資料５

第７７回技術情報検討会の結果概要

令和８年２月２５日
原子力規制庁

１．趣旨

本議題は、本年１月２９日に開催された第７７回技術情報検討会の結果概要について報告するものである。

２．報告内容

別紙のとおり。

別紙　第７７回技術情報検討会 結果概要
参考　第７７回技術情報検討会資料

別紙

第７７回技術情報検討会 結果概要

１．開催日：令和８年１月２９日（木）

２．出席者：
杉山委員、長﨑委員、山岡委員、市村原子力規制技監、森下緊急事態対策監、古金谷核物質・放射線総括審議官、杉本審議官、金城審議官、大島原子力規制部長、原子力規制部：各課長・安全規制管理官、技術基盤 G：神谷技術基盤課長、各安全技術管理官ほか、JAEA：天谷センター長、飯田室長、勝山 Gr. リーダー、宇田川研究主席、三原研究副主幹、外山 Gr. リーダー、山口マネージャー、真野研究員

３．主な内容
（１）安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
以下について、報告及び議論を行った。
１） 最新知見のスクリーニング状況の概要(自然ハザード以外に関するもの)
・高燃焼度燃料の反応度事故模擬実験において燃料破損に伴い発生する機械的エネルギに関する最新知見
（概要）
- 高燃焼度燃料を用いた原子炉安全性研究炉（NSRR）における反応度事故（RIA）模擬実験の結果により、ペレット－被覆管機械的相互作用（PCMI）破損時に発生する機械的エネルギが、従来の未照射浸水燃料の評価曲線を上回るとの新知見が日本原子力研究開発機構（JAEA）から論文として公表された。
- 従来の RIA 評価指針等は、「燃焼の進んだ燃料の PCMI 破損によって発生する機械的エネルギは未照射浸水燃料の破裂によるものを超えない」との前提で評価曲線を設定しており、今回の知見は評価における保守性に影響しうる。
- 論文に示された機械的エネルギ変換係数を用いて試算した機械的エネルギの大きさは、現在稼働中及び新規制基準適合性審査中のいずれのプラントにおいても、圧力容器が吸収可能な機械的エネルギを超えておらず、直ちに安全上の影響はないと考えられる。
- （対応案）事業者に本知見を周知するとともに、現行の RIA 評価への影響の確認を求め、その結果を新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合において聴取する。本知見を踏まえた基準類

の見直しを含めた取扱いの方針についても検討し、事業者からの聴取結果とあわせて技術情報検討会に報告する。

（議論）

- JAEA 論文中に提案されている相関式では、50GWd/tU 以下の領域においても、機械的エネルギ変換係数が現行より高くなっているのはどのような考え方によるものか。【大島原子力規制部長】
- PCMI 破損した燃料の機械的エネルギ変換係数が 50GWd/tU 以上の領域で燃焼度に線形に依存するとしてデータを包含するように線を引き、50GWd/tU 未満では 50GWd/tU の機械的エネルギ変換係数の値で一定値を取るようにしたというのがこの相関式の考え方である。【江口主任技術研究調査官】
- 論文中の相関式について、得られたデータをどう包含した相関式とするのかは慎重に検討する必要があると考える。また、緊急性「中」とした見解を聞きたい。【大島原子力規制部長】
- 反応度事故の発生確率は低く、緊急性は低いと評価することも考えられる。しかし、本件は国内外において設計基準事故として想定されている反応度事故に関する知見であり、その重要性は高い。このため、直ちに緊急性が低いと評価することは適切ではないと判断し、緊急性は「中」とした。【江口主任技術研究調査官】
- 現行の RIA 評価への影響について確認を求めるということだが、事業者の負担を求めることとなるので、影響確認の趣旨、また、具体的にどの炉の確認を求めるのかなどについては、事業者としっかりと意思疎通しながら進めて欲しい。また、基準の見直しについて、諸外国の規制当局や事業者もデータを見ると思うので、二国間や多国間の場でこのデータをどう扱うかをよく議論した上で、基準への反映をどのようにしていくのか考えてほしい。【大島原子力規制部長】
- 指針等の評価の保守性について、炉内構造物を無視した評価になっているので、その点でも非現実的な保守的仮定をおいていたことも認識しておく必要がある。また、PCMI 破損しきい値について、JAEA は腐食量が少なければ高燃焼度であってもしきい値にあるような低エンタルピでは破壊しないという知見を持っている。もし、基準への反映を検討するのであれば、PCMI 破損しきい値をどう扱うかも含め検討していただきたい。【杉山委員】
- 取得したデータについては国際的にも共有して議論していって欲しい。どのような会合で議論することを考えているか。【金城審

議官】

- JAEA の FSRM[1]や経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)の WGFS[2]には諸外国の規制機関も参加しており、まずはそこで議論することとしたい。【北野安全技術管理官（システム安全担当)】
- 機械的エネルギ変換係数について、必ずしも諸外国で日本と同じような評価がされていないのではないか。国際的に RIA をどう扱っていこうとしているか、諸外国の動向もフォローしながら検討してほしい。【市村原子力規制技監】

（対応）

- 対応案のとおり。

（２）国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

以下について、報告及び議論を行った。

１） 原子力発電所の蓄電池の保守管理

（概要）

- 原子力エネルギー協議会（ATENA）より、原子力発電所の蓄電池に関する事業者共通的な保守管理の対応方針の保全プログラムへの取り込み状況、蓄電池容量管理に係る不具合事象の調査結果及び当該不具合事象を踏まえた蓄電池保守管理の見直し方針並びに今後の取組について聴取したことから、その概要を報告するもの。
- （対応案）引き続き ATENA が示した今後の取組の状況を聴取するとともに、諸外国の蓄電池の保守管理・試験等の知見に対する考え方についても聴取し、適宜技術情報検討会に報告する。

（議論）

- 設備の保全戦略として時間基準保全と状態監視保全があるが、蓄電池のように期待寿命がある場合、原則時間基準保全を適用すべきではないか。事業者は、期待寿命があるが状態監視保全を行っている設備に対し、今回の知見を水平展開しているか。【金城審議官】
- 面談では、蓄電池以外の設備の保全の状況は確認していない。蓄電池については、海外でも、期待寿命を基本としつつ、状態監視を適用して、可能な場合は期待寿命を超えて使用する例もある。状態基準保全を適用することが不適ということではなく、期待寿命にかかわらず、保守管理を状態監視結果も踏まえて的確に行う

[1] Fuel Safety Research Meeting（燃料安全研究国際会議）
[2] Working Group on Fuel Safety（燃料安全に関するワーキンググループ）

