

#### 4.7 廃棄物処分

本事業における照射後試験の実施に伴い発生した放射性廃棄物は、性状（固体廃棄物及び液体廃棄物）及び表面線量率により区分し、機構内の放射性廃棄物処理場へ引き渡し、処理又は保管廃棄を行った。発生した放射性廃棄物の量については、RIA 試験に付随する照射後試験関連では固体廃棄物約 3.3m<sup>3</sup> 及び液体廃棄物約 3.6m<sup>3</sup>、LOCA 試験関連では固体廃棄物約 2.6m<sup>3</sup> 及び液体廃棄物約 2.9m<sup>3</sup> であった。

#### 4.8 専門部会の開催

事業で得られた成果の内容を精緻化するための専門部会を、令和 5 年 3 月 8 日（水）に開催した。

本専門部会では、事業の全体概要、LOCA 試験、RIA 試験、解析評価等について、令和 4 年度に得られた成果が原子力機構担当者からそれぞれ報告され、出席した専門部会委員との質疑応答を通じ、成果の明確化及び精緻化を行った。

#### 4.9 事業の進捗管理

事業計画内容を漏れの無いように遂行するための原子力規制庁担当官との打合せを令和4年6月8日、9月12日、令和5年2月3日に実施した。各打合せにおいては、その時点での事業の進捗状況等を報告した。

## 5 章 結言

令和 4 年度事業において得られた成果を以下にまとめる。

- (1) 令和 2 年度に実施した MMDA3 の LOCA 模擬試験後分析として、X 線撮影、ガンマスキャン、金相観察を実施した。X 線撮影写真より、ペレットは全体として形状を維持しているように見えるが、破裂開口部より下部側のペレット-被覆管ギャップにペレット細片が堆積している様子が観察された。ガンマスキャンの結果より、破裂開口部より上部側においてグロスキャンの強度がやや低く、破裂開口部より下部側において強度が高い傾向が観察された。金相観察より、ペレット外周部の高燃焼度組織に対応する領域が欠落しているように観察された。以上より、被覆管が膨らんでいる領域において、ペレット外周部が細片化し、それらが脱落し、破裂開口部の上部側から下部側に移行し、ペレット-被覆管ギャップに集積したものと考えられた。

Zircaloy-2 被覆ライブシュタット燃料 (LZRT5) の LOCA 模擬試験を実施し、破裂温度は 1038 K で、スリット状の開口を有する破裂であった。今後、試験後分析を進める。

LOCA 後の炉心冷却性の評価に関して、LOCA 時の温度履歴を経験した水素添加被覆管に対し、地震時に燃料棒に加わる荷重を適切に模擬した繰り返し荷重負荷四点曲げ試験を実施し、燃料被覆管の LOCA 後の曲げ強度に及ぼす繰り返し荷重負荷の影響評価に係るデータを取得した。また、曲げ強度のバラツキに対する ECR 評価方法及び膨れ破裂形状の影響を確認した。

- (2) OS-1 実験 (添加物燃料) で見られた破損限界低下における燃料ペレット・FP ガス挙動の影響を検証する取り組みの一環として、OS-1 燃料と同じセグメント燃料から切り出した試料を対象とし、室温条件で RIA 模擬実験 OS-3 (FGD-1) を実施した。LVDT 式圧力計を新たに採用することで、ペレットから放出された FP ガス量の増加に応じた圧力変化を検出し、FP ガス放出の過渡挙動測定に成功した。FP ガス放出に伴いチャンバ内圧は 1.5MPa 程度まで到達し、系が室温まで低下すると約 0.8 MPa まで低下した。これは、概ね FGR30%の仮定に相当する。今後ガスパンクチャ試験を実施し、FP ガス放出量評価値を決定する。また、無添加燃料を対象とした FGD 実験を実施し、OS-3 との比較等により添加物燃料の挙動の特異性有無を明らかにしていく。

CN-1 実験 (M5<sup>TM</sup> 被覆 MOX 燃料) で観察された内圧破裂型破損の発生原因を調査する取り組みの一環として、CN-1 実験後の照射後試験を進め、以下の知見を得た。破損開口位置での被覆管水平断面上硬度測定によると、CN-1 の測定値は、同じく高エンタルピで内圧上昇によると思しき変形が確認されている BZ-3 (Zry-4 被覆 MOX 燃料) の硬度に比して低い値を示し、このことは、それぞれの実験時に生じた沸騰遷移・温度

過渡を経ても、総じて CN-1 燃料被覆管の方が膨れ変形しやすい状態で推移したとの解釈を支持している。

RIA 時の燃料の破損形態に及ぼす被覆管状態及び応力条件の影響を評価する観点から、水素を吸収させた Zry-4 被覆管 (17×17 型、冷間加工材) を対象に、軸/周歪み比 0.5、0.75、1、1.25 の二軸応力条件下での破壊試験を室温条件で実施した。水素吸収量が高いほど、またひずみ比が高いほど、RIA 模擬試験で見られたような軸方向亀裂の斜め周方向への回り込みが起りやすくなることが示唆された。

NSRR パルス照射時の試験燃料内発熱量評価について、低濃縮度条件での評価精度検証の一環として、昨年度低濃縮度未照射燃料 (濃縮度 1.51%及び 0.72% $\text{UO}_2$ ) を対象に実施した RIA 模擬実験 224-2 の照射後試験を実施した。同実験の照射後試験データに基づき評価された発熱量は、解析評価に対し従来評価されていた不確かさの範囲内であり、これにより、5%未満の低濃縮度条件範囲における解析評価値の信頼性を確認した。

