

北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機で発生した臨界に係る事故の解析について

1. 概要

1999年6月、定期検査中の北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機において、想定外に制御棒3本が引き抜け、原子炉が臨界状態となっていたことが、2007年3月に判明した。そこで、当協会では、北陸電力(株)から必要な情報を入手した上で、独自に解析を実施した。

解析では、制御棒が引き抜けた炉心の反応度に基づいて、制御棒の速度について厳しい条件を用いた場合(基本ケース)には、原子炉は即発臨界に至るとの結果が得られた。出力は、臨界到達から約6秒後に、定格の約14%(約230MW)に到達した後、ごく短時間(約0.3秒)で低下し、最終的には約0.3%(約4MW)で整定した。このときのピーク出力部燃料エンタルピ増分は、最大約13 cal/g·UO₂であり、燃料の破損しきい値(85 cal/g·UO₂)^(注1)に対して、十分な余裕が確保されていた。また、燃料エンタルピの最大値は、約49 cal/g·UO₂であり、事故時の判断基準(230 cal/g·UO₂)^(注2)及び運転時の異常な過渡変化時の判断基準(92 cal/g·UO₂)^(注3)を下回っていた。なお、制御棒が引き抜けた速度が緩やかな場合等においては、即発臨界に至らないケースも確認された。

(注1) ペレット/被覆管機械的相互作用に起因する燃料破損のしきい値。

(注2) 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圧力波等の機械的エネルギーの発生を防止するための基準。

(注3) 被覆管の高温破裂、溶融及び脆化に起因する燃料破損を防止するための基準。

2. 解析の条件

(1) 解析条件の設定

解析条件を検討した経過について、表1に示す。検討を開始した時点では、正確なデータが未知であったため、まず、関連パラメータの感度解析を行なって必要な情報を絞り込み、その後、北陸電力(株)の解析条件を確認

した上で、基本ケースの条件を設定した。投入反応度と制御棒が引き抜かれた速度については、本解析でパラメータとして設定する範囲を定めた。

(2) 炉心の出力分布

志賀原子力発電所1号機では、炉内の制御棒89本のうち3本が、最大で半分近く引き抜けたことにより、臨界が発生した。この時の状態は、いわば原子炉の中に小さな原子炉ができた状態と見なすことができる(図1)。制御棒が3本引き抜けた状態の出力分布は、図2に示すように、炉心の上半分にピークを持っていた。引き抜けた制御棒の近傍(部分炉心)では、全炉心の約4%の体積で、全炉心の約7割に相当する発熱が生じていた。また、部分炉心の動特性は、ほぼ全炉心の特性を示していると評価された。そこで、当協会の解析は、図1に示す部分炉心を対象として実施した。

(3) 基本ケースの投入反応度と制御棒引き抜き速度

本解析では、加える反応度と制御棒の引き抜き速度をパラメータとして、基本となる条件(基本ケース)を以下のように定めた。

- ・基本ケースの実効増倍率(K_{eff}) : 1.0079
- ・基本ケースの制御棒引き抜き速度 : 47mm/s

制御棒が引き抜けた炉心の反応度に関しては、北陸電力(株)が算出した超過反応度に基づいて定めた。

制御棒の引き抜き速度に関しては、北陸電力(株)が、モックアップ試験の結果を踏まえて厳しめに定めた値を用いた。

(4) 加える反応度及び制御棒の速度による影響

基本ケースでの超過反応度(0.0079 $k=$ 約1.3ドル)は、遅発中性子割合(0.0060=1ドル)を上回っている。但し、即発臨界の状態であったかどうかは、制御棒が引き抜けた速度にも依存するため、を上回る超過反応度の値のみからは判断できない。そこで、以下のようなパラメータについて感度解析を行い、即発臨界に至るか否かを検討した。

加える反応度に関しては、基本ケースの他に、解析コードの精度を考慮して、基本ケースより反応度が0.5ドル高いケースと、0.5ドル低いケースを解析の対象とした。

- ・基本ケースの反応度：1.3 ドル
- ・反応度が高いケース：1.8 ドル（反応度が 0.5 ドル高いケース）
- ・反応度が低いケース：0.81 ドル（反応度が 0.5 ドル低いケース）

制御棒が引き抜かれた速度に関しては、基本ケースに加えて、高速と低速の 2 ケースを解析の対象とした。

- ・基本ケース：47mm/s
- ・高速ケース：76mm/s（制御棒が通常駆動する場合の定格速度）
- ・低速ケース：16mm/s（制御棒が引き抜け始めてから、スクラム信号が発生するまでの 77 秒間に、出力ピーキング位置の制御棒（26 -39）が、一定速度で、図 2 に示す位置（16pos.）まで引き抜けた場合の速度）

以上の各ケースにおける反応度の投入速度を、図 3 にまとめて示す。

（5）解析コード

当協会の解析については、多領域核熱水力結合動特性解析コード EUREKA -2 を使用して実施した。EUREKA -2 では、ドップラ効果と減速材の温度効果を考慮した、核熱水力的な結合が取り扱われる点が、特徴となっている。一方、北陸電力㈱が行った解析は、反応度投入事象解析コード APEX により、ドップラ効果を考慮した動特性計算を行った上で、その結果を熱水力解析コード SCAT に入力して、燃料の熱計算を行っている。解析コードの比較について、表 3 - 1 に示す。

今回の解析で使用した EUREKA -2 は、主に反応度投入事象に特有のピーク出力部を対象とした評価に優れている。但し、EUREKA -2 は、出力分布を一定の条件にしていること、減速材が沸騰した状態では計算できないこと等から、ピーク出力部以降については、結果を厳しめに評価する傾向がある。このため、ピーク出力部以降の燃料エンタルピの解析結果については、参考値とした。なお、EUREKA -2 では、沸騰が発生した状態での計算ができないので、圧力を高く仮定して解析を行った。

3. 解析結果

（1）基本ケースの解析結果

基本ケースにおける出力の推移を、図 4 - 1 と図 4 - 2 に示す。正味の

反応度としては、約 1.1 ドルが投入され、臨界到達から約 6 秒後に、即発臨界による急激な出力上昇が発生した。但し、図 4-3 に示す原子炉固有のフィードバック効果によって、ピーク出力は定格の約 14% (約 230MW) 程度に留まった。出力は約 0.3 秒で低下し、最終的には約 0.3% (約 4 MW) で整定した。

事故時及び運転時の異常な過渡変化時の判断基準との比較を、表 2 に示す。反応度投入事象に特有の、ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、最大約 $13\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ であり、燃料の破損しきい値 $85\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ を十分に下回った。解析結果は、表 2 に示すように、北陸電力(株)による結果とほぼ同等だった。燃料エンタルピは緩やかに上昇し、急激な出力上昇から約 10 秒後に、最大値約 $49\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に到達したが、事故時の制限値 $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ や過渡時の制限値 $92\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ を十分に下回った。

ピーク出力部のペレット温度は、図 4-4 に示すように、最高で約 700 になった。部分炉心における冷却材の温度は、図 4-5 に示すように、炉心出口部では沸点に達していた。

(2) 加える反応度による影響の解析結果

解析結果を、図 5-1、図 5-2 及び表 4 に示す。制御棒の引き抜け速度は、いずれも 47mm/s を仮定した。1 ドル以上の反応度が加えられたケースでは、即発臨界が発生したが、結果は燃料の破損しきい値を十分に下回った。大きい反応度を加えたケースでも、正味の投入反応度としては、基本ケースからの差は、0.1 ドル未満であった。

