資料29-4

20103005

第２６回原子力安全委員会
資料第　２－２号

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

原子力公開資料センター
平 10.4. 9 成
20.10.30.01.02

原子炉安全基準専門部会

本資料は第26回原子力安全委員会(H10.4.9)配付資料第2－2号のコピーです。

＜目次＞

１．まえがき　1

２．検討範囲　1

３．検討結果　1

3.1　燃焼の進んだ燃料の破損しきい値について　2

3.2　事故時における燃料エンタルピの制限値　6

3.3　PCMI 破損時の機械的エネルギの影響　6

3.3.1　衝撃圧力及び水撃力による影響 の評価　6

3.3.2　圧力サージの検討　7

3.4　破損燃料堆積物の冷却性の検討　8

3.5　核分裂生成物の放出割合の評価　8

４．結論　9

参考文献　10

添付１　現在までに得られた知見の整理

添付２　破損しきい値の燃焼度依存性

添付３　事故時の燃料エンタルピ制限値に関する考え方

添付４　機械的エネルギの発生による影響の検討

添付５　破損燃料堆積物の冷却性の検討

添付６　核分裂生成物の放出割合の評価

酸化及び水素吸収により、延性が低下するとともに、ペレットは核分裂生成ガスの蓄積等によって膨れ、さらに出力急昇時には膨れ量が増加する可能性がある。このため、燃焼の進んだ燃料では、反応度投入事象の比較的初期の被覆管温度が有意に上昇する以前において、ペレットの急激な膨張に被覆管が耐えられず、割れが生じて燃料が破損することが考えられる。事実、燃焼の進んだ燃料を用いた米国の SPERT-CDC 実験[1]及び PBF 実験[1]、我が国の NSRR 実験[2],[3]並びに仏国の CABRI 実験[4]において、この型の燃料破損が観察されており、これは一種のペレット／被覆管機械的相互作用（Pellet/Cladding Mechanical Interaction）を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）と認められる（各実験については、添付１で解説）。このため、PCMI 破損を生ずる燃料エンタルピのしきい値（以下「PCMI 破損しきい値」という。）を考慮し、運転時の異常な過渡変化にあっては燃料エンタルピがこのしきい値を超えないこと、事故にあってはこのしきい値を超えて PCMI 破損を生じ、これに起因する機械的エネルギやペレットの微細化が発生しても、原子炉の停止能力及び冷却性並びに原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認することとした。

また、燃焼の進展に伴って生じるペレットの融点低下等の影響についても確認することとした。

Ⅳ

3.1 燃焼の進んだ燃料の破損しきい値について

従来、燃焼の進んだ燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピ 85 cal/g･UO_2 を破損のめやすとしていたが、最新の知見を踏まえた今回の検討では、安全評価に用いる PCMI 破損しきい値のめやすを燃焼度に応じて（以下、単に「燃焼度」というときはペレット燃焼度を示す。）以下のように考える。（第１図及び添付２参照）

燃焼度 25,000 MWd/t 未満：

PBF 実験では燃焼度約 5,000MWd/t の燃料において PCMI 破損に至るまでの燃料エンタルピが最も小さい値として 140 cal/g·UO_2 弱が報告されており、このときの燃料エンタルピの増分は 120 cal/g·UO_2 以上であると推定される。一方、被覆管の腐食等に関しては軽水炉の条件とは異なるが、JMTR において照射を行った燃料を対象とした NSRR 実験においては、燃焼度 25,000 MWd/t 未満の範囲では、燃料エンタルピの増分が 160 cal/g·UO_2 の範囲まで燃料は破損していない。このようなことから、燃焼度 25,000 MWd/t 未満の燃料の PCMI 破損しきい値は PBF 実験のデータに拠ることとした。PBF 実験における PCMI 破損に至るまでの燃料エンタルピの増分は少なくとも 120 cal/g·UO_2 以上であると推定されるので、この値に対して 10 cal/g·UO_2 の安全余裕を見込み、燃焼度 25,000 MWd/t 未満の燃料における PCMI 破損しきい値として燃料エンタルピの増分 110 cal/g·UO_2 を用いることが適切であると考える。

