

2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により，炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。

具体的には，1台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものとする。

この場合，炉心損傷のおそれのない低出力時以外は，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは，単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し，原子炉運転中，この母線は発電機側の電源から給電され，発電機側の電源が遮断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成とする。

(3) 拡大防止対策

a. 1次冷却材ポンプは，フライホイールを設けて慣性を大きくして，電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ，熱除去能力が急速に失われることを防止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

1次冷却材流量低

2.3.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0 ($\Delta k/k$) / (g/cm^3) とし、ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度の上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110\text{kg} \cdot \text{m}^2$ を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その動作

は無視する。

(3) 解析結果

1次冷却材ポンプ1台停止時の炉心流量，原子炉出力，平均点熱流束，熱点熱流束，最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。1次冷却材流量の低下により，過渡変化発生の約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に達し，約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡変化発生の約3.2秒後に約2.21となる。また，原子炉圧力の上昇は約0.3MPa(約3 kg/cm²)である。

原子炉出力は上昇することはないので，燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後，高温停止状態に移行し，2次側による冷却操作等により，原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.1.3 結 論

出力運転中に1次冷却材ポンプが1台停止した場合，残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており，さらに，停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために，1次冷却材流量が急速に減少することはない。炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果，最小DNBRは許容限界値を下回らず，燃料中心温度も溶融点未満であるので，燃料の健全性が損なわれることはない。また，原子炉圧力の上昇はわずかであり，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.2.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

1 次冷却材ポンプ 2 台で部分負荷運転を行っている場合，停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により 1 次冷却材が逆流しているため，停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが，蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため，高温側配管冷却材温度は，低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は，1 次冷却材ポンプ 1 台が停止しており，原子炉が部分負荷で運転中に，ポンプ制御系の故障，誤操作等により停止中のポンプが起動され，停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され，原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合，過渡変化が過大となる場合はその前に，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. 停止ループの 1 次冷却材ポンプを起動するときは，1 次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後，停止ループの 1 次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。
- b. 1 次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け，単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。
- c. 高出力時（パーミッシブ信号（P－8）の設定値（40％）以上）では，1 次冷却材ポンプは全台運転するため，原子炉冷却

材系停止ループの誤起動は起こらない。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

中性子束高

- b. 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号(P-8)設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で原子炉は自動停止する。

2.3.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は1ループ停止運転時の最大運転出力である40%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は40%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
- b. 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。
- c. 減速材密度係数は、最大値である $0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

- d. ドップラ出力係数は、第1.2.3図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さく

なるので、この値が最も厳しい。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

解析結果を、第2.3.2.1図に示す。熱流束の最大値は定格値の約81%であり、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかない。したがって、最小DNBRの許容限界値に対する余裕は定格出力時より大きい。また、燃料中心温度は十分溶融点未満である。原子炉圧力の上昇は約0.8MPaである。

手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.2.3 結 論

部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回ることとはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.3 外部電源喪失

2.3.3.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，送電系統又は所内主発電設備の故障等により，外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には，外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し，1次冷却材ポンプ，復水ポンプ等が自動停止し，1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合，原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また，補助給水系，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により，原子炉自動停止後の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。

(2) 防止対策

- a. 3号炉は500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて，この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。
- b. 500kV送電線2回線が停電した場合には，原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は187kV送電線から受電し，外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。
- c. 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し，所内補機は各母線に分割して接続する。したがって，単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。
- d. 多重化された直流負荷に給電する125V直流電源は各々独立した2系統から成り，それらは個々に蓄電池と充電装置を有し，2系統の直流電源が失われることのないようにする。

- e. 計測制御用機器などは115V交流母線から供給する。この母線は独立する二つの125V直流電源及び交流440V非常用電源から無停電電源装置を通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(3) 拡大防止対策

- a. 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機2台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。

- b. 何らかの原因で制御棒クラスタ駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に自重により落下し、原子炉は自動停止する。

2.3.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

(2) 解析条件

「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の

喪失」解析と同様である。

(3) 解析結果

最小DNBRは約2.01である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最大値は約17.4MPa [gage]にとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.3.3 結 論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの原因で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.4 主給水流量喪失

2.3.4.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，主給水ポンプ，復水ポンプ又は給水制御系の故障等により，すべての蒸気発生器への給水が停止し，原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合，原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また，補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器2次側に給水し，原子炉自動停止後の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。

(2) 防止対策

主給水制御系は，すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため，蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(3) 拡大防止対策

a. 蒸気発生器1基への主給水が停止すると，その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し，運転員の注意を喚起する。

b. 蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて，電動補助給水ポンプ2台を設け，以下の信号により自動起動する。

(a) 蒸気発生器水位低

(b) すべての主給水ポンプのトリップ

(c) 非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは，外部電源が喪失した場合には，ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

c. さらに，タービン動補助給水ポンプ1台を設け，以下の信号

により自動起動する。

(a) 3基のうち2基の蒸気発生器水位低

(b) 常用高圧母線のいずれか二つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器2次側の蒸気により駆動する。

d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 蒸気発生器水位低

(b) 原子炉圧力高

e. 原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、2次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

2.3.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 初期値として、原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102%）、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格運転時設定水位とする。

b. 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱と

しては、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⁽¹⁾を使用する。

c. 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

d. 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて80m³/hの流量で給水するものとする。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。

e. 主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

f. 原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。

(a) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるようにそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(b) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨張が最大となるようにそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(3) 解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第2.3.4.1図に示す。

原子炉は過渡変化発生の約29秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約31秒で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。原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約17.4MPa [gage]にとどまる。蒸気発生器水位は、主給水喪失及び原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材平均温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少に向う。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。原子炉は過渡変化発生約50秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し、約52秒で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。加圧器保有水量の最大値は約32m³（加圧器容積の約79%）であり、加圧器は満水になることはない。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.4.3 結 論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.5 蒸気負荷の異常な増加

2.3.5.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，主蒸気ダンプ弁，蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し，1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され，原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2) 防止対策

負荷要求の急増に対しては，原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また，主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は，誤動作による過渡変化を抑制するために，弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており，また，制御系の単一の故障によって，これらの弁が二つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

a. 通常運転中は中央制御室で，「蒸気発生器水位」，「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い，また，警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 中性子束高

(b) 過出力 ΔT 高

(c) 過大温度 ΔT 高

2.3.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより，原子炉出力，原子炉圧力，1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. サイクル初期であるか末期であるかで，減速材密度係数が異なり，また，負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので，以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA：手動運転・サイクル初期

ケースB：手動運転・サイクル末期

ケースC：自動運転・サイクル初期

ケースD：自動運転・サイクル末期

- c. 減速材密度係数はサイクル初期では0 ($\Delta k/k$) / (g/cm^3) とし，サイクル末期では最大値である0.43 ($\Delta k/k$) / (g/cm^3) とする。
- d. ドップラ出力係数は，第1.2.3図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので，この値が最も厳しい。

- e. 原子炉を定格出力で運転中に，主蒸気ダンプ弁，蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち1個が全開になり，蒸気流量が10%急増するものとする。

(3) 解析結果

ケースAにおいては，原子炉出力は若干上昇するが，1次冷却材平均温度が大幅に低下するため，最小DNBRは初期値からわ

ずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいですが、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果となる。ケースCの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースDの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースCの最小DNBRは約2.05であり、ケースDの最小DNBRは約2.06である。

また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約110%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

異常の原因を除去した後は、手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.5.3 結 論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡変化に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.6 2次冷却系の異常な減圧

2.3.6.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の高温停止中に，主蒸気ダンプ弁，主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し，1次冷却材の温度が低下して，反応度が添加される事象を想定する。

この場合，非常用炉心冷却設備の作動により，過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は，誤動作による過渡変化を抑制するために，弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており，また，制御系の単一の故障によって，これらの弁が二つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

a. 通常運転中は中央制御室で，「蒸気発生器水位」，「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い，また，警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子束高
- (b) 過大温度 ΔT 高
- (c) 過出力 ΔT 高
- (d) 原子炉圧力低
- (e) 非常用炉心冷却設備作動

- c. 主給水による 1 次冷却系の過度の冷却を防止するため，
「原子炉トリップ」信号と「1 次冷却材平均温度低」信号の一致により，主給水制御弁を全閉する。さらに，「非常用炉心冷却設備作動」信号により，主給水ポンプを自動停止し，主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- d. 炉心にほう酸水を注入するため，以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。
 - (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - (b) 原子炉圧力異常低
 - (c) 主蒸気ライン圧力低
- e. 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁，主蒸気ダンプ弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。
- f. 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

2.3.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コード MARVEL により，原子炉圧力，炉心冷却材平均温度，蒸気流量，炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに，出力分布を核設計計算コード ANC により求め，熱水力計算コード THINC-III により DNBR への影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 原子炉の初期状態としては，原子炉は高温停止状態にあり，制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は，原

子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置で固着したときの値として $0.018 \Delta k/k$ とする。1 次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低濃度を考慮して 0 ppmを仮定する。

b. 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1 次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

c. 1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ 286.1°C 及び 15.41MPa [gage]とする。

d. 主蒸気ダンプ弁、主蒸気逃がし弁等 2 次冷却系の弁のうち、減圧効果が最大となる弁が 1 個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 7.48MPa [gage] にて 403t/h とする。

e. DNB Rの評価では、1 台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度 $4,400\text{ppm}$ のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2 台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び 1 次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f. 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

g. 外部電源はあるものとする。

外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

h. 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

i. DNB Rの評価には、W-3 相関式⁽²⁾を使用する。

(3) 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合のDNB R評価の解析結果を第2.3.6.3図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却され、原子炉は臨界に達する。しかし、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による非常用炉心冷却設備作動限界値に過渡変化発生の約163秒後に達し、非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で補助給水を停止する操作を行うことにより、原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。熱流束は最大で約4%にとどまり、最小DNB Rは約5.6である。

また、原子炉圧力の観点では、2台の高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入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するため、原子炉圧力が過

度に上昇することはない。

原子炉が未臨界になった後、異常の原因を除去し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.6.3 結 論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって原子炉は、一時的に臨界となるが、熱流束の上昇はわずかであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も熔融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.7 蒸気発生器への過剰給水

2.3.7.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，給水制御系の故障，誤操作等により，蒸気発生器への給水が過剰となり，1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され，原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水制御弁は，誤動作による過渡変化を抑制するために，弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており，また，制御系の単一の故障によって，これらの弁が二つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は，中央制御室で「蒸気発生器水位」，「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い，また，警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には，「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また，同時に中央制御室に警報を発し，運転員の注意を喚起する。
- c. 「蒸気発生器水位異常高」信号により，タービントリップを行い，すべての主給水ポンプを自動停止し，主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子束高
- (b) 過大温度 ΔT 高
- (c) 過出力 ΔT 高
- (d) タービントリップ

2.3.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより，原子炉出力，原子炉圧力，1次冷却材平均温度，蒸気発生器水位及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は，出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とし，ドップラ出力係数は，第1.2.3図の下限の値とする。

この組合せは，反応度帰還が最大であり，出力増加は最大となる。

- c. 主給水制御弁が1個全開し，蒸気発生器1基に定格流量の170%で，給水されるものとする。
- d. 「蒸気発生器水位異常高」信号で，タービンは自動停止し，引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また，この「蒸気発生器水位異常高」信号によって，主給水

隔離弁等が全閉し、給水は停止される。

(3) 解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡変化発生の約56秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き原子炉は約57秒で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。最小DNBRは約2.25である。また、原子炉出力の最大値は約104%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPaである。

主給水及び原子炉の停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.7.3 結 論

蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.4.1 負荷の喪失

2.4.1.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，外部電源あるいはタービンの故障等により，タービンへの蒸気流量が急減し，原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は，低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き，直接原子炉トリップに至る。この場合，蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は，主蒸気ダンプ弁を通して復水器へ導かれ，1次冷却系の除熱，冷却は維持されるため，1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに，この過渡変化は安全に終止できる。

定格負荷の約50%以下の負荷喪失の場合は，蒸気加減弁及び主蒸気ダンプ弁の作動により，プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50%より大きい負荷喪失の場合は，タービン及び原子炉は直接自動停止することはないが，もし原子炉の運転条件が乱されて，原子炉保護設備の設定値に達すれば原子炉は自動停止し，この過渡変化は安全に終止できる。

主蒸気ダンプ系が使用できないという事態が生じれば，主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに，原子炉は「原子炉圧力高」，「加圧器水位高」，「過大温度 ΔT 高」等の信号により自動停止し，この過渡変化は安全に終止できる。この場合1次冷却系の過度の圧力上昇は，加圧器逃がし弁，加圧器

安全弁等の作動により防止できる。

(2) 防止対策

3号炉は500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3) 拡大防止対策

- a. タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。
- b. タービンが自動停止しても、主蒸気ダンプ系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などにより主蒸気ダンプ系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。
- c. 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動とあいまって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。
- d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力高
 - (b) 加圧器水位高
 - (c) 過大温度 ΔT 高

2.4.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより，原子炉出力，原子炉圧力，1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a．初期原子炉出力は，DNBRの評価では定格出力とし，原子炉圧力の評価では102%出力とする。

b．減速材密度係数は，出力運転時の最小値である $0 \text{ (}\Delta k/k\text{)} / (\text{g/cm}^3)$ とし，ドップラ出力係数は，第1.2.3図の上限の値とする。

この組合せは，1次冷却材温度の上昇による原子炉出力抑制効果と，トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

c．1次冷却系の除熱に対し，厳しい条件として，負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また，この場合主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし，主蒸気安全弁が作動するものとする。

d．加圧器の圧力抑制効果については，以下の二つの場合を考慮する。

(a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。
この場合，DNBR低下の点で厳しくなる。

(b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
この場合，原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

e．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合，タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿

入がないので、DNBR低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

(3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。原子炉は、過渡変化発生の約11秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約13秒で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。最小DNBRは約2.16である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は加圧器逃がし弁が作動後さらに上昇し、加圧器安全弁が作動し、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。原子炉は、過渡変化発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約8秒で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。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa [gage]

(約181kg/cm²G)にとどまり、「運転時の異常な過渡変化」のなかで最大となる。この場合でも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18.2MPa [gage] (約186kg/cm²G)にとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後，高温停止状態に移行し，２次側による冷却操作等により，原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.1.3 結 論

負荷の喪失が起こった場合でも，主蒸気安全弁，加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により，１次冷却系は過圧されることはない。さらに，加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも，１次冷却系は加圧器安全弁の作動により，過度の圧力上昇を抑えることができ，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また，最小D N B Rは許容限界値を下回らず，燃料中心温度も溶融点未満であるので，燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.2.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，1次冷却系の圧力制御系の故障等により，原子炉圧力が低下する事象を想定する。

具体的には，加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものとする。

この場合，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

加圧器逃がし弁は，誤動作による過渡変化を抑制するために，弁1個当たりの最大容量を適切な値にしておき，また，制御系の単一の故障によって，これらの弁が二つ同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

a. 通常運転中は中央制御室で，「加圧器圧力」，「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い，また，警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」，「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合には，元弁を閉止することにより対処できる。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 過大温度 ΔT 高

(b) 原子炉圧力低

2.4.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力とする。

b. 減速材密度係数は、 $0 \text{ (}\Delta k/k\text{) / (g/cm}^3\text{)}$ とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。

c. ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

d. 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。

e. 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

f. 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

(3) 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBR

の解析結果を第2.4.2.1図に示す。1次冷却材平均温度の低下による制御棒クラスタ引き抜きのため、正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇するが、過渡変化発生の約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約60秒で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。最小DNBRは約2.02である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.2.3 結 論

この過渡変化が生じても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.4.3.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。

具体的には，非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し，ほう酸水が1次冷却系に注入され，原子炉出力が低下し，2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし，原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤作動する場合でも，原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。

また，原子炉トリップ後も高圧注入ポンプにより1次冷却系にほう酸水が注入され，原子炉圧力が上昇するが，高圧注入ポンプの締切圧力が低く加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため，過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

a. 非常用炉心冷却設備は

- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- (b) 原子炉圧力異常低
- (c) 主蒸気ライン圧力低
- (d) 原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが，各信号の論理構成は多重構成としており，不必要な作動を防止している。

b. 運転員による手動作動に対しても，不注意な作動の可能性を

小さくするように設計している。

(3) 拡大防止対策

a. 「非常用炉心冷却設備作動」信号により原子炉は自動停止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

原子炉圧力低

c. 1次冷却系の過圧防止のため、高圧注入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。

2.4.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気流量及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力とする。

b. 減速材密度係数は、 $0 \text{ (}\Delta k/k\text{) / (g/cm}^3\text{)}$ とする。

c. ドップラ出力係数は、第1.2.3図の下限の値とする。

d. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の低下に伴って制御棒が引き抜かれ過渡変化を和らげる。

e. 原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度4,400ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は1次冷却系の圧力とポン

プの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

f. 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 解析結果

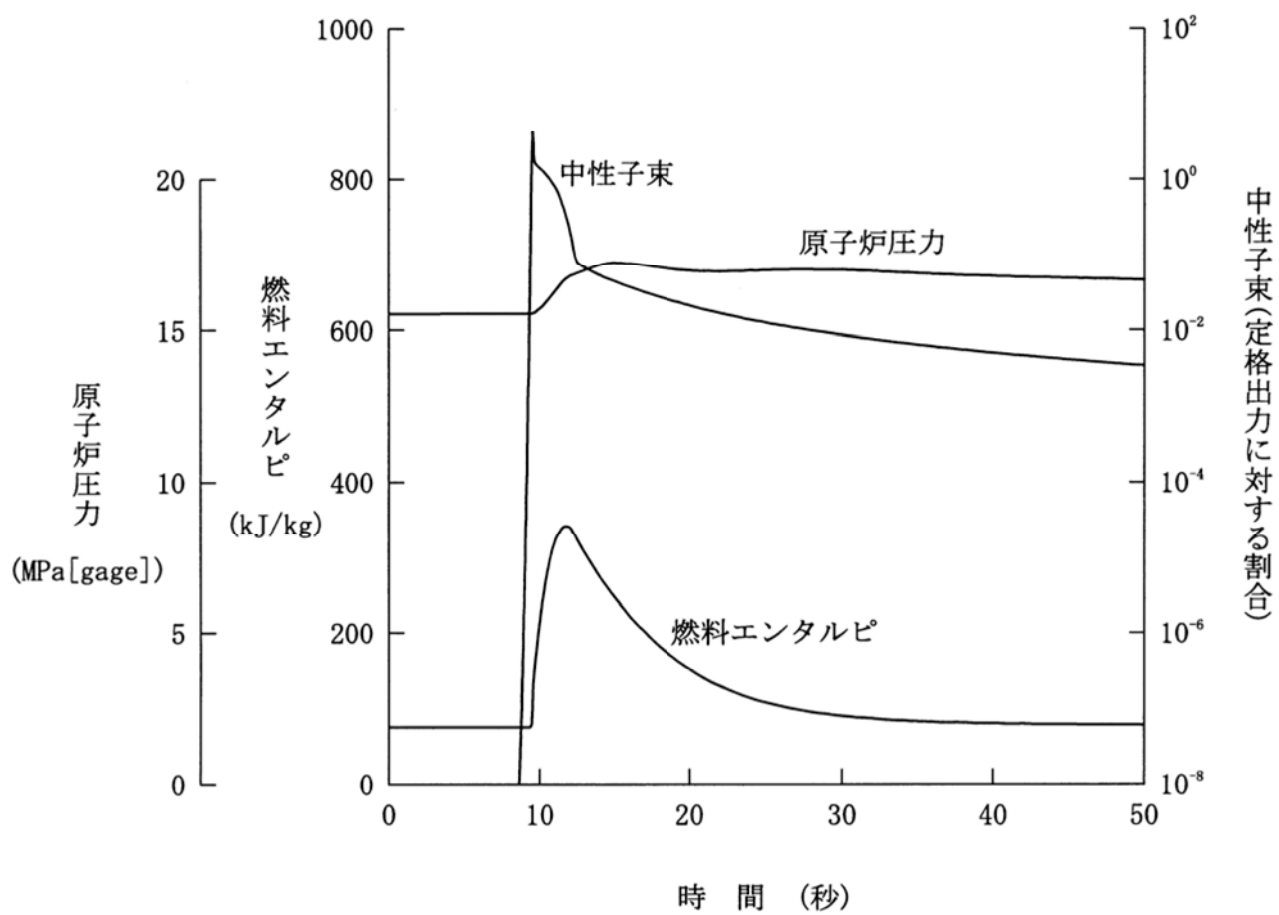
解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量、原子炉圧力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約90秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約92秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入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するため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