- (3) 燃料ペレット及び被覆管内部における温度や応力の分布、FP ガスの状態といった直接計測できない状態量を評価して試験結果の解釈に資すること、また、試験装置の制約を超えた条件下での燃料挙動予測を通じ、試験から得られる知見を補完するとともに、安全評価手法の整備に資することを目的として、各種解析評価を行い、本年度は以下の成果を得た。
- 高温破裂が観察された CN-1 実験を RANNS コードにより詳細に解析し、また CN-1 と同じく高エンタルピで内圧上昇によると思しき変形が確認されている TK-1、BZ-3 実験の解析結果との比較を通じ、被覆管外周領域の塑性不安定条件への近接度を表すパラメータを判定に用いることで、燃料コードで多く採用される被覆管周方向応力ベースの破裂判定モデルに比べ、破裂発生ケース (CN-1) と非破損ケース (TK-1、BZ-3) をより効果的に弁別出来ることを見出した。
  - 統計的ばらつきや不確かさの大きい複数の要素からなる FFRD の最終的な炉心冷却性影響を適切に評価可能な手法の確立に向け、統計モデルを取り入れた炉心スケール解析評価概念を検討し、実装するシステムの設計・整備している。この一環として、流体力学、粉体力学的考察に基づき骨格を定めた新たに数理モデルを構築し、さらに同モデルと現在利用可能な実験データ (燃料放出率等) の組み合わせに対してベイズ統計を適用することで、炉心スケール評価コード中燃料放出率予測を担う数値計算向けモデルを整備した。
  - 同じく FFRD 影響評価システム整備の一環として、現実的な軽水炉運用条件においてどの程度の燃料放出が想定されうるかを合理的な評価する上で必須の要素となる、炉心内燃焼度及び出力の分布について、一定の代表性が期待される情報を取得するため、軽水炉炉心設計コードシステム CASMO/SIMULATE を用いて、国内 PWR の原子炉設置許可申請書等を入力情報とした炉心計算を実施した。

- 損傷力学モデルの適用による燃料被覆管三次元有限要素モデル中の軸方向亀裂進展挙動解析により、被覆管に軸方向の拘束が殆どかからない条件では亀裂は概ね軸方向に進展するのに対し、周・軸 1 対 1 ひずみ比下では進展過程で周方向への周り込みが多数発生し、軸方向へ進展亀裂も斜め方向への伝搬を生じ、破損形態が有意に変化することを明らかにした。高燃焼度燃料における破損形態の系統的な変化と、これに伴う燃料放リスクの増大を示唆する結果である。
  - OS-3 (FGD-1) 実験中の燃料挙動を RANNS コードの FGD 実験体系対応モデルを用いて詳細に解析し、LVDT 圧力計位置の温度情報をプレナム部ガス温度として反映した解析結果が、ピーク発生とその後の緩やかな減少傾向をよく再現出来ており、LVDT 圧力計指示値が実験中の過渡的な圧力変動に追従している可能性が高いこと、この場合、過渡 FGR 放出の過程は 10-20ms 程度の極めて短い時間区間で完了したと解釈されること、ベストフィットケースで仮定した 30%超の FGR がこのような速いタイミングで生じた場合、PCMI フェーズでのひずみ増への寄与も完全には無視できない事を示した。
- (4) 炉心の著しい損傷開始温度として LOCA 基準の 1200℃が用いられており、その妥当性を検討するために MELCOR コードを用いて被覆管の昇温特性及び注水効果に関する解析を実施した。解析は、酸化反応を考慮したケースと考慮しないケースで実施した。酸化反応無しでの被覆管の昇温速度は被覆管温度に対しほぼ一定で 0.5℃/s 以下であったのに対し、酸化反応有りでは被覆管温度の増加に伴い昇温速度が増加し、被覆管温度 1200℃付近では 1℃/s、1200℃以降ではさらに加速する傾向が認められた。また、注水開始時点の被覆管温度をパラメータ (1200℃/1300℃/1400℃) とした解析により、例えば、注水量 100 m<sup>3</sup>/h では 1200℃、1300℃では注水が間に合うが、1400℃では間に合わず被覆管温度は融点以上となり、被覆管の温度が上昇する程、注水の効果も減ずる傾向を確認した。以上の結果を踏まえると現行の炉心損傷基準 1200℃は妥当と考えられた。

(参考文献)

1 章

- (1) 平成 20 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 21 年 11 月.
- (2) 平成 21 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 22 年 3 月.
- (3) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 23 年 9 月.
- (4) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 25 年 3 月.
- (5) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 26 年 3 月.
- (6) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 26 年 3 月.
- (7) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書, (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 27 年 3 月.
- (8) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策)事業に関する報告書, (国研) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 28 年 3 月.
- (9) 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策)事業(平成 28 年度分), 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 30 年 1 月.
- (10) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策)事業(平成 29 年度分), 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 31 年 3 月.
- (11) 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料設計審査分野の規制研究)事業(平成 30 年度分), 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 平成 31 年 3 月.
- (12) 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業(平成 31 年度分), 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター, 令和 2 年 11 月.

2 章

- (1) P. Raynaud, "Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident," Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2121 (2012).