参考

第７７回　技術情報検討会　議事次第

1. 日時：令和８年１月２９日（木）　１０：００～１２：００

2. 場所：原子力規制委員会　１３階 A 会議室　（TV 会議システムを利用）

3. 議題

（１）安全研究及び学術的な調査･研究から得られる最新知見

１）最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）

・高燃焼度燃料の反応度事故模擬実験において燃料破損に伴い発生する機械的エネルギに関する最新知見

（説明者）　江口　裕　技術基盤グループシステム安全研究部門
主任技術研究調査官

（２）国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

１）原子力発電所の蓄電池の保守管理

（説明者）皆川　武史　技術基盤グループ技術基盤課　原子力規制専門職

２）仏国 PWR の安全注入系ステンレス鋼配管で見つかった応力腐食現象（第四報）

（説明者）小嶋　正義　技術基盤グループシステム安全研究部門
統括技術研究調査官

３）米国 PWR の原子炉容器炉内計装筒の溶接部で発生した SCC について

（説明者）小嶋　正義　技術基盤グループシステム安全研究部門
統括技術研究調査官

配布資料

議題（１）

資料７７－１　最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）

議題（２）

資料７７－２－１　原子力発電所の蓄電池の保守管理

資料７７－２－２　仏国 PWR の安全注入系ステンレス鋼配管で見つかった応力腐食現象(第四報)

資料７７－２－３　米国 PWR の原子炉容器炉内計装筒の溶接部で発生した SCC について

〈技術情報検討会資料〉
技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

資料７７－１

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）

令和 8 年 1 月 29 日　長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和 7 年 11 月 14 日から令和 8 年 1 月 9 日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 （処理分類）	資料ページ
25 シ 安 -0003	高燃焼度燃料の反応度事故模擬実験において燃料破損に伴い発生する機械的エネルギに関する最新知見	ⅰ）	2

処理分類：　ⅰ）規制当局による何らかの対応が必要となる可能性がある。
ⅱ）判断のための情報が不足しているため、以下のいずれかを行ったうえで、改めて判断する。
a）引き続き、情報収集活動等を行う。
b）中長期的な観点での検討を要するため、安全研究の企画・実施に反映する。
ⅲ）上記のどれにも該当しないため、スクリーニングアウトとする。

管理番号：25 シ安-0003

最新知見等スクリーニングシート

（様式１）

情報整理担当課	システム安全研究部門、技術基盤課	件名	高燃焼度燃料の反応度事故模擬実験において燃料破損に伴い発生する機械的エネルギに関する最新知見	申告日	2026/1/9	処理分類※	i）
情報区分	□ NRA 等が実施する安全研究 ■ 国内外学会、学術誌等から入手した情報 □ 国際機関の活動又は国際協力から得られる情報 □ その他［　　］ □ 非公開情報を含む（赤点線枠内）	情報元	Takeshi MIHARA and Yutaka UDAGAWA, Generation of pressure pulse and water hammer triggered by high-burnup fuel failure under reactivity-initiated accident conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2025.2611410 (in print)	スクリーニング結果（案）	要対応技術情報（案）		

情報の概要

１．背景

燃焼の進んだ燃料に対する原子炉安全性研究炉（NSRR）反応度事故（RIA）模擬実験（以下、「NSRR 実験」という。）では、ペレット－被覆管機械的相互作用（PCMI）により被覆管が破損した場合、燃料ペレットと冷却水との反応等により機械的エネルギが発生することが確認されている。機械的エネルギの発生については、燃焼の進んだ燃料に対する NSRR 実験以前に行われた未照射浸水燃料※1の NSRR 実験でも確認されており、実験時の急激な発熱量の増大に伴って浸水燃料内部の水に熱が与えられることで、急峻な内圧上昇が起こり、被覆管が破裂する場合があり、このとき、燃料内部の高圧力水の開放による圧力波（衝撃圧力）及び蒸気の膨張による冷却水塊の飛び上がり（水撃力）により機械的エネルギが発生することが観測されていた。

RIA 時には上記のような機械的エネルギの発生が原子炉圧力容器の健全性に影響する可能性があることから、審査においては、投入エンタルピのうち機械的エネルギとして放出される割合（以下、「機械的エネルギ変換係数※2」という。）を用いて浸水燃料の破裂及び PCMI 破損により生じ得る機械的エネルギを評価し、両者が重畳しても圧力容器の弾性変形によって吸収できる範囲内に収まることを確認している。この機械的エネルギ変換係数については、燃焼の進んだ燃料の PCMI 破損によって発生する機械的エネルギは未照射浸水燃料の破裂によるものを超えないという当時のデータ[1]に基づき、PCMI 破損により生じる機械的エネルギに対しても、浸水燃料に対する NSRR 実験で得られたデータの包絡線（以下、「評価曲線」という。）が使用されている[2]。

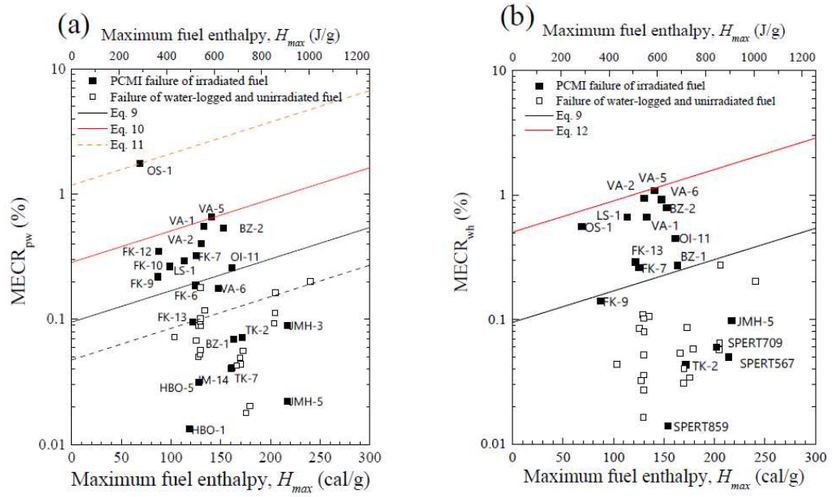


図１（a)衝撃圧力及び(b)水撃力による機械的エネルギ変換係数[3]

しかしながら、今回、JAEA より、高燃焼度まで照射された燃料に対する NSRR 実験結果に基づき、PCMI 破損により生じる機械的エネルギが未照射浸水燃料の破裂によるものを越えるとの知見が論文にて公表された[3]。

２．知見の概要等

NSRR での RIA 模擬実験は、圧力センサ及び水塊の速度計を備えたカプセル内に試験体燃料を設置し、瞬間的に中性子のパルス出力を与え RIA を摸擬することにより、RIA 時の燃料挙動を観察するものである。本論文では、燃焼の進んだ燃料を対象とした RIA 模擬実験で取得されてきたデータのうち、PCMI 破損に至った 19 ケース（燃焼度 44～81GWd/t の UO2 及び MOX 燃料）のデータを使用し、機械的エネルギ変換係数の評価を行った[3]。その結果、衝撃圧力（pressure wave）の機械的エネルギ変換係数（図１（a）の $MECR_{pw}$）は燃焼度 58GWd/t 以上の 11 のケースで、水撃力（water hammer）の機械的エネルギ変換係数（図１（b）の $MECR_{wh}$）は燃焼度 48GWd/t 以上の 10 のケースで、未照射浸水燃料の評価曲線（図１の黒実線）を上回った。図１の赤実線に示すように、これらを包絡する曲線は衝撃圧力で評価曲線の 3.1 倍（添加型ペレットを用いたデータを含める場合は破線で示す 12.4 倍※3）、水撃力で 5.3 倍であった。