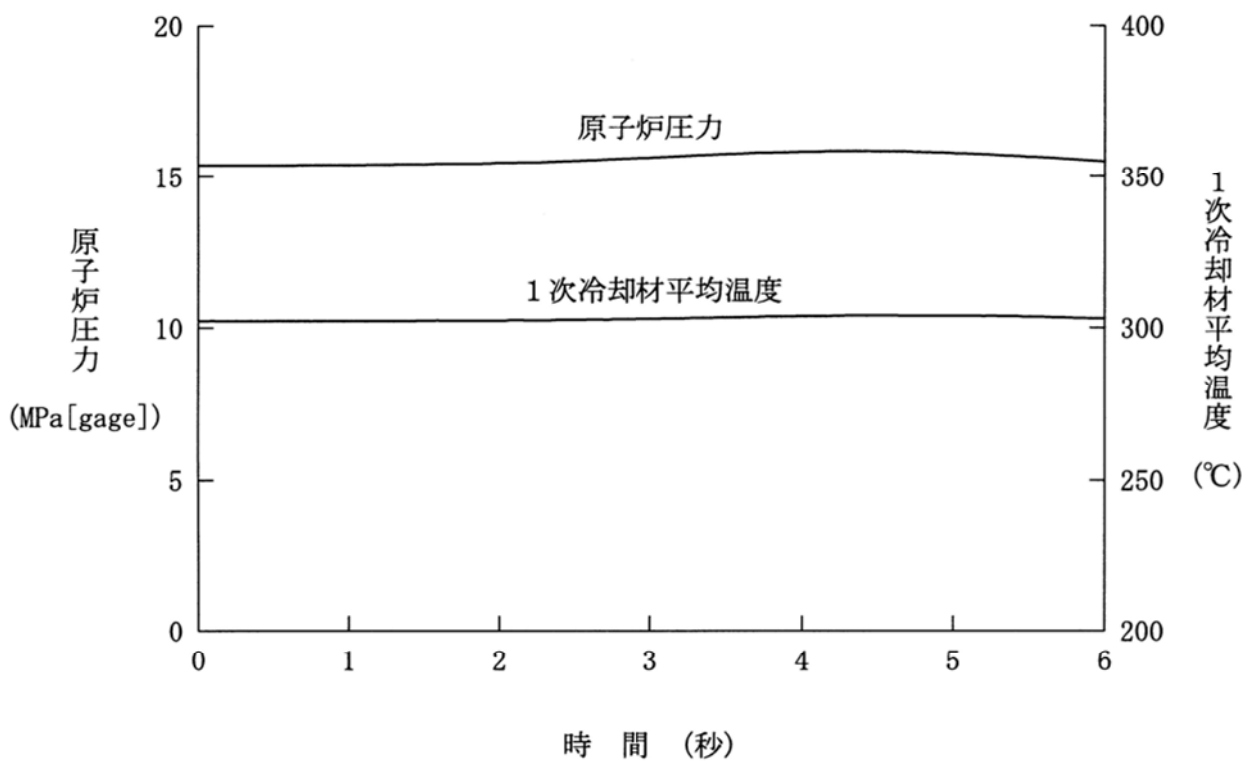
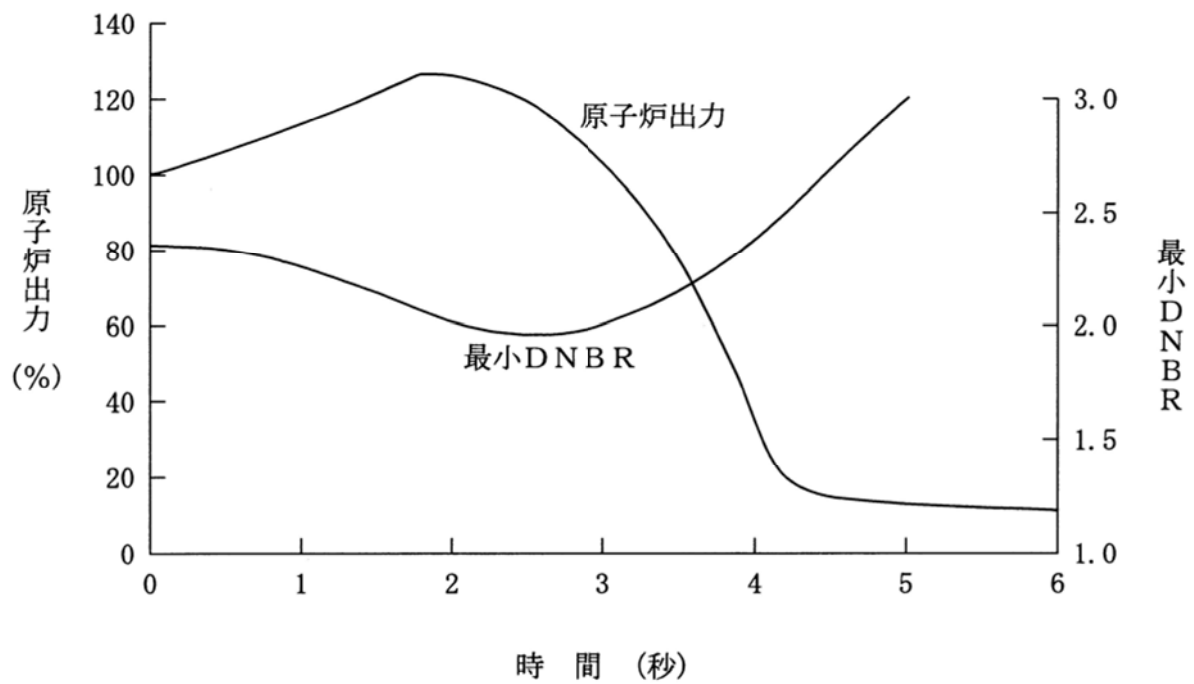
原子炉停止後、異常の原因を除去し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.3.3 結 論

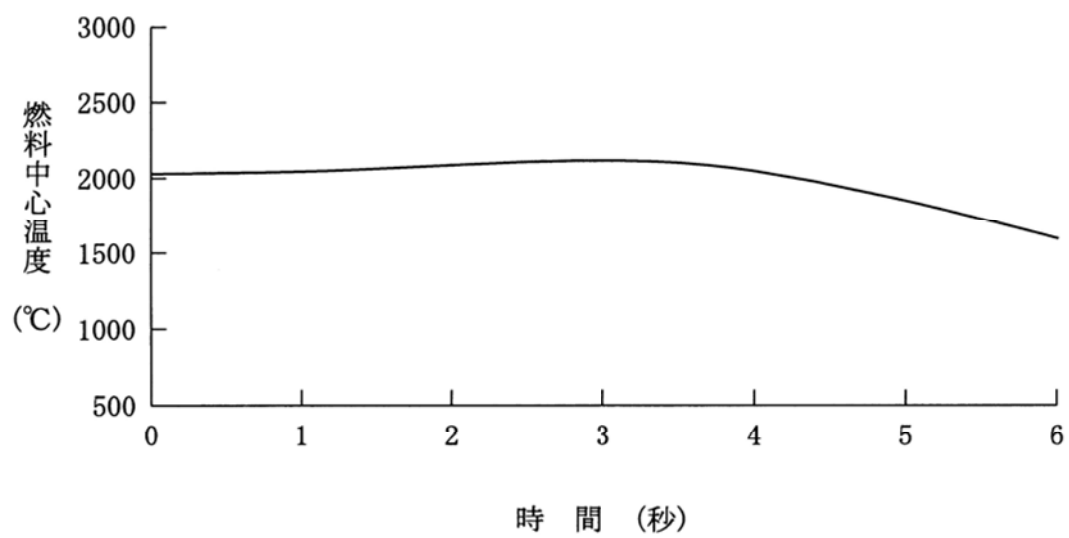
非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることなく、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



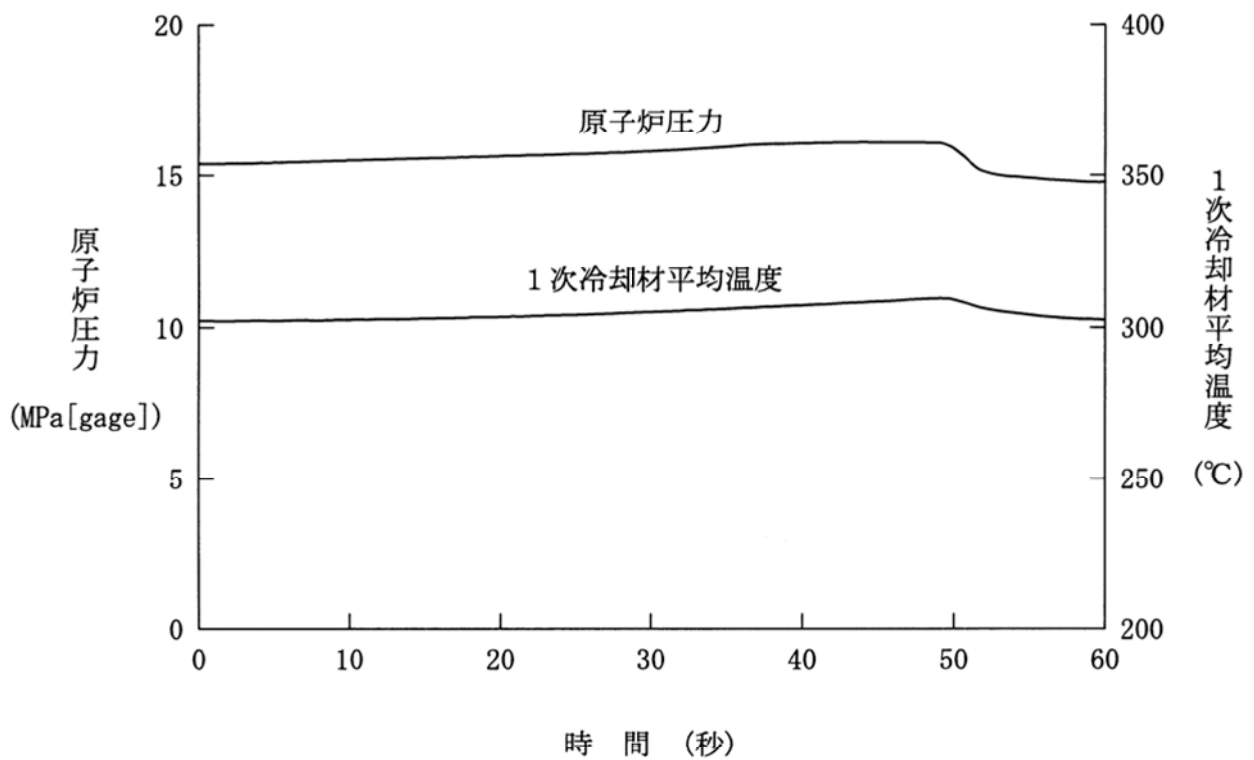
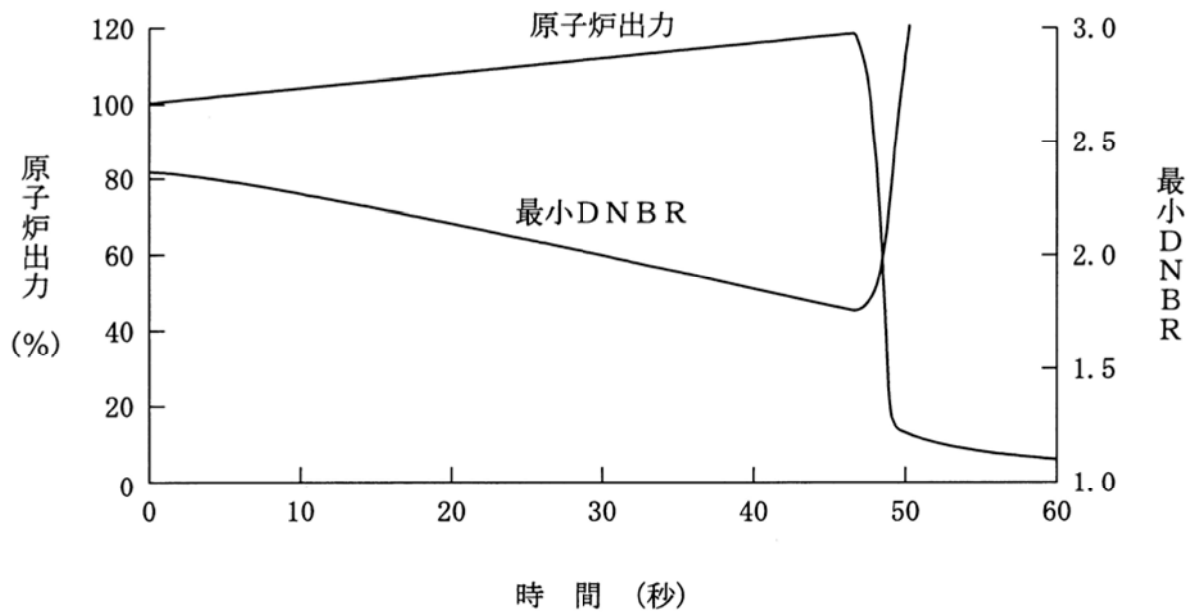
第2.2.1.1図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



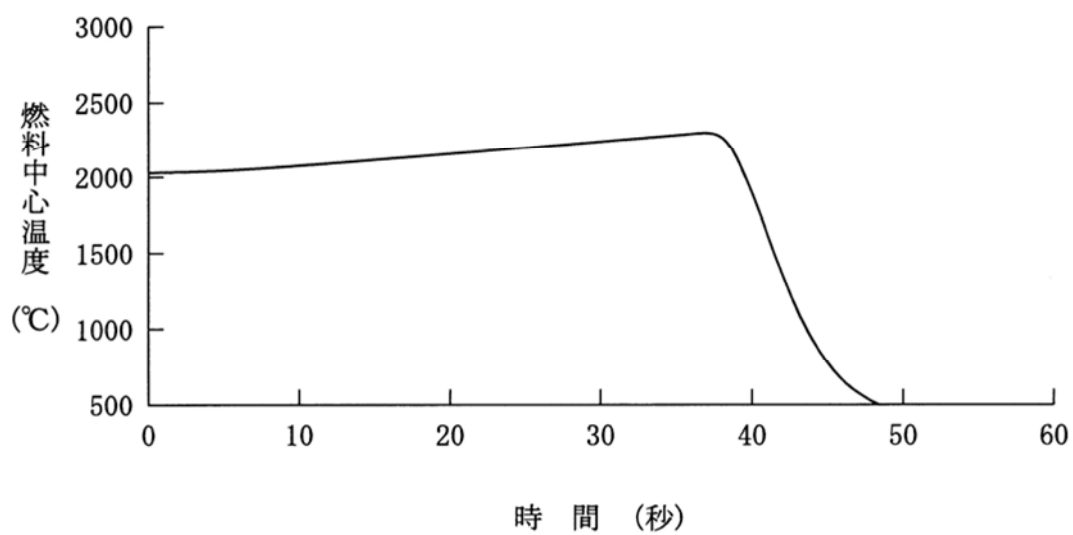
第2.2.2.1図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合(1)



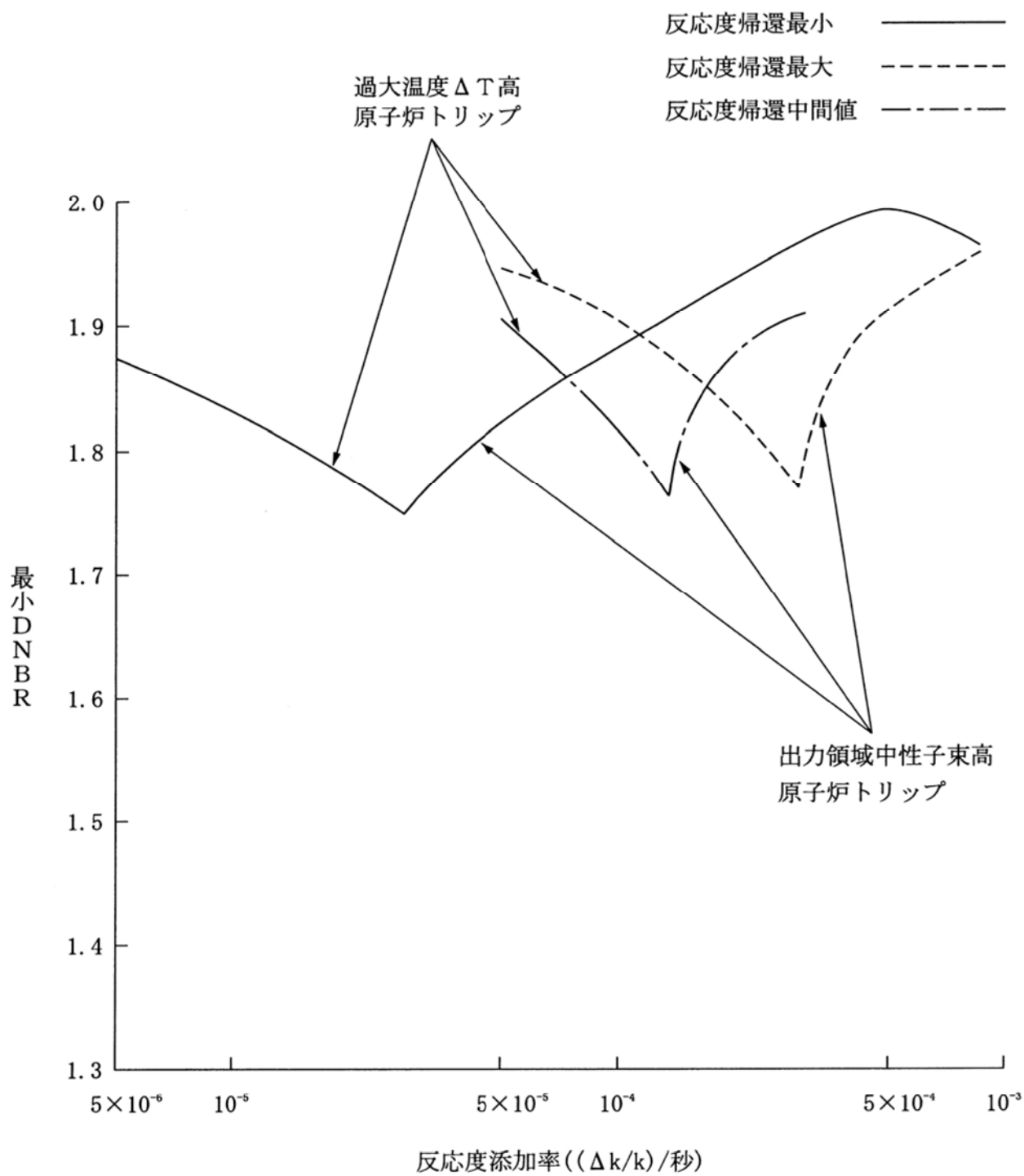
第2.2.2.2図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—速い引き抜きの場合(2)