- (2) "Report on fuel fragmentation, relocation, dispersal," NEA/CSNI/R(2016)16, OECD/NEA (2016).
- (3) L.J. Siefken, "Axial fuel relocation in ballooning fuel rods," Proc. 7th International Conference on Structure Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-7). Aug. 22-26, 1983, Chicago, US (1983).
- (4) C. Grandjean, G. Hache, C. Rongier, "High burnup UO<sub>2</sub> fuel LOCA calculations to evaluate the possible impact of fuel relocation after burst," Proc. Topical Meeting on LOCA Fuel Safety Criteria. Mar. 22-23, 2001, Aix-en-Provence. NEA/CSNI/R(2001)18, OECD/CSNI/NEA. 2001: 239-266 (2001).
- (5) PD. Parsons, ED. Hindle, CA. Mann, "PWR fuel behaviour in design basis accident conditions. The deformation, oxidation and embrittlement of PWR fuel cladding in a loss-of-coolant accident," A State-of-the-Art Report by the Task Group on Fuel Behaviour of CSNI Principal Working Group No 2. Paris (France): Organisation for economic co-operation and development nuclear energy agency (Report no. CSNI Report 129) (1986).
- (6) R. Emrit, R. Riggs, W. Milstead, J. Pittman, and H. Vandermolen, "A Prioritization of Generic Safety Issues," NUREG-0933, Section 3, Issue 92, "Fuel Crumbling during LOCA," Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, October 2006 (2006).
- (7) A. Cabrera and N. Waeckel, "A strength based approach to define LOCA limits," Proc. of TopFuel 2015, Zurich, Switzerland, September 13-17, 2015 (2015).
- (8) Policy Issue (Information). Evaluation of fuel fragmentation, relocation and dispersal under loss-of-coolant accident (LOCA) conditions relative to the draft final rule on emergency core cooling system performance during a LOCA (50.46c). SECY-15-0148, No. 30, Nuclear Regulatory Commission (ADAMS Accession No. ML15238B193) (2015).
- (9) "The Fukushima Daiichi accident," technical volume 1/5 description and context of the accident. Vienna (Austria): International Atomic Energy Agency (2015).
- (10) MC. Billone, "Assessment of current test methods for post-LOCA cladding behavior," Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG/CR-7139, ANL-11/52) (2012).
- (11) M. Flanagan, "Mechanical behavior of ballooned and ruptured cladding," Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG-2119) (2012).
- (12) MC. Billone, Y. Yan, TA. Burtseva, RO. Meyer, "Cladding behavior during postulated loss-of-coolant accidents," Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory



- Commission. (Report no. NUREG/CR-7219, ANL-16/09) (2016).
- (13) M. Yamato, F. Nagase, M. Amaya, "Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests," *J. Nucl. Sci. Technol.* 51:1125—1132 (2014).
- (14) T. Narukawa and M. Amaya, "Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 57, No. 7, pp. 782-791 (2020).
- (15) F. Nagase and T. Fuketa, "Effect of Pre-Hydridding on Thermal Shock Resistance of Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 41, No. 7, pp. 723–730 (2004).
- (16) F. Nagase and T. Fuketa, "Behavior of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 42, No. 2, pp. 209–218 (2005).
- (17) F. Nagase and T. Fuketa, "Fracture Behavior of Irradiated Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 43, No. 9, pp. 1114–1119 (2006).
- (18) F. Nagase, T. Chuto, and T. Fuketa, "Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 46, No. 7, pp. 763–769 (2009).
- (19) T. Narukawa, M. Amaya, "Oxidation behavior of high-burnup advanced fuel cladding tubes in high-temperature steam," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 56, No. 7, pp. 650–660 (2019).
- (20) T. Narukawa, M. Amaya, "Fracture limit of high-burnup advanced fuel cladding tubes under loss-of-coolant accident conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 57, No. 1, pp. 68–78 (2020).
- (21) VV. Rondinella, Thierry Wiss, "The high burn-up structure in nuclear fuel," *Materials Today*, Vol. 13, Issue 12, pp. 24–32 (2010).
- (22) D. Baron, M. Kinoshita, P. Thevenin, L. Rodrigue, "Discussion about hbs transformation in high burn up fuels," *Nucl. Eng. Technol.*, Vol. 41, Issue 2, pp. 199–214 (2009).
- (23) James Corson et al., "NRC's Research Information Letter on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal," *TopFuel 2022*, Raleigh, NC, USA, (2022).
- (24) Michelle Bales et al., "Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup," *RIL 2021-13*, December 2021
- (25) 永瀬他、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針の技術的根拠と高燃焼度燃料への適用性」*JAEA-Review 2020-076*, (2021).

## 4 章

### 4.1 燃料検査

- (1) 令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（令和 3 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター，令和 4 年 3 月。

### 4.2 レファレンス試験

- (1) 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業に関する報告書、(国研) 日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月。
- (2) 須山賢也, 清住武秀, 望月弘樹, “統合化燃焼計算コードシステム SWAT 改訂版”, JAERI-Data/Code 2000-027, (2000).
- (3) R. E. Alcouffe, F. W. Brinkley, D. R. Marr, R. D. O'Dell, “User’s Guide for TWODANT: A Code Package Two-Dimensional, Diffusion Accelerated, Neutral Particle Transport”, LA-10049-M, Los Alamos National Laboratory (1990).

