇[1] （1. 東京工業大学　環境・社会理工学院　融合理工学系　原子核工学コース　）

17:25 〜 17:40

©日本原子力学会

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

(5) 突然近似による断裂中性子放出の計算

(5) Scission-neutron multiplicities calculated in the sudden limit

*Nicolae Carjan[1,2], Robert N. Capote[3] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]JINR, Dubna, [3]IAEA.

The multiplicities of scission neutrons are calculated for series of U, Pu, Cm and Cf isotopes assuming a sudden transition at scission. An almost linear increase with the mass of the fissioning nucleus is found for all isotopes studied here. It reproduces the experimental trend in Cf and Cm, to a less extend in U but not in Pu.

Keywords: Sudden approximation, Scission-neutron multiplicity, Asymmetric fission, Single particle states, Extremely deformed nuclei

1. Introduction

Emission of prompt neutron is an important aspect of nuclear fission, which determines the final distribution of fission products and criticality of nuclear power reactors. There are roughly 2 categories for the prompt neutron emission from fission: one before or around scission, and one from accelerated fission fragments. It has been long considered that these 2 processes give different angular/energy distributions, so has been believed that post-accelerated neutrons are the main source of prompt neutrons. Recently one of the authors (NC) has made a calculation with time-dependent Schroedinger equation and has shown that the angular distribution of the scission neutrons is quite close to that of the neutrons from post-accelerated fission fragments [1]. Therefore, the origin of the prompt neutron is still uncertain.

2. Method

The multiplicities of scission neutrons are calculated for series of U, Pu, Cm and Cf isotopes assuming a sudden transition between two different nuclear configurations: one just before the neck rupture and one immediately after the disappearance of the neck [2]. The accent is put on the dependence of the multiplicity on the neutron number Nf of the fissioning nucleus and on the mass asymmetry AL/AH of the primary fission fragments. The relative dependence of these multiplicities, averaged over the mass yields, are finally compared with existing experimental data on prompt fission neutrons.

3. Results

An almost linear increase with the mass of the fissioning nucleus is found for all isotopes studied here. It reproduces the experimental trend in Cf and Cm, to a less extend in U but not in Pu. An increase from ^{236}U to ^{252}Cf is also obtained, which is similar to the increase observed experimentally. In conclusion, new properties of the scission neutrons are calculated and new similitudes with the measured prompt fission neutrons are observed.

References

[1] N. Carjan, M. Rizea, Phys. Lett. B 747 (2015) 178

[2] N. Carjan, P. Talou, O. Serot, Nucl. Phys. A 792 (2007) 102.

Systematic study on fission yields, fission nuclear data and fission mechanisms (6) Analysis of TKE by 3D Langevin equation

*Mark Dennis Usang[1,2], Fedir Alexej Ivanyuk[1,4], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1,3]

[1]Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, [2]Malaysia Nuclear Agency, Bangi, Malaysia, [3]National Astronomical Observatory of Japan, Tokyo, Japan, [4]Institute of Nuclear Research, Kiev, Ukraine.

Total kinetic energies (TKEs) of fission fragments at several excitation energies have been calculated using 3D Langevin process with microscopic transport coefficients and compared with experimental data obtained by incident neutrons. The correlation of mass yield and TKE are also shown for several selected energies of interest.

Keywords: Total kinetic energy, Langevin equation, Nuclear fission, Fission fragments.

1. Introduction

We compare the TKE from our 3D Langevin calculation using local microscopic transport coefficient as was described in Ref [1] for excitation energy up to 50 MeV and compare them with the corresponding incident neutron experimental data.

2. Computation and Methodology

Some of the observables given by includes prescission kinetic energy, fission fragments charge and mass of each fragment. From the charge of the fragments, we calculate the kinetic energy due to Coulomb repulsion. The sum of prescission and Coulomb repulsion kinetic energy will give us the TKE.

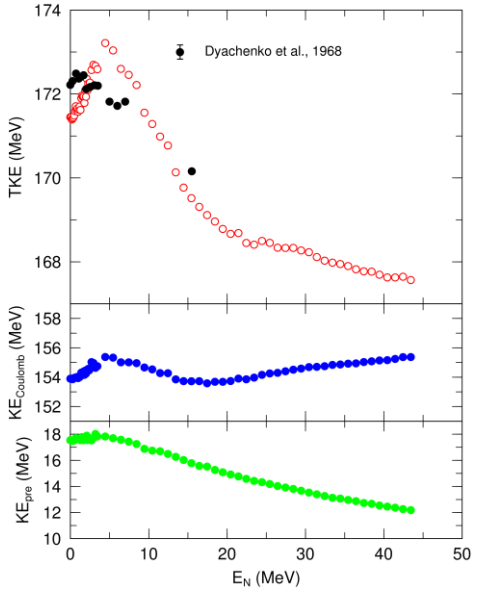


Figure 1 Excitation energy dependence of U-236

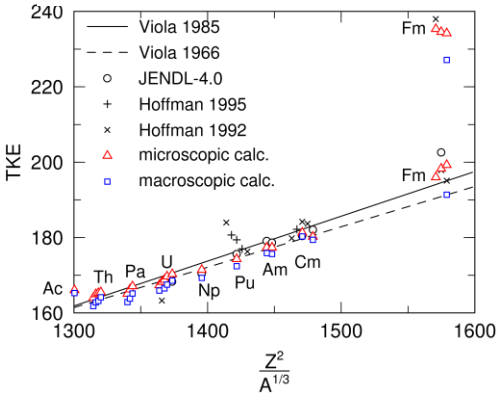


Figure 2 TKE systematics as a function of Coulomb repulsion.

3. Preliminary Results and Conclusion

We show preliminary results for ^{236}U in fig.1 and compare it with data from [2]. Prescission kinetic energy seems to decrease, while kinetic energy from Coulomb repulsion increase as excitation energy gets higher. TKE also decreases point to the higher rate of prescission kinetic energy decreases. The effects of Coulomb repulsion on the TKE however demonstrates a huge role if we observe the TKE systematics of nuclei with increasing charge as in fig.2. Special attention to our result for ^{254,256,258}Fm as it reveals that it reveals the role of Coulomb repulsion in the transition from twin peak to single peak mass distribution of fission fragments.

References

[1] Usang, M. D., Ivanyuk, F. A., Ishizuka, C., & Chiba, S. (2016). Effects of microscopic transport coefficients on fission observables calculated by the Langevin equation. *Phy. Rev. C*, **94**(4), 044602.

[2] Dyachenko, P. P., Kuzminov, P. P. & Tarasko, M. Z. (1967). Energy and mass distribution of fragments from fission of U-235 by monoenergetic neutrons from 0. to 15.5 MeV. *Yad. Fiz. 8*(2), p. 165 [*Sov. J. Nucl. Phys.*, **8**, p. 165 (1969)]

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(7) 4 次元ランジュバン模型による中性子入射 ^{235}U 核分裂

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms
(7) The n-induced ^{235}U fission based on the 4-dim. Langevin model

*石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]，マーク デニス ウサング[1]，
フェディエール イヴァニューク[1,2]，ヨアヒム マルーン[3]
[1]東工大科学技術創成研究院先導原研，[2]キエフ原子核研究所，[3]フランクフルト大

3 次元ランジュバン模型は核分裂片の実験値を様々な核種でよく説明できるが、モデルの制限が強く現実性が十分とは言えない。我々は二つの核分裂片の変形度を独立に扱う 4 次元ランジュバン模型を開発し、中性子入射 ^{235}U 核分裂を例に 3 次元ランジュバン模型の結果との比較を行う。

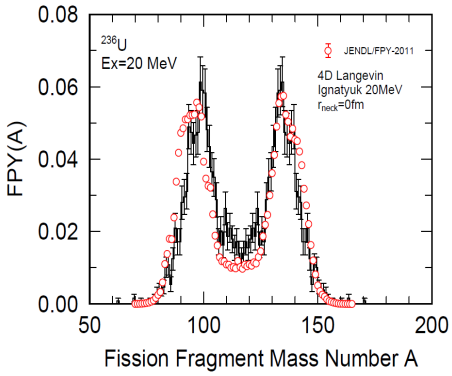
キーワード：核データ，核分裂

1. 緒言

核分裂片から放出される核分裂生成物の分布や即発・遅発中性子は原子力工学の根幹をなすため、高い精度のデータが要求される。これまでに我々は 3 次元ランジュバン模型に基づき、核分裂片の質量数分布、即発中性子多重度等の計算を行い実験値を良く説明できることを示してきた[1]。しかしこれまでのモデルでは二つの分裂片の変形が等しいと仮定しており、物理的に期待される“大きな球形分裂片と大きく変形した小さな分裂片”[2]という状況をうまく記述できない問題点があった。

2. 理論

複合核の形状を記述するために、同じと仮定していた左右二つの分裂片の変形度を独立に扱う手法を開発した。具体的には「1. 複合核の伸び、2.複合核の右半分の変形度、3.左半分の変形度、4. 左右の質量非対称度」の 4 変数で複合核の形状を現し、その時間発展を追う 4 次元ランジュバン模型で n+^{235}U 核分裂の独立収率を計算する。輸送係数は巨視的なものを用い、ポテンシャル曲面は二中心殻模型、及びウッヅサクソンポテンシャルから求めた。



3. 結論

図に 14MeV n+^{235}U に相当する複合核からの核分裂片質量数分布の評価値と、今回開発した 4 次元ランジュバン模型計算結果を比較して示す。現状ではマルチチャンス核分裂の効果を入れてないため一致は完全とは言えないものの、2 山構造になることと、ピーク位置及び幅の定性的な記述が出来ている。今後はこの模型を元に核分裂片の変形度分布、TKE などを導出し、その結果を元に即発中性子や遅発中性子放出など、断裂に引き続く現象までを統一的に記述したいと考えている。

参考文献

[1] M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, and S. Chiba, Phys. Rev. C **94,** 044602 (2016).

[2] J. Randrup and P. Moeller, Phys. Rev. C **88**, 064606 (2013).

---

*Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Mark Dennis Usang[1], Fedir Ivanyuk[2], and Joachim Maruhn[3]

[1]LANE, IIR, Tokyo Tech, [2]Institute for Nuclear Research, [3]Goethe University, Frankfurt am Main

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(8)時間依存密度汎関数法による核間ポテンシャル及び摩擦係数の研究

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms
(8) Microscopic treatment of internuclear potential and friction by TDDFT

*西川崇[1]，　岩田順敬[2]，　千葉敏[1,2]
1.東京工業大学大学院環境・社会理工学院融合理工学系原子核工学コース
2 東工大科学技術創成研究院先導原研

ランジュバン計算に用いられるポテンシャルと摩擦係数を微視的な理論である時間依存ハートリーフォック法の枠組みから導出する。

キーワード　核分裂、ランジュバン係数　TDHF

1. 緒言

ランジュバン模型は核分裂のダイナミクスを記述するのに便利な数個の集団自由度を抽出し、その時間発展を解くことによって核分裂のいろいろな観測量を高い精度で再現できる模型である。しかし、これらの集団自由度に対する力$\frac{dv}{dR}$や摩擦係数γはそれぞれ現象論的な二中心殻模型や一体散逸模型である Wall-and-Window formula を用いて記述されるのが普通である。輸送係数については、最近、線形応答理論に基づく微視的計算が可能となった[1]が、それが唯一の方法であるわけではないし、二中心殻模型が記述できる原子核形状という制限がかかる。このため、原子核の形状を仮定しない、全ての核子の自由度を考慮した微視的な立場から核分裂を理解することは核分裂研究にとって重要である。本研究では微視的な理論である時間依存ハートリーフォック法(TDHF)から換算質量を考慮に入れて上記 2 つの量を導き、分析する。

2. 手法

微視的な理論から巨視的変数に対する係数を導くためには、中性子、陽子の個々の運動から集団的な運動を抽出する必要がある。本手法では TDHF 計算から collective な方程式への焼き直しを行い、これまでの手法を改良し、換算質量の変化も考慮した 2 つの係数を入射エネルギーや反応させる核種に対して系統的に導出する。

3. 結論

図は $^{16}O+^{16}O$ 衝突に対して導かれた核間の係数$\frac{dv}{dR}$である。詳細は当日に発表する通りである。

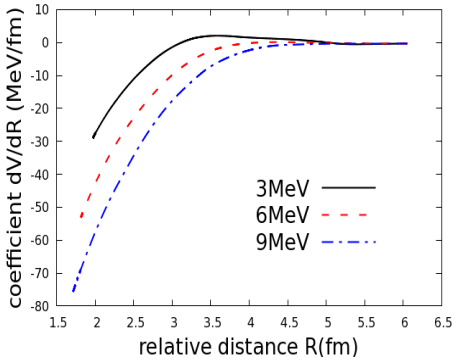


図　核間力 dV/dR

参考文献

[1]M.D.Usang et al, Phys. Rev. C94, 044602(2016).

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2], Satoshi Chiba[1,2] (1 Graduate School in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2 Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[2E20-22] 核分裂反応3

座長：河野 俊彦 (ロスアラモス研)

2017年3月28日(火) 17:45 〜 18:30 E会場 (16号館 16-205教室)

[2E20] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*餌取 篤彦[1]、小野 章[2]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. 東北大学）

17:45 〜 18:00

[2E21] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*小浦 寛之[1]、千葉 敏[2] （1. 原子力機構先端基礎、2. 東工大先導原子力研）

18:00 〜 18:15

[2E22] 核分裂収率、 FP核データ及び核分裂機構の系統的研究

*吉田 正[1]、橘 孝博[2]、千葉 敏[1] （1. 東京工大、2. 早大）

18:15 〜 18:30

©日本原子力学会

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究委
(9)反対称化分子動力学による核分裂及び原子核衝突の研究

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms
(9) Study of fission and nuclear collisions by antisymmetrized molecular dynamics

*餌取 篤彦[1], 小野 章[2], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学, [2]東北大学

反対称化分子動力学(AMD)を用いて核分裂反応のシミュレーション及び検証として低エネルギー原子核衝突の計算を行った。その結果、AMD が核分裂研究の強力な手法となりうることが分かった。
キーワード：核分裂、反対称化分子動力学(AMD)、重イオン衝突、フラグメント生成、核反応

1. 緒言

核分裂を微視的な立場から理解する試みはまだ端緒についたに過ぎない。我々は多次元ランジュバン方程式を元に核分裂の動的機構の解明を進めているが、一方で微視的模型による核分裂の記述にも取り組んでいる。AMD[1]は核子集団の反対称化を正しく取り込んだ模型である。また、原子核形状を仮定せず平均場効果と核子核子衝突を考慮できるため、核分裂で重要な 1 体散逸に加えて 2 体散逸の効果も自動的に含まれるモデルとなっており、核分裂の記述に威力を発揮できる可能性がある。本研究では、AMD を用いて、核分裂現象そのものと、逆過程としての低エネルギー原子核衝突の計算と解析を行った。

2. 手法

Skyrme 型相互作用を用いて、初期条件として原子核の励起エネルギーが全て elongation 方向の運動エネルギーであると仮定して,一核子当たり 2.5MeV の励起エネルギーを与えた ^{236}U の核分裂のシミュレーションを行った。図 1 に示すのはその一例であるが、上から 2 コマ目で発達したネックが左側の原子核の周辺を図の上の方に回転した後、左側方向に放出される様子が示されている。この時放出された粒子は中性子であり、断裂中性子が左のフラグメントの運動方向に放出されたことがわかる。断裂中性子は即発中性子の起源の一つとしてこれまで存在が議論されるも確定していない現象であり、それが AMD のシミュレーションで示されたのは非常に意義深い。また、AMD ではフラグメントのスピンや励起エネルギーの分配など、他のモデルで計算できない物理量を計算可能であるため、AMD が核分裂研究の強力な手法となりうることが分かった。

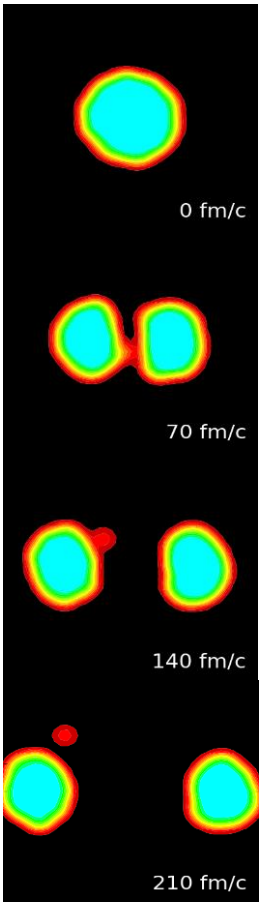


図 1 ^{236}U の核分裂の AMD シミュレーション

3. 結論

AMD を用いる核分裂現象のシミュレーションを世界で始めて行った。初期条件の与え方には任意性があるものの、断裂中性子が存在し、それが一つのフラグメントの運動方向に放出される現象などが見つかった。さらに、逆過程としての原子核衝突にも適用し、AMD 手法の精度検証を行う予定である。詳細は当日発表する。

参考文献

[1] A.Ono et al. , Progress of Theoretical Physics 87,1185-1206 (1992)

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2] ,Chikako Ishizkuka[1],Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Touhoku University

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(10) β 崩壊の大局的理論の改良

Systematical Study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanism

(10) Improvement of gross theory of beta decay

*小浦寛之[1]，千葉敏[2]

[1]原子力機構先端基礎，[2]東工大先導原子炉研

核分裂により生じる核分裂生成核種（FP）はβ崩壊を起こし、その過程で遅発中性子を放出し、崩壊熱を発する。これらの核種は中性子過剰核である、その多くは未知核種または既知であっても核データの情報が乏しい核種が含まれている。β崩壊の大局的理論は原子核のβ崩壊を核図表の幅広い範囲で実験値を再現する理論模型である。今回、β崩壊大局的理論においてこれまで考慮されていなかった核構造に起因する量、特に単一粒子準位のパリティ変化を考慮した微視的補正を行った。本講演ではこの効果の影響について報告する。

キーワード：核データ、β崩壊の大局的理論、スピン・パリティ

1. 緒言

原子炉における核分裂により生じる核分裂生成核種（FP）はβ崩壊を起こし、その過程で遅発中性子を放出し、崩壊熱を発する。これら崩壊熱および遅発中性子数を微視的な観点から理解することは、軽水炉の安全性を物理過程として把握するためにも、また高燃焼度におけるマイナーアクチノイドにおける挙動を理解するためにも重要である。これらを定量的に扱うには、（1）核分裂生成物の分布予測、および（2）個々の核種の原子核崩壊強度および遅発中性子割合の導出が不可欠である。そのうち後者はβ崩壊理論計算をもとに扱うことが可能である。

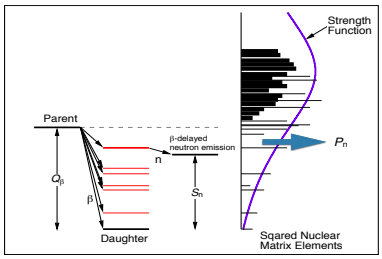


図１：遅発中性子放出核種のβ崩壊の概念図。親核から娘核へのβ崩壊Q値より娘核の中性子分離エネルギーが低ければ遅発中性子を起こしうる。その強度はβ崩壊強度関数で表される。

2. 方針・計算方法

β崩壊の大局的理論はβ崩壊強度関数を全原子核に共通な関数型として与えてβ崩壊半減期を得るものである（図１）。和則を考慮しているため、実験データとの整合性にすぐれているが、個々の核種の性質は平均化して扱っている。そこで原子核の微視的性質を考慮して大局的理論の改良を行う。

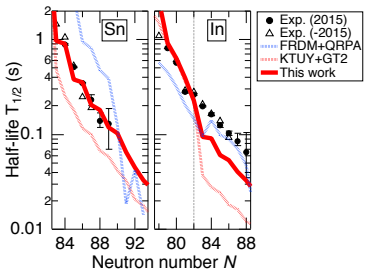


図２：Sn 同位体の半減期の実験値と理論計算値。実験値（黒）に対して従来の大局的理論（薄赤）は過小評価していたが、改良した大局的理論（濃赤）では実験値をよく再現している。他の理論計算の結果（薄青）も載せた。

3. 今回の実施内容・今後の展望

β崩壊は娘核の様々なエネルギー状態に崩壊しうるが、その際エネルギー準位のスピン・パリティによって遷移の選択則が起こる。このうちガモフ＝テラー遷移（パリティ変化間では遷移しない）についてパリティが変化する際に抑制する補正を行った。スピン・パリティは修正 Woods-Saxon 模型計算及び KTUY 質量模型を用いて見積もった。その結果、閉殻付近の半減期において従来の過小評価の傾向を改善させた（図２）。この処方は全核種領域に対して適用され、軽核から重核まで系統的に半減期の再現性を上げた。

*Hiroyuki Koura[1], Satoshi Chiba[2]

[1]ASRC, JAEA., [2]LANE, Tokyo Inst. Tech.

核分裂収率、FP 核データ及び核分裂機構の系統的研究
(11) 大局的理論を使った FP ベータ崩壊に伴う反ニュートリノエネルギースペクトルの解析

Systematic study on fission yields, fission product nuclear data and fission mechanisms

(11) Analysis of antineutrino energy spectra from aggregate FP decay based on the gross theory

*吉田　正[1]，橘　孝博[2]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学 先導原子力研究所　，[2]早稲田大学 理工学研究所

ニュートリノペクトルの予測精度向上とβ崩壊大局的理論の改良点摘出という観点から、第２世代大局的理論および FP 総和計算法を用いて中性子照射下の $^{235,\ 238}$U, $^{239,\ 241}$Pu サンプルからの電子反ニュートリノの計算解析を行った。二三の問題点を残すものの実験データとの一致は極めて良好である。

キーワード：ベータ崩壊，短寿命ＦＰ，核分裂収率、奇奇核、選択則、Gamow-Teller 遷移、第一禁止遷移

1. 緒言

原子炉ニュートリノのエネルギースペクトルは、これを用いた原子炉運転状況監視や基礎物理実験の解析上重要である一方、β崩壊理論の検証上も有用な情報を提供してくれる。

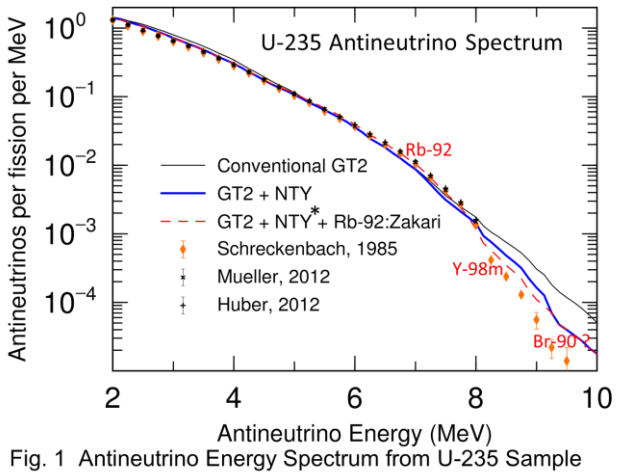


Fig. 1 Antineutrino Energy Spectrum from U-235 Sample

2. 計算手法と結果

第２世代のβ崩壊大局的理論（GT2）[1]を用いて算出した個々のＦＰのベータ崩壊に伴うエネルギースペクトルを照射条件に応じた原子数密度を重みに総和し、中性子照射下の $^{235,\ 238}$U, $^{239,\ 241}$Pu サンプルからの電子反ニュートリノのエネルギースペクトルを計算した。結果の一例を左図に示す。GT2 をそのまま適用した計算（細実線）には、①３～５MeV での過大評価、②６～８MeV での過小評価、③８MeV 以上での大きな過大評価が見られる。そこで前報[2]で得られた知見から奇奇 FP 核の大きな役割に着目し、奇奇核に対する大局的処方（以下 NTY 処方）[3]を適用した結果、①はほぼ見られなくなり、③は大幅に緩和された（青太線）。GT2 での記述が困難な Rb-92 の特異な挙動に起因する②はこれだけでは解決せず、最近になって Zakari らにより測定されたスペクトル[4]を導入し、これにより②も改善された（赤破線）。この赤破線では J^{π}が未確定な高 Q 値奇奇核 Y-98m に対しても妥当な仮定のもと NTY 処方を適用した。

３．結論

今回の計算は上記 Rb-92 を除きすべて理論スペクトルを用いたが、あらゆる実験データを駆使して算出した総和計算[5]に比べ殆ど遜色のない結果を得た。残る８～１０MeV での過大評価は、奇奇核で Q 値が１０MeV 強の Br-90 に起因すると考えられるが、J^{π}が未知のため NTY 処方が適用できず今後の課題となる。

参考文献

[1] T.Tachibana, *et al.*, Progr. Theor. Phys., **84**, 641-657 (1990) and references therein

[2] T.Yoshida, *et al.*, Progr. Nucl. Energy, **88**, 175-182 (2016)　[3] H.Nakata, *et al.*, Nucl. Phys, **A594**, 27-44 (1995)

[4] A.-A.Zakari *et al.*, Phys.Rev.Lett., **115**, 102503 (2015)　[5] M.Fallot *et al.*, Phys.Rev.Lett., **109**, 202504 (2012)

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2] and Satoshi Chiba[1]　[1]LANE,IIR, Tokyo Tech,　[2]RISE, Waseda Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F01-05] ADS核変換

座長：光安 岳 (日立)

2017年3月28日(火) 09:45 〜 11:10 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F01] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*卜 哲浩[1]、遠藤 知弘[2]、van Rooijen Wilfred[3]、千葉 豪[4]、Kim Song Hyun[1] （1. 京都大学原子炉実験所、2. 名古屋大学、3. 福井大学、4. 北海道大学）

09:45 〜 10:00

[2F02] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*van Rooijen Willem[1]、遠藤 知弘[2]、Kim Song Hyun[3]、千葉 豪[4]、卜 哲浩[3] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所、2. 名古屋大学、3. 京都大学、4. 北海道大学）

10:00 〜 10:15

[2F03] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*遠藤 知弘[1]、Rooijen Wilfred[2]、千葉 豪[3]、金 宋炫[4]、卜 哲浩[4] （1. 名古屋大学、2. 福井大学、3. 北海道大学、4. 京都大学）

10:15 〜 10:30

[2F04] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System

*Song Hyun Kim[1], Wilfred van Rooijen[2], Tomohiro Endo[3], Go Chiba[4], Cheol Ho Pyeon[1] （1. Kyoto University, 2. University of Fukui, 3. Nagoya University, 4. Hokkaido University）

10:30 〜 10:45

[2F05] 加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究

*千葉 豪[1]、遠藤 知弘[2]、ファン・ローイエン ウィルフレッド[3]、キム ソンヒュン[4]、ピョン チョルホ[4] （1. 北海道大学、2. 名古屋大学、3. 福井大学、4. 京都大学）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究 （1）全体説明

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(1) Overview of Research Program

*卞　哲浩[1]，遠藤知弘[2]，Wilfred van Rooijen[3]，千葉　豪[4]，金　宋炫[1]
[1]京都大学，[2]名古屋大学,[3]福井大学,[4]北海道大学

加速器駆動システム（ADS）による核変換処理の実現の向けた基礎研究は、1) 加速器の性能維持、2) ADS に関する炉物理および核データの基礎研究、3) 未臨界度測定のための機器の開発の 3 つの研究項目から構成される。

キーワード：加速器駆動システム、全体説明、決定論的手法、核データ

1.　緒言：本研究は加速器駆動システム（ADS: Accelerator-Driven System）による核変換技術への応用に向けた基礎基盤技術の確立を目標としており、加速器の性能維持（FFAG 加速器)、炉物理および核データ、放射線計測（未臨界度測定の高精度化およびオンライン化）に関する 3 つの研究項目から構成されている。ADS における炉物理および核データに関する基礎研究では、外部中性子源の影響による未臨界状態における炉心の中性子特性や、高エネルギー領域におけるマイナーアクチニド（MA: Minor Actinide）の断面積の精度などに着目している。そこでは、ADS による MA の核変換処理の基盤要素である炉物理および核データ分野での基礎技術を、従来の知見と実験から得られた新たな結果に基づいて整備し、ADS 実験設備の工学的研究を念頭に置いた科学的な見通しを確固たるものにすることを、研究の目的としている。

2.　研究の内容：炉物理分野では、ADS における動特性パラメータの未臨界状態での理論的考察と、実験および確率論的評価手法（MCNP）で得られた動特性パラメータの測定結果と計算精度をそれぞれ参照し、決定論的手法による計算精度に関する研究を主なテーマとしている。その際、京都大学臨界集合体実験装置（KUCA: Kyoto University Critical Assembly）で得られた ADS 実験ベンチマーク [1]-[3] の実験解析を通じて、外部中性子源の影響による動特性パラメータの空間依存性、中性子スペクトル依存性および測定手法の理論的な考察と、決定論的手法による解析 [4]-[7] を通した計算精度の検討を行っている。核データ分野では、JENDL-4.0 の ADS における MA 断面積の精度を、核データに起因する不確かさ解析 [8] などを中心に公開積分データを用いて検討している。

3.　結語：ADS による核変換技術への基礎基盤を確立するために、ADS 実験ベンチマークおよび公開積分データを用いて、未臨界状態における動特性パラメータに対する理論的考察、決定論的手法による計算精度の確認、さらに JENDL-4.0 の MA 断面積の不確かさ解析などを行った。今後、KUCA における実機 ADS を模擬した実験を通じて、決定論的手法による解析をさらに体系化し、ADS における MA（^{237}Np および ^{241}Am）の照射実験データを用いて核データの精度を検証する予定である。

参考文献：[1] C. H. Pyeon, *et al., J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 1368 (2007). [2] C. H. Pyeon, *et al., J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 1171 (2008). [3] C. H. Pyeon, *et al., Nucl. Technol.*, **52**, 204 (2015). [4] M. Yamanaka, *et al., Nucl. Sci. Eng.*, **183**, 96 (2016). [5] M. Yamanaka, *et al., Nucl. Sci. Eng.*, **184**, 551 (2016). [6] M. Yamanaka, *et al., J. Nucl. Sci. Eng.* (2017). [in print] [7] C. H. Pyeon, *et al., Ann. Nucl. Energy* (2017). [to be accepted] [8] G. Chiba, *et al., J. Nucl. Sci. Technol.*, **53**, 1653 (2016).

謝辞:本研究は、中部電力株式会社・原子力安全技術研究所による特定テーマ公募研究「加速器駆動システムによる核変換処理の実現の向けた基礎研究」に基づいて得られた成果である。

---

* Cheol Ho Pyeon[1], Tomohiro Endo[2], Wilfred van Rooijen[3], Go Chiba[4] and Song Hyun Kim[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Univ. of Fukui, [4]Hokkaido Univ.

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (2) Deterministic Method (I): Analysis of the KUCA benchmarks with Deterministic Theory

*W.F.G. van Rooijen[1], T. Endo[2], S.H. Kim[3], G. Chiba[4], C.H. Pyeon[3]

[1]University of Fukui., [2]Nagoya University, [3]Kyoto University, [4]Hokkaido University

Abstract A set of ADS benchmark experiments performed in the KUCA-A core were analyzed with deterministic methods, most importantly few-group diffusion theory. Calculated values include the λ eigenvalue, prompt neutron decay constant α_p, as well as time-dependent calculations of pulsed operation. For nearly critical configurations satisfactory results were obtained for integral parameters; for deeply subcritical systems the results were poor, and specifically the determination of the reaction rate distribution on an indium wire gave very poor results.
Keywords: KUCA, ADS, deterministic theory, diffusion theory, transport theory, eigenvalues, prompt neutron decay constant, reaction rate distribution.

1. Introduction.In the KUCA A-core a series of experiments has been performed on an Accelerator Driven System (ADS) where neutrons are injected into a sub-critical core. Several of these experiments are available as benchmarks, one of which (see [1]) is analyzed in this work with deterministic methods. The KUCA core poses challenges for the analysis with deterministic methods. The classic two-step approach with diffusion theory is based on the assumption of an infinitely repeated lattice and a "large" reactor and mostly isotropic flux; these conditions do not apply to the KUCA ADS. However, calculations with deterministic theory are desired, for example for uncertainty analysis, kinetic parameters, etc, and therefore it is necessary to develop methods to model KUCA with deterministic theory (diffusion theory or transport theory).

2. Method Cross sections are generated with the ERANOS v2.0 code system (ECCO module). For this research a special 172-group cross section library was generated for ECCO. Core calculations are mainly done with the DALTON code. This code is based on diffusion theory and can calculate α-mode, λ-mode, fixed source, and time-dependent pulse mode. Core calculations for the λ-mode only are also done with the TGV-VARIANT module of ERANOS (nodal diffusion theory or transport theory). Since the KUCA-A benchmark consists of many core configurations and several types of experiment for each core configuration, a Python script was used to manage the automatic generation of all necessary input files.

3. Results The benchmark [1] has many results and it is impossible to discuss them all here. In **TABLE I** there is a selection of results. A detailed discussion of the results is presented in [2]. In general the measured data falls into two categories, (1) integral parameters: the λ eigenvalue and prompt neutron decay constant α_p, and (2) differential parameters, i.e. reaction rates on irradiation foils and/or indium wire. In the experiments the reactivity of the core is changed by removing materials from the core (reflector material, in some cases fuel is removed). Thus, the deeply subcritical cores have large voided areas and diffusion theory becomes invalid. As a result, the eigenvalues λ and α_p are calculated within 2% error for nearly critical critical configurations, but errors up to 15% appear for deeply subcritical configurations. In several experiments an indium wire was placed in the core to measure the thermal neutron flux. Unfortunately the calculated results are very poor in this case.

3-1. Modeling improvement for the indium wire measurements The analysis of the reaction rate on the indium wire was performed with a standard method used commonly in fast reactors: the flux is calculated without the presence of the indium wire; a flux traverse is then taken and comined with microscopic cross sections to obtain the reaction rate. Clearly this method fails for KUCA-A. Several improvements were investigated (optimized energy group structure, fine spatial mesh, treatment of self-shielding effect in the indium wire) but results were not improved. At present, an innovative approach based on reaction rate preservation is being investigated.

TABLE I: Example of results for integral parameters.

Case	Type	DALTON C/E	ERANOS C/E
I1	λ	0.997	1.001
I2	λ	0.997	1.001
I3	λ	0.996	1.000
I4	λ	0.996	1.001
I1	α_p	0.974	-
I2	α_p	0.899	-
I3	α_p	0.912	-
I4	α_p	0.865	-

4. Conclusion The KUCA-A benchmarks described in [1] were analyzed with deterministic methods. In general satisfactory results were obtained for the integral parameters k and α. However, the reaction rate on indium wire was not well calculated and a more detailed investigation is necessary. Simulations of pulsed operation with time-dependent diffusion theory gave good results.

References

[1] "Experimental benchmarks for accelerator-driven system at Kyoto University Critical Assembly", Ed. C.H. Pyeon, KURRI-TR-444, ISSN 0287-9808 (2012)

[2] W.F.G. van Rooijen et.al., "Analysis and interpretation of the KUCA ADS benchmarks with deterministic analysis codes", Proc. Int. Conf. PHYSOR2016 (2016)

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究 (3) 決定論的手法 (II): 即発中性子減衰定数および面積比

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(3) Deterministic Method (II): Prompt Neutron Decay Constant and Area Ratio

*遠藤 知弘[1], Wilfred van Rooijen[2], 千葉 豪[3], 金 宋炫[4], 卞 哲浩[4]
[1]名古屋大学, [2]福井大学, [3]北海道大学, [4]京都大学

加速器駆動システム(ADS)における未臨界度測定として、直接測定可能な量である即発中性子減衰定数および面積比を対象として、決定論的手法に基づいた数値解析手法に関して検討を実施した。

キーワード：加速器駆動システム、決定論的手法、即発中性子減衰定数、面積比

1. 緒言　加速器駆動システム(ADS)の運転を行うにあたっては、通常の原子炉と同様に、事前に ADS の核特性を核設計計算により評価し、実際に測定された核特性と比較することで核設計計算の妥当性を確認することが重要である。ADS の重要な核特性として未臨界度が挙げられ、①パルス中性子法や炉雑音解析手法により即発中性子減衰定数α、②面積比法により面積比A_p/A_dの測定がなされる。αやA_p/A_dは ADS において直接測定可能な測定量であるため、数値解析によりαやA_p/A_dの値そのものを評価すれば、両者を比較することで ADS 核設計計算の妥当性を確認できる。そこで本研究では、決定論的手法に基づき以下の検討を実施した。

2. 即発中性子減衰定数　中性子束ψおよび遅発中性子先行核C_iが同一の時定数ωで指数関数的に時間変化する($\psi(t) \propto \mathrm{e}^{\omega t}, C_i(t) \propto \mathrm{e}^{\omega t}$)と仮定することで、時定数に関する$\omega$モード固有値方程式(1)式が導出される。

$$\frac{\omega_n}{\mathrm{v}(E)}\psi_n = \left(-\mathbf{A} + \mathbf{F}_p + \sum_{i=1}^{6}\frac{\lambda_i}{\omega_n+\lambda_i}\mathbf{F}_i\right)\psi_n \cdots (1) \rightarrow \frac{\omega_p}{\mathrm{v}(E)}\psi_p \approx \left(-\mathbf{A} + \mathbf{F}_p\right)\psi_p \cdots (2)$$

A: 正味の消滅演算子, **F**: 生成演算子, $\mathrm{v}(E)$: 中性子速度, p: 即発中性子成分, i: 第i群の遅発中性子先行核成分

(1)式で得られる固有値ω_nおよび固有関数ψ_nは、空間メッシュ数×(エネルギー群数＋遅発中性子先行核数)の数だけ存在するが、即発中性子減衰定数αは①ψ_nの空間・エネルギー分布が全て正、かつ②ω_nの値が最小となる次数pの固有値に対応する($\alpha = -\omega_p$)。$\alpha > 1000$ [1/sec]の ADS を対象した場合、遅発中性子先行核の崩壊定数λ_iと比べて$\alpha \gg \max(\lambda_i)$とみなせる。その場合、(1)式は即発中性子のみを考慮したω_pモード固有値方程式(2)式で近似できる。まず、簡易炉心(1 次元平板エネルギー2 群拡散近似)について、C++/Eigen により(1), (2)式の固有値・固有関数を全て求め、両者の相対差が十分小さいことを確認し、(2)式の適用が妥当である点を確認した。この知見を踏まえ、S_N輸送計算コード PARTISN による即発中性子のみを考慮したα探索計算により、京都大学原子炉実験所(KUCA)における PbBi 装荷 ADS 実験の解析を実施した。αの C/E 値は 1.02~1.04 であり、SCALE6.2.1/Sampler を活用して評価した核データ起因不確かさ 150~170 [1/sec]の範囲内であった。

3. 面積比　一定周期τでパルス中性子を打ち込み続け、遅発中性子先行核数が準定常状態に達した未臨界炉心において、中性子計数(1 周期積分)の即発/遅発中性子成分の比を測定することで面積比A_p/A_dが得られる。不感時間の影響が十分小さい場合、時間依存中性子輸送方程式の両辺を時間積分した(見かけ上、定常状態の)方程式に基づき、②中性子束時間積分値$\tilde{\psi}$、②即発中性子成分のみの時間積分値$\tilde{\psi}_p$を得ることで、A_p/A_dの数値解が容易に評価できる。ドル単位未臨界度$/\left(A_p/A_d\right)$の比は Bell 因子fと呼ばれ、中性子源・検出器位置に応じた空間補正因子に対応する。SCALE6.2.1/Sampler と自作拡散計算コードにより、Bell 因子fが 1 に近い検出器位置ほど、核データに起因したfの不確かさもゼロに漸近し、頑健な測定が可能であることを見出した[1]。

参考文献　[1] T. Kimura, T. Endo, A. Yamamoto, "Uncertainty Quantification of Spatial Correction Factor for Sjöstrand Method due to Cross-section Data," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **115**, pp.1081-1084 (2016).

---

* Tomohiro Endo[1], Wilfred van Rooijen[2], Go Chiba[3], Song Hyun Kim[4], Cheol Ho Pyeon[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]Hokkaido Univ., [4]Kyoto Univ.

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (4) Deterministic Method (III): PNS Analysis using Source Iteration Scheme with Adjoint Fluxes

*Song Hyun Kim[1], Wilfred van Rooijen[2], Tomohiro Endo[3], Go Chiba[4] and Cheol Ho Pyeon[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]Nagoya Univ., [4]Hokkaido Univ.

Abstract: For analyzing reactor kinetics in accelerator-driven system (ADS) at KUCA, a source iteration scheme is developed. Based on the scheme, a detector response as time in the KUCA core with the pulsed neutron source (PNS) is evaluated, and the results are compared with those of the experimental and MCNP results.

Keywords: Forward Adjoint Flux, Pulsed Neutron Source Method, Kinetic Analysis, Accelerator-Driven System, KUCA

1. Introduction

The point kinetics approximation is a representative method for analyzing the reactor transient. It is superior to calculation efficiency; however, it cannot analyze space-dependent reactor characteristics such as PNS analysis at KUCA. In this study, a kinetics method is proposed for obtaining accurate result of PNS histogram at KUCA ADS.

2. Methodology

For the analysis, the sources were classified into fission, delayed and external neutron sources; the sources were linked to each other by time-dependent adjoint fluxes, which are defined as the contribution rate to producing the neutron sources or detector responses having distribution as time. For effective analyses of reactor kinetics, an accelerated simulation method, which is point-wise treatment on geometry with conserving a shape function of source distribution, were also proposed. With the balance equation of neutron sources, the time-dependent neutron transients at a detector were estimated with the time-dependent adjoint flux.

3. Result and Discussion

A simulation code was developed by C++ program language based on the proposed method. The KUCA core with ADS in the subcritical state was selected, and it was divided into 5 x 5 x 5 local regions. The space-time dependent adjoint fluxes at each region were estimated by the MCNP6 [1] code with the ENDF/B-VII.0 cross section library [2]. The adjoint simulation with the MCNP code is not available for high energy neutrons; the forward adjoint flux, which is a result with the forward simulation scheme to acquire the adjoint flux, was evaluated to link the external source and fission sources. The PNS results estimated by the proposed method were generally in good agreement with those of experiment and MCNP for the ADS problem with high computational efficiency. It is expected that the proposed method will contribute an effective and accurate PNS analysis on ADS.

References

[1] D.B. Pelowitz, “MCNP6TM User Manual Version 1.0,” LA-CP-13-00634, Los Alamos National Laboratory, (2013). [2] M.B. Chadwick et al., “ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology,” *Nucl. Data Sheets*, **107**, 2931, (2006).

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究 (5) 核データに関する研究開発

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(5) R&D on Nuclear Data

*千葉 豪[1]，遠藤 知弘[2]，Wilfred van Rooijen[3]，金 宋炫[4]，卞 哲浩[4]
[1]北海道大学，[2]名古屋大学，[3]福井大学，[4]京都大学

核特性パラメータの核データに起因する不確かさの定量化、及びその低減に関する研究進捗を報告する。

キーワード：核データ，不確かさ，感度係数，核データの調整

1. 背景　加速器駆動システム（ADS）の実用化にあたっては、その核特性を予測する際に用いる核データが、重要な研究開発項目の一つとして挙げられる。本研究では、ADS 核特性パラメータの核データに起因する不確かさを定量化するとともに、入手可能な積分実験データを活用した不確かさの低減を図る。これにより、現在の技術・知識に基づいた ADS の核特性パラメータの予測精度を明確化し、核データのさらなる精度向上及び新たな積分実験に対するニーズを抽出することが可能となる。

2. 検討対象と計算方法　検討対象は JAEA が提案している熱出力 800MW の ADS（窒化物燃料、鉛ビスマスターゲット・冷却材を採用）とした。燃焼計算には北海道大学で開発中の CBZ コードシステムを用いた。また、核破砕反応により生成する 20MeV 以下の中性子の空間・エネルギー分布は PHITS を用いて計算した。

3. 核特性パラメータの核データに起因する不確かさの定量化　燃焼サイクル初期・末期における種々の核特性パラメータについて、核データに起因する不確かさを定量化した[1]。この際、摂動論に基づいて計算した核特性パラメータの核データに対する感度係数と JENDL-4.0 の共分散データを利用した。なお、感度係数の計算では燃焼を介した効果は考慮していない。燃焼初期では Np-237、Am-241 といった核種の核データの不確かさの寄与が大きいが、燃焼が進むにつれて、Pu-238 の寄与が支配的となることを明らかにした。

4. 分散低減因子を用いた重要核データの特定　分散低減因子（Variance Reduction Factor, VRF）を用いて、核特性パラメータの不確かさに影響が大きい核データとそのエネルギー領域を特定した[2]。例えば前項で挙げた Pu-238 核データについては、数 MeV 以下の核分裂あたりの平均発生中性子数や、数百 eV から 1MeV 以下の捕獲断面積の精度向上が重要となることを明らかにした。

5. 入手可能な積分実験データを活用した不確かさの低減　公開積分実験データから、ADS の核特性パラメータに強い相関を持つと考えられるものを 80 程度選択し、それらの実験解析結果の情報を用いて核データの調整計算を行った[3]。核特性パラメータの不確かさは低減したが、その程度は極めて限定的であった。

6. 今後の予定　核特性パラメータの核データに対する感度の計算において、燃焼効果を考慮する機能を CBZ に実装し、その妥当性を確認した[4]。今後は、これを用いて燃焼効果を考慮した感度を用いた不確かさの計算を行う。また、入手可能な積分実験データを拡充するとともに、ADS 核特性パラメータの不確かさの低減に寄与するための KUCA を用いた炉物理実験の提案などを行う予定である。

参考文献　[1] G. Chiba, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53, p.1653 (2016). [2] G. Chiba, et al., “Variance reduction factor calculations for neutronics parameters of accelerator-driven system,” Proc. of Physor2016. [3] G. Chiba, et al., “On prediction accuracy of neutronics parameters of accelerator-driven system,” Proc. of ND2016. [4] G. Chiba, et al., “Implementation of fuel depletion sensitivity calculation capability into a deterministic reactor physics code system CBZ for accelerator-driven system smulti-cycle calculations,” to be presented in M&C2017.

Go Chiba[1], Tomohiro Endo[2], Wilfred van Rooijen[3], Song Hyun Kim[4], Cheol Ho Pyeon[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Univ. of Fukui, [4]Kyoto Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F06-08] 手法開発・検証1

座長：北田 孝典 (阪大)

2017年3月28日(火) 11:10 〜 12:00 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F06] 直接応答行列法による炉心核特性解析手法の開発

*光安 岳[1,2]、青山 肇男[1]、山本 章夫[2] （1. 日立製作所、2. 名古屋大学）

11:10 〜 11:25

[2F07] Mesh to Mesh計算に基づく衝突確率法の開発(8)

*松村 哲夫[1] （1. 電中研）

11:25 〜 11:40

[2F08] 時間依存非線形中性子拡散方程式に対する離散問題の解の安定性

*坂本 浩紀[1] （1. トランスニュークリア株式会社）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

直接応答行列法による炉心核特性解析手法の開発
（13）瞬時サブチャンネルボイド分布補正法

Development of Core Nuclear Analysis Method using Direct Response Matrix
(13) Correction Method of Instantaneous Subchannel Void Distribution

*光安　岳[1,2]，青山　肇男[1]，山本　章夫[2]
[1]日立製作所，[2]名古屋大学

BWR 炉心に対し、炉心計算の燃料棒出力分布を考慮して瞬時のサブチャンネルボイド分布を補正する手法を開発した。燃料棒出力分布を直接評価できる直接応答行列法に適用し、少数の燃料集合体体系で本手法の成立性を確認した。

キーワード：BWR，サブチャンネル，ボイド，応答行列

1. 緒言　格子計算と炉心計算の 2 段階計算を用いる炉心解析手法の高度化をすすめている。格子計算とサブチャンネル計算をカップリングすることにより、燃料集合体内のサブチャンネルボイド分布による核特性への影響を考慮するサブチャンネル結合モデルを開発してきた[1]。本研究では、炉心計算の燃料棒出力分布を考慮した瞬時のサブチャンネルボイド分布の補正法について報告する。

2. 瞬時サブチャンネルボイド分布補正法の概要　隣接燃料集合体から中性子の流れ込みが大きな体系での燃料棒出力分布は格子計算で予測した燃料棒出力分布との差があるため、サブチャンネルボイド分布も格子計算での想定と異なる。そこで、ある格子計算で得られたサブチャンネルボイド分布(a1)を基準として、もう一つの格子計算で得られたサブチャンネルボイド分布(b1)を摂動状態とし、燃料棒出力分布(b2)を得る。2 つの状態を瞬時効果として核定数テーブル化するとき、格子計算で想定した燃料棒出力分布(a2)を用いて指標 1(Σ(b2-a2))を定義する。炉心計算では、a2 と炉心計算で得られた燃料棒出力分布(c2)から指標 2(Σ(c2-a2))を得る。指標 1 に対する指標 2 の割合が摂動の大きさを示し、これを用いて核定数から内挿して反復計算することで、瞬時のサブチャンネルボイド分布を補正する。計算フローを図 1 に示す。

3. 少数燃料集合体体系での検証　炉心計算で格子計算と異なる燃料棒出力分布となる体系として、低濃縮燃料 2 体と高濃縮燃料 2 体(すべて 8×8 燃料)が隣接する 2 次元の 2×2 燃料集合体体系(低濃縮燃料 1 体に制御棒有)で本手法の効果を検証した。格子計算にはモンテカルロコード VMONT[2]、炉心計算には直接応答行列法を用いた燃料棒単位の炉心解析コード DRM[3]、サブチャンネル計算には SILFEED[4]を用いた。参照解は、全体系を VMONT と SILFEED でカップリングして解析した結果とした。各集合体の平均ボイド率は 40%である。その結果、瞬時サブチャンネルボイド分布補正法により、制御棒を挿入した燃料集合体における燃料棒単位核分裂率分布の平均二乗差を 0.9%から 0.6%に低減した。

4. 結言　瞬時サブチャンネルボイド分布補正法を直接応答行列法に適用し、少数燃料集合体体系で本手法の成立性を確認した。

参考文献

[1] T. Mitsuyasu, et al., Ann. Nucl. Energy, 102, 77-84 (2017)
[2] Y. Morimoto, et al., Nucl. Sci. Eng., 103, 351-358 (1989)
[3] T. Mitsuyasu, et al., Prog. Nucl. Sci. Technol., 2, 441-415 (2011)
[4] A. Tomiyama, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 25, 12, 914-928 (1988)

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Motoo Aoyama[1] and Akio Yamamoto[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Nagoya Univ.

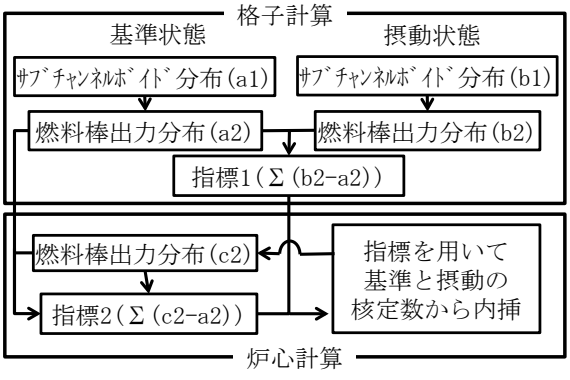


図 1. 計算フロー

Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(8)
2D 輸送計算における IC 境界角度分布の検討

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (8)

- Angular flux distribution in IC boundary of 2D transport calculation -

*松村 哲夫

電中研

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。長方形セルの漏洩確率のテーブルから得られる均質 XY 体系の衝突確率と境界要素法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用的な XY 体系の輸送計算手法の開発が期待できる。精度良い計算には IC 法の境界における角度分布を詳細に取り扱う必要性があり、均質 XY 体系の衝突確率から計算する手法を検討した。

キーワード：.輸送計算，衝突確率，漏洩確率

1. 緒言　長方形セルの漏洩確率テーブルから均質 XY 体系の衝突確率法を容易に計算する事が可能である[1]。これと境界要素法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用の XY 体系の輸送計算手法の試行を行い、IC 法の境界における角度分布を詳細に取り扱う必要性が示された［2]。

2. IC 法境界での漏洩・透過束の角度分布　境界での漏洩・透過束を鉛直線からの角度（α）を正方向と負方向に分離し、角度分布を cosα の多項式で近似した。鉛直線から z 方向への角度(θ)は２次項まで考慮し、C1 cosθcosα + C2 (cosθ)^2 cosα + C3 cosθ (cosα)^2 + C4 cosθ (cosα)^3 と近似した。C1 項のみの近似を P0、C1-C3 項を P1、C1-C4 項を P2 と呼ぶ。ここで Cn は、角度分布の(cosθ)^n 及び(cosα)^n 重みの［0 － π/2]範囲の積分値から得られる係数である。

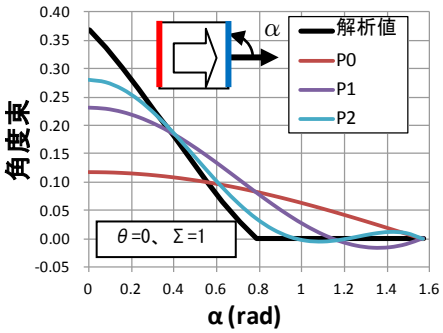


図１ 単一メッシュの透過束

単純な体系の透過確率を解析解と多項式近似とで比較を行った。図１の単一メッシュ体系では、角度分布は Pn の次数により近似が改善されるが、図２のメッシュを跨る体系では、P2 近似でも、透過束の角度分布の近似が難しい事が判った。より高次の近似とともに輸送計算の計算精度への影響についても評価する必要がある。

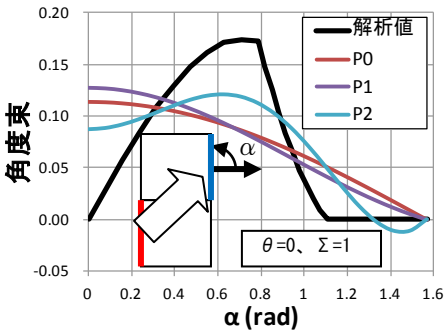


図２ ２メッシュ間の透過束

3. 輸送計算の試行　均質 XY 体系の衝突確率と上記の角度分布を考慮した IC 法と組み合わせて、幾つかの XY 体系で輸送計算を試行し、角度分布を考慮した汎用の XY 体系の輸送計算が可能である事を確認した。今後、角度分布の近似の影響を評価する計画である。

参考文献

[1] T. MATSUMURA, Semi-Analytical Approximation and Look-up Table of Neutron Escape Probability from Rectangular Cell for Collision Probability Method, N.S.E. Vol. 183, Number 3 407-420 (July 2016)、［2］松村哲夫，2015 年秋の大会，3-L-09

* Tetsuo MATSUMURA

CRIEPI

時間依存非線形中性子拡散方程式に対する離散問題の解の安定性

Stability of Solutions of Discrete Problems for Time-Dependent Nonlinear Neutron Diffusion Equations

*坂本　浩紀[1]

[1]トランスニュークリア 株式会社

時間依存非線形中性子拡散方程式に対する離散問題の解の安定性について述べる。

キーワード：時間依存非線形中性子拡散方程式、離散問題、解の安定性

1. 緒言

中性子拡散方程式（半線形微分方程式）の初期値・境界地問題を考える：

$$\begin{cases} \dfrac{\partial u}{\partial t} = d\dfrac{\partial^2 u}{\partial x^2} + a(1-u), & t>0, 0<x<1, \\ u(0,x) = u_0(x), & 0 \le x \le 1, \\ u(t,0) = u(t,1) = 0, & t>0. \end{cases} \tag{1.1}$$

ここで、d, a は正定数であり、$u_0(0) = u_0(1) = 0$ とする。この式は物理学ならびに生物学に現われるいくつか現象を表わすモデルとしていろいろと研究されているが、特に原子炉物理学では中性子の分散と増殖を伴う中性子を記述する方程式として知られている[1]。このとき $u(t,x)$ は時刻 t、場所 x での中性子密度を表わす。したがって初期条件は

$$1 \ge u_0(x) \ge 0$$

を仮定する。問題(1.1)に対しての原子炉物理的な興味は分散と増殖を伴う中性子の時間的－空間的挙動を調べることになる。具体的には十分時間が経った後生き残る（$u \not\equiv 0$）かあるいは絶滅する（$u \equiv 0$）かを知ることである。本報では離散問題の安定性を考える。

2. 離散問題

(1.1)を離散問題に書き換える：

$$\begin{cases} \dfrac{v_i^{j+1} - v_i^j}{\Delta t} = d\dfrac{v_{i+1}^j - 2v_i^j + v_{i-1}^j}{(\Delta x)^2} + a\left(1 - v_i^j\right)v_i^j, & \begin{pmatrix} j = 0,1,\cdots, \\ i = 0,1,\cdots, I-1, \end{pmatrix} \\ v_i^0 = u_0(i\Delta x), & i = 0,1,\cdots, I, \\ v_0^j = v_J^j = 0, & j = 0,1,\cdots. \end{cases} \tag{2.1}$$

(2.1)に対して、安定性について考える。

条件 1.

$$1 - a\Delta t - 2\lambda \ge 0.$$

ここで $\lambda = d\Delta t/(\Delta x)^2$（$\Delta t$ は時間の刻み幅、Δx は空間の刻み幅）。$\Delta t, \Delta x$ を任意だが、条件 1 を満たすように固定したうえで(2.1)を考える。(2.1)の第 1 式を v_i^{j+1} について解くと

$$v_i^{j+1} = \lambda v_{i+1}^j + (1-2\lambda)v_i^j + \lambda v_{i-1}^j + a\Delta t\left(1 - v_i^j\right)v_i^j \tag{2.2}$$

となる。$0 \le v_i^j \le 1$ を仮定すると $1 - 2\lambda > 0$ であるから、$v_i^{j+1} > 0$ は明らかである。
一方、(2.2)は次のように書ける。

$$1 - v_i^{j+1} = \lambda\left(1 - v_{i+1}^j\right) + \left(1 - 2\lambda - a\Delta t v_i^j\right)\left(1 - v_i^j\right) + \lambda\left(1 - v_{i-1}^j\right).$$

条件 1 により$1 - 2\lambda - a\Delta t v_i^j \ge 1 - 2\lambda - a\Delta t$ であるから、$1 - v_i^{j+1} \ge 0$ となる。こうして $1 \ge v_i^j \ge 0$ が従う。初期関数 u_0 が $1 \ge u_0(x) \ge 0$ を満たすことを仮定しているので、任意の i, j に対して

$$1 \ge v_i^j \ge 0$$

が成り立ち、こうして安定性が示される。

参考文献

[1] W.E. Kastenberg and P.L. Chambré, Nucl. Sci. Eng., 31 (1968), 67-79.

*Hiroki SAKAMOTO[1]

[1]TRANSNUCLEAR, LTD.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F09-12] 手法開発・検証2

座長：佐野 忠史 (京大)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 15:50 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F09] パッシブγ線測定を用いた MOX軽水炉使用済燃料の簡便な燃焼度推定手法に関する研究

*鍋田 陽之輔[1]、相樂 洋[2] （1. 東京工業大学大学院理工学研究科　原子核工学専攻、2. 東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所）

14:45 〜 15:00

[2F10] パッシブγ線測定を用いた燃料デブリ中 Csの簡便な残存率推定手法

*相楽 洋[1]、中原 和基[1]、韓 治暎[1] （1. 東京工業大学）

15:00 〜 15:15

[2F11] 中性子輸送計算に基づく検出確率を用いた未知放射線源の放射能強度推定

*菅谷 信二[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

15:15 〜 15:30

[2F12] BWR炉心の炉心内核種組成分布計算

*岩橋 大希[1]、山本 徹[1]、酒井 友宏[1] （1. 原子力規制庁）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

パッシブ γ 線測定を用いた MOX 軽水炉使用済燃料の簡便な燃焼度推定手法に関する研究

Feasibility study on burn-up estimation technique of spent LWR-MOX fuel by simple passive gamma spectrometry

*鍋田　陽之輔，相樂　洋
東京工業大学

Cs の燃料残存性に影響を受けない使用済燃料の燃焼度推定手法の MOX 燃料への適用性を評価し、適用範囲と課題を定量的に明らかにすることを目的とした。軽水炉用 MOX 使用済燃料の破壊分析結果と集合体中の核種重量空間分布及び γ 線源スペクトル計算結果を用いて、燃焼度推定に重要な $^{134}Cs/^{137}Cs$、$^{154}Eu/^{144}Ce$、$^{154}Eu/^{137}Cs$、$^{154}Eu/^{134}Cs$ を用いた燃焼度推定精度を明らかにした。

キーワード：パッシブγ線、燃焼度、MOX 燃料、ランタノイド

1. 緒言　使用済燃料の燃焼度推定手法として ^{137}Cs のγ線量測定が一般的であるが、燃料の部分破損時には Cs やその親核種である Xe の燃料残存性が不確かとなり適用することが難しい。これまで Cs に影響を受けない推定手法の提案がなされ、ウラン使用済燃料への適用性が示された[1,2]。本研究では、本手法の MOX 燃料への適用性を評価し、適用範囲と課題を定量的に明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法　過去に実施された MOX 使用済燃料の詳細な照射後破壊分析結果である ARIANE Program[3]を調査し、燃焼計算コード(ORIGEN-ARP)の燃焼計算手法の精度確認を行った。次に同実験解析結果から PWR 及び BWR 用 MOX 使用済燃料集合体の核種重量を作成（以降 MOX-PWR、MOX-BWR と記載）し、燃焼度推定手法の MOX 燃料への適用性を核種重量の観点から定量的に評価した。また、計算手法精度の一因である核データ起因要素を明らかにするため、^{137}Cs、^{134}Cs、^{154}Eu、^{144}Ce の生成プロセスに着目し、核分裂収率及び(n,γ)反応断面積の核データの不確かさが燃焼度推定手法に与える影響を ENDFB/VII の共分散データを用い定量的に評価した。更に、γ線スペクトルを ORIGEN-ARP 及び ENSDF データを組み合わせて作成し、MCNP5 を用いて使用済燃料集合体からのγ線測定可能性を LaBr3、NaI、HPGe の 3 つの異なるγ線検出器で評価した。

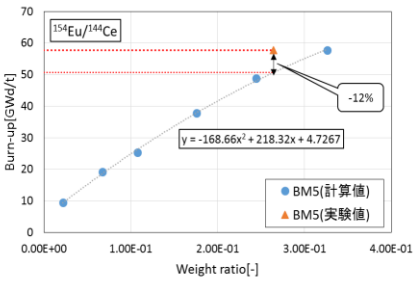


図 1.燃焼度推定結果(MOX-PWR)

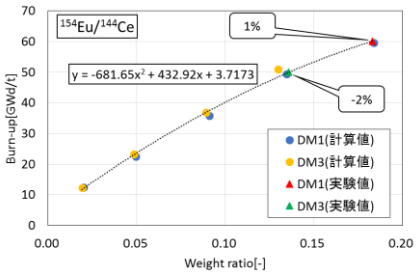


図 2.燃焼度推定結果(MOX-BWR)

3. 結果・考察　ORIGEN-ARP で作成した MOX-PWR 及び MOX-BWR の核種重量比の一例として $^{154}Eu/^{144}Ce$ と燃焼度の相関図を図 1、2 に示す。それぞれ、$^{154}Eu/^{144}Ce$ の比が燃焼度と相関性を確認し、これから燃焼度推定のための近似式を導出した。燃焼度が既知の破壊試験結果を用いて精度検証を行ったところ、MOX-PWR では-12%、MOX-BWR では 1%及び-2%の不確かさであった。また他の燃焼度推定手法（$^{134}Cs/^{137}Cs$、$^{154}Eu/^{137}Cs$、$^{154}Eu/^{134}Cs$ 及び ^{137}Cs 単体）についても同様の精度検証を行った。また、核データの不確かさによる感度解析結果により、$^{154}Eu/^{144}Ce$ に対し ^{154}Eu の生成不確かさ約 6%が支配的であることが分かった。照射済み燃料集合体からの放出γ線に対する 3 つの異なる検出器による応答解析結果を図 3 に示す。今回燃焼度推定手法に用いている ^{134}Cs、^{137}Cs、^{154}Eu 及び ^{144}Ce の親核種である ^{144}Pr の 4 核種のピークが確認され、特に $^{154}Eu/^{144}Ce$ 比の導出には、^{154}Eu の 1.27MeV、^{144}Pr1.49MeV のγ線ピークを NaI、LaBr3、HPGe いずれの検出器を用いても同定できる見通しを得た。

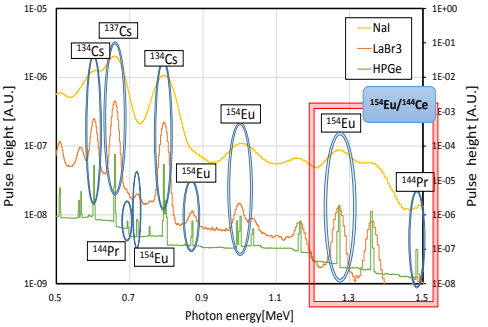


図 3.　γ線検出可能性解析結果

参考文献

[1]H. SAGARA, et al., JNST (2014) [2] 中原, AESJ 予稿集 (2015) [3] Belgonucléaire, ARIANE Program - Final report (2000)

*Yonosuke Nabeta, Hiroshi Sagara
Tokyo Institute of Technology.

パッシブγ線測定を用いた燃料デブリ中 Cs の簡便な残存率推定手法

Estimation technique of Cs retention fraction in fuel debris

*相楽洋[1]，中原和基[1†]，韓治暎[1]

[1]東京工業大学

燃料デブリ等の破損燃料中 Cs の簡便な残存率推定手法を新たに提案した。BWR 照射済燃料集合体に含まれる FP 核種の生成感度解析結果、及び過去の過酷事故によって生じた燃料デブリにおける Cs 残存率測定結果とγスペクトロメトリ結果を用い、本手法の妥当性を検証した。

キーワード：セシウム残存率、燃料デブリ、パッシブγ線測定、試験検証、燃焼度推定

1. 緒言

炉心溶融事故後のクリーンアップや廃止措置においても安全性及び核不拡散性の確保は重要である。燃焼度情報は燃料デブリに含まれる核物質の重要な基本情報の一つであるが、通常用いられる Cs を用いた非破壊測定では、燃料デブリ等の破損燃料中の Cs 残存率の不確かさから信頼性が乏しい。燃料デブリ等の破損燃料中 Cs の簡便な残存率推定手法を新たに提案し、妥当性を検証することを目的とする。

2. 研究方法

本研究ではパッシブγ線測定と次式を用いる簡便な Cs 残存率推定手法を提案し検証を行う。

$$\text{Cs 残存率} = \frac{(\text{破損燃料中Cs 残存量})}{(\text{健全燃料中Cs蓄積量})} = \frac{I_{Cs134}(E_1)}{I_{Eu134}(E_2)} \Big/ \frac{I_{0,Cs134}(E_1)}{I_{0,Eu134}(E_2)} \approx \frac{I_{Cs134}(E_1)}{I_{Eu134}(E_2)} \Big/ C \qquad \textbf{(式 1)}$$

$I_{Cs134}(E_1)$は ^{134}Cs 由来のエネルギーE_1をもつγ線の検出強度であり、$I_{Eu154}(E_2)$は ^{154}Eu 由来のエネルギーE_2をもつγ線の検出強度、I_0は健全燃料におけるγ線の検出強度、C は健全燃料中の ^{134}Cs/^{154}Eu 放射能比で、生成プロセスの類似性から定数を取ることが予想される[1]。**図 1** に本手法の模式図を示す。検証のため、異なる燃焼度の 9x9 BWR 照射済燃料集合体に含まれる FP 核種の生成感度解析、及び TMI-2 燃料デブリにおける Cs 残存率測定結果とγスペクトロメトリ結果を用い本手法の妥当性を検証した。

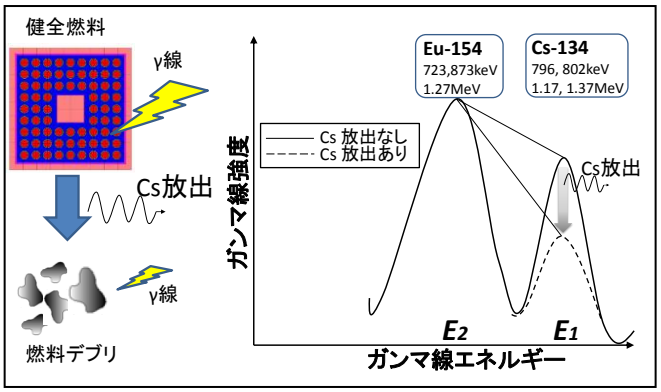
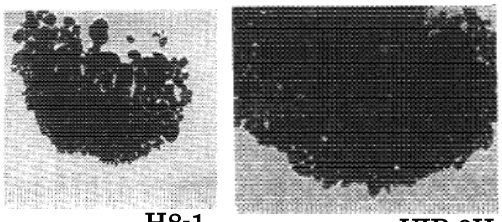


図 1　Cs 残存率推定原理の模式図

3. 結果と考察

まず式 1 の C が定数であることを検証するため、異なる燃焼度の 9x9 BWR 照射済燃料集合体に含まれる FP 核種の生成感度解析結果及び破壊試験結果と比較した結果、燃焼度、水ボイド率、比出力を問わずσ <10%の範囲で一定値を取ることを示した。次に、実際の TMI-2 燃料デブリ(粉末状の溶融燃料(**図 2**))のγスペクトロメトリ結果を活用して本手法を用いた Cs 残存率推定を行った結果、過去に実施された精緻な測定結果と同程度の Cs 残存率を示すことを明らかにした(**表 1**)。今後、本手法を用いた破損燃料の燃焼度推定手法への適用性を評価していく。



H8-1　　VIP-9H

図 2 TMI-2 燃料デブリ[2]

表 1　TMI-2 燃料デブリの Cs 残存率の推定結果例

サンプルID	サンプリング位置	デブリ重量 [mg]	Cs 残存率 % JAERI(1995)[(1)]	Cs 残存率% 本研究
H8-1	Upper Core	35.24	4.2	4.2±0.4%
VIP-9H a	Lower Plenum	61.31	5.3	5.1±0.5%

参考文献

[1]Sagara et al.,Trans Am. Nucl. Soc.(2013). [2] 上塚他　JAERI- JAERI-Research 95-084 (1995)

*Hiroshi Sagara[1], Kazuki Nakahara[2] and Chi Young Han[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, †現所属：物質管理センター.Present organization: Nuclear Material Control Center

中性子輸送計算に基づく検出確率を用いた未知放射線源の放射能強度推定

Inverse Estimation of Unknown Radioactive Source using Detection Probability based on Neutron Transport Calculation

*菅谷 信二[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおいて、放射線源分布を事前に調査する必要がある。その手法の開発に資するため、簡単な体系にて中性子検出確率の計算と、この検出確率を用いた中性子源からの放出率の推定を行い、結果の妥当性を検討した。

キーワード：放射能強度，逆問題，ML-EM 法，MPMI 法，検出確率

1. 緒言　福島第一原子力発電所では、過酷事故を起こした原子炉の廃炉が行われている。燃料デブリ取り出し工程の詳細検討や、燃料デブリ取り出し時における未臨界の確保のため、原子炉圧力容器・格納容器(RPV/CV)内の燃料(放射性物質)の種類/分布を知る必要がある。1 号機における燃料デブリ取り出し工法の方針が 2018 年上半期に確定される予定であり、炉内の状況を早急に把握することが求められる。文献[1]などで RPV/CV 内の状況評価の取り組みが行われているが、様々な手法を用いた推定により、精度・信頼性を高める必要がある。本研究では、複数位置における放射線計測値に基づいた放射能強度の空間分布の逆推定について検討する。

2. 逆問題解法　RPV/CV 内の構造や燃料デブリの分布は複雑である。また、RPV/CV の内部または周辺にて検出器を設置し、放射線を検出できる場所は限られている。このため、拘束条件（測定点）の数より未知数（放射能強度）の数が多い状況となる。この逆問題のもっともらしい解を推定する手法として①Maximum Likelihood–Expectation Maximization (ML-EM) 法、②Moore-Penrose Matrix Inverse (MPMI) 法を比較する。

ML-EM 法はベイズ推定に基づき尤度を最大化する手法であり、放射能強度推定への適用性を期待できる。ML-EM 法においては(1)式の反復計算により、放射能強度の事前推定値と放射線計数を考慮する。ここで、

$$A_j^{k+1} = \frac{A_j^k}{\sum_{i=1}^{I} C_{ij}} \sum_{i=1}^{I} \frac{y_i C_{ij}}{\sum_{j=1}^{J} C_{ij} A_j^k} \quad (1)$$

A_jは計測した時間幅で線源jから放出される放射線の数、y_iは検出器iで検出される放射線の数、C_{ij}は線源jの放射線が検出器iに検出される確率、Iは検出器の総数、Jは線源の総数、kは ML-EM 法の反復回数を表す。一方、C_{ij}, A_j, y_iの間の関係は連立 1 次方程式で表される。劣決定系の場合でも一般化逆行列を用いると、ある 1 個の解が得られる。本研究では Moore-Penrose 逆行列を用いて、L2 ノルム最小の解を得る。

3. 計算条件　格納容器下部をある程度再現し、r 方向、z 方向ともに実寸の約 1/10 とした Fig. 1 の体系を対象とする。格納容器底面に中性子源を 2cm 間隔で分割して計 32 個想定する。検出確率C_{ij}は、PARTISN5.97 を用いたエネルギー2 群の輸送計算により求める。1 つの検出器iに対する 1 つの中性子源jからの検出確率C_{ij}は、随伴源として検出器領域iに巨視的検出断面積$\mathrm{S}_{g=1}^{\dagger} = 0, \mathrm{S}_{g=2}^{\dagger} = 0.01$ [1/cm]を与えた随伴輸送計算を実施し、中性子源位置jにおける随伴中性子束から求められる。2 群断面積は、SCALE6.2.1/NEWT を用いて ENDF-B/VII.1 ライブラリを基に 0.625eV を境界として縮約計算する。計数の不確かさは計測時間により低減が可能として、考慮しない。

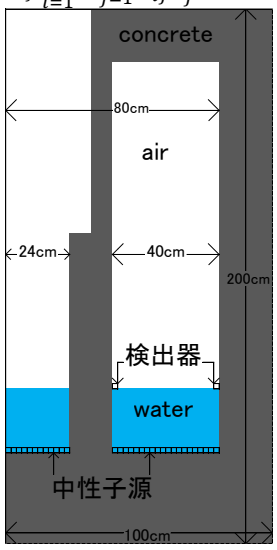


Fig. 1 体系図

4. 結果・考察　中性子放出率密度の真値と推定値を Fig. 2 に示す。MPMI 法による推定では、L2 ノルム最小の解を求めているため、全体的に真値より過小評価する傾向を示した。また、MPMI 法により推定された分布には凹凸があり、検出器付近で極大値を持つ傾向がある。一方、ML-EM 法の推定結果は真値により近く、比較的なだらかな分布である。実際の状況として、測定点の少なさ、燃料デブリ分布がペデスタルの内側と外側でそれぞれおよそ一定となることが十分想定されるため、分布推定には ML-EM 法がより適していると考えられる。今後は、より詳細な計算を行うため、体系の複雑化、エネルギー多群化、制御棒挿入機構部の中性子源の想定を行いたい。

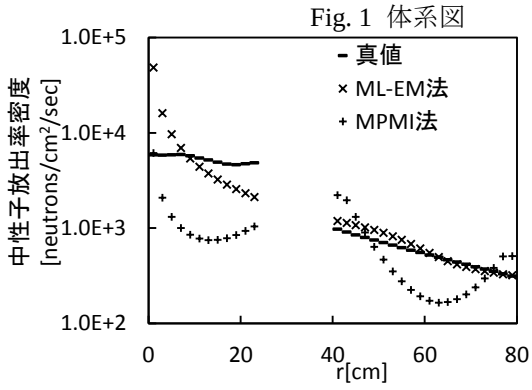


Fig. 2 中性子放出率密度

参考文献

[1] “平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 （原子炉内燃料デブリ検知技術の開発） 完了報告,” http://www.irid.or.jp/_pdf/201509to10_07.pdf?v=3, International Research Institute for Nuclear Decommissioning, (2016).

*Shinji Sugaya[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]NAGOYA Univ.

BWR 炉心の炉心内核種組成分布計算

Calculations of core distribution of isotopic compositions for BWR

*岩橋　大希、山本　徹、酒井　友宏
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

公開されているデータを利用して、燃料集合体の詳細仕様等を設定し、CASMO5 及び ORIGEN2.2 により燃焼計算を行うことにより、BWR 炉心の核種組成等の炉心内分布を評価した。また、得られた炉心全体の放射能及び崩壊熱を、今まで報告されている結果と比較し、その妥当性を確認した。

キーワード：BWR、炉心内核種組成分布、CASMO5、ORIGEN2.2、JENDL-4.0

1. 緒言

BWR 炉心の炉心内の核種組成分布に関する知見を蓄積することは、事故後の炉心及び燃料の状況の把握並びにその後の燃料取出作業が臨界に与える影響を評価する上で重要である。また、福島第一原子力発電所の核種組成については西原ら [1] から ORIGEN2.2 による計算結果が公表されており、また岡本ら [2] から MOSRA による計算について報告されている。本研究の目的は、BWR 炉心内の詳細な核種組成等の分布及び長期間の時間経過を評価することである。このため、燃料及び炉心について公開データが豊富な福島第一原子力発電所の 1~3 号機のデータを利用し、3 種類の炉心に装荷されていた燃料集合体（以下「集合体」という。）を模擬する集合体モデルの仕様を設定し、西原らにより報告された燃料燃焼履歴等を利用し、CASMO5 及び ORIGEN2.2 を用いて燃焼計算を実施した。さらに、炉心内燃料配置を模擬的に設定することによって、炉心内の核種組成分布を得た。

2.集合体モデルの仕様の設定

各炉心に装荷されていた集合体の型式（9×9 ウラン燃料、8×8 ウラン燃料、MOX 燃料）、集合体の幾何形状及び材料仕様、集合体平均濃縮度、最大 Gd_2O_3 濃度、集合体半径方向の燃料棒の濃縮度分布、それらを炉心に全数装荷した際のウラン重量等は公開されている福島第一原子力発電所のデータを参照し、集合体の高さ方向及び半径方向の燃料棒の濃縮度及び Gd_2O_3 濃度分布を含む集合体モデルの仕様を設定した。

3. 燃焼履歴の設定

炉心で燃焼したサイクル数が異なるウラン集合体及び 3 号機に装荷された MOX 集合体を区別した集合体平均燃焼度の燃焼履歴（1 号機は 6 種類、2 号機は 5 種類、3 号機は 6 種類）は、西原らにより与えられた値を引用した。集合体の高さ方向（24 ノード分割）の燃焼度分布は、集合体出力分布が燃焼を通じて一定だと仮定して、燃焼後燃料の照射後試験における燃焼度指標核種 ^{137}Cs のガンマ線強度の燃料棒高さ方向の相対分布に比例するとした。これを集合体型式ごとに調査して設定した。また、代表的な BWR 炉心の解析結果から、ノードごとに、出力とボイド率の相関関係を導出し、集合体高さ方向のボイド率分布を設定した。

4. 炉心の燃料配置の設定

前記の燃焼履歴を区別した集合体の炉心内での配置にあたり、BWR 炉心の集合体配置の特徴である、炉心外周への高燃焼度燃料の配置、運転中に制御棒を挿入するコントロールセルの設置、燃焼度の異なる燃料の分散配置などを考慮して設定した。

5. 燃焼計算の結果

集合体モデルの仕様を利用し、燃焼履歴を区別した集合体の 24 ノードについて、CASMO5 では集合体断面 2 次元体系により、ORIGEN2.2 では各ノードの平均濃縮度等を用いて燃焼計算を実施して、BWR 炉心の核種組成等の炉心内分布を得た。これらのコードのライブラリは JENDL-4.0 に基づくものである。図に CASMO5 による集合体燃焼計算の結果の例として 2 号機の新燃料及び 1~5 サイクル燃焼燃料の ^{235}U 及び ^{239}Pu の集合体断面平均重量(g/cm)の集合体高さ方向の分布を示す。この集合体では上下端 1 ノードは天然ウランであるとしている。得られた結果のうち、炉心全体の放射能及び崩壊熱について、本研究で行った CASMO5、ORIGEN2.2 の結果と西原らの結果を比較し、妥当性を確認した。今後、本研究で得られた組成分布がデブリの臨界に与える影響を評価していく予定である。

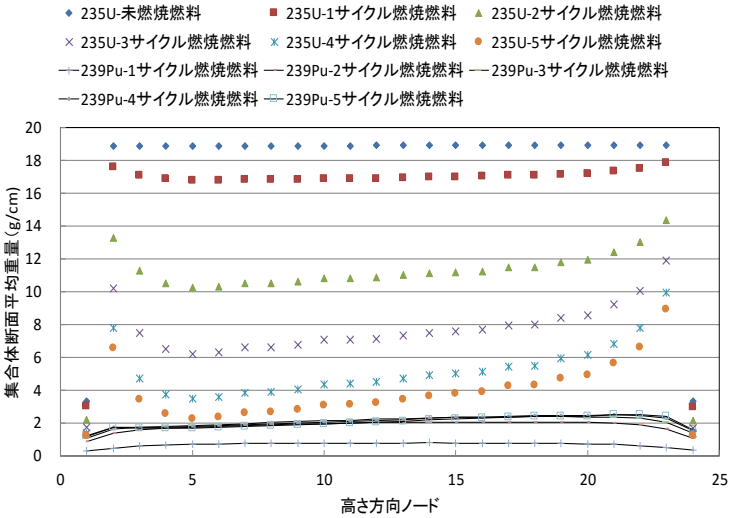


図 CASMO5 による集合体燃焼計算結果の例（2 号機の新燃料及び 1~5 ｻｲｸﾙ燃焼燃料の ^{235}U 及び ^{239}Pu の集合体断面平均重量(g/cm)の集合体高さ方向分布）

参考文献

1) 西原ほか、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」JAEA-Data/Code 2012-018 (2012).
2) 岡本ほか、「福島第一原子力発電所における事故直前の核種インベントリ評価」日本原子力学会「2012 年秋の大会」Q14.

* Daiki Iwahashi, Toru Yamamoto and Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

[2F13-18] 不確かさ評価

座長：Willem van Rooijen (福井大)

2017年3月28日(火) 15:50 〜 17:25 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F13] 原子炉を利用した全核分裂生成物の元素変換特性

*寺島 敦仁[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学）

15:50 〜 16:05

[2F14] JENDL-4.0の共分散データを用いた CASMO5/SIMULATE-5の不確かさ評価

*藤田 達也[1]、岩橋 大希[1]、酒井 友宏[1] （1. 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

16:05 〜 16:20

[2F15] MAサンプル照射試験解析における中性子照射場に係る燃焼感度係数の計算

*杉野 和輝[1]、沼田 一幸[1]、石川 眞[1]、竹田 敏一[2] （1. 原子力機構、2. 福井大学）

16:20 〜 16:35

[2F16] 核分裂中性子スペクトルの燃料組成依存性及び不確かさが原子炉構造材放射化量に与える影響

*城島 洋紀[1]、田中 健一[2,1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. エネルギー総合工学研究所）

16:35 〜 16:50

[2F17] KUCA固体減速架台における反応度評価の不確かさに関する研究

*伊藤 誠人[1] （1. 京都大学大学院エネルギー科学研究科）

16:50 〜 17:05

[2F18] HTC臨界実験解析

*柴 茂樹[1]、酒井 友宏[1] （1. 原子力規制庁）

17:05 〜 17:20

©日本原子力学会

原子炉を利用した全核分裂生成物の元素変換特性 (5) ^{102}Ru の熱中性子捕獲断面積データの変更に伴う FP の生成量及び核変換特性への影響調査

Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors (5) Effects of Changing Data of Thermal Neutron Capture Cross Section of ^{102}Ru on Production Amounts and Transmutation Characteristics of FP

*寺島 敦仁[1,2]，千葉 敏[1]
[1] 東京工業大学，[2] 日本学術振興会特別研究員 DC

本研究では、JENDL-4.0 における ^{102}Ru の熱中性子捕獲断面積を 1.475 b から 1.204 b に変更することで，FP の核種組成や FP の核変換における変換効率や比放射能等の核変換特性に及ぶ影響を調査した。

キーワード：核変換，ルテニウム，熱中性子捕獲断面積，MVP-BURN，ORLIBJ40

1. 緒言：我々は、核分裂生成物(FP)の核変換による元素資源創製に関する研究[1,2]を進めている。前回大会では、我々が実施した放射化実験の結果に基づき、JENDL-4.0 における ^{102}Ru の熱中性子捕獲断面積が約 20%過大評価されている可能性を指摘した[3]。本研究では、この評価値(1.475 b)を当該実験に基づく推定値(1.204 b[4])に変更した場合における、FP の核種組成や、FP 元素の核変換特性に対する影響を調査した。

2. 解析手法：JENDL-4.0 における ^{102}Ru の Negative resonance parameter を変更し、熱中性子捕獲断面積を 1.204 b に調整した MVP 用断面積データファイル(Modified) を作成した。文献[5]を参考に、初期 ^{235}U 濃縮度 4.7wt%の 1100MW 級 PWR のピンセル燃焼計算を MVP-BURN[6]で実行し、燃焼度 30GWd/t における ^{102}Ru の 1 群捕獲断面積データを JENDL-4.0 と Modified の双方で作成した。ORLIBJ40[5]の PWR47J40.LIB において、^{102}Ru の 1 群捕獲断面積を Modified の値に置換して、比出力 40MW/t(一定)で燃焼計算を実行し、FP 生成量を JENDL-4.0 での結果と比較した。また、Modified の 1 群断面積を用いて文献[1,2]と同様の FP 元素の核変換計算を実行し、変換効率や比放射能等の核変換特性について、JENDL-4.0 に基づく従来の結果と比較した。

3. 結果：MVP-BURN で求めた JENDL-4.0 に基づく ^{102}Ru の 1 群捕獲断面積 0.2384 b は、PWR47J40.LIB の 0.2377 b と概ね一致した。他方、Modified はそれよりも約 7%小さい 0.2218 b であったが、FP 生成量の差は 0.1%以下程度という非常に小さなものとなった(Fig.1)。これは、^{102}Ru の生成量が捕獲断面積よりも核分裂収率に対してより大きな感度を持つことに由来すると考えられる。なお、断面積変更の影響は小さいながらも、^{102}Ru の捕獲反応による消費が減ることで ^{102}Ru の生成量が増え、その結果、燃焼チェーンの先に位置する ^{103}Ru などの生成量が減少し、最終的な同位体組成に変化が生じることがわかる。口頭発表では、元素変換効率や生成物の比放射能といった、FP 元素の核変換特性に関する影響調査の結果についても示す。

謝辞：本研究は、東京工業大学環境エネルギー協創教育院、及び JSPS 科研費 15J12066 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] A. Terashima and M. Ozawa: *Nucl. Sci. Tech.* **26**, S010311 (2015).
[2] A. Terashima and M. Ozawa: *Prog. Nucl. Energy* **93**, 177-185 (2016).
[3] 寺島敦仁，他: 日本原子力学会「2016 年秋の大会」, 1N05 (2016).
[4] A. Terashima, et al.: 2016 年度核データ研究会, P11 (2016).
[5] 奥村啓介，他: JAEA-Data/Code 2012-032 (2013).
[6] K, Okumura, et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.* **37**, 128-138 (2000).

*Atsunori Terashima[1,2] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]JSPS Research Fellow DC

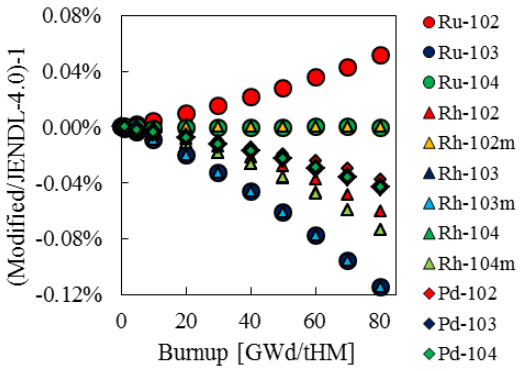


Fig.1: Ru 周辺の FP 生成量[g/tHM]の比較

JENDL-4.0 の共分散データを用いた CASMO5/SIMULATE-5 の不確かさ評価 (1)UAM ベンチマーク問題（Phase I における集合体体系）の解析

Uncertainty analysis of CASMO5/SIMULATE-5 using covariance data in JENDL-4.0;
(1) Analysis of UAM benchmarks (Assembly models on Phase I)

*藤田 達也，岩橋 大希，酒井 友宏
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

評価済核データライブラリ JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づき、CASMO5/SIMULATE-5 の不確かさを評価するため、OECD/NEA/NSC 主催の UAM ベンチマーク問題（Phase I における集合体体系）を解析した結果について報告する。

キーワード：不確かさ評価，CASMO5/SIMULATE-5，JENDL-4.0，ランダムサンプリング法，UAM ベンチマーク問題

1. 序論　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリ JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づき、炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE-5 の不確かさ評価に取り組んでいる。本稿では、不確かさ評価のための OECD/NEA/NSC 主催の UAM ベンチマーク問題（Phase I における集合体体系）[1]を、CASMO5 を用いて解析した結果について報告する。

2. 評価方法及び評価項目　ランダムサンプリング法による不確かさ評価の流れを図 1 に示す。図 1 に示すとおり、まず、核データ処理コード NJOY により共分散行列を作成し、これを特異値分解することで、特異値及び特異ベクトルを得た。次に、正規乱数を用いて断面積摂動量を計算することで CASMO5 用摂動ライブラリを作成し、CASMO5 による解析を実施した。これを 2000 回繰り返した。最後に、核特性パラメータ（集合体無限増倍率、集合体内燃料棒出力分布等）の計算結果を統計処理することで、これらの不確かさを評価した。

3. 評価結果　評価結果の一例として、Peach Bottom 2 号機の集合体体系（高温零出力条件）における集合体無限増倍率及び燃料棒出力（集合体の中央部及び周辺部）の相対標準偏差を、図 2 に示す。図 2 では、CASMO5 を用いた評価結果に加え、文献[2]により報告されている UAM ベンチマーク問題の参加機関の平均値を併せて示す。図 2 に示すとおり、本稿で評価した集合体無限増倍率及び燃料棒出力の相対標準偏差は、文献値とおおむね同等の結果であることを確認した。CASMO5 の評価結果と文献値により報告されている結果の差異については、評価済核データライブラリの種類、参加機関において不確かさを考慮した核種・核反応の組合せの違い等に起因するものと考えられる。

なお、他の集合体体系についても文献値とおおむね同等の結果であることを確認した。

4. 結論　CASMO5 を用いて、UAM ベンチマーク問題（Phase I における集合体問題）を解析し、JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づく不確かさ評価を実施した。

今後は、UAM ベンチマーク問題 Phase I における炉心体系の解析を実施するとともに、燃焼に伴う不確かさ評価について実施する予定である。

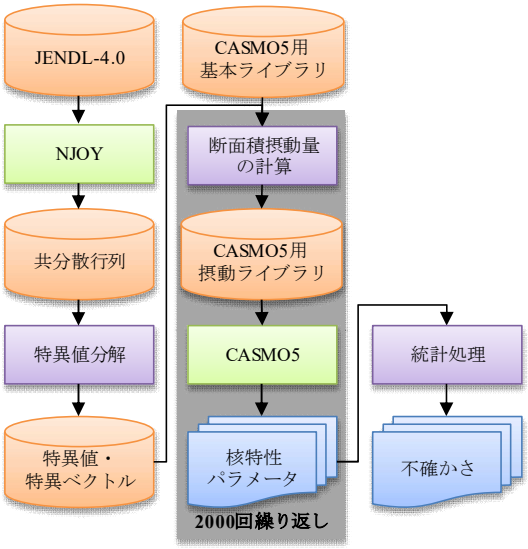


図1　ランダムサンプリング法による不確かさ評価の流れ

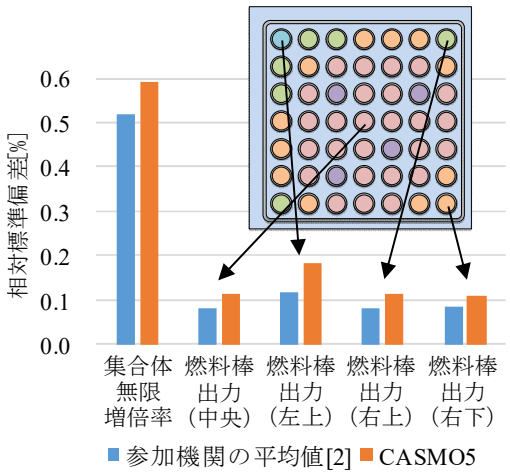


図2　Peach Bottom 2号機の集合体体系（高温零出力条件）における評価結果

参考文献

[1] K. Ivanov et al., *Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs; Volume I: Specification and Support Data for Neutronics Cases (Phase I)*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2013)7, (2013).
[2] R. N. Bratton et al., "OECD/NEA Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for LWRs – Summary and Discussion of Neutronics Cases (Phase I)," *Nucl. Eng. Technol.*, **46**[3], 313-342, (2014).