燃焼度 25,000 MWd/t 以上 40,000 MWd/t 未満：

軽水炉で照射された燃焼度 25,000 MWd/t 以上 40,000 MWd/t 未満の燃料を対象とした NSRR 実験では、燃料エンタルピの増分 125 cal/g·UO_2 の範囲まで燃料は破損していない。一方、SPERT-CDC 実験では燃焼度約 32,000MWd/t の燃料の PCMI 破損に至るまでの燃料エンタルピの増分が最も小さい値として 85 cal/g·UO_2 が報告されている[1]。この SPERT-CDC 実験については、供試燃料は、試験炉 ETR でベース照射が行われ線出力密度が軽水炉と比べてかなり高かったこと及び被覆管外面酸化膜が厚かったことから被覆管が破損し易い状態にあったと考えられる。さらに、照射後試験も十分行われていないこと等から、基準データとして扱うには特に慎重を期すべきものと考えられる。しかし、NSRR 実験等の反応度事故模擬実験データが必ずしも十分そろっていないことに鑑み、この燃焼度範囲における PCMI 破損しきい値として、燃料エンタルピの増分 85 cal/g·UO_2 を用いることにより、十分保守性を持った安全評価結果が得られるものと考

える。ここで、SPERT-CDC 実験における供試燃料の特殊性及びこの燃焼度範囲で得られている NSRR 実験等から見込まれる燃料破損の下限値を考慮すると、SPERT-CDC 実験で得られた 85 cal/g·UO_2 は既に十分保守的なものであると考えられることから、この値に対して更に安全余裕を見込む必要はないものと判断する。

燃焼度 40,000 MWd/t 以上 65,000 MWd/t 未満：

この範囲の燃焼度の燃料を用いた NSRR 実験及び CABRI 実験において PCMI 破損に至るまでの燃料エンタルピの増分が最も小さい値として NSRR 実験による約 60 cal/g·UO_2 が報告されているので、この値に対して 10 cal/g·UO_2 の安全余裕を見込み、PCMI 破損しきい値として燃料エンタルピの増分 50 cal/g·UO_2 を用いることが適切であると考える。

なお、CABRI REP Na-1 実験については、実験に用いた燃料棒の燃焼度は 63,800MWd/t であるが、軽水炉での使用中に被覆管外面の酸化膜が剥離したこと等により、被覆管の水素吸収量が極めて大きく、また、水素化物が被覆管の肉厚方向に均一に分布し、水素化物の一部が被覆管の径方向に配向していた[5]ため、被覆管の状態が特異なものであったと思われる。我が国の軽水炉燃料をはじめ、一般には、このような現象は見られていないため、CABRI REP Na-1 実験を、PCMI 破損しきい値を評価するためのデータから除外した。

燃焼度 65,000 MWd/t 以上 75,000 MWd/t 程度まで：

燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度までの燃料については、高速中性子による被覆管の照射脆化の影響はほぼ飽和している。また、一般に、この燃焼度範囲では、酸化とこれに伴う水素吸収によって、被覆管の延性が大きく低下することはないと考えられるとともに、過渡条件下におけるペレットの膨れが急激に大きくなる要因は考えられない。さらに、燃焼度約 64,300MWd/t の燃

料に対するCABRI実験[4]において、燃料エンタルピの増分88cal/g·UO_2でも燃料は破損しなかったこと等から、現時点ではこの範囲におけるPCMI破損しきい値も、燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満の範囲と同様にNSRR実験における燃料エンタルピの増分約60cal/g·UO_2での破損事例に拠ることとした。