### 4.3 LOCA 試験

- (1) 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業に関する報告書、(国研) 日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月。
- (2) 令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業に関する報告書、(国研) 日本原子力研究開発機構安全研究センター、令和 4 年 3 月。
- (3) James Corson et al., “NRC's Research Information Letter on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal” TopFuel 2022, Raleigh, NC, USA, (2022).
- (4) Michelle Bales et al., “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup,” RIL 2021-13, December 2021.
- (5) ME. Nissley, C. Frepoli, and K. Ohkawa, “Realistic assessment of fuel rod behavior under large-break LOCA conditions,” Proc. of the Nuclear Fuels Sessions of the 2004 Nuclear Safety Research Conference (NUREG/CP-0192). Proceedings; 2004 Oct 22–27; Washington (DC): Marriott Hotel at Metro Center; 2005.
- (6) HM. Chung, “Fuel behavior under loss-of-coolant accident situations,” Nucl. Eng. Technol., Vol. 37, pp. 327–362 (2005).
- (7) F. Nagase, T. Chuto, and T. Fuketa, “Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, No. 7, pp. 763–769 (2009).
- (8) T. Narukawa et al., “Experimental and statistical study on fracture boundary of non-irradiated Zircaloy-4 cladding tube under LOCA conditions,” J. Nucle. Mater., Vol. 499, pp. 528–538 (2018).
- (9) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（事故時燃料冷却性評価に関する研究）事

- 業に関する報告書, (国研) 日本原子力研究開発機構安全研究センター, 平成 28 年 3 月.
- (10) K. H. Yueh, N. Snis, D. Mitchell, and C. Munoz-Reja, “Fuel Fragmentation Data Review and Separate Effects Testing,” Proc. WRFPM 2014, Sendai, Japan, September 14–17, 2014, paper no. 100117 (2014).
- (11) T. Narukawa and Y. Udagawa, “Study on mechanism and threshold conditions for fuel fragmentation during loss-of-coolant accident conditions,” Proc. TopFuel2021, Santander, Spain, October 24–28, 2021 (2021).
- (12) 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, 昭和 56 年 7 月 20 日, 1981.
- (13) Baker and L. C. Just, “Studies of Metal-Water Reaction at High Temperatures; III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction,” ANL-6548, Argonne National Laboratory (1962).
- (14) Nagase and T. Fuketa, “Effect of Pre-Hydridding on Thermal Shock Resistance of Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions,” Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 41, No. 7, pp. 723–730 (2004).
- (15) Udagawa et al., “Effect of Cooling History on Cladding Ductility under LOCA Conditions,” Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 43, No. 8, pp. 844–850 (2006).
- (16) Honma et al., “Thermal shock behavior of PWR high-burnup fuel cladding under simulated LOCA conditions,” Proc. ANS Annual Meeting, Jun 17–21; Milwaukee (U.S.A.), 2001, pp. 253–255.
- (17) T. Murata et al., “LOCA simulation test of the cladding for high-burnup fuel,” Proc. ANS Annual Meeting, Jun 17–21; Milwaukee (U.S.A.) (2001) 252–253.
- (18) Yamato et al., “Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests,” Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, No. 9, pp. 1125–1132 (2014).
- (19) 平成 17 年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その 2 (PWR 制御棒挿入性) に係る報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 18 年 8 月.
- (20) 気象業務はいま 2011 気象庁, 平成 23 年 12 月.  
<https://www.jma.go.jp/jma/kishou/books/hakusho/2011/>
- (21) Le Saux M, Besson J, Carassou S, et al. A model to describe the anisotropic viscoplastic mechanical behavior of fresh and irradiated Zircaloy-4 fuel claddings under RIA loading conditions. Journal of Nuclear Materials. 2008;378:60–69.
- (22) T. Yumura et al., “Effects of ballooning and rupture on the fracture resistance of Zircaloy-4 fuel cladding tube after LOCA-simulated experiments.” Annals of Nuclear

Energy, 120, 798–804. (2018).

#### 4.4 RIA 試験

- (1) 令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（令和 2 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター，令和 4 年 3 月。
- (2) 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業（平成 30 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 31 年 3 月。
- (3) 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター，令和 2 年 11 月。
- (4) 令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（令和 3 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター，令和 4 年 3 月。
- (5) T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, “Deformation behavior of recrystallized and stress-relieved Zircaloy-4 fuelcladding under biaxial stress condition”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 55, No. 2, pp. 151-159 (2018).
- (6) T. Kuwabara, M. Ishiki, M. Kuroda, S. Takahashi, “Yield locus and work hardening behavior of a thin-walled steel tube subjected to combined tension-internal pressure”, J. Phys. IV France, Vol. 105, pp. 347-354 (2003).
- (7) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業（平成 29 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 31 年 3 月。
- (8) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書，（独）日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 25 年 3 月。
- (9) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書，（独）日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 26 年 3 月。
- (10) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書，（独）日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 26 年 3 月。
- (11) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書，（独）日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 27 年 3 月。
- (12) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業に関する報告書，（国研）日本原子力研究開発機構安全研究センター，平成 28 年 3 月。
- (13) 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業（平成 28 年度分），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安