*Tatsuya Fujita, Daiki Iwahashi and Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

MA サンプル照射試験解析における中性子照射場に係る燃焼感度係数の計算

A Calculation of Burnup Sensitivity Coefficients Related to the Neutron Field in MA Sample Irradiation Test Data Analysis

*杉野 和輝[1]，沼田 一幸[1]，石川 眞[1]，竹田 敏一[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

MA サンプル照射試験データの解析では、一般に、ドシメータデータを用いて照射期間中の平均中性子束の規格化を行うことにより解析精度の向上を図っている。そのような場合、通常の一般化摂動論により得られる燃焼感度係数に対して相応の補正が必要となる。そこで、燃焼感度係数に中性子束の規格化の効果を反映させるための新たな補正方法を導出した。また、新たに得られた燃焼感度係数と JENDL-4.0 に基づく断面積共分散データから中性子照射場に係る不確かさを評価した。

キーワード：MA サンプル，ドシメータ，燃焼感度係数，一般化摂動論，不確かさ評価，JENDL-4.0

1. 中性子照射場に係る燃焼感度係数の補正方法

MA サンプル照射試験解析における燃焼感度係数は、MA サンプルの直接的な燃焼に係る数密度項と、中性子照射場に係る中性子束項と出力規格化項から構成されるが、本件では後二者に着目する。

燃焼計算において U-235 等のドシメータデータを用いて中性子束の規格化を行った場合、通常の一般化摂動論により得られる規格化前の燃焼感度係数に対して相応の補正が必要となる。今、規格化前後の照射後 MA サンプル中のある原子数比（例えば、Am-241 サンプルの Am-242m/Am-241）をC_{MA}及び$\tilde{C}_{MA}$、それらの中性子束に対する感度をα、規格化前後の照射後 U-235 ドシメータ中のある原子数（例えば、Cs-137）をC_{Dos}及び$\tilde{C}_{Dos}$、それらの中性子束に対する感度をβとすると、次の関係式が成立する。

$$\left(\tilde{C}_{MA}/C_{MA}\right)^{1/\alpha}=\left(\tilde{C}_{Dos}/C_{Dos}\right)^{1/\beta}. \quad (1)$$

(1)式の両辺を任意の断面積σで微分し、両辺を(1)式で除して整理すると、次式が得られる。

$$\frac{1}{\tilde{C}_{MA}}\frac{\partial\tilde{C}_{MA}}{\partial\sigma}=\frac{1}{C_{MA}}\frac{\partial C_{MA}}{\partial\sigma}-\frac{\alpha}{\beta}\frac{1}{C_{Dos}}\frac{\partial C_{Dos}}{\partial\sigma}. \quad (2)$$

すなわち、$\tilde{C}_{MA}$の感度係数は、C_{MA}の感度係数からC_{Dos}の感度係数に係数α/βを乗算したものを差し引くことにより与えられる。

2. 補正後の感度係数と中性子照射場の不確かさ

「常陽」MA サンプル照射試験の解析データ[1]を対象に検討を行った。例として、炉心領域における Pu-239 核分裂断面積に対する照射後 Am-241 サンプル中の Am-242m/Am-241 原子数比の規格化前後の感度係数の比較を**図 1** に示す。規格化により MA サンプルとドシメータの感度係数の出力規格化項が互いに打ち消し合い、ほぼ中性子束項のみが残留した結果であり、ドシメータの利用目的に合致していることが分かる。

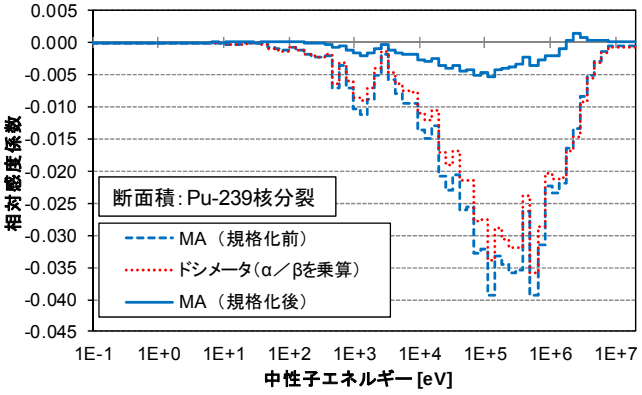


図1 規格化前後の中性子照射場に係る感度係数の比較

また、得られた感度係数と JENDL-4.0 の共分散データを用いて中性子照射場に係る不確かさ評価を行った。その結果、規格化を考慮しなかった場合には中性子照射場に係る不確かさは 1～8%程度見られたが、規格化を考慮した場合はほぼ 1%以下と実験や解析モデルに係る不確かさと比較して無視できる程度であることが分かった。一方、中性子スペクトルが軟らかい反射体領域における Cm-245/Cm-244 原子数比では、Cm-244 の 7.67eV における巨大共鳴の存在に起因して、規格化後でも 4～6%と比較的大きな不確かさが残り、このような場合には中性子照射場に係る不確かさを考慮する必要があることが明らかとなった。

謝辞 本研究は、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、福井大学が実施した平成 28 年度「「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果を含む。

参考文献 [1] JAEA-Research 2012-013

*Kazuteru Sugino[1], Kazuyuki Numata[1], Makoto Ishikawa[1] and Toshikazu Takeda[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

核分裂中性子スペクトルの燃料組成依存性及び不確かさが原子炉構造材放射化量に与える影響

Impacts of fuel composition dependence and uncertainty of fission neutron spectra on activation of reactor structural materials

*城島 洋紀[1]，田中 健一[2,1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

【抄録】燃焼度に応じた核分裂中性子スペクトルを作成し、原子炉構造材の放射化量に与える影響を調べた。また核分裂中性子スペクトル起因不確かさの放射化量への伝播計算を行い、不確かさの線源からの距離や燃料組成依存性についても調べたので、その結果について報告する。

キーワード：不確かさ評価、核分裂中性子スペクトル、放射化量

1. 緒言：今後数十年の間に多くの原子炉が廃止措置対象となる。廃止措置を安全かつ効率よく行うためには計算手法や核データに起因する不確かさも考慮した信頼性の高い放射化量計算が求められる。本研究では放射化量計算に影響を与える核データの 1 つである核分裂中性子スペクトル(FNS)に着目し、その燃料組成依存性及び不確かさが放射化量計算に与える影響を調査した。

2. 計算方法：BWR における圧力容器周りまでを簡易的に模擬し、放射化反応率への $^{235}U(n_{th},f)$の FNS の不確かさ伝播計算を行った。FNS 及びその共分散行列は JENDL-4.0[1]のデータを用いた。放射化反応率の FNS に関する相対感度係数は FNS に 2%の摂動を与え、数値微分により求めた。中性子束の計算には DORT[2]、放射化反応率の計算には COUPLE/SCALE6.1[3]を用いた。対象とする放射化反応は廃止措置で重要な $^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co$ 反応を選択した。

3. 結果・考察：図 1 に放射化反応率の相対不確かさ、図 2 に各点での相対感度係数と FNS の相対不確かさを示す。反応率の不確かさは距離が伸びる(FNS が減速されていく)につれて上がっていき、10%程度で一定となる。図 2 で示すように減速が進むにつれて FNS の高速側が放射化反応に主に効いてくる。それと同時に FNS の不確かさも大きくなるので、放射化反応率の不確かさも大きくなった。口頭発表では FNS に $^{239}Pu(n_{th},f)$のものが混じった場合についても議論する。

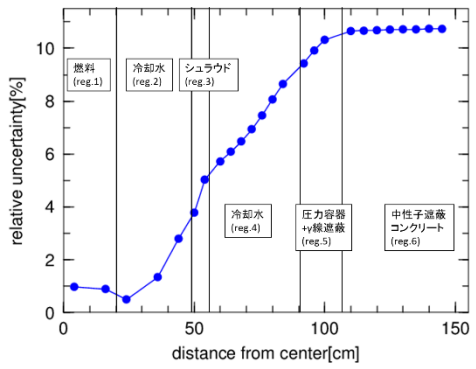


図 1. 放射化反応率の相対不確かさ

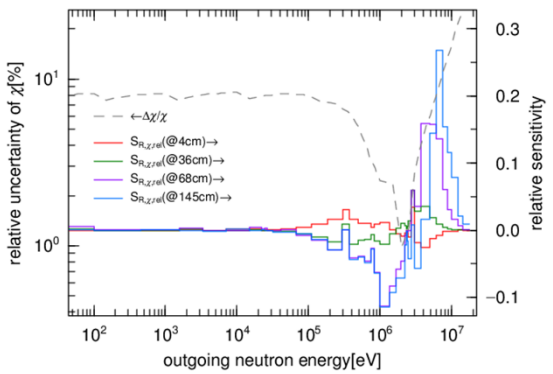


図 2. FNS の相対不確かさ(左軸)と相対感度係数(右軸)

参考文献

[1] K. Shibata, et al." JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

[2] W.A.Rhoades and R.L.Childs,"The DORT Two-dimensional Discrete Ordinates Transport Code System," RSICC-CCC-444,Oak Ridge National Laboratory(1996)

[3] Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design,ORNL/TM-2005/39,(2011)

*Hiroki Jojima[1], Ken-ichi Tanaka[2,1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]The Institute of Applied Energy

KUCA 固体減速架台における反応度評価の不確かさに関する研究

Uncertainty Analysis of Reactivity Measured in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly

*伊藤 誠人[1]，卞 哲浩[2]，三澤 毅[2]
[1]京大エネ科，[2]京都大学原子炉実験所

京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の固体減速架台（A 架台）における反応度の実験精度を調べるために、実験で得られた余剰反応度および制御棒価値の不確かさを決定論的手法により評価した。

キーワード： KUCA、固体減速架台、感度解析、不確かさ解析、MARBLE、SAGEP

1. 緒言　KUCA-A 架台では、中性子スペクトルが異なる EE1 炉心（1/8”P60EUEU）および E3 炉心（3/8”P36EU）において、余剰反応度と制御棒価値が測定されている。これらの反応度には本来、測定における中性子計数の統計誤差に加えて、炉心の構成部材の形状や燃料組成のばらつきによる不確かさが含まれている。この構成部材に起因する反応度の不確かさを評価することで、KUCA-A 架台で行われる反応度測定実験における測定精度を正確に見積もることができる。そこで本研究では、KUCA-A 架台における実験精度および計算精度を明らかにすることを目的に、実験で得られた余剰反応度と制御棒価値の不確かさを決定論的手法によって検討した。

2. 感度および不確かさ解析

2-1. 計算手法　EE1 炉心および E3 炉心で得られた反応度の標準偏差と、燃料板の形状および組成の公差を考慮して、それらの二乗和を反応度の不確かさとした。これらの実験に対して、核データライブラリ JENDL-4.0 を用いた SRAC2006（CITATION）による固有値計算、SAGEP による感度解析および MARBLE コードシステムを用いた不確かさ解析を行い、核データに起因する実験解析の不確かさを定量的に評価した。解析に用いた核種は B-10、B-11、O-16、U-235 および U-238 であり、それらの核種の中性子捕獲、核分裂、弾性散乱および非弾性散乱反応を解析の対象とした。

表1　KUCA-A架台における反応度の実験値と計算値

EE1 core		
Reactivity	Exp [pcm]	Cal [pcm]
Excess	202 ± 11 (5.5%)†	67 ± 122
C1 rod	807 ± 37 (4.6%)	898 ± 124
C2 rod	139 ± 7 (5.0%)	52 ± 122
C3 rod	502 ± 23 (4.6%)	498 ± 123

E3 core		
Reactivity	Exp [pcm]	Cal [pcm]
Excess	252 ± 11 (4.4%)	67 ± 139
C1 rod	526 ± 24 (4.6%)	489 ± 141
C2 rod	410 ± 18 (4.4%)	328 ± 141
C3 rod	314 ± 14 (4.5%)	239 ± 141

† Relative error in %

2-2. 結果　表 1 に示すように、実験の不確かさは約 5 %前後であることが分かる。一方、核データに起因する実験解析の不確かさは拡散ベースによる一連の解析から約 130 pcm 前後であった。この主な要因は、U-235 の中性子捕獲反応における不確かさであり、計算値の不確かさが実験値のそれよりも大きいため、限られた核種を用いて反応度測定実験における不確かさを解析することは困難であった。

3. 結論　EE1 炉心および E3 炉心で行われた実験を対象に、反応度に対する感度解析および不確かさ解析を行い、実験解析の精度を検証した。その結果、核データに起因する実験解析の不確かさは約 130 pcm 前後と大きな値であった。今後は、炉心構造物（Al-27）およびポリエチレン反射体（H-1 および C-12）の構成要素を本解析に追加し、実験解析における不確かさの低減について検討する予定である。

*Makoto Ito[1], Cheol Ho Pyeon[2] and Tsuyoshi Misawa[2]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

HTC 臨界実験解析;（2）Phase 3, 4 工学的実験

Analysis of HTC critical experiments; (2) Phase 3, 4

*柴　茂樹、酒井　友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

燃焼燃料を模擬した HTC 臨界実験（Phase 3, 4）を用いた連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 及び JENDL-4.0 ライブラリの妥当性確認の結果について報告する。

キーワード：MVP- 2.0、JENDL-4.0、HTC 臨界実験、妥当性確認、臨界実効増倍率

1. 緒言

米国原子力規制委員会の暫定スタッフ指針 [1]（ISG-8 Rev.3）では、燃焼が進んだ燃料に対する臨界安全評価コードの妥当性の確認には French Haut Taux de Combustion 臨界実験データ [2]（以下「HTC 臨界実験データ」という。）を用いて実施することを推奨している。HTC 臨界実験は、濃縮度 4.5wt%の典型的な PWR 燃焼燃料（燃焼度 37.5GWd/t）の Pu 同位体組成を忠実に模擬した燃料棒を用いて実施された。同実験は、核データの検証に重点を置いた均一体系の Phase 1, 2（炉物理実験）及び使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器での燃料集合体配置を模擬した Phase 3, 4（工学的実験）の 4 つから構成される。本稿では、前報 [3] に引き続き、Phase 3, 4 データを用いた MVP-2.0 及び JENDL-4.0 の妥当性の確認結果を報告する。

2. HTC 臨界実験 Phase 3, 4 の解析

HTC 臨界実験 Phase 3 は、ほう素添加ステンレス、BORAL 又はカドミウム製の角管の側面板（ラック材を模擬）で囲んだ燃料集合体を 2×2 配列で純水中に配置し使用済燃料プールを模擬した臨界実験である。また、比較のために側面板なしのケースも行われた。本実験では、側面板及び 4 つの燃料集合体で構成された体系の燃料集合体間水ギャップを 0.0cm～18.0cm まで変化させて、臨界水位を測定した実験となっている。

Phase 4 は Phase 3 にステンレス又は鉛製の遮蔽体を設置し、使用済燃料貯蔵キャスクを模擬した臨界実験である。本実験では、燃料格子間隔 1.6cm で、2×2 配列の燃料集合体間水ギャップ及び遮蔽体距離をパラメータとして臨界水位を測定した実験となっている。Phase 3, 4 のケース数は、それぞれ 26 ケース、71 ケースである。各ケースについて、図 1 に示すような体系で臨界実効増倍率を解析し、MVP-2.0/JENDL-4.0 の妥当性の確認を行った。

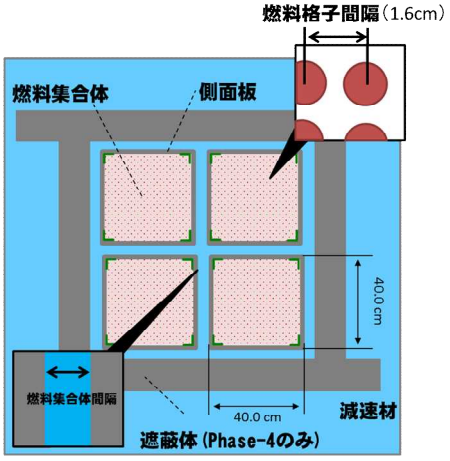


図 1 HTC 臨界実験 Phase 3,4 の解析体系

3. 解析結果

Phase 3 に対する MVP-2.0/JENDL-4.0 の平均臨界実効増倍率及びその標準偏差（ただし、後述の特異的な臨界実効増倍率は除く。）は、1.000±0.001 であり Phase 1, 2 と同程度であった。各ケースの臨界実効増倍率を示した図 2 では、全体的に良好な結果であったが、カドミウム、ほう素添加ステンレス等の側面板ありのケースのうち、燃料集合体間水ギャップなしで、特異的に、臨界実効増倍率のばらつきが確認された（白抜き）。このため、実際の臨界実験で想定される側面板間の隙間へ純水が入り込むことを考慮して、再解析を実施したところ解析値は改善されることを確認した（図 2 参照）。

Phase 4 に対する MVP-2.0/JENDL-4.0 の平均臨界実効増倍率及びその標準偏差は、それぞれ 1.001±0.002（鉛遮蔽）、0.999±0.002（ステンレス遮蔽）であり Phase 3 と比較して、若干ばらつきが大きくなった。これは、主に鉛、鉄等の核データの影響と推測される。

以上の Phase 3, 4 の臨界実効増倍率の解析結果より、MVP-2.0/JENDL-4.0 の妥当性を確認した。

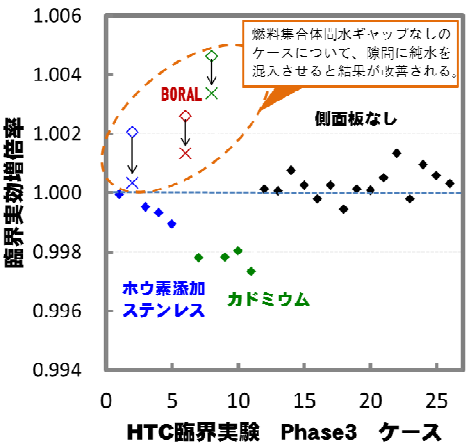


図 2　HTC 臨界実験 Phase 3 の解析結果

参考文献

1) The Nuclear Regulatory Commission, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance – 8 Revision 3, “Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Casks” (2012)
2) F. Fernex et al., “HTC Experimental Program: Validation and Calculational Analysis”, Nuclear Science and Engineering, vol.162, pp.1-24 (2009).
3) 柴, 酒井, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 1L20.

* Shigeki Shiba and Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[2F19-22] 炉心設計1（ Na冷却炉）

座長：横山 賢治 (JAEA)

2017年3月28日(火) 17:25 〜 18:30 F会場 (16号館 16-206教室)

[2F19] 炉心崩壊事故時に再臨界を生じないナトリウム冷却高速炉心形状に関する研究

*仲野 智[1]、末富 英一[1]、高木 直行[1]、竹澤 宏樹[1] （1. 東京都市大学）

17:25 〜 17:40

[2F20] 750MWe JSFR金属燃料炉心の設計

*太田 宏一[1]、大釜 和也[2]、尾形 孝成[1]、生澤 佳久[2]、大木 繁夫[2] （1. 電中研、2. 原子力機構）

17:40 〜 17:55

[2F21] 750MWe JSFR金属燃料炉心の設計

*大釜 和也[1]、太田 宏一[2]、生澤 佳久[1]、大木 繁夫[1]、尾形 孝成[2] （1. 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構、2. 一般財団法人 電力中央研究所）

17:55 〜 18:10

[2F22] MA入り Pu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発

*山岡 光明[1]、森木 保幸[1]、原 昭浩[1]、木村 礼[1]、坪井 靖[1]、有江 和夫[1] （1. 東芝 エネルギーシステムソルーション社）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

炉心崩壊事故時に再臨界を生じないナトリウム冷却高速炉心形状に関する研究

Study on core shape of sodium cooled fast reactor for avoiding recriticality in case of core disruptive accident

*仲野　智[1]，末富　英一[1]，高木　直行[1]，竹澤　宏樹[1]
[1]東京都市大学

高速炉の炉心形状を従来の円筒型から中性子漏洩の少ない炉心形状に変更することにより、炉心崩壊事故時に再臨界防止が可能な高速炉炉心の実現可能性について検討を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，再臨界

1. 目的

高速炉における炉心崩壊事故(CDA)では、溶融燃料プールの形成時に再臨界を引き起こす可能性がある。将来、高速炉の商用化にあたり更なる安全性の強化が必要である。本研究の目的は、高速炉における CDA 時に、再臨界を回避可能な炉心形状とその燃料仕様を明らかにすることである。

2.方法

計算対象とする原子炉は熱出力 3570MW の Na 冷却酸化物燃料高速炉である。炉心コンパクション時、炉心表面からの中性子漏洩を増加させるため、図 1 に示すように内側炉心が外側炉心よりも高くなる形状(凸型および、十字型)を提案した。炉心仕様最適化のため、H/D(内側炉心高さと炉心直径の比)、Pu 富化度についてパラメーターサーベイを実施した。

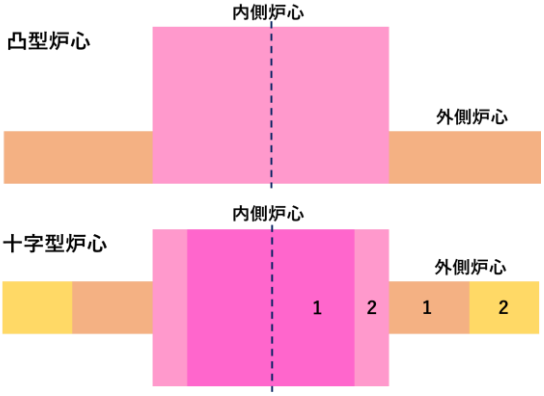


図 1　炉心断面図

断面積ライブラリは JFS-3.0(JENDL-3.3)、実効断面積作成には SLAROM を用い、中性子拡散コード CITATION を使用しエネルギー70 群、2 次元円筒体系で計算を行った。

3. 計算結果

H/D をパラメータとし、炉心の Pu 富化度を一定とする条件でコンパクション反応度を計算すると、凸型、十字型いずれの形状においても H/D=0.7 において最も大きな負の反応度が印加された。さらに、凸型炉心よりも十字型炉心の方が臨界性に優れ、なおかつ大きな負の反応度が印加された。一方、それぞれの炉心とも線出力密度条件を満たさないことが判明した。そこで、十字型炉心を内側と外側それぞれ 2 領域に分割し富化度を調整することで出力平坦化を行った結果を図 2 に示す。各領域での平均線出力が平坦になるようにした場合、炉心健全時に臨界に達しにくくなることが確認された。今後、燃料インベントリ、Pu 平均富化度の増加等といった改善策を施すことでコンパクション反応度と健全炉心の臨界性両立を図る。

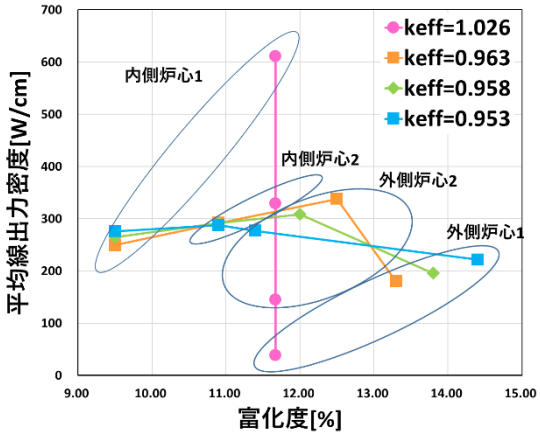


図 2　十字型炉心富化度調整による線出力密度

参考文献

[1]高下浩文,樋口真史,富樫信仁,林達也 核設計手法報告書　核燃料サイクル開発機構(2000)
[2] E.Suetomi, S.Nakano, H.Takezawa, N.Takaki　“Core geometry for recriticality prevention against CDA in sodium-cooled fast reactor” Proc. INES-5 2016
[3] K.Chitose, H.Mochizuki, N.Takaki　“Thermal-hydraulic Feasibility Study of a Convex Shaped Fast Reactor Core” Proc. INES-5 2016

---

*Satoshi Nakano[1] , Eiichi Suetomi[1] , Naoyuki Takaki[1] , Hiroki Takezawa[1]
Tokyo City University[1]

750MWe JSFR 金属燃料炉心の設計
(1) 燃料照射挙動評価

Core design study on 750MWe JSFR with metal fuel

(1) Evaluation of fuel irradiation behavior

*太田 宏一[1]，大釜 和也[2]，尾形 孝成[1]，生澤 佳久[2]，大木 繁夫[2]

[1]電力中央研究所，[2]日本原子力研究開発機構

照射による金属燃料の軸方向スエリング率やボンドナトリウムの排出率を定量的に評価した。これらを反映させた核特性解析の結果、ドル単位の反応度効果があることが明らかとなった。

キーワード：金属燃料、高速炉、燃料設計、軸方向スエリング、ボンドナトリウム

1. 緒言

電力中央研究所と日本原子力研究開発機構では、Pu 需給や MA リサイクルの要求仕様など、将来の変化に柔軟に対応し得る金属燃料高速炉を対象に、実証炉を想定した 750MWe 級炉心の設計検討を行っている。この設計検討では、金属燃料に特有の照射挙動や最新手法を反映した解析評価により燃料および炉心性能を定量的に示すことを目的としている。

2. 金属燃料の照射挙動

金属燃料は、フィッションガスの蓄積によって照射初期に比較的大きくスエリングすることが知られている。燃料合金が軸方向に伸びると炉心体積が増大し燃料密度が低下する。また、径方向に膨張することによって、燃料と被覆管のギャップ部に充填されていたボンドナトリウム (Na) がプレナム部に押し出される (図 1)。この様な金属燃料に特有の照射挙動による炉心設計への影響を検討するため、金属燃料用挙動解析コード ALFUS[1]によって燃料の照射挙動を解析した。

2-1. 軸方向スエリング率

750MWe 級の JSFR 金属燃料炉心で想定されるピン径=7.5mm、燃料スミヤ密度=75%、最大線出力≦350W/cm の金属燃料では、照射による軸方向スエリング率が~8%に達すると評価された。

2-2. ボンドナトリウム排出率

フィッションガスの蓄積によって燃料合金内に形成されるオープンポアの 15-20vol.%にボンド Na が浸入し、残りが燃料領域から排出される[2]とした場合、ボンド Na の 80-90%が上部プレナム部に蓄積する結果となった。

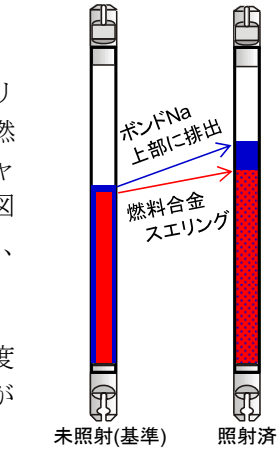


図 1 金属燃料特有の照射による軸伸びとボンド Na の排出挙動

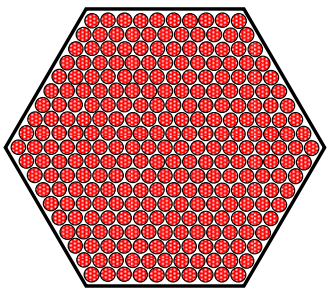


図 2 JSFR 金属燃料炉心の集合体図

3. 炉心反応度への影響

照射による燃料の寸法変化やボンド Na の移動が炉心核特性に与える影響を探るため、連続エネルギーモンテカルロコード MVP によって、図 2 のような燃料集合体形状をピン単位で模擬した径方向無限体系の解析を行った。未照射燃料の形状を基準に、ボンド Na が上部プレナムに移動することによって遮蔽効果が増大するため 1.28%⊿k/kk'(~3.5$)の正の反応度効果が生じる一方で、燃料が軸方向に伸び、密度が低下することによって 0.86%⊿k/kk'(~2.5$)の反応度低下が生じる結果となった（図 3)。

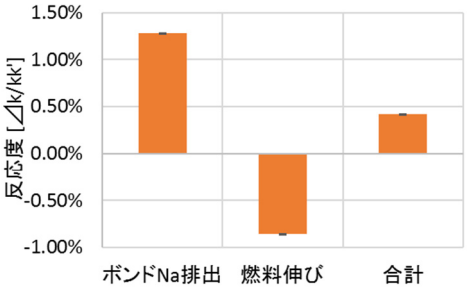


図 3 燃料照射挙動による反応度効果

4. 結論

金属燃料炉心では、燃料の照射変形によってドル単位の反応度変化が生じるため、炉心設計時の臨界性予測や制御棒反応度収支、冷却材ボイド反応度の評価等において、適切に考慮する必要がある。

参考文献

[1] T. Ogata et al., Nucl. Technol. 128, 113 (1999).

[2] G.L. Hofman et al., Metallic Fast Reactor Fuels, Nucl. Mater. Part 1, 10A (1994).

*Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2], Takanari Ogata[1], Yoshihisa Ikusawa[2] and Shigeo Ohki[2]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] Japan Atomic Energy Agency.

750MWe JSFR 金属燃料炉心の設計
（2）炉心核設計

Core design study on 750MWe JSFR with metal fuel

(2) Core neutronics design

*大釜 和也[1]，太田 宏一[2]，生澤 佳久[1]，大木 繁夫[1]，尾形 孝成[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

金属燃料照射挙動を核設計に反映し、中型金属燃料炉心を再評価した結果、冷却材 Na ボイド反応度が従来よりも増加したため、炉心・燃料の再設計を行った。燃料インベントリを保存しつつ、燃料ピンを太径化することで、冷却材体積比および炉心高さを低減し、冷却材 Na ボイド反応度を改善した炉心を構築した。

キーワード：金属燃料、高速炉、核設計、燃料照射挙動、冷却材 Na ボイド反応度

1. 緒言

日本原子力研究開発機構および電力中央研究所は、共同研究により金属燃料高速炉の設計検討を行っている。本検討では、金属燃料のスエリングによる軸方向への伸びおよびボンド Na のプレナム部への排出を核計算に反映して中型炉[1]の特性を評価した。また、この炉心の冷却材 Na ボイド反応度改善の検討を行った。

2. 検討条件・解析方法

金属燃料照射挙動評価により得られた燃料の軸伸び(8%)は、核計算において、炉心部の燃料構成核種の原子数密度の減少および軸方向形状変化として扱った。また、ボンド Na のプレナム部への排出(80%)挙動は、炉心部のボンド Na 原子数密度の減少および燃料スラグ上部への Na 層を付加することでモデル化した。

表.1 照射挙動を考慮した特性評価

	Case1	Case2	Case3
燃料の軸伸び	-	考慮	考慮
ボンドNa排出	-	-	考慮
Pu富化度 (wt%) *1	12.3/12.3	12.9/12.9	12.5/12.5
スミヤ密度(%TD) *1	70/75	70/75	70/75
燃焼反応度 (%Δk/kk')	0.38	0.84	0.68
冷却材Naボイド反応度($)	7.4	7.8	8.2
β_{eff} (-)	3.6×10^{-3}	3.5×10^{-3}	3.5×10^{-3}
ドップラ係数(Tdk/TdT)	-4.1×10^{-3}	-4.1×10^{-3}	-3.9×10^{-3}

*1 内側炉心/外側炉心

3. 検討結果

表.1 に、照射挙動を考慮した 2 次元拡散燃焼計算の結果を示す。炉心の軸方向への伸びと上部プレナムへのボンド Na の蓄積により中性子が漏れにくくなること、また、ボンド Na 排出により炉心部の Na が減少することから、冷却材 Na ボイド反応度が約 0.8$増加した。

この炉心を対象に、冷却材 Na ボイド反応度改善のためのサーベイを実施した。燃料インベントリを保存しつつ、燃料ピン径を増加することで、集合体の燃料体積比を増加し、炉心高さを低減させたケースの炉心特性を評価した。なお、取出燃焼度および運転期間は元の炉心と同条件としている。過去に実施した金属燃料炉心の安全性向上の検討を踏まえ、冷却材 Na ボイド反応度目標値を約 6$と暫定した[2]。図.1 のとおり、ピン径増加とともに、冷却材 Na ボイド反応度が改善する。ドップラ係数の絶対値も減少するが、両者の比から、冷却材 Na ボイド反応度の改善効果の方が優位となることを確認できた。一方、燃焼反応度、最大線出力などの炉心特性は、太径化による炉心高さの低減とともに悪化している。そこで、目標値をほぼ満足する 8.5mm のピン径の炉心を採用した。本検討により、燃料照射挙動を考慮しても冷却材 Na ボイド反応度の目標値を満足する設計ができる見通しが得られた。今後、3 次元詳細核計算を予定している。

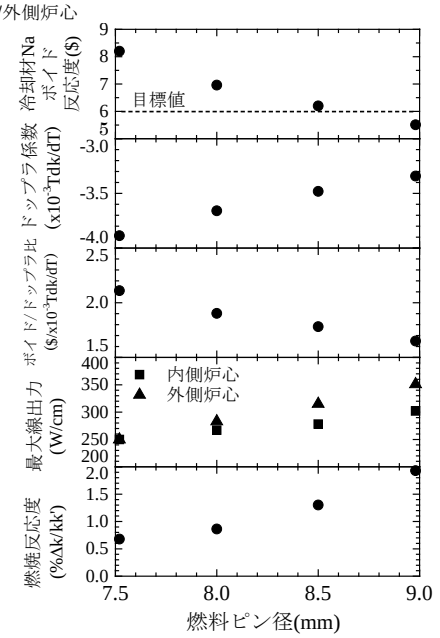


図.1 サーベイ結果

参考文献

[1] 大木他, ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討(金属燃料炉心) 2005 年報告, JAEA-Research-2006-077, (2006).

[2] 小川他, ナトリウム冷却金属燃料高出口温度型炉心の安全性向上に関する検討, 日本原子力学会 2007 年秋の大会, 予稿集, D36 (2007).

謝辞 解析作業における(株)NESI 曽我彰氏、菰田宏氏の協力に感謝の意を表する。

*Kazuya Ohgama[1], Hirokazu Ohta[2], Yoshihisa Ikusawa[1], Shigeo Ohki[1] and Takanari Ogata[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （10）TRU 燃焼炉心解析における燃料・減速材の非均質効果の検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (10) Heterogeneity Effect of Fuel and Neutron Moderator in TRU Metallic Fuelled Core

*山岡 光明[1]，森木 保幸[1]，原 昭浩[1]，木村 礼[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]
[1]東芝

TRU（Pu と MA（マイナーアクチノイド））燃料と減速材を装荷した金属燃料高速炉炉心において、燃料と減速材の非均質効果や中性子輸送効果による反応度係数への影響を評価した。

キーワード：ウラン無し TRU 燃料、金属燃料高速炉、減速材、非均質効果、反応度係数

1. 背景と目的

TRU 燃焼効率に優れたウラン無し TRU 金属燃料高速炉炉心では、ドップラー係数の向上のために炉心へ減速材を装荷することが提案されている[1]。減速材の装荷により非均質性が増大して、解析精度に影響する可能性がある。そこで、本炉心の安全上重要なドップラー係数やボイド反応度に対して、燃料・減速材の非均質効果を評価した。ボイド反応度の解析精度に影響が大きい中性子輸送効果の評価も行った。

2. 検討条件と解析手法

本炉心の燃料集合体の例を図 1 に示す。層状に配置された燃料と減速材を多重リング化し、格子計算コード *SLAROM-UF*[2]を用いて非均質実効断面積を求めた。この際、モンテカルロコードとの比較により図 1 の燃料に対する格子計算コードの妥当性を検証している。図 2 に炉心の縦断面図を示す。上記断面積を用いて輸送計算コード *PARTISN*[3]により炉心計算を行い、均質実効断面積による炉心計算との比較から非均質効果を求めた。また、拡散計算コード *DIF3D*[4]による炉心計算との比較から輸送効果を求めた。

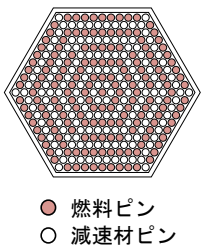


図 1 燃料横断面図

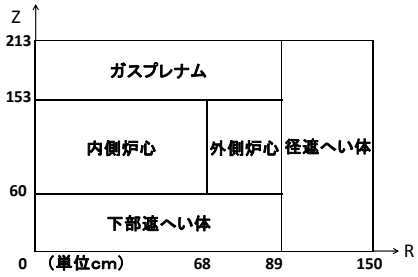


図 2 炉心縦断面図

表 1 非均質効果と輸送効果

項目	非均質効果	輸送効果	備考
ドップラー係数（Tdk/dT）	1.14	1.00	基準値との比
ボイド反応度（%dk/kk'）（炉心+ガスプレナム）	−0.14	0.03	基準値との差

3. 解析結果

ドップラー係数やボイド反応度に対する非均質効果・輸送効果を表 1 に示す。非均質効果や輸送効果によって増大するのか、減少するのかについては、ウランを含む従来高速炉の場合と同様である。このなかではドップラー係数の非均質効果が大きいが、従来高速炉の場合と同程度の大きさである。

4. 結論

燃料と減速材の非均質効果や中性子輸送効果による反応度係数への影響を評価した結果、従来高速炉と同様な傾向が得られ、標準的な高速炉解析手法が適用可能であることが示された。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] 山岡他、日本原子力学会「2016 春の年会」2023 [2] 羽様他, JNC TN9520 2004-001, (2004).
[3] R.E.Alcouffe, et al., LA-UR-08-07258(Rev.2008). [4] K.L.Derstine, ANL-82-64(1984).

*Mitsuaki YAMAOKA[1], Yasuyuki MORIKI[1], Akihiro HARA[1], Rei KIMURA[1], Yasushi TSUBOI[1], and Kazuo ARIE[1]
[1]Toshiba Corporation

本論文に掲載の商品等の名称は、それぞれ各社/各機関が商標として使用している場合があります。

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G01-03] もんじゅロバスト性向上

座長：遠藤 寛 (電中研)

2017年3月28日(火) 09:30 〜 10:20 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G01]「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策

*光元 里香[1]、相澤 康介[1]、二神 敏[1]、江沼 康弘[1] （1. 原子力機構）

09:30 〜 09:45

[2G02]「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策

*松井 一晃[1]、芋生 和道[2]、光元 里香[1]、安藤 勝訓[1]、二神 敏[1] （1. 原子力機構、2. 日立GE）

09:45 〜 10:00

[2G03]「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策

*岡田 俊親[1]、山田 智紀[2]、光元 里香[1]、安藤 勝訓[1]、二神 敏[1] （1. 原子力機構、2. 日立GE）

10:00 〜 10:15

©日本原子力学会

「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策
（1）メンテナンス冷却系による崩壊熱除去方策の課題と対策

Capability study on robustness improvement using the maintenance cooling system in MONJU
(1) Counter measures against issues of decay heat removal using the maintenance cooling system

*光元 里香[1]，相澤 康介[1]，二神 敏[1]，江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」のメンテナンス冷却系について、当初の設計温度以上の環境下での構造健全性、耐震性、強制循環冷却のための電源確保策等の評価・検討を実施し、ロバスト性向上策と成り得ることを確認した。

キーワード：「もんじゅ」，メンテナンス冷却系，崩壊熱除去，シビアアクシデント

1. 緒言

「もんじゅ」の重大事故等の発生時における崩壊熱除去手段としては、ナトリウム冷却炉の特徴を活かした主冷却系による自然循環冷却に加え、メンテナンス冷却系による強制循環冷却を活用することを検討している。

メンテナンス冷却系は、１次主冷却系がサイフォンブレークするような原子炉容器液位の低下が生じた場合でも、強制循環冷却が可能である（図１）ため、崩壊熱除去のための流路確保の観点から優位性を有する設計となっている。また、１次メンテナンス冷却系の循環に必要な電磁ポンプは多重化されており、単一故障を想定しても循環機能の喪失に至ることはなく、２次メンテナンス冷却系の電磁ポンプは単基であるが、強制循環の他に、自然循環も可能な設計となっている。また、メンテナンス冷却系による崩壊熱除去の場合、主冷却系と比較し、電源等のサポート系を含めた機能維持すべき設備範囲が限定的であることも、重大事故等での活用において優位性を有していると言える。

しかし、メンテナンス冷却系は、メンテナンス時の崩壊熱除去を目的として設備したものであることから、重大事故等での活用を想定した場合には、当初の設計温度以上の環境下での構造健全性、耐震性、強制循環冷却のための電源等のサポート機能確保等の課題がある。

本報では、メンテナンス冷却系による重大事故時等の崩壊熱除去方策の課題と対策について報告する。

2. 内容

（1）高温運転

重大事故等での活用のため、以下の対策を実施することで、当初の設計温度以上での高温運転が可能の見通しである。

①配管熱変位

配管の部位によっては、配管支持装置のトラベル量を超過する熱変位を生じる可能性があるが、配管熱変位に応じた配管支持装置に交換することにより健全性を確保する。

②中間熱交換器の高温強度

相対的に熱過渡への裕度が小さい中間熱交換器サポート胴については、系統の予熱を高温側に変更する等の熱過渡緩和方策により、健全性を確保する。

③循環ポンプの高温運転

循環のための電磁ポンプについては、高温仕様の電磁ポンプへの交換または部品の交換により健全性を確保する。

（2）耐震性

ナトリウム冷却炉の場合、長期間の崩壊熱除去に対してナトリウムの凍結防止への配慮が必要であり、耐震クラスＣにて設計している凍結防止のための予熱ヒータの耐震性については、耐震評価及び加振試験等にて、実力値として十分な耐震性を有する見通しである。

（3）サポート機能

各動的機器、計装品類については、全交流動力電源喪失等への配慮として、代替電源設備からの給電が可能となるようにする。電磁ポンプの運転には、電磁ポンプを冷却するための機器冷却系の起動が必要となる。機器冷却系の最終ヒートシンクは海水系としているが全交流動力電源喪失時に至り得る津波への配慮として、海水系に大きく依存しない設備とするため、必要容量を確保した代替冷却器を配備することにより、電磁ポンプの運転を維持できる見通しである。

3. 結言

「もんじゅ」のメンテナンス冷却系は高温運転への対策として、配管支持装置の交換、系統予熱温度の高温側への変更、電磁ポンプの交換若しくは部品交換、予熱ヒータの耐震性の確認による予熱機能の確保、強制循環冷却のための電源等のサポート機能の確保の対策を実施することで、重大事故等の発生時における崩壊熱除去の手段として期待でき、ロバスト性向上策と成り得ることを確認した。

以降、シリーズ発表として、課題の一つである予熱機能確保について報告する。

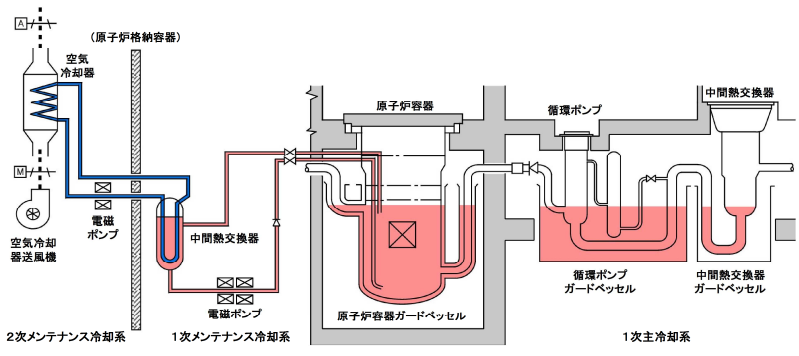


図１　メンテナンス冷却系流路確保概念

*Rika Mitsumoto[1], Kosuke Aizawa[1], Satoshi Futagami[1] and Yasuhiro Enuma[1]
[1]JAEA

「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策 （2）予熱ヒータを対象とした地震応答解析

Capability study on robustness improvement using the maintenance cooling system in MONJU
(2) Seismic response analysis of preheating system

*松井一晃[1]，芋生和道[2]，光元里香[1]，安藤勝訓[1]，二神敏[1]
[1]原子力機構，[2]日立 GE

「もんじゅ」の重大事故等発生時にメンテナンス冷却系（メ冷系）を活用する際、ナトリウム（Na）汲上げ等による原子炉容器（R/V）液位の確保及びメ冷系の運転が Na 凍結によって阻害されないよう、凍結防止に必要な予熱ヒータの耐震性評価に資するため、地震応答解析を実施し、凍結リスクが相対的に高い小口径配管について予熱ヒータで想定すべき地震加速度（加速度）を明らかにした。

キーワード：「もんじゅ」，予熱ヒータ，地震応答解析

1. 緒言

「もんじゅ」の重大事故等発生時にメ冷系による強制循環冷却を活用するにあたって、Na の融点は約 100℃であり常温では固体となることから、凍結しないよう予熱ヒータで予熱する必要がある。メ冷系等の配管は、主冷却系配管に比して口径が小さく予熱機能喪失時の凍結リスクが相対的に高いことから、本報では、当該配管の予熱機能維持に必要な予熱ヒータの耐震性評価に資するために実施した地震応答解析の結果から、小口径配管について予熱ヒータで想定すべき加速度について報告する。

2. 予熱対象範囲

予熱対象範囲の設定にあたっては、予熱対象範囲が最も広範囲となる１次系配管からの 2 箇所の Na 漏えいを想定した。この場合、R/V 液位確保のために１次系ダンプタンク（D/T）からオーバフロー（OF）系又は１次メ冷系ドレンライン経由による Na 汲上げを行い、主冷却系や１次メ冷系のベントラインのサイフォンブレークを実施する。さらに主冷却系による炉心冷却機能が喪失した場合にメ冷系の運転を行うため、これらに関する予熱ヒータが対象となる。今回検討した主な予熱対象範囲を図１に示す。

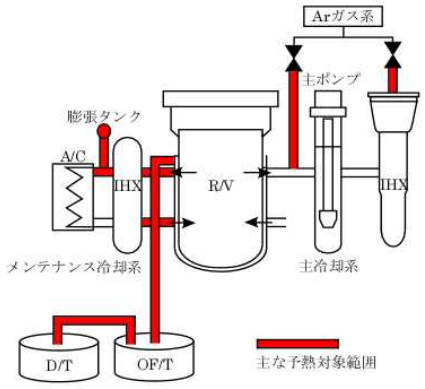


図１　主な予熱対象範囲

3. 地震応答解析

上述の対象範囲において、小口径配管について 5 モデルを選出し、地震応答解析を実施した。評価用地震動としては 1000gal 相当の拡幅有りの床応答スペクトルを用い、モデル化はアイソメ図により配管系を多質点、ビーム要素でモデル化し、内部流体や保温材等の付加質量を適切に考慮した。解析コードは梁理論による有限要素法解析コード SAP-IVを用い、材料物性等は「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の記載値を用いた。主な結果を表 1 に示す。最大応答加速度は、予熱ヒータ端子近傍で 7.7G、配管全体で 8.1G となったことから、想定すべき加速度を 10G と設定した。

4. 結言

予熱機能維持に必要な予熱ヒータの耐震性評価に資するため、地震応答解析を実施し、凍結リスクが相対的に高い小口径配管について予熱ヒータで想定すべき加速度を 10G と設定した。

表１　地震応答解析結果

No.	対象配管	最大応答加速度（G）	
		予熱ヒータ端子近傍	当該配管全体
1	１次メンテナンス冷却系（R/V 出口ガス抜き配管）	3.9	4.4
2	１次メンテナンス冷却系（R/V 入口ガス抜き配管）	4.5	4.5
3	２次メンテナンス冷却系（膨張タンク接続配管）	7.7	8.1
4	１次ナトリウム充填ドレン系（IHX ガス抜き配管）	5.1	7.4
5	１次ナトリウム充填ドレン系（コールドレグガス抜き配管）	6.0	6.0

*Kazuaki Matsui[1], Kazumichi Imo[2], Rika Mitsumoto[1], Masanori Ando[1] and Satoshi Futagami[1]
[1]JAEA, [2]Hitachi-GE

「もんじゅ」におけるメンテナンス冷却系を活用したロバスト性向上方策 (3) 予熱ヒータを対象とした加振試験

Capability study on robustness improvement using the maintenance cooling system in MONJU
(3) Shaking table tests of preheating system

*岡田俊親[1]，山田智紀[2]，光元里香[1]，安藤勝訓[1]，二神敏[1]
[1]原子力機構　[2]日立 GE

予熱ヒータ単体の耐震性について加振試験により、加速度 10G まで健全性が確保され、15G においても予熱機能は維持されることを確認した。これらの結果は、地震応答解析結果から明らかとなった想定すべき地震加速度に対して十分な尤度を示すものであり、重大事故等発生時の長期間の崩壊熱除去について予熱ヒータの機能を確保できる見通しを得た。

キーワード：高速炉，予熱ヒータ，加振試験

1. 緒言

ナトリウム冷却炉の場合、長期間の崩壊熱除去に対してナトリウムの凍結防止への配慮が必要である。「もんじゅ」においては、ナトリウム凍結防止のための予熱ヒータを耐震クラスCにて設計しており、重大事故等発生時の長期間の崩壊熱除去を想定した場合、予熱ヒータの耐震性の確保が必要となる。

本報では、予熱ヒータの耐震性の実力値把握を目的として実施した予熱ヒータの加振試験結果について報告する。

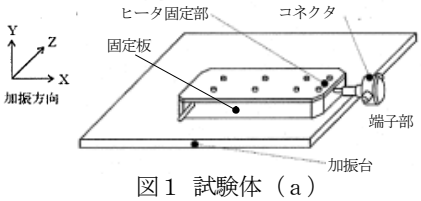


図１ 試験体（ａ）

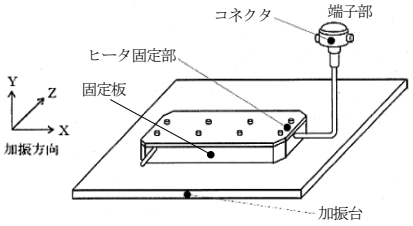


図２ 試験体（ｂ）

2. 試験内容

加振試験体は、実機で使用している予熱ヒータと同様のものを用意し、固定板に設けた溝にヒータをはめ込み、蓋板で押さえつける構造とし、固定板ごと加振台に固定した。試験体はナトリウム配管への予熱ヒータの取り付け方法等の観点から以下の２種類とした。

1）試験体（ａ）：端子直近部固定（図１）
2）試験体（ｂ）：発熱体直近部固定（図２）

各試験体を共振検索試験で確認された共振周波数にて正弦波による加振を行い、構造及び機能健全性を保つことができる最大の加速度を確認した。加振方向は、試験体（ａ）は端子直近部軸直角方向（Z 方向）及び端子直近部軸方向（X 方向）の独立２方向、試験体（ｂ）は水平２方向（ヒータ固定部の軸方向（X 方向）と軸直角方向（Z 方向））及び鉛直方向（Y 方向）の独立３方向とした。加振時間は保守的に設定し 120sec とした。加振加速度は 1.96 m/s²（0.2G）、9.8m/s²（1.0G）、49m/s²（5G）、98m/s²（10G）、147m/s²（15G）（加振装置上限）とした。構造及び予熱機能健全性について、加振後の機械的損傷の有無として外観目視及び内部状態の放射線透過試験による確認、電気的機能の確認として加振前後の導通確認及び絶縁抵抗測定を実施した。

3. 試験結果

試験体（ａ）については、加速度 10G までの構造健全性を確認した。さらに、15G の Z 方向の加振試験ケースで端子部の３点付け溶接部及び、端子部内部のスリーブ部（ステアタイト）に損傷が確認されたものの、導通及び絶縁抵抗に異常はなく加速度 15G にて予熱機能は維持できることを確認した。

試験体（ｂ）についても、加速度 10G までの構造健全性を確認した。さらに、15G の X 方向の加振試験ケースで端子部の３点付け溶接部に損傷が確認されたものの、導通及び絶縁抵抗に異常はなく加速度 15G にて予熱機能は維持できることを確認した。

上記の結果により、予熱ヒータは、シリーズ発表前報での地震応答解析結果をもとに設定した予熱ヒータ地震加速度条件 10G にて、構造健全性及び予熱機能健全性が確保できることを確認した。さらに、予熱ヒータの予熱機能は 15G まで維持できることを確認した。

4. 結言

加振試験の結果、予熱ヒータ単体では、地震応答解析結果から明らかとなった想定すべき地震加速度に対して十分な尤度を有していることを確認し、重大事故等発生時の長期間の崩壊熱除去について予熱ヒータの機能を確保できる見通しを得た。

今後、実機の予熱ヒータの配管への取り付け状態を再現した模擬体試験により、配管が振動した場合に、予熱ヒータの応答加速度が、地震応答解析結果から明らかとなった想定すべき地震加速度 10G を超えないことを確認する必要がある。模擬体試験では、配管の昇温状態の影響、保温材による影響及び、外部ケーブル接続による影響についても確認していく必要がある。

*Toshichika Okada[1], Tomonori Yamada[2], Rika Mitsumoto[1], Masanori Ando[1] and Satoshi Futagami[1]
[1]JAEA, [2]Hitachi-GE

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G04-09] もんじゅの知見蓄積

座長：笠原 直人 (東大)

2017年3月28日(火) 10:20 〜 12:00 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G04] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*澤崎 浩昌[1]、中村 恵英[1]、佐藤 健[1]、森岡 辰也[1]、内田 武伸[1]、塩谷 洋樹[1]、木曽原 直之[1] （1. 原子力機構）

10:20 〜 10:35

[2G05] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*森岡 辰也[1]、澤崎 浩昌[1]、内田 武伸[1]、佐藤 健[1]、中村 恵英[1]、塩谷 洋樹[1]、裾木 孝介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:35 〜 10:50

[2G06] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*内田 武伸[1]、澤崎 浩昌[1]、森岡 辰也[1]、佐藤 健[1]、中村 恵英[1]、塩谷 洋樹[1]、大川内 靖[1] （1. 日本原子力研究開発機構 もんじゅ運営計画・研究開発センター）

10:50 〜 11:05

[2G07] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*佐藤 健[1]、澤崎 浩昌[1]、森岡 辰也[1]、内田 武伸[1]、中村 恵英[1]、塩谷 洋樹[1]、大川内 靖[1] （1. 原子力機構）

11:05 〜 11:20

[2G08] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*中村 恵英[1]、澤崎 浩昌[1]、森岡 辰也[1]、内田 武伸[1]、佐藤 健[1]、塩谷 洋樹[1]、木曽原 直之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:20 〜 11:35

[2G09] 20年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について

*塩谷 洋樹[1]、澤崎 浩昌[1]、中村 恵英[1]、森岡 辰也[1]、佐藤 健[1]、内田 武伸[1]、荒井 眞伸[1] （1. 原子力機構）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （4）評価項目の選定

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
(4)Selection of evaluation items

*澤崎 浩昌[1]，中村 恵英[1]，佐藤 健[1]，森岡 辰也[1]，内田 武伸[1]，塩谷 洋樹[1]，木曽原 直之[1]
[1]原子力機構

約 20 年間の実機のプラントデータを用いてもんじゅ研究計画に関する評価を前報のとおり開始した。本報告では、現在までに得られているデータを用いて、評価可能な設備を抽出し、評価項目を選定したので報告する。

キーワード：もんじゅ，もんじゅ研究計画

1. 緒言

前回[1]（2016 年秋）より取組中の原子炉停止中に取得できたデータを中心にもんじゅ研究計画に関する評価を実施するため、評価可能な設備（以下「評価対象設備」という。）の抽出、評価項目の選定を行った。

2. 評価対象設備の抽出と評価項目の選定

評価対象設備としてもんじゅの設備の中から、原子炉停止時でも稼動している設備、これまで中央計算機にてデータ採取・保管された設備、もんじゅ研究計画の技術項目である機器システム設計技術、Ｎａ取扱技術に該当する設備のすべてに該当するものを抽出した。

評価項目は①もんじゅ研究計画に明示されているものに加え、もんじゅ研究計画の評価項目に関連し、②これまで高速炉開発の研究開発として取組んできた技術開発項目で、もんじゅ実機として未評価のもの、③運転経験を踏まえ、設備を改造後、未評価のものを追加した。また、評価中、関連して評価が可能なものがあれば、合わせて評価している。（例：冷媒冷却空調設備による除熱量の評価中、室内機器の放熱の伝播特性が評価可能と考えられたため、合わせて評価。伝播特性は今後の評価の際の基礎データとして有効。）

3. 結言、今後の取組

評価対象設備として 12 設備を抽出し、評価項目として 17 項目を選定した。主な評価対象設備、評価項目を表 1 に示す。

なお、平成 28 年 12 月にもんじゅ廃炉に係る政府方針が示され、その中で、「もんじゅで獲得してきた知見を改めて技術的見地から整理する」とされたことを踏まえ評価対象設備、評価項目など今後の取組について見直していく必要がある。

表１．評価対象設備、評価項目

選定根拠	評価対象設備（評価項目）
①もんじゅ研究計画に明示されているもの	冷媒冷却空調設備（除熱量） 1,2 次主冷却設備、炉外燃料貯蔵槽冷却設備、C/T（純化効率、拡散水素量、純度管理）
②従来からの R&D 項目で、もんじゅ実機として未評価のもの	１次主循環ポンプ：自然対流防止板の効果
③運転経験を踏まえ、設備を改造後、未評価のもの	原子炉容器室窒素雰囲気調節装置（圧力制御）

参考文献

[1]澤崎他、20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について(1)：日本原子力学会　2016 年秋の大会

*Hiromasa Sawazaki[1], Yoshihide Nakamura[1] ,Takeshi Sato[1] ,Tatsuya Morioka[1] ,Takenobu Uchida[1],Shiotani Hiroki[1]and, Naoyuki Kisohara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
（５）１次主冷却系循環ポンプの自然対流防止板の効果

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

（５）Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump

*森岡 辰也[1]，澤崎 浩昌[1]，内田 武伸[1]，佐藤 健[1]，中村 恵英[1]，塩谷 洋樹[1]，椙木 孝介[1]
[1]原子力機構

もんじゅの 1 次主冷却系循環ポンプでは、過去のＲ＆Ｄにおいて類似長尺ポンプで発生した周方向温度差に起因するナトリウム軸受部の軸固着を防止するため、内部ケーシングと外部ケーシングの間に自然対流防止板を設置し、周方向温度差が発生しないように設計している。

ナトリウムを冷却材とした大型・長尺の機械式たて型自由液面式遠心ポンプであるもんじゅ 1 次主冷却系循環ポンプの健全性確保に自然対流防止板の効果があったことを、プラントデータを用いて確認する。

キーワード：もんじゅ、1 次主冷却系循環ポンプ、周方向温度差、自然対流防止板

1. 緒言

FBR の 1 次系機械式ポンプ上蓋は、生体しゃへいと熱しゃへいのために長くなる。このような長い上蓋と外部ケーシングのガス環状狭あい部においては、自然対流が発生し、周方向に温度差が生じることが確認されている。過去の類似長尺ポンプで発生したナトリウム軸受部の軸固着は、周方向温度差が、ケーシングに熱変形を発生させ、ナトリウム軸受部の軸固着を発生させるものであった。もんじゅ 1 次主冷却系循環ポンプは、その対策としてガス環状狭あい部に自然対流防止板を設置し、周方向温度差の発生を防止する構造としている。図 1 にポンプガス層の対流防止板と周方向温度計測点数を示す。

2. 検討内容

もんじゅは原子炉停止中ではあるが、1 次ナトリウム冷却系は稼働状態にあり、ポンプの運転データは 20 年間以上蓄積されている。そのうちポンプガス層周方向温度データを用いて自然対流防止板の効果を確認した。データの内、ポンプ予熱状態から高温運転状態について、周方向温度差の評価を実施した。

3. 結言

設計における周方向温度差は、ガス層上部においては許容範囲 10℃、ガス層中部及び下部においては許容範囲 15℃であるが、それに対しガス層上部の最大温度差 6℃、ガス層中部及び下部の最大温度差 12℃と余裕があった。どの点においても大きな周方向温度差が発生しなかったことにより、自然対流防止板は効果を発揮していると評価できる。図２にナトリウム温度と周方向最大温度差（ガス層中部）の関係を示す。この成果により、今後の大型ポンプ設計・製作時においては、他の要因も考慮の上、より長尺化の実現が考えられる。

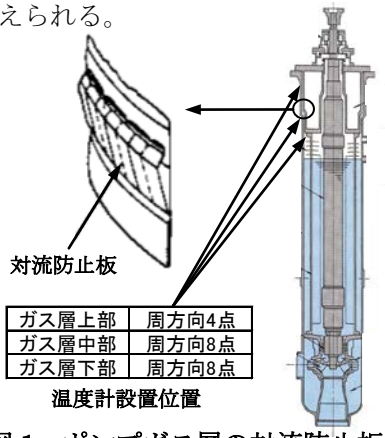


図１　ポンプガス層の対流防止板と周方向温度計測点数

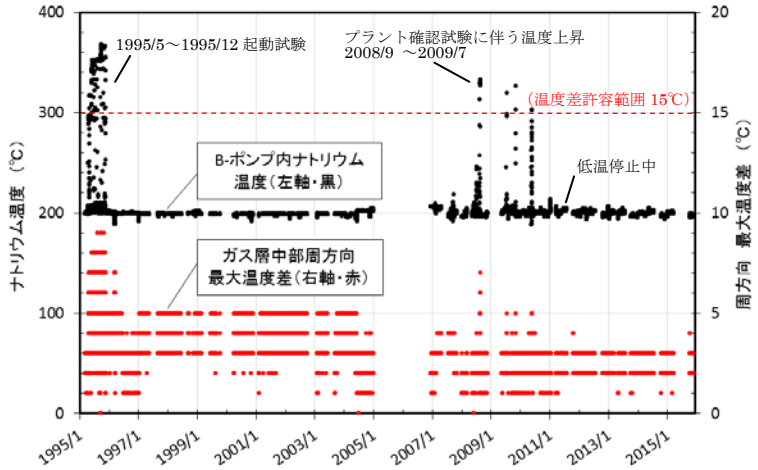


図２　ナトリウム温度とガス層中部周方向最大温度差の関係

*Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Takenobu Uchida[1], Takeshi Sato[1], Yoshihide Nakamura[1], Hroki Shiotani[1] and Kosuke Kunogi[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
（６）冷媒冷却空調設備の運転実績による除熱量評価

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(6) The evaluation about heat removal performance by experience of operating R/B HVAC

*内田武伸[1]，澤崎浩昌[1]，森岡辰也[1]，佐藤健[1]，中村恵英[1]，塩谷洋樹[1]，大川内靖[1]

[1]原子力機構

もんじゅでは 20 年以上に渡り、プラント特性評価に使用可能な各種データを蓄積している。蓄積したデータを使用して、原子炉格納容器内換気空調設備の除熱量（原子炉容器室内に設置している機器の放熱量）を設計値と比較し、Na 温度変化時の窒素雰囲気温度変化の追従性を評価した。

キーワード：もんじゅ、窒素雰囲気室、冷媒冷却空調設備、除熱量、雰囲気温度応答

1. 緒言

FBR の 1 次冷却系関連室は、万一の配管破損時の Na 火災防止のため、窒素雰囲気としている。加えて、FBR の原子炉格納容器（CV）内は、放射化 Na・水反応を防止するため禁水区域としており、もんじゅでは、CV 内換気空調設備（HVAC）に使用する冷却材として冷媒を使用している。また、FBR の 1 次系は 500℃以上の高温で、空調設備は大きな熱負荷を負っている。このような HVAC は FBR 特有の設備であり、その特性を評価した。

2.検討内容

1 次系 Na 温度変化が最も大きかった 1995 年の 40%出力試験時のデータを使用して、HVAC 除熱量を以下のとおり算出し、40%出力時の設計値（100%出力時の設計値から算出）と比較した。

$Q=\gamma \cdot Cp \cdot \Delta T \cdot F$　（Q：HAVAC 除熱量、γ：窒素ガス比重、Cp：窒素ガス比熱、ΔT：窒素ガス出入口温度差、F：HVAC 風量）

また、1 次系 Na 温度変化時の窒素ガス雰囲気温度変化の追従性を、Na 側温度変化に対するランプ応答遅れとして求めた。

3. 結言

40%出力試験時のデータから算出した HVAC 除熱量は、約 236kw であった。40%出力時の設計値は約 279kw であり、設計を満足していることを確認した。

また、1 次系 Na 側温度変化に対する窒素雰囲気温度変化をランプ応答遅れとして計算した結果、約 40 時間の応答遅れがあることがわかった（図 1）。この遅れは 1995 年に実施した他の時期の出力試験時でもほぼ同等の値であった。

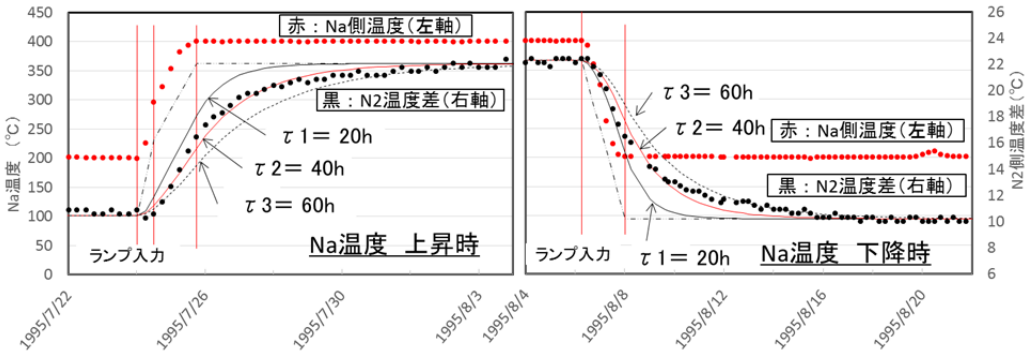


図 1　Na 温度変化時の窒素雰囲気温度変化の追従性評価結果

*,Takenobu Uchida[1], Hiromasa Sawazaki[1], Tatsuya Morioka[1] , Takeshi Sato[1] ,Yoshihide Nakamura[1] ,Hiroki Shiotani and Yasushi Ohkawachi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （７）２次系ナトリウム中の水素濃度の評価

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
(7) The evaluated results about hydrogen concentration in secondary sodium

*佐藤 健[1]，澤崎 浩昌[1]，中村 恵英[1]，森岡 辰也[1]，内田 武伸[1]，塩谷 洋樹[1]，大川内 靖[1]
[1]原子力機構

もんじゅにおいては、蒸気発生器伝熱管からの万一の水リークのとき、水リークが拡大する前に 2 次ナトリウム中の水素濃度変化を早期に検知し、対応することが重要である。そのためには、通常運転時における水素濃度を把握する必要がある。本報告では、2016 年秋の大会において発表したコールドトラップの純化効率の評価を用いて、1995 年性能試験データから拡散水素量を推定し、通常運転時の２次系ナトリウム中の水素濃度について予測を行った。

キーワード：もんじゅ、コールドトラップ、純化効率、水素計、拡散水素量、水リーク

1. 緒言

もんじゅは性能試験以降、水・蒸気系の運転がないことから、約 20 年間蓄積したコールドトラップの運転データは、伝熱管からの拡散水素がなく変動の少ないデータであった。前回は、これを用いて２次ナトリウム純化系コールドトラップの純化効率（η）を精度良く評価した。今回は、この評価結果および原子炉を 40%出力まで上げ、蒸気発生器まで通水し、伝熱管からの拡散水素がある状態の 1995 年性能試験データを用いて、下記の評価を行った。

2. 検討内容

水素濃度が上昇または下降したときのデータについて、9 つのケースに分け評価を実施した。拡散水素量の評価のため、2016 年秋の大会において発表したコールドトラップの純化効率 η =0.85 を用いて、アレニウス型の評価式を導出し、100%出力運転時における拡散水素量および定常運転中のナトリウム中の水素濃度について予測した。

3. 結言

得られた評価式を図に示す。40%出力運転時のもんじゅの蒸発器における拡散水素量（St）は約 1.6×10^{-11}（g/cm^2/sec）であった。また、蒸気発生器出入口のナトリウム平均温度（T_{av}）と拡散水素量の関係を示す評価式から 100%出力での拡散水素量は約 2.3×10^{-11}（g/cm^2/sec）であり、通常運転中のナトリウム中の水素濃度は 165ppb と予測できた。本評価結果を、水リーク時に適切に対応するための知見の１つとするとともに、次世代炉の水素計やコールドトラップの設計に反映する。

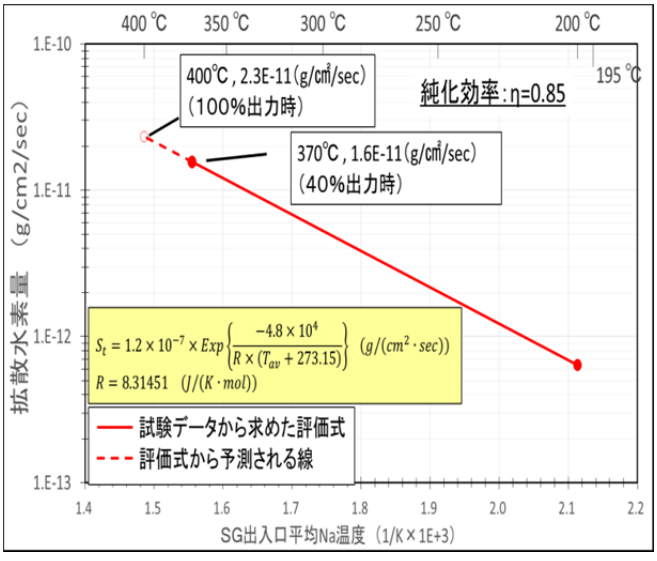


図　温度と拡散水素量の関係

参考文献

[1]佐藤他、20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について(3)：日本原子力学会　2016 年秋の大会

*Takeshi Sato[1], Hiromasa Sawazaki[1], Yoshihide Nakamura[1], Tatsuya Morioka[1], Takenobu Uchida[1], Shiotani Hiroki[1]and Yasushi Ohkawachi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （8）ナトリウムの純度管理について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
（8）Purity management of sodium

*中村 恵英[1]，澤崎 浩昌[1]，佐藤 健[1]，森岡 辰也[1]，内田 武伸[1]，塩谷 洋樹[1]，木曽原 直之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉では、冷却材であるナトリウム（以下「Na」と略す。）による材料腐食や不純物の析出による流路閉塞を防止するため、Na を高純度に維持、管理している。もんじゅでは、1 次主冷却系、2 次主冷却系、炉外燃料貯蔵槽冷却系（以下「EVST」と略す。）が該当する。これらの系統の 20 年以上に渡る Na 純度管理をプラギング計（以下「PL 計」と略す。）の計測値と化学分析結果を対比・整理した結果、管理目標値よりも十分低い値で純度が維持できていることを再確認した。

キーワード：もんじゅ、純度管理、プラギング計、化学分析

1. 緒言

Na による材料腐食や不純物の析出による流路閉塞は、Na 中の酸素に依存するため、酸素濃度を低くする必要がある。もんじゅでは、不純物濃度が管理目標値を越えても、直ちに運転に影響を与えないが、全ての系統の酸素濃度を 10ppm 以下に保つように純度管理を行っている。特に 1 次主冷却系においては、燃料被覆管の機械的強度を考慮し 3ppm を管理目標値としている。不純物の濃度測定については、1 次主冷却系、2 次主冷却系、EVST に PL 計を設置して、Na-酸素化合物の析出温度 T を測定し、Eichelberger 式（log C = 6.239−2447／T）を用いてその飽和溶解度 C に換算することで、酸素濃度を連続的に監視している。また、Na を系統からサンプリングし、化学分析による測定も行っている。

2. 検討内容

定期的に実施されているサンプリング Na の化学分析値を代表点とできる安定した運転区間を選定し、その期間の PL 計での酸素濃度と化学分析による酸素濃度を求めた。PL 計の測定値をプラントデータとして用いているため、測定原理の異なる化学分析値との比較も行うこととした。

3. 結言

図 1 は、約 20 年間の PL 計と化学分析による Na 中酸素濃度について両者を比較できる様にプロットしたものである。

もんじゅでは、約 20 年間全ての系統で管理目標値以下に管理してきているが、図 1 より最初の 40%出力運転時の温度上昇に伴う系統内の不純物溶出による不純物濃度の上昇等を除き、適切に純度が維持できていることを再確認した。酸素濃度が約 3ppm 以下の低い領域では、化学分析値の方が PL 計の測定値より高い傾向を示しているが、誤差を考慮すれば PL 計として妥当な値を示していることも確認できた。

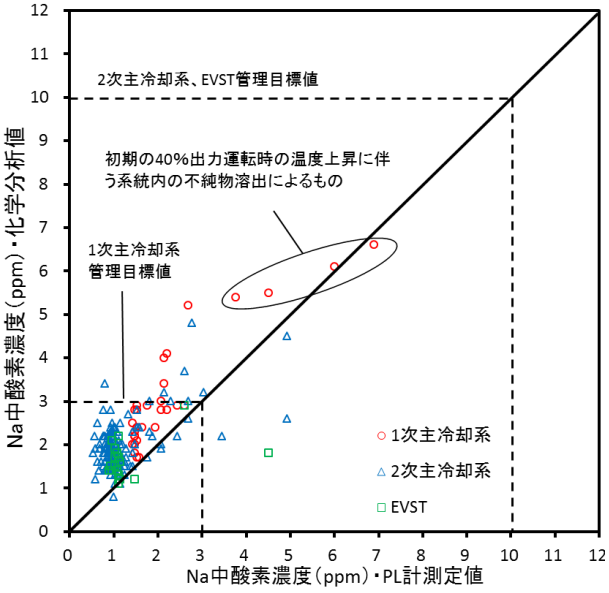


図1. 約20年間のNa中酸素濃度のPL計測定値と化学分析値の対比

参考文献

[1] AI-AEC- 12685. THE SOLUBILITY OF OXYGEN IN LIQUID SODIUM: A RECOMMENDED EXPRESSION.

*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1], Takeshi Sato[1], Tatsuya Morioka[1], Takenobu Uchida[1], Hiroki Shiotani[1]and,Naoyuki Kisohara[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （9）データ取扱い方法の改善方策と将来ビジョン

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
(9) Proposal on data treatment improvement and future vision

*塩谷洋樹[1]、澤崎浩昌[1]、中村恵英[1]、森岡辰也[1]、佐藤健[1]、内田武伸[1]、荒井眞伸[1]
[1]原子力機構

もんじゅプラントデータによる評価では、約 20 年分の膨大なもんじゅ中央計算機データなどを基に、シニア技術者と若手技術者の共同作業を通じて評価を進めている。本報では、データ処理上の課題を軽減・解決し、高速炉実用化にも資するため、情報技術と統計手法（ツール）を利活用するビジョンを提示する。
キーワード：高速炉，もんじゅ，もんじゅ研究計画，データ，情報技術

1. 緒言（もんじゅプラントデータによる評価における課題）

原子力機構では、高速増殖原型炉もんじゅのプラントデータを用いて「もんじゅ」機器を評価している。評価にあたっては、シニア技術者から「もんじゅ」機器設計における留意点を聴取し、設計や性能評価関連図書、実証炉・実用炉開発のニーズを調査し、評価対象の設備と評価項目を選定している。次いで中央計算機データを対象として、機器の停止による欠落箇所や機器の調整運転時に計測された外れ値の削除といったデータ加工を経て評価用データセットを準備する等、多くの労力を費やす作業を進めている。

2. 高速炉開発を巡る課題

高速炉の実用化に向けては、①設計合理化・新技術採用を通じた経済性及び安全性の向上や、②実機運転を通じた高速炉の保守管理手法の確立、③検査の合理化を通じた設備利用率向上と（点検費を含む）運転維持費低減といった課題があるが、その際、①「もんじゅ」設計を経験した技術者の高齢化による、若手技術者への知識・技術を伝承する時間・人材の制約、②我が国の人口及び原子力技術者の減少に起因する将来の高速炉専門家の不足、といった課題も考慮する必要がある。

3. 情報技術活用のビジョン

上記課題に対し、現有するプラント及び施設の活用、国際協力を通じた開発効率化、シニア技術者の経験・知識をマンツーマンでの伝承に加え、進展著しい統計ツール・大規模データ処理手法及び機械学習等の情報技術の活用を図ること（表 1 参照）が、①評価用データの加工・検討の省力化の達成、さらに長期的には、②知識伝承の加速や不完全な知識伝承の補完、③高速炉の運転保守の効率化、従事する人員の低減、運転維持費の低減、等に有益である。

表 1. 知識の伝承・学習方法の分類例

大分類	学習方法例
人間のみによる学習	独習
	教師による伝承
（人間と）機械と協調した学習	エキスパートシステム（決定木分析）
	サポートベクターマシン
	クラスタリング
	ボルツマンマシン
	制限ボルツマンマシン

4. 結言、今後の取組

「もんじゅ」の廃止措置方針を踏まえ、新たに高速炉の運転・保守経験を積むことが当面難しくなる中、高速炉の実用化に向け、情報技術の利活用を進めて人間と情報技術が協調していく開発ビジョンを提案していく。今後、実用化ニーズと技術シーズを吟味して、高速炉開発計画への反映に努めたい。

参考文献

[1]澤崎他,、20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について（1）全体概要、日本原子力学会　2016 年秋の大会

*Hiroki Shiotani[1], Hiromasa Sawazaki[1], Yoshihide Nakamura[1], Tatsuya Morioka[1], Takeshi Sato[1], Takenobu Uchida[1], Masanobu Arai[1]

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G10-17] ナノ粒子分散ナトリウム

座長：宮川 高行 (原電)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 16:55 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G10] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*荒 邦章[1]、宮本 明[2]、山下 晃弘[3]、栗田 晃一[4] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東北大学、3. 三菱重工業㈱、4. 三菱FBRシステムズ㈱）

14:45 〜 15:00

[2G11] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*畠山 望[1]、三浦 隆治[1]、鈴木 愛[1]、宮本 明[1]、斉藤 淳一[2]、荒 邦章[2] （1. 東北大、2. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[2G12] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

福永 浩一[1]、山下 晃弘[1]、*永井 正彦[1]、荒 邦章[2]、斉藤 淳一[2]、永井 桂一[2] （1. 三菱重工、2. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

[2G13] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*斉藤 淳一[1]、永井 桂一[1]、荒 邦章[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:30 〜 15:45

[2G14] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*永井 桂一[1]、斉藤 淳一[1]、荒 邦章[1] （1. 原子力機構）

15:45 〜 16:00

[2G15] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*神田 大徳[1]、永井 桂一[1]、斉藤 淳一[1]、荒 邦章[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:00 〜 16:15

[2G16] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*市川 健太[1]、吉岡 直樹[1]、栗田 晃一[1]、神田 大徳[2]、永井 桂一[2]、斉藤 淳一[2]、荒 邦章[2] （1. 三菱FBRシステムズ、2. 日本原子力研究開発機構）

16:15 〜 16:30

[2G17] ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

*松村 篤[1]、栗田 晃一[1]、井手 章博[1]、荒 邦章[2]、斉藤 淳一[2] （1. 三菱FBRシステムズ、2. 日本原子力研究開発機構）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (26) 成果概要

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(26) Summary of Project

*荒　邦章[1]、宮本　明[2]、山下晃弘[3]、栗田晃一[4]

[1]原子力機構、[2]東北大学、[3]三菱重工業、[4]三菱 FBR システムズ

ナノ粒子分散ナトリウム（ナノ流体）による冷却材ナトリウムの化学的活性度抑制技術を用いた高速炉の安全性向上を目指している。従来の設計基準を超える厳しい事故を想定したナノ流体技術の開発および適用性評価を進めており、これまでに明らかになったナノ流体の適用効果等について報告する。

キーワード：高速炉、ナトリウム、反応抑制、ナノ流体

１．研究目標：ナノ流体技術を用いて、冷却材ナトリウムに潜在する危険性を低減することにより、ナトリウムの化学的活性度が係る事故等における格納機能の健全性確保ならびに重大事故への進展防止の可能性を明らかにし、その方策の提示に資することを目標とする。

２．研究計画：かかる目標を達成するために、①ナノ流体の反応抑制効果の評価および抑制メカニズムの解明、②原子炉プラントに適用した場合の効果の評価ならびに適用方策の検討、③全く新しい技術であるナノ流体の製造技術開発を実施している。また、これらの研究を通じて、アルカリ液体金属媒質へのナノ粒子分散と言う新しい固−液分散系技術の特性、応用等に関わる技術のポテンシャルを評価し基盤知見として整備する。

３．進捗および成果概要：これまでの研究から明らかになったことの主要な点を次に示す。

(1)ナノ粒子分散による反応抑制効果：①評価対象事象としたナトリウム漏えい起因する燃焼火災、特殊な雰囲気条件下で発現の可能性を有する鋼製ライナの溶融塩型腐食、更に、ライナが貫通破損に至った場合のナトリウム−コンクリートならびに蒸気発生器伝熱管破損に起因するナトリウム−水反応について、反応抑制効果を把握し、従来の設計基準を超える事象を想定しても格納機能の維持に充分な効果を有することが明らかになった。②また、これらの反応現象把握とともに、ナノ粒子分散による原子間相互作用の理論推定や相互作用に基づく物性の変化および反応抑制効果との相関性など理論的検討を進め、ナノ粒子分散ナトリウム中の構造や特性が明らかになってきた。(2)反応抑制のメカニズムは、①ナノ粒子分散による原子間結合力の増大(凝集エネルギーの増加)による反応速度の緩和および反応熱量の低減が全ての反応現象で効果があることに加えて、副次的な効果として、②粒子種を選べば安定化合物生成による反応の自己終息効果の制御が可能となり、③アルカリ金属に固有の電気化学的特性に起因する腐食現象の緩和など相乗的な反応効果を生み出しうることが明らかになった。

(3)事故条件の厳しさとその影響：漏えい温度の高温化、規模の拡大等事故条件の厳しさに応じて影響が拡大するが、ナノ流体の適用により影響を限定しうることが明らかになってきた、例えば、大規模漏えい燃焼の場合には反応自己終息効果により漏えい規模に依らず影響を限定でき、高湿分環境下でも溶融塩型腐食を回避しうる。

(4)実炉における適用効果予測：反応抑制メカニズムを取り込んだ評価手法を整備し、実機における反応抑制効果の予測を通じてナノ流体適用による漏えい燃焼事故および水反応事故時の効果の有効性を評価した。

(5)ナノ製造に関わる基盤技術：ナトリウムに適合する粒子仕様を明らかにし、その製造法(気相蒸発急冷)と装置化に必要な設計知見を取得するとともに、液体金属への分散に関わる技術要件を整理してナノ流体製造に必要な基盤技術の整備を図っている。実用化に向けた提案として粒子生成と同時に分散を行う直接分散手法を検討した。

(6)反応抑制以外の冷却材適用性評価：反応抑制に関する研究に加えて、ナノ流体の実炉への適用の観点から冷却材への適用性に関して、設計から運転、保守・補修などの広範な切り口から懸念事項を抽出して、理論検討だけでなく小規模の実験による検証を行って、基盤研究の段階において成立性を阻害する要因が無いことを把握しており、今後の工学的開発段階で検証する。以上を総じて、反応抑制に関わる基盤知見、実炉の評価手法および製造技術基盤等の整備が進み、今後の実用化に向けた検討に向けた検討に備えている。

４．ナノ流体技術のポテンシャル：ナノ粒子分散による原子間相互作用は強固であり、高速炉の使用条件下(温度範囲など)においては安定した反応抑制効果を示すことが理論及び実験の両面から明らかになっており、事故事象が厳しくなる程に反応抑制効果はより顕著に期待しうる。ナトリウムの弱点を克服のブレークスルーとなりうる。

本研究は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Kuniaki ARA[1], Akira MIYAMOTO[2], Akihiro YAMASHITA[3], Koichi KURITA[4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku University, [3]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [4]MITSUBISHI FBR SYSTEMS.

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
（27）理論検討（9）

Study on Safety Enhancement of the Fast Reactor by Using Nanoparticles Suspension Sodium
(27) Theoretical Study (9)

*畠山 望[1]，三浦 隆治[1]，鈴木 愛[1]，宮本 明[1]，斉藤 淳一[2]，荒 邦章[2]
[1]東北大学，[2]原子力機構

ナトリウムに金属ナノ粒子を分散させたナノ流体の反応抑制メカニズムについて、適用性評価への反映を目的として、ナトリウムとナノ粒子の原子間相互作用の観点から実験融合マルチスケール・マルチフィジックス計算化学を用いて、プール燃焼の自己終息現象や落下液滴の燃焼抑制効果を理論的に解明した。

キーワード：ナノ流体，計算化学，超高速化量子分子動力学法，人工知能，適用性評価

1. 緒言

高速炉のナトリウム冷却材は、金属ナノ粒子を分散することによって、化学的に劇的に安定化する。これを原子レベルから理論的に解明し、適用性評価に必要な基礎知見を整備するために、実験融合マルチスケール・マルチフィジックス計算化学によって、プール燃焼および落下液滴燃焼の検討を行った。

2. 計算方法

原子レベルでは、人工知能融合超高速化量子分子動力学法によりナノ流体の凝集エネルギーを計算した。プール燃焼については、パーコレーション理論に基づくナトリウム酸化物粒界の閉塞を考慮しながら，プール面に垂直な一次元移流酸化還元反応方程式系を構築し、差分法によって解いた。落下液滴燃焼は、原子ベル計算により算出された物性情報を取り入れながら、化学反応連続体方程式系を差分法で解いた。

3. 計算結果

プール燃焼シミュレーションにより、ナノ流体における自己終息現象の再現に成功した（図 1(a)）。また、液滴落下燃焼では、液滴の温度上昇を適切に模擬しながら、ナノ流体の温度抑制効果を定性的に再現した（図 1(b)）。これらの結果を適用性評価モデルに反映することにより、ナノ流体の評価が可能となった。

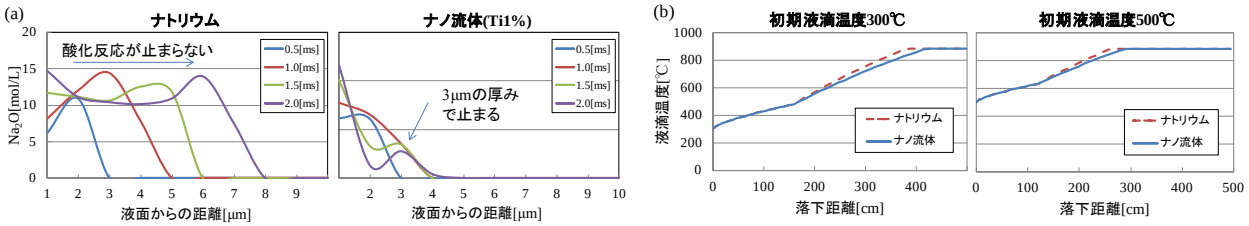


図 1 (a) プール燃焼における酸化被膜成長、(b) 落下液滴燃焼における温度上昇(初期液滴径 3.5mm)

本研究は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究

(28) ナノ流体製造技術開発（その 3）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension

(28) Development of Nanoparticle Fabrication technology (No.3)

*福永 浩一[1]、永井 正彦[1]、山下晃弘[1]、荒 邦章[2]、斉藤 淳一[2]、永井 桂一[2]

[1]三菱重工、[2]原子力機構

ナノ流体の工学的規模での製造・効率化を考えた場合、ナトリウム蒸気を用いた直接分散手法が有効となる。その基礎知見取得として、ナトリウムに可溶な銀を用いたナノ粒子被覆試験を実施し、ナノ粒子表面への金属被覆技術を開発し、ナトリウム直接分散の可能性を探った。

キーワード：ナノ粒子 1、ナトリウム 2、ナノ流体 3、製造技術 4、分散 5

1. 緒言

一般的に金属ナノ粒子は表面が酸化され易い為、不活性雰囲気での取扱い等ナノ流体製造段階において高度なナノ粒子管理手法が要求される。その高度化検討の一方案として、ナトリウム蒸気を用いた直接分散技術が有効と考えられる。ここでは原理確認の研究としてナトリウム直接分散手法の可能性について検討した。具体的には、ナトリウムの代替として模擬金属を用いてナノ粒子表面へ被覆の可能性について取り組んだ。

2. 実験

2-1. 被覆方法の検討

本研究ではナノ粒子製造方法として気相蒸発法を用いている。気相蒸発法では加熱場に供給された原料金属が蒸気となり、キャリアガスにより冷却され、過飽和となった蒸気が核生成し、周囲の金属蒸気を取り込みながら成長し、融点を下回ると固体ナノ粒子となる。そこでナノ粒子への被覆方法として、核生成・成長場における金属蒸気分圧に着目した。ナトリウムはナノ粒子金属（チタン）と比べ蒸気圧が高い。そこで、チタンを先に核生成・成長させ、その周囲にナトリウムを模擬した被覆金属蒸気が付着するように蒸気分圧を制御し、ナノ粒子表面へのナトリウム模擬金属の被覆を行った。

2-2. 被覆金属の選定

ナノ粒子に被覆する模擬金属として求められる要件は、ナトリウムへの溶解度が高く、また被覆方法の観点から、ナノ粒子金属よりも蒸気圧が高く、融点が低い事である。そこでナトリウム - 金属の相図からナトリウムへ溶解する金属を確認し、原料供給状態に影響を及ぼす比重および入手可能な粒子径の観点から銀を選定した。

2-3. 被覆粒子試作試験および被覆状態の確認

銀よりもチタン蒸気分圧が高くなるように、且つナトリウムへの銀の溶解度の観点から、原料混合比率を調整し、キャリアガスと共に加熱場に供給し、模擬金属被覆粒子の試作を行った。粒子の TEM(Transmission Electron Microscope)観察結果を図 2.1 に示す。

観察の結果、通常のチタンナノ粒子の状況とは異なり、粒子を覆うような物質が確認された。本粒子の ICP(Inductively Coupled Plasma)分析を行ったところ、銀が含まれている事がわかった。

現在、試作した被覆粒子をナトリウムへ溶解させ、銀被覆状態を確認中である。

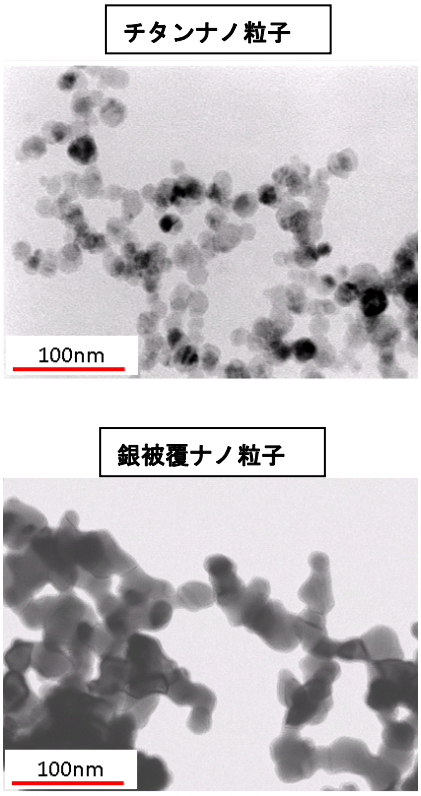


図 2.1　チタンナノ粒子および銀被覆粒子

3. 結論

ナトリウム蒸気を用いた直接分散手法の基礎知見取得を目論み、チタンナノ粒子表面へナトリウム模擬金属として選定した銀の被覆試験を実施した。試験の結果、加熱場および金属蒸気分圧の制御により、チタンナノ粒子表面への銀被覆が可能である事を把握し、ナトリウム被覆の可能性を確認した。現在、試作した銀被覆粒子のナトリウム溶解試験を実施し、銀のみがナトリウム中に溶解することを確認中である。これらの結果を纏め、ナトリウム直接分散手法の知見として整理を行う。『本研究は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。』

参考文献

[1] 福永浩一、永井正彦、荒邦章、斉藤淳一、気相蒸発法を用いたシングルナノサイズ金属微粒子製造技術の開発、化学工学会 第 47 回秋季大会

*Koichi Fukunaga[1], Masahiko Nagai[1], Akihiro Yamashita[1], Kuniaki Ara[2], Jun-ichi Saito[2] and Keiichi Nagai[2]　[1]MHI.、 [2]JAEA.

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (29) 反応抑制効果（その８）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(29) Reaction Suppression (8)

*斉藤淳一[1]、 永井桂一[1]、 荒　邦章[1]
[1]原子力機構

これまでに得られたナノ流体の反応抑制効果に関する知見を整理して、ナトリウム漏えい燃焼事故におけるナトリウムの事象進展、反応特性の違いについて検討した。

キーワード：高速炉、ナトリウム、原子間相互作用、反応抑制、ナノ流体

１．緒言

ナノ流体の特性把握が進んだことにより、反応特性や抑制効果が明らかになってきた。特に従来の設計基準を超えるような厳しい条件(漏えい温度高、漏えい規模拡大など)ではナノ流体が有する機能に起因して、ナトリウムの事象進展や反応過程と異なる様相を示すこともわかってきた。このため前述の漏えいナトリウムの高温化など事故時条件が厳しくなる場合において、ナトリウムとナノ流体の事象進展、反応様相の差異について、これまで取得した実験知見を基に分析評価し、ナノ流体が有する反応抑制ポテンシャルについて考察した。

２．(ナトリウムとナノ流体の)事象進展と反応挙動の違い

ナトリウム漏えいに起因する事象進展と各過程における影響について、両者の特性を比較する。漏出以降の事象進展挙動を以下に示す。

(1) 燃焼過程：雰囲気温度上昇：ナトリウムは温度が高くなるにしたがって影響が拡大、ナノ流体ではナトリウムに比べて燃焼温度の低下により影響が小さい

(2)　　：構造物への熱負荷：ナトリウムは温度が高くなるにしたがって影響が拡大、ナノ流体ではナトリウムに比べて燃焼温度の低下、燃焼停止により影響が顕著に低下

(3) 構造物への作用：特殊環境(高湿分)下の腐食：ナトリウムでは温度が高くなるにしたがって腐食速度が著しく増大、ナノ流体では腐食速度が顕著に低下

(4) 更に進展：コンクリート反応：ナトリウムでは温度が高くなるにしたがって反応拡大、ナノ流体ではコンクリートに接するまでの温度が低下

３．反応抑制(事象進展、反応挙動)に対するナノ粒子分散の寄与

(1) 基本的反応抑制機能

ナノ粒子の分散により、ナノ粒子と周囲のナトリウム原子との原子間結合力の増強により蒸発速度が低下する。ナトリウム原子からナノ粒子への電荷移行の増大により反応速度の低下および反応熱量の低減が起きる。

(2) 副次的機能(効果)

・自己終息機構：ナノ粒子の金属種を選択することにより、表面反応の酸化膜層中にナノ粒子金属とナトリウム、酸素の熱力学的に安定で融点の高い 3 元系酸化物を生成することから、高い燃焼温度でも燃焼表面へのナトリウムの供給経路を閉止することにより燃焼が停止する。

・電気化学的な腐食反応抑制：腐食源である過酸化イオンがナノ粒子と安定な酸化物を形成することにより、腐食速度が低下する。

・ナノ粒子の元素吸着機能：ナノ粒子表面に水素が吸着(結合)することにより、水素発生量が減少する。

(3) ナノ流体のポテンシャル

原子間相互作用はナトリウムの沸点まで安定に維持されることから、反応抑制は高速炉の使用温度範囲を超えた厳しい高温まで効果(高いポテンシャル)がある。

４．結言

ナノ流体の反応抑制効果に関する知見を整理して、ナトリウム漏えい燃焼事故におけるナトリウムの事象進展、反応特性の違いを示した。反応抑制効果へのナノ粒子分散の寄与については後報で詳述する。

本研究は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1] and Kuniaki ARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
(30) 反応抑制効果（その９）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(30) Reaction Suppression (9)

*永井桂一[1]、斉藤淳一[1]、 荒　邦章[1]

[1]原子力機構

ナトリウム漏えい燃焼事故におけるナトリウムの事象進展、反応特性の違いを示した。反応抑制効果へのナノ粒子分散の寄与について検討した。

キーワード：高速炉、ナトリウム、原子間相互作用、反応抑制、ナノ流体

１．緒言

本報告では前報(29)で挙げたナノ粒子分散による反応抑制効果へ寄与する機能について、その抑制メカニズムについてナノ粒子表面原子とナトリウム原子の原子間相互作用とともにナノ粒子分散による副次的効果の寄与を考察した。

２．燃焼現象からみたナノ粒子分散の効果

① 反応過程全般への効果： ナノ粒子が分散したことによる反応過程全般への寄与として、ナノ粒子表面原子とナトリウム原子の原子間結合力の増加による凝集エネルギーの増加により、蒸発速度が抑制される。また、ナトリウム原子からナノ粒子への電荷移行(電荷の偏り)による反応の活性化エネルギーの増大により反応速度の低下、初期エネルギー状態の安定化により反応熱量の低減が抑制効果として現れる。これらはナノ粒子とナトリウム原子の共有結合を基にしており、結合は沸点まで安定に維持されることから、抑制効果は運転温度を超える高温でも発現する。抑制効果は広い範囲温度で発現することが示され、高いポテンシャルを有することが明らかになった。

② (気液)反応界面： 界面反応は燃焼酸化物層中の過酸化ナトリウムが燃焼熱により融点を超えると融解し、それにより燃焼界面へのナトリウムの供給経路が形成し、燃焼が継続する現象である。ナノ流体では酸化膜層中でナノ粒子成分と反応物であるナトリウムと酸素が強固なイオン結合を起こし、熱力学的に非常に安定な 3 元系酸化物が生成される。この酸化物は融点が高く燃焼温度では融解しないため燃焼酸化物層中の燃焼界面へのナトリウムの供給経路を閉鎖し供給が止まり、燃焼の自己終息を出現させる。

この自己終息機構は漏えい規模に依存することなく、燃焼界面で発現する抑制効果である。この自己終息機構と前項の原子間相互作用による抑制効果を併せた相乗効果により大規模漏えい燃焼ほど抑制効果が期待できる。

③ 反応(開始、停止)の閾値: ナノ流体は酸素ポテンシャルに対する感度が非常に高いことが実験知見により明らかになっている。これにより前述の自己終息機構の酸化膜層が物理的に破壊されたり、高温で表面が気相反応になり、仮に自己終息機構が発現しないとしても酸素濃度が少し低下しただけでも燃焼が終息する。これは原子間相互作用による抑制効果と自己終息機構が重畳して発現する効果である。

閉じ込められた空間で漏えい燃焼が生じた場合、ナノ流体では燃焼することにより空間内の酸素量が低下し、それにより、燃焼は自己窒息消火に至る。また、この効果は再着火の閾値(酸素濃度、温度)を上げると期待できる。

④ アルカリ金属に固有の特殊な反応： 高湿分下の漏えい燃焼時に生じるアルカリ金属に固有の溶融塩型腐食速度は著しく速い。この原因物質は高温のアルカリイオン溶融体中に過酸化ナトリウムが混入しイオン化して生じる過酸化イオンである。この過酸化イオンがライナ材の主成分である鉄と著しい腐食反応を起こす。ナノ流体では原子間相互作用による抑制効果により燃焼温度が低下し、溶融体温度が低下する。また、燃焼生成物が変化し、過酸化ナトリウムの生成量が低下する。さらに、ナノ粒子金属種を選択することにより過酸化イオンはナノ粒子と強いイオン結合を生じ、熱力学的に安定な酸化物を形成する。それらの相乗効果により腐食速度が顕著に低下する。

ナノ流体の適用により溶融塩型腐食の速度は速度の遅い複合酸化物型腐食のそれよりも低下した。これは床ライナ腐食量が設計上、無視してもよい程度まで低減した。床ライナの減厚が可能であると共に腐食による床ライナの破損が回避でき、これに起因するナトリウムーコンクリート反応に至らないことが期待できる。

２．結言

漏えい燃焼に対して、プラントへの影響が特に顕著な抑制効果について抑制メカニズムをナノ粒子とナトリウム原子の原子間相互作用の観点から明らかにした。

本研究は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

* Keiichi NAGAI[1] , Jun-ichi SAITO[1] and Kuniaki ARA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
(31) 反応抑制効果（その 10）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(31) Reaction Suppression (10)

*神田大徳[1]、 永井桂一[1]、 斉藤淳一[1]、 荒　邦章[1]

[1]原子力機構

ナトリウム冷却型高速炉（SFR）におけるナトリウム-水反応では、高圧の水・蒸気の噴出によりジェット状の反応形態（反応ジェット）となる。実機評価のためには、この特殊な反応現象を把握することが重要となる。本報では、ナノ粒子分散ナトリウム適用による反応抑制メカニズムの検討結果をふまえて、これまでに構築した水反応評価手法への反応抑制メカニズムの反映について報告する。

キーワード：高速炉、ナトリウム、原子間相互作用、反応抑制、ナノ流体

1. 緒言

SFR におけるナトリウム-水反応の反応挙動は、反応ジェット中での蒸発ナトリウムと水・蒸気との気相反応が支配的である。ナノ粒子分散による反応抑制メカニズムの検討結果をふまえて、水反応評価手法[1]を改良・整備し、実機評価に供する。

2. 反応抑制メカニズムの水反応評価手法への取り込み

これまでの検討では、反応ジェットにエントレンされたナノ流体液滴からのナトリウムの蒸発挙動及び蒸発したナトリウムと水・蒸気との気相反応挙動が支配的な挙動であると推定している。反応抑制メカニズムの検討において、ナノ粒子をナトリウムに分散させたことによる凝集エネルギーの増大が、上記の二つの挙動に影響し、水反応を抑制することが示唆されている。以上をふまえて、ナノ流体適用による水反応抑制（反応ジェット温度低下）の概念を図 1 のように推定した。凝集エネルギーの増大により、表面張力、蒸気圧等の物性の変化とこれに伴う液滴径の増大、蒸発速度の低下が生じるとともに、反応熱量が低下する。これら二つの効果により反応ジェット温度が抑制される。上記の効果をこれまでに整備してきた水反応評価手法（モデル）に適用した。

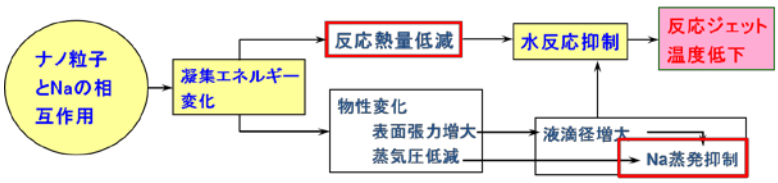


図 1　ナノ流体適用による水反応抑制概念

3. 水反応抑制に関する理論推定の実験結果との比較

2. で提案した水反応評価モデルによるジェット状のナトリウム-水反応現象の再現性について、水蒸気注入実験結果との比較により検討した。提案したモデルによる評価結果と実験結果を図 2 に示す。図 2 より、ナノ流体及びナトリウムどちらの場合についても、提案したモデルが実験結果とよく一致する結果となった。また、実験結果においてナノ流体適用時には反応ジェットの最高温度がナトリウムと比較して約 150℃低下し、反応抑制を示す結果となっており、提案したモデルについてもこの反応抑制効果を模擬出来ることを確認した。以上の結果から、実機への適用性評価においては、本検討結果をふまえて水反応評価を実施する。

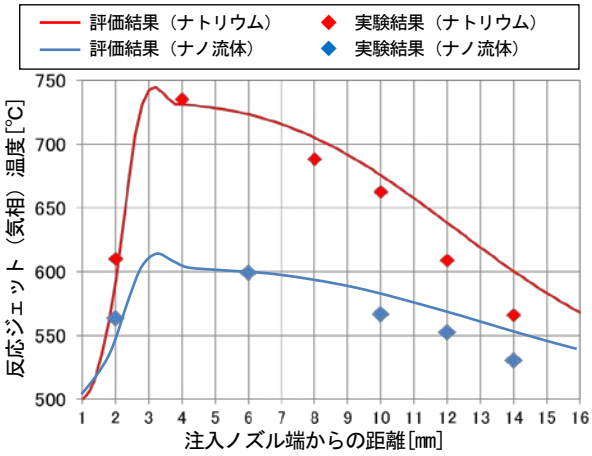


図 2　提案するモデルによる評価と実験結果の比較

参考文献

[1] 神田他、日本原子力学会「2015 年　春の年会」、G24

本研究は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

* Hironori KANDA[1], Keiichi NAGAI[1], Jun-ichi SAITO[1] and Kuniaki ARA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
(32)適用性評価(その 5)

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(32) Evaluation of applicability of nanofluid to FBR plant (5)

*市川 健太[1]，吉岡 直樹[1]，栗田 晃一[1]，神田 大徳[2]，永井 桂一[2]，斉藤 淳一[2]，荒 邦章[2]

[1]三菱 FBR システムズ，[2]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉における蒸気発生器（SG）伝熱管破損時のナトリウム-水反応事象を対象に、ナノ流体の反応抑制効果を導入することで期待される安全性向上効果について報告する。

キーワード：液体ナトリウム，ナノ流体，高速炉プラント，ナノ粒子，ナトリウム-水反応

1. SG 概念の検討

ナノ流体の適用を想定し、SG 概念を検討した。ナノ粒子の分散は、ナトリウムの伝熱流動特性に大きく影響しないため、伝熱性能要求を満足するための特別な設計対応は不要である見通しを得た。

2. ナノ流体をプラントに適用した場合の予測解析

SG 伝熱管破損を想定すると、ナトリウム又はナノ流体中への水リークにより、高温腐食性の反応ジェットが形成され、隣接伝熱管の破損伝播に至る可能性がある。伝熱管の破損伝播を放置すると、大規模なナトリウム-水反応により系統内の圧力が上昇し、格納容器（CV）バウンダリや 2 次主冷却系バウンダリの健全性に対して脅威となる。また、事故後のプラント再使用等の資産保護の観点からも課題となる。

本研究では、ナノ流体固有の凝集エネルギー増大現象に基づく反応抑制モデルを反映した伝熱管破損伝播解析手法を用い、SG 伝熱管破損事象の予測解析を実施した。解析対象は、ナトリウム又はナノ流体を適用した実プラント規模の大型 SG として、SG 水ブロー失敗等の設計基準を超える厳しい事象を想定した。

（1）反応ジェット温度

本研究にて整備した評価手法を適用し、反応ジェット温度分布を評価した。図 1 に示す通り、ナノ流体の適用により、反応ジェット温度が低下し、高温領域が縮小する結果となった。

（2）伝熱管損傷規模

伝熱管破損伝播のメカニズムであるウェステージや高温ラプチャは、反応ジェット温度に依存する。ナノ流体の適用による反応ジェット温度の低下により、これらの現象が緩和されることで、隣接伝熱管の損傷は大幅に抑制され、更に、高温領域の縮小により、伝熱管の損傷本数も軽減される結果となった。

（3）系統内の発生圧力

ナノ流体の適用による伝熱管損傷規模の縮小に伴い、SG 内の破損伝熱管の合計水リーク率が大きく低減し、系統内に発生する圧力上昇も抑制される結果となった。

3. ナノ流体の適用による安全性の向上

水リーク検出が不利な大型 SG において、設計基準を超える事象を想定しても、ナノ流体の適用により、水リーク対策設備を増強することなく、CV バウンダリや 2 次主冷却系バウンダリの健全性を確保できる見通しが得られた。これにより、格納機能喪失等の深刻な事象を回避でき、安全裕度が拡大すると評価した。また、伝熱管損傷の規模が軽減され、事故後処理やプラント再使用のために補修が必要な設備も限定されることから、資産保護の観点でも有利であると評価した。

ナノ流体の適用により、SG 伝熱管破損時の CV バウンダリ確保に関する安全シナリオのロバスト性を向上させながら、SG のみならず水リーク対策設備への安全設計要求が緩和され、設計自由度が拡大する見通しが得られた。

本報告は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果である。

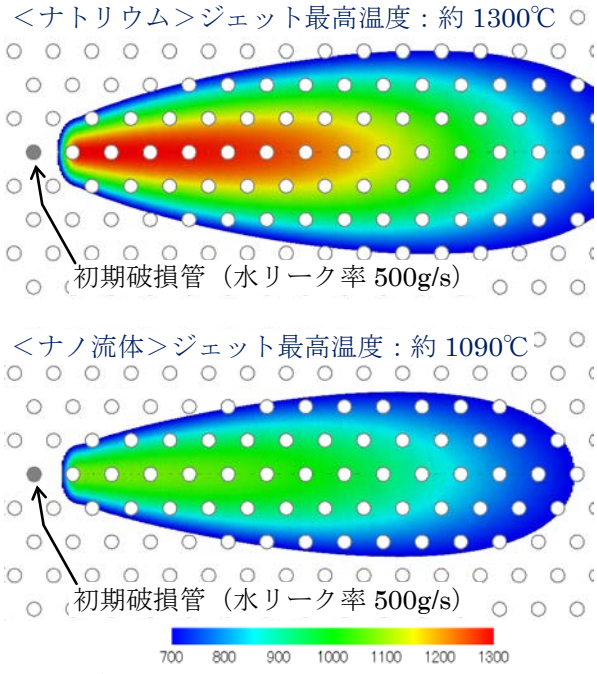


図 1　反応ジェット温度の評価結果

参考文献

[1] 神田他、日本原子力学会「2015 年　春の年会」、G24
[2] Kanda et al., ICAPP (2015) 15248

*Kenta Ichikawa [1], Naoki Yoshioka [1], Koichi KURITA [1], Hironori Kanda [2], Keiichi Nagai [2], Jun-ichi SAITO [2] and Kuniaki ARA [2]
[1] MITSUBISHI FBR SYSTEMS [2] Japan Atomic Energy Agency.

