

#### 4.4 運転時の異常な過渡変化

##### 4.4.1 主給水流量喪失

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器への主給水が完全に停止して、蒸気発生器 2 次側保有水量が減少し、熱除去能力の低下により、1 次冷却材温度及び圧力の上昇を引き起こす事象を想定する。このような過渡変化の原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失若しくは主給水制御系の誤作動が考えられる。主給水流量が喪失すると蒸気発生器からの除熱能力が失われ、原子炉が停止しないと炉心損傷の可能性が生じ、さらに補助給水が蒸気発生器に供給されないと、原子炉停止後の崩壊熱により 1 次冷却材が加熱され、加圧器からの水の放出が生じ、1 次冷却系からの多量の冷却材喪失により炉心損傷に至る恐れが生ずる。

このような場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助給水ポンプの自動起動により蒸気発生器 2 次側へ給水されることにより、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

本過渡変化とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.4.1-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉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 倍以下となること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200°C 以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下で

あること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

- b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

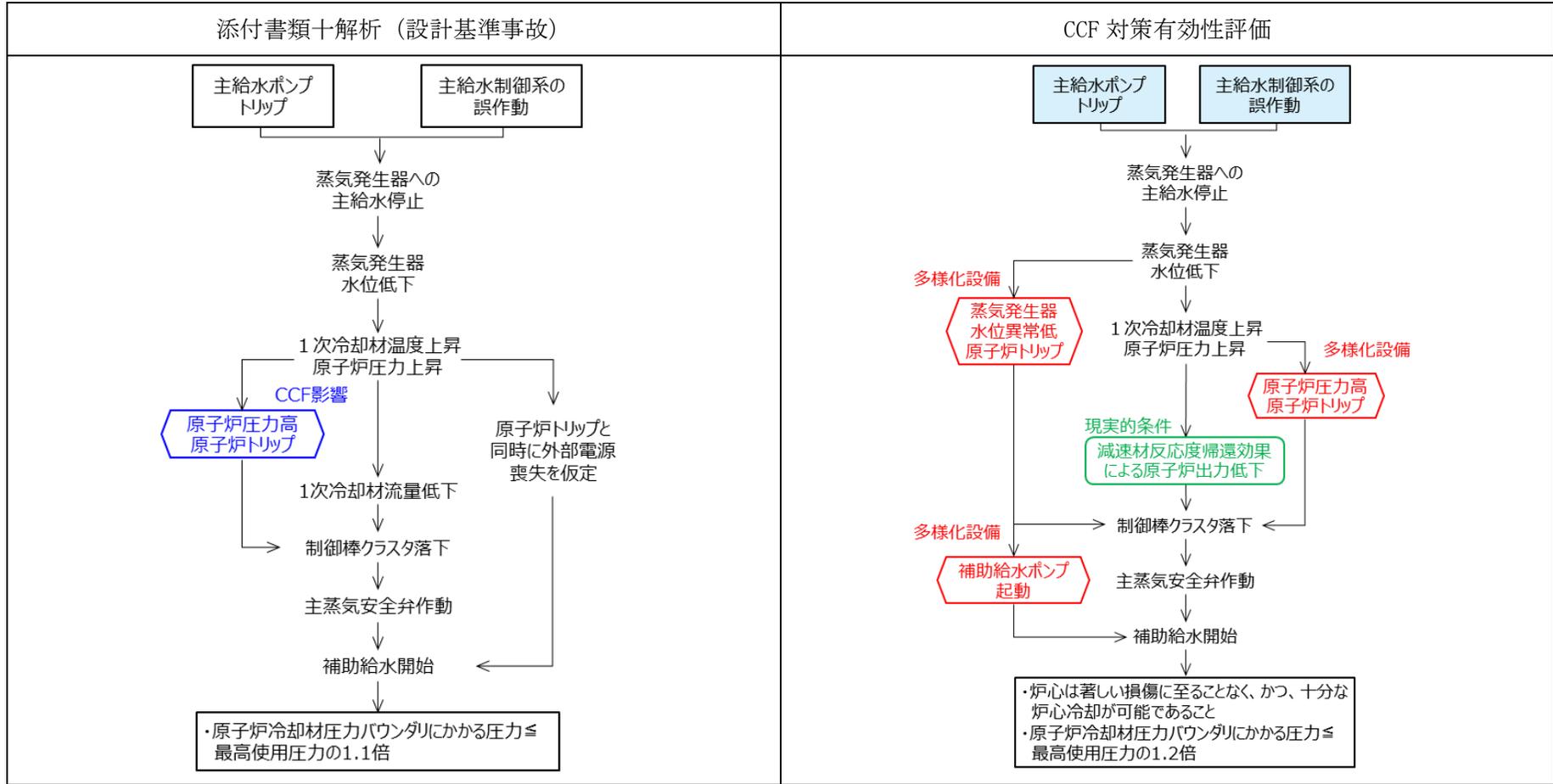


図 4. 4. 1-1 「主給水流量喪失」の事象進展

#### 4.4.1.1 代表3ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.4.1.1-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合等の解析との対比として、添付書類十解析での条件、及び、重大事故等対策有効性評価（SA 有効性評価）の原子炉停止機能喪失（ATWS）において不確かさを考慮した場合での条件と比較する形で示している。

評価項目としてはいずれも 1 次系圧力に着目するものの、CCF 対策有効性評価では燃料健全性の確認も行うことから、熱水路係数を制限値に設定するようにしている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、対象事象に応じた各種反応度帰還効果を評価し、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心 1 点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の 2 群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、原子炉圧力の初期条件の誤差の取り方の違いについては、原子炉トリップ信号の違いにより生じたもので、いずれも 1 次系圧力が厳しくなる方向の設定となっている。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.4.1.1-2 に、主要な解析結果を表 4.4.1.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.4.1.1-1 から図 4.4.1.1-6 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水停止に伴う蒸気発生器 2 次側保有水量の減少により 1 次系除熱が悪化し、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が上昇する。1 次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらす原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約 31 秒後に多様化設備による「蒸気発生器水位低」信号のトリップ

限界値に達し、約 43 秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主蒸気が隔離されるとともに、補助給水ポンプが自動起動され、蒸気発生器の水位の低下が抑えられ、徐々に水位は回復する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の最大値は約 394℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 17.8MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。SA 有効性評価の結果と比較すると、CCF 有効性評価では多様化設備により原子炉トリップに至るため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は低い。このように、本過渡変化とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

主給水流量喪失事象にソフトウェア CCF の重畳を考慮した解析より、多様化設備が作動することで、SA 有効性評価の ATWS よりも評価結果が緩和され、判断基準に対する影響の程度が軽微であることが確認された。この結果より、主給水流量喪失事象以外の異常な過渡事象においても、多様化設備が作動することで、ATWS が発生する場合より事象進展は楽になり、判断基準に対する影響の程度は軽微であると判断できる。

表 4.4.1.1-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 3 ループプラント)

|           |                | 添付書類十解析<br>(異常な過渡)             | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮した ATWS)   | CCF 対策有効性評価               | 条件差の根拠<br>(添付書類十解析との差)                                   |
|-----------|----------------|--------------------------------|--------------------------------|---------------------------|--|
| 解析コード     |                | MARVEL                         | SPARKLE-2                      | 同左                        | 最適評価コードを使用。  |
| 評価項目      |                | 1 次系圧力<br>(加圧器水位) ※1           | 1 次系圧力                         | 1 次系圧力<br>燃料健全性 (燃料被覆管温度) | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。                     |
| 燃焼度時点     |                | サイクル初期                         | 同左                             | 同左                        |  |
| 事故条件      |                | すべての蒸気発生器への<br>給水が停止           | 同左                             | 同左                        |  |
| 初期<br>条件  | 原子炉出力          | 102%<br>(定格値+定常誤差)             | 同左                             | 同左                        |  |
|           | 1 次冷却材<br>平均温度 | 304.5℃<br>(定格温度+定常誤差)          | 同左                             | 同左                        |  |
|           | 原子炉圧力          | 15.20MPa [gage]<br>(定格圧力-定常誤差) | 15.62MPa [gage]<br>(定格圧力+定常誤差) | 同左                        | 蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る結果であるため、原子炉圧力の観点でより厳しくなる正側の定常誤差を考慮。 |
| 実効遅発中性子割合 |                | 0.75 % (最大値)                   | 同左                             | 同左                        |  |
| 即発中性子寿命   |                | 21 μ sec (最大値)                 | 同左                             | 同左                        |  |

※1 添付書類十解析としては原子炉圧力解析と加圧器水位解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4. 4. 1. 1-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 3 ループプラント)

|                 | 添付書類+解析<br>(異常な過度)                  | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮した ATWS)                 | CCF 対策有効性評価                      | 条件差の根拠<br>(添付書類+解析との差)                                   |
|-----------------|-------------------------------------|--|----------------------------------|--|
| 減速材反応度<br>帰還効果  | 0pcm/°C                             | -13pcm/°C (初期)                               | 同左                               | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度<br>帰還効果 | 出力と反応度の関数                           | 解析コードが直接計算<br>(基準とする炉心特性 <sup>※4</sup> +20%) | 同左<br>(基準とする<br>平衡炉心+20%)        | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数           | —                                   | —  | $F_Q$ 制限値 (初期)                   | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 炉心崩壊熱           | サイクル末期炉心の<br>保守的な値を設定 <sup>※2</sup> | 同左   | 同左                               |  |
| 単一故障            | 電動補助給水ポンプ<br>1台故障 <sup>※3</sup>     | なし   | 同左                               | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 外部電源            | なし                                  | あり   | 同左                               | 現実的条件として、外部電源ありを想定。                                      |
| 原子炉トリップ信号       | 原子炉圧力高<br>(デジタル安全保護系)               | —  | 原子炉圧力高、又は<br>蒸気発生器水位低<br>(多様化設備) | デジタル安全保護系は不作動。解析の結果、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る。               |

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線 (MOX 炉心を考慮) (10)

※3 タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する

※4 ウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本とし、MOX 燃料の装荷も考慮した炉心特性

表 4.4.1.1-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

| 事象               | 添付書類+解析<br>(異常な過度) | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮<br>した ATWS) | CCF 対策有効性評価                    |
|------------------|--------------------|----------------------------------|--------------------------------|
| 主給水流量喪失          | 0 秒                | 0 秒                              | 0 秒                            |
| 原子炉トリップ<br>限界値到達 | 約 29 秒<br>(原子炉圧力高) | —                                | 約 30 秒<br>(多様化設備：<br>蒸気発生器水位低) |
| 制御棒落下開始          | 約 31 秒             | —                                | 約 42 秒                         |
| 主蒸気隔離            | —                  | 約 47 秒<br>(ATWS 緩和設備)            | 約 42 秒<br>(多様化設備)              |
| 補助給水開始           | 約 91 秒             | 約 90 秒<br>(ATWS 緩和設備)            | 約 90 秒<br>(多様化設備)              |

表 4.4.1.1-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(異常な過度)                       | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮<br>した ATWS)         | CCF 対策有効性評価            |
|-----------------------------------|--|--|------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウ<br>ンダリにかかる圧力<br>(判断基準) | 約 17.9 MPa[gage]<br>( ≤ 18.88MPa[gage] ) | 約 19.0 MPa[gage]<br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 17.8 MPa[gage]<br>同左 |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br>—                                   | —<br>—                                   | 約 394℃<br>( ≤ 1200℃ )  |

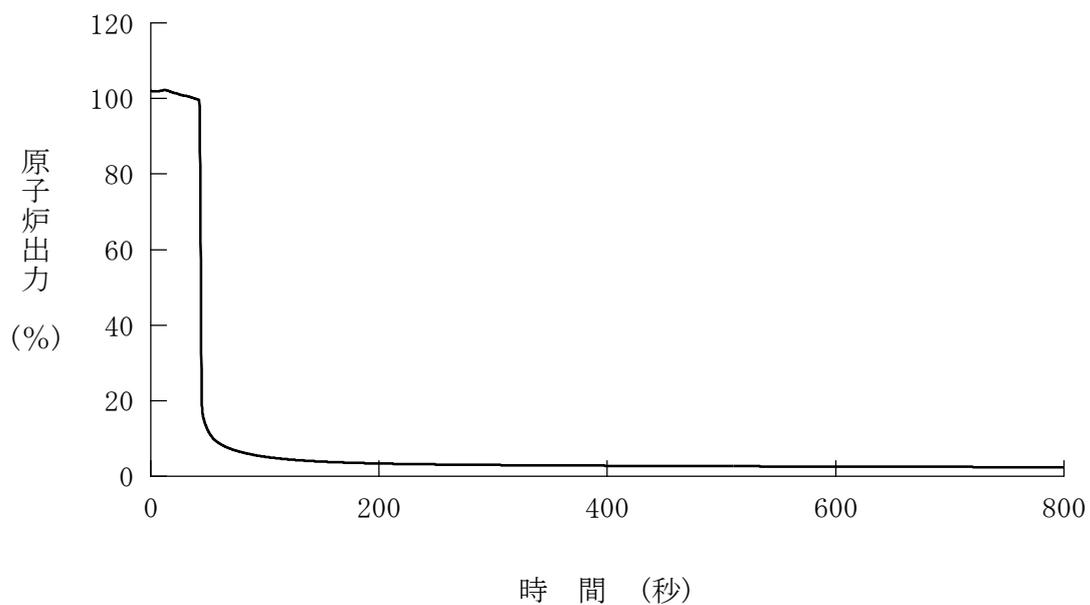


図 4. 4. 1. 1-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

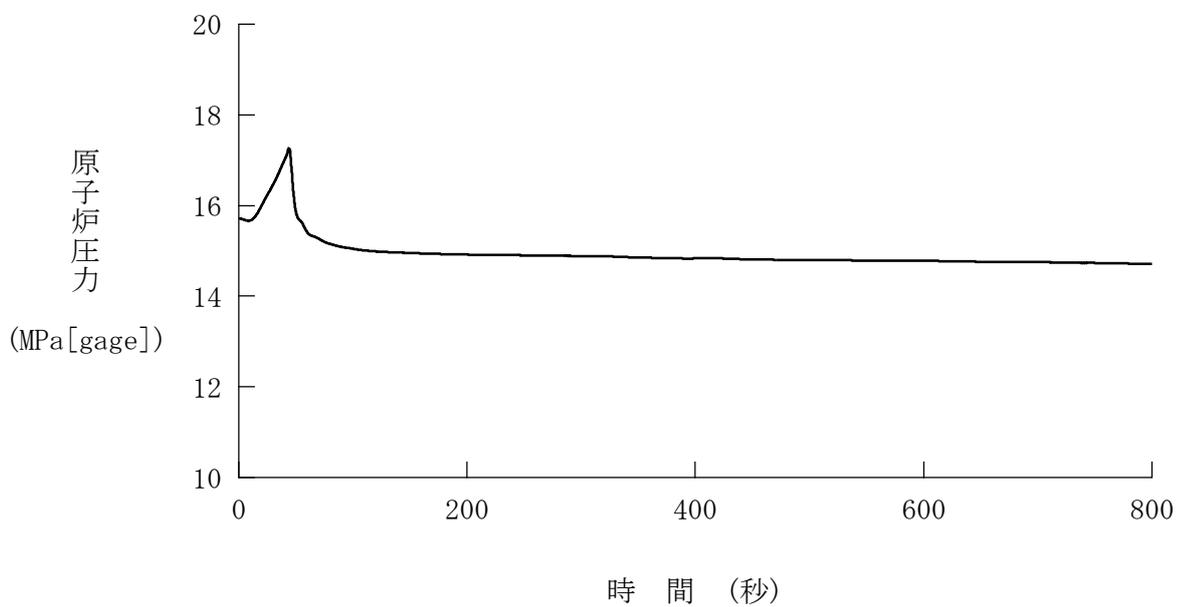


図 4. 4. 1. 1-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

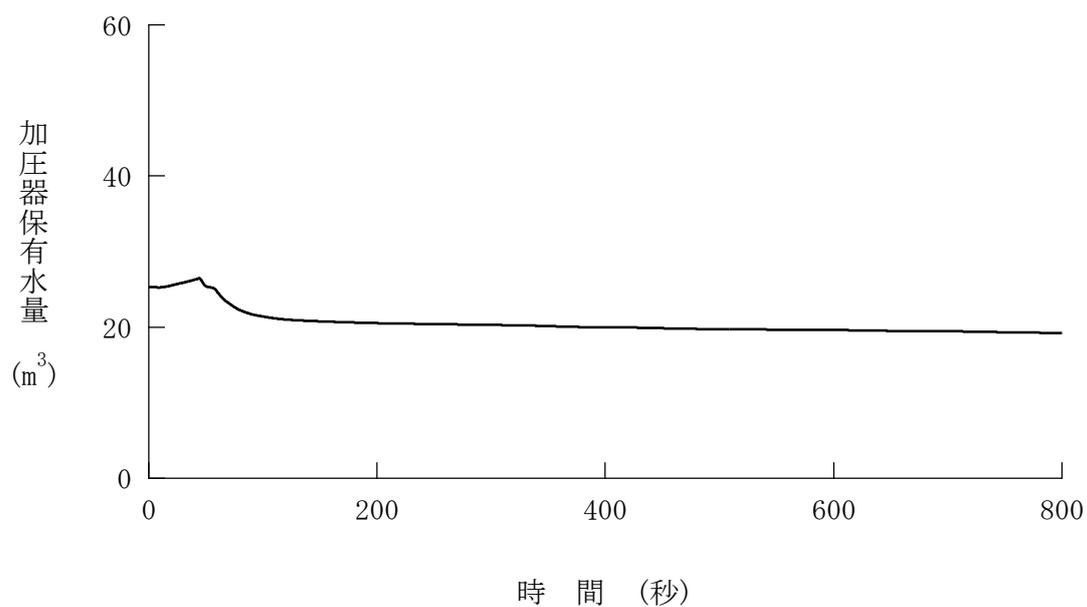


図 4. 4. 1. 1-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

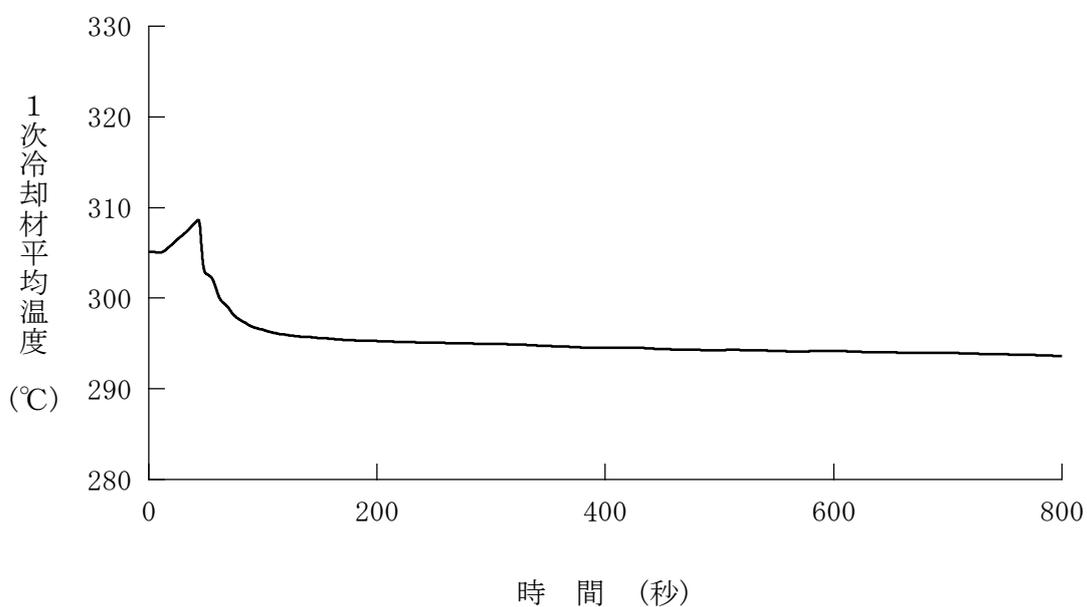


図 4. 4. 1. 1-4 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

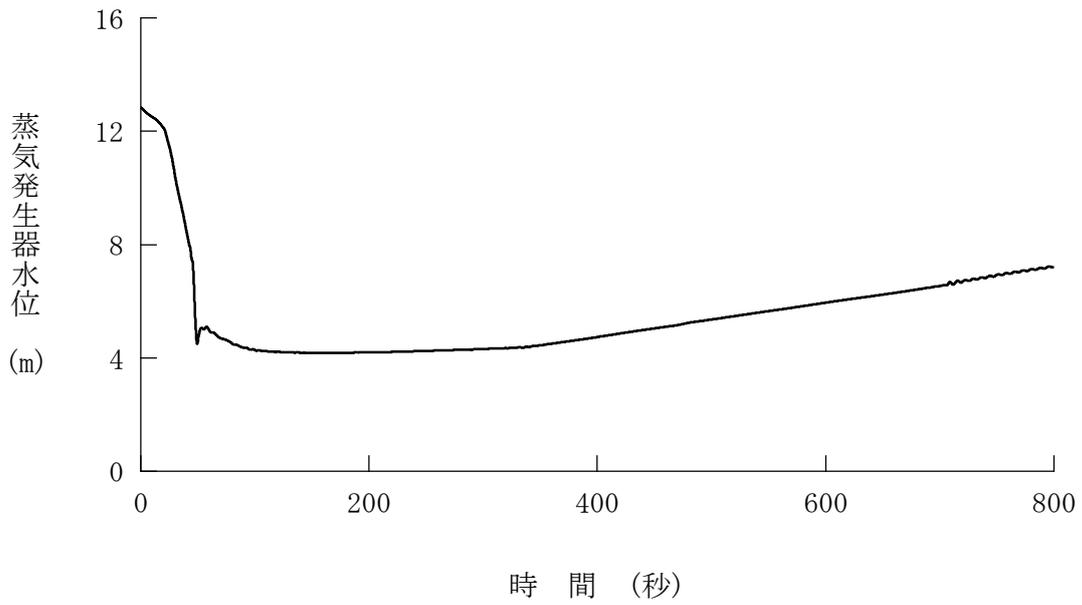
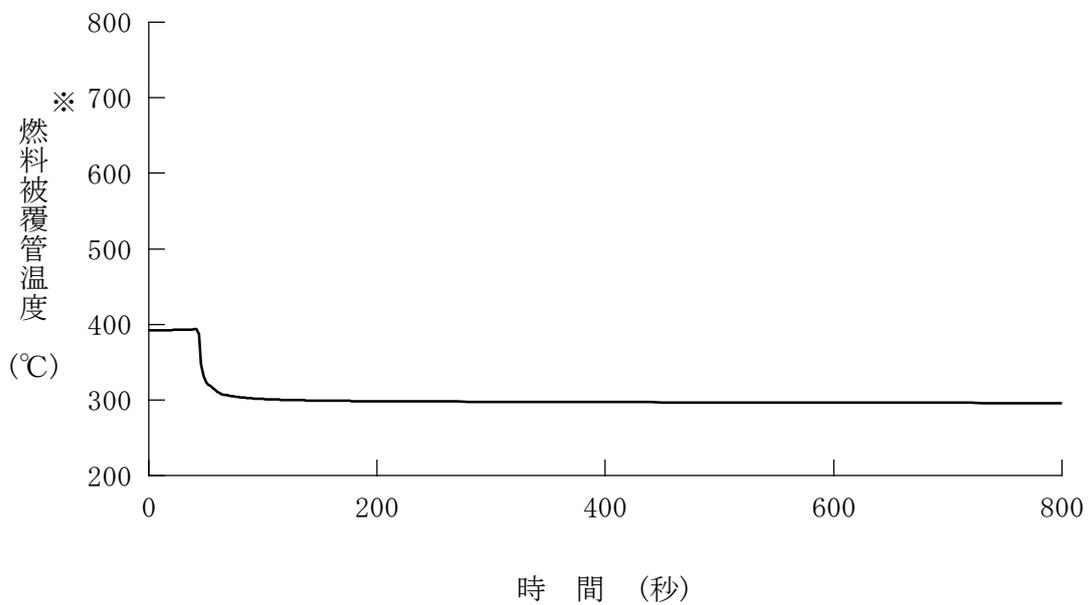


図 4.4.1.1-5 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)



※：3 次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

図 4.4.1.1-6 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.4.1.2 代表4ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表4.4.1.2-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析等との対比として、添付書類十解析での条件、及び、重大事故等対策有効性評価（SA 有効性評価）の原子炉停止機能喪失（ATWS）において不確かさを考慮した場合での条件と比較する形で示している。

評価項目としてはいずれも1次系圧力に着目するものの、CCF 対策有効性評価では燃料健全性の確認も行うことから、熱水路係数を制限値に設定するようにしている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、対象事象に応じた各種反応度帰還効果を評価し、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、原子炉圧力の初期条件の誤差の取り方の違いについては、原子炉トリップ信号の違いにより生じたもので、いずれも1次系圧力が厳しくなる方向の設定となっている。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.4.1.2-2に、主要な解析結果を表4.4.1.2-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.4.1.2-1から図4.4.1.2-6に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水停止に伴う蒸気発生器2次側保有水量の減少により1次系除熱が悪化し、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらす原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約32秒後に多様化設備による「蒸気発生器水位低」信号のトリップ

限界値に達し、約 44 秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主蒸気が隔離されるとともに、補助給水ポンプが自動起動され、蒸気発生器の水位の低下が抑えられ、徐々に水位は回復する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の最大値は約 397℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 18.1MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。SA 有効性評価の結果と比較すると、CCF 有効性評価では多様化設備により原子炉トリップに至るため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は低い。このように、本過渡変化とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

主給水流量喪失事象にソフトウェア CCF の重畳を考慮した解析より、多様化設備が作動することで、SA 有効性評価の ATWS よりも評価結果が緩和され、判断基準に対する影響の程度が軽微であることが確認された。この結果より、主給水流量喪失事象以外の異常な過渡事象においても、多様化設備が作動することで、ATWS が発生する場合より事象進展は楽になり、判断基準に対する影響の程度は軽微であると判断できる。

表 4. 4. 1. 2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

|           | 添付書類十解析<br>(設計基準事故)  | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮した ATWS)   | CCF 対策有効性評価                    | 条件差の根拠<br>(添付書類十解析との差)               |
|-----------|----------------------|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード     | MARVEL               | SPARKLE-2                      | 同左                             | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目      | 1 次系圧力<br>(加圧器水位) ※1 | 1 次系圧力                         | 1 次系圧力<br>燃料健全性 (燃料被覆管温度)      | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点     | サイクル初期               | 同左                             | 同左                             |                                      |
| 事故条件      | すべての蒸気発生器への<br>給水が停止 | 同左                             | 同左                             |                                      |
| 初期条件      | 原子炉出力                | 102%<br>(定格値+定常誤差)             | 同左                             | 同左                                   |
|           | 1 次冷却材<br>平均温度       | 309. 3℃<br>(定格温度+定常誤差)         | 同左                             | 同左                                   |
|           | 原子炉圧力                | 15. 20MPa[gage]<br>(定格圧力-定常誤差) | 15. 62MPa[gage]<br>(定格圧力+定常誤差) | 同左                                   |
| 実効遅発中性子割合 | 0. 75 % (最大値)        | 同左                             | 同左                             |                                      |
| 即発中性子寿命   | 20 μsec (最大値)        | 同左                             | 同左                             |                                      |

※1 添付書類十解析としては原子炉圧力解析と加圧器水位解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4. 4. 1. 2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

|                 | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)     | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮した ATWS)  | CCF 対策有効性評価                      | 条件差の根拠<br>(添付書類+解析との差)                                   |
|-----------------|-------------------------|-------------------------------|----------------------------------|--|
| 減速材反応度<br>帰還効果  | 0pcm/°C                 | -16pcm/°C (初期)                | 同左                               | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度<br>帰還効果 | 出力と反応度の関数               | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%) | 同左                               | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数           | —                       | —                             | $F_Q$ 制限値 (初期)                   | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 炉心崩壊熱           | サイクル末期炉心の<br>保守的な値を設定※2 | 同左                            | 同左                               |  |
| 単一故障            | 電動補助給水ポンプ<br>1 台故障※3    | なし                            | 同左                               | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 外部電源            | なし                      | あり                            | 同左                               | 現実的条件として、外部電源ありを想定。                                      |
| 原子炉トリップ信号       | 原子炉圧力高<br>(デジタル安全保護系)   | —                             | 原子炉圧力高、又は<br>蒸気発生器水位低<br>(多様化設備) | デジタル安全保護系は不作動。解析の結果、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る。               |

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(10)</sup>

※3 タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する

表 4.4.1.2-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

| 事象               | 添付書類+解析<br>(設計基準事故) | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮<br>した ATWS) | CCF 対策有効性評価                    |
|------------------|---------------------|----------------------------------|--------------------------------|
| 主給水流量喪失          | 0 秒                 | 0 秒                              | 0 秒                            |
| 原子炉トリップ<br>限界値到達 | 約 25 秒<br>(原子炉圧力高)  | —                                | 約 32 秒<br>(多様化設備：<br>蒸気発生器水位低) |
| 制御棒落下開始          | 約 27 秒              | —                                | 約 44 秒                         |
| 主蒸気隔離            | —                   | 約 48 秒<br>(ATWS 緩和設備)            | 約 44 秒<br>(多様化設備)              |
| 補助給水開始           | 約 87 秒              | 約 91 秒<br>(ATWS 緩和設備)            | 約 92 秒<br>(多様化設備)              |

表 4.4.1.2-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                          | SA 有効性評価<br>(不確かさを考慮<br>した ATWS)             | CCF 対策有効性評価                |
|-----------------------------------|--|--|----------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウ<br>ンダリにかかる圧力<br>(判断基準) | 約 18.0 MPa[gage]<br><br>( ≤ 18.88MPa[gage] ) | 約 19.4 MPa[gage]<br><br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 18.1 MPa[gage]<br><br>同左 |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br><br>—                                   | —<br><br>—                                   | 約 397℃<br><br>( ≤ 1200℃ )  |