また、衝撃圧力及び水撃力ともに、従来は考慮されていなかった燃焼度依存性が観察された。燃焼度依存性が生じる主な機構については、機械的エネルギ変換係数と放出ガス量及び放出ペレット片の比表面積との間に正の相関が見られたことから、燃焼度増加に伴う RIA 時における核分裂生成ガス放出の増加が燃料ペレット微粒子化（表面積の増大）及びペレット片と冷却水の混合を促進し、激しい燃料/水反応を引き起こしたものと推定される。

※1 浸水燃料とは、燃料被覆管が何らかの要因によって損傷し、外部から冷却水が浸入した燃料である。

※2 機械的エネルギ変換係数（Mechanical Energy Conversion Ratio, MECR）は、発生した機械的エネルギを燃料に与えられた全エネルギで除したものであり、次の式で表される：

$$\eta = E/(dH_{\max} \times m_{\mathrm{fuel}})$$

ただし、Eは発生した機械的エネルギ、$dH_{\max}$は最大燃料エンタルピの増分、m_{fuel}は燃料重量である。

※3 添加型ペレット（ADOPT）が使用された OS-1 燃料ケースを含める場合。このケースは断面の観察により、ペレットひび割れ（クラック）の間隙が比較的小さかったことがわかっている。このため、内圧が著しく上昇してペレット片の放出を促進した可能性が指摘されている。ただし、データがこの１点に限られることなどから、添加型ペレットの系統的なふるまいであるかについては今後の検討が必要である。なお、本添加型ペレットは、国内で使用されていない。

スクリーニング理由

本知見は、設置許可基準規則第 13 条が要求する反応度投入事象の解析及び評価について、その判断基準を定める指針類の見直しの必要性を示唆するものである。

要対応技術情報（案）に係る対応の方向性（案）

- 定量的な影響の程度を確認するため、事業者に本知見を周知するとともに、現行の RIA 評価への影響の確認を求め、その結果を公開の会合において聴取する。
- 本知見を踏まえた基準類の見直しを含めた取扱いの方針について検討し、事業者からの聴取結果とあわせて技術情報検討会に報告する。

備考等（公表済み論文・参考文献など）

[1]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

[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

[3]Takeshi MIHARA and Yutaka UDAGAWA, Generation of pressure pulse and water hammer triggered by high-burnup fuel failure under reactivity-initiated accident conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2025.2611410 (in print)

[4] 株式会社日立製作所、「沸騰水型原子力発電所　燃焼の進んだ燃料に対する反応度投入事象の影響評価」HLR-055 訂 2、平成 11 年

[5] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behavior Under Reactivity-initiated Accident Conditions, NEA No.7575, 2022

[6] U.S. NRC, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NUREG-1150, 1990

※ 処理分類：　i）規制当局による何らかの対応が必要となる可能性がある。　ii）判断のための情報が不足しているため、以下のいずれかを行ったうえで、改めて判断する。a）引き続き、情報収集活動等を行う。b）中長期的な観点での検討を要するため、安全研究の企画・実施に反映する。　iii）上記のどれにも該当しないため、スクリーニングアウトとする。

<技術情報検討会資料>
技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

高燃焼度燃料の反応度事故模擬実験において燃料破損に伴い発生する機械的エネルギに関する最新知見

令和８年１月２９日
システム安全研究部門
技　術　基　盤　課

１．はじめに

燃焼の進んだ燃料に対する原子炉安全性研究炉（NSRR）反応度事故（RIA）模擬実験（以下、「NSRR 実験」という。）では、ペレット－被覆管機械的相互作用（PCMI）により被覆管が破損した場合、燃料ペレットと冷却水との反応等により機械的エネルギが発生することが確認されている。機械的エネルギの発生については、燃焼の進んだ燃料に対する NSRR 実験以前に行われた未照射浸水燃料[1]の NSRR 実験でも確認されており、実験時の急激な発熱量の増大に伴って浸水燃料内部の水に熱が与えられることで、急峻な内圧上昇が起こり、被覆管が破裂する場合があり、このとき、燃料内部の高圧力水の開放による圧力波（衝撃圧力）及び蒸気の膨脹による冷却水塊の飛び上がり（水撃力）により機械的エネルギが発生することが観測されていた。

RIA 時には上記のような機械的エネルギの発生が原子炉圧力容器の健全性に影響する可能性があることから、審査においては、投入エンタルピのうち機械的エネルギとして放出される割合（以下、「機械的エネルギ変換係数[2]」という。）を用いて浸水燃料の破裂及び PCMI 破損により生じ得る機械的エネルギを評価し、両者が重畳しても圧力容器の弾性変形によって吸収できる範囲内に収まることを確認している。この機械的エネルギ変換係数については、燃焼の進んだ燃料の PCMI 破損によって発生する機械的エネルギは未照射浸水燃料の破裂によるものを超えないという当時のデータ[1]に基づき、PCMI 破損により生じる機械的エネルギに対しても、浸水燃料に対する NSRR 実験で得られたデータの包絡線（以下、「評価曲線」という。）が使用されている[2]。

しかしながら、今回、JAEA より、高燃焼度まで照射された燃料に対する NSRR 実験結果に基づき、PCMI 破損により生じる機械的エネルギが未照射浸水燃料の破裂によるものを越えるとの知見が論文にて公表された[3]。

---

[1] 浸水燃料とは、燃料被覆管が何らかの要因によって損傷し、外部から冷却水が浸入した燃料である。

[2] 機械的エネルギ変換係数（Mechanical Energy Conversion Ratio, MECR）は、発生した機械的エネルギを燃料に与えられた全エネルギで除したものであり、次の式で表される：

$$\eta = E/(dH_{\max} \times m_{\mathrm{fuel}})$$

ただし、Eは発生した機械的エネルギ、$dH_{\max}$は最大燃料エンタルピの増分、m_{fuel}は燃料重量である。

２．知見の概要等

（１）RIA 実験概要

NSRR での RIA 模擬実験は、圧力センサ及び水塊の速度計を備えたカプセル内に試験体燃料を設置し、瞬間的に中性子のパルス出力を与え RIA を摸擬することにより、RIA 時の燃料挙動を観察するものである。規制庁から JAEA への委託事業等[3]において、燃焼の進んだ燃料を対象とした RIA 模擬実験を実施してきた。本論文では、これらの実験のうち、PCMI 破損に至った 19 ケース（燃焼度 44～81GWd/t の UO_2 及び MOX 燃料）の実験で取得したデータを使用し、機械的エネルギ変換係数の評価を行った[3]。

（２）評価結果

図 1 に示すように、衝撃圧力（pressure wave）の機械的エネルギ変換係数（図 1（a）の $MECR_{pw}$）は燃焼度 58GWd/t 以上の 11 のケースで、水撃力（water hammer）の機械的エネルギ変換係数（図 1（b）の $MECR_{wh}$）は燃焼度 48GWd/t 以上の 10 のケースで、未照射浸水燃料の評価曲線（図 1 の黒実線）を上回った。また図 1 の赤実線に示すように、これらを包絡する曲線は衝撃圧力で評価曲線の 3.1 倍（添加型ペレットを用いたデータを含める場合は破線で示す 12.4 倍[4]）、水撃力で 5.3 倍であった。