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
(33)適用性評価(その 6)

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(33) Evaluation of applicability of nanofluid to FBR plant (6)

*松村 篤[1]，井手 章博[1]，栗田 晃一[1]，斉藤 淳一[2]，荒 邦章[2]

[1]三菱 FBR システムズ，[2]原子力機構

ナトリウム漏えいに伴う燃焼・腐食事象を対象に、実験的に確認されているナノ流体の燃焼・腐食反応の反応抑制を考慮した場合に、プラントの安全性向上について期待される効果を報告する。

キーワード：液体ナトリウム，ナノ流体，高速炉プラント，ナノ粒子，ナトリウム燃焼反応

1. 緒言

本研究では、ナトリウム漏えいに起因する事象を対象に、反応抑制メカニズムを分析・反映したナノ流体の反応抑制評価手法を整備した。また、整備した評価手法を用いてプラント適用解析を行い、ナノ流体を適用することにより格納機能確保の観点で安全性が向上する可能性について評価した。

2. 理論的メカニズムを考慮した燃焼抑制評価手法の整備

ナノ流体の燃焼時には、三元系の安定酸化物が生成されることにより、燃焼界面に供給されるナトリウムフラックスが低減され、特徴的な反応抑制効果である自己終息に至ると想定される。

上記のメカニズム想定に基づき評価モデルを整備した。また、図 1 に示すプール燃焼実験の実験解析により、評価手法の妥当性を確認した。以上により、実現象に即したナノ流体の燃焼評価が可能となった。

3. ナノ流体をプラントに適用した場合のプラント予測解析及びナノ流体の適用による安全性の向上

ナノ流体をプラントに適用した場合の予測解析の一例として、継続的な小規模漏えいにより、ナノ流体(ナトリウム)が漏えい燃焼し、局所的なライナ腐食が生じる場合を想定した解析結果を図 2 に示す。

ナノ流体を用いた場合は、反応抑制効果により、ナトリウムと比較して床温度が低下する。また、ナノ粒子と腐食源の安定酸化物生成による腐食抑制効果も相乗して、ライナ腐食量が大幅に低減する。

床温度の低下により、ライナへの熱的影響低減の効果が期待できる。併せて、ライナの腐食量が大幅に低減するため、厳しい条件を想定しても、設備の増強を図らずに、腐食貫通破損を防止し、事象を終息できる可能性がある。以上より、ナノ流体の適用により CV ライナ破損防止の観点で、安全性が向上することを評価した。これらのナノ流体の反応抑制効果は、ナトリウムとナノ粒子の原子、分子レベルの結合力に基づくものである。一般的な漏えい対策設備である緊急ドレンや、窒素注入と異なり設備に依存しないものであり、ナノ流体の適用は、信頼性の高い漏えい対策となり得るポテンシャルを有することを示した。

4. 結言

燃焼・腐食に係るメカニズムを分析・反映したナノ流体の反応抑制評価手法を整備し、プラントに適用した場合の予測解析を実施した。この結果、ナノ流体をプラントに適用した場合、ナノ流体固有の反応抑制効果による燃焼の温度低減及び腐食抑制により、ナトリウム漏えい・燃焼の影響は総じて大幅に低減する。この安全裕度の向上により、よりロバスト性の高い安全シナリオの構築が可能となった。この結果、格納機能への影響緩和による安全性向上やナトリウム漏えい対策設備の負荷軽減のいずれにもメリットがあり、プラント設計における選択肢が拡大する見通しが得られた。

本報告は、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、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果である。

参考文献

[1] 松村他、日本原子力学会「2015 年　春の年会」、G23
[2] 松村他、日本原子力学会「2016 年　春の年会」、2N12

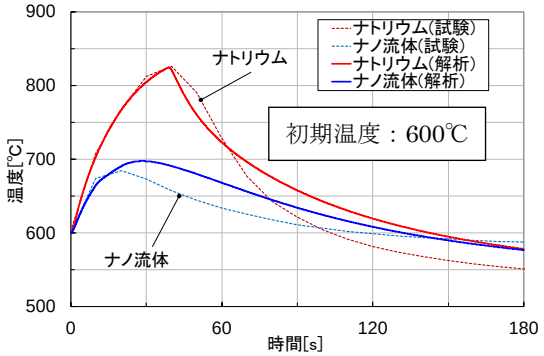


図 1　実験解析結果

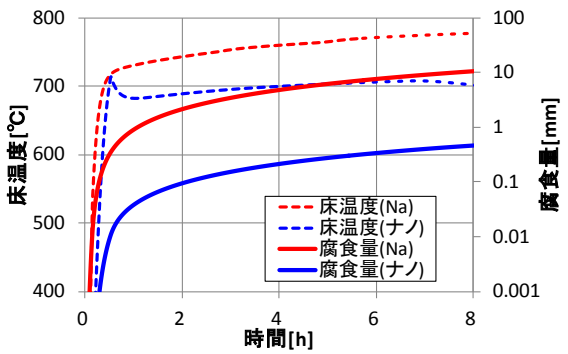


図 2　プラント予測解析

*Atsushi MATSUMURA [1], Akihiro IDE [1], Koichi KURITA [1], Jun-ichi SAITO [2], and Kuniaki ARA [2]
[1] MITSUBISHI FBR SYSTEMS [2] Japan Atomic Energy Agency.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2G18-23] 新型炉の技術開発

座長：市川 健太 (MFBR)

2017年3月28日(火) 16:55 〜 18:30 G会場 (16号館 16-207教室)

[2G18] 溶融塩炉プラント実現へ進む世界の動き

*木下 幹康[1,2,3,4] （1. 東大、2. 電通大、3. トリウム溶融塩国際フォーラム、4.TTS inc.）

16:55 〜 17:10

[2G19] タンク型 SFRの原子炉容器についての予備的耐震検討

*宮川 高行[1]、堂崎 浩二[1]、神島 吉郎[2]、岡村 茂樹[2]、早船 浩樹[3]、加藤 篤[3] （1. 日本原子力発電株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社、3. 日本原子力研究開発機構）

17:10 〜 17:25

[2G20] 原子炉容器コンパクト化のための可変アーム型燃料交換機の固着対策

*近澤 佳隆[1]、相澤 康介[1]、加藤 篤志[1]、衛藤 将生[2]、松永 尚子[2] （1. 原子力機構、2. MFBR）

17:25 〜 17:40

[2G21] 高温ガス炉におけるボルト締結フランジのシール性向上技術の開発

*濱本 真平[1]、藤原 佑輔[1]、川本 大樹[1]、七種 明雄[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:40 〜 17:55

[2G22] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*波津久 達也[1]、王 雨辰[1]、井原 智則[1]、賞雅 寛而[1]、阿部 弘亨[2] （1. 東京海洋大学、2. 東京大学）

17:55 〜 18:10

[2G23] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*三好 徹[1]、王 雨辰[2]、井原 智則[2]、波津久 達也[2]、賞雅 寛而[2]、師岡 愼一[1] （1. 早稲田大学、2. 東京海洋大学）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

溶融塩炉プラント実現へ進む世界の動き

Global project to construct Molten Salt Reactor

*木下 幹康 [1,2,3,4]

[1]東大，[2]電通大，[3]トリウム溶融塩国際フォーラム，[4]TTS inc.

From 2016 to 2017 notable changes were made by Chinese national lab and US/Canadian venture companies in realization of liquid-fuel nuclear plants, the molten salt reactors. If the plant comes it will also impact in scenario of nuclear fuel cycle. Presentation will be made about expected time-line and forwarding vision to plants construction.

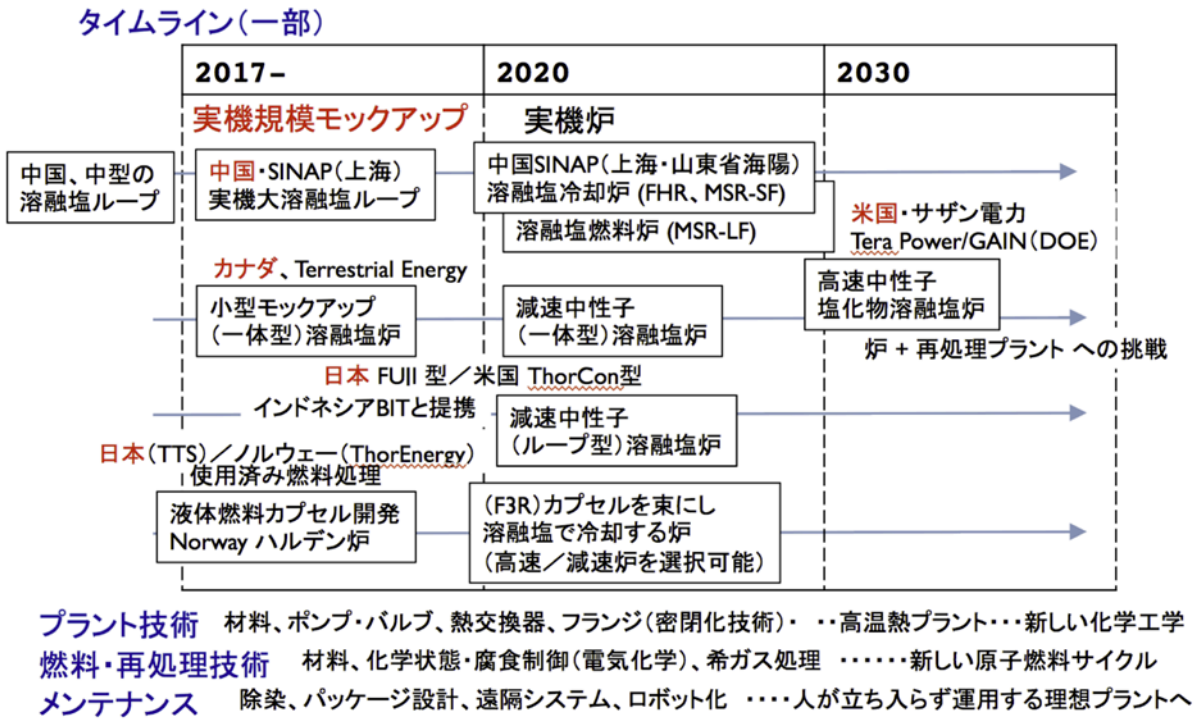
キーワード：液体燃料、溶融塩炉、フッ化物、塩化物、再処理、トリウム

1. 緒言

東日本大震災に引き続く原子力災害で失われた一般からの信頼を取り戻すには「安全な原子力利用技術は可能」という希望とそこに至るビジョンを示すことが不可欠である。但しそれには学術的な理論、計算評価、設計や将来構想だけではそれが如何に高度であろうとも不十分であり、具体的な実物すなわちプラントの建設と稼働をもって示すことが不可欠である。第四世代炉のひとつ溶融塩炉は、事故リスクの低い原子炉として注目され、すでに中国上海の研究所（SINAP）が 2011 年に開発を開始し、その進行を見つつ米国・カナダ等の民間ベンチャー企業がプラント建設に向けた具体的行動を起こしている。米国政府（DOE）も 2016 年初頭より大学の学術研究から民間支援へと一歩踏み込む判断を示した。５０年間の R&D ブランクを乗り越えるには飛び石的な技術ブリークスルーが必要である。しかし液体燃料を用いた原子炉プラントはこれが実現すれば燃料サイクルのシナリオにも大きな変更を迫る。国内でも遅滞なく開発を始めなければ、世界の希望を求めて進む原子力の流れから、我が国は遅れを取り、ひいては遠く離れた存在と成ると懸念される。

2.概要

溶融塩炉プラント実現に向けた世界の進行状況を概観し今後を予測する。以下に概要を図に示す。



*Moto yasu Kinoshita (1.Univ. of Tokyo, 2.Univ, Electro Communication, 3.Int. Thorium Molten Salt Forum, 4.TTS inc.)

タンク型 SFR の原子炉容器についての予備的耐震検討

Preliminary Study for the Seismic Design about the Reactor Vessel of Pool-type SFR

*宮川　高行[1]，堂崎　浩二[1]，神島　吉郎[2]，岡村　茂樹[2]，早船 浩樹[3]，加藤　篤[3]
[1]日本原子力発電株式会社，[2]三菱 FBR システムズ株式会社，
[3]日本原子力研究開発機構

熱出力 150 万 kW クラスのタンク型のナトリウム冷却高速炉(SFR)を想定した原子炉容器に関して、日本の軽水炉サイトに相当する地震条件を用いて、円筒胴の座屈に着目した概略の耐震性検討を行った。

Regarding the reactor vessel of pool-type SFR equivalent to 1500MW thermal power, seismic evaluation is conducted roughly by focusing on buckling of the cylindrical wall under the seismic conditions corresponded to LWR sites in Japan.

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，原子炉容器，タンク型炉，耐震設計，座屈評価
Keywords : Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR), Reactor Vessel, Pool-Type Reactor, Seismic Design, Buckling Evaluation

１．概要

仏の ASTRID プロジェクトや露の BN-800 に代表されるタンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）は、原子炉容器内に一次系機器を内包することから容器径が大きくなる。そのため、容器、炉心、炉内構造物、冷却材ナトリウムの重量を支持する容器円筒部では、水平免震を採用する SFR であっても、地震動が強い日本においては地震動に起因する座屈が懸念される。

本検討では、仮想的な原子炉容器の円筒直径、及び地震力を設定し、座屈の評価基準に着目した概略の耐震性評価を行った。

2. 評価方法

2-1. 地震動の設定

国内の軽水炉サイトの規制審査状況を踏まえて入力地震動を設定した。また、原子炉建屋や容器内機器について、概略評価を考慮して代表的な設定を行った。

2-2. 原子炉容器構造

熱出力 150 万 kW クラスのタンク型 SFR を想定した原子炉容器について、水平免震装置の固有振動数に支配される床応答曲線の卓越ピークに配慮して、コアサポート支持部等の剛性を確保した容器構造を検討し荷重抑制を図った。

3. 結論

基準地震動としては厳しめの入力地震動を設定した場合において、原子炉容器の径が相対的に大きくなるタンク型 SFR についても、一定の裕度を確保して座屈の評価基準を満足することがわかった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 25～27 年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Takayuki Miyagawa[1], Koji Dozaki[1], Yoshio Kamishima[2], Shigeki Okamura[2], Hiroki Hayafune[3] and Atsushi, Katoh[3]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却炉高速炉の燃料交換機故障対策

Measures for jamming of a flexible arm fuel handling machine reducing reactor vessel diameter

*近澤 佳隆[1]，相澤 康介[1]，加藤 篤志[1]，衛藤 将生[2]，松永 尚子[2]

[1]原子力機構，[2]三菱 FBR システムズ(株)

次世代ナトリウム冷却高速炉では原子炉容器径の削減のため切込み付炉上部機構とパンタグラフ式燃料交換機を採用している。本検討では燃料交換機が固着した場合の対応の可否について検討を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、燃料交換機、固着対応

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉は、経済性の向上のために可変アーム型パンタグラフ式燃料交換機（FHM）と切込み付炉上部機構(UIS)と単回転プラグの組合せを採用し、従来に比べて出力に比した炉容器径が小さい設計としている（図 1 参照）[1]。本研究では本 FHM の可動部に固着があった場合の検討を行った。

2. 検討内容

2-1. 燃料交換機の可動部固着の防止

FHM の各可動部故障要因の分析を行い、軸受の 2 重化やグリッパ爪の多重化などの設計対策を行っている。なお、設計対策に加え、200℃という比較的低温で使用すること、R＆D、使用前後のメンテナンス、作動試験などを行うことから、故障が生じる可能性は低い。

2-2. 万一の燃料交換機の可動部固着時の対応

FHM 本体胴旋回異常については可動部が回転プラグ上部のため修理が容易である。FHM のグリッパの爪開閉異常については、アーム開閉やグリッパ昇降は可能なため、炉内中継位置までグリッパを移送し、その位置でグリッパ爪開閉用の外部支援機構を用いてグリッパ爪を操作することにより対応が可能である。FHM のグリッパの昇降異常については、まず図 2 に示す外部支援機構により炉心構成要素を保持した後に FHM のグリッパ爪を開閉し炉心構成要素を FHM から切り離す。次に、外部支援機構により炉心構成要素を降下・着座させることにより対応を行う。

3. 結言

燃料交換機の可動部固着時の対応およびグリッパ昇降異常時の外部支援機構を具体化し、万一、FHM 可動部に固着が発生した場合でも、現状の原子炉構造で対応ができることを確認した。

参考文献[1] A. Katoh, et al., ICAPP2011, No. 10214, San Diego, CA, USA, (2010)

謝辞　本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

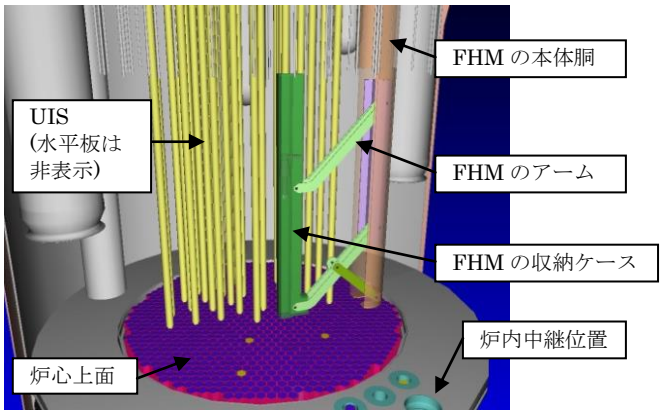


図 1　可変アーム型パンタグラフ式燃料交換機[1]

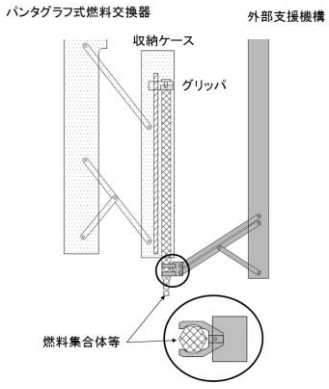


図 2　グリッパ昇降異常時の外部支援機構

* Yoshitaka Chikazawa[1], Kosuke Aizawa[1], Atsushi Kato[1], Masao Eto[2] and Shoko Matsunaga[2]

[1]JAEA., [2]MFBR

高温工学試験研究炉におけるボルト締結フランジのシール性向上技術の開発

Development of technology for improving sealing performance of bolt fastening flange in High Temperature engineering Test Reactor

*濱本 真平[1]，藤原 佑輔[1]，川本 大樹[1]，七種 明雄[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高温工学試験研究炉 HTTR で 1 次冷却材圧力バウンダリを構成するボルト締結フランジ部において、冷却材ヘリウムの漏えい量を測定し、漏えい量の増減にフランジ面間温度差が作用していることを見出した。
キーワード：高温ガス炉、HTTR、漏えい、ヘリウム

1. 緒言　高温ガス炉で冷却材として使用されるヘリウムは、分子径が小さいために漏れやすい。原子炉の安定かつ安全な運転のためには、このヘリウムの漏えい特性を把握し、かつ出来る限り低減することが重要である。そこで本研究では、1 次ヘリウム循環機のボルト締結されているフランジ部に着目し、漏えいしたヘリウムを流量計に導入する体系を構築し、1 次ヘリウム圧力や 1 次ヘリウム温度に応じて漏えい量がどのように変化するかを明らかにすることで、漏えいを低減する手法を検討した。

2. 実験方法　HTTR のヘリウム循環機の配置を図 1、またフランジからの漏えいヘリウムの測定体系を図 2 に示す。循環機は大きく分けて上部のフィルタと下部のモーターとインペラに分けられ、この二つの構造はフランジをボルト締結することで一体となっている。フランジ面間から漏えいするヘリウムを回収して量を測定するため、フランジ面間にシリコンチューブを差し込んで封じ、それにともなって下部フランジの開口部から出てくるヘリウムを流量計に導入する体系を構築した。原子炉出力を 0%～30%の範囲で、出力上昇中の、ヘリウムの漏えい量を測定した。これらの結果を総合し、漏えい原因と低減策を検討した。

3. 結果　下部フランジに供給している冷却水の温度の上下に追従して、フランジ部からの漏えい量が変化することが明らかになった。上部は最高約 400℃のヘリウムが流れるが、下部のモーターは冷却水によって冷却されているが、できる限り下部フランジを冷やさないことがフランジからの漏えい量を低減させる手法として有効であることが示唆された。

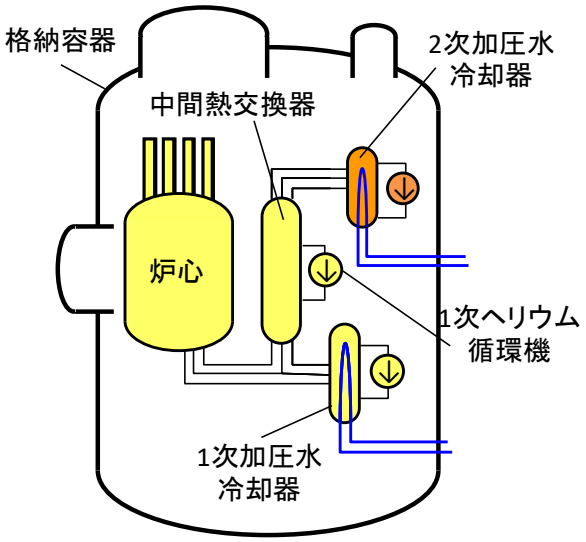


図1　高温工学試験研究炉 概略図

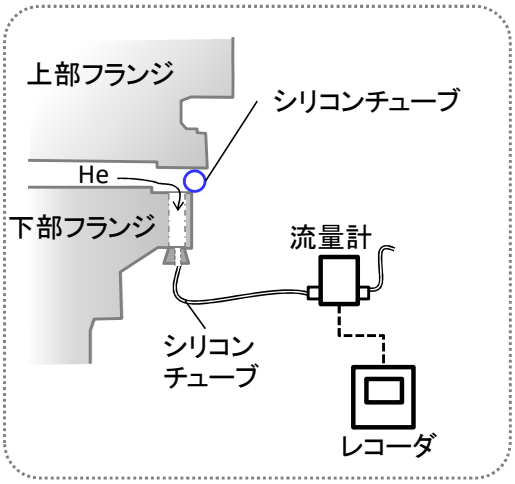


図2　1次ヘリウム循環機フランジ部詳細

*Shimpei Hamamoto[1], Yusuke Fujiwara[1], Taiki Kawamoto[1] and Akio Saikusa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤的研究
（第１報　高温下における金属材料の電気化学特性の計測）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

(1st report, Measurement of electrochemical characteristics on metal under high temperature)

*波津久 達也[1]，王 雨辰[1]，井原 智則[1]，賞雅 寛而[1]，阿部 弘亨[2]

[1]東京海洋大学，[2]東京大学

高温環境下において金属材料の電気化学特性を計測するシステムを構築するとともに，温度 350℃までの条件においてステンレス材の腐食電位およびアノード分極の計測し，これまでに報告例のない亜臨界圧域での電気化学特性の知見を得た．

キーワード：SCWR，防食，RISA

1. 緒言

経済性に優れた第 4 世代原子炉として超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）の概念炉設計研究が進められている．一方，放射線誘起表面活性効果（RISA）は，放射線照射下で酸化金属の電気的相互作用により熱伝達率の向上及び防食効果を生ずる現象であり，その特性が鋭意研究されている[1]．そのような中，著者らの研究グループは，平成 27 年度文部科学省「原子力システム開発事業（安全基盤技術研究開発）」の委託研究として，「放射線誘起表面活性を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究」を開始した．ここでは，本課題の一環として実施している RISA 材料の電気化学特性計測実験の進捗について報告する．

2. 高温高圧下の金属材料電気化学計測装置

高温高圧下における金属材料の電気化学計測実験に使用するオートクレーブを改造すると共に，電気化学的測定に必要なポテンショスタットを整備した. 装置は, 高温高圧水環境を得るためのオートクレーブ，加熱装置，温度調節装置，電気化学測定システムで構成される．オートクレーブは，内径 80 mm，深さ 170 mm のステンレス製であり，設計温度と設計圧力は，それぞれ，360℃と 22 MPa である．このオートクレーブをセラミックスバンドヒータ式の加熱装置により加熱し，温度調節装置によりオートクレーブ内の熱水を所定の圧力と温度に設定した後，オートクレーブ内の熱水中に浸漬した試験体の腐食電位を，電気化学測定システムにより計測する．

3. 非放射線環境下における予備実験

製作された電気化学計測装置と高温水用参照電極の動作確認を目的として，これまでに報告例のない 350℃までの高温条件における放射線非照射環境下の予備実験を行った．図 1 は 350℃高温水試験の昇温曲線とそれに伴う SUS304 試験片の腐食電位の変化を示したものである．図から，350℃で一定に推移している間, 腐食電位は比較的安定していることがわかる. 次に，純水中で SUS304 の分極を試みた．オートクレーブを対極として，腐食電位より 1.5 V まで 25 mV/min の電位走査速度でアノード分極した．その結果，温度が高いほど電流密度が高くなることを確認した．

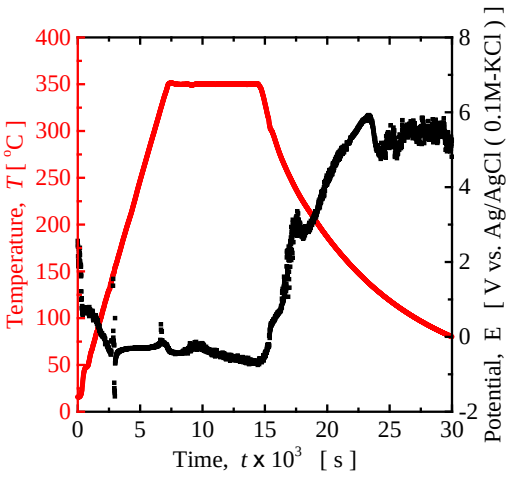


Fig.1 Corrosion potential of SUS304 at 350 °C

4. 結論

高温環境下において金属材料の腐食電位を計測するシステムを構築するとともに，これまでに報告例のない温度 350℃までの条件においてステンレス材の電気化学計測を実施した．今後，非放射線照射環境における材料電位特性に関する実験データベースを作成するとともに，放射線照射環境下における同実験の準備を行う．

参考文献

[1] Takamasa, T., et al., Journal of the Atomic Energy Society of Japan, Vol. 49, No. 1 (2007), pp. 45-50.

*Tatsuya Hazuku[1], Yuchen Wang[1], Tomonori Ihara[1], Tomoji Takamasa[1], Hiroaki Abe[2]

[1]Tokyo Univ. Marine Sci. Tech., [2]Univ. Tokyo

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤的研究
（第２報　高温下における金属材料の濡れ性の計測）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

(2nd report, Measurement of surface wettability on metal under high temperature)

*三好 徹[1]，王 雨辰[2]，井原 智則[2]，波津久 達也[2]，賞雅 寛而[2]，師岡 愼一[1]

[1]早稲田大学，[2]東京海洋大学

放射線誘起表面活性効果（RISA）は，金属母材への放射線照射により表面酸化皮膜に電気化学反応を生じせしめ，濡れ性とこれに起因する伝熱特性を向上させる技術である。本研究では高温高圧条件での RISA による濡れ性への影響を調べた。

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，伝熱促進，濡れ性，放射線誘起表面活性

1. 背景、目的

SCWR は，第４世代原子炉としての概念炉設計研究が進められている[1]。一方 RISA は，放射線照射下で基盤材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により熱伝達の向上を生ずる現象であり，プール沸騰限界熱流束が向上することが確認されている[2]。

本研究の目的は，亜臨界圧での RISA による濡れ性への影響を実験的に評価し，SCWR の基礎的設計指針および安全向上に寄与することである。放射線を照射した試験片及び非照射試験片の高温高圧下における表面濡れ性を計測し，RISA 効果の影響を評価する。その予備試験として，熱電対を用いて高温高圧下における濡れ性計測を行った。

2. 試験

2-1. 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に、濡れ測定試験片を Fig. 2 に示す。SCWR 燃料は燃料棒を稠密配列し水力直径は約 3mm である。本試験では、濡れ性測定方法として，Fig. 2 に示す細孔内を液滴が通過する時間を測定し，その通過時間から細孔内濡れ性を評価する。細孔径は2mm, 圧力は窒素を封入することで11MPa としている。

2-2. 試験結果・考察

液滴の温度が 200℃以下では、細孔を通過しなかった。液滴はで 200℃よりも高温の領域では細孔内を液滴が通過した。その様相を Fig. 3 に示す。より高い液滴温度では液滴通過速度が速くなる傾向があるが、今後は、測定の再現性について検討を行う。

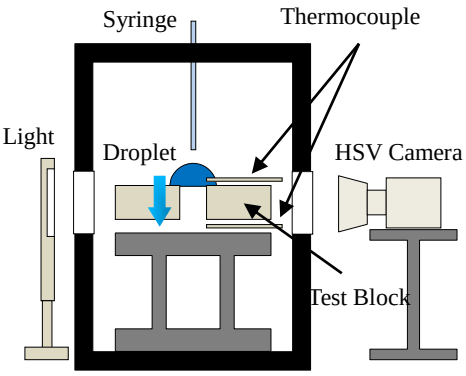


Fig. 1 試験装置概要

3. 結論

細孔内通過時間の測定は高温領域において可能であることが確認された。今後は液滴の接触角、濡れ拡がり速度についても検討を行う。

参考文献

[1] 岡芳明他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)
[2] 賞雅寛而他，放射線誘起表面活性による原子炉内伝熱向上のメカニズム，日本機械学会講演論文集 (2007)
[3] 波津久達也他, 高温高圧下の表面濡れ性に及ぼす放射線照射の影響, 日本機械学会論文集(B 編)75 巻 758 号 (2009-10)

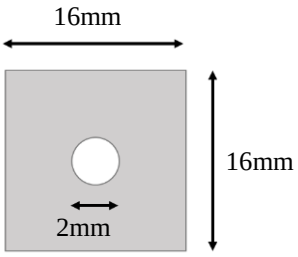


Fig. 2 濡れ性測定試験片

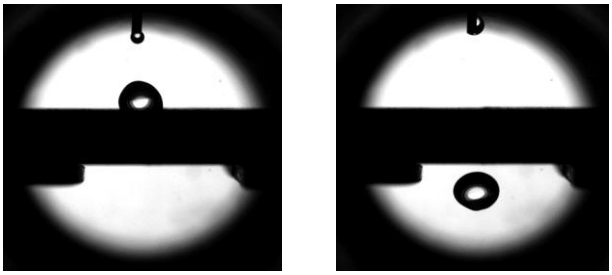


Fig. 3 細孔液滴通過時の様相(液滴温度 200℃)

*Toru Miyoshi[1], Yuchen Wang[2], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2] and Shinichi Morooka[1]
[1]Waseda Univ., [2]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[2H01-03] 処分場の安全性

座長：太田 久仁雄 (NUMO)

2017年3月28日(火) 09:45 〜 10:35 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H01] 使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーの解析

*小林 朋諒[1]、春藤 史帆[1]、岩崎 智彦[1]、相澤 直人[1] （1. 東北大学）

09:45 〜 10:00

[2H02] 多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析

*前田 大輝[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大学）

10:00 〜 10:15

[2H03] 自然災害に対する操業期間中の地層処分施設の安全対策

*山川 浩光[1]、蓮井 昭則[1]、川久保 政洋[1]、朝野 英一[1] （1. 原環センター）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーの解析

Analysis of Energy Released by Criticality Accident in Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel

春藤　史帆[1]，*小林　朋諒[1]，岩崎　智彦[1]，相澤　直人[1]
[1]東北大学

使用済燃料の直接処分時に臨界事故が発生した場合の周囲環境への影響を評価するため、一点炉動特性方程式を用いて処分体系での放出エネルギーの解析を行った。

キーワード：直接処分，臨界事故，エネルギー

1. 緒言

使用済燃料は U や Pu を含み、直接処分を想定する場合には臨界性やバリア性能への影響を検討する必要があることから、キャニスターの形状変化および廃棄体内への水の浸入を想定した場合の臨界性の評価が行われた[1]。その結果、臨界となる可能性が示唆され、体系が臨界超過となる場合には臨界事故が生じ、臨界事故の規模によっては生態圏へ悪影響を及ぼす可能性がある。そこで、本研究では直接処分において臨界事故が生じた際の放出されるエネルギーの解析を行った。

2. 臨界事故時の放出エネルギー解析手法の開発

直接処分における臨界事故として最悪なケースに関する解析を行うため、キャニスターや燃料集合体の形状変化および水の浸入を想定した燃料と水が均質に混合した体系になると仮定した。臨界事故時の出力挙動については、溶液燃料体系における臨界事故に関する研究を参考に、1 点炉動特性方程式モデルをさいようした。事故時に添加される反応度は、廃棄体内への水の浸入による投入反応度、温度上昇によるドップラー反応度、ボイドの発生によるボイド反応度の 3 つとし、それぞれ廃棄体内の水の量、基準温度からの温度変化、廃棄体内の水のボイド率を変化させた臨界計算を中性子輸送計算コード MVP2.0 および核データライブラリ JENDL3.3 により実施した。なお 1 点炉モデルを解く際に必要な動特性パラメータは SRAC により算出した。前述の解析により得られたパラメータを用いて、1 点炉動特性方程式を差分化することにより数値計算を行い、算出した出力を経過時間に対して積算することによって放出エネルギーを計算することとした。

3. 解析対象および解析結果

燃焼度 45GWd/t の UOX 燃料を対象とし、PWR 燃料集合体を最大 4 体収納した。処分深度は 1,000m、廃棄体の周囲には緩衝材、岩盤が存在するとした。解析の結果、燃料集合体数が 4 体の場合でも放出エネルギーは 10^{10}J のオーダーとなった。過去に行われた深度 1,400m での地下核実験と比較すると、約 10^{-5} ほど小さいエネルギーとなることから、最悪なケースを想定した臨界事故による生態圏への影響は非常に小さいと考えられる。

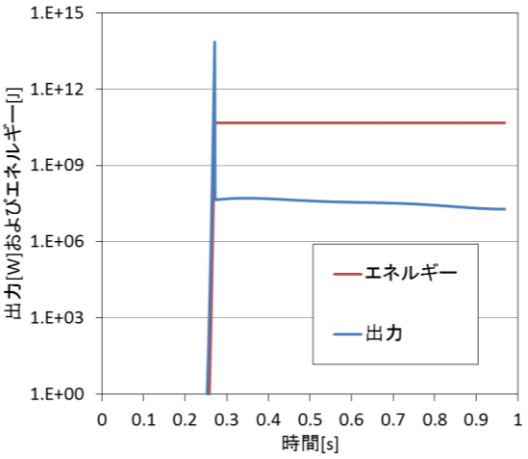


図 1　燃料集合体 4 体における出力およびエネルギーの時間変化

参考文献

[1] 武藤他，高燃焼度・MOX 使用済み核燃料の直接処分に関する処分場解析 (2)臨界性の解析，2014 年春の年会

Shiho Shundo[1], *Tomoaki Kobayashi[1], Tomohiko Iwasaki[1], Naoto Aizawa[1]
[1]Tohoku Univ.

多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析
(１)高レベル放射性廃棄物周辺における中性子場の詳細解析

Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste
(1) Further analysis of neutron field around high-level radioactive waste

*前田 大輝[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

多様な高レベル放射性廃棄物の処分において、放出される放射線が周囲環境に及ぼす影響を評価するために、廃棄物周辺の中性子場および中性子フルエンスについて詳細な解析を行った。

キーワード：地層処分，高レベル放射性廃棄物，放出中性子

1. 緒言

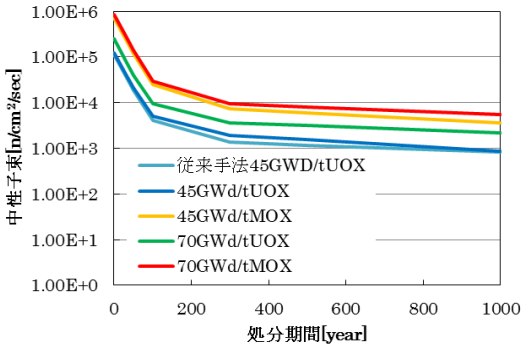
高レベル放射性廃棄物から放出される放射線が地層処分環境に及ぼす影響の一つとして、オーバーパックへの中性子照射による照射損傷が懸念される。そこで東北大学では、多様な高レベル放射性廃棄物からの放出中性子場を詳細に解析できるコードシステムの開発を行っている[1]。本研究では、廃棄物組成に応じた中性子スペクトルの詳細化と放射線場解析のための新たな解析コードの導入を行い、改良したコードシステムによる多様な廃棄体の処分環境における中性子場および中性子フルエンスの詳細な解析を行った。

2. 処分場中性子場解析システムの改良

従来の解析システムでは、燃焼計算によって導出された廃棄物組成のうち、(α,n)反応と自発核分裂反応それぞれについて最も放出中性子が多い核種の反応による放出中性子スペクトルを代表していたが、より詳細な解析のために中性子源スペクトル解析コード SOUCES-4C[2]を採用した。また、放出中性子場の解析では、従来は MVP2.0 を用いていたが、システムの拡張に向けて放射線による発熱や DPA の解析も可能な放射線挙動解析コード PHITS[3]を採用した。

3.解析条件および結果

PWR の 45GWd/t の UOX 燃料を基本的な条件とし、MOX 燃料と 70GWd/t の高燃焼度化燃料について解析を行った。廃棄体埋設後 1000 年間について任意の時点での中性子場を解析し、それを処分期間で積算することで中性子フルエンスを算出した。オーバーパックにおいて最も中性子束が大きかった部分の中性子束の時間変化を図に示す。グラフの面積が中性子フルエンスに相当する。中性子束は 70GWd/t の MOX 燃料で最大となり、基本的な条件と比較して 5.99 倍となった。従来手法と比較すると、従来手法は 7.75×10^{13}[n/cm^2]、新規手法は 9.18×10^{13}[n/cm^2]であった。



中性子束の時間変化

参考文献

[1]]大和田賢治，春藤史帆，岩崎智彦，相澤直人，「ガラス固化体からの放出中性子による地層処分環境に対する影響解析」，原子力学会 2016 年春の年会，2016/03/26，E 会場
[2]"SOURCES 4C: A Code for Calculating (alpha,n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra", LA-UR-02-1839 (2002)
[3]T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, et.al. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Daiki Maeda[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1]
[1]Tohoku Univ.

自然災害に対する操業期間中の地層処分施設の安全対策
火災時における安全対策の検討

Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster
Safety measures in case of fire hazard

*山川　浩光，蓮井　昭則，川久保　政洋，朝野　英一
原子力環境整備促進・資金管理センター

地層処分場の地下坑道における火災に対する安全確保対策について検討するために､3 次元流体解析ソフトを用いて火災により発生するガスおよび熱の拡散状況を調べ、風門による通気制御が安全対策として有効性であることを確認した。

キーワード：地層処分，自然災害，火災，安全対策

1. 緒言

地層処分場の地下坑道において自然災害を起因とした火災が発生した場合を想定し､3 次元流体解析ソフトを用いて坑道内の温度分布、一酸化炭素等の拡散範囲を解析で求め、作業員の安全確保の観点から火災発生時の安全対策の検討を行った。

2. 実施内容

2-1. 安全対策の検討

鉱山などでは、通気をコントロールするために設けられた仕切り（風門）が、燃焼に必要な酸素の供給を抑えることで、火災の影響を低減する対策になっている例がある。本研究では、簡略化した処分坑道のモデルを作成して、火災発生時に熱および一酸化酸素などが拡散する範囲を解析により求めた。そして、処分坑道の上部に風門をモデル化した場合の安全対策としての効果を確認した。

2-2. 解析シナリオおよび解析条件

延長 1,000m の処分坑道の中間地点において、搬送装置などの車両火災が発生することを想定した。解析条件は、換気設備を稼働（ケース 1：風速 0.3m/s)、換気設備を停止（ケース 2：0. 01 m/s)、換気設備を稼働し風門を設置（ケース 3：風速 0.3m/s）の 3 ケースとした。図-1 に示すように、処分坑道上部に 2 ヶ所の風門をモデル化した。

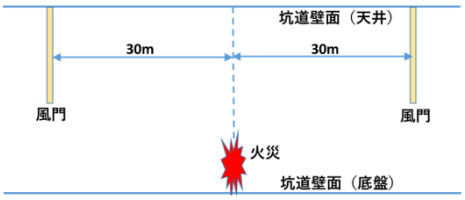


図-1　風門の設置イメージ

2-3. 解析結果および考察

火災発生から 660 秒後の一酸化炭素の拡散状況を図-2 に示す。ケース 1 とケース 2 を比較すると、風上側は風速に関係なく拡散範囲が狭く、風下側はケース 1 の方が坑道全体に拡散した。ケース 1 は風速が速いことから、酸素が供給されて燃焼が継続し、より多くの一酸化炭素が発生して風下側に拡散した結果である。

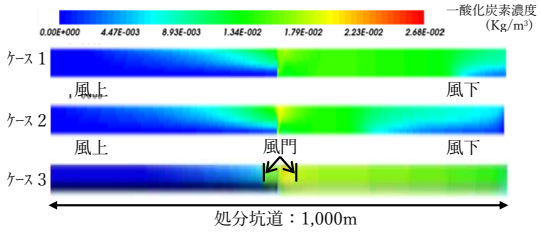


図-2　処分坑道における火災解析結果（一酸化炭素）

ケース 3 では、風上側に風門を設置することによって風門より風上側に一酸化炭素が拡散することを抑えられた。風門で坑道全体を遮断せずに坑道の上部に風門を設置することは、作業員の避難経路を確保しつつ、一酸化炭素の拡散を抑える有効な安全対策の 1 つになることを確認した。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 27 年度地層処分技術調査等事業（処分システム工学確証技術開発)」の成果の一部である。

*Hiromitsu Yamakawa, Akinori Hasui, Masahiro Kawakubo, Hidekazu Asano
Radioactive Waste Management Funding and Research Center

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[2H04-08] 地質環境

座長：月村 勝宏 (産総研)

2017年3月28日(火) 10:35 〜 12:00 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H04] NUMOセーフティケースにおける隆起・侵食の影響評価

*太田 久仁雄[1]、石田 圭輔[1]、藤﨑 淳[1]、山田 彩織[1] （1. 原子力発電環境整備機構）

10:35 〜 10:50

[2H05] サイト調査における品質マネジメントシステムの構築(1)

*山田 彩織[1]、太田 久仁雄[1]、國丸 貴紀[1]、Vomvoris Stratis[2]、Giroud Niels[2] （1. 原子力発電環境整備機構、2. Nagra）

10:50 〜 11:05

[2H06] 超深地層研究所計画

*濱 克宏[1]、石橋 正祐紀[1]、田中 靖治[2] （1. 原子力機構、2. 電中研）

11:05 〜 11:20

[2H07] 幌延 URLにおける泥岩を対象とした原位置拡散試験

*大野 宏和[1]、武田 匡樹[1]、石井 英一[1]、川手 訓[1] （1. 原子力機構）

11:20 〜 11:35

[2H08] スイスモンテリ地下研究施設における断層スリップ試験と摩擦特性

*青木 和弘[1]、瀬下 和芳[1]、Nussbaum Christophe[2]、Guglielmi Yves[3]、嶋本 利彦[5]、酒井 亨[4]、亀高 正男[4]、Ma Shengli[5]、Yao Lu[5] （1. 日本原子力研究開発機構、2. Swisstopo、3. University of California Berkeley、4. ダイヤコンサルタント、5. 中国地震局地質研究所）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

NUMO セーフティケースにおける隆起・侵食の影響評価

Evaluation of the impact of future uplift/erosion in the NUMO Safety Case

*太田 久仁雄，石田 圭輔，藤﨑 淳，山田 彩織
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースでは，最新の科学的知見を踏まえ，将来における隆起・侵食が地層処分システムの安全性に及ぼす影響について評価し，地層処分の観点から適性を有すると考えられる地域において，将来 100 万年間における隆起速度の不確実性を考慮しても処分施設は地表に露出しない見通しを得た。

キーワード：地層処分，セーフティケース，安全評価，隆起・侵食

1. はじめに

NUMO は，わが国における地層処分の技術的な実現性および長期的な安全性を示すために構築したセーフティケースにおいて，自然現象が地層処分システムの安全性に及ぼす影響について，最新の科学的知見に基づく安全評価を行った。本報告では，将来における隆起・侵食の影響に係る検討結果を紹介する。

2. 基本的な考え方

自然現象の著しい影響を回避し設計上の対策を適切に講じた処分施設において，最大の建設可能深度を見込んでも，緩慢かつ長期にわたる隆起・侵食の影響により，隔離が必要な期間中に処分施設全体が地表付近へ著しく接近する場合が想定される[1]。NUMO セーフティケースの安全評価では，わが国に広く分布し地層処分の観点から適性を有すると考えられる地域を対象に，地域に特有の条件や時間スケールに応じた地殻変動の要因などを特定することなく，将来 100 万年間における隆起・侵食の影響について評価する。

3. 最新の知見に基づく評価モデルおよび評価ケースの設定

将来 10 万年程度を超える期間における地殻変動については，プレート境界に近接する地域や活褶曲帯などの一部地域を除くと，わが国の多くの地域において，最近約 10 万年間の隆起速度，山地が形成されるような数百万年間の隆起速度，山地の地形勾配の変化率はほぼ同様の傾向を示すことが認められる。

地表の高度変化は，一般に隆起速度と侵食速度との差分により算出できることから，ほぼ全国的に求められている最近約 10 万年間の隆起速度に加え，全国を対象とした平均標高と侵食速度との相関関係および海水準変動による標高の変化を考慮した評価モデルを構築した。さらに，将来 100 万年間にわたる地表の高度変化について，前述の隆起・侵食に係る最新の知見に基づき，①最近約 10 万年間の隆起速度が継続する「隆起速度継続ケース」，および最近約 100 万年間に地殻変動の傾向が変化した事例を考慮し，②将来 10 万年以降に隆起速度が増大する「隆起速度変動ケース」の二つの評価ケースを設定した。

4. 将来における隆起・侵食の影響評価および考察

上記の評価モデルに基づく地表高度の算出に当たっては，地層処分の観点から適性を有すると考えられる地域の平均標高の最頻値（100 m）および隆起速度の平均値（0.0003 m/y）を初期条件として設定した。また，隆起速度の 95 パーセンタイル値（0.0009 m/y）を将来 10 万年以降に増大する隆起速度として取り扱うこととした。なお，処分施設の建設深度は，深成岩類では 1,000 m，新第三紀堆積岩類では 500 m である。以上の設定に基づき，深成岩類および新第三紀堆積岩類における将来 100 万年後の処分施設の深度を見積もった結果，隆起速度継続ケースでは，それぞれ約 800 m および約 300 m，隆起速度変動ケースでは，それぞれ約 600 m および約 100 m となり，処分施設は地表に露出することはないという見通しを得た。

ただし，新第三紀堆積岩類の場合，処分施設が地表に接近することにより，処分施設周辺の地質環境条件が変化する可能性が想定される。このような影響が見込まれる場合は，技術的可能性および経済的合理性を考慮し，処分施設を深度 500 m 以深に建設するなどの対策が必要であると考えられる。

参考文献

[1] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.

*Kunio Ota, Keisuke Ishida, Kiyoshi Fujisaki and Saori Yamada
Nuclear Waste Management Organization of Japan

サイト調査における品質マネジメントシステムの構築（1）

Development of Quality Management System for site investigation (1)

*山田 彩織[1]，太田 久仁雄[1]，國丸 貴紀[1]，Stratis Vomvoris[2]，Niels Giroud[2]

[1]原子力発電環境整備機構，[2]Nagra

NUMO は，サイト調査において運用する一貫性のある品質マネジメントシステムの構築を進めている。文献調査の段階においては，文献に記載されている地質環境データの品質をその関連情報に基づき評価する。

キーワード：サイト調査，文献調査，品質マネジメントシステム

1. はじめに

NUMO は，文献調査，概要調査および精密調査の三段階のサイト調査を通じた一貫性のある品質マネジメントを実行するためのシステムの整備を進めている。本報告では，特に文献調査の段階において実践する地質環境データの品質保証について，基本的な考え方および進め方を紹介する。

2. 文献調査の段階における品質保証の考え方

文献調査の段階では，「法定要件に関する事項」[1]に係る検討結果に基づき概要調査地区としての適格性が確認された地域を対象に，「付加的に評価する事項」などを踏まえ，地質環境モデルを構築するとともに地質環境特性の長期変遷を概念的に評価する。また，概略的な処分場の設計や安全評価を行い，これらの評価結果に基づき概要調査地区を選定する。したがって，この結果の信頼性を確保するためには，一連の取り組みに用いる地質環境データの品質を保証することが不可欠である。

文献調査の段階において収集する地質環境データは，公的機関の出版物や学術論文，研究報告書など多岐にわたる公開情報であり，かつ，そのデータの取得目的が多様であることから，地層処分において要求される品質で取得されているとは限らない。このため，NUMO は，これらの公開情報に記載されている地質環境データの品質について，取得された場所や試験方法などの関連情報に基づき総合的に評価する。

3. 文献調査の段階における地質環境データの品質評価の進め方

文献調査の段階において収集する地質環境データの品質は，①文献調査に用いることが適切かどうかの確認，②データが取得された方法の確認の二段階を通じて評価する。その結果は，A：地質環境モデルのパラメータとして使用する，B：比較的大きな不確実性を伴うとの条件付きで使用する，C：不確実性が大きいために予察的な解析などに限定して使用する，D：文献調査には使用しない地質環境データの 4 区分に分類する[2]。①の段階では，それぞれの地質環境データについて，対象岩種・地層・岩体の名称，取得された場所や深度に係る情報が明確に記載されていることを確認する。さらに，査読や組織内部で定めているレビュープロセスなどによる品質確認の有無を確認する。次に②の段階において，データを取得した試験や解析の手法に係る情報（JIS 規格への準拠など）の記載の有無や妥当性などを確認し，地質環境データの品質を総合的に評価する。

NUMO は，以上のような考え方・進め方に従って地質環境データの品質を評価し，その品質を保証することにより，文献調査の段階における一連の取り組みの信頼性の向上を図る。

参考文献

[1] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊-2.

[2] T. Kunimaru et al.（2017）：Development of site descriptive models – strategy and methodology for the qualification of data collected from the literature. Proc. IHLRWM 2017. (in press)

---

*Saori Yamada[1], Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Stratis Vomvoris[2], Niels Giroud[2]

[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan., [2]Nagra.

超深地層研究所計画
物質移動モデル化技術の開発の現状

Mizunami Underground Research Laboratory Project
Development of Mass Transport Modeling Methodology

*濱　克宏[1]，石橋正祐紀[1]，田中靖治[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

原子力機構が岐阜県瑞浪市において実施している超深地層研究所計画では，現在，研究坑道を利用した調査研究段階（第 3 段階）を進めているところである。第 3 段階では，①地下坑道における工学的対策技術の開発，②物質移動モデル化技術の開発，③坑道埋め戻し技術の開発，を中心に調査研究を進めている。本報では，このうち物質移動モデル化技術の開発の現状を報告する。
キーワード：深地層の研究施設計画，超深地層研究所計画，物質移動

1. 緒言

超深地層研究所計画は，原子力機構が実施している深地層の研究施設計画のうち，結晶質岩（花崗岩）を対象としたものである[1]。本計画では，物質移動モデル化技術の開発を重要な研究開発課題の 1 つとして挙げている。本課題では，割れ目が不均質かつネットワーク状に分布する岩盤について，地質環境の長期変化を考慮しつつ，岩盤中の物質移動を調査・評価する手法の整備を目標としている。本報では，この課題を達成するために実施した物質移動に関する室内分析や試験，原位置試験などについて報告する。

2. 実施内容

2-1. 室内分析・試験

割れ目の地質学的特徴（変質の状態や割れ目充填鉱物など）と物質移動に関するパラメータ値の関係の把握を目的に，室内拡散試験として岩石ブロックを用いた拡散試験および透過拡散試験を実施した。また，長期にわたる物質移動現象を評価するため，花崗岩中の透水性割れ目沿いの U 系列核種の分布を測定した。

岩石ブロックを用いた拡散試験では，縦 30cm×横 30cm×高さ 20cm の花崗岩のブロックを切り出し，中央にトレーサー添加孔を，周囲に観測孔を設置し，約 400 日間試験を実施した。透過拡散試験では，ボーリングコアを対象に，花崗岩中に観察された割れ目を地質学的な観点でタイプ分けし，それぞれのタイプごとに，直径 2.5cm，厚さ 0.5cm の円盤状の試料を作製し，試験を実施した。試験試料については，間隙率などの物性を測定するとともに，鉱物の分布や微小割れ目の観察を行った。岩石ブロックを用いた拡散試験実施後の試料について，トレーサー物質（蛍光染料：ウラニン）の分布を観察し，花崗岩中での物質移動経路を評価した。

2-2. 原位置試験

これまでに開発した原位置トレーサー試験装置を利用して，坑道内のボーリング孔においてトレーサー試験を実施し，装置の適用性を確認するとともに，注水・揚水流量などの条件を変え，試験結果への影響を評価した。また，試験結果から，割れ目開口幅などの物質移動に関するパラメータの推定を試みた。

3. 主な結果

3-1. 室内分析・試験

岩石ブロックを用いた拡散試験後の試料を切断し，ウラニンの分布を観察した結果，ウラニンは添加孔を中心として不均質に拡散していることがわかった。また，石英などの鉱物では，鉱物粒界や粒内割れ目にウラニンが認められ，特定の鉱物（斜長石）中でウラニンの分布が確認された。この斜長石中の微小空隙がマトリクス拡散の経路として機能することが明らかとなった[2]。透過拡散試験では，試験試料について薄片観察を行った結果，斜長石中に微小空隙が発達し，微小空隙の面密度と実効拡散係数の間には正の相関があることがわかった。

透水性割れ目沿いにウラン系列核種の分布を測定した結果，割れ目充填物中の U 濃度および Th 濃度は母岩中の濃度より高く，また，全ての試料で $^{234}U/^{238}U$ 放射能比，$^{230}Th/^{238}U$ 放射能比は放射平衡の値を示すことから，過去 100 万年程度の間，U や Th が移動していないことがわかった。

3-2. 原位置試験

原位置トレーサー試験装置の適用試験を行った結果，新たに付加した原位置での蛍光濃度センサーなどの装置の適用性を確認することができた。また，試験結果から，試験対象割れ目の開口幅や収着係数などのパラメータを推定することができた。

4. 今後の予定

室内試験や原位置試験を継続するとともに，割れ目分布のモデル化も進め，これらの結果を統合し，物質移動モデル化技術の開発を進めていく。なお，本研究のうち，原位置試験については，経済産業省資源エネルギー庁より電力中央研究所が受託した「岩盤中地下水移行評価確証技術開発」の成果の一部である。

参考文献

[1]日本原子力研究開発機構，JAEA-Review 2015-015 (2015).
[2]石橋ほか，原子力バックエンド研究，Vol.23, No.2, pp.121-129 (2016).

---

*Katsuhiro Hama[1], Masayuki Ishibashi[1] and Yasuharu Tanaka[2]
[1]JAEA, [2]CRIEPI.

幌延 URL における泥岩を対象とした原位置拡散試験

In situ Diffusion Experiment for Siliceous Mudstone at the Horonobe URL

*大野 宏和[1]，武田 匡樹[1]，石井 英一[1]，川手 訓[1]

[1]原子力機構

地層処分研究開発において、安全評価の信頼性向上のためには地下深部における天然バリア中の物質移行現象を明らかにする必要がある。幌延深地層研究センターの地下 350m では泥岩中の割れ目や基質部を対象とした原位置物質移行試験を実施している。本報告は、それらのうち基質部を対象とした原位置拡散試験の概要および結果について報告する。

キーワード：幌延 URL、泥岩、原位置試験、拡散、収着

1. はじめに

幌延 URL 地下 350m には稚内層と呼ばれる泥岩が分布しており、亀裂性媒体と多孔質媒体の両者の特性を併せ持つ。本報で報告する原位置拡散試験は、多孔質媒体の特性を持った基質部を対象とした試験であり、泥岩中の収着・拡散特性を明らかにすることを目的としている。

2. 試験概要

まず、地下 350m 坑道の底盤から鉛直方向に約 3m の試験孔を掘削し、試験区間周辺に構造性の天然割れ目がないことを確認するため、コア観察を実施した。次に、試験孔 1.5m 以深の透水係数の分布と間隙水圧の分布を得るため、単孔水理試験を実施し、拡散試験の試験区間を決定した。その後、複数のトレーサーを周辺の地下水組成を模擬した人工地下水とともに試験区間に注入し、拡散試験を開始した。拡散試験の概念図を図 1 に示す。拡散試験は約 1 年間行い、定期的な試験区間からの採水／濃度分析からトレーサー減衰曲線を取得した。拡散試験終了後は、周辺岩盤のトレーサーの内部プロファイルを取得するため、試験孔に樹脂を充填しオーバーコアリングを実施した。

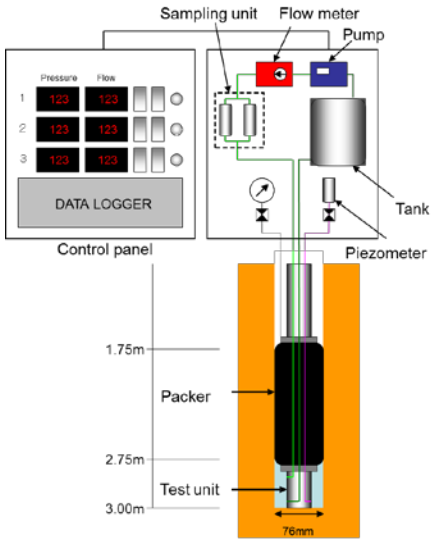


図 1 拡散試験の概念図

3. 結果

コア観察と水理試験の結果、試験区間周辺に構造性の天然割れ目はなく、透水係数が 1.2E-10[m/s]であったことから、割れ目のない基質部であることを確認した。拡散試験結果として図 2 にトレーサー減衰曲線を示す。減衰傾向の違いは、各トレーサーの収着・拡散特性の違いを表していると考えられる。

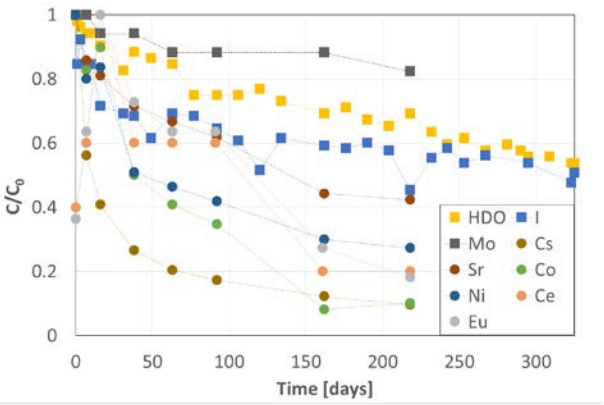


図 2 トレーサー減衰曲線

今後は、数値解析や既存データとの比較等により、収着・拡散特性の評価を進めていく予定である。

---

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1] and Satoshi Kawate[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

スイスモンテリ地下研究施設における断層スリップ試験と摩擦特性

Fault Reactivation Experiment and Frictional Properties of
Mont Terri Rock Laboratory, Switzerland

*青木和弘[1]，瀬下和芳[1]，Christophe Nussbaum[2], Yves Guglielmi[3]，嶋本利彦[4]，
酒井亨[5]，亀高正男[5], Shengli Ma[4], Lu Yao[4]
[1]原子力機構，[2]Swiss Topo, [3]LBNL, [4]中国地震局地質研究所，[5]ダイヤコンサルタント

スイス Mont Terri 地下研究施設の主断層を対象とした SIMFIP プローブを用いた断層スリップ試験実施区間のコアの摩擦試験を行った。中国地震局地質研究所が所有する回転剪断式低速・高速摩擦試験機を用い、試験条件は室温下で無水及び含水条件下で、垂直応力は 1.4 および 4.0 MPa, すべり速度は 0.2 microns/s～2.1mm/s とし、低速・中速摩擦試験を実施して摩擦の速度依存性などを求めた。

キーワード：摩擦試験、断層スリップ試験、モンテリ地下研究施設

1. 緒言

日本原子力研究開発機構は、スイス Mont Terri 地下研究施設の主断層を対象とした SIMFIP プローブを用いた断層スリップ試験(注水実験)に参加している（Nussbaum, et al., 2011; Guglielmi, et al., 2015)。この試験の解析に資することを目的に、試験区間のコアの摩擦試験を行った。

2. 調査方法

試料は地表から約 260m深度の地下坑道から掘削した垂直試錐孔 BSF1 号孔の深度 47.2m と 37.3m および BSF-2 号孔の深度 36.7m, 37.16m, 41.4m, 44.65m の合計 6 個のコアである。試験機は、中国地震局地質研究所が所有する回転剪断式低速・高速摩擦試験機を用いた。試験条件は、室温下で無水及び含水条件下で、垂直応力は 1.35～1.4MPa（BFS-1 号孔のコア）および 3.95～4.0MPa（BFS-2 号孔のコア），ホスト試料として岩石に近い挙動を示す TiAlV 合金製ピストンを用い、すべり速度は 0.2 microns/s～2.1mm/s とし、低速・中速摩擦試験を実施して摩擦の速度依存性などを求めた。なお、テフロン・スリーブを用いてガウジを封入したので、実験は排水条件下で行った。

3. 調査結果

◆試験に用いた泥岩の定常およびほぼ定常摩擦係数は、含水条件下では 0.1~0.3、無水条件下では 0.5~0.7 という値が得られた。無水条件下では含水条件下の約 2 倍の大きさである。

◆BFS-1 号孔の深度 37.3mの試料のみ含水で 0.55~0.77、無水で 0.45~0.78 という摩擦係数を示し、含水と無水で差がなかった。この試料は鱗片状を呈する断層岩で、粘土含有量が 33%以下で、他の試料（67~73%）と比較して特徴的に少ない。

◆摩擦レジームとしては、すべての試料でわずかな速度強化ないし速度依存性のない低速度レジームと、明らかな速度強化で特徴づけられる中速度レジームとに分類された。

◆変形したガウジは、回転ピストンと固定ピストン周辺で明瞭な条線を伴うスリッケンサイド表面をもつスリップゾーンが認められた。

参考文献

[1] Guglielmi, et al. 2015, Science, vol.348, 1224-1226

[2] Nussbaum, et al. 2011, Swiss J. Geosci., 104, 187-210

---

*Kazuhiro Aoki[1], Kazuyoshi Seshimo[1], Christophe Nussbaum[2], Yves Guglielmi[3], Toshihiko Shimamoto[4] Toru Sakai[5], Masao Kametaka[5], Ma Shengli[4], and Yao Lu[4]

[1]JAEA, [2]Swiss Topo, [3]LBNL, [4]Institute of Geology, China Earthquake Administration, [5]Dia Consultants

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[2H09-13] システム開発・評価

座長：田中 宏和 (三菱マテリアル)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 16:05 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H09] 原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築

*加藤 靖章[1,2]、井口 幸弘[1,2]、北村 高一[1]、手塚 将志[1]、香田 有哉[1]、柳原 敏[2]、溝口 理一郎[3] （1. 原子力機構、2. 福井大学、3. 北陸先端科学技術大学院大学）

14:45 〜 15:00

[2H10] 廃止措置のための PHITSコードを用いたコンクリート透過計算に関する研究

*中村 陸[1]、田中 健一[2,1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. エネルギー総合工学研究所）

15:00 〜 15:15

[2H11] 廃止措置の費用評価(4)

*奥出 陽香[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大学）

15:15 〜 15:30

[2H12] 放射化計算に基づく解体廃棄物特性の分析

*高橋 純平[1]、アンゴロ セプティラルソ[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大学）

15:30 〜 15:45

[2H13] 事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討

*青木 孝行[1]、杉原 一洋[2]、諏訪 秀和[2]、根岸 孝行[2]、森田 毅[2] （1. 東北大学、2. 原電エンジニアリング株式会社）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築
(7)タスクオントロジーを活用した知識検索機能の開発

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(7)Development of Knowledge Retrieval Function Utilizing Task Ontology

*加藤 靖章[1,2]，井口 幸弘[1,2]，北村 高一[1]，手塚 将志[1]，香田 有哉[1]，柳原 敏[2]，溝口 理一郎[3]

[1]原子力機構，[2]福井大学，[3]北陸先端科学技術大学院大学

原子力施設の廃止措置は長期に渡るプロジェクトであり、その間に蓄積される文書、資料、データや、業務に携わった技術者の持つ経験、ノウハウは膨大な量となる。このような知的資源を次世代に継承し、適切な利用を支援する取組みの一環として、オントロジー工学を活用した知識探索システムを開発する。具体的には、廃止措置業務をモデル化したタスクオントロジー（業務の概念体系）を構築し、知識マネジメントシステムを構成する高度な検索機能のプロトタイプシステムの開発を実施した。

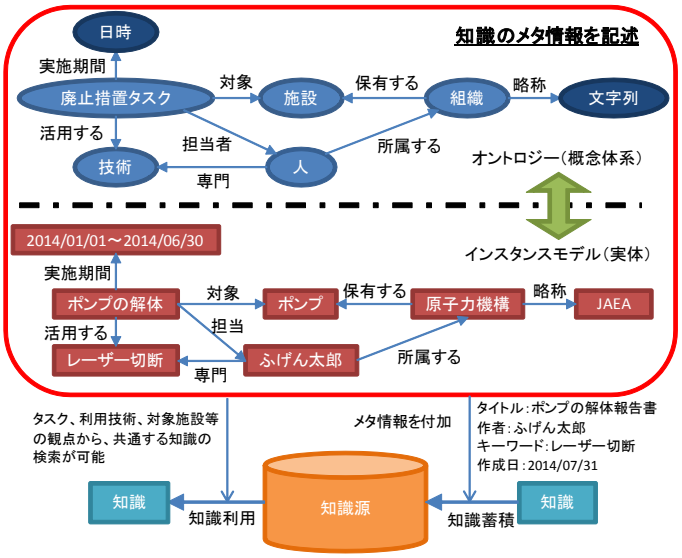
キーワード：廃止措置、タスクオントロジー、知識マネジメント、支援システム

1. 緒言

原子力施設の廃止措置プロジェクトにおいて、その過程で開発される技術、発生するデータ、退職が間近に迫るベテラン技術者の持つ豊富な経験やノウハウ等を次世代に継承していくことは重要な課題である。この課題へのアプローチとして「ふげん」では知識マネジメントの取組みを進めており、その一環として、オントロジーを知識のメタ情報として活用した高度な知識検索システムの開発を行っている。

2. 廃止措置オントロジーの構築

オントロジーは、ある領域を概念（クラス）と属性（プロパティ）を用いて記述したモデルで、その領域における概念体系を表す。本研究では原子力、特に廃止措置分野を対象に、廃止措置タスク（人間の行動）を軸として概念を定義し、タスクに対象物、人物、場所、時間等の属性を付加したオントロジーを構築する。これを廃止措置オントロジーと呼ぶ。廃止措置オントロジーは廃止措置における概念体系を表し、この定義に基づきタスク概念の実体（インスタンス）となる実作業の情報を蓄積し、システムでの利用を検討することが重要である。



図：廃止措置オントロジーを用いた知識のフロー

3. 高度な検索システムの検討

オントロジーの活用例は様々な事例が知られているが、ここでは構築した廃止措置オントロジーを知識のメタ情報として利用する検索システムを構築する。廃止措置オントロジーは、廃止措置タスクに基づき構築されているため、実際に行われる業務又はそれに付随する対象設備、人、場所、時間等のような観点から共通する知識をまとめて利用することが可能となる。また、インスタンスモデル上で固有名詞の略称や個人の主観的な評価等も表現できるため、類義語、曖昧語等を加味した高度な知識の検索が実現可能である。

4. まとめと今後の予定

上記のように、「ふげん」では廃止措置業務をモデル化した廃止措置オントロジーを構築し、それをメタ情報として活用した高度な検索機能を持つプロトタイプシステムの開発を実施した。今後は開発したシステムを利用し有効性を確認していく。特にオントロジーの構築においては概念の定義や属性情報の紐付け方について自由度が高く、構築するオントロジーがシステムに大きく影響するため、廃止措置オントロジーの見直しも重要と考えられる。また、原子力施設の廃止措置中の新たな技術や知見、ノウハウ等を次世代に残していくために、継続して知識を蓄積するための機能についての検討を行う予定である。

参考文献

[1]溝口理一郎, オントロジー工学の理論と実践, オーム社(2012).

*Yasuaki Kato[1,2], Yukihiro Iguchi[1,2], Koichi Kitamura[1], Masashi Tezuka[1], Yuya Koda[1], Satoshi Yanagihara[2], and Riichiro Mizoguchi[3]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui, [3]Japan Advanced Institute of Science and Technology.

廃止措置のための PHITS コードを用いたコンクリート透過計算に関する研究

Study on concrete permeation calculation using PHITS code for decommissioning

*中村 陸[1]，田中 健一[1,2]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

原子炉施設の廃止措置準備作業における放射化放射能評価は、準備作業の最上流で実施され、その評価結果は後の作業工程で参照される。廃止措置対象の原子炉施設における放射化コンクリートは、放射能のレベルは比較的低いが物量が多く、工法、工程及び費用などに与える影響が大きいことから、その評価の信頼性は極めて重要である。コンクリートの放射化放射能評価の信頼性向上に資するため、異なる組成のコンクリートに対して、コンクリート内の中性子透過及び放射化挙動を 3 次元粒子輸送モンテカルロコード PHITS と放射化計算コード DCHAIN-SP を用いて評価した。

キーワード：遮蔽コンクリート、元素組成、PHITS、分散低減法、透過計算、DCHAIN

1. 緒言

原子炉施設において最も多くの物量を占めるコンクリートの組成は、施設毎に用いられる骨材が異なっている。一方、コンクリート内の中性子束分布や放射化放射能量は用いられるコンクリートの材料に大きく依存する。本研究では、異なる組成のコンクリートに対して、コンクリート内の中性子透過及び放射化挙動を 3 次元粒子輸送モンテカルロコード PHITS と放射化計算コード DCHAIN-SP を用いて評価した。

2. 目的

国内における岩石の存在割合から推定されたコンクリートの組成を参照し、それぞれの組成に対して中性子束分布をモンテカルロ計算コード PHITS[1]用いて評価した。また、この中性子分布を用いて標準的なコンクリートの組成に対して放射化放射能濃度を誘導放射能計算コード DCHAIN-SP[2]を用いて計算を行い、中性子束分布及び放射化放射能分布の組成依存性を把握する。

3. 手法

3-1 PHITS の妥当性評価

本研究では、PHITS を用いて中空のコンクリートの球体系[3]を作成し、球中心にある U-235 核分裂中性子源を用いて中性子輸送計算を行った。そのとき分散低減法として Weight Window Generator を用いそのうち 1 ケースに対して ANISIN と MCNP の結果[3]と比較を行い計算の妥当性を確認した。

3-2 コンクリート組成変化

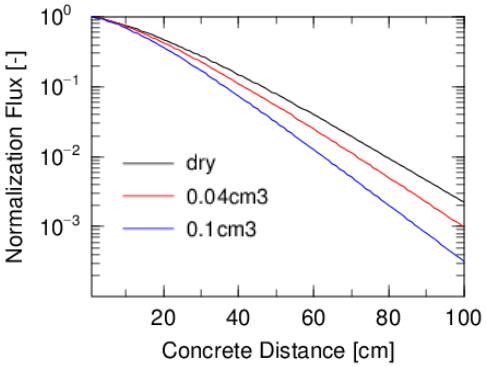
複数のコンクリート組成[4] (砂岩、砂利、安山岩、粗面岩、石灰岩、輝緑岩、花崗岩、粘板岩及び標準コンクリート組成 F02HT)、においてそれぞれのケースごと輸送計算を行いコンクリート組成が中性子フラックスに及ぼす影響を調べる。また標準コンクリート組成に関しては水分量も変化させて評価を行った。

3-3 コバルト放射化放射能評価

コンクリート不純物として Co-59 を含有させ、DCHAIN を用いて放射化計算を行い、放射化した Co-60 放射能を計算し同様にコンクリート組成が放射化放射能量に及ぼす影響を調べた。

表：水組成変化による出力と重量で規格化した Co-60 放射能

distance[cm]	dry	0.04g/cm3	0.1 g/cm3
0	3.24E-04	3.27E-04	3.30E-04
50	4.92E-05	3.29E-05	1.79E-05
100	1.60E-06	6.57E-07	1.92E-07



図： 組成による規格化フラックス評価

参考文献

[1] T. Sato et al. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.77, 913-923 (2013)

[2] Kai, Tetsuya et al. DCHAIN-SP 2014: High energy particle induced radioactivity calculation code (2014)

[3] T.ogata et al. Discussion on the Standardization of Shielding Materials Sensitivity Analysis of Material Composition ICRS-13,T2_S1_4 (2016)

[4] M.Taniguthi et al 遮蔽材料標準の策定について (2016 年 3 月 26 日 日本原子力学会 春の年会)

---

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[1,2] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]The Institute of Applied Energy.

廃止措置の費用評価（4） 炉心部周辺機器の解体にかかる費用分析

Evaluation of Decommissioning Cost (4) Cost Analysis for Dismantling Reactor Components

*奥出 陽香[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

JPDR の解体作業人工数の統計分析をもとに、遠隔解体対象機器の重量などのパラメーターから原子炉周辺機器・構造物の費用を算出するモデルを開発した。また、費用に対して感度解析を行い、廃棄物容器の寸法などが費用変動に寄与する影響について検討をおこなった。

キーワード：廃止措置，費用評価，廃棄物容器，感度解析

1. はじめに 廃止措置における解体計画を作成するにあたって、解体作業にかかる費用だけでなく、廃棄物の処理・処分費用を含めて適切な作業計画の検討を行うことが重要である。本研究では、原子炉建屋内主要機器・構造物を対象として、廃棄容器の寸法などが解体・輸送・処分費用に及ぼす影響について検討を行った。

2. 評価方法 評価対象は原子炉圧力容器(RPV)とした。解体費用算出の為に、JPDR 解体実績[1]を参考に解体作業における作業項目の設定を行った。RPV の解体における作業項目は切断、水処理、ブレード交換、装置・点検・調整、収納である。解体作業時間は作業項目毎に作成した作業時間評価モデル[2]を用いて算出した。また、解体費用の算出に用いる人件費単価は、平成 25 年版「労働者統計年報」の統計データに基づき設定した。廃棄体容器は 200l ドラム缶と一片 1600[mm]の立方体の角型容器を対象とした。輸送・処分費用は過去の実績[3]から廃棄物物量立方メートルあたりの輸送・処分費用を設定した。

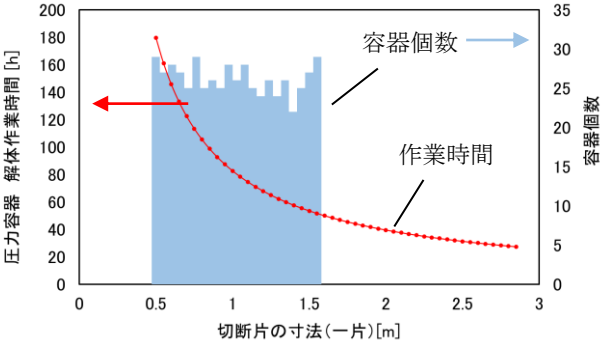


図 1 圧力容器の解体費用と切断片寸法の関係

表 1 角型容器 解体・輸送・処分費用

切断片寸法 [m]	0.4	0.5	0.7	1.1	1.5
解体費用 [億円]	4.3	3.4	2.5	1.9	1.8
容器個数	29	29	25	25	29
総費用 [億円]	**6.8**	**6.0**	**4.7**	**3.9**	**4.1**

3. 結果・考察 図 1 に RPV の切断片寸法と解体作業時間、発生する容器個数(収納密度 1.0[ton/m^3])の関係を示す。図 1 より、切断寸法を小さくすることで解体作業時間が減少することがわかる。また、図 1 の関係から角型容器へ収納できる切断片寸法を設定し、解体作業に要する費用を求めるとともに容器個数から輸送・処分費用に要する費用を算出した(表 1)。表 1 では、切断片寸法 1.1[m]が、総費用が最も少なくなることを示している。また、200l ドラム缶への収納を対象(切断片寸法:0.4[m])とした場合の容器個数は 112 個であり解体・輸送・処分費用は 10.4 億円であった。同様の切断片寸法で計算した角型容器の場合の容器個数は 29 個であり、総費用は 6.4 億円である。この結果より角型容器の優位性が示された。このように、解体費用、輸送・処分費用を分析することで、費用の観点から最適な作業計画の検討を行うことが可能となった。

参考文献

[1] 白石 他(1998), JAERI-Data/Code 98-010. [2] 奥出 他(2016), 2016 年秋の大会, 1C06.
[3] 総合エネルギー調査会(1999), 商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて.

*Haruka Okude [1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagiahara[1] [1]Fukui Univ.

放射化計算に基づく解体廃棄物特性の分析

Analysis of dismantling waste characteristics based on activation calculation

*高橋純平[1]，アンゴロセプティラルソ[1]，川崎大介[1]，柳原敏[1]

[1]福井大学

原子力発電所の運転履歴等の条件に基づく放射化計算の計算結果から廃棄体発生数を計算するモデルを開発し、運転期間や冷却期間が廃棄体発生数に及ぼす影響を検討した。

キーワード：廃止措置，解体廃棄物，廃棄体数，放射化計算，表面線量率

1. 緒言

炉心部機器の解体では放射能濃度の高い廃棄物が発生し、これらの廃棄物は廃棄体化される。廃棄体の数は機器重量、機器放射能濃度、廃棄体一体当たりの収容量によって異なる。本研究では原子炉の運転履歴や出力をパラメータとして機器の放射化計算を行い、その結果を用いて炉心部機器の解体で発生する廃棄体数を計算するモデルを開発した。また開発したモデルを用いて、運転期間を 40 年と 60 年、冷却期間を 5 ～30 年とし廃棄体数を計算しその特性を分析した。

2. 廃棄体数計算モデル

炉心部機器を対象として炉内の中性子束分布を PHITS、機器毎の放射能濃度を DCHAIN により計算する。機器毎に、計算した ^{14}C、^{36}Cl、^{60}Co、^{63}Ni の放射能濃度を用いて機器を余裕深度処分(L1)、浅地中ピット処分(L2)、浅地中トレンチ処分(L3)の処分レベルに区分する。また、充填率を 10%、廃棄体表面から 1cm の線量当量率の平均値が 500mSv/h を下回るように鉄遮蔽体を容器内側に設置することを想定し、この容積を廃棄物容器容積から差し引くことにより収容量を計算する。

3. ケーススタディ

1100MW BWR のシュラウド、上部格子板等の主要な炉内構造物の解体で発生する廃棄体数を計算した。廃棄物容器形状は L1・L2 ともに一辺 1.6m、厚み 5cm の鋼製の立方体とした。図 1 は運転期間を 40 年と 60 年、冷却期間をパラメータとした際の L1 及び L2 廃棄体数を示す。運転 40 年では ^{60}Co の減衰によって遮蔽体厚みが薄くなるため、冷却期間に応じて廃棄体数が減少した(30 年で 12 体程度)。運転 60 年では冷却期間 25 年で L1 廃棄体数が大きく低下した。これは炉心支持板の ^{63}Ni の放射能濃度が L2 の濃度上限値を下回るまで減衰し処分レベルが L2 に変化したためである。

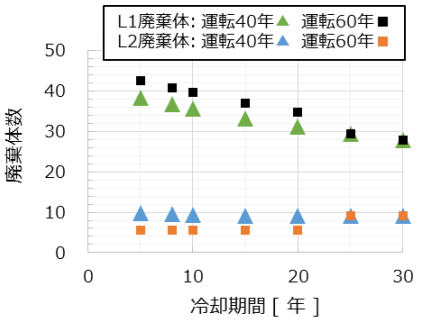


図1　冷却・運転期間と廃棄体発生数

4. まとめ

評価核種 ^{14}C、^{36}Cl、^{60}Co、^{63}Ni について、機器の放射能濃度の変化による廃棄体数への影響を分析した。運転期間に対する核種の特性は次の通りとなる。短半減核種の ^{60}Co は運転 20 年で放射平衡に達し、^{60}Co 以外の核種は運転期間が長くなるにしたがって一定割合で放射能濃度が増加した。冷却期間に対する核種の特性は次の通りとなる。^{60}Co： 冷却 15 年以降全ての機器が L2 相当の放射能濃度となる。^{63}Ni：ケーススタディにおける炉心支持板のように冷却期間内で処分レベルが変化する可能性がある。^{14}C：シュラウド、上部格子板の放射能濃度は L1 相当であり、半減期が 5700 年と長いため冷却による処分レベルの変化はない。^{36}Cl：全ての機器で放射能濃度が L2 相当となり、半減期が 30 万年とかなり長いため冷却による処分レベルの変化はない。

参考文献：[1] 原子力安全委員会，低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について(平成 19 年)

*Jumpei Takahashi[1], Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara, [1]University of Fukui.

事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討

Study on Evaluation of Safety Function Reliability and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant

*青木孝行[1]，杉原一洋[2]，諏訪秀和[2]，根岸孝行[2]，森田毅[2]
[1]東北大学，[2]原電エンジニアリング株式会社

事故を起こした原子力発電所（以下、事故炉という。）の廃止措置時においても「止める」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能は常に確保される必要がある。このため、当該安全機能の信頼性を評価し、その結果を踏まえて事故炉の廃止措置時における安全管理のあり方について報告する。
キーワード：事故炉，廃止措置，安全機能，PRA，信頼性，原子炉冷却システム，外部放出頻度

1. 緒言

福島第一原子力発電所のような事故炉では、燃料が溶融･破損してデブリとなって原子炉容器壁を貫通し原子炉格納容器内に落下している可能性があり、また原子炉格納容器および原子炉建屋が一部損傷し、そのバウンダリー機能が劣化している可能性がある。このような状態にあっても事故炉の廃止措置時においては、やはり「止める（再臨界を防止する）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能を一定以上の信頼性のある状態に維持する必要がある。しかしながら、事故炉は「冷やす」機能を有する原子炉冷却システムで燃料および燃料デブリを冷却することによってその物理的形状を維持し再臨界を防止するとともに熱的安定を確保し、放射性物質の移動･拡散を防いでいる。言い換えると、「冷やす」機能のみによって安全が確保されている状態にある。

そこで、本検討では BWR 事故炉の「冷やす」機能に着目し、廃止措置時における原子炉冷却システムの信頼性を評価し、その評価結果を踏まえて事故炉の廃止措置時における安全管理のあり方について検討する。

2.検討

前項で述べた事故炉に対する認識に立ち、確率論的リスク評価(PRA)手法を適用して BWR 事故炉の廃止措置時における原子炉冷却システムの信頼性を評価した。以下にその評価条件と評価結果を示す。

2-1. 評価対象

公開されている福島第一原子力発電所の冷却システム[1]（図 1）を参考にモデル化した仮想の原子炉冷却システムを評価対象とする。

2-2. 適用手法

我国の BWR の信頼性評価に広く適用されている標準的な PRA 手法を適用する。

2-3. 評価結果

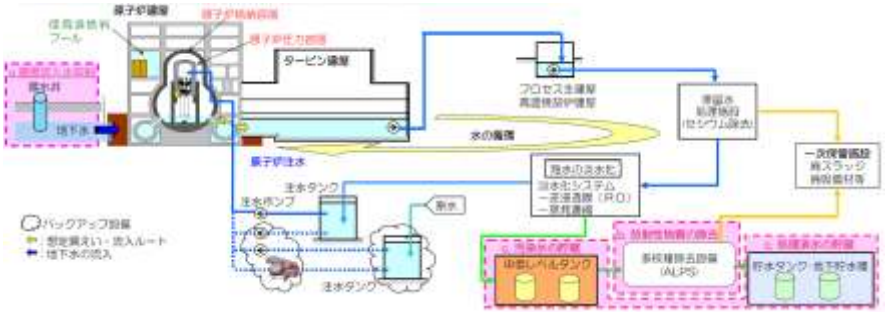


図 1 福島第一原子力発電所の原子炉冷却システム

評価の結果、以下のことがわかった。

(1)想定した原子炉冷却システムによる注水機能喪失頻度は2.3×10^{-7}/年程度（内的事象を対象）であり、原子炉冷却システムの注水機能が喪失したことの認知に失敗する人的過誤の寄与が比較的大きいことが分かった（以下、ベースケースという。）。また、事故炉の廃止措置時における原子炉冷却システムの機能喪失はそのまま放射性物質の外部への追加放出につながるが、その追加放出頻度は通常の内的事象を評価対象とした BWR 運転プラントの運転中および定期検査中の放射性物質の外部放出頻度（それぞれ10^{-8}/炉年程度、10^{-11}/定期検査程度）と比較して一桁程度大きい値となることが分かった。

(2)ベースケースに対し、感度解析として原子炉冷却システムの注水機能が喪失したことの認知に失敗しない場合の解析を実施したところ、放射性物質の外部への追加放出頻度は5.6×10^{-15}/年と大きく低下した。

(3) 本評価では、通常運転プラントと同様、人的過誤確率の評価で用いる時間余裕を 24 時間と仮定しているが、廃止措置時は通常運転プラントと比較して監視対象を原子炉冷却システム等に絞り込み、認知失敗の可能性を低減できる可能性がある。いずれにしても、上記(1)(2)より、時間余裕の設定に使用した仮定条件が定量結果に与える影響は大きいことがわかった。

3. 結論

BWR 事故炉は「止める（再臨界を防止する）」機能および「閉じ込める」機能が劣化しており、放射性物質の外部放出を防止又は抑制する上で「冷やす」機能に頼っている面がある。したがって、廃止措置時において「冷やす」機能を有する原子炉冷却システムの信頼性を高く維持することはリスク管理上、極めて重要であるが、そのような信頼性の高いシステムを実現するのは十分可能であると考えられる。

参考文献

[1] 汚染水処理対策委員会（第 1 回）（H25 年 4 月 26 日）資料
（http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130426/130426_02d.pdf）

*Takayuki Aoki[1], Kazuhiro Sugihara[2], Hidekazu Suwa[2], Takayuki Negishi[2] and Takeshi Morita[2]
[1]Tohoku University, [2]Nuclear Engineering and Services Company

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[2H14-17] 除染・切断技術

座長：北村 高一 (JAEA)

2017年3月28日(火) 16:05 〜 17:10 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H14] レーザー除染装置技術の開発

*峰原 英介[1] （1. 若狭湾エネルギー研究センター）

16:05 〜 16:20

[2H15] レーザガウジング除染工法に関する実用化研究成果

*橋川 雄樹[1]、奥田 剛久[2]、吉田 和弘[2]、中野 貴司[2]、小室 敏也[2]、赤羽 崇[2]、上田 剛史[2] （1. 原子力サービスエンジニアリング、2. 三菱重工業）

16:20 〜 16:35

[2H16] 30kWファイバーレーザーを用いた鋼材機器のレーザー切断

*遠山 伸一[1]、石神 龍哉[1] （1. 若狭湾エネルギー研究センター）

16:35 〜 16:50

[2H17] 燃料デブリ切削用遠隔ボーリング技術の開発

*石原 哲[1]、進藤 彰久[1]、平 治[1]、長谷川 裕[1] （1. 大成建設）

16:50 〜 17:05

©日本原子力学会

レーザー除染装置技術の開発

Laser Decontamination Device Technology Development

*峰原英介 [1,2]

[1]（公財）若狭湾エネルギー研究センター，[2]LDD 株式会社

抄録: レーザー除染装置技術は、原子力施設の放射性同位元素に汚染された表面をきれいにするために、この数十年に渡り、開発されてきた。除染装置とその為の運搬装置の技術についてその到達点を報告する。

キーワード：レーザー，放射性同位元素、表面汚染、除染，駆動、装置、技術、開発

1. 緒言

レーザー除染装置技術は、放射性同位元素（RI）で表面が汚染されたものを清浄にする技術である。本技術は，①汚染表面を剥離するレーザー除染装置技術と　②その剥離を高効率で高速度で行うため除染装置を運搬駆動する装置技術から構成されている。

2. レーザー除染装置技術

2-1. 除染技術

ステンレス鋼のレーザー除染は、表面から内層に腐食割れや孔食に侵入分布した汚染物を瞬間蒸発させ、汚染範囲を除去する[1]。64%骨材、24%水分、CaC03 を主成分とする 12%セメントから構成される一様でないコンクリートの除染は、100-200℃水蒸気爆裂、700℃脱炭酸、更に 1000℃以上熱破砕によって深く侵入した汚染物を除去する。10m 毎秒以上の高速で操作することと、一旦停止する走査の折り返し点前後でレーザーを切ることによって溶融無に昇華或いは瞬間蒸発を確保している。

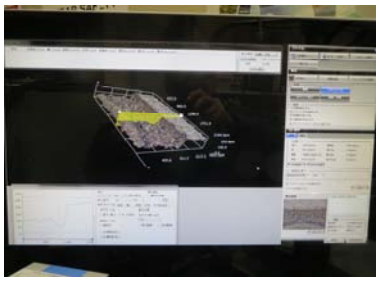


図 1 、折返点でレーザー停止剥離。

2-2. 運搬技術

地上はクローラー、水中は、水中ロボット、空中はドローンで、レーザー除染装置を運搬し、適切な除染作業を行うことができる。レーザー除染装置は軽量で反動がなく、研削材を持ち運ぶ必要がないので、高所低所、狭所広所、気中水中など工夫によって対応できる。

図 2、ロボットレーザー除染機。

2-3. 除染技術と運搬技術の適切な融合

運用しているロボットレーザー除染機(図 2 参照)は、レーザー除染装置を持つアームをクローラーに積載したもので、夫々各駆動範囲で適切な精度の位置制御を可能している。これらを組み合わせて高速の移動と実時間位置計測を実現している。この 3 次元位置移動と同計測により、壁面などの除染対象物とロボット除染機の正確で信頼性の高い失敗の無い制御を実現した[2]。

3. 結論

ロボットレーザー除染装置は、条件が整えば完全除染が可能なレーザー除染装置と正確な運用が可能な同運搬装置を適切に組み合わせて任意の対象物と任意の除染装置を正確で信頼性の高い失敗の無い除染運用が可能となった。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170.

[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015.

*Eisuke J. Minehara[1,2],　[1]The Wakasa Wan Energy Research Center., [2] LDD Corporation.

レーザガウジング除染工法に関する実用化研究成果

The Result of Practical Use-Research about a Laser-Gouging Decontamination Method

*橋川 雄樹[1]，奥田 剛久[2]，吉田 和弘[2]，中野 貴司[2]，
小室 敏也[2]，赤羽 崇[2]，上田 剛史[2]
[1]原子力サービスエンジニアリング，[2]三菱重工業

商用炉の保守・改造及び廃止措置時に発生する放射性廃棄物の物量低減のため、放射性廃棄物のクリアランス化（除染により汚染レベルを低減させ、取扱いを容易にする）を目的とし、ラインレーザを用いたガウジング除染工法の開発を進めている。ここでは、本除染工法に関する除去能力評価試験及び模擬汚染を用いた除染性能評価試験（Cold 試験）の成果について報告する。

キーワード：物理除染，レーザ，廃止措置，クリアランス化，ガウジング

1. 緒言

廃止措置に限らず放射性廃棄物の物量低減は、原子力発電設備においては大きな課題である。課題解決のためには放射性廃棄物の汚染レベル低減やクリアランス化による物量低減が効果的である。放射性廃棄物の高効率除染やクリアランス化を達成するためには、高速処理が可能で再汚染（Cross-contamination）を起こさない除染工法が必須であり、除染による二次廃棄物発生量が少ないことも重要である。これらの条件を満足させるためにレーザガウジング除染工法の開発を進めている。

2. 実用化研究

2-1. 工法の概要

レーザガウジング除染工法は、レーザ照射により除染対象表面を溶融させると同時に高圧アシストガスを用いて、放射性（汚染）物質を含む溶融層を吹き飛ばし除去する工法である。主な設備は図－1に示すように、レーザ発振器、光学ヘッド、アシストガスノズル、回収設備で構成される。

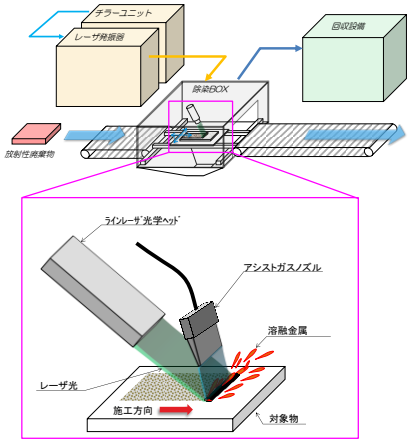


図-1 ﾚｰｻﾞｶﾞｳｼﾞﾝｸﾞ除染装置

2-2. 他工法との比較

物理除染工法の比較一覧を表－1に示す。本工法は、広範囲を深部まで一度に除去することが可能であり、他工法と比べ高い除染効果且つ処理速度が得られる。また、レーザ光を媒体とした非接触物理除染工法であることから再汚染のリスクを抑えると共に二次廃棄物発生量の低減が可能である。

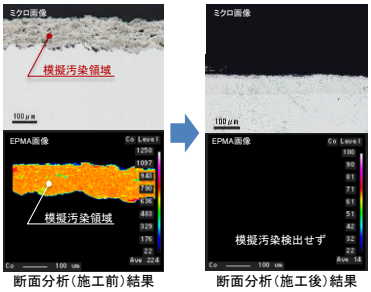
表-1 物理除染工法比較一覧

工法	乾式ブラスト除染	ドライアイスブラスト除染	レーザ除染	
			アブレーション工法	ガウジング工法
除染効果	○	△	○	◎
再汚染のリスク	大	小	小	小
除去深さ	～30μｍ程度	（付着物除去）	数十μｍ程度	～700μｍ程度
目標除染効果に対する処理速度	△	○	△	◎
二次廃棄物発生量	多	少	少	少

2-3. 除去能力評価試験及び模擬汚染除染性能評価試験（Cold 試験）

本工法の実用化に向け、最適な施工条件（レーザ出力、照射・噴射角度、ガス流量、施工速度等）の抽出を目的とし、ステンレス試験片に対する除去能力評価試験を実施した。除去能力の一例として、除去幅約 30mm、除去深さ最大 650μm で処理速度（能率）にすると 1 ㎡/hr 程度であった。

放射性物質の除去性能確認のため、ステンレス試験片表層にコバルト系金属溶材を溶射し、模擬汚染層を形成した試験片を用いて除染性能評価試験を実施した。除去効果は、レーザガウジング施工前後の試験片表層の Co 含有量を分析することで評価した。また、図－2に示す除去断面の EPMA 分析も実施し、局所的な Co の残留有無も確認した。評価の結果、Co の一様な残留は認められず、非常に高い除去効果を期待できることが確認できた。



断面分析（施工前）結果　　断面分析（施工後）結果

図-2 EPMA 分析結果例

3. 結論

レーザガウジング除染工法は、対象廃棄物の汚染レベルを十分に低減できる除去性能を有していることが確認できた。今後、実汚染廃棄物を用いた除染性能評価試験（HOT 試験）を実施することで、除染性能実証を図る。

*Yuki Hashikawa[1], Takehisa Okuda[2], Kazuhiro Yoshida[2], Takashi Nakano [2], Toshiya Komuro[2], Takashi Akaba [2] and Takeshi Ueda [1]（[1]NUSEC, [2]MHI）

30kW ファイバーレーザーを用いた鋼材機器のレーザー切断

Laser Cutting of Steel Equipment with 30 kW Fiber Laser

*遠山伸一[1]，石神 龍哉[1]
[1]若狭湾エネルギー研究センター

The optimization of laser cutting parameters for thick steel up to 300 mm with remotely controlled 30 kW fiber laser cutting system that was developed in The Wakasa Wan Energy Research Center and the application to the disassembling of plant equipment were examined, in to order to research and develop for nuclear dismantling.