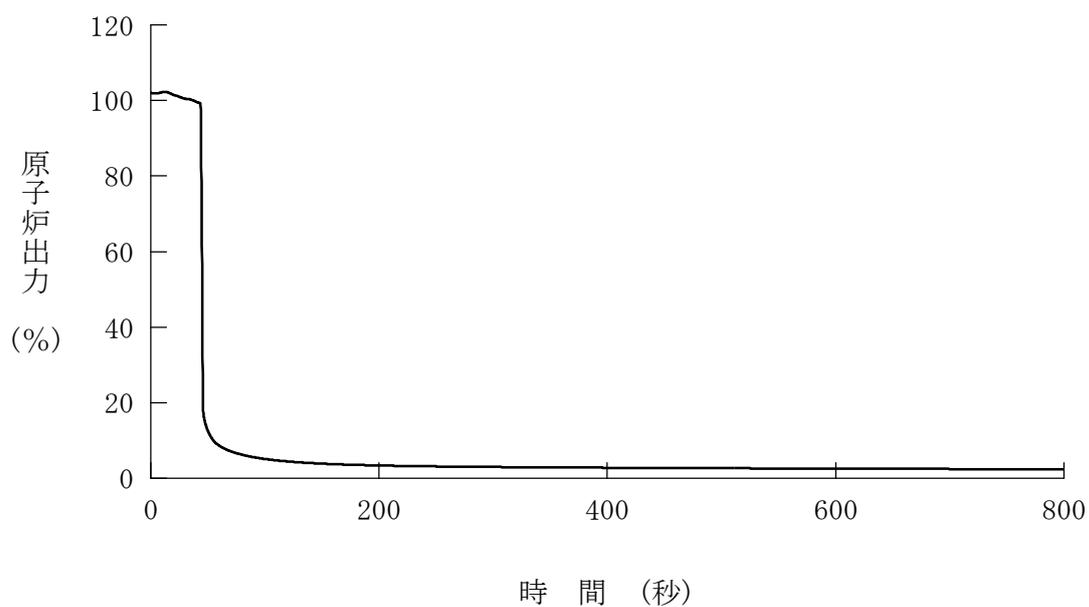


図 4. 4. 1. 2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

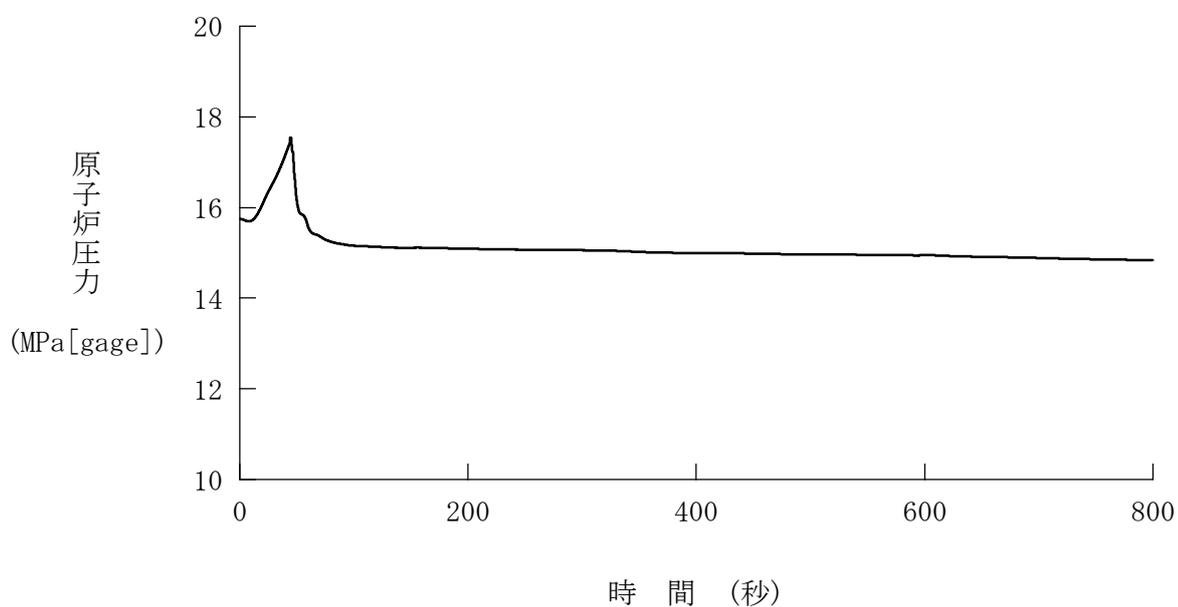


図 4. 4. 1. 2-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

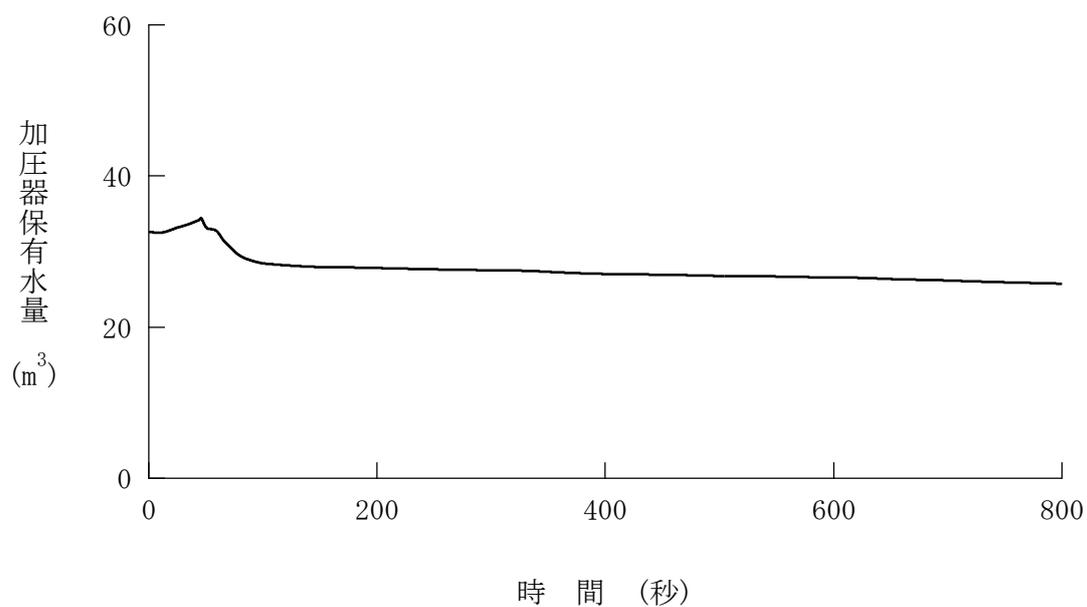


図 4. 4. 1. 2-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、加圧器保有水量)

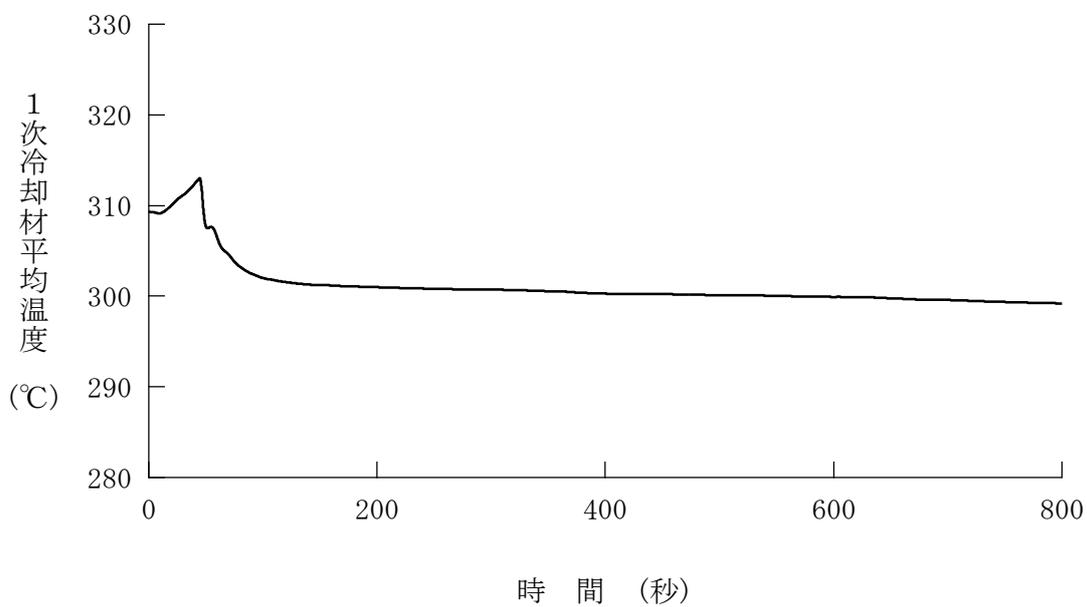


図 4. 4. 1. 2-4 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

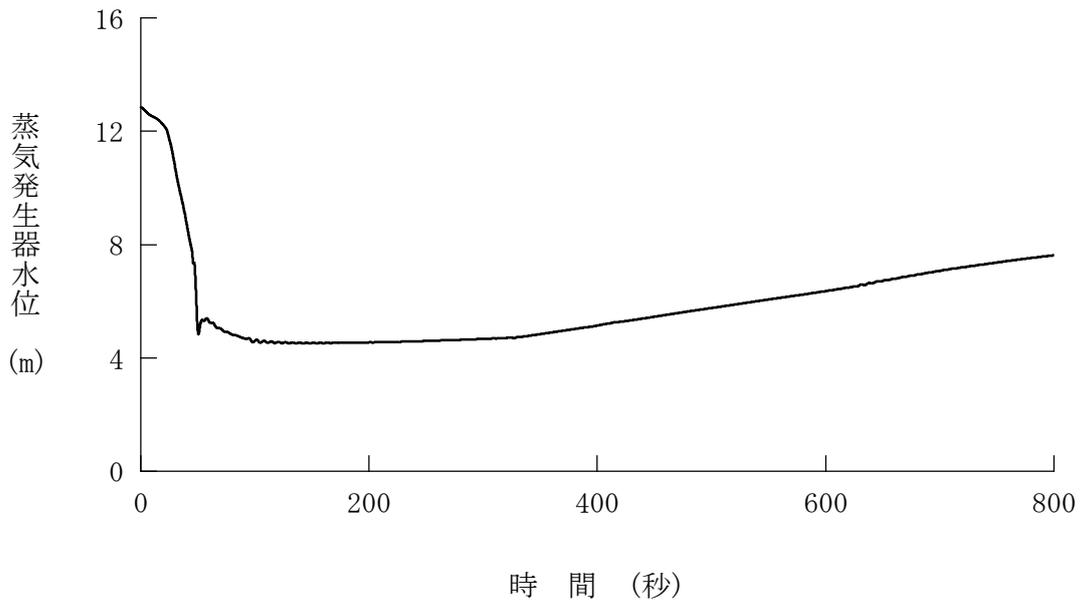
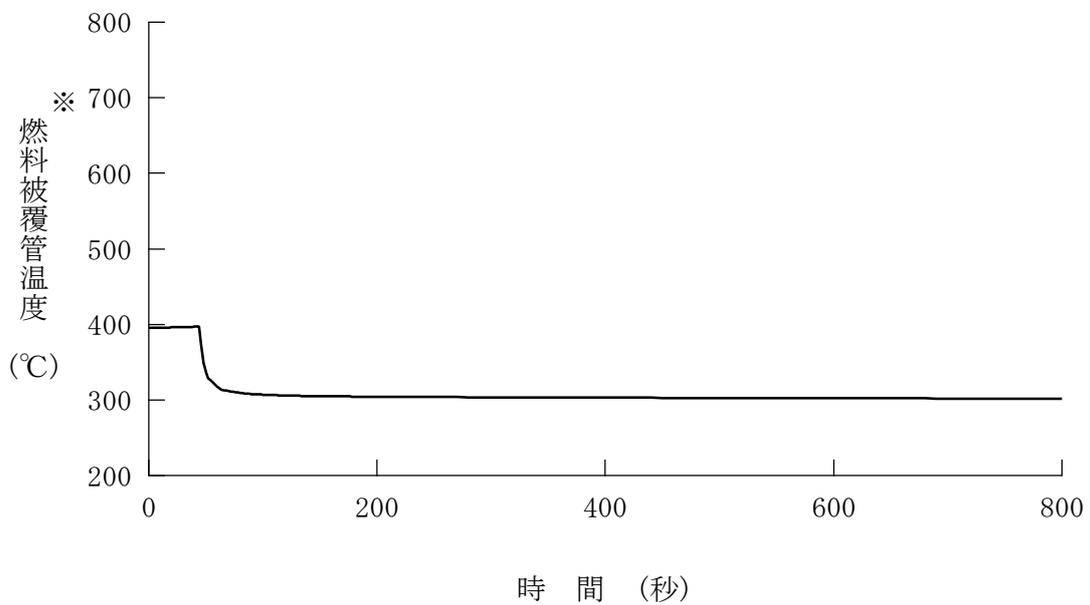


図 4. 4. 1. 2-5 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)



※：3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

図 4. 4. 1. 2-6 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5 設計基準事故

##### 4.5.1 原子炉冷却材喪失(ECCS 性能評価)

###### 4.5.1.1 過渡変化の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定するものである。

この場合、1次冷却材の流出量が少ない場合には、充てんポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、1次冷却材の流出量が充てんポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、ECCSの作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、現行措置及び追加措置の多様化設備により、設置変更許可申請書 添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられる。本事故の事象進展を図 4.5.1-1 に示す。

###### 4.5.1.2 解析ケース

添付書類十（設計基準事故）記載のワーストケース（燃料被覆管温度が最も高い破断ケース）を対象に、ソフトウェア CCF 対策の有効性を評価する。解析ケースを表 4.5.1-1～表 4.5.1-2 に示す。

###### 4.5.1.3 判断基準

4.1 節にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される、以下の判断基準を準用する。

炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

#### 4.5.1.4 解析条件

本事故については、以下に示す現行措置及び追加措置の多様化設備により、添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられる。このため、最適評価を適用する必要はないと判断されることから、添付書類十解析と同じ保守的評価条件を適用する。また、4.3 節の基本解析条件に基づく CCF 対策有効性評価の解析条件について、添付書類十解析との主な相違点を表 4.5.1-3 に示す。

<本事故で期待する多様化設備>

- ・ 現行措置：原子炉トリップ（原子炉圧力低）
- ・ 追加措置：高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動
  - （原子炉圧力異常低） [代表 3 ループプラント]
  - （原子炉圧力低） [代表 4 ループプラント]

表 4.5.1-1 ECCS 性能評価 解析ケース (大破断 LOCA)

|             | 代表 3 ループプラント      | 代表 4 ループプラント  |
|-------------|-------------------|---------------|
| 炉心          | 55GWd/t ウラン + MOX | 55GWd/t ウラン   |
| 流出係数 (CD 値) | 0.4               | 0.6           |
| 破断位置/体様     | 低温側配管/両端破断        | 低温側配管/スプリット破断 |
| SG 伝熱管施栓率   | 10%               | 0%            |

表 4.5.1-2 ECCS 性能評価 解析ケース (小破断 LOCA)

|           | 代表 3 ループプラント      | 代表 4 ループプラント      |
|-----------|-------------------|-------------------|
| 炉心        | 55GWd/t ウラン       | 55GWd/t ウラン       |
| 破断口径      | 約 25.4cm (10 インチ) | 約 25.4cm (10 インチ) |
| 破断位置/体様   | 低温側配管/スプリット破断     | 低温側配管/スプリット破断     |
| SG 伝熱管施栓率 | 10%               | 0%                |

表 4.5.1-3 「ECCS 性能評価」添付書類十解析との主な相違点

| 項目                 | 添付書類十解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価  |
|--------------------|--|--|
| 単一故障               | あり<br>(大 LOCA : 低圧注入系 1 系列の不作動)<br>(小 LOCA : ディーゼル発電機 1 台の不作動) | なし   |
| 外部電源               | なし   | あり   |
| 1 次冷却材ポンプ          | 外部電源喪失に伴い<br>コストダウン開始  | 手動停止 <sup>※1、※2</sup><br>(CCF 発生時は自動停止せず)                            |
| 高圧注入ポンプ<br>低圧注入ポンプ | 大 LOCA : 高圧×2/2 + 低圧×1/2<br>小 LOCA : 高圧×1/2 + 低圧×1/2           | 高圧×1/2 + 低圧×1/2<br>(1 系列の自動作動 <sup>※3</sup> )<br>(残り 1 系列の手動起動は仮定せず) |
| CV スプレーポンプ         | 大 LOCA : 2/2 台   | 大 LOCA : 0/2 台 <sup>※4</sup>   |
|                    | 小 LOCA : -   | 小 LOCA : -   |
| その他                | -  | 多様化設備としての作動限界値、<br>作動遅れ時間を反映   |

※1 : 設計基準事故 (外部電源あり) の場合、原子炉トリップ信号と非常用炉心冷却設備作動信号の一致により 1 次冷却材ポンプはコストダウンを開始するが、ソフトウェア CCF 発生時には同ロジックが機能せず自動停止しないため、手動による停止となる。

※2 : 各 LOCA 解析における 1 次冷却材ポンプの取り扱いは以下とする。

- ・大 LOCA : ブローダウン期間/運転継続を仮定、リフィル・再冠水期間/軸固着を仮定
- ・小 LOCA : 事象発生を検知後、運転手順に基づく所定の操作所要時間 (20 分) で手動停止 (コストダウン開始)

※3 : CCF 対策の追加措置。「原子炉圧力 (異常) 低」により、1 系列の高圧/低圧注入系が自動作動。

※4 : 設計基準事故時には、「原子炉格納容器圧力異常高」の原子炉格納容器スプレー作動信号により自動作動するが、ソフトウェア CCF 発生時には作動信号が発信されないため自動作動しない。(事象発生を検知後、運転手順に基づく所定の操作所要時間 (30 分) で手動起動させる。ただし、解析期間内には作動しないため仮定しない。)



#### 4.5.1.5 代表3ループプラント

##### (1) 大破断 LOCA

###### a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

|                                  |                                   |
|----------------------------------|-----------------------------------|
| 炉心熱出力                            | : 2,652×1.02 MWt                  |
| 熱流束熱水路係数 (F <sub>q</sub> ) (制限値) | : 2.32                            |
| 炉心崩壊熱                            | : 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup> |
| 1次冷却材圧力                          | : 15.41+0.21 MPa[gage]            |
| 蒸気発生器伝熱管施栓率                      | : 10%                             |
| 1次冷却材低温側温度                       | : 283.6+2.2 °C                    |
| 1次冷却材高温側温度                       | : 321.7+2.2 °C                    |
| 原子炉容器頂部温度                        | : 321.7+2.2 °C                    |
| 破断箇所及び破断体様                       | : 低温側配管の両端破断                      |
| E C C S                          |                                   |
| E C C S 作動信号                     | : <u>「原子炉圧力異常低」信号 (多様化設備)</u>     |
| 高圧注入ポンプの作動台数                     | : <u>1</u> 台                      |
| 余熱除去ポンプの作動台数                     | : 1 台                             |
| 高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ                  | : <u>20 秒</u> <sup>※</sup>        |
| 蓄圧タンクの作動基数                       | : 2 基                             |
| 原子炉格納容器スプレイ設備                    |                                   |
| 格納容器スプレイポンプの作動台数                 | : <u>0</u> 台                      |

その他の解析条件については、添付 1-1 (代表3ループプラント) に示す。

---

※ 基本ケースの作動遅れ : 32 秒

## b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-4 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-2～図 4.5.1-7 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、炉心部の圧力は急速に低下する。ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するため、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は、炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧タンクからの注入水が下部プレナムにたまり始める。破断発生の約4秒後に多様化設備の「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約24秒後から高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約39秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこの時までのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。ECCSからの注水により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約105秒後にはピークに達し、その後低下する。

このようにして、表 4.5.1-4 に示すように PCT は約 903°Cにとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.9%となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-4 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（大破断）

（低温側配管両端破断 流出係数:0.4/蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）

| 項 目                             | 基本ケース                  | CCF 対策有効性評価 |
|---------------------------------|------------------------|-------------|
| 燃料被覆管最高温度<br>(判断基準)             | 約 1,039<br>( ≤ 1,200 ) | 約 903<br>同左 |
| 燃料被覆管最高温度位置<br>(炉心下端から)         | 約 2.13                 | 約 2.13      |
| 燃料被覆管最高温度発生時刻                   | 約 105                  | 約 105       |
| 局所的最大のシロコウム-水反応量<br>(判断基準)      | 約 4.0<br>( ≤ 15 )      | 約 0.9<br>同左 |
| 局所的最大のシロコウム-水反応発生位置<br>(炉心下端から) | 約 1.83                 | 約 2.59      |
| 高温燃料棒のバースト時刻                    | 約 37                   | バーストせず      |
| 高温燃料棒のバースト位置                    | 約 1.83                 | バーストせず      |
| 蓄圧注入開始時刻                        | 約 16                   | 約 16        |
| ブローダウン終了時刻                      | 約 31                   | 約 29        |
| 安全注入開始時刻                        | 約 33                   | 約 24        |
| 再冠水開始時刻                         | 約 41                   | 約 39        |
| 蓄圧注入終了時刻                        | 約 48                   | 約 47        |

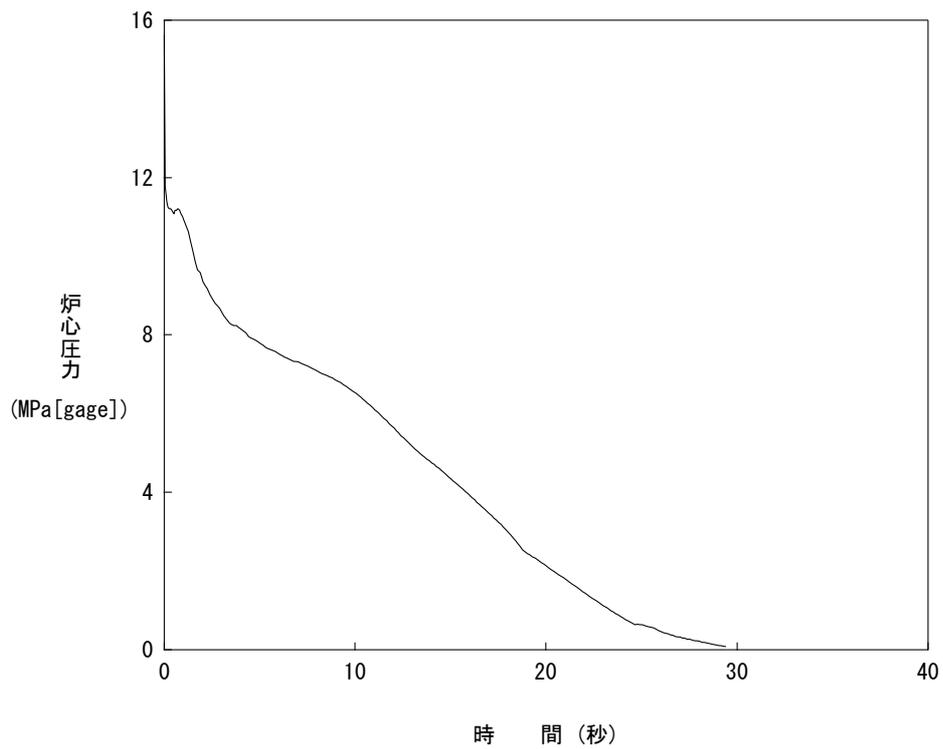


図4. 5. 1-2 炉心压力 (低温側配管両端破断 CD=0. 4)

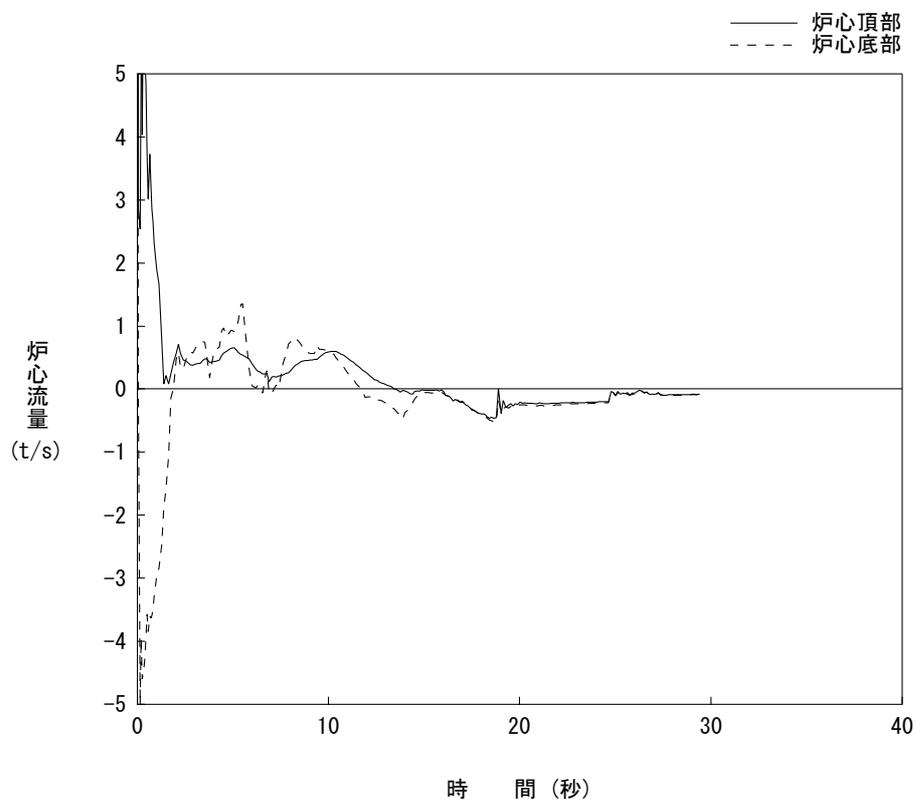


図4. 5. 1-3 炉心流量 (低温側配管両端破断 CD=0. 4)

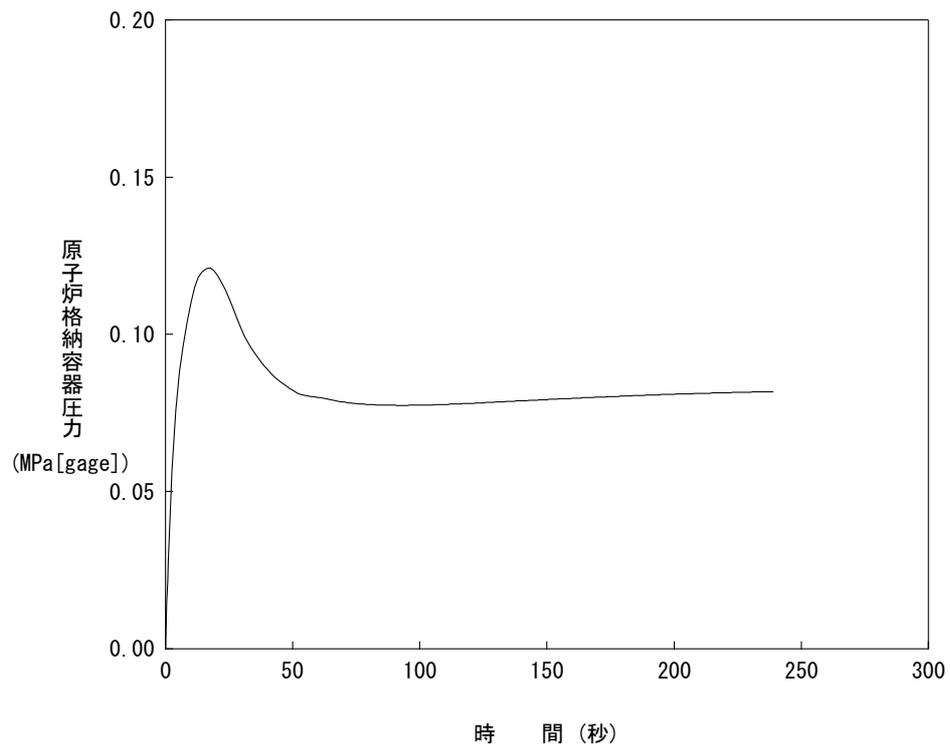


図4.5.1-4 原子炉格納容器圧力 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

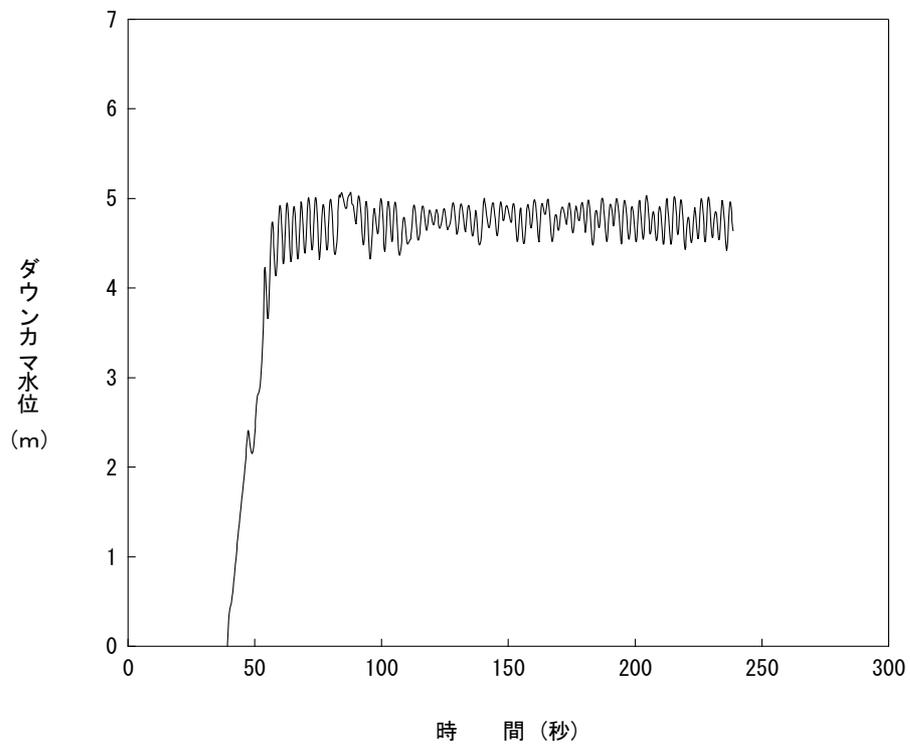


図4.5.1-5 ダウンカマ水位 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

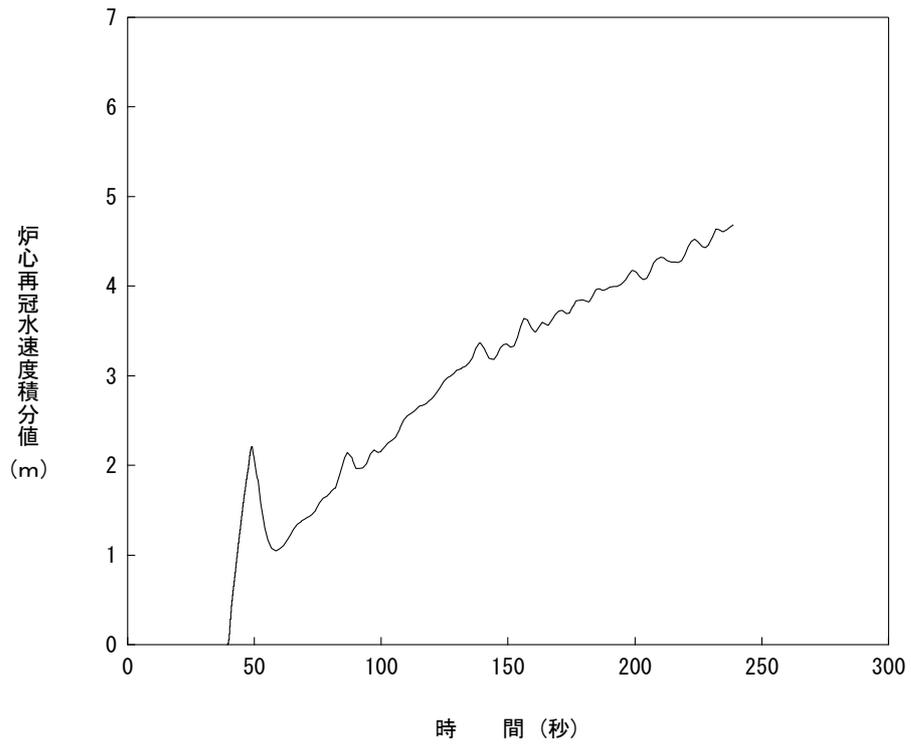


図4. 5. 1-6 炉心再冠水速度積分値 (低温側配管両端破断 CD=0. 4)

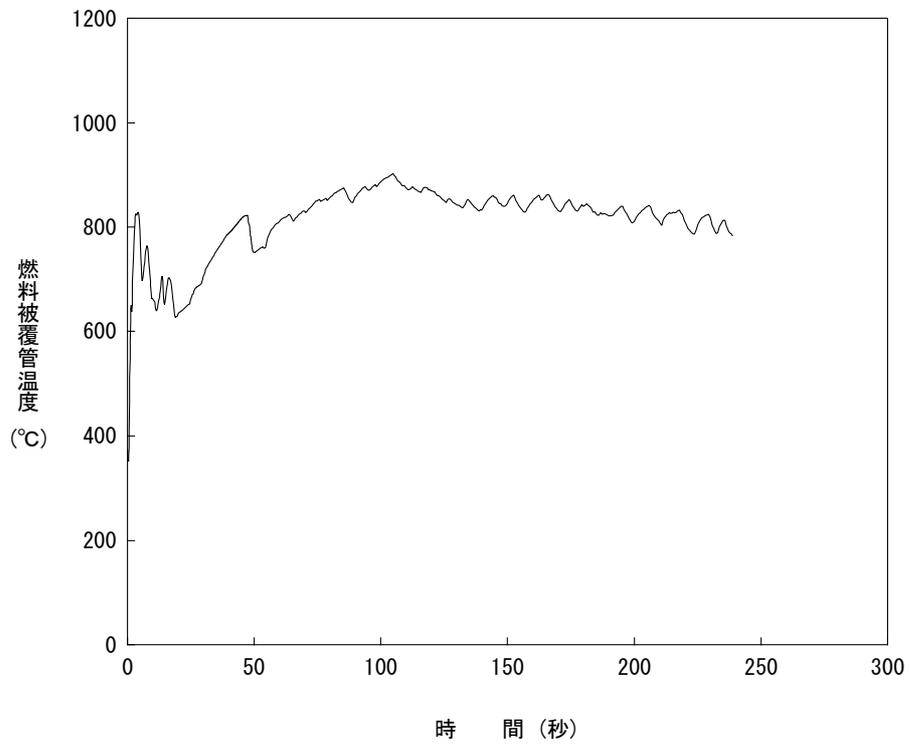


図4. 5. 1-7 燃料被覆管温度 (低温側配管両端破断 CD=0. 4)