（３）考察

図 2 に示すとおり、衝撃圧力及び水撃力ともに、従来は考慮されていなかった燃焼度依存性が観察された。燃焼度依存性が生じる主な機構については、機械的エネルギ変換係数と放出ガス量及び放出ペレット片の比表面積との間に正の相関が見られたことから、燃焼度増加に伴う RIA 時における核分裂生成ガス放出の増加が燃料ペレット微粒子化（表面積の増大）及びペレット片と冷却水の混合を促進し、激しい燃料/水反応を引き起こしたものと推定される（別添 1 参照）。このことから本論文では、機械的エネルギ変換係数について、現行の評価曲線として用いられている最大燃料エンタルピへの依存性に加えて燃焼度依存性を考慮し、高燃焼度組織の生成等、燃焼度増加に伴う燃料ペレットの微細組織変化（別添 2 参照）が顕著となる高燃焼度（50GWd/t 以上）から機械的エネルギ変換係数が燃焼度に比例して上昇する相関式を衝撃圧力（式(1)）及び水撃力（式(2)）それぞれについて新たに提案している。

---

[3] 機械的エネルギ変換係数の再算定に用いられた追加の RIA 試験データの一部は、安全研究プロジェクト「事故時燃料安全性に関する規制高度化研究」及び「事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究」の中で実施した JAEA 委託研究にて取得された。

[4] 添加型ペレット（ADOPT）が使用された OS-1 燃料ケースを含める場合。このケースは断面の観察により、ペレットひび割れ（クラック）の間隙が比較的小さかったことがわかっている。このため、内圧が著しく上昇してペレット片の放出を促進した可能性が指摘されている。ただし、データがこの 1 点に限られることなどから、添加型ペレットの系統的なふるまいであるかについては今後の検討が必要である。なお、本添加型ペレットは、国内で使用されていない。

$$\eta_{\mathrm{pw}} = -0.6 + 0.008 \times Bu + 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{\max}/4.184) \qquad Bu \geq 50$$
$$\eta_{\mathrm{pw}} = -0.2 + 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{\max}/4.184) \qquad Bu < 50 \qquad (1)$$

$$\eta_{\mathrm{wh}} = -0.7 + 0.014 \times Bu + 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{\max}/4.184) \qquad Bu \geq 50$$
$$\eta_{\mathrm{wh}} = 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{\max}/4.184) \qquad Bu < 50 \qquad (2)$$

Bu は燃焼度(GWd/t)、dH_{max} は最大燃料エンタルピの増分(J/g)である。

図 2 では、最大燃料エンタルピの増分が 300J/g 及び 600J/g の場合の変換係数評価例を示す。なお、図中の Eq. 16 及び Eq. 17 は、それぞれ上述の式(1)及び式(2)に対応する。

（４）本研究から得られた知見

高燃焼度燃料を用いた NSRR 実験データを用いた分析により、機械的エネルギ変換係数が現行の未照射浸水燃料に基づいた値よりも有意に大きいことが明らかになった。

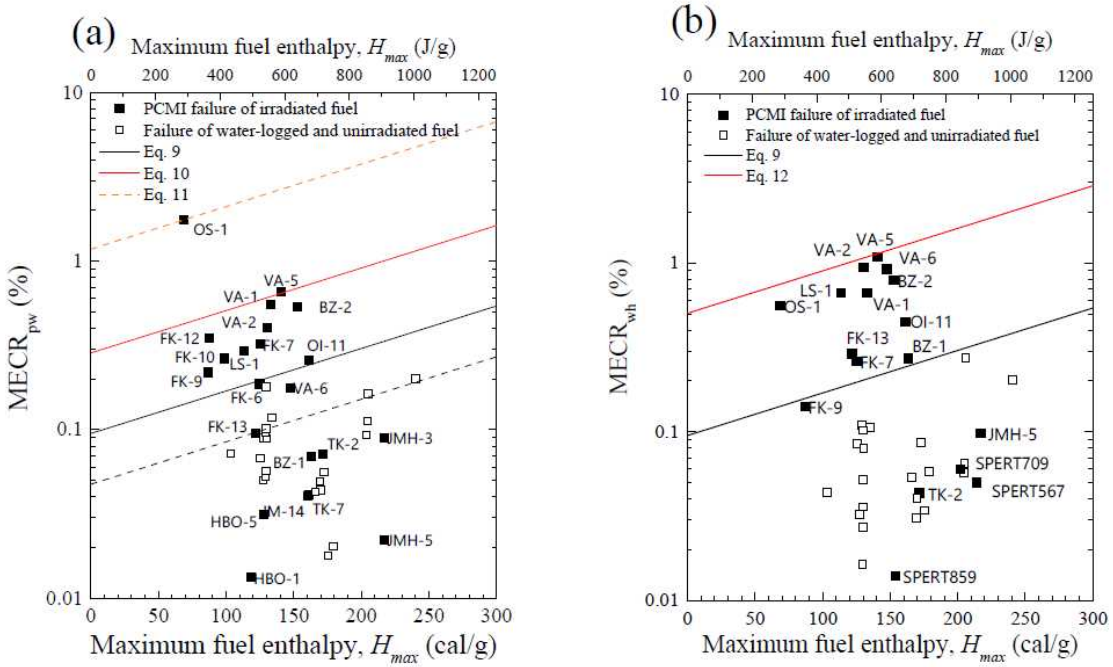


図 1　(a)衝撃圧力及び(b)水撃力による機械的エネルギ変換係数[3]

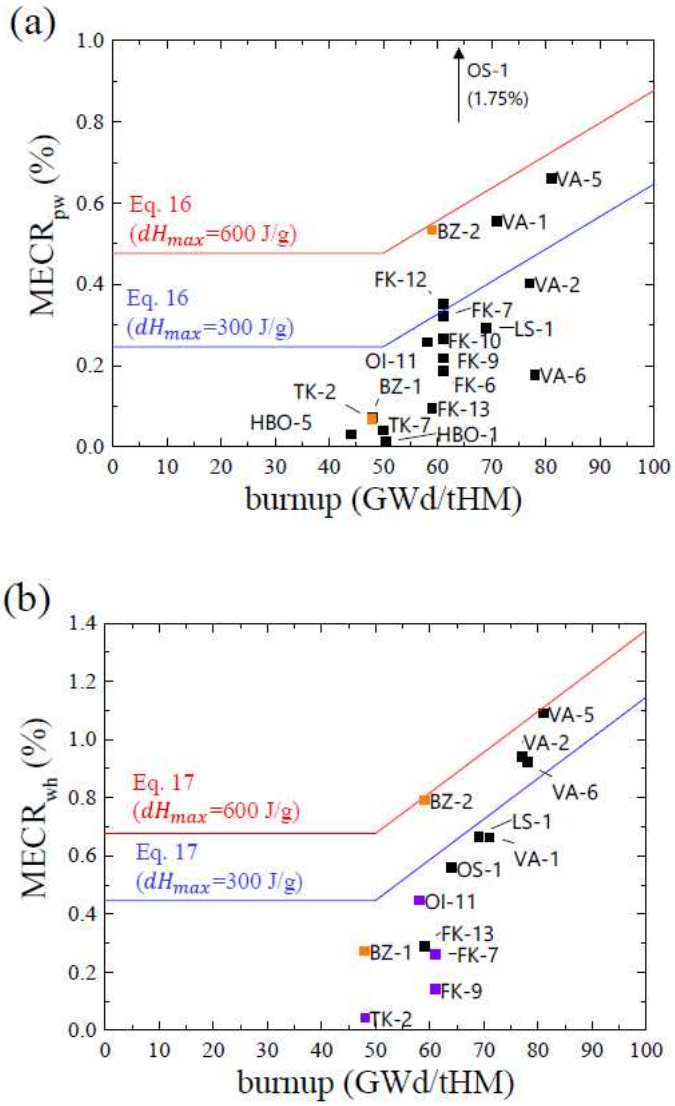


図 2　(a)衝撃圧力及び(b)水撃力と燃焼度との関係[3]