(3) 制御棒の速度による影響の解析結果

解析結果を、図 6-1、図 6-2 及び表 5 に示す。いずれも 1.3 ドルの反応度が加えられたが、低速ケースでは、正味の投入反応度は 1 ドルに至らず、急激な出力上昇は見られなかった。また、いずれのケースでも、結果は燃料の破損しきい値を十分に下回った。

(4) 解析モデルの影響

核熱水力結合の影響を確認するために、減速材温度係数をゼロとした場合の感度解析を実施した。解析結果を表 3-2 に示すが、減速材温度係数

の値は、ピーク出力部の解析結果に対して、大きな影響を与えないことが確認できた。

4. 結論

志賀原子力発電所1号機の臨界に係る事故を対象として、投入反応度と制御棒の引き抜け速度をパラメータとした解析を実施した。解析条件としては、北陸電力(株)の報告を参考として基本ケースを設定し、加える反応度の量と制御棒の速度をパラメータとした。その結果、厳しい条件を用いた場合には、即発臨界に至る可能性があることが確認された。一方、制御棒が引き抜けた速度が緩やかな場合等においては、即発臨界に至らないケースも確認された。解析を行ったすべてのケースにおいて、ピーク出力部燃料エンタルピー増分は、燃料の破損しきい値を十分に下回るものであった。当協会による基本ケースの解析結果は、北陸電力(株)による解析結果と、ほぼ同等であった。参考として解析した燃料エンタルピーについても、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の判断基準を満足するものであった。

5. 添付資料

- (1) 「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」の概要
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の概要
- (3) 「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」の概要
- (4) 用語の説明

6. 参考資料

「志賀原子力発電所1号機の臨界に係る事故についての報告」
(平成19年4月6日 北陸電力株式会社)

「軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2」
(JAERI-M 84-074, 1984年5月 日本原子力研究所)

「沸騰水型原子力発電所 反応度投入事象解析手法について」
(HLR-012 訂3, 平成11年2月 株式会社 日立製作所)

以上

表1 日本原子力技術協会における炉心挙動解析の検討経過

2007年3月20日(火)～ 炉心解析検討開始 【フェーズⅠ (3領域部分炉心による予備検討)】 ・投入反応度、制御棒(CR)引抜速度、反応度係数等の解析条件を仮設定し、感度解析	
パラメータ	入力条件
投入反応度 (ドル)	1.2, 1.4, 1.6
CR引抜速度 (mm/s)	10, 30, 60, 100
ドップラ係数 (k/k/°C)	-2×10^{-5}
減速材温度係数 (k/k/°C)	-1.0×10^{-4}
冷却材流速 (cm/s)	10
・その後、北陸電力(株)の解析条件を確認し、CR引抜速度を除く基本ケースの解析条件を以下のとおり設定	
パラメータ	入力条件
投入反応度 (ドル)	1.3
CR引抜速度 (mm/s)	(モックアップ試験による)
ドップラ係数 (k/k/°C)	-2×10^{-5}
減速材温度係数 (k/k/°C)	-4.0×10^{-5}
冷却材流速 (cm/s)	10 *
* 冷却材流速は、感度解析(10、4cm/s)し、10cm/sに設定	
2007年3月24日(土)～ 【フェーズⅡ (三次元炉心出力分布に基づく部分炉心による本解析)】 ・径方向5領域、軸方向10領域の部分炉心を設定し、本解析実施 ・投入反応度、CR引抜速度をパラメータとして感度解析 投入反応度 : 0.81, 1.3, 1.8ドル 等 CR引抜速度 : 16, 47, 76 mm/s 等 ・減速材温度係数をゼロにしたケースも解析	

表2 解析条件及び結果の比較表

①解析条件(初期条件)

	当協会	北陸電力
炉心状態	34体 部分炉心	全炉心
出力	定格出力の $10^{-6}\% \times 0.7$	定格出力の $10^{-6}\%$
臨界を上回る反応度	0.0079 k (基本ケース)	0.0079 k(注1)
反応度フィードバック	ドップラ反応度 減速材温度反応度	ドップラ反応度

②解析結果

	当協会 (基本ケース)	北陸電力(注1)	判断基準
ピーク出力 (定格値に対する割合)	約 14%	約 15%	—
ピーク出力部燃料エンタル ピ増分の最大値 [cal/g・UO ₂]	約 13	約 13	85 (注2)
燃料エンタルピの最大値 [cal/g・UO ₂]	(参考) 約 49	約 41	230 (注3) 92 (注4)

(注1) 北陸電力株の解析条件のうち、「冷温臨界試験の結果から超過反応度を求めた場合」の臨界を上回る反応度のケース

(注2) 「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」に基づく燃料の破損しきい値

(注3) 「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」に基づく事故時の判断基準

(注4) 「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」に基づく運転時の異常な過渡変化の判断基準

表 3 - 1 解析手法の比較

当協会による解析	北陸電力(株)による解析
<ul style="list-style-type: none"> • EUREKA-2 コードにより、核熱水力結合（ドップラ効果、減速材の温度効果）を取り入れて計算。 • 沸騰が発生した計算はできないので、圧力を高くしている。 • 除熱計算の精度は、SCAT ほど高くない。 • 出力分布は一定 	<ul style="list-style-type: none"> • APEX コードにより、核的フィードバック（ドップラ効果のみの動特性計算）を計算。 • APEX の解析結果を、詳細な熱水力計算コード（SCAT）に入れて、燃料の熱出力を計算。 • 出力分布の変化を考慮

表 3 - 2 減速材温度係数の影響に関する感度解析

	基本ケース	減速材温度係数をゼロにしたケース
正味投入反応度 [ドル]	約 1.11	約 1.11
ピーク出力 (定格値に対する割合)	約 14%	約 15%
ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値[cal/g・UO ₂]	約 13	約 13
(参考) 燃料エンタルピーの最大値 [cal/g・UO ₂]	約 49	約 53

表4 解析結果（炉心に加える反応度の違いによる影響）

解析したケース	大きいケース	基本ケース	小さいケース
炉心に加える反応度	約 1.8 ドル	約 1.3 ドル	約 0.81 ドル
正味の投入反応度 [ドル]	約 1.15	約 1.11	約 0.81
ピーク出力 (定格値に対する割合)	約 23%	約 14%	約 1%
ピーク出力部燃料エンタル ピ増分の最大値[cal/g・UO ₂]	約 15	約 13	—
(参考) 燃料エンタルピの最大値 [cal/g・UO ₂]	約 66	約 49	—

- ・制御棒が引き抜けた速度は、いずれのケースも 47mm/s。
- ・ピーク出力部の燃料エンタルピ増分は、いずれも燃料の破損しきい値（85cal/g・UO₂）を十分に下回っている。
- ・投入反応度を大きく設定しても、炉心のフィードバック効果により、正味の反応度は緩和される。

（北陸電力解析結果）

- ・制御棒が引き抜けた速度：47mm/s
- ・ピーク出力：約 15%
- ・ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値：約 13cal/g・UO₂
- ・燃料エンタルピの最大値：約 41 cal/g・UO₂