(2) 小破断 LOCA

a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

|                                  |                                   |
|----------------------------------|-----------------------------------|
| 炉心熱出力                            | : 2,652×1.02 MWt                  |
| 熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> ) (制限値) | : 2.32                            |
| 炉心崩壊熱                            | : 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup> |
| 1次冷却材圧力                          | : 15.41+0.21 MPa[gage]            |
| 蒸気発生器伝熱管施栓率                      | : 10%                             |
| 1次冷却材低温側温度                       | : 283.6+2.2 °C                    |
| 1次冷却材高温側温度                       | : 321.7+2.2 °C                    |
| 原子炉容器頂部温度                        | : 321.7+2.2 °C                    |
| 破断箇所及び破断体様                       | : 低温側配管のスプリット破断                   |
| E C C S                          |                                   |
| E C C S 作動信号                     | : 「原子炉圧力異常低」信号 <u>(多様化設備)</u>     |
| 高圧注入ポンプの作動台数                     | : 1 台                             |
| 余熱除去ポンプの作動台数                     | : 1 台                             |
| 高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ                  | : <u>20 秒</u> <sup>※</sup>        |
| 蓄圧タンクの作動基数                       | : 2 基                             |

その他の解析条件については、添付 1-1（代表 3 ループプラント）に示す。

---

※ 基本ケースの作動遅れ：25 秒

b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-5 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-8～図 4.5.1-13 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

事故発生後、1次冷却材の流出に伴い炉心部の圧力は急激に低下し、約5秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約17秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、約7秒後に多様化設備の「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約27秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約509秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇するが、その後、高圧注入系及び低圧注入系からの注入により炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は破断発生の約645秒後にはピークに達し、その後低下する。

このようにして、表 4.5.1-5 に示すように PCT は約 567°Cにとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.1%となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-5 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（小破断）

（低温側配管スプリット破断 破断口径約 25.4cm/蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）

| 項 目                         | 基本ケース                | CCF 対策有効性評価 |
|-----------------------------|----------------------|-------------|
| 燃料被覆管最高温度<br>（判断基準）         | 約 701<br>（ ≤ 1,200 ） | 約 567<br>同左 |
| 燃料被覆管最高温度位置<br>（炉心下端から）     | 約 3.66               | 約 3.66      |
| 燃料被覆管最高温度発生時刻               | 約 175                | 約 645       |
| 局所的な最大ジルコニウム-水反応量<br>（判断基準） | 約 0.1<br>（ ≤ 15 ）    | 約 0.1<br>同左 |
| 原子炉圧力低トリップ限界値到達時刻           | 約 4.6                | 約 5.0       |
| 制御棒クラスタ落下開始時刻               | 約 6.6                | 約 17        |
| 1次冷却材ポンプコーストダウン開始           | 約 4.6                | 約 1209      |
| 安全注入開始時刻                    | 約 32                 | 約 27        |
| 炉心上部露出開始時刻                  | 約 49                 | 約 509       |
| 蓄圧注入開始時刻                    | 約 87                 | 約 112       |
| 炉心上部再冠水時刻                   | 約 176                | 約 646       |

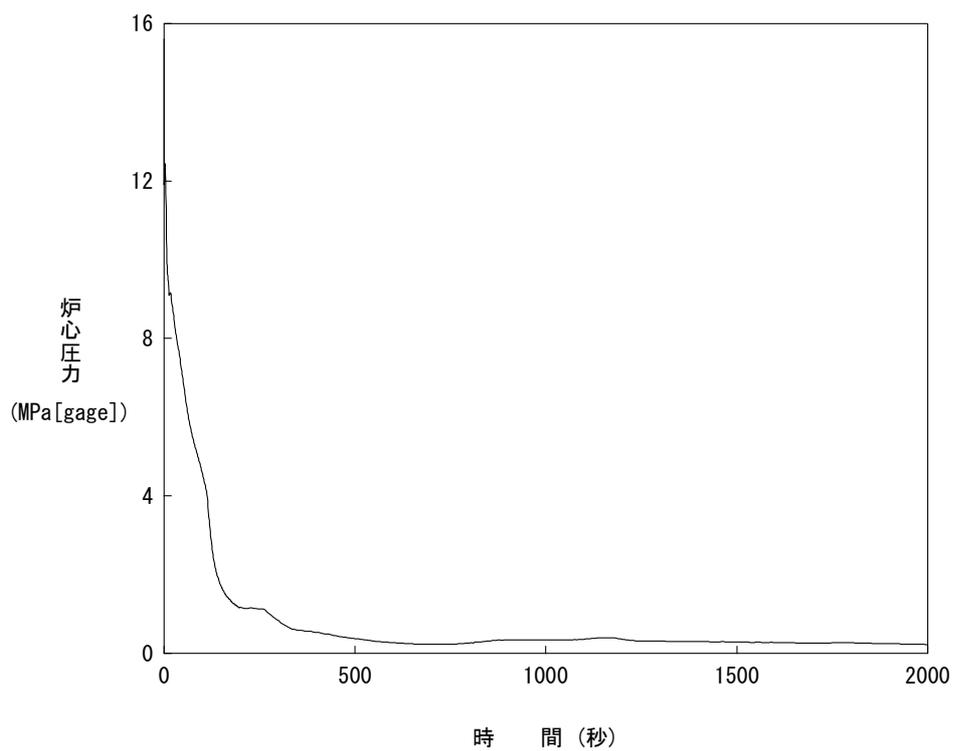


図4.5.1-8 炉心压力 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

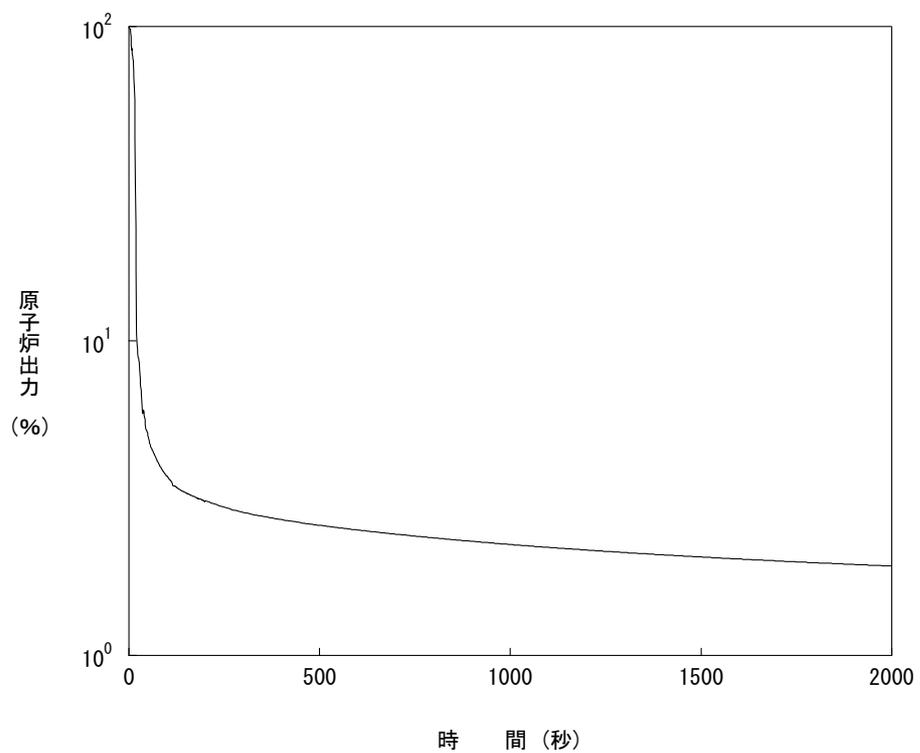


図4.5.1-9 原子炉出力 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

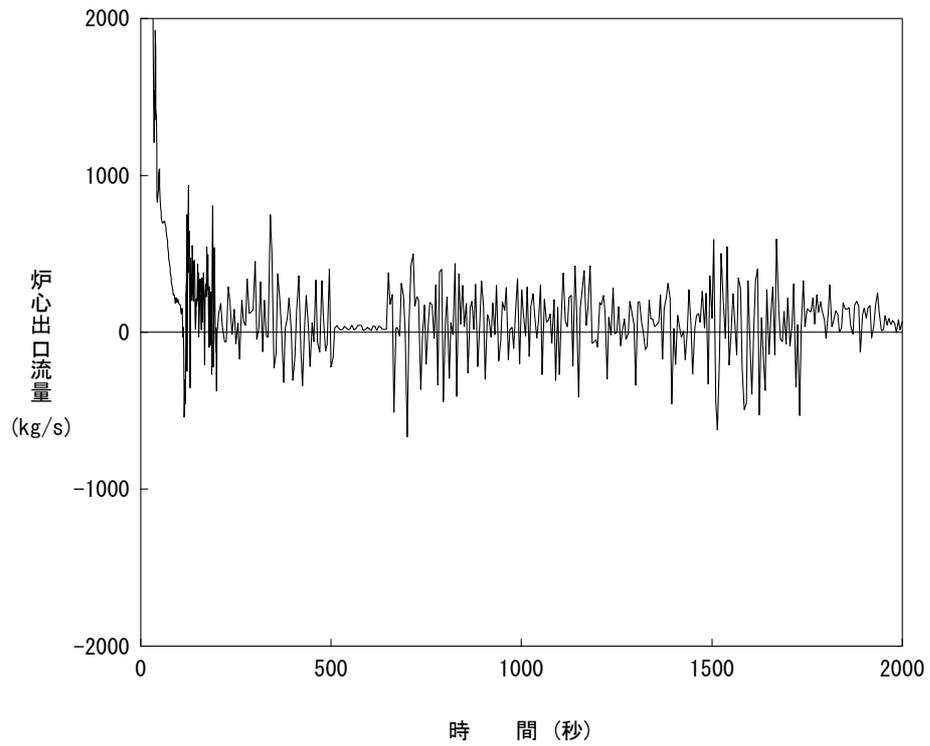


図4. 5. 1-10 炉心出口流量 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

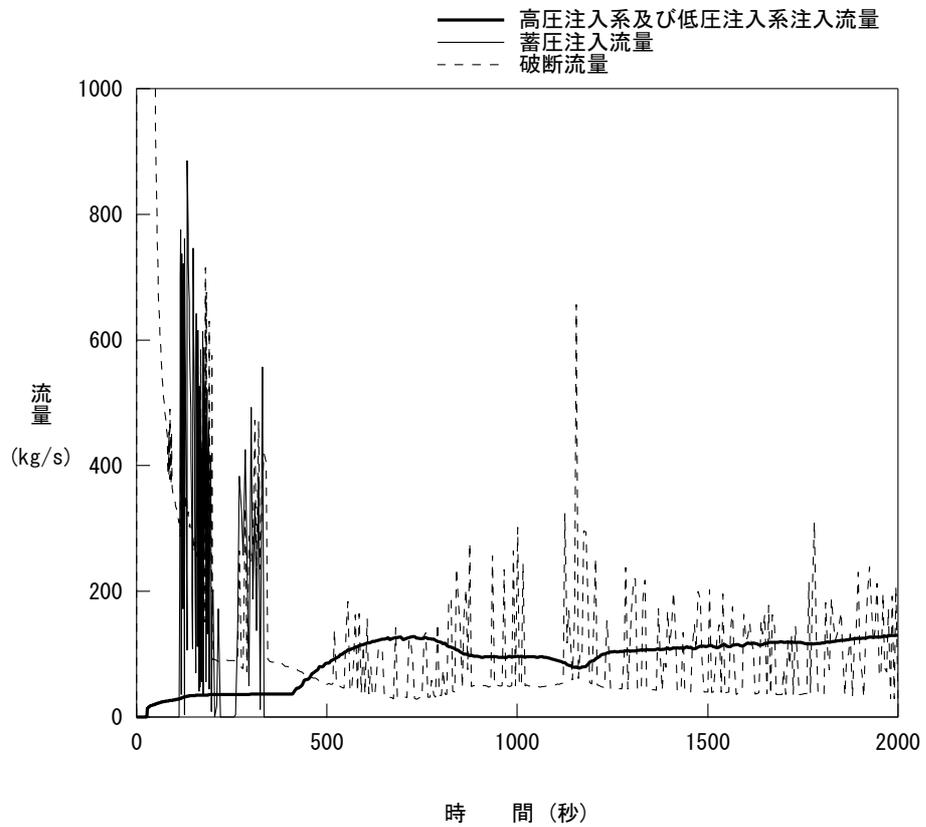


図4. 5. 1-11 ECCS注入流量および破断流量 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

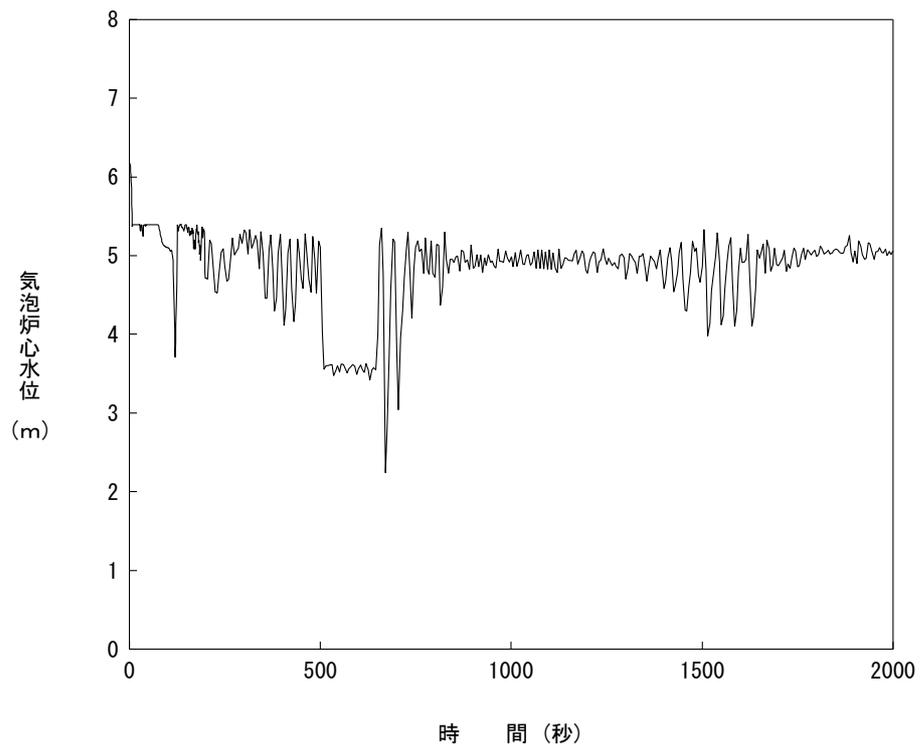


図4. 5. 1-12 气泡炉心水位 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

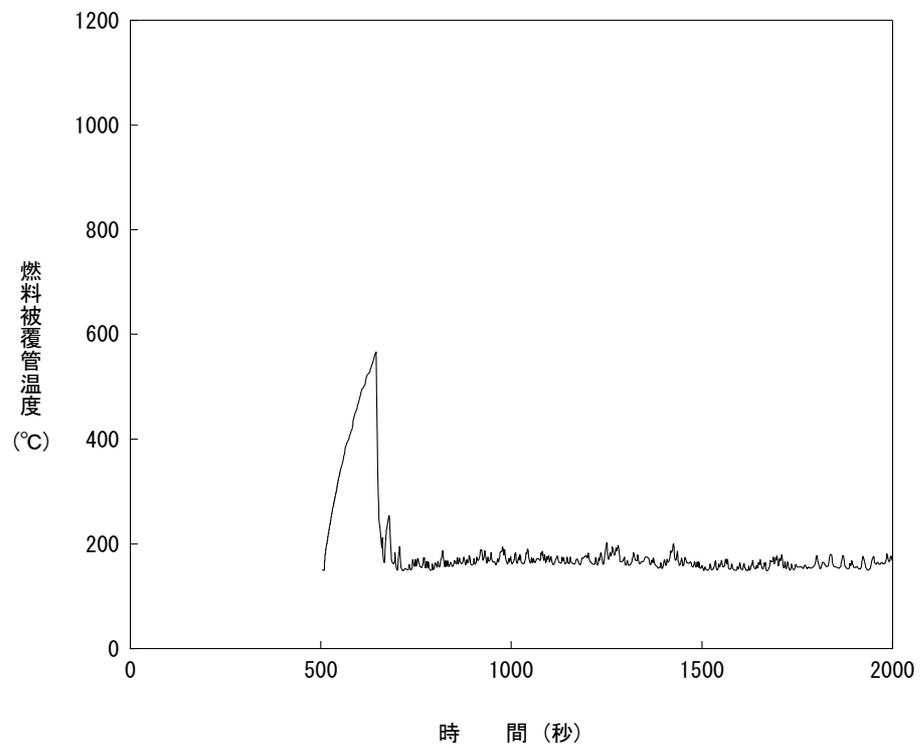


図4. 5. 1-13 燃料被覆管温度 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

#### 4.5.1.6 代表4ループプラント

##### (1) 大破断 LOCA

###### a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

|                                  |                                   |
|----------------------------------|-----------------------------------|
| 炉心熱出力                            | : 3,411×1.02 MWt                  |
| 熱流束熱水路係数 (F <sub>q</sub> ) (制限値) | : 2.32                            |
| 炉心崩壊熱                            | : 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup> |
| 1次冷却材圧力                          | : 15.41+0.21 MPa[gage]            |
| 蒸気発生器伝熱管施栓率                      | : 0%                              |
| 1次冷却材低温側温度                       | : 289.2+2.2 °C                    |
| 1次冷却材高温側温度                       | : 325.5+2.2 °C                    |
| 原子炉容器頂部温度                        | : 325.5+2.2 °C                    |
| 破断箇所及び破断体様                       | : 低温側配管のスプリット破断                   |
| E C C S                          |                                   |
| E C C S 作動信号                     | : <u>「原子炉圧力低」信号 (多様化設備)</u>       |
| 高圧注入ポンプの作動台数                     | : <u>1台</u>                       |
| 余熱除去ポンプの作動台数                     | : 1台                              |
| 高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ                  | : <u>20秒</u> <sup>※</sup>         |
| 蓄圧タンクの作動基数                       | : 3基                              |
| 原子炉格納容器スプレイ設備                    |                                   |
| 格納容器スプレイポンプの作動台数                 | : <u>0台</u>                       |

その他の解析条件については、添付 1-2 (代表4ループプラント) に示す。

---

※ 基本ケースの作動遅れ：34秒

## b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-6 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-14～図 4.5.1-19 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

低温側配管のスプリット破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、炉心部の圧力は急速に低下する。ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するため、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は、炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管温度はいったん上昇し、約7秒後にピークに達するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧タンクからの注入水が下部プレナムにたまり始める。破断発生の約6秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約26秒後から高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約37秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこの時までのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。ECCSからの注水により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。

このようにして、表 4.5.1-6 に示すように PCT は約 928℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.3%となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-6 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（大破断）

（低温側配管スプリット破断 流出係数:0.6/蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

| 項 目                                 | 基本ケース                | CCF 対策有効性評価 |
|-------------------------------------|----------------------|-------------|
| 燃料被覆管最高温度 (°C)<br>(判断基準)            | 約 984<br>( ≤ 1,200 ) | 約 928<br>同左 |
| 燃料被覆管最高温度位置 (m)<br>(炉心下端から)         | 約 1.83               | 約 1.83      |
| 燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)                   | 約 6.4                | 約 7.2       |
| 局所的最大のシロコウム-水反応量 (%)<br>(判断基準)      | 約 0.4<br>( ≤ 15 )    | 約 0.3<br>同左 |
| 局所的最大のシロコウム-水反応発生位置 (m)<br>(炉心下端から) | 約 1.83               | 約 2.13      |
| 高温燃料棒のバースト時刻 (秒)                    | バーストせず               | バーストせず      |
| 高温燃料棒のバースト位置 (m)                    | バーストせず               | バーストせず      |
| 蓄圧注入開始時刻 (秒)                        | 約 15                 | 約 15        |
| ブローダウン終了時刻 (秒)                      | 約 25                 | 約 25        |
| 安全注入開始時刻 (秒)                        | 約 35                 | 約 26        |
| 再冠水開始時刻 (秒)                         | 約 38                 | 約 37        |
| 蓄圧注入終了時刻 (秒)                        | 約 51                 | 約 50        |

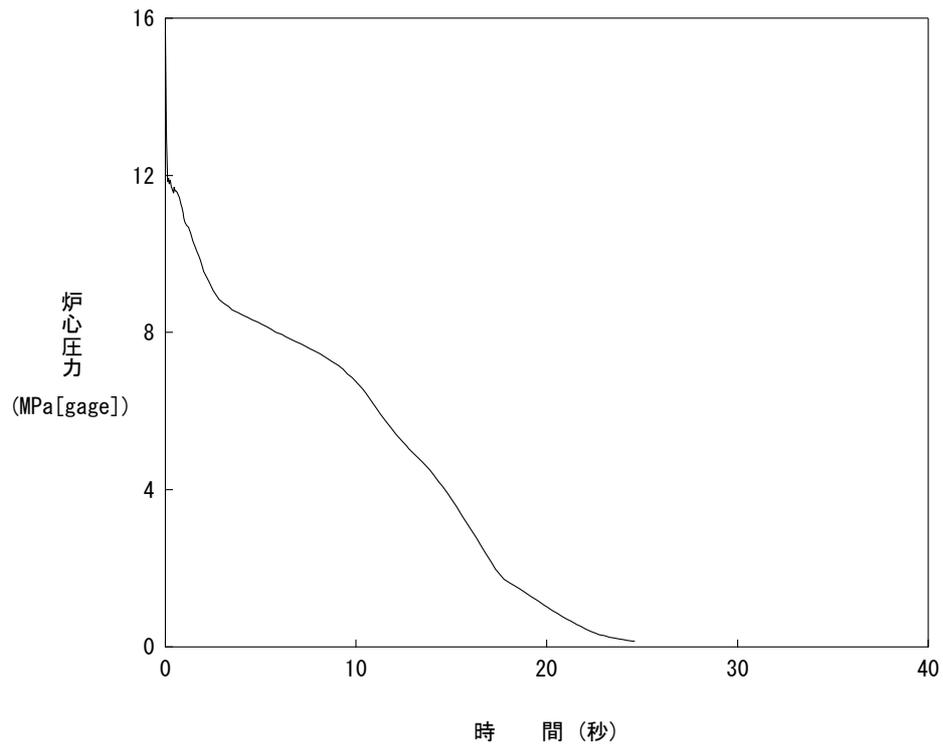


図4.5.1-14 炉心圧力（低温側配管スプリット破断 CD=0.6）

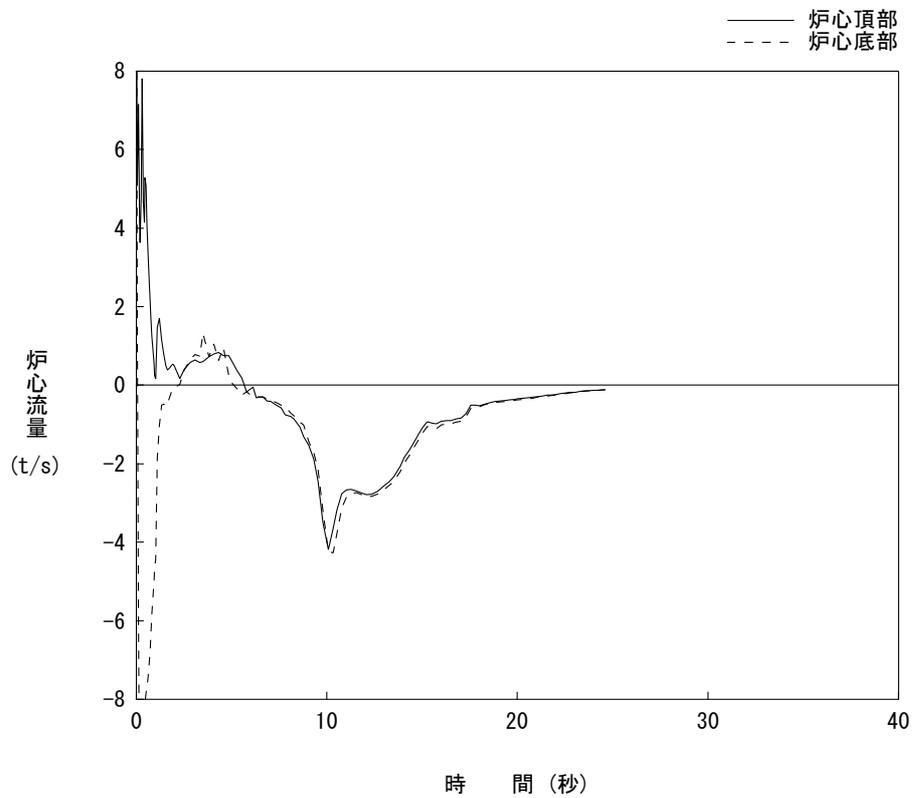


図4.5.1-15 炉心流量（低温側配管スプリット破断 CD=0.6）

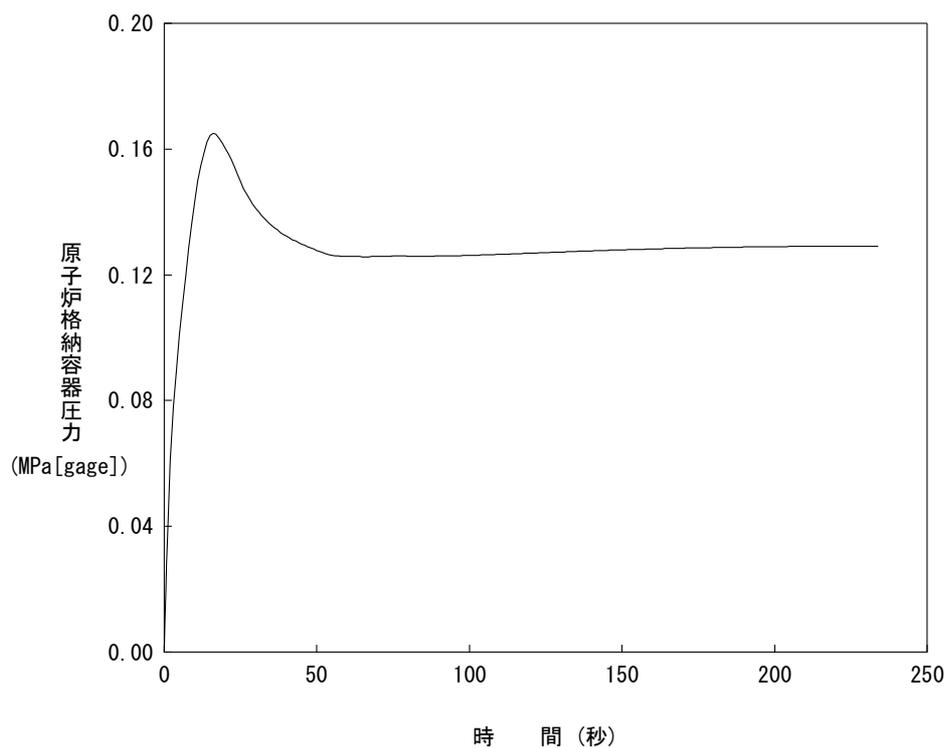


図4.5.1-16 原子炉格納容器圧力 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

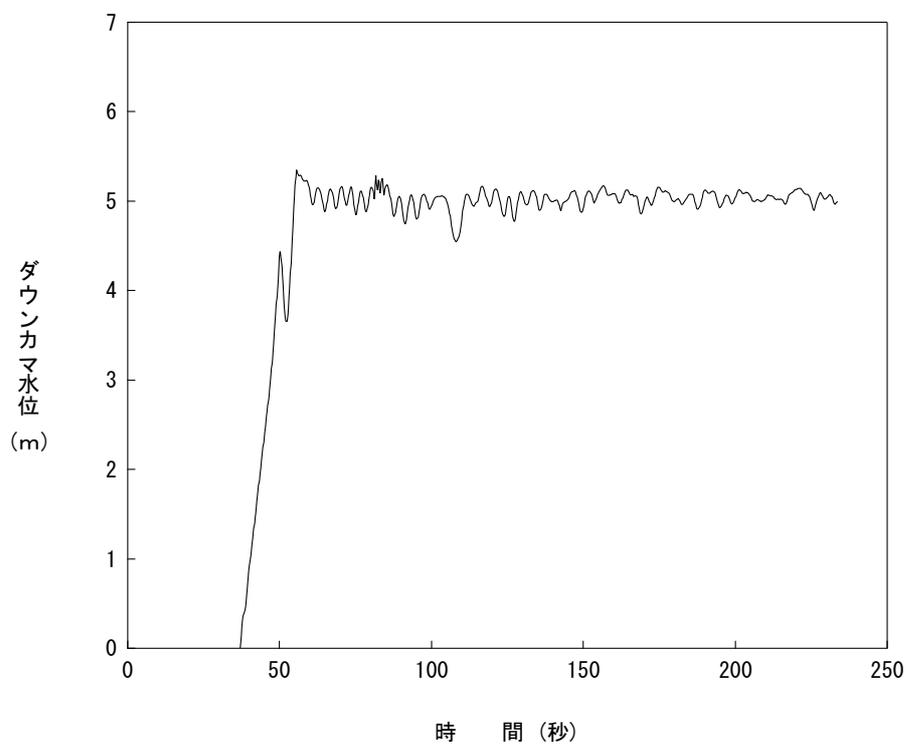


図4.5.1-17 ダウンカマ水位 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

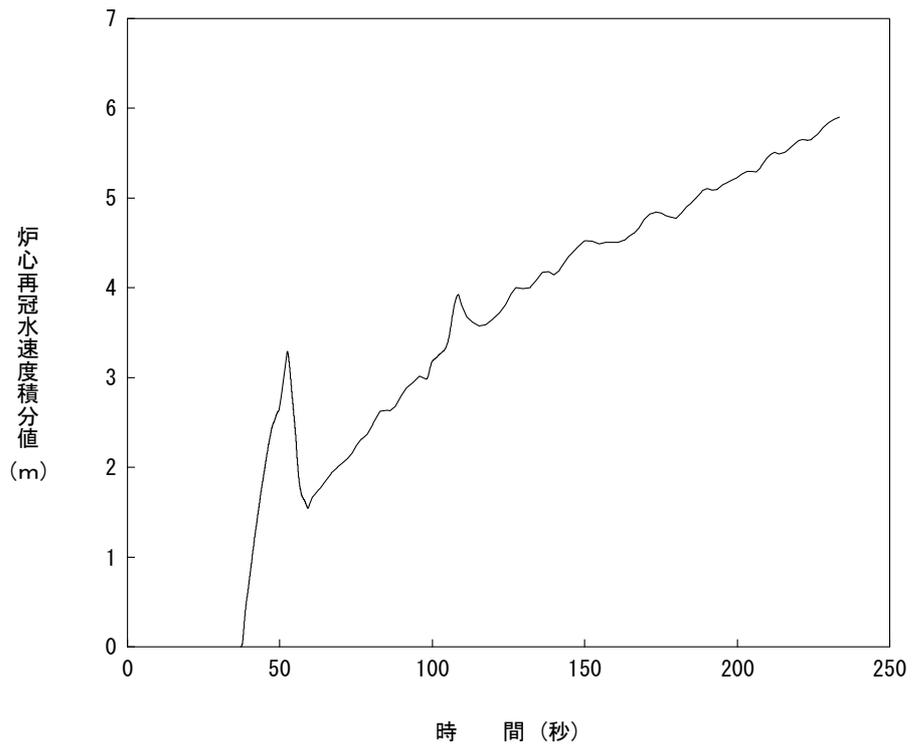


図4.5.1-18 炉心再冠水速度積分値 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

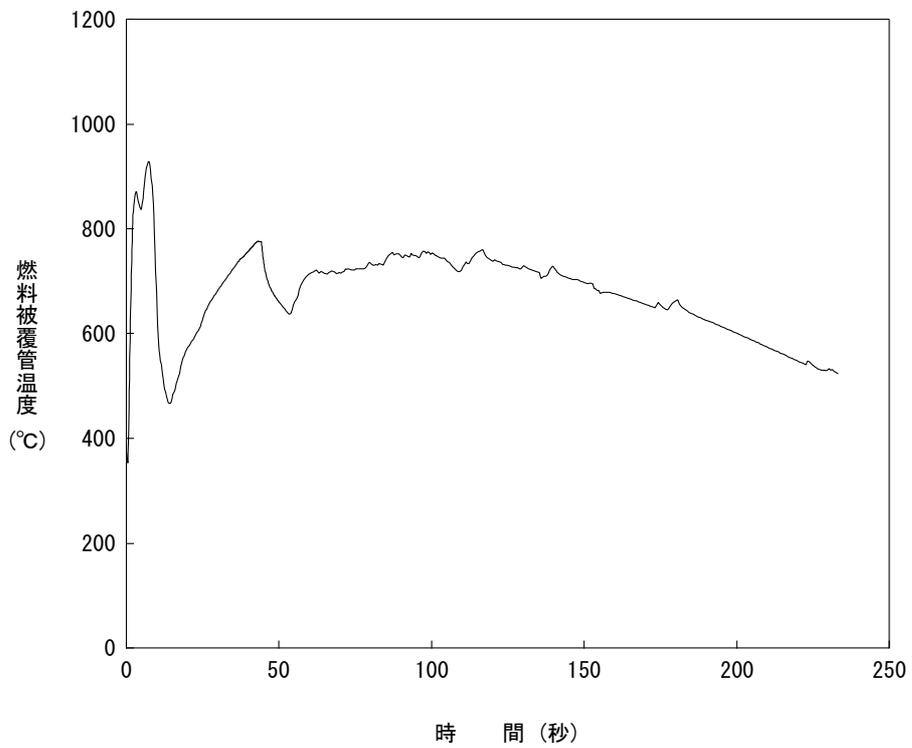


図4.5.1-19 燃料被覆管温度 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

(2) 小破断 LOCA

a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

|                                  |                                   |
|----------------------------------|-----------------------------------|
| 炉心熱出力                            | : 3,411×1.02 MWt                  |
| 熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> ) (制限値) | : 2.32                            |
| 炉心崩壊熱                            | : 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup> |
| 1次冷却材圧力                          | : 15.41+0.21 MPa[gage]            |
| 蒸気発生器伝熱管施栓率                      | : 0%                              |
| 1次冷却材低温側温度                       | : 289.2+2.2 °C                    |
| 1次冷却材高温側温度                       | : 325.5+2.2 °C                    |
| 原子炉容器頂部温度                        | : 325.5+2.2 °C                    |
| 破断箇所及び破断体様                       | : 低温側配管のスプリット破断                   |
| E C C S                          |                                   |
| E C C S 作動信号                     | : 「原子炉圧力低」信号 <u>（多様化設備）</u>       |
| 高圧注入ポンプの作動台数                     | : 1 台                             |
| 余熱除去ポンプの作動台数                     | : 1 台                             |
| 高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ                  | : <u>20 秒</u> <sup>※</sup>        |
| 蓄圧タンクの作動基数                       | : 3 基                             |