３．本知見の重要性等の検討

（１）重要性

設置許可基準規則第 13 条は、設計基準事故時においても炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できることを要求しており、同条の解釈において具体的な評価は原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成２年）等に基づいて実施することとしている。同指針では「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」事象の評価について、その判断基準として原子力安全委員会「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）（以下、「RIA 評価指針」という。）等に定める基準（別添 3 参照）を適用することとしている。

RIA 評価指針においては、「運転時の異常な過渡変化及び事故にあっては、浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性を損なわないこと」、特に原子炉圧力容器の健全性については「機械的エネルギの総計が圧力容器の弾性変形によって吸収できる範囲内に収まること」を判断基準として示している。また、RIA 評価指針の後、発行された原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会報告書「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 月原子力安全委員会了承。以下、「専門部会報告書」という。）では、RIA 評価指針と併せて同専門部会報告書の内容を評価に用いるよう求めている一方で、未照射浸水燃料の実験に基づく機械的エネルギ変換係数を用いて、PCMI 破損による機械的エネルギ発生の影響の検討を行い、浸水燃料の破裂に加えて PCMI 破損による衝撃圧力等の発生を重畳しても高い保守性をもって「機械的エネルギの総計が圧力容器の弾性変形によって吸収できる範囲内に収まること」との判断基準を満たすと評価し、同専門部会報告書の評価条件に包絡される設計のプラントについてはその評価結果を代用できるものとしている。

以上のことから、本知見は、専門部会報告書の判断根拠（未照射浸水燃料の実験に基づく機械的エネルギ変換係数）が非保守的である可能性を示唆するものであり、その重要性は高いと評価した。

（２）緊急性

専門部会報告書及びプラントメーカー発行の旧トピカルレポート[4]（以下、「トピカルレポート」という。）に記載された圧力容器が吸収できるエネルギ値、機械的エネルギの評価値等を用いて試算した結果（別添 4 参照）、次の①②ように推定できることから、また、実用軽水炉（PWR、BWR）は反応度事故を防止するように設計されており、国内外の PWR、BWR では深刻な結果を伴う反応度事故はこれまで一度も発生しておらず[5]、確率論的リスク評価（PRA）においても反応度事故の発生確率は十分小さく起因事象から除外している[6]ことから、その緊急性は中と評価した。

① PWR について

今回得られた知見を反映しても、発生する機械的エネルギは圧力容器の弾性変形によって吸収できる。

② BWR について

衝撃圧力に対しては、今回得られた知見を反映しても発生する機械的エネルギは圧力容器の弾性変形によって吸収できる。なお、添加型ペレットは国内で使用されていないことから、試算では OS-1 ケースを除いた機械的エネルギ変換係数の増加率（3.1 倍）を使用した。

水撃力に対しては、1350MWe 級、1100MWe 級及び 800MWe 級のプラントについては、今回得られた知見を反映しても発生する機械的エネルギは圧力容器の弾性変形によって吸収できる。一方、500MWe 級以下のプラントについては、発生する機械的エネルギが圧力容器の吸収できる歪みエネルギを超えると試算されており、詳細評価が必要になるものの、該当するプラントは適合性審査未申請の志賀１号のみである。

（３）信頼性

当該情報は、既に確立された実験方法・条件の元で実施された多数の反応度事故模擬実験の測定データに基づくものであり、照射後試験の結果も踏まえて機構論的な考察もなされていることから、信頼性は高いと評価した。

４．今後の対応（案）

専門部会報告書の評価条件は、機械的エネルギ変換係数以外は現在でも保守的[5]であり、機械的エネルギ変換係数に本知見を考慮した場合でも、現在稼働中または新規制基準適合性審査中のプラントでは判断基準を満たすことから、直ちに安全上の影響はないと考える。

他方で、反応度事故は既設炉の設置許可申請書において設計基準事故の一つとして想定され、その安全評価においては、専門部会報告書の評価に包含されることをもって、各種判断基準を満足するとしているところ、本知見の影響の程度を定量的に確認することは重要である。このため、まずは事業者に本知見を周知するとともに、現行の RIA 評価への影響の確認を求め、その結果を新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合において聴取する。

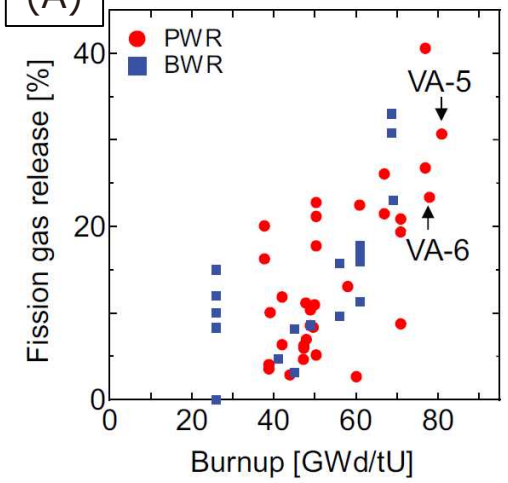
また、本知見を踏まえた基準類の見直しを含めた取扱いの方針についても検討し、事業者からの聴取結果とあわせて技術情報検討会に報告する。

[5] 専門部会報告書の評価においては、PCMI 破損が生じる燃料の重量、最大/平均エンタルピ及び浸水燃料の炉内存在比を保守的に見積もっており、その結果、機械的エネルギ変換係数を乗じる全エネルギが保守的に算定されている。

高燃焼度化のRIA時挙動への影響について

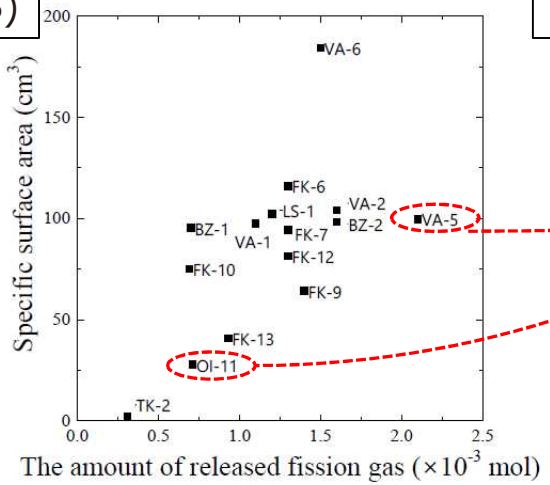
別添 1

(A)