Keywords： Laser Cutting, Fiber Laser, Nuclear Dismantling, Plant Equipment

1. 緒言

福島原子力発電所の事故対応や高経年化が進む全国の原子力発電プラントの廃止措置については、圧力容器などの厚板大型構造物の切断解体技術が必要となる。近年の高出力化ファイバーレーザーの出現により大型構造物の切断方法としてレーザー切断が有力と考えられる。今回、これまでの厚板鋼材の気中切断試験の結果から切断条件最適化や実際の機器切断試験等の技術開発の現状を報告する。

2. 切断試験

2-1. 切断能力の最適化

30kW ファイバーレーザーを光源としてスタンドオフやアシストガス流量のパラメータを変更することで、カーフ幅等の切断形状変化を含めた切断に与える影響を確認し、切断速度の高速化及びアシストガス流量の低減を念頭においた切断条件の最適化検討を行った。初期の試験[1]では厚さ 300 mm の炭素鋼(SM490A)とステンレス鋼(SUS304)について、切断可能な条件のうちで最も切断速度が速い際のアシストガス流量の最小流量は夫々750 ℓ/min、1000 ℓ/min であった。切断速度を最大 12 mm/min に固定し、スタンドオフとアシストガスをパラメータとして切断試験を行った。ステンレス鋼については、スタンドオフやアシストガス流量の条件に関わらず最大 8 mm/min の切断速度での切断が可能であることが分かった。カーフ幅がスタンドオフが小さくなるに従い狭くなる傾向[2]に変化はなかった。本レーザーシステムの光学特性で得られた最適切断条件を表 1 に示す。

表 1　300 mm 厚板鋼材の最適切断パラメータ

<炭素鋼(SM490A)>	<ステンレス鋼(SUS304)>
切断速度：12 mm/min	切断速度：8 mm/min
アシストガス流量：400 ℓ/min	アシストガス流量：750 ℓ/min
スタンドオフ：50 mm-15 mm	スタンドオフ：50 mm

2-2. 機器切断

原子力施設で使用される実機の切断を目標として、まず模擬構造体の切断試験としてバルブハウジング（材質：SUS304、肉厚 18 mm）で切断速度 12 mm/min、スタンドオフ 40 mm、アシストガス流量 500 ℓ/min にて切断した。フランジ面方向、パイプ方向の切断面の様子を夫々図 1 及び図 2 に示す。フランジの切断では、切断面の形状観察から、離れた場所を切断する際は図 1 のフランジ方向切断で見られるように、ビーム径の広がりやカーフ幅の変化に注意する必要があるが更なる高速切断が可能性であることが分かった。

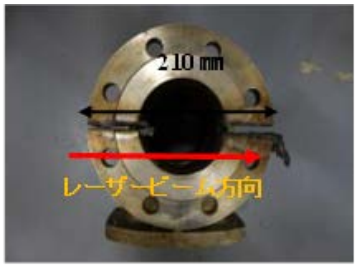


図 1　切断面（フランジ方向）

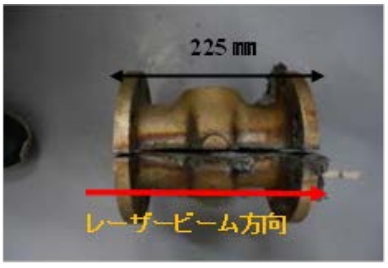


図 2　切断面（パイプ方向）

3. 結言

切断条件の最適化を踏まえて実機器の切断試験を進めるとともに今後は大出力レーザーの利点を生かしたレーザー切断の現場適用性や経済性評価の課題抽出とその対策や、統合システムの検証等の原子力機器構造物の解体切断技術の検討を実施する予定である。

参考文献

[1] 遠山伸一、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集 G18 (2015)
[2] 遠山伸一、他、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集 3E11 (2016)

*Shin'ichi Tôyama[1], Ryoya Ishigami[1]
[1]The Wakasa Wan Energy Research Center

燃料デブリ切削用遠隔ボーリング技術の開発

Development of remotely operated boring technique for fuel debris cutting and retrieval

*石原　哲，進藤 彰久，平　治，長谷川 裕
大成建設

燃料デブリ取り出しの基盤技術開発として，燃料デブリ切削用ボーリング技術の開発を実施中である。遠隔自動操作式のロボットボーリングマシン，燃料デブリ切削用ビット，回収収納装置を設計・試作し，模擬試験体の切削試験，スライムの回収収納試験によって切削性能と適用性を確認した。

キーワード： 燃料デブリ，切削，ボーリング，ビット，遠隔操作，ロボット

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料取り出し工法の実現性評価に必要な要素技術として，高線量，高硬度かつ金属・セラミックス混合による多様な物性で難削性の燃料デブリ切削用遠隔ボーリング技術を開発し、切削性能試験を実施した。

2. ボーリング技術開発の概要

2-1. 工法概念

原子炉建屋オペフロ上のロボットボーリングマシンでロッドを挿入し，ペデスタルの燃料デブリにアクセスする。内部のロッドを外側のケーシングで保持する二重管構造とし，ロッド先端のビットで切削する。気中／水中環境で施工可能で，小型マシンでは 1 階からの横アクセスにも適用可能である(図-1)。

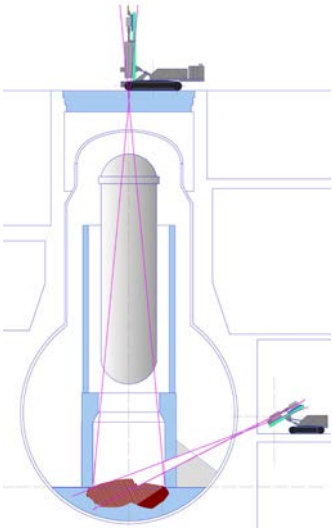


図-1 ボーリング工法概念図

2-2. ロボットボーリングマシン

ロッドチェンジャ，ロボットアーム，ロッド姿勢制御など遠隔自動操作に必要な機能・性能を保有し，難削性の燃料デブリ用に新開発のドリルヘッドは回転，打撃など多目的掘削が可能で，全装備重量 18 トンである(図-2)。

図-2 ロボットボーリングマシン

2-3. ビット

燃料デブリ切削用ビット(コアビット，ノンコアビット)を開発した。ダイヤ砥粒タイプにはインプリ及び PDC を採用した。金属(SUS304)とセラミックス(アルミナ)複合材の模擬試験体による切削性能試験を実施した。インプリビットの場合，切削速度 0.7 mm/min，切削長 37.4 mm であった(図-3)。

図-3 模擬試験体の切削結果

2-4. 回収収納装置

水ジェットエダクタ，ダイヤフラムポンプ，遠心分離セパレータで構成された，シンプルなデブリ回収収納装置を試作し，模擬デブリスライムによる回収収納試験で汲上げ，送液，固液分離を実施した。

3. 結論

燃料デブリ取り出し工法の実現性評価に必要な要素技術として，ロボットボーリングマシン，ビット，回収収納装置を設計・試作し，切削性能，機能及び適用性を確認した。本件は，資源エネルギー庁 平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業」の部分提案事業者として実施した成果の一部である。

*Satoshi Ishihara, Akihisa Shindo, Osamu Taira and Hiroshi Hasegawa

Taisei corporation

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[2H18-22] シビアアクシデント時の構造材影響

座長：正木 洋 (東芝)

2017年3月28日(火) 17:10 〜 18:30 H会場 (16号館 16-303教室)

[2H18] 事故熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討

*青木 勇斗[1]、吉永 啓汰[1]、薗部 康太[1]、橋本 健吾[1]、吉田 渉[1]、實川 資朗[1] （1. 福島工業高等専門学校）

17:10 〜 17:25

[2H19] 事故時熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討

*橋本 健吾[1]、吉永 啓汰[1]、青木 勇斗[1]、實川 資朗[1] （1. 福島工業高等専門学校）

17:25 〜 17:40

[2H20] 粒径の異なるジルカロイ酸化生成物を添加した水の放射線分解による水素発生

*松本 義伸[1]、井上 将男[2]、永石 隆二[2]、小川 徹[1,2]、鈴木 達也[1] （1. 長岡技術科学大学、2. 日本原子力研究開発機構）

17:40 〜 17:55

[2H21] 高温・高圧水蒸気環境下における原子炉構造材への Cs吸着挙動評価

*墨田 岳大[1]、米川 夏津夫[2]、関尾 佳弘[2]、佐藤 勇[1]、小林 能直[1]、逢坂 正彦[2]、前田 宏治[2]、赤坂 尚昭[2] （1. 東京工業大学、2. 日本原子力研究開発機構）

17:55 〜 18:10

[2H22] 可搬型高エネルギー X線源による2色 X線 CT物質識別

*福岡 潤哉[1]、上坂 充[1] （1. 東京大学原子力国際専攻上坂研究室）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

事故時熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討
(1) 事故時熱影響による炉内機器材料の微細組織変化の推定

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor materials during severe accident
(1) Estimation of the effect of heating during severe accident on the microstructure of the reactor core internal component materials

*青木勇斗，吉永啓汰，薗部康太，橋本健吾，吉田渉，實川資朗
福島工業高等専門学校

抄録　照射損傷+熱履歴を模擬して与えた 316 鋼の硬さ及び微細組織から，熱履歴が転位ループの密度低下及び大きさの増加をもたらすこと，これが温度と時間に強く依存することが示された。これは微細組織が事故過程解析に利用できる可能性を示すが，しかし時間と温度を分離して評価することは難しい。

キーワード：福島第一原子力発電所，炉内機器，照射損傷，熱履歴，イオン照射，微細組織

１．緒言

炉内機器材料は中性子などによる照射損傷を受けると微細組織の変化を生じる。これが熱履歴を受けると特徴的な微細組織を形成するため，逆に，微細組織から熱履歴などの推定に利用できる可能性がある。この手法は，福島第一原発などでの過酷事故の解析に有用であろう。さらに，硬さなどを通じて，炉内機器の残存強度推定の手がかりにもなろう。この手法の可能性及び問題について検討を加える。

２．実験方法

試料には 6mm×3mm×0.75mm の短冊状の 316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe、Kobelco 製)を用いた。試料を 1100℃で溶体化処理し，表面をバフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ，原子力機構の高崎研究所 TIARA 施設にて，10MeV の 3 価の鉄イオンと，1MeV のヘリウムイオンを照射した。照射温度は主に 300℃とした。照射量は，主に鉄イオンによる弾き出し損傷量を 1dpa とし，ヘリウムイオンの量は，弾き出し損傷速度との関係で約 10appmHe/dpa とした。照射後，400℃以上で焼鈍し，FIB にて電子顕微鏡試料を作製した。併せて，硬さの変化を評価した。

３．結果・考察

焼鈍後の微細組織を図に示す。比較的低い温度である 400℃での焼鈍でも，保持時間が 10000s に達する頃には少なくない変化が生じ，転位ループの数密度は，照射後のままの $4.5\times10^{23}/m^3$ 程度から半分程度に，大きさは平均して 2 倍程度に変化した。同様な変化は，500 から 650℃の焼鈍でも，それぞれ 3000s から 300s 程度の保持時間で生じる。もちろん，750℃では 1000s までの焼鈍で，転位ループの数密度は 1 桁程度減少する。なお，転位ループは格子間原子型と思われるが，焼鈍による転位ループの数密度の減少と，平均的な大きさの増加が同時に生じる機構は明瞭ではない。また，数密度と大きさ両方が同時に変化するため，数密度-大きさ関係から，焼鈍の温度と時間を独立に解析することは容易でない結果となった。一方，原子空孔のクラスターである積層欠陥四面体については，純銅で「焼鈍での数密度の変化は限られるが大きさ分布が広くなる」との報告があるため[3]，焼鈍の温度と時間を分けて扱うことができる可能性もあろう。

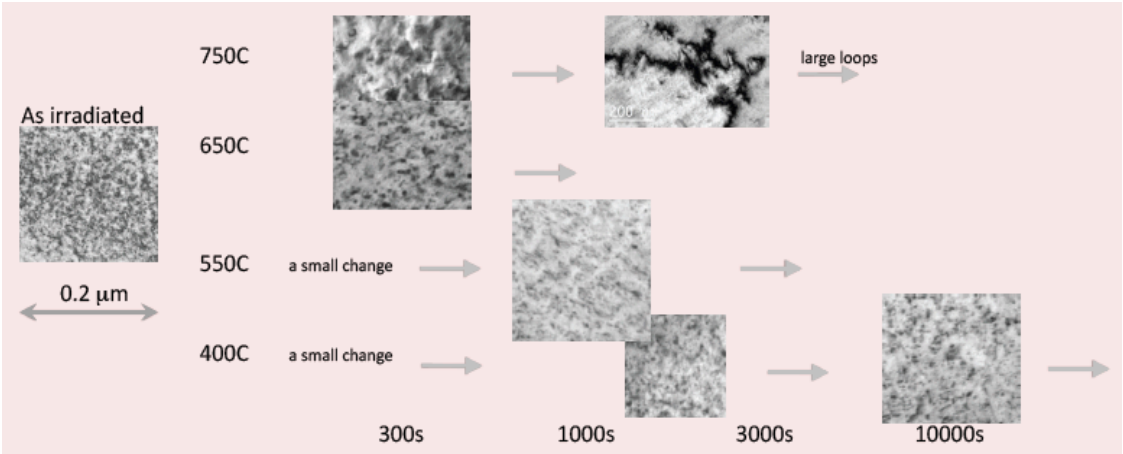


図 焼鈍による微細組織変化の温度及び時間依存性

参考文献

[1] R. Pelli, TMIV(92)SF01.
[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285
[3] B.N. Singh, D.J. Edwards and P. Toft, Riso R·1213, 2001

*Yuto Aoki, Keita Toshinaga, Kota Sonobe, Kengo Hashimoto, Sho Yoshida, Shiro Jitsukawa
National Institute of Technology, Fukushima College

事故時熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討
(2) 事故時熱影響による福島第一原発の格納容器材料の強度特性変化範囲の推定

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor materials during severe accident
(2) Estimation of the heating effects on the strength of containment vessel steels of the damaged Fukushima Daiichi nuclear plants

*橋本健吾，吉永啓太，薗部康太，青木勇斗，今野力斗，實川資朗
福島工業高等専門学校

抄録　格納容器材料(類似材を使用)に対し，加熱条件，冷却条件等をパラメータに熱履歴を与え，それらによる鋼材の引張試験，破壊靭性試験などを行い，事故による強度変化範囲の推定を試みる。
キーワード：格納容器鋼，温度履歴，破壊靭性，過酷事故，廃止措置

1. 緒言

過酷事故後であっても，原子炉格納容器の残存強度は作業時の安全性確保などに重要と考えられる。ここでは，事故時に溶融燃料等が格納容器底部で広がり格納容器に接近したことを考慮し[1]，格納容器鋼(類似鋼)に加熱/冷却条件をパラメータとして様々な熱履歴を与え，実験により破壊靭性値，引張特性などのデータを取得し，その結果から加熱/冷却条件とその影響の評価を試みる。

2. 実験

MkI 型の格納容器鋼である SGV480[2]の類似鋼として STS370 (0.2C-0.17Si-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe; Tenaris-三立総業製)，また MkⅡ型の鋼である SA738B (0.09C-0.20Si-1.45Mn-0.005P-0.001S-Fe; 東北大学ご提供)を用いた。事故時の熱影響として(推定)，溶融までは含まないが広い範囲となるよう，加熱温度はオーステナイト化温度以上まで，保持時間(温度は一定)として 1000 時間程度まで，冷却速度は TMI-2 の圧力容器で報告された急冷[3]までを考慮した(冷却時の水の噴霧状態などを調整し数種類の冷却速度を与えた)。このように熱履歴を与えた試験片に単軸引張，除荷コンプライアンス法による破壊靭性試験等を行った。

3. 結果・考察

破壊靭性試験では亀裂が進展し始める破壊靭性値である J_Q 値を比較して特性の変化を評価することとした。ここでは破壊靭性値(J 値)と亀裂の進展量の関係である J-R 曲線等を引張特性等とともに紹介する。

受け入れ材の STS370 の J_Q 値は約 1100kJ/m^2 となった(試験片寸法は ASTM E813 での要求を満たさない)。一方，650℃で 100 時間保持後に徐冷した場合には約 1300kJ/m^2 となり少し増加した。このとき引張試験による降伏強度などは低下した。また，1000℃で 30 分間保持後急冷した場合，破壊靭性値は低下したが(硬さ値は増加した)，冷却速度によって J-R 曲線及び J_Q 値は異なった。受け入れ材及び冷却速度(急冷である)を変えた場合の J-R 曲線の例を下に示すが，急冷後の破壊靭性値は 100kJ/m^2 程度以上を示したことから，或る程度まで破壊に対する抵抗力を保持していると推測される。

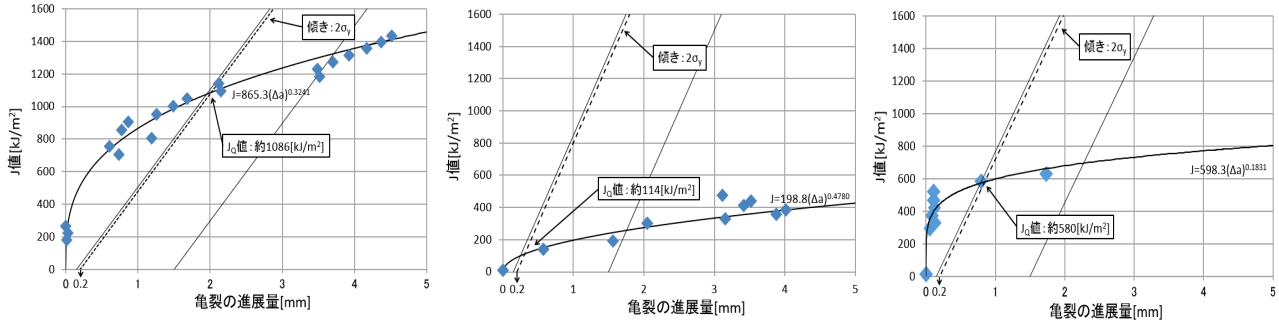


図　(a)受け入れ材の J-R 曲線　(b)急冷後(-30℃/秒以上)の場合 1　(c)急冷後(-20℃/秒以内)の場合 2

参考文献

[1]「燃料デブリ取り出しに向けた技術開発について」，平成 25 年 10 月 8 日，鈴木俊一
[2]JAEA-Research 2014-007(福島第一原子力発電所事故に係る圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発)，大洗研福島技術開発特別チーム
[3] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

*Kengo Hashimoto, Keita Yoshinaga, Kota Sonobe, Yuto Aoki, Rikito Konno and Shiro Jitsukawa
National Institute of Technology Fukushima college

粒径の異なるジルカロイ酸化生成物を添加した水の放射線分解による水素発生

Hydrogen generation by radiolysis of water containing oxidation products of zircaloy with different particle sizes

*松本 義伸[1]，井上 将男[2]，永石 隆二[2]，鈴木 達也[1]，小川 徹[1,2]
[1]長岡技術科学大学，[2]日本原子力研究開発機構研究所

過酷事故後の炉心内での水素安全評価のため、ジルカロイ-4(Zry-4)の高温酸化生成物等を含む水の放射線分解による水素発生等を調べている。本報告では、粒径の異なる Zry-4 酸化生成物を粉砕と分級により調製し、粒径や比表面積がどのように水素発生等に影響するかについて調査した。
キーワード：ジルコニア，粒径依存性，純水，放射線分解，水素発生

1. 緒言

過酷事故が生じた炉心内には、燃料デブリとともに、燃料被覆管である Zry-4 の酸化生成物等が冷却水に浸されている。放射線場に曝された水は放射線分解を起こして水素等を生成するが、水の中に固体酸化物が含まれていると、水素発生が促進される場合があることが知られている[1]。我々はこれまでに、Zry-4 の高温酸化生成物を添加した水の放射線分解における水素発生を測定してきた。ここで、市販の単斜晶ジルコニア、イットリア安定化ジルコニア(YSZ)粉末[2]および立方晶ジルコニア単結晶[3]を比較として用いながら、これらの粉砕物の影響も調査した。その結果、正方晶ジルコニアを主とする YSZ では顕著な水素発生促進効果が認められた[2]が、その要因が何によるものかは明らかとはなっていない。実験に用いた市販の YSZ は粒径が 3 μm と小さく、我々が調製した Zry-4 酸化生成物粉砕物と比べて粒径や比表面積が大きく異なっている[2,3]。そこで、粒径の異なる Zry-4 酸化生成物を用いて実験を行うことにより、粒径や比表面積がどのように水素発生促進効果へ影響するかについて調査した。

2. 実験

石英管内に配置した Zry-4 を純生空気下で 1100℃にて加熱し、酸化生成物を調製した。生成物をめのう乳鉢とステンレスふるいにて粉砕分級し、粉末を得た。画分毎の粉末粒径分布は、HORIBA 製レーザー回折/散乱式粒子径分布測定装置(LA-960)の湿式法を用いて測定した。

これらの粒径の異なる粉末を 10 wt%の重量分率で純水に添加し、4 ml のガラスバイアルに懸濁液高さが 1 cm になるよう調整してセプタムで密封した。試料への照射は、高崎量子応用研究所のガンマ線照射装置（Co-60 線源）を用い、5 kGy/h で 30，60，90，120 分間照射した。試料の吸収線量は化学線量計を用いて評価した。照射後のバイアル気相中の水素濃度をガスクロマトグラフで測定し、試料の吸収線量と水素発生量から水素の観測収量 G(H_2)を求めた。

3.結果・考察

分級により得た Zry-4 酸化生成物粉末は、メディアン粒径が小さいものから 3，63，134，245，401 μm であった。Fig.1 に、純水に添加した Zry-4 酸化生成物粉末のメディアン粒径と、観察された水素発生量 G(H_2) (mol/J)の関係を示した。G(H_2)は、添加した Zry-4 酸化生成物の粒径減少に伴い増加し、特に 100 μm 以下で急激に増加することがわかった。

Zry-4 を空気下で高温酸化した場合、温度や時間の条件によって生成物中の単斜晶、正方晶ジルコニアの割合が変化するが、それらの比表面積は約 1-2 m^2/g とほぼ無孔性であることを確認している[2]。このことから、粒径の減少に伴う変化の主要因は、粉末の表面積増であると考えられる。

本実験により、純水中に添加された Zry-4 酸化生成物粉末の表面積増加が、放射線分解による水素発生の促進効果の要因の一つとなっている可能性が考えられた。

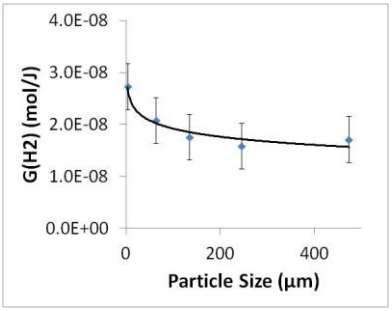


Fig.1 純水に添加した Zry-4 酸化生成物粉末の粒径と G(H_2)

参考文献

[1] N. G. Petrik et al., J. Phys. Chem. B 2001; 105: 5935-5944.
[2] Y. Matsumoto, T.M.D. Do, M. Inoue, R. Nagaishi, T. Ogawa, J. Nuc. Sci. Tech. 2015; 52: 1303-1307.
[3] 松本義伸，井上将男，永石隆二，小川徹，日本原子力学会 2016 年春の年会にて発表 2016；1N14.

謝辞

本研究は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化)」（平成 24～26 年度）の成果である。ここに謝意を表します。

---

* Yoshinobu Matsumoto[1], Masao Inoue[2], Ryuji Nagaishi[2], Tatsuya Suzuki[1] and Toru Ogawa [1,2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

高温・高圧水蒸気環境下における原子炉構造材へのCs吸着挙動評価

Cs Adsorption Behavior Evaluation on the Surface of Nuclear Reactor Structure Materials under High Temperature and High Pressure Steam

*墨田 岳大[1]，米川 夏津夫[2]，関尾 佳弘[2]，佐藤 勇[1]，
小林 能直[1]，逢坂 正彦[2]，前田 宏治[2]，赤坂 尚昭[2]
[1]東京工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)におけるシビアアクシデント時の炉心環境（高温・高圧水蒸気環境)を模擬して，構造材であるステンレス鋼へCsIを作用させてその吸着挙動を評価した．
キーワード：シビアアクシデント，高温・高圧水蒸気環境，核分裂生成物，吸着挙動，セシウム

1. 緒言　福島第一原子力発電所(1F)事故において 1~3 号機では燃料溶融により核分裂生成物(FP)であるCs-137，I-133 などの高放射性核種が主として放出され，圧力容器内の構造材料部分ばかりでなく原子炉建屋内が高線量化した．燃料溶融時の Cs や I などの放出形態(化学形態)については未だ不明な点も多いものの，主要な形態は CsI，CsOH であると考えられている[1-3]．既往研究では，Cs 化合物の炉内構造材料への吸着挙動評価として，CsOH の SUS 304L(Si 添加材)表面への吸着挙動評価試験等が行われており，CsOH の吸着挙動は母材の Si 濃度に敏感であり，材料表面に形成される酸化被膜中で Cs と Si が化合物を形成し，Cs が化学的に材料へ吸着することなどが明らかにされている[4]．しかしながら，これらの評価試験は大気圧下のみで行われており，シビアアクシデント(SA)環境を模擬した高圧下での評価の例はない．今後 1F の廃止措置を進めるにあたり，燃料デブリ取出しは重要な課題であり，適切な燃料デブリ取出し手法及びアクセスルート（人の動線及び遠隔装置の経路など）の確立，すなわち炉内の低線量化及び除染の手法の決定を行うためには，SA 時における Cs 化合物の炉内構造材料等への吸着挙動に関する知見を取得する必要がある．そこで本試験では，温度・圧力・雰囲気の制御が可能な Cs 吸着挙動評価装置を開発し，基礎試験として SA 模擬条件下で SUS304L 材に対する CsI の吸着挙動に係る試験・評価を行った．

2. 実験

2-1. 試験装置　図 1 に装置の試験チャンバ部及び試験イメージを示す．開発した装置は，空気雰囲気及び Ar 雰囲気にて Cs 化合物を加熱(最高 900 ºC)し，高温保持中に試験片に Cs 化合物を蒸着させる設計とした．Ar 雰囲気では，最大圧力 10 MPa にて試験を実施することや水蒸気を添加することも可能となっている．

2-2. 実験手順　SUS304L 板状試験片を吸着対象試料とした．Cs 化合物として CsI を用い，水蒸気添加試験では，試験前に装置内に純水をセットした．次に CsI をカーボンヒーターにより加熱し，CsI の温度が融点温度以上の 700 ºC に達した後，60 分保持し，CsI を試験片に蒸着させた．なお，試験片温度及びチャンバ内温度は約 550 ºC 程度で保持された．本試験では，雰囲気(空気/Ar)，気圧(大気圧/7 MPa (Ar 雰囲気のみ))，水蒸気(あり/なし)の各組み合わせ(合計 6 条件)で吸着試験を行った．試験後，試験片の表面・断面観察及び元素分析を行い，Cs 化合物の吸着形態を観察した．

3. 結果　蒸着試験後の観察結果から，試験片への CsI の吸着量は，雰囲気や水蒸気の有無よりも，圧力の寄与が大きい傾向にあることがわかった．断面分析から，蒸着物/母材界面に反応層や濃縮層は認められず，蒸着粒子は試験片上に物理吸着しており，化学吸着はしていないことを示す結果が得られた．本発表では，得られた結果について考察する．

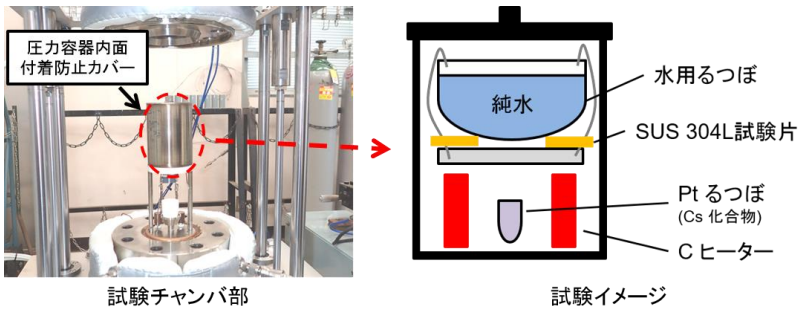


図 1　Cs 吸着挙動評価装置

参考文献
[1] R. A. Lorentz et al., *CONF-860911-19*, DOE (1986)
[2] Kenji Nishihara et al., *Transactions of the Atomic Energy Society of Japan*, **11**, 13-19 (2012).
[3] Miwa, Shuhei, et al., *Energy Procedia*, **71**, 168-181 (2015).
[4] F. G. Di Lemma et al., *Nucl. Eng. Deg.*, **305**. 411-420 (2016).

---

*Takehiro Sumita[1], Kazuo Yonekawa[2], Yoshihiro Sekio[2], Isamu Sato[1], Yoshinao Kobayashi[1], Masahiko Osaka[2], Koji Maeda[2] and Naoaki Akasaka[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

高エネルギーX 線源による 2 色 X 線 CT 物質識別

Dual Energy X-ray Computed Tomography for Material Analysis by High Energy X-ray Source

*福岡　潤哉[1]，上坂　充[1]，高橋　浩之[1]，中田　直樹[1]

[1]東京大学

抄録：可搬型 950keV/3.95MeV X バンドライナック X 線源を使った 2 色 X 線 CT システムによる物質識別の基礎研究を行っている。2 色 X 線 CT アルゴリズムを用いて、Tc 以上の原子番号の元素への対応を検討している。X 線検出器として、PET 等への応用が検討されているエネルギー識別型 Ce:GAGG アレイ検出器を活用する。

キーワード：2 色 X 線 CT、可搬型高エネルギーX 線源、物質識別

1. 緒言

現在、日本では福島第一原子力発電所の廃炉措置が重要な課題であり、そのためには、燃料デブリの性状を知ることが必要不可欠となっている。考えられている具体的な項目としては、燃料デブリの形状、密度分布、γ核種分布、線量率などがある[1]。そこで、本研究では、2 色 X 線 CT 原理を用いて、燃料デブリ内の B, Zr, Ce, Eu, Gd, U, Pu 等の重要な元素の分布を評価することを目的とする。

2. 2 色 X 線 CT 原理

X 線の線源弱係数は電子密度と原子番号に依存し、異なるエネルギーの X 線を用いることで原子番号と電子密度を求めることができる。ただし、原子番号の大きい原子は吸収端の影響により誤差が出ることが分かっている[2]。そのため、デブリ内の元素に対して、どのくらいの精度で識別できるのかについて検討し、高い原子番号の元素に適用できるシステムを考察した。一例として、2 色 X 線 CT を用いた Zr と Gd の元素番号の識別シミュレーションの結果を右図 1 にのせている。

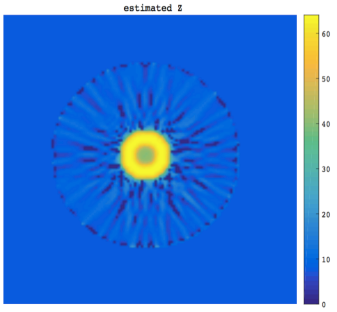


図 1 Zr と Gd の 2 色 X 線 CT による元素番号識別シミュレーション結果
（中心から直径 10, 20, 40mm で Zr, Gd, コンクリート、X 線のエネルギーは 300, 500keV）

3. Ce:GAGG アレイ検出器

本研究では、検出器として Ce:GAGG アレイ検出器を用いる。（図 1）Photon counting 方式で光子を検出し、同時にエネルギーも検出できるため、出力がエネルギーと光子数のスペクトルとして得られる。この検出器を用いて数 MeV 程度の X 線の検出精度を確認した。

4. まとめ

Ce:GAGG アレイ検出器の高エネルギーX 線の検出精度を確認した。また、B, Zr, Ce, Eu, Gd, U, Pu などの原子番号の高い元素に対して、群として識別できるような 2 色 X 線システムを考察した。

参考文献

[1] IRID HP (http://www.drd-portal.jp/r_and_d/situation/analysis.html)

[2] M. Torikoshi, et el, “Features of dual-energy X-ray computed tomography”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 548, (2005), 99-105

---

*Junya Fukuoka[1], Mitsuru Uesaka[1], Hiroyuki Takahashi[1], Naoki Nakada[1]

[1]The University of Tokyo

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 403-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

[2I01-04] 腐食環境緩和・被ばく低減

座長：室屋 裕佐 (阪大)

2017年3月28日(火) 09:30 〜 10:35 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I01] 中低温純水中における多種プラント構成材料の腐食電位

*橘 正彦[1]、石田 一成[1]、和田 陽一[1]、清水 亮介[2]、太田 信之[2] （1. 日立製作所 研究開発グループ、2. 日立ＧＥニュークリア・エナジー）

09:30 〜 09:45

[2I02] 690合金の PWSCC機構研究

*寺地 巧[1]、戸塚 信夫[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1] （1. 株式会社　原子力安全システム研究所）

09:45 〜 10:00

[2I03] 白金酸化物ナノ粒子注入による応力腐食割れ抑制効果

*石田 一成[1]、和田 陽一[1]、橘 正彦[1]、太田 信之[2]、佐々木 麻由[2] （1. 日立製作所、2. 日立GEニュークリア・エナジー）

10:00 〜 10:15

[2I04] 回転腐食試験による希釈海水中の鋼材腐食挙動の検討(2)

*塚田 隆[1]、寺門 宙[1]、江端 功栄[1]、上野 文義[1] （1. 原子力機構、原子力基礎工学研究部門、性能高度化技術開発グループ）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

中低温純水中における多種プラント構成材料の腐食電位

ECPs behavior of various plant constituent materials in high purity water at middle and low temperature.

*橘 正彦[1]，石田 一成[1]，和田 陽一[1]，清水 亮介[2]，太田 信之[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立GEニュークリア・エナジー

中低温域における腐食電位(ECP)の知見拡充のため、ステンレス鋼、高ニッケル合金、炭素鋼、ジルコニウム合金の ECP の溶存酸素(DO)、過酸化水素 (H_2O_2) 濃度依存性を 30～180℃において調べた。中低温域での ECP の DO・H_2O_2 濃度依存性は炉内定格温度下よりも小さく、高電位に維持されることが分かった。

キーワード：沸騰水型原子炉，腐食電位，溶存酸素，過酸化水素，ステンレス鋼，高ニッケル合金

1. 緒言

腐食挙動評価の端緒として、ECP を把握することが重要である[1]。しかし定格運転中の炉内温度における ECP に比べて、起動停止時の温度範囲における ECP の知見は少ない。このため、30～180℃において、各種プラント構成材料の ECP に及ぼす DO、H_2O_2 濃度依存性を調べた。

2. 実験

プラント構成材料であるステンレス鋼(SUS304、SUS316L)、高ニッケル合金(600/182/82 合金)、ジルコニウム合金、炭素鋼、比較材(Pt, Zr)の ECP を調べた。循環式オートクレーブ内に全電極を装荷し、30, 50, 100, 180℃に調整した。DO (脱気[3ppb]～8ppm)、または H_2O_2 (脱気～1ppm)を所定濃度に調整した後、電位安定まで 24h 以上保持した。参照電極には銀/塩化銀型外部照合電極を使用した。H_2O_2 条件では、H_2O_2 の分解抑制のために、四フッ化エチレン製のセルをオートクレーブ内に設置し、セル内に全電極を装荷した。

3. 結果

180℃における ECP の DO 濃度依存性を図 1 に示す。60ppb 以上では、Pt、ジルコニウム合金、ステンレス鋼、高ニッケル合金と炭素鋼、Zr の順で高電位であった。また、鋭敏化と冷間加工が ECP に及ぼす影響は，測定誤差範囲(±0.05V)内であり，無視し得ることが分かった。280℃でのステンレス鋼の ECP は、DO 濃度 10～100ppb で 0.5V 程度変化する[2]。しかし 180℃以下では、炭素鋼と Zr を除いて ECP 変化幅が小さく、10ppb 以下としても約-0.15V*vs*.SHE 以上に保持された。図 2 に 30～180℃における SUS316L 鋼の ECP の H_2O_2 濃度依存性と文献値を示す。288℃では、H_2O_2 濃度約 10ppb 以下で ECP が 0.5V 程度大きく変化する[3]。しかし 30～180℃では、脱気条件としても、1000ppb と比べて約 0.4V の低下にとどまった。中低温域における、炭素鋼を除くプラント構成材料の ECP は、脱気条件でも-0.15V*vs*.SHE 以上の高電位に保持されることが分かった。

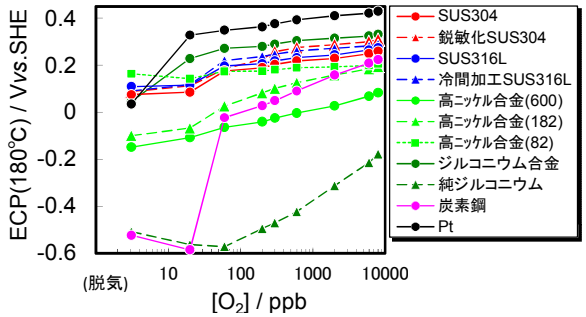


図1 180℃における腐食電位の溶存酸素濃度依存性

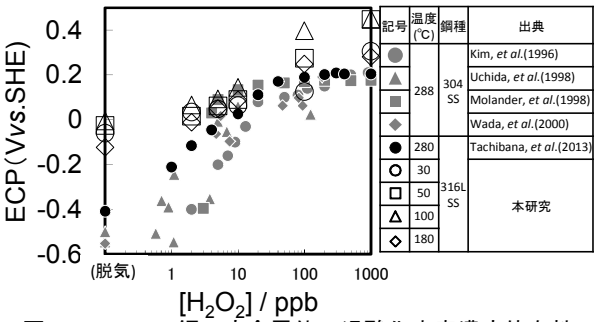


図2 ステンレス鋼の腐食電位の過酸化水素濃度依存性

参考文献 [1] 金属の腐食・防食 Q&A 電気化学入門編，腐食防食協会 (2002).
[2] M. Tachibana, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, p.551 (2012).
[3] M. Tachibana, *et al.*, *CORROSION2013*, #2155 (2013).

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Ryosuke Shimizu[2] and Nobuyuki Ota[2]
[1] Research & Development Group, Hitachi, Ltd, [2] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

690 合金の PWSCC 機構研究 -高温水素ガス中における変形挙動-

Mechanistic study for PWSCC in Alloy 690

-Deformation of Alloy 690 in High Temperature Hydrogen Gas-

*寺地 巧[1]，戸塚 信夫[1]，山田 卓陽[1]，有岡 孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

690 合金の PWSCC 機構研究として、PWR1 次系相当の水素ガスが材料の変形に及ぼす影響を検討した。320℃の高温アルゴンガス条件から PWR 相当の水素分圧条件に環境を変更した時、0.5TCT 試験片に有意な変形が認められた。これにより比較的低い水素分圧でも、水素が材料の機械特性に影響を及ぼすことが明らかとなった。

キーワード： 690 合金，PWSCC，水素ガス，水素助長局所塑性

１．緒言

690 合金は耐 PWSCC 性に優れる材料であり、実機における SCC 報告例は見当たらない。しかし、冷間加工材で有意なき裂進展の感受性が確認されており、長期の材料健全性を評価するために割れ機構の解明が求められている。PWR1 次冷却材は溶存水素を含む環境であり、水素が割れに影響を及ぼすと推察されるが、その詳細機構は明らかになっていない。近年、Arioka らはクリープ試験においてカバーガスをアルゴンから水素に切り替えた時に 690 合金に変形が生じたことを報告している[1]。そこで本研究では、PWR1 次系相当の水素分圧が、材料の変形に影響を及ぼす可能性について検討した。

２．実験

供試材には TT690 合金および 600 合金を用いた。試験片は 20%CW(冷間加工)を加えた 0.5T CT 試験片とし、試験期間中は K≒40MPa√m の荷重を加え、材料の変形挙動をモニタリングした。試験は 320℃のアルゴンガス中クリープ試験として開始し、1 次クリープによる変形が収まったと判断できた約 140 時間後に、水素ガス分圧が 25 kPa となるよう水素・アルゴンの混合ガスに環境を切り替えた。これにより、水素ガスが材料の変形に及ぼす影響を確認した。

３．結果・考察

690 合金(20%CW)と 600 合金(20%CW)の変形挙動を図 1 に示す。両合金とも水素ガスへの切り替え直後の短期間で約 8μm の変形が生じ、PWR1 次系相当の水素分圧でも材料の変形に水素が影響することが明らかとなった。水素の導入によって変形に必要な応力の閾値が低下し、き裂先端の応力集中部で変形が生じたと考えられる。一方で、耐 PWSCC 性に優れる 690 合金と、有意な感受性が知られている 600 合金で大きな差は認められなかった。そのため、水素が影響する変形量は SCC 感受性の直接的な支配因子ではないと考えられる。

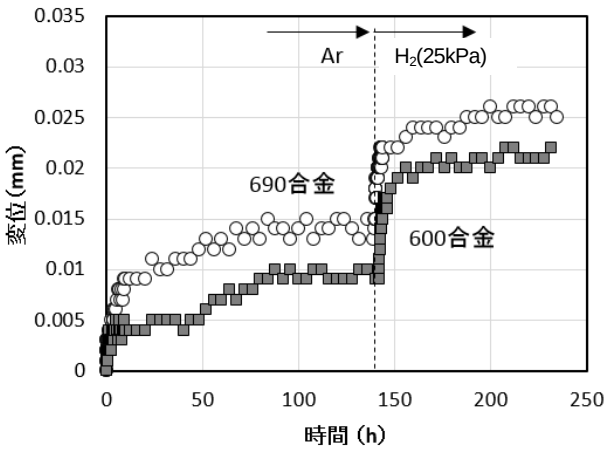


図 1 高温ガス中クリープ試験時のガス切り替えによる変形挙動
(K=40MPa√m、320℃)

[1] K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto and T. Terachi, Corrosion, Vol.67, No.3, 2011.

*Takumi Terachi[1], Nobuo Totsuka[1], Takuyo Yamada[1] and Koji Arioka[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

白金酸化物ナノ粒子注入による応力腐食割れ抑制効果

Mitigation of stress corrosion cracking by platinum dioxide nano-particle addition

*石田 一成[1]，和田 陽一[1]，橘 正彦[1]，佐々木 麻由[2]、太田 信之[2]
[1]日立・研開，[2]日立ＧＥ

γ線照射により生成した白金酸化物ナノ粒子を高温水中に注入することにより白金付着処理した熱鋭敏化SUS304鋼試験片について低歪速度試験を行った。その結果、白金付着処理しない場合と比較して水素酸素モル比3以上の水質で応力腐食割れ感受性が低下することを確認した。

キーワード：白金酸化物、ナノ粒子、γ線、沸騰水型原子炉、水素注入、応力腐食割れ、SSRT

1. 緒言

沸騰水型原子炉（BWR）再循環系配管や炉内構造物等の応力腐食割れ（SCC）抑制技術として、水素注入及び運転中貴金属注入が米国やスイス等のBWRで適用されている[1)]。運転中貴金属注入適用期間の水質変化抑制の観点から白金や酸素、水素以外の元素を含まない注入溶液が望ましい。そこで、γ線照射によりヘキサヒドロキソ白金酸（$H_2Pt(OH)_6$）懸濁液から平均粒径約2.3nmのPtO_2を主成分とする白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液（Ptコロイド溶液と呼ぶ）を生成する技術を開発した[2)]。本研究ではPtコロイド溶液注入によるSCC抑制効果を調べるために、熱鋭敏化SUS304鋼を用いて低歪速度試験（SSRT）を実施した。

2. 実験

白金含有量が1g/Lのヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液にγ線を約20kGy照射することによりPtコロイド溶液を生成した。620℃で24h熱鋭敏化処理した炭素量0.07wt%のSUS304鋼をSSRTに使用した。溶存酸素（DO）400μg/L、溶存水素（DH）75μg/L 、亜鉛10μg/L を含む280℃水中に250h浸漬してSSRT試験片に酸化皮膜を付与してから白金付着処理した。SSRT試験片を設置したオートクレーブにDO 400μg/L、DH 75μg/Lの280℃の純水を通水し、オートクレーブ直前から白金10μg/L、亜鉛5μg/Lとなるように Ptコロイド溶液、亜鉛溶液を注入して白金付着処理した。処理時間を変えることにより白金付着量を調整した。白金付着処理試験片と白金付着未処理試験片について、DO 400μg/L、DH 75μg/L、硫酸150μg/Lを含む280℃の水中において、歪速度8.3×10^{-7}/sでSSRTを実施した。硫酸はSCCを促進するために添加した[3]。破断後、試験片の一部を酸溶解して白金付着量を分析した。又、破面及び側面をSEM観察した。

3. 結果・考察

SEM観察により粒界型応力腐食割れ（IGSCC）と判断された破面の面積を全破面の面積で除することにより求めたIGSCC破面率を白金付着量に対してプロットした結果を図1に示す。白金付着未処理の場合、IGSCC破面率は60%であるが、白金を$0.03\mu g/cm^2$以上付着させることによりIGSCC破面率が0%となった。Ptコロイド溶液注入による白金付着により、従来試薬と同様に、SCC感受性が低下することを確認した。

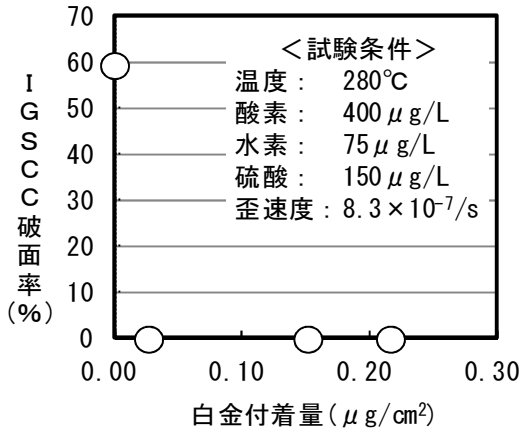


図1 白金付着量とIGSCC破面率の関係

参考文献

[1] J.A.Varela, 2012 EPRI Int'l BWR&PWR MRP Conf.

[2] 石田一成、日本原子力学会2013年春の年会、F45

[3] M. Sambongi, JAIF Water Chemistry in NPPs, p.343 (1998)

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Mayu Sasaki[2] and Nobuyuki Ota[2]

[1] Hitachi, Ltd., Research and Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

回転腐食試験による希釈海水中の鋼材腐食挙動の検討（２）
－窒素雰囲気における酸素濃度及び回転速度の影響－

Rotating corrosion test of steel material in diluted seawater (2)
－Effects of oxygen concentration in nitrogen gas and rotating speed－

*塚田　隆[1]、寺門　宙[1]、江幡　功栄[1]、上野　文義[1]
[1]日本原子力研究開発機構

炭素鋼の腐食挙動には水の流動や気液環境が交番する条件が影響を与える。そのような条件を模擬するため、鋼材試験片を希釈海水中及び微量酸素を含む窒素ガス中を交互に出入りさせる回転腐食試験を実施した。その結果、腐食減量は気液相を出入りする回転（相対流速：約 0.02 m/s）により約 3 倍に増加した。

キーワード：原子炉格納容器、炭素鋼、回転腐食試験、腐食速度、希釈人工海水、溶存酸素濃度

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所の原子炉格納容器には冷却水が循環注入されている。そのため容器構造材である炭素鋼の海水成分を含む水による腐食挙動を検討する必要がある。前報[1]では、鋼材試験片の腐食速度が希釈海水中と大気中を出入りする回転により常時水中で回転する場合に比べ増大することを報告した。現在、事故炉の格納容器内には水素爆発防止・鋼材腐食抑制のため窒素ガスが注入されているが、窒素中の残存酸素が鋼材腐食に影響し、また格納容器壁面の水面付近は気液相に交互に晒されている。このため、鋼材試験片を微量酸素を含む窒素中と希釈人工海水中を交互に出入りさせる回転腐食試験を実施した。

2. 実験方法

格納容器用炭素鋼(SGV480)を 40x10x2 mm の短冊型試験片とし表面を#1200 エメリー紙仕上げの後、200 倍希釈人工海水(塩化物イオン濃度約 100 ppm)中において 30℃で 500 時間の試験を実施した。試験槽内の気相部は純窒素または酸素 1.6%, 5.2%を含む窒素雰囲気（対応する水中溶存酸素濃度は 0, 0.6, 1.8 ppm）とした。回転軸に取り付けたアクリル製試験片治具(40x40x10mm)に試験片を樹脂製ネジで固定して、試験片が常時水中で回転する全浸漬回転、気液相を出入りする交番浸漬回転及び回転させずに水中に静置する全浸漬非回転の３条件で試験を行った。試験片は 1.5, 10, 60 秒で 1 回転させ、500 時間後に表面皮膜を除去し腐食による重量減少の測定等を行った。

3. 結果・考察

水中での試験片表面における水の相対流速と腐食減量の関係を大気と酸素 5.2%の場合について図 1 に示す。大気中の場合[1]、交番浸漬回転と全浸漬回転では異なる流速依存性を示したが、酸素 5.2%においても同様な流速依存性が見られた。相対流速が約 0.02 m/s（10 秒 1 回転）の場合には交番浸漬回転により腐食減量は約 3 倍に増大した。図 2 には相対流速を約 0.02 m/s とした場合の腐食減量を気中及び水中の酸素濃度に対して示す。腐食減量は酸素濃度と共に増大し交番浸漬回転により全浸漬回転の約 3 倍となった。既存研究[2]を参考にすると、交番浸漬回転により気中で形成される試験片表面の水膜厚さが酸素の拡散層厚さと同等程度に薄くなることにより鋼材の腐食が加速されたと考えられる。

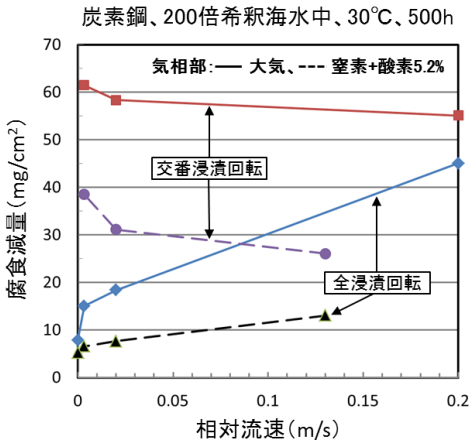


図 1 腐食減量と相対流速の関係

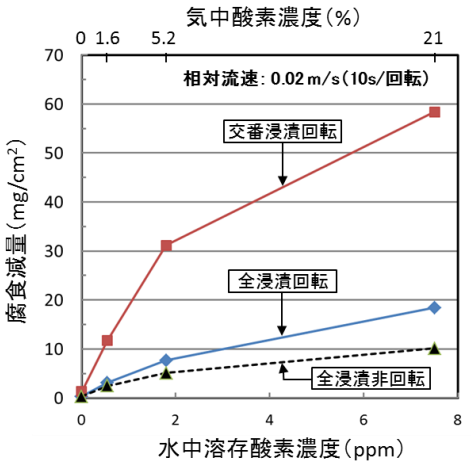


図 2 腐食減量と酸素濃度の関係

参考文献

[1] 塚田ら、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、1N10.
[2] 山下ら、日本金属学会誌、第 61 巻第 8 号(1997)721-726.

*Takashi Tsukada[1], Hiroshi Terakado[1], Koei Ebata[1], and Fumiyoshi Ueno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 403-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

[2I05-09] ラジオリシス

座長：塚田 隆 (JAEA)

2017年3月28日(火) 10:35 〜 11:55 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I05] イオン交換樹脂酸化劣化抑止技術の開発

*出水 丈志[1]、小松 誠[1]、出口 達也[1] （1. 荏原製作所）

10:35 〜 10:50

[2I06] Hi-Fコートによる BWR環境における炭素鋼へのコバルト付着の抑制

*稲垣 博光[1]、細川 秀幸[2]、太田 信之[3]、露木 瑞穂[3] （1. 中部電力、2. 日立製作所、3. 日立GEニュークリア・エナジー）

10:50 〜 11:05

[2I07] 塩化物水溶液系の放射線分解生成物の物質収支の評価

*永石 隆二[1,2]、井上 将男[1]、近藤 孝文[2]、神戸 正雄[2]、吉田 陽一[2]、桑野 涼[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 大阪大学）

11:05 〜 11:20

[2I08] NaCl水溶液の放射線分解

*山下 真一[1]、端 邦樹[2]、室屋 裕佐[3]、勝村 庸介[4] （1. 東京大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 大阪大学、4. 日本アイソトープ協会）

11:20 〜 11:35

[2I09] ピコ秒パルスラジオリシス法による高温水中の電子溶媒和過程の研究

*室屋 裕佐[1]、金森 航[1]、勝村 庸介[2,3]、山下 真一[3]、古澤 孝弘[1] （1. 阪大産研、2. 日本アイソトープ協会、3. 東大院工）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

イオン交換樹脂酸化劣化抑止技術の開発

Inhibition of Oxidative Decomposition of Ion-exchange Resin

*出水　丈志，小松　誠，出口　達也

荏原製作所

原発の水処理設備で使用しているイオン交換樹脂は、水の放射線分解で発生する過酸化水素等により酸化劣化する。この抑制技術として過酸化水素を分解可能なパラジウム（Pd）担持樹脂添加技術を見出した。

キーワード：イオン交換樹脂、過酸化水素、Pd 担持樹脂、酸化劣化、放射性廃棄物

1. 緒言 原子力発電プラントの系統水浄化に使用しているイオン交換樹脂は、水中の溶存酸素や放射線分解によって発生した過酸化水素などにより酸化劣化し[1]、その影響で水質低下や樹脂層の差圧上昇等が起こる。ここに過酸化水素を分解可能なパラジウム（Pd）をイオン交換樹脂に担持した「Pd 担持樹脂」を樹脂層にオーバーレイもしくは混合することで、イオン交換樹脂の酸化劣化を抑制することができ、PWR の使用済み燃料ピット脱塩装置や BWR の復水脱塩装置の樹脂寿命の延長と放射性廃棄物発生量の低減に寄与できることが報告されている[2][3]。本報では、Pd 担持樹脂の長期性能及び PWR 二次系復水脱塩装置への適用性を検討した結果を報告する。

2. 実験

2-1. 過酸化水素分解性能－長期通水試験　Pd 担持樹脂の過酸化水素分解性能がどの程度維持するかを評価するために長期通水試験を実施した。Pd 担持樹脂（ランクセス株式会社製）をカラム(内径 16 mm)に充填し(層高 10 mm)、純水を過酸化水素濃度 2 mg/L に調整した原水を連続で通水(3.5 mL/min, LV=1 m/h)した。カラム入口・出口水の過酸化水素濃度を吸光光度法により 1 回/日で測定し、その分解率を確認した。

2-2. 樹脂劣化抑制効果－TOC 溶出挙動評価試験　PWR 二次系復水模擬水(pH 約 9.2、系統水 5 L)を、Pd 担持樹脂を混合した樹脂層を形成したカラム(内径 25 mm)に循環通水し(300 mL/min, LV=40 m/h)、樹脂層(150 mm)から溶出する TOC 量の経時変化を調べた。模擬系統水中の過酸化水素濃度が 5 mg/L になるよう過酸化水素を定期的に添加し、カラム出口水の TOC 濃度を Shimadzu TOC-V にて 1 回/週で測定して、Pd 担持樹脂混合割合を 5%、9%、26%とした際の樹脂劣化抑制効果を未混合の場合と比較することで確認した。

3. 結果と考察

1) 長期通水試験の結果を図 1 に示す。これまでに実施した約 4 年の通水では、分解率は通水温度に依存するものの、50～90%の過酸化水素分解率が得られ、初期の分解性能を維持していた。また、アレニウスプロットを取ると直線性が確認でき、且つ経時的な変化は認められなかった。

2) TOC 溶出挙動を図 2 に示す。Pd 担持樹脂 5%混合でも Pd 担持樹脂がない場合と比較して TOC 濃度の上昇までに約 2 倍の遅延効果があり、Pd 担持樹脂の混合比を増やすことにより BWR 環境と同様、PWR 二次系環境でも樹脂劣化が抑制され樹脂寿命延長効果が増強されることが判った。

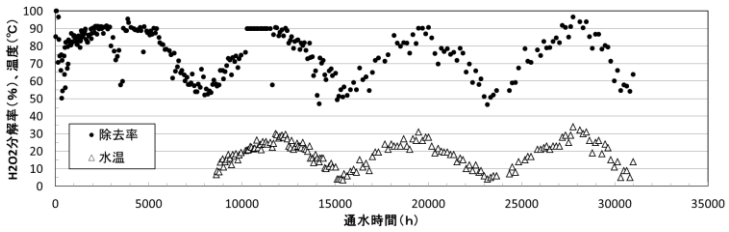


図 1　長期通水試験結果

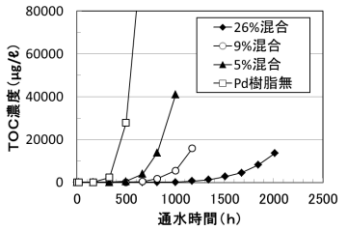


図 2　TOC 溶出挙動試験結果

参考文献

[1] J.R. Stahlbush, R. M. Strom, *Reactive Polymers*, 13, 233-240 (1990).

[2] M. Komatsu, *et al*., Proc. of 31st Symposium on Ion Exchange, Kanazawa, IP-35 (2015).

[3] M. Komatsu, *et al.*, Proc. of 32nd Symposium on Ion Exchange, Osaka, IO-08 (2016).

*Takeshi Izumi, Makoto Komatsu, Tatsuya Deguchi

Ebara Corporation

Hi-F コートによる BWR 環境における炭素鋼へのコバルト付着の抑制

Suppression of cobalt buildup by Hi-F coating on carbon steel under BWR condition

*稲垣 博光[1]，細川 秀幸[2]，太田 信之[3]，露木 瑞穂[3]
[1]中部電力 原安技研，[2]日立，[3]日立 GE

水化学による被ばく低減対策である Hi-F コートは、ステンレスへの放射能付着の抑制効果は確認されているが炭素鋼については明らかでない。そこで、高温高圧水ループ装置を用いた放射性コバルト付着試験を行って、放射能付着抑制効果の水質依存性（ニッケル濃度）および経時変化を確認した。

キーワード：Hi-F コート、炭素鋼、放射能付着挙動、被ばく低減、酸化被膜

1. 緒言

BWR 環境における配管への放射能付着抑制策として開発された Hi-F コートは、ラボ試験および実機で、ステンレスへの放射能付着抑制効果が確認されている[1]。更なる被ばく低減を目指すには、ステンレス製の再循環系配管に次ぐ被ばく線源である炭素鋼製の冷却材浄化系配管への放射能付着抑制効果を確認する必要がある。そこで、Hi-F コートの炭素鋼への放射能付着抑制効果に関するラボ試験を実施した。

2. ラボ試験

高温高圧水ループ装置を用いて、BWR の高ニッケル制御および亜鉛注入の水化学管理を想定して、ニッケル、亜鉛、放射性コバルトを添加した 280℃、7～8MPa の NWC 試験水中で、炭素鋼試験片を曝露した。所定時間ごとに試験片を取り出し、放射能付着量、酸化被膜構造・組成を分析した。試験は、①有効ニッケル濃度範囲と②効果持続性の 2 種類実施した。試験パラメータは、Hi-F コート施工の有無に加え、①ではニッケル濃度（0.2～2ppb）、②では試験時間（3500 時間まで 500 時間毎）とした。

3. 結果

Hi-F コートによる放射能付着抑制効果を、Hi-F コート有と無でのコバルト付着量の差を Hi-F コート無のコバルト付着量で除したコバルト付着低減率で比較した。コバルト付着低減率のニッケル濃度依存性を図 1 に、経時変化を図 2 に示す。これらの図および酸化被膜構造・組成の分析結果から、Hi-F コートの炭素鋼への放射能付着抑制効果は、水中のニッケル濃度が低いほど高く、ニッケル濃度が高くなると逆効果になること、効果は時間とともに低下するものの、ある程度の効果は継続して期待できることが分かった。

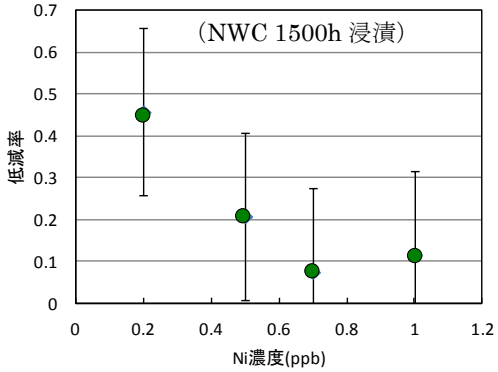


図１　コバルト付着低減率のニッケル濃度依存性

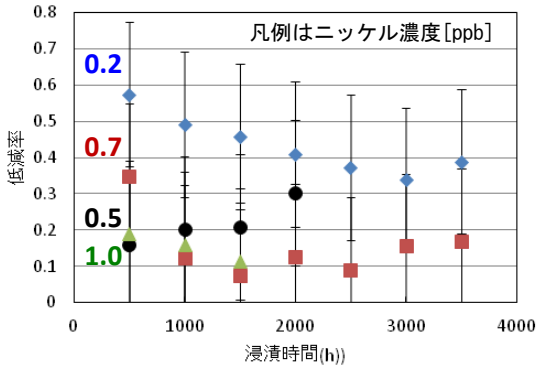


図２　コバルト付着低減率の経時変化

参考文献

[1] H.Hosokawa, N.Nagase, et al., *Nucl.Sci. Eng.*, **175**, 135-148 (2013)

* Hiromitsu Inagaki[1], Hideyuki Hosokawa[2], Nobuyuki Ota[3] and Mizuho Tsuyuki[3]
[1] Chubu Electric Power Co., Inc., [2] Hitachi, Ltd., [3] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. s

塩化物水溶液系の放射線分解生成物の物質収支の評価

Estimation of Material Balance of Radiolysis Products in Aqueous Chloride Solution Systems

*永石 隆二[1,2]，井上 将男[1]，近藤 孝文[2]，神戸 正雄[2]，吉田 陽一[2]，桑野 涼[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]大阪大学

海水等の塩化物イオンが溶存する水溶液系では塩化物濃度が高くなると，塩化物の放射線分解（直接作用）だけでなく，水の分解生成物のプライマリ収量の変動（間接作用）が起きる。このため，水と塩化物由来の生成物の収量は塩化物濃度に依存して変わるが，それらの物質収支は依存せずに保たれている。ただし，二次反応等で生成物の複雑さが増すため，時間経過等に伴い物質収支の評価は困難になる。そこで本研究では，低 LET 放射線を用いた実験の結果をもとに水溶液系の分解生成物の物質収支を評価するとともに，関連する文献値等の検証を試みた。

キーワード：塩化物イオン，放射線分解（直接作用），放射線分解生成物，プライマリ収量，物質収支

1. 緒言

水の放射線分解挙動を調べるための均一反応計算（解析）では，その入力データとして，スパー反応直後（純水では 100 ns 以内）の分解生成物量であるプライマリ収量が必要不可欠である．前回[1]，海水系での水の分解収量が純水と異なることを実験的に評価して，上記計算の水酸化ラジカル（•OH）の収量には，•OH から生成（転換）したハロゲン化物の二量体ラジカル（Cl_2^-, Br_2^-）を考慮して入力する必要があることを指摘した．ここで，溶質由来の生成物に変わっても水の分解生成物の物質収支[2]は変わらない。ただし，高溶質濃度や時間経過に伴って，二次反応等で生成物の複雑さが増して，さらに溶質自体の放射線分解も加わることで，物質収支の評価は困難になる。このため，物質収支を満足しない条件で収量を入力して反応計算してしまうと，誤った結果を導くことになる。

そこで本研究では，ガンマ線や電子線パルスを用いた実験の結果をもとに，塩化物水溶液系の生成物の物質収支の評価を行うとともに，この水溶液系の分解挙動に関連する文献値[3]等の検証を試みた。

2. 実験

試料には，純水，海水，塩化物や臭化物を溶解した水等の水溶液を用いた。定常照射実験[1]では，試料をガラスバイアル（高さ 5-25 cm）に封入して，照射施設（現 QST 高崎研）の Co-60 ガンマ線（平均エネルギー 1.25 MeV，線量 ＜20 kGy）で照射した。照射後に最終生成物として，バイアルのヘッドスペース中の水素分子（H_2），水溶液中の過酸化水素（H_2O_2），酸素分子（O_2）等を分析した。パルス照射実験[1]では，試料を石英セル（光路長 1 cm）に封入してバブリングによる雰囲気調整後，線形加速器（LINAC，阪大 ISIR）からの電子線パルス（エネルギー 28 MeV，パルス幅 8 ns，線量 ＜100 Gy/pulse）で照射しながら，それと同期した参照光（Xe フラッシュランプ）を電子線と同軸に入射して，水溶液中に生成した水和電子（e_{aq}^-）等の分解活性種や溶存種の過渡吸収を測定した。

3. 結果・考察

溶質がハロゲン化物イオン（X^-）の場合，主に水の分解で生成した酸化性ラジカル•OH がそのイオン由来の生成物に変わる[1]。ここで，溶質濃度が変わると，•OH やそのイオン由来の生成物の組成比とともに，それら生成物全体の収量の総和が変わる（図 1）。図 1 では海水塩分由来の生成物は二量体ラジカル（X_2^-: Cl_2^-, Br_2^-）のみであるが，二量体の前駆体（$•ClOH^-$），並びに二量体同士の後続反応で生成する次亜塩素酸（HClO）も考慮して生成物全体の収量の総和を求めると，溶質が塩化物イオン（Cl^-）の場合，$G(OX) = G(•OH) + G(•ClOH^-) + G(Cl_2^-) + ½G(HClO)$となる[3]。

また，溶質が高濃度になると，水だけでなく溶質の放射線分解も起こり，それぞれの生成物間で物質収支が成り立つ。溶質がX^-の直接分解過程はイオン化（$X^- \rightarrow •X + e_{aq}^-$）のみで，その物質収支は $G_S(-X^-) = G_S(•X) = G_S(e_{aq}^-)$と表すことができる。ここで，5.0 mol/L NaCl 水溶液に対する生成物収量の文献値[3]について物質収支を検証すると，この水溶液中のCl^-の直接分解の収量として $G_S(-Cl^-) = 3.45$ を導出することができる。

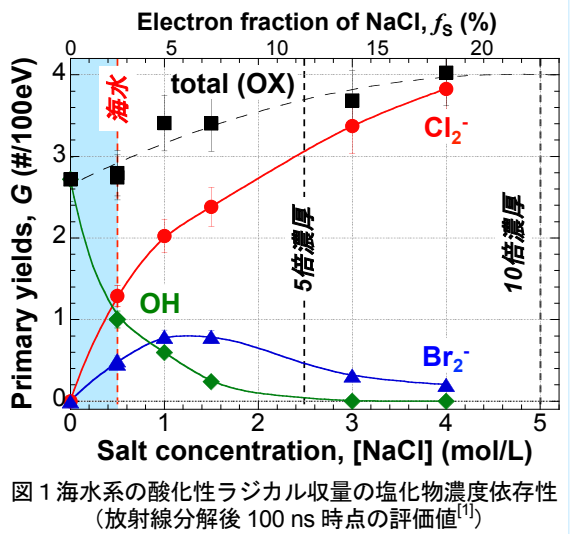


図 1 海水系の酸化性ラジカル収量の塩化物濃度依存性
（放射線分解後 100 ns 時点の評価値[1]）

参考文献

[1] 永石ら，「海水及びその濃厚系での水の放射線分解のプライマリ収量の実験的評価」，原子力学会 2016 年秋の大会 3C04 (2016).

[2] 永石，「4-2 e_{aq}^-,·OH, H の収量の各種依存性」，放射線化学のすすめ，日本放射線化学会編，学会出版センター，59-60 (2006) 他.

[3] J. Pucheault *et al.*, *J. Phys. Chem.*, **83 (3)**, 330 (1979); M. Kelm and E. Bohnert, FZKA 6977, Forschungszentrum Karlsruhe (2004) 他.

* Ryuji Nagaishi[1,2], Masao Inoue [1], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2] and Ryo Kuwano[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Osaka University

NaCl 水溶液の放射線分解：パルスラジオリシス実験とスパーモデル計算

Radiolysis of Aqueous Solution of NaCl: Pulse Radiolysis Experiment and Spur Model Simulation.

*山下 真一[1]，端 邦樹[2]，室屋 裕佐[3]，勝村 庸介[4]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]大阪大学，[4]日本アイソトープ協会

海水主成分である塩化ナトリウム（NaCl）の水溶液の放射線分解反応を，パルスラジオリシス法により観測した．高濃度の溶質は放射線分解反応の初期過程（スパー過程）を変え，結果としてプライマリ収量や後続の安定生成物の収量にも影響を与えるため，スパーモデル計算による考察も行った．

キーワード：放射線分解，海水，プライマリ収量，スパー過程，塩素，オキソ酸，腐食

1. はじめに

福島原発事故で発生した汚染水処理や使用済み核燃料の最終処分では，水の放射線分解における Cl^- の影響を考慮する必要がある [1-3]．Cl^- の放射線化学反応は大まかには理解されている [4,5]．しかし，報告されている反応セットでは $ClOH^{\bullet-}$ や $Cl_2^{\bullet-}$ といった中間活性種の挙動を必ずしも説明しきれていない．特に海水相当の高濃度では Cl^- の反応が加速し，100 ns 以内のスパー過程も変化し，均一に至った状態での収量（プライマリ収量）も変わる．これは腐食を考える上で重要な塩素のオキソ酸や過酸化水素の生成量など，長期の放射線効果予測にも大きな影響を与える．そこで，Cl^- 水溶液中で生じる中間活性種のスパー内での挙動を観測し，モデル計算での再現を試みた．

2. 方法

中間活性種の挙動はパルスラジオリシス法で観測した．この手法は短パルスの放射線で瞬間的に放射線分解を起こして後続の反応を追跡する手法であり，東京大学原子力専攻の共同利用研究の一環としてライナック施設で実施した．モデル計算は取扱いの容易なスパー拡散モデルで実施した．このモデルは平均的な構造の一つの孤立球状スパーを対象とする決定論的計算手法で，スパー過程をよく説明できる．

4. 結果と考察

中間活性種のうち観測し易い $Cl_2^{\bullet-}$ は $Cl_2^{\bullet-} + Cl_2^{\bullet-}$ で消滅する．この速度定数の報告値は幅広いため（5.5×10^8 から $9.0\times10^9\ M^{-1}s^{-1}$），まず慎重に再評価し，$(9.2\pm0.8)\times10^9\ M^{-1}s^{-1}$ と決定した．次にスパー過程（2 μs 以内）の過渡吸収を観測した．酸性条件ではシミュレーションでよく説明できたのに対し，中性条件ではシミュレーションの方が過大評価となった．これは一連の反応 $^{\bullet}OH + Cl^- \rightarrow ClOH^{\bullet-}$，$ClOH^{\bullet-} + H^+ \rightarrow Cl^{\bullet} + H_2O$, $Cl^{\bullet} + Cl^- \rightarrow Cl_2^{\bullet-}$ の二段階目が遅くなり，$Cl_2^{\bullet-}$ だけでなく $ClOH^{\bullet-}$ も存在するようになったためである．$ClOH^{\bullet-}$ が未報告反応（$ClOH^{\bullet-} + ClOH^{\bullet-}$，$ClOH^{\bullet-} + Cl_2^{\bullet-}$）で消費されると仮定すると実験結果をよく説明できた．しかし，$ClOH^{\bullet-}$ はモル吸光係数に明確でない部分があり，さらに検討が必要となっている．

参考文献

[1] E. Bjergbakke, et al., *Radiochim. Acta* **48**, 73-77 (1989).

[2] M. Kelm and E. Bohnert, FZKA 6977 (2004).

[3] J. Nakano et al., *J. Nucl. Sci. Tech.* **51**, 997-986 (2014).

[4] G. G. Jayson, et al., *J. Am. Chem. Soc. Faraday Trans. I* **69**, 1597-1607 (1973).

[5] X. Y. Yu, et al., *J. Phys. Chem. A* **107**, 1313-1324 (2003).

---

*Shinichi Yamashita[1], Kuniki Hata[2], Yusa Muroya[3], Yosuke Katsumura[4]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [3]Osaka University, [4]Japan Radioisotope Association (JRIA)

ピコ秒パルスラジオリシス法による高温水中の電子溶媒和過程の研究

Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in water at high temperature

*室屋 裕佐[1]，金森 航[1]，勝村 庸介[2,3]，山下 真一[3]，古澤 孝弘[1]

[1]阪大産研，[2]日本アイソトープ協会，[3]東大院工

高温水の放射線誘起反応はこれまでナノ秒・マイクロ秒以降の化学過程（スパー形成後の化学反応）は精力的に調べられてきたが、より高速な物理化学過程（スパー形成過程）の議論はほとんどなされていない。物理化学過程の代表的な現象として溶媒のイオン化から生成する電子の溶媒和過程が挙げられ、ピコ秒パルスラジオリシス法を用いて高温水中の電子溶媒和過程を調べた。

キーワード：ピコ秒パルスラジオリシス、高温水、物理化学過程、電子溶媒和過程

1. 緒言

炉心の化学環境（腐食電位）を把握する上で、冷却水のラジオリシスの理解は重要である。水の放射線分解に伴う水素発生は古くから知られ、主に水和電子（e^-_{aq}）に由来するとされてきたが、近年、水和前の電子（前駆体）も支配的に寄与することが指摘された[1, 2]。イオン化から溶媒和までを含めた電子の振る舞いを、室温および高温下でも把握することが重要であるが、水中の電子溶媒和過程は極めて速く（＜1ピコ秒）、実験的に直接観測することは容易ではない。これまで溶媒和の比較的遅いアルコールを用いて電子溶媒和過程を調べ、直接観測のみならず電子捕捉剤を用いた間接的な手法（捕捉法）も有効であることが分かった[3]。そこで今回、これを水に適用して室温～高温水中の電子溶媒和過程を調べた。

2. 実験

ピコ秒電子パルス（照射ビーム源）、フェムト秒レーザ（分析光源）を用いて、室温～高温において（圧力 15 MPa）、パルス・プローブ法に基づくピコ秒時間分解分光測定を行った。

3. 結果と考察

$NaNO_3$水溶液中のe^-_{aq}の時間挙動を測定した結果を図1に示す（室温）。NO_3^{2-}は e^-_{aq} に加えて電子前駆体も捕捉するため、e^-_{aq} の初期立ち上がりが減少する。e^-_{aq} の生存確率（捕捉反応を逃れる確率）を図 2 に示す。生存確率を 37 %（= 1/e）に低下させる捕捉剤濃度（C_{37}）を評価した結果、室温では 0.32 M、65 °C では 0.35 M、100 °C では 0.42 M と、高温ほど増加した。電子前駆体が捕捉反応を逃れて溶媒和に至りやすいことから、電子の溶媒和は高温ほど高速化すると考えられる。

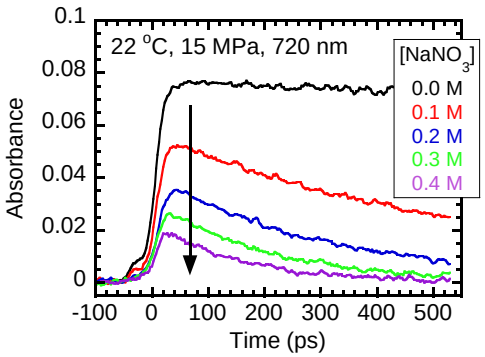


Fig. 1. Time profile of the hydrated electron (e^-_{aq}) in $NaNO_3$ solution at room temperature.

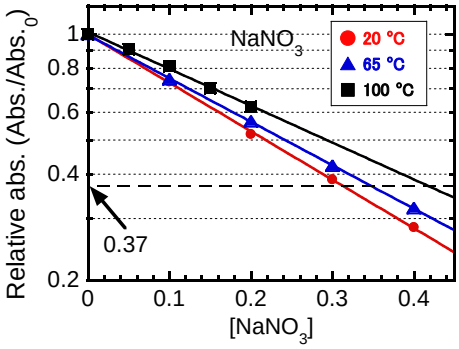


Fig. 2. Escape probabilities of precursor to the hydrated electron from scavenger (NO_3^{2-}) at elevated temperature.

参考文献

[1] J. A. LaVerne et al., *J. Phys. Chem. A*, **104**, 9820 (2000).

[2] M. Sterniczuk et al., *J. Phys. Chem. A*, **120**, 200 (2016).

[3] 室屋ら、原子力学会 2016 年秋の大会

*Yusa Muroya[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1]

[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Japan Radioisotope Association, [3]Sch. Eng., Univ. of Tokyo

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 406-1 計量管理，保障措置技術

[2I10-11] 保障措置・計量管理

座長：芝 知宙 (JAEA)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 15:20 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I10] 高速中性子直接問いかけ法で用いる中性子検出器用アンプの性能試験

*米田 政夫[1]、前田 亮[1]、飛田 浩[1]、大図 章[1]、呉田 昌俊[1]、藤 暢輔[1] （1. 原子力機構）

14:45 〜 15:00

[2I11] 国内における Pu標準物質調製技術開発の成果と課題

*芝野 幸也[1]、岡﨑 日路[1]、角 美香[1]、茅野 雅志[1]、影山 十三男[1]、松山 一富[1]、藤原 英城[2]、古田 紘野[2]、山口 和哉[2]、齊藤 信悟[2] （1. 原子力機構　プルトニウム燃料技術開発センター、2. 日本原燃）

15:00 〜 15:15

©日本原子力学会

高速中性子直接問いかけ法で用いる中性子検出器用アンプの性能試験

Performance tests of neutron detector amplifiers for a system using the fast neutron direct interrogation method

*米田 政夫[1]，前田 亮[1]，飛田 浩[1]，大図 章[1]，呉田 昌俊[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

高速中性子直接問いかけ法を用いた核物質の測定装置では、計測信号の数え落としを防ぐために高速波形処理が求められる。高速波形処理により、高線量ガンマ線によるパイルアップ現象を避けることが可能となる。本発表では独自に製作した中性子検出器用アンプの性能試験について報告する。

キーワード：高速中性子直接問いかけ法、アクティブ中性子法、中性子検出器用アンプ、He-3 検出器

１．緒言

高速中性子直接問いかけ法は、中性子発生管から放出されるパルス中性子（問いかけ中性子）を核物質に直接照射し、問いかけ中性子と核物質との反応で発生する核分裂中性子を測定することにより核分裂性物質の総重量を求める手法である。本手法では短時間で発生した多数の中性子をパルスモードで計測する必要があることから、高計数率に対応したアンプが不可欠である。更に、今後の測定対象物候補の一つとして高線量のガンマ線を発するものが考えられ、その測定ではガンマ線によるパイルアップ現象を避けるために高速波形処理が可能なアンプが必要となる。

２．性能試験

高速波形処理を行うため、ダブルディレイラインシェーピング回路を有するアンプを製作した。本回路の基本的な仕組みは、長いテール部を有するパルスを、ディレイラインを通したパルスと重ね合わせることにより長いテール部を消去させることであり、これにより高線量ガンマ線に対しても耐性を有している。本アンプの耐性試験を、京都大学原子炉実験所のコバルト 60 ガンマ線照射装置を用いて実施した。中性子検出器は、有効長 1m の He-3 検出器を用い、Cf-252 線源からの中性子を検出器に照射しつつ、ガンマ線も同時に照射することにより、ガンマ線に対する耐性データを取得した。

３．試験結果

ガンマ線源との距離を変えることで検出器に照射するガンマ線線量率を調整し、1.3～8.0 Gy/h の範囲で照射を実施した。その波高分布の測定結果を右図に示す。左側のピークはガンマ線及びノイズ成分であり、その右隣にあるピークが中性子成分である。線量が高くなるほど中性子によるピークの低下がみられるが、2 Gy/h 以下であれば中性子測定が可能であることが分かった。これは、開発したアンプが一般的なアクティブ中性子法装置で用いられるアンプの約 2 倍の耐性を持つ事を示している。

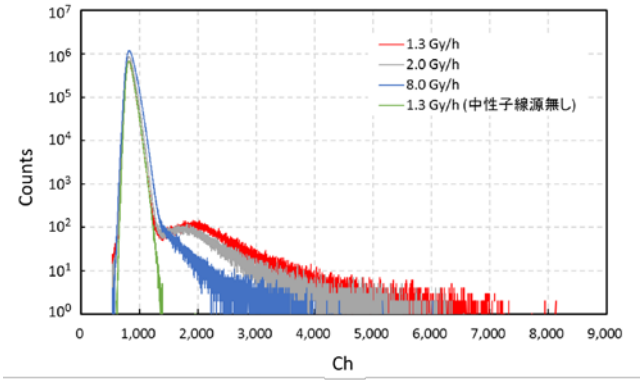


図　波高分布結果（He-3 検出器使用）

*Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Hiroshi Tobita[1], Akira Ohzu[1], Masatoshi Kureta[1] and Toh Yosuke[1]
[1]JAEA

国内における Pu 標準物質調製技術開発の成果と課題

Achievement and Future Task of Pu Standard Material Preparation Technique in Japan

*芝野 幸也[1]，岡﨑 日路[1]，角 美香[1]，茅野 雅志[1]，影山 十三男[1]，松山 一富[1]
藤原 英城[2]，古田 紘野[2]，山口 和哉[2]，齊藤 信悟[2]
[1]原子力機構 プルトニウム燃料技術開発センター，[2]日本原燃

核燃料物質中の Pu の濃度分析では同位体希釈質量分析(IDMS)法が広く採用されている。IDMS 法で必要な Pu 標準物質の海外からの調達が困難になりつつあるため，プルトニウム燃料技術開発センターでは Pu 標準物質を国内で調製する技術の開発を進めている。これまでの成果と今後の課題について報告する。

キーワード：プルトニウム，MOX，同位体希釈質量分析法，標準物質

1. 緒言 核燃料物質中に含まれる U や Pu の分析手法として，同位体組成分析には質量分析(MS)法，また濃度分析には IDMS 法が広く採用されている。現在，日本国内においては，IDMS 法に必要な Pu 標準物質の供給機関がないため海外からの輸送に頼っているが，今後国内需要の増加が見込まれることから入手が困難になると予想される。そこでプルトニウム燃料技術開発センターでは，国内で Pu 標準物質を調製する技術の確立を目的として，MOX 粉末から Pu 標準物質を調製してきた[1]。これまでに得た知見に基づき，日本原燃㈱からの委託研究として LSD（Large Sized Dried）スパイクの量産技術の確立を目的とした試験を実施しており，その試験の一環で LSD スパイクの調製に必要な Pu 標準物質(MOX-Pu)を調製した。

2. これまでの成果 MOX 粉末(Pu 含有率約 10%)を硝酸で溶解し，上澄み液を取り除いた。残渣を硝酸と微量のフッ化水素酸を含む混酸で加熱溶解し，溶解液をイオン交換することで選択的に Pu を分離した。これにより得た分離液を再びイオン交換し，Pu を選択的に回収し，MOX-Pu の母液を得た。デュラン瓶に分取後に加熱濃縮し，含水乾固状態で保管した。得られた MOX-Pu に含まれる Pu 濃度は，電位規制クーロメトリー法により値付けを行った。微量 U 濃度及び Pu，U の同位体比の値付け分析には IDMS 法及び MS 法を用いた。国内外の研究機関との共同分析により，値付け分析結果の確認を行った後，値付け分析の結果は国内外の研究機関を含めた有識者会合の中で認証された。これにより，国内における Pu 標準物質の調製から値付け，分析値の認証まで一連の技術を確立した。また，原料の MOX 粉末量を増やしてイオン交換の条件等を再検討して調製を試み，今後数年間において国内で必要となる規模の Pu 標準物質の調製に成功し，現在は保管試験を継続している。

3. 今後の課題 長期に保管した MOX-Pu は，乾燥し，水分が減少する。過度に乾燥した場合，保管容器の底から試料が剥離することで容器の蓋等に付着し，標準物質としての信頼性を担保できなくなる恐れがある。そのため現在，試料の乾燥が観られた場合は微量の硝酸で再調製を実施しているが，コンタミネーション防止等の観点から標準物質を再調製することは可能な限り避けることが望ましく，今後，長期的な保管法について検討する必要がある。

[1] 角 美香他，日本原子力学会 2014 年春の年会

*Koya SHIBANO[1], Hiro OKAZAKI[1], Mika SUMI[1], Masashi KAYANO[1], Tomio KAGEYAMA[1], Kazutomi MATSUYAMA[1]
Hideki FUJIWARA[2], Kouya FURUTA[2], Kazuya YAMAGUCHI[2],
[1]Plutonium Fuel Development Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-1 同位体分離，同位体応用，ウラン濃縮/404-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

[2I12-17] レーザー同位体分離・レーザー分析

座長：塚原 剛彦 (東工大)

2017年3月28日(火) 15:20 ～ 16:55 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I12] Development of Tapered Amplifier Coupled ECDL System for Resonance Ionisation

*Stephen R Wells[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] （1. Univ. of Tokyo）

15:20 ～ 15:35

[2I13] 放電プラズマによるレーザー分光分析システムの開発

*石川 大裕[1]、鄭 京勲[2]、山元 祐太[1]、長谷川 秀一[1] （1. 東大院工、2. 原子力機構）

15:35 ～ 15:50

[2I14] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3

*赤岡 克昭[1]、大場 正規[1]、宮部 昌文[1]、若井田 育夫[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:50 ～ 16:05

[2I15] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-3

*Alexandre Ruas[1], Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] （1. JAEA, 2. QST）

16:05 ～ 16:20

[2I16] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3

*鄭 京勲[1]、宮部 昌文[1]、赤岡 克昭[1]、大場 正規[1]、若井田 育夫[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:20 ～ 16:35

[2I17] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3

*松本 歩[1]、大場 弘則[1,2]、光 正章[1]、赤岡 克昭[1]、井田 育夫[1] （1. 原子力機構、2. 量研機構）

16:35 ～ 16:50

©日本原子力学会

Development of Tapered Amplifier Coupled ECDL System for Resonance Ionisation

*Stephen R. Wells, Yuta Yamamoto, Shuichi Hasegawa
Department of Nuclear Engineering and Management, Univ. of Tokyo

We describe the development of a laser system that targets the third step transition in a resonance ionisation scheme that selectively ionises the ^{41}Ca isotope from a mixed sample. We intend for this technique to be used for improved spectroscopy leading to novel isotope identification and separation methods.

Keywords: calcium, reactor concrete, decommissioning, spectroscopy, ECDL, resonance ionisation

1. Introduction

The disposal of waste from the decommissioning of nuclear sites remains a laborious task, involving as it does the measurement of radionuclide radioactivity and calculation of its time variance in order for appropriate sorting into the various waste streams to take place. Of particular note is the large amounts of concrete surrounding reactors, acting as the biological shield. These represent a great proportion of the overall low and intermediate disposal considerations. One important radionuclide present in the concrete is ^{41}Ca (half-life 1.04×10^5 years, decay mode: EC to ^{41}K), neutron activated from the majority abundance ^{40}Ca compounds of cement [1]. In order to perform spectroscopy on the ^{41}Ca isotope, with the aim of production of novel techniques for identifying or indeed, isolating ^{41}Ca from decommissioning wastes; we construct an external cavity diode laser (ECDL) – tapered amplifier laser system in order to target a third step transition in the resonance ionisation scheme. In our research, once ionised, the calcium can then be trapped for spectroscopic study [2].

2. Isotope Selectivity and Laser System

The justification for targeting the third step transition is to greatly improve isotope selectivity. Previously, the majority of calcium resonance ionisation schemes made use of only two steps. This produces selectivity of 2×10^4 over ^{40}Ca detection. The addition of a third step to the resonance ionisation narrows the window for non-targeted photon absorption/ionisation, thereby improving the isotope selectivity [1,3].

In order to precisely achieve a coherent laser beam for this transition, we utilise the wavelength selective properties of an ECDL to finely tune the laser system to the third step transition. This ECDL beam is then amplified using a tapered amplifier (TPA) to achieve an intensity appropriate for the cross section of the third step transition.

3. Summary

We report on the construction and characterisation of an external cavity laser diode coupled tapered amplifier laser system for the third step resonance photoionisation of calcium. This transition is intended to improve isotope selectivity therefore making techniques for highly accurate radioisotopic (notably ^{41}Ca) spectroscopy accessible, while the amplifier increases its power to functional levels. The technique is highly adaptable for the study of other isotopes and elements, and has possible further applications in nuclear engineering, astrophysics and biomedicine.

References

[1] P. Müller *et al*., Radiochim. Acta **88**, 487 (2000)

[2] M. Kitaoka and S. Hasegawa, J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. **45**, 165008 (2012)

[3] M. Miyabe *et al*., J. Phys. Soc. Jpn **75**, 034302 (2006)

放電プラズマによるレーザー分光分析システムの開発

Development of laser spectroscopic system using discharge plasma

*石川　大裕 [1]，鄭　京勲 [2]，山元祐太 [1]，長谷川秀一 [1]

[1] 東大院工，[2] 日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている。今回は，レーザー光源として青色発振が可能な外部共振型半導体レーザーの製作及びそれを用いた吸収信号の報告を行う。

キーワード：半導体レーザー，放電プラズマ，金属

直流高電圧印加により発生した放電プラズマは励起断面積及び電子密度には依存するものの，電子衝突により原子を様々なエネルギー準位へ励起する。これにより励起準位間の光遷移を達成することが可能であるほか，放電電極近傍はシースにより電位差が大きく変化することからイオンが加速を受けて電極へ衝突する。このイオン衝突を起点としてスパッタリングが起こる。これは放電プラズマ特有の利点であり，硬い試料や溶解しにくい試料などを比較的純粋な原子の状態で供給可能であり、この技術は半導体製造や薄膜製造において汎用的に用いられている我々はスパッタリングを利用して金属元素の蒸気化及び分析を目指している。

ここでは，ウランの吸収遷移[1]に波長的に近い遷移をもつ金属ツリウム[2]を例に取り上げて吸収実験を行う。ツリウムは，重元素であるため、青色領域に遷移を多くもつほかアクチノイドと同様に f ブロック元素であり，さらにツリウムレーザーに応用されるなどその光学的性質が比較的よく知られている。具体的には、Tm(Ⅰ)(遷移:$4f^{13}(^2F)6s^2\ ^2F^\circ \rightarrow 4f^{13}(^2F^\circ_{7/2})6s\ 6p(^1P^\circ_1)$の 409.42 nm の遷移を用いる。

秋の大会で報告したプラズマセル放電特性の再評価を行ったほか，セルの改造を行った。さらに青色発振が可能な半導体レーザー(日亜化学工業、NDV4316)を採用して回折格子を用いた Littrow 型外部共振型半導体レーザー(ECDL)の製作及びその評価を行った。この結果 31.2 mA が発振閾値であり，レーザー吸収測定を行うには十分な出力であり最大パワーとして 60 mW の出力が得られたこと，さらにはシングルモード発振をしていることも確認した。今回は製作した ECDL を用いて固体試料として金属ツリウムの吸収測定を目指しており、詳細は発表にて報告する。

図 1　改造したプラズマセル

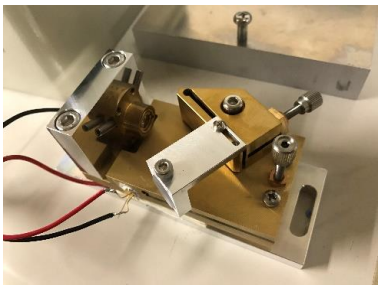


図 2　製作した ECDL 本体

参考文献

[1] C. Wang et al., Appl. Spectrom. **9**, 1167-1172(2003)

[2] NIST Atomic Spectra Database

---

*Daisuke Ishikawa[1], Jung Kyunhun[2], Yuta Yamamoto[1] and Shuichi Hasegawa[1]

[1] Univ. of Tokyo, [2]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3
（1） レーザー誘起ブレークダウン発光分光法の粉体への適用

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-3
(1) Application for powder sample of Laser Induced Breakdown Spectroscopy.

*赤岡 克昭[1]，大場 正規[1]、宮部 昌文[1]、若井田 育夫[1]
[1]原子力機構

酸化ガドリニウム（Gd2O3）の粉末試料に対してレーザー誘起ブレークダウン発光分光（LIBS:Laser Induced Breakdown Spectroscopy）法によりスペクトルを測定し、焼結固化試料との比較により評価した。その結果、粉体試料であっても繰返し測定が可能であり、測定精度の向上を図れることが示された。
キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故、レーザーブレークダウン発光分光、粉体

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故で損傷炉内外に発生した燃料デブリや不明物などを遠隔で迅速な組成分析するためにレーザー誘起ブレークダウン発光分光（LIBS)法の研究開発を行っている。LIBS では繰返し測定を行うことにより測定精度を高めることができるが、炉外に存在する粉体や泥体などの様々な形態の物質に対して十分な繰返し測定を行うためには、固形化や液体化するなどの前処理が必要になる。しかし、このような前処理は、LIBS の特徴の一つである迅速性を損なう。そこで、ワセリンに粉体を塗擦することにより固着化し、繰り返し測定を試みた。

2. 実験方法

試験には酸化ガドリニウム（Gd_2O_3）の粉末を 200MP の圧力でペレット状に成型し、1400℃で 1 時間仮焼結した固体試料と、基板成分のアブレーションを防ぐために、スライドガラスに紙両面テープを貼った上にワセリンを塗布し、粉末 Gd2O3 を塗擦した粉末試料を用いた。LIBS の繰り返し測定試験はレーザー出力 5mJ、繰返し数 10Hz、波長 532nm、ビーム径 5mmϕの NdYAG レーザー光を焦点距離 75mm のレンズで試料に集光照射し、観測遅延時間 3μs で 100 ショットを積算したスペクトルを複数回測定した。なお、試料はいずれも 3rpm で回転させることによりレーザーの集光照射位置を変えた。

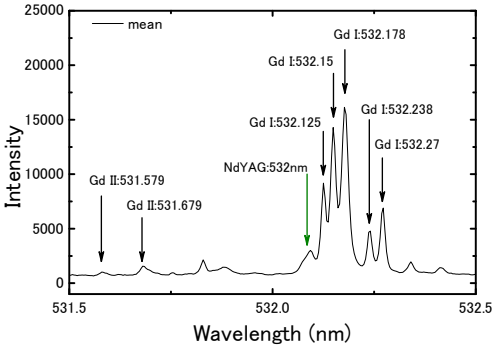


図 1　固体試料のスペクトル

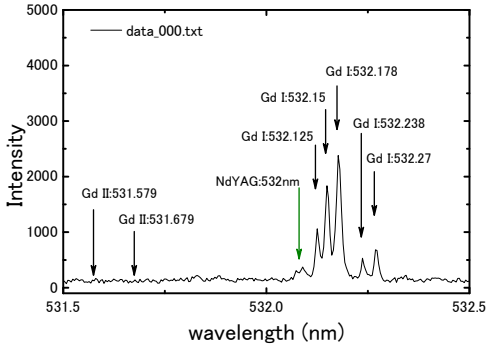


図 2　粉末試料のスペクトル

3. 結果

右に最初の 100 ショットを積算したスペクトルの一部を示す。最初の 100 ショットの積算では粉末試料のスペクトルは固体試料に比べ、その強度が 1/6 であるが、ほぼ同じ形状のスペクトルが得られることが判った。粉末試料においての繰り返し測定においては 100 ショット積算を 10 回以上の繰り返し測定が可能であった。このことから、粉末試料においても定量測定が十分可能である通算ショット回数で 1000 回以上を達成できた。

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-3
(2) Liquid-LIBS studies for the Fukushima Daiichi decommissioning

*Alexandre Ruas[1], Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Abstract

In the context of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant (F1-NPP) decommissioning process, laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS) has many advantages. The purpose of the present work is to demonstrate the on-line monitoring capability of the LIBS coupled with the ultra-thin liquid jet sampling method. The study focuses on zirconium and iron in aqueous solution, considering that these are major elements in the F1-NPP fuel debris.

Keywords: LIBS, solution, zirconium, iron, Fukushima Dai-chi decommissioning, ultra-thin liquid jet

1. Introduction

The laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS) is used for the real-time, in situ and remote elemental analysis without any pretreatment. These advantages are very interesting for the post-accident environment analysis inside F1-NPS and for monitoring the contaminated aqueous solutions in decommissioning process. But it is difficult to use LIBS with liquid samples because splashes and ripples that form on the liquid prevent efficient detection of plasma emission in the ablation. However, using liquid jets can cost-effectively counter balance this issue. In this context, the present study focuses on the zirconium determination in aqueous solutions, as a major element of the debris material. Preliminary results obtained on iron - another major element of the fuel debris - will be shown also.

2. Experimental setup

The liquid recirculation system consists of a reservoir, a pump, and a slit-type nozzle equipped with XYZ motion and a rotation stage. The liquid jet of the sample solution is formed by a trapezoidal-shaped grooved nozzle tip composed of stainless steel with a nozzle exit of 0.6 mm × 0.3 mm. The pulsed Nd:YAG laser (fundamental) is focused on the thickest region of the liquid-sheet jet.

3. Results, discussion and conclusion

The LIBS experimental parameters were optimized for zirconium analysis in aqueous solution. For quantitative studies, the intermediate laser pulse energy (E_L) of 75 mJ/pulse provides a good signal to background ratio. Because of the atomic and ionic emission lifetimes differences, the optimum gate delay (t_d) were changed depending on the lines: t_d = 10 μs for the ZrII lines and t_d = 15 μs for the ZrI lines. The limit of detection could be decreased down to 4 mg L^{-1} in the case of the ionic lines.

Also, the preliminary results obtained for iron solutions shows that zirconium and iron should be analyzed simultaneously with moderate interferences.

References

[1] H. Ohba, M. Saeki, I. Wakaida, R. Tanabe, Y. Ito, “Effect of liquid-sheet thickness on detection sensitivity for laser-induced breakdown spectroscopy of aqueous solution”. Opt. Express. 2014. 22: 24478-24490.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3：(3)アブレーションプルームの共鳴吸収を用いたランタノイド原子の特性評価

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-3 : (3) Property Evaluation of Lanthanide Atom using Resonance Absorption Spectroscopy of Ablation Plume

*鄭 京勲[1]、宮部 昌文[1]、赤岡 克昭[1]、大場 正規[1]、若井田 育夫[1]
[1]原子力機構

過酷事故炉の廃炉作業に伴って発生する高放射性物質の迅速・遠隔核種分析技術として、アブレーションプルームの共鳴吸収分析法を開発している。本研究ではアブレーション粒子の飛行特性や、その違いが分析結果に及ぼす影響について報告する。

キーワード：
アブレーション、共鳴吸収分光、ランタノイド原子、同位体分析、ダイオードレーザー

福島第一原子力発電所の廃炉作業に伴ない、超ウラン元素や核分裂生成物を含む、高い放射能を有する廃棄物の発生が想定されている。この廃棄物は様々なα核種を含み、同重体も多数混在すると予想されることから、既存の放射化学的な手法や質量分析法を用いた核種組成分析は難しいと考えられる。また高い放射能のため、分析作業者の被爆低減も重要な問題となる。我々はそのような廃棄物分析に適した遠隔・迅速核種分析法として、レーザーアブレーション共鳴吸収分光・分析法の開発を行っている。この手法は、試料にパルスレーザーを照射して発生させたアブレーションプルームに、分析対象核種の吸収波長にチューニングした共鳴レーザー光を透過させ、透過光強度の短時間の変化を観測することで、プルーム中の原子やイオン量を定量する。この手法では、光検出器等の光学系システムを、試料から遠ざけて配置でき、かつ、分析試料の前処理等も必要としないことから、廃炉廃棄物の分析法として有用となる可能性がある。

我々はこれまでに酸化ガドリニウムや酸化セリウムを模擬試料として、様々な実験条件で吸収特性の変化を分析した［1]。その結果、最適な実験条件を決めるためには、プルームの飛行特性をより詳しく調べる必要があることが分かった。そこで今回はランタノイド元素やその他の金属元素を含む混合試料を用いて、プルーム粒子の吸収特性を測定し、その飛行特性や、分析に与える影響について検討した。

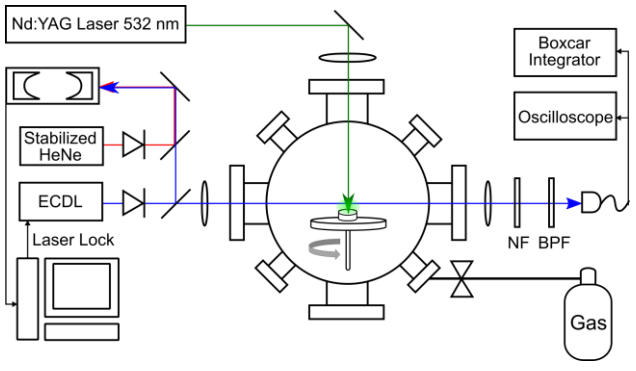


図１．製作した分析装置の概念図

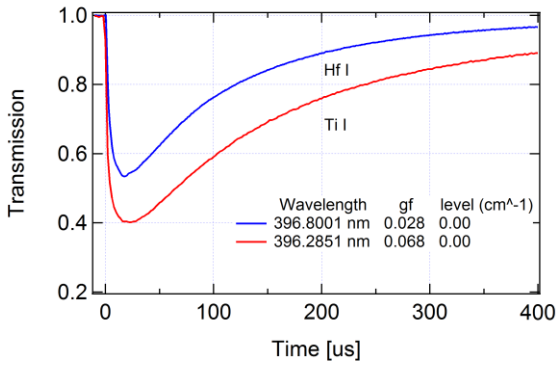


図２．測定した金属元素の透過率曲線の例

[1] 宮部他 AIP conf. series CP1104 (2009), pp. 30–35, J. Appl. Phys. **112**, 123303 (2012).

*Kyunghun Jung[1], Masabumi Miyabe[1], Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Ikuo Wakaida[1]
[1]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-3
(4) ロングパルスレーザー適用ファイバー伝送 LIBS 特性(3)

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-3

(4) Characteristics of fiber–optic probe LIBS using a long duration ns pulse (3)

*松本 歩[1]，大場 弘則[1,2]，利光 正章[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

[1]原子力機構，[2]量研機構

ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）システムにロングパルスレーザーを適用し、従来のノーマルパルスレーザーの場合と発光スペクトルのパルスエネルギー依存性を比較した。

キーワード：廃止措置，レーザー誘起ブレークダウン分光，ロングパルス，レーザーアブレーション

1. 緒言

過酷事故炉内部のその場元素分析技術として、ファイバー伝送 LIBS が期待されている[1]。我々は現在、伝送エネルギーの向上を目的として、ロングパルスレーザーの導入を試みている[2]。これまで、空気中の Zr ターゲットを対象として、発光スペクトルや発光領域の時間変化を調べ、ロングパルス LIBS の基礎的特性を明らかにしてきた[3]。また、従来のパルスでは、レーザーのエネルギーを増加させても Zr I、Zr II の発光線強度が飽和する一方で、ロングパルスでは、エネルギーとともにその強度が増加することを見出した[4]。このとき、プラズマの電離度に着目し、多価イオンの生成が発光線の飽和に寄与することを示した。本研究では、新たに周囲の気体由来の元素が、発光線の飽和に寄与することがわかったので報告する。

2. 実験方法

波長 1064 nm のノーマルパルスレーザー（パルス幅：6 ns）およびロングパルスレーザー（100 ns）を光ファイバーに入射し、空気中の Zr ターゲットに集光照射した（スポット径：0.33 mm）。プラズマの発光を EMCCD 付きエシェル分光器に入射し、遅延時間 1 μs、露光時間 50 μs で発光スペクトルを測定した。

3. 結果および考察

Fig. 1 に、ノーマルパルスにおけるレーザーのエネルギーに対する Zr I、N I の発光線強度の変化を示す。ノーマルパルスでは、ターゲット由来の Zr I の強度は飽和する一方で、空気由来の N I の強度は増加した。この結果は、アブレーションの初期過程で生じる気体の電離層[5]でレーザー光の吸収が促進され、アブレーションプラズマに供給されるエネルギーが制限されたことを示している。一方で、ロングパルスの場合、エネルギーを増加させても空気由来の発光は観測されず、Zr I の強度が増加した。パルスの立ち上がりが緩やかなロングパルスでは、気体の電離層が十分に形成せず、レーザーのエネルギーが効率良くアブレーションプラズマに供給されたと考えられる。講演では、分子の発光スペクトルの変化についても議論する。

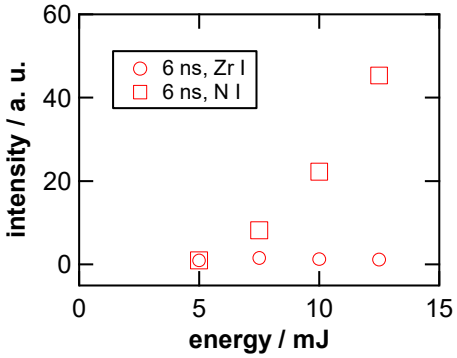


Fig.1 Intensity of Zr I line at 813 nm and N I line at 821 nm vs. pulse energy at 6 ns-pulse.

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.　[2] 大場ら，日本原子力学会 2016 年秋の大会, 1H01.
[3] A. Matsumoto, et al., LIBS2016, OT12.　[4] 松本ら, SAAMT2016, 12.　[5] X. Bai, et al., J. Appl. Phys. **113** (2013) 013304.

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1]　[1]JAEA, [2]QST

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

[2I18-23] 金属イオン分析・分離

座長：野上 雅伸 (近大)

2017年3月28日(火) 16:55 〜 18:30 I会場 (16号館 16-304教室)

[2I18] Azo型クラウンエーテル含有高分子フォトニック結晶ゲルを用いた金属イオンセンシング

*塚原 剛彦[1]、朴 基哲[1] （1. 東京工業大学　先導原子力研究所）

16:55 〜 17:10

[2I19] AIE 法を用いたウランセンシング法の開発

*金子 昌史[1]、塚原 剛彦[1,2] （1. 東京工業大学　物質理工学院応用化学系、2. 東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所）

17:10 〜 17:25

[2I20] 有機-無機ハイブリッドナノ構造体を用いたウラニルイオンセンサーの開発と評価

*川並 園実[1]、塚原 剛彦[2] （1. 東京工業大学大学院理工学研究科、2. 東京工業大学先導原子力研究所）

17:25 〜 17:40

[2I21] 自己組織化膜固定化ガラス基板を用いる金属イオン分析法の基礎研究

*松下 和樹[1]、塚原 剛彦[1,2] （1. 東京工業大学大学院　環境・社会理工学院、2. 東京工業大学大学院　科学技術創成院　先導原子力研究所）

17:40 〜 17:55

[2I22] ガンマ線放出核種の無機イオン交換体への吸着特性に及ぼす錯形成剤添加の影響

*大西 貴士[1]、関岡 健[2]、須藤 光雄[2]、田中 康介[1]、勝山 幸三[1] （1. 原子力機構、2. 検査開発）

17:55 〜 18:10

[2I23] TPEN配位子へのカルボニルドナー導入によるマイナーアクチノイド分離性能の理論的予測

*金子 政志[1]、渡邉 雅之[1]、松村 達郎[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

Azo 型クラウンエーテル含有高分子フォトニック結晶ゲルを用いた金属イオンセンシング

Metal ions screening using a novel photonic crystal polymer gel containing azo-typed crown ether

*塚原 剛彦[1]，朴 基哲[1]

[1]東京工業大学 先導原子力研究所

Aza 型クラウンエーテル型高分子フォトニック結晶を作製し、アルカリ金属及びアルカリ土類金属イオンに対する極微量で高選択的なセンシングに成功した。

キーワード：フォトニック結晶、高分子ゲル、マイクロ化学チップ、金属イオンセンシング、核種分析

1. 緒言

多種多様で大量の放射性廃棄物を処理処分するには、廃棄物中の放射性核種の分析が強く望まれる。しか既存法は、複雑・長時間の化学操作が必要で二次廃棄物が発生するといった課題があるため、極微量で迅速・簡便に核種分析しうる技術の確立が望まれる。当グループでは、フォトニック結晶の光学特性（発色変化）と感応性ポリマーゲルの機能性（イオン選択性）をガラス基板上に組み込むことで、1 滴で核種の存在を視覚的に検出できる“オンチップ型高分子フォトニック結晶センサー”を創製する研究を進めてきた。本研究では、Aza 型クラウンエーテル環を組み込んだ新規の高分子フォトニック結晶を作製し、その金属イオン検出特性を評価した。

2. 実験

100 nm サイズのコロイダルシリカ粒子を含む水分散液を前処理した後、透析膜を用いて DMF 溶媒置換を行った。この DMF 溶媒に、モノマーN-isopropylacrylamide (NIPAAm)、Aza-18crown6-ether acrylamide (AC)、架橋剤 N,N’-Methylenebisacrylamide、光重合開始剤 diethoxyacetophenone を添加・振とうすることで反応溶液を調整した。ポリイミドによって作製した矩形型マイクロパターン上に反応溶液を滴下した後、UV 照射を行って、共重合ポリマーPoly(NIPAAm-co-AC)型フォトニック結晶膜を作製した。

3. 結果・考察

含水させた Poly(NIPAAm)及び Poly(NIPAAm-co-AC)フォトニック結晶膜を 18℃に設定した温調ヒーター上に置き、そこにアルカリ金属及びアルカリ土類金属の塩化物水溶液（LiCl, NaCl, KCl, CsCl, $CaCl_2$, $SrCl_2$, $BaCl_2$, (+$MgCl_2$))をそれぞれ滴下した。所定時間保持した後の膜の色変化を観察すると共に、反射光プローブを用いて反射光測定（測定波長は 200 ~ 850 nm）を行った。その結果、コントロールである Poly(NIPAAm)膜の場合、金属イオンの種類に関わらず膜の色が水色から青色又は青紫色まで変化した。このブルーシフトは、金属イオン添加に伴って膜中の脱水が進行し、膜の収縮とそれに伴う粒子間距離の減少によるものと考えられる。一方、Poly(NIPAAm-co-AC)膜の場合、膨潤時の膜の色は青緑色であるが、金属イオンの種類に応じて異なる色変化を示した。特に、クラウンエーテル環のキャビティサイズに近い Sr^{2+}と Ba^{2+}においてのみ、光沢のある青色に変化しことから、作製した Poly(NIPAAm-co-AC)膜が Sr^{2+}と Ba^{2+}のセンシング性能を有していることが明らかとなった。

本研究は、原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ（課題番号 260402）の助成を受けたものです。

---

*Takehiko Tsukahara[1] and Ki-Chul Park[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of technology

AIE 法を用いたウランセンシング法の開発

Development of uranium sensing method using by aggregation-induced emission

*金子　昌史[1]，塚原　剛彦[1,2]

[1]東京工業大学 物質理工学院応用化学系，[2]東京工業大学 科学技術創成院先導原子力研究所

ウラニルイオンセンシングへの適用を目指した Aggregation-induced emission(AIE)活性分子の創製とその発光特性の評価を行った。

キーワード：ウラニルイオン，AIE，蛍光分析，イオンセンシング

1. 緒言　ウラン等の分析は、廃棄物処理・処分や環境影響の評価等において必要不可欠である。通常これらの分析には、汎用化学操作と大型分析機器（ICP 等）が用いられるが、二次廃棄物の発生や長時間作業が問題となる。また、シンプルで高感度な分析法として蛍光分析があるが、蛍光消光やストークスシフトが小さい等の課題がある。一方、AIE 法は、蛍光部位の凝集に伴って生じる発光を計測する手法であり、既存の手法よりも、簡便かつ高感度な分析が可能になると期待される。そこで本研究では、ウラニルイオンへの配位能と AIE 活性能を併せ持つ新規キノリン誘導体の合成及び評価を行うことを目的とした。

2. 実験　5-bromo-8-hydroxyquinoline と炭酸カリウムを DMF 溶媒中に加え、0℃、5 分間攪拌した。ここに propargylamine を加え、さらに 10 分間攪拌した後、室温で 24 時間攪拌した。攪拌後、溶液をろ過し、蒸留水及びジエチルエーテルを加えて抽出操作を行った。回収した水溶液を蒸発・乾固した後、酢酸エチルとメタノールによる処理を行って赤褐色の沈殿物（生成物 1）を得た。また、DMF 中に 1,2-bis[4-(bromomethyl)phenyl]-1,2-diphenylethene(Br-DPE)とアジ化ナトリウムを加え、室温で 24 時間攪拌した後、この溶液を蒸発乾固及び水洗浄した。その後、酢酸エチル、トルエン、DMF による処理を行うことで粘性のある褐色の液体を得た。さらに、この褐色液体と、L-アスコルビン酸ナトリウム、硫酸銅及び PQ を DMF 中に溶解させ、70℃、23 時間攪拌することで Click 反応を進行させた。全ての操作は Ar 雰囲気下にて行った。水を加えて攪拌・ろ過した後、真空乾燥して沈殿物（生成物 2）を得た。得られた生成物は ^{1}H-NMR を用いて評価した。また、生成物の AIE 特性は紫外光(365 nm)照射による発光現象により評価した。

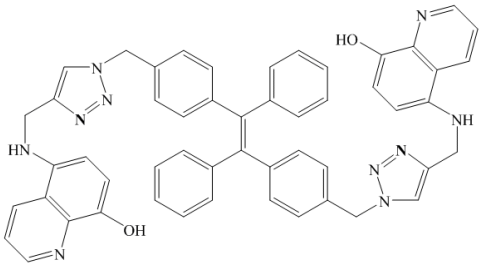


図 1 目的生成物 DPE-PQ の構造図

3. 結果と考察　^{1}H-NMR の結果から、生成物 1 は 5-(prop-2-yn-1-ylamino)quinolin-8-ol (PQ)であることを確認した。一方、生成物 2 は回収量が極めて少ないため NMR による帰属は困難であった。しかし、生成物 2 を DMF:DMSO=1:1 の混合溶液に水を加えた後、紫外光を照射したところ、水の割合が 40%を超えると明確な発光現象が確認された。目的生成物 DPE-PQ（図 1）が合成できており、かつ、DPE-PQ は AIE 特性を有していると考えられる。

4. 結論 DPE-PQ の合成及びその AIE 特性を確認した。今後、金属イオンセンシング性能評価へ展開する。

*Masashi Kaneko[1], Takehiko Tsukahara[1,2]

[1]Department of Chemical Science and Engineering, School of Materials and Chemical Technology, Tokyo Institute of Technology.