その他の解析条件については、添付 1-2（代表 4 ループプラント）に示す。

---

※ 基本ケースの作動遅れ：27 秒

b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-7 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-20～図 4.5.1-24 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

事故発生後、1次冷却材の流出に伴い炉心部の圧力は急激に低下し、約7秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約19秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、約9秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約29秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

解析期間中、炉心は冠水状態を維持し露出することはない。燃料被覆管温度は、ほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とはならない。

このようにして、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-7 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（小破断）

（低温側配管スプリット破断 破断口径約 25.4cm／蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

| 項 目                             | 基本ケース                | CCF 対策有効性評価  |
|---------------------------------|----------------------|--------------|
| 燃料被覆管最高温度<br>(判断基準) (°C)        | 約 684<br>( ≤ 1,200 ) | 炉心露出せず<br>同左 |
| 燃料被覆管最高温度位置<br>(炉心下端から) (m)     | 約 3.20               | —            |
| 燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)               | 約 138                | —            |
| 局所的な最大ジルコニウム-水反応量<br>(判断基準) (%) | 約 0.1<br>( ≤ 15 )    | —<br>同左      |
| 原子炉圧力低トリップ限界値到達時刻 (秒)           | 約 6.6                | 約 7.1        |
| 制御棒クラスタ落下開始時刻 (秒)               | 約 8.6                | 約 19         |
| 1次冷却材ポンプコーストダウン開始 (秒)           | 約 6.6                | 約 1211       |
| 安全注入開始時刻 (秒)                    | 約 35                 | 約 29         |
| 炉心上部露出開始時刻 (秒)                  | 約 71                 | 炉心露出せず       |
| 蓄圧注入開始時刻 (秒)                    | 約 115                | 約 163        |
| 炉心上部再冠水時刻 (秒)                   | 約 158                | —            |

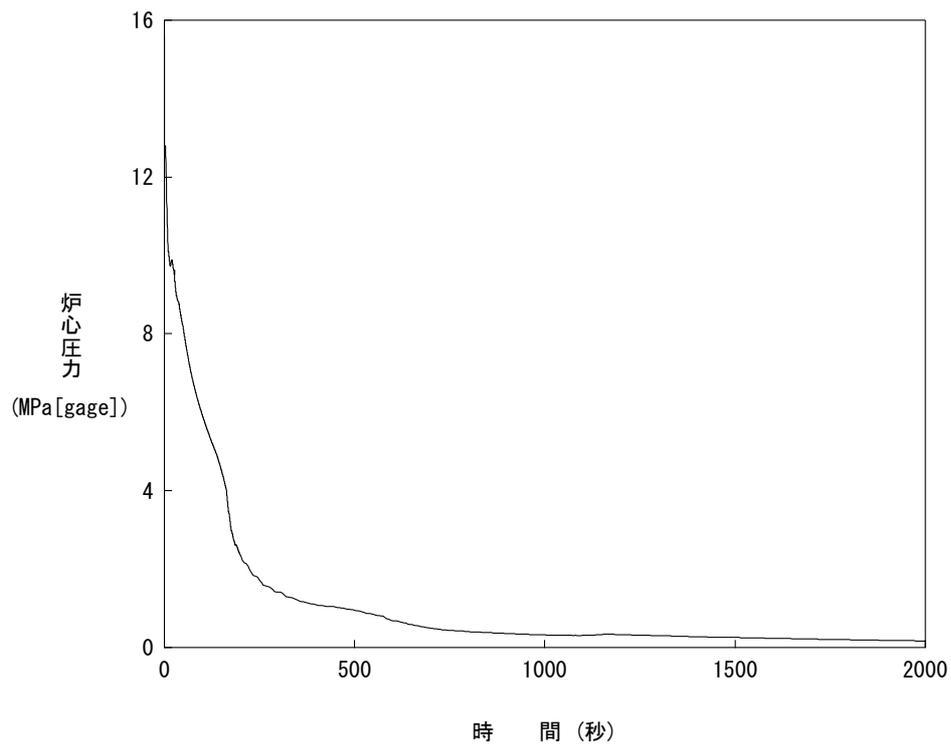


図4. 5. 1-20 炉心压力 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

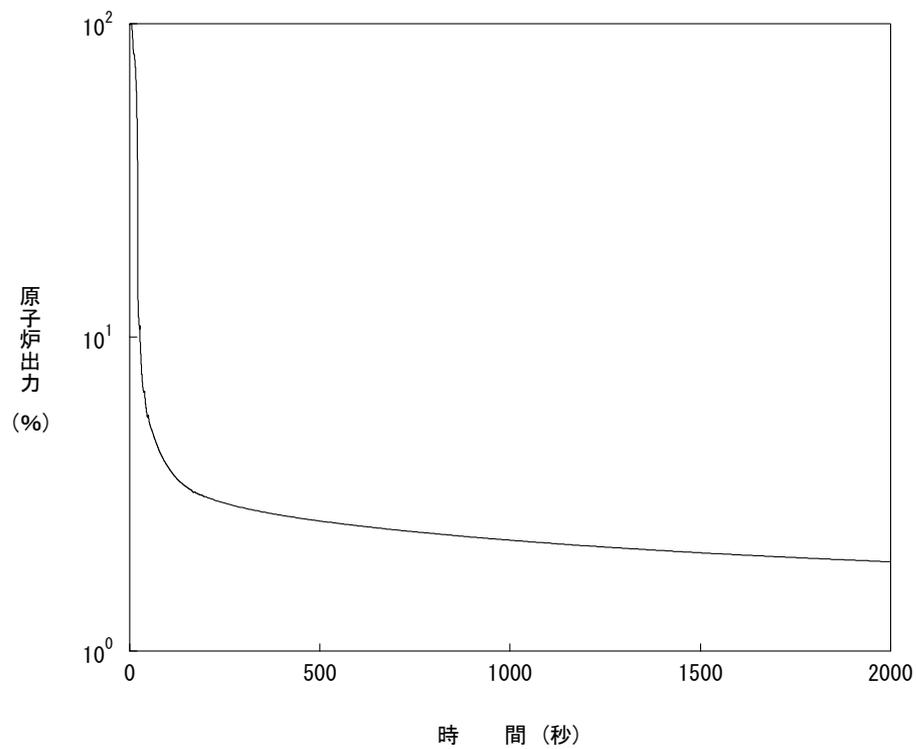


図4. 5. 1-21 原子炉出力 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

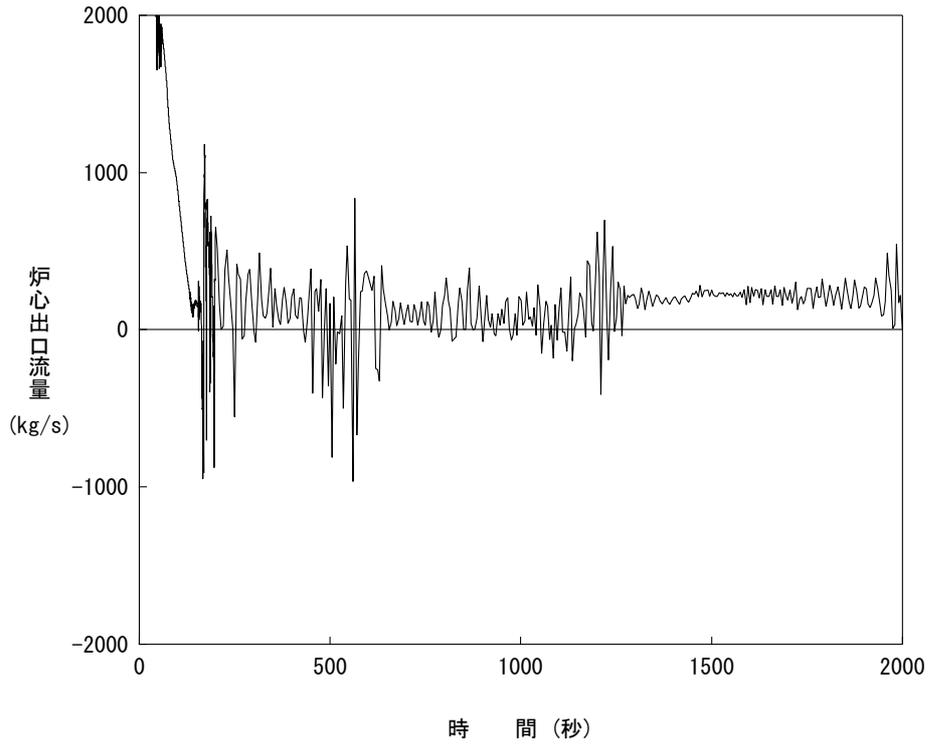


図4. 5. 1-22 炉心出口流量（低温側配管破断 破断口径約25. 4cm）

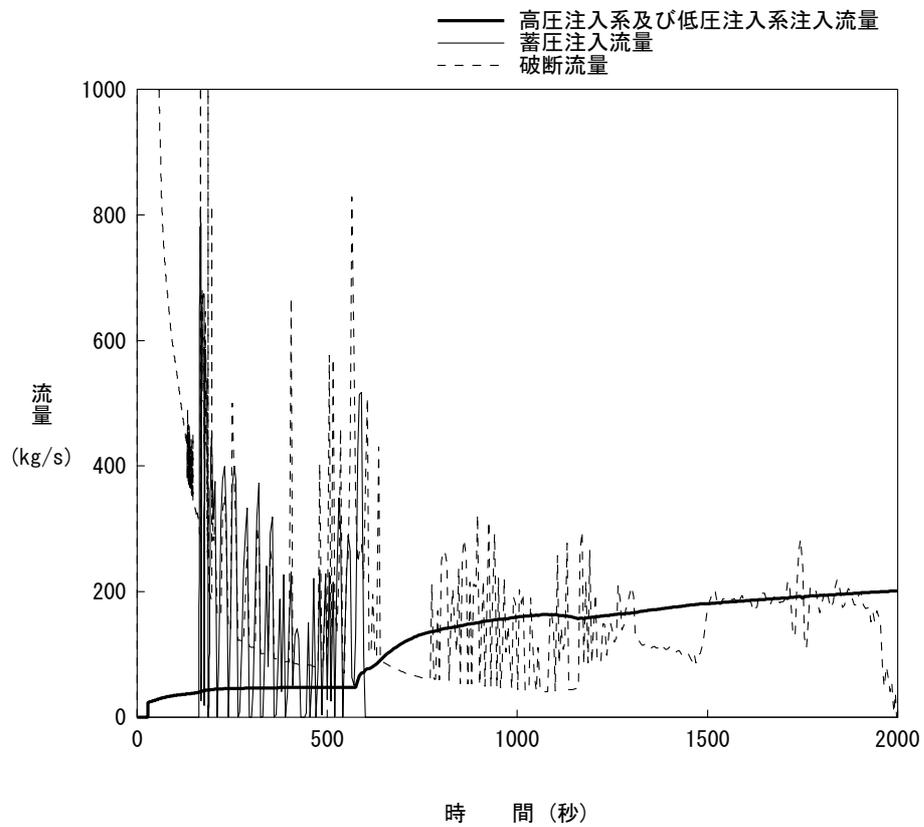


図4. 5. 1-23 ECCS注入流量および破断流量（低温側配管破断 破断口径約25. 4cm）

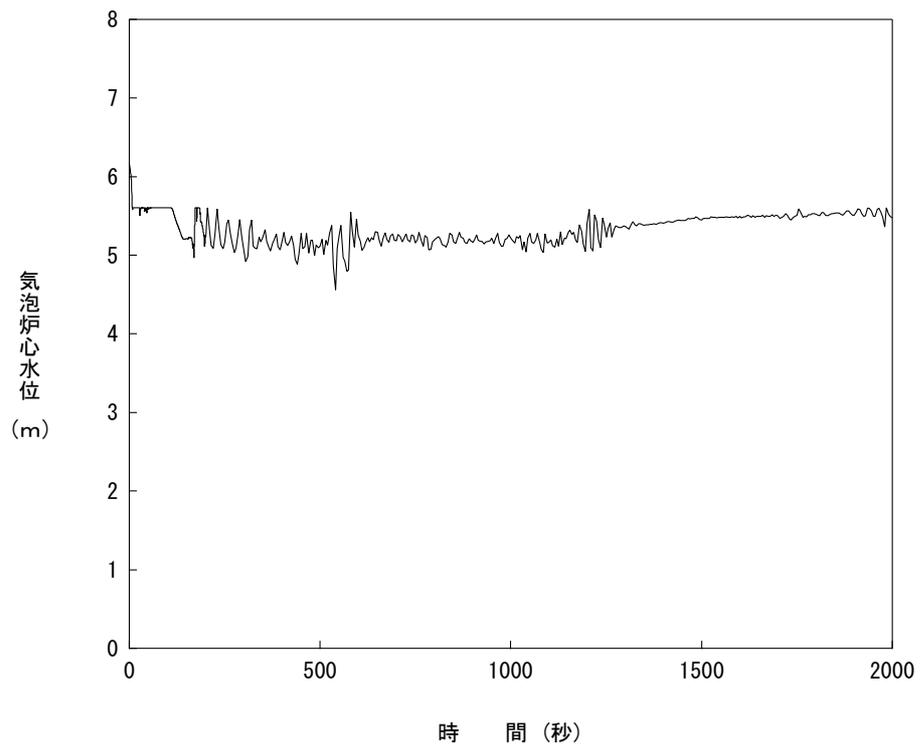


図4. 5. 1-24 気泡炉心水位 (低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

#### 4.5.2 原子炉冷却材流量の喪失

この事故は、原子炉の出力運転中に1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する現象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ全台の駆動電源が同時に喪失するものとする。その結果、炉心の冷却能力が低下し、1次冷却材温度及び原子炉圧力の上昇を起こす事故として考える。

このような事故の原因としては、全台の1次冷却材ポンプの電源喪失が考えられる。この事故が発生すると炉心損傷の心配のない低出力時以外は原子炉保護設備の作動により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.2-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉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 倍以下となること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設 の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常 用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下で あること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

- b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

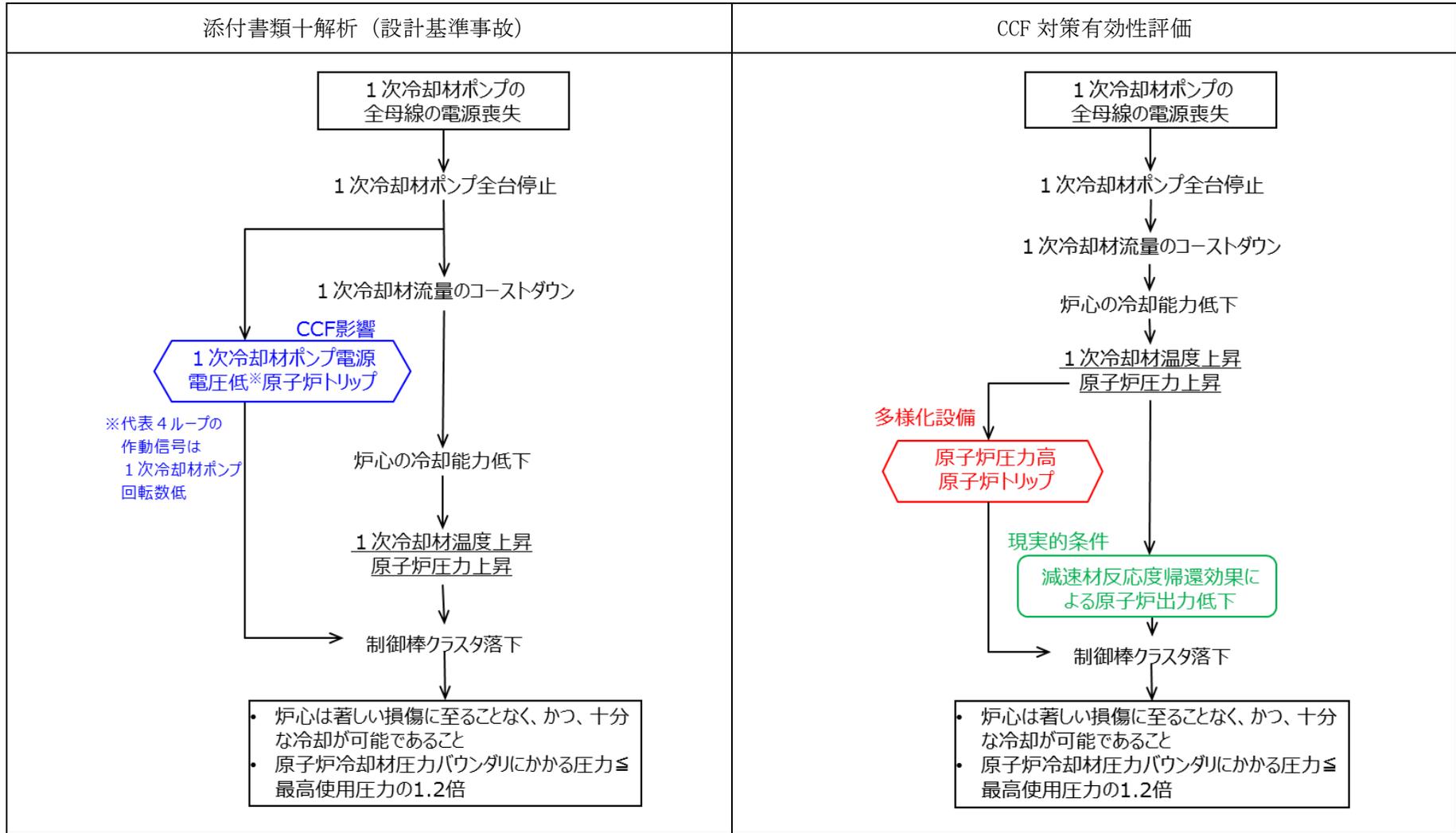


図 4.5.2-1 「原子炉冷却材流量喪失」の事象進展

#### 4.5.2.1 代表3ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.2.1-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では、燃料健全性（燃料被覆管温度）及び1次系圧力を評価対象としていることから定常誤差を決定論的に取り扱う必要があり、初期条件に定常誤差を考慮している。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.2.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.2.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.2.1-1 から図 4.5.2.1-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度

及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらす原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約11秒後に多様化設備による「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約23秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主給水、及び、主蒸気が隔離される。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇はない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約17.6MPa[gage]にとどまる。添付書類十解析の結果よりも圧力の最大値は厳しくなるが、判断基準に対しては十分な裕度がある。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 3 ループプラント)

|          |            | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)   | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠                               |
|----------|------------|---|-------------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード    |            | PHOENIX<br>MARVEL<br>FACTRAN<br>THINC-III                           | SPARKLE-2                     | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目     |            | 燃料健全性 (最小 DNBR)   | 燃料健全性 (燃料被覆管温度)<br>1 次系圧力     | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点    |            | サイクル初期  | 同左                            |                                      |
| 事故条件     |            | 全台の 1 次冷却材ポンプの停止<br>(1 次冷却材ポンプの<br>慣性モーメント 3,110kg・m <sup>2</sup> ) | 同左                            |                                      |
| 初期<br>条件 | 原子炉出力      | 100%<br>(定格値)   | 102%<br>(定格値+定常誤差)            | 燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。         |
|          | 1 次冷却材平均温度 | 302.3℃<br>(定格温度)  | 304.5℃<br>(定格温度+定常誤差)         | 燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。         |
|          | 原子炉圧力      | 15.41MPa[gage]<br>(定格圧力)  | 15.62MPa[gage]<br>(定格圧力+定常誤差) | 燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。         |

表 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 3 ループプラント)

|             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)          | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠   |
|-------------|------------------------------|-------------------------------|--|
| 実効遅発中性子割合   | 0.75 % (最大値)                 | 同左                            |  |
| 即発中性子寿命     | 21 $\mu$ sec (最大値)           | 同左                            |  |
| 減速材反応度帰還効果  | 0pcm/°C                      | -13pcm/°C (初期)                | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 | 出力と反応度の関数                    | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%) | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数       | $F_{\Delta H}^N$ 制限値         | $F_Q$ 制限値 (初期)                | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 単一故障        | 安全保護系                        | なし                            | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 原子炉トリップ信号   | 1次冷却材ポンプ電源電圧低<br>(デジタル安全保護系) | 原子炉圧力高<br>(多様化設備)             | デジタル安全保護系は不作動。   |

表 4.5.2.1-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

| 事象           | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)     | CCF 対策有効性評価                  |
|--------------|-------------------------|------------------------------|
| コーストダウン開始    | 0 秒                     | 0 秒                          |
| 原子炉トリップ限界値到達 | 0 秒<br>(1 次冷却材ポンプ電源電圧低) | 約 11 秒<br>(多様化設備：<br>原子炉圧力高) |
| 制御棒落下開始      | 約 1.2 秒                 | 約 23 秒                       |

表 4.5.2.1-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                      | CCF 対策有効性評価                 |
|-----------------------------------|--|-----------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>にかかる圧力<br>(判断基準) | 約 16.5 MPa[gage]<br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 17.6 MPa[gage]<br>同左      |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)                 | 約 2.01<br>( > 1.42 )                     | —<br>—                      |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br>—                                   | 初期から有意に上昇しない<br>( ≤ 1200℃ ) |

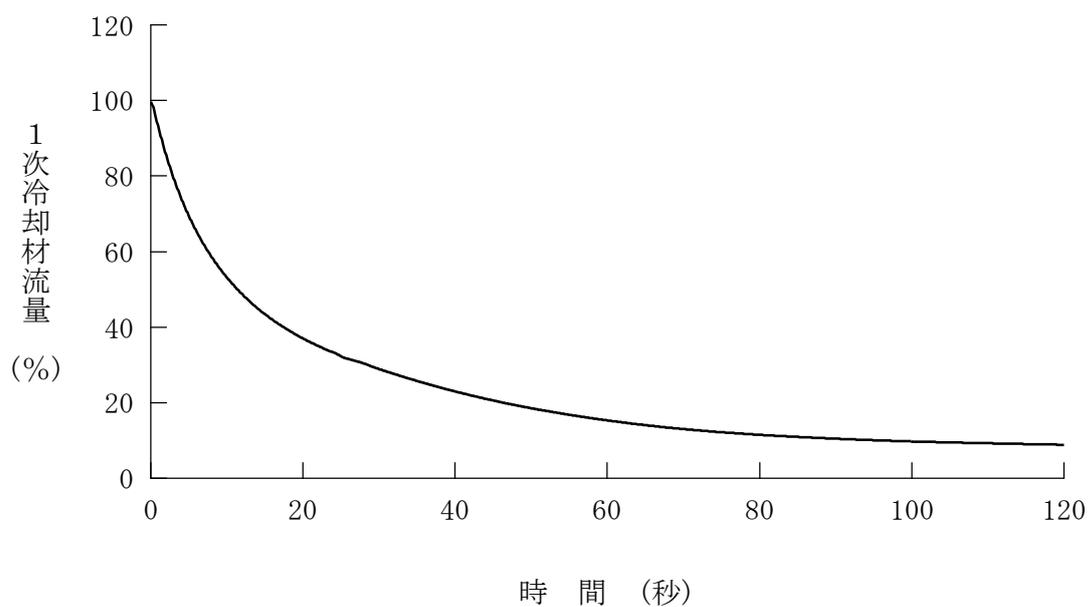


図 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)

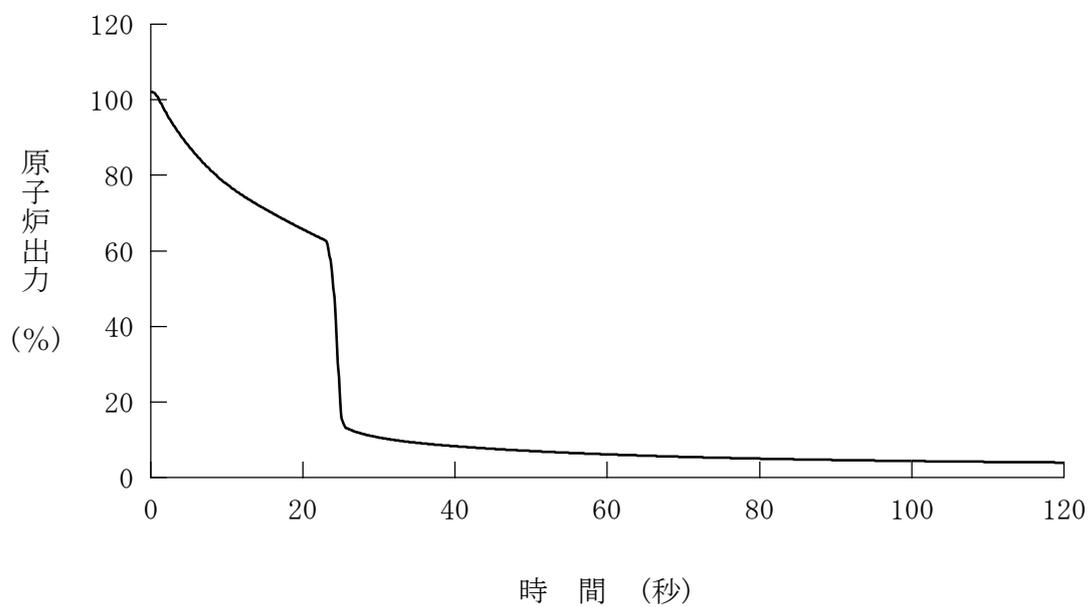


図 4.5.2.1-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

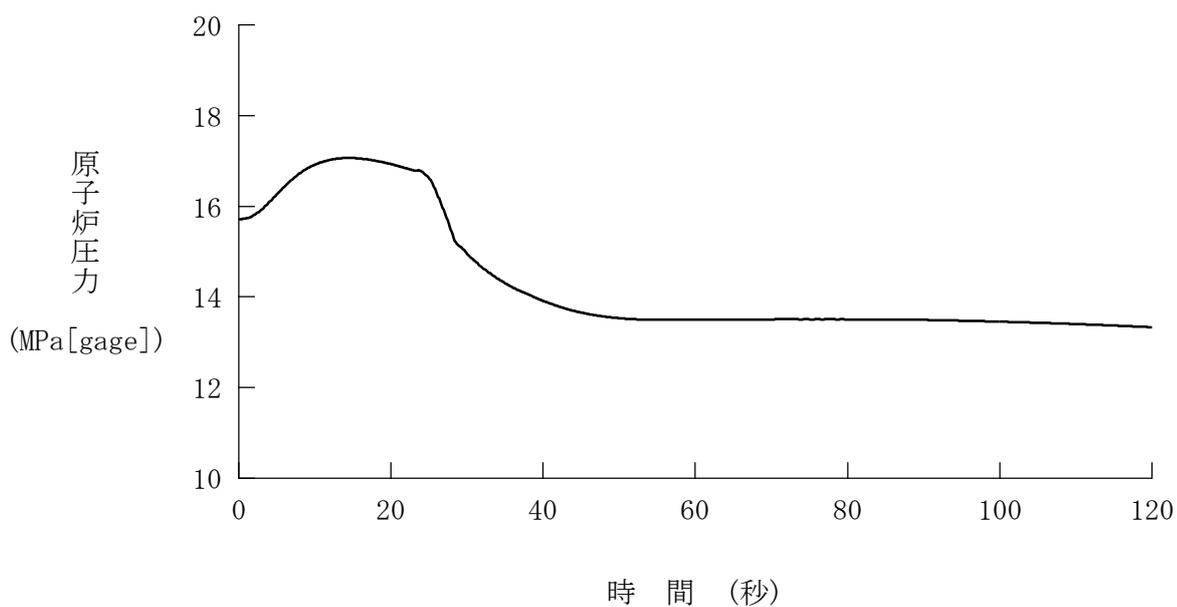


図 4.5.2.1-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

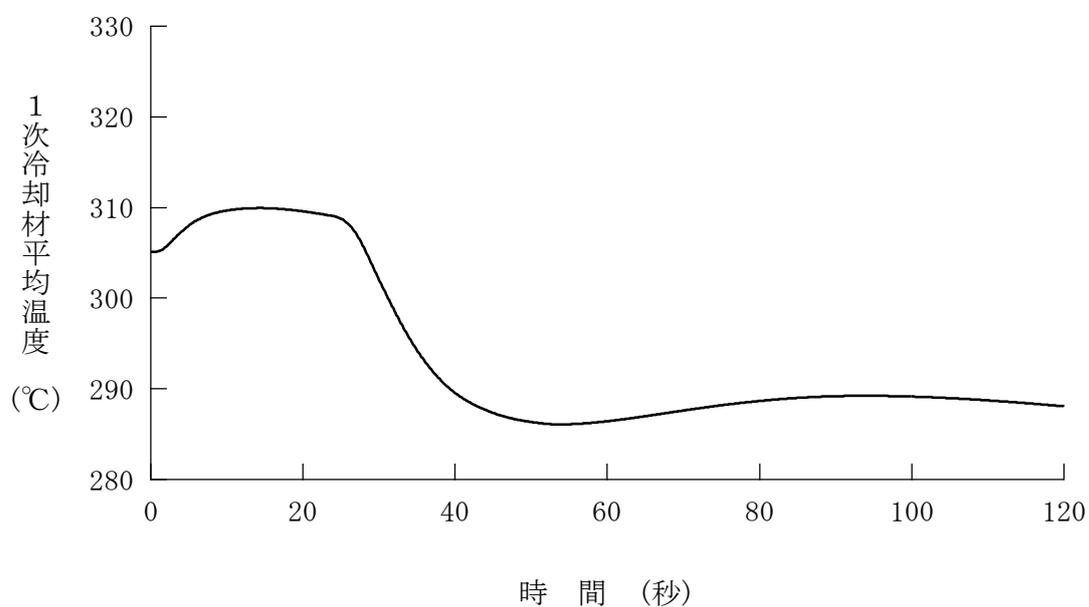


図 4.5.2.1-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

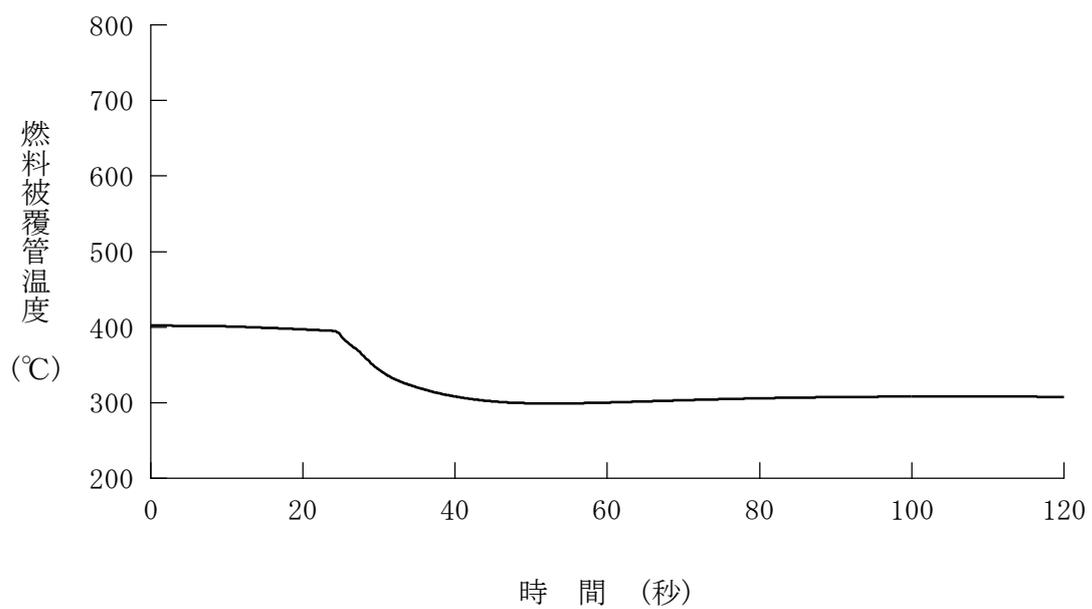


図 4.5.2.1-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.2.2 代表4ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.2.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では、燃料健全性（燃料被覆管温度）及び1次系圧力を評価対象としていることから定常誤差を決定論的に取り扱う必要があり、初期条件に定常誤差を考慮している。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.2.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.2.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.2.2-1 から図 4.5.2.2-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度