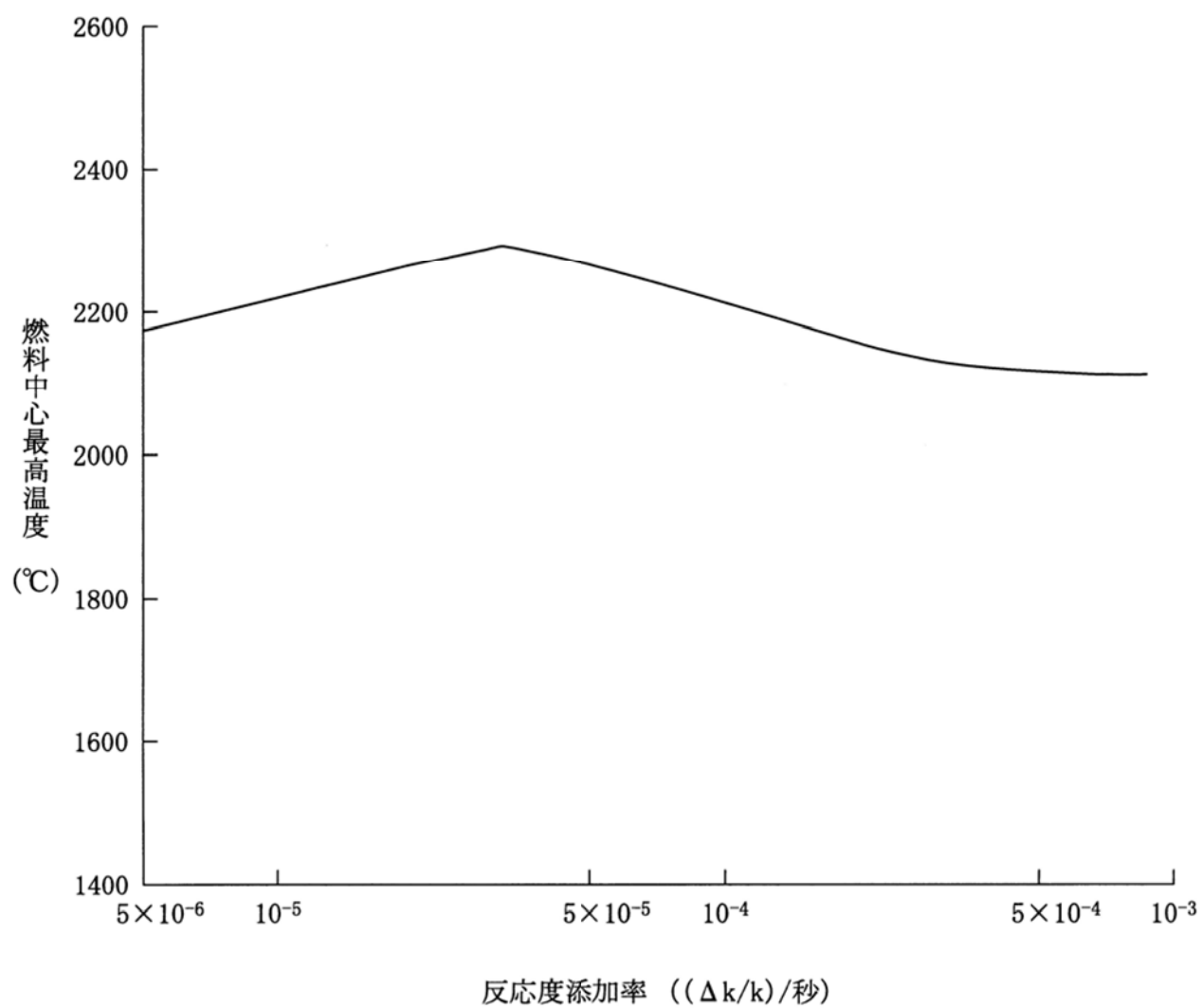
第2.2.2.3図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一遅い引き抜きの場合(1)



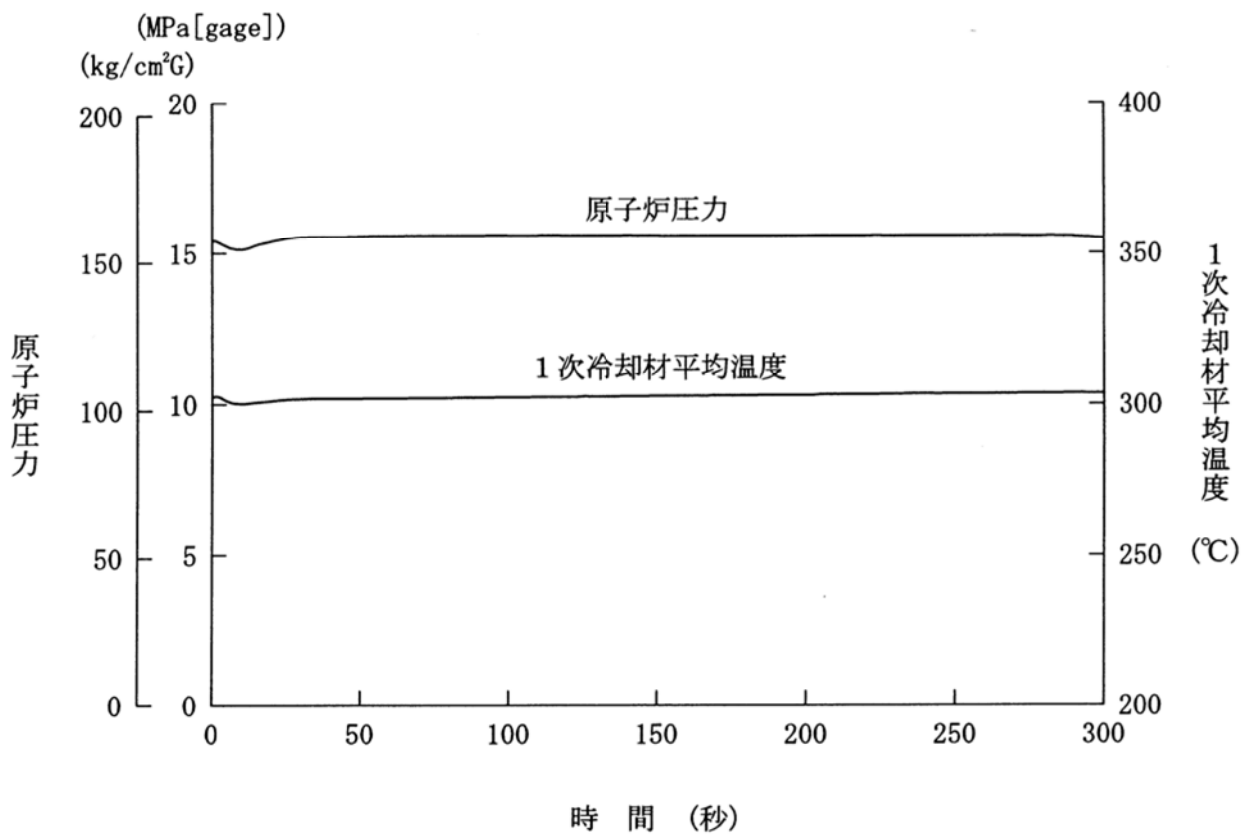
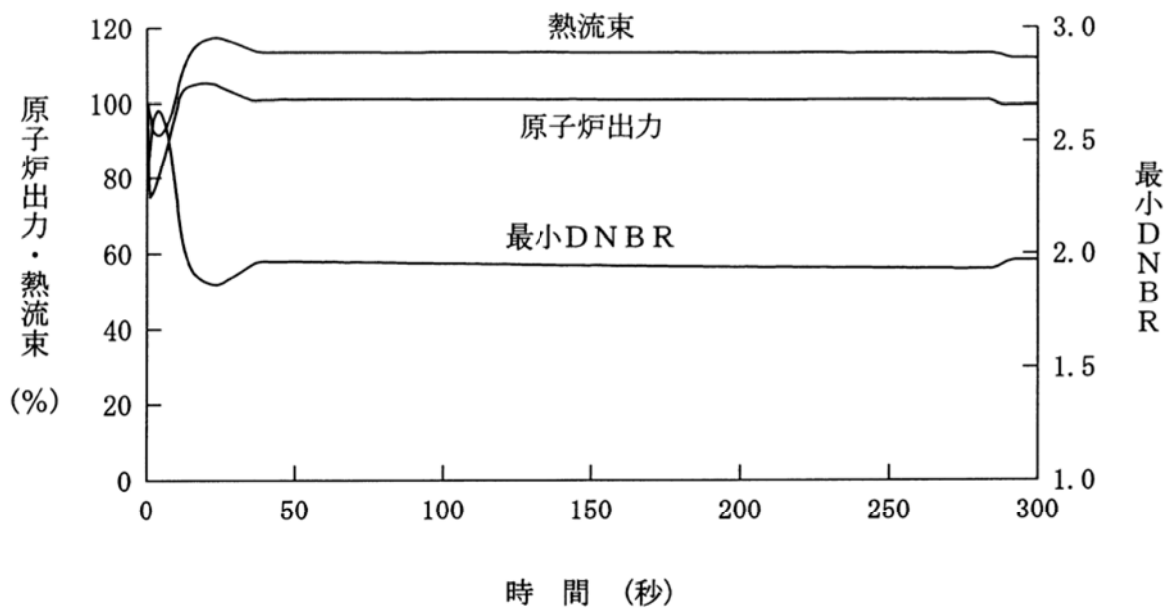
第2.2.2.4図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合(2)



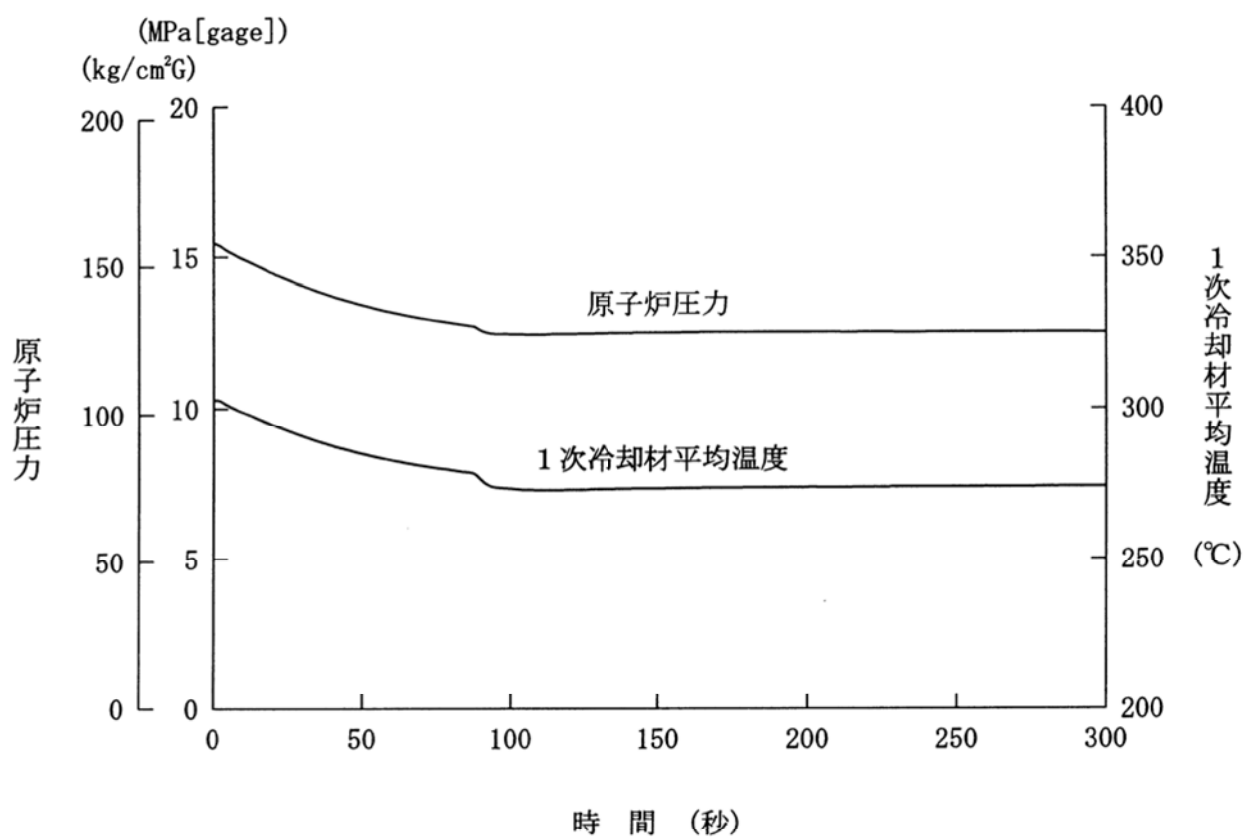
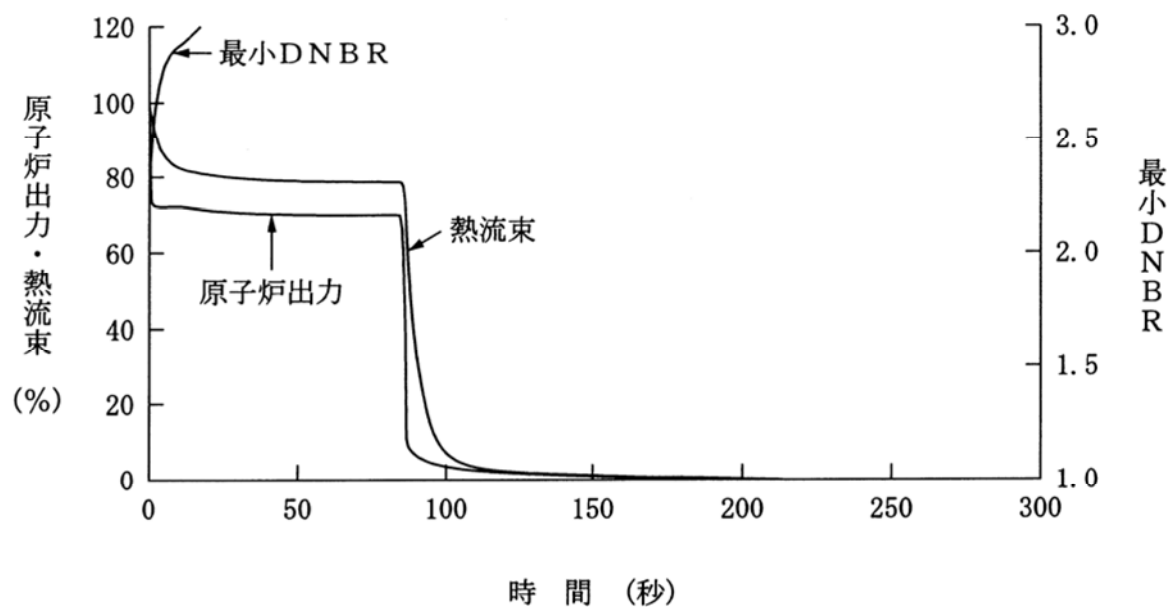
第2.2.2.5図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



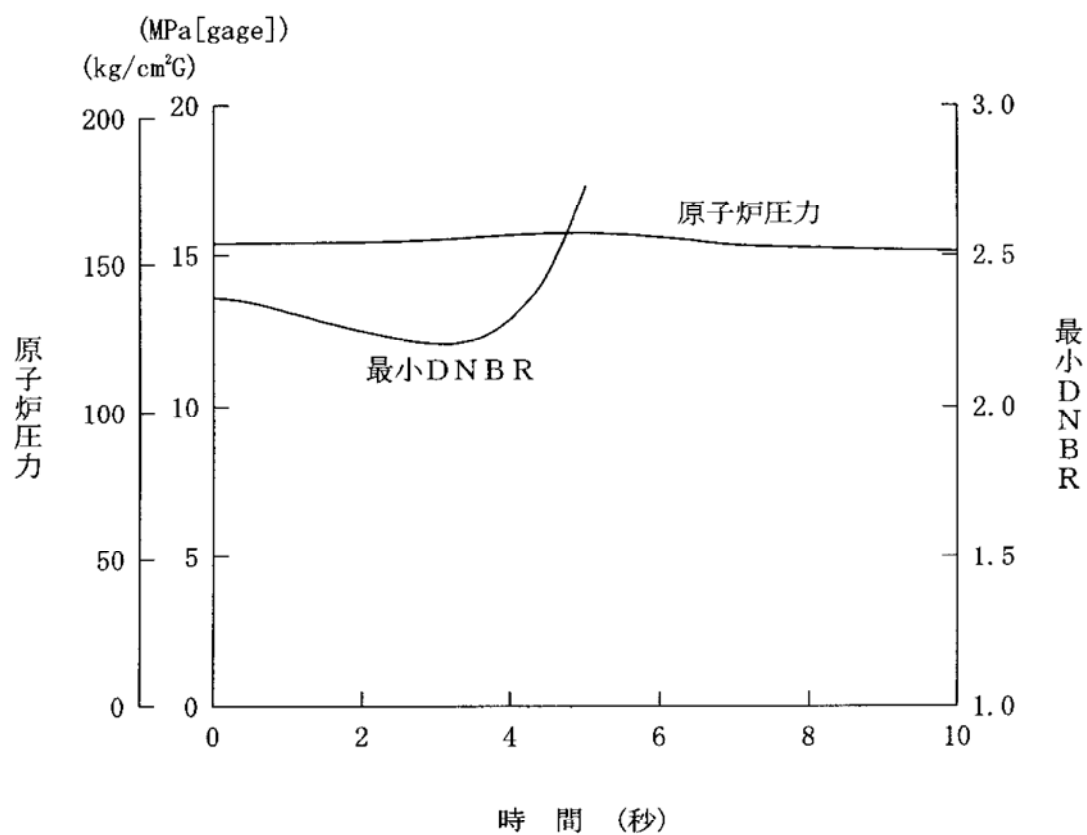
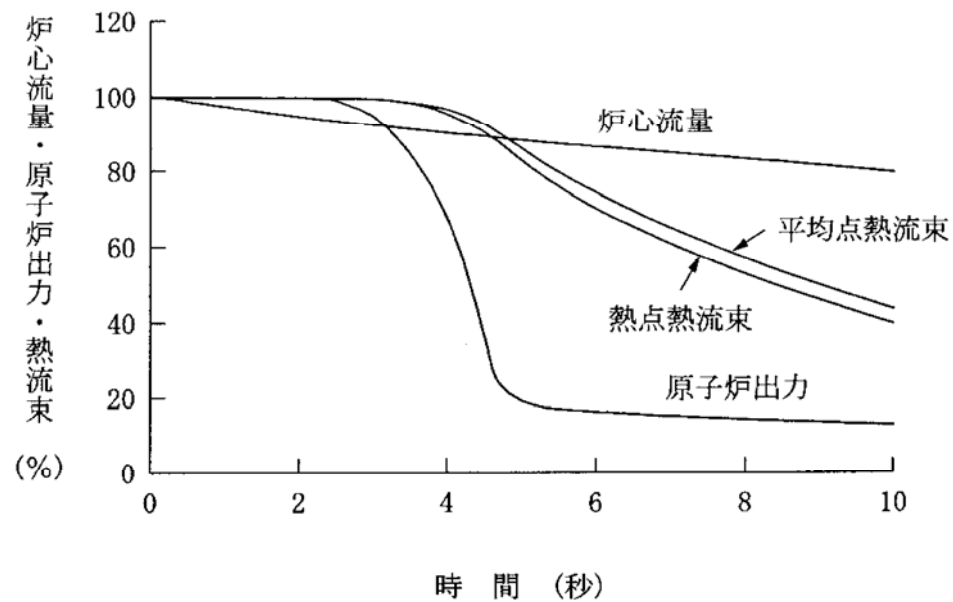
第2.2.2.6図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