全研究センター，平成 30 年 1 月。

- (14) 平成 16 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書，日本原子力研究所，平成 17 年 3 月。
- (15) 平成 17 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書，(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター，平成 18 年 3 月。
- (16) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, “Reevaluation of Fuel Enthalpy in NSRR Test for High Burnup Fuels”, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14-17, (2014).
- (17) 野口正安，小峰隆志，秋山正和，“容積試料における  $\gamma$  線自己吸収の補正法”，RADIOISOTOPES, 49 巻, 4 号, p.189-198, (2000).
- (18) JENDL-4.0 核分裂収率サブライブラリ：  
[https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/J40\\_J.html](https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/J40_J.html).
- (19) 中村武彦，笹島栄夫，更田豊志，鈴木敏夫，高橋正人，細山田龍二，石島清見，“NSRR 照射済燃料実験での発熱量評価 (JMTR 照射燃料)”，JAERI-Research 98-052, (1998).
- (20) 新潟県保健環境科学研究所年報 第 15 巻 p133-137 (2000)
- (21) R. E. Alcouffe, F. W. Brinkley, D. R. Marr, R. D. O'Dell, “User’s Guide for TWODANT: A Code Package Two-Dimensional, Diffusion Accelerated, Neutral Particle Transport”, LA-10049-M, Los Alamos National Laboratory (1990).
- (22) Y. Udagawa, T. Sugiyama, “Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by Pellet Cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, No. 12, pp. 1063-1072 (2019).

#### 4.5 事故時の燃料損傷挙動

- (1) 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業に関する報告書，(国研) 日本原子力研究開発機構安全研究センター，令和 4 年 3 月。
- (2) MELCOR Computer Code Manuals, Version 2.2.9541 2017, SAND2017-0876
- (3) V. F. Urbanic and T. R. Heidrich, “High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam,” J. Nuc. Matls., 75, pp. 251-261 (1978).
- (4) T. IKEGAWA et al., " PERFORMANCE EVALUATION OF ACCIDENT TOLERANT FUEL CLADDINGS DURING SEVERE ACCIDENTS OF BWRS" TopFuel 2018, 30 September – 4 October 2018, Prague, Czech Republic.
- (5) 「福島原子力事故調査報告書」平成 24 年 6 月 20 日 東京電力株式会社。

#### 4.6 解析評価

- (1) 宇田川豊，鈴木元衛，天谷政樹，“軽水炉燃料の事故時挙動解析コード RANNS の反応度事故解析モデル開発”，JAEA-Data/Code 2014-025, (2015).

- (2) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針, 昭和 59 年 1 月 19 日, 1984, (一部改訂 平成 2 年 8 月 30 日) .
- (3) 宇田川豊, 山内紹裕, 北野剛司, 天谷政樹, “燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発—軽水炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証—”, JAEA-Data/Code 2018-016, (2019).
- (4) 内田正明, 斎藤裕明, “燃料棒内出力分布計算コード: RODBURN”, JAERI-M 93-108 (1993) .
- (5) 須山賢也, 清住武秀, 望月弘樹, “統合化燃焼計算コードシステム SWAT 改訂版”, JAEA-Data/Code 2000-027, (2000).
- (6) Hagrman D. L., “ZIRCALOY CLADDING SHAPE AT FAILURE (BALON2)”, EGG-CDAP-5379, Idaho National Engineering Laboratory (1981).
- (7) 林豊, “塑性不安定を考えてみる”, 塑性と加工, Vol.22, No.244, p425-432 (1981).
- (8) H.W.Swift, “PLASIC INSTABILITY UNDER PLANE STRESS”, Journal of the Mechanics and Physics of Solids, 1952, Vol. 1, pp. 1 to 18.
- (9) MOX 燃料の FP ガス放出率が高いという文献 H.SASAJIMA et al., “Behavior of Irradiated ATR/MOX Fuel under Reactivity Initiated Accident Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 37, No. 5, pp. 455–464 (2000).
- (10) Y. Taniguchi et al., “Behavior of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, TopFuel 2019, p551–558. Seattle, WA, September 22-27, 2019.
- (11) T. Fuketa, H. Sasajima, T. Sugiyama, “Behavior of High-Burnup PWR Fuels with Low-Tin Zircaloy-4 Cladding under Reactivity-Initiated-Accident Conditions”, Nucl. Technol., Vol. 133, No. 1, pp. 50-62 (2001).
- (12) Y. Udagawa, T. Sugiyama, “Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by Pellet Cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, No. 12, pp. 1063-1072 (2019).
- (13) T. Fuketa et al., “Behavior of LWR/MOX Fuels under Reactivity-Initiated Accident Conditions”, Proc. TopFuel2009, Paris, France, September 6-10, 2009, paper No. 2083 (2009).
- (14) D. A. Powers, R. O. Meyer, “Cladding Swelling and Rupture Models for LOCA Analysis”, NUREG-0630, April 1980.
- (15) 鈴木元衛, 斎藤裕明, 宇田川豊, 軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造, JAEA-Data/Code 2010-035, 2011 Mar.
- (16) Bales, Michelle, et.al. “NRC Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup”, RIL 2021-13
- (17) M.D. Hoffman, A. Gelman, “The No-U-turn sampler: adaptively setting path lengths in Hamiltonian Monte Carlo,” J. Mach. Learn. Res. 15 (2014 Apr) 1593–1623.