及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらす原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約11秒後に多様化設備による「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約23秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主給水、及び、主蒸気が隔離される。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇は原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約17.6MPa[gage]にとどまる。添付書類十解析の結果よりも圧力の最大値は厳しくなるが、判断基準に対しては十分な裕度がある。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェアCCFが重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

|          |            | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)   | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠                               |
|----------|------------|---|-------------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード    |            | PHOENIX<br>MARVEL<br>FACTRAN<br>THINC-III                           | SPARKLE-2                     | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目     |            | 燃料健全性 (最小 DNBR)   | 燃料健全性 (燃料被覆管温度)<br>1 次系圧力     | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点    |            | サイクル初期  | 同左                            |                                      |
| 事故条件     |            | 全台の 1 次冷却材ポンプの停止<br>(1 次冷却材ポンプの<br>慣性モーメント 3,110kg・m <sup>2</sup> ) | 同左                            |                                      |
| 初期<br>条件 | 原子炉出力      | 100%<br>(定格値)   | 102%<br>(定格値+定常誤差)            | 燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。         |
|          | 1 次冷却材平均温度 | 307.1℃<br>(定格温度)  | 309.3℃<br>(定格温度+定常誤差)         | 燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。         |
|          | 原子炉圧力      | 15.41MPa[gage]<br>(定格圧力)  | 15.62MPa[gage]<br>(定格圧力+定常誤差) | 燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。         |

表 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

|             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)          | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠   |
|-------------|------------------------------|-------------------------------|--|
| 実効遅発中性子割合   | 0.75 % (最大値)                 | 同左                            |  |
| 即発中性子寿命     | 20 $\mu$ sec (最大値)           | 同左                            |  |
| 減速材反応度帰還効果  | 0pcm/°C                      | -16pcm/°C (初期)                | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 | 出力と反応度の関数                    | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%) | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数       | $F_{\Delta H}^N$ 制限値         | $F_Q$ 制限値 (初期)                | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 単一故障        | 安全保護系                        | なし                            | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 原子炉トリップ信号   | 1 次冷却材ポンプ回転数低<br>(デジタル安全保護系) | 原子炉圧力高<br>(多様化設備)             | デジタル安全保護系は不作動。   |

表 4.5.2.2-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

| 事象           | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)        | CCF 対策有効性評価                  |
|--------------|----------------------------|------------------------------|
| コーストダウン開始    | 0 秒                        | 0 秒                          |
| 原子炉トリップ限界値到達 | 約 0.9 秒<br>(1 次冷却材ポンプ回転数低) | 約 11 秒<br>(多様化設備：<br>原子炉圧力高) |
| 制御棒落下開始      | 約 1.5 秒                    | 約 23 秒                       |

表 4.5.2.2-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                      | CCF 対策有効性評価                 |
|-----------------------------------|--|-----------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>にかかる圧力<br>(判断基準) | 約 16.7 MPa[gage]<br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 17.6 MPa[gage]<br>同左      |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)                 | 約 1.74<br>( > 1.42 )                     | —<br>—                      |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br>—                                   | 初期から有意に上昇しない<br>( ≤ 1200℃ ) |

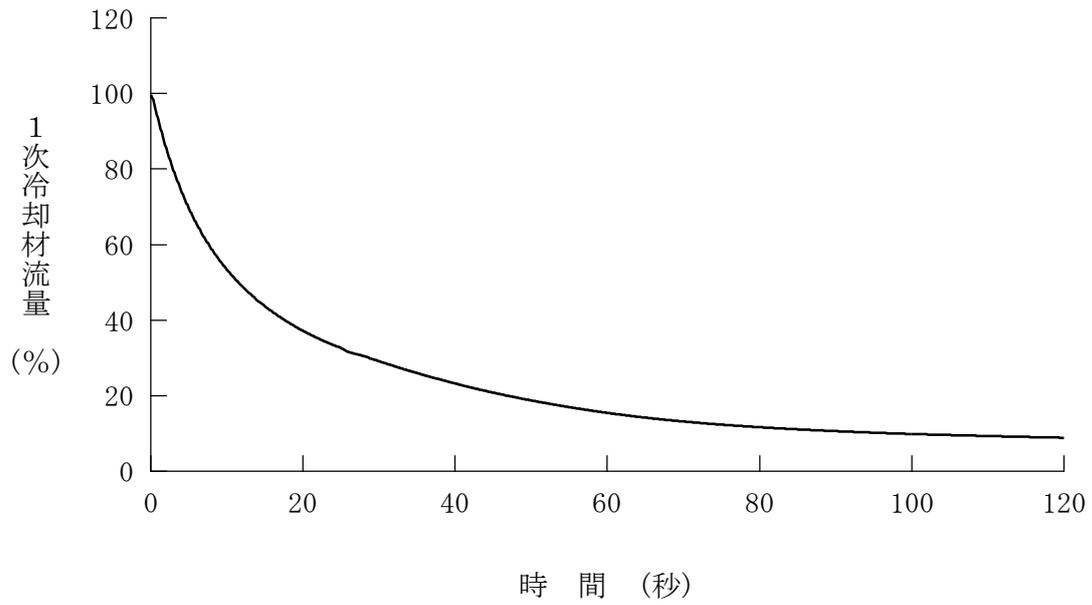


図 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

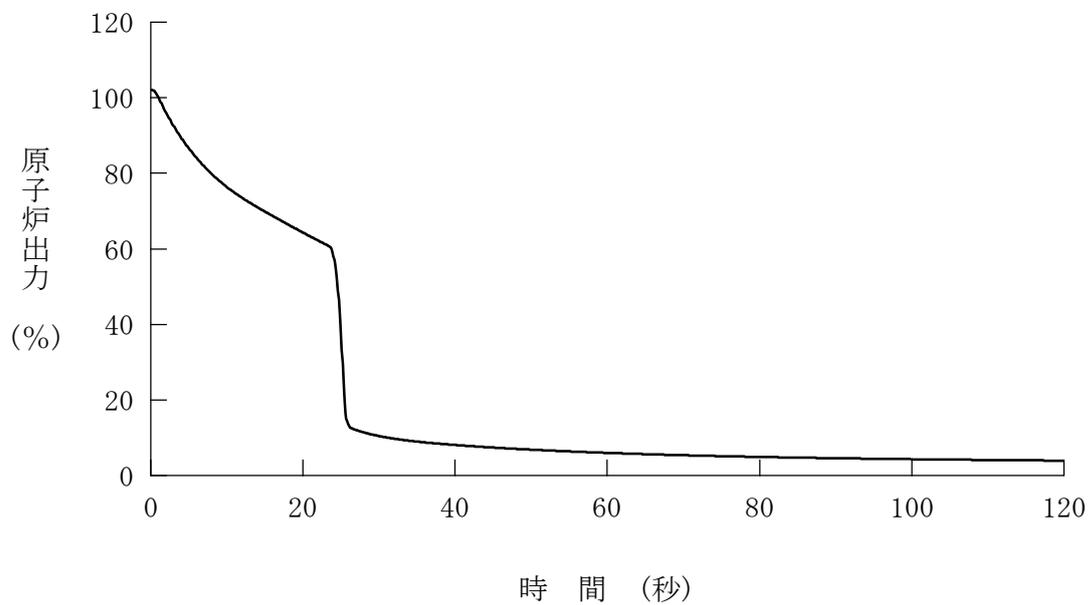


図 4.5.2.2-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

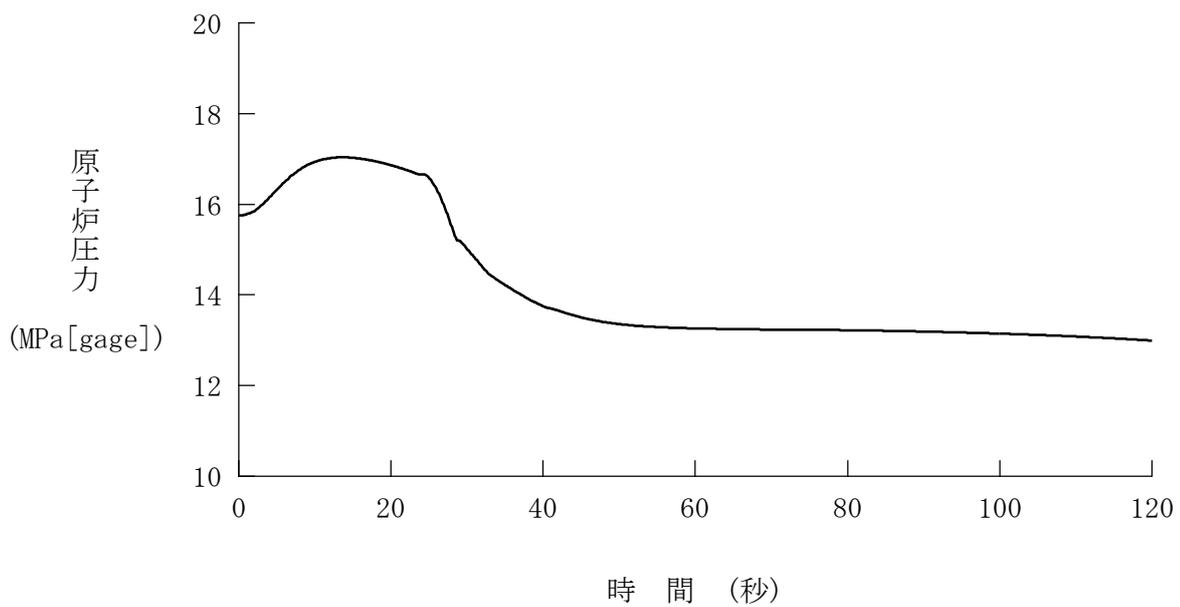


図 4.5.2.2-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

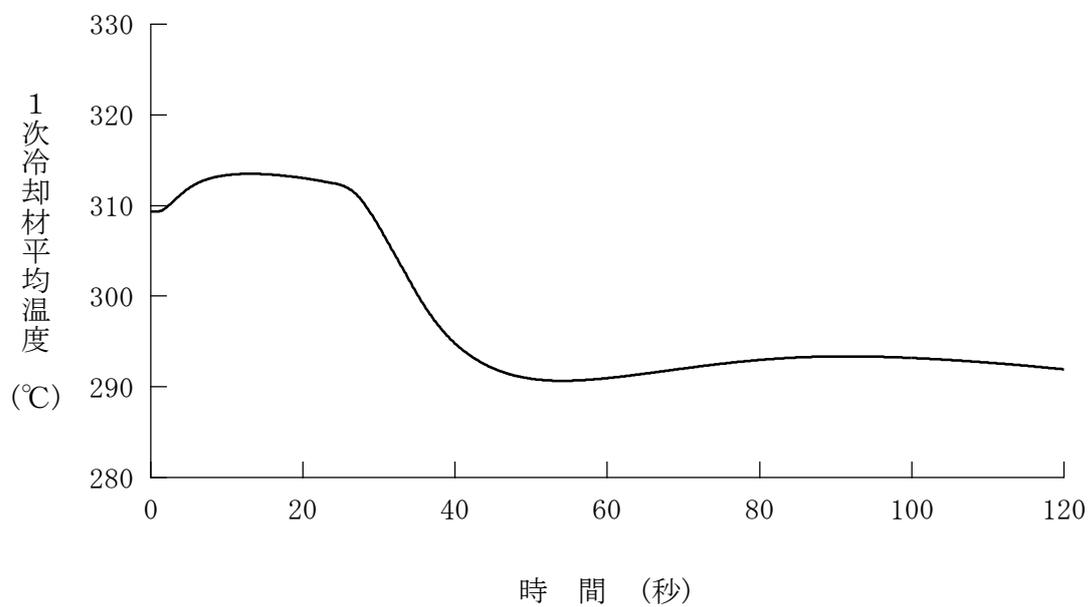


図 4.5.2.2-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

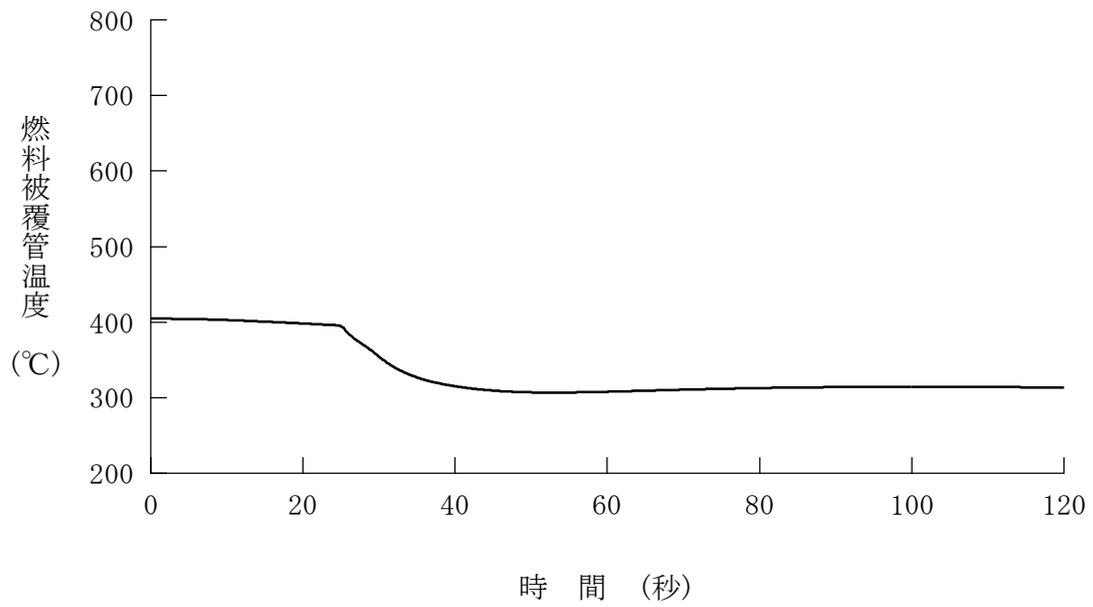


図 4.5.2.2-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

この事故は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、原子炉冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。その結果、炉心の冷却能力の低下によって1次冷却材温度、燃料被覆管温度及び原子炉圧力の急激な上昇を起こす事故として考える。

この事故が発生すると、原子炉保護設備の作動により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.3-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉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 倍以下となること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

- b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

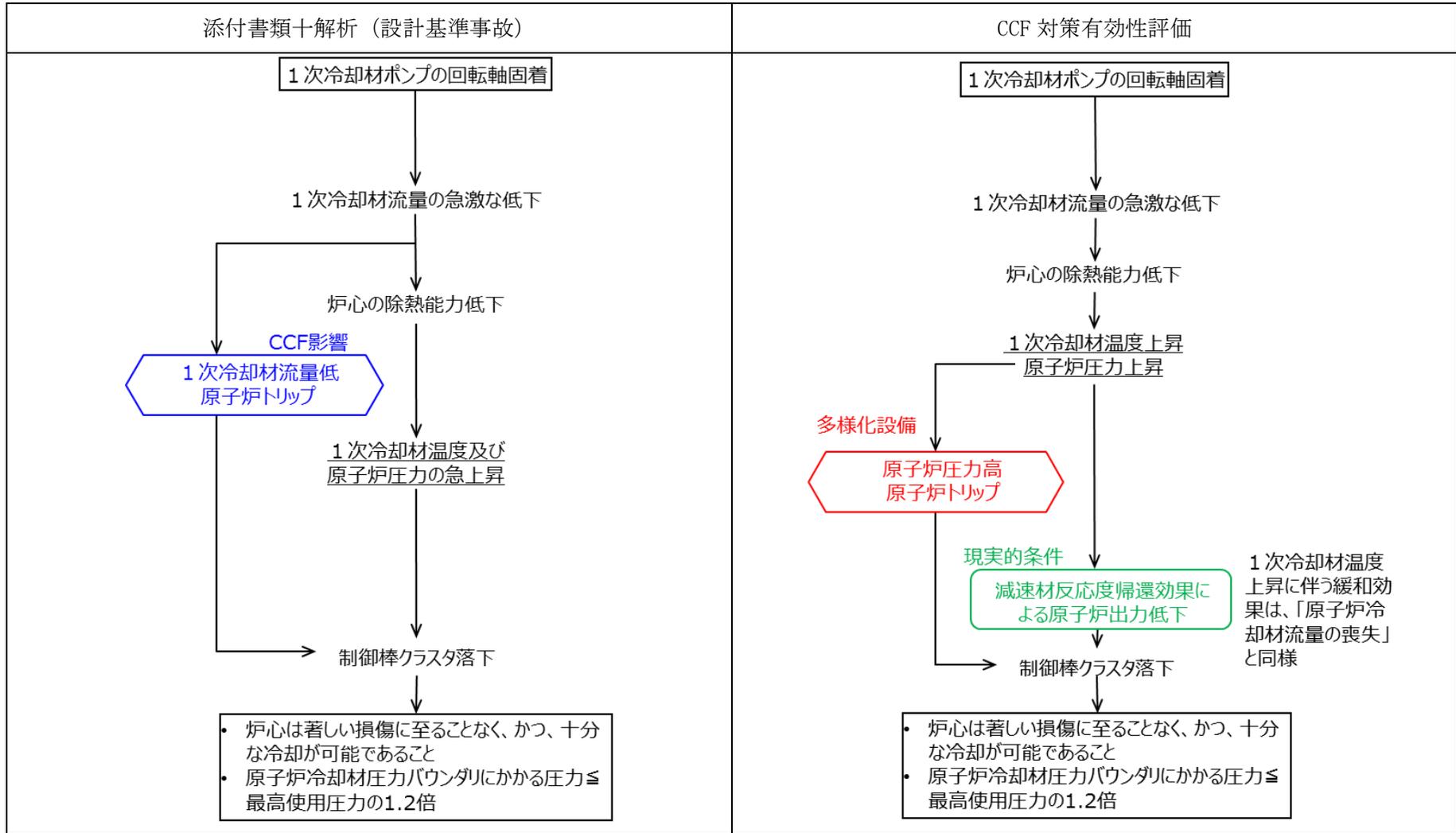


図 4.5.3-1 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の事象進展

#### 4.5.3.1 代表3ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.3.1-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では評価対象として、燃料健全性（主に燃料被覆管温度）及び1次系圧力をしているため、初期条件に定常誤差を考慮するようにしている。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいいため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.3.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.3.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.3.1-1 から図 4.5.3.1-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う炉心の1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還

効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇はない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は約 17.3MPa[gage]にとどまる。原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は、添付書類十解析の結果よりも低い。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 3 ループプラント)

|       | 添付書類十解析<br>(設計基準事故)                       | CCF 対策有効性評価               | 条件差の根拠                               |
|-------|---|---------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード | PHOENIX<br>MARVEL<br>FACTRAN<br>THINC-III | SPARKLE-2                 | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目  | (燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1<br>1 次系圧力            | 燃料健全性 (燃料被覆管温度)<br>1 次系圧力 | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点 | サイクル初期                                    | 同左                        |                                      |
| 事故条件  | 1 台の 1 次冷却材ポンプ流量急減                        | 同左                        |                                      |
| 初期条件  | 原子炉出力<br>102%<br>(定格+定常誤差)                | 同左                        |                                      |
|       | 1 次冷却材平均温度<br>304.5℃<br>(定格温度+定常誤差)       | 同左                        |                                      |
|       | 原子炉圧力<br>15.62MPa[gage]<br>(定格圧力+定常誤差)    | 同左                        |                                      |

※1 添付書類十解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 3 ループプラント)

|             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)     | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠   |
|-------------|-------------------------|-------------------------------|--|
| 実効遅発中性子割合   | 0.75 % (最大値)            | 同左                            |  |
| 即発中性子寿命     | 21 $\mu$ sec (最大値)      | 同左                            |  |
| 減速材反応度帰還効果  | 0pcm/°C                 | -13pcm/°C (初期)                | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 | 出力と反応度の関数               | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%) | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数       | $F_{\Delta H}^N$ 制限値    | $F_Q$ 制限値 (初期)                | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 単一故障        | 安全保護系                   | なし                            | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 原子炉トリップ信号   | 1次冷却材流量低<br>(デジタル安全保護系) | 〔 原子炉圧力高<br>(多様化設備) 〕         | デジタル安全保護系は不作動。解析の結果、多様化設備の保護限界値に到達せず。                    |

表 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

| 事象               | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)    | CCF 対策有効性評価      |
|------------------|------------------------|------------------|
| ポンプの軸固着          | 0 秒                    | 0 秒              |
| 原子炉トリップ<br>限界値到達 | 約 0.1 秒<br>(1 次冷却材流量低) | —                |
| 制御棒落下開始          | 約 1.1 秒                | —<br>(トリップに至らない) |

表 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                      | CCF 対策有効性評価                  |
|-----------------------------------|--|------------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>にかかる圧力<br>(判断基準) | 約 17.7 MPa[gage]<br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 17.3 MPa[gage]<br>同左       |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)                 | 約 1.49<br>( > 1.42 )                     | —<br>—                       |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br>—                                   | 初期から有意に上昇しない<br>( ≤ 1200°C ) |

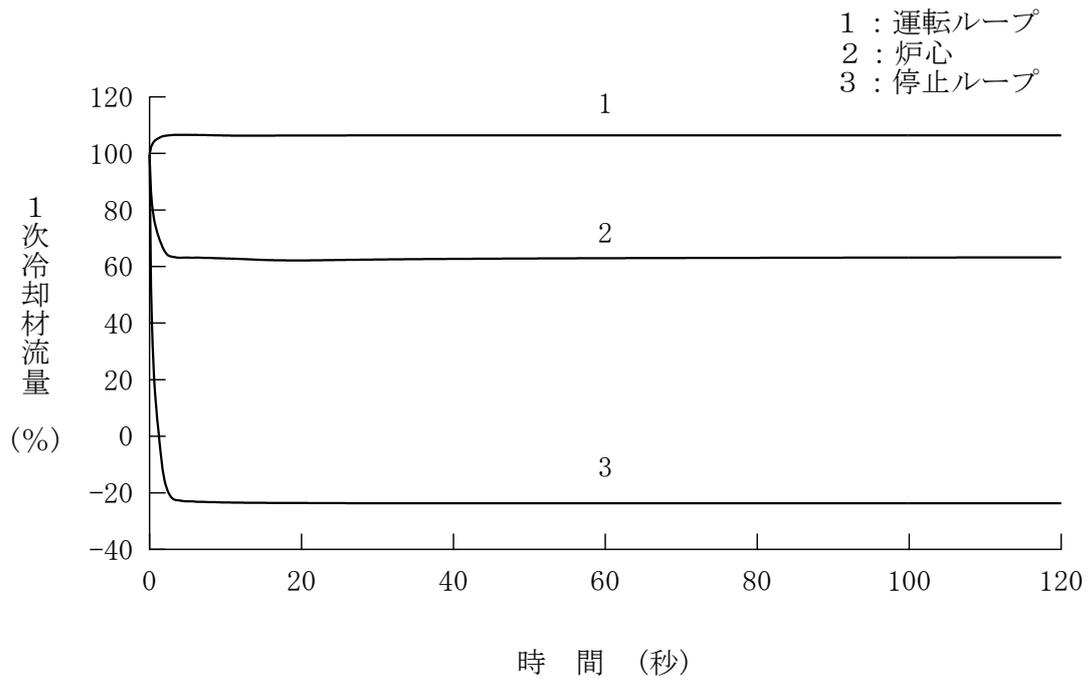


図 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)

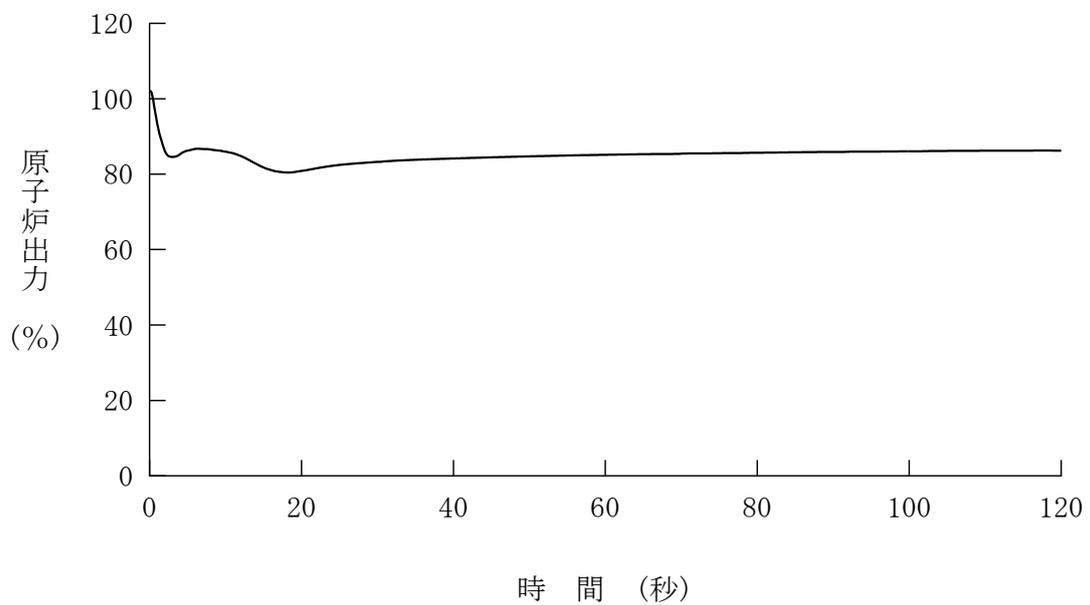


図 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

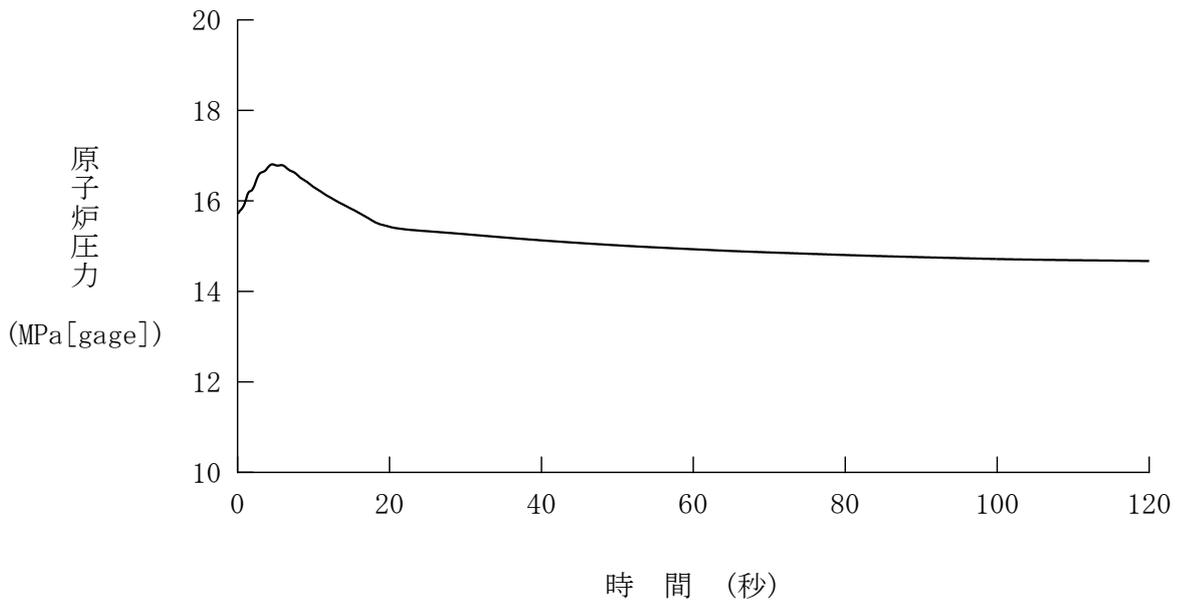


図 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

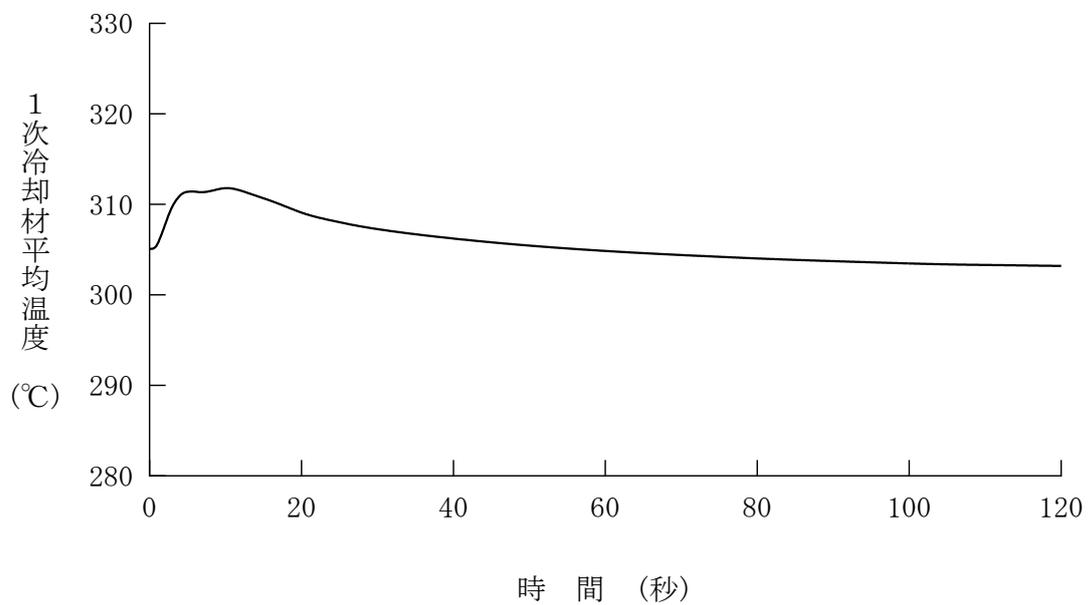


図 4.5.3.1-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

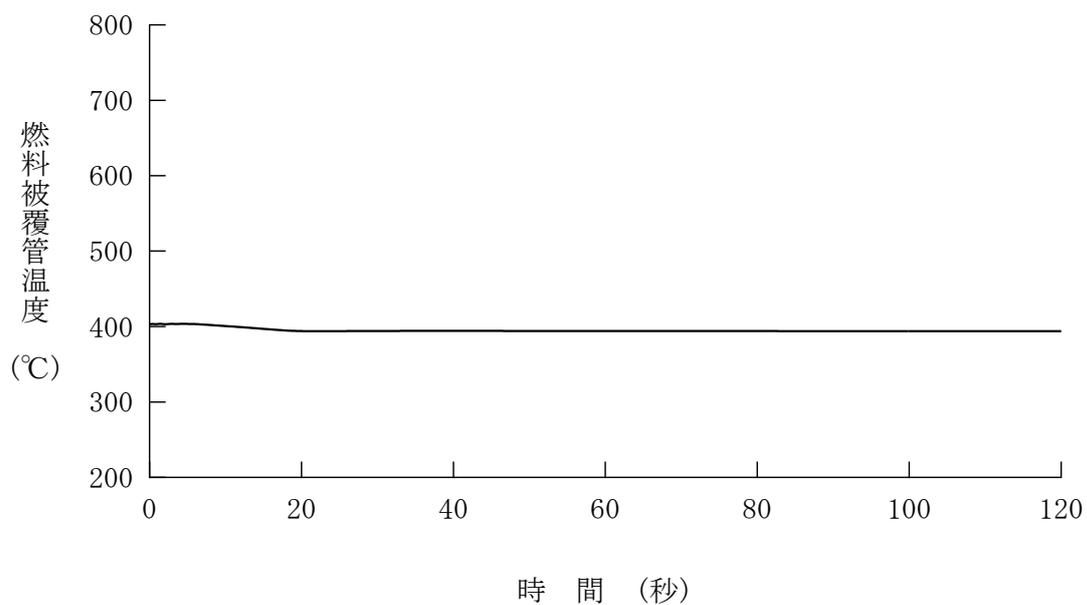


図 4.5.3.1-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.3.2 代表4ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.3.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では評価対象として、燃料健全性（主に燃料被覆管温度）及び1次系圧力をしているため、初期条件に定常誤差を考慮するようにしている。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいいため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.3.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.3.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.3.2-1 から図 4.5.3.2-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う炉心の1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還