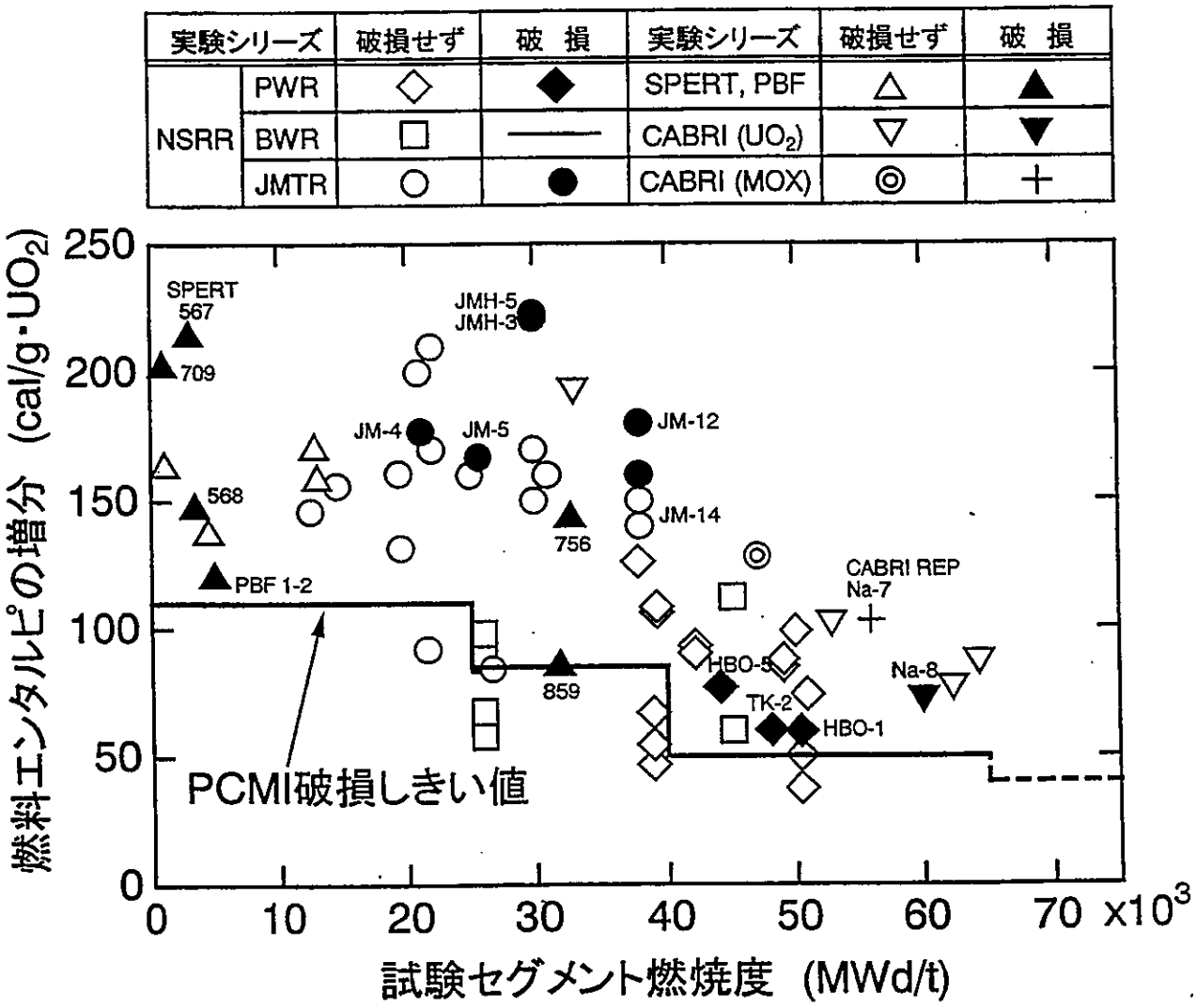
ただし、燃焼が進むとともに被覆管の水素吸収の増加等による被覆管の脆化が進行する可能性もあり、それに加えてこの燃焼度範囲では、反応度事故模擬実験データが得られていないことから、保守性を大きく取ることが適当であると考える。そのため、ここでは暫定的に20cal/g·UO_2の安全余裕を見込み、PCMI破損しきい値として燃料エンタルピの増分40cal/g·UO_2を用いることにより、保守的な評価が行えるものと考える。

今回示したPCMI破損しきい値のめやすは、これらの値を超えるエンタルピにおいても健全性が維持された事例が蓄積されている中で、最も低い破損事例を重視して設定していること等から、この値以下であれば系統的な破損を起こさないものと考える。