- (18) Stan Development Team. Stan Modeling Language User's Guide and Reference Manual, Version 2.14.0, 2016 Dec.
- (19) <https://pystan.readthedocs.io/en/latest/#>
- (20) Patrick A.C. Raynaud , “Fuel Fragmentation,Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident”, NUREG-2121.
- (21) 椿淳一郎, 鈴木道隆, 神田良照, 「入門粒子・粉体工学」改定第2版, 日刊工業新聞社.
- (22) 江口裕, 上原宏明, 酒井友宏, 柴茂樹, 藤田達也, 岩橋大希, 江畑茂男, 笠原文雄, 小西秀雄, 藤岡一治, 増原康博, 山本徹, “安全研究成果報告 詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2)”, RREP-2019-1002, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門, 平成31年3月.
- (23) F. Bole du chomont, “LOCA Testing at Halden, the Ninth Experiment IFA-650.9”, HWR-917, OECD HALDEN REACTOR PROJECT, (2009).
- (24) 令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業(令和2年度分), 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター, 令和4年3月.
- (25) 【規制庁からの貸与資料】“平成27年度ハルデン炉等のLOCA実験解析報告書”, 株式会社先端力学シミュレーション研究所, 平成28年3月25日.
- (26) Patrick Raynaud, Ian Porter, “Predictions of Fuel Dispersal During a LOCA”, Proc. WRFPM 2014, Sendai, Japan, September 14-17, 2014, paper No. 1000026 (2014).
- (27) 関西電力株式会社, “大飯発電所発電用原子炉設置許可申請書(3,4号炉完本)本文及び添付書類 令和3年5月現在”(2021).
- (28) N. Horelik, B. Herman, M. Ellis, S. Kumar, J. Liang, B. Forget, K. Smith, “MIT Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS) Release rev. 2.0.2,” MIT Computational Reactor Physics Group, April 11, 2018 (2018).
- (29) K. Ivanov, M. Avramova, S. Kamerow, I. Kodeli, E. Sartori, E. Ivanov, O. Cabellos, “Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs - Volume I: Specification and Support Data for Neutronics Cases (Phase I) Version 2.1”, OECD/NEA/NSC, NEA/NSC/DOC(2013)7, May, 2013 (2013).
- (30) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて, 平成10年4月13日, 1998.
- (31) “State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident Conditions”, NEA No. 7575 OECD (2022).
- (32) Y. Udagawa, T. Mihara, T. Sugiyama, M. Suzuki, M. Amaya, “Simulation of the fracture behavior of Zircaloy-4 cladding under reactivity-initiated accident conditions with a damage mechanics model combined with fuel performance codes

FEMAXI-7 and RANNS”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 51, No. 2, pp.208–219 (2014).

- (33) Y. Taniguchi, T. Mihara, Y. Udagawa, “Simulation of the effect of radially oriented hydride precipitates on failure limit of high-burnup BWR fuel cladding under PCMI loading”, *TopFuel 2021*, Santander, Spain, 24 – 28 October 2021.
- (34) 宇田川豊, 田崎 雄大, “燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の燃料結晶粒内ガス移行モデル改良”, *JAEA-Data/Code 2021-007*, (2021).
- (35) K. Kakiuchi, Y.Udagawa, M. Amaya, “Fission gas release from irradiated mixed-oxide fuel pellet during simulated reactivity-initiated accident conditions: Results of BZ-3 and BZ-4 tests”, *Annals of Nuclear Energy*, 155, 108171. (2021).



(用語の解説)

(ア行)

**ECCS** : **Emergency Core Cooling System**, 非常用炉心冷却系

原子炉冷却系の配管破断が起きるなどして冷却材が炉心から喪失した場合に、直ちに冷却材を炉心に注入して炉心を冷却する安全システム。

異常過渡 :

原子炉運転時の異常な過渡変化。原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障、運転員の単一の誤操作等によって生じる異常な状態をいう。

一次元円筒体系 :

燃料棒の数値解析モデルにおいて、燃料棒を中心軸に対称な円筒形状で近似し、温度及び変形を、軸方向に一様で半径方向に分布を持つと近似して計算する体系。

**E110**、**E635** :

**VVER** 型原子炉用燃料被覆管に使用されている材料。**E110** が **Zr-Nb2** 元系合金であるのに対し、**E635** は **Zr-Sn-Nb-Fe** の 4 元系合金である。

**NSRR** : **Nuclear Safety Research Reactor**, 原子炉安全性研究炉

燃料の安全性研究を目的として、1975年に日本原子力研究所(現:(国研)日本原子力研究開発機構)に建設された研究炉。原子炉出力の上昇に対して強い負のフィードバックを有するため、意図的な制御棒引抜きにより過大な反応度を投入しても、出力暴走には至らず、短時間のうちに自動的に出力が収束するという特長を備える。この特長を利用したパルス出力運転により、反応度事故(**RIA**)時の原子炉出力履歴を安全に模擬することが可能である。

**FP** : **Fission Product**, 核分裂生成物

核分裂により生成される核種。**FP**の多くが核的に不安定(放射性)であり、環境に放出された場合には公衆の被ばく要因となる。原子炉においては、燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉建家といった障壁により、環境への**FP**放出を防止している。

**FGR** : **Fission Gas Release**, **FP** ガス放出率

燃料内で生成された**Xe**や**Kr**といった気体状核分裂生成物(**FP**ガス)は、その多くが燃料

の結晶粒内に蓄積されるが、一部は拡散により結晶粒の表面に到達し、結晶粒界気泡を形成する。結晶粒界気泡がペレット外部に連結していた場合、FPガスはペレットの外部に放出される。FPガスの生成量に対して放出量が占める割合をFPガス放出率と呼ぶ。特に指定しない限り、ペレットから燃料棒内の自由空間への放出率を示すものであり、被覆管の外部への放出を意味するものではない。

なお、RIA時に燃料温度が急上昇する場合には、ペレットの熱応力や結晶粒界蓄積ガスの熱膨張により、結晶粒界気泡と外部との連結が増大するため、FPガス放出率も増大する。