効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇はない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は約 16.8MPa[gage]にとどまる。原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は、添付書類十解析の結果よりも低い。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

|       | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                       | CCF 対策有効性評価               | 条件差の根拠                               |
|-------|---|---------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード | PHOENIX<br>MARVEL<br>FACTRAN<br>THINC-III | SPARKLE-2                 | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目  | (燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1<br>1 次系圧力            | 燃料健全性 (燃料被覆管温度)<br>1 次系圧力 | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点 | サイクル初期                                    | 同左                        |                                      |
| 事故条件  | 1 台の 1 次冷却材ポンプ流量急減                        | 同左                        |                                      |
| 初期条件  | 原子炉出力<br>(定格値+定常誤差)                       | 102%                      | 同左                                   |
|       | 1 次冷却材平均温度<br>(定格温度+定常誤差)                 | 309.3℃                    | 同左                                   |
|       | 原子炉圧力<br>(定格圧力+定常誤差)                      | 15.62MPa[gage]            | 同左                                   |

※1 添付書類+解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

|             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)      | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠   |
|-------------|--------------------------|-------------------------------|--|
| 実効遅発中性子割合   | 0.75 % (最大値)             | 同左                            |  |
| 即発中性子寿命     | 20 $\mu$ sec (最大値)       | 同左                            |  |
| 減速材反応度帰還効果  | 0pcm/°C                  | -16pcm/°C (初期)                | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 | 出力と反応度の関数                | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%) | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数       | $F_{\Delta H}^N$ 制限値     | $F_Q$ 制限値 (初期)                | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 単一故障        | 安全保護系                    | なし                            | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 原子炉トリップ信号   | 1 次冷却材流量低<br>(デジタル安全保護系) | 〔 原子炉圧力高<br>(多様化設備) 〕         | デジタル安全保護系は不作動。解析の結果、多様化設備の保護限界値に到達せず。                    |

表 4.5.3.2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

| 事象               | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)    | CCF 対策有効性評価      |
|------------------|------------------------|------------------|
| ポンプの軸固着          | 0 秒                    | 0 秒              |
| 原子炉トリップ<br>限界値到達 | 約 0.1 秒<br>(1 次冷却材流量低) | —                |
| 制御棒落下開始          | 約 1.1 秒                | —<br>(トリップに至らない) |

表 4.5.3.2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                      | CCF 対策有効性評価                  |
|-----------------------------------|--|------------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>にかかる圧力<br>(判断基準) | 約 17.4 MPa[gage]<br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 17.1 MPa[gage]<br>同左       |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)                 | 約 1.51<br>( > 1.42 )                     | —<br>—                       |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br>—                                   | 初期から有意に上昇しない<br>( ≤ 1200°C ) |

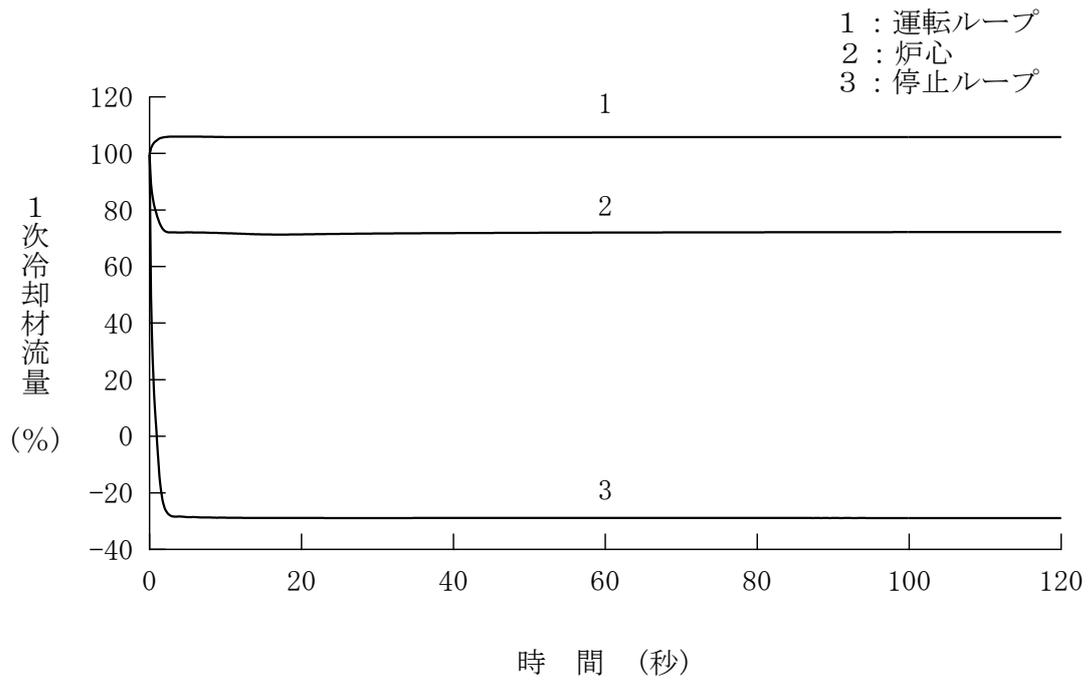


図 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

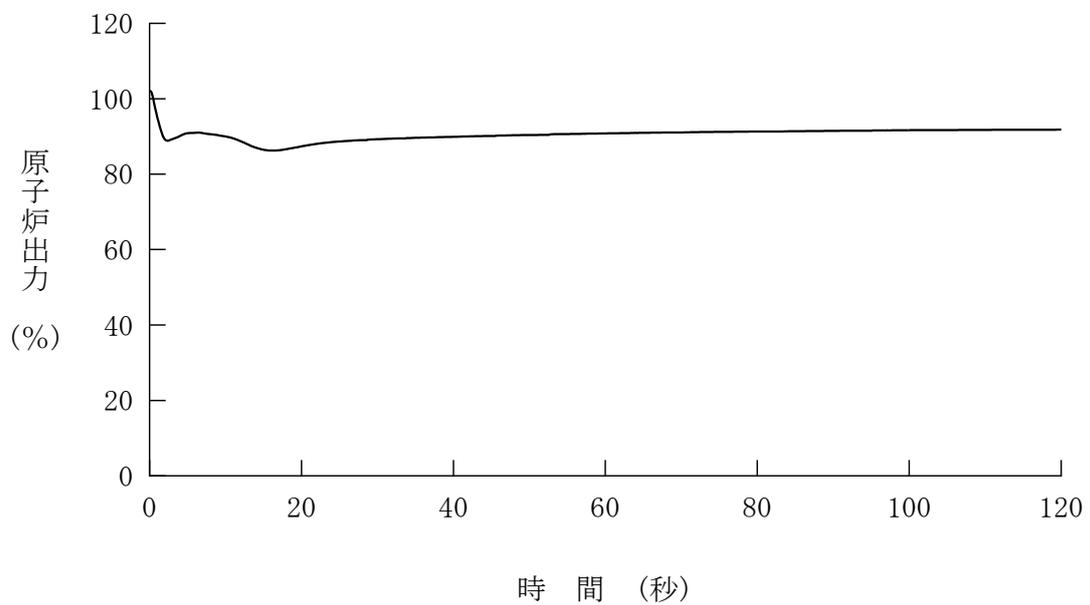


図 4.5.3.2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

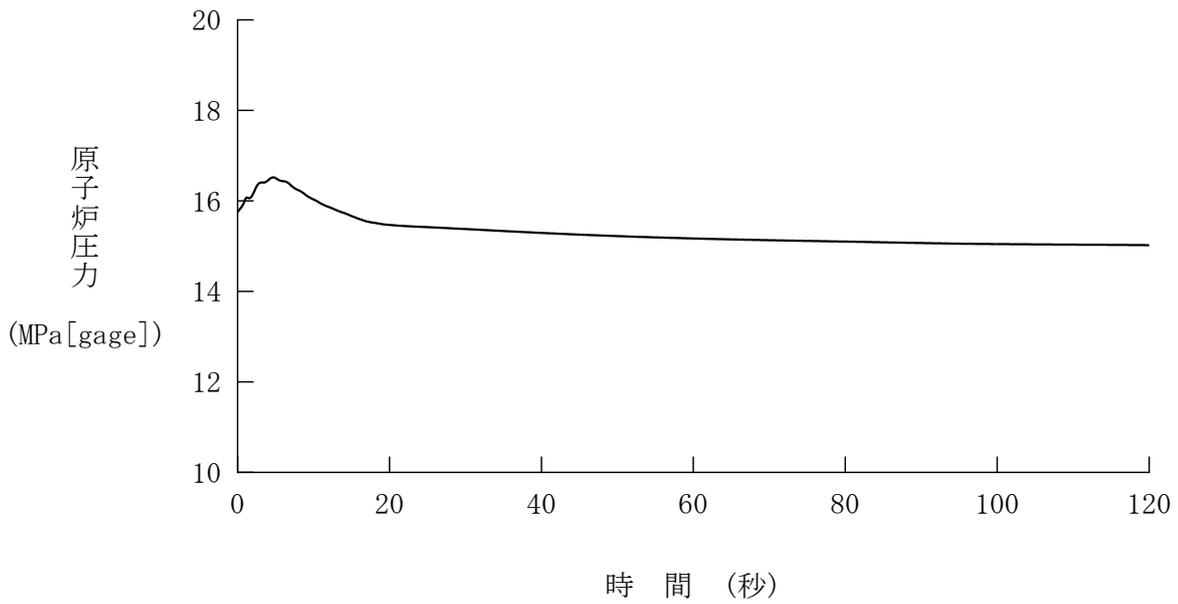


図 4.5.3.2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

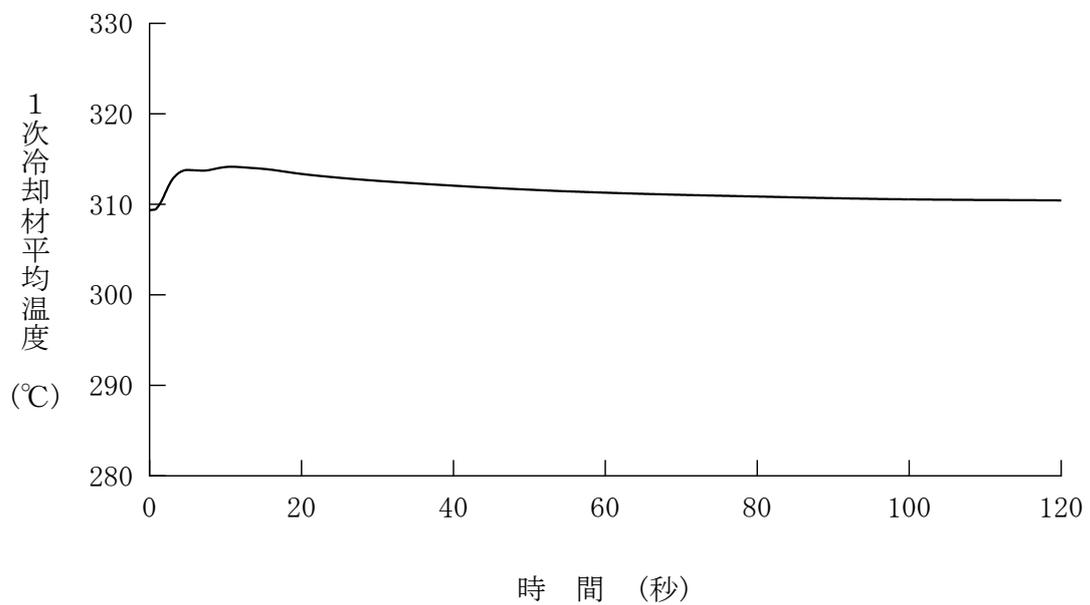


図 4.5.3.2-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

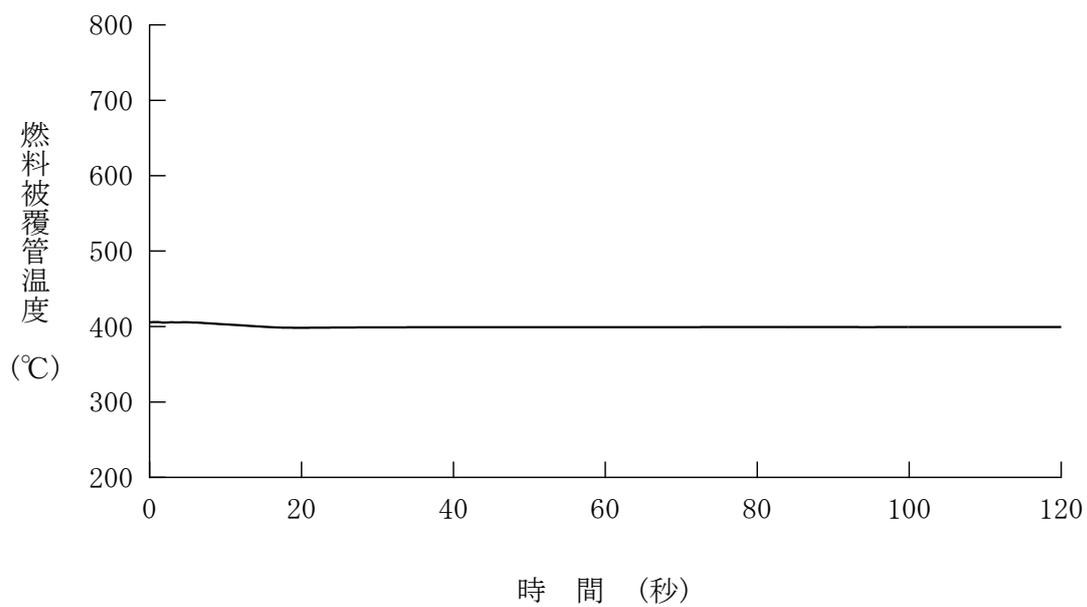


図 4.5.3.2-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.4 主給水管破断

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因で主給水管に破断が起き、蒸気発生器の2次側に液相を保てるだけの十分な給水を送れない程大きな主給水配管の破断により原子炉の冷却能力が低下し1次冷却系の温度、圧力の上昇を引き起こす事象を想定する。

主給水配管の逆止弁の上流で主給水配管が破断した場合には、主給水喪失と全く同じであり、この場合は「主給水流量喪失」の評価に含まれる。もし主給水配管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により、破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給する事ができなくなる。

破断の大きさと破断時の原子炉の運転状態によっては、主給水管破断は1次系を冷却するか、又は1次系を加熱することになる。破断口が大きい場合、破断口からの蒸気放出により1次系は冷却されるが、全ての蒸気発生器へ主給水を供給出来なくなるため、破断側の蒸気発生器は保有水の放出に伴い1次系を冷却する能力が減少し、また健全側の蒸気発生器の1次系を冷却する能力も主給水喪失により減少するため、長期的には1次系は加熱される。

このような場合でも、原子炉保護設備の作動により原子炉は自動停止し、健全側蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次系を冷却することができる。さらに加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができ、事故は安全に終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.4-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉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 倍以下とな

ること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200°C以下であること。

a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

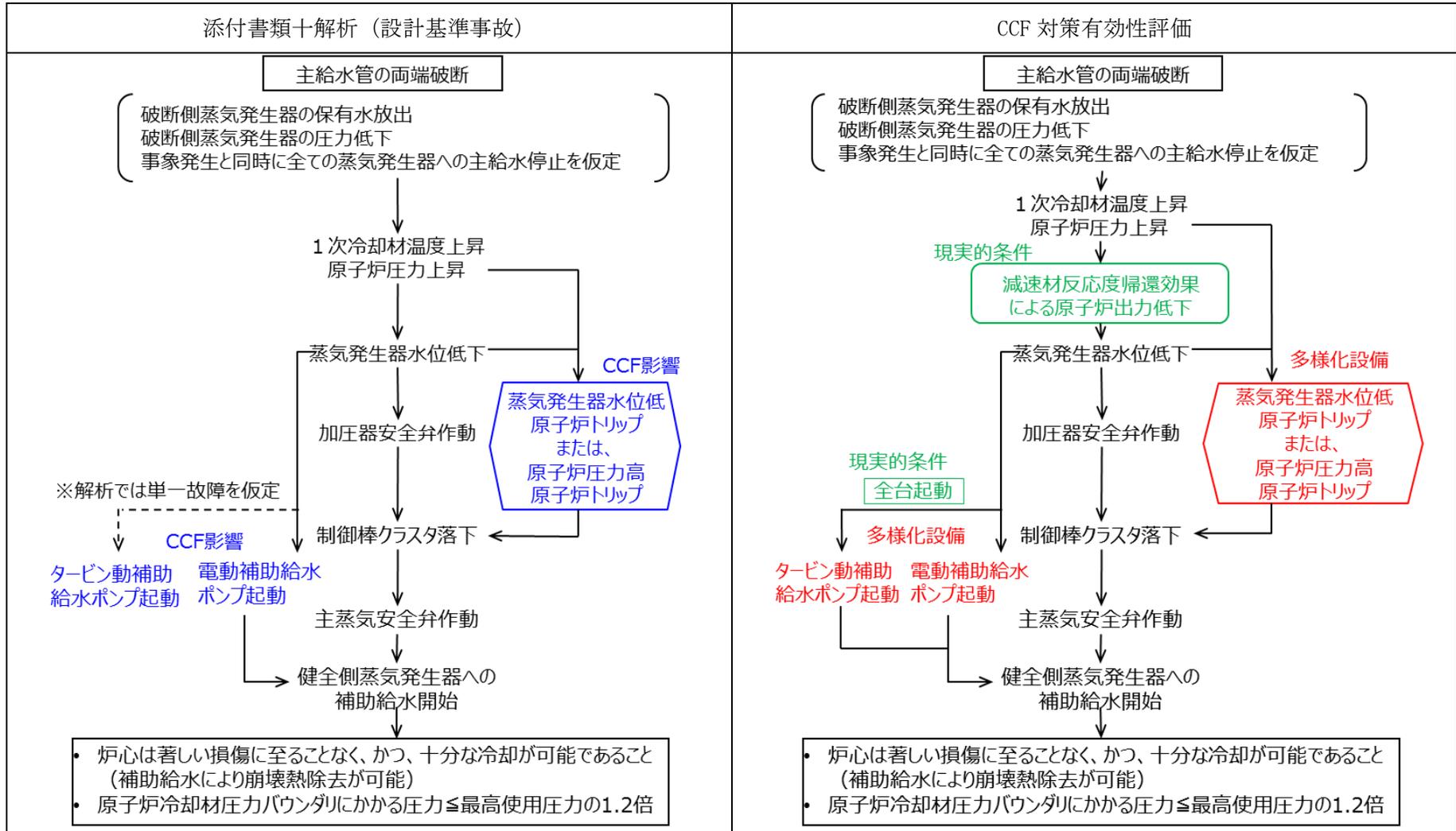


図 4.5.4-1 「主給水管破断」の事象進展

#### 4.5.4.1 代表3ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.4.1-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料被覆管温度（及び1次系圧力）を評価対象としているため、ペレット発熱量の観点から、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では主給水管破断直後の蒸気発生器2次側保有水の流出は液相放出を仮定しているが、CCF 対策有効性評価では現実的な想定として主給水管破断直後から二相状態での放出を考慮している。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.4.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.4.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.4.1-1 から図 4.5.4.1-6 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水管破断発生直後は、破断口から蒸気発生器2次側保有水が二相状態にて流出することで1次冷却材が冷却され、減速材反応度帰還効果による正の反応度添加

により炉心出力が上昇する。その後、破断口からの放出が継続して蒸気発生器での除熱能力が低下するため、1次系としては過冷却状態を脱して1次冷却材温度、原子炉圧力が上昇に転ずる。事故発生約26秒後に破損側および健全側蒸気発生器の狭域水位が「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達することで、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号が発信され、約38秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、1次冷却材温度、圧力の上昇は抑えられる。その後、蒸気発生器の水位低下などから異常を検知し、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信の10分後に破損側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行い、健全側蒸気発生器への補助給水が開始される。これにより補助給水による除熱が有効となり、崩壊熱及び他の残留熱を上回る除熱が確保されることで1次冷却材温度、圧力は低下する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、燃料被覆管温度の最大値は約406℃にとどまる。また蒸気発生器2次側保有水の流出として主給水管破断発生直後から二相状態を考慮したことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.1MPa[gage]にとどり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェアCCFが重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.4.1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 3 ループプラント)

|           |            | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)            | CCF 対策有効性評価                | 条件差の根拠                               |
|-----------|------------|--------------------------------|----------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード     |            | MARVEL<br>FACTRAN<br>THINC-III | SPARKLE-2                  | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目      |            | 1 次系圧力<br>(燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1 | 1 次系圧力<br>燃料健全性 (燃料被覆管温度)  | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点     |            | サイクル初期                         | 同左                         |                                      |
| 事故条件      |            | 主給水管両端破断<br>(破断直後は液相放出)        | 主給水管両端破断<br>(破断直後から二相放出考慮) | 現実的な二相放出を考慮。                         |
| 初期条件      | 原子炉出力      | 102%<br>(定格値+定常誤差)             | 同左                         |                                      |
|           | 1 次冷却材平均温度 | 304.5℃<br>(定格温度+定常誤差)          | 同左                         |                                      |
|           | 原子炉圧力      | 15.62MPa[gage]<br>(定格圧力+定常誤差)  | 同左                         |                                      |
| 実効遅発中性子割合 |            | 0.75 % (最大値)                   | 同左                         |                                      |
| 即発中性子寿命   |            | 21 μ sec (最大値)                 | 同左                         |                                      |

※1 添付書類+解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.4.1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 3 ループプラント)

|             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                 | CCF 対策有効性評価                      | 条件差の根拠   |
|-------------|-------------------------------------|----------------------------------|--|
| 減速材反応度帰還効果  | 0pcm/°C                             | -13pcm/°C (初期)                   | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 | 出力と反応度の関数                           | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%)    | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数       | —                                   | $F_Q$ 制限値 (初期)                   | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 炉心崩壊熱       | サイクル末期炉心の<br>保守的な値を設定 <sup>※2</sup> | 同左                               |  |
| 単一故障        | タービン動補助給水<br>ポンプ 1 台故障              | なし                               | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 外部電源        | なし                                  | あり                               | 現実的条件として、外部電源ありを想定。                                      |
| 原子炉トリップ信号   | 蒸気発生器水位低<br>(デジタル安全保護系)             | 原子炉圧力高、又は<br>蒸気発生器水位低<br>(多様化設備) | デジタル安全保護系は不作動。   |
| 運転員操作時間     | 事故検知後 10 分                          | 同左                               |  |

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線 (MOX 炉心を考慮) <sup>(10)</sup>

表 4.5.4.1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

| 事象                   | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価                    |
|----------------------|----------------------|--------------------------------|
| 主給水管の破断              | 0 秒                  | 0 秒                            |
| 原子炉トリップ限界値到達         | 約 16 秒<br>(蒸気発生器水位低) | 約 26 秒<br>(多様化設備：<br>蒸気発生器水位低) |
| 加圧器安全弁作動             | 約 17 秒               | 約 37 秒                         |
| 制御棒落下開始              | 約 18 秒               | 約 38 秒                         |
| 健全側主蒸気安全弁作動          | 約 36 秒               | 約 49 秒                         |
| 健全側蒸気発生器への<br>補助給水開始 | 約 658 秒              | 約 678 秒<br>(多様化設備)             |

表 4.5.4.1-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                          | CCF 対策有効性評価                |
|-----------------------------------|--|----------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>にかかる圧力<br>(判断基準) | 約 18.2 MPa[gage]<br><br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 18.1 MPa[gage]<br><br>同左 |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)                 | 約 1.92<br><br>( > 1.42 )                     | —<br><br>—                 |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br><br>—                                   | 約 406℃<br><br>( ≤ 1200℃ )  |