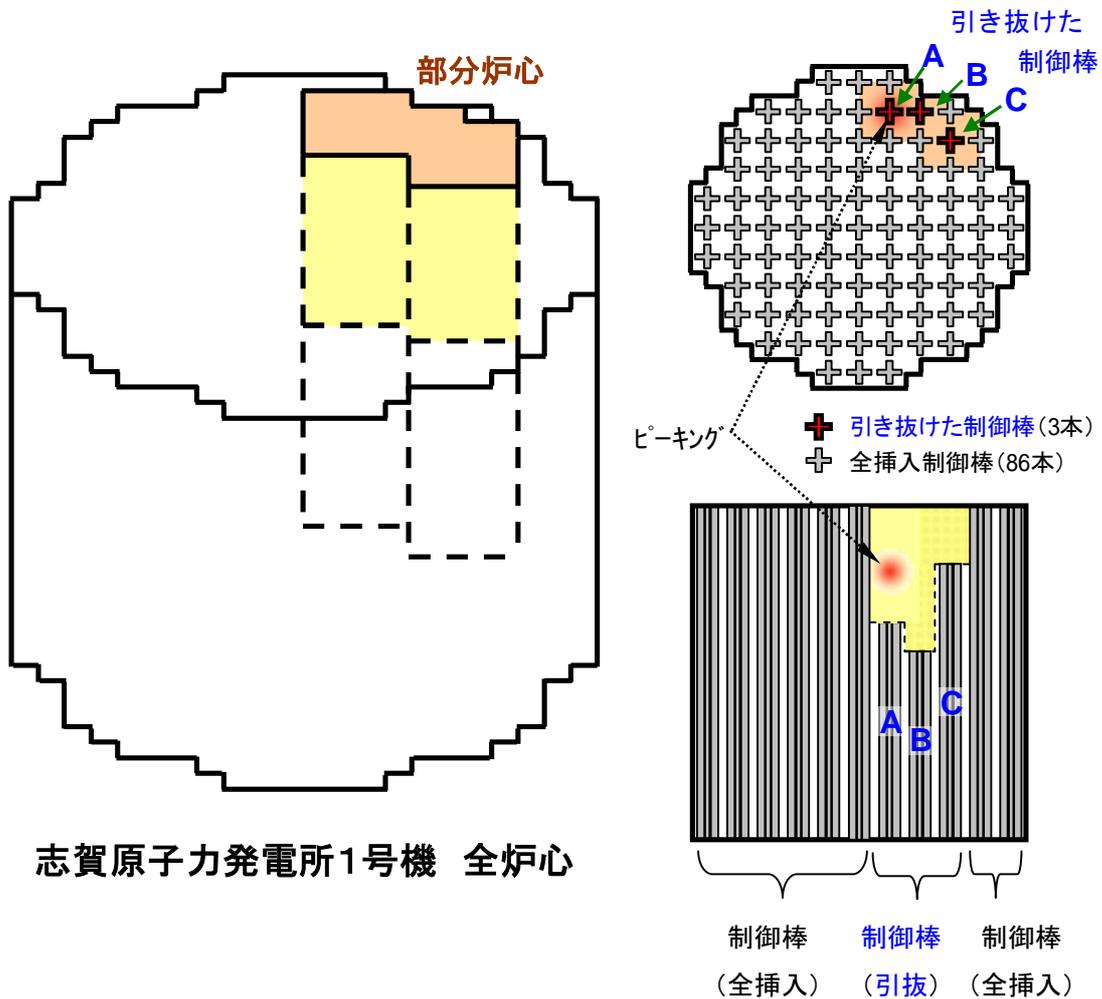
表5 解析結果（制御棒が引き抜けた速度の違いによる影響）

解析したケース	高速ケース	基本ケース	低速ケース
制御棒引抜速度	76mm/s	47mm/s	16mm/s
正味の投入反応度 [ドル]	約 1.17	約 1.11	約 0.98
ピーク出力 (定格値に対する割合)	約 28%	約 14%	約 3%
ピーク出力部燃料エンタル ピ増分の最大値[cal/g・UO ₂]	約 17	約 13	—
(参考) 燃料エンタルピの最大値 [cal/g・UO ₂]	約 50	約 49	—

- ・炉心に加えた反応度は、いずれのケースも 1.3 ドル。
- ・ピーク出力部の燃料エンタルピ増分は、いずれも燃料の破損しきい値（85cal/g・UO₂）を十分に下回っている。
- ・制御棒によって、1ドル以上の反応度が加わっても、炉心のフィードバック効果を考慮した正味の投入反応度は、制御棒の引抜速度（反応度の加わり方）によっては、1ドルを下回る。

（北陸電力解析結果）

- ・ 制御棒が引き抜けた速度：47mm/s
- ・ ピーク出力：約 15%
- ・ ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値：約 13 cal/g・UO₂
- ・ 燃料エンタルピの最大値：約 41 cal/g・UO₂



- 解析した範囲(部分炉心)
- 燃料体数 : 368 体中の 34 体 (約 9%)
 - 高さ : 上から 10/24 の範囲 (約 4 割)
 - 体積 : 炉心全体の約 4%
 - 発熱 : 炉心全体の約 7 割
 - 部分炉心のピーキング : 約 3.5

図1 解析した範囲 (部分炉心)