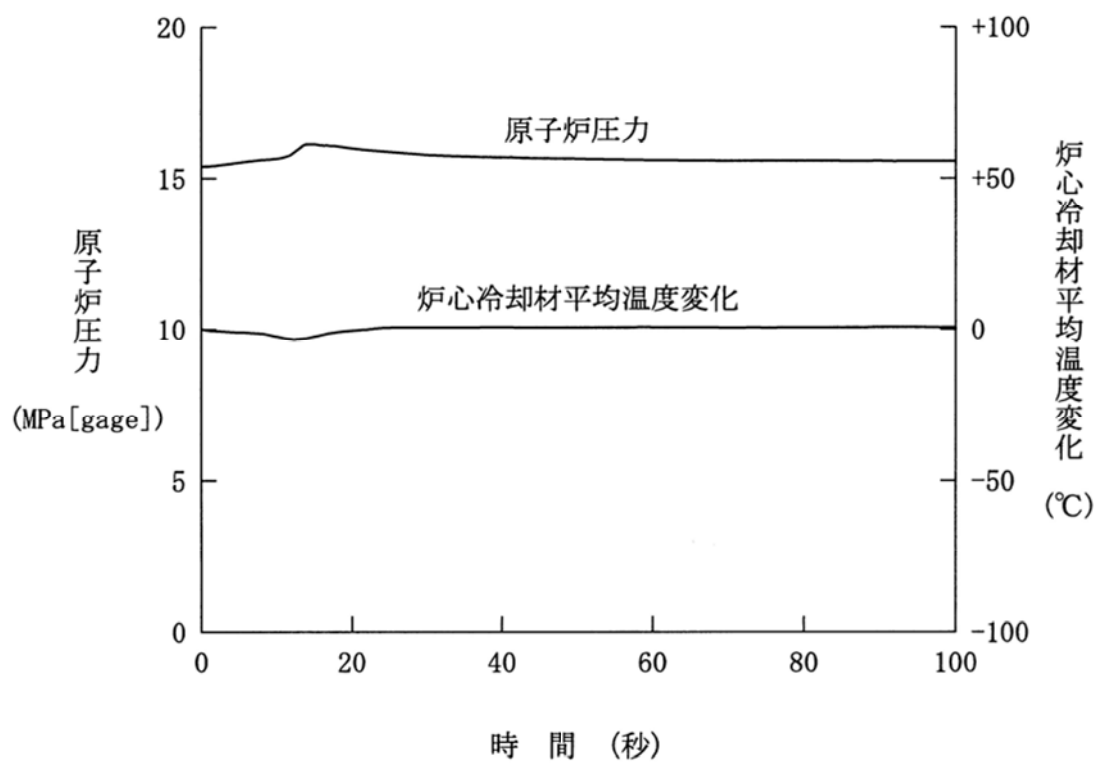
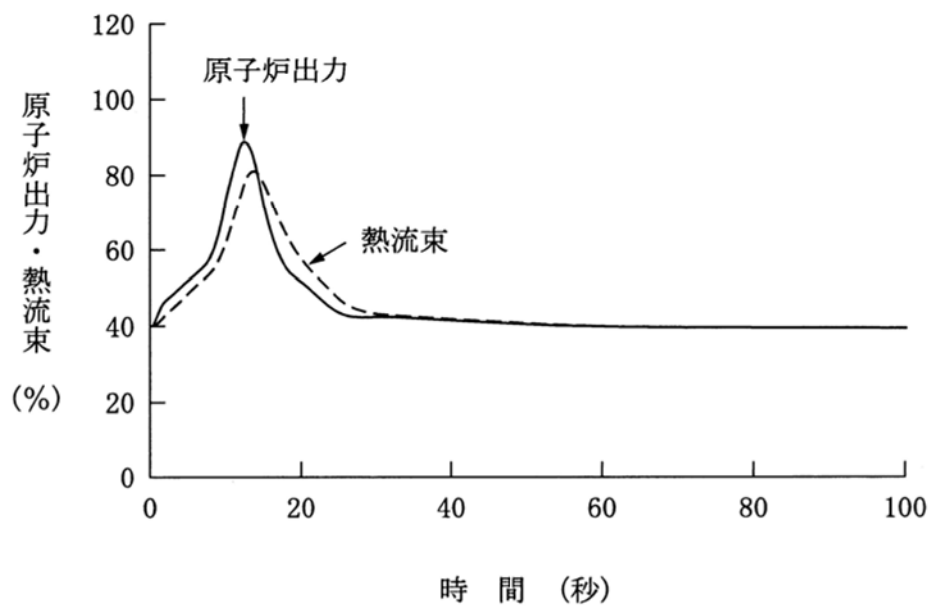
第2.2.3.1図 制御棒の落下—制御棒クラスタ自動制御運転



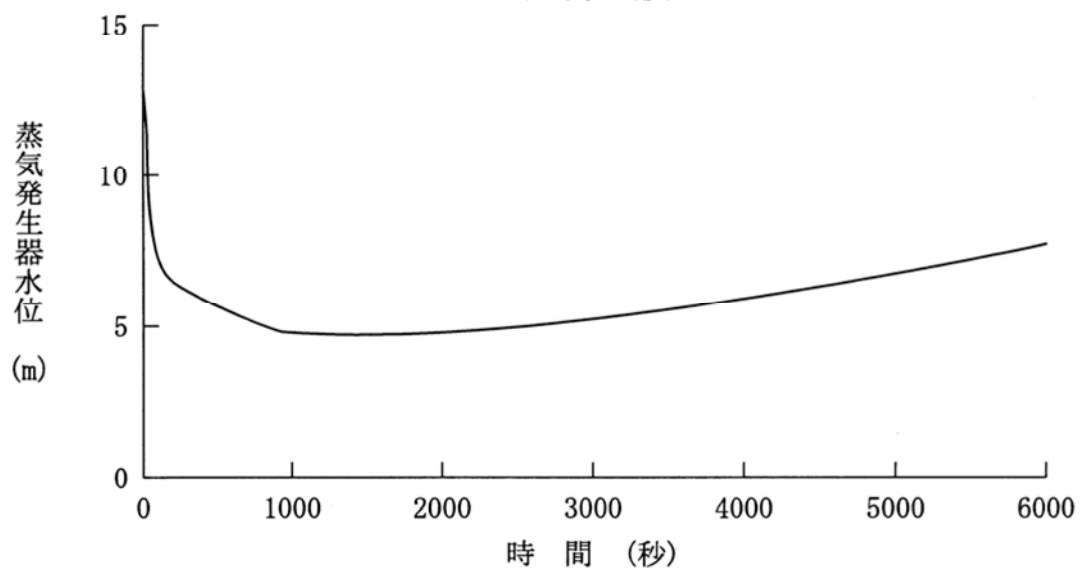
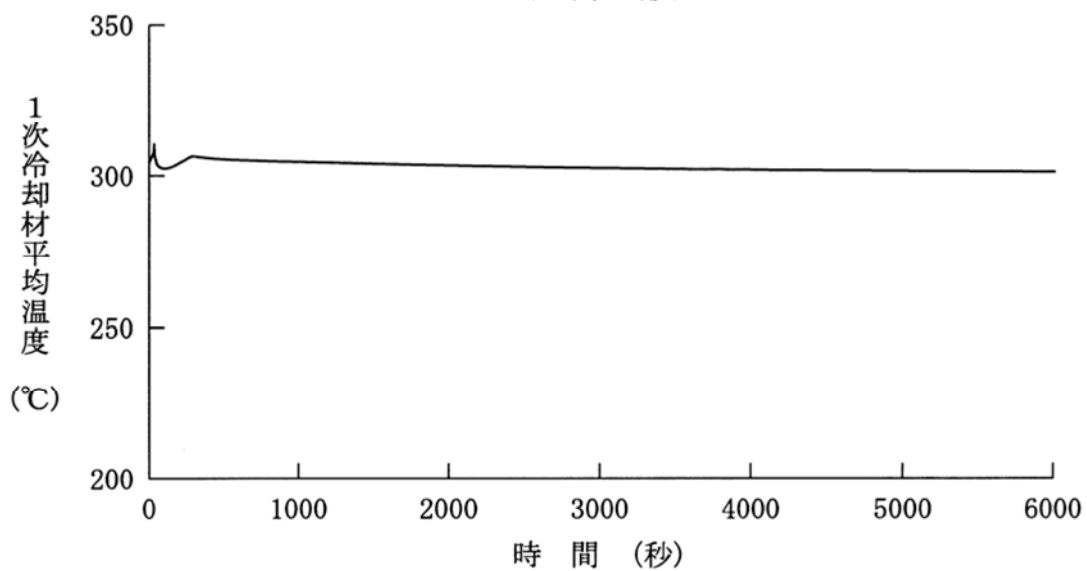
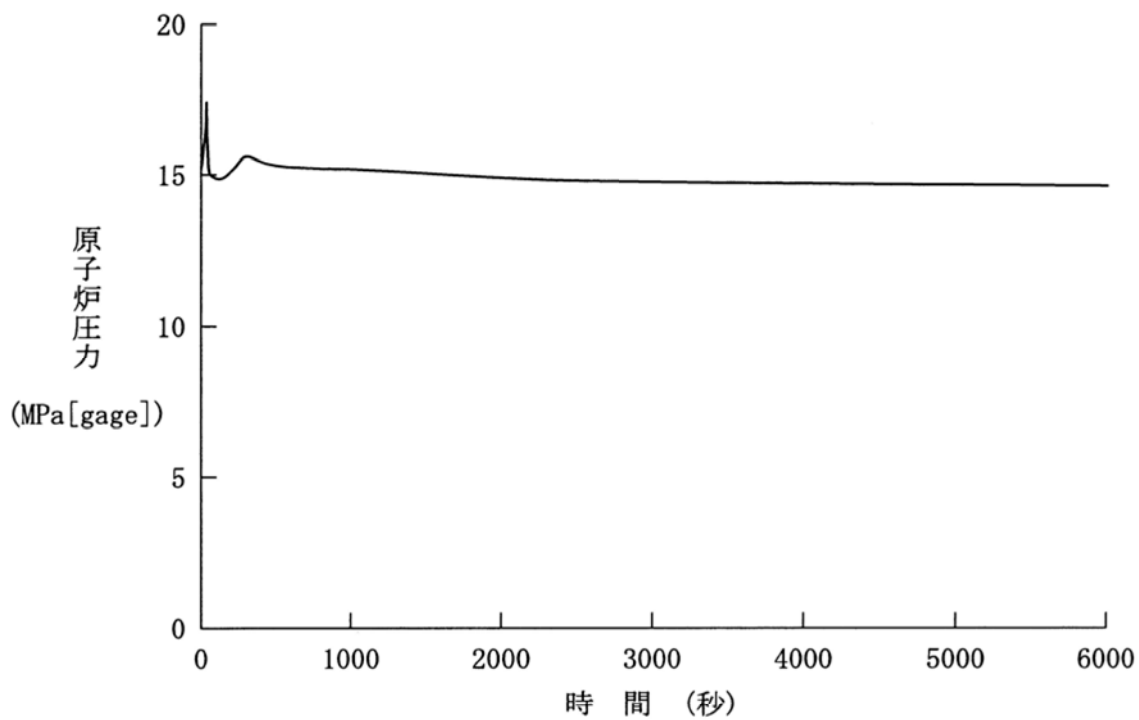
第2.2.3.2図 制御棒の落下—制御棒クラスタ手動制御運転



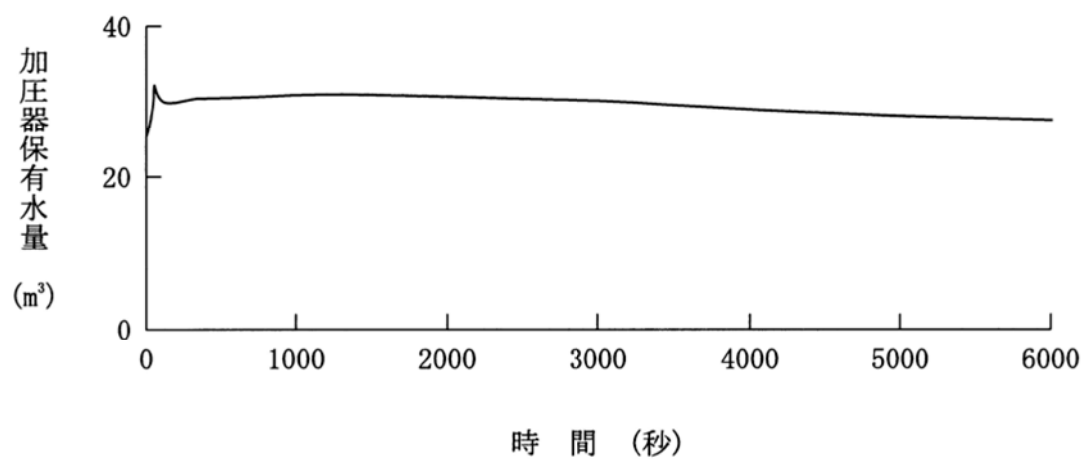
第2.3.1.1図 原子炉冷却材流量の部分喪失



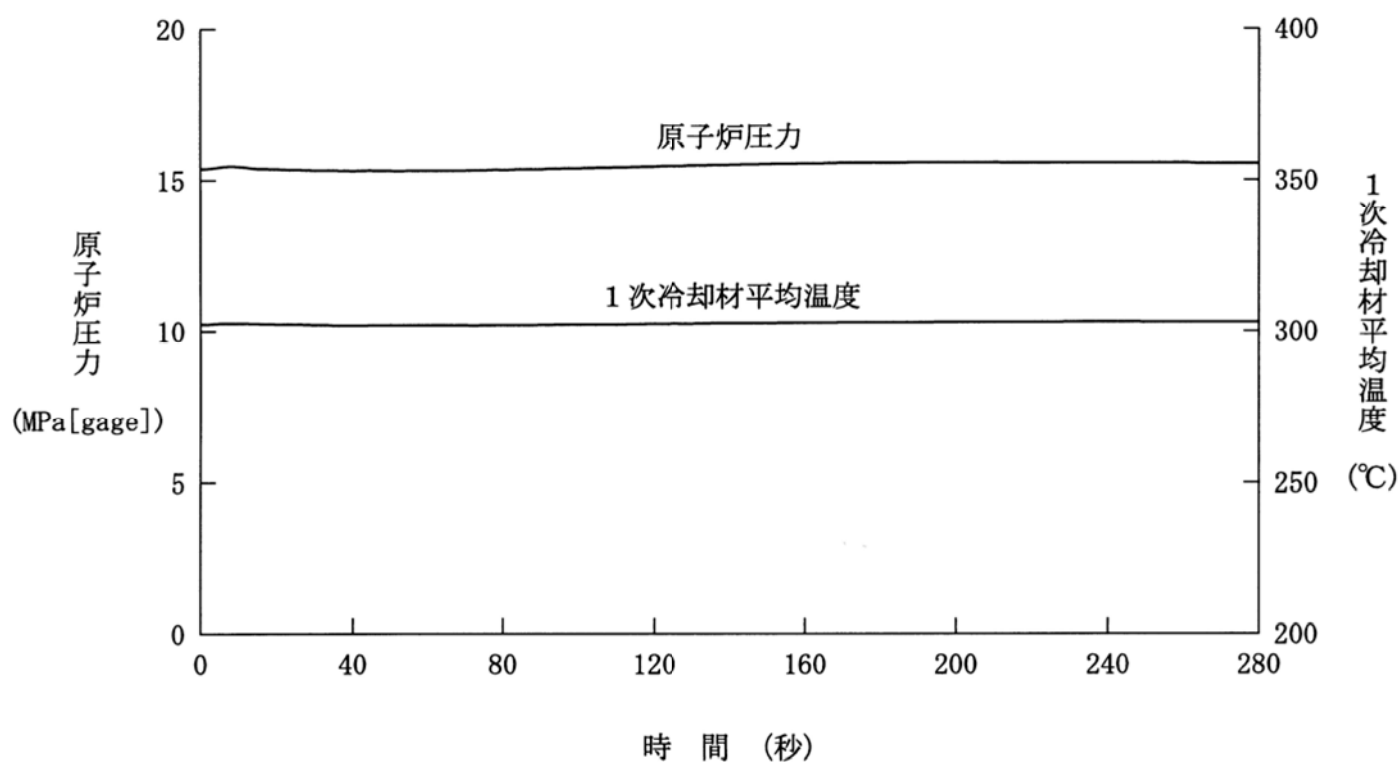
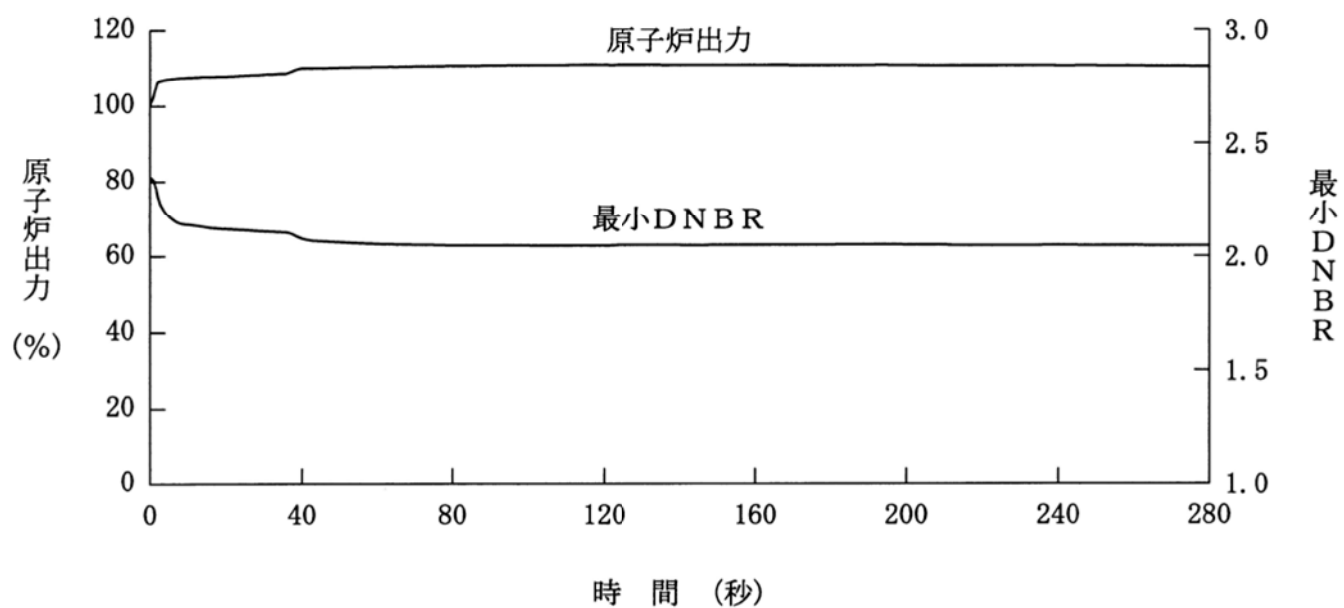
第2.3.2.1図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