[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

有機 - 無機ハイブリッドナノ構造体を用いたウラニルイオンセンサーの開発と評価

Development and evaluation of the uranyl ion sensor using organic/inorganic hybrid nanostructures

*川並 園実[1], 塚原 剛彦[2]

[1]東京工業大学大学院理工学研究科, [2]東京工業大学 先導原子力研究所

感応性ポリマーを用いたウラニルイオンセンサーを創製し、性能評価を行った。その結果、基板表面に感応性ポリマーが固定化できていること、また、ウラニルイオンの吸脱着特性を有することが分かった。

キーワード：放射性廃棄物処理, 環境影響評価, ウラニルイオンセンシング, 感応性ポリマー

1. 緒言

ウラン等の放射性元素の分析は、放射性廃棄物の処理処分や環境影響の評価において重要となっている。しかし、汎用的な分析手法は長時間かつ複雑な化学操作が必要で、大量の二次廃棄物を生成するという課題がある。そこで本研究では、ウラニルイオンに選択性を持つ感応性ポリマーを創製し、ウラニルイオンを迅速・簡便に検出するセンシング法の基盤技術を確立すると共に、それらの性能評価を行った。

2. 実験

2-1. 金基板上での感応性ポリマーの重合

石英基板上にクロムと金をそれぞれ 50 nm ずつスパッタ蒸着した基板を、1mM の 11-Mercapto-1-undecanol 溶液に 12 時間浸漬させ、基板上に 11-Mercapto-1-undecanol を固定した。その後、基板を重合開始剤である 2-bromoisobutyryl bromide を含む THF 溶液 10 mL に 1 時間浸漬した。さらに、Ar 雰囲気下にて、基板を N-isopropylacrylamide[NIPAAm], CuBr, 1,4,8,11-tetramethyl-1,4,8,11-tetraazacyclotetradecane[Me_4cyclam], N-vinyl-2-pyrrolidone[VP] を含む水/メタノール溶液に 2 時間浸漬させ、基板上で感応性ポリマー Poly(NIPAAm-co-VP)を重合した。

2-2. 吸脱着試験

NIPAAm のポリマーである Poly(NIPAAm)は 32℃付近に親水・疎水の相転移温度を有するため、金属イオンの吸着・脱離が可能である。Poly(NIPAAm)基板、Poly(NIPAAm-co-VP)基板、ポリマー固定の無い基板を 20℃に保持した硝酸ウラニル溶液(溶液 A とする)に 1 時間浸漬し、基板にウラニルイオンを吸着させた。その後、取り出した基板を 40℃に保持した超純水(溶液 B とする)に 1 時間浸漬し、基板に吸着していたウラニルイオンを脱離させた。この溶液 A と溶液 B の濃度を ICP-MS で測定し、基板のウラニルイオン吸着量を評価した。

3. 結果と考察

基板表面を FT-IR 測定と接触角測定で評価した。基板の温度を 25℃から 45℃まで徐々に上げたところ、表面の接触角が 20° から 55° まで変化した。温度応答性を持つ PNIPAAm-co-VP が基板上に重合されたことが分かった。吸脱着試験から、Poly(NIPAAm)基板及び Poly(NIPAAm-co-VP)基板いずれにおいてもウラニルイオンの吸脱着特性を持つことが分かった。

参考文献

[1] Nicolas Drogat, et al., *Material Letters,* 122, (2014), 208-211.

---

*Sonomi Kawanami[1] and Takehiko Tsukahara[2]

[1]Graduate school for science and technology, Tokyo Tech, [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech

自己組織化膜固定化ガラス基板を用いる金属イオン分析法の基礎研究

Studies on Analysis Method of Metal Ions Using Self-Assembled Monolayers on Glass Substrate

*松下 和樹[1]，塚原 剛彦[1,2]

[1]東工大・環境・社会理工、[2]東工大・先導原研

石英基板上に蛍光部位と配位部位を有する異なる自己組織化膜を作製し、金属イオンの配位に伴う蛍光強度の変化から金属イオン分析しうる新規分析法の基礎検討を行った。

キーワード：自己組織化膜、発蛍光、放射性核種分析、表面化学

1. 緒言

原子力関連施設から発生する多種多様な放射性廃棄物を安全かつ合理的に処理・処分するには、廃棄物に含まれる放射性核種の種類や濃度の分析が欠かせない。汎用的には、溶媒抽出やクロマトグラフィー等の化学操作と ICP-MS 等による計測を組み合わせた手法が採られる〔1〕。しかし、これらの手法では、多段かつ長時間の分析操作が必要であり、大量の二次廃液の生成及び作業に伴う被ばく量の増大が問題となる。そこで本研究では、石英ガラス基板上に固定化した配位能と発蛍光能を有する 2 種類の自己組織化単分子膜を利用し、得られる発光強度の変化から金属イオンを同定できる極微量で簡便な分析法の開発を目的とする〔2〕。

2. 実験

プラズマアッシングした石英ガラス基板上を 5 mM の N-[3-(trimethoxysilyl)propyl]ethylenediamine (TPEDA) を含むトルエン溶液に浸漬し、グローブボックス(GB)内にて 3.5 時間反応させた。反応後、基板を 0.1 mM の蛍光試薬 Tetramethylrhodamine-5-(and-6)-isothiocyanate (TRITC)と 100 µL のトリエチルアミンを含むアセトニトリル溶液に浸漬し、4 時間反応させた。さらに、誘導体として Phenyl isothiocyanate (PIT)と Benzoyl isothiocyanate(BIT) の 2 種類を選択し、20 mM の PIT 及び BIT と 100 µL のトリエチルアミンを含むアセトニトリル溶液に基板を浸漬し、GB 内にて 16 時間反応させた。各反応段階において接触角及び XPS、ATR-IR 測定を行い、表面状態の変化を確認した。

3. 結果・考察

図 1 に示す通り、接触角は反応を進行させる毎に上昇したことから、表面固定化に成功していることが分かる。また、作製した基板上に硝酸ランタノイド水溶液を滴下した後、蛍光顕微鏡を用いて蛍光強度の変化を観測することで、分析法としての原理検証を行った。

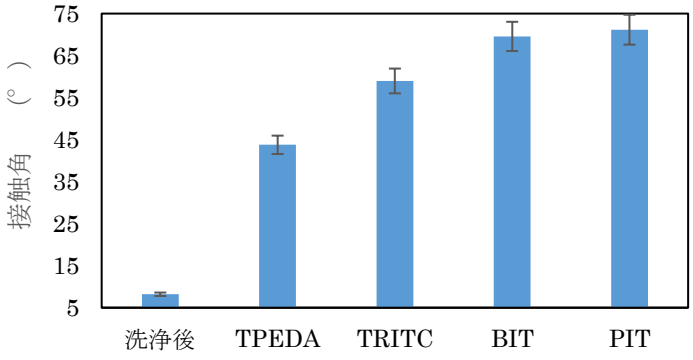


図 1 各反応段階における接触角

参考文献

〔1〕日本原子力学会和文論文誌，Vol.7, No.3, p. 177-185 (2008).

〔2〕J. Am. Chem. Soc. 2004, 126, 7293-7299.

*Kazuki Matsushita[1], Takehiko Tsukahara[1,2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

ガンマ線放出核種の無機イオン交換体への吸着特性に及ぼす錯形成剤添加の影響

Effects of complexing agent on adsorption behavior of gamma-ray emitting nuclides onto inorganic ion exchangers

*大西 貴士[1]，関岡 健[2]，須藤 光雄[2]，田中 康介[1]，勝山 幸三[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

照射済燃料溶解液中に含まれるCs-134および137以外のガンマ線放出核種をガンマ線スペクトロメトリーにて定量するために、Csのみを除去する方法を検討した。その結果、リンモリブデン酸アンモニウムと酒石酸を用いることで、SbおよびEuを試料中に残存させたままCsのみを除去できることを明らかにした。

キーワード：リンモリブデン酸アンモニウム，セシウム，酒石酸，アンチモン，ユウロピウム

1. 緒言　使用済燃料の直接処分に関する研究や、デブリからの核種溶出挙動評価研究においては、照射済燃料に由来する試料を水溶液に浸漬し、溶出した放射性核種をガンマ線スペクトロメトリー(γ-sp)等により定量する試験が実施されている[1,2]。γ-sp 測定の前処理として、リンモリブデン酸アンモニウム (AMP, $(NH_4)_3PMo_{12}O_{40}$)を用いてCsのみを除去する方法が採用されている[1,3]。しかし、本研究において、吸着条件によっては、一部のCe, Eu及びSbが、Csとともに AMP に吸着し、分析値の不確かさが増加することを明らかにした。また、Ce, Eu及びSbの吸着を抑制する手法として、酒石酸添加による有効性を評価した。

2. 実験　コールド試験では、標準試料を用いてCs, Ce, Eu, Sbの濃度が1 ppmとなるように調製した溶液を吸着試験に供した。ホット試験では、高速実験炉「常陽」で照射したMOX燃料(22 GWd/t)を硝酸に溶解した溶液に担体を添加し、Cs, Ce, Eu, Sb, Ruの濃度が1 ppmとなるように調製した溶液を、吸着試験に供した。硝酸濃度 1 M、酒石酸濃度 0 or 0.1 M、液相 20 mL、固相(AMP) 10 mgの条件下でおよそ20時間静置後、0.2 μm メンブレンフィルターを用いてろ過した溶液と、吸着前の溶液に対しγ-spを実施し、各核種の溶液中への残存率を評価した。

表 1 AMP 吸着試験後の各核種の残存率 (%)

	Cold tests		Hot tests	
	Nitric acid	Nitric acid + Tartaric acid	Nitric acid	Nitric acid + Tartaric acid
Cs	3	1	0	0
Ce	98	99<	88	99<
Eu	95	98	96	99<
Sb	74	95	94	97

3. 結果　吸着試験によって得られた各核種の溶液中への残存率を評価した結果を表1に示す。酒石酸の有無によらずCsはほぼ全量がAMPに吸着した。Ce, EuおよびSbの残存率については、AMPのみの場合は、残存率が比較的低く、かつコールド試験とホット試験間での差異が大きいが、酒石酸を添加した場合、残存率が向上し、コールド試験とホット試験間での差異も小さく、分析手法の信頼性が向上した。酒石酸を添加しない場合は、酸性溶液中でSb(III)の一部は $Sb(OH)_2^+$となり、AMP中の NH_4^+とイオン交換反応を生じることでAMP中に取り込まれるが、酒石酸添加時は、Sbが極めて安定な錯体$[Sb_2(C_4H_2O_6)]^{2-}$を形成するため[4]、AMPへの吸着が抑制されたと考えられる。また、CeおよびEuにおいて、酒石酸を添加しない場合は、Y^{3+}のようにAMP中の NH_4^+とイオン交換反応を生じる可能性がある[5]。酒石酸共存下では、CeおよびEuと同じ希土類元素の1つであるGdが酒石酸と H^+で3元錯体を形成することが報告されていることから[6]、CeおよびEuも同様の反応が生じてAMPへの吸着が抑制されたことが予想される。

参考文献　[1] L. Johnson et al., J. Nucl. Mater., 420 (2012) 54. [2] 稲垣ほか、2016年秋の大会 3B10. [3] 金沢ほか、JAERI-Tech 2004-050 (2004) [4] M. Tella and G. S. Pokrovski, Geochim. Cosmohim. Acta, 73 (2009) 268. [5] J. V. R. Smit and W. Robb, J. Inorg. Nucl. Chem., 26 (1964) 509. [6] M. Riri et al., Arab. J. Chem., 9 (2016) S1478.

*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Kozo Katsuyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company

TPEN 配位子へのカルボニルドナー導入による マイナーアクチノイド分離性能の理論的予測

Theoretical prediction of separation performance of minor-actinides by introducing carbonyl donors to TPEN ligand

*金子 政志[1]，渡邉 雅之[1]，松村 達郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

希土類元素とマイナーアクチノイドを選択的に分離する新規抽出剤として、TPEN 配位子にカルボニルドナーとしてアミド基を導入した分離剤を設計した。密度汎関数法による Am/Eu 分離性能予測の結果、無置換 TPEN に比べ 8 倍ほど分離係数が増加した。

キーワード：分離変換，MA 分離，TPEN，f ブロック錯体化学，密度汎関数法，化学結合

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の主要分離プロセスの開発の一環として、マイナーアクチノイド(MA)と希土類元素(RE)の相互分離試薬の開発を行ってきた。本研究では、高い MA 選択性を有する *N*,*N*,*N*',*N*'-tetrakis(2-methylpyridyl)ethylenediamine (TPEN)[1]の分離性能向上を目的として、ピリジンの 6 位にカルボニルドナーを導入した配位子(右図)を設計し、Am/Eu 分離性能の密度汎関数法(DFT)による理論的予測を試みた。

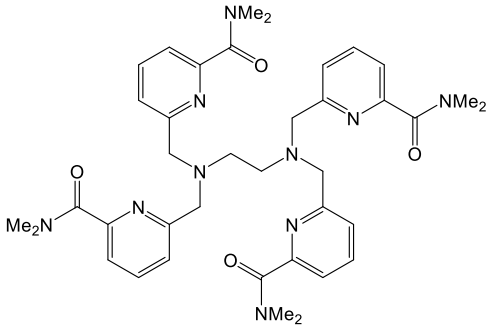


図　新規 TPEN 配位子

2. 計算

全ての DFT 計算には、プログラム ORCA ver. 3.0 を用いた。ゼロ次正規近似によりスカラー相対論効果を考慮し、全電子基底関数を全ての元素に割り当てた。構造最適化は、置換基がカルボン酸である単結晶構造を初期構造として BP86 汎関数を用いて行った。エネルギー計算には、f ブロック元素の結合状態および Am/Eu 分離性能をよく再現する B2PLYP 汎関数を用いた[2]。

3. 結果と考察

得られた Am, Eu 錯体は local minimum 構造であり、配位子は 6 個の N と 4 個の O の 10 座キレートとして機能している。錯生成におけるギブスエネルギー差を比較すると、Eu に比べて Am は 12.1 kJ mol^{-1} ほど安定化した。この結果は、無置換 TPEN による計算値 7.0 kJ mol^{-1} と比較して増加しており、分離係数(D_{Am} / D_{Eu})に換算すると 17 から 132 と高い分離性能を有することが期待された。発表では、分離性能の向上の理由を電子密度解析によって議論する。

参考文献

[1] For example. (a) M. Watanabe, et al., *Chem. Lett*., **2002**, 1230., (b) R. Mirvaliev, et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **2004**, *41*, 1122.

[2] (a) M. Kaneko, et al., *Inorg. Chem.*, **2015**, *54*, 7103. (b) M. Kaneko, et al., *Dalton Trans.*, **2016**, *45*, 17530..

---

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1] and Tatsuro Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J01-04] 原子炉圧力容器鋼

座長：藤井 克彦 (INSS)

2017年3月28日(火) 10:50 〜 12:00 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J01] 圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

*阮 小勇[1]、中筋 俊樹[1]、森下 和功[1] （1. 京都大学）

10:50 〜 11:05

[2J02] 圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

*森下 和功[1]、阮 小勇[1]、中筋 俊樹[1] （1. 京都大学）

11:05 〜 11:20

[2J03] 圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

*中筋 俊樹[1]、阮 小勇[1]、森下 和功[1] （1. 京都大学）

11:20 〜 11:35

[2J04] ローカルアプローチ法に基づく原子炉圧力容器鋼の破壊評価

*高見澤 悠[1]、山口 義仁[1]、勝山 仁哉[1]、西山 裕孝[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

圧力容器鋼の照射脆化管理高度化
（1）圧力容器鋼の加圧熱衝撃評価

Advanced Management of Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

(1) 3D-CFD and FEM analysis of Pressurized Thermal Shock Event in RPV Steel

*阮 小勇[1]，中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

本研究では、冷却材喪失事故時の炉心注水における圧力容器鋼の加圧熱衝撃事象について、3 次元数値流体解析と有限要素法を組み合わせて評価した。そして、熱衝撃時の応力拡大係数についてき裂の部位依存性を明らかにし、加圧熱衝撃評価に関するあいまいさについて議論した。さらに ASME 規格にある破壊靭性値で使われている破壊靭性値を参考にして決定論的健全性評価も議論した。

キーワード：原子炉圧力容器，加圧熱衝撃，3 次元数値流体解析，有限要素法

1. 緒言

冷却材喪失事故(LOCA)時の炉心冷却により原子炉圧力容器(RPV)は加圧熱衝撃(PTS)荷重を受ける。特に、圧力容器は中性子照射脆化が生じるため、圧力容器は脆性破壊の可能性がある[1]。現在の原子力規制では、運転期間延長認可審査時に行われる特別点検において、RPV 内のき裂の有無について全周検査が行われる。本研究では、圧力容器の検査・補修方法の最適化を目的として、三次元数値流体解析(3D-CFD)と有限要素法(FEM)を用いて応力拡大係数の部位依存性を求め、決定論的健全性評価を議論した。

2. 解析方法

3D-CFD シミュレーションにより、PTS 時における RPV 内の 3 次元温度分布履歴を得た。また、FEM 熱弾塑性解析法を用いて、RPV 内オーバーレイクラッディングの溶接残留応力分布を計算した。圧力履歴、温度分布の履歴と残留応力分布の結果を用いて、FEM による破壊力学の計算から仮想き裂の応力拡大係数を決定した。なお、破壊力学解析では、き裂先端の塑性域を考慮した。

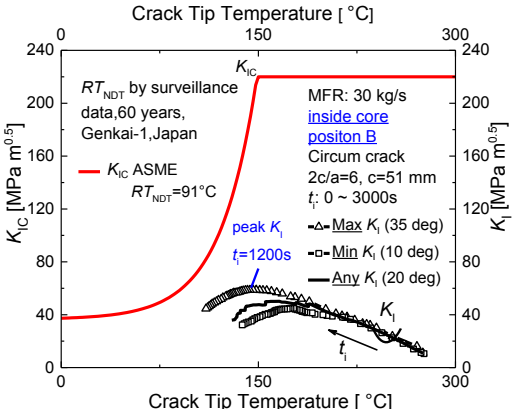


図 1　圧力容器の決定論的健全性評価の例

3. 結果と考察

図 1 は得られた部位の異なる 3 つの応力拡大係数 K_I の変化を示す。図中には、ASME 規格にある破壊靭性値 K_{IC} も示す[2]。K_I が K_{IC} を超えれば破壊する（決定論的健全性評価）が、図 1 の場合では破壊しないことが分かる。しかしながら、部位によって K_I が異なるため、安全係数も部位により異なる。このようにして、RPV 内において部位により変化するさまざまな安全係数に応じて、検査の優先順位を決めることが重要と考えられる。

参考文献

[1] Odette, G.R., Lucas, G.E., ASTM STP 909, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA , 1986, pp. 206-241.

[2] ASME., ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Nuclear Power Plant Components, ASME, 1995, New York.

* Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

圧力容器鋼の照射脆化管理高度化
（２）圧力容器鋼の照射脆化モデリング

Advanced Management of Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

(2) Modeling of Defect Cluster Nucleation in RPV Steel during Irradiation

*森下 和功[1]，阮 小勇[1]，中筋 俊樹[1]

[1]京都大学

マルチスケールモデリングにより銅-空孔集合体および転位ループの核生成を厳密に取り扱った照射下ミクロ発達に関する反応速度論モデルを構築した。照射条件と欠陥集合体形成の相関を明らかにし、精度の高い新たな照射脆化予測式の構築について検討した。

キーワード：照射脆化、原子炉圧力容器、マルチスケールモデリング、欠陥集合体、照射相関

1. 緒言

加圧熱衝撃（PTS）事象に対する圧力容器の健全性評価の１つに照射脆化予測が挙げられる。日本において代表的な照射脆化予測式は、JEAC4201-2007（2013 年追補版）である。これは、物理的理論に基づいた簡易予測式を日本の各商業軽水炉や試験炉で得られた脆化データにフィッティングするよう構築されたものであるが、その温度の適用範囲は 270℃から 290℃と狭い。Yoshiie らにより高度化された厳密な反応速度論モデル[1]においては、複空孔（サイズ 2）をボイドの安定核（臨界サイズ）と仮定しているが、実際には臨界サイズは損傷速度や照射温度に応じて変化するものであるから、更なる高度化が必要である。本研究では、幅広い照射条件において照射脆化を精度よく予測するため、照射脆化の要因である欠陥集合体の核生成プロセスを厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築した。

2. 数値解析方法

bcc 鉄中において、サイズ（集合体内に存在する点欠陥数）1 から 100 の自己格子間原子集合体およびサイズ 1 から最大 140 の銅-空孔集合体を対象に欠陥反応の速度論式を立て、それを連立して積分することでそれぞれの欠陥集合体濃度の経時変化を得た。核生成モデルの構築に必要な集合体結合エネルギーは、分子動力学法 MD より得られたものを利用した。

3. 計算結果および考察

図 1 は、照射により形成される銅-空孔集合体の平均組成の変化を示す。ここで組成は、銅-空孔集合体中に含まれる銅原子の割合を示す。損傷速度が高いほど、銅を含まないボイドが核生成しやすいことが分かる。低損傷速度では、銅を多く含む集合体が多く核生成するが、集合体の成長に伴い空孔流入量が多くなるためボイドへと転換する。このように、損傷速度や照射量において形成される欠陥集合体の組成が異なることが明らかとなった。

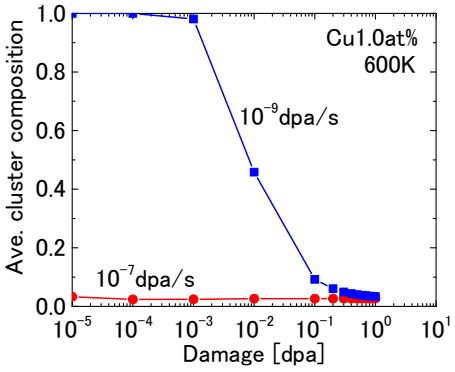


図 1　銅-空孔複合体の組成の照射量・損傷速度依存性

参考文献

[1] T. Yoshiie et al., NIM B, Vol. 352, pp. 125-129, (2015).

---

* Kazunori Morishita[1], Xiaoyong Ruan[1] and Toshiki Nakasuji[1]

[1]Kyoto University

圧力容器鋼の照射脆化管理高度化
（３）脆化予測のあいまいさと圧力容器保全のためのリスク評価

Advanced Management of Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

(3) Risk-based Maintenance of Reactor Pressure Vessel

*中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

圧力容器鋼の健全性評価は、照射脆化評価と加圧熱衝撃評価をもとに行われている。本研究では、それらの評価のあいまいさから圧力容器の破壊確率（リスク）を得る手法を構築し、リスクを活用した圧力容器保全の高度化について議論した。

キーワード：照射脆化、原子炉圧力容器、リスク評価、保全

1. 緒言

軽水炉圧力容器鋼は、中性子の照射を受けて脆化・硬化といったなどの材料の機械特性が変化する。脆化した圧力容器鋼は、事故時における緊急冷却時に生じる加圧熱衝撃(PTS)に耐えられず破損してしまう可能性がある。そのため、圧力容器の保全活動を行い、事故の未然防止を図ることは重要である。

PTS 事象に対する圧力容器の健全性評価は、照射脆化による破壊靭性値変化の評価と加圧熱衝撃時に圧力容器内面のき裂に負荷される応力拡大係数の評価を行い、圧力容器内面のき裂が進展するかどうかを確認することである。しかしながら、これらの評価にはあいまいさが必ず存在する。例えば、照射脆化評価では脆化予測の精度および炉内に入れられた脆化監視試験片と実際の圧力容器鋼の脆化度合いの違いなどである。したがって、き裂進展による圧力容器破壊は確率論的なプロセスである。本研究では、圧力容器破壊確率をリスクとして用い、圧力容器の保全の最適化をリスクベースで行うための検討を行った。

2. 結果および考察

JEAC4201-2007 の脆化予測法に記述されているばらつき（延性脆性遷移温度の計算値と実測値の残差）を用いて圧力容器鋼破壊リスクを得た。図 1 は、圧力容器鋼破壊リスクと延性脆性遷移温度（DBTT）の時間変化を示す。時間の経過とともに脆化の変化率は鈍化するが、リスクは急激に増大していることがわかる。また、JEAC4201-2007 の規定で定められている脆化量監視は、破壊リスクが小さく、脆化の変化率が大きいところで行われていることが分かる。これは、脆化量の把握に重点をおいた監視計画とは言えるものの、リスクに基づく保全計画にはなっていない。これまで 40 年分の脆化データが十分に蓄積されてきたことを考えると、今後は、運転後期（30 年目以降）に頻繁に監視するなどの保全計画が重要となる。

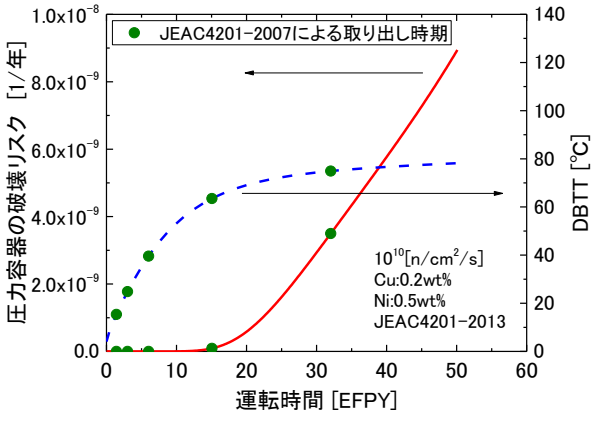


図 1　圧力容器の破壊リスクと運転時間の関係

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

ローカルアプローチ法に基づく原子炉圧力容器鋼の破壊評価

Fracture evaluation of reactor pressure vessel steels using local approach technique

*高見澤 悠，山口 義仁，勝山 仁哉，西山 裕孝

日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器鋼について,亀裂先端の拘束が異なる試験片に対して破壊靭性試験および有限要素解析(FEA)を実施し,ワイブル応力を用いた破壊評価の検討を行った.

キーワード：原子炉圧力容器鋼，破壊靭性，ローカルアプローチ，ワイブル応力

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼の破壊靭性値は,コンパクトテンション(C(T))等の深い亀裂を有する試験片に基づいて評価がなされている.しかし試験片形状や応力負荷の違いなど,亀裂先端の拘束が異なる試験片においては得られる破壊靭性値が異なることが示唆されている．本研究では,亀裂形状等に依存しない破壊評価方法として最弱リンクモデルに基づくローカルアプローチ法(ワイブル応力)について検討した．破壊靭性試験結果と FEA 結果から材料パラメータを取得し,亀裂先端の拘束が異なる試験片の破壊確率について検討した.

2. 解析方法

ワイブル応力 σ_w (式 1)及びワイブル応力に基づく破壊確率は式(2)で与えられる[1].

$$\sigma_w = \left[\frac{1}{V_0} \int_{V_f} {\sigma_{eff}}^m dV_f \right]^{\frac{1}{m}} \quad \cdots (1), \qquad F(\sigma_{w,cr}) = 1 - \exp\left[-\left(\frac{\sigma_{w.cr}}{\sigma_u} \right)^m \right] \quad \cdots (2)$$

V_f,V_0,及び σ_{eff}は，破壊のプロセスゾーンの体積，一様応力が作用する要素の体積，及びプロセスゾーン内の有効応力, $\sigma_{w,cr}$ (限界ワイブル応力) は脆性破壊発生時のワイブル応力である. m, σ_u は材料固有の定数であり，本研究では複数温度で行った C(T)試験結果[2]に基づいて算出した.

3. 結果

Fig.1 に−130℃～−40℃の範囲で実施した 1 インチ厚さ C(T) (1T-C(T)試験片の破壊靭性試験結果を示す．各温度の破壊靭性値をマスターカーブ法に基づいて-100℃の破壊靭性値に換算した．Fig.2 に FEA で得られた等価応力拡大係数(K_J)と式(2)で得られる破壊確率の関係および破壊靭性試験結果と破壊確率の関係を示す．これらを用いて最尤推定法によりワイブルパラメータを求めた結果, m = 30.8, σ_u = 3000 となった．本発表では,板厚の異なる C(T)試験片および 3 点曲げ破壊靭性試験片における K_J とワイブル応力,累積破壊確率の関係について調べた結果を報告する.

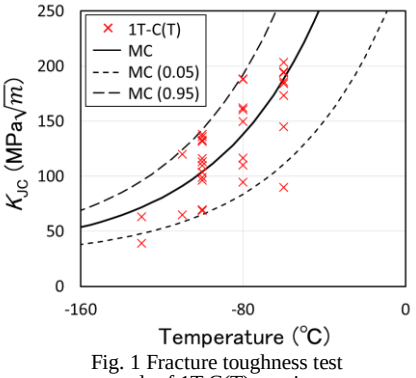


Fig. 1 Fracture toughness test result of 1T-C(T) specimen.

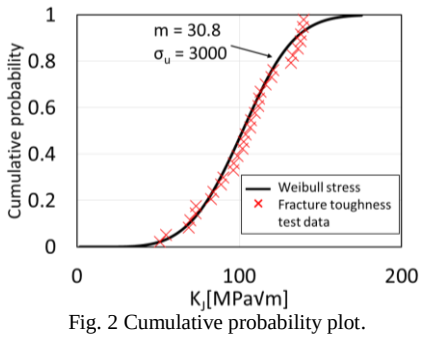


Fig. 2 Cumulative probability plot.

謝辞

本研究は,原子力規制庁からの受託事業「軽水炉燃材料詳細健全性調査」の成果の一部である.

参考文献

[1] F. M. Beremin: Metallurgical Trans.,14A (1983), 2277.

[2] T. Tobita et al.:ASME 2013 Pressure Vessel and Piping Conference, PVP2013-97897.

*Hisashi Takamizawa, Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J05-09] 燃料被覆管1

座長：森下 和功 (京大)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 16:10 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J05] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*鵜飼 重治[1]、大野 直子[1]、坂本 寛[2]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 北海道大学、2. 日本核燃料開発株式会社、3. 日本原子力研究開発機構、4. 京都大学、5. 東京工業大学）

14:45 〜 15:00

[2J06] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*加藤 章一[1]、古川 智弘[1]、大塚 智史[1]、矢野 康英[1]、井上 利彦[1]、皆藤 威二[1]、木村 晃彦[2]、鳥丸 忠彦[3]、林 重成[4]、鵜飼 重治[5] （1. 原子力機構、2. 京大、3. NFD、4. 東工大、5. 北大）

15:00 〜 15:15

[2J07] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*矢野 康英[1]、加藤 章一[1]、大塚 智史[1]、上羽 智之[1]、関尾 佳弘[1]、井上 利彦[1]、古川 智弘[1]、皆藤 威二[1]、鵜飼 重治[2]、木村 晃彦[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学、3. 京都大学）

15:15 〜 15:30

[2J08] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*大野 直子[1]、中村 顕[1]、上川 亮磨[1]、鵜飼 重治[1]、皆藤 威二[2]、鳥丸 忠彦[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 北大、2. 原子力機構、3. 日本核燃料開発、4. 京大、5. 東工大）

15:30 〜 15:45

[2J09] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*上羽 智之[1]、矢野 康英[1]、大塚 智史[1]、永沼 正行[1]、丹野 敬嗣[1]、岡 弘[1]、加藤 章一[1]、皆藤 威二[1]、鵜飼 重治[2]、木村 晃彦[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学、3. 京都大学）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3) (1)成果の全体概要

R&D of ODS ferritic steel cladding for maintaining fuel integrity at accident condition (3); (1) Overall results

*鵜飼 重治[1]、大野 直子[1]、坂本 寛[2]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5]
[1]北海道大学, [2]日本核燃料開発株式会社, [3]原子力機構, [4]京都大学, [5]東京工業大学

高速炉では既存 9/12Cr-ODS 鋼被覆管の事故時高温条件での破損耐性を評価した。軽水炉事故耐性燃料被覆管として Al 添加の FeCrAl-ODS 鋼被覆管を新たに開発し、これによる事故時燃料破損リスクの低減効果を評価した。

キーワード： ODS 鋼被覆管, 事故耐性燃料, 軽水炉燃料, 高速炉燃料

1. 緒言

文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、平成 25-28 年度に「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」を実施した。本シリーズ発表では、4 年間の本受託事業で得られた研究成果を報告する。

2. 成果概要

2.1 既存 9/12Cr-ODS 鋼被覆管の高速炉事故時破損限界評価

高速炉用に開発された既存 9/12Cr-ODS 鋼被覆管を対象に、1000℃までの内圧クリープ破断データを新たに取得し、事故時高温条件に適用可能な燃料破損寿命評価式を策定した。実証炉規模の高速炉で寿命末期に冷却材喪失(LOF)型と過出力(TOP)型の事故が発生した場合の累積損傷和(CDF)を、策定した燃料破損寿命評価式に基づき評価した。その結果、これらの事故時に自己作動型炉停止機構(SASS)が作動するまでの期間において、既存 9/12Cr-ODS 鋼被覆管の CDF は 1.0 を大幅に下回り、事故時の破損耐性を十分確保できることが示された。

2.2 FeCrAl-ODS 鋼の軽水炉事故耐性燃料被覆管としての適用性評価

FeCrAl-ODS鋼の成分設計を行い、試作した押出棒20鋼種の試験結果に基づき、9鋼種の被覆管を製造した。FeCrAl-ODS鋼被覆管のクリープ破断強度は、Zr添加により1000℃長時間側で大幅に改善され、既存9/12Cr-ODS鋼被覆管のクリープ破断強度を上回ることが確認された。一方、Zr添加は水蒸気酸化を促進したが、過剰酸素の適切量添加によりこの課題が克服された。1400℃以上の高温では、Zr添加はアルミナスケールの剥離防止に有効であることが見出され、適切量のZrと過剰酸素を添加したFeCrAl-ODS鋼被覆管は事故時高温強度と耐水蒸気酸化を両立可能な優れた事故耐性燃料被覆管であることが実証された（国際特許申請）。また、試験を行った1450℃までの温度範囲でUO_2との反応はほとんど見られず、LOCA模擬試験においても機械的特性の劣化は無いことが確認された。Zr添加FeCrAl-ODS鋼被覆管のリングクリープ破断データを用いて策定した燃料破損寿命評価式に基づき、 設計基準事故（DBA）であるLOCA時にFPガス放出が始まる温度を現行材料（ジルカロイ）との比較で評価した。その結果、中性子吸収断面積の増加分を補償するため被覆管肉厚を約半分にしても、優れた高温強度と水蒸気酸化耐性により、200 ℃程度FPガス放出開始温度を上昇できることが示され、事故時燃料破損のリスク低減が見込めることが確認された。一方、通常運転時にα’生成による脆化が危惧されるが、475℃で長 時間の熱時効でもFeCrAl-ODS鋼押出棒材は時効脆化（引張伸びの減少）の感受性が小さいことが確認された。

*S. Ukai[1], N. Oono[1], K. Sakamoto[2], T. Torimaru[2], T. Kaito[3], A. Kimura[4], and S. Hayashi[5]; [1]Hokkaido Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]Kyoto Univ., [5]Tokyo Tech.

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発（3）
（2）FeCr 及び FeCrAl-ODS 鋼被覆管の高温強度特性

R&D of ODS ferritic steel cladding for maintaining fuel integrity at accident condition (3)

(2) Mechanical properties of FeCr- and FeCrAl-ODS steels at elevated temperature

*加藤 章一[1]、古川 智弘[1]、大塚 智史[1]、矢野 康英[1]、井上 利彦[1]、
皆藤 威二[1]、木村 晃彦[2]、鳥丸 忠彦[3]、林 重成[4]、鵜飼 重治[5]
[1]原子力機構、[2]京大、[3]NFD、[4]東工大、[5]北大

高速炉燃料用に開発した 9/12Cr-ODS 鋼被覆管および軽水炉に適用するために Al を添加し耐水蒸気酸化性を向上させた FeCrAl-ODS 鋼被覆管について、高温強度試験を実施し、その結果の比較検討を実施した。

キーワード：ODS、高温強度、破損限界

1. 緒言　事故時高温条件における燃料被覆管の破損限界評価は、高速炉および軽水炉の安全性を確保する上で極めて重要である。本報では、高速炉用 9/12Cr-ODS 鋼および軽水炉用 FeCrAl-ODS 鋼被覆管の高温強度特性について述べる。

2. 試験方法　高速炉用 9/12Cr-ODS 鋼被覆管および軽水炉への適用を目指して開発した FeCrAl-ODS 鋼被覆管を対象に、事故時を想定した最高 1300℃までの温度条件下にて、引張およびクリープ強度試験を実施した。試験はリング型の試験片を用いて実施した。

3. 試験結果および検討　各種 ODS 鋼の引張強さおよびクリープ破断強さを図-1 および図-2 に示す。各鋼種の引張強さを比較した場合、9Cr-ODS 鋼は 1200℃以下の温度域で最も強度が高かったが、1250℃以上になるとその差が逆転する傾向にあった。また、FeCrAl-ODS 鋼については、Zr 無添加材（SP7、SP19）よりも Zr 添加材（SP9、SP10）の方が優れた強度特性を有していた。

1000℃におけるクリープ破断強さは、9Cr-ODS 鋼と 12Cr-ODS 鋼に有意な差は認められなかった。FeCrAl-ODS 鋼は、Zr 添加によりクリープ強度が向上し、低応力・長時間側で 9/12Cr-ODS 鋼の強度を上回る傾向にあった。Zr 添加材の強度が高い一因として、Zr 添加によるイットリア（複合）酸化物の微細分散が寄与しているものと推察される。

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

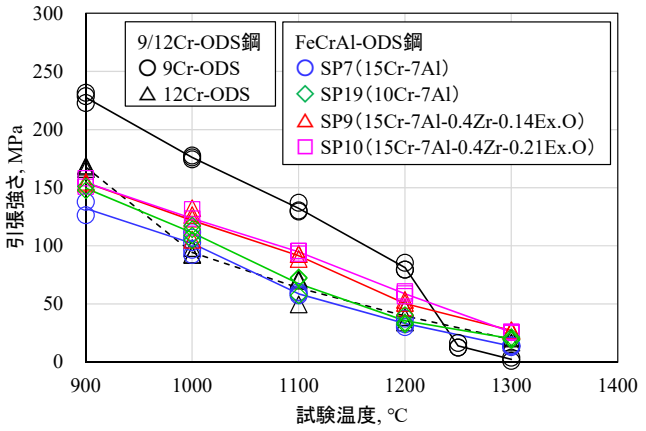


図-1　ODS 鋼の引張強さ

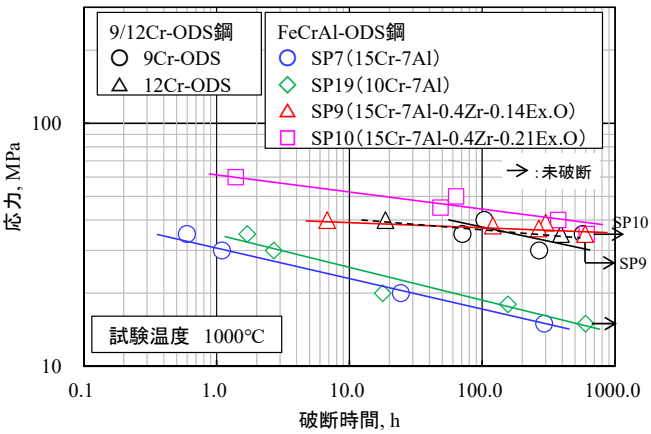


図-2　ODS 鋼のクリープ破断強さ

*S. Kato[1], T. Furukawa[1], S. Ohtsuka[1], Y. Yano[1], T. Inoue[1], T. Kaito[1], A. Kimura[2], T. Torimaru[3], S. Hayashi[4] and S. Ukai[5]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]NFD, [4]Tokyo Tech., [5]Hokkaido Univ.

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)
(3) FeCr 及び FeCrAl-ODS 鋼被覆管の破損寿命評価式の策定

R&D of ODS ferritic steel cladding for maintaining fuel integrity at accident condition (3)

(3) Formulation of failure life evaluation for FeCr- and FeCrAl-ODS steel claddings

*矢野 康英[1], 加藤 章一[1], 大塚 智史[1], 上羽 智之[1], 関尾 佳弘[1], 井上 利彦[1], 古川 智弘[1],
皆藤 威二[1], 鵜飼 重治[2], 木村 晃彦[3], 鳥丸 忠彦[4], 林 重成[5]
[1]原子力機構, [2]北海道大学, [3]京都大学, [4]日本核燃料開発株式会社, [5]東京工業大学

高速炉燃料用に開発した 9/12Cr-ODS 鋼に加えて、軽水炉に適用するために Al を添加し耐水蒸気酸化性を向上させた FeCrAl-ODS 鋼について、各種の高温強度試験を実施し、破損寿命評価式を策定した。

キーワード： 酸化物分散強化型(ODS)鋼、高速炉、軽水炉、燃料被覆管、累積損傷和(CDF)

1. 緒言

事故時高温条件における燃料被覆管の破損限界評価は、高速炉及び軽水炉の安全性を確保する上で極めて重要な項目である。そのため、高速炉用の 9/12Cr-ODS 鋼被覆管及び本公募で作製した FeCrAl-ODS 鋼被覆管について、超高温を含む内圧クリープ破断データを用い、事故時高温条件での燃料破損寿命予測に適用可能な評価式を策定した。

2. 試験方法

9/12Cr-ODS 鋼被覆管に加えて、新たに製管した再結晶組織を有する FeCrAl-ODS 鋼被覆管を対象にした。超高温を含む内圧クリープ破断データ(650～1000℃)を用いて破損寿命予測式を策定し、高速炉の代表的な事故事象である冷却能力低下型事象(LOF)の 1 次ピークを模擬した急速加熱バースト試験結果(周応力 50～200 MPa, 昇温速度 0.1, 1, 5, 10℃/s)及び1300℃までのリング引張試験結果を用いて、策定式の妥当性および適用可能範囲を検証した。

3. 試験結果及び考察

図 1(a)と(b)に策定式を用いて求めた 9Cr 及び 12Cr-ODS 鋼の急速加熱バースト試験条件の破損温度予測値とその実験(実測)値の比較をそれぞれ示す。9Cr-ODS 鋼では、策定式から様々な昇温速度に対する破損限界を精度よく予測出来ることが分かった。一方、12Cr-ODS 鋼では 1℃/s 以下の昇温速度までは精度よく予測出来るが、5℃/s 以上の昇温速度では破損予測温度より実測値が高い傾向にあった。これは、各温度における 9Cr-ODS 鋼の降伏応力が負荷応力に対して十分に高いため損傷メカニズムがクリープ損傷主体になるのに対して、12Cr-ODS 鋼の降伏応力が破損温度近傍で負荷応力より低いことに起因し、短時間塑性変形による損傷の寄与が大きくなるため生じたと考えられる。なお、当日の講演では、FeCrAl-ODS 鋼の評価結果についても報告する。本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

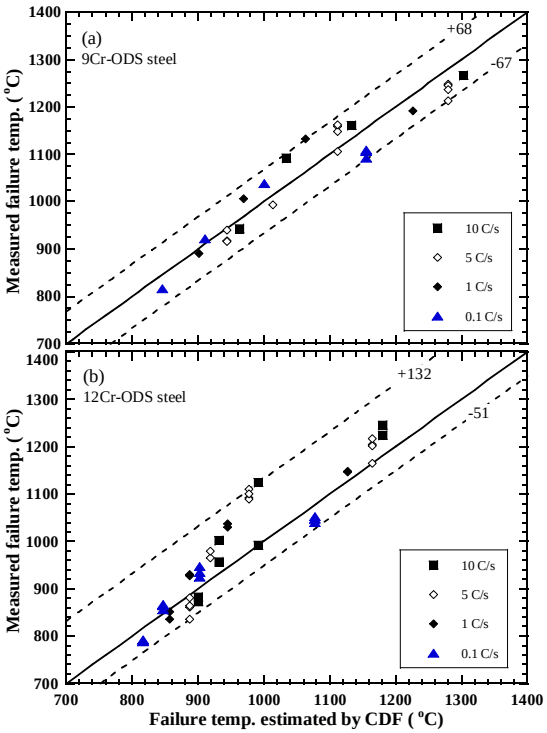


図 1. LOF 時の破損温度予測値と実測値の比較

*Y. Yano[1], S. Kato[1], S. Ohtsuka[1], T. Uwaba[1], Y. Sekio[1], T. Inoue[1], T. Furukawa[1], T. Kaito[1], S. Ukai[2], A. Kimura[3], T. Torimaru[4], and S. Hayashi[5] [1]JAEA, [2] Hokkaido Univ., [3] Kyoto Univ., [4]NFD, [5]Tokyo Tech

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発 (3)　～(4) 高温加熱による微細組織変化の評価～

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (3)　~(4) Analysis of microstructure at high temperature~

*大野直子[1]，中村顕[1]，上川亮磨[1]，鵜飼重治[1]，皆藤威二[2]，鳥丸忠彦[3]，木村晃彦[4]，林重成[5]
[1]北海道大学，[2]原子力機構，[3]日本核燃料開発，[4]京都大学，[5]東京工業大学

原子力システム研究開発事業では、FeCrAl-ODS フェライト鋼の過酷事故時の組織安定性(酸化物粒子変化、再結晶挙動等)を調査してきた。1400℃までの単純な高温保持では、被覆管の酸化物粒子はオストワルド成長するが、結晶粒成長は起きづらいと結論する。

キーワード：ODS 鋼、事故耐性燃料被覆管、高温、微細組織

1. 緒言

原子力システム研究開発事業において、FeCrAl-ODS フェライト鋼の過酷事故時の組織安定性(酸化物粒子変化、再結晶挙動等)を調査してきた。本発表では、高温に加熱した際の FeCrAl-ODS 鋼被覆管の事故時高温における酸化物粒子と微細組織の安定性について纏める。

2. 実験手法

15Cr-7Al 及び 15Cr-7Al-0.4Zr-ODS フェライト鋼を用いて、1400℃までの Ex-situ 高温保持試験を行った。保持後の試験片の集合組織を SEM-EBSD, TEM を用いて観察・解析した。1350℃, 27h までの真空炉内高温保持を行い、保持後の酸化物粒子を TEM 観察・解析した。TEM を用いて、1100℃までの In-situ 昇温試験観察を行った。

3. 実験結果・考察

図 1 に FeCrAl-ODS 鋼の 1400℃, 1h までの被覆管大気中高温保持試験後の結晶粒径測定結果を示す。再結晶後の燃料被覆管は、1400℃の高温に晒されても、結晶粒がそれ以上粗大化しないことが明らかとなった。これに対して、同材料における昨年度までの 1350℃, 27h までの高温保持試験では、酸化物粒子の著しい成長が見られた。高温保持後の被覆管の硬さは若干柔らかくなることが分かった。これは転位の回復・及び酸化物粒子の成長による分散強化応力の減少が原因であると考えられる。昇温速度が Ex-situ 試験よりも 10 倍以上速い In-situ 高温保持試験においては、1100℃までの昇温において、押出材の再結晶も見られなかった。

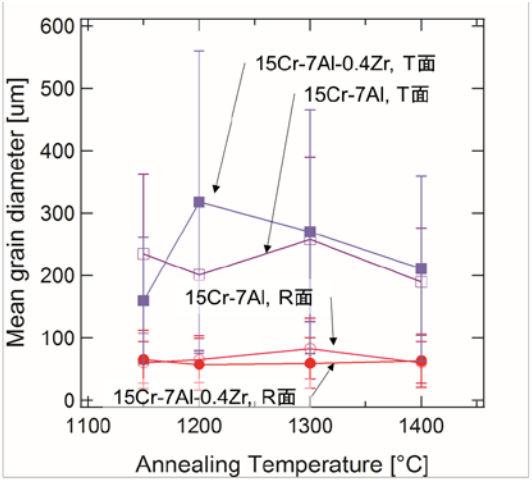


図1: 1400°Cまでの高温保持による被覆管結晶粒サイズ変化

4. 結論

1400℃までの単純な高温保持では、被覆管の酸化物粒子はオストワルド成長するが、結晶粒成長は起きづらいと結論する。※本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

---

*Naoko Oono[1], Ken Nakamura[1], Ryoma Kamikawa[1], Shigeharu Ukai[1], Takeji Kaito[2], Tadahiko Torimaru[3] Akihiko Kimura[4] and Shigenari Hayashi[5]", [1]Hokkaido Univ., [2]JAEA, [3]NFD, [4]Kyoto Univ., [5]Tokyo Inst. Tech.

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)
(5) 既存 ODS 鋼被覆管の高速炉事故時破損限界評価

R&D of ODS ferritic steel cladding for maintaining fuel integrity at accident condition (3); (5) Evaluation on tolerance to failure of existing ODS ferritic steel claddings at the accident conditions of fast reactors.

*上羽 智之[1], 矢野 康英[1], 大塚 智史[1], 永沼 正行[1],丹野 敬嗣[1], 岡 弘[1], 加藤 章一[1], 皆藤 威二[1], 鵜飼 重治[2], 木村 晃彦[3], 鳥丸 忠彦[4], 林 重成[5]
[1]原子力機構, [2]北海道大学, [3]京都大学, [4]日本核燃料開発株式会社, [5]東京工業大学

高速炉用 ODS 鋼の破損寿命評価式を用い、高速炉での事故を想定して被覆管の破損耐性を評価した。
キーワード： 酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼、高速炉、燃料被覆管、累積損傷和(CDF)

1. 緒言

事故時高温条件における燃料被覆管の破損限界評価は、高速炉の安全性を確保する上で極めて重要である。そのため、高速炉用 9/12Cr-ODS 鋼被覆管の 1000℃までの高温クリープ特性データを新たに取得し、これを基に策定した破損寿命評価式を用いて高速炉の事故時の被覆管の耐破損性を評価した。

2. 評価方法

実証炉規模の高速炉の事故として、冷却材喪失(LOF)型と過出力型(TOP)型の事象発生後、スクラムが機能しない場合を想定した。通常運転の照射末期に燃料ピンの燃焼度が 250GWd/t(ペレットピーク)に到達し、その直後に事象が発生する状況での燃料ピンの照射挙動を燃料挙動計算コード CEDAR[1]で解析し、被覆管の温度と応力の履歴を評価した。この評価結果と破損寿命評価式から累積損傷和(CDF)を計算した。

3. 評価結果

LOF 時の CDF の履歴を図 1 に示す。通常運転の末期(LOF 経過時間=0)では、600-700℃の温度域でのクリープ強度に優れた ODS 鋼の CDF は 10^{-7}-10^{-5} と非常に低い。LOF 発生後 28 秒経っても、9Cr-ODS 鋼の CDF は 1.7×10^{-3} と十分低いが、12Cr-ODS 鋼とオーステナイト鋼では CDF が破損目安(=1.0)を僅かに超えた。TOP では、事象発生後 99 秒で 9Cr-ODS 鋼の CDF が 1.0 に達した。114 秒後には 12Cr-ODS 鋼の CDF が 1.0 に達したが、オーステナイト鋼では CDF の増加が顕著にならず、0.12 と低い値に留まった。事象発生後に ODS 鋼の CDF の増加が大きくなり、オーステナイト鋼の CDF を超える場合が生じるのは、LOF や TOP の経過時間が長くなると被覆管の温度や応力が通常運転時よりも顕著に高くなり、ODS 鋼のクリープ破断強度の低下の度合いがオーステナイト鋼よりも大きくなることによる。このように事象が長引くと CDF は 1.0 を超えるが、実証炉では自己作動型炉停止機構(SASS)が事象発生後の比較的早い時期に作動する設計となっている。例えば、LOF に対しては事象発生後 10-12 秒で SASS が作動するが、この時点の ODS 鋼の CDF は 1.0 を十分下回る。TOP においても SASS の作動により ODS 鋼の CDF が 1.0 を超えない結果になることから、ODS 鋼被覆管は事故時の破損耐性を確保できると考えられる。

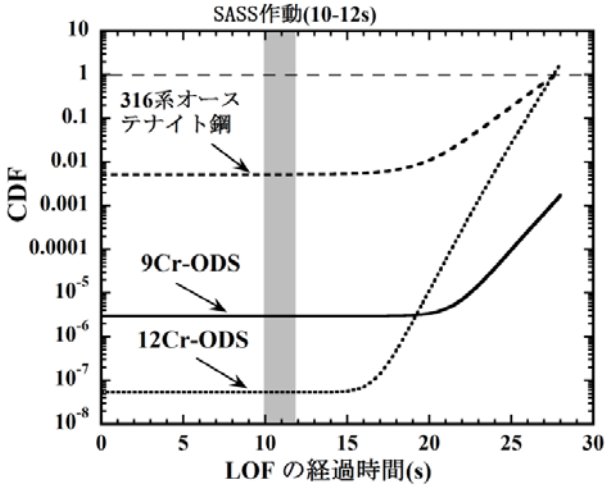


図1. LOF時のCDF履歴

本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として国立大学法人北海道大学が実施した、平成 25～28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

参考文献

[1]T. Uwaba et al., Nuclear Engineering and Design 280 (2014) 27-36.

*T. Uwaba[1], Y. Yano[1], S. Ohtsuka[1], M. Naganuma[1], T. Tanno[1], H. Oka[1], S. Kato[1], T. Kaito[1], S. Ukai[2], A. Kimura[3], T. Torimaru[4], and S. Hayashi[5] ; [1]JAEA, [2] Hokkaido Univ., [3] Kyoto Univ., [4]NFD, [5]Tokyo Tech.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J10-14] 燃料被覆管2

座長：松川 義孝 (東北大)

2017年3月28日(火) 16:10 〜 17:40 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J10] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*前田 透真[1]、鵜飼 重治[1]、柴田 博紀[1]、大野 直子[1]、坂本 寛[2]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 北海道大学、2. 日本核燃料開発、3. 日本原子力研究開発機構、4. 京都大学、5. 東京工業大学）

16:10 〜 16:25

[2J11] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*藪内 聖皓[1]、木村 晃彦[1]、鳥丸 忠彦[2]、皆藤 威二[4]、林 重成[5]、大野 直子[3]、鵜飼 重治[3] （1. 京大エネ研、2. NFD、3. 北大、4. JAEA、5. 東工大）

16:25 〜 16:40

[2J12] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

木村 晃彦[1]、*藪内 聖皓[1]、鳥丸 忠彦[2]、鵜飼 重治[3]、大野 直子[3]、皆藤 威二[4]、林 重成[5] （1. 京大エネ研、2. NFD、3. 北大工、4. JAEA、5. 東工大工）

16:40 〜 16:55

[2J13] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*鳥丸 忠彦[1]、坂本 寛[1]、鵜飼 重治[2]、大野 直子[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 日本核燃料開発、2. 北大、3. 原子力機構、4. 京大、5. 東工大）

16:55 〜 17:10

[2J14] 事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)

*坂本 寛[1]、鳥丸 忠彦[1]、鵜飼 重治[2]、大野 直子[2]、皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5] （1. 日本核燃料開発、2. 北海道大学、3. 日本原子力研究開発機構、4. 京都大学、5. 東京工業大学）

17:10 〜 17:25

©日本原子力学会

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)　(6)FeCrAl-ODS 鋼の耐水蒸気酸化特性

R&D of ODS ferritic steel cladding for maintaining fuel integrity at accident condition (3);
(6) Hot steam oxidation resistance of FeCrAl–ODS steels

*前田 透真[1]、鵜飼 重治[1]、柴田 博紀[1]、大野 直子[1]、坂本 寛[2]、鳥丸 忠彦[2]、
皆藤 威二[3]、木村 晃彦[4]、林 重成[5]
[1]北海道大学, [2]日本核燃料開発株式会社, [3]原子力機構, , [4]京都大学, , [5]東京工業大学

FeCrAl-ODS 鋼の高温水蒸気との反応速度を 1200℃～1450℃の温度範囲で評価した。
キーワード： FeCrAl–ODS 鋼, 水蒸気酸化, アルミナ, シビアアクシデント

1. 緒言

軽水炉のシビアアクシデントにおいて、FeCrAl-ODS 鋼の 1200℃～1450℃の水蒸気に対する耐酸化性の評価は極めて重要である。試験は押出棒から採取した試験片及び再結晶被覆管について実施し、両者の耐酸化性の違いを評価する。また、高温強度改善のために添加した Zr と過剰酸素が耐酸化性に及ぼす影響を詳細に評価する。

2. 実験方法

試験片は Fe-15Cr-7Al-0.5Ti-0.5Y_2O_3 を基本組成とし、Zr 無添加と 0.4 wt%Zr 添加材(過剰酸素=0.22 wt%)を対象に、押出材と再結晶被覆管の 1200℃～1450℃での水蒸気酸化試験を実施した。また、Zr 濃度を 0.2 wt%、0.4 wt%、0.6 wt%とした押出材について、1400℃までの温度範囲で大気中酸化試験を行った。酸化反応速度は試験前後の重量変化から評価した。

3. 結果および考察

Zr 無添加材、0.4 wt%Zr 添加材ともに、押出材に比べ再結晶被覆管で水蒸気酸化反応は僅かに促進した。これには再結晶被覆管の粗大な結晶粒サイズが影響しているものと考えられる。水蒸気酸化試験において、Zr 無添加材は 1200℃では Zr 添加材より耐酸化性が優れるが、1400℃以上になるとスケール剥離が生じた。これに対し、Zr 添加材は 1400℃でも剥離の無い安定なアルミナスケールが生成した。図 1 に 各温度における大気中酸化反応速度と試験温度、Zr 濃度の関係を示す。1400℃では Zr 添加により酸化反応速度が大幅に抑制され、0.4 wt%Zr 近傍で最も優れた耐酸化性を有することが明らかになった。

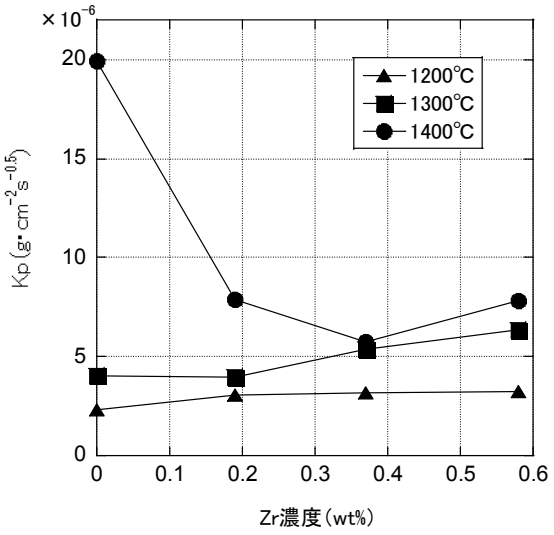


Fig. 1　各温度における反応速度定数と Zr 濃度の関係

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 27-28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

*T. Maeda[1], S. Ukai[1], H. Shibata[1], N. Oono[1], K. Sakamoto[2], T. Torimaru[2], T. Kaito[3], A. Kimura[4], and S. Hayashi[5]; [1]Hokkaido Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]Kyoto Univ., [5]Tokyo Tech.

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)
(7)熱時効影響評価（熱時効硬化・脆化）

R&D of ODS ferritic steel cladding for maintaining fuel integrity at accident condition (3)

(7) Thermal aging effects (Age-hardening/embrittlement)

*藪内聖皓[1]，木村晃彦[1]，鳥丸忠彦[2]，鵜飼重治[3]，大野直子[3]，皆藤威二[4]，林　重成[5]

[1]京都大学，[2]NFD，[3]北海道大学，[4]JAEA，[5]東京工業大学

事故耐性燃料被覆管として開発されている FeCrAl-ODS フェライト鋼の熱時効硬化・脆化挙動を調べた結果、通常のフェライト鋼に比べ、ODS 鋼では熱時効硬化に伴う引張伸びの減少が抑制され、475℃/10,000h 時効材においても引張均一伸びは数%を示すことが判明した。

キーワード：酸化物分散強化鋼，熱時効，475℃脆化，硬さ試験，引張試験，衝撃試験，イオン照射

1. 緒言

燃料被覆管の高温水や高温水蒸気中における耐食性および耐酸化性の向上は、事故時の被覆管と冷却水との反応速度を低下させ、水素発生を抑制するため、事故耐性燃料被覆管として期待されており、候補材として高 Cr-高 Al-ODS 鋼が提案されている。一方、高 Cr フェライト鋼では熱時効脆化が従来からの課題であると共に、高 Al 化による脆化も懸念されている。本研究では、成分の異なる高 Cr-高 Al-ODS 鋼の熱時効に伴う強度特性変化を調べ、α/α′相分離挙動に及ぼす Al 添加効果を明らかにする。

2. 実験方法

Cr および Al の濃度を変化させた(12,15,18 wt%)Cr-(0,5,7,9 wt%)Al-ODS 鋼の受け入れ材および再結晶材に対し、硬さ試験、引張試験片および衝撃試験を熱時効処理前後に実施した。熱時効処理は、温度を 300℃、475℃および 700℃とし、試験片を真空（$1x10^{-3}$Pa）封入し、最長 1 万時間まで実施した。ビッカース硬さ試験を室温、負荷荷重 200g で実施した。引張試験は室温で行い、ひずみ速度を $6.7x10^{-4}s^{-1}$ とした。衝撃試験は、1.5CVN（$1.15x1.5x20mm^3$）試験片を用いて、落重型計装化衝撃試験機を用いて行った。

3. 結果

Al 添加効果は、Cr 濃度に依存し、Cr 濃度が 12wt.%の時、時効硬化・脆化を促進するが、Cr 濃度が 18%wt.の時は逆に抑制し、18Cr-9Al-ODS 鋼(5000 時間時効材)において相分離は観察されなかった。Al 添加による熱時効脆化の促進は Fe/Cr 二相分離あるいは Fe_3Al 金属間化合物の形成によると考えられる。一方、18Cr-ODS 鋼における Al 添加による熱時効脆化の抑制は、TEM 観察によれば二相分離の抑制による。さらに、イオン照射（300℃,475℃/10 dpa）による Fe/Cr 相分離の促進は認められなかった。

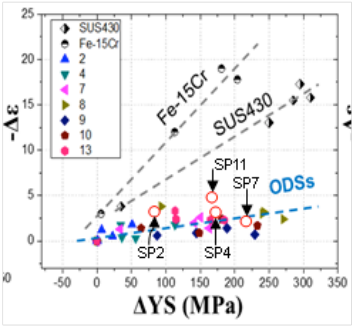


図 1：時効硬化と伸びの変化の関係。○は再結晶材で、その他は全て受け入れ材。

ODS 鋼においては、熱時効硬化に伴う引張伸びの減少が極めて小さく、10,000 時間時効（飽和）後でも均一伸びは 7%以上を示した。一方、1.5mm 角 CVN 衝撃試験からは、5000 時間熱時効材で DBTT が室温以下の材料は、12Cr-0,5,7Al 材および 15Cr-5,7Al 材である。また、二相分離はイオン照射（475℃、10dpa）により促進されなかったが、中性子照射下における挙動を確認する必要がある。

本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

* Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1], Tadahiko Torimaru[2], Shigeharu Ukai[3], Naoko Oono[3], Takeji Kaito[4], and Shigenari Hayashi[5]: [1]Kyoto Univ., [2]Nuclear Fuel Development,[3]Hokkaido Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency, [5]Tokyo Institute Technology

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3)
(8)α/α’相分離影響評価（まとめ）

R&D of ODS Ferritic Steel Cladding for Maintaining Fuel Integrity at Accident Condition (3)

(8) α/α’ phase separation effects (Evaluation summary)

*木村晃彦[1]，藪内聖皓[1]，鳥丸忠彦[2]，鵜飼重治[3]，大野直子[3]，皆藤威二[4]，林　重成[5]

[1]京都大学，[2]NFD，[3]北海道大学，[4]JAEA，[5]東京工業大学

事故耐性燃料被覆管として開発されている FeCrAl-ODS フェライト鋼の熱時効硬化・脆化およびイオン照射影響を調べ、相分離の観点から適切な ODS 鋼の成分を検討した結果、Cr 量としては、12 wt%Cr ないし 15 wt%Cr が好ましく、Al 量については、7 wt%Al 程度あるいはそれ以下が好ましいと結論した。

キーワード：事故耐性燃料被覆管，酸化物分散強化（ODS）鋼，熱時効，475℃脆化，全伸び，均一伸び

1. 緒言

燃料被覆管の高温水や高温水蒸気中における耐食性および耐酸化性の向上は、事故時の被覆管と冷却水との反応速度を低下させ、水素発生を抑制するため、事故耐性燃料被覆管として期待されており、候補材として高 Cr-高 Al-ODS 鋼が提案されている。一方、高 Cr フェライト鋼では熱時効脆化が従来からの課題であると共に、高 Al 化による脆化も懸念されている。一方、一般に高 Cr 化は熱時効脆化が従来からの課題であると共に、高 Al 化による脆化も懸念されている。本研究では、成分の異なる高 Cr-高 Al-ODS 鋼の熱時効に伴う強度特性変化を調べ、α/α′相分離挙動に及ぼす Al 添加効果を明らかにし、事故耐性燃料被覆管の合金設計のための指針を得ることを目的とする。

2. 実験方法

Cr および Al の濃度を変化させた 20 種類の ODS 鋼の受け入れ材および再結晶材に対し、硬さ試験、引張試験片および衝撃試験を熱時効処理前後に実施した。熱時効処理は、温度を 300℃、475℃および 700℃とし、試験片を真空（$1x10^{-3}$Pa）封入し、最長 1 万時間まで実施した。ビッカース硬さ試験を室温、負荷荷重 200g で実施した。引張試験は室温で行い、ひずみ速度を $6.7x10^{-4}s^{-1}$ とした。衝撃試験は、1.5CVN（1.15x1.5x20mm3）試験片を用いて、落重型計装化衝撃試験機を用いて行った。

3. 結果

3.1　Al 影響：従前より、Fe-Cr 相分離が Al により抑制されることが示されていたが、その詳細な機構については不明であった。一方、本研究で用いた鋼材においては、高 Al 材においては、Fe_3Al の生成の可能性が高く、脆化に寄与していると考えられる。Al 量については、9 wt%Al は靭性を損ない、製管プロセスに支障をきたす恐れがあるため、7 wt%Al 程度あるいはそれ以下が好ましいと言える。一方、製管プロセスにおける加工速度や加工温度の制御に関する知見も得られており、室温引張試験では、高 Al 合金において顕著な脆化挙動は認められていないが、衝撃試験においては上部棚エネルギーの低下が観察されている。

3.2　Cr 影響：衝撃特性に及ぼす Fe/Cr 相分離の観点からは、Cr 量としては 12 wt%Cr ないし 15 wt%Cr が好ましいと考えられる。一方、ODS 鋼は引張伸びの低下はほとんど生じず、例えば、均一伸び 1 %の確保は、18%Cr 鋼においてすら長時間保証できる見通しである。実際上の運用における時効脆化評価の指標として、均一伸びや DBTT が対象になると考えられるが、伸びの低下が小さな ODS 鋼では破壊靭性（K 値や DBTT）評価の意義づけが必要であり、今後の安全基準・規程をふくめ、検討していく必要がある。

本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

---

*Akihiko Kimura[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Tadahiko Torimaru[2], Shigeharu Ukai[3], Naoko Oono[3], Takeji Kaito[4], and Shigenari Hayashi[5]: [1]Kyoto Univ., [2]Nuclear Fuel Development,[3]Hokkaido Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency, [5]Tokyo Institute Technology

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3) (9) UO_2との高温反応、LOCA 模擬試験

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (3)

(9) High temperature reaction with UO_2, LOCA simulation test

*鳥丸忠彦[1]、坂本　寛[1]、鵜飼重治[2]、大野直子[2]、皆藤威二[3]、木村晃彦[4]、林　重成[5]

[1]日本核燃料開発，[2]北海道大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]京都大学，[5]東京工業大学

開発を行っている FeCrAl 系 ODS フェライト鋼の軽水炉燃料被覆管への適用性評価のため、UO_2との高温反応試験と LOCA 模擬試験を実施した。FeCrAl 系 ODS フェライト鋼は 1573K 以上の高温でも UO_2と材料間反応を起こさないこと、1473K 水蒸気雰囲気から水で急冷する LOCA 模擬環境を経験後も機械的特性の劣化が見られないことを確認した。

キーワード：酸化物分散強化、フェライト鋼、アルミナ被膜、燃料被覆管、シビアアクシデント、LOCA

1. 緒言

高速炉および軽水炉の事故耐性を向上する目的から、Cr および Al を添加した超高温用 ODS 鋼（FeCrAl 系 ODS フェライト鋼）の研究開発を進めている。本研究では、事故時における FeCrAl 系 ODS フェライト鋼の軽水炉燃料被覆管への適用性評価のため、UO_2との高温反応試験と LOCA 模擬試験を実施した。

2. 試験

UO_2との高温反応試験では、1573 K～1723 K のヘリウムガス雰囲気において、板状の FeCrAl 系 ODS フェライト鋼試験片と UO_2ペレットを接した状態で 1 時間保持し、接触部分の横断面を観察することで反応の有無を確認した。LOCA 模擬試験では、管状(外径 8.5 mm、肉厚 0.5 mm、長さ 10 mm)の FeCrAl 系 ODS フェライト鋼試験片を 1473 K の水蒸気雰囲気において 0.5～2.0 時間保持した後に 70 ℃の水で急冷し、急冷後の試験片の機械的特性をリング圧縮試験で評価した。

3. 試験結果および考察

UO_2との高温反応試験では、1723 K まで材料間反応がほとんど見られず、接触面に形成されたアルミナ被膜が反応を抑制したと考えられる。また、LOCA 模擬試験では、保持時間にかかわらず機械的特性の劣化がほとんどないことを確認した(図 1)。これらの試験結果から、FeCrAl 系 ODS フェライト鋼を燃料被覆管に適用することで、軽水炉の事故時安全性の裕度向上が期待できる。

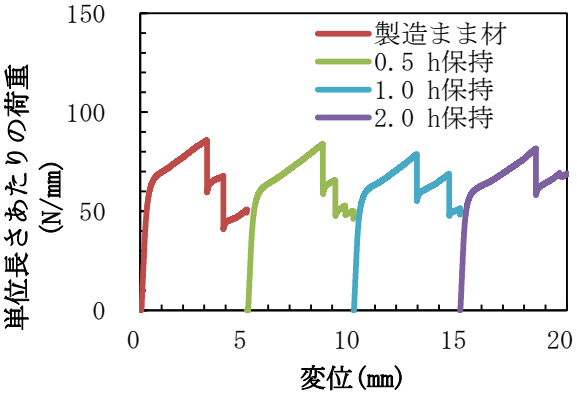


図1　リング圧縮試験結果（LOCA模擬試験）

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25-28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

* Tadahiko Torimaru[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Naoko Oono[2], Takeji Kaito[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5]

[1] NFD, [2] Hokkaido Univ., [3] JAEA, [4] Kyoto Univ., [5] Tokyo Institute of Technology

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(3) (10) 軽水炉燃料被覆管への適用性評価

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (3)
(10) Applicability to LWR fuel claddings

*坂本　寛[1]，鳥丸忠彦[1]、鵜飼重治[2]、大野直子[2]、皆藤威二[3]、木村晃彦[4]、林　重成[5]
[1]日本核燃料開発，[2]北海道大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]京都大学，[5]東京工業大学

開発を行っている FeCrAl 系 ODS フェライト鋼について、本事業で実施した各種物性評価試験結果を用いて軽水炉燃料被覆管への適用性評価を行い、本材料は事故時において現行材料と比較して燃料破損リスクの大幅な低減が見込めることを示した。

キーワード：酸化物分散強化、フェライト鋼, アルミナ被膜, 燃料被覆管, シビアアクシデント

1. 緒言

高速炉および軽水炉の事故耐性を向上する目的から、Cr および Al を添加した超高温用 ODS 鋼（FeCrAl 系 ODS フェライト鋼）の研究開発を進めている。本研究では、軽水炉通常運転時での設計成立性を踏まえ、事故時における本材料の導入効果を定量的に評価した。

2. 評価方法

設計基準事故（DBA）の導入効果の評価では、本事業で取得した高温水蒸気試験、LOCA 模擬試験および高温強度試験の成果を利用し、代表的な DBA である LOCA 時の FP ガス放出が始まる温度を現行材料（ジルカロイ）と比較した。なお、FeCrAl 系 ODS フェライト鋼は中性子吸収断面積がジルカロイに比べて大きいため、通常運転時での設計成立性の観点から燃料被覆管肉厚を約半分として強度計算を行った。

過酷事故時の導入効果の評価では、本事業で取得した高温水蒸気試験、燃料との高温反応試験の成果を利用し、事故時の被覆管肉厚の損耗速度を評価した。

3. 評価結果

DBA では、現行材料と比較して半分の肉厚で使用するものの、優れた高温強度と水蒸気酸化耐性により 200 K 程度 FP ガス放出開始温度を上昇できると評価された。また、過酷事故時では、水蒸気および燃料に対する Al 酸化膜形成による優れた保護特性により、損耗速度が非常に小さく(図 1)、事故時において現行材料と比較して燃料破損リスクの大幅な低減が見込めると評価された。

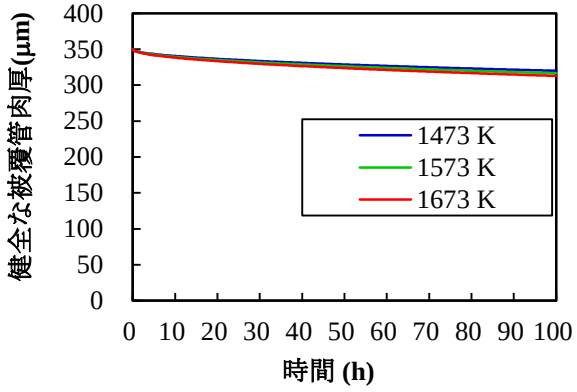


図1　事故時における健全な被覆管肉厚の時間変化

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25-28 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

*Kan Sakamoto[1], Tadahiko Torimaru[1], Shigeharu Ukai[2], Naoko Oono[2], Takeji Kaito[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5]
[1] NFD, [2] Hokkaido Univ., [3] JAEA, [4] Kyoto Univ., [5] Tokyo Institute of Technology

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[2J15-17] 燃料被覆管3

座長：三浦 照光 (INSS)

2017年3月28日(火) 17:40 〜 18:30 J会場 (16号館 16-305教室)

[2J15] 核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発

*石橋 良[1]、岡本 晋哉[1]、石田 一成[3]、近藤 貴夫[2]、宮崎 克雅[1] （1. 日立製作所　研究開発グループ　材料イノベーショングループ、2. 日立GEニュークリア・エナジー 、3. 日立製作所　研究開発グループ　エネルギーイノベーショングループ）

17:40 〜　17:55

[2J16] 軽水炉向け SiC炉心材料開発の進捗

*内橋 正幸[1]、鵜飼 勝[1]、須山 章子[1]、垣内 一雄[1]、高木 俊[2]、川口 章秀[2] （1. 株式会社東芝、2. イビデン株式会社）

17:55 〜　18:10

[2J17] 燃料被覆管のセル内二軸試験装置の開発

*中司 雅文[1]、坂本 寛[2]、青見 雅樹[3] （1. ジルコテクノロジー、2. 日本核燃料開発、3. GNF-J）

18:10 〜　18:25

©日本原子力学会

核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発

Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials

*石橋 良[1]，岡本晋哉[1]，石田一成[1]，宮崎 克雅[1]，近藤 貴夫[2]
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

BWR-NWC 模擬環境での SiC の耐食性を向上する耐食被覆技術の確立を目的に、耐食金属を被覆した試験片を作製し、成膜プロセスでの SiC 基材への密着性、及び、高温水中での耐食性の観点で検討した。

キーワード：燃料材料，炭化珪素，被覆，密着性，耐食性

1. 緒言

沸騰水型原子炉通常炉内水質(BWR-NWC)模擬環境での炭化珪素（SiC）の耐食性向上を目的に、SiC 基材に対する耐食被覆技術を検討した。従来材である Zr 合金と比べて水素発生速度及び水蒸気酸化の反応熱が低い SiC は事故耐性燃料材料として有望である[1]。一方で、SiC を燃料被覆管及びチャンネルボックスに実際に適用するにあたっては多くの課題が存在すると考えられており、その一つが高温水腐食である[2]。SiC は化学的に安定であるものの、わずかに溶出するシリカが水質管理上懸念となる可能性があることから、耐食被覆による溶出抑制が必要と考えられる。

2. 検討方法

2-1. 耐食被覆

高温水中での酸化物の溶解度が低い Cr、Ti 及び Zr を主成分とする耐食被覆を、SiC 試験片の表面上に物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとして用い施工した。熱処理後剥離が生じない密着性の高い成膜条件を検討した。

2-2. 高温水腐食試験

実炉環境では放射線分解のため酸化剤が生成し、酸化しやすくなること考慮し、炉水環境よりも溶存酸素濃度を 8 ppm と高くした 561 K 高純度水環境で腐食試験を実施した。外観及び重量の変化から被覆試験片の耐食性を評価した。

3. 結果と考察

SiC 基材との熱膨張係数差を考慮して被膜の構成を検討した結果、1123～1273 K の熱処理後に剥離を生じず、膜厚 10～20 μm の被覆を施すことができた。図 1 に高温水腐食試験（1.8 Ms 浸漬）後の重量変化を示す。重量変化は、主に被覆の酸化、溶出及び剥離によるものであった。Ti 又は Zr 被覆試験片の腐食挙動は成膜時の熱処理条件の影響を受け、適切な熱処理条件では Cr 単独よりも腐食減量が小さくなった。重量変化の小さい被覆には、SiC 基材の溶出抑制が期待される。

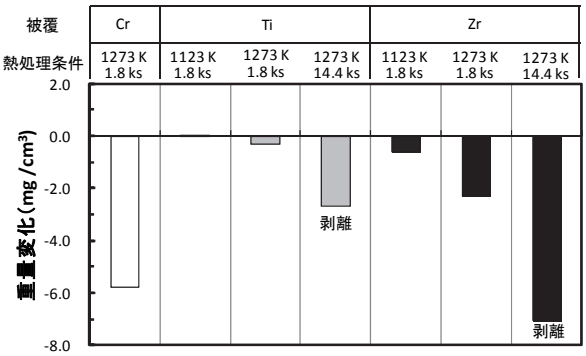


図１　種々の耐食被覆試験片における高温水腐食試験（1.8 Ms 浸漬）後の重量変化

参考文献

[1] R. Ishibashi, T. Ikegawa, K. Noshita, K. Kitou and M. Kamoshida, Mechanical Engineering Journal Vol.3 No.2, 15-00215, (2016).
[2] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).

*Ryo Ishibashi[1], Kazushige Ishida[1], Katsumasa Miyazaki[1] and Takao Kondo[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..

軽水炉向け SiC 炉心材料開発の進捗
- 耐食性の改善 -

Progress on ATF Development of SiC for LWR -Improvement of Corrosion Resistance-

*内橋 正幸[1]，鵜飼 勝[1]，須山 章子[1]，垣内 一雄[1]，高木 俊[2]，川口 章秀[2]
[1]株式会社東芝，[2]イビデン株式会社

軽水炉向け事故耐性燃料(ATF)の候補材として、CVI/CVD 法を用いた SiC 複合材(SiC_f/SiC)炉心材料を開発している。SiC の結晶構造は、軽水炉環境での耐食性に影響を与える。本研究においては、SiC 製造プロセス・条件を最適化することにより、腐食環境としてより厳しい沸騰水型原子炉（BWR）水質環境において耐食性を改善した SiC 炉心材料開発の進捗を報告する。

キーワード：事故耐性燃料(ATF)，SiC，CVI/CVD，耐食性

1. 緒言

SiC を炉心材料へ適用するには、機械強度、気密性、耐食性等の機能要求を満足する必要がある。すでに、加圧水型原子炉(PWR)水質環境の耐食性については、海外試験炉照射試験において実用に耐えうる SiC 炉心材料の目途を得ている。本研究では、溶存酸素濃度がより高い BWR 水質環境での耐食性を満足させるべく、製造プロセス・条件をパラメータとした複数サンプルに対する炉外腐食試験を実施した。

2. 試験

2-1. 試験条件

製造条件を調整したイビデン社製 CVD-SiC サンプル 3 種類（TYPE1、TPYE2、TYPE3）とリファレンスである単結晶サンプルの計 4 仕様の試験片を用い、純水、290℃、8MPa、溶存酸素濃度約 8ppm の条件で計 30 日間のループ試験を実施した。TYPE1 は、イビデン社の標準製造条件で製作したもので、TYPE2、TYPE3 は BWR 炉水環境での耐食性向上を目的として製造プロセス・条件を変更したサンプルである。耐食性の上限目標値は重量減少速度 0.6mg/dm^2/day 以下とした。これは、炉心機器の設計成立性を勘案し、板厚減肉速度を 0.1mm/5 年以下とするためである。

2-2. 試験結果

図 1 に 30 日試験後に測定した各サンプルの重量減少速度を示す。図 1 に示すとおり TYPE3 の重量減少速度は上限目標値の約 1/6（0.11mg/dm^2/day）となる結果を得た。TYPE3 と比較して、TYPE1、TYPE2 は重量減少速度のオーダーが異なることから、同じ CVD-SiC でも製造プロセス・条件により耐食性に大きな差が生じることを確認した。今後、SiC_f/SiC 複合材を製造する際、外表面に同素材の EBC(Environmental Barrier Coating)として TYPE3 仕様の SiC を積層することにより、BWR 水質環境でも良好な耐食性を示すことを期待できる。

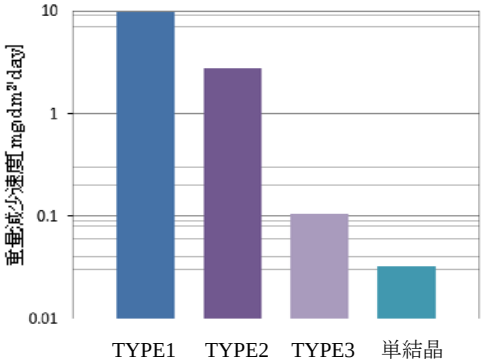


図 1：BWR 水質条件炉外腐食試験後の重量減少比較

3. 結論

BWR の炉内水質環境を模擬した炉外腐食試験の結果、実用上の耐食性能を満足する製造プロセス構築に成功した。今後、本研究で目途の着いた製造プロセスを SiC_f/SiC 複合材製造プロセスへ反映し、炉外腐食試験及び試験炉での照射試験（長期間）によりその性能を検証する。

*Masayuki Uchihashi[1], Masaru Ukai[1], Shoko Suyama[1], Kazuo Kakiuchi[1], Takashi Takagi[2] and Akihide Kawaguchi[2]
[1]Toshiba Corporation, [2]IBIDEN CO., LTD.

燃料被覆管のセル内二軸試験装置の開発

Development of in cell biaxial testing device for nuclear fuel claddings

*中司 雅文[1]，坂本 寛[2]，青見 雅樹[3]
[1]ジルコテクノロジー,[2]日本核燃料開発,[3]GNF-J

抄録：燃料被覆管の「長手方向/円周方向応力比」を固定したまま負荷応力を増加可能な小型二軸応力負荷試験装置を試作した。ひずみ計測から設定応力比が得られることを確認し、燃料被覆管への適用性を検討した。

キーワード： 燃料被覆管， 二軸応力， 試験装置

1. 緒言 炉内で被覆管に生じている荷重状態により近い多軸応力状態での材料強度情報が待たれている。燃料被覆管と内圧発生用のピストンとを組合せた構造からなる二軸応力負荷機構を提案し(1)、一例として長手方向応力/円周方向応力比（σ_l/σ_t）が 1 の場合について引張力制御型と内圧制御型の二方式の二軸応力負荷機構を試作した。

2. 試作 試験装置の原理を、引張力によって生じた内圧を被覆管に追加負荷する構造から構成された引張制御型を例に説明する。被覆管の半径、内外径および肉厚を r, d_i, d_o, t とし、引張り力、シリンダ-内径および試験片内への充填液体の圧力をそれぞれ F, d_p, p とすると円周方向 σ_t、長手方向応力 σ_l は引張力 F に対して、$\sigma_t = pd_i^2/(d_o^2-d_i^2)(1+d_o^2/4r^2)$、$\sigma_l = pd_i^2/(d_o^2-d_i^2)+F/A$ となる。ここで $A=(\pi/4)(d_o^2-d_i^2)$ である。シリンダ−/ピストン間の摩擦力を考慮 $(\kappa \le 1)$ すると、$F=(\pi/4)d_p^2 \times p \times \kappa$ だから、応力比を $K=\sigma_l/\sigma_t > 0.5$ とすると、シリンダ−内径は(1)式で表せる。K=1，κ =1 の条件で d_p を求めて装置を製作（図 1）し、性能を確認した。

$$d_p = 0.5(d_o+d_i)\sqrt{(2K-1)/\kappa} \qquad ---(1)$$

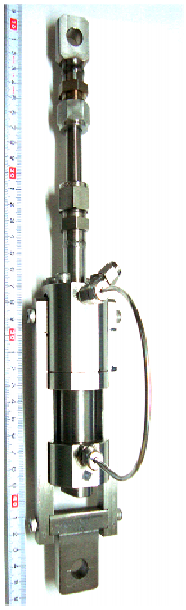


図 1 引張力制御型二軸試験装置（上部:被覆管,下部:内圧発生部）

3. 検討 薄肉円筒では、$\bar{S}_{ij}$ を被覆管の弾性特性とすると円周、長手方向のひずみと応力 $(\varepsilon_t, \varepsilon_l, \sigma_t, \sigma_l)$ には下記の関係が成り立つ(2)。

$$\begin{Bmatrix}\sigma_t\\ \sigma_l\end{Bmatrix} = \frac{1}{(\bar{s}_{22}^2-\bar{s}_{23}^2)}\begin{bmatrix}\bar{s}_{22} & -\bar{s}_{23}\\ -\bar{s}_{23} & \bar{s}_{22}\end{bmatrix}\begin{Bmatrix}\varepsilon_t\\ \varepsilon_l\end{Bmatrix} \quad \cdots (2)$$

検討用にシリンダ-内に液体を充填し引張力Fを階段状に増加させ、発生した内圧、ひずみ $(\varepsilon_t, \varepsilon_l)$ を計測し、内圧から求まる σ_t（図 2 点線）、ひずみと(2)式から計算される応力（同実線）および応力比（同破線）を求めた。なお、内圧制御型も同一原理であり、内容は講演で発表する。

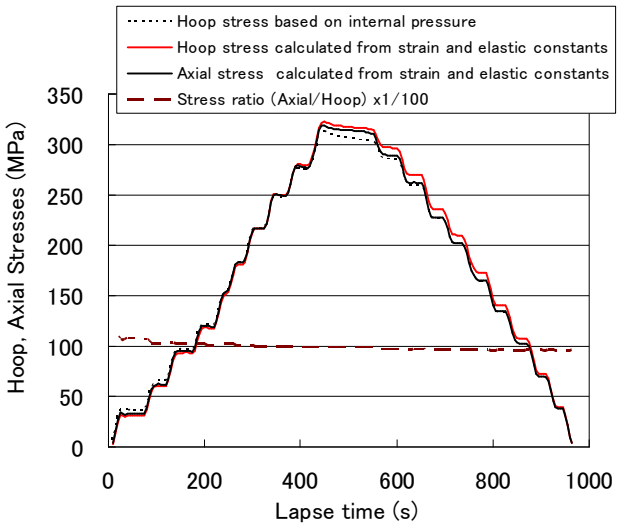


図 2 引張力の増加・減少時に計測した内圧およびひずみから算出した応力・応力比

4. 結論 図 2 から、本装置で設定した応力比＝1 が生じていることを確認した。また、荷重の増加減少過程で応力比の変化が少ないことから、内圧媒体シール材の摩擦の影響が微小であると言える。これにより、セル内での引張試験機での二軸応力試験が可能になった。

参考文献 [1] K. Sakamoto, M. Nakatsuka, Japanese Patent Application No. 2015-219145.
[2] M.Nakatsuka, Nuclear Engineering and Design,Vol.63, No1 (1981)103-111.

*Masafumi Nakatsuka[1], Kan Sakamoto[2], Masaki Aomi[3] (1.Zirco-technology, 2.Nippon Nuclear Fuel Development Co.,Ltd, 3.Global Nuclear Fuel Japan)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K01-05] シビアアクシデント1

座長：柴本 泰照 (JAEA)

2017年3月28日(火) 09:30 〜 10:55 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K01] BWR下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発

*成島 勇気[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、鈴木 貴行[2]、吉田 啓之[2] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

09:30 〜 09:45

[2K02] BWR下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発

*鈴木 貴行[1]、吉田 啓之[1]、成島 勇気[2]、金子 暁子[2]、阿部 豊[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 筑波大学）

09:45 〜 10:00

[2K03] 原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発

*日原 由太郎[1]、松浦 浩太[1]、文字 秀明[1]、山下 晋[2]、吉田 啓之[2]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[2K04] 2液相混合流動挙動に関する粒子法シミュレーションの検証

*小川 竜聖[1]、山内 俊也[1]、加藤 正嗣[1]、劉 暁星[1]、松元 達也[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2]、鈴木 徹[2] （1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:15 〜 10:30

[2K05] 燃料露出過程の炉内流動評価

*上遠野 健一[1]、藤本 清志[1]、青山 吾朗[1]、長澤 雄真[1]、永吉 拓至[1]、新井 崇洋[2] （1. 日立ＧＥニュークリア・エナジー、2. 電力中央研究所）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
(16) 複雑構造物内におけるジェット微粒化物の落下挙動

Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(16) Fragment Falling Behavior in Complicated Structures

*成島 勇気[1], 阿部 豊[1], 金子 暁子[1], 鈴木 貴行[2], 吉田 啓之[2]
[1]筑波大学, [2]原子力機構

BWR 炉心溶融時における溶融燃料の落下挙動把握は過酷事故対策の観点から必要不可欠である。本研究グループでは溶融燃料の落下挙動を予測するための数値解析コードの開発を行っている。本研究はジェット微粒化物の落下挙動の詳細可視化計測から、複雑構造物が微粒化物の落下挙動に及ぼす影響の検討を行う。

キーワード：沸騰水型原子炉、可視化計測

1. 緒言

BWR炉心溶融時におけるジェットブレイクアップ挙動の把握は過酷事故対策の観点から必要不可欠である。本発表では複雑構造物内における微粒化物の落下挙動を可視化計測によって調査した。

2. 落下挙動の計測

2-1. 実験装置と実験条件

本実験ではジェットと周囲流体に透明流体である FC-3283 と水を用いた。テスト部は図 1 に示すように，BWR 下部プレナムを 1/10 サイズで模擬した奥行き二列の平板型の実験装置であり、赤で示す領域をバックライト法で可視化した。ノズル径を 5 mm、射出速度を 1.9、4.1 m/s として構造物の有無で実験を行った。

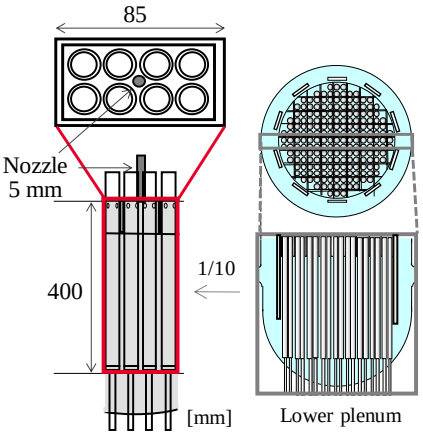


Fig. 1. Experimental apparatus.

2-2. ジェットの先端部の計測

ジェットの可視化結果より、先端位置を計測することで先端速度を算出した。図中に示す破線は、本実験条件におけるジェット先端部付近の粒子の直径の最大値 (2.9 mm) と最小値 (0.8 mm) を用いて、重力と抵抗力の釣り合いから算出した微粒化物の終端速度を示している。先端部の落下速度は、構造物がない場合では範囲内に収まるが、終端速度の最大値に近い値を取っている。一方で、構造物のある条件では終端速度より大きい値を取ることがわかる。

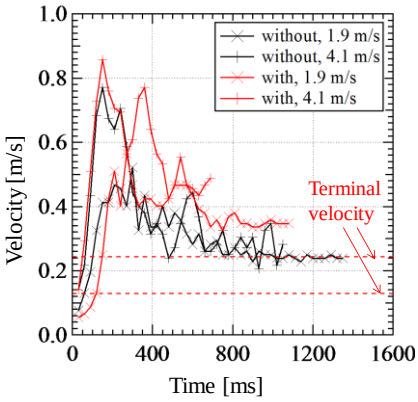


Fig. 2. Time series of front velocity of

3. 結論

ジェット先端位置の計測より、ジェット先端部の粒子は構造物がある場合において落下速度が増加し、終端速度より大きい値となることが明らかとなった。これは粒子が落下する際に周囲流動場の影響を受けて落下速度が増加しており、構造物の有無で粒径に大きな差がないことから、構造物がある場合において周囲流動場の影響が大きいことが推察される。

---

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Takayuki Suzuki[2] and Hiroyuki yoshida[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency

BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
（17）溶融物微粒化挙動に対する物性値の影響

Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(17) Effects of physical properties for the molten material atomization behavior

*鈴木 貴行[1]，吉田 啓之[1]，成島 勇気[2]，金子 暁子[2]，阿部 豊[2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 筑波大学

福島第一原子力発電所の炉内状況推定に資するために実施している、溶融燃料落下挙動を評価できる解析手法を用いて、落下させる模擬溶融物の物性値をパラメータとした解析を実施した結果について報告する。

キーワード：BWR，ジェットブレイクアップ，界面追跡法，TPFIT

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内状況の推定のため、制御棒案内管等の複雑構造物の影響を含め、下部プレナム内溶融ジェット挙動を評価できる手法の開発を行っている[1]。本報では、前報までに妥当性の確認などを実施した解析手法を用いて、模擬溶融物のパラメータを溶融燃料とすることにより、物性値が落下挙動に与える影響について評価した。

2. 解析条件

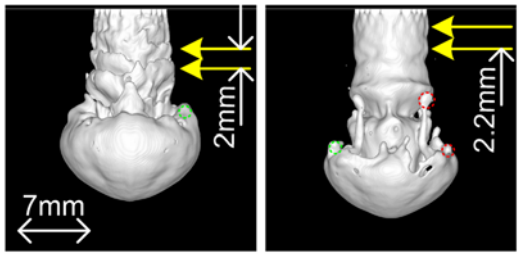
解析体系は前報と同様であり、水で満たされた体系内に流路上部のノズル[ϕ=7mm]から模擬溶融物を 2.1 m/s で流入させた。界面挙動を解析する上で重要な格子幅については、前報と同様に約 0.125 mm とした。表 1 に、可視化試験[2]で用いたフロリナートと溶融燃料[3]の物性値を示す。なお、解析において、水の沸騰などの相変化は考慮していない。

Table 1 Fluid properties

	Fluorinert	Molten Core
Density [kg/m^3]	1830	7300
Surface Tension [N/m]	0.043	0.573
Dynamic Viscosity [mm^2/s]	0.82	0.57

3. 解析結果

解析結果の一例として、ジェット流入後 10 ミリ秒後の界面形状を図 1 に示す。溶融燃料の物性値を用いた場合、密度の違いにより、ジェットの侵入位置がフロリナートよりも下になっている。また、ジェット先端の形状に違いがあることが確認できる。黄矢印で示すジェット周辺に発生する波立ちの波長は、Rayleigh-Taylor 不安定性理論による臨界波長に近く、両条件とも 2mm 程度である。赤丸、緑丸で示した領域では、微粒化物の生成が始まっているが、その大きさは、両条件とも 1.5mm 程度であり、物性値の差異による大きな違いは見られない。今後はさらに解析を進め、界面挙動に対する物性値の影響について詳細な評価を実施する予定である。



(a) Fluorinert (b) Molten Core
Fig.1 Comparison of the Interface Behavior

参考文献

[1] Suzuki, T., et al., Proc. NTHAS10, N10P1061 (2016)
[2] Narushima, Y., et al., Proc. ICONE24, ICONE24-60623 (2016)
[3] Yeon W. S. et al., Nucl Eng Tecnol. 249:90-96(2012)

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yuki Narushima[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
(9)液膜流下速度の計測

Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(9)Measurement of flow down velocity

*日原 由太郎[1]、松浦 浩太[1]、文字 秀明[1]、山下 晋[2]、吉田 啓之[2]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]

[1]筑波大学, [2]日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法を開発している。本報では、検証データを得ることを目的として行った実験について報告する。実験では炉心下部の一部を模擬した装置を製作し,流路内部の挙動を調べ、液膜落下速度を計測した。

キーワード：移行挙動， 可視化計測， 液膜

1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法(JUPITER)を開発している[1][2]。本報では、解析手法の信頼性向上のための検証データ取得を目的とした実験として炉心下部構造の一部を模擬した装置を用い、制御棒速度リミッタを模擬した傾斜部での流下液膜挙動を計測した。

2. 実験

本研究では、制御棒の溶融挙動に注目し、制御棒が溶融した際に流下すると考えられる、燃料集合体と制御棒間の狭隘流路や燃料支持機構、制御棒速度リミッタ等をモデル化して実験装置を製作し、可視化計測を行った。また、可視化実験で高温溶融物を用いるのは非常に困難であるため、本実験では常温の水を作動流体とし、PIV による流速計測を行った。

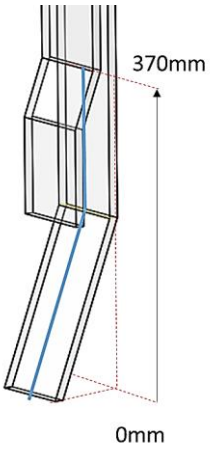


図 1　流速計測部

3. 結果

図２は液膜の面に沿った流下速度を示す。横軸は図１に示す流路下部からの鉛直方向距離で、200mm で流路が垂直板(拡大部)から傾斜板に変わる。液膜は狭隘流路下端(370 mm の位置)から液膜は2.8m/s 程度で流下し始め、そこから拡大部をほぼ一定の流速で流下することが分かる。また、傾斜部へと遷移する点(200 mm)の付近で一担、流速が減少するが、傾斜部中央付近から下端にかけては、再びほぼ一定の流速をもって流下することが確認された。このことから、液膜は狭隘流路内でほぼ終端速度域に達し、拡大部より下方はほぼ一定速度で流下する可能性が考えられる。

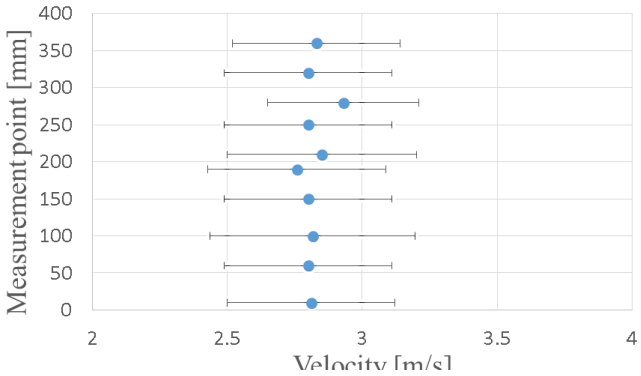


図 2　液膜流下速度

4. 結言

狭隘流路において、液膜が加速しながら流下することが確認された。一方、拡大部及び傾斜部においては、拡大部と傾斜部の境界付近で一旦、速度が減少するものの、概ね流速は一定の値を示した。今後はより詳細な液膜流速の計測を行い、物性値や流路構造が液膜流動に与える影響を調べる予定である。

参考文献

[1] Yamashita, S., et al., ICONE-22-30972, (2013).