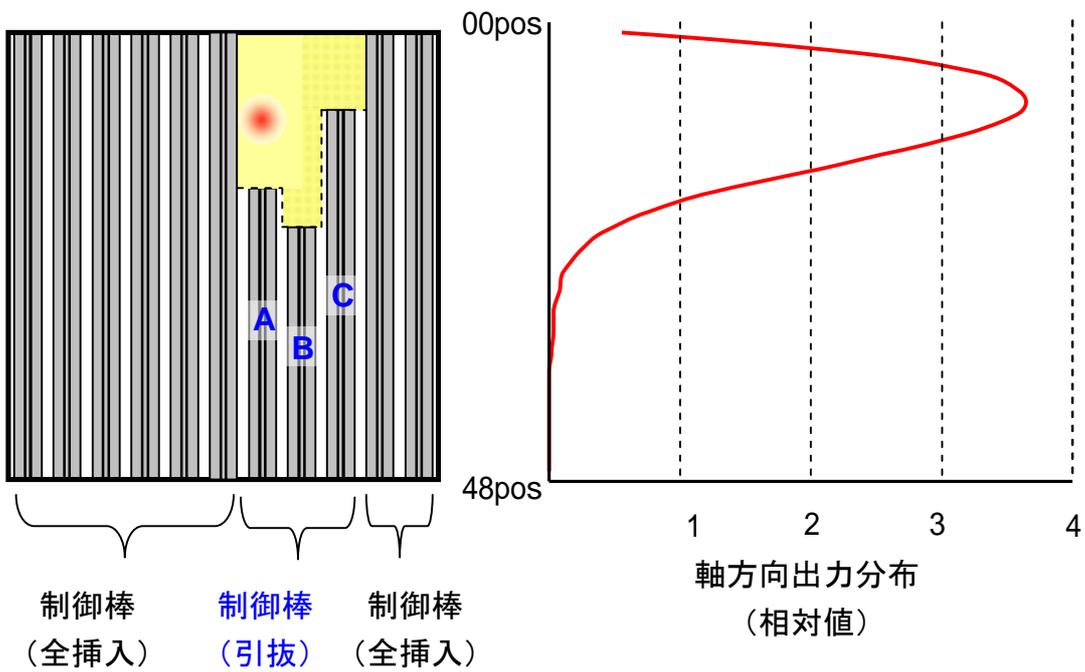
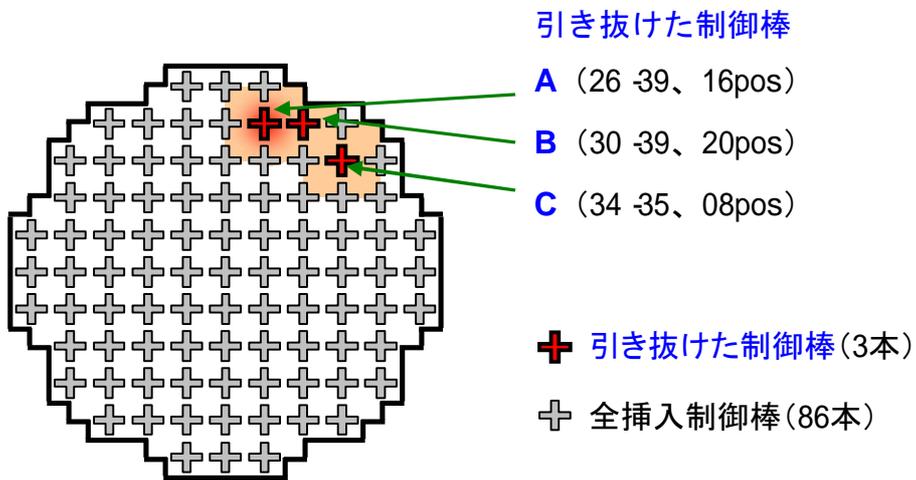
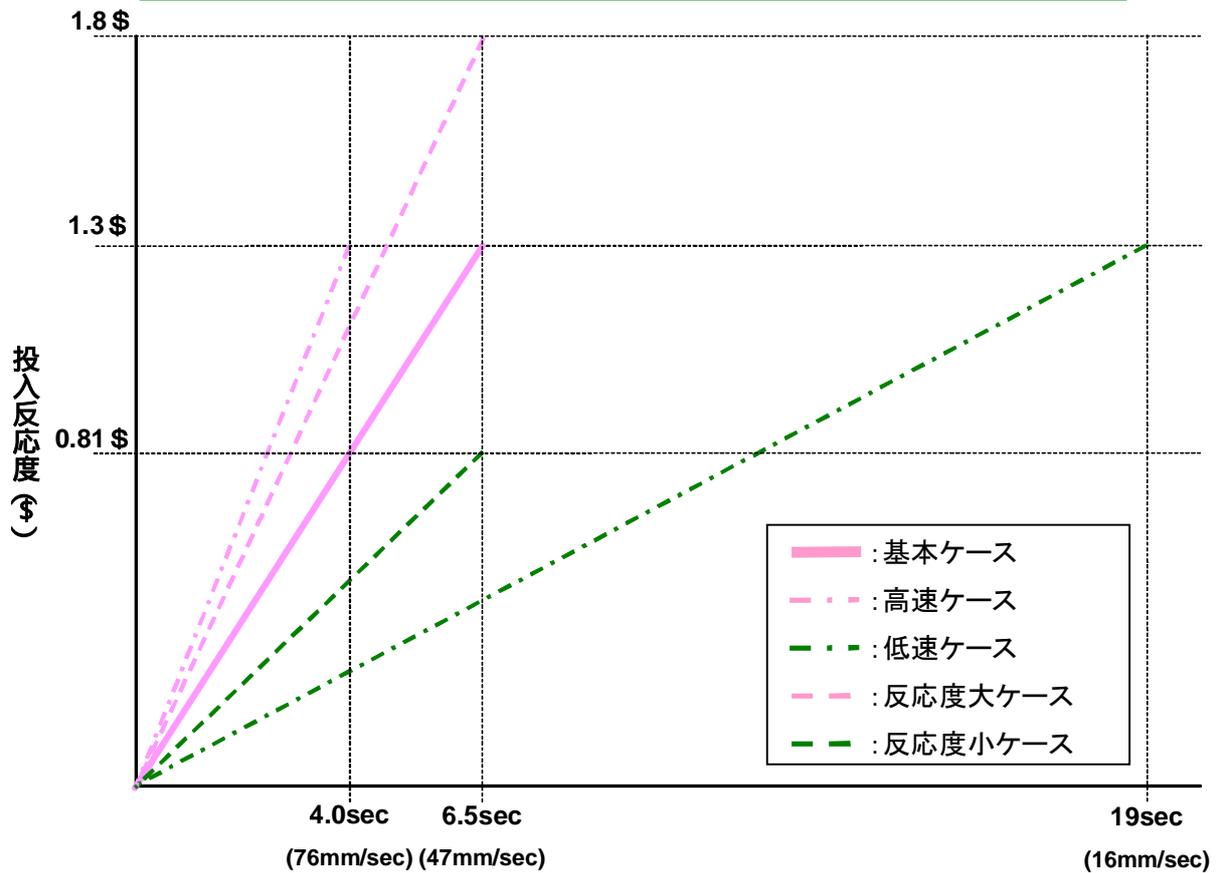
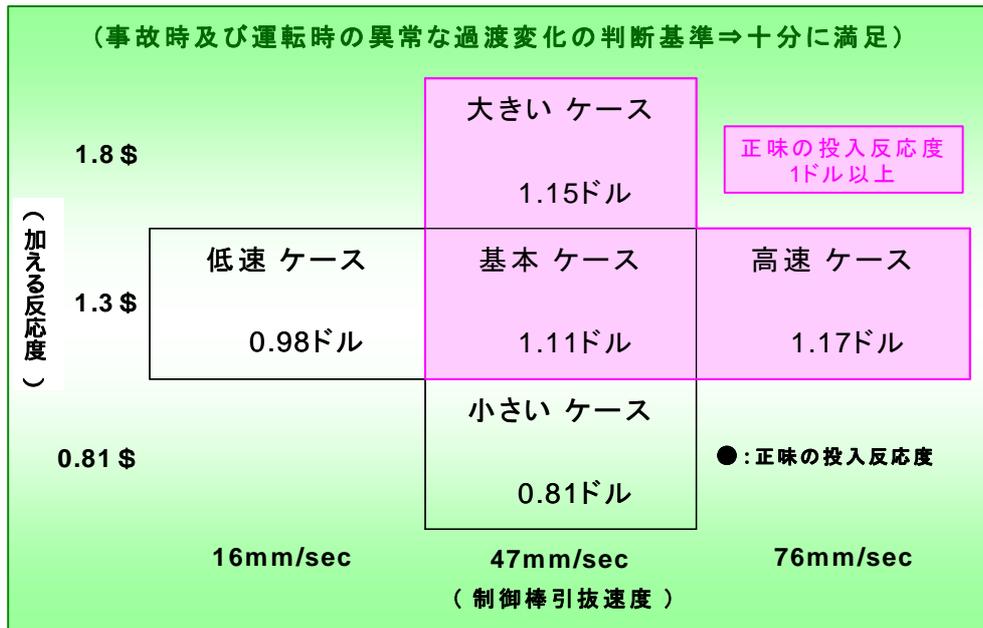


図2 炉心の出力分布



臨界到達からの時間(制御棒の引抜速度)