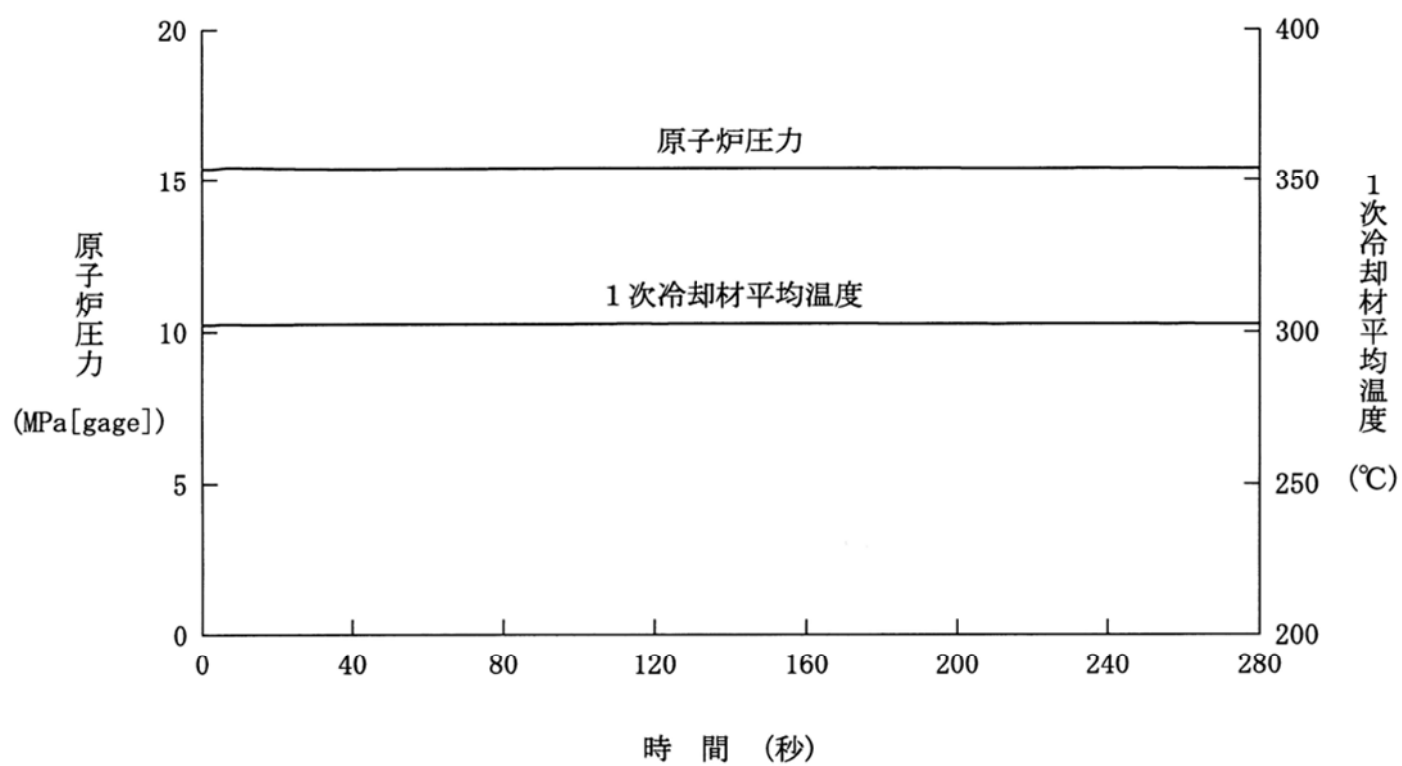
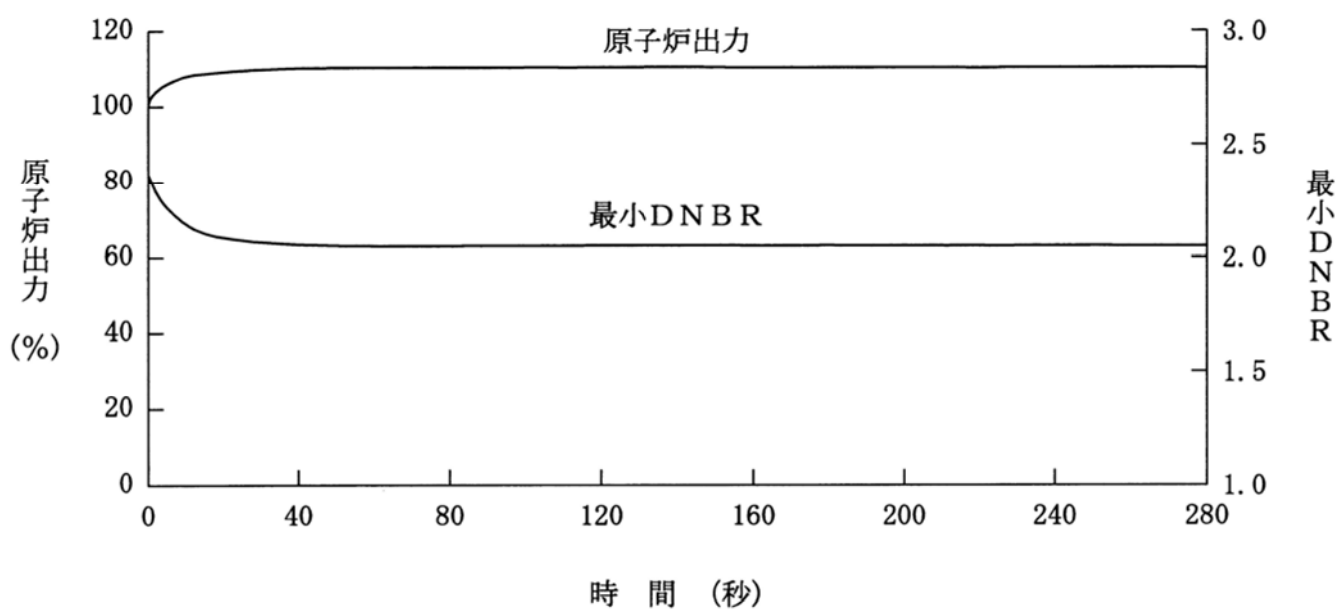
第2.3.4.1図 主給水流量喪失(1)



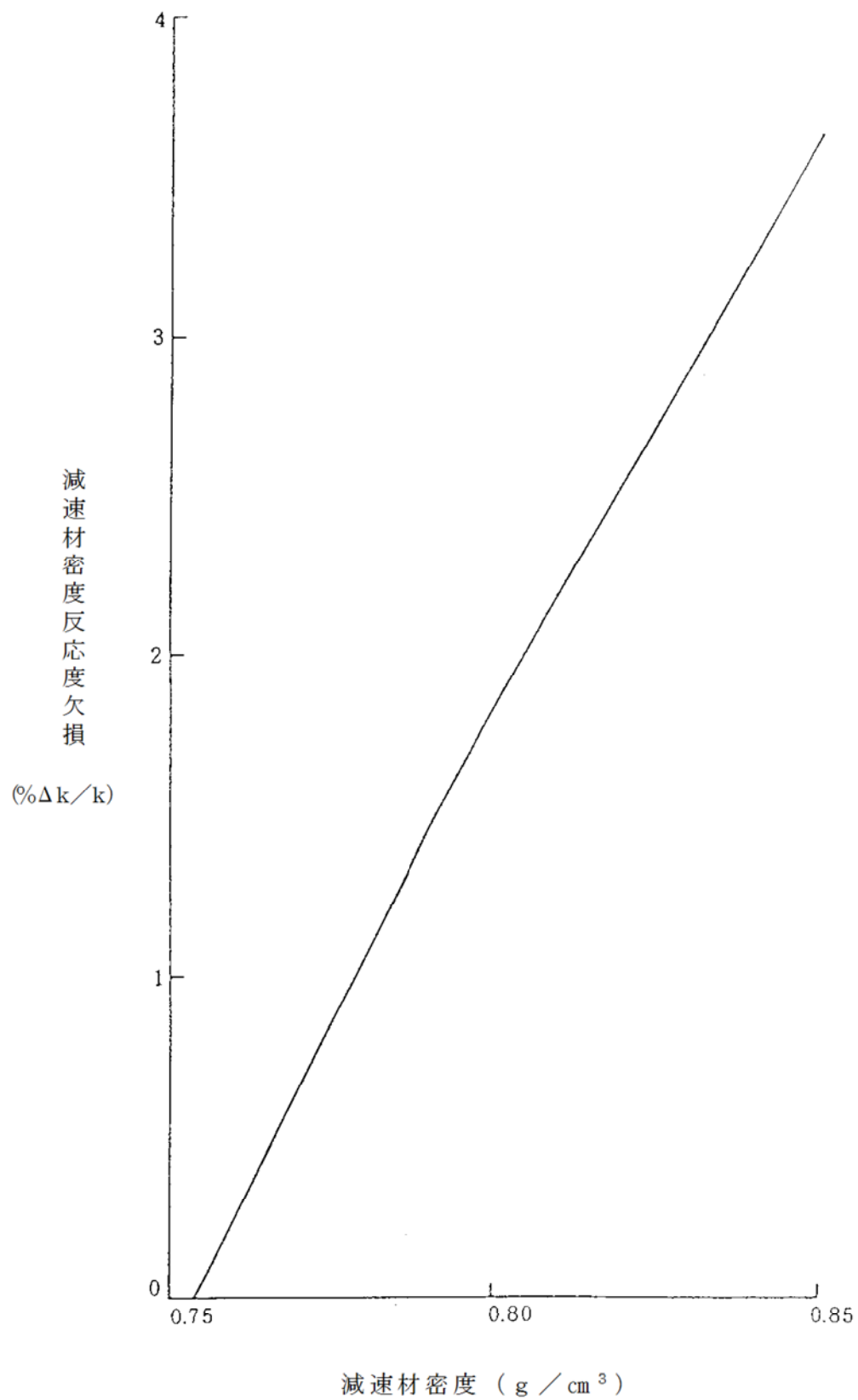
第2.3.4.2図 主給水流量喪失(2)



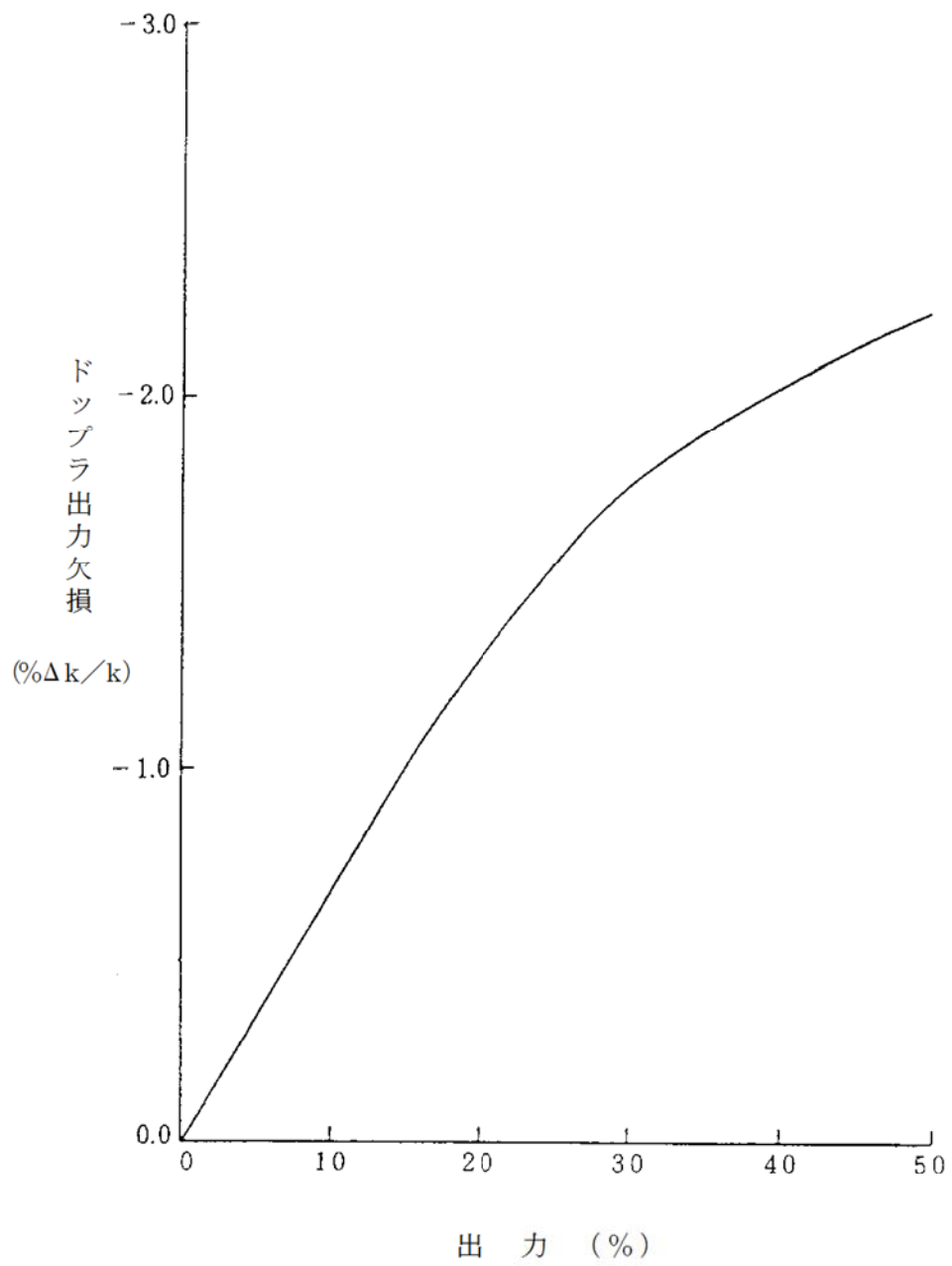
第2.3.5.1図 蒸気負荷の異常な増加—ケースC
(自動運転・サイクル初期)



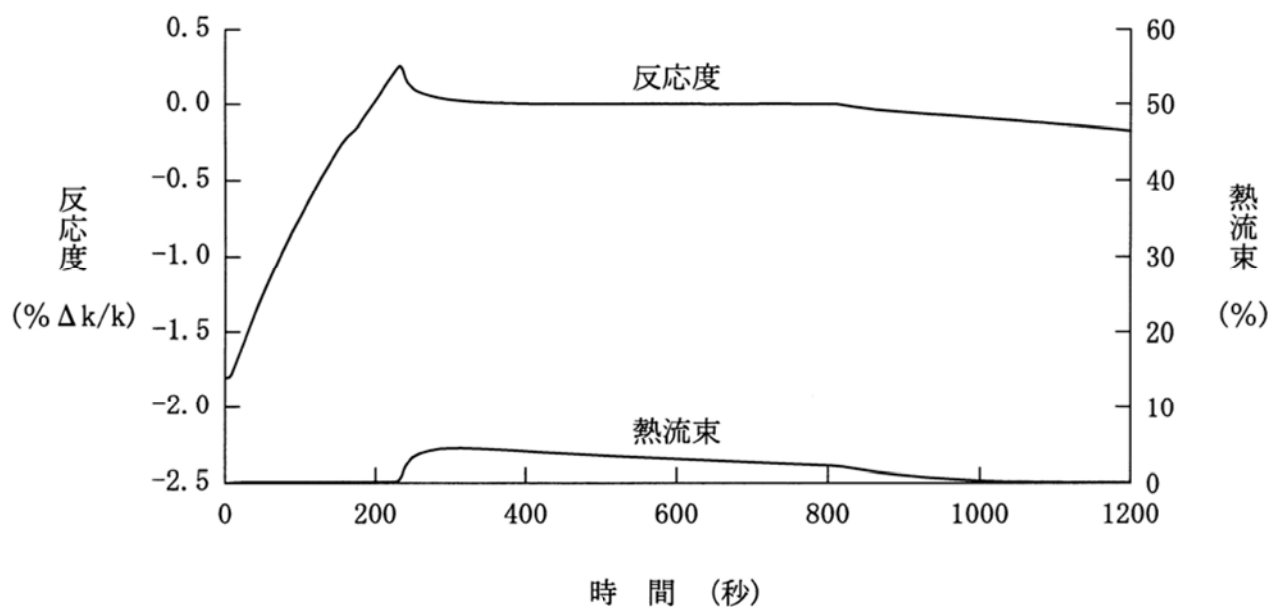
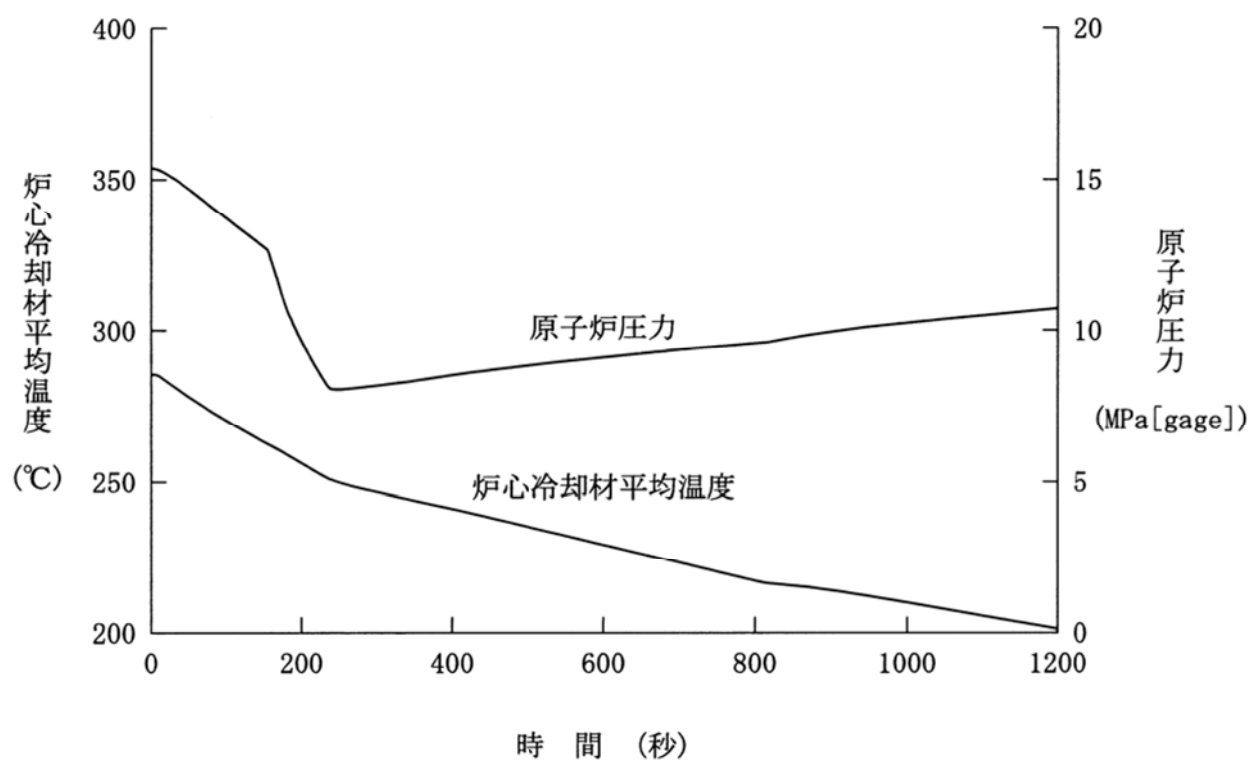
第2.3.5.2図 蒸気負荷の異常な増加—ケースD
(自動運転・サイクル末期)