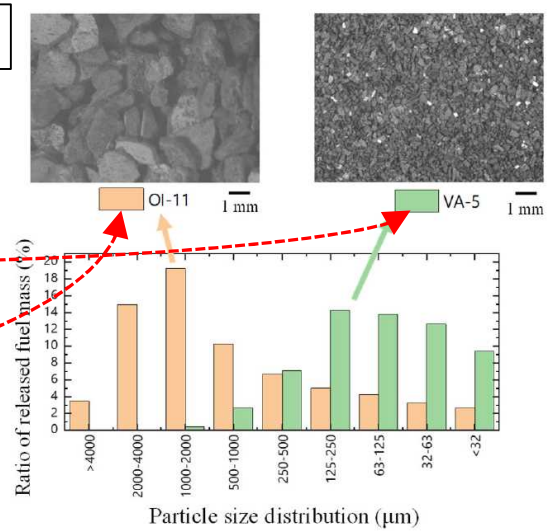
燃焼度とRIA模擬試験時の
FPガス放出率の関係[7]

(B)



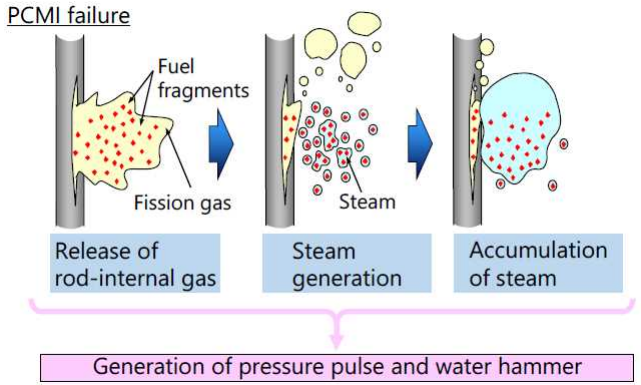
RIA模擬試験時のFPガス放出量と
比表面積の関係[3]

(C)



放出されたペレット片のサイズ分布の比較例[3]

(D)



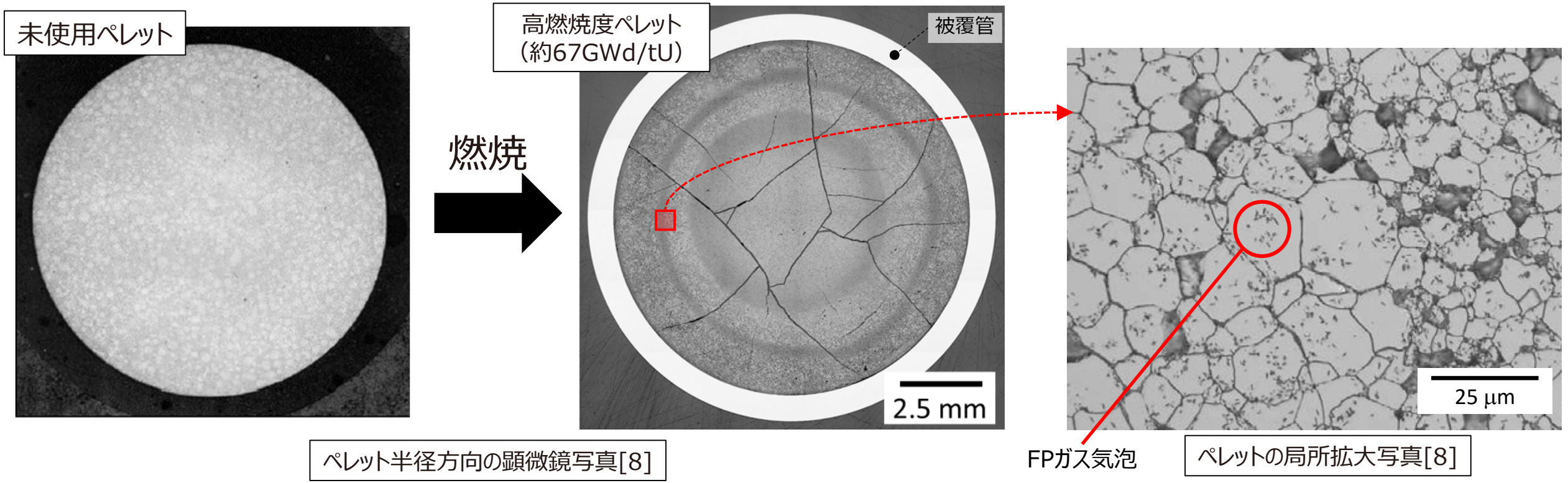
PCMI破損後のペレット片放出及び
圧力波・水撃力発生の模式図[3]

当該論文における考察

- 燃焼度の増加に伴い、RIA模擬試験時のFPガス放出率は高くなることが知られている（図(A)）[7]。
  - 燃焼に伴うFPガスの蓄積及び/又は高燃焼度組織の形成が原因であると考察されている[7]。
- 高燃焼度化によるFPガス放出量の増加は、燃料ペレット微粒子化を引き起こし（比表面積の増大、図(B)、(C)）、それによりペレット片と冷却水の混合を促進し、より激しい燃料/水反応（図(D)）を引き起こすものと考えられる[3]。
- 論文[3]では、燃焼度増加の影響及び燃焼度50GWd/tUを境とした傾向の変化を踏まえ、燃焼度50GWd/tU未満/以上で機械的エネルギ変換係数の相関式を二つに分けている。

燃焼に伴うFPガス気泡の生成について

別添２



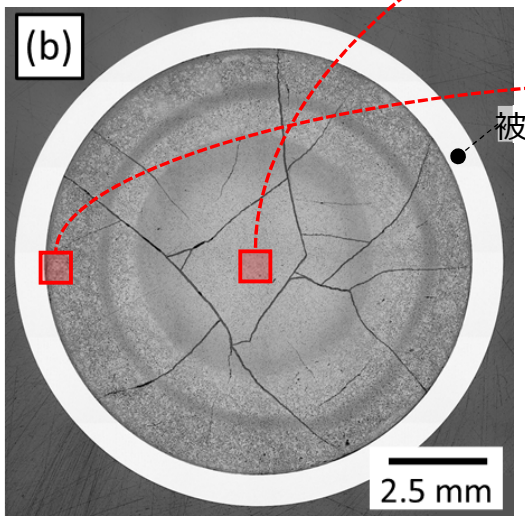
ペレット半径方向の顕微鏡写真[8]

ペレットの局所拡大写真[8]