図3 反応度の投入速度 各ケースの比較

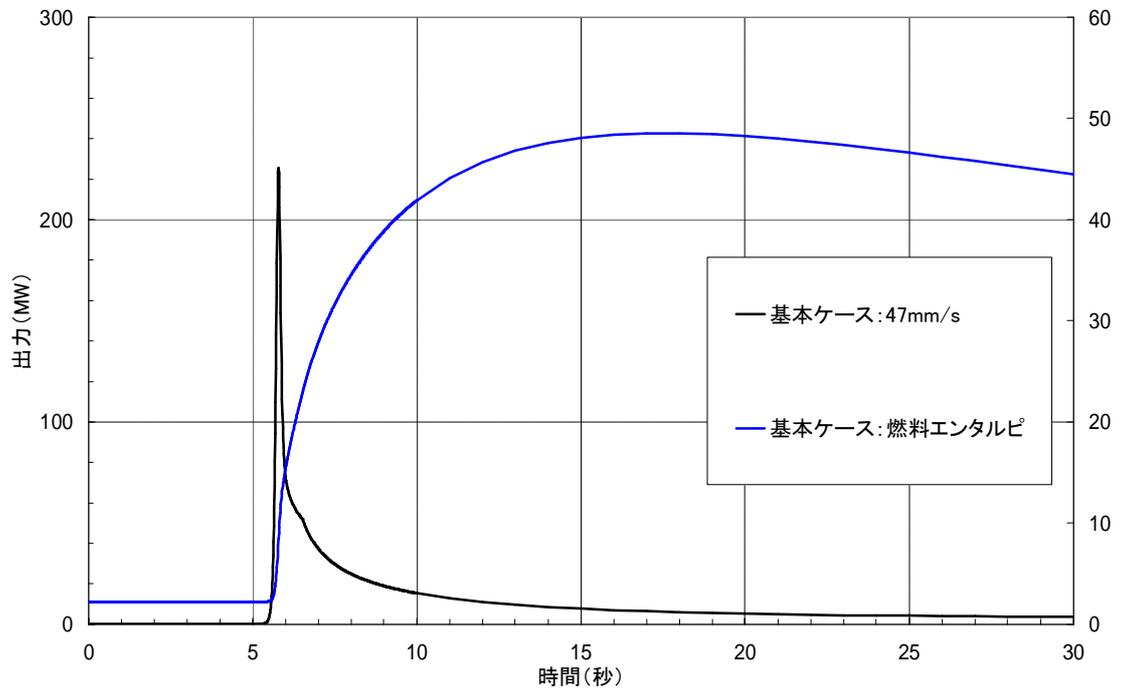


図 4 - 1 出力の推移 (基本ケース)

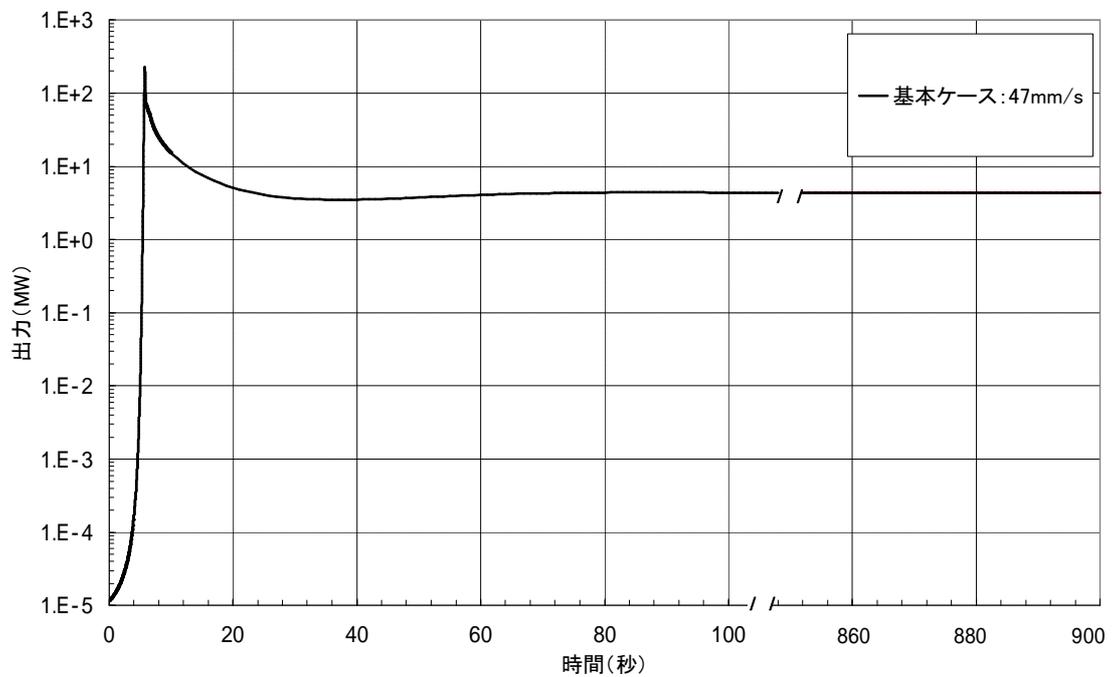


図 4 - 2 出力の推移 (基本ケース)

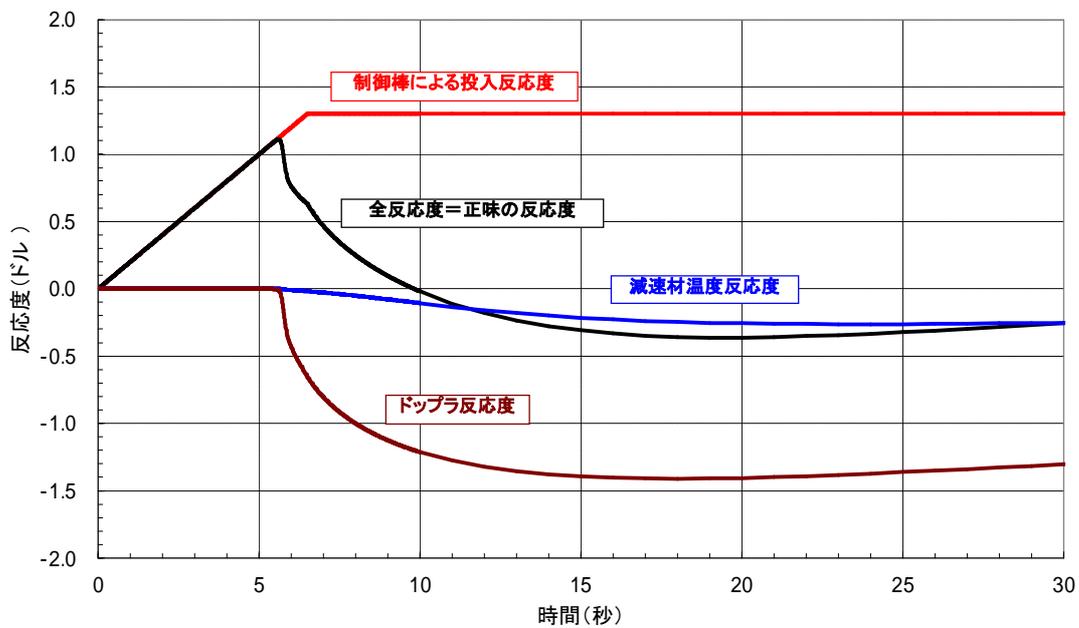


図 4-3 炉心のフィードバック効果(基本ケース)