また、PCMI破損を評価する上での燃料エンタルピの増分については、添付2に示す理由により、ピーク出力部燃料エンタルピ（除熱が顕著になる前のピーク出力部における燃料エンタルピ）の増分を採ることは差し支えないと考える。

安全審査に当たっては、反応度投入事象における燃料の破損について、反応度投入事象評価指針の判断基準(1)-1)が規定する燃料棒内外圧差に依存した最大燃料エンタルピで規定する燃料破損と、ここで言うPCMIによる燃料エンタルピの増分で規定する燃料破損をともに検討することとする。

なお、今回示したPCMI破損しきい値は、実験データが必ずしも十分でない燃焼度領域については保守的に設定したものであり、今後NSRR実験等による燃焼の進んだ燃料に関する反応度事故模擬実験データ等が一層蓄積された時点で見



＊　試験セグメントは短いため、試験セグメント燃焼度とペレット燃焼度はほぼ同等となる。

第１図　PCMI 破損による燃料破損しきい値

添付４　機械的エネルギの発生による影響の検討

燃焼の進んだ燃料の PCMI 破損時には、核分裂生成ガスとともに微細化した燃料の一部が冷却材中に放出されるケースが NSRR 実験[1],[2]等で観測されている。また、完全には無視できない圧力波及び機械的エネルギが測定されている。このため、PCMI 破損に伴う機械的エネルギ発生による影響について検討を行った。

なお、評価に当たっては、浸水燃料の破裂に伴う機械的エネルギの影響を重畳させた。

１．蒸気爆発発生の可能性について

BWR 及び PWR の反応度投入事象に関する評価では、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、BWR で 120 cal/g·UO_2 程度、PWR で 100 cal/g·UO_2 程度になることを示している。一方、ペレット半径方向出力ピーキングを考慮した評価によると、BWR のピーク出力部燃料エンタルピ 120 cal/g·UO_2 のケースにおける局所的なペレット最高温度は 1,800℃前後、PWR の 100 cal/g·UO_2 のケースではペレット最高温度は 1,700℃前後であり、PCMI 破損の発生によって燃料の一部が冷却材中に放出されると仮定しても、燃料粒子の温度はこれらの値程度以下である。したがって、高燃焼度化に伴う燃料ペレット融点の低下を考慮しても、燃料温度は添付１の第 1-1 図に示す融点を十分下回っており、溶融したペレットと原子炉冷却材との相互作用による蒸気爆発発生の可能性はない[3]。

なお、PCMI 破損に伴う燃料の微細化が観測された NSRR における HBO-1 実験のケースでは、パルス幅が約 4.5ms と、出力変化が軽水炉の事故条件に比べて急激であることから、ペレット最高温度はピーク出力部燃料エンタルピが同じ場合には、軽水炉条件に比べて高くなるが、HBO-1 実験においてもペレット最高温度は 1,700℃以下と評価されており、冷却材中に放出された燃料粒子が溶融した可能性はない。

以上のように、PCMI 破損時に冷却材中に放出される燃料粒子の温度は、その融点を十分に下回っており、蒸気爆発の発生による機械的エネルギ発生の可能性はない。しかしながら、HBO-5、JMH-5 等の照射済燃料実験における PCMI 破損時に、完全には無視できない圧力波及び機械的エネルギの発生が観測されている。そこで、PCMI 破損に伴う機械的エネルギ発生量及びその影響について評価を行った。

2．PCMI 破損時の衝撃圧力及び水撃力による機械的エネルギ変換係数

PCMI 破損時における機械的エネルギ変換係数は、衝撃圧力によるものと水撃力によるものとに分け、適切な保守性をもって評価を行った。その結果、現在までに得られている PCMI 破損時の衝撃圧力及び水撃力による機械的エネルギについては、それぞれ第 4-1 図及び第 4-2 図に示すように、未照射浸水燃料の破裂に伴う機械的エネルギ変換係数の評価曲線の 1/2 を下回っている。したがって、PCMI 破損時の機械的エネルギの影響評価は、この未照射浸水燃料の破裂に伴う機械的エネルギ変換係数の評価曲線の 1/2 とすることも考えられるが、PCMI 破損時の機械的エネルギ発生に関する実験データが少ないことを考慮して、本報告書においては未照射浸水燃料の破裂に伴う機械的エネルギ変換係数の評価曲線を使用することとする。