[2] Yamashita, S., et al., ICONE-23-1581, (2014).

[3] 松浦，他，日本原子力学会 2016 年春の年会, 2C19, (2016).

*Yutaro Hihara[1], Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]

[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

２液相混合流動挙動に関する粒子法シミュレーションの検証

Validation of particle-based simulation for two-liquid mixed flow behavior

*小川 竜聖[1]，山内 俊也[1]，加藤 正嗣[1]，劉 暁星[1]，松元 達也[1]，守田 幸路[1]，神山健司[2]，鈴木 徹[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

EAGLE ID1 炉内試験を対象として予備的に実施した粒子法解析では、溶融プールから構造壁への熱伝達は溶融燃料と溶融ステンレス鋼の混合・分離挙動に大きく依存することが示唆されている。本研究では、密度差のある２つの模擬流体を用いた基礎的な実験を実施し、プール内での混合流動挙動に関する粒子法の妥当性検証を試みた。

キーワード：高速炉, 炉心損傷事故, 粒子法, 混合溶融プール, 液液２相流

１．緒言　高速炉の炉心損傷事故における溶融プール内での再臨界を回避するため、燃料集合体内に設けた内部ダクトを通じて溶融燃料を早期に炉外へ排出する設計が提案された。この設計に関する EAGLE ID1 炉内試験[1]を対象とした粒子法による予備的解析[2]では、溶融燃料とステンレス鋼（SS）の混合分離挙動がダクト壁への熱伝達に大きく影響することが示唆された。本研究では、溶融燃料と SS の混合分離挙動を模擬した２液相混合流動実験を実施し粒子法シミュレーションの妥当性を検証した。

２．実験・解析方法　本実験では水（密度 997 kg/m^3）とシリコンオイル（密度 876 kg/m^3）を用い、低密度液体（シリコンオイル）で満たした矩形容器中に高密度液体（水）を自由落下させ、容器内での混合挙動を観察した。この実験を対象とした有限体積粒子法（FVP 法）[3]を用いた２次元計算では、ナビエ・ストークス式を解く際に現れる勾配項とラプラシアン項を離散化する際に、不規則な粒子配列に起因する誤差をダミー粒子により相殺する手法（E-FVP 法）[4]により、圧力計算の精度を向上させた。

３．結果・考察　計算と実験結果を比較した容器内での混合流動挙動（図 1）及び容器下半分での高密度液体の体積率の変化（図 2）から分かるように、E-FVP 法では、オリジナルの FVP 法に比べて精度良く浮力が計算されることから、高密度液体が容器底部まで沈降する挙動が再現されており、実験結果との一致は比較的良い。一方で、図 1（1.8 s）に見られるように、E-FVP 法による計算でも密度の異なる２液体の分離が実験に比べて過小評価される傾向があり、高密度流体の分散挙動に関連して２液相間に働く表面張力の模擬が十分でない可能性がある。

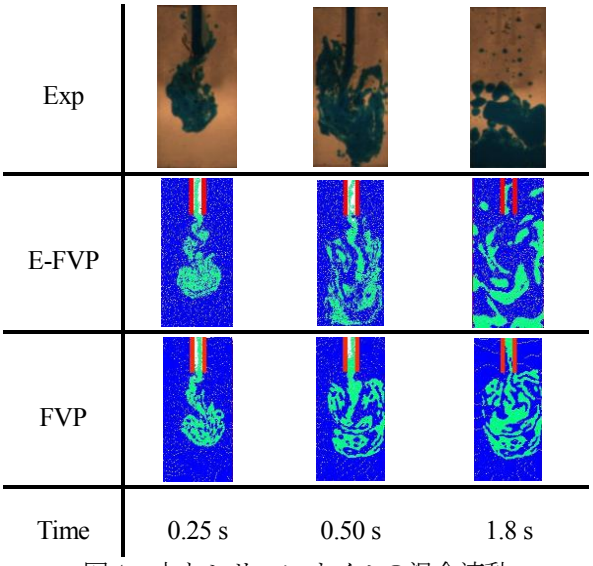


図 1　水とシリコンオイルの混合流動

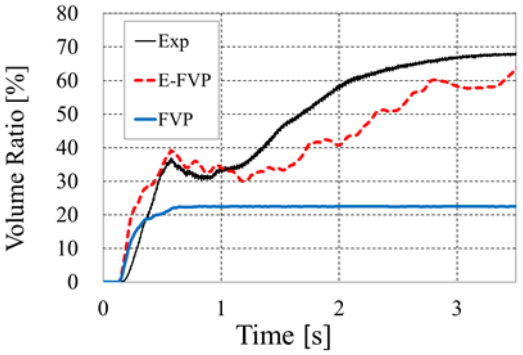


図 2　容器下部での高密度液体の体積率変化

参考文献　[1] 豊岡ら, 本会和文論文誌, 12(1), 50-66 (2013)
[2] N.A.Aprianti et al., Mem. Fac. Eng., Kyushu Univ., 74(1), 1-23 (2014)
[3] 森田ら, 本会「2014 年春の年会」予稿集, M44 (2014)
[4] X. Liu et al., Int. J. Numer. Methods Fluids, to be submitted.

*Ryusei Ogawa[1], Toshiya Yamauchi[1], Masatsugu Kato[1], Xiaoxing Liu[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Kenji Kamiyama[2] and Tohru Suzuki[2]; [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

燃料露出過程の炉内流動評価
（14）低圧条件下における部分模擬燃料集合体内ボイド率分布に対する模擬燃料棒間隔の影響

Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(14) Influence of rod-pitch on void fraction distribution in rod bundle under low pressure conditions

*上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，青山 吾朗[1]，長澤 雄真[1]，永吉 拓至[1]，新井 崇洋[2]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

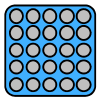
3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて，模擬燃料棒間隔が異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定し，低圧・低流量条件におけるボイド率特性を明らかにした。

キーワード：ボイド率，3 次元時間平均 X 線 CT システム，燃料集合体，多目的蒸気源試験装置 HUSTLE

1. 緒言　燃料露出過程の炉内二相水位評価精度向上を目的とし，広範囲の圧力条件における非加熱・5×5 模擬燃料集合体内蒸気体積割合（ボイド率）を，3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて測定している [1]。本研究では，水力等価直径がボイド率分布へ及ぼす影響を評価するために，大気圧近傍～2.0 MPa の圧力条件で，炉内水位が低下し燃料が露出する過程で想定される流動条件を包含する低流量条件において，模擬燃料棒間隔（ロッドピッチ）が異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定・比較した。

2. 試験　多目的蒸気源試験装置 HUSTLE から分岐させた熱水を熱水加熱器で加熱し，蒸気－水二相流とした後に 5×5 模擬燃料集合体へと供給した。本研究で用いた 2 種類の模擬燃料集合体の形状を表 1 に示す。ボイド率の計測には差圧計及び 3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いた。試験は大気圧近傍，0.41 MPa 及び 2.0 MPa の圧力条件で実施し，全質量流束を 500 kg/m^2/s 以下とした。

表 1　5×5 模擬燃料集合体形状

試験体	基準	ロッドピッチ小
想定している BWR燃料	9×9～10×10燃料 加熱体系試験[2]と共通 	
模擬燃料棒径	10 mm（共通）	
ロッドピッチ	13 mm	12 mm
水力等価直径	11.6 mm	8.3 mm

3. 結果・考察　図 1 に圧力 2.0 MPa における集合体内ボイド率の蒸気質量流束依存性を示す。ロッドピッチが集合体内ボイド率へ及ぼす傾向に優位な差は見られない。これは，今回比較に用いたロッドピッチが異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体の模擬燃料棒間領域はいずれも，低圧条件における臨界波長よりも十分小さく，模擬燃料棒が気泡に及ぼす影響が同程度であるためと考えられる。

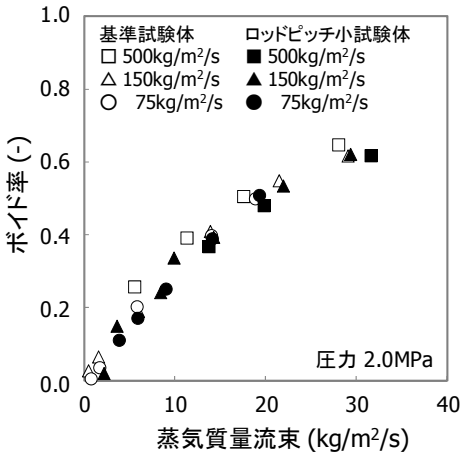


図 1　ボイド率の蒸気質量流束依存性

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）」として実施した。

参考文献

[1] 野崎他，日本原子力学会 2014 年秋の大会，J30 (2014)　[2] 新井他，日本原子力学会 2016 年春の年会，2C21 (2016)

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1] and Takahiro Arai[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K06-09] シビアアクシデント2

座長：西村 聡 (電中研)

2017年3月28日(火) 10:55 〜 12:00 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K06] デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOLの開発

*堀田 亮年[1]、土井 悠生[1]、秋葉 美幸[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

10:55 〜 11:10

[2K07] デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOLの開発

*土井 悠生[1]、堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

11:10 〜 11:25

[2K08] 格納容器外面冷却に関する CIGMA実験

*柴本 泰照[1]、石垣 将宏[1]、安部 諭[1]、与能本 泰介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:25 〜 11:40

[2K09] FLACSによる NUPEC大規模水素燃焼実験解析

*西村 健[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOL の開発
(1)理論及び検証

Development of a debris bed cooling code THERMOS-DPCOOL

(1) Theory and verification

*堀田　亮年、土井　悠生、秋葉　美幸

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

「格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究」において開発するデブリベッド形成及び冷却を扱う統合解析コード THERMOS のモデュールとして、プール内の多孔質発熱体内の二相流動とプール内二相流動を一括して扱う多次元伝熱流動解析コード DPCOOL を開発している。

キーワード：重大事故、デブリベッド、冷却性、多孔質体、THERMOS-DPCOOL

1. 緒言　デブリベッドは発熱を伴う非一様な多孔質体及び塊状体から構成される。その冷却性は、多孔質体の空隙率、塊状体の幾何形状、気液対向流、酸化物固体相内の溶融金属侵入による流路閉塞等により支配される。これらは多次元二相流動モデルにより扱うべき現象であり、国外においては WABE[1]、DECOSIM[2]等の解析コードが開発されている。THERMOS-DPCOOL の開発においては、こうした既存解析コードにおけるモデルを調査し、実用上扱うべき現象の範囲等の基本仕様を検討した。

2. 解析コードの基本仕様　（保存式及び構成式）デブリベッドの形成プロセス及びデブリベッド再溶融後の形状変化プロセスは THERMOS に属する他のモデュールが受け持つものとし、DPCOOL は形状が疑似定常的に固定された後のデブリベッド内の二相伝熱流動を扱うものとする。流体場は 3 次元二流体モデルにより表現し、各相の質量、運動量及びエネルギの 3 種保存式を解く。プールについては Navier-Stokes 式を適用し、堆積層についてはここから時間依存項及びせん断応力項を無視した。プール液相については粒子デブリの気泡プルームによる舞い上がりを扱うために標準 k - ε モデルを組み込んだ。両領域の保存式は空隙率を変数とする内挿関数により結合し、プールから堆積層へと移行するにつれてせん断応力の効果が連続的に消滅するようにした。プール内の界面摩擦については、気泡流に対しては Angelini, Yuen & Theofanous モデルを適用し、スラグ流以上では Ishii & Zuber モデルを適用した。堆積層中の Permeability 及び Passability については Ergun による単相モデルを Tung & Dhir が二相流に拡張したモデルを適用し、流動様式に関する Schmidt 補正モデルを考慮した。堆積層から流体への伝熱は、Ranz-Marshall による熱伝達係数による評価の他に熱流束一定条件を考慮する。気液界面での両相への熱分配では Yakush 等の方法に基づき、Ranz-Marshall モデルをベースとしボイド率及びポロシティを幾何パラメータとした熱伝達係数により扱う。[1], [2],[3],[4]

（離散化と数値解法）離散化は 3 次元デカルト座標系かつスタガード格子を採用し、対流項は 1 次風上法により離散化する。入口・出口境界条件は圧力及び速度を指定し、壁面は Slip 条件とする。圧力方程式解法には IPSA 法を適用する。本手法では、圧力の補正項を求める方程式を体積率の和が 1 であることから導出する。

3. 検証　Chu 等が実施した空気-水系の非発熱の多孔質体実験結果との比較を実施した。本実験では、粒径 5.8mm から 19mm の粒子ベッドを用い、底部より空気を注入し、圧損、摩擦力及びボイド率と見かけ蒸気流速 j_v の関係を取得している。ボイド率についての比較結果を図 1 に示す。[1],[5]

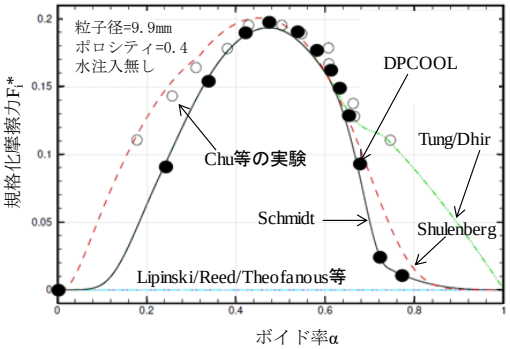


図 1　Chu 等の実験に基づく他モデルとの比較[1]

4. 謝辞　本コード開発では、アドバンスソフト（株）の清水守氏、湊明彦氏及び森田秀利氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1]Schmidt, W., IKE2-149(2004).
[2]Yakush, S., Paper-11416, ICAPP(2011).
[3]Ishii, M. and Zuber, N., AIChE, Vol.5, page179(1979).
[4]Angelini, S. et al., Nuclear Engineering and Design, 155, pp.115-157(1995).
[5]Chu, W., Dhir, V.K. and J. Marshall, AIChE, Vol.79, pp.224-235(1983).

* Akitoshi Hotta, Yuki Doi, Miyuki Akiba
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOL の開発
（２）DEBRIS 実験に基づく妥当性確認

Development of a debris bed cooling code THERMOS-DPCOOL

(2) Validation based on DEBRIS experimental data

*土井悠生，堀田亮年，秋葉美幸

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

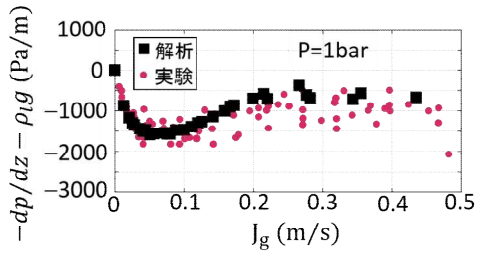
「格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究」において開発するデブリベッド形成及び冷却を扱う統合解析コード THERMOS のモジュールとして、プール内の多孔質発熱体内の二相流動及びプール内二相流動を一括して扱う多次元伝熱流動解析コード DPCOOL を開発している。本発表では、DEBRIS 実験に基づく DPCOOL コードの妥当性確認の結果について報告する。

キーワード：デブリベッド、冷却性、妥当性確認、THERMOS-DPCOOL

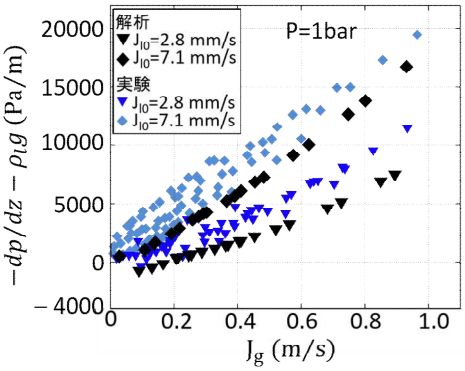
1. 緒言　独シュトゥットガルト大学の DEBRIS 実験装置で実施されたデブリベッド冷却性評価実験結果[1]を基に、現在開発中の DPCOOL コードの妥当性を確認した。

2. DEBRIS 実験の概要　DEBRIS 実験装置は、デブリベッドを格納する円筒形の圧力容器と、デブリベッドへ加熱水を供給するストレージタンクで構成される。デブリベッドは、鋼球（粒径：6 及び 3 mm）及び Al_2O_3 球（粒径：2-10 mm）から構成され、高さ 640 mm、直径 125 mm の大きさを持つ。実験では、圧力容器内が飽和水で満された後、デブリベッドが誘導加熱されることでプール水中の多孔質発熱体が模擬されている。加熱により発生した蒸気は、系上部に設置されたコンデンサで凝縮されて落下し、プール及びデブリベッド内に気液対向流を生じさせる。系の上部からのみデブリベッドへ水が進入する top-flooding 条件下と、系の下部からも水が注入される bottom-flooding 条件下で、発熱量などから計算された見かけの蒸気速度 J_g に対するデブリベッド内の圧力勾配が測定された。圧力勾配の測定は、冷却性に大きく影響する対向流制限を調べる上で重要である。

3. 結果と考察　図 1 (a)及び(b)に top-及び bottom-flooding 条件下での実験結果と、それぞれの条件下における DPCOOL による計算結果を示す。Top-flooding 条件下での実験では、当初、蒸気の発生に伴い、水頭損失が減少することで圧力勾配が小さくなり、その後、J_g が大きくなるにつれて気相－堆積層間の抗力が支配的となり、圧力勾配が大きくなる現象が報告されている[1]。DPCOOL の計算結果では J_g<0.1 m/s の領域でほぼ実験結果と一致しており、それ以降の J_g では、実験結果より大きな値を出しているが、傾向は一致している。Bottom-flooding 条件下での実験では、水頭損失の減少によって圧力勾配が小さくなり、J_g 及び系下部からの水の流入速度 J_{l0} の増加に伴い、二相流－堆積層間の抗力が支配的になり、圧力勾配が大きくなる様子が報告されている[1]。DPCOOL の計算結果は、圧力勾配の傾きは実験結果と一致しているが、全体的に実験結果を過小評価する傾向がみられた。その理由としては、堆積層との摩擦係数が影響していると考えられる。なお、図 1 (b)中には J_{l0}=2.8 及び 7.1 mm/s の条件下での計算結果を示している。



(a) Top-flooding 条件



(b) Bottom-flooding 条件

図 1:実験[1]と計算結果の比較

4. 結言　DPCOOL コードにより、DEBRIS 実験で報告されている top-及び bottom-flooding 条件での圧力損失特性を定性的に再現することができた。今後、更なる高度化を進めていく。

5. 謝辞　本コード開発では、アドバンスソフト株式会社の清水守氏、湊明彦氏及び森田秀利氏、シュトゥットガルト大学の S. Leininger 氏、J. Starflinger 氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] Kulkarni, P.P., Rashid, M., Kulenovic, R. Nayak, A.K., “Experimental investigation of coolability behaviour of irregularly shaped particulate debris bed”, Nucl. Eng. Des., 240 (10), 3067 (2010).

*Yuki Doi, Akitoshi Hotta, and Miyuki Akiba
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

格納容器外面冷却に関する CIGMA 実験～初期ガス組成の影響～

The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling ~Effect of initial gas composition~

*柴本泰照，石垣将宏，安部諭，与能本泰介

[1] 日本原子力研究開発機構

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動の把握を目的として，大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験を行っている。本発表では，格納容器外面冷却時における容器内の熱水力挙動について，容器内のガス組成を初期条件パラメータとして変更した実験結果について報告する。

キーワード：格納容器，過温破損，水素移行，ROSA-SA, CIGMA

1. 緒言　格納容器内の容器壁面及び構造物壁面上での蒸気凝縮挙動は，水素を含むガス温度及び濃度の空間分布や減圧挙動に強く影響を与えることから，格納容器健全性に関連する重要な現象と認識されている。これまでに様々な実験的及び解析的な取り組みがなされており，近年では CFD 技術を用いた詳細解析手法が提案されている[1]。JAEA でも ROSA-SA プロジェクト一環として同様の研究に取り組んでおり，従来不足とされている高温領域，広範囲における高空間分解能データの取得を目的として大型格納容器実験装置（CIGMA）を用いた実験を開始し，詳細解析手法の開発を行っている[2]。本発表では，格納容器の外面冷却実験において，容器内初期ガス濃度分布が自然循環や減圧挙動に及ぼす影響について報告する。

2. CIGMA 実験　CIGMA 装置は直径 2.5m・高さ 11m の円筒形の試験容器を持ち，容器内部の気体温度，濃度，流速分布を計測できる。また，冷却系として容器内部スプレイ及び容器外面冷却系を備える。本実験では，容器内部を蒸気・空気・ヘリウムの混合ガスで約 450kPa に加圧し，その後に容器頂部外側に室温の冷却水をかけ，容器頂部約 0.5m を冠水させて壁越しに冷却し，そのときの容器内自然循環を気体温度及び濃度分布を測定することで評価した。実験パラメータとして初期ガス組成と空間分布を変更した。

3. 主な実験結果と考察　初期ガスが蒸気単体の場合は単調に減圧が進むのに対し，非凝縮ガスを混入した条件では，混合ガス種（空気，ヘリウム，空気+ヘリウム）やその分布（均質／成層）によって自然循環及び減圧挙動に大きな差が出た。図 1 は，蒸気+空気+ヘリウムが初期に成層化（上部に蒸気+ヘリウムが高濃度）した条件での試験容器内鉛直方向気体密度分布の時間変化を示す。混合ガス密度は圧力と温度，濃度の計測結果から評価した。各ガス種の濃度変化は時系列に複雑な分布を示すが，図 1 のように混合ガス全体の密度として整理すると単純化され，上部成層が時間と共に消滅し均質化する様子が観察された。密度成層が解消された理由は、凝縮の結果残された混合ガスの密度と，その下側に位置する蒸気をより多くを含む混合ガス密度との差が少なくなり，下方に落下したことによる。この結果は，三成分気体中での凝縮挙動の評価が，格納容器内の全体的な熱流動を予測する上で極めて重要であることを示している。今後，様々な条件でのデータベースを構築し，現象の理解を深めるとともに解析手法の高度化を図る予定である。

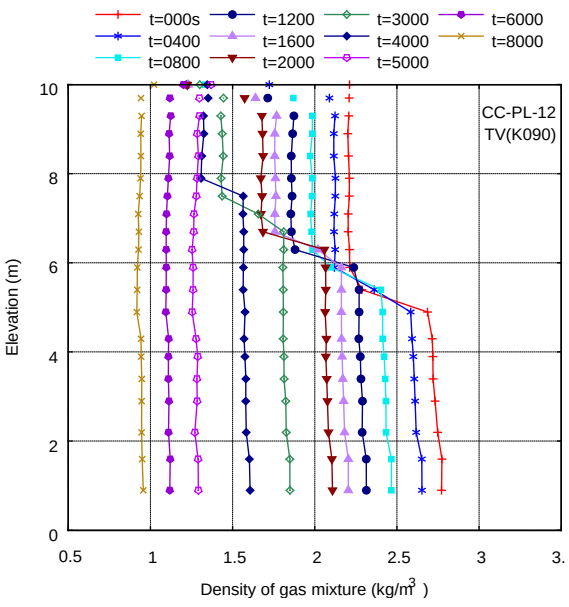


図1 容器内垂直方向気体密度分布

参考文献. [1] Dehbi, A. et al., Nucl. Eng. Des., 258, 199-210, (2013). [2] Ishigaki, M., et al., NTHAS-10, N10P1153, (2016).

本研究は，原子力規制委員会より受託した「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

* Yasuteru Sibamoto, Masahiro Ishigaki, Satoshi Abe, and Taisuke Yonomoto.　[1] Japan Atomic Energy Agency.

FLACSによるNUPEC大規模水素燃焼実験解析

Analysis on NUPEC Large Hydrogen Combustion Experiments using FLACS

*西村　健、堀田　亮年
原子力規制庁　長官官房技術基盤グループ

実機格納容器体系での実用的な水素燃焼解析手法の確立を達成するため、NUPEC大規模水素燃焼実験を対象として、燃焼解析コードFLACS（以下「FLACS」という。）の適用性の確認を実施した。

キーワード：水素リスク評価、燃焼解析、FLACS、格納容器、シビアアクシデント

1. 緒言

2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所での事故で見られたように、シビアアクシデントに至った場合には過熱炉心等の酸化反応により相当量の水素が発生し、対策が講じられなければ格納容器の健全性を脅かすような水素爆発を引き起こす潜在的なリスクが存在する。水素の燃焼から爆轟に至るまでの各燃焼形態は、それぞれ異なる特徴を有するため、水素燃焼の解析には燃焼形態の特徴を考慮した解析の実施が重要である。例として燃焼に伴う圧力応答は、Adiabatic Isochoric Complete Combustion（AICC）のような簡易手法でも合理的な評価が可能である。その一方でAICCでは空間を一点近似して評価するために、格納容器内部構造を考慮した評価には不向きである。そこで本研究では、主に遅い燃焼形態に分類される水素濃度条件に対して、実機格納容器の全体系で適用可能な解析手法の整備を進めている。本稿では、石油産業界等で適用実績を有するFLACSの活用として、実機格納容器体系を模擬したNUPEC大規模燃焼実験を対象に適用性を確認したので報告する。

2. 解析モデル

FLACSでは空間を三次元の直交格子で分割し、構造物は解析メッシュの空孔率を設定することで数値的に表現する。本解析モデルは、NUPEC大規模燃焼実験装置の半裁形状をCADで作成した上でFLACSに取り込み、FLACS上で0.1m等間隔の415,292点メッシュに分割した。また、実験体系が有する多角形状の円環部は、既往の解析事例[1]を参照してドーナツ形状に近似した。燃焼は一段総括反応モデルと反応進行度変数の輸送方程式により表現される。乱流モデルには標準k-ε型乱流モデルを適用した。本解析は初期水素濃度が5、8及び10%の場合の3ケースを対象とした。

3. 結果・考察

解析結果例として図1に初期水素濃度が10%の場合の燃焼圧力の過渡変化を示す。赤線及び青線は、それぞれFLACSによる解析結果及びNUPEC大規模燃焼実験での測定結果を表す。FLACSの解析結果は実験での測定結果に比べて約25%程度（約90kPa）過大に最大圧力を評価した。燃焼開始に伴う圧力上昇から最大圧力に到達するまでの圧力の変化率は、よく一致した結果を得た。最大圧力を過大に評価する要因は、FLACSで燃焼を一段総括反応モデルで表現するため、着火の判定後の燃焼挙動において常に完全燃焼が起きる前提として取り扱われるためである。圧力の変化率は空間での燃焼挙動に依存するが、本解析で圧力変化が良好に一致した点は複雑な三次元構造を有する体系でも精度よく燃焼の伝播が取り扱われたことを示唆する。FLACSでは燃焼伝播に寄与する層流燃焼速度を実験データテーブルで与えるため、本解析が対象としたような比較的遅い燃焼の伝播については良好な予測性を示すものと考えられる。なお、図中で見られる圧力の最大値を観測してからの減圧挙動が異なるのは、解析では外壁境界が断熱であるためエネルギ放出がないこと及び内部構造物も熱容量を有さないことが主な要因と考えられる。

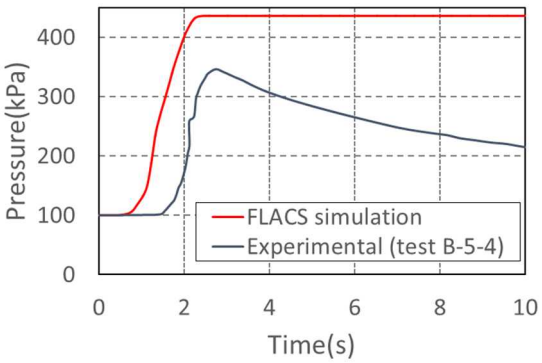


図1. 水素燃焼に伴う圧力変化

4. 結論

本研究では、5%から10%程度の低い水素濃度に対して、NUPEC大規模水素燃焼実験を対象とした燃焼解析を実施し遅い燃焼形態に対するFLACSの適用性を確認した。その結果、FLACSにより実験で観測された圧力応答の過渡変化を定性的に再現できることを確認した。最大圧力は解析では過大評価となり、扱った条件で最も水素濃度が高い10%の条件で約25%程度過大に評価した。本稿で取り扱った水素濃度の範囲では実機格納容器体系を対象とした燃焼解析へ適用性があるものと考えられる。

謝辞　本解析では、（株）爆発研究所の吉田正典氏、石倉修一氏及び熊木竜也氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2000)7, pp5.92-5.96(2000).

*Takeshi Nishimura, Akitoshi Hotta
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K10-15] 福島第一発電所事故関連1

座長：奈良林 直 (北大)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 16:20 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K10] 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

*木野 千晶[1]、鈴木 洋明[1]、吉岡 逸夫[1]、岡田 英俊[1]、内藤 正則[1] （1. エネルギー総合工学研究所）

14:45 〜 15:00

[2K11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hector Lopez[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1. IAE）

15:00 〜 15:15

[2K12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1] （1. The Institute of Applied Energy）

15:15 〜 15:30

[2K13] 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

*鈴木 洋明[1]、内藤 正則[1]、岡田 英俊[1]、ペレグリニ マルコ[1]、木野 千晶[1] （1. エネ総工研）

15:30 〜 15:45

[2K14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Antonio BUCCIO[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naito[1] （1. THE INSTITUTE OF APPLIED ENERGY）

15:45 〜 16:00

[2K15] 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

*山内 大典[1]、伊達 健次[1]、遠藤 亮平[1]、溝上 暢人[1]、本多 剛[1]、野﨑 謙一朗[1]、溝上 伸也[1] （1. 東京電力ホールディングス株式会社）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(84) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 2 号機の強制減圧後圧力挙動解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(84) Pressure Behavior Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 by SAMPSON Severe Accident Code

*木野　千晶，鈴木　洋明，吉岡　逸夫，岡田　英俊，内藤　正則

（一財）エネルギー総合工学研究所

福島第一原子力発電所 2 号機においては 14 日 18 時 02 分頃に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が開かれた後、3 回圧力が上昇・下降を繰り返すことが測定結果から分かっている。本解析ではデブリが下部プレナムに落下することを仮定したシナリオにおいて RPV 圧力が再現可能であることを示した。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、炉心溶融、シミュレーション、SAMPSON

1. 緒言

福島第一原子力発電所 2 号機においては 14 日 18 時 02 分頃に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が開かれた後、3 回圧力が上昇・下降を繰り返すことが測定結果から分かっている。この圧力挙動を再現するシナリオの一つとして、溶融デブリが下部プレナムに落下した可能性が指摘されている。本解析ではこのシナリオに基づき、測定された圧力挙動が再現可能な落下デブリ量・タイミングについて評価する。

2. 想定シナリオ

本解析では以下のようなシナリオを想定する。

１）制御棒、チャネルボックスなどが共晶反応により溶融し、下部プレナムに落下する。但し、一定程度（5 トン）落下した時点で流路を閉塞させコアサポートプレート上に堆積する。

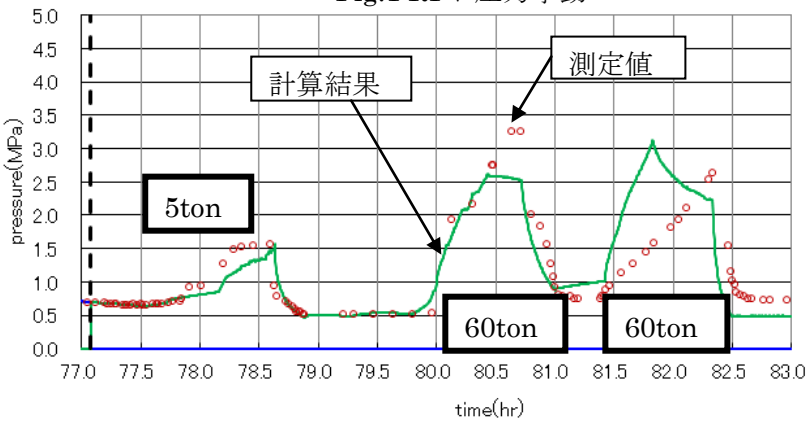
２）燃料棒が溶融し始める。溶融燃料はコアサポートプレート上に堆積し、一定以上堆積した段階（約 60 トン）で部分的に下部プレナムへ移行する。

３）溶融燃料の重量および熱により相当な量（約 60 トン）のデブリが下部プレナムへ落下する。

3. 結論

本解析結果を図 1 に示す。本シナリオは RPV 圧力挙動を精度良く評価可能であるが、PCV 圧力挙動においては、第２ピーク中に見られる急激な圧力上昇の再現性に課題を残す。これは第２ピーク中に発生する水素が過小評価されていることに起因すると考えられため、今後さらなる検討が必要となる。

Fig.1 RPV 圧力挙動



*Chiaki Kino, Hiroaki Suzuki, Itsuo Yoshioka, Hidetoshi Okada, Masanori Naitoh

The Institute of Applied Energy

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(85)Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 "3-peaks region" by the SAMPSON code based on the conclusions obtained from CORA-17 experiment validation

* Hector Lopez, Marco Pellegrini, Masanori Naitoh
The Institute of Applied Energy, (IAE)

Abstract

The aim of this work is to perform a detailed analysis on the "3-peak region" observed during the Fukushima Unit 2 accident transient after the depressurization of the RPV. Due to the complex phenomena involved in the core reflooding process, the SAMPSON code has been validated using CORA-17 experiment. Then, the code is used to analyze the "3-peak region" in the accident transient.

K**eywords:** Severe Accident, Reflooding, CORA-17, "3-peak" unit 2

1. Introduction

The "3-peak region" observed in the 1F2 transient is still under discussion. The causes of the pressure peaks that occur after the RPV depressurization are still unknown. Several assumptions have been made; including the core slumping and hydrogen generation due to reflooding, being the later the most consistent with the data onsite. The complex phenomena involving the reflooding process presents a challenge to the several severe accident codes which none of them has been able to reproduce it accurately.

For the SAMPSON code validation purposes, a more controlled environment has been used employing the CORA experiments data. CORA-17 includes a relooding phase that injects water into a damaged BWR bundle. Using the temperature and hydrogen data from the experiment, the SAMPSON code capabilities can be checked, and, if it is necessary, update models can be developed.

Once the code is validated, it is used to analyze the 1F2 accident focusing on its performance during the "3-peak region".

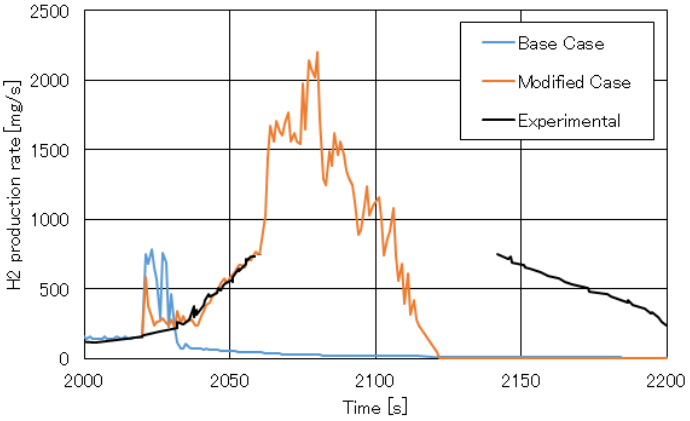


Fig 1. CORA-17 H_2 generation during reflooding [1]

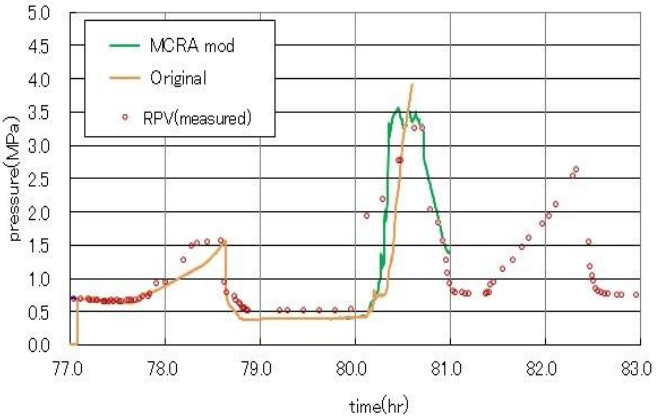


Fig 2. SAMPSON "3-peak region" simulation results with MCRA modification [2]

2. Results and discussion

The initial results of the SAMPSON code showed a large divergence with the CORA-17 data. The code computed a small and more spontaneous hydrogen release once the water refloods the core. In order to overcome the difference, new models have been tested and implemented on MCRA and FRHA modules in order to compensate the Zr mass that interacts with the steam. The newest results show an improvement and a better agreement with the data and the post bundle images of the experiment [Fig.1]

The 1F2 analysis is more complex, mainly due to the difference between the controlled environment of CORA and the real accident conditions. Thus, the influence and importance of the developed models have to be tested in a full plant analysis. In the preliminary analysis shown in [Fig. 2], the original results show a RPV failure at the summit of the second peak meanwhile, with the modifications, the results show better agreement with the data.

3. References

[1] Sepold,L. et. al. *Behavior of BWR-type Fuel Elements with B4C/Steel Absorber Tested under Severe Fuel Damage Conditions in the CORA Facility*. Forschungszentrum Karlsruhe. Jan 2009
[2] Information Portal for the Fukushima Daiichi ACCIDENT ANALYSIS and Decommissioning Actvities https://fdada.info/en/home2

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(86) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 3 号機の長時間の感度解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(86) Long term sensitivity analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by the SAMPSON code

* Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1]

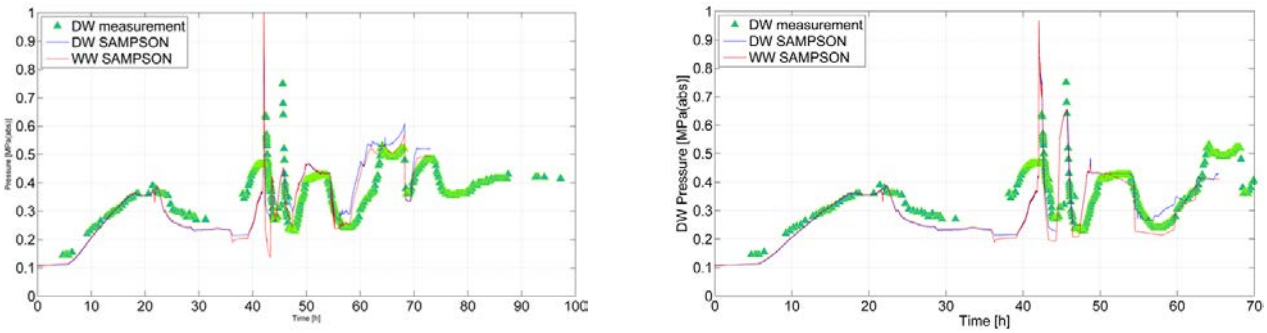
([1]エネルギー総合工学研究所)

The accident at the Fukushima Daiichi unit 3 has been studied extensively in the last years but still large uncertainty exists on the final state of the core and debris state. Such uncertainties reflect on the difficulty to create strategies for debris removal. In current Japanese national project we have organized all the available information in order to clarify the known condition of the power plant. Based on such information a best estimate current condition of the plant has been proposed in which MCCI played a major role in the accident determining the large hydrogen generation for the explosion of Unit 3 and Unit 4. Based on the analysis of the temperature measurements at the plant a relatively large amount of debris is supposed to remain in the vessel. The estimated results are confirmed with the analysis of the SAMPSON code.

Keyword：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, Meltdown, SAMPSON

1. Introduction In Fukushima Daiichi unit 3 DC batteries remained available until around two days after scram, so that operator could employ emergency systems in the attempt to avoid core meltdown. Nonetheless core level could not be maintained and core boiled off when the reactor depressurized. Several minutes after the depressurization alternative water injection started with the goal to reflood the core with external water. The events happening in the core at this time are still not well understood and purpose of the work is to explain them through the employment of SAMPSON severe accident code Molten Core Relocation Analysis module.

2. Results In the present result the core has not yet started degradation before the reactor depressurization and water injection is limited because of the relatively large pressure and assumed deviation of the water to the condenser. The main difference in the calculations is the water injection and influencing the temperature of the debris in the lower head after core plate failure. This is assessed comparing the pressure rise in the PCV with available measurement. In case B Figure 2 we could obtained a better reproduction of the pressure spike by injecting little amount of water in the RPV, compared with the case A in Figure 1. Two cases were also tested regarding the PCV pressure decrease around 55 h either by head flange leak or RPV failure. In both cases the pressure was reproduced correctly so that further information needs to be gathered with comparison by FP release in the environment.



a) b)

Figure 1 PCV transient in case A (a) and case B (b)

3. Conclusions The SAMPSON code was applied to the accident of the Fukushima Daiichi Unit 3 and variation in the input geometry for modeling the lower core structures was tested. It was found that both assumptions lead to some coherent predictions. For example retaining the corium on the core plate creates larger pressure spikes representing the debris slumping while core drainage presents a more realistic failure of the lower head and MCCI progression. In the future analyses the combination of the two models, that is to say retention with capabilities to slump debris, will be applied.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(87) SAMPSON コードによる炉心残存切り株状燃料の評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(87) Evaluation of Stump-Shaped Fuel at the Core by SAMPSON Severe Accident Code

エネ総工研　*鈴木 洋明，内藤 正則，岡田 英俊，ﾍﾟﾚｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ，木野 千晶

シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 2011 年に発生した福島第一発電所 1 号機から 3 号機の過酷事故解析を行い、廃炉作業を行うために重要な炉内状況について検討を進めている。

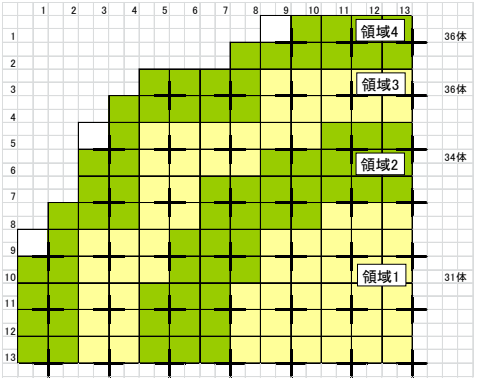
キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、炉心溶融、シミュレーション

1. 緒言

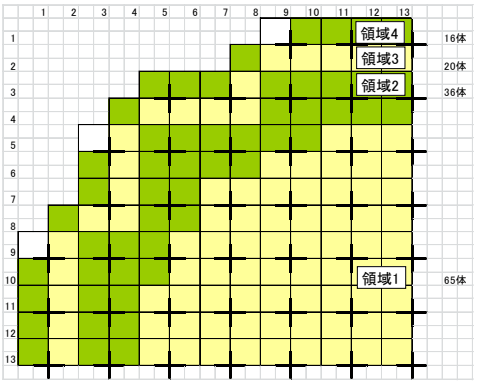
福島第一原子力発電所の廃止措置に向け、炉内状況やデブリ分散状況等を解析によって把握する国のプロジェクトが進められている。本報告では、炉心に切り株状の燃料が残存した可能性を検討するために、炉心の領域分割を変更した解析の結果とその評価について紹介する。

2. 解析モデル

2,3 号機の炉心分割を図 1 に示す。従来、炉心の燃料集合体は径方向にできるだけ同数の 4 領域に分割し、燃料棒は高さ方向に 10 分割していた。最外周の燃料集合体の燃料棒はシュラウドへの輻射伝熱により形状を維持して最後まで残る可能性がある。そのため、切り株状燃料評価では炉心最外周の燃料集合体を対象とした一つの層を最外領域に設定して事故進展を解析した。コード上の制約により領域の数は 4 のままとした。最外領域の燃料集合体には 2 面がシュラウドに面するものと 1 面だけがシュラウドに面するものがある。輻射計算のベースケースとしてはこれらを平均した形態係数を用い、1 面あるいは 2 面を模擬した形態係数を用いたケースを感度解析として実施した。



(a)従来



(b)切り株状燃料評価

図1　2,3号機の炉心分割

3. 結果

各号機とも炉心から下部プレナムへの段階的なデブリ落下を考慮したシナリオで計算を実施した。このシナリオと BSAF 条件に基づく消防車注水により 2 号機の強制減圧後の RPV 圧力と PCV 圧力をある程度再現することができた。平均した形態係数を用いた 2 号機と 3 号機のベースケースでは、水の存在するシュラウドへの輻射伝熱により最外周とその内側の燃料は切り株状を維持する結果となった。一方、1 号機についてはこれまでの感度解析、PCV 圧力等の実測データの分析から事故後 1 週間以上、デブリ冷却に有効な量の注水はできていなかったと推定している。このため最外周の燃料棒温度も上昇し、切り株状燃料は残らない解析結果となった。1 面あるいは 2 面を模擬した形態係数を用いた感度解析は現在実施中であり、この結果も含めて報告する予定である。なお、本研究は経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施した。

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1] [1]The Institute of Applied Energy

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants (88)Suppression Pool thermal-hydraulics analysis of Fukushima Daichii Unit-2 using POOL-3D module of the SAMPSON code

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy (IAE)

Until now the PCV pressurization has been not reproduced using a deterministic model but only using parameter models and therefore introducing some uncertainties. This problem raises from the single node discretization used for the suppression pool, then a different S/C module, called POOL-3D, has been introduced in the SAMPSON code and the pool has been modeled using a multi-node finite volume approach. In this work, the first 70 hours after the earthquake were simulated focusing on the S/C pool thermal-hydraulics parameters. Introducing a deterministic model the PCV behavior has been reproduced with different torus room flooding and it was found that thermal stratification plays a key role in the PCV pressurization.

Keywords: Thermal-Hydraulics, Suppression Chamber, Thermal Stratification, Several Accident, SAMPSON

1. Introduction

The suppression pool is an important part of a BWR reactor containment safety design. Its main function is to prevent overpressure inside the Primary Containment Vessel (PCV) during Loss of Coolant Accident (LOCA) or during Safety Relief Valve (SRV) activation. The steam generated in the reactor vessel is vented through the blowdown pipes (LOCA) or spargers (SRV) or downcomer (RCIC) condenses in the pressure suppression water pool and consequently the pool temperature increases leading to a pressure raising. Thermal stratification can appear [1] causing a loss in pool suppression efficiency because the pool temperature in some spot is close to the saturation temperature and therefore the steam condensation stops. In the past the PCV behavior has been reproduced with SAMPSON SA [3] using some empirical correlations, but at the same time those correlations introduced a lot of uncertainties. A lumped parameters model is not able to reproduce the thermal stratification and its effects in a deterministic way, therefore a new approach to describe the suppression pool. This new approach is realized introducing a three dimensional discretization of the S/C through POOL3D module that uses a multi-node finite volume approach. The S/C has been discretized using a detailed mesh in order to capture the thermal stratification generated by the steam injection and reproduce its effects on the PCV pressure.

2. Results and methodology

Starting from the PSI experiment [2] a correlation between the cell temperature and the saturation temperature has been introduced in order to evaluate the mass of condensed steam inside the pool. From the accident measurements none information are available regarding the flooding of the torus room, therefore different cases with different quantity of sea water being in the torus room have been performed. In Fig1 the PCV transient pressure is shown for the different cases and compared against the accidental measurements and an old version of SAMPSON SA. Starting from the case without flooding (orange line) to the case with highest flooding the results are quite different. Nonetheless the red line and the purple line show a good agreement with the measurements and they capture well the pressure increasing during the first 70 hours of the accident.

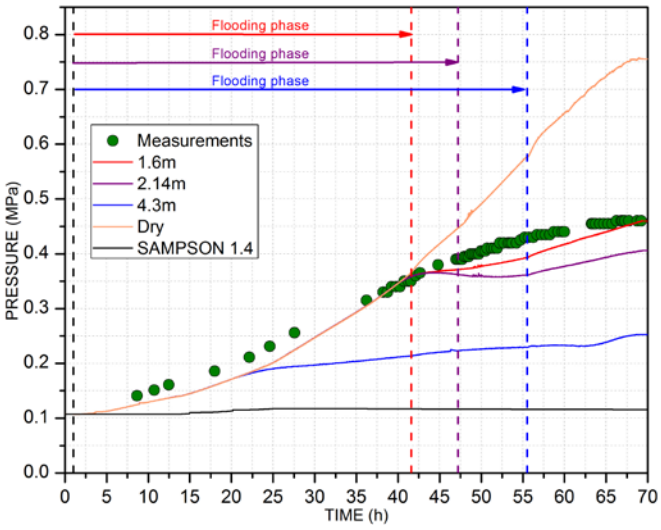


Fig1: PCV pressure transient for different water level in the

3. Conclusion

The new module POOL3D captures well the pressure increasing, the red line in Fig1 is the simulation that better reproduces the measurements. From this first analysis is possible to understand how the boundary conditions affect the results since the water mass surrounding the suppression chamber mitigates the thermal stratification inside the pool and therefore the pressure in the PCV.

References

[1] B. Jo, N. Erkan et al. “Thermal Stratification in a scaled-down suppression pool of the Fukushima Daiichi nuclear power plants.”, Nuclear Engineering Design, 2016.

[2] C. De Walsche, F. de Cachard, “Experimental investigation of condensation and mixing during venting of a steam/non-condensable gas mixture into a pressure suppression pool.”

[3] A.Takahashi, M.Pellegrini et al. “Accident Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 by the SAMPONS Severe Accident Code”, ICONE22, 2014.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（89）福島第一原子力発電所の津波による非常用交流電源喪失についての再検討

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(89) Review on Station Blackout Caused by Tsunami in Fukushima Daiichi NPS

*山内 大典[1], 伊達 健次[1], 遠藤 亮平[1], 溝上 暢人[1], 本多 剛[1], 野﨑 謙一朗[1], 溝上 伸也[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所事故において、非常用交流電源は津波が発電所に到達したと考えられる時刻に集中して喪失していることから、津波が原因で喪失したものと考えられている。今回、非常用交流電源設備の設置位置と機能喪失時刻の関係に着目し、津波が原因であるとすることの妥当性について再検証を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，津波，非常用交流電源喪失

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故において発生した非常用交流電源の喪失については、波高計のデータ、津波の連続写真、プラントデータに基づき原因調査が行われ、津波が原因で電源喪失に至ったと推定している[1]。この推定をより確からしいものとするため、各電源設備の設置位置と機能喪失時刻の関係に着目して、津波が電源喪失の原因であるか再検証した。

2. 検証方法および結果　津波が非常用電源喪失の原因である場合、非常用ディーゼル発電機（D/G）や非常用メタクラ（M/C）等の設備の津波到達時刻と機能喪失時刻には相関があると考えられる。各設備への到達時刻の特定は困難であるが、到達時刻は建屋の推定浸入箇所を通じて各設備に至るまでの津波浸水の経路長に相関があると考えられるため、各設備まで最短経路で津波が浸入したと想定し、各設備までの経路長と機能喪失時刻を比較した。

海側道路を基準とした各設備までの経路長と機能喪失時刻の関係を図１に示す。図より各設備の経路長が長いほど機能喪失時間が遅い傾向が確認された。従って、津波浸水を原因として、非常用交流電源は機能喪失したものと推定できる。なお図より、１号機の機能喪失時刻が他号機より早いことも確認できる。1 号機の非常用 M/C はタービン建屋大物搬入口の近くにあり、震災当時その搬入口は作業のため防護扉が開放されシャッター１枚の状態であった。ゆえに、津波によりシャッターが破損し、M/C が早々に被水して機能喪失が早まったものと考えられる。

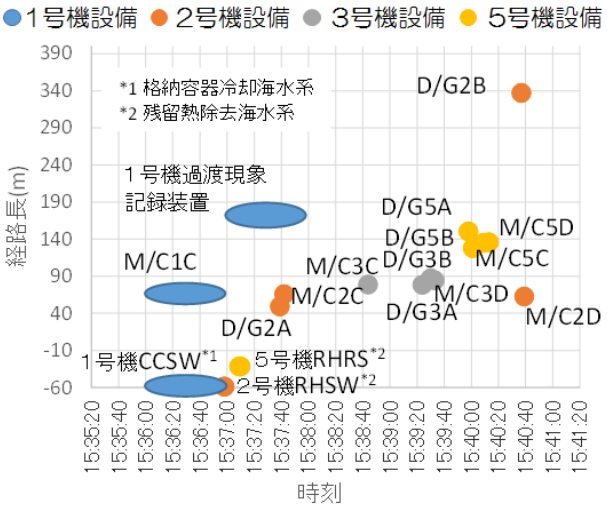


図１　各設備までの経路長と機能喪失時刻の関係

3. 結論　再検証の結果、非常用電源設備への津波浸入の経路長が長いほど機能喪失時刻が遅い傾向が確認できた。このことから、非常用交流電源は津波により機能喪失したと推定した。

参考文献

[1]”福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 4 回進捗報告”，東京電力株式会社，平成 27 年 12 月 17 日.

*Daisuke Yamauchi[1], Kenji Date[1], Ryouhei Endo[1], Masato Mizokami[1], Takeshi Honda[1], Kenichiro Nozaki[1], Shinya Mizokami[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K16-18] 福島第一発電所事故関連2

座長：唐澤 英年 (エネ総研)

2017年3月28日(火) 16:20 〜 17:10 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K16] 燃料デブリ空冷評価手法の開発

*山下 晋[1]、上澤 伸一郎[1]、吉田 啓之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:20 〜 16:35

[2K17] 燃料デブリ空冷評価手法の開発

*上澤 伸一郎[1]、山下 晋[1]、柴田 光彦[1]、吉田 啓之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:35 〜 16:50

[2K18] 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析

*野崎 謙一朗[1]、本多 剛[1]、山内 大典[1]、溝上 暢人[1]、溝上 伸也[1]、熊木 竜也[2]、石倉 修一[2]、吉田 正典[2]
（1. 東京電力ホールディングス、2. 爆発研究所）

16:50 〜 17:05

©日本原子力学会

燃料デブリ空冷評価手法の開発
（3）デブリ分布・構造物の影響評価

Development of Evaluation Method for Air cooling of Fuel Debris
(3) Effects of debris distribution and structures

*山下 晋[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]
[1]原子力機構

多相多成分熱流動解析コードJUPITER[1]を用いて、ペデスタル中における構造物（制御棒案内管）の有無による対流場並びに温度分布の影響の予備評価を実施した。構造物の有無により対流場及び温度場は影響を受けることが分かった。

キーワード：数値解析、燃料デブリ、空冷、自然対流

1. 緒言

原子炉格納容器内に存在する燃料デブリの取り出し工法においては、大きく分けて水中で取り出しを行う冠水工法及び気中で行う気中工法[2]がある。原子力機構では、燃料デブリ分布範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない完全気中工法の実現可能性を評価するための手法開発を行っている。この工法の特徴は汚染水が発生せず格納容器を止水する必要が無いといった特徴があるが、その冷却評価には不確かさが存在する。本報では、デブリの分布及び周囲の構造物が温度場に与える影響について評価した結果を報告する。

2. 計算条件及び計算結果

図1（左）のように、デブリが格納容器下部に落下し堆積した状況を平板状として簡易的に模擬した。デブリには崩壊熱として80kWを与え、温度変化による浮力の効果はブシネスク近似を適用した。計算領域は縦横6m、高さ9m、格子点数は192×192×288である。デブリ温度：450K、気相温度：400K を初期条件として与え、温度境界条件は300K固定、速度境界条件は全て滑り無し条件とした。

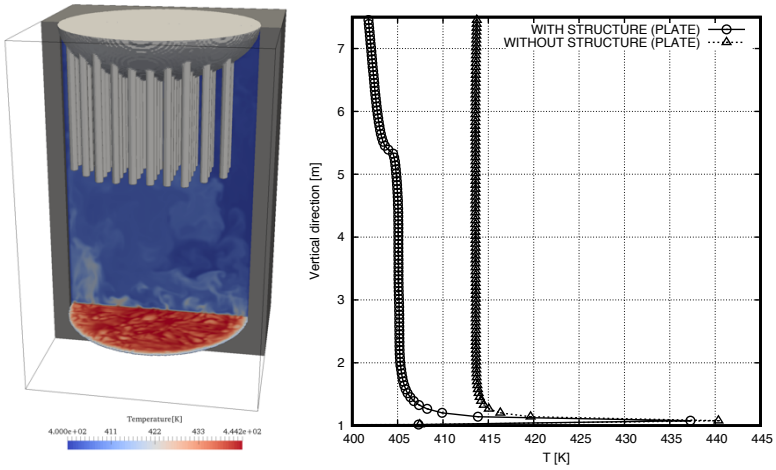


図1 計算体系と温度分布(左)、鉛直方向平均温度分布（右）

図1（左）は、計算体系の中心断面と模擬デブリの温度分布である。デブリ表面及び周囲に複雑な対流場が形成されている様子が確認できる。図1（右）は構造物（模擬制御棒案内管）の有無による鉛直方向平均温度分布の比較図である。図より、構造物がある場合は、除熱の役割を果たし平均温度は無い場合に比べ低くなることを確認した。

3. 今後の課題

構造物の影響評価に加え、輻射伝熱による影響も考慮した解析を行い、冷却性能に支配的な条件を調査する予定である。

参考文献

[1] S. Yamashita, et al., Proc. 21th International Conference of Nuclear Engineering, Chengdu, China, 2013
[2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」 2015

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリ空冷評価手法の開発
（4）自然対流冷却評価解析の妥当性検証

Development of Evaluation Method for Air cooling of Fuel Debris
(4) Validation of Evaluation Analysis for Natural Convection Cooling

*上澤 伸一郎[1]，山下 晋[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

気中での燃料デブリの除熱性能評価解析として、解析の初期及び境界条件となる溶融デブリの形状や分布を含めた評価が行うことのできる JUPITER の自然対流冷却評価解析[1]の妥当性について、上向き水平加熱面に対する空気の自然対流実験を実施し、検証した。

キーワード：数値解析、実験、燃料デブリ、空冷、自然対流

1. 実験概要と解析条件

JUPITER の自然対流冷却評価解析の妥当性について、これまで実験的な検証は行われていない。本報では、JUPITER の自然対流冷却評価解析の妥当性検証のため、Fig. 1 に示す密閉容器下部に設置した上向き水平加熱面に対する空気の自然対流実験を実施した。加熱面の温度計測として、加熱面上に 3 箇所、密閉容器内の温度計測として、加熱面中心上部に 5 箇所、容器外側壁面の温度計測として、天井に 1 箇所、側面の 2 箇所に熱電対を設置した。各計測温度が一定になった後に計測を開始した。

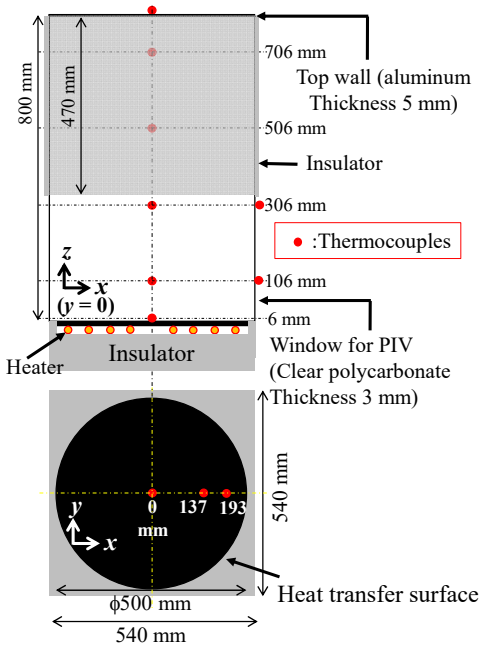


Fig. 1 Experimental apparatus

JUPITER の計算領域は Fig. 1 の密閉容器内とした。境界条件として、加熱面は実験で得た温度を与え、実験装置の断熱材が設置してある箇所は断熱条件、天井と側面下部の窓部については、計測で得た壁面温度より自然対流の熱伝達率を求め、その熱伝達率と壁面温度、室温から算出された熱流束を境界条件とした。計算結果については容器内平均温度が一定になった後のデータを用いた。

2. 実験結果と考察

Fig. 2 は JUPITER と実験それぞれで得られた装置中心の高さ方向の温度分布である。どの加熱面温度においても z = 20 mm 程度までで温度は急激に下がり、容器内温度はほぼ一様であった。これらの結果は JUPITER と実験に共通した結果であり、定性的に一致しているといえる。定量的には、伝熱面温度が 564 K では実験結果とよく一致しているが、474 K と 413 K では容器内温度を 20 K 程度過大評価しており、今後その原因について検討が必要である。

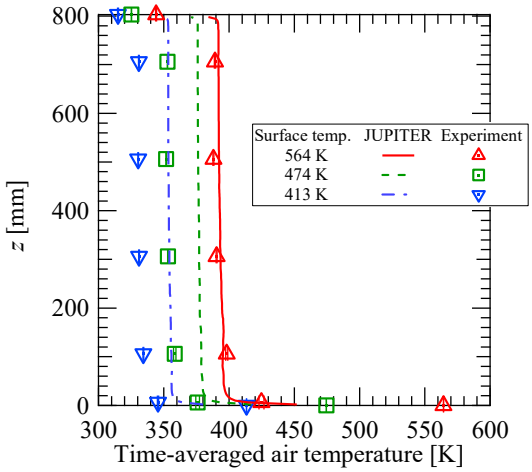


Fig. 2 Comparison of temperature distribution between JUPITER and experiment

参考文献

[1] 山下ら，原子力学会 2016 秋の年会予稿集，2K18，2016.

*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所１号機で発生した水素爆発の解析

Simulation of Hydrogen Explosion in Reactor Building of Fukushima Daiichi Unit 1

*野﨑 謙一朗[1]，本多 剛[1]，山内 大典[1]，溝上 暢人[1]，溝上 伸也[1]
熊木 竜也[2]，石倉 修一[2]，吉田 正典[2]
[1]東京電力ホールディングス，[2]爆発研究所

福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋の水素爆発の解析を実施し、解析結果と建屋の損傷状況との比較を通じて、１号機が水素爆発に至った状況を推定した。

キーワード：福島第一、１号機、水素爆発、FLACS

1. 緒言　2011 年３月 12 日に、福島第一原子力発電所１号機の原子炉建屋で水素爆発が発生した。建屋への水素の漏えい経路としては様々な可能性が考えられるが、建屋５階部分の線量率が比較的高いことなどから、格納容器ヘッドフランジ部を通じて５階に水素が漏えいしていた可能性が高いと考えられる。一方で、４階の非常用復水器（IC）の配管が損傷し、４階に水素が漏えいした可能性も指摘されている。これについて検討するため、FLACS コード[1]を用いて水素漏えい、及び、水素爆発の解析を行い、建屋の損傷状況との比較を行う。

2. 水素爆発解析　５階部分にのみ水素が漏えいした場合（５階漏えいケース）と、５階、及び、４階 IC 配管から同時に水素が漏えいした場合（同時漏えいケース）を解析した。４階 IC 配管からの水素の漏えい量は、プラントパラメータに影響しない範囲の量を仮定した。各ケースの解析結果の例を図１、図２に示す。５階漏えいケースでは、５階で水素の燃焼が進展し、５階の圧力が上昇し、その影響により４階以下に爆風（強い流れ）が生じるが、３階以下のフロアへの爆風の流れ込みは小さい。一方、同時漏えいケースでは４階で燃焼が進展し、４階で圧力が上昇した結果、３階以下のフロアへの爆風の流れ込みが大きい。実際には、３階以下のフロアの損傷は軽微であることから、４階 IC 配管からの水素漏えいを仮定した場合には、損傷状況との整合性の説明が困難であることが分かった。

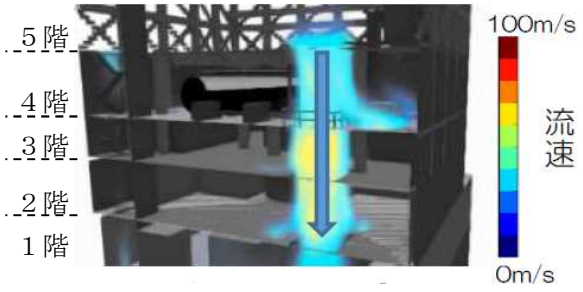


図１　水素爆発時の流速分布（５階漏えいケース）

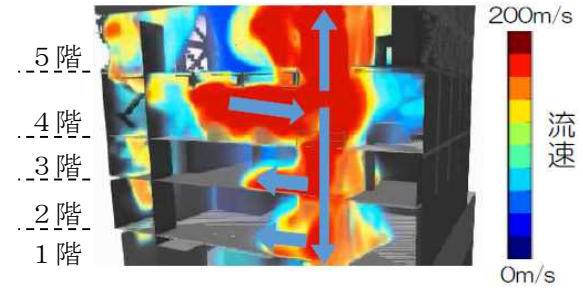


図２　水素爆発時の流速分布（同時漏えいケース）

3. 結論　解析結果と建屋の損傷状況との比較により、福島第一原子力発電所１号機で発生した水素爆発に対して、４階 IC 配管からの水素の漏えいが影響していた可能性は低いことが分かった。これは、現場調査結果（IC 周辺の機器、配管に損傷が確認されなかったこと等）とも整合する結果である。

参考文献

[1] Hansen, O.R. et al., "Validation of FLACS-hydrogen CFD consequence prediction model against large scale H2 explosion experiments in the FLAME facility," 1st International Conference on Hydrogen Safety, Pisa, Italy (2005)

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Misokami[1], Tatsuya Kumaki[2], Shuichi Ishikura[2] and Masatake Yoshida[2].　[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Explosion Research Institute Inc.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

[2K19-23] 二相流・相変化2

座長：森 昌司 (横浜国大)

2017年3月28日(火) 17:10 〜 18:30 K会場 (16号館 16-306教室)

[2K19] 液体噴流の固体面衝突時における飛散液滴に関する研究

*Zhan Yi[1]、大箭 直輝[1]、榎木 光治[1]、大川 富雄[1]、青柳 光裕[2]、大野 修司[2]、高田 孝[2] （1. 電気通信大学、2. 日本原子力研究開発機構）

17:10 〜 17:25

[2K20] 鉛直管内での対向流に対する界面摩擦相関式

*楠木 貴世志[1]、山本 泰功[1]、村瀬 道雄[1]、冨山 明男[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 神戸大学）

17:25 〜 17:40

[2K21] 小口径管内気液二相流における流体励起振動予測手法の開発

*三輪 修一郎[1]、日引 俊詞[2]、森 治嗣[1] （1. 北海道大学、2. パデュー大学）

17:40 〜 17:55

[2K22] 水平に近い管内における気液対向流に対する界面摩擦相関式

*村瀬 道雄[1]、山本 泰功[1]、楠木 貴世志[1]、木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

17:55 〜 18:10

[2K23] 超音速蒸気インジェクタの気液間エネルギー輸送

*藤城 雅也[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1] （1. 筑波大学）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

液体噴流の固体面衝突時における飛散液滴に関する研究

Splashing droplets during liquid jet collision onto solid surface

*Zhan Yi[1]，大箭直輝[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[2]，大野修司[2]，高田孝[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム(Na)冷却高速炉における Na 漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け，鉛直下方へ噴出させた液体噴流が水平固体面に衝突する際の，液滴生成メカニズムおよび飛散液滴量相関式について検討した．

キーワード：液体噴流、液滴飛散、ナトリウム燃焼解析

1. 緒言　Na 冷却高速炉の冷却材が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価技術を高度化する上では，漏えい Na が構造物等へ衝突し，液滴となって飛散する際の挙動を把握することが重要となる．このため，ノズルより鉛直下方に噴出させた液体噴流が水平固体面と衝突する事象について，実験的検討を実施している[1,2]．本報では，液滴飛散のメカニズム解明と液滴飛散量の相関式開発の結果を報告する．

2. 実験　試験流体に水を使用し，噴流の流動および液滴の飛散状況を，高速度カメラを用いて観察した．また，噴流が固体面に衝突した際に生じる液滴飛散量は，飛散液滴を紙製のウエスに吸収させ，実験前後の重量変化より計測した．

3. 結果・考察　飛散液滴量は，「噴流の分裂により生じる液隗の衝突頻度」及び「液隗のサイズと衝突速度に基づく衝突 Weber 数」の影響を強く受ける．液隗の衝突頻度は，衝突高さ L が噴流の分裂開始距離 L_1 を越えると徐々に増加し、分裂終了距離 L_2 以上ではほぼ一定値となった．このため，L_1，L_2 及び $L \geq L_2$ における最大衝突頻度 f_{max} を用いて、$L_1 < L < L_2$ の区間における衝突頻度 f を相関した．図 1 に示すように，誤差関数を用いて，よく整理できることがわかる．次に，噴流の流量に対する飛散液滴量の比で定義される飛散率 Sp^*は，衝突 Weber 数 We_p 及び f_{max} で規格化した無次元衝突頻度 f/f_{max} を用いてよく相関できることがわかった．図 2 に示すように，飛散率 Sp^*に f_{max}/f を乗じた値は，We_p とともに徐々に増加するが，We_p が 1000 程度以上となると増加が緩慢となり，60%程度が上限値となった．液滴飛散率は以下の式が示されている．

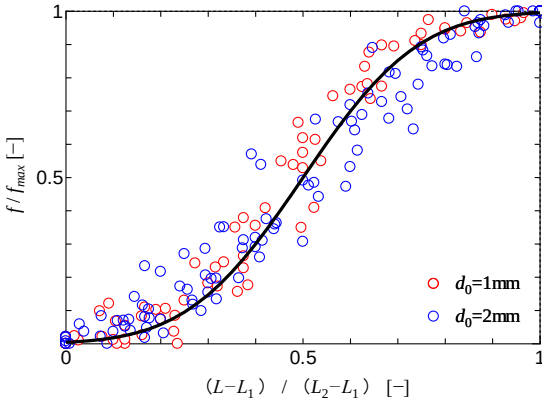


図 1　誤差関数による f のフィッティング

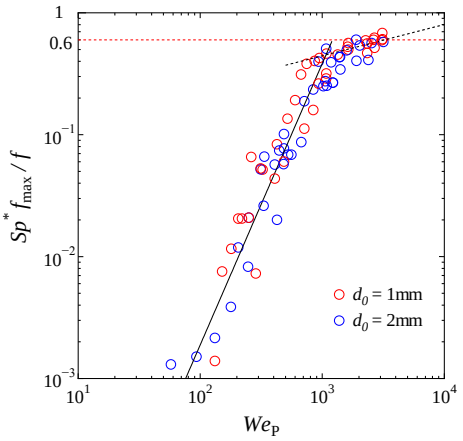


図 2　飛散率の相関式

$$Sp^* \frac{f_{max}}{f} = \min(4.56 \times 10^{-8}\, We_p^{2.3}, 0.075\, We_p^{0.25}, 0.6)$$

4. 結論　液体噴流が固体面に衝突するときの液滴生成メカニズムを検討した．検討結果に基づき，噴流が分裂して生じる液隗の衝突 Weber 数と衝突頻度を用いて，液滴飛散率の相関式を提案した．

参考文献　[1] 大箭ら，原学会 2016 年春の年会, 2D01(2016)　　[2] 大箭ら，原学会 2016 年秋の年会, 2K02 (2016)

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

鉛直管内での対向流に対する界面摩擦相関式

Correlation of Interfacial Friction for Countercurrent Flow in a Vertical Pipe

*楠木 貴世志[1]，山本 泰功[1]，村瀬 道雄[1]，冨山 明男[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管内での気液対向流制限(CCFL) の 1 領域計算に用いる界面摩擦係数の相関式について検討し、直径 D = 18～50.8 mm での CCFL データと計算値との比較により無次元直径 D^*を用いた補正項を導出した。

キーワード：対向流制限、鉛直管、1 領域計算、界面摩擦係数

1. 緒言　これまでに鉛直管を用いた気液対向流実験が数多く実施されているが、ほとんどがフラッディング開始点に関する研究であり、CCFL については限られている。本研究では、CCFL 実験を行ない、蒸気発生器の伝熱管下部を対象にしたシャープエッジ下端での CCFL-L 相関式 [1]と加圧器サージ管の上部を対象にしたシャープエッジ上端での CCFL-U 相関式[2]を導出した。また、従来データを用いて鉛直管内に対する CCFL-P 相関式[3]を導出した。しかし、大口径配管や高圧の水蒸気条件に対する CCFL データは限られている。そこで、CCFL 相関式の適用範囲の拡大を目的として、環状流モデルに基づく 1 領域計算を行っているが適切な界面摩擦相関式が必要である。Sudo [4]は、CCFL-U の界面摩擦係数の良好な相関式を提案したが、CCFL-P の界面摩擦係数には適切な相関式が見当たらない。

2. 評価方法　本報では、様々な界面摩擦係数の相関式を用いて CCFL-P に対する 1 領域計算を行い、CCFL データに最も近い計算結果を与える相関式として Bharathan ら[5]による相関式を選定した。さらに、Bharathan ら[5]の相関式による計算値と測定値とがよく一致する補正値（倍率）を求め、補正値を無次元直径 D^*の関数で表わした補正項を導出した。

3. 結果と考察　図 1 に D^*の補正項を含む界面摩擦係数の相関式を用いた計算と実験による鉛直管内での CCFL 特性の比較を示す。CCFL-P では Wallis 相関式の代表長さが $D^{0.5}L^{0.5}$（L: ラプラス長）であり[3]、対応する $D^{*1/8}J_k^{*1/2}$ で表示している。計算値は直径 D = 18～50.8 mm での CCFL データと良く一致している。高圧の蒸気・水条系に対する計算結果は CCFL-L の従来データと傾向が異なる。高圧の水蒸気にも適用できる界面摩擦係数の相関式の導出は、今後の課題である。

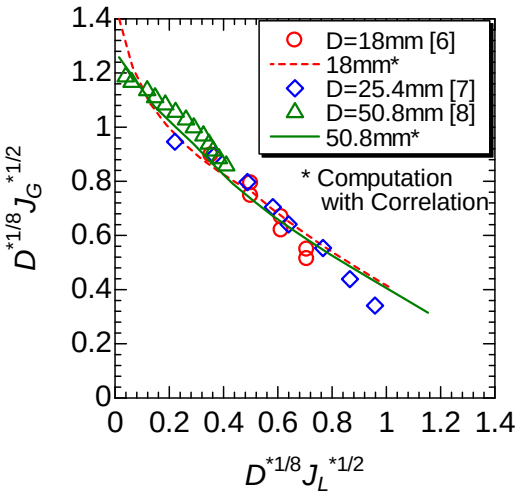


図 1　計算と実験による CCFL 特性の比較

参考文献

[1] T. Kusunoki et al., JNST, **53**(4), 486-495 (2016). [2] M. Murase, et al., Proc. NUTHOS-11, N11P0014, Oct. 9-13 (2016). [3] 山本泰功ほか, 混相流, 30(4), 392-400 (2016). [4]. Y. Sudo, Trans. of the JSME (in Japanese), B, 60(575), 330-336 (1994). [5] D. Bharathan et al., NRC-0293-6, (1978). [6] 鈴木, 植田, 機論(第 2 部), 44(377), 164-173 (1978). [7] D. J. Nichlin et al., Proc. Symp. Two-Phase Fluid, **4** (1962). [8] A. E. Dukler and L. Smith, NUREG/CR-0619 (1979).

*Takayoshi Kusunoki[1], Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1] and Akio Tomiyama[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

小口径管内気液二相流における流体励起振動予測手法の開発

Development of Gas-Liquid Two-phase FIV Model for Small Diameter Pipe Flow

*三輪　修一郎[1], 日引　俊詞[2], 森　治嗣[1]
[1]北海道大学, [2]Purdue 大学

本研究では，気相と液相が混ざりあうことで形成される気液二相流がもたらす流体励起振動現象に着目した．小口径（25.4mm）配管において窒素―水系により生成される全流動様式において主要二相流パラメータ及び励振力測定を実施した．また，一次元二流体モデルと二群界面積濃度輸送項を用い，小口径配管に適用可能な励振力予測モデルの構築を試みた．

キーワード：気液二相流，流動様式，流体振動，配管流れ，界面積濃度

1. 緒言

管内気液二相流による流体励起振動(Flow Induced Vibration, 以下 FIV)はプラント配管や熱交換システム等の幅広い工業機器にて生じる現象である[1, 2]．異なる密度を有する流体が混合することで形成される二相流は非定常な特性をもち，それにより生じる流体励起振動は，混合密度，速度，圧力，運動流束等の局所的変動によるものと考えられる．本研究においては小口径配管系を用い，窒素－水系の気液二相流による二相流構造と，配管エルボー部にもたらされる力の関係性を解明することを目的とした．

2. 窒素－水系での流体振動実験

本研究に使用した実験装置概略図を図 1 に示す．内径 2.5cm のステンレス製配管エルボーを使用し，アルミ製固定具により支持されている．試験部を通過する気液二相流の断面平均ボイド率を計測するため，アーチ型インピーダンス・センサーを試験部入り口に設置した．また，励振力変動の測定のため，三軸力覚センサーをエルボー部に 2 台搭載し，気相見かけ流束(j_g) を 0.1~18m/s, 液相見かけ流束(j_f)を 0.5~2.0m/s の領域で実験を実施した．

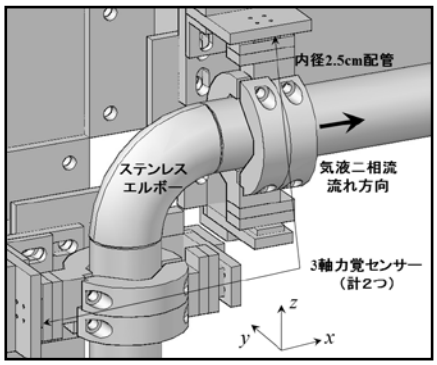


図 1 ：FIV 実験装置概略図

3. 考察・結果

本実験結果より得られた二相流による励振力スペクトル，ボイド率，見かけ流束，断面平均圧力等のパメータの解析結果を基に，エルボー部における励振力評価を行ない，流動様式毎における励振力特性の検証を実施した．小口径配管における励振力振動は，ボイド率振動と圧力変動による影響が支配的であることを確認した．また，配管系 5.8cm において構築された励振力予測評価モデルの検証を実施し，配管系 2.5cm においても適用可能なモデルの新規構築を行なった．

参考文献

[1] S. Miwa, Y. Liu, T. Hibiki , M. Ishii, H. Morita, Y. Kondo, K. Tanimoto “Study of Unsteady Gas-Liquid Two-phase Flow Induced Force Fluctuation (Part 1: Evaluation and Modeling of Two-phase Flow Induced Force Fluctuation)” Transactions of the JSME (in Japanese) (2014), Vol. 80, No. 809, 1-11

[2] S. Miwa, T. Hibiki, and M. Mori “Two-phase flow induced vibration in piping systems”, Progress in Nuclear Energy (2015) Vol. 78, 270-284

*Shuichiro MIWA[1] , Takashi HIBIKI[2], Michitsugu MORI[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Purdue University

水平に近い管内における気液対向流に対する界面摩擦相関式

Correlation of Interfacial Friction for Countercurrent Flows in Nearly Horizontal Pipes

*村瀬 道雄[1]，山本 泰功[1]，楠木 貴世志[1]，木下 郁男[1]
[1]原子力安全システム研究所

水平に近い管内での気液対向流制限(CCFL)の一次元計算に用いる界面摩擦相関式について検討し、直径 D = 0.03～0.65 m での CCFL データと計算値との比較により無次元直径 D^*の関数として補正項を導出した。

キーワード：加圧器サージ管，ホットレグ，気液対向流制限，一次元計算，界面摩擦相関式

1. 緒言　加圧器サージ管の微傾斜管やホットレグの水平管を対象として、気液対向流制限(CCFL)の一次元計算モデルを整備した[1]。この一次元計算では界面摩擦に定数 fi = 0.03 を使用しているが、多くの fi 相関式が提案されている[2]。これまでに、液相レイノルズ数 Re_L の関数で表わした fi 相関式について検討し、Re_L が大きくなる直径 D = 0.65 m には適用できないことを示した [3]。本報では、気相レイノルズ数 Re_G の関数で表わした fi 相関式について検討し、D = 0.03～0.65 m での CCFL データと計算値との比較に基づいて無次元直径 D^*の関数として補正項を導出した。

2. 評価方法　傾斜管に対する CCFL の一次元計算モデル[1]を使用し、fi 相関式に $fi = a\, fw_G\,(Re_G)$, a = 5 [2]を使用した。fw_G は気相の壁面摩擦係数であり Re_G の関数[1]である。CCFL の比較データには D = 0.03 m [4], 0.05 m [5], 0.65 m [6]での測定値を使用した。a = 5 を用いた計算値は、図 1 (a)に示すように、D = 0.03, 0.05 m に対しては測定値[4, 5]とほぼ一致したが、D = 0.65 m に対しては測定値[6]と比較して落下水量 J_L^* を大幅に過大評価した。そこで、直径ごとに定数 a の最適値を求め、無次元直径 D^*を用いて関数化した。

3. 結果と考察　導出した fi 相関式は $fi = a\, fw_G\,(Re_G)$, $a = 1.2D^{*0.45}$ である。この fi 相関式を用いた CCFL の計算値と測定値[4, 5, 6]との比較を図 1 (b)に示す。計算値と測定値とで勾配が若干異なるが全般的には相互によく一致している。この結果は、fi 相関式に $fi = a\, fw_G\,(Re_G)$を使用する場合には、直径 D が大きくなると気相レイノルズ数Re_Gが大きくなり過小な界面摩擦fiを与えることになるため、D の影響を補正する必要があることを示す。

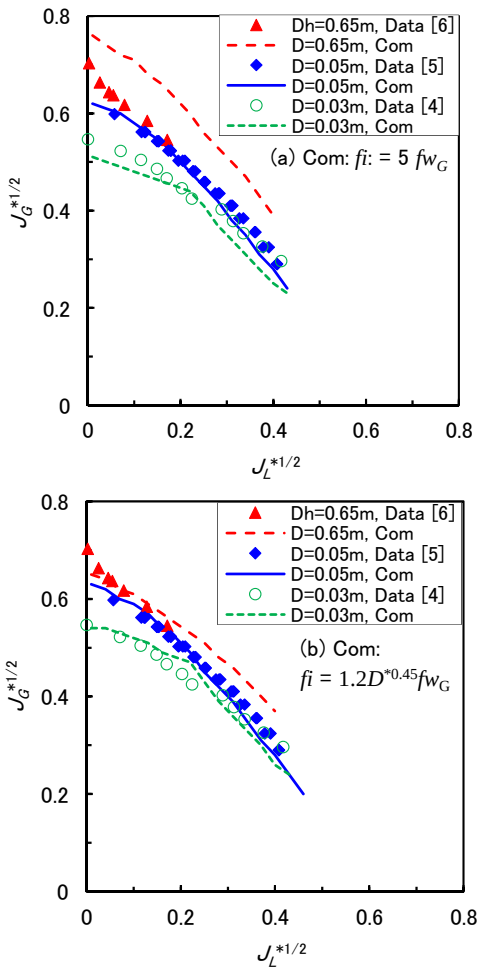


図 1　CCFL 計算値と測定値との比較

参考文献　[1] M. Murase, et al., J. Nucl. Eng. Radiation Sci. 1 (4), 041009-1 (2015). [2] Al. Issa and R. Macian, Annals Nucl. Energy, 38, 1795-1819 (2011). [3] 村瀬道雄ほか，混相流シンポジウム 2016, E223 (2016). [4] T. Futatsugi, et al., Sci. Technol. Nucl. Installations, ID174838 (2012). [5] N. Minami, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 23 (3), 142-148 (2019). [6] F. Mayinger, et al., Nucl. Eng. Design, 145, 47-61 (1993).

*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Takayoshi Kusunoki[1] and Ikuo Kinoshita[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

超音速蒸気インジェクタの気液間エネルギー輸送

Energy transfer on steam-water interface of a supersonic steam injector

*藤城 雅也[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)の水・蒸気混合部における物理現象の解明に向け実験を行った。半径方向の温度および全圧分布計測を実施し、特に気液間のエネルギー輸送について考察した。

キーワード：二相流、蒸気インジェクタ、
エネルギー輸送

1. 緒言

SI は、水と蒸気の直接接触により無電源で駆動する噴流ポンプであり、高い伝熱性能および吐出能力を有するため、原子炉の安全システムへの適用が期待されている。しかしながら、現状 SI の作動メカニズムは明らかになっていない[1]。SI の実用化には、水と蒸気の混合部の物理現象の知見が非常に重要である[2]。そこで、本研究では水・蒸気間のエネルギー輸送について実験および考察を行った。

2. 実験結果

図 1 に実験装置の概略図および SI 作動時に混合部に形成される水噴流の可視化結果を示す。作動状態にある SI の半径方向の温度および全圧分布計測結果を図 2,3 に示す。z = 16.7 mm の結果を見ると、蒸気流の領域において飽和温度より高い温度が計測され、凝縮が進行していると考えられる。凝縮により、噴流界面において全圧が上昇している。z = 48.7 mm においては、蒸気は飽和温度であり凝縮は完了していると推測される。また、噴流内部で全圧が上昇しており、それに伴い噴流に揺らぎが生じている。この揺らぎによる噴流表面積の増加は、SI が図 4 に示すような高い伝熱性能を有する 1 つの要因であると考えられる。

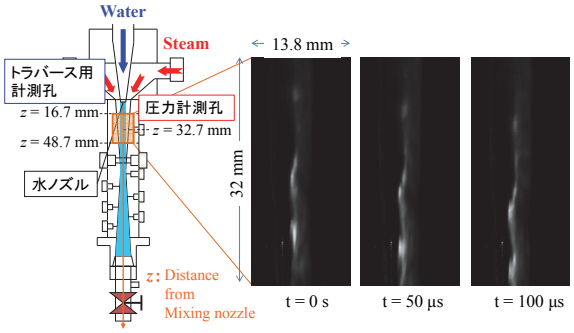


図 1 実験装置と噴流可視化結果

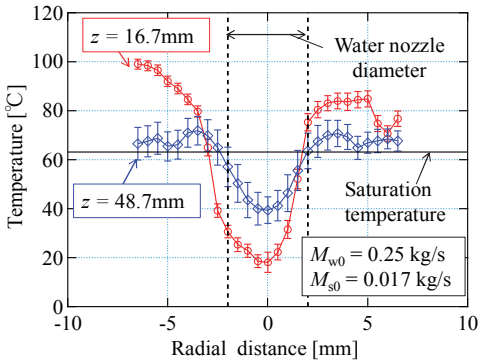


図 2 半径方向温度分布

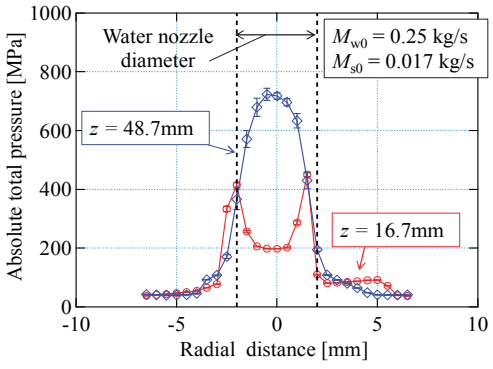


図 3 半径方向全圧分布

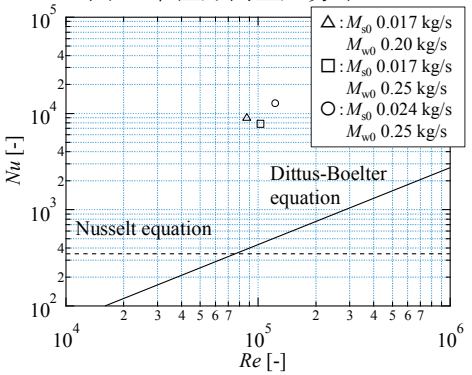


図 4 SI の伝熱性能

参考文献

[1] Kyosuke Sato, Yutaka Abe, Akiko Kaneko, Tetsuya Kanagawa, Michitsugu Mori, ICONE23-1650, (USB), May 17 - 21, 2015

[2] Yuto Takeya, Shuichiro Miwa, Takashi Hibiki, Michitsugu Mori, Progress in Nuclear Energy, 78, 80-100, 2015

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1] and Akiko Kaneko[1]

[1]Tsukuba Univ.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L01-05] デブリ処理技術

座長：鈴木 晶大 (NFD)

2017年3月28日(火) 09:30 〜 10:45 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L01] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*佐藤 修彰[1]、秋山 大輔[1]、桐島 陽[1]、佐々木 隆之[2] （1. 東北大多元研、2. 京大院工）

09:30 〜 09:45

[2L02] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*長友 彬人[1]、桐島 陽[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]、佐々木 隆之[2] （1. 東北大学多元物質科学研究所、2. 京都大学　大学院　工学研究科）

09:45 〜 10:00

[2L03] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*坂本 峻一[1]、佐々木 隆之[1]、小林 大志[1]、秋山 大輔[2]、桐島 陽[2]、佐藤 修彰[2] （1. 京都大学大学院　工学研究科、2. 東北大学多元物質科学研究所）

10:00 〜 10:15

[2L04] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発

*遠藤 慶太[1]、渡邊 伸二[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]、桐島 陽[3]、佐藤 修彰[3] （1. 日立GE、2. 三菱マテリアル、3. 東北大学）

10:15 〜 10:30

[2L05] 燃料デブリ処理のためのウラン-ジルコニウム酸化物の相関係とフッ化水素によるフッ化挙動

*大野 貴裕[1]、内山 孝文[1]、根津 篤[2]、佐藤 修彰[3]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 東京工業大学、3. 東北大学）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究
(1) MCCI 模擬デブリの高温における反応挙動

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(1) Reaction behavior of simulated MCCI debris at high temperatures

*佐藤修彰[1], 秋山大輔[1], 桐島　陽[1], 佐々木隆之[2]
[1]東北大多元研, [2]京大院工

原子炉過酷事故によって発生した MCCI デブリについて、ウラン酸化物およびセメント構成成分からなる模擬デブリを調製し、還元および酸化雰囲気における高温加熱処理を行い、固溶体の生成など MCCI デブリの高温における反応挙動を調べた。

キーワード：原子炉過酷事故、MCCI 燃料デブリ、コンクリート、ウラン酸化物、高温反応

１．緒言

本研究では、福島第一原子力発電所(1F)事故で発生したデブリの合理的な最終処分の提案に向けた基盤研究を目的として、アクチノイドを含む MCCI(Molten Core Concrete Interaction)模擬デブリを調製し、模擬デブリ固相の性状と核種の溶出性の関連を明らかにするとともに、発生したデブリの安定化処理を検討する。具体的には、デブリの耐酸化性、耐腐食性を向上させる固溶体安定化剤を添加した模擬廃棄体を、酸素雰囲気や加熱温度を制御することにより種々調製し、デブリ中アクチノイドの地下水に対する耐溶出性を評価することで、処理の妥当性や必要性を検討する。ここでは、1F の MCCI 模擬デブリの調製および固相の性状およびアクチノイド等の核種溶出挙動を評価した後、安定化剤添加によるデブリの安定化処理および性状評価と溶出率の低減効果の確認を行い、MCCI デブリの最終処分に向け、最適化されたシンプルな処理法の提案へつなげる。ここでは、(1) MCCI デブリの高温における反応挙動について、異なる雰囲気や加熱温度に対する燃料とセメント構成成分との反応を調べた。

２．実験および解析

UO_2 は金属 U を空気中 800℃において酸化処理して得た U_3O_8 を水素中 1000℃にて還元して調製した。得られた UO_2 とセメント構成成分(CaO, SiO_2)について、UO_2 と個々の酸化物が等モル(UO_2:CaO=1:1, UO_2:CaO:SiO_2=1:1:1 等)になるようにそれぞれ摩砕・混合した後、アルミナボートに所定量秤量した。シリコニット炉のアルミナ反応管内にボートをセットし、反応管内を真空排気・Ar 置換した。所定温度(1200～1600℃)まで昇温した後 Ar+2%O_2 ガス中で１時間加熱し、酸化雰囲気処理を行った。また、還元雰囲気処理の場合は、Ar+10%H_2 ガスを用いた。反応後の試料について粉末 XRD 法により相解析を行い、高温における MCCI デブリの反応挙動を検討した。

３．結果・考察

UO_2:CaO (1:1)擬二元系の場合、還元雰囲気では 1200℃では反応しないが、1300～1400℃において UO_2 相の他に Ca-U-O 化合物が生成し、1600℃では UO_2 の格子定数が小さくなり、$Ca_yU_{1-y}O_{2+x}$ 固溶体となった。酸化雰囲気では、1200℃から $Ca_yU_{1-y}O_{2+x}$ 固溶体相と $CaUO_4$ を生成し、加熱温度の上昇とともに Ca_2UO_5 相に変化した。次に、UO_2:SiO_2(1:1)の場合には還元および酸化雰囲気下低温においては顕著な反応は見られなかった。UO_2:CaO:SiO_2=(1:1:1)となると、還元雰囲気では、UO_2 と $CaSiO_3$ を生成し、温度上昇とともに SiO_2 の揮発に伴い Ca_2SiO_4 に変化した。酸化雰囲気では$(Ca,Si,U)O_{2+x}$ 固溶体と Ca_2SiO_4 が共存したが、1300℃以上では$(Ca,Si,U)O_{2+x}$ 固溶体相のみとなった。このように還元雰囲気では UO_2 相が安定であるのに対し、酸化雰囲気では構成成分の UO_2 相への固溶限度が高まり、温度上昇とともに固溶体単相を形成する傾向があることが分かった。

---

*Nobuaki Sato[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishma[1] and Takayuki Sasaki[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

本研究は、科学研究費補助金　基盤研究（A）（課題番号 16H02447）の成果の一部です。

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究 （2）燃料デブリ生成時の温度と汚染水へのアクチノイド溶出挙動の関係

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(2) Relation between the temperature of fuel debris generation and leaching behavior of actinides to contaminated water

*長友　彬人[1]，桐島　陽[1]，秋山 大輔[1]，佐藤　修彰[1]，佐々木　隆之[2]
[1]東北大多元研，[2]京大院工

ジルコニア、セメント構成成分および FP(^{137}Cs, ^{85}Sr, ^{152}Eu)と MA(^{237}Np, ^{241}Am)トレーサを添加したウラン酸化物を 1200°C または 1600°C で加熱処理を行い、模擬デブリを調製した。これを海水及び純水に浸漬後、放射能測定により各元素の溶出率を求め、デブリ生成時の温度とアクチノイド溶出挙動との関係を考察した。

キーワード：MCCI 燃料デブリ，マイナーアクチノイド，溶出挙動，核分裂生成物，汚染水

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した、福島第一原子力発電所事故では、冷却材が喪失したことにより燃料が溶融し、被覆管成分であるジルカロイ合金や構造材成分であるコンクリートと反応し、燃料デブリが形成した。さらに、燃料デブリが冷却水と接触したことでウランやマイナーアクチノイド(MA)、核分裂生成物(FP)が溶出し汚染水が生じた。本事故において、燃料デブリが生成時の温度や場所、雰囲気によってさまざまな固相状態をとることや、非常用冷却水として注入された海水と純水では構成成分が異なることを踏まえると、核種の溶出挙動は複雑なものになると予想される。本研究では、MA および FP トレーサを添加した UO_2 を、異なる温度や雰囲気における熱処理により調製して模擬燃料デブリとし、海水および純水への溶出試験を行い、それらの条件が核種の溶出挙動に及ぼす影響を評価した。

2. 実験

^{85}Sr，^{137}Cs，^{152}Eu，^{237}Np，^{241}Am トレーサを添加した UO_2 と ZrO_2、セメント構成成分(CaO，SiO_2)またはセメント粉について等モル(UO_2: ZrO_2=1:1, UO_2:CaO:SiO_2=1:1:1 等) になるようにそれぞれ乳鉢にて磨砕・混合し、酸化もしくは還元雰囲気中 1200 ºC または 1600ºC で熱処理を行い、模擬燃料デブリを調製した。この模擬燃料デブリを人工海水もしくは純水に固液比 4 g / L で浸漬し、31 日間の溶出試験を行った。溶出試験後、試料を孔径 0.45 μm ニトロセルロースフィルタを用いて固液分離し、液相部分を 1M 硝酸により希釈してγ線測定試料を作製し、γ線スペクトロメトリを実施した。次に同試料を用いて、水酸化サマリウム共沈法によりα線測定試料を作製し、α線スペクトロメトリを実施した。また、溶出試験前の試料についても同様にγ線およびα線スペクトロメトリを実施し、試験前後の放射能強度を比較して、核種の溶出率を求めた。

3. 結論

UO_2, ZrO_2, CaO および SiO_2 をモル比 1:1:1:1 で混合し還元雰囲気において 1200 ºC または 1600ºC で加熱処理して調製した模擬燃料デブリでは海水系、純水系の各条件における U の溶出率は 1200 ºC の場合それぞれ 0.045%，0.018%となり、1600 ºC の場合それぞれ 0.022%，0.005%と極めて低い値となった。講演では模擬燃料デブリの組成や熱処理時の雰囲気、海水浸漬と純水浸漬の違いが核種の溶出率に及ぼす影響についても議論する。

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] and Takayuki Sasaki[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

本研究は、科学研究費補助金　基盤研究（A）（課題番号 16H02447）の成果の一部です。

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究 （3）模擬燃料デブリの核種溶出率に基づく実汚染水の一考察

Basic Study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(3) Validation of radionuclides dissolved in the 1F cooling water system

*坂本 峻一[1], 佐々木 隆之[1], 小林 大志[1], 秋山 大輔[2], 桐島 陽[2], 佐藤 修彰[2]
[1]京都大学工学研究科、[2]東北大学多元研

福島第一原発の汚染水中のアクチノイド濃度分析値について、燃料の核種インベントリおよび実験で得た模擬燃料デブリからの核種溶出率から推算される放出放射能量と対比し、化学状態の異なる種々のアクチノイドの冷却水への溶出挙動の理解を試みた。

キーワード：福島第一原発、実海水、汚染水、アクチノイド濃度、溶出率

1. 緒言

福島第一原発事故における溶融炉心に大量の冷却水（初期には海水）が投入され汚染水が発生した。本研究で注目するアクチノイド核種の濃度分析データは数少ないが、表 1 に示すように、複数の核種についての報告がある[1]。採取場所や時間により濃度は変動すると考えられるが、様々な化学反応（沈殿や吸着）を無視することができれば、アクチノイド核種間の濃度比の情報は有用と考えられる。一方、ORIGEN コード計算による炉内インベントリ(A_i (Bq)) [2]と、我々が評価した模擬燃料デブリからの核種溶出率(R)値[3,4]から、汚染水中のアクチノイド核種の濃度比を推算できると期待される。

表 1. SARRY 出口水中のアクチノイド濃度報告値. 2013 年 6 月 27 日時点[1]

核種	濃度(Bq/ml)
^{238}Pu	$(2.1\pm0.3)\times10^{-3}$
^{239}Pu+^{240}Pu	$(8.3\pm1.8)\times10^{-4}$
^{241}Am	$(5.6\pm1.3)\times10^{-4}$
^{244}Cm	$(6.3\pm1.4)\times10^{-4}$

2. 検討手法と考察

あるアクチノイド M の水中に溶出した放射能量 $A_{f,\mathrm{M}}$ (Bq)は、$A_{i,\mathrm{M}}$ (Bq)とR_Mの積で表される。

$$A_{f,\mathrm{M}} = A_{i,\mathrm{M}} R_\mathrm{M} \qquad (1\text{-}1)$$

例えば、Np(IV)、Np(V)、Pu(IV) の R_M はそれぞれ 10^{-4}、10^{-1}、10^{-4} である[3,4]。実際の燃料デブリの溶出挙動については図 1 に示すように、M の溶出経路として燃料デブリ(db)からの溶出と、M の親核種 P の溶出後(aq)の崩壊の 2 通りを考える。それぞれの経路における溶出率を R^*_M、R^*_P とすると、(1-1)式は次式で表される。

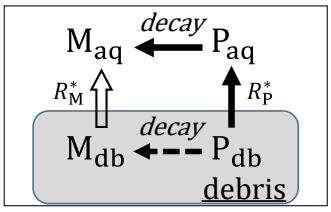


図 1. デブリからの核種 M の溶出経路例

$$A_{f,\mathrm{M}} = A_{i,\mathrm{M}} R^*_\mathrm{M} + A_{i,\mathrm{P1}} R^*_\mathrm{P1} D_{\mathrm{P1}\to\mathrm{M}} + A_{i,\mathrm{P2}} R^*_\mathrm{P2} D_{\mathrm{P2}\to\mathrm{M}} + \cdots \qquad (1\text{-}2)$$

ここで $D_{\mathrm{P}\to\mathrm{M}}$ は、ある半減期の $\mathrm{P_{aq}}$ の $\mathrm{M_{aq}}$ への崩壊の補正係数である。ある汚染水中の任意の 2 核種における濃度比と放射能量比(Z_{XY})に次式の関係が成り立つと考えられる。

$$Z_{\mathrm{XY}} = [\mathrm{M_X}]_{\mathrm{tot}}/[\mathrm{M_Y}]_{\mathrm{tot}} = A_{f,\mathrm{MX}}/A_{f,\mathrm{MY}} \qquad (2)$$

考察例として、$Z_{\text{Pu-240/Cm-244}}$ について述べる。親核種が燃料デブリ中に存在しないか短/長半減期であれば、考慮の必要はない。表 1 から$[^{244}\mathrm{Cm}]_{\mathrm{tot}}$ が得られる一方、$[^{240}\mathrm{Pu}]_{\mathrm{tot}}$ は ^{239}Pu+^{240}Pu 濃度分析値から推算する。しかし、^{239}Pu は親核種 ^{239}Np の溶出の寄与が考えられ、^{239}Np の溶出率は上述の通り価数（IV, V）により異なる。4 価 Np の R^*_M を用いて得られる ^{239}Pu 濃度から $[^{240}\mathrm{Pu}]_{\mathrm{tot}}$ を計算したとき、$[^{244}\mathrm{Cm}]_{\mathrm{tot}}$ との濃度比と放射能量比が一致する R^*_{Cm} は R^*_{Pu} の 0.5 倍程度のときである。同様に $Z_{\text{Am-241/Cm-244}}$ について考察した結果、R^*_{Am} は R^*_{Cm} の値と概ね一致した。

参考文献

[1]JAEA, 2013, http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131128/131128_01ss.pdf, [2]西原ら, 2012, JAEA-Data/Code 2012-018, [3] A. Kirishima et al., 2014, JNST, 52:10, p1240-1246, [4] T. Sasaki et al., 2015, JNST, 53:3, p303-311.