#### FFRD : Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal,

燃料ペレットの細片化、移動及び放出

非常に高い燃焼度に到達した燃料において、被覆管の膨れ・破裂に伴うペレットの細片化 (Fragmentation)、軸方向の再配置 (Relocation) 及び破裂開口部からのペレット細片の放出 (Dispersal) が生じること。

#### M5 :

AREVA社 (旧フラマトム社) が開発した高耐食性燃料被覆管合金。ジルコニウムとニオブの2元系合金。仏では多くの使用実績があり、国内でも今後、実用化が見込まれる。

M5をさらに改良した材料 (Q12等) の開発も進められている。

#### M-MDA :

三菱原子燃料株式会社が開発している高耐食性燃料被覆管合金で、Zry-4の組成に近く、ニオブが添加されたもの。MDA (PWRステップ2燃料 (55000 MWd/t) の被覆管として使用されている) の耐食性および水素吸収率をさらに改善した材料である。

(カ行)

#### 機械的エネルギー :

原子炉の炉心あるいは燃料棒の破損によって発生する機械的な破壊力。発生する原因としては、高温の溶融した燃料や炉心構造材が冷却材と接触して生ずる蒸気爆発等が考えられている。

#### 金相試験 :

金属等の断面のマイクロ組織観察を行う試験のこと。

#### 高温待機時 :

温態停止状態ともいう。緊急停止などの一時的な計画外停止での待機状態で、一次冷却

材ポンプからの入熱などで、一次冷却材の温度が一定（約 286℃）に維持される状態をいう。

降伏 (Yielding) :

ペレットや被覆管のような固体結晶に応力を加えると初めは弾性的なふるまいを示すが、応力がある一定レベルを超えると塑性変形（永久変形）が生じる。この、弾性変形の限界を降伏という。

(サ行)

再冠水 :

冷却材喪失事故 (LOCA) が発生して原子炉压力容器内の水位が低下し、炉心部燃料が露出する状態になった後、非常用炉心冷却系 (ECCS) の作動により炉心に水が注入され、再び炉心燃料が水に浸かり (冠水)、炉心が冷却される過程をいう。この過程を経ることにより燃料棒温度は低下し、長期にわたる炉心崩壊熱除去が可能となる。

ZIRLO™ :

米国ウェスティングハウス社が開発した高耐食性燃料被覆管合金。Zry-4の組成に近く、鉄及びニオブを添加したもの。また、ZIRLO™をさらに改良したOpt-ZIRLO™の開発が現在進められている。

J 合金 : J-Alloy

PWR 用燃料被覆管の更なる耐食性向上および水素吸収率低減を目的として、PWR 5 電力、燃料メーカーおよび材料メーカーが共同で開発した材料。Zr-1.8%Nb、Zr-1.6%Nb-0.1%Cr、Zr-2.5%Nb の 3 種類が開発され、それぞれ J1、J2、J3 合金と呼ばれている。

Zry : Zircaloy ジルカロイ

商用発電炉において黎明期から使用されてきた被覆管合金。ジルコニウムとスズを主成分とする。添加物の違うZircaloy (Zry)-1~4が開発され、使用条件での性能を考慮して、PWRにおいてはZry-4が、BWRにおいてはZry-2が使用されている。近年の高燃焼度化に伴い耐食性の高い合金に置き換えられつつある。

照射成長 :

ジルコニウム合金燃料被覆管は、一般に高速中性子の照射によって燃料棒長手 (軸) 方向に伸びる傾向がある。この現象を照射成長という。これは、六方晶の結晶構造を有するジルコニウムにおいて高速中性子照射により生成する結晶格子欠陥のうち、空孔が底面

に、格子間原子が柱面に集積しやすいことと関係していると言われている。

#### 照射試験リグ：

ノルウェー・エネルギー技術研究所が所有するハルデン炉（別項参照）において燃料試料や材料試料を照射するための計装付き照射容器。試験片、温度測定用熱電対等の計装類およびこれらを支える構造材等からなる。計装付き燃料体（Instrumented Fuel Assembly: IFA）とも呼ばれる。

#### 水撃力：

水塊や水柱が壁面に衝突あるいは管内を流れる流体が塞き止められた時に生ずる衝撃力。原子炉の安全評価においては、水蒸気爆発等によって吹き上げられた冷却材が炉内構造物や压力容器の上面に衝突することが想定される。

#### スペーサーグリッド（スペーサ）：

燃料棒相互の間隔を正確に保持する目的で、燃料集合体の軸方向に数箇所分布して用いられる支持格子のこと。BWR 燃料における支持格子は、ジルカロイ製の円筒状部材とインコネル製のスプリングを組み合わせる燃料棒を支持する構造となっている。PWR 燃料においては、インコネル製あるいはジルカロイ製の薄板を格子状に組み上げ、板ばねと対面する突起により燃料棒を水平方向に支持する。

#### 制御棒案内管：

PWR 燃料集合体において、制御棒の円滑な出し入れ案内を目的として設置される内部構造物。グリッドスペーサーを所定の位置に固定する役目も果たしており、案内管／グリッドスペーサー／上下部ノズルが一体となって燃料集合体骨格を形成し、構造強度の担い手となっている。

#### 脆化：

材料の変形において、抗力が大きく変形能が小さくなり、さらに伸びや断面収縮率が低下することを脆化といい、その性質を脆性またはもろさという。軽水炉燃料においては、中性子照射による照射損傷の蓄積、水側腐食層の成長および腐食に伴う水素吸収と水素化物の析出などにより被覆管の延性が低下する。