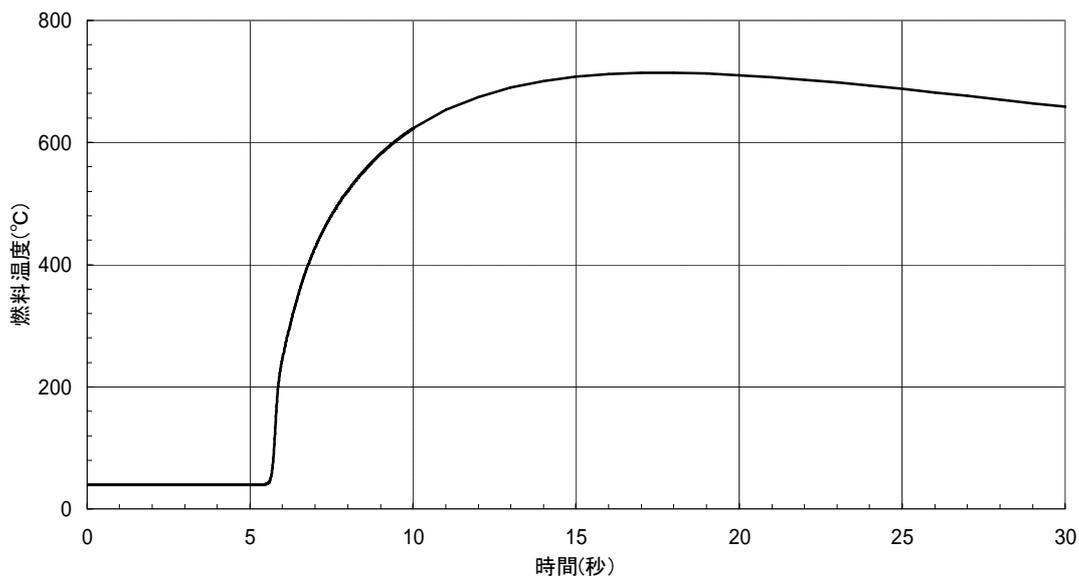
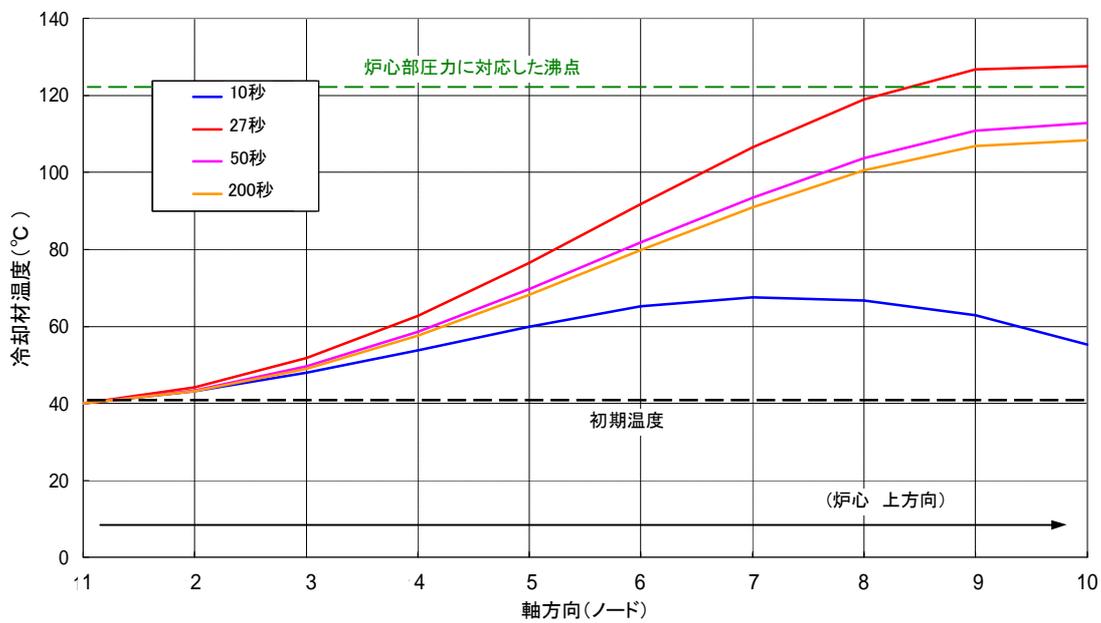


図 4-4 ペレット温度の推移 (基本ケース)



(注) EUREKA-2 では、圧力を高く仮定して解析を行った。このため、冷却材温度が見かけ上、炉心出口部で沸点よりも高くなっている。

図 4-5 部分炉心軸方向の冷却材温度の推移 (基本ケース)

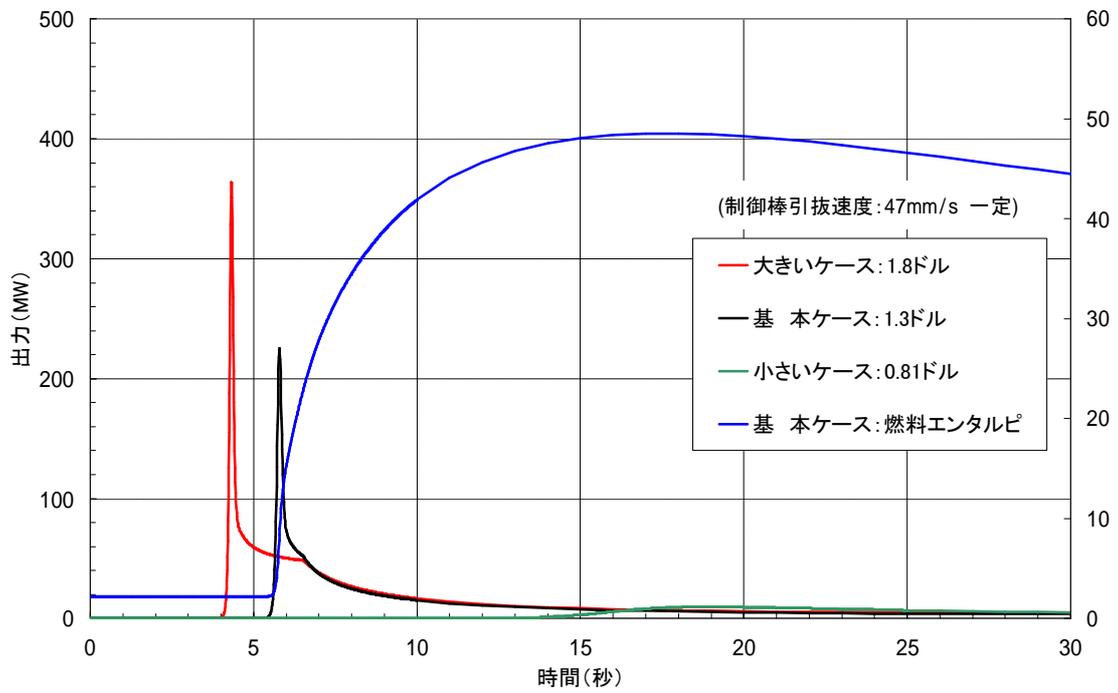


図 5 - 1 出力の推移 (炉心に加える反応度の違いによる影響)