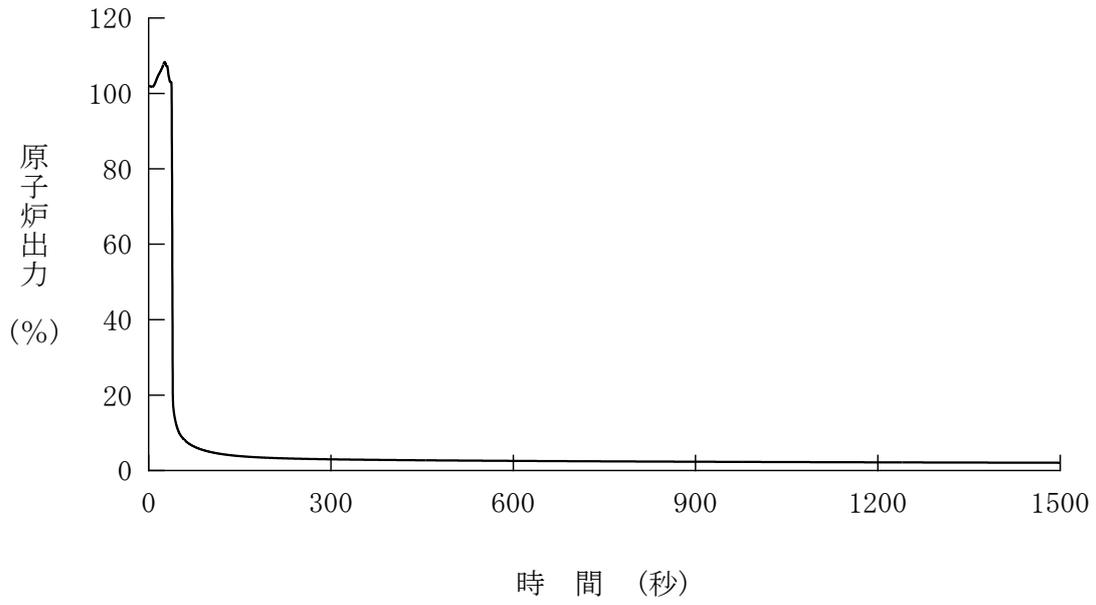


図 4.5.4.1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

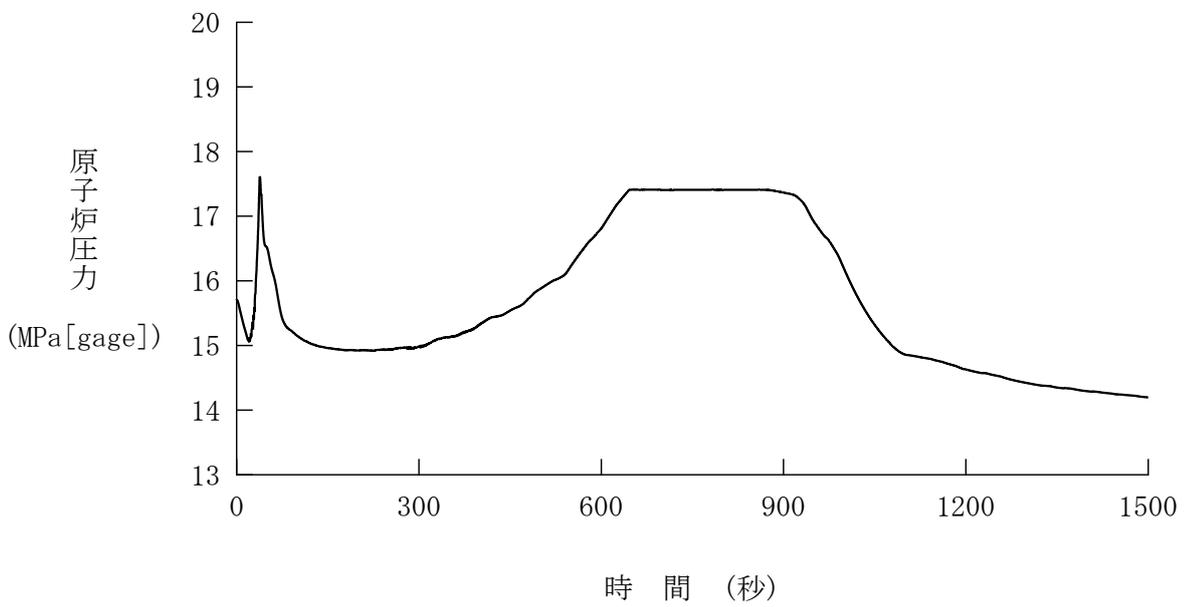


図 4.5.4.1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

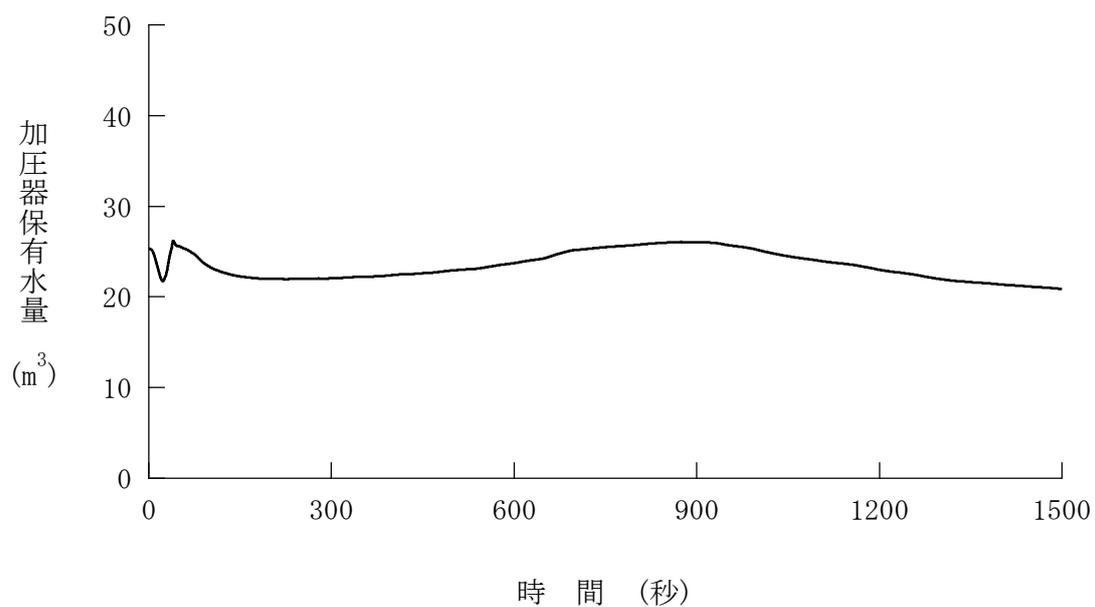


図 4.5.4.1-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側  
2 : 健全側

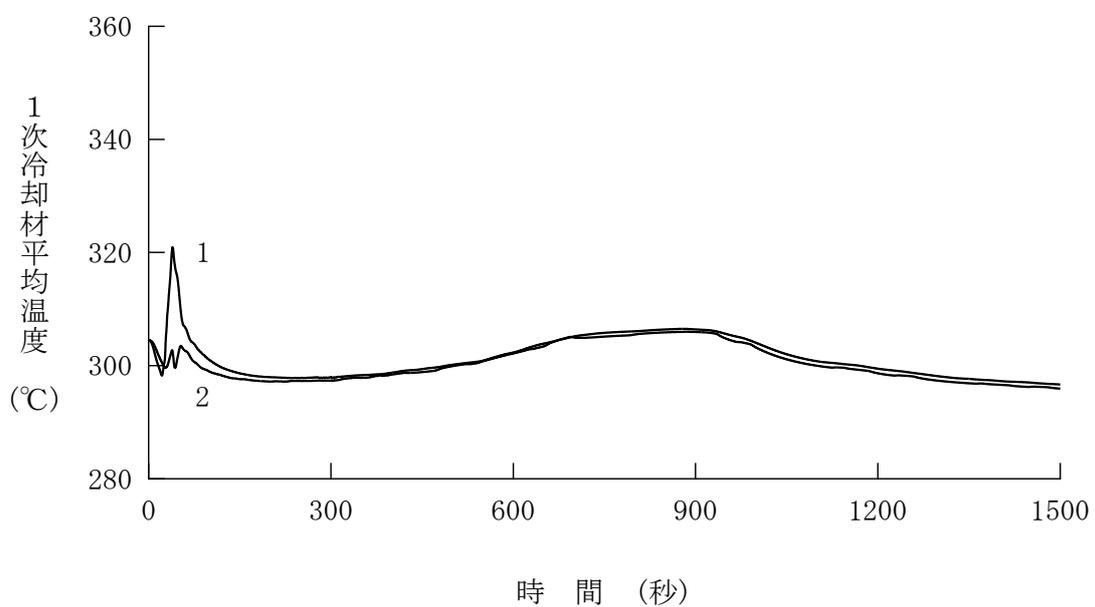


図 4.5.4.1-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

1 : 破損側  
2 : 健全側

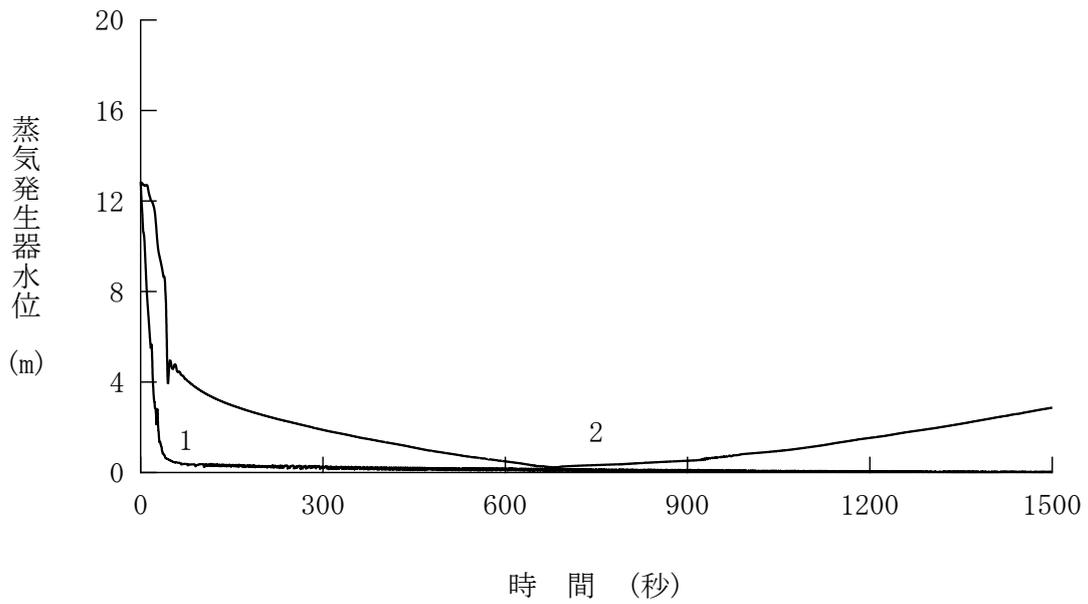


図 4.5.4.1-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)

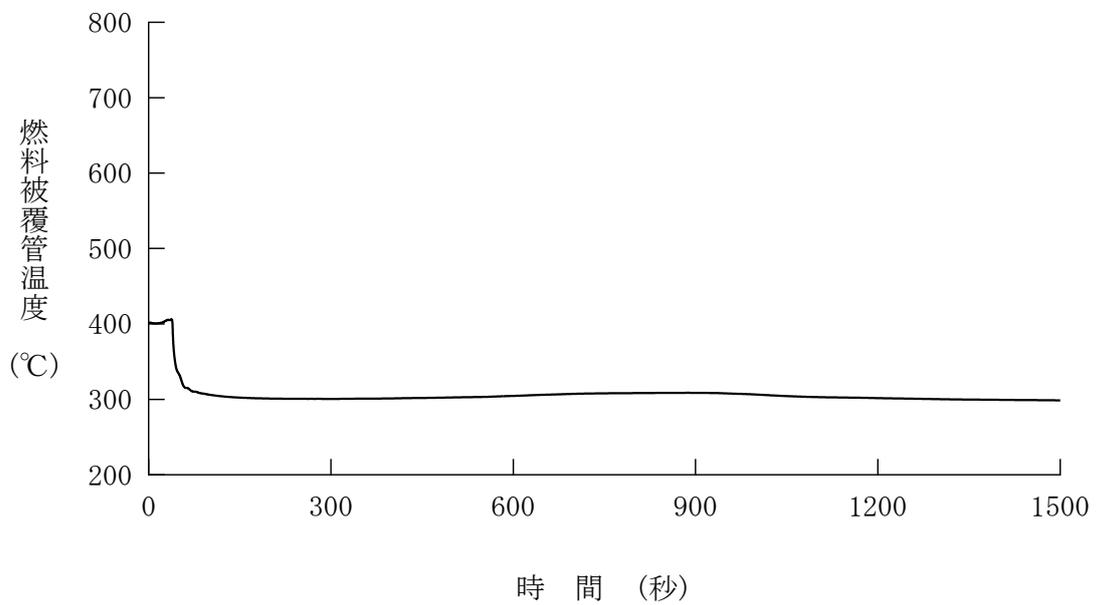


図 4.5.4.1-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.4.2 代表4ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.4.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料被覆管温度（及び1次系圧力）を評価対象としているため、ペレット発熱量の観点から、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では主給水管破断直後の蒸気発生器2次側保有水の流出は液相放出を仮定しているが、CCF 対策有効性評価では現実的な想定として主給水管破断直後から二相状態での放出を考慮している。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.4.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.4.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.4.2-1 から図 4.5.4.2-6 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水管破断発生直後は、破断口から蒸気発生器2次側保有水が二相状態にて流出することで1次冷却材が冷却され、減速材反応度帰還効果による正の反応度添加

により炉心出力が上昇する。その後、破断口からの放出が継続して蒸気発生器での除熱能力が低下するため、1次系としては過冷却状態を脱して1次冷却材温度、原子炉圧力が上昇に転ずる。事故発生約27秒後に破損側および健全側蒸気発生器の狭域水位が「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達することで、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号が発信され、約39秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、1次冷却材温度、圧力の上昇は抑えられる。その後、蒸気発生器の水位低下などから異常を検知し、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信の10分後に破損側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行い、健全側蒸気発生器への補助給水が開始される。これにより補助給水による除熱が有効となり、崩壊熱及び他の残留熱を上回る除熱が確保されることで1次冷却材温度、圧力は低下する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、燃料被覆管温度の最大値は約409℃にとどまる。また、蒸気発生器2次側保有水の流出として主給水管破断発生直後から二相状態を考慮したことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約17.9MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果より低い。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェアCCFが重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

|           |            | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)            | CCF 対策有効性評価                | 条件差の根拠                               |
|-----------|------------|--------------------------------|----------------------------|--------------------------------------|
| 解析コード     |            | MARVEL<br>FACTRAN<br>THINC-III | SPARKLE-2                  | 最適評価コードを使用。                          |
| 評価項目      |            | 1 次系圧力<br>(燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1 | 1 次系圧力<br>燃料健全性 (燃料被覆管温度)  | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。 |
| 燃焼度時点     |            | サイクル初期                         | 同左                         |                                      |
| 事故条件      |            | 主給水管両端破断<br>(破断直後は液相放出)        | 主給水管両端破断<br>(破断直後から二相放出考慮) | 現実的な二相放出を考慮。                         |
| 初期条件      | 原子炉出力      | 102%<br>(定格値+定常誤差)             | 同左                         |                                      |
|           | 1 次冷却材平均温度 | 309.3℃<br>(定格温度+定常誤差)          | 同左                         |                                      |
|           | 原子炉圧力      | 15.62MPa[gage]<br>(定格圧力+定常誤差)  | 同左                         |                                      |
| 実効遅発中性子割合 |            | 0.75 % (最大値)                   | 同左                         |                                      |
| 即発中性子寿命   |            | 20 μ sec (最大値)                 | 同左                         |                                      |

※1 添付書類+解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

|             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)     | CCF 対策有効性評価                      | 条件差の根拠   |
|-------------|-------------------------|----------------------------------|--|
| 減速材反応度帰還効果  | 0pcm/°C                 | -16pcm/°C (初期)                   | 現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 | 出力と反応度の関数               | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+20%)    | 解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。         |
| 熱水路係数       | —                       | $F_Q$ 制限値 (初期)                   | 燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。                        |
| 炉心崩壊熱       | サイクル末期炉心の<br>保守的な値を設定※2 | 同左                               |  |
| 単一故障        | タービン動補助給水<br>ポンプ 1 台故障  | なし                               | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                     |
| 外部電源        | なし                      | あり                               | 現実的条件として、外部電源ありを想定。                                      |
| 原子炉トリップ信号   | 蒸気発生器水位低<br>(デジタル安全保護系) | 原子炉圧力高、又は<br>蒸気発生器水位低<br>(多様化設備) | デジタル安全保護系は不作動。   |
| 運転員操作時間     | 事故検知後 10 分              | 同左                               |  |

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(10)</sup>

表 4.5.4.2-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

| 事象                   | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価                    |
|----------------------|----------------------|--------------------------------|
| 主給水管の破断              | 0 秒                  | 0 秒                            |
| 原子炉トリップ限界値到達         | 約 18 秒<br>(蒸気発生器水位低) | 約 27 秒<br>(多様化設備：<br>蒸気発生器水位低) |
| 制御棒落下開始              | 約 20 秒               | 約 39 秒                         |
| 加圧器安全弁作動             | 約 18 秒               | 約 41 秒                         |
| 健全側主蒸気安全弁作動          | 約 38 秒               | 約 55 秒                         |
| 健全側蒸気発生器への<br>補助給水開始 | 約 660 秒              | 約 679 秒<br>(多様化設備)             |

表 4.5.4.2-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

| パラメータ                             | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                          | CCF 対策有効性評価                |
|-----------------------------------|--|----------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>にかかる圧力<br>(判断基準) | 約 18.4 MPa[gage]<br><br>( ≤ 20.59MPa[gage] ) | 約 17.9 MPa[gage]<br><br>同左 |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)                 | 約 1.61<br><br>( > 1.42 )                     | —<br><br>—                 |
| 燃料被覆管温度最大<br>(判断基準)               | —<br><br>—                                   | 約 409℃<br><br>( ≤ 1200℃ )  |

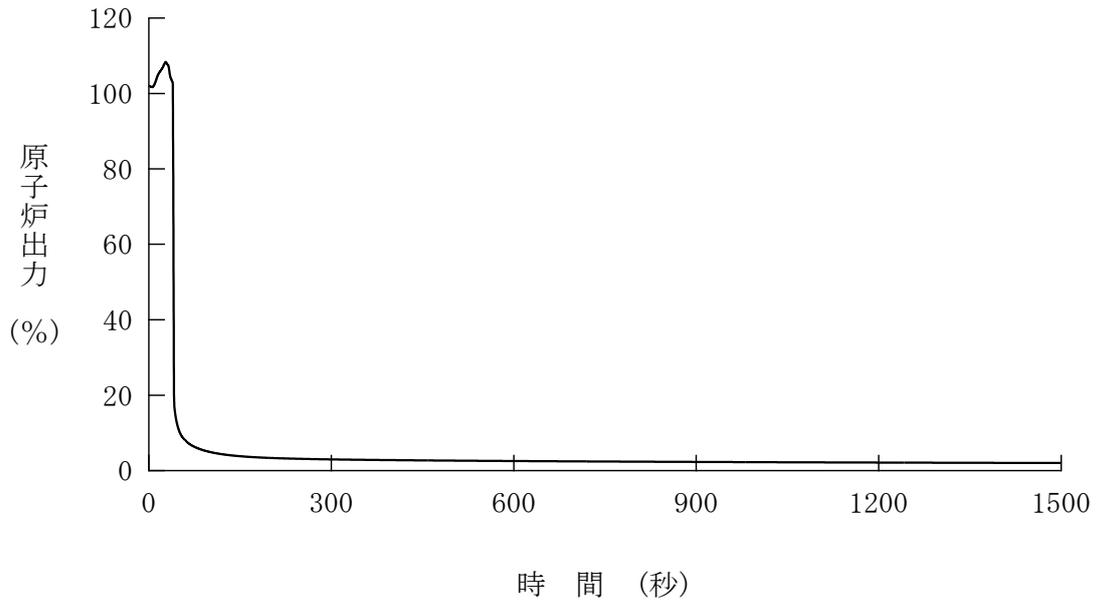


図 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

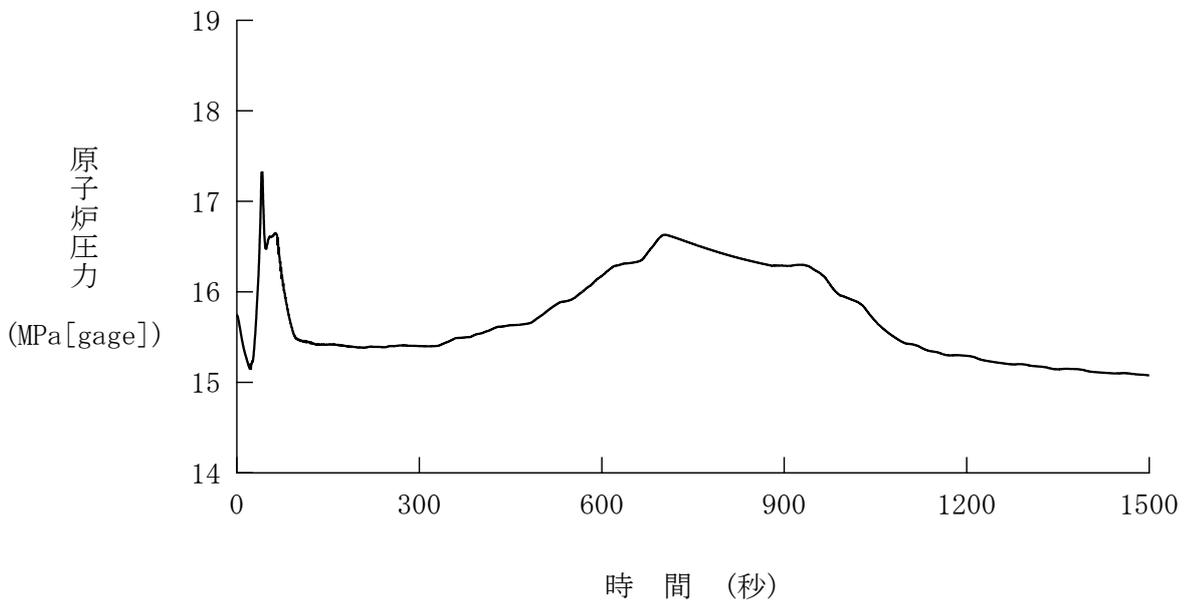


図 4.5.4.2-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

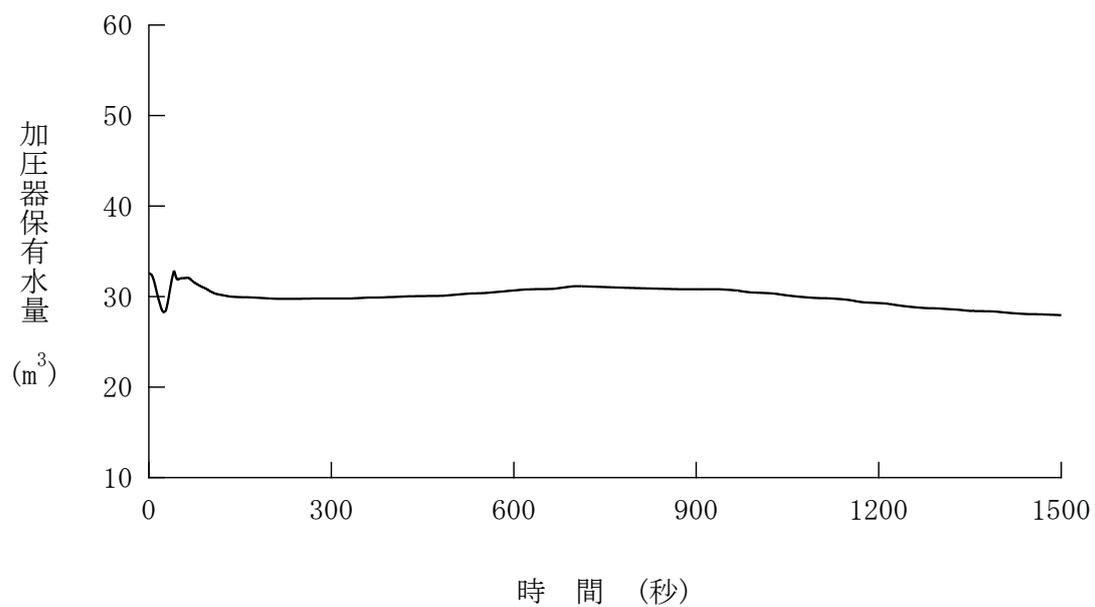


図 4. 5. 4. 2-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側  
 2 : 健全側

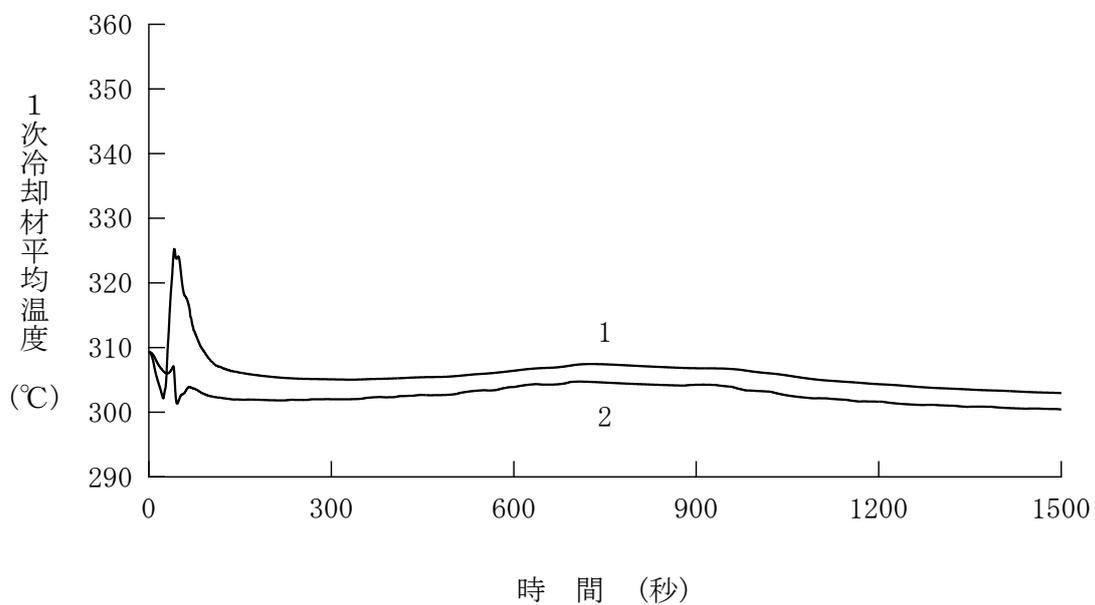


図 4. 5. 4. 2-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

1 : 破損側  
2 : 健全側

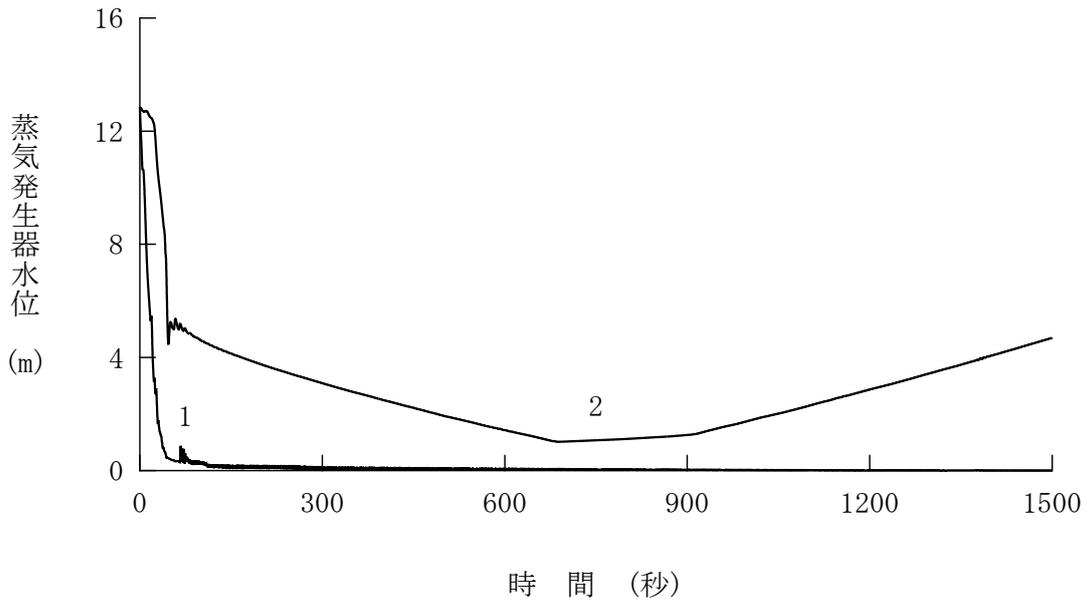


図 4. 5. 4. 2-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)

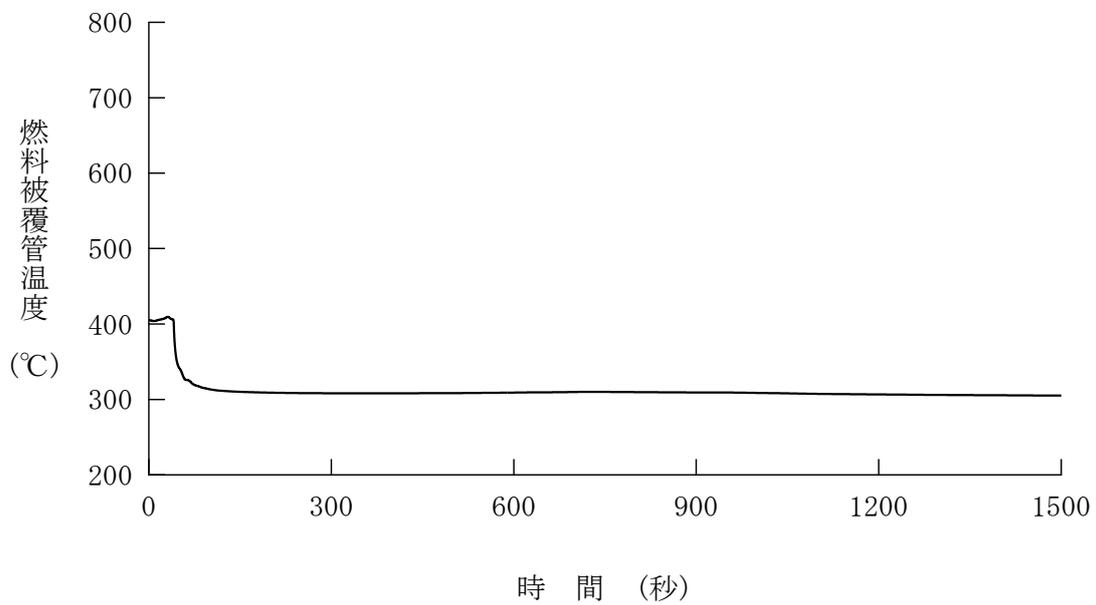


図 4. 5. 4. 2-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.5 主蒸気管破断

この事故は、原子炉の高温停止時に2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。具体的には何らかの原因で蒸気発生器とタービンの間の主蒸気管1本が瞬時に両端破断することで、蒸気の流出を生じるものとする。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、1次冷却系から熱を除去し、1次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。原子炉が正の減速材密度係数を持っていると反応度が添加され、原子炉の反応度停止余裕が減少して臨界となり、出力上昇の状態も生じ得る。

このような場合でも、非常用炉心冷却設備の作動により原子炉は未臨界を達成し、破損側蒸気発生器への補助給水を停止することによって蒸気放出が停止し、プラントは安全に保たれる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.5-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉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 倍以下となること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である  
17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。

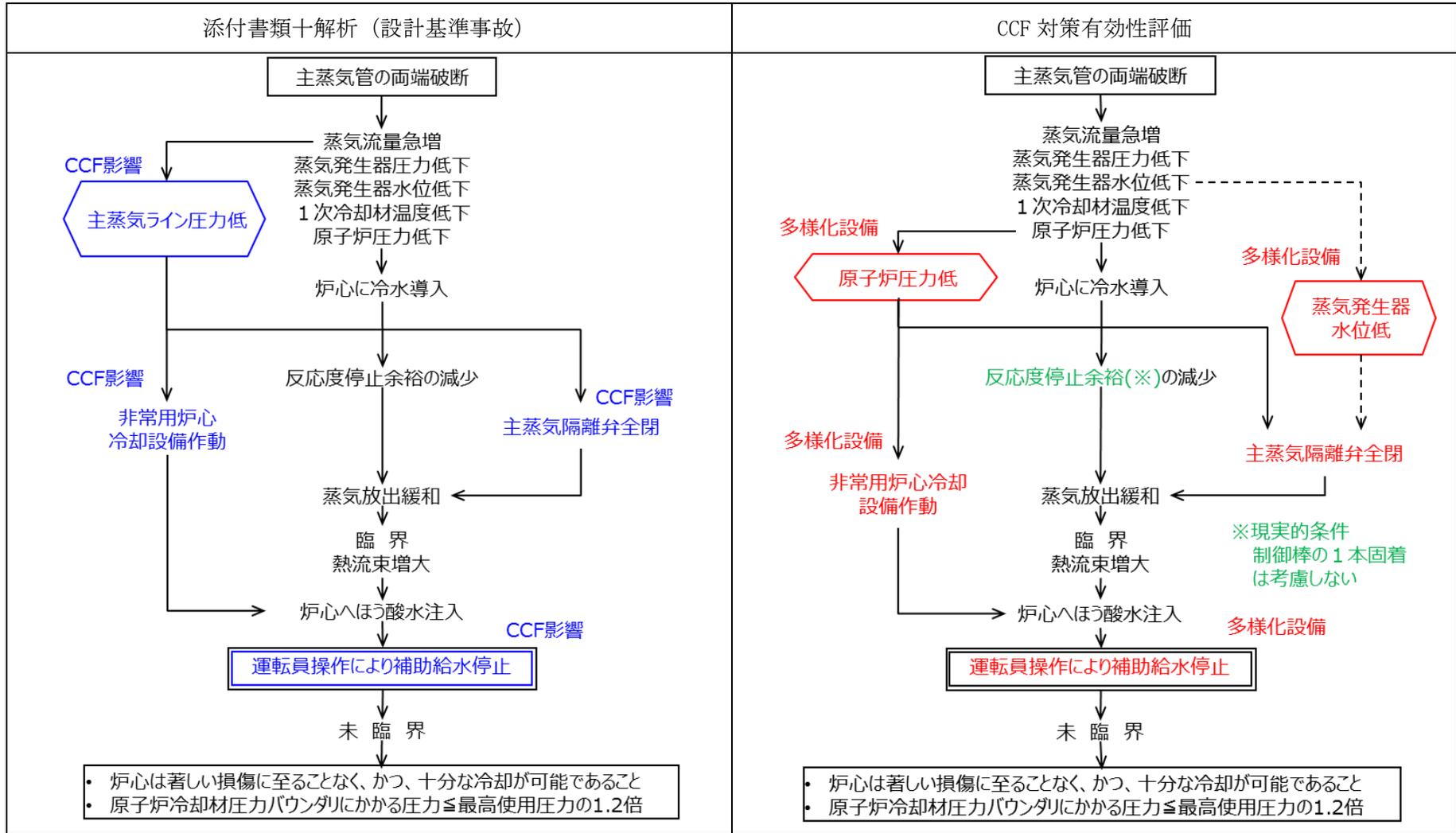


図 4.5.5-1 「主蒸気管破断」の事象進展

#### 4.5.5.1 代表3ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表4.5.5.1-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は DNBR を対象とした評価であり、冷却材条件の影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料健全性に関しては燃料被覆管温度を対象とした評価としているため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価される。また、解析コードの違いは熱水路係数の設定にも影響しており、設計基準事故の添付書類十解析では過渡解析によるパラメータを用いた静的計算により出力分布を評価しているのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは核定数(断面積)変化に基づき出力分布が評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では制御棒クラスタ1本が固着して炉心に挿入されない状態を想定しているが、保守的な設計想定であることから CCF 対策有効性評価では固着想定をせず、停止余裕も制御棒全挿入状態に対応した値として設定した。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.5.5.1-2に、主要な解析結果を表4.5.5.1-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.5.5.1-1から図4.5.5.1-5に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主蒸気管破断発生により 1 次系の冷却が過剰となり、1 次冷却材温度及び原子炉圧力が低下する。1 次冷却材温度の低下に伴い、減速材密度反応度帰還効果による正の反応度添加がされ、原子炉は臨界に達して出力が上昇する。一方で、原子炉冷却材圧力は低下し続け、多様化設備による「原子炉圧力低」信号の作動限界値に到達し主蒸気隔離弁が閉止して健全側の主蒸気管が隔離されるとともに、多様化設備による「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心設備作動限界値にも到達し、非常用炉心冷却設備が作動する。多様化設備により起動する 1 台の高圧注入ポンプから、高濃度のほう酸水が 1 次冷却材低温側配管より注入され、ほう素の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