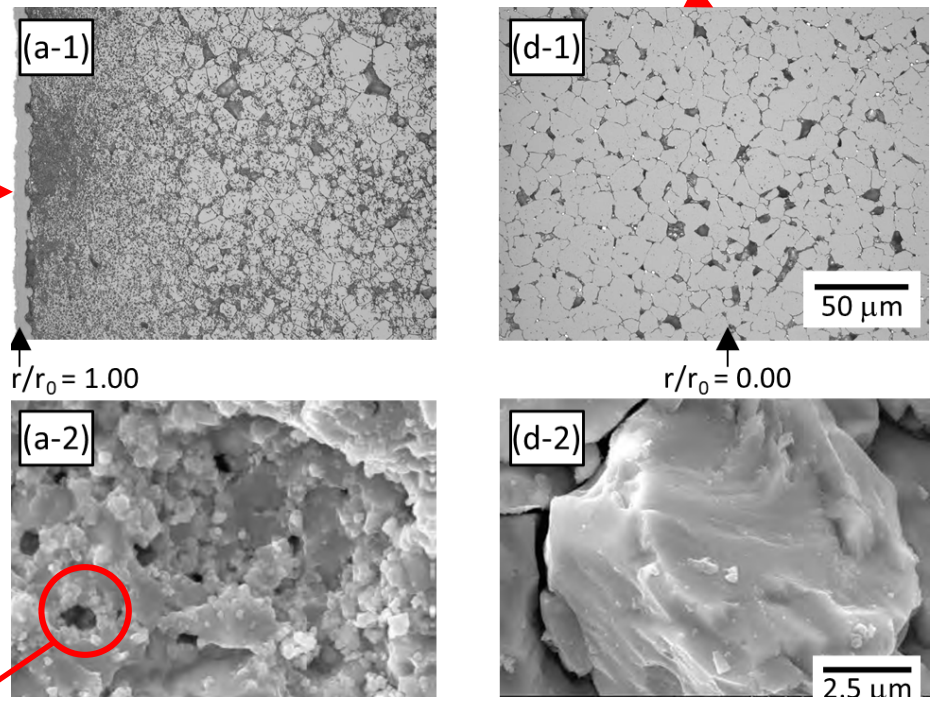
燃焼が進むと、核分裂反応により生成したFPガス原子が気泡としてペレット中に析出・蓄積する（微小な黒い斑点状の部分）。

FP：核分裂生成物

ペレット外周部に生じる高燃焼度組織について

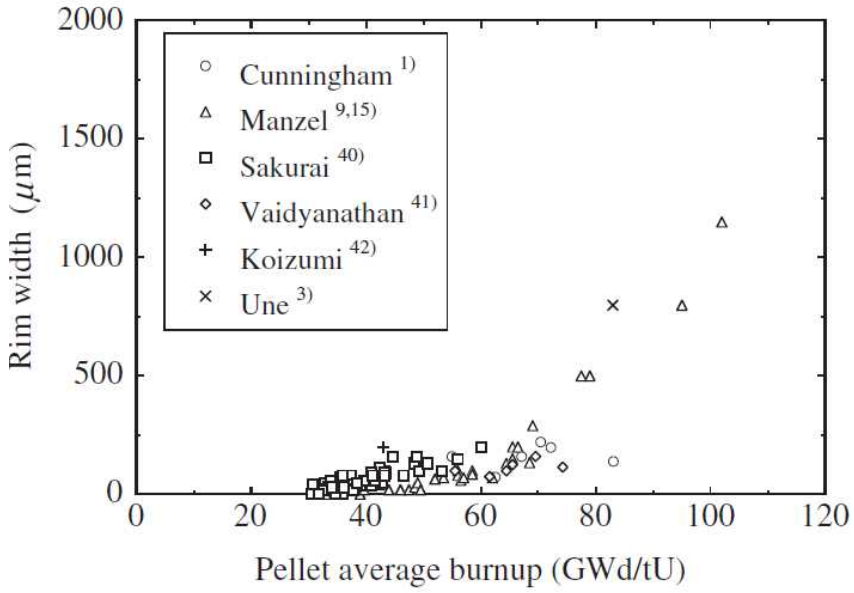


ペレット半径方向の顕微鏡写真[8]



FPガス気泡

ペレットの局所拡大写真[8]



燃焼度と高燃焼度組織の幅の関係[9]

- さらに燃焼が進むと、燃料ペレットの外周部に、**高燃焼度組織**と呼ばれる、結晶粒が微細化するとともに、FPガス気泡が集積した組織が生成する。
- 高燃焼度組織は、燃焼度 40GWd/tU程度で形成を始め、燃焼度が高くなるにつれてその幅が広くなることが知られている[9]。

別添 3

RIA 評価指針等の判断基準

RIA 評価指針は、軽水炉で急激な正の反応度が投入された際の出力上昇と燃料のエンタルピ増大を評価し、運転時の異常な過渡変化時と事故時における炉心及び冷却材圧力バウンダリの健全性を確認することを目的として策定された。RIA 評価指針及び専門部会報告書では、運転時の異常な過渡変化及び事故それぞれに該当する反応度投入事象の解析結果について、以下の判断基準を満たすことを求めている。

1. 運転時の異常な過渡変化について

① 燃料エンタルピの最大値が、図 1 に示す燃料棒内外圧差に依存して決定される許容設計限界を超えないこと。

② 燃料エンタルピの増分が、図 2 に示す燃焼度依存の破損しきい値を超えないこと。

③ 冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.1 倍以下であること。

①及び②のエンタルピの制限値は、いずれも燃料被覆の破損防止を意図したものである。反応度投入事象における燃料破損は、被覆管の高温破裂、溶融及び脆化に起因するもの、PCMI に起因するもの等に分類できるが、前者は①により、後者は②により考慮される。

また③は、原子炉出力の異常上昇、燃料からの伝熱による冷却材の静的な圧力上昇によっても冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されることを要求するものである。

2. 事故について

① 燃料エンタルピの最大値が、230cal/g･UO_2からペレット融点低下分相当のエンタルピを差し引いた値を超えないこと。

② 冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下であること。

①のエンタルピの制限値は、ペレットの溶融及び蒸発に起因する燃料破損によってもたらされる機械的エネルギの発生を防止し、炉心及び冷却材圧力バウンダリの健全性を確保することを意図したものである。

また②は、異常な過渡変化時と同様、燃料からの伝熱による冷却材の静的な圧力上昇によっても冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されることを要求するものであり、動的圧力である機械的エネルギとは別途評価されるものである。

3. 機械的エネルギについて

浸水燃料の破裂及び燃焼の進んだ燃料の PCMI 破損による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを求めている。ここで、原子炉停止能力については、破損した燃料が存在する燃料集合体のチャンネルボックスが衝撃圧力により変形し、それに隣接する制御棒がスクラム時に挿入されな

いとしても、高温臨界未満が確保されることを確認することとしている。また、圧力容器の健全性については、機械的エネルギの総計が圧力容器の弾性変形によって吸収できる範囲内に収まることを確認することとしている。

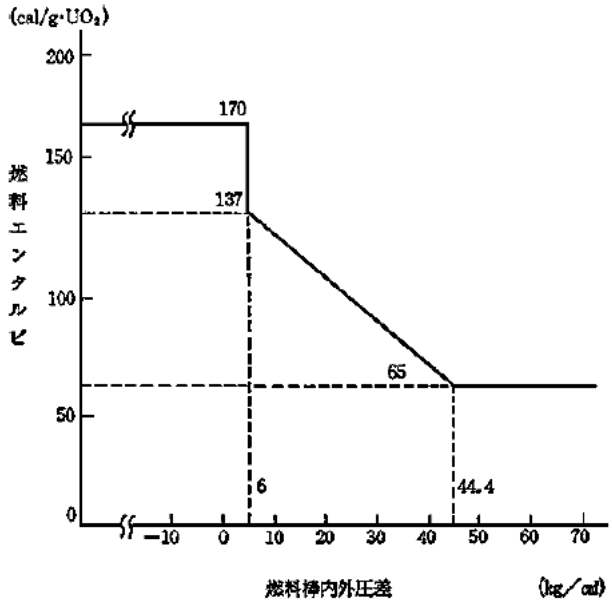


図 1　反応度投入事象における燃料の許容設計限界[2]