*Shunichi Sakamoto[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] and Nobuaki Sato[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ.

本研究は、科学研究費補助金 基盤研究（A）（課題番号 16H02447）の成果の一部です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(12)模擬デブリフッ化試験(その 3)

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(12) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 3)

*遠藤 慶太[1]、渡邊 伸二[1]、星野 国義[1]，笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]
近沢 孝弘[2]，桐島 陽[3]，佐藤 修彰[3]
[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル，[3]東北大学

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリフッ化基礎試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの安定化処理技術を開発することである。前処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U、Pu から大部分の不純物を除去して核物質管理及び計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。この燃料デブリ処理により、炉心溶融事故後の収束を図るとともに、将来の処分、長期保管、再処理等の処置シナリオへ柔軟に対応する[1]。

2. 実験

主要成分含有模擬デブリ(UO_2-Fe 粉状、塊状)のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100%F_2 ガスを 300ml/min で 60 分間供給した。フッ化反応で生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収、不揮発性フッ化物は試料ボート内でフッ化残渣として回収した。試験前模擬デブリとフッ化試験後回収物を分析し、粉状/塊状の試料形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

3. 結果・考察

UO_2-Fe 塊状のフッ化試験前・中・後の試料状況を図 1 に示す。F_2 ガス供給開始と共に、発熱反応により試料部の温度が上昇し、6 分後に約 660℃まで達した後、徐々に温度が低下し塊状の固体が徐々に崩れていく様子が観察された。約 30 分後には反応開始前温度の約 600℃で安定したため、反応開始後約 30 分で反応が終了したと考えられる。UO_2-Fe 粉状でも約 30 分後には反応開始前とほぼ同一の温度で安定しており[2]、試料形態が異なっても同程度の反応時間でフッ化されることがわかった。また、フッ化残渣を X 線回折で分析した結果、UO_2-Fe 粉状と同じ FeF_3 のみとなっていた。以上の結果より、塊状の模擬デブリであっても粉体と同程度の反応時間で U、Fe を全量フッ化でき、分離回収できることがわかった。

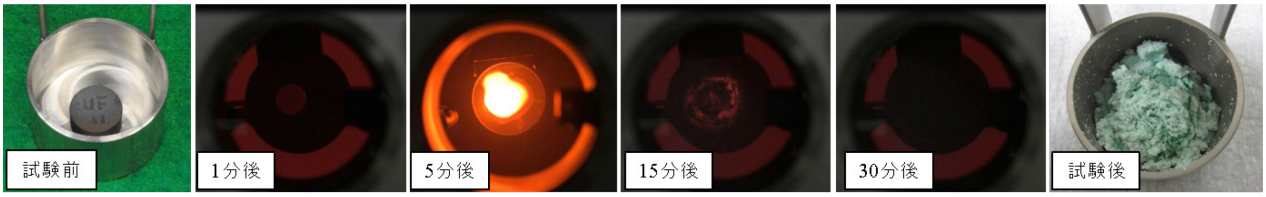


図 1.　UO_2-Fe 模擬デブリ塊状のフッ化試験前・中・後の試料状況

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56　[2]星野ら、日本原子力学会 2016 年春の年会 2I07

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3]
[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials, [3]Tohoku Univ.

本報告は、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、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

燃料デブリ処理のためのウラン-ジルコニウム酸化物の相関係とフッ化水素によるフッ化挙動

Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Oxide by Hydrogen Fluoride for Fuel Debris Treatment

*大野 貴裕[1], 内山 孝文[1], 根津 篤[2], 佐藤 修彰[3], 松浦 治明[1]
[1]東京都市大学, [2]東京工業大学, [3]東北大学

抄録：福島第一原子力発電所の事故により生じた燃料デブリはこれまで用いられていた再処理プロセスの延長だけでは対応が困難な可能性があり、選択フッ化と溶融塩電解法を用いた乾式処理が提案されている。本研究は選択フッ化プロセスに着目し、酸化ウラン－ジルコニウム混合試料のフッ化挙動を調査することを目的とする。

キーワード：燃料デブリ, フッ化, 酸化ウラン, 酸化ジルコニウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により生じた燃料デブリを処理する方法として選択フッ化と溶融塩電解法を用いた乾式処理が提案されている。本研究は溶融塩電解法の中でも第一段階である選択フッ化プロセスに着目し、酸化ウラン - ジルコニウム混合試料のフッ化挙動を熱重量・示差熱分析装置を用いて調査することを目的とする。

2. 実験

UO_2 と ZrO_2 を mol 比で複数の比率に混合し、混合した試料をそれぞれ二つに分けて石英ボートに入れ、石英反応管にセットした。供給するガスを変えることで酸化雰囲気と還元雰囲気に分け、その状態で電気炉を用いて 1200℃まで加熱し、2 時間維持することで試料を作製した。その後作製した試料をアルゴンガスで満たしたグローブボックス内の熱重量・示差熱分析装置にセットし、フッ化水素ガスを流入させながら 500℃まで加熱し、熱分析測定した。その後 X 線回折装置を用いて生成物を分析した。

3. 結論

ウランとジルコニウムが酸化雰囲気中で加熱処理された試料をフッ化水素ガスを用いて 500℃でフッ化させた場合、ウランとジルコニウムはその組成比によらず、オキシフロライドである UZr_6FO_{14} となる可能性があることが確認された。フッ化前の段階で ZrO_2 が Tetragonal であった場合、フッ化速度が大幅に低下するため、加熱温度の上昇、あるいは加熱時間の延長が必要となる。固溶体化し、フッ化速度の鈍くなった試料であっても、前処理として還元雰囲気下で再度加熱処理を行うことによりフッ化速度が上昇し、効率的なフッ化ができる可能性がある。

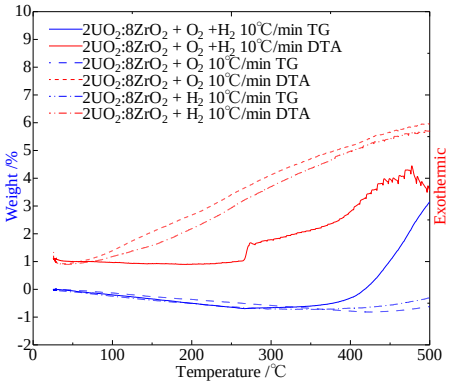


Fig.1 組成比 2:8 における TG-DTA 測定結果

参考文献

[1] N. Sato et al, Proc. Rare Metal Extraction Symposium, TMS, (2016)

*Takahiro Ono[1], Takafumi Uchiyama[1], Atsushi Nezu[2], Nobuaki Sato[3], and Haruaki Matsuura[1].
[1]Tokyo City University, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Tohoku University.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L06-10] ガラス固化技術1

座長：天本 一平 (JAEA)

2017年3月28日(火) 10:45 〜 12:00 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L06] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*鬼木 俊郎[1]、田尻 康智[1]、柿原 敏明[1]、鍋本 豊伸[1]、福井 寿樹[1] （1. IHI　原燃プロジェクト部）

10:45 〜 11:00

[2L07] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*池田 弘一[1]、宇佐見 剛[1]、塚田 毅志[1]、古川 静枝[1] （1. 電中研）

11:00 〜 11:15

[2L08] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*宇留賀 和義[1]、宇佐見 剛[1]、塚田 毅志[1] （1. 一般財団法人電力中央研究所）

11:15 〜 11:30

[2L09] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*小藤 博英[1]、渡部 創[1]、後藤 一郎[1]、折内 章男[1]、竹内 正行[1]、小林 秀和[1]、捧 賢一[1] （1. 原子力機構）

11:30 〜 11:45

[2L10] 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

*中野 邦彦[1]、古澤 美由紀[1]、内山 翠[1]、川島 英典[1]、上野 俊一朗[1]、福井 寿樹[1] （1. 株式会社IHI）

11:45 〜 12:00

©日本原子力学会

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（３４）低レベル廃棄物に対する溶融ガラス化の検討

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(34) Study of fused glass solidification for low level radioactive waste

*鬼木 俊郎[1]，田尻 康智[1]，柿原 敏明[1]，鍋本 豊伸[1]，福井 寿樹[1]
[1]株式会社 IHI

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル廃棄物を対象として、安定化に優れ、かつ減容化も可能な廃棄体とするためのガラス固化技術について検討した。検討した組成に対して、廃棄物充填率や耐水性等ガラスの基本特性となる項目について評価を実施した。

キーワード：低レベル廃棄物、溶融固化、ガラス固化、ガラス

1. 緒言

低レベル廃棄物は、放射能レベル、組成等が多種多様であるため、廃棄物の特徴に応じて焼却、圧縮、セメント固化が一般的に用いられ、ガラス固化は導入されていない。低レベル廃棄物には、廃棄物中にガラス形成成分と成り得る Si、Al、等の成分を多く含む廃棄物が多数存在する。そのため、廃棄物自体に含まれる成分をガラス形成成分とすることで、添加物を最小限に抑えて「減容性」を確保するとともに、「操業性（流下性等）」および「廃棄体の安定性」を調整できるガラス固化方法（本研究では、溶融ガラス化と称す）を検討した。本研究では、昨年度までの成果[1]を踏まえて、ガラス組成を改良するとともに、廃棄物充填率や浸出率等ガラスの基本特性を評価した。

2. 溶融ガラス化と組成検討

昨年度までに検討したイオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液、および焼却灰のガラス組成を基に、粘度、浸出率等の物性の更なる改良を目的とし、ガラス組成を検討した。

3. 試験及び結果

対象廃棄物の組成を模擬した模擬廃棄物およびガラス形成成分を1100℃、2h で溶融し、ガラス試料を作製した。作製したガラス試料に対して、外観観察によりガラス化状態を確認し、イオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液に対して、それぞれ、廃棄物含有率 35wt%、40wt%程度でガラス化できることを確認した。また、焼却灰については、75wt%程度でガラス化できるとともに、廃棄物の組成が変動した場合においても、十分にガラス固化で対応できる見通しを得た。

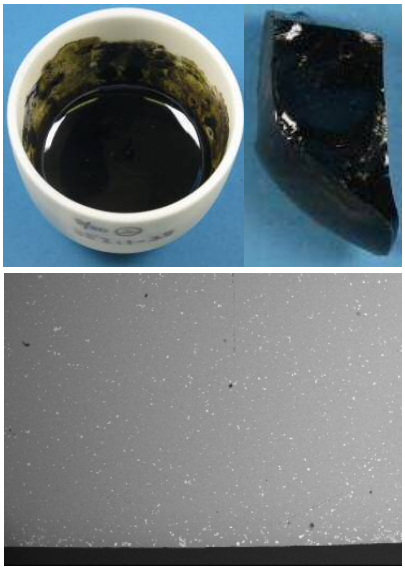


図 1　イオン交換樹脂のガラス化結果（上図：ガラス外観、下図：断面観察（粒子は均一に分布））

さらに、ガラス化状態が良好であったガラス組成に対して、常温密度、高温粘度、浸出率(PCT 法)等ガラスの基本特性として選定した項目を測定し、評価を実施した。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 立花 孝洋ほか、日本原子力学会 2016 年春の年会 1G09 (2016).

* Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiaki Kakihara[1], Toyonobu Nabemoto[1] and Toshiki Fukui[1]
[1]IHI Corporation

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(35)模擬使用済イオン交換樹脂の溶融ガラス化時の核種挙動

Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology
(35)Migration behavior of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*池田 弘一[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]，古川 静枝[1]
[1](一財)電力中央研究所

低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の検討の一環として、イオン交換樹脂を対象として既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施した。添加したコールドトレーサーのスラグへの移行率やダストの成分組成は、ガラスマトリックスおよびイオン交換樹脂の成分組成に依存することが示唆された。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、イオン交換樹脂

１．緒言　低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術は、今後の廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物等に対する安定化・減容化に有効と考えられる。本報告は、イオン交換樹脂を対象とする既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験において、廃棄体の品質に係る核種挙動の結果を示す。

２．方法　イオン交換樹脂とガラスマトリックスを模擬した試料 5.2～5.7kg を、内径 230mm の黒鉛坩堝内に逐次分割投入し、空気雰囲気でプラズマ溶融を行った。ガラスマトリックスの成分組成は、Na_2O と SiO_2 の 2 成分のガラスカレットの場合〔試験番号①〕と、1170℃の融点になるように Al_2O_3、SiO_2、CaO のそれぞれの粒状の無機物を混合した場合〔試験番号②〕の 2 種類とした。コールドトレーサーは、原子力発電所等の調査を参考に、放射性核種の Fe、Cr、Ni、Co、Cu、Zn、Mn、Cs および Sr を模擬した非放射性のそれらで、それらの総重量がイオン交換樹脂の重量（乾燥時）の約 4wt%相当になるようにイオン交換樹脂に吸着させた。坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間を設け、溶融試料を 30kW 未満の加熱出力で全量溶融した。実験終了後に、坩堝内で自然冷却した溶融固化体およびダストの成分組成を分析した。

３．結果　コールドトレーサーのスラグへの移行率を図 1 に示す。移行率はガラスマトリックスの種類に依存しており、カレットの SiO_2-Na_2O が各酸化物を混合した Al_2O_3-SiO_2-CaO よりもスラグに留まることを確認した。これは、SiO_2-Na_2O の構造が網目（network）を形成しているため、コールドトレーサーを取り込みやすかったためと考えられる。
ダストの成分組成の結果を図 2 に示す。ガラスマトリックスが Al_2O_3-SiO_2-CaO の場合は Si および C で 8 割以上、ガラスマトリックスが SiO_2-Na_2O の場合は Na および S で 9 割以上をそれぞれ占めることを確認し、ガラスマトリックスおよびイオン交換樹脂の成分組成に依存することが示唆された

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

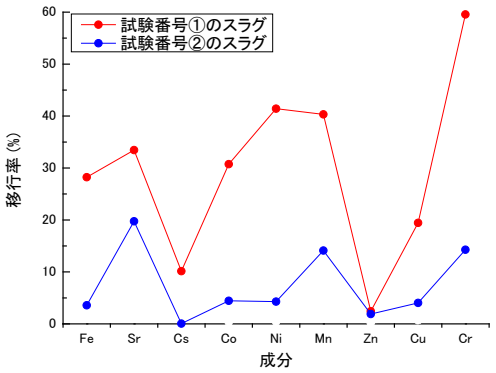


図 1 コールドトレーサーのスラグへの移行率

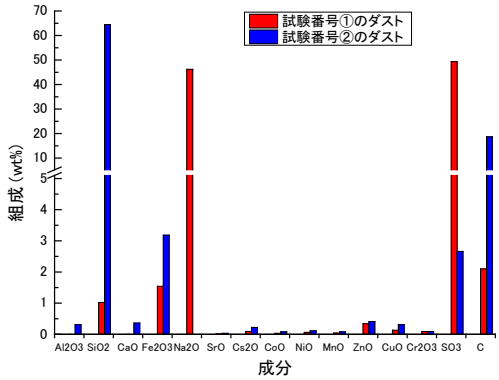


図 2　ダストの成分組成（酸化物換算）

* Kouichi Ikeda[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] and Shizue Furukawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(36)イオン交換樹脂の熱分解挙動および無機添加剤による分解促進効果

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(36) Thermal decomposition of ion-exchange resin and decomposition facilitation by inorganic additives

*宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

原子力発電所等で使用されるイオン交換樹脂の効率的な無機化方法を検討するため，樹脂の熱分解挙動を熱重量分析等によって調べると共に，無機化合物の添加による熱分解促進効果を検証した。
キーワード：イオン交換樹脂，ガラス固化，熱分解，低レベル放射性廃棄物

1. 緒言

原子力発電所等から発生する使用済イオン交換樹脂は，低レベル放射性廃棄物ではあるが，比較的に放射能が高いことから，処分に際しては，廃棄体の安定性向上を目的として，樹脂にガラス固化を適用する可能性が見込める。一方で，樹脂をガラス固化する際の課題の一つとしては，樹脂の未燃有機分がガラスへ混入する現象が考えられるため，固化体製造工程において，確実に樹脂を無機化できる技術開発が必要である。本研究では，樹脂の効率的な無機化を検討するため，まずは基礎的な知見として，熱重量示差熱分析（TG/DTA）等により，樹脂の熱分解挙動を取得した。続いて，より低温での樹脂の熱分解を目指し，様々な無機物を添加して加熱する試験を行い，これらの添加効果について評価を行った。

2. 試験方法

使用したイオン交換樹脂は，オルガノ社製アンバーライト IR120B（陽イオン交換樹脂）および IRA400J（陰イオン交換樹脂）である。樹脂約 30 mg を TG/DTA に装荷し，室温から 700℃まで 5℃/min で加熱した。雰囲気ガスとして，ボンベからの乾燥空気，窒素あるいは酸素ガスを 100 mL/min で導入し，出口ガスを赤外分光により分析した。次に，陽イオン交換樹脂に種々の無機化合物を燃焼補助剤として混合し，同条件で熱分析を行い，熱分解温度の変化を調べた。添加剤の混合割合は，樹脂に対し酸化物換算で 10 wt%とした。

3. 試験結果および考察

図 1 にイオン交換樹脂の熱重量変化を示す。陽イオン交換樹脂は，空気中において 100℃付近で水分の揮発が起こった後，300℃付近で官能基であるスルホン基が脱離，470℃辺りから燃焼と思われる発熱反応が始まり，燃焼終了温度は 650℃であった。ガラス固化に使用されるガラス材の多くは 600℃付近から軟化するため，燃焼終了が 650℃では未燃有機分が軟化ガラス中に混入してしまう可能性が示唆された。一方，雰囲気ガスを酸素 100%とした場合には，530℃で急激な燃焼が見られたことから，低温での無機化方法として酸素分圧を高めることは有効といえる。陰イオン交換樹脂は 400℃までに官能基が脱離した後に燃焼が開始し，600℃までに燃焼が完了しており，陽イオン交換樹脂よりも熱分解しやすい傾向であった。陽イオン交換樹脂に種々の無機物を混合して加熱した場合の DTA 曲線を図 2 に示す。燃焼温度の低下に最も効果的だったのは硝酸鉄であり，400℃付近から燃焼が開始し，大きな燃焼速度を伴って 480℃までに完了した。硝酸マンガンおよび塩化鉄との比較により，燃焼開始温度の低下は鉄イオンの樹脂への吸着，燃焼速度の増加は硝酸根による酸化作用に因るものと推測された。今後，より詳細な現象の解明を進めていく計画である。その他，酸化物では，二酸化マンガンの混合によって燃焼完了温度が 40℃程度低下することがわかった。また，水酸化カルシウムは，燃焼温度の低下には寄与しないが，官能基の硫黄分を揮発させずに硫酸カルシウムとして固定できることがわかった。

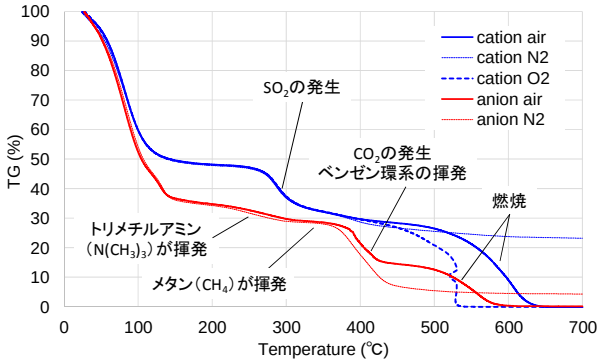


図 1　各種イオン交換樹脂の TG 曲線

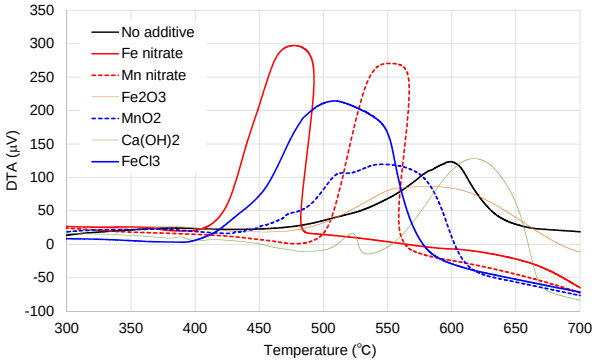


図 2　無機添加剤の燃焼促進効果

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(37)MA 吸着材特性およびガラス化の評価

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(37)Evaluation of MA adsorbent characteristics and its vitrification behavior

*小藤 博英[1]，渡部 創[1]，後藤 一郎[1]，折内 章男[1]，竹内 正行[1]，小林 秀和[1]，捧 賢一[1]

[1]日本原子力研究開発機構

マイナーアクチニド(MA)等の分離法として開発を進めている抽出クロマトグラフィにおいて使用する抽出剤含浸吸着材の特性評価及び模擬高放射性廃液元素の吸脱着を行った使用済吸着材のガラス固化体原料としての利用可能性を評価するためのガラス化試験及び化学的安定性の評価を行った。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，マイナーアクチニド，ガラス化

1. 緒言

使用済燃料再処理における高放射性廃液からマイナーアクチニド(MA)を分離除去することにより、高レベル廃棄物(HLW)の取り扱いや処分環境への負荷の低減が期待できる。分離された MA は消滅処理、個別管理、固化処分などいくつかの処置が考えられる。この MA 分離法の一つとして抽出クロマトグラフィ法が研究されており [1]、廃棄物核種に対して選択的吸着性を有する抽出剤を含浸させた多孔質シリカ粒子をカラムに充填し、クロマトグラフィ操作により目的の元素を分離する。本手法では抽出剤の希釈剤が不要であるため溶媒抽出法に比して 2 次廃棄物の発生量が少ないことや抽出剤の保持担体として多孔質シリカを用いるため、ガラス固化体の原料の一部として利用できること等が期待される。

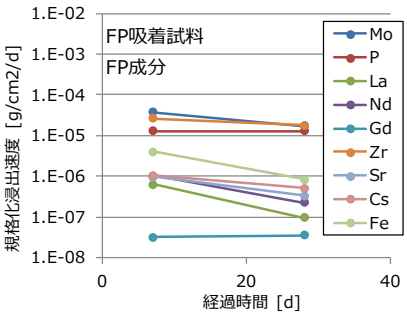
本研究では高放射性廃液中の希土類(RE)や MA を回収するための抽出剤として利用されている CMPO (n-octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoylmethylphosphine oxide)を用いた吸着材の加熱分解特性評価、溶融ガラス化、ガラス固化試料の特性評価を行い、ガラス固化原料としての利用可能性を検討した。

2. 実験

多孔質シリカ粒子にスチレンジビニルベンゼンポリマーを塗布し、CMPO を含浸させて吸着材とした。模擬高放射性廃液中の諸元素を吸着させた試料と、吸着元素を溶離させた試料及びこれに模擬 MA として Eu を吸着させた吸着材を試料として調製した。有機物成分の分解や可燃性ガスの発生は TPD/MS 及び TG/DTA により評価し、600℃で無機化を行うこととした。吸着材中の有機物成分以外を SiO_2 と仮定して修飾酸化物（B_2O_3, Na_2O, Al_2O_3, 等）の添加量を決定した。空気雰囲気においてアルミナルツボ中で昇温し、1150～1200℃でガラス化溶融を行った。黒鉛モールドに流下した後、徐冷炉で冷却固化し、試料の断面を SEM/EDS で、結晶生成状況を XRD でそれぞれ分析した。また、1 辺 10mm の立方体に切り出し、MCC-1 法に準拠した浸水試験で元素の浸出性を評価した。

3. 結果と考察

有機物の熱分解による可燃性ガスの発生及び燃焼は約 600℃までで終了しており、当該温度で無機化することにより引火点や発火点が低い熱分解ガスがガラス化工程に与える影響を排除できる。次に、酸化物を添加してガラス化した試料は若干の XRD 結晶ピークが観察され、また微量の白金族析出物が認められたものの、概ね良好にガラス化していると判断できる。模擬 FP 吸着試料ではガラス化溶融時の粘度が高く、均質性の低下や部分的に気泡の包含が認められたが、添加する酸化物の Na_2O 濃度を若干高くすることによりこれらは改善された。いずれの試料もガラス中に抽出剤成分に由来するリンが残存するが、本実験条件の濃度範囲では分相には至らず、ガラス特性への顕著な影響はみられなかった。元素の浸出特性もガラス材料元素（右図）、模擬廃棄物元素ともに優れており、使用済吸着材がガラス固化体原料として利用できる可能性が示された。



参考文献

[1] Sou Watanabe et al., "Extraction Chromatography Experiments on Repeated Operation using Engineering Scale Column System ", Energy Procedia 7 (2011) 449–453.

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Akio Oriuchi[1], Masayuki[1] Takeuchi, Hidekazu[1] Kobayashi, Kenichi[1] Sasage
[1]Japan Atomic Energy Agency

※本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26~28 年度 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（38）小型溶融炉を用いたガラス固化における廃棄物充填率の影響

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(38)The influence of the waste load during vitrification using small scale melter

*中野 邦彦[1]，古澤 美由紀[1]，内山 翠[1]，川島 英典[1]，上野 俊一朗[1]，福井 寿樹[1]

[1]株式会社 IHI

本基盤研究事業では、現行マトリックスと比較してガラス固化体の廃棄物充填率を 2～3 割程度高充填化させることによる、固化体本数の削減を目指している。本研究では、廃棄物充填率の高充填化が、ガラス溶融炉の運転に与える影響について、小型溶融炉を用いた試験により評価を行ったので報告する。

キーワード：高レベル放射性廃液、ガラス固化

1. 緒言　廃棄物充填率の高充填化のためには、高充填化がガラス固化プロセスの運転に与える影響について把握しておく必要がある。本研究では、小型ガラス溶融炉を用いた試験により、高充填化がガラス溶融炉の炉内状態や揮発成分の挙動など、運転に与える影響について評価を行った。

2. 試験　試験は、ジュール加熱式の小型溶融炉で実施した。廃棄物充填率 14wt%、20wt%、26wt%（それぞれ Na_2O を除く）の 3 ケースを対象に、模擬廃液供給量 600g/h 一定とし、原料ビーズ供給量は、各廃棄物充填率となるよう 180g/h（廃棄物充填率 14wt%）、112g/h（同 20wt%）、75g/h（同 26wt%）とした。炉内温度は、炉底から 2 インチ（50.8mm）高さのガラス温度が 1150℃となるよう制御した。

3.結果　試験結果の一例として、各廃棄物充填率における炉内温度履歴を図 1、2 に示す。廃棄物充填率の上昇により、気相（プレナム）温度は低下し、溶融ガラス温度は上昇する結果が得られた。これは、高充填化に伴い仮焼層の厚さが増し、溶融ガラス領域の断熱が促進されたためであると推定できる。なお、発表では、高充填化による揮発成分の移行挙動についても報告する。

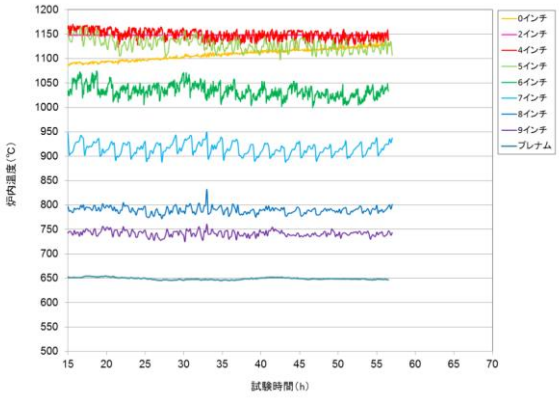


図 1　炉内温度履歴（廃棄物充填率 14wt%）

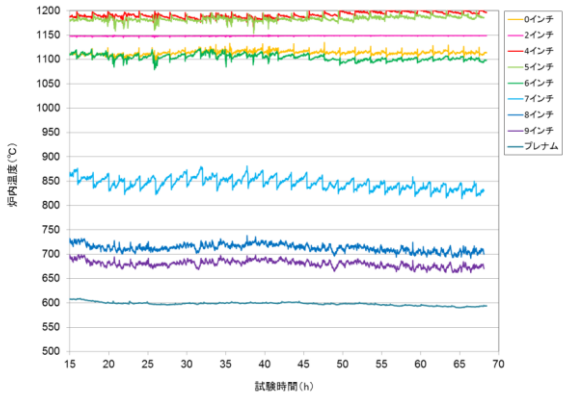


図 2　炉内温度履歴（廃棄物充填率 26wt%）

謝辞：本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Kunihiko Nakano[1], Miyuki Furusawa[1], Midori Uchiyama[1], Hidenori Kawashima[1], Shun-ichiro Ueno[1] and Toshiki Fukui[1]

[1]IHI Corporation.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L11-15] ガラス固化技術2

座長：宇留賀 和義 (電中研)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 16:05 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L11] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*稲葉 優介[1]、高橋 秀治[1]、針貝 美樹[1]、鄒 遥路[1]、廣濱 祥[1]、斎藤 慧太[1]、三島 理愛[1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学　科学技術創成研究院　原子燃料サイクル研究ユニット）

14:45 〜 15:00

[2L12] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*天本 一平[1]、小林 秀和[1]、菖蒲 康夫[1]、稲葉 優介[2]、内海 和夫[2]、竹下 健二[2]、尾上 順[3]、金田 結依[4]、越坂 亜希子[4]、長谷川 良雄[4] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京工業大学、3. 名古屋大学、4. アート科学）

15:00 〜 15:15

[2L13] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*佐藤 俊和[1]、澤田 裕貴[1]、渡邊 真太[1]、中谷 真人[1]、吉野 正人[2]、稲葉 優介[3]、高橋 秀治[3]、竹下 健二[3]、吉田 朋子[4]、尾上 順[1] （1. 名古屋大学大学院　工学研究科　マテリアル理工学専攻　量子エネルギー工学分野　尾上研究室、2. 名古屋大学大学院　工学研究科　マテリアル理工学専攻　量子エネルギー工学分野 長崎研究室、3. 東京工業大学　先導原子力研究所　竹下研究室、4. 大阪市立大学　複合先端研究機構）

15:15 〜 15:30

[2L14] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*渡邊 真太[1]、澤田 裕貴[1]、中谷 真人[1]、吉野 正人[1]、長崎 正雅[1]、高橋 秀治[2]、稲葉 優介[2]、竹下 健二[2]、尾上 順[1] （1. 名古屋大学、2. 東京工業大学）

15:30 〜 15:45

[2L15] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*中野 義夫[1]、西川 真[1]、川合 康太[1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発（17）フェロシアン化アルミニウムの白金族元素と Mo の吸着特性及び燃焼処理による金属イオン回収

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(17) Adsorption and Combustion Studies of Aluminum Ferrocyanide for Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum

*稲葉 優介，高橋 秀治，針貝 美樹，鄒 遥路，廣濱 祥，斎藤 慧太，三島 理愛，竹下 健二
東京工業大学

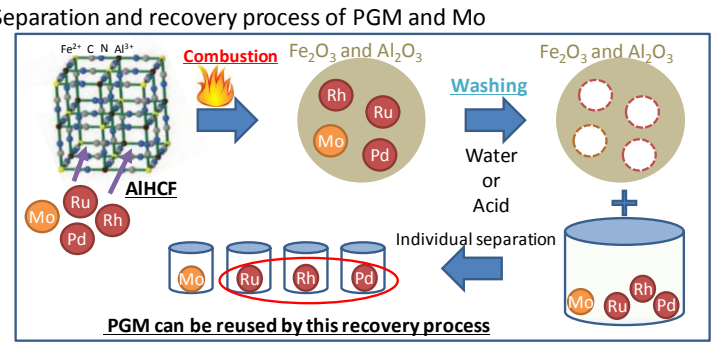
フェロシアン化アルミニウム（AlHCF）の模擬高レベル放射性廃液（sHLLW）からの白金族元素（PGM）及び Mo に対する吸着特性と、吸着試験後の AlHCF を燃焼後、水で洗浄することによる PGM 及び Mo の回収について報告する。

キーワード：ガラス固化体，白金族元素，モリブデン，イエローフェーズ，フェロシアン化物

1. 緒言　HLLW 中の PGM のガラスメルターへの沈積や Mo 酸塩によるイエローフェーズの形成は、ガラス固化体の発生量増大を招いている。本研究では、HLLW からフェロシアン化物を用いて PGM と Mo を分離することによるガラス固化体の高品質、高減容化を目指す。本発表では、Na 非含有 sHLLW を用いた AlHCF の吸着試験及び、金属イオン吸着後の AlHCF からの PGM と Mo の分離回収を試みた。

2. 結果と考察　合成した AlHCF は、26 成分 sHLLW（Na, P, K, Fe, Cr, Ni, Co, Cs, Sr, Ba, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Zn, Te, Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd を含む 1.5 M 硝酸水溶液）からの吸着試験（固液比：200 mg/5 mL）において、他のフェロシアン化物よりも PGM と Mo に対する高い吸着性能を示した（吸着率 Mo: 77%, Ru: 68%, Rh: 32%, Pd: 99%）。また、吸着性能評価を簡略化するために作製した、8 成分 sHLLW（Na, Fe , Cs, Mo, Ru, Rh, Pd, Gd を含む、各金属濃度 1 mM、Na のみ 100 mM）からの吸着試験においても、PGM と Mo に対する高い吸着性能を示した。さらに、ガラス固化体への HLLW の高充填を目指すため、六ヶ所再処理工場におけるアルカリ濃縮廃液との混合前の HLLW からの吸着操作を想定し、Na 非含有の 7 成分 sHLLW（8 成分から Na を除外）を用いた吸着試験を行った。その結果、8 成分 sHLLW とほぼ同様の吸着結果を示した。

次に、26 成分 sHLLW を用いた吸着試験後の AlHCF を熱重量計で空気中 360°C まで加熱し、燃焼させた。燃焼残渣 10 mg を 60°C の蒸留水 1 mL 中に浸漬、24 時間撹拌後、固液分離を行ったところ、Mo、Ru、Rh、Pd が水相に多く溶出された（溶出率 Mo: 100%, Ru: 69%, Rh: 90%, Pd: 29%）。微量の K、Al、Te の溶出も確認されたが、その他の金属はほとんど溶出されず、PGM と Mo の選択的回収に成功した。この溶液から Mo、Ru、Rh、Pd を個別分離することにより、PGM の再利用が期待できる。



謝辞　本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業（平成 26 年度採択）の助成により行われた。

*Yusuke Inaba, Hideharu Tahakashi, Miki Harigai, Yaolu Zou, Sho Hirohama, Keita Saito, Ria Mishima, Kenji Takeshita
Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発　(18)　フェロシアン化物担持用セラミックス担体の合成と収着特性

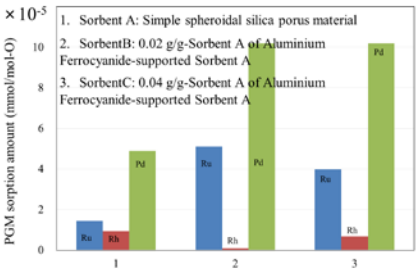
Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object　(18) Synthesis of ceramics support materials to impregnate with ferrocyanide and their sorption characteristics

*天本　一平[1]，小林　秀和[1]，菖蒲　康夫[1]，稲葉　優介[2]，内海　和夫[2]
竹下　健二[2]，　尾上　順[3]，越坂　亜希子[4]，金田　結依[4]，長谷川　良雄[4]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]名古屋大，[4](株)アート科学

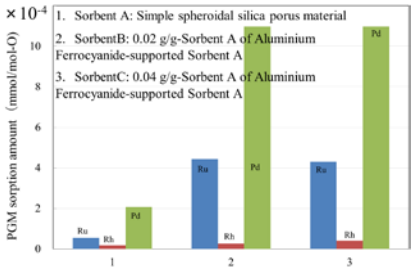
高レベル放射性廃液ガラス固化プロセスにおける白金族元素(PGM)およびMoの一括回収のため，フェロシアン化アルミニウム（AlHCF）を担持できる無機多孔質体の開発を行っている。今回，AlHCFを担持した無機多孔質体の合成法を開発し，試作した吸着剤のPGMに対する収着データを取得した。

キーワード: 無機多孔質体，シリカ(SiO_2)質，フェロシアン化アルミニウム（AlHCF），白金族元素(PGM)，収着特性

1. 緒言　本研究において，PGMに対するAlHCFの高い収着性能について確認しているが，AlHCFは微粒子状であるため実プロセスへの採用は困難である。よって，吸着剤として取扱いやすい形状とするため，これまで開発してきた無機多孔質体にAlHCFを担持させた吸着剤を合成するとともに，PGMを含有する硝酸溶液を用い，その収着特性について調べた。



(a) 2mol/L HNO_3 contained 0.1 mmol PGM



(b) 2mol/L HNO_3 contained 1 mmol PGM

Fig.1 Sorption result of PGS by silica sorbent supported ferrocyanide.

2. 吸着剤の合成及び試験方法　開発中のプロセスでは，フェロシアン化物を低温熱分解し，更に酸によりPGMを抽出分離する。そのため，フェロシアン化アルミニウム（AlHCF）を担持させる無機多孔質体として，PGMに対する収着性能は低いが耐酸性の高いSiO_2質多孔質体を選定した。SiO_2質多孔質体は，イオン交換樹脂をテンプレートに，SiO_2前駆体ポリマーを含浸させ，加熱・焼成することにより作製した。得られた多孔質体にフェロシアン化カリウム溶液を減圧浸透・乾燥させた。更に硝酸アルミニウム溶液を減圧含浸・乾燥させることで，AlHCFを担持した吸着剤とした。合成した吸着剤については，その収着機構を解明するために必要な物性値を取得するとともに，PGM収着試験を実施した。試験は0.1，1.0mmol/LのPGMを含有する2mol/Lの硝酸溶液10mLに対して行い，吸着剤250 mgと共にスクリュー管瓶に封入し，回転式攪拌装置にて24時間混合した。混合前後の硝酸溶液中のPGM濃度をICP-AESにて測定し，吸着量を測定した。

3. 結果・考察　AlHCF担持吸着剤を用いて，PGM（Pd, Rh, Ru）の各単体に対する収着試験を行った結果，いずれのPGM濃度においても硝酸溶液/吸着剤中の活量の比はほぼ一定であり，PGMの総量に無関係な傾向を示しており（Fig.1参照），合成した吸着剤は一般的な抽出剤としての特徴を示していた。また，AlHCFを無機多孔質体に担持させても，AlHCFの収着性能の低下は見られなかった。

参考文献　[1]　天本ら，日本原子力学会「2016年春の年会」予稿集，(2016) 1G02.

*Ippei Amamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1] ,Yasuo Ayame[1], Takamitsu Ishidera[1], Yusuke Inaba[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[3], Akiko Koshizaka[4], Yui Kaneta[4] and Yoshio Hasegawa[4]　[1]JAEA., [2]Tokyo Tech, [3]Nagoya Univ., [4]Art Kagaku.

※本研究は，文部科学省「平成28年度国家課題対応型研究開発推進事業」原子力システム研究開発事業(放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究 開発)タイプA) の公募研究の成果の一部を含む。

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発 (19) UV-Vis/XAFS 分光および第一原理計算による硝酸水溶液中における ルテニウムイオンの化学形態

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(13) UV-Vis/XAFS spectroscopic and first-principles calculation analyses of chemical forms of Ruthenium ion in nitric acid solution

*佐藤 俊和[1]，澤田 裕貴[1]，渡邊 真太[1]，中谷 真人[1]，吉野 正人[1]
稲葉 優介[2]，高橋 秀治[2]，竹下 健二[2]，吉田 朋子[3]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]大阪市立大学

高レベル放射性廃液ガラス固化プロセスにおける白金族元素 PGMs (Ru, Rh, Pd) 及びモリブデン (Mo) 一括回収のためのフェロシアン化物ナノ粒子の吸着特性に関する研究を行っている。本発表では，UV-Vis/XAFS 分光実験および第一原理計算解析により，硝酸水溶液中における Ru の化学形態を調べたので報告する。

キーワード：白金族元素，第一原理計算，紫外可視分光，XAFS

1. 緒言：フェロシアン化物ナノ粒子（HCF）を用いて，高レベル放射性廃液（HLLW）から効率的に PGMs および Mo を一括回収するためには, HCF への吸着特性を調べる必要がある。また, HLLW 中における PGMs, Mo の化学形態は吸着率に影響する可能性が高い。本発表では，紫外-可視(UV-Vis)吸収分光, X 線吸収微細構造(XAFS)および第一原理計算を用いて，HLLW と同じ硝酸水溶液中における Ru イオンの化学形態を調べたので報告する。

2. 実験・計算：Ru を硝酸水溶液に溶解させたサンプルの UV-Vis 吸収スペクトルを測定した。また，理論計算では Gaussian09 コードを用いて，DFT 計算により安定構造を，TDDFT 計算により理論吸収スペクトルをそれぞれ算出し，実験スペクトルと比較することで，硝酸水溶液中における Ru イオンの化学形態を解析した。さらに，Ru を硝酸水溶液に溶解させたサンプルの XAFS 測定（KEK-PF AR NW10A）を行い，Ru 錯体の原子間距離や配位数の解析を行った。

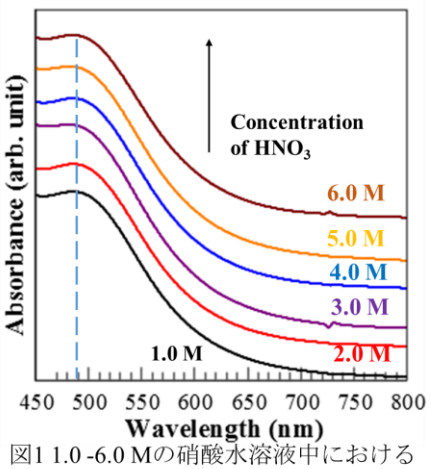


図1 1.0 -6.0 Mの硝酸水溶液中における Ruサンプルの吸収スペクトル

3. 結果：硝酸濃度 1.0 – 6.0 M の硝酸水溶液に Ru を溶解させたサンプルの吸収スペクトルを図 1 に示す。490 nm における吸収帯（図中点線）は硝酸濃度によらずスペクトル形状が一定であることより，1.0 – 6.0 M の硝酸水溶液中で Ru イオンの化学形態が一定であることがわかる。また，2.0 M の硝酸水溶液中における Ru の K-edge XANES スペクトルの吸収端位置が RuO_2 粉末（Ru: 4 価）の吸収端位置と一致したことから，Ru は硝酸水溶液中において硝酸濃度によらず 4 価で存在していることが分かった。理論計算結果を含めた詳細な解析は当日報告する。

4. 謝辞：本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。

---

*Toshikazu Sato[1], Yuki Sawada[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Tomoko Yoshida[3] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya university, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Osaka city university

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発：(20)第一原理計算と分光実験によるフェロシアン化物への白金族元素およびモリブデンの吸着特性解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object: (20) First-principles and spectroscopic analyses of adsorption properties of Platinum-group metals and molybdenum to ferrocyanides.

*渡邊　真太[1]，澤田　裕貴[1]，佐藤　俊和[1]，中谷　真人[1]，吉野　正人[1]，長崎　正雅[1]
三島　理愛[2]，稲葉　優介[2]，高橋　秀治[2]，針貝　美樹[2]，竹下　健二[2]，尾上　順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

白金族元素およびモリブデンに対して高い吸着能を有するフェロシアン化物を設計するためには、それらのイオンのフェロシアン化物への吸着機構を解明する必要がある。本研究では、白金族元素およびモリブデン吸着の機構について第一原理計算と分光実験による解析結果を報告する。

キーワード：フェロシアン化物，白金族元素，モリブデン，第一原理計算，分光実験

1. 緒言: 我々のグループでは、フェロシアン化物ナノ粒子を用いて、ガラス固化プロセスの前段階で高レベル放射性廃液から白金族元素(PGMs)およびモリブデン(Mo)を一括回収する技術開発を行っている。効率的な PGMs, Mo の回収のためには、それらの元素のフェロシアン化物ナノ粒子への吸着機構を解明する必要がある。本研究では、フェロシアン化物として代表的なプルシアンブルー(PB)を取り上げ、第一原理計算と分光実験により PGMs および Mo の吸着前後の PB の構造・電子状態特性を比較解析したので報告する。

2. 実験・計算: 金属イオンを吸着した PB について、赤外全反射分光法(FT-IR)により CN 基の伸縮振動を測定し、紫外可視吸収分光法により Fe 金属内遷移および電荷移動方遷移を測定した。さらに、理論計算により PGMs および Mo の吸着前後の PB のスペクトルおよび電子状態の解析を行った。

3. 結果・考察: 図 1 に PB(a)および Pd 吸着 PB(Pd:PB)(b-d)の IR スペクトルを示す。Pd の吸着量が増えるにつれて低波数側にピークが観測され (b, c)、吸着平衡に達すると、高波数側にピークが観測された(d)。第一原理計算の結果から、Pd が PB の骨格を成す Fe^{2+} と部分的に置換することで低波数側にピークが観測され、Pd 置換量が増えると高波数側にピークが観測されることが分かった。

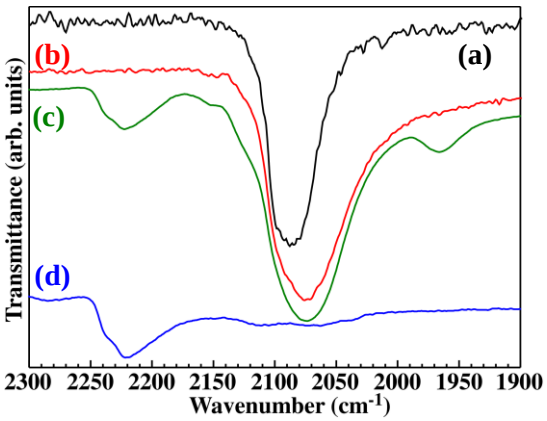


図 1. プルシアンブルー(PB)および Pd 吸着プルシアンブルー(Pd:PB)の IR スペクトル (a):PB (b):Pd:PB 非平衡 24h, 1 mM, (c):Pd:PB 非平衡 1 week, 30 mM, (d): Pd:PB 平衡 1 week, 300 mM

謝辞: 本研究は文科省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。また, CASTEP を用いた理論計算は名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して行われた。

---

*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Ria Mishima[2], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Miki Harigai[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

ガラス固化体の高品質化・発生量低減の為の白金族回収プロセスの開発 (21)模擬高レベル廃液構成主要元素のホウケイ酸ガラス相内への拡散・溶解現象解析

Development of Recovery of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(21) Analysis of diffusion and solubility behavior of major simulated high-level liquid waste components into borosilicate glass

*中野 義夫[1], 西川 真[1], 川合 康太[1], 竹下 健二[1]

[1]東京工業大学大学院

模擬高レベル廃液(sHLLW)のガラス固化体形成過程に係わる諸現象の解明は、ガラス溶融炉の制御・操作を行う上で重要な課題である。ここでは、①廃液を構成している金属硝酸塩の熱分解/ガラス化反応、②これら各種元素およびホウケイ酸ガラス構成元素の sHLLW 相/ガラス相間物質移動（拡散/溶解）、③仮焼層内流動・層構造形成を速度論の観点から評価した。

キーワード：模擬高レベル廃液、ホウケイ酸ガラス、拡散/溶解、熱分解/ガラス化反応・物質移動

1. 緒言　仮焼層内諸現象の理解と解明は高レベル廃液ガラス固化体システムの開発にとって必要不欠である。本研究では、模擬高レベル廃棄物の熱分解逐次反応、廃棄物構成元素のホウケイ酸ガラス相内への拡散/溶解およびガラス化反応からなる一連の仮焼層内諸現象のダイナミックス[1]を系統的に把握することを試みた。

2. 実験　熱重量分析(TG)、反応に伴う発生気体分析(MS)測定装置および小型炉と光学系からなる高温観察装置システムを用いて、sHLLW/ホウケイ酸ガラスの昇温に伴う相変化、相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の把握と解析を行った。

3. 結論　分解 sHLLW のホウケイ酸ガラス（組成-mol%: 61.3SiO2, 16.0B2O3, 3.85Al2O3, 3.96Na2O, 4.16CaO, 2.87ZnO, 7.79Li2O）相内拡散/溶解 vs 反応温度マップを図 1 に示す。700℃以下の温度域では sHLLW 主要元素である Na のガラス相内拡散が進行する。それに伴い、ガラス相内の Ca はガラス相表面に拡散、sHLLW 中の Mo と反応、CaMoO4 相を形成する。CaMoO4/ガラス相の非相溶性により、CaMoO4 相分離が起こる。700℃以上では、白金族元素以外の元素はガラス相に取り込まれ溶解する。未分解 sHLLW は、昇温に伴い溶融ガラス相内でさらなる反応が進行、主に NO・O2 の発生に伴う気泡相の形成により仮焼層は膨張、このことが、熱移動に著しく影響する。

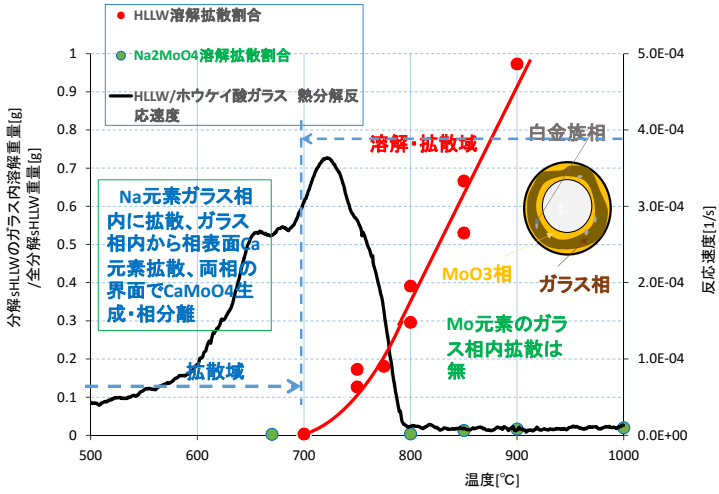


図 1　昇温過程における高模擬廃棄液(sHLLW)成分のホウケイ酸ガラス内拡散・溶解挙動

4. 謝辞

本研究は文部科学省、原子力システム研究開発事業により東京工業大学が実施した研究の一部である。

参考文献

[1] 中野義夫、西川真、川合康太、竹下健二、日本原子力学会 2015 年秋の大会、F45, P229

*Yoshio NAKANO[1], Makoto NISHIKAWA[1], Kota KAWAI[1], Kenji TAKESHITA[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L16-20] ガラス固化技術3

座長：小藤 博英 (JAEA)

2017年3月28日(火) 16:05 〜 17:25 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L16] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*Michal Cibula[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1], Hirokazu Narita[2] （1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Resources Refining Chemistry Research Group, Environmental Management Research Institute, National Institute of Advanced Industrial Science and Technology）

16:05 〜 16:20

[2L17] ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発

*竹下 健二[1]、中野 義夫[1]、稲葉 優介[1]、高橋 秀治[1]、針貝 美樹[1]、尾上 順[2]、渡邊 真太[2]、菖蒲 康夫[3]、天本 一平[3]、大西 貴志[3] （1. 東京工業大学、2. 名古屋大学、3. 日本原子力研究開発機構）

16:20 〜 16:35

[2L18] ガラス溶融炉における白金族及びＹＰ挙動の仮焼層形成状態に基づく評価

*吉岡 正弘[1]、山崎 淳司[1]、渡邊 裕介[1] （1. 日本原燃　再処理事業部　）

16:35 〜 16:50

[2L19] 核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化－酸性水溶液系におけるガラス固化体の分解および模擬核種溶出挙動－

*鷹尾 康一朗[1]、森 貴宏[1]、上原 章寛[2]、池田 泰久[1] （1. 東工大、2. 京大炉）

16:50 〜 17:05

[2L20] バナジウム添加ホウケイ酸ガラス中の模擬廃液成分の EXAFSによる局所構造解析

*松浦 治明[1]、田治見 祐里[1]、椎名 慶[1]、内山 孝文[1]、橋本 拓[2]、川島 英典[2]、柿原 敏明[2] （1. 東京都市大、2. IHI）

17:05 〜 17:20

©日本原子力学会

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発
（22）チオジグリコールアミド系とアミン系抽出剤を用いた白金族元素抽出

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(22) Extraction of Platinum Group Metals from Nitric Acid Solutions Using Thiodiglycolamides and Tertiary Amines

*Cibula Michal[1], 稲葉 優介[1], 竹下 健二[1], 成田 弘一[2]

[1] 東京工業大学, [2] 産業技術総合研究所

Synergistic extraction of Pd, Rh and Ru from highly concentrated nitric acid solutions was investigated using mixed solvents of newly synthesized thiodiglycolamide (TDGA) and tertiary amine compounds.

Keywords: solvent extraction, synergistic effect, platinum group metals, thiodiglycolamide, tertiary amine

1. Introduction In order to improve the vitrification process, the decrease in the concentration of platinum group metals (PGM) in HLLW is imperative. For this purpose, we have been studying the extraction of PGM from HCl and HNO_3 solutions with mixed solvents of TDGA and amine-type extractants [1]. In this study, we investigated extraction of Pd, Rh and Ru from highly concentrated HNO_3 solutions with mixed solvents of newly synthesized *N,N'*-dimethyl-*N,N'*-ditolyl-thiodiglycolamide and *N,N'*-dibutyl-*N,N'*-ditolyl-thiodiglycolamide (MTTDGA and BTTDGA) and tertiary amine-type extractants: tri-*n*-octylamine and tris(*N,N*-di-*2*-ethylhexyl-ethylamide)amine (TOA and EHTAA).

2. Experiments TOA and EHTAA were used without further purification. TDGAs were synthesized. The extraction operation was carried out batchwise: the extractants diluted in toluene, Pd(II), Rh(III) and Ru(III) in HNO_3. Both of TDGA extracted about 100% Pd(II) without TOA or EHTAA in wide range of HNO_3 concentrations. In case of Rh(III), mixed solvents of TDGA and tertiary amines improved the extractability. In particular, a mixed solvent of TDGA and EHTAA extracted ~100% Rh(III), that means a synergistic effect for Rh(III) occurred. Regarding Ru(III), a significant synergistic effect was not observed. However, ~90% Ru(III) could be extracted from highly concentrated HNO_3 (8 M) using higher concentration of MTTDGA.

3. Conclusion Considering the experimental results, we proposed a mutual separation flow that extracts PGM in following order: Pd → Ru → Rh (Fig. 1).

Acknowledgement This work was financially supported by ”The R&D program for advanced nuclear power systems”organized by MEXT.

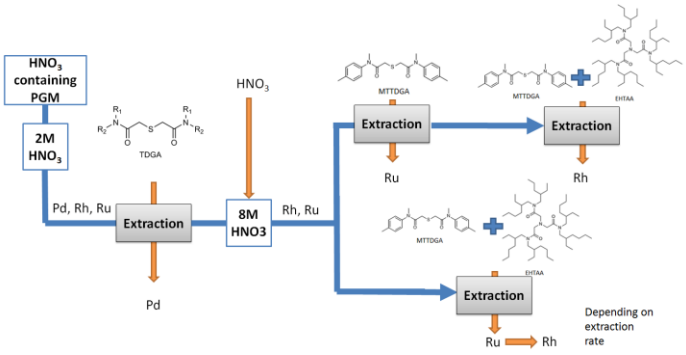


Fig. 1. Proposed mutual separation flow

References

[1] H. Narita, M. Tanaka and K. Takeshita, Japan Patent 2012-025994.; H. Narita, K. Morisaku and M. Tanaka, *Solvent Extraction and Ion Exchange*, **33**, 1-10 (2015).

*Michal Cibula[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1], Hirokazu Narita[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST)

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発 (23)システム評価

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(23) Evaluation of Separation System

*竹下 健二[1]、中野 義夫[1]、稲葉 優介[1]、高橋 秀治[1]、針貝 美樹[1]、
尾上 順[2]、渡邊 真太[2]、菖蒲 康夫[3]、天本 一平[3]、大西 貴志[3]
[1]東京工業大学、[2]名古屋大学、[3]日本原子力研究開発機構

HLLW からの白金族元素、Mo の分離システム開発の研究成果を総括し、分離システムの成立性を評価した。
キーワード：放射性廃棄物処理、白金族元素回収、Mo 回収

１．研究目的

図１のように HLLW からの白金族元素、Mo の分離システムの成立性を明らかにし、以下の目標を達成する。①フェロシアン化アルミニウムをセラミックス担体に含浸した無機吸着剤を開発して HLLW からの Mo と白金族元素の一括回収法（HLLW のこれら元素の濃度を 50%以下）を確立する。②白金族元素と Mo を低減した HLLW を使ったガラス固化体製造と HLLW の高充填化を達成する。③白金族元素と Mo の個別分離技術を開発して、Ru や Rh など有価金属の一般産業へのリサイクルを可能にし、核廃棄物中の有価物利用の道を開く。

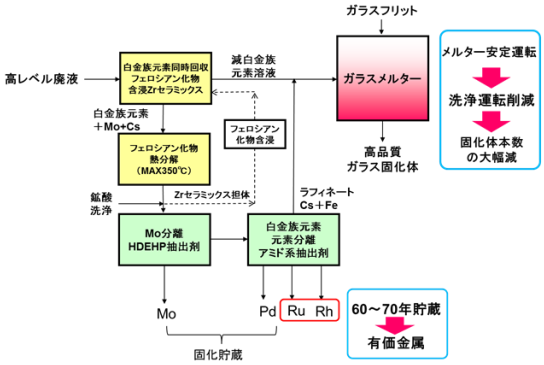


図1　HLLWからの白金族元素、Mo回収システム

２．各目標に対する研究成果

①　Mo、白金族元素一括回収用無機吸着剤の開発　コールド試験において白金族元素、Mo に対する高い選択吸着能を示したフェロシアン化アルミニウムを用いて、実高レベル廃液中の Pd、Ru、Rh、Mo の吸着試験を実施した。**表１**に示すように実高レベル廃液中の Pd、Mo は選択的に吸着でき、フェロシアン化アルミニウムで実高レベル廃液中の白金族元素及び Mo 濃度を半分以下に低減できることがわかった。更に MA（Am）は希土類元素と同様吸着されず、白金族元素及び Mo に対する高い選択吸着性が示された。Ru 吸着能の低下については、高放射線下での Ru 化学種の変化を検討する必要がある。

表1　実高レベル廃液試験（ホット試験）と模擬HLLW試験の比較

試料溶液	Pd	Ru	Rh	Mo	La	Sm	Am	Al
	吸着率[%]							[mg/L]
ホット試験試料	97	8	6	83	n.a	n.a	n.a	75
26成分系模擬廃液（1000倍希釈）	99	46	1	98	n.a	n.a	–	89

②　模擬HLLWを用いたガラス固化体の作製と高充填化　ガラス成分組成の異なるホウケイ酸ガラス相へのHLLW構成元素の拡散/溶解挙動を調べた結果、Moはガラス相内に拡散されにくく、ガラス相から拡散するCaとガラス外で$CaMoO_4$を生成し、$CaMoO_4$がガラス相と相分離を定量評価した。均質なガラス製造にはMoの高度分離が不可欠である。またフェロシアン化アルミニウム由来のAlの濃度が高くなるとガラス相の流動性が低下し、模擬HLLW構成元素のガラス相内への溶解・拡散が起こり難くなることが分かった。HLLWへのAl混入を抑制することによりガラスへのHLLWの高充填化が可能になる。

③　Mo、白金族元素の個別回収技術開発　HDEHP抽出剤により白金族元素、Mo等を含む硝酸溶液からMoを高選択抽出できることを明らかにした。更にPd、Ru及びRhの硝酸溶液系での化学種の同定、及びアミド系、スルフィド系抽出剤による白金族元素の抽出試験を行い、白金族元素を相互分離するための抽出・溶離条件を調べた。チオグリコールアミドによりPdが選択的に抽出され、アミン系抽出剤とチオグリコールアミドの混合溶液によりRhを、高濃度チオグリコールアミドでRuがそれぞれ抽出できることが分かった。またチオ尿素により各金属の溶離が可能であった。白金族元素の相互分離回収に必要な抽出プロセスの構成を提示した。

３．HLLWからの白金族元素、Moの分離システムの評価

以上の研究成果を踏まえて、Mo、白金族元素の同時吸着プロセス、熱分解プロセス、Mo,白金族元素の相互分離プロセスの物質収支を評価し、提案分離システム規模を評価した。HLLWでMo沈殿率を75%と想定した場合の物質収支を計算した。ガラス固化施設に送られるHLLW中のMo濃度は約23%に、白金族元素の濃度は約24%に低下した。分離システムの導入によって、HLLW中のMo、白金族元素濃度を50%以下にするという目標が達成できる見通しが得られた。

謝辞：本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。

*Kenji Takeshita[1], Yoshio Nakano[1], Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Miki Harigai[1], Jun Onoe[2], Shinta Watanabe[2], Yasuo Ayame[3], Ippei Amamoto[3], Takashi Ohnishi[3] ([1]Tokyo Institute of Technology, [2]Nagoya University, [3]Japan Atomic Energy Agency)

ガラス溶融炉における白金族及びＹＰ挙動の仮焼層形成状態に基づく評価

Evaluation of noble metal and YP behavior based on the cold cap formation in glass melter

*吉岡　正弘[1]，渡邊　裕介[1]，山崎　淳司[1]
[1] 日本原燃株式会社

これまで六ヶ所ガラス固化施設の実規模モックアップ試験において溶融炉型(現行炉/新型炉)や供給廃液へのDBP 等添加条件をパラメータに安定運転条件及び運転影響を確認してきたが、それらの結果から仮焼層形成状態により仮焼層下の温度が変化し、白金族やイエロフェーズ(YP)の沈降挙動に影響を与えることが推定された。

キーワード： ガラス固化，高レベル廃液，白金族元素，イエロフェーズ，仮焼層，Ru 針状晶，新型炉

1. 緒言

これまでの試験で底部に沈降した白金族量の比較を行った結果、DBP添加無では新型炉(K2MOC)が均一混合モデルに従う抜出しに対して現行炉(KMOC)は最初から高い濃度で抜出し(沈降)量が多かった。また、沈降量の少ないK2MOCでもDBPを添加すると沈降量が増大した。DBP添加等は、仮焼層を増大させる(断熱性大)ことから白金族沈降量の増大は、仮焼層の形成状態が影響していると推定された。

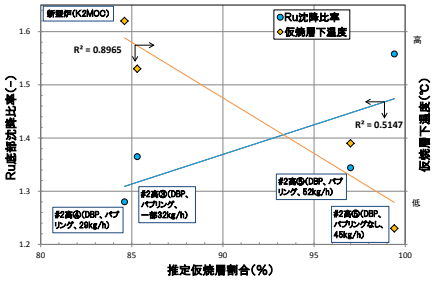


図 1 仮焼層と Ru 沈降量及び仮焼層下部温度の関係

2. 試験（評価）

KMOC 及び K2MOC 炉の試験運転データの評価により、仮焼層増大とともに RuO_2 針状晶が生成する溶融界面（仮焼層下部）の温度が低下し[1]、かつ白金族沈降量が増加すること(図 1)を確認した。これは、溶融界面を含む仮焼層下部の温度が仮焼層の大きさに依存し、その温度が低い(仮焼層が大きい)場合には生成した Ru 針状晶の高粘性による保持時間が長くなり、その成長が進みサイズが増大するとともに、流下による高温部への降下後の低粘性による凝集[2]によって白金族の底部への沈降性が加速されるという白金族沈降増大のメカニズム(図-2)により説明できる。白金族各元素の沈降量は底部沈降濃度を供給濃度で除した底部沈降比率で評価するが、Ru はオフガス系への移行量が他元素より大きく、かつ比重の小さい酸化物に変換するため他元素に比し小さくなる筈である。しかし、Ru 針状晶が成長すれば Ru の底部沈降比率が他元素より大きくなることが想定されるため、仮焼層増大に関連する DBP 濃度、バブリング有無及び溶融速度の影響を新型炉の運転により確認した。

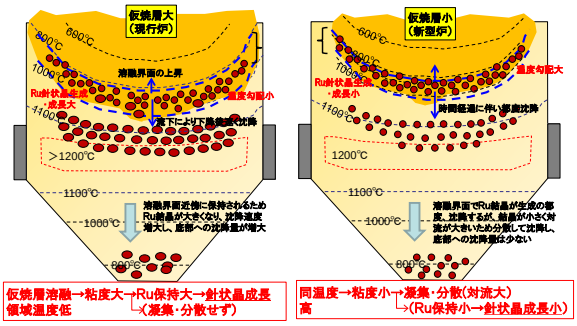


図 2 白金族沈降増大の推定メカニズム

3. 結果・考察

Ru と Rh 及び Pd との沈降量比較を安定した Rh との比(Ru/Rh)を用いることとし、DBP 添加等の Ru 沈降割合増加への影響を調べた。その結果、新型炉では DBP よりも溶融速度増加の影響が最も大きくなること(図 3)から、仮焼層の形成状態により同下部温度が Ru 針状晶の成長に影響して白金族全体の沈降性に寄与するメカニズムを確認した。なお、仮焼層増大時には主電極レベルのガラス温度も上昇するため、同レベルに落ちてくるまでの針状晶成長による RuO_2 のサイズ増大に加えて粘性低下による沈降速度増大により、底部への白金族沈降量が著しく増大するものと推測される。したがって、安定した溶融炉運転には過度の仮焼層増大を引き起こす運転は避けるべきであり、溶融炉の開発面からは処理能力を増加して仮焼層制御に裕度を持たせることが重要である。また、運転条件による YP 発生も同メカニズムにおいて仮焼層下部ガラスの粘性による凝集性[2]の違いから YP 液滴が大きくなる程度によってガラスへの溶け込みが変化し YP 発生に至ると推測される。

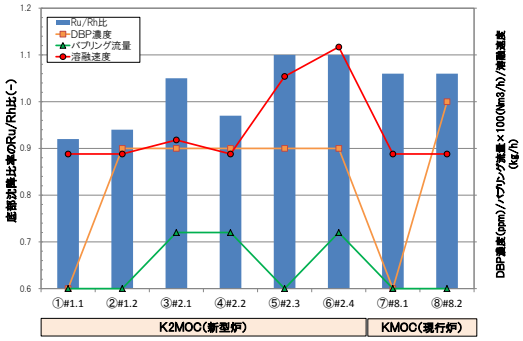


図 3 仮焼層形成(Ru 針状晶成長)への影響比較

参考文献

[1] Pokomy R., Hrma P., Model for the conversion of nuclear waste melter feed to glass, Journal of Nuclear Materials 445, 190 (2014)
[2] 西川真、川合康太、竹下健二、中野義夫、日本原子力学会 2016 秋の大会、2F01

*Masahiro YOSHIOKA[1], Yusuke WATANABE[1], Atsushi YAMAZAKI[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
－酸性水溶液系におけるガラス固化体の分解および模擬核種溶出挙動－

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
Decomposition of Vitrified Wastes and Elution Behavior of Simulated Nuclides in Acidic Aqueous System

*鷹尾 康一朗[1], 森 貴宏[1], 上原 章寛[2], 池田 泰久[1]
[1]東工大先導原子力研, [2]京大炉

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体から長寿命核種を分離する手法開発のため、酸性水溶液系での模擬ガラス固化体の分解および模擬核種の溶出を検討した。その結果、処理後には SiO_2 以外のガラス主成分(B, Ca, Al, Zn, Na, Li の各酸化物)のほぼ全溶解が認められた。また、同時に多くの模擬核種の溶出を確認した。

キーワード：ガラス固化体, 酸処理, 溶出, ImPACT プログラム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物(HLW)ガラス固化体に含まれる長寿命核種のため、超長期にわたる地層処分場管理が必要となる。当 ImPACT プログラムでは長寿命核種として ^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs を選定し、これらの分離・核変換による HLW の大幅な低減・資源化を目指している。特に、我々は既にガラス固化された HLW からのこれら 4 核種の分離・回収について検討を進めている。ガラス固化体はホウケイ酸ガラスを主成分としており、地層処分環境を想定した中性から弱塩基性の領域においては非常に安定であることが知られている。一方、酸性領域における挙動はフッ酸等によるガラス固化体自体の溶解を目的とした検討例以外について我々の知る限り公知の知見は見当たらない。本研究では、各種強酸性水溶液系における HLW ガラス固化体の模擬試料(高模擬ガラス)の分解および模擬核種の溶出挙動について検討を行った。

2. 実験

高模擬ガラス(IHI 製, P/N 5523N17, 約 1 mm 角破砕状, ガラス主成分: Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li、HLW 模擬核種成分: Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd、その他成分: P, Cr, Fe, Ni)と総 H^+濃度 2 mol·dm^{-3} (= M)の各種強酸性水溶液を 1:15 (g/mL)の固液比で混合し、一定温度に保持した。各時間において液相に溶出した成分を ICP-AES により定性・定量した。また、SEM および XRF を用いて処理後ガラス残渣の表面観察およびガラス中残留模擬核種の定性・定量をそれぞれ行った。

3. 結果と考察

総 H^+濃度 2 M の各種強酸性水溶液と高模擬ガラスを混合し 90°C で 8 時間保持したところ、固体成分に 35.0 wt%の重量減が認められた。これは SiO_2 以外のガラス主成分(Na, B, Ca, Al, Zn, Li の各酸化物, 総量: 37.7 wt%)の全溶解にほぼ相当し、液相の成分分析からもこの結果は支持される。SEM 観察の結果、処理後のガラス表面に大きなクラックの発生が多数見られた。各 HLW 模擬核種について液相への溶出率およびガラス中の残存率を求めたところ、特に塩酸-硝酸混合系で Zr, Mo, Ru, Rh 以外がほぼ完全に溶出することが明らかとなった。なお、本研究で扱った全ての条件は HLW の処分環境とはまったく異なるものである。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

---

*Koichiro Takao[1], Takahiro Mori[1], Akihiro Uehara[2], Yasuhisa Ikeda[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech, [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

バナジウム添加ホウケイ酸ガラス中の模擬廃液成分の EXAFS による局所構造解析

Local structural analysis of simulated HLLW in borosilicate glass containing vanadium oxide by EXAFS

*松浦 治明[1]，田治見 祐里[1]，椎名 慶[1]，内山 孝文[1]，橋本 拓[2]，川島 英典[2]，柿原 敏明[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃棄物処分におけるバナジウム添加ホウケイ酸ガラス組成の最適化を目指し、組成の混合比を種々に変動させた（アルカリ/主成分比、Si/B 比、アルカリ土類/主成分比）ガラス中に含有されている模擬廃液成分に関し、高温溶融時を含めた局所的な構造解析を系統的に行った。モリブデンは溶融してもさほど大きな構造変化が見られないものの、アルカリ含有量が減ると大きかった。

キーワード：X 線吸収微細構造，ホウケイ酸ガラス，バナジウム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物をより多く包含させることの可能なガラス組成の探索、ならびにガラス溶融炉の操作条件の最適化を目指し、バナジウムが添加されたホウケイ酸ガラス中に含まれる模擬核分裂生成物の、溶融時を含めた高温での局所的な構造を調査している[1]。本研究では、バナジウム添加ホウケイ酸ガラスについて、①アルカリ含有率②Si/B 比③アルカリ土類含有率の 3 種のパラメータを個々に変化させ、模擬廃棄物まわりの構造の変化を捉えるため、広域 X 線吸収微細構造を測定した。

2. 実験

種々の模擬廃棄物が含有されたバナジウム添加ホウケイ酸ガラスの試料を粉砕し、0.5 mm の光路長をもつアルミナセルに入れ、可搬型の EXAFS 測定用電気炉を用いて加熱し、1200 ℃ にて一旦溶融させ、モリブデンの K 吸収端の EXAFS スペクトルを取得した。さらに降温して 800 ℃ にて再度測定したのちに、室温まで冷却し測定した。得られた動径構造関数を用いてフィッティングし、第一近傍における原子間距離および配位数等の構造パラメータを導いた。

3. 結果及び考察

図 1 に基盤ガラス組成に対してアルカリが 0.23 mol%含まれるガラスの各温度における動径構造関数を示す。アルカリ含有率がより大きいガラス（0.27 mol%）と比較すると、こちらのガラスは溶融時における構造関数の変化が大きい。Mo－O の配位数を 4 に固定しフィッティングにより得られた Mo－O 距離の値は、800 ℃、1200 ℃ 時ともにアルカリ含有量 0.27 mol%より 0.23 mol%の方が短く、その値の変化の温度依存性も大きかった。これらの結果より、試験を行った濃度範囲内においてアルカリ含有量が小さい方が高温における流動性が良く、冷却したときの構造変化も大きいことがわかった。

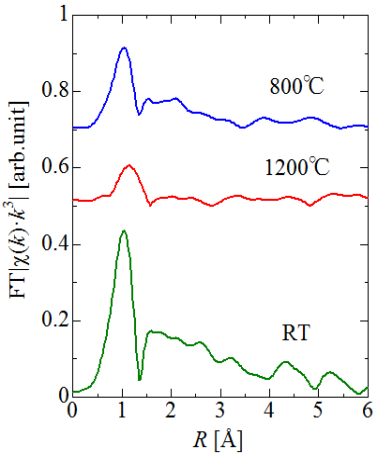


図 1 アルカリ含有率(0.23mol%)のガラスの動径構造関数の温度依存性

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果である。

参考文献

[1] 永井崇之ほか、JAEA-Research-2016-015

*Haruaki Matsuura[1],Yuri Tajimi[1],Kei Shiina[1],Takafumi Uchiyama[1],Taku Hashimoto[2],Hidenori Kawashima[2],andToshiaki Kakihara[2]
[1]Tokyo City Univ., [2] IHI Corp.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[2L21-24] 各種廃棄物処理技術

座長：鷹尾 康一朗 (東工大)

2017年3月28日(火) 17:25 〜 18:30 L会場 (16号館 16-503教室)

[2L21] 易溶性セシウムを含有した飛灰のジオポリマー固化

*中村 祐太[1]、高岡 昌輝[1]、鈴木 泰博[2]、菊池 孝浩[2]、石田 泰之[3]、市村 高央[3]、鈴木 務[3] （1. 京都大学、2. 日揮、3. 太平洋セメント）

17:25 〜 17:40

[2L22] ファインバブル発生装置を用いた液液抽出法における溶媒の微細油滴化

*宮地 裕基[1]、安江 亮磨[2]、澤田 佳代[3]、榎田 洋一[1] （1. 名古屋大学大学院工学研究科、2. 名古屋大学工学部、3. 名古屋大学未来材料・システム研究所）

17:40 〜 17:55

[2L23] 難燃性廃棄物焼却設備の実証試験(7)

*横須賀 一裕[1]、牧 翔太[1]、福井 雅裕[1]、大澤 隆康[1]、家村 圭輔[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:55 〜 18:10

[2L24] 溶離-電着法による放射性廃イオン交換樹脂の除染技術の開発(4)

*宮本 真吾[1]、岩﨑 守[1]、小森 英之[1]、会沢 元浩[2]、太田 信之[2]、岩佐 淳司[2]、石田 一成[3] （1. 栗田工業、2. 日立GE、3. 日立製作所）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

易溶性セシウムを含有した飛灰のジオポリマー固化
（2）Cs の化学形態と不溶化の関係

Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds

(2) Relationship between Chemical Form of Cs and its Immobilization

*中村 祐太[1]，高岡 昌輝[1]，鈴木 泰博[2]，菊池 孝浩[2]，石田 泰之[3]，市村 高央[3]，鈴木 務[3]，
[1]京都大学，[2]日揮，[3]太平洋セメント

易溶性セシウムを含む飛灰を対象に、メタカオリンベースのジオポリマー固化体を作製した。養生条件をパラメーターとして固化体を作製し、セシウムの溶出が抑えられた固化体を対象に高輝度放射光を用いたX 線吸収微細構造（XAFS）測定を行い、セシウムの化学形態を観察し、溶出挙動と比較検討した。

キーワード：ジオポリマー，焼却飛灰，セシウム，XAFS，化学形態

1. 緒言

易溶性セシウム（Cs）を含む飛灰を対象とし、メタカオリンベースのジオポリマー固化技術の適用性を検討している。作製した固化体に対し、Cs の浸出量や Cs の化学形態を調べ、Cs 不溶化のメカニズムの分析を行った。

2. 実験

模擬飛灰にフィラーとしてメタカオリンを混合し、珪酸ソーダと水酸化ナトリウムの溶液に投じて混練した。養生は 80℃、24 時間と 105℃、24 時間の 2 条件で行い、IAEA 法に準じた浸漬試験を実施し Cs の浸出率を求めた。

また、浸出の抑えられた固化体中 Cs の化学形態同定のため、高輝度光科学研究センターの SPring-8 にて XAFS 分析を行い、養生後や浸漬前後のスペクトルを観察した。

3. 結論

XAFS 測定の結果を図 1 に示す。80℃、105℃養生サンプルともに模擬飛灰のスペクトルに比べポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）に形状が近づいていた。さらに、105℃養生サンプルでは、80℃養生よりもポルサイトに近いスペクトルとなっており、浸出試験結果でも 80℃養生と比べ、105℃養生は Cs の浸出が 1/5 以下に抑えられていた。このことからジオポリマー中の Cs がポルサイトに近い化学形態に変化することで Cs の浸出が抑えられたと考えられる。105℃養生においては、浸漬前後でスペクトルの変化が見られず、十分に Cs が保持されていると考えられた。

また一軸圧縮強度試験において、80℃養生、105℃養生サンプルともに環告 14 号の基準値である 0.98MPa を十分に達成できていた。

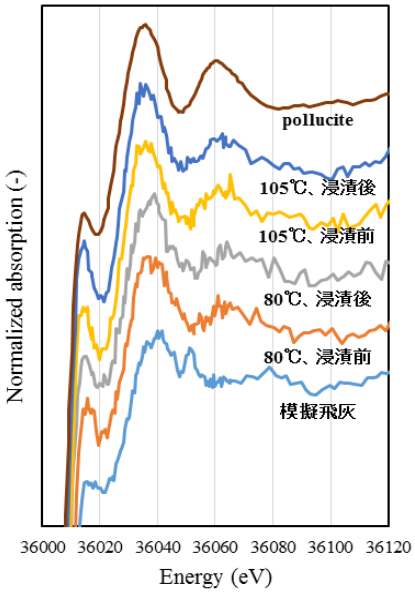


図 1　XAFS 測定結果

*Yuta Nakamura[1], Masaki Takaoka[1], Yasuhiro Suzuki[2], Takahiro Kikuchi[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3] and Tsutomu Suzuki[3]

[1]Kyoto Univ., [2]JGC, [3]Taiheiyo Cement.

ファインバブル発生装置を用いた液液抽出法における溶媒の微細油滴化

Formation of the fine organic droplets for liquid-liquid extraction by using fine bubble generator

*宮地裕基[1]，安江亮磨[2]，澤田佳代[1,2,3]，榎田洋一[1,2]

[1]名大院・工，[2]名大・工，[3]名大・未来研

ファインバブル発生装置を用いて抽出剤であるジエチルヘキシルリン酸(HDEHP)を微細油滴化し，硝酸溶液中に分散させた．この手法で微細化した抽出剤は硝酸溶液と安定なエマルションを形成しており，形成したエマルションを用いてネオジムの抽出を行うことに成功した．

キーワード：液液抽出，エマルション

1. 緒言　近年，水質浄化や洗浄を始めとする多くの工業分野においてファインバブルの応用が検討されている．ファインバブルは直径が数 nm から数 μm の気泡であり，長時間の持続性を始めとする様々な性質を持つ[1]．本研究ではファインバブルの発生法の一つである旋回液流法を用いて有機溶媒を微細油滴化し，液液抽出法に応用する手法を提案した．この手法では微細化によって水相，有機相間の反応界面積が増大することが見込まれるが，直径の小さい液滴は容易に合一しないため[2]，微細油滴化した有機相を相分離する手法についても検討が必要である．本研究では提案した手法によって作製した微細油滴の性質を明らかにすることを目的とし，効果的な相分離の方法として希釈剤の添加と遠心分離による相分離も併せて検討した．

2. 実験　マグネットポンプを用いて 0.1 mol dm^{-3} 硝酸をファインバブル発生装置（ECBL-S1，大巧技研）に送液し，発生した旋回流にドデカンを吸引させることで微細油滴を作製した．粒度分布測定装置（LA-920，堀場）を用いて微細油滴の直径を測定した．同じ手順によって 30% HDEHP 溶液を微細油滴化し，微細油滴と水相溶液から成るエマルションの吸光度を紫外可視分光光度計（Cary50，Varian）によって測定した．エマルションを HDEHP 溶液の希釈剤である 2,2,4-トリメチルペンタンと混合，遠心分離することで相分離させ，再度吸光度を測定した．また，硝酸ネオジム水溶液とエマルションを混合し，有機相に抽出されたネオジムの濃度を ICP-AES（ICPE-9000，島津製作所）によって測定した．

3. 結果・考察　微細油滴の直径の測定結果を図 1 に示す．微細油滴の直径は振とうによって作製した対照試料の 30 分の 1 程度であり，二液相間の接触界面積が増大していることがわかった．エマルションの吸光度の変化を図 2 に示す．図 2 より，希釈剤との混合，遠心分離を経ることで吸光度が減少していることがわかる．液体の吸光度の減少は水溶液中に含まれる油滴の数の減少を示す．したがって，希釈剤と混合後に遠心分離を行うことによって効果的な相分離が可能であるといえる．また，硝酸ネオジム水溶液からの抽出実験より，微細油滴は液液抽出に利用可能であるとわかった．

4. 結論　ファインバブル発生装置を用いることで有機溶媒を微細油滴化し，反応界面積を増大することができる．また，作製した微細油滴は抽出に利用可能であり，希釈剤との混合と遠心分離によって容易に相分離可能である．

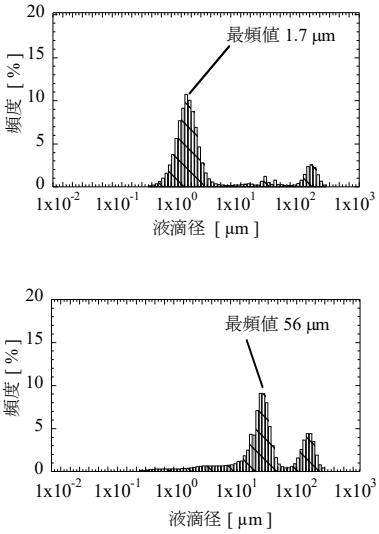


図 1　油滴の直径

（上：微細油滴，下：対照試料）

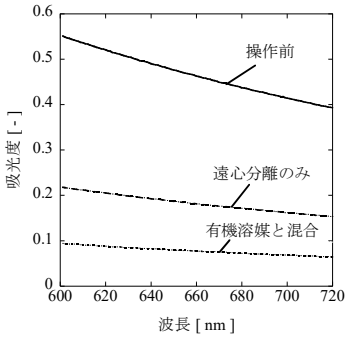


図 2　吸光度測定の結果

参考文献

[1] R. Parmar, S. K. Majumder, “Microbubble generation and microbubble-aided transport process intensification”, Chemical Engineering and Processing, **64**, 79-97(2013)

[2] Jeelani S.A.K, Hosig R, Windhab EJ, “Kinetics of low Reynolds number creaming and coalescence in droplet dispersions” AIChE, **51**,149-161(2005)

* Hiroki Miyachi[1], Ryoma Yasue[2], Kayo Sawada[1,2,3] and Youichi Enokida[1,2]

[1]Graduate School of Engineering, Nagoya University, [2]School of Engineering, Nagoya University,[3]Institute of Materials and Systems for Sustainability, Nagoya University

難燃性廃棄物焼却設備の実証試験(7)
塩素成分を含んだ TRU 廃棄物焼却設備の缶体材料の選定に関する検討

Demonstration of an Incinerator for Flame-retarded TRU Wastes(7)
Investigation to select a stainless steel instead of hastelloy alloy C-22 used for an incinerator for TRU wastes containing chloride compound

*横須賀一裕，牧翔太，福井雅裕，家村圭輔，大澤隆康
JAEA

Pu 等の TRU を含む難燃性廃棄物焼却設備内の腐食環境の厳しい箇所には、耐食性は高いが、高価なハステロイ C-22 が使用されている。このため、イニシャルコスト低減に向け安価な材料であるステンレス鋼の使用の可能性を確認することを目的とした材料の腐食試験を行った。

キーワード：難燃性廃棄物、焼却炉、プルトニウム

1. 緒言

本設備では、プルトニウム燃料施設から発生する難燃性放射性廃棄物（PVC等）について、減容・安定化する技術を実証するための焼却試験を実施してきた。その中で、ハステロイC-22については10年以上にわたり使用可能であることを確認しているが、ハステロイC-22は高価であるため、今後の設備更新及び後継設備の設計に反映すべく、安価なステンレス鋼の使用の可能性を調査するための腐食試験を実施した。

2. 塩素成分を含んだ TRU 廃棄物の焼却設備

本設備の系統図を図1に示す。本設備では、プルトニウム燃料施設から発生する塩化ビニル及びハイパロン製グローブ等の難燃性の放射性廃棄物を焼却しており、構成機器の閉じ込め機能がHCl等の焼却ガスにより腐食しないよう、図中青線部の箇所に耐食材料としてハステロイC-22を採用している。

3. 試験結果

ステンレス鋼の試験片を焼却運転中の実環境下に設置し、焼却ガスに暴露させたところ、乾燥した環境である1次及び2次セラミックフィルタ内においては、本設備の設計寿命を満足できる程度の耐食性を有することを確認できた。しかし、湿潤環境であるスプレー塔上部及びスクラバ入口部に設置した試験片には、焼却ガスが溶解したスプレー水に含まれるHClに起因すると思われる著しい重量の減少を確認した。また、コールド環境下で行った焼却灰や焼却ガス析出物に含まれる腐食成分である$CaCl_2$や$ZnCl_2$等の単体試薬をステンレス鋼の試験片に塗布した腐食試験では、試験片に孔食が発生することを確認した。

4. 結言

試験結果により、乾燥した環境下であればステンレス鋼でも長期間健全性を維持できる可能性があると言える。一方、湿潤環境下では試験片が腐食したことから、今後は乾燥した環境下であってもHClガスが結露する可能性のある運転停止中の常温環境下においてステンレス鋼の健全性を確認する腐食試験を行う。

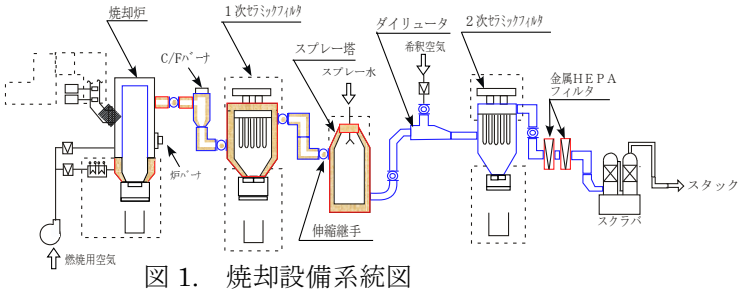


図 1.　焼却設備系統図

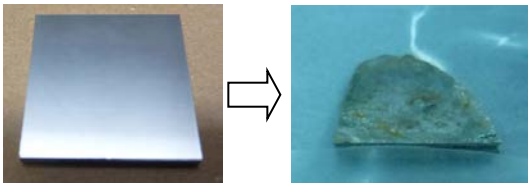


図 2.　スクラバ入口部に設置した試験片の腐食

* Kazuhiro Yokosuka, Shota Maki, Masahiro Fukui, Keisuke Iemura, Takayasu Osawa

溶離-電着法による放射性廃イオン交換樹脂の除染技術の開発（４）

Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (4)

*宮本 真吾[1]，岩﨑 守[1]，小森 英之[1]，会沢 元浩[2]，太田 信之[2]，岩佐 淳司[2]，石田 一成[3]
[1]栗田工業，[2]日立 GE，[3]日立研開

酸溶離-電着法により使用済みイオン交換樹脂（廃樹脂）から放射性金属を除去するシステムを開発中であり、これまでにそのシステム性能を報告している（廃樹脂からの放射能除去率 > 99 %）。今回、本システムに組み込まれているイオン交換膜について、γ線照射による膜物性変化およびイオン透過性能変化を評価した。その結果、実機想定のγ線照射量（吸収線量 270 Gy）でも、イオン交換膜の膜物性は使用継続可能な範囲であり、イオン透過性能は照射前と同等であることを確認した。

キーワード：放射性廃イオン交換樹脂，イオン交換膜，^{60}Co，γ線、酸化劣化

1. 緒言

原子力発電所の原子炉水浄化系、燃料貯蔵プール水浄化系にて、冷却水の浄化に使用された廃樹脂は、放射能が高く、焼却処理等の減容化処理が難しいという課題がある。本研究では、前報[1]までに、廃樹脂から ^{60}Co を主とした放射性金属を溶離除去し、溶離した放射性金属を電着により安定固定化する、廃樹脂の放射能低減システムを提案した。本システムでは電気透析と電着効率向上のためにイオン交換膜（カチオン交換膜とバイポーラ膜）を使用しており、これらのイオン交換膜は放射性金属を電着した陰極と近い位置に設置される。陰極からのγ線照射による影響と、水の放射線分解で生成した酸化性分解物による酸化劣化の影響が懸念されたため、今回、γ線暴露下のイオン交換膜の性能変化を確認した。

2. γ線照射膜の性能変化確認

カチオン交換膜とバイポーラ膜のそれぞれに対して、**表 1** の条件でγ線照射を行い、性能評価用サンプルを調整した。

表 1　イオン交換膜へのγ線照射条件

ｻﾝﾌﾟﾙ名	γ 線照射量（吸収線量）	膜透過面積（γ 線照射前）	備考
Case1	2.7 Gy	80 cm^2	廃樹脂 1 m^3 処理した際の電着物からのγ 線照射量に相当
Case2	67 Gy		廃樹脂 5 m^3 処理した際の電着物からのγ 線照射量に相当
Case3	270 Gy		廃樹脂 10 m^3 処理した際の電着物からのγ 線照射量に相当
新品膜	照射なし		―

2-1. 膜物性分析

Case1～3 および新品膜の膜物性を評価した（**図 1**）。電気抵抗と破裂強度は 2.7Gy のγ線照射により低下したが、使用継続可能な範囲であり、また、270 Gy まで照射量を増加させてもその後の有意な低下はなかった。Case 1 ～ 3 および新品膜の交換容量に有意な差はなく、γ線照射によりイオン交換基の分解・変質などは起こらないことがわかった。また、バイポーラ膜はγ線照射による膜物性の変化はほとんど認められなかった。

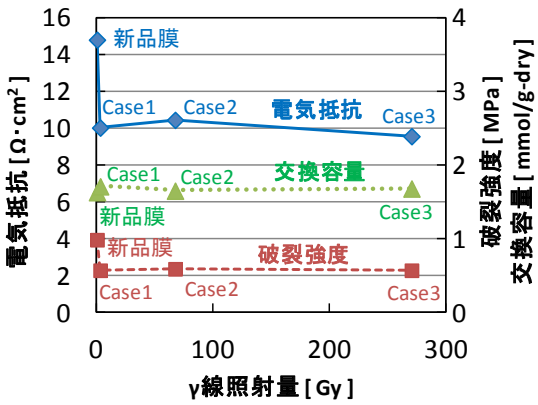


図 1　カチオン交換膜の膜物性の変化

2-2. カチオン交換膜の Co、Fe イオン透過速度確認試験

カチオン交換膜を 1 枚設置した電気透析セルを用いて、イオン透過性能の評価試験を実施した。その結果、Case 1 ～ 3 の Co、Fe のイオン透過性能は新品膜と同等であった。

3. 結論

実機想定（吸収線量 270 Gy）のγ線照射後でも、イオン交換膜の膜物性は使用継続可能な範囲であり、イオン透過性能は同等であったことから、実機環境でもイオン交換膜を使用可能であると期待できる。今後は、システム性能のホット試験と、イオン交換膜の実系の性能評価（金属イオン吸着とγ線照射の複合的影響評価）を予定している。

参考文献　[1] 宮本、岩﨑、小森、会沢、太田、石田；日本原子力学会「2016 年秋の大会」2F20

*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2] and Kazushige Ishida[3]
[1]Kurita Water Industries Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M01-06] 軽水炉の事故時挙動

座長：山野 秀将 (JAEA)

2017年3月28日(火) 09:35 〜 11:10 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M01] RELAP/SCDAPSIMを搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析

*布川 大樹[1]、辻 光世[1]、亀山 高範[2] （1. 東海大学大学院、2. 東海大学）

09:35 〜 09:50

[2M02] RELAP/SCDAPSIMを搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析

*辻 光世[1]、布川 大樹[1]、亀山 高範[2] （1. 東海大学大学院工学研究科応用理学専攻、2. 東海大学工学部原子力工学科）

09:50 〜 10:05

[2M03] 統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHICによる BWR事故時格納容器解析

*河合 宏[1]、早崎 辰哉[1]、藤原 大資[1] （1. テプシス）

10:05 〜 10:20

[2M04] 使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析

*小城 烈[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁）

10:20 〜 10:35

[2M05] 原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うプラントシミュレータの開発

*杉浦 義隆[1]、山口 龍之介[1]、藤原 大資[1]、久保田 修[1] （1. テプコシステムズ）

10:35 〜 10:50

[2M06] PWRを対象とした多重配管破断時のプラント挙動及び成功基準に関する研究

*國司 達弥[1]、牟田 仁[1]、村松 健[1] （1. 東京都市大学院 工学研究科共同原子力専攻）

10:50 〜 11:05

©日本原子力学会

RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析
(3) 平衡炉心の運転サイクル初期/末期の BWR プラントの解析

Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.
(3) Analysis of BWR plant at BOC/EOC of equilibrium core.

[1] 東海大　*布川 大樹[1]，辻 光世[1]，亀山 高範[1]

機構論的コード RELAP/SCDAPSIM[1]を搭載し、グラフィカルな入出力[2]によりプラントの挙動の理解が容易な原子炉シミュレータを用いて、代表的な事故要因を基に、過酷事故解析を行った。BWR プラントの平衡炉心の運転サイクル初期と末期で過酷事故時の挙動の差異を明らかにした。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM，シビアアクシデント，BWR

1. 背景・目的

福島第一原子力発電所事故後、炉心溶融を防止する措置が求められ、その措置を講じるために過酷事故の進展の予測する解析が不可欠である。

東海大学では Severe Accident Reactor Simulator（SARS）[3]を導入し、異常過渡から過酷事故までの解析を可能とし、前回報告[3]では、公開文献[4]との解析結果の比較し、妥当性を確認した。

過酷事故の解析では、最も厳しい条件が求められ、運転サイクル初期（BOC）/末期（EOC）では、燃焼度・出力分布が異なるため、それらを考慮した解析が重要である。

本研究では、SARS を用いて BWR プラントの平衡炉心 BOC/EOC にて過酷事故の解析を実施し、炉心損傷の進展を明らかにする。

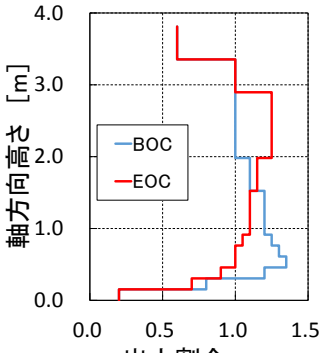


図 1 軸方向出力分布.

2. 解析方法

解析には RELAP5/SCDAPSIM mod3.5 [1] を搭載し、グラフィカルな入出力が可能な SARS を使用する。解析対象は、9×9-B 型燃料集合体で構成される平衡炉心 BOC/EOC の BWR5 とし、崩壊熱は米国原子力学会 1979 年の標準データ[5]を用いる。図 1 に軸方向出力分布を示す。解析ケースは、①再循環入口配管の大破断 LOCA と外部電源と非常用ディーゼル発電機が喪失する場合（LOCA 時注水機能喪失）と②外部電源と非常用ディーゼル発電機が喪失する場合（全電源喪失）を選定した。

表 1 過酷事故解析結果

解析ケース	パラメータ	BOC	EOC
① LOCA 時注水失敗（2500 秒時点）	損傷開始時刻[秒]	375	333
	炉心損傷割合[%]	25.1	65.1
	水素生成量[kg]	168	329
	炉心溶融割合[%]	12.6	29.1
② 全電源喪失（7500 秒時点）	損傷開始時刻[秒]	5490	5300
	炉心損傷割合[%]	54.9	44.0
	水素生成量[kg]	182	210
	炉心溶融割合[%]	45.7	32.6

3. 解析結果

解析ケース①②の結果を表 1 にまとめる。ケース①の炉心損傷レベルの分布の時間変化を図 2 に、炉心損傷割合の時間変化を図 3 にそれぞれ示す。大破断 LOCA 発生後、1.8 秒後に水位が設定点 L3 を下回るため、原子炉はスクラムした。その直後から炉心は露出し、被覆管温度が上昇した。EOC 炉心は、図 1 の局所出力に対応した崩壊熱により炉心上部から温度が上昇し、598 秒後から広範囲の被覆材が高温の蒸気と酸化し、混合酸化物の融点（2830K）を超過し、1270 秒後に炉心溶融に至った。BOC 炉心も同様に崩壊熱により被覆管温度が上昇するが、炉心下部から炉心溶融が開始し、高温の蒸気の上部への流入が妨げられ、炉心上部で酸化速度が減少し、EOC 炉心と比較して損傷が抑えられた。破断後 2500 秒時点で BOC では約 25%の炉心が損傷したのに対し、EOC では約 65%の炉心が損傷し、損傷レベルの分布と領域割合の差異が大きかった。

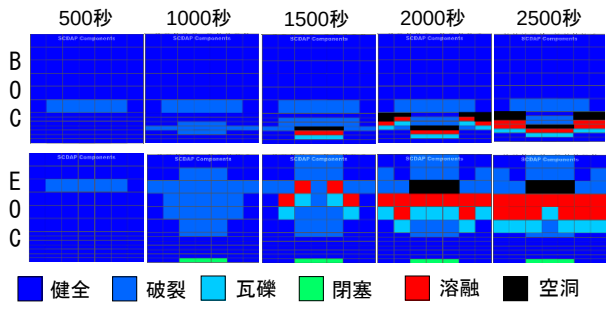


図 2 大破断 LOCA 時の損傷レベルの分布の時間変化.

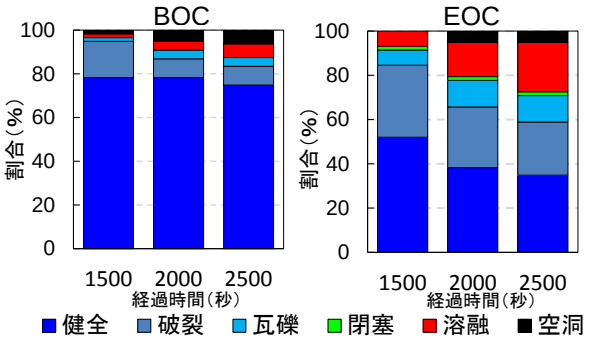


図 3 大破断 LOCA 時の損傷領域の割合の時間変化.

ケース②でも同様の比較を実施した。炉心損傷は、BOC で 5490 秒後、EOC で 5300 秒後から開始し、7500 秒時点では BOC で約 55%、EOC で約 44%が損傷した。溶融開始位置は両者共に上部であり、ケース①と比較し、損傷レベルの分布と領域割合の差異は小さかった。

以上の結果より、平衡炉心 BOC/EOC 出力分布による事故進展への影響は、事象の時間進展により大きく変化することを明らかにした。

参考文献 [1] SCDAP/RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL VOLUME Ⅲ USER'S GUID AND INPUT MANUAL (INEEL,1997)、[2]日本原子力学会「2015 年秋の年会」D19、D20（NEL,2015）、[3]日本原子力学会「2016 年春の年会」1I17、1I18（東海大学,2016）、[4]浜岡原子力発電所 3 号機の原子炉設置許可変更申請書添付資料十(中部電力㈱,平成 27 年)、[5] American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors ANSI/ANS-5.1-1979.

*NUNOKAWA Daiki[1], TSUJI Mitsuyo[1], KAMEYAMA Takanori[1]　[1]Tokai Univ.

RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析
(4) 平衡炉心の運転サイクル初期/末期の PWR プラントの解析

Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.
(4)Analysis of PWR plant at BOC/EOC of equilibrium core.