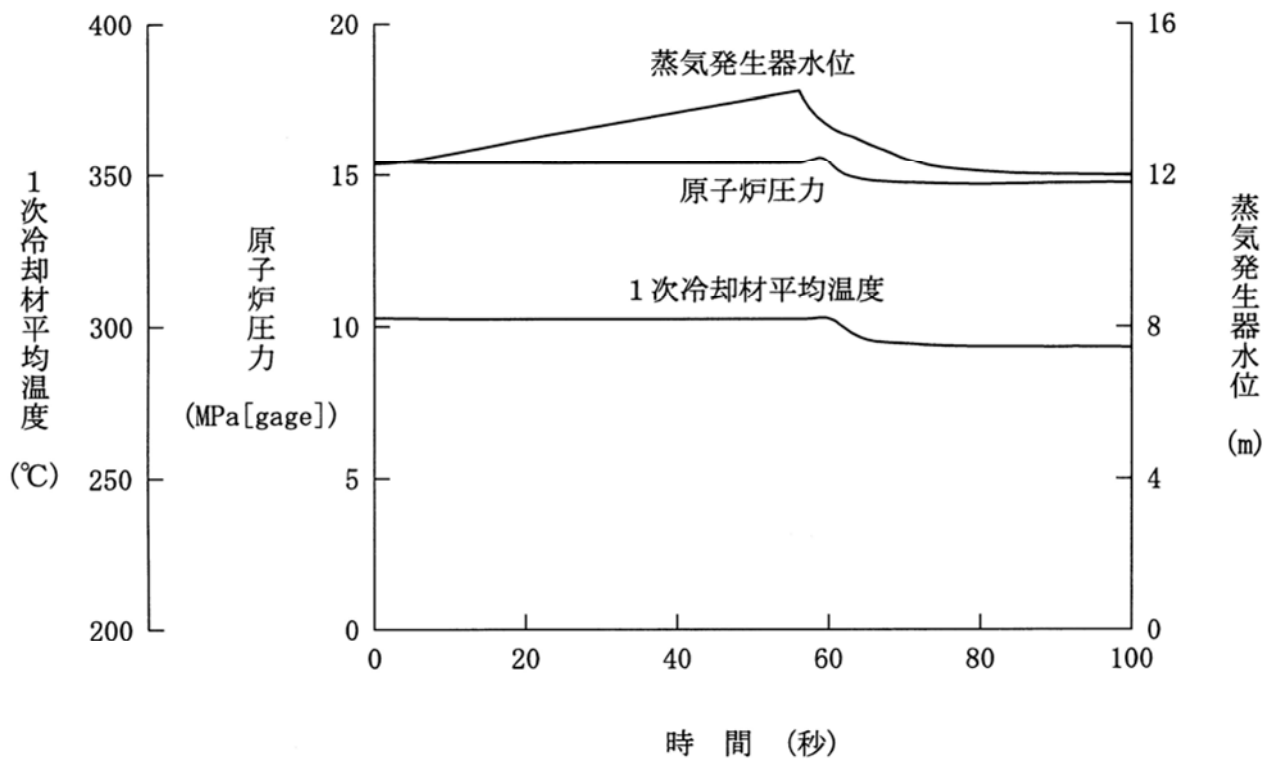
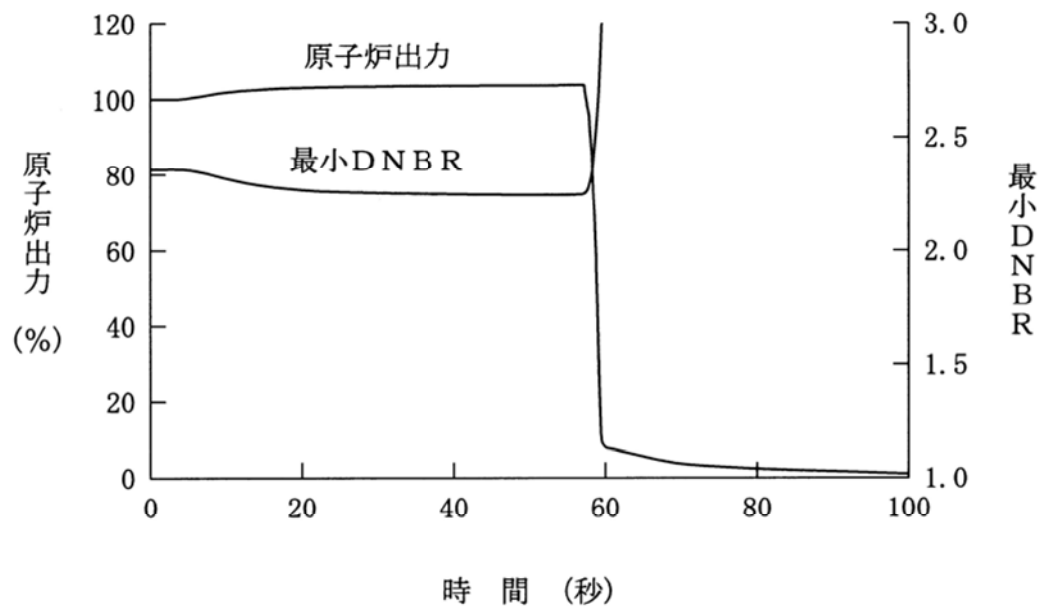
第 2.3.6.1 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



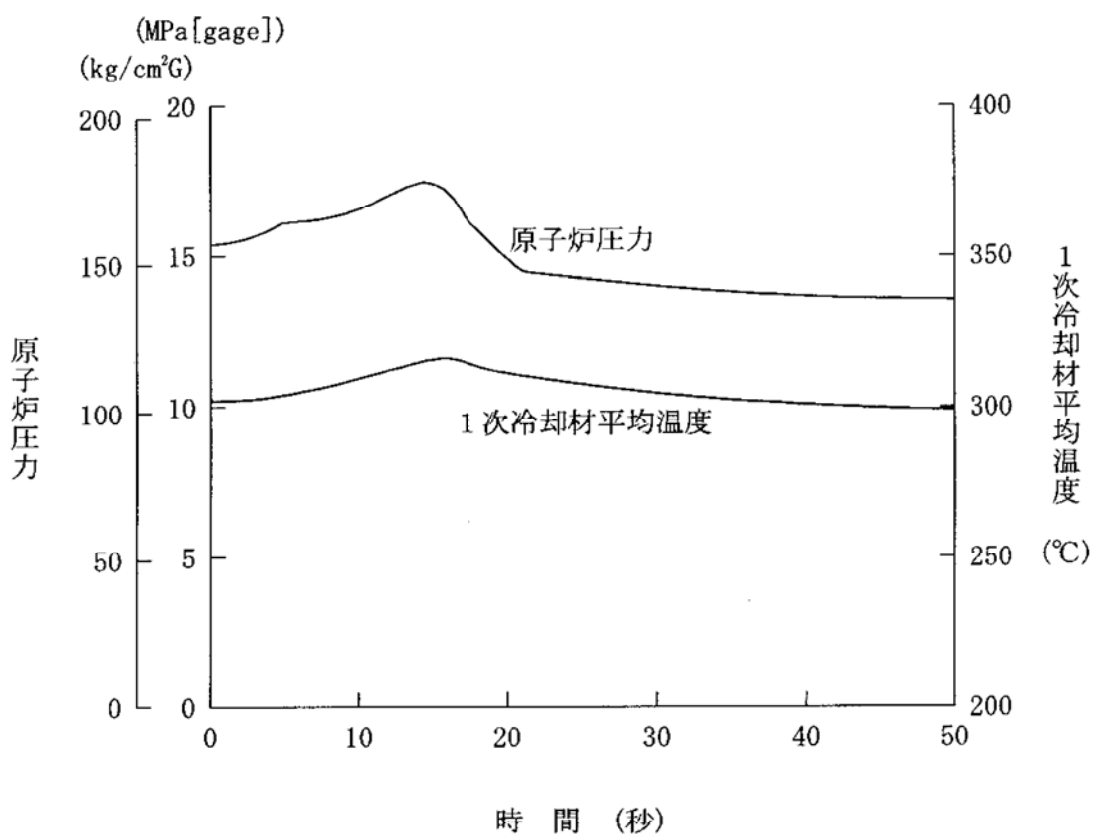
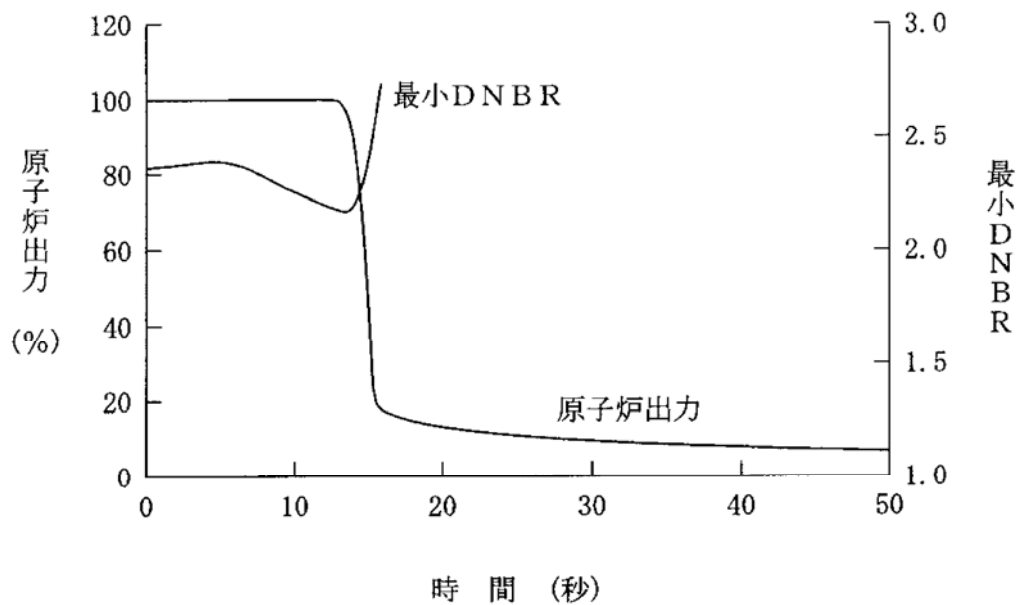
第 2.3.6.2 図 解析に使用したドップラ出力欠損



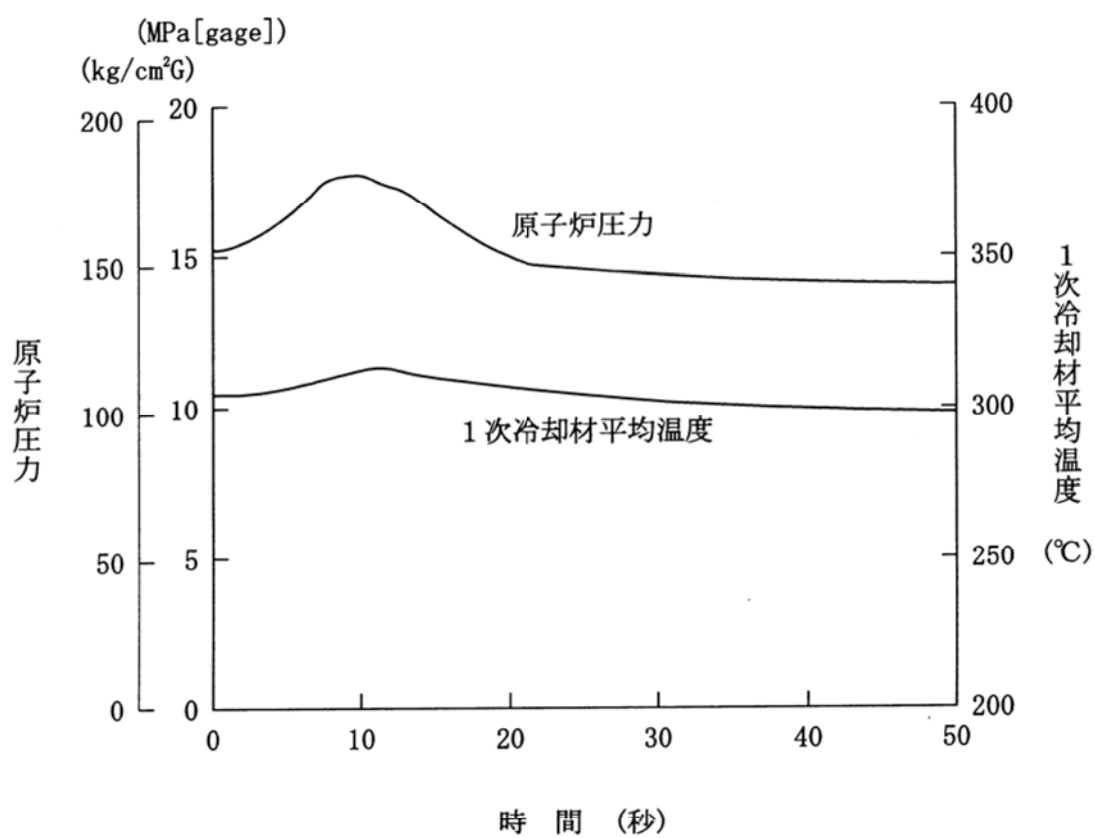
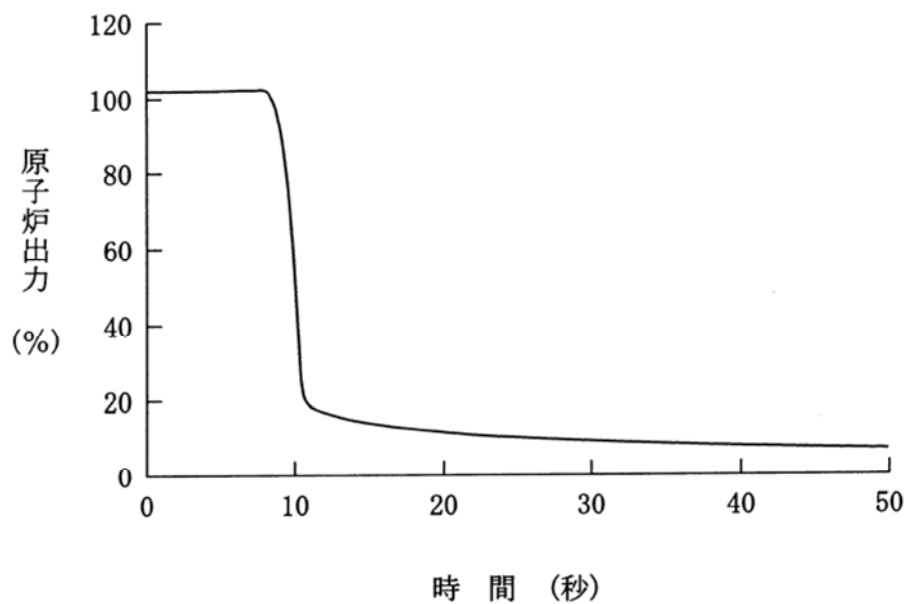
第2.3.6.3図 2次冷却系の異常な減圧



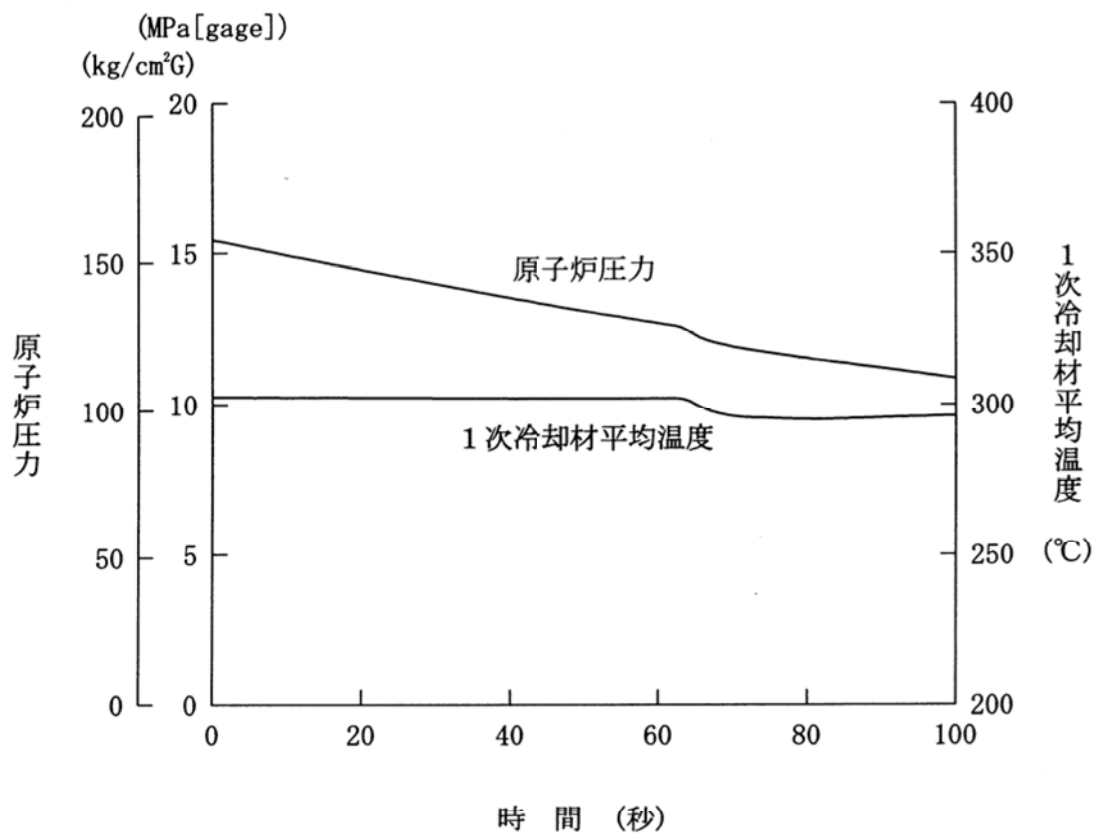
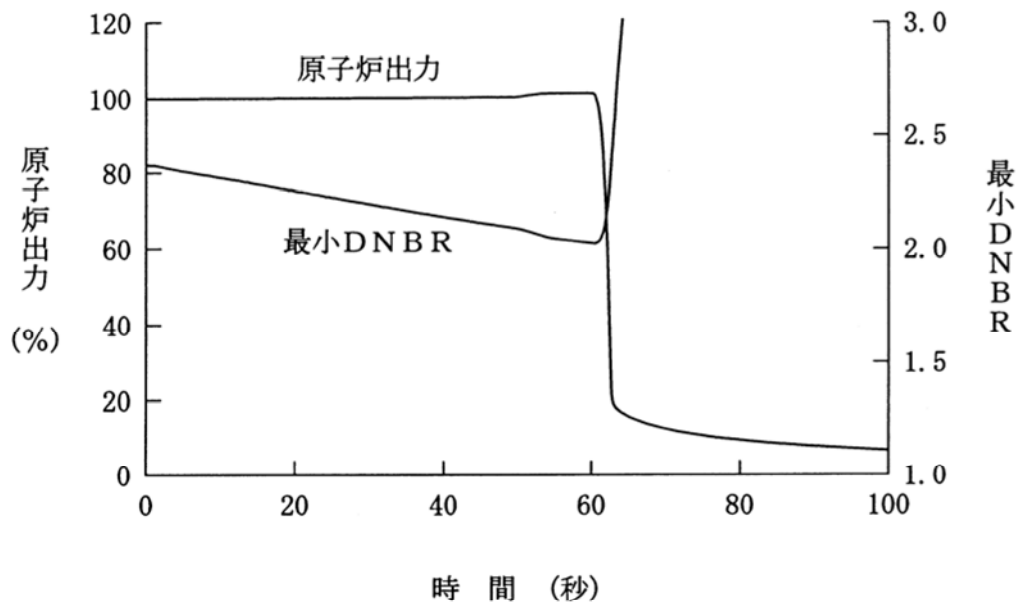
第2.3.7.1図 蒸気発生器への過剰給水