#### 設計基準事象：

原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮される事象。事象の分類として、安全保護回路、工学的安全施設などの設計の妥当性を確認する観点で選定された「運転時の異常な過渡変化」及び放射性物質の放出の可能性がある事象における工学的安全施設な

どの妥当性を確認する観点で選定された「設計基準事故」がある。

(タ行)

多軸応力条件：

使用中の燃料の被覆管が受ける力学的負荷は、通常は周方向応力が主（一軸応力状態）であるが、ペレットと被覆管が強い接触状態にあるなど、条件によっては周方向以外の方向にも応力が作用する場合がある。このとき、被覆管は多軸応力条件下にあるという。

**DNB : Departure from Nucleate Boiling**（核沸騰膜沸騰遷移）

燃料被覆管表面から冷却水への伝熱において、熱流束の増加とともに核沸騰状態から膜沸騰状態へ伝熱モードが急速に遷移すること。

低温時：

冷態停止状態ともいう。定期検査時、燃料取替作業時及び長期間におよぶ保守作業を伴うような場合に維持される状態で、一次冷却材の温度が約 90℃以下の状態をいう。

等体積円筒リング要素：

燃料棒を一次元円筒体系で解析する場合、ペレットスタックを半径方向に複数の、かつ等体積の（＝軸方向長さは等しいが厚みが異なる）リング要素に分割し、要素内では温度は一定として、応力歪みは連続的に変化するとして、数値計算を行う。

(ナ行)

二次元解析：

一次元解析は、軸方向が一様で半径方向のみの（温度、変形）分布を計算するが、二次元解析では、軸方向及び半径方向の分布を計算する。

燃料スタック：

燃料棒に装填された燃料ペレット全体のこと。

燃料セグメント：

発電炉で使用されている長尺（約 4 m）の燃料棒に対し、実験用に短くした燃料棒のこと。

## (ハ行)

### パルス照射試験：

NSRRのパルス出力運転を利用したRIA模擬試験。試験においては、高い耐圧性及び気密性を備えたステンレス鋼製のカプセルに試験対象となる燃料を封入してNSRR炉心にて照射する。このため、試験燃料が破損した場合でも影響が及ぶ範囲はカプセル内に限られ、事故模擬試験を安全に行うことが可能である。また、カプセルごと試験燃料を交換するため、比較的短期間に複数回の試験を実施することが可能である。

### ハルデン炉：

ノルウェー南部のハルデン市に設置された、ノルウェー・エネルギー技術研究所(Institutt for energiteknikk: IFE) が所有する重水沸騰型試験炉 (HBWR)。重水を冷却水として使用しているため炉心が大きく計装の設置等が容易であるという特徴を有する。冷却材温度および圧力は 240℃、3.3MPa である。

### PCMI : Pellet-Clad Mechanical Interaction (ペレット被覆管機械的相互作用)

照射とともに燃料ペレットはFPガスバブルの成長などによって体積膨張し、一方被覆管は冷却水圧力によってクリープダウンし、ギャップ空間は減少する。この状況で、出力上昇によりペレットがさらに熱膨張して被覆管と接触し、被覆管を押し広げようとする。このときペレットは被覆管から反力を受ける。こうしてペレットと被覆管は変形する。このような、ペレットと被覆管の間の力学的な相互作用をPCMIと呼ぶ。ボンディング層が生じている場合は、ペレットの変形が直接被覆管に作用するので、PCMIは強くなる。また高燃焼度燃料の反応度事故においては、ペレットの急速な熱膨張により発生するPCMIが燃料破損の主要因となる。

### プルサーマル：

プルトニウムを熱（サーマル）中性子炉で利用することを意味する和製英語。MOX燃料を軽水炉において使用することを指す。

### Baker-Just 式：

ジルコニウムと水の反応速度について、米国・オークリッジ国立研究所で 1960 年代に求められた式。その後に行われたジルカロイ被覆管を用いた酸化速度式と比較して、大きな酸化速度を与えることが知られているが、酸化量に関して安全側の評価を行うために現在も安全評価において使用されている。

(マ行)

**MIMAS 法 : Micronized MASTer 法**

MOX燃料製造法の一つ。燃料ペレット中のPuO<sub>2</sub>とUO<sub>2</sub>の混合状態をより均一化させるために開発された製造手法。まずPuO<sub>2</sub>粉末とUO<sub>2</sub>粉末を粉砕混合してマスターブレンド粉末を得、このマスターブレンド粉末にUO<sub>2</sub>粉末を加える2段階混合によって所定の富化度に調整する。ベルゴニュークリア社などが採用している。

**MOX 燃料 : Mixed OXide fuel, 混合酸化物燃料**

使用済燃料の再処理により得られたプルトニウムをウランと混合して製造した燃料。高速増殖炉及び新型転換炉用の燃料としてだけでなく、軽水炉において利用される場合もある（プルサーマル）。

(ラ行)

**RIA : Reactivity Initiated Accident, 反応度事故**

原子炉設計時に想定する設計基準事象の一つであり、制御棒の落下（BWRの場合）や飛び出し（PWRの場合）などにより原子炉の出力が急速に上昇する事故である。出力暴走事故とも呼ばれる。

**LOCA : Loss Of Coolant Accident, 冷却材喪失事故**

原子炉設計時に想定する設計基準事象の一つであり、炉心で発生した熱を除去し熱交換器あるいは蒸気タービンへ熱を伝達する役目をもつ原子炉冷却材が、1次系配管の破断等によって流れ出し炉心の冷却機能が損なわれる事故。