*辻　光世[1], 布川　大樹[1], 亀山　高範[1], [1] 東海大学

機構論的コード RELAP/SCDAPSIM[1]を搭載し、グラフィカルな入出力[2]によりプラントの挙動の理解が容易な原子炉シミュレータを用いて、代表的な事故要因を基に、過酷事故解析を行った。PWR 平衡炉心の運転サイクル初期と末期で過酷事故時の炉心損傷の進展の差異を明らかにした。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM,シビアアクシデント,PWR

1. 背景・目的　福島第一原子力発電所事故後、既存の原子炉で炉心損傷を防止する対策が求められ、そのためには過酷事故の進展を予測する解析が不可欠である。東海大学では Severe Accident Reactor Simulator（SARS）[3]を導入し、異常過渡から過酷事故の解析が可能であり、前回報告[3]では公開文献[4][5]との比較を行い解析の妥当性を確認した。過酷事故の解析は最も厳しい条件が求められ、平衡炉心の運転サイクル初期（BOC）及び運転サイクル末期（EOC）では、燃焼度や出力分布が異なるため、それらを考慮した解析が重要である。本研究では SARS を用いて加圧水型原子炉（PWR）プラントの平衡炉心 BOC・EOC の過酷事故時のプラント挙動と炉心損傷の進展を明らかにする。さらに過酷事故時の炉心損傷を防止するための有効な対策を考案する。

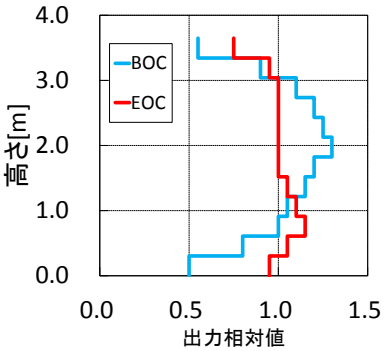


図 1 軸方向出力分布.

表 1 解析結果

パラメータ	BOC	EOC
炉心溶融開始[s]	8215	8687
蓄圧注入系注水開始[s]	9887	10150
低圧注入系注水開始[s]	-	-
炉心溶融割合[%]	52.0	58.3

2. 解析手法　解析には RELAP5/SCDAPSIMmod3.5 を搭載し、グラフィカルな入出力が可能な SARS を用いる。対象は国内の大型の 4 ループ PWR の平衡炉心 BOC・EOC とした。図 1 に BOC・EOC それぞれの軸方向出力分布を示す。解析条件は、加圧器逃し弁の開固着と高圧注入系の不作動の場合の事例を選定した。

3. 解析結果　解析結果を表 1 にまとめる。BOC/EOC ともに減圧沸騰と加圧器逃し弁からの流失で 1 次系冷却材が減少し、炉心が露出した後に炉心溶融に至った。炉心溶融の開始は BOC で EOC よりも早い。炉内の圧力低下が緩やかなため、蓄圧注入系の注水は炉心溶融開始より遅く、低圧注入系の注水は行われなかった。炉心の BOC/EOC による炉心損傷の進展の違いを図 2 に示す。BOC は炉心の局所出力に対応した崩壊熱が高く、露出が早い炉心上部から溶融が開始し、下方向に損傷が進展した。EOC では炉心露出が早い炉心上部から溶融が開始するが、炉心下部で崩壊熱が高いため、炉心下部からも溶融が進展した。炉心の溶融割合は時刻 15000 秒では炉心下部からも溶融が進展した EOC で BOC よりも大きい。

高圧注入系が不作動の場合、炉心の健全性を保つため、低圧注入系、蓄圧注入系による注水が必須で、両系が作動するには 1 次系の減圧が必要である。1 次系減圧の方策として、主蒸気逃し弁の開放と補助給水系の注水による 2 次系強制冷却を考案した。BOC を対象に起因事象から 1800 秒～7200 秒で 2 次系強制冷却を開始する条件で解析を実施した。図 3 に示すように起因事象から 6600 秒までに 2 次系強制冷却を行うことにより被覆管温度が 1473K[6]を超えず、炉心は損傷しなかった。起因事象から 6600 秒までに 2 次系強制冷却を行うことによって炉心損傷を防止することができる。EOC でもほぼ同様の結果となった。

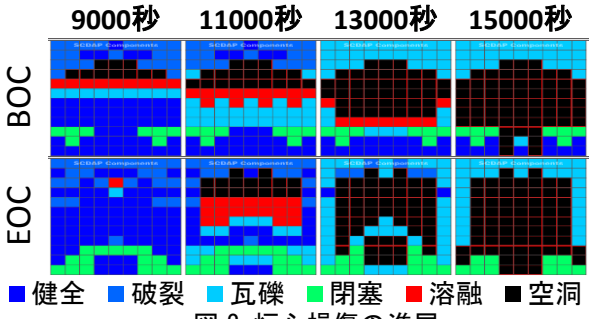


図 2 炉心損傷の進展.

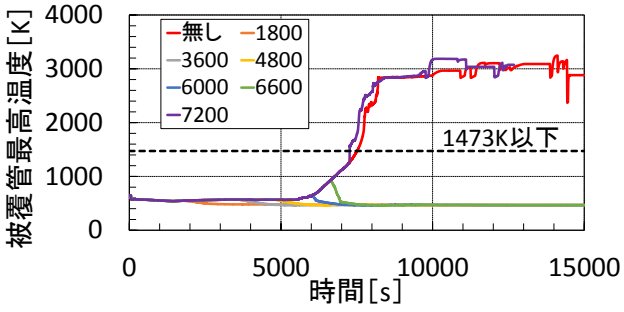


図 3　2 次系強制冷却開始時間と被覆管最高温度（BOC）.

参考文献　[1] RELAP5/MOD3.3 CODE MANUALVOLUME II: USER'S GUIDE AND INPUT REQUIREMENTS,INEL,2001. [2] 日本原子力学会「2015 年秋の大会」D19 D20. [3] 日本原子力学会「2016 年春の大会」1I17 1I18. [4] 大飯発電所原子炉設置許可変更申請書(3、4 号炉完本)本文及び添付書類. [5] JNES, "レベル 2 地震 PSA 手法の整備（4 ループ PWR）",05 解部報-0096. [6] 原子力安全委員会「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」1981 年 7 月 20 日.

*TSUJI Mitsuyo[1], NUNOKAWA Daiki[1] and KAMEYAMA Takanori[1]　[1]Tokai Univ.

統合汎用多次元熱水力解析コードGOTHICによるBWR事故時格納容器解析
（2）S/P凝縮能力喪失事象

Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents
using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package
(2) Loss of pressure suppression capability in S/P

*河合　宏[1]，早﨑　辰哉[1]，藤原　大資[1]
[1]テプコシステムズ

GOTHICコードを用いた多次元解析により、SRVテールパイプがサプレッション・チェンバ（以降、S/C）気相部で破断した場合のサプレッション・プール（以降、S/P）水表面における蒸気凝縮挙動と、それによる圧力抑制効果を含む格納容器圧力挙動を評価した。

キーワード：GOTHIC、MAAP、S/P凝縮能力、SRVテールパイプ破断、格納容器

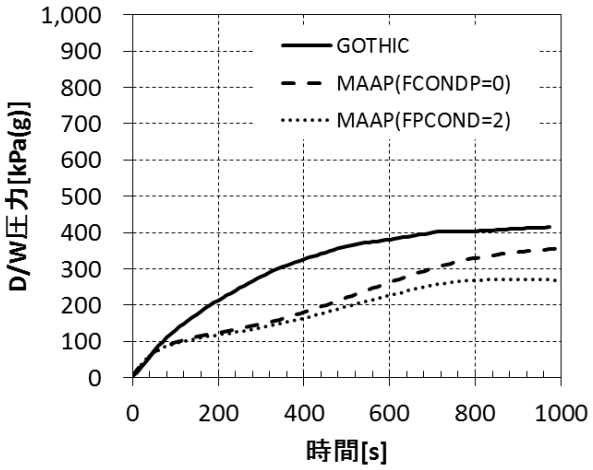
1. 緒言

シビアアクシデント解析コードMAAPでは、S/C内の気相と液相（S/P）間の熱移動及び質量移動（S/P水面における蒸気凝縮とS/P水面の蒸発発生）を扱う。この内、S/P水面における蒸気凝縮については、S/P水面の気相及び液相の状態（温度、水蒸気圧）によって凝縮量が異なるとして、3つのオプション（①S/P水面における蒸気凝縮を考慮しない(FCONDP=0)、②水面における蒸気凝縮を考慮するが、水表面の気相は静止しており蒸気凝縮が緩和される状態(FCONDP=1)、③水面における蒸気凝縮を考慮するが、水面は気相のブローダウンや水の衝突により撹拌されており蒸気凝縮が促進される状態(FCONDP=2)）があり、ユーザーがオプションを選択する仕様である。これは、SRVテールパイプ破断事象やLOCA時に真空破壊弁が開固着する事象の様に、原子炉から移行した蒸気がS/Pをバイパスして直接S/C気相部へ放出される事象において重要となる現象であり、主に格納容器の圧力挙動への影響が顕著となる。一方、GOTHICコードは、気相と液相の界面温度を当該メッシュの飽和温度と仮定し、「気相から界面への熱移動量」と「液相から界面への熱移動量」の合計と、「相変化に必要な比エンタルピー変化量」に基づき質量移動量を計算する。本研究では多次元熱水力解析コードGOTHICを用いて標記事象の解析を実施し、これをMAAPコードの解析結果と比較することで、MAAP解析における上記オプションの最適な選択を検討するものである。

本検討は、GOTHICコードとの比較によりMAAP格納容器内挙動評価に対する理解を深める活動の一環であり、昨年の格納容器内水素挙動評価に続くものである。

2. 解析

GOTHICでは、ABWRプラントの格納容器を3次元にノード分割してモデル化した。ヒートシンクとしてPCV内の壁等を扱い、極力MAAP入力モデルとの整合を試みた。S/P凝縮能力喪失事象の一例として、ここでは原子炉圧力容器が高圧状態でSRVテールパイプがS/C気相部で破断する事象を選定した。下図にGOTHIC解析とMAAP解析による格納容器圧力の挙動を比較する。GOTHICによる評価結果は、比較的MAAPと類似の挙動を示すものの、MAAP評価結果より若干高めに推移する傾向が見られ、これについて界面における凝縮量、温度成層化等の観点から要因分析結果を行う。



参考文献

[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1] and Daisuke Fujiwara[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析
- 使用済燃料集合体の模擬実験体を用いた酸化実験の実験解析 -

Loss of Cooling System and Loss of Coolant Accident Progression Analysis for Spent Fuel Pools
- Experimental Analysis for Oxidation of Spent Fuel Assemblies using Mockup Fuel Bundles –

＊小城　烈、堀田　亮年
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

使用済燃料プール(以下「SFP」という。) における大規模冷却材喪失事故進展解析の評価手法の整備を目的として、米国サンディア国立研究所 (以下「SNL」という。) で行われたSFP燃料集合体の模擬実験体を用いた酸化燃焼実験[1]を対象として、酸化反応に伴う燃料温度挙動を事故進展解析コードMELCORを用いて解析した。
キーワード：使用済燃料プール、冷却機能喪失事故、被覆管酸化、輻射熱伝達、MELCOR

1. 緒言

SNLでは未酸化のジルカロイ(以下「Zry」という。)被覆管を用いたBWR 9x9模擬実験体による実機相当寸法の単一体系及び実機の1/3長さ相当の1x4体系を用い、空気環境下での強制加熱によるZry燃焼実験が実施された。本研究では、MELCOR 2.1を用いて、これらの２実験に対する解析を実施し、SFP冷却材喪失事故及び冷却機能喪失に関する現象を予測する解析モデルの妥当性を検討した。

2. 関連モデル

1) 被覆管酸化反応モデル

酸化モデルは、ANLモデル[2]及びPSIモデル[3]を用いた。これらは蒸気及び空気中の被覆管酸化反応を扱うことができる。ANLモデルはブレイクアウェイによる酸化反応が生じる時定数を実験による結果から経験的に定めている。PSIモデルでは被覆管表面の酸化膜の厚さをパラメータとして、酸化膜が不安定となる過程を機構論的にモデル化している。これらのデータベースには、被覆管材質としてZry-4、Zirlo及びM5であり初期酸化膜がある場合のデータが含まれる。

2) 輻射熱伝達モデル

輻射熱伝達については、燃料からチャネルボックス及び燃料ラックを経由して集合体外側に熱移動するモデルとし、輻射面積及び形態係数を設定した。また、燃料付近の空間へのガス輻射を考慮した。

3. 解析条件及び解析結果

1) 単バンドル実験解析

本実験では、実機相当寸法の模擬実験体を加熱し、被覆管温度並びにバンドル内及び出口付近の酸素濃度を測定しており、これらを指標として酸化反応モデルと酸化反応開始温度をパラメータに解析を行った。解析条件は、酸化モデルにPSIモデルを用い、ブレイクアウェイによる酸化開始温度を1050 K とした。また、試験体系外側の保温材へ、チャネルボックスの2 % に相当する面積から熱放出すると仮定した。燃料中心部(高さ96”付近)における解析結果及び試験結果を図1 に示す。この範囲では燃料温度上昇及び酸素濃度について、比較的良い一致を示した。

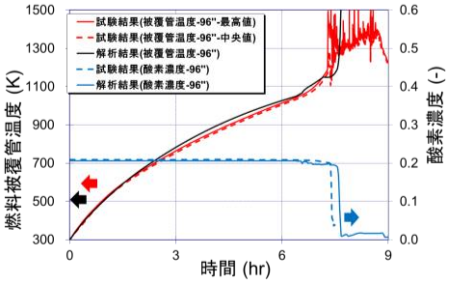


図1 単バンドル実験解析結果

2) 1x4バンドル実験解析

本実験では、中心１体を加熱し、周囲非加熱４体を含む被覆管温度及びバンドル出口付近における酸素濃度を測定している。解析条件は、単バンドル実験でよい再現性を示したPSIの酸化モデル及び系外への輻射による放出率を用い、燃料表面からチャネルボックスへの輻射伝熱の形態係数を0.1とした。試験結果及び解析結果を図2 に示す。中心燃料の温度上昇に伴って、周辺燃料の温度が上昇し、5時間後付近で燃料温度が急上昇するとともに、酸素濃度が低下する。解析結果は、中心燃料及び周辺燃料の温度、酸素濃度において、試験結果と良い一致を示した。

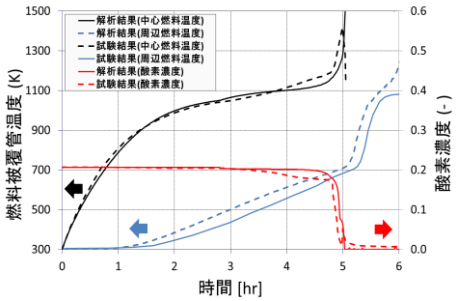


図2 1x4 短尺バンドル実験解析結果

4.結言

本研究により得られたSFPにおける燃料露出時の被覆管温度挙動のモデルに関する知見は、今後整備を行うプール全体モデルに反映する予定である。本解析で対象とした実験は未酸化被覆管を用いており、酸素侵入挙動等は初期の酸化膜構造に影響を受ける。また、蒸気–空気混合気条件下の反応速度等の被覆管酸化モデルの不確かさについて、更にJAEA等で実施された実験データを追加し、モデルの妥当性を検討する。

参考文献

[1] E.R.Lindgren et al. NUREG/CR-7143(2013). [2] K.Natesan and W.K.Sopprt, NUREG/CR-6846(2004). [3] J.Birchley et al. TM-42-14-09, PSI(2014).

*Retsu Kojo, Akitoshi Hotta, S/NRA/R

原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うプラントシミュレータの開発
（1）全体計画

Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP
(1) Overall Scope of the Project

*杉浦 義隆[1]，山口 龍之介[1]，藤原 大資[1]，久保田 修[1]
[1]テプコシステムズ

BWR の原子炉運転時及び停止時の過酷事故進展を網羅するデスクトップシミュレータの開発計画について紹介する。本シミュレータは、これら過酷事故を想定した訓練、事故対応、研修、事故時対応手順の改良検討とその V&V 及び PRA 等の幅広い用途への利用を想定する。

キーワード：過酷事故、停止時事故、使用済燃料プール、デスクトップシミュレータ、MAAP、DesignEP

1. 緒言　H28 年に実施された IAEA OSART[1]では、原子炉停止時の過酷事故対応手順書の作成について指摘を受け、対応が求められている。IAEA の定めるガイドライン[2]では、事故対応手順書に検証と妥当性確認（V&V）を行うことが推奨されており、近年では実際の制御室を模擬したサイトシミュレータ(SS)等の設備を利用する場合がある。但し、現時点の SS では、原子炉停止状態を模擬することは難しく、特に、原子炉ウェル満水状態で原子炉部と使用済燃料プール(SFP)が結合される状態を模擬することはできない。また過酷事故(SA)解析コード MAAP 単体でもこれらを同時に扱うことはできない。このような背景の下、本プロジェクトでは GSE 社のシミュレータ開発キット DesignEP を用いて複数の MAAP 計算をカップリングし、原子炉運転時から停止時を模擬する BWR 用 SA シミュレータの開発を進めている。将来的には、ソースターム評価、及び線量評価機能の充実も視野に入れている。さらに、停止時 PRA への活用やマルチユニット PRA への活用も期待される。

2. シミュレータ設計方針　DesignEP 上で原子炉及び SFP の MAAP 計算を同時に実行し、カップリングが必要な物理パラメータについては、DesignEP 側で各々の MAAP 計算結果を集約し、質量・エネルギ移行量等の計算を行う。シミュレータ画面は、図 1 に示す建屋全体表示画面に加え、各種 AM 策の設定画面、計算結果を表示する画面、各種運転制限曲線上の推移を表示する画面、及び事故シナリオ設定画面等で構成される。事故進展シナリオは図 1 の画面からインタラクティブに設定する方法と、事前にフローチャートによりシナリオを設定する（手順書の V&V などへの利用を想定）方法を用意する。利用はデスクトップ若しくはノート PC での利用を想定し、机上での検討業務から、グループでの訓練等に幅広く応用できる柔軟性を有する。

3. 開発スケジュール　H28 年度は原子炉と SFP の同時計算を実現する。、その後原子炉ウェル満水状態における原子炉と SFP のカップリング計算機能の整備を進める。更に、将来的にはソースターム、線量計算機能の整備を行うことを計画する。

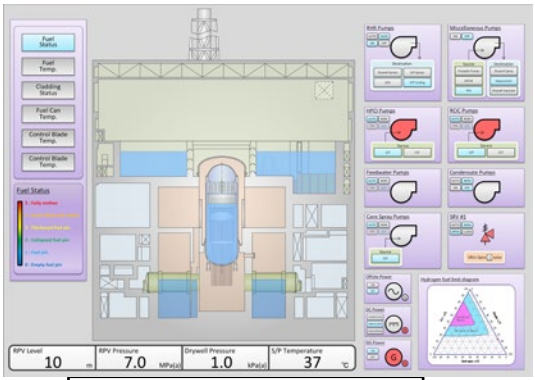


図 1　シミュレータ画面の一例

参考文献　[1] OSART 評価報告書,
IAEA-NSNI/OSART/183/2015 , IAEA(2015)
[2] “Good practices with respect to the development and use of nuclear power plant procedures”, IAEA-TECDOC-1058, IAEA(1998)

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara and Osamu Kubota[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

PWR を対象とした多重配管破断事故時の成功基準解析

Success Criteria Analysis for Multiple Pipe Break Accidents of a PWR

*國司 達弥[1],牟田 仁[1],村松 健[1]
[1]東京都市大学院 工学研究科共同原子力専攻

加圧水型軽水炉(PWR)を対象として, 多重配管破断事故時のプラント挙動を詳細に把握した上で, 確率論的リスク評価の成功基準との整合を図るために, 多重配管破断の組合せをグループ化する考え方を考案し, 試評価を通して適用性を検討した.

キーワード：加圧水型原子炉(PWR)、RELAP5-3D、多重配管破断事故、ECCS 機能喪失

1. はじめに

地震等の外的事象を考慮すると従来対象としていない複合事象の発生を想定する必要がある. 本研究は, AM 策の検討や PRA での成功基準設定に資することを目的として, 解析によりプラント挙動を把握した.

2. 研究概要

2-1. 解析モデル

検討対象は, 代表的な 3 ループ PWR プラント[1]とし, 米国のアイダホ国立研究所が開発した熱水力解析コード RELAP5-3D を用いて解析を行う. 多重配管破断を模擬するため, 図. 1 のように 3 ループを個別に設定する.

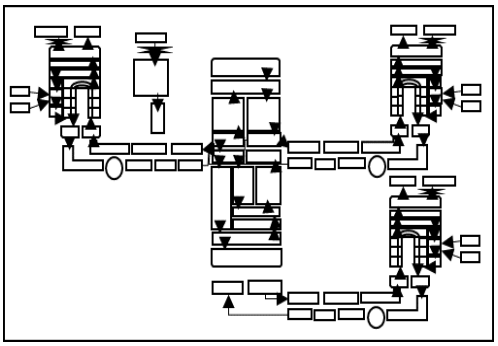


図.1 PWR モデルプラントノード図

2-2. 解析条件

事故シナリオの選定においては, 複数の一次系配管の同時破断及び複数の ECCS 機能喪失を仮定する. プラント挙動を把握するために破断を想定する配管の破断部位及び破断面積の影響を考慮する. 破断部位については, 配管の破断部位での違いがあるのかを把握する. 破断面積については配管の破断面積の大小での変化があるのかを把握する. 以上の考え方を基に基本となる解析ケースを設定し, 感度解析を含めて様々な解析を行う.

2-3. 解析結果

ECCS 注入ライン（高圧注入ライン）の破断時の炉心冷却材量及び炉心温度を図. 2 に示す. 図. 2 より, 破断は大破断及び小破断をした結果, 破断面積が小さいと炉内水量は維持され, 炉心損傷に至らないことが確認できた.

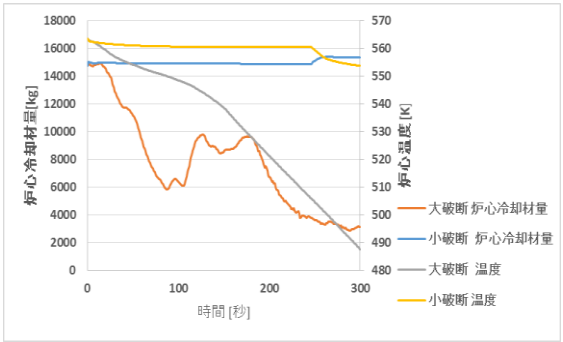


図.2 破断時の炉心冷却材流量及び炉心温度

3. 結論

破断部位及び破断口径を変えた解析を行い, 熱水力挙動の違いを検討した. 今後は, 多重配管破断を対象として, 類似した傾向となる配管破断の組み合わせをグループ化して成功基準を明確にする必要がある.尚,地震 PRA において LOCA の発生頻度を詳細に論じる際には破断面積の現実的評価が課題となる.

参考文献

[1] ㈱四国電力, 「伊方発電所第 3 号機原子炉設置変更許可申請書」(2015 年)

*Tatsuya Kunishi[1], Hitoshi Muta[1] and Ken Muramatu[1]
[1]Tokyo City Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M07-09] 軽水炉の安全評価

座長：中村 康一 (電中研)

2017年3月28日(火) 11:10 〜 12:00 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M07] 日本版事業者自主安全評価書(JSAR)ガイドラインの開発について(その5)

*島田 裕一[1]、倉田 聡[1]、熊坂 勝行[1]、田畑 雅之[1]、水野 浩一[1]、古谷 幸雄[1]、安田 賢一[4]、加納 充浩[3]、及川 弘秀[2]、江藤 和敏[5] （1. 原子力安全推進協会、2. 東芝、3. 三菱重工、4. 日立-GE、5. 九州電力）

11:10 〜 11:25

[2M08] デブリ冷却設備向けの耐熱材侵食モデルの開発

*松下 慎二[1]、能島 雅史[1]、日高 政隆[1]、藤井 正[2]、酒井 健[2] （1. 日立、2. 日立GE）

11:25 〜 11:40

[2M09] 高温曝露したコンクリートの材料特性と非破壊評価の検討

*佐藤 佑眞[1]、ドーティマイ ズン[1]、鈴木 雅秀[1]、山田 知典[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 日本原子力研究開発機構）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

日本版事業者自主安全評価書（JSAR）ガイドラインの開発について（その５）

Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

＊島田裕一[1]　倉田聡[1]　熊坂勝行[1]　田畑雅之[1]　水野浩一[1]　古谷幸雄[1]
安田賢一[2]　加納充浩[3]　及川弘秀[4]　倉本孝弘[5]　江藤和敏[6]
原子力安全推進協会[1]　日立 GE[2]　MHI[3]　東芝[4]　NEL[5]　九州電力[6]

プラントの安全性を包括的に示す事業者自主安全評価書（JSAR）を作成するためのガイドラインを開発し、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上、及び将来的に許認可関連文書の合理化に寄与する。

キーワード：核分裂炉、安全、SAR、PSR　運転、設計

１．緒言

海外のプラントでは、安全評価書（Safety Analysis Report）を作成し施設の安全性を総合的に評価、維持する仕組みを構築し運用している。事業者がプラントの安全性を定期的かつ包括的に評価し、これを事業者自主安全評価書（JSAR）として作成し維持していくことにより、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上、及び将来的な許認可関連文書の合理化に寄与できる可能性がある。2013 年よりその作成のためのガイドラインの開発を進めている。

２．検討内容

２－１．JSAR の構成と開発の方向性

JSAR の構成については、「原子力プラントの安全性（設計、建設、運転・保守等の業務など全体を網羅し、品質保証や安全文化等も含む）の状況（設備、仕組・手順等のハードとソフト）の全体像を示す部分（米国の FSAR の部分）」と、「それに対する運開後の定期的な安全評価の部分（いわゆる定期安全レポート（PSR）の部分）」の 2 段構えとすることとしている。また、国際基準との調和の観点から前者は米国の一括許認可申請のガイドラインである RG1.206 をベンチマークとして検討を開始することとし、その後日本の許認可関連文書の構成に合わせることとした。

２－２．2015 年度末までの作業

2014 年度までは、国内外の SAR に係る規格基準及びその記載内容（特に RG1.206 記載内容）等の調査・分析、JSAR の構成案・記載内容案の検討、JSAR ガイドライン素案（RG1.206 と日本の許認可関連文書の比較を基に日米の規制基準を参照しつつ関連付けを行い、検討の土台となる文案（素案）の作成を行った。

2015 年度末までは、2014 年度作成した素案を基に、RG1.206 の目次立てに沿ったガイドライン文案（原案１）を作成すると共に、検証及び改善を目的として、日本の設置許可の資料及び米国の APWR の DCD（Design Control Document）等の情報を基に、九州電力殿のご協力を得て、JSAR パイロットユース版（PWR）の作成を行った。また、その過程で得られた知見を反映しつつ、設置許可と原案 1 の対比を行いながら、日本の設置許可の構成に沿った案（原案２）の作成を行い、それをＪＳＡＲガイドライン第 0 版とした。またその際に、ＪＳＡＲガイドラインの要求に設置許可申請書の情報では直接的に整合しない項目を懸案事項として纏めた。

PSR 関連の箇所については、日本原子力学会の指針を用いることとし、特に作成しないこととした。検討の視点である 14 の安全因子に関して、過去の日本のプラントの PSR レポート、外国の PSR での検討項目等を参考にレファレンスとなる資料を作成した。

３．2016 年度での進捗状況

以下の項目について、PWR 関連を中心に作業を進めている：

① ガイドライン第 0 版の文章の精緻化。（PWR 関連の部分についてほぼ終了）
② 懸案事項対応：設置許可申請書の情報では記載できない項目について、工認等の資料を調査し文章を検討。また、工認記載事項で落ちているものがあれば追加した。
③ JSAR 作成の効率化に資するため、解説を作成。
④ BWR 固有の設備や記載に関する課題の整理。

４．次年度の計画

BWR 関連の部分については、基本となる設置許可申請書の完本版がないため、それを待っての作業としており、BWR 関連の懸案事項の対応、等を行いガイドライン文の作成を行う。

Yuichi Shimada[1]　Satoshi Kurata[1]　Katsuyuki Kumasaka[1]　Masayuki Tabata[1]　Koichi Mizuno[1]　Yukio Furutani[1]
Kenichi Yasuda[2]　Mitsuhiro Kano[3]　Hirohide Oikawa[4]　Takahiro Kuramoto[5]　Kazutoshi Eto[6]
JANSI[1]　Hitachi-GE[2]　MHI[3]　Toshiba[4]　NEL[5]　Kyushu EPCO[6]

デブリ冷却設備向けの耐熱材浸食モデルの開発：熱化学反応モデルに基づく耐熱材の浸食評価

Development of Refractory Material Erosion Model for Debris Cooling Equipment:
Erosion Evaluation of Refractory Material Based on a Thermo-Chemical Reaction Model

*松下 慎二[1]，能島 雅史[1]，日高 政隆[1]，藤井 正[2]，酒井 健[2]
[1]（株）日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー（株）

シビアアクシデント時の溶融デブリ対策の一つに，格納容器バウンダリの健全性を確保する方策として耐熱材の使用が考えられている。耐熱材は，溶融デブリの熱的・化学的浸食を受けるため，ジルコニア耐熱材を対象とした熱化学浸食モデルを開発し，浸食挙動を評価した。

キーワード：シビアアクシデント，デブリ冷却，耐熱材，浸食

1. 緒言　炉心溶融および原子炉圧力容器破損を伴うシビアアクシデント発生時には，高温の炉心溶融物（デブリ）が格納容器床に落下・堆積することが想定される。溶融デブリによる浸食に対し，格納容器バウンダリの健全性を確保する方策の一つとして耐熱材の使用が考えられている。耐熱材に関する課題の一つは，溶融デブリと接触した場合の熱的・化学的浸食挙動を評価することである。そこで本研究では，ジルコニア耐熱材を対象とした熱化学浸食モデルを開発し，数値計算を用いて浸食挙動を評価した。

2. 耐熱材の浸食挙動評価

2-1. 浸食試験　ジルコニア耐熱材に対し，雰囲気温度 2100 ± 70℃，模擬デブリとして金属 Zr を用いた浸食試験を実施した。浸食断面を SEM 観察した結果，ジルコニア耐熱材は，デブリ中の未酸化 Zr と還元反応を起こし，耐熱材中の酸素濃度が減少することを確認した。このことから，デブリ－ジルコニア耐熱材間の還元反応に伴う酸素の移動を考慮した浸食評価モデルが必要であるとの着想を得た。

2-2. 浸食挙動評価　図 1 に示すように，熱による溶融のみならず，化学反応（還元反応）を考慮した熱化学浸食を表現する数理モデルを構築した。本モデルは，デブリ－ジルコニア耐熱材界面にて発生する化学反応，および，ジルコニア耐熱材内部における熱・酸素拡散を表現する。

構築した数理モデルを用いて数値計算を行い，ジルコニア耐熱材の浸食挙動を評価した。特に，浸食挙動への影響因子として，化学反応速度，ジルコニア耐熱材の酸素拡散係数およびデブリ温度に着目した検討を実施した。それぞれの因子に対する浸食挙動の依存性を定量的に検討し，化学反応速度が浸食速度を決定する重要な因子である事を確認した（図 2）。

3. 結言　ジルコニア耐熱材を対象に，デブリ界面の化学反応を考慮した浸食評価モデルを開発し，浸食挙動を評価した。開発モデルでは，耐熱材の化学成分変化を解析するため耐熱材－床面の相互作用も検討可能である。今後は，床面上に置かれた系にて浸食挙動を評価予定である。

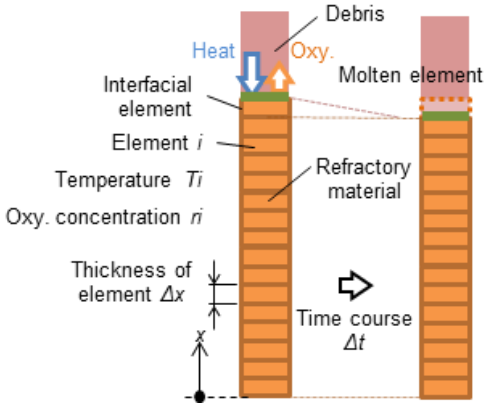


図 1 浸食モデルの概要

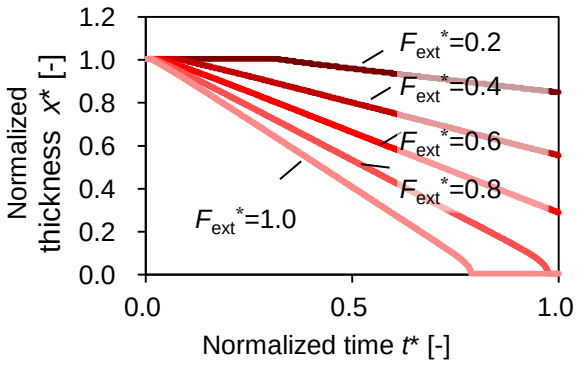


図 2 浸食挙動の化学反応速度(F_{ext})依存性

*Shinji Matsushita[1], Masafumi Nojima[1], Masataka Hidaka[1], Tadashi Fujii[2] and Takeshi Sakai[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

高温曝露したコンクリートの材料特性と非破壊評価の検討

Study on Material Properties of Concrete Exposed to Extremely High Temperature and Its Non-Destructive Evaluation

*佐藤佑眞[1]　Do Thi Mai Dung[1]　鈴木雅秀[1]　山田知典[2]

1.長岡技術科学大学　2.日本原子力研究開発機構

抄録

原子力発電所の過酷事故時，コンクリートは設計条件を大幅に超えて高温に晒される可能性がある．高温曝露されたコンクリート構造物が非破壊試験で強度等を推定できるかを検討するため，コンクリート供試体の高温曝露試験を実施し温度と材料特性の関係等を明らかとした．

キーワード　過酷事故，格納容器，コンクリート，高温，ひび割れ

1. はじめに

原子力発電所の過酷事故において，燃料が溶融・落下や冷却機関の損傷により冷却できない状況で，想定以上の高温に曝され，構造健全性が低下することが知られている．しかし，これらを対象とした構造健全性の評価は非常に重要でありながら，800℃以上の高温域での検討例は非常に少なく，特に原子力発電所を対象としたコンクリートの高温特性に関する検討はほとんどない．そこで本検討では，高温に曝露したコンクリートの特性を理解することを目的として実施した．

2. 実験概要

作製した供試体のサイズは 50×50×50mm であり，配合は表-1 に示す．打設後は湿布養生を 28 日間行い，その後小型電気炉を使用し，全ての供試体を対象に加熱試験を行った．加熱後は、アルキメデス法によるひび割れ体積測定，超音波による音速の測定，シュミットハンマー法を用いた強度算定試験を行い，各温度での特性を比較した．

表-1　コンクリート配合表

			割合(%)
水セメント比		0.55	-
空気率		0.06	-
細骨材/(細骨材+細骨材)		0.45	-
単位量 (kg/m³)	水	157.5	7.1%
	セメント	300	13.0%
	細骨材	826	35.8%
	粗骨材	1017	44.1%
	減水材	6	0.1%

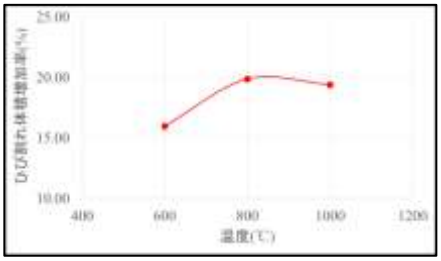


図-1　ひび割れ体積増加率

3. 結果・考察

図-1 にひび割れ体積の増加率を示す．各温度のひび割れ体積の増加率は温度の上昇に伴って増加するものの，800℃から 1000℃での増加率が飽和する結果となった．また図-2 に超音波を用いた音速測定の結果と強度算定結果を示す．超音波試験による音速の測定では，通常の 40℃と比較し，800℃では約 3 分の 1 程度まで音速が低下する結果となったが，ひび割れ体積の測定結果と同様に 800℃から 1000℃では低下が緩やかとなった．さらにシュミットハンマー法を用いた強度算定試験においても，強度の低下を確認することができた．これらの結果より，温度の上昇に伴うコンクリート内部の空隙の増加が，機械的性質に大きな影響を与えることを明らかとした．

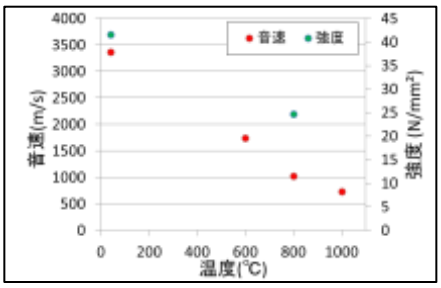


図-2　超音波試験・強度試験結果

参考文献

[1]Omer Arioz: “Effects of elevated temperatures on properties of concrete”, Fire Safety Journal 42 (2007) 516-522, Turkey

[2]正木洋他：“過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価(その 1)-コンクリートの高温加熱・水中曝露試験，(その 2)”-縮小模型試験体による高温加熱・水中曝露後耐力試験，日本原子力学会 2016 年秋の大会，p.3E10～3E11

*Yuma Sato[1], Thi Mai Dung Do[1], Masahide Suzuki[1], Tomonori Yamada[2]

1.Nagaoka University of Technology 、2. Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M10-14] 高速炉の安全評価1

座長：深野 義隆 (JAEA)

2017年3月28日(火) 14:45 〜 16:05 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M10] 炉心損傷プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究

*福田 真之[1]、渕田 翔[1]、松元 達也[1]、守田 幸路[1]、帶刀 勲[1] （1. 九州大学）

14:45 〜 15:00

[2M11] ナトリウムの化学特性に着目した高速炉の安全性向上技術に係る研究

*古川 智弘[1]、高井 俊秀[1]、平川 康[1]、栗原 成計[1]、斉藤 淳一[1] （1. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[2M12] ナトリウムの化学特性に着目した高速炉の安全性向上技術に係る研究

*高井 俊秀[1]、平川 康[1]、栗原 成計[1]、斉藤 淳一[1]、古川 智弘[1] （1. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

[2M13] 第4世代 SFRを対象とした SAS4Aコードによる ATWS事象の起因過程解析

*久保田 龍三朗[1]、小山 和也[2]、森脇 裕之[2]、山田 由美[2]、島川 佳郎[2]、鈴木 徹[1]、川田 賢一[1]、久保 重信[1]、山野 秀将[1] （1. 原子力研究開発機構、2. 三菱FBRシステムズ）

15:30 〜 15:45

[2M14] 高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBRを用いた CABRI-1 AH3試験解析

*渡辺 大貴[1]、石津 朋子[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究
運動特性が反応度印加に与える影響（その３）

Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool

Effects of Movement Characteristics on the Reactivity Insertion (3)

*福田 真之[1]，渕田 翔[1]，松元 達也[1]，守田 幸路[1]，帯刀 勲[1]

[1]九州大学

高速炉の安全評価において重要な損傷炉心プールのスロッシング挙動について、燃料運動に伴う反応度印加率に関する簡易評価モデルの妥当性を、高速炉安全解析コードを用いた核計算結果と比較することで確認し、核的フィードバックが反応度に与える影響について考察した。

キーワード：高速炉， 炉心損傷事故， 再臨界， 損傷炉心プール， スロッシング

1. 緒言　高速炉の炉心損傷事故における遷移過程では、溶融プール内での炉心物質の運動に伴う燃料凝集によって即発臨界に至る可能性がある。本研究では高速炉安全解析コード SIMMER-III を用いて、燃料凝集時の反応度印加率を推定する簡易評価モデルの妥当性を確認した。

2. 反応度印加率に関する簡易評価モデル　本研究では、燃料運動に伴って印加される反応度挿入率$\dot{\rho}$[Δk/k/s]を燃料の反応度価値W[Δk/k/kg]を用いて、次式[1]で近似的にモデル化する。

$$\dot{\rho}(t) = \oint W(\vec{r})d\dot{m} = \oint \nabla W(\vec{r}) \cdot \vec{v}(t,\vec{r})dm$$

ここで、$\dot{m}$：燃料質量の変化率[kg/s]、$\vec{v}$：燃料の速度ベクトル[m/s]、m：燃料質量[kg]である。

3. 簡易評価モデルと核計算の比較　解析は初期に平坦な円柱状（半径 805 mm、初期高さ 320 mm）の MOX 燃料プール（温度 3200 K、富化度 19%、質量約 5.9 ton）を対象とし、プール全体に外縁方向に初速 1 m/s を与えることでスロッシング運動を発生させた。簡易評価モデルを用いた反応度挿入率の計算では、Wに〔Type 1〕0.85 s 付近でプール中心に燃料凝集したプール形状と〔Type 2〕初期のプール形状における反応度価値分布を想定し、その結果を空間依存の動特性方程式を解く SIMMER-III コードの核計算結果と比較した。但し、出力印加による燃料の温度上昇は考慮していない。図 1 に示した簡易評価モデルで求めた初期状態からの反応度変化から、軸方向に比べて径方向の燃料運動による寄与が大きいことが確認できる。また、図 2 から分かるように、Type 1 は、Wのプール中心方向の勾配が大きいため、プール中心に向かうスロッシング運動が大きくなる 0.5 s 付近で$\dot{\rho}$を過大評価している。一方で、Type 2 では核計算結果との一致は比較的良い。燃料運動に伴う出力印加は$\dot{\rho}$に強く依存することから、燃料プールのスロッシングに起因した核的フィードバック挙動は、簡易評価モデルに初期のプール形状でのWを用いることで適切に評価できるものと考えられる。

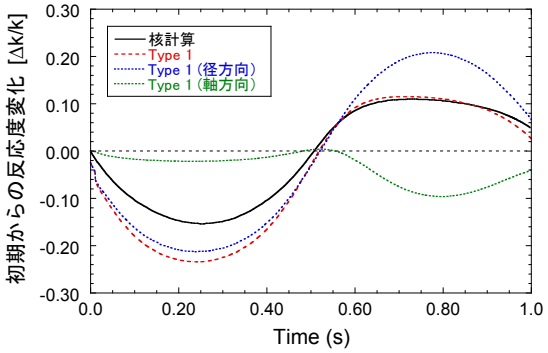


図 1 反応度変化に関する燃料運動の寄与（Type 1）

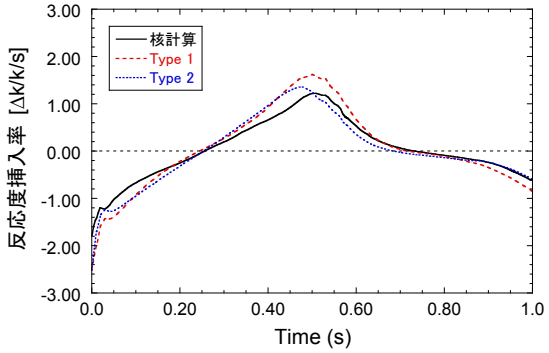


図 2 反応度挿入率に関する簡易評価モデルと核計算の比較

4. 結言　プール運動に伴う反応度変化について簡易評価モデルの妥当性を確認した。今後、本モデルを用いて実機条件下で燃料膨張やスティール蒸発を介しての反応度抑制効果について検討する。

参考文献　［1］守田ら，本会「2016 年春の年会」予稿集，1F11（2016）

謝辞　本研究は原子力規制庁から九州大学への委託研究「高速炉の損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する水流動試験」として実施した。

* Masayuki Fukuda[1], Sho Fuchita[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1] and Isao Tatewaki[1]; [1]Kyushu Univ.

ナトリウムの化学特性に着目した高速炉の安全性向上技術に係る研究
（１）研究概要、燃焼・腐食抑制に係る要素試験結果（その１）

Study on Safety Improvement of the Fast Reactor Focusing on Sodium Chemistry
(1) Outline and Test Results of Combustion/Corrosion Inhibition (Part 1)

*古川　智弘[1]，高井　俊秀[1]，平川　康[1]，栗原　成計[1]，斉藤　淳一[1]
[1]原子力機構

高速炉におけるナトリウム漏えい時の影響緩和方策や事象の終息方策に向けて、高速炉の主たるウィークポイントであるナトリウムの化学的特性に着目して立案した高速炉の安全性向上技術に係る研究概要と要素試験結果について報告する。

キーワード：高速炉，ナトリウム，安全性，燃焼，腐食，抑制

1. 緒言

原子力プラントの過酷事象時には、「炉心損傷の防止」と「格納機能の維持」の 2 つを確保することが要求される。ナトリウム（Na）冷却高速炉では、低圧の構造設計が採用されており、自然循環による炉心の除熱が可能であるように、軽水炉に比較してこれらの安全機能を確保する上でのアドバンテージは大きい。一方で、Na は化学的に活性であり、Na 漏えいが発生した場合における構造材の腐食や温度上昇に起因する熱機械荷重の発生、さらにはこれらの重畳作用等を考慮することが必要となる。換言すれば、これらの Na 漏えいに起因する事象を抑制・防止する技術開発が進められれば、「格納機能の維持」に対する裕度がさらに向上できる。

そこで本研究では、Na 漏えいを起点とした事象進展の遮断・抑制に向けた基盤技術開発を進め、高速炉への適用に向けた実証方策を提示することを目標に、Na の化学的特性に着目した影響緩和方策や事象の終息方策に向けた技術開発を行うこととした。

2. 研究概要

2-1. 事故進展シーケンスに基づく影響緩和・事象終息方策の抽出

Na 漏えいに起因する事故進展シーケンスを作成し、これらの抑制・防止に有効と考えられる影響緩和・事象終息方策について検討した結果、①格納機能材料（床ライナ等）の損傷源となる Na 燃焼を早期に終息させること、②漏えい Na による床ライナ等の腐食の抑制方策を講じること、③コンクリートの温度上昇（水蒸気放出）に起因するコンクリートの強度低下および鋼材腐食の進展の抑制方策を講じること、④漏えい Na とコンクリートとの直接接触の抑制方策を講じること、の 4 点が有効であるとの結論に至った。

2-2. 研究テーマの設定

上記①に対する方策として、消火原理の一つである窒息効果を促進させる機能を消火剤中に新たに組み込むことにより、より短時間でのナトリウム消火の実現を目指すこととした。②については、漏えい Na よる鋼材腐食の化学的および物理的な機構に着目した床ライナの腐食緩衝技術開発に取り組み、また、③および④については、非熱伝達特性に優れ、かつ漏えい Na を安定化させる機能を有する影響緩和技術開発に取り組むこととした。つまり、①に対するテーマとして「Ⅰ.燃焼抑制技術の開発」を、②～④に対するテーマとして「Ⅱ.腐食抑制技術の開発」をそれぞれ設定して基盤技術開発を進めるとともに、「Ⅲ.効果の予測手法の整備」を進めることで、高速炉の安全性のさらなる向上を図っていくこととした。

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Yasushi Hirakawa[1], Akikazu Kurikara[1], Jun-ichi Saito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウムの化学特性に着目した高速炉の安全性向上技術に係る研究
（２）燃焼・腐食抑制に係る要素試験結果（その２）

Study on Safety Improvement of the Fast Reactor Focusing on Sodium Chemistry
(2) Test Results of Combustion/Corrosion Inhibition (Part 2)

*高井　俊秀[1]，平川　康[1]，栗原　成計[1]，斉藤　淳一[1]，古川　智弘[1]
[1]原子力機構

高速炉におけるナトリウム漏えい時の影響緩和方策や事象の終息方策に向けて、高速炉の主たるウィークポイントであるナトリウムの化学的特性に着目して立案した高速炉の安全性向上技術に係る要素試験結果について報告する。

キーワード：高速炉，ナトリウム，安全性，燃焼，腐食，抑制

1. 緒言

高速炉プラントでは、冷却材に沸点が高く熱伝導特性に優れたナトリウム（Na）を用いることで、低圧の構造設計を可能としている。一方で Na は化学的に活性であり、Na 漏えいが発生した場合における構造材の腐食や温度上昇に起因する熱機械荷重の発生等を考慮することが必要となる。そこで、過酷事象時における「格納機能の維持」に対する裕度向上を目指し、Na 漏えいを起点とした事象進展の遮断・抑制に向けた基盤技術開発を進めている。本報では、この中で取り組んだ燃焼抑制技術及び腐食抑制技術に関する要素試験結果について報告する。

2. 要素試験

2-1. 燃焼抑制技術の開発

Na 燃焼の早期終息のため、Na 燃焼界面に Na 酸化物より熱力学的に安定な化合物を形成しうる物質（窒息促進剤）を添加した消火剤の開発を検討している。本案に基づく消火剤では、図 1 に示すように窒息促進剤と Na との化学反応により燃焼界面にバリア層が形成され、Na 液面への酸素の供給が抑制されることにより、より短時間での Na 消火が見込まれる。要素試験では、化学平衡計算結果を参考に窒息促進候補材を選定し、これを既存消火剤に混合したものを燃焼 Na 上に散布した。試験後の Na 燃焼界面近傍の断面を調査した結果、バリア層の形成が確認された。

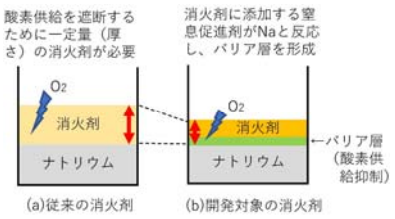


図1　燃焼Naに対する窒息消火促進機構の概念

2-2. 腐食抑制技術の開発

Na 漏えい時の床ライナ腐食抑制のため、床ライナ上に腐食緩衝材を設置し、漏えい Na を同材中に取り込ませ、Na との間に安定な化合物を形成させることで Na と床ライナの直接接触を回避させることを検討している。要素試験では、腐食緩衝候補材上で Na を燃焼させ、概念の成立性を確認した（図 2 参照）。

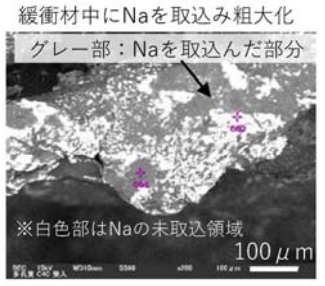


図2　腐食緩衝候補材による効果

3. まとめ

Na の化学的活性を利用した Na 燃焼抑制技術、床ライナの腐食抑制技術の概念を検討し、要素試験を実施してその成立性を確認した。今後、候補材料の絞り込みを進め、その有効性を確認していく予定である。

* Toshihide Takai[1], Yasushi Hirakawa[1], Akikazu Kurikara[1], Jun-ichi Saito[1], Tomohiro Furukawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

第 4 世代 SFR を対象とした SAS4A コードによる ATWS 事象の起因過程解析

Analysis on the initiating phase of ATWS events for Gen-IV loop-type SFR with SAS4A

*久保田 龍三朗[1]，小山 和也[2]，森脇 裕之[2]，山田 由美[2]，島川 佳郎[2]，
鈴木 徹[1]，川田 賢一[1]，久保 重信[1]，山野 秀将[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ

様々な炉心状態について、炉心設計と整合性の高い出力及び反応度データを作成する手法を新たに整備した。この新手法を用いて、実証施設規模の第 4 世代 SFR を対象に、SAS4A コードによる、定格出力及び部分出力からの ULOF 及び UTOP の起因過程解析を実施し、即発臨界が回避される見通しを得た。

キーワード：SFR，IVR，ATWS，CDA，ULOF，UTOP，起因過程，SAS4A，定格出力，部分出力

1. 序論

実証施設規模の第 4 世代ナトリウム冷却高速炉（SFR）を対象に、異常な過渡変化時に能動的及び受動的炉停止に失敗する事象（ULOF（流量減少型）、UTOP（過出力型））から生じるシビアアクシデント（CDA）に対して、原子炉容器内事象終息（IVR）のための設計方策（例：最大ボイド反応度をある値に制限）の妥当性の見通しを得ることと、事象推移の特徴を把握することを目的に、燃料ピンが破損し、集合体内で燃料が分散する過程（起因過程）を SAS4A コードによって解析した。

2. 研究内容

2-1. SAS4A コードの入力データ作成手法の整備

個々の燃料集合体の特徴を適切に反映して、より現実的な起因過程解析を実施するために、SAS4A コードの入力データを作成するための新たな手法を整備した。チャンネルのランピング（従来の SAS4A 解析でよく用いられる手法：複数の類似の燃料集合体を同一の SAS チャンネルでモデル化すること）をせずに、同一の燃焼履歴となる燃料集合体を 1 つの SAS チャンネルに割り当て、対称性のみを考慮し、278 体の燃料集合体を 139 チャンネルで模擬した。さらに、個々の燃料集合体の燃焼による燃料組成の変化、制御棒挿入位置を考慮した 3 次元計算に基づいた、炉心設計と整合した出力及び反応度データをそれぞれのチャンネルに与えた。

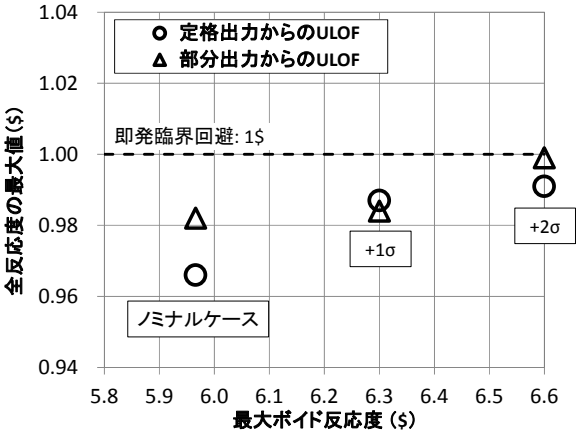


図 SAS4A コードによる ULOF の解析結果

2-2. SAS4A コードによる起因過程の解析

定格出力及び部分出力時からの ULOF 及び UTOP を対象に、起因過程解析を実施した。燃料ピン破損と燃料分散挙動、それに関連する反応度挙動の特徴を把握した。何れのケースでも即発臨界を回避できる見通しを得た。図に示す様に、ULOF について、最大ボイド反応度の不確かさの影響を把握し、ノミナルケースでは、余裕を持って即発臨界を回避できる結果を得た。

3. 結論

燃焼に伴う燃料組成の変化や制御棒挿入状態を考慮した、炉心設計と整合性の高い出力分布及び反応度分布を SAS4A 解析用に作成する新しい手法を整備した。新手法に基づく SAS4A コードを用いた起因過程解析により、現在の炉心設計で起因過程の即発臨界を回避できる見通しを得た。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 25～27 年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Ryuzaburo Kubota[1], Kazuya Koyama[2], Hiroyuki Moriwaki[2], Yumi Yamada[2], Yoshio Shimakawa[2],
Tohru Suzuki[1], Kenichi Kawada[1], Shigenobu Kubo[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR systems. Inc

高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR を用いた CABRI-1 AH3 試験解析

Analysis of CABRI-1 AH3 Experiment using by Integrated Core Disruptive Accident Analysis Code, ASTERIA-FBR

*渡辺　大貴，石津　朋子
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR を用いて高過出力印加試験である CABRI-1 AH3 試験を対象とした解析を実施した。解析結果と試験結果との比較に基づき、燃料破損モデルの妥当性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却型高速炉、ASTERIA-FBR、CABRI-1 AH3 試験

1. はじめに

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、常陽等のナトリウム冷却型高速炉を対象とした炉心損傷事故事象が解析できるようにするため、高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR[1]（以下「ASTERIA」という。）を整備している。炉心損傷事故時の起因過程では、燃料破損時刻及び破損位置に依存して、燃料と冷却材の熱的相互作用及び燃料分散によるフィードバック反応度が炉心挙動に大きな影響を与えるため、燃料破損挙動を精度良く解析することが重要である。本報告では、単相冷却材下の高過出力印加試験である CABRI-1 AH3 試験[2]-[4]（以下「AH3 試験」という。）の解析を通じて、ASTERIA の燃料破損モデルの妥当性を確認する。なお、ASTERIA の燃料破損モデルは、被覆管周方向応力が降伏強さを超えた場合に破損するモデルであり、周方向応力として PCMI 圧と溶融キャビティ圧を考慮している。

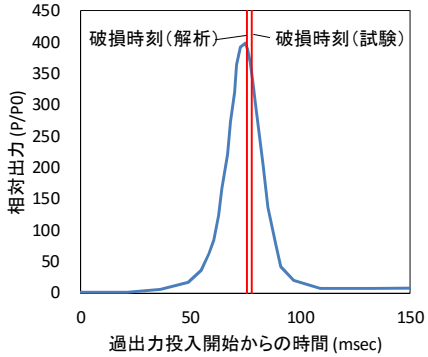


図 1　AH3 試験の出力履歴

2. 解析条件

AH3 試験は、単相冷却材下での被覆管破損挙動の把握を目的として、CABRI 炉で実施された炉内試験である。試験には、PHENIX 炉で約 4.74at.%まで照射された燃料ピンが使用され、図 1 の過出力パルスを投入することにより燃料ピン破損を生じさせた。解析では、はじめに PHENIX 炉での照射履歴を再現した定常照射計算を実施し、試験用燃料ピンの燃料組成を得た。次に、得られた燃料組成及び図 1 に示す過出力パルスを用いて、AH3 試験を再現するように過渡計算を実施した。

3. 解析結果

まず、定常照射後の燃料組成について、図 2 に軸方向出力が最大となる位置での測定値との比較を示す。燃料ペレットの変形及び燃料組織変化は試験結果と良く一致した。定常照射後の FP ガス放出割合についても、試験結果と解析結果でおおむね一致した。過渡計算では図 3 に示すように、出力投入後の 76 ミリ秒で被覆管周方向応力が降伏強さを上回ることにより燃料破損に至った。この時の破損位置は、軸方向中心よりやや上方（燃料下端位置から 72-78%）となった。試験では、燃料破損が 78 ミリ秒後に燃料下端から 72%の位置で生じており、破損時刻及び破損位置は解析値と測定値で一致した。以上より、解析結果が、被覆管温度が高い燃料上部で破損するという単相冷却材下での試験結果と一致したことから、単相冷却材下の過出力条件での燃料破損モデルの妥当性を確認した。

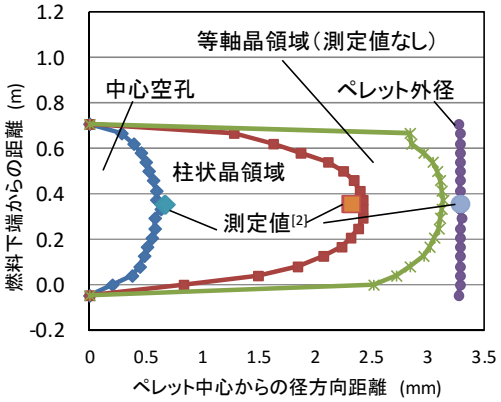


図 2　照射後燃料変形挙動の比較

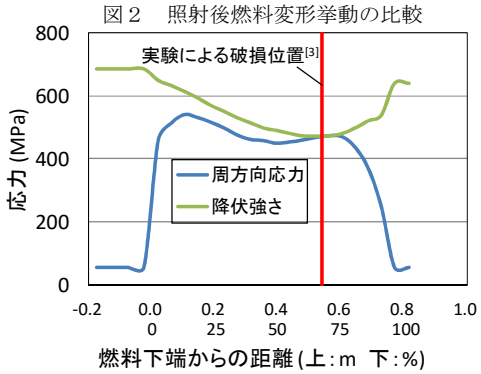


図 3　周方向応力及び降伏応力の軸方向分布（解析結果）

4. まとめ

高過出力印加試験である AH3 試験の再現解析を通じて、ASTERIA の燃料破損モデルの妥当性を確認した。

参考文献

[1] 日本原子力学会 2014 年春の年会 N01～07, [2] L. ROCHE et al., BNES, [3] G. KUSSMAUL et al., BNES, 1986, [4] M. HAESSLER et al., BNES, 1986

*Hiroki Watanabe, Tomoko Ishizu
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M15-18] 高速炉の安全評価2

座長：遠藤 寛 (電中研)

2017年3月28日(火) 16:05 〜 17:10 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M15] ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発

*河口 宗道[1,2]、宮原 信哉[1,2]、宇埜 正美[2] （1. 原子力機構、2. 福井大学）

16:05 〜 16:20

[2M16] ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発

*青柳 光裕[1]、髙田 孝[1]、大野 修司[1]、宇埜 正美[2] （1. 原子力機構、2. 福井大学）

16:20 〜 16:35

[2M17] ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発

*土井 大輔[1,2]、伊藤 啓[1]、清野 裕[1]、宮原 信哉[2]、宇埜 正美[2] （1. 原子力機構、2. 福井大）

16:35 〜 16:50

[2M18] 次世代ナトリウム冷却高速炉の部分負荷運転状態における受動的炉停止機構の有効性評価

*斎藤 裕幸[1]、山田 由美[1]、大山 一弘[1]、松永 尚子[1]、久保 重信[2]、山野 秀将[2] （1. MFBR、2. 原子力機構）

16:50 〜 17:05

©日本原子力学会

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （14）Na-コンクリート反応の自己終息挙動

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (14) Self-terminating behavior of Na-concrete reaction

*河口 宗道[1,2]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

Na―コンクリート反応はコンクリート侵食を伴いながら水素が発生するために、Na 漏えい事故時の安全評価の上で重要となる。本研究は、反応生成物の移行挙動に関する実験を行い、反応界面への反応生成物の堆積と反応停止挙動を調べた。

キーワード：Na 冷却高速炉，Na 漏えい事故，Na-コンクリート反応，反応停止，反応生成物の移行

1. 緒言　Na 冷却高速炉の冷却材漏えい事故に対する安全対策として、Na-コンクリート反応を防止する鋼製ライナが設置されるが、確率論的リスク評価等においてライナ破損を想定した Na-コンクリート反応の評価技術は重要である[1]。本研究は、Na-コンクリート反応の停止挙動の研究のために、反応生成物の移行挙動が反応界面への Na の移行に与える影響を実験的に調べた。

2. 実験　3 種類の小規模 Na-コンクリート反応実験（基準実験 A、感度実験 B、C）を行い、反応時の温度分布、水素の発生速度を測定した。基準実験 A では、反応途中に強制冷却を行い、反応生成物の分布、反応界面の Na、Si 濃度の時間変化を測定した。感度実験 B では、反応界面の直接加熱による反応の活性化、感度実験 C では粗骨材を除去することにより Na 浸透率を増大させた。感度実験 B・C により、反応界面の反応条件がコンクリート侵食へ及ぼす影響を調べた。

3. 結果　基準実験 A では、4.3 時間の Na-コンクリート反応により、約 10mm のコンクリートが侵食した。感度実験 B・C では、反応界面での化学反応が活性化したためコンクリート侵食量は約 25mm に増大した。反応界面での化学反応挙動がコンクリート侵食に強く影響を与えることが分かる。また、反応時間に伴い Na・Si 濃度は図 1 の通り変化し、反応界面における Na 濃度の減少のため、反応は停止したことが分かった。また反応中は微粒子状となった反応生成物が、重力沈降と発生水素による撹拌により分布した。この状態は三相流動塔と同様の方法で説明することができた。反応時間の経過に伴い、水素発生速度が減少したため反応生成物が堆積して、反応が停止したことが分かった。

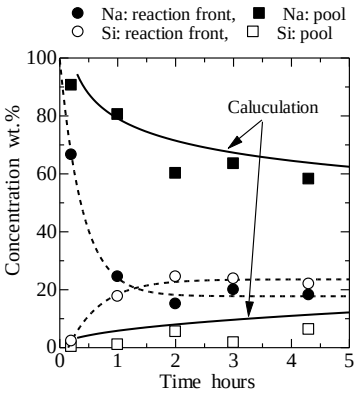


図 1. 反応界面の濃度変化

4. 結論　Na-コンクリート反応の停止挙動の研究のために、反応生成物の移行挙動に関する実験を行い、反応界面での化学反応挙動がコンクリート侵食に重要であること、及び反応が進行するにつれて反応生成物が堆積することで反応界面への Na の供給が阻害され、反応停止に至ることが分かった。

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

参考文献　[1] Kawaguchi M, et al. Journal of Nuclear Science and Technology. 53:12, 2098-2107. 2016.

---

*Munemichi Kawaguchi[1,2], Shinya Miyahara[1] and Masayoshi Uno[2]　／　[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Univ. of Fukui.

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発
（15）多次元ナトリウム燃焼解析コードによる上向きスプレイ試験解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure
for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(15) Multi–dimensional sodium fire analysis of an upward spray experiment

*青柳　光裕[1]，髙田　孝[1]大野　修司[1]，宇埜　正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

本研究ではナトリウム冷却高速炉の格納容器へ負荷を与えうるリスクの一つとされるナトリウム漏えい燃焼事象に着目し、ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発を行っている。本報ではこれまでの開発の総合的な妥当性評価として、上向きスプレイ燃焼試験について解析した結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、スプレイ燃焼、多次元解析

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉において、Na 燃焼事象は格納容器等へ熱負荷や圧力負荷を与えうるリスクの一つである。本研究では過酷事故時に炉容器上方から Na が床上空間へ噴出する事象を対象として、その評価手法を整備している。これまでに多次元 Na 燃焼解析コード AQUA-SF をベースとして、同事象の評価において重要となる乱流モデルや燃焼熱のふく射移行モデルの改良整備を実施した[1]。本報ではこれまでの開発の総合的な妥当性評価について報告する。妥当性評価としては上向きスプレイ燃焼試験[2]の解析を実施し、上向きスプレイ事象の評価に対する、改良モデルの効果を評価する。

2. 解析条件　解析体系を図 1 に示す。燃焼容器は高さ 2.78 m、容積 1.93 m^3 の密閉構造で、空気雰囲気である。300℃の Na が容器下部から 13 秒間噴出し、総噴出量は 400 g である。試験用ノズルにて液滴径分布の計測実験がなされており、本解析では体積当たりの総液滴表面積が実験のそれと一致するよう液滴直径入力データを設定している。

3. 解析結果　図 2 にベース条件（乱流モデルなし）および、乱流モデルを使用した場合の温度分布を示す。試験における高温領域は容器下方のノズル近くに限定されていたのに対し、ベース条件では浮力対流により高温領域が容器上方まで存在している。一方で乱流モデルを使用した条件では試験と同様な温度分布となっている。乱流モデルに加え液滴からのふく射熱移行モデルを併用すると、温度分布の傾向に顕著な違いはないが、ふく射に伴う容器構造材への熱移行が増加することにより雰囲気温度並びに圧力は全体的に低下する。最高圧力は試験では 1.5 atg に対し、ベースケースでは 2.6 atg、乱流モデル使用時は 2.7 atg であり、ふく射モデル併用時には 2.0 atg と試験結果に整合する傾向であった。

4. 結言　Na 燃焼時の格納容器への熱影響評価手法の開発における総合的な妥当性評価として、上向きスプレイ燃焼試験について解析し、これまで改良整備を実施したモデルによって、試験結果をより適切に再現されることを確認した。

謝辞　本研究は文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として福井大学および再委託先の JAEA が実施した成果である。

参考文献

[1] 青柳他、原子力学会 2016 年春の年会、3P09（2016）
[2] 佐藤他、PNC レポート TJ202 77-10 (1977)

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1],Shuji Ohno [1] and Masayoshi Uno [2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

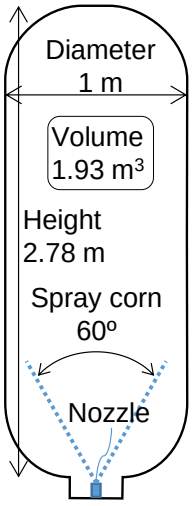


図 1 解析体系

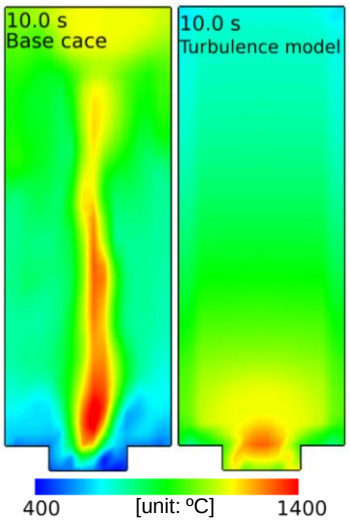


図 2 解析による温度分布

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発（16）着火濃度に着目した水素誘導拡散燃焼挙動

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(16) Ignition study on various gas concentration of hydrogen jet containing sodium vapor/mist

*土井 大輔[1,2]，伊藤 啓[1]，清野 裕[1]，宮原 信哉[2]、宇埜 正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント研究の一環として、ナトリウムの蒸気やミストを含んだ水素ガスの拡散燃焼試験を実施した。今回は、炉外事象進展評価上重要でありかつ既往知見のない水素・酸素の濃度をパラメーターとした燃焼試験結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント、ナトリウム、水素燃焼、拡散燃焼

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデントにおいて、炉心溶融物やナトリウムとコンクリートとの反応を想定した場合、不活性雰囲気下でナトリウムの蒸気やミストを含んだ水素ガスが発生する。この水素は空気雰囲気中へ流入すると、ナトリウムの自己着火に起因して高速炉特有の水素誘導拡散燃焼が生じることが報告されている[1]。この既往研究では、高濃度条件（水素濃度；75vol%、酸素濃度；>19vol%）における試験結果に基づいた着火閾値が整理されたが[1]、水素が空間に滞留する以前に燃焼消費させる観点から低濃度条件（水素濃度；1-15vol%、酸素濃度；3, 5, 8, 10, 15, 21vol%）における着火閾値の知見を得ることは重要である。今回は水素誘導拡散燃焼現象における着火機構の解明[2]および多次元解析手法の開発[3]を目指す研究のうち、ナトリウム混在水素拡散燃焼試験の結果について報告する。

2. ナトリウム混在水素拡散燃焼試験の概要

2-1. 試験目的　ナトリウム冷却高速炉の炉外事象進展評価上重要である低濃度条件における着火閾値を明らかにする。

2-2. 試験方法　水素燃焼試験装置の主要部を図 1 に示す。金属ナトリウムを 750°C まで加熱して発生させた蒸気やミストを燃焼容器内のノズルまで輸送し、ノズル内にて水素ガスと混合した後、酸素濃度を調節した常温・大気圧の燃焼容器内雰囲気へ一定温度（約 240°C）、流量（約 10L/min）で噴出させる。ノズルから噴出させるガス中の水素濃度、燃焼容器内の酸素濃度をパラメーターとし、主に熱電対による火炎温度測定を用いて水素ガスの着火・燃焼の有無を観測する。

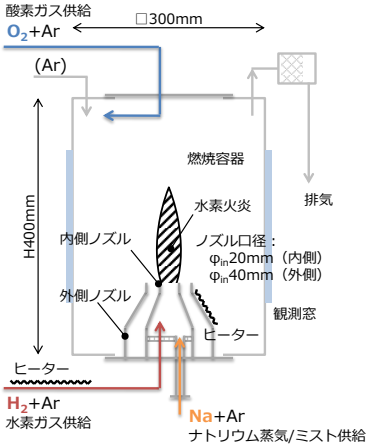


図 1 水素燃焼試験装置 燃焼容器

2-3. 試験結果　図 2 に示すように、水素・酸素の濃度条件に応じた着火・燃焼現象の傾向を把握した。酸素濃度の増加に伴い、水素が着火・燃焼継続し易くなる傾向を確認でき、低酸素濃度ではナトリウムは着火するものの、水素は着火しない濃度領域が存在することがわかった。水素の着火傾向には、酸素濃度に応じたナトリウムの燃焼挙動が影響を与えていると考えられる。また着火源が十分に供給継続される状態では、原子炉格納容器に対する過圧要因となり得る水素蓄積燃焼の下限濃度閾値（水素濃度；約 4vol%（大気圧、空気中）、酸素濃度；約 5vol%）以下で水素誘導拡散燃焼が生じ、水素蓄積燃焼による原子炉格納容器破損のリスクは低減する可能性があることがわかった。今後はナトリウム濃度の定量精度向上を検討する予定である。

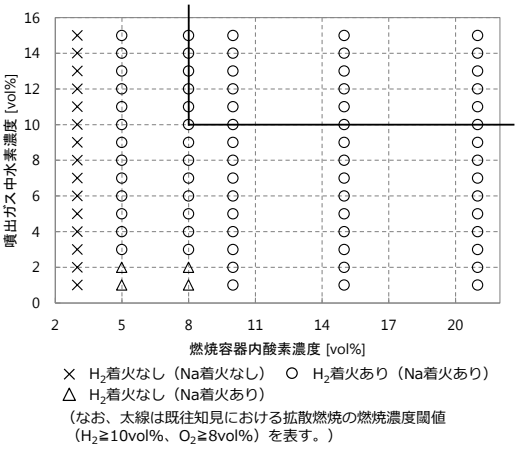


図 2 燃焼試験結果

参考文献 [1] R.W. Wierman and R. K. Hilliard, HEDL-TC-730 (1976).
[2] 土井ら、日本原子力学会 春の年会 G04 (2015).
[3] 伊藤ら、日本流体力学会誌 vol.35 pp.123-126 (2016).

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として委託先の福井大学および再委託先の原子力機構が実施した成果の一部である。

*Daisuke Doi[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]JAEA, [2]Fukui Univ.

次世代ナトリウム冷却高速炉の部分負荷運転状態における受動的炉停止機構の有効性評価

Availability evaluation of passive reactor shut-down system in partial load operating conditions of the next generation sodium-cooled fast reactor

*斎藤 裕幸[1]，山田 由美[1]，大山 一弘[1]，松永 尚子[1]，久保 重信[2]，山野 秀将[2]
[1]MFBR，[2]原子力機構

自己作動型炉停止機構(SASS)の応答特性の改善を目的に構造変更等を実施し、3 次元熱流動解析にて応答時間を設定するとともに、部分負荷時の代表的な LOF 型事象 ATWS を対象に SASS の有効性を確認した。

キーワード：安全評価、自己作動型炉停止機構、次世代炉、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

我が国で設計されている次世代ナトリウム冷却高速炉では、能動的炉停止機構の作動が失敗した場合に備え、異常な過渡時スクラム失敗事象（ATWS）対策に受動的炉停止系として自己作動型炉停止機構(SASS: Self-Actuated Shutdown System)を採用している。定格出力運転状態における SASS の有効性については、1 次元動特性解析により確認されている[1]が、部分負荷運転状態の SASS の有効性については評価されていない。部分負荷運転状態では隣接集合体の冷却材流速及び冷却材温度が低く、SASS の有効性評価上厳しくなると考えられる。そこで、本研究では、部分負荷運転状態(30%電気出力)の代表的な LOF 型事象 ATWS を対象に、SASS 有効性について評価した。また、SASS 有効性評価上の重要パラメータである温度応答遅れ時間の改善を目的に構造変更等を実施し、3 次元熱流動解析により遅れ時間を設定した。

2. 検討内容

SASS の有効性は、1 次元動特性解析により得られる冷却材最高温度が安全性の判断基準（沸騰防止の観点から沸点 1020℃以下）を満足するか否かによって評価する。なお、評価に際しては、3 次元熱流動解析に基づく温度応答遅れ時間及び温度応答時定数を用いた。SASS の有効性評価結果を図に示す。基準ケースでは、SASS 作動時点において冷却材最高温度(1093℃)が安全性の判断基準を満足しなかった。一方で、SASS の応答性改善方策として「炉心中心 BCR へのフローコレクタ設置」及び「SASS 作動温度の変更」を考案して、それらを反映した有効性向上ケースでは、SASS 作動時間が早まり、冷却材最高温度が基準ケースから 87℃低下し、1006℃となり、安全性の判断基準を満足した。

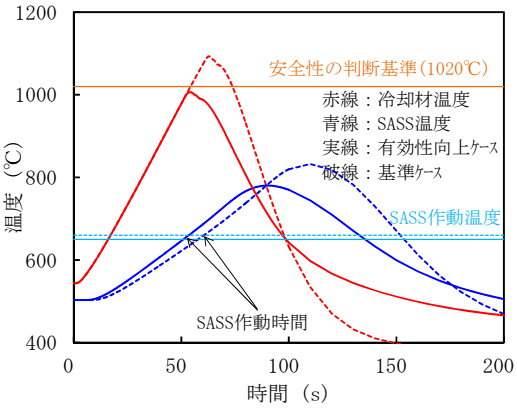


図 SASS の有効性評価結果

3. 結論

次世代ナトリウム冷却高速炉の部分負荷運転状態における LOF 型事象 ATWS を対象に SASS の有効性評価を実施し、SASS の応答性改善を目的とした「炉心中心 BCR へのフローコレクタ設置」及び「SASS 作動温度の変更」を反映した有効性向上ケースにおいて当該事象における SASS の有効性を確認した。

参考文献

[1] Hagiwara, H. et al., “Thermal-hydraulic studies on self actuated shutdown system for Japan sodium –cooled fast reactor” Proc. The Eighth Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, Beppu, Japan, Dec. 9-12, N8P1007 (2012).

◇本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

---

*Hiroyuki Saito[1], Yumi Yamada, Kazuhiro Oyama[1], Shoko Matsunaga[1], Shigenobu Kubo[2], Hidemasa Yamano[2]
[1]Mitsubihi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[2M19-23] 高速炉の安全評価3

座長：守田 幸路 (九大)

2017年3月28日(火) 17:10 〜 18:30 M会場 (16号館 16-504教室)

[2M19] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*西村 正弘[1]、深野 義隆[1]、小野田 雄一[1]、山田 文昭[1] （1. 原子力機構）

17:10 〜 17:25

[2M20] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*深野 義隆[1]、西村 正弘[1]、小野田 雄一[1]、山田 文昭[1] （1. 原子力機構）

17:25 〜 17:40

[2M21] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*矢田 浩基[1]、安藤 勝訓[1]、若井 隆純[1] （1. 原子力機構）

17:40 〜 17:55

[2M22] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*山田 文昭[1]、有川 晃弘[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. NESI）

17:55 〜 18:10

[2M23] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*森 健郎[1]、大平 博昭[1]、素都 益武[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

18:10 〜 18:25

©日本原子力学会

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討 (1) 炉心の判断基準案と選定の考え方

Study on effectiveness evaluations of countermeasures against severe accidents in fast reactor
(1) Prevention criteria proposal of significant core damage and their approach

*西村 正弘[1], 深野 義隆[1], 小野田 雄一[1], 山田 文昭[1]
[1]原子力機構

高速炉の重大事故防止対策の有効性評価における炉心の著しい損傷防止対策の有効性を評価するために、「重大事故に至るおそれがある事故」の高速炉における特徴を踏まえて、具体的な判断基準案と選定の考え方を示した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷，判断基準，ATWS 事象，LOHRS 事象

1. 緒言

高速炉の重大事故防止対策の有効性評価における炉心の著しい損傷防止の有効性を評価する判断基準として、軽水炉と同様「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること」とし、「重大事故に至るおそれのある事故」の高速炉における特徴を考慮して、具体的な判断基準案を検討した。

2. 炉心の著しい損傷の防止の具体的判断基準案

判断基準「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること」では、炉心の小規模の損傷で、十分な冷却が可能な損傷は許容される。しかしながら以下(1)から(3)に示すような状態は回避すべきである。

(1) 冷却材のバルク沸騰が生じて多数の燃料ピンの被覆管溶融に至る状態
(2) 多数のピンで溶融燃料が放出されて FCI による機械的エネルギー発生又は冷却材流路を閉塞し冷却不能になる状態
(3) バルク沸騰又は多数の破損燃料ピンからの FP ガス放出による正のボイド反応度効果が出力上昇を駆動する状態

これらの状態を回避するための具体的判断基準として以下を提案する。

具体的判断基準(案)	適用する事故グループ*1
① 冷却材がバルク沸騰しないこと	ULOF、UTOP（部分負荷）、ULOHS LOHRS
② 燃料断面溶融割合が 50%を超えないこと*2	UTOP (定格)
③ 被覆管が破損しないこと	ULOHS

*1 設計基準事故対処設備の機能喪失, *2 中低スミア密度（～<85%TD）
UTOP: 過出力時原子炉停止機能喪失, ULOF: 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪,
ULOHS: 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失, LOHRS:除熱機能喪失

3. 具体的判断基準の選定根拠 （①③について）

具体的判断基準案を選定するにあたり、CABRI 試験や PLANDTL で実施された DHB 試験等で得られた知見をもとに炉心の著しい損傷に至るまでの高速炉プラント過渡変化の特徴の整理を行った。ULOF および ULOHS 事象では、熱流束が高く、除熱不足では冷却材のバルク沸騰が先行[1]し、続いて被覆管の健全性が損なわれ、冷却可能形状が維持できなくなる。さらに ULOHS 事象では、冷却材の高温状態が継続することから被覆管がクリープ破損し、FP ガスが放出され正のボイド反応度効果により出力上昇を駆動した結果､冷却可能形状が維持できなくなる。LOHRS 事象では低流量・低熱流束条件下では除熱能力は確保され被覆管および燃料の冷却は維持されるがバルク沸騰 (>q"(CHF)) 領域においては被覆管がドライアウトし溶融した結果、冷却可能形状が維持できなくなる可能性が否定できない（図 1）[2]。

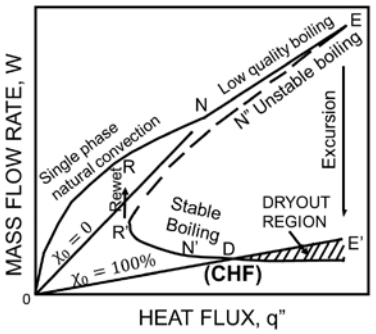


図 1 低圧系での自然循環沸騰の特徴[2]

以上のことから、炉心の著しい損傷を防止するための具体的な要件として「①冷却材がバルク沸騰しないこと」「③被覆管が破損しないこと」を提示した。

4. 結言

「重大事故に至るおそれがある事故」の炉心損傷防止有効性評価における具体的判断基準案を高速炉の特徴を踏まえて提示するとともにその選定の考え方を示した。後続の発表では、燃料溶融に関わる判断基準の設定根拠として、UTOP 事象において燃料溶融を許容した根拠、及び LOHRS 事象において被覆管破損を許容した根拠について解説する。

参考文献:[1] D. Struwe et al., International Fast Safety Safety Meeting, (1990), [2] M.Khatib-Rahbar et al., Journal of Heat Transfer, 108, 425-432 (1986)

* Masahiro Nishimura[1], Yoshitaka Fukano[1], Yuichi Onoda[1], Fumiaki Yamada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
(2) 燃料に関わる判断基準の設定根拠

Study on effectiveness evaluations of countermeasures against severe accidents in fast reactor
(2) Bases of criteria on fuel

*深野 義隆[1], 西村 正弘[1], 小野田 雄一[1], 山田 文昭[1]
[1]原子力機構

前報の具体的判断基準案のうち、過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）事象及び除熱機能喪失（LOHRS）事象についてその選定根拠を示す。UTOP 事象については、燃料が溶融しても被覆管が破損しないこと、また、LOHRS 事象については、被覆管が破損しても燃料が溶融、崩壊しないことを示す。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，重大事故，判断基準，UTOP 事象，LOHRS 事象

1. 緒言

前報では、炉心の著しい損傷防止対策の有効性評価における具体的判断基準案を示した。過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）事象※については、運転時の異常な過渡変化（AOO）では許容されていない燃料の溶融を許容した。このため、具体的判断基準案とした 50%程度の燃料断面溶融割合では、燃料が溶融しても被覆管が破損しないことを示す。他方、除熱機能喪失（LOHRS）事象※については、AOO では許容されていない被覆管の破損を許容した。このため、被覆管が破損しても燃料が溶融、崩壊しないことを示す。

※設計基準事故対処設備の機能喪失

2. UTOP 事象

既往のスローTOP 試験結果の評価値[1]から、中低スミア密度燃料（85%TD 程度以下）では、図 1 に示すように、70%程度の燃料断面溶融割合まで破損しないことがわかる。これに対して、具体的判断基準案としては、データ数と不確実性を考慮して余裕を持たせ、燃料断面溶融割合 50%以下とした。なお、CABRI-RAFT 計画の RB1 試験では、20%以上の燃料断面溶融割合と被覆管の開口破損を実現したが、溶融した燃料は被覆管内に閉じ込められていることを確認している[2]。

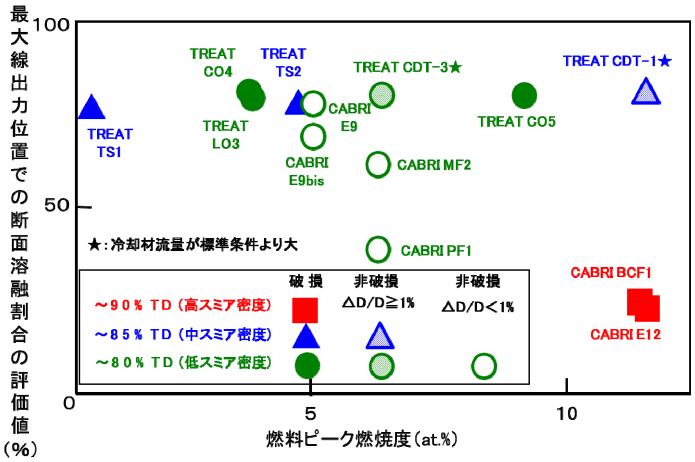


図1 炉内ランプ型過出力試験の断面溶融割合

3. LOHRS 事象

LOHRS 事象については、被覆管の破損を許容したが、被覆管が破損した場合、(1)燃料ナトリウム反応生成物の形成に伴う伝熱低下、(2)ガスブランケティングによる除熱低下等によって、燃料の溶融と冷却材流路中への放出が懸念される。これらについては、LOHRS 事象のような崩壊熱レベルでは、解析的な評価により燃料の溶融、崩壊は生じないことが明らかになっている[3]。また、LOHRS 事象では、被覆管温度が高温化した際に燃料温度が崩壊熱レベルで低いため、熱膨張差によって燃料被覆管ギャップが開き、ギャップコンダクタンスの低下、さらには、上記(1)や(2)との重ね合わせによる燃料溶融が懸念される。本研究では、図 2 に示すようにこれらの重ね合わせによっても、燃料の溶融までに十分な裕度があることを解析的に確認した。

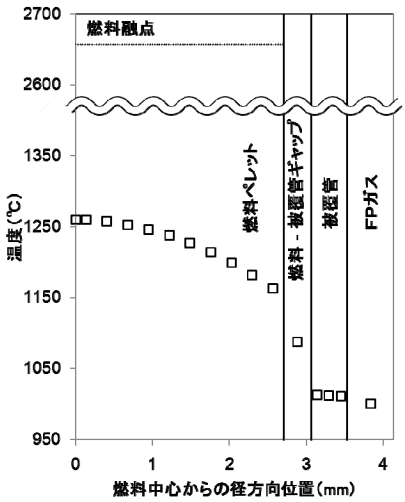


図2 燃料–被覆管ギャップが開いた場合におけるガスブランケティング時の燃料温度分布

4. 結言

UTOP 事象及び LOHRS 事象の具体的判断基準案の設定根拠として、前者については燃料が溶融しても被覆管が破損しないこと、後者については被覆管が破損しても燃料が溶融、崩壊しないことを示した。

参考文献

[1] Y. Fukano et al., J.Nucl.Sci.Technol., Vol.46, p.1049-1058 (2009), [2] Y. Fukano and J. Charpenel, Proc. of ICONE12, Arlington VA (2004), [3] Y. Fukano et al., Proc. of NURETH16, Chicago IL (2015)

*Yoshitaka Fukano[1], Masahiro Nishimura[1], Yuichi Onoda[1], Fumiaki Yamada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
(3) 原子炉容器液位確保機能喪失事象評価における配管破損規模

Study on effectiveness evaluations of countermeasures against severe accidents in fast reactor

(3) Proposal of an assumed leak size in piping under the LORL event

*矢田　浩基[1]，安藤　勝訓[1]，若井　隆純[1]

[1]原子力機構

高速炉の設計基準事故を超える 2 箇所目の 1 次冷却材漏えいによる原子炉容器液位低下に対して，液位確保策の有効性を検討するために、2 箇所目漏えい時のプラント運転状態、高温疲労試験に基づく貫通亀裂長さ及び EPRI の亀裂開口変位評価法を用いて、2 箇所目 1 次冷却材漏えいの配管破損規模を検討した。

キーワード：高速炉，設計基準外事故，亀裂，1 次冷却材漏えい，エルボ疲労試験

1. 緒言　ナトリウム冷却型高速炉（以下、高速炉）の設計基準事故（DBA）を超える 2 箇所目の 1 次冷却材漏えいが発生した場合、1 次主冷却系の循環経路形成に必要な原子炉容器(RV)液位を確保し、RV 液位確保機能喪失による重大事故を防止する必要がある[1]。ここで、高速炉の DBA である 1 次冷却材漏えい事故での配管破損規模の想定は、高速炉の配管系で想定される破損モードが繰返し負荷によるエルボ横腹部の管軸方向亀裂の貫通であることを基に、Dt/4（D : 配管直径、t : 配管板厚）[mm^2]とされている。これは、貫通時亀裂長さは、初期欠陥寸法によらず純曲げ応力場において最大となり、その長さは高速炉の主要構造材である SUS304 で約 12t[mm]となることに加えて、日本工業規格で定められる一定口径以上の配管が D/t≧24 であることから、12t[mm]を D/2[mm]に置き換えていることと、内圧による管軸方向亀裂の開口変位を保守的に t/2[mm]としていることによる[2]。このように Dt/4[mm^2]は非常に保守的な想定に基づく破損口の面積である。本研究では、DBA を超える 2 箇所目の 1 次冷却材漏えいに対する RV 液位確保対策の有効性の検討に資する、漏えいによる現実的な液位挙動を把握するため、2 箇所目の配管破損規模を検討した。

2. 検討方法

DBA の 1 次冷却材漏えいによる原子炉トリップ後の主循環ポンプ低速運転による崩壊熱除去中に偶発的に 2 箇所目漏えいが生じると仮定した[1]。2 箇所目の配管破損規模の検討にあたっては、DBA で設けた過度な保守性を排除し、対策の有効性を評価するための適切な破損規模を評価することとし、「貫通亀裂長さ」および「亀裂開口変位」から求められる配管破損口の面積に着目した。評価対象部位は 1 次主冷却系配管、破損モードは DBA と同じ想定とした。「貫通亀裂長さ」について、原子力機構では、これまでに実機寸法のエルボ試験体を用いた高温疲労試験が行われている[3] [4]。試験では、各所に切欠きを施したエルボ試験体に繰り返し面内曲げ負荷を与え、亀裂の進展状況や板厚貫通時の亀裂長さを計測している。その結果、破損はエルボ横腹部で生じる管軸方向亀裂であり、貫通亀裂長さは約 8t[mm]であることを確認している。「亀裂開口変位」について、開口駆動力となる圧力はポニーモータ運転圧力とし、米国電力研究所（EPRI）の亀裂開口変位評価法[5]を用いて評価した。破損口の面積は、破損口形状を矩形として貫通亀裂長さと亀裂開口変位の積で求めた。

3. 検討結果　上記の方法にて配管破損口の面積を求めた結果を表 1 に示す。破損口の面積は試験により得られた貫通亀裂長さ 8t[mm]、または保守的に 12t[mm]を採用した場合のいずれも t^2[mm^2]以下となる。24B 管を対象とした試評価では DBA での破損口の面積 Dt/4 と比べ、t^2 は 1/10 以下の値となった。

表1　配管破損口の面積の評価結果

	圧力条件	貫通亀裂長さ [mm]	亀裂開口変位 [mm]	破損口面積 [mm^2]	ケーススタディ D=609.6mm t=14.3mm
DBA評価	定格運転圧力	D/2	t/2	Dt/4	2179mm^2
RV液位確保対策の有効性評価（本研究）	ポニーモータ運転圧力	12t（純曲げ）	< 0.01t（EPRI評価法）	<< t^2	<< 204mm^2
		8t（高温疲労試験）	< 0.01t（EPRI評価法）		

4. 結言　実機寸法のエルボ試験体の高温疲労試験の結果および EPRI の亀裂開口変位評価法を用いて、1 次主冷却系配管の 2 か所目の破損規模を検討した結果、RV 液位確保対策の有効性評価に用いる破損口面積は t^2[mm^2]とすることができる。

参考文献

[1] 栗坂ほか，日本原子力学会 2016 年春の年会，1F12．[2] 動力炉・核燃料開発事業団，“配管破損の形態と大きさについて”，PNC-TN243 81-06 (1981).　[3] Sakakibara Y, et.al, SMiRT6 (1981), E7/3.　[4] Daniel G. R, et.al, ASME 2014 Pressure Vessels & Piping Conference (2014), PVP2014-28388. [5] Kumar, V., et.al “An engineering Approach for Elastic-Plastic Fracture Analysis,” EPRI NP-1931 (1981).

*Hiroki Yada[1] , Masanori Ando[1] and Takashi Wakai[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
(4)原子炉容器液位確保機能喪失事象評価に用いる液位計算プログラム

Study on effectiveness evaluations of countermeasures against severe accidents in fast reactor

(4) Calculation program on RV sodium level for LORL event

*山田文昭[1]，有川晃弘[2]

[1]原子力機構, [2]NESI

高速炉の設計基準事故を超える２箇所目の１次冷却材漏えいによる原子炉容器(RV)液位低下に対し，RV への冷却材補給等の液位確保策の有効性を検討するために，漏えい位置や破損開口量，１次主循環ポンプやカバーガス圧の運転状態，液位確保策の実施により変化する RV 液位挙動の計算プログラムを開発した。

キーワード：高速炉，原子炉容器液位確保機能喪失，１次冷却材漏えい，液位確保策，液位計算プログラム

１．緒言　高速炉は，設計基準事故(DBA)を超える２箇所目の１次冷却材漏えいが発生した場合でも１次主冷却系の循環流路形成に必要な液位(EsL)以上に原子炉容器(RV)液位を確保し，原子炉容器液位確保機能喪失による重大事故を防止する必要がある[1]。本研究では，漏えい位置や破損開口量，１次主循環ポンプ(ポンプ)や冷却材液面を覆うカバーガス圧(Ar ガス)の運転状態，Na 汲上系による RV への冷却材補給等の液位確保策の実施により変化する RV 液位挙動の計算プログラムを開発した。

２．２箇所目1次冷却材漏えいと液位確保策　DBAの１次冷却材漏えいに起因する原子炉トリップ後のポンプ低速運転による崩壊熱除去中に2箇所目漏えいが生じると仮定。EsLを下回る恐れがある2箇所目漏えい部位は，RV，中間熱交換器(IHX)及びポンプのガードベッセル(GV)内での漏えいに限られる(図１)。液位確保策は，RV液位がEsLを下回らないようにRV液位を監視しNa汲上系によりRVへ冷却材補給を行う。またポンプ-GVやIHX-GV内の漏えいの場合は漏えいループのベント弁「開」(サイフォンブレーク)により１次主冷却系配管や中間熱交換器にArガスを流入させ破損孔とRVを隔離することでRVの冷却材汲み出しが停止し，EsL以上にRV液位を確保する(図1)。

３．液位計算プログラム　RV及びGV冷却材液位計算(液位計算)を軸として，これに入力となるプラント状態計算及び液位確保計算で構成する(図2)。液位計算は，漏えい位置や破損開口量，ポンプやカバーガス圧の運転状態の違いに対応できる漏えい流出計算，漏えい流出に伴うRVとGV内の冷却材液位計算で構成する。プラント状態計算は，漏えい流出計算の条件となるポンプやカバーガス圧の状態を設定し，冷却材液位計算の条件となる冷却材温度は別途熱流動解析結果を入力する。液位確保計算は冷却材液位計算の条件となる冷却材補給及びサイフォンブレークのタイミング及び汲上(流入)流量を入力し，過渡計算を行う。

主要な計算機能である漏えい流出計算は，DBA の漏えい位置や開口量による計算結果と DBA 解析結果と比較し妥当性を確認した。冷却材液位計算は RV，GV 及び Na タンク内の Na 収支を確認した。液位計算プログラムの開発により漏えい位置，開口量及びプラント状態によって異なる流出速度に対して，液位確保が有効な Na 汲上げタイミング等の液位確保策の条件を容易に検討することが可能となった。

４．結言　DBA を超える２箇所目１次冷却材漏えいに対応する液位確保策の有効性を検討するために用いる液位計算プログラムを開発した。

参考文献[1]松井他，2016 春原学会, 1F14.

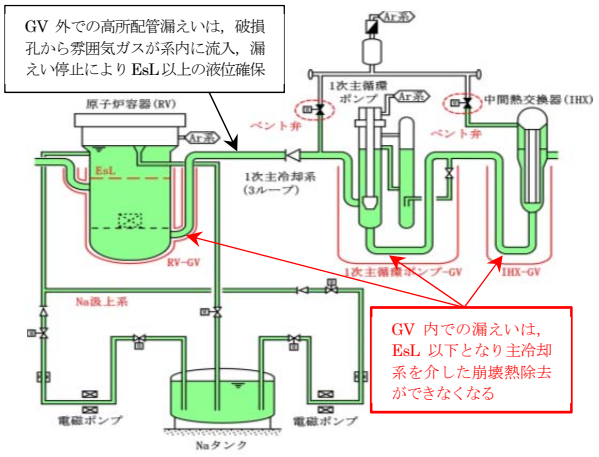


図１．２箇所目１次冷却材漏えいと液位確保策

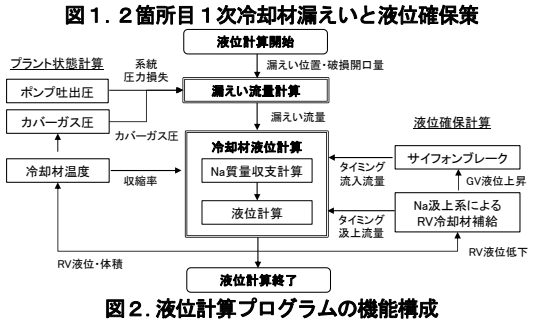


図２．液位計算プログラムの機能構成

*Fumiaki YAMADA[1] and Mitsuhiro ARIKAWA[2]　[1]JAEA, [2]NESI

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
（5）崩壊熱除去機能喪失事象評価に用いる原子炉解析モデル

Study on Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents in Fast Reactor
(5) Validation of Reactor Analytical Model for PLOHS events

*森 健郎[1]，大平 博昭[1]，素都 益武[1]，深野 義隆[1]
[1]原子力機構

高速炉における崩壊熱除去機能喪失時の炉心損傷防止対策であるナトリウム自然循環冷却の有効性を評価するために、炉心の全集合体毎の自然循環冷却挙動を解析する解析モデルについて、もんじゅの実機試験結果を用いて妥当性の確認を行い、崩壊熱除去機能喪失事象への適用性を確認した。

キーワード：高速炉、崩壊熱除去機能喪失、ナトリウム自然循環冷却，原子炉解析モデル

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉は、主冷却系の強制循環失敗による崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)においても、主冷却系の自然循環により炉心の崩壊熱を除去し、重大事故を防止することができる。強制循環時とは異なり、自然循環時の燃料集合体の温度評価には、集合体間の熱移行や炉心内の流量再配分等の効果が重要となる。これらの現象を適切に取り扱うために、燃料集合体等の全ての炉心構成要素を詳細に解析することが可能な解析モデル（全集合体解析モデル）が開発された[1][2]。本研究では、適用例がないもんじゅの炉心に全集合体解析モデルを適用し、後述するもんじゅ実機を用いた試験の解析を通じて同モデルの妥当性確認を行うと共に、PLOHS 防止対策である自然循環冷却時の炉心冷却材の温度評価への適用性を検討した。

2. 原子炉解析モデルの妥当性確認　全集合体解析モデルをもんじゅの炉心に適用し（図 1）、40%出力プラントトリップ試験時の燃料集合体出口 Na 温度により解析モデルの妥当性を確認した。試験で得られた原子炉入口の Na 温度及び Na 流量、試験結果から評価した集合体毎の熱出力を入力し、集合体出口 Na 温度を解析した。原子炉トリップにより 1 次冷却材流量は、約 40 秒で約 49%からコーストダウンし約 10%まで低下する。流量約 49%及び流量約 10%の集合体出口 Na 温度の炉心全体の温度分布は良く模擬できている（図 2）。同モデルの圧力損失特性は、定格流量から極低流量までの圧力損失の評価結果に基づき設定しており、圧力損失特性を含め、同モデルが自然循環時に適用できることを確認した。

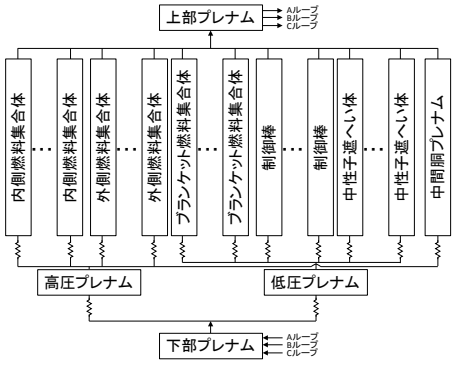


図 1　原子炉全集合体モデル（もんじゅ炉心）

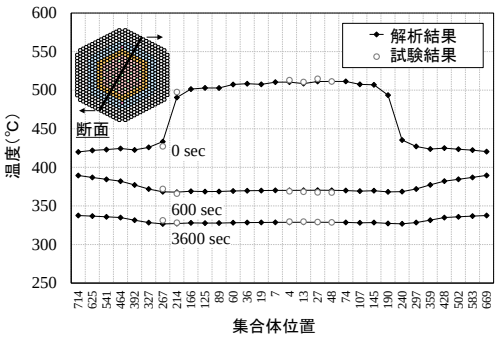


図 2　集合体出口 Na 温度
（もんじゅ 40%出力プラントトリップ試験）

3. 崩壊熱除去機能喪失事象への適用　同モデルを用いて自然循環冷却による炉心冷却材の温度評価を検討した。自然循環時の集合体出口 Na 温度及び流量は、集合体間熱移行及び流量再配分の効果により、平坦で周方向に緩やかに低下する分布となった。このように自然循環の特徴を良く模擬しており、自然循環冷却時の炉心冷却材の現実的な温度を解析できることを確認した。

4. 結論　PLOHS 事象の解析に全集合体解析モデルを適用することにより、自然循環冷却時の現実的な炉心冷却材温度の評価を可能にすることができた。

参考文献　[1]O. WATANABE et al., “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, JNST52, 9, 1102-1121 (2015), [2]浜瀬ほか, 日本機械学会[No.16-10]第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集，B244

*Takero MORI[1], Hiroaki OHIRA[1], Masutake SOTSU[1] and Yoshitaka FUKANO[1]　[1]JAEA