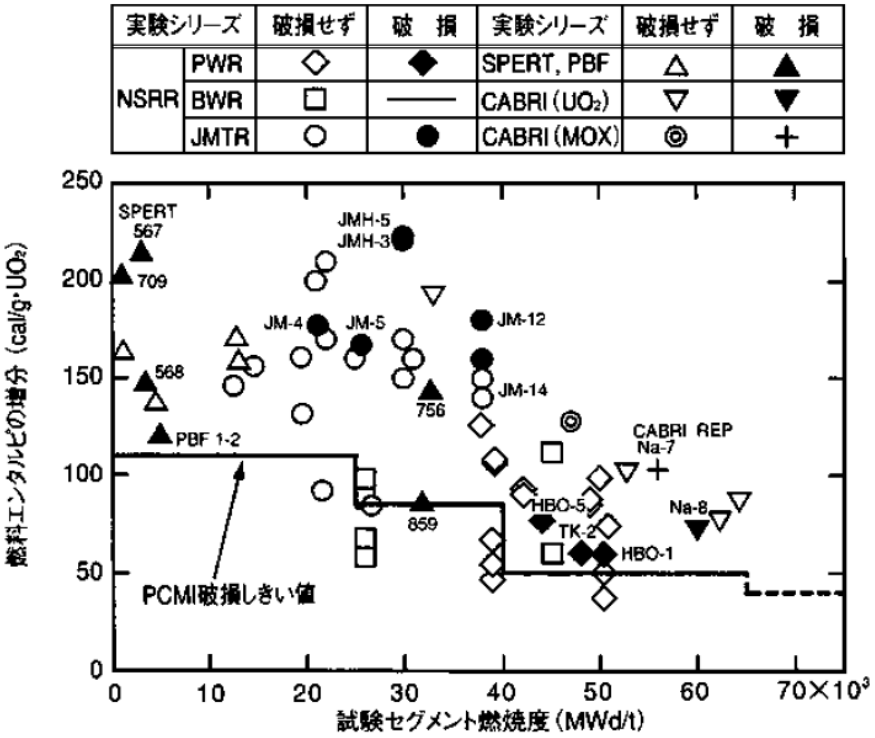


図 2　PCMI 破損による燃料破損しきい値[1]

別添 4

機械的エネルギの試算

1. PWR について

PWR では水撃力が発生しないため、衝撃圧力のみ評価する。表 1 に専門部会報告書の影響評価結果と、本知見で得られた衝撃圧力の機械的エネルギ変換係数の増加率（3.1 倍）を乗じた結果を示す。いずれの炉心規模においても機械的エネルギの評価結果は圧力容器が吸収し得るエネルギの範囲内である。

表 1　PWR における衝撃圧力の専門部会報告書の評価結果[1]と本知見を反映した試算

炉心規模	吸収し得る機械的エネルギ（kJ）[1]	専門部会報告書における機械的エネルギの評価値（kJ）[1]	本知見に基づき試算した機械的エネルギの値（kJ）
2 ループプラント	5.2×10^3	1.1×10^2	3.4×10^2
3 ループプラント	7.3×10^3	1.6×10^2	5.0×10^2
4 ループプラント	9.4×10^3	2.0×10^2	6.2×10^2

2. BWR について

専門部会報告書では BWR の衝撃圧力による機械的エネルギ影響評価について、全ての炉心規模を包絡する厳しい条件により評価した機械的エネルギが、吸収し得る歪みエネルギが最も小さい 350MWe 級プラントにおいて発生した場合でも圧力容器の健全性が損なわれることがないことを確認していた。

衝撃圧力による機械的エネルギの評価値は専門部会報告書本文及びトピカルレポートより、浸水燃料の破裂ついては 80kJ、PCMI 破損については 190kJ であることから、PCMI 破損による機械的エネルギを 3.1 倍すると、合計 669kJ と推定される。これは表 2 に示すように、トピカルレポートに記載されている圧力容器が吸収し得る歪みエネルギと比べて小さい。

水撃力についても、専門部会報告書では衝撃圧力と同様、全ての炉心規模を包絡する厳しい条件により評価した機械的エネルギが、吸収し得る歪みエネルギが最も小さい 350MWe 級プラントにおいて発生した場合でも圧力容器の健全性が損なわれることがないことを確認していた。

水撃力による機械的エネルギの評価値は専門部会報告書本文及びトピカルレポートより、浸水燃料の破裂ついては 2kJ、PCMI 破損については 190kJ であることから、PCMI 破損による水撃力の機械的エネルギ変換係数の増加率 5.3 倍を乗じて、合計 1009kJ と推定される。これは表 3 に示すように、トピカルレポートに記載されている 1350MWe、1100MWe 及び 800MWe 級の圧力容器が吸収し得る歪みエネルギより小さい。一方、500MWe 及び 350MWe 級の圧力容器が吸収し得る歪みエネルギより大きくなっている。

表 2　衝撃圧力の評価に使用する吸収し得る歪みエネルギと本知見を反映した衝撃圧力による機械的エネルギの試算

炉心規模	圧力容器が吸収し得る歪みエネルギ（kJ）[4]	衝撃圧力による機械的エネルギの試算値（kJ）
1350MWe 級	3.3×10^3	669
1100MWe 級	2.5×10^3	669
800MWe 級	1.8×10^3	669
500MWe 級	1.3×10^3	669
350MWe 級	8.0×10^2	669

表 3　水撃力の評価に使用する吸収し得る歪みエネルギと本知見を反映した水撃力による機械的エネルギの試算

炉心規模	圧力容器が吸収し得る歪みエネルギ（kJ）[4]	水撃力による機械的エネルギの試算値（kJ）
1350MWe 級	1430	1009
1100MWe 級	1140	1009
800MWe 級	1040	1009
500MWe 級	590	1009
350MWe 級	480	1009

参考文献

[1] 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

[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

[3] Takeshi MIHARA and Yutaka UDAGAWA, Generation of pressure pulse and water hammer triggered by high-burnup fuel failure under reactivity-initiated accident conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2025.2611410 (in print)

[4] 株式会社日立製作所、「沸騰水型原子力発電所　燃焼の進んだ燃料に対する反応度投入事象の影響評価」HLR-055 訂 2、平成 11 年

[5] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behavior Under Reactivity-initiated Accident Conditions, NEA No.7575, 2022

[6] U.S. NRC, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NUREG-1150, 1990

[7] Takeshi MIHARA, Yutaka UDAGAWA, Tomoyuki SUGIYAMA and Masaki AMAYA, Mechanical failure of high-burnup fuel rods with stress-relieved annealed and recrystallized MMDA cladding under reactivity-initiated accident conditions, Journal of Nuclear Science and Technology 58(8), 872-885, 2021

[8] Akihiro YAMAUCHI, Study on the relationship between fuel fragmentation during a LOCA and pellet microstructure. Journal of Nuclear Science and Technology, 58(12), 1330-1342, 2021

[9] Katsumi UNE, Shinji KASHIBE, Akira TAKAGI, Fission gas release behavior from high burnup UO_2 fuels under Rapid Heating Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, 43(9), 1161-1171, 2006