これら事象進展の間、臨界到達後の出力上昇が大きくなる方向ではあるものの、現実的想定により制御棒の 1 本固着を考慮していないこと、及び、現実的な反応度帰還効果により、燃料被覆管温度の最高値は約 323℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、1 次冷却系の冷却により事象初期に圧力が一旦低下するものの、高圧注入系からのほう酸水の注入や、炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力が徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはなく、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 3 ループプラント)

|             |            | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)          | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠   |
|-------------|------------|------------------------------|-------------------------------|--|
| 解析コード       |            | MARVEL<br>ANC<br>THINC-III   | SPARKLE-2                     | 最適評価コードを使用。  |
| 評価項目        |            | 燃料健全性 (最小 DNBR)              | 燃料健全性 (燃料被覆管温度)<br>1 次系圧力     | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。                   |
| 燃焼度時点       |            | サイクル末期                       | 同左                            |  |
| 事故条件        |            | 主蒸気管両端破断                     | 同左                            |  |
| 初期条件        | 原子炉出力      | $10^{-1}\%$<br>(零出力)         | 同左                            |  |
|             | 1 次冷却材平均温度 | 286.1°C<br>(無負荷温度)           | 同左                            |  |
|             | 原子炉圧力      | 15.41MPa [gage]<br>(定格圧力)    | 同左                            |  |
| 実効遅発中性子割合   |            | 0.40 % (最小値)                 | 同左                            |  |
| 即発中性子寿命     |            | 21 $\mu$ sec (最大値)           | 同左                            |  |
| 減速材反応度帰還効果  |            | 減速材密度と反応度の関数<br>+<br>反応度荷重係数 | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+25%) | 現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 |            | 出力と反応度の関数                    | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心-25%) | 現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |

表 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 3 ループプラント)

|               | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                     | CCF 対策有効性評価                          | 条件差の根拠   |
|---------------|---|--------------------------------------|--|
| ほう素の反応度価値     | ほう素濃度と反応度の関数                            | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心-20%)        | 現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| 熱水路係数         | DNBR 評価時点の<br>静的計算に基づく $F_{\Delta H}^N$ | 解析コードが直接計算<br>(定格運転状態で $F_Q$ 制限値に設定) | 燃料健全性評価の観点で、高温全出力状態における熱水路係数を制限値に設定。                   |
| 固着制御棒         | 1 本固着を仮定                                | 固着なし                                 | 現実的条件として、制御棒の全挿入を考慮。                                   |
| 反応度停止余裕       | 1.8% $\Delta k/k$<br>(1 本固着条件)          | 2.5% $\Delta k/k$<br>(固着なし条件)        | 現実的条件として、制御棒の全挿入状態を考慮。                                 |
| 単一故障          | 高圧注入ポンプ 1 台故障                           | なし                                   | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                   |
| 外部電源          | あり                                      | 同左                                   | 現実的条件として、外部電源ありを想定。                                    |
| 非常用炉心冷却設備作動信号 | 主蒸気ライン圧力低<br>(デジタル安全保護系)                | 原子炉圧力異常低<br>(多様化設備)                  | デジタル安全保護系は不作動。   |
| 主蒸気隔離信号       | 主蒸気ライン圧力低<br>(デジタル安全保護系)                | 原子炉圧力低<br>(多様化設備)                    | デジタル安全保護系は不作動。   |
| ECCS ほう素濃度    | 4,400ppm                                | 同左                                   |  |
| 運転員操作時間       | 事故検知後 10 分                              | 同左                                   |  |

表 4.5.5.1-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

| 事象                   | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価                    |
|----------------------|----------------------|--------------------------------|
| 主蒸気管の破断              | 0 秒                  | 0 秒                            |
| ECCS 作動限界値到達         | 約 2 秒<br>(主蒸気ライン圧力低) | 約 15 秒<br>(多様化設備：<br>原子炉圧力異常低) |
| 主蒸気隔離弁全閉             | 約 10 秒               | 約 29 秒                         |
| 高圧注入ポンプ作動            | 約 17 秒               | 約 35 秒                         |
| 破損側蒸気発生器への<br>補助給水停止 | 約 644 秒              | 約 657 秒                        |

表 4.5.5.1-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

| パラメータ                | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価             |
|----------------------|----------------------|-------------------------|
| 熱流束最大値               | 定格出力の約 19 %          | 定格出力の約 19 %             |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)    | 約 1.73<br>( > 1.30 ) | —<br>—                  |
| 燃料被覆管温度最大値<br>(判断基準) | —<br>—               | 約 323°C<br>( ≤ 1200°C ) |

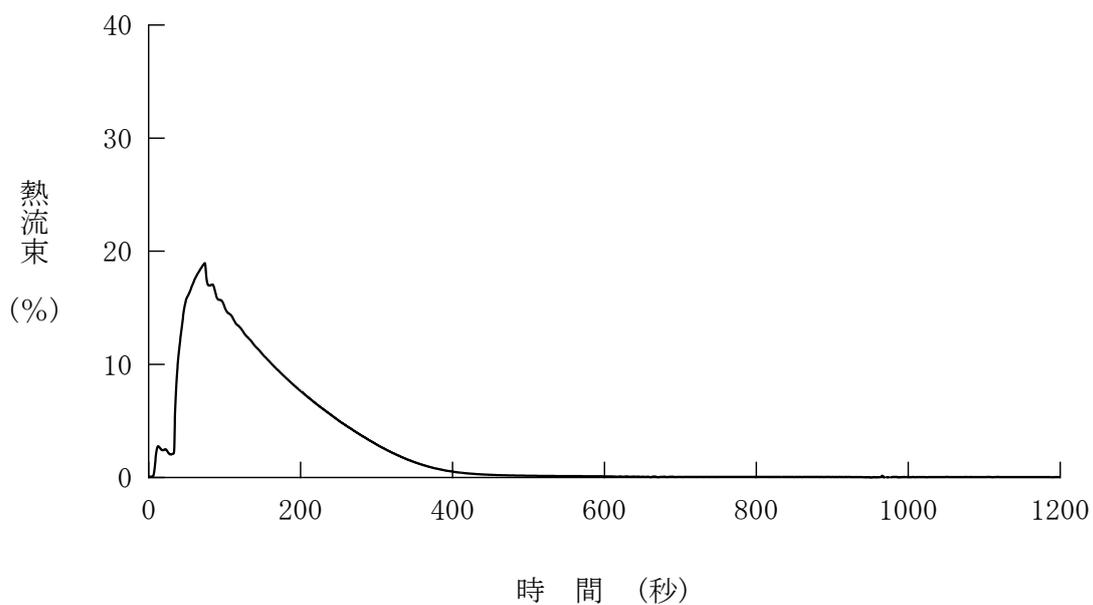


図 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、熱流束)

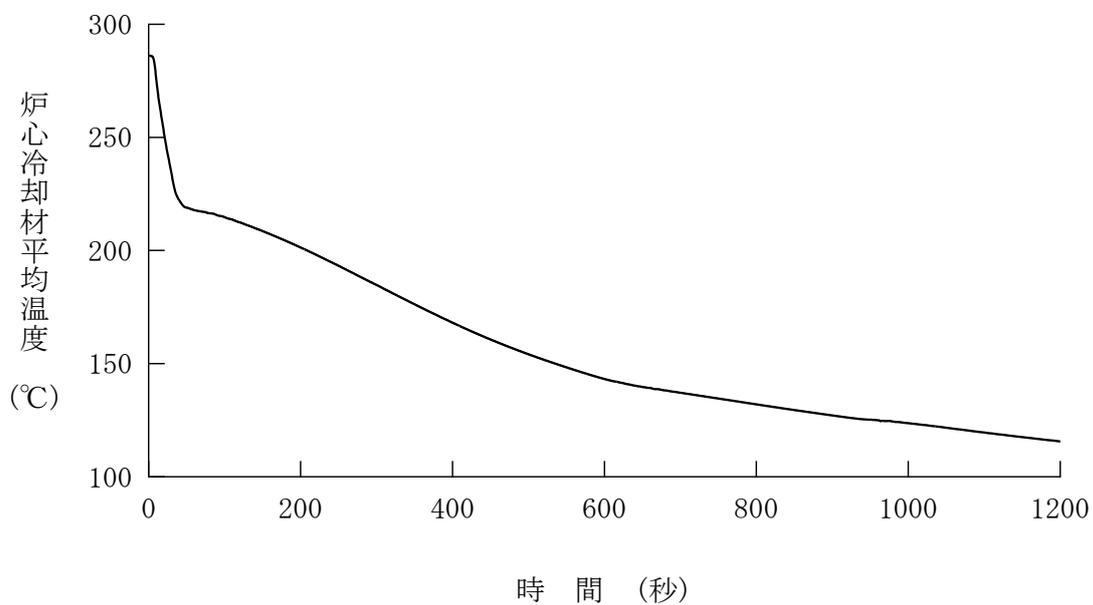


図 4.5.5.1-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

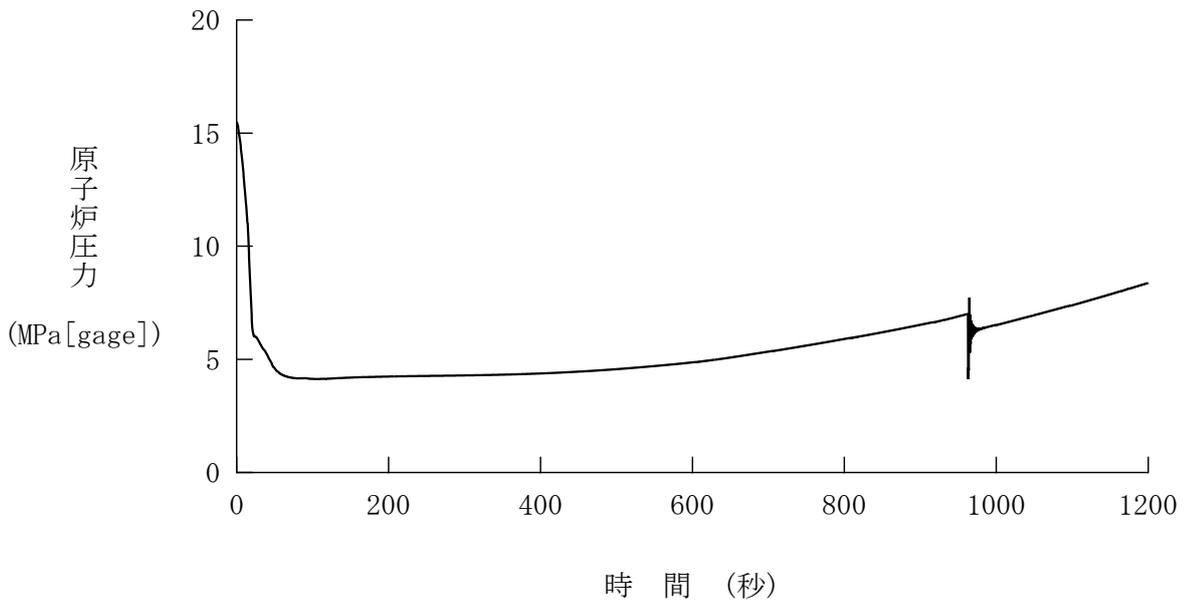


図 4.5.5.1-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

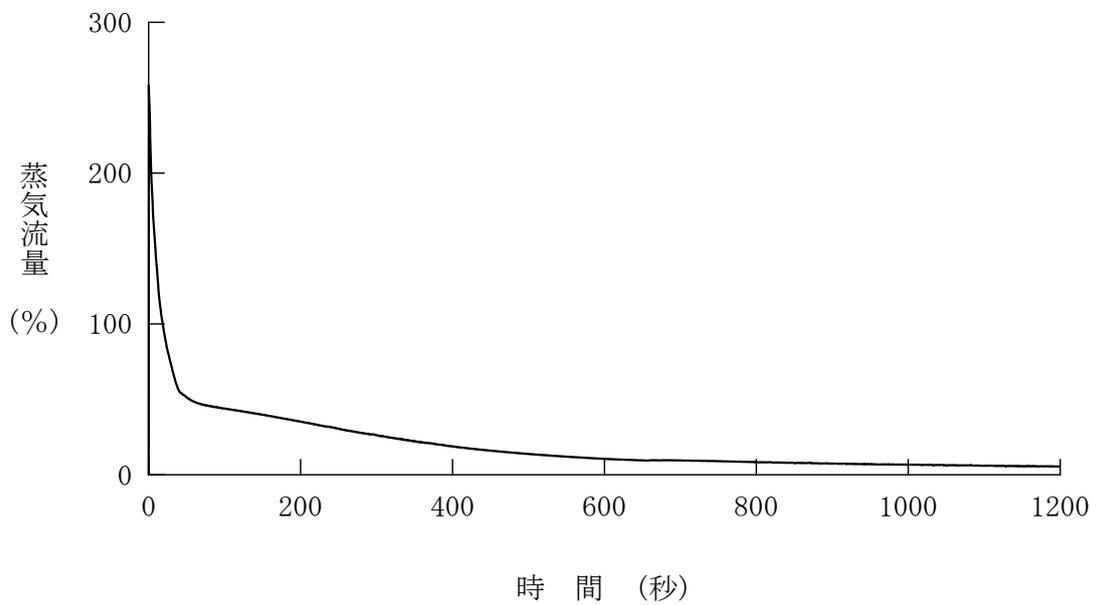


図 4.5.5.1-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、蒸気流量)

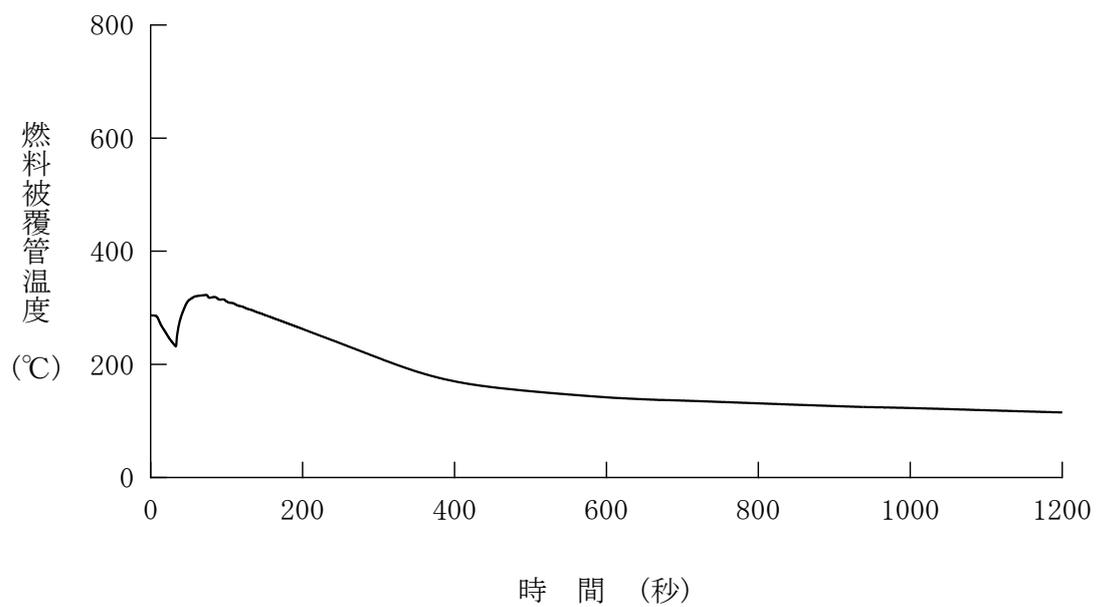


図 4.5.5.1-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5.5.2 代表4ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.5.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は DNBR を対象とした評価であり、冷却材条件の影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_{\Delta H}^N$  を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料健全性に関しては燃料被覆管温度を対象とした評価としているため、熱水路係数の設定に当たっては  $F_Q$  を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価される。また、解析コードの違いは熱水路係数の設定にも影響しており、設計基準事故の添付書類十解析では過渡解析によるパラメータを用いた静的計算により出力分布を評価しているのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは核定数(断面積)変化に基づき出力分布が評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では制御棒クラスタ1本が固着して炉心に挿入されない状態を想定しているが、保守的な設計想定であることから CCF 対策有効性評価では固着想定をせず、停止余裕も制御棒全挿入状態に対応した値として設定した。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.5.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.5.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.5.2-1 から図 4.5.5.2-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主蒸気管破断発生により 1 次系の冷却が過剰となり、1 次冷却材温度及び原子炉圧力が低下する。1 次冷却材温度の低下に伴い、減速材密度反応度帰還効果による正の反応度添加がされ、原子炉は臨界に達して出力が上昇する。一方で、原子炉冷却材圧力は低下し続け、多様化設備による「原子炉圧力低」信号の作動限界値に到達し主蒸気隔離弁が閉止して健全側の主蒸気管が隔離されるとともに、多様化設備による「原子炉圧力低」信号の非常用炉心設備作動限界値にも到達し、非常用炉心冷却設備が作動する。多様化設備により起動する 1 台の高圧注入ポンプから、高濃度のほう酸水が 1 次冷却材低温側配管より注入され、ほう素の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

これら事象進展の間、臨界到達後の出力上昇が大きくなる方向ではあるものの、現実的想定により制御棒の 1 本固着を考慮していないこと、及び、現実的な反応度帰還効果により、燃料被覆管温度の最高値は約 348℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、1 次冷却系の冷却により事象初期に圧力が一旦低下するものの、高圧注入系からのほう酸水の注入や、炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力が徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはなく、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

|             |            | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)          | CCF 対策有効性評価                   | 条件差の根拠   |
|-------------|------------|------------------------------|-------------------------------|--|
| 解析コード       |            | MARVEL<br>ANC<br>THINC-III   | SPARKLE-2                     | 最適評価コードを使用。  |
| 評価項目        |            | 燃料健全性 (最小 DNBR)              | 燃料健全性 (燃料被覆管温度)<br>1 次系圧力     | 判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。                       |
| 燃焼度時点       |            | サイクル末期                       | 同左                            |  |
| 事故条件        |            | 主蒸気管両端破断                     | 同左                            |  |
| 初期<br>条件    | 原子炉出力      | $10^{-1}\%$<br>(零出力)         | 同左                            |  |
|             | 1 次冷却材平均温度 | 291.7°C<br>(無負荷温度)           | 同左                            |  |
|             | 原子炉圧力      | 15.41MPa [gage]<br>(定格圧力)    | 同左                            |  |
| 実効遅発中性子割合   |            | 0.44 % (最小値)                 | 同左                            |  |
| 即発中性子寿命     |            | 20 $\mu$ sec (最大値)           | 同左                            |  |
| 減速材反応度帰還効果  |            | 減速材密度と反応度の関数<br>+<br>反応度荷重係数 | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心+25%) | 現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。<br>解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| ドップラ反応度帰還効果 |            | 出力と反応度の関数                    | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心-25%) | 現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。<br>解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |

表 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

|               | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)                     | CCF 対策有効性評価                          | 条件差の根拠   |
|---------------|---|--------------------------------------|--|
| ほう素の反応度価値     | ほう素濃度と反応度の関数                            | 解析コードが直接計算<br>(基準とする平衡炉心-20%)        | 現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。<br>解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。 |
| 熱水路係数         | DNBR 評価時点の<br>静的計算に基づく $F_{\Delta H}^N$ | 解析コードが直接計算<br>(定格運転状態で $F_Q$ 制限値に設定) | 燃料健全性評価の観点で、高温全出力状態における熱水路係数を制限値に設定。                       |
| 固着制御棒         | 1 本固着を仮定                                | 固着なし                                 | 現実的条件として、制御棒の全挿入を考慮。                                       |
| 反応度停止余裕       | 1.6% $\Delta k/k$<br>(1 本固着条件)          | 2.0% $\Delta k/k$<br>(固着なし条件)        | 現実的条件として、制御棒の全挿入状態を考慮。                                     |
| 単一故障          | 高圧注入ポンプ 1 台故障                           | なし                                   | 現実的条件として、単一故障は考慮しない。                                       |
| 外部電源          | あり                                      | 同左                                   | 現実的条件として、外部電源ありを想定。  |
| 非常用炉心冷却設備作動信号 | 主蒸気ライン圧力低<br>(デジタル安全保護系)                | 原子炉圧力低<br>(多様化設備)                    | デジタル安全保護系は不作動。   |
| 主蒸気隔離信号       | 主蒸気ライン圧力低<br>(デジタル安全保護系)                | 原子炉圧力低<br>(多様化設備)                    | デジタル安全保護系は不作動。   |
| ECCS ほう素濃度    | 2,800ppm                                | 同左                                   |  |
| 運転員操作時間       | 事故検知後 10 分                              | 同左                                   |  |

表 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

| 事象                   | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価                  |
|----------------------|----------------------|------------------------------|
| 主蒸気管の破断              | 0 秒                  | 0 秒                          |
| ECCS 作動限界値到達         | 約 2 秒<br>(主蒸気ライン圧力低) | 約 13 秒<br>(多様化設備：<br>原子炉圧力低) |
| 主蒸気隔離弁全閉             | 約 10 秒               | 約 28 秒                       |
| 高圧注入ポンプ作動            | 約 17 秒               | 約 33 秒                       |
| 破損側蒸気発生器への<br>補助給水停止 | 約 644 秒              | 約 655 秒                      |

表 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

| パラメータ                | 添付書類+解析<br>(設計基準事故)  | CCF 対策有効性評価             |
|----------------------|----------------------|-------------------------|
| 熱流束最大値               | 定格出力の約 20 %          | 定格出力の約 30 %             |
| 最小 DNBR<br>(判断基準)    | 約 1.55<br>( > 1.30 ) | —<br>—                  |
| 燃料被覆管温度最大値<br>(判断基準) | —<br>—               | 約 348°C<br>( ≤ 1200°C ) |

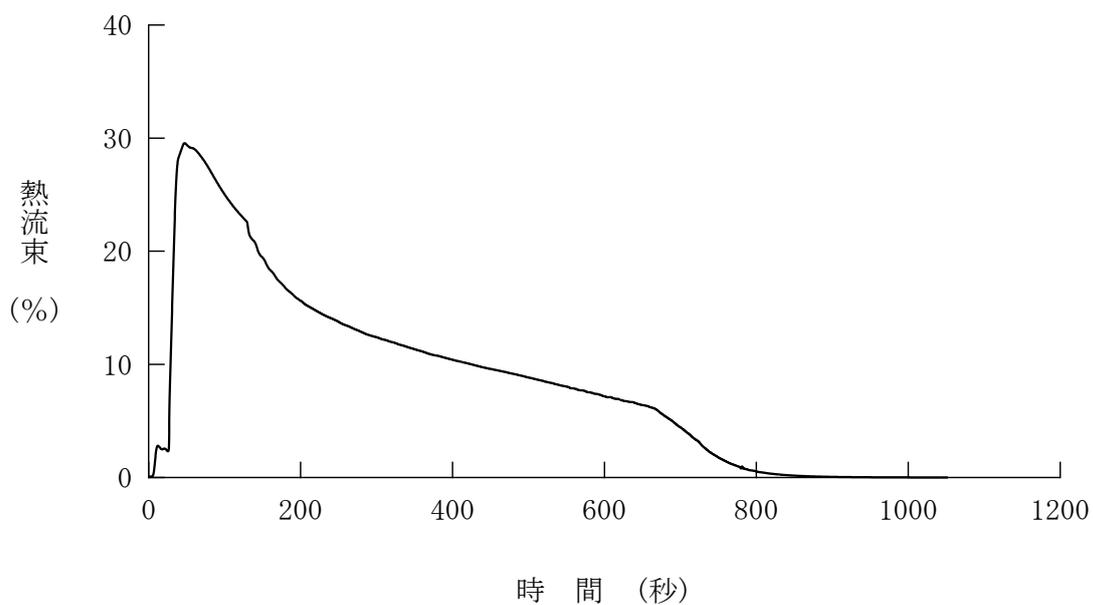


図 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、熱流束)

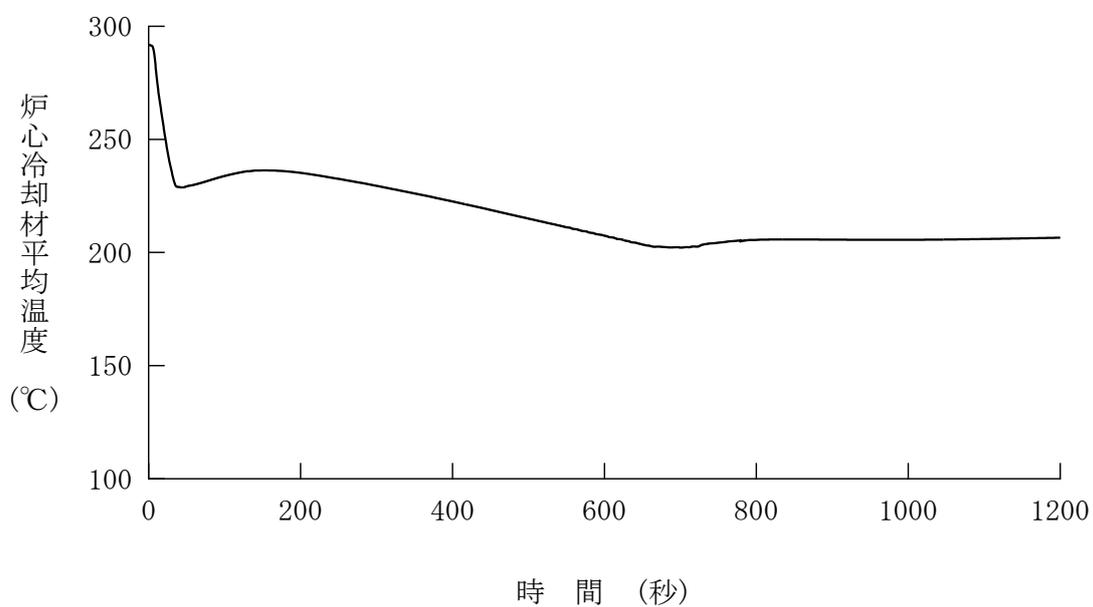


図 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

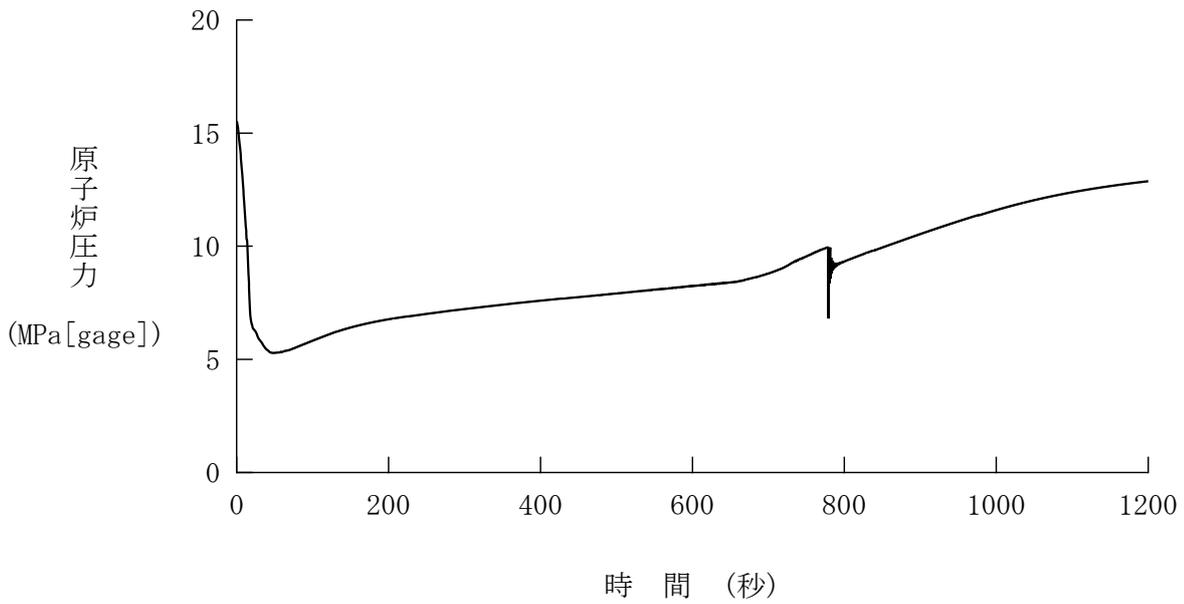


図 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

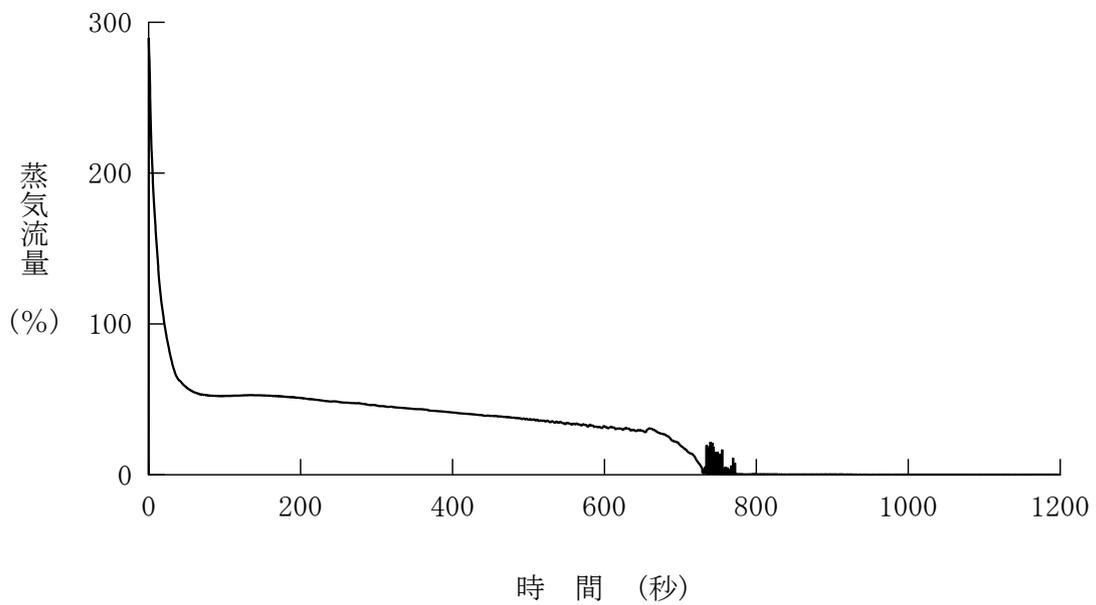


図 4.5.5.2-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、蒸気流量)

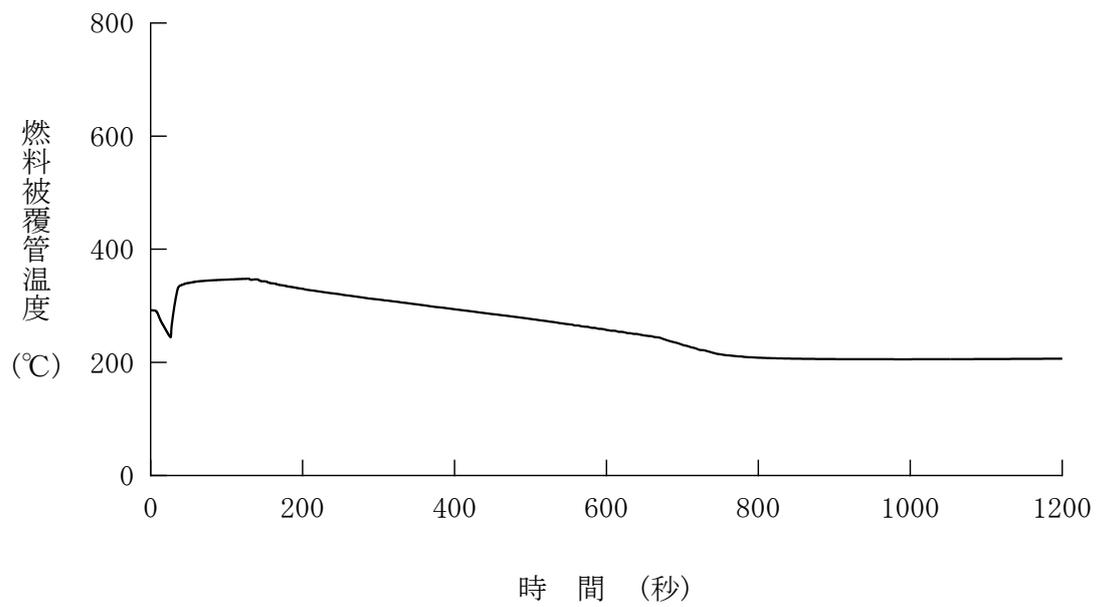


図 4.5.5.2-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)