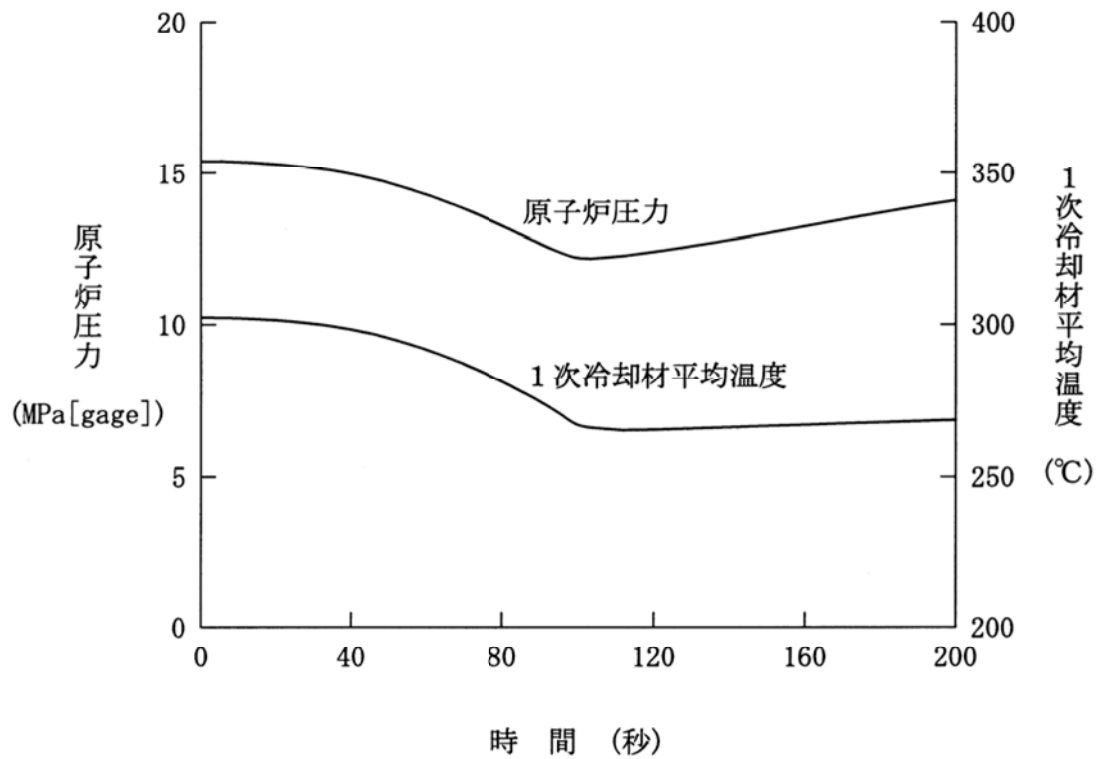
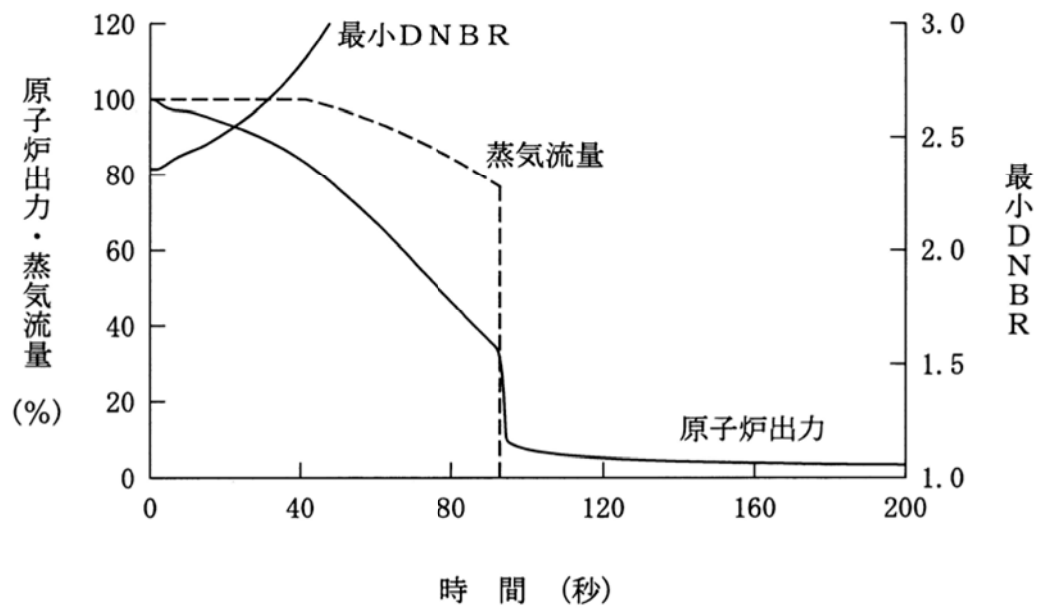
第2.4.1.1図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系作動



第2.4.1.2図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動



第2.4.2.1図 原子炉冷却材系の異常な減圧



第2.4.3.1図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.5 参考文献

- (1) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」

MH I - N E S - 1 0 1 0 改 3

三菱重工業，平成16年

- (2) 「DNB相関式について」

M A P I - 1 0 2 9 改 3

三菱重工業，平成16年

3. 設計基準事故の解析

3.1 序

本原子炉施設において想定される「設計基準事故」に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1 原子炉冷却材喪失

3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

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失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

この場合、1次冷却材の流出量の少ない場合には、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、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

これらの具体的な判断基準として、「ECCS性能評価指針」に基づいて、以下の基準を用いる。

- a. 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、 $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下であること。
- b. 燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下であること。
- c. 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生

する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。

- d. 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

(2) 防止対策

- a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

- b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(3) 拡大防止対策

- a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し，原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム－水反応を十分低く抑え，崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため，非常用炉心冷却設備を設ける。

(a) 小口径の配管の破断のように，喪失する 1 次冷却材量が少ない場合には，1 次冷却系に冷却材を補給する充てんポンプは，通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので，加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し，加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ，通常の停止操作をとることができる。

この充てんポンプの吸込側は，体積制御タンクに接続しているが，1 次冷却系への補給水量が増大し，この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は，弁を切り替えて充てんポンプの吸込側を燃料取替用水タンクに接続することにより，1 次冷却系への補給を継続できる。

(b) 破断面積が大きく，充てんポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に 1 次冷却材量が減少し，1 次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると，自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を，1 次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し，炉心の冷却を行う。

(c) この間，1 次冷却材量の減少と圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号，「原子炉圧力異常低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により，

「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生し、この信号で、高圧注入ポンプ（高圧注入系）や余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非常用炉心冷却設備作動」信号により原子炉を自動停止する。

(d) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前述の2系統が作動して燃料取替用水タンクのほう酸水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再び前述の2系統を通して原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。

b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクのほう酸水又は格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレーする2系列の原子炉格納容器スプレー設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレーする再循環期間のスプレー水の冷却のため、格納容器スプレー冷却器を設ける。

d. 前述の工学的安全施設は、外部電源が利用できない場合においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。

e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運

転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

3.2.1.2 事故経過の解析

(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－(1)(2)(3)

a. 解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析，リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

(a) ブローダウン解析

これは配管破断部からの1次冷却材の流出，1次冷却系の圧力低下，蓄圧注入系による注水等，事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは，ブローダウン期間中の炉心冷却材流量，圧力，クオリティ等を解析する。

(b) リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで，非常用炉心冷却設備からの注水により原子炉容器下部プレナム部に冷却材が蓄水し，やがて炉心底部まで水位が上昇する（リフィル期間という。）。これ以後は，炉心の下部から再冠水が始まり，炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（再冠水期間という。）。ブローダウン後の期間は，前述のブローダウン解析コードとは別に，リフィ

ル期間についてはW R E F L O O Dコード、再冠水期間についてはB A S H－Mコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度（炉心再冠水速度という。）等を解析する。

また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コードC O C Oにより解析し、W R E F L O O Dコード及びB A S H－Mコードと結合した状態で計算を行う。

(c) 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム－水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードL O C T A－Mは、前述のブローダウン解析コードS A T A N－M及びB A S H－Mコードによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

b. 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- (a) 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、

1.0～0.4 までの範囲について検討する。このことは、流出係数を 1.0 と考えた場合、破断規模として 1 次冷却材管の両端破断断面積の 1.0 倍から 0.4 倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、前述のような両端破断のほか、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているため、ここでは、両端破断の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は 39.6kW/m の 102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 32 秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

(d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の一つである単一故障の仮定として、低圧注入系の 1 系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の 2 台中 1

台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

(f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

(g) 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、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

(4) を使用する。

(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。

(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

c. 解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。

第3.2.1.1表 大破断解析結果（低温側配管両端破断）

流 出 係 数	1.0	0.6	0.4
燃 料 被 覆 管 最 高 温 度 (℃)	925	989	1,039
局所的最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.6	2.2	4.0
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下

第3.2.1.1表に示すように、流出係数0.4の二酸化ウラン燃料の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.4の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

第3.2.1.2表 大破断解析結果
(低温側配管両端破断，流出係数0.4)

燃料被覆管最高温度	1,039℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	事故発生後 37秒後
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から 1.83m
局所的最大ジルコニウム－水反応量	4.0%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として，炉心圧力，炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第3.2.1.1図に，再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ水位，炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に，原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に，燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化

第3.2.1.1図に示すように，炉心部の圧力は事故後急激に低下するが，炉心部が二相流の状態になると圧力低下は緩やかになり，破断発生から約31秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなると，ブローダウンが終了する。

一方，炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが，破断発生後約2秒後には炉心内の1次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し，

約 12 秒後から再び下向きに流れる。

破断発生約 16 秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は約 48 秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約 1 秒後に達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。解析条件(c)項に記したように、このための時間遅れを 32 秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生後約 33 秒で注水を開始することになる。

(c) リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、破断発生後約 33 秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、約 41 秒後に水位は燃料の下端に

達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気と蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通して放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

(d) 燃料被覆管温度変化

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、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、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、燃料被覆管の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、逆に低下していく。

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、燃料被覆管の温度は上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水

が下部プレナムにたまり始め、破断発生後約 33 秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、約 41 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ときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱幅射のみしか考慮していないので、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。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入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 of 約 105 秒後にはピークに達する。破断発生 of 約 410 秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、燃料被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまつた流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第 3.2.1.2 表に示すように約 1,039℃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 4.0%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約 1,039℃近くに達するのは全体のごく一部であつて、他の燃料被覆管は更に低い温度にとどまる。

また、前述の解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1次

冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(2) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－(2)(3)(5)

a. 解析方法

小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) と燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、大破断時のブローダウン解析コードSATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

b. 解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件

も不要である。

(a) 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備による炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1 次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは 25 秒とする。

c. 解析結果

以上により解析した結果を第 3.2.1.3 表に示す。

ウラン燃料炉心が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では最も厳しい結果を与える低温側配管口径約 25.4cm (10inch) 相当のスプリット破断及び気相部破断について述べる。

(a) 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第

3.2.1.5 図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第 3.2.1.6 図に示す。

1 次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、破断発生の約 5 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 7 秒で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、破断発生の約 7 秒後に「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 32 秒で高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は破断発生の約 49 秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後、高圧注入系及び蓄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、燃料被覆管温度は最高約 701℃に達した後低下する。ジルコニウム－水反応量も、最大となる部分で約 0.1%にとどまる。

(b) 気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約 13cm(約 5.1inch)配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第 3.2.1.7 図に示す。

加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急速に減少し、破断発生の約 5 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 7 秒で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、

破断発生約 14 秒後に「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 39 秒で高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が二相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、破断発生後約 438 秒で蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、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－水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

第 3.2.1.3 表 小破断解析結果

項 目	液 相 部 破 断			気相部破断
破 断 配 管 口 径 (cm)	30.5 (12inch)	25.4 (10inch)	20.3 (8inch)	13 (5.1inch)
燃 料 被 覆 管 最 高 温 度 (℃)	650	701	524	炉心露出 せ ず
局所的最大ジルコニウム －水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	－
全炉心平均ジルコニウム －水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	－

3.2.1.3 結 論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第 3.2.1.1 表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約 1,039℃であり、制限値 1,200℃に比べて余裕がある。

また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約 4.0%及び 0.3%以下であり十分小さい。さらに、第 3.2.1.4 図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は低い温度に落ち着く。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量ともに蒸気発生器伝熱管施栓率 10%の場合を下回り、問題となることはない。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。

また、小破断解析においても、第 3.2.1.3 表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約 701℃で、制限値 1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約 0.1%及び 0.1%以下であり十分小さい。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%の場合は、燃料被覆管最高温度については、蒸気発生器伝熱管施栓率 10%の場合に比べて若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約 718℃（低温側配管口径約 25.4 cm（10inch）相当のスプリット破断）であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、

制限値 1,200℃を下回り，燃料被覆管のジルコニウム－水反応量も問題となることはない。また，長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失

3.2.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

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事象を想定する。

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。

この事故が発生すると、炉心損傷のおそれのない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続する。また、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(3) 拡大防止対策

- a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 1次冷却材流量低

(b) 1次冷却材ポンプ電源電圧低

(c) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

3.2.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードP H O E N I Xにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードM A R V E Lにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードF A C T R A Nにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードT H I N C - IIIによりD N B Rへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)$
/ (g/cm^3) とし、ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度の上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として

小さめの $3,110\text{kg} \cdot \text{m}^2$ を使用する。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

1 次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量，原子炉出力，平均点熱流束，熱点熱流束，原子炉圧力及び最小 DNB R の変化を第 3.2.2.1 図に示す。1 次冷却材ポンプの電源喪失により「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に達し，約 1.2 秒で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。

最小 DNB R は，事故発生の約 2.6 秒後に約 2.01 となる。また，原子炉圧力の上昇は約 0.5MPa（約 $5\text{kg}/\text{cm}^2$ ）である。

原子炉停止後，高温停止状態に移行し，2 次側による冷却操作等により，原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.2.3 結 論

1 次冷却材ポンプの全台停止時においても，1 次冷却材及び 1 次冷却材ポンプの慣性のために，1 次冷却材流量が急速に低下することなく原子炉は自動的に停止され，最小 DNB R は約 2.01 にとどまるので，炉心冷却能力が失われることはない。また，原子炉圧力の上昇はわずかであり，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

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、1次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。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(2) 防止対策

- a. 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。
- b. ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

(3) 拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

1 次冷却材流量低

3.2.3.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

1 次冷却材流量過渡特性解析コード P H O E N I X により
1 次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラ
ント過渡特性解析コード M A R V E L により原子炉出力の過
渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析
コード F A C T R A N により燃料棒表面の平均点と熱点の熱
流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コード T H I N
C - III により D N B R への影響を解析する。加えて、T H I
N C - III により炉心における急峻なボイドの生成を求め、こ
のボイドを考慮して M A R V E L により原子炉圧力を求める。

(2) 解析条件

- a. D N B R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0 (\Delta k/k)$
 $/ (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.3 図の上限の
値とする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1 次冷却材流量低」信号による
ものとする。
- d. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は 102% とし、
原子炉圧力の低減効果をもつ加圧器スプレイ、加圧器逃が
し弁及び主蒸気ダンプ弁は、不作動とし、原子炉停止後の

蒸気発生器への給水は行われたいものとする。

(3) 解析結果

1 台の 1 次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量, 原子炉出力, 平均点熱流束, 熱点熱流束, 原子炉圧力及び最小 D N B R の変化を第 3.2.3.1 図に示す。1 次冷却材流量の低下により, 事故発生の約 0.1 秒後に「1 次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に達し, 約 1.1 秒で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。

最小 D N B R は, 事故発生の約 2.2 秒後に約 1.49 となる。また, 原子炉圧力の最大値は約 17.2MPa [gage] (約 175kg/cm²G) である。

原子炉停止後, 高温停止状態に移行し, 2 次側による冷却操作等により, 原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.3.3 結 論

1 台の 1 次冷却材ポンプ軸固着時において 1 次冷却材流量が減少するものの, 原子炉は自動的に停止され, 最小 D N B R は約 1.49 にとどまるので, 炉心冷却能力が失われることはない。また, 原子炉圧力は過度に上昇することはなく, 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.4 主給水管破断

3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

具体的には、主給水管1本が瞬時に両端破断するものと考ええる。

もし、主給水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ことができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。

- a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。
- b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。
- c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却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るので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は

安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水管の材料選定，設計，製作，据付け及び検査は，関連する規格及び基準に準拠して行い，主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(3) 拡大防止対策

a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。

この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 原子炉圧力高

(b) 過大温度 ΔT 高

(c) 蒸気発生器水位低

(d) 非常用炉心冷却設備作動

b. 原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために，補助給水系を設ける。

c. 1次冷却系の過圧を防止するため，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁等の設備を設ける。

d. 破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大，健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し，破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう，中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

3.2.4.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力，原子炉圧力，加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の

過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コード F A C T R A N により燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コード T H I N C - Ⅲ により D N B R への影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は、D N B R の評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では 102% とする。
- b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- c. 主給水管 1 本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算には Moody のモデル⁽⁶⁾を使用するものとする。
- d. 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。
- e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- f. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102% で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、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⁽⁴⁾を使用する。
- g. 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器 2 基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台が作動するものとする。

(3) 解析結果

主給水管破断時の 1 次冷却材平均温度，原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第 3.2.4.1 図に，最小 DNB R の変化を第 3.2.4.2 図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが，原子炉は，事故発生約 16 秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し，約 18 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し，さらに，加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後，破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し，「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信の 10 分後に破断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うので，やがて補助給水による除熱が崩壊熱及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小 DNB R は約 1.92 である。また，原子炉圧力の最大値は約 17.7MPa [gage] であり，「設計基準事故」のなかで最大となる。この場合でも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 18.2MPa [gage] にとどまる。

原子炉停止後，高温停止状態に移行し，2 次側による冷却操作等により，原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.4.3 結 論

主給水管破断時，原子炉は原子炉保護設備により自動停止し，最小 DNB R は約 1.92 にとどまる。さらに，補助給水系が作動して原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより，炉

心は十分に冷却でき，炉心冷却能力が失われることはない。また，原子炉圧力は過度に上昇することはなく，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.5 主蒸気管破断

3.2.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

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、主蒸気管1本が瞬時に両端破断するものと考ええる。

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する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置で固着した場合は、原子炉トリップ後再び臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の働きにより、原子炉は再び未臨界となり安全に保たれる。

(2) 防止対策

- a. 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。
- b. 主蒸気系の過圧を防止するため、主蒸気ダンプ系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 過出力 ΔT 高
 - (d) 原子炉圧力低
 - (e) 非常用炉心冷却設備作動
- b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。
- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - (b) 原子炉圧力異常低
 - (c) 主蒸気ライン圧力低
 - (d) 原子炉格納容器圧力高
- c. 1次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、蓄圧タンクから1次冷却系へほう酸水の注入を開始する。
- d. 1次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。
- (a) 主蒸気ライン圧力低
 - (b) 主蒸気ライン圧力減少率高
 - (c) 原子炉格納容器圧力異常高

- f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。
- g. 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により、事象を緩和できる。