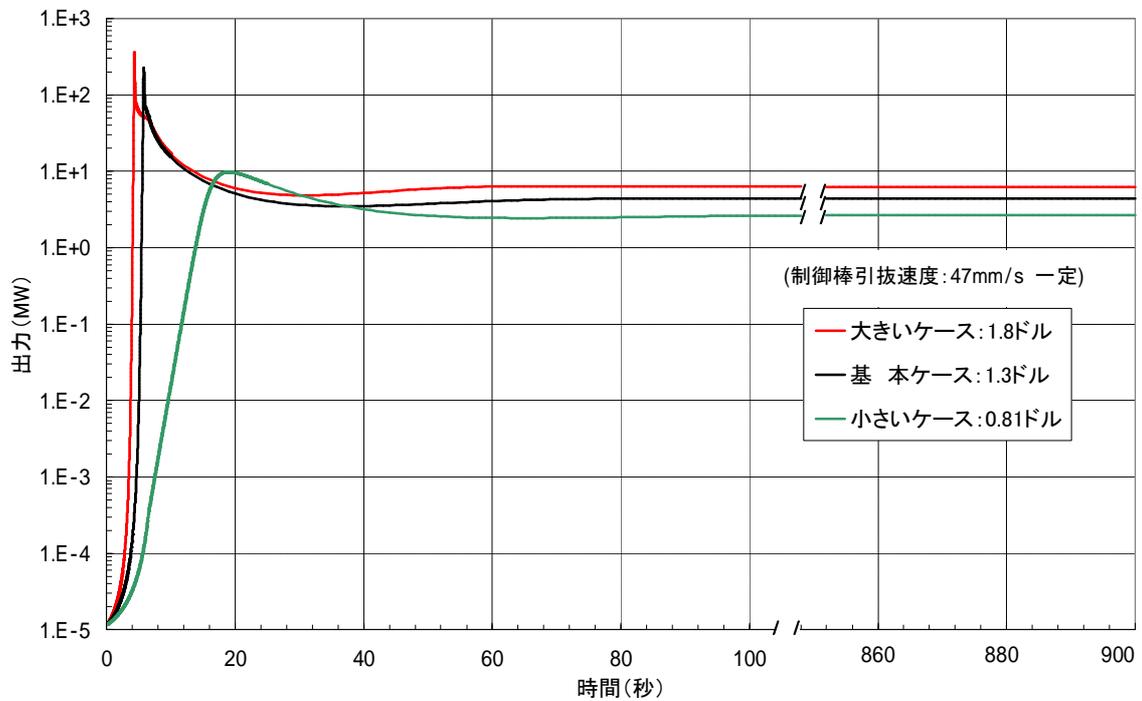


図 5 - 2 出力の推移 (炉心に加える反応度の違いによる影響)

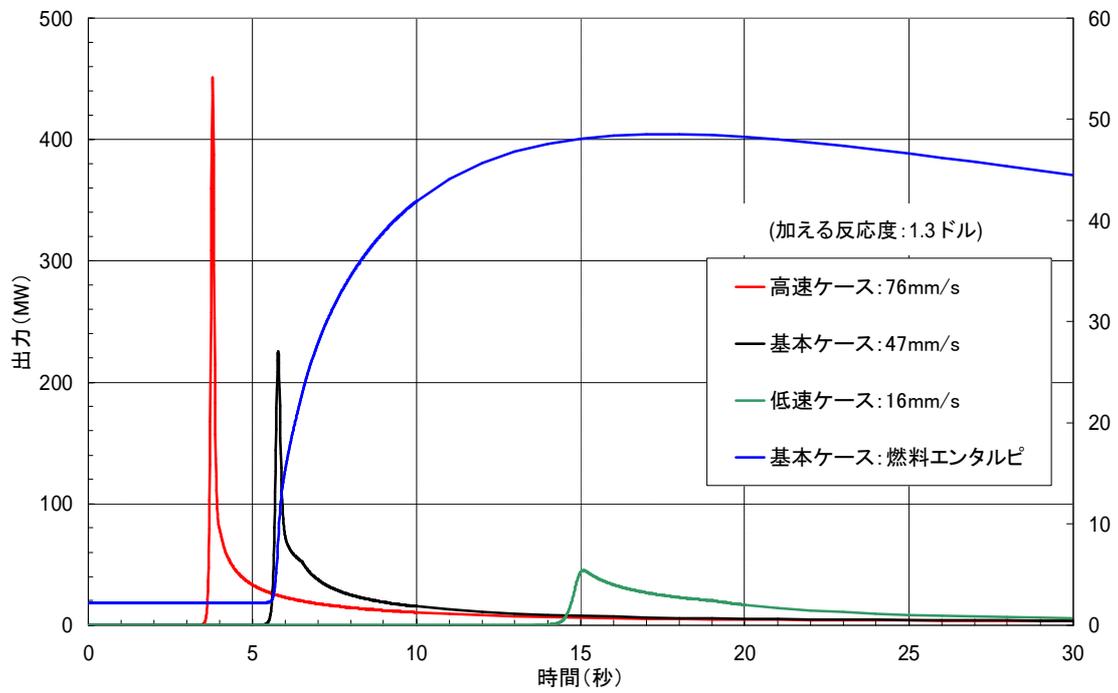


図 6 - 1 出力の推移 (制御棒が引き抜けた速度の違いによる影響)

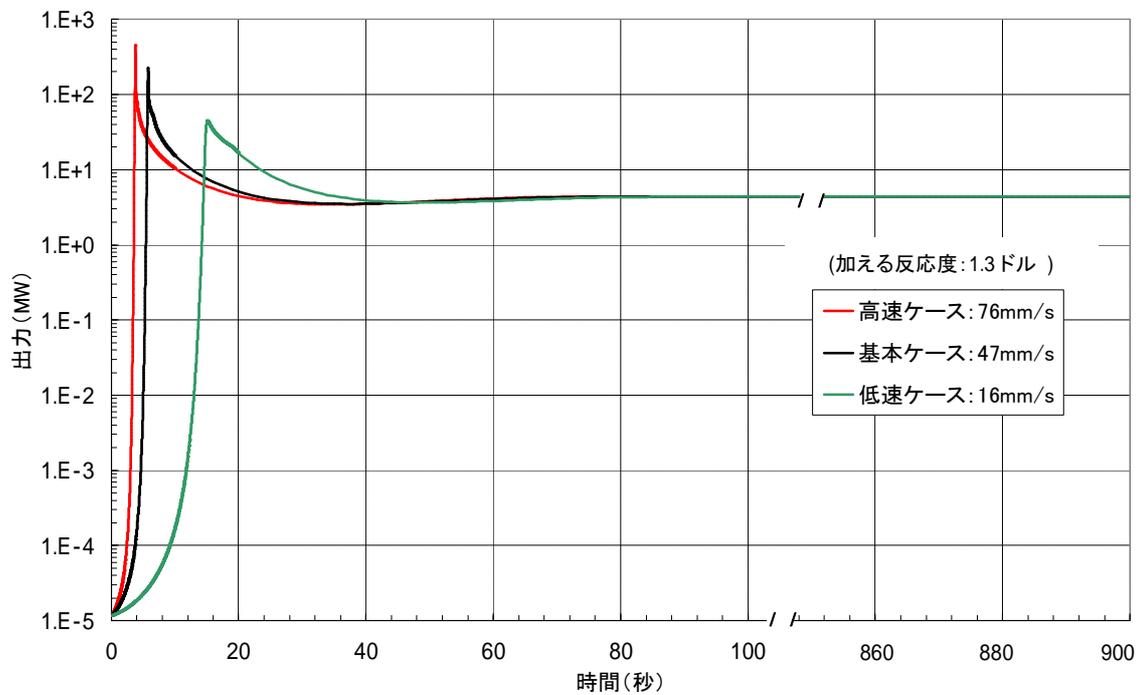


図 6 - 2 出力の推移 (制御棒が引き抜けた速度の違いによる影響)

「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」の概要

平成 10 年 4 月 13 日
原子力安全委員会了承

背景

原子力安全委員会原子炉安全基準部会において、今後の軽水炉の安全審査に資するため、我が国の研究成果のみならず諸外国の実験成果等を詳細に調べ、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検討を行い、その結果を報告書としてまとめたもの。

燃料の破損しきい値

安全評価に用いられる PCMI 破損（ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損）のしきい値のめやすについては、ペレットの燃焼度に応じてピーク出力部燃料エンタルピの増分で以下のようにする。

ペレットの燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピ
25,000MWd/t 未満	110cal/g・UO ₂
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	85cal/g・UO ₂
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	50cal/g・UO ₂
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	40cal/g・UO ₂

(今回の解析で使用した破損しきい値)