なお、燃焼の進んだ燃料が浸水燃料となり破裂した場合の機械的エネルギ変換係数も、当面、未照射浸水燃料実験によって得られた評価曲線を用いるものとする。

3．機械的エネルギの影響評価

3.1 概要

BWR においては、350MWe 級、500MWe 級、800MWe 級、1,100MWe 級及び 1,350MWe 級の原子炉を、また、PWR においては、２ループ、３ループ及び４ループの原

子炉を対象として、それぞれ反応度投入事象である「制御棒落下」及び「制御棒飛び出し」について、汎用性を有するように選定した評価条件に基づき、評価を行った。

3.2 BWR に対する評価

BWR については、燃焼の進んだ燃料の PCMI 破損及び浸水燃料の破裂の影響に関して、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性について評価する。

3.2.1 PCMI 破損を生じる燃料

(1) 評価条件及び方法

評価条件は安全余裕を見込んで以下のように設定する。

①落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザで許容される最大の制御棒価値とする。（1.3%△k）

②PCMI 破損による影響を考慮する燃料（破損燃料の量）の範囲は、PCMI 破損しきい値に達したペレットが位置するスペーサ間（破損スパン）とする。

③9×9 燃料（燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t）平衡炉心を想定し、サイクル初期及び末期それぞれにおける冷温状態及び高温待機状態について評価を行う。

評価には、EUREKA-N コード[4] を使用した。同コードは EUREKA コード[5] と３次元拡散計算コードとを結合し、反応度投入事象評価指針の要求に沿った相関式、物性値等を組み込んだもので、軽水炉炉心の核熱水力過渡特性を計算する。熱水力的には空間分布計算を行うが、核的には１点近似動特性計算を行っており、３次元拡散計算コードを組み込むことにより、炉心反応度フィードバックを過渡事象の進展に応じて求めている。

(2) 評価結果

PCMI 破損に対する評価結果を第 4-1 表に示す。PCMI 破損する燃料棒の存在する集合体数、破損燃料の量は最も大きくなるケースで、それぞれ 10 体程度、

150kg 程度となっている。

また、浸水燃料の破裂に対する評価結果を第 4-2 表に示す。ここで、浸水燃料は、炉内に均一に分布するものとし、その炉内存在比は全装荷燃料棒本数の1%とする。

浸水燃料の破裂による破損は最も多くなるケースで 25 体程度となっており、反応度投入事象評価指針添付 2 にて評価されている浸水燃料の破裂評価に比べ十分に少ない。これより、以下の評価における浸水燃料の破裂の PCMI 破損への重畳においては、反応度投入事象評価指針添付 2 にて評価されている浸水燃料の破裂評価結果を用いる。

3.2.2 原子炉停止能力

(1) 評価条件

原子炉停止能力に関する評価では安全余裕を見込んで、PCMI 破損した燃料及び破裂した浸水燃料の存在する燃料集合体のチャンネルボックスが変形し、それに隣接する制御棒が、スクラム時に挿入されないとする。

なお、PCMI 破損によって放出された燃料の影響については、放出される燃料の量は限られること、及び、軽水炉では、一般に燃料の放出等による炉心燃料の配置の変化は、臨界上安全側の変化であることから、PCMI 破損によって燃料が放出されても、原子炉停止能力の評価上は炉心燃料の配置は変化しないものとする。

(2) 評価結果

破損集合体数が最も大きくなるケースでは、第 4-1 表に示したように、10 体程度の集合体で PCMI 破損が生じる。このケースにおける PCMI 破損燃料を含む集合体の位置を第 4-3 図に示す。挿入不能の制御棒の数は、反応度投入事象評価指針添付 2 第 1 図スクラム時に挿入不能となると仮定する制御棒(350MWe 級の例) の評価結果から増加せず、高温臨界未満は確保される。