3.2.5.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置で固着したときの値として、 $0.018 \Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低濃度を考慮して0 ppmを仮定する。

- b. 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、密度の関数として与える。また、ドップラ出力

係数による反応度効果は、第 2.3.6.2 図に示すように出力の関数として与える。

- c. 1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ 286.1℃及び 15.41MPa[gage]とする。
- d. 主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断を仮定する。

また、外部電源はある場合の方が 1 次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の 2 ケースについて解析する。

ケース A 外部電源あり

ケース B 外部電源なし

- e. 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視して、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。
- f. DNB R の評価では、1 台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度 4,400ppm のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では 2 台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び 1 次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- g. 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器 2 次側の温度低下率を高く評価するため、蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは 1 次冷却系の冷却を減少させるので、これは厳しい仮定である。

- h. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデル⁽⁶⁾を使用する。
- i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後 10 分の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- j. DNB R の評価には、W-3 相関式⁽⁷⁾を使用する。

(3) 解析結果

- a. ケース A（高温停止状態において、主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断で外部電源あり）の DNB R を評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第 3.2.5.1 図に示す。
- b. ケース B（高温停止状態において、主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断で外部電源なし）の DNB R を評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第 3.2.5.2 図に示す。
- c. 2 ケースとも原子炉は臨界に達する。特にケース A ではその最大熱流束は定格出力値の約 19%まで上昇しており、ケース B に比べて厳しくなっている。

- d. 2 ケースとも「主蒸気ライン圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に事故発生の約 2 秒後に達し、ケース A では約 17 秒、ケース B では約 27 秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケース A では 1 台の高圧注入ポンプからほう酸水が 1 次冷却材低温側配管へ事故後約 58 秒で到達することにより、原子炉出力は低下し、最小 DNB R は約 1.73 にとどまる。
- e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケース B では、原子炉の出力状態が持続し、事象がケース A より長くなるが、1 次冷却材ポンプトリップにより、1 次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による 1 次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。
- f. いずれのケースも破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気ライン圧力低」による「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後 10 分の時点で停止する操作を行うことにより、1 次冷却系の冷却がとまり、炉心は未臨界となる。その後、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。
- g. 原子炉圧力については、1 次冷却系が冷却され、いったんは下降するが、高圧注入系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、圧力は徐々に上昇するが、2 台の高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、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するため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

h. 臨界状態が継続する間、最小D N B Rは約 1.73 であり、最大熱流束は定格出力の約 19%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力も最高使用圧力の 1.1 倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

3.2.5.3 結 論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約 19%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動でほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小D N B Rは約 1.73 にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1 制御棒飛び出し

3.3.1.1 事故の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は，原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに，制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出し，急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは，反応度の添加が 1 ドルを超えるので，反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は，負のドップラ反応度帰還効果によって抑制され，さらに，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は，燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア，プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮して，ガドリニア入り燃料も含む二酸化ウラン燃料の最大燃料エンタルピは 791kJ/kg を超えないこと，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは 770kJ/kg を超えないことを用いる。

また，破断口からの 1 次冷却材の流出は，1 次冷却材管の両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので，厳しいものではない。

(2) 防止対策

制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

- a. 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の 1.25 倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。
- b. 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や 1 次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。
- c. 圧力ハウジングには、原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(3) 拡大防止対策

- a. 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引き抜き位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 出力領域中性子束変化率高
- c. 1 次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却

設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b) 原子炉圧力異常低

その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1(3) 拡大防止対策」と同じである。

3.3.1.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

多次元炉心動特性解析コードT W I N K L Eにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードF A C T R A Nにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する⁽¹⁶⁾。また、熱水力計算コードT H I N C -Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コードM A R V E Lにより原子炉圧力の時間変化を求める。

(2) 解析条件

a. 解析は以下の4ケースについて実施する。

(a) サイクル初期高温全出力

(b) サイクル末期高温全出力

(c) サイクル初期高温零出力

(d) サイクル末期高温零出力

b. 高温全出力のケースでは、

(a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それ

ぞれ 102% 及び 304.5℃ とする。なお、DNBR 評価の初期値は定格値とする。

(b) 制御用制御棒バンク D は、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。

(c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

c. 高温零出力のケースでは、

(a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び 288.3℃ とする。

(b) 制御用制御棒バンク D は全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンク D に属する制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。

(c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

d. 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が

0.1 秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力 0.15% $\Delta k/k$

サイクル末期高温全出力 0.15% $\Delta k/k$

サイクル初期高温零出力 0.90% $\Delta k/k$

サイクル末期高温零出力 1.0 % $\Delta k/k$

- f. 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で 0.43%、サイクル末期で 0.40% を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で 0.48%、サイクル末期で 0.43% を使用する。

- g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、初期の燃料エンタルピーを高めを与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

- h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

(a) サブクール状態 Dittus-Boelter の式⁽⁸⁾

(b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式⁽⁹⁾

(c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式⁽¹⁰⁾

解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

- i. 事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。また、圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

- j. 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力 5.0

サイクル末期高温全出力 5.0

サイクル初期高温零出力 14

サイクル末期高温零出力 26

- k. P C M I 破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(3) 解析結果

- a. 中性子束変化をケースごとに第 3.3.1.1 図～第 3.3.1.4 図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第 3.3.1.1 表にまとめる。

原子炉圧力の変化を第 3.3.1.5 図及び第 3.3.1.6 図に示す。

- b. いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により、事故発生後下記の時刻で制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力 約 0.6 秒

サイクル末期高温全出力 約 0.5 秒

サイクル初期高温零出力 約 0.6 秒

サイクル末期高温零出力 約 0.6 秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

- c. 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピーの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で生じ、約 469kJ/kg である。一方、二酸化ウラン燃料の燃料エンタルピーの最大値は同じくウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期で生じ、約 467kJ/kg である。

また、原子炉圧力の最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル初期高温零出力のケースで生じ、約 16.7MPa [gage] である。

- d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

(a) 高温全出力のケース

DNB R が許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心で同じであり、次のとおりとなる。

サイクル初期 約 4 %

サイクル末期 約 2 %

なお、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値はウラン燃料炉心において生じ、サイクル初期約 2,381℃、

サイクル末期約 2,154℃であり、溶融点未満である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約 2,329℃、サイクル末期約 2,135℃であり、溶融点未満である。

(b) 高温零出力のケース

燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約 469kJ/kg であり、燃料の許容設計限界 712kJ/kg を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピーの増分が P C M I 破損しきい値のめやすを上回る燃料棒の炉心の全燃料棒数に対する割合は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心で厳しくなり、次のとおりとなる。

サイクル初期 約 1 %

サイクル末期 約 2 %

- e. ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で生じ、約 462kJ/kg である。また、P C M I 破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約 321kg である。この場合の P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは約 282kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $7.3 \times 10^3 \text{ kJ}$ に対して十分小さい。

したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

第3.3.1.1表 制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

項 目		ケース	
		サイクル 初期	サイクル 末期
燃料エンタルピー 最大値 kJ/kg	二酸化ウラン燃料	432	467
	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	432	469
ピーク出力部 燃料エンタルピー 増分の最大値 kJ/kg	燃焼度25,000MWd/t未満	347	385
	燃焼度25,000MWd/t以上 40,000MWd/t未満	295	287
	燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満	229	309
	燃焼度65,000MWd/t以上 75,000MWd/t程度まで	該当燃焼度の ペレットなし	180
ピーク出力部 燃料エンタルピー 最大値 kJ/kg	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	424	462

3.3.1.3 結 論

燃料エンタルピーの最大値は、二酸化ウラン燃料で約 467kJ/kg であり、判断基準の 791kJ/kg を、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では約 469kJ/kg であり、判断基準の 770kJ/kg を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1 事故の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は，放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し，ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には，放射性気体廃棄物処理設備の配管，水素再結合ガス減衰タンク，ガス減衰タンク等が，何らかの原因で破損又は漏えいを起こし，内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では，放射性気体廃棄物が最も多く貯蔵されている水素再結合ガス減衰タンク 1 基が破損し，放射性希ガスが原子炉補助建屋内に放出される事故として考える。

(2) 防止対策

- a. 放射性気体廃棄物処理設備の配管，タンク類の材料選定，設計，製作，据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い，破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。
- b. 水素再結合ガス減衰タンク及びガス減衰タンクのガス圧力がタンクの最高使用圧力を下回るように，水素再結合ガス圧縮装置及びガス圧縮装置の吐出圧力を決め，破損の可能性を小さくする。

(3) 拡大防止対策

- a. 仮に水素再結合ガス減衰タンク，ガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても，各タンクの出入口に隔

離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射能を最大限タンク 1 基分にとどめるようにする。

- b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される放射性希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

前述の防止対策及び設計上の考慮により、水素再結合ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

- a. 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。
- b. 1 次冷却材中の希ガス濃度は 1 %の燃料被覆管欠陥率を基に評価し、1 次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってページされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。
- c. プラント稼働率は 100%とする。

- d. 4基のタンクの切替えを考慮し、タンク1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。
- e. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対線量（D/Q）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

評 価 項 目	評 価 結 果
希ガスの放出量（ γ 線エネルギー0.5MeV換算）	約 2.5×10^{14} Bq
実 効 線 量	約 0.20 mSv

3.4.1.3 結 論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又は主蒸気ダンプ系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していることなどにより主蒸気ダンプ系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又は主蒸気ダンプ系による1次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(2) 防止対策

- a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準

に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに、使用する水の溶存酸素や塩素等の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。

b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。

c. 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(3) 拡大防止対策

a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が基準水位より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 原子炉圧力低

(b) 過大温度 ΔT 高

c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- (b) 原子炉圧力異常低

また、非常用炉心冷却設備の作動信号は原子炉を後備的に自動停止し、蒸気発生器への主給水を停止して補助給水を開始する。

- d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

- e. 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

3.4.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHI

NC-ⅢによりDNBRへの影響を計算する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は 102%とする。
- b. 1 基の蒸気発生器の伝熱管の 1 本が、瞬時に両端破断を起こすものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を 130t/h とした 1 次冷却系と 2 次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

c. 原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

- d. 非常用炉心冷却設備としての動作は、1 次冷却材の流出量を大きくするように高圧注入ポンプ 2 台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台が作動するものとする。

- e. 1 次冷却材の 2 次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

- f. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、主蒸気ダンプ系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により 1 次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1 次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がよ

り厳しく評価することとなる。

g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後 10 分）。

(b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。

(c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の除熱を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。

(d) 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。1 次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が 274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(e) 加圧器逃がし弁の閉止後、1 次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1 次冷却系圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

h. DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

a. 蒸気発生器伝熱管 1 本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第 3.4.2.1 図に示す。1 次冷却材が 2 次冷却系へ

流出するのに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、
「過大温度 ΔT 高」信号により、事故発生後約 6 分で、原子炉は自動停止する。

- b. 原子炉トリップ後、1 次冷却系の減圧及び 2 次冷却系への 1 次冷却材流出により、事故発生の約 8 分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。
- c. 事故発生の約 16 分後（原子炉トリップ信号発信後 10 分）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、約 26 分後の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、約 31 分後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による 1 次冷却系の除熱の促進及び約 41 分後の加圧器逃がし弁開により、1 次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下する。その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより 1 次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生の約 44 分後の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、約 52 分後に 1 次冷却系圧力は 2 次冷却系の圧力まで減圧し、1 次冷却材の 2 次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに余熱除去系の運転により原子炉を冷却し、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。
- d. 最小 DNB R の解析結果を第 3.4.2.2 図に示す。

最小 DNB R は約 1.89 であり,新たに燃料棒の破損は生じない。

- e. 1 次冷却材の 2 次冷却系への流出量は,第 3.4.2.1 図に示すように約 75t である。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち,破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約 24t である。

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は,「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

また,実効線量は,よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 γ 線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(10-1)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \dots\dots\dots (10-1)$$

ここで,

E_I : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

K_{He} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数
(mSv/Bq)

また,第 3.4.2.1 表に I-131 の影響を 1 とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131 等価量への換算係数」という。)を示す。

M : 小児の呼吸率 (m³/s)

呼吸率は,事故期間が短いことを考慮し,活動時の呼吸率

0.31m³/h を秒当りに換算して用いる。

Q_e : よう素の大気放出量

(I - 1 3 1 等価量－小児実効線量係数換算) (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

外部 γ 線による実効線量は (10-2) 式で評価される。

$$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \dots\dots\dots (10-2)$$

ここで,

E_γ : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (= 1 Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算) (Bq)

D/Q : γ 線エネルギー 0.5MeV における相対線量 (Gy/Bq)

第3.4.2.1表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及び

I - 1 3 1 等価量への換算係数

核 種	よう素の吸入摂取による 小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I - 1 3 1 等価量 への換算係数
I - 1 3 1	1.6×10^{-4}	1
I - 1 3 2	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
I - 1 3 3	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
I - 1 3 4	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
I - 1 3 5	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

(2) 評価条件

- a. 原子炉は，事故直前まで定格出力の 102%で運転されて

いたものとする。その運転時間は燃料を 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

- b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後 52 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 90t とする。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 30t とする。

- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の破損を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射線源として、以下の 2 通りを仮定する。

(a) 燃料被覆管欠陥率 1 % を用いて計算した 1 次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $4.5 \times 10^{13} \text{ Bq}$ 、希ガス約 $3.0 \times 10^{14} \text{ Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)

(b) (a) 項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15} \text{ Bq}$ 、希ガス約 $3.3 \times 10^{15} \text{ Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)

この追加放出量は、事故後原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.29 \times 10^{-2} \text{ min}^{-1}$ とする。

- d. この 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射線量は、1 次冷却材中の濃度に依存するもの

とする。

- e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- f. 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。
外部電源がある場合、主蒸気ダンプ系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により 1 次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1 次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。
- h. 破損側蒸気発生器隔離後 2 次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。
弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5 \text{ m}^3/\text{d}$ とし、その後は 2 次冷却系圧力が 24 時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、このときの 2 次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。
- i. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び

相対線量（D/Q）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、
よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.2.3 図及び第
3.4.2.4 図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I - 131 等価量－小児実効線量係数換算)	約 9.8×10^{10} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.6×10^{14} Bq
実 効 線 量		約 0.50 mSv

3.4.2.4 結 論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小DNBRは約1.89であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体在使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事故として考える。

(2) 防止対策

- a. 燃料取扱装置の設計、製作、据付けや燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。
- b. 燃料取替えを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率 0.95 以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。
- c. 燃料取替作業中は、線源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。
- d. 使用済燃料ピットは、たとえ、新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が 0.98 以下となるように、

燃料集合体の中心間隔を設計しており，ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。

- e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し，運転員の注意を喚起し，かつ，取り扱う燃料の操作及び移送は，すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので，放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。
- f. 燃料取替クレーンのグリップは，空気作動式で，空気圧が供給されないときは，燃料を保持したまま取外しのできない構造であり，さらに，荷重指示計を設け，あらかじめ設定された荷重を超えるとつり上げを行えないインターロックを設けて，過大荷重による落下を防止する。また，使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし，さらに，燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており，燃料をつかんでいる間グリップが閉じないようにする。
- g. 運転要領を十分に整備し，よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。
- h. 燃料集合体は十分な強度を有し，万一落下しても簡単に破損することはない。

(3) 拡大防止対策

万一，燃料が落下した場合には，「燃料集合体落下」信号により，燃料取扱棟の排気を通常系統から，アニュラス空気再循環設備に切り替えられるよう設計し，大気に放出される

放射性よう素の低減をはかることができる。

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱棟内に放出される量は低減される。

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(2) 評価条件

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10% の燃料棒の被覆管が破損するものとする⁽¹¹⁾⁽¹²⁾。
- b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が全出力運転（定格出力の 102%）された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 40,000 時間）のものとする。
- c. 燃料取替作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。

- f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。
- g. 燃料集合体の落下時には、「燃料集合体落下」信号によりアニュラス空気再循環設備が起動し、燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気再循環設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素用フィルタの効率⁽¹³⁾は 95%とする。
- h. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類 六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.3.1 図及び第 3.4.3.2 図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131 等価量—小児実効線量係数換算)	約 3.6×10^9 Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 5.4×10^{12} Bq
実 効 線 量		約 0.0030 mSv

なお、燃料取替時以外の燃料取扱いは、使用済燃料の放射能が十分減衰した状態でなされるので、仮に落下事故を想定しても、アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタを通さなくても、上記評価結果より厳しくなることはない。

3.4.3.3 結 論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

- a. 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。
- b. 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気再循環設備を設ける。
- c. 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数（=1 Sv/Gy）を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

ただし、呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことにより、1日平均の呼吸率 $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を秒当たりに換算して用いる。

(2) 評価条件

- a. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。
- b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	1%
-----	----

よう素	0.5%
-----	------

- c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。
- d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

- e. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

- f. 格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁴⁾は、等価半減期 50 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上 5 分とする。

- g. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹⁵⁾は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とし、第 3.4.4.3 表の漏えい率とする。

また、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースは、第 3.4.4.4 表の漏えい率とする。

- h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97% が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3 % はアニュラス部以外で生じるものとする。

- i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備の

フィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後 30 分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

- j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため格納容器排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- k. アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタの効率⁽¹³⁾は評価上 95%とする。
- l. 希ガスに対する格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果等は無視する。
- m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ、評価上 4×10^{-3} m³/h の漏えいがあるものとする。
- n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b 項と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。
- o. 再循環水体積は、評価上 1,400m³とする。
- p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。
- q. 安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタの効率⁽¹³⁾

は、評価上 95%とする。

- r. 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。

(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。

(c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

- s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（30日間）とする。
- t. 環境への核分裂生成物の放出は格納容器排気筒より行われるものとする。
- u. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類 六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

第 3.4.4.3 表 動的機器の単一故障を想定した場合の

原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (秒)
0.13	0 ～ 670
0.12	670 ～ 1,900
0.11	1,900 ～ 14,000
0.10	14,000 ～ 32,000
0.09	32,000 ～ 61,000
0.08	61,000 ～ 130,000
0.07	130,000 ～ 350,000
0.06	350,000 ～ 1,300,000
0.05	1,300,000 ～ 2,592,000

第 3.4.4.4 表 静的機器の単一故障を想定した場合の

原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (秒)
0.13	0 ～ 490
0.12	490 ～ 1,100
0.11	1,100 ～ 2,200
0.12	2,200 ～ 49,000
0.11	49,000 ～ 90,000
0.10	90,000 ～ 170,000
0.09	170,000 ～ 320,000
0.08	320,000 ～ 630,000
0.07	630,000 ～ 1,500,000
0.06	1,500,000 ～ 2,592,000

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.4.1 図及び第 3.4.4.2 図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131 等価量－小児実効線量係数換算)	約 2.5×10^{11} Bq
	希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)	約 5.4×10^{13} Bq
実 効 線 量 *		約 0.49 mSv

* 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.42mSv）を含む。

3.4.4.3 結 論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約 0.50mSv であり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。

3.4.5 制御棒飛び出し

3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である4%を使用する。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉

心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス 0.13%

よう素 0.065%

c. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

d. 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉トリップ信号等により事故を検知し操作に要する時間を見込んで、事故発生後 30 分で有効になるものとする。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹⁵⁾は、評価上次のよう仮定する。

事故後 24 時間まで 0.12%/d

その後 29 日間 0.06%/d

f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.5.1 図及び第 3.4.5.2 図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 3.8×10^{10} Bq
	希ガス (γ線エネルギー0.5MeV換算)	約 7.6×10^{12} Bq
実 効 線 量		約 0.066 mSv

3.4.5.3 結 論

制御棒飛び出しを仮定した場合，核分裂生成物の放出量は少なく，周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。