北陸電力(株)による「志賀原子力発電所 1 号機の臨界に係る事故についての報告」に基づいて、85cal/g・UO₂を使用する。

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の概要

平成 2 年 8 月 30 日

原子力安全委員会決定

一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日

II. 安全設計評価

1. 安全設計評価の目的

原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性は、「安全設計審査指針」によって審査される。原子炉施設の幾つかの構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが、「安全設計審査指針」において求められている。したがって、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要である。以下には、安全設計評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項等を示す。

2. 評価すべき範囲

2.1 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。

2.2 事故

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各々に対し、前に示した安全設計評価の目的及び評価すべき範囲に基づいて、評価の対象とするべき事象を適切に選定しなければならない。

「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」の概要

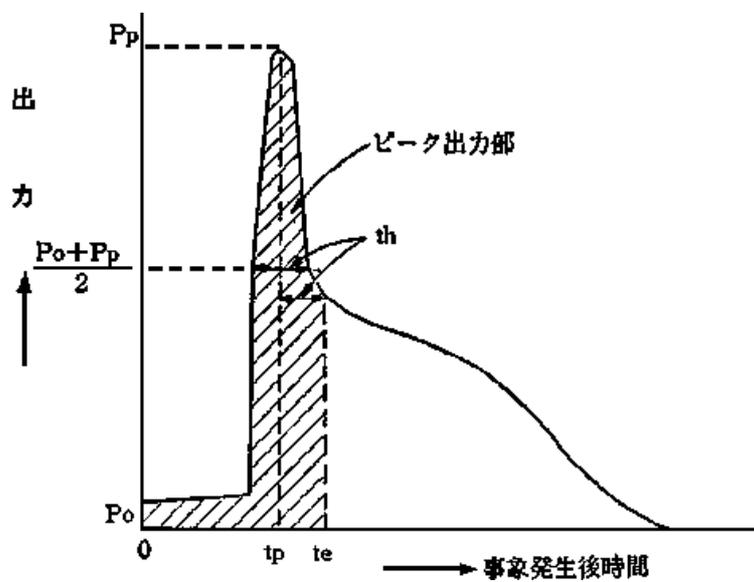
昭和 59 年 1 月 19 日

原子力安全委員会決定

一部改訂 平成 2 年 8 月 30 日

用語の定義

- ・ 反応度投入事象：臨界又は臨界近傍の原子炉に、原則的に 1 ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。
- ・ 燃料エンタルピ：燃料ペレットのエンタルピ半径方向平均であって、初期エンタルピと当該事象の解析によって付加されるエンタルピを加えた値で、基準を 0 として評価した値をいう。
- ・ ピーク出力部についての定義を第 1 図に示す。当該事象発生の初期出力 P_0 とピーク出力 P_p の平均値 $(P_0+P_p)/2$ に相当する部分のパルス幅を t_h とする。パルスのピークがあらわれる時点を t_p とし、 $t_e = t_p + t_h$ で t_e を定義する。ピーク出力部は、事象発生時点から t_e までの時間(第 1 図で斜線を施した部分)として定義する。



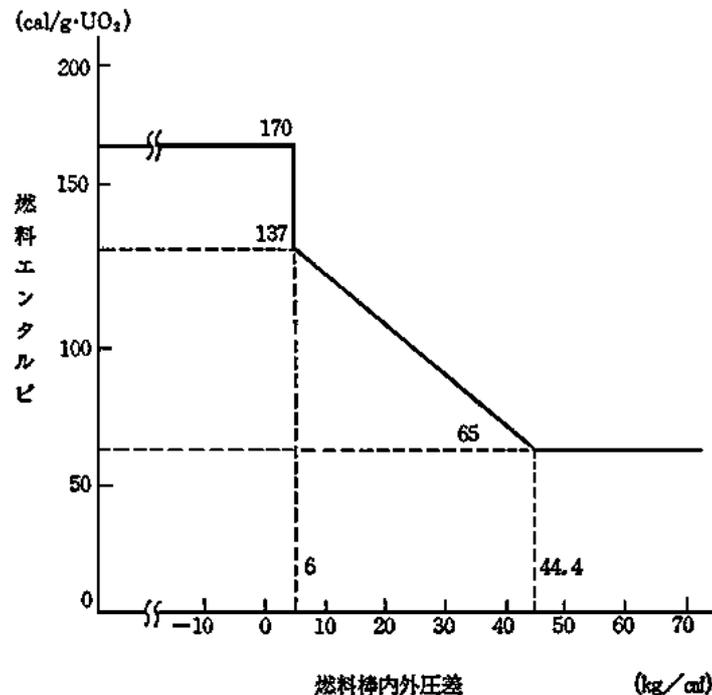
第 1 図 反応度投入事象におけるピーク出力部の定義

目的

臨界又は臨界近傍にある炉心に、制御棒等により急激な正の反応度が投入されることによってもたらされる原子炉出力の上昇と、これによる燃料のエンタルピー増大を評価し、運転時の異常な過渡変化及び事故時の炉心及び原子炉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たもの。

判断基準

- (1) 運転時の異常な過渡変化にあつては、
 - 1) 燃料エンタルピーの最大値は、燃料棒内圧から冷却材圧力を差し引いた圧力(燃料棒内外圧差)に依存して決定される第2図に示す燃料エンタルピー(燃料の許容設計限界)を超えないこと。
 - 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下であること。
- (2) 事故にあつては、
 - 1) 燃料エンタルピーの最大値は、 $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ を超えないこと。
 - 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること。
- (3) 運転時の異常な過渡変化及び事故にあつては、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。



第2図 反応度投入事象における燃料の許容設計限界

＜用語の説明＞

用語	説明
臨界	核分裂により発生する中性子数と消滅する中性子数が釣り合 って、核分裂連鎖反応が一定の割合で維持されること。即ち、 実効増倍率が1の状態をいう。
実効増倍率	核分裂により発生する中性子数と消滅する中性子数の比を増 倍率といい、原子炉外に漏れる中性子を考慮に入れた実際の 原子炉での増倍率を実効増倍率という。
即発臨界	遅発中性子の寄与がなくても、即発中性子のみで臨界が維持 される状態。
遅発臨界	即発中性子と遅発中性子の両方の寄与によって臨界が維持さ れる状態。
即発中性子	核分裂とほぼ同時（ 10^{-4} 秒程度）に発生する中性子。
遅発中性子	核分裂で生成した核分裂生成物の崩壊によって発生する中性 子で、核分裂後0.4秒から数十秒にわたって遅れて発生する。
遅発中性子割合	核分裂で発生する全中性子に対する遅発中性子の割合。
反応度	原子炉が臨界状態（実効増倍率が1の状態）からずれている 程度を示す量で、実効増倍率の1からの差分と実効増倍率と の比で示す。
超過反応度	実効増倍率が1を越える反応度。
投入反応度	原子炉に加える反応度。

正味反応度	原子炉に加える反応度からフィードバック反応度を差し引いた原子炉に加わる正味の反応度。
フィードバック反応度	投入反応度に対しそれを抑制する方向に働くドップラ効果や減速材温度反応度効果等による反応度。
反応度係数	燃料温度変化や減速材温度変化等による反応度変化の割合を示す係数。
ドップラ（反応度）係数	燃料の温度が上昇すると中性子が U-238 等に吸収される割合が増加するため反応度が減少する効果を示す係数。
減速材温度（反応度）係数	原子炉の反応度変化の内、減速材の温度変化による反応度効果を示す係数。
固有の安全性（自己制御性）	原子炉の出力が増加すると、ドップラ効果等により反応度が減少し、原子炉の出力が減少する固有の性質。
燃料エンタルピー	燃料に蓄積される単位重量あたりの熱量。
出力ピーキング	出力分布の歪み割合。