

丙第106号証の1

関原発第55号

平成14年8月21日

経済産業大臣

平沼赳夫 殿

住 所 大阪市北区中之島3丁目3番22号

申請者名 関西電力株式会社

代表者の氏名
取締役社長

藤 洋 作



大飯発電所原子炉設置変更許可申請書

(1号、2号、3号及び4号原子炉施設の変更)

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第1項の規定に基づき、下記のとおり大飯発電所の原子炉設置変更許可の申請をいたします。

記

一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 関西電力株式会社

住 所 大阪市北区中之島3丁目3番22号

代表者の氏名 取締役社長 藤 洋 作

二、変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 大飯発電所

所 在 地 福井県大飯郡大飯町大島

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ドアリを構成する配管又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。

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。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。

(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ー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) 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、また、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。
 - (b) 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」信号又は1次冷却材の流出に伴う原子炉格納容器内の圧力上昇による「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）及び余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水ピット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は自動停止する。

- (c) 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ピットの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つた水を再び前述の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、燃料取替用水ピットの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イする2系列相当の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。
- d. 前述の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態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入等、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S A T A N - 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入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リフィル／再冠水解析コードW R E F L O O D、再冠水期間については再冠水解析コードB A S H - M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、炉心部に到達する水の速度（炉心再冠水速度）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及びB A S H - M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 S A T A N - M 及び B A S H - M 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）断面積の 2 倍の面積で配管の長さ方向のスプリット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 次冷却材管の断面積の 2 倍相当の断面積の 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、前述のようなスプリット破断のほかに、配管の両端破断も想定できるが、感度解析の結果、スプリット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ので、ここでは、スプリット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 41.5 kW/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 $4.04\text{ MPa}[\text{gage}]$

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 $26.9\text{ m}^3/\text{基}$

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 34 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、又は「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

- (d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の 1 つである单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、外部電源の喪失により、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) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカ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蒸気

に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0%及び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表に示すように、流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%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0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%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 3.2.1.1 表 大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

流 出 係 数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度 (°C)	951	984	878
	942	979	881
局所的最大ジルコニウムー水反応量 (%)	0.3	0.4	0.3
	0.3	0.4	0.3
全炉心平均ジルコニウムー水反応量 (%)	0.3 以下	0.3 以下	0.3 以下
	0.3 以下	0.3 以下	0.3 以下

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率 0%

下段：蒸気発生器伝熱管施栓率 10%

第 3.2.1.2 表 大破断解析結果

(流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%)

燃料被覆管最高温度	984°C
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 1.83m
高温燃料棒のバースト発生時間	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置	バーストせず
局所的最大ジルコニウムー水反応量	0.4%
全炉心平均ジルコニウムー水反応量	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2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25秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、プ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、約2秒後には炉心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約5秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約15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、その注入は破断発生の約51秒後まで継続される。

プ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後約1秒で到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ピットの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34秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約35秒後から注入を開始することになる。

(c) リフィル及び再冠水

プ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、約 35 秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も加わり、破断発生の約 38 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及び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、下部プレナムから炉心に入る水の速度（炉心再冠水速度）は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通っ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、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滯するため、燃料被覆管の温度は上昇し、約 6 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、燃料被覆管の温度は低下していく。

しかし、更に 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

管の温度は再び上昇する。

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、約 35 秒後には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 38 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ふく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所以、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。約 320 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 984°C にとどまり、ジルコニウムー水反応量も最大となる部分で約 0.4% に抑えられる。燃料被覆管の温度が約 984°C 近くに達するのは全体のごく一部であって、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ため、

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るので、大破断の場合のW R E F L O O D、B A S H - M 及びC O C O 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S A T A N - M (S m a l l L O C A) と燃料棒熱解析コードL O C T A - IVからなる。なお、S A T A N - M (S m a l l L O C A) は、S A T A N - 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W R E F L O O D、B A S H - M 及びC O C O 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、破断面積を変えて解析を行い、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单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 27 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。

最も厳しい結果を与える蒸気発生器伝熱管施栓率 0% の場合の低温側配管口径約 0.25m 相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

(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。

事故後、1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約 7 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 9 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 8 秒後に「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 35 秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約 71 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 684°C に達した後急速に低下する。

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 0.13m 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。

事故後、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、約 7 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 9 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 10 秒後に「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 37 秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が 2 相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、約 602 秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、更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。

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 (m)	0.30	0.25	0.20	0.13
燃料被覆管最高温度 (°C)	676	684	378	炉心露出せず
	653	670	455	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウムー水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウムー水反応量 (%)	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	—
	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	—

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率 0%

下段：蒸気発生器伝熱管施栓率 10%

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 984°Cであり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200°C以下であること。）を満たす。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量は約 0.4%であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、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。）を満たす。また、全炉心平均ジルコニウムー水反応量は 0.3%以下であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、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。）を満たす。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料棒の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。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。したがって、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料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。）を満たす。

なお、破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、局所的最大ジルコニウム－水反応量については、低温側配管スプリット破断の場合に比べ若干大きくなるが、その場合でも約 1.6%（流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）であり、制限値に比べて余裕がある。

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 684°Cで、制限値 1,200°C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。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。

3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1 原子炉冷却材喪失

3.5.1.1 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、「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1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度及び圧力が異常に上昇する事象を想定する。

(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。

3.5.1.2 事故経過の解析

(1) 解析方法⁽¹⁴⁾

事故の経過は、「3.2.1.2(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧及び温度に着目した解析を行う。

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S A T A N - VI、リフィル／再冠水解析コードW R E F L O O D 及び原子炉格納容器内圧解析コードC O C O からなる。

(2) 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、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。

- b. 原子炉出力は定格出力の 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 26.9m³/基

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

- d. 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、格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、外部電源の喪失により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. ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。
- f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量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 次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。
- g. 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。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第 3.5.1.1 図に示す。1 次冷却系配管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体の除熱が大きくなり、約 17 秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第 1 ピーク圧力約 0.255MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約 22 秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約 9 秒で達することにより、約 154 秒後から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約 142 秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器内へのエネルギー放出が減少することにより、第 2 ピーク圧力約 0.308MPa[gage]、温度約 132°C が現れ、これが最高圧力及び最高温度となる。これ以後原子炉格納容器内へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。

3.5.1.3 結論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧の最高値は、約 0.308MPa[gage]であり、最高使用圧力 0.39MPa[gage]を下回つており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1 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、「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、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(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。

3.5.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

(2) 解析条件

- 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. 水素の発生源としては、炉心水、サンプ水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウムー水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。
- c. 事故時のジルコニウムー水反応割合は「3.2.1.2 (1) c. 解析結果」で得られた値の 5 倍の 1.5%とする。
- d. 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の 1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、

他の核分裂生成物は、希ガスを除き、全て炉心部に存在するものとする。

- e. 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合（G値）⁽¹⁵⁾は、炉心水に対し 0.4 分子/100eV、サンプ水に対し 0.3 分子/100eV とする。
- f. 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、低圧注入系 1 系列の不作動を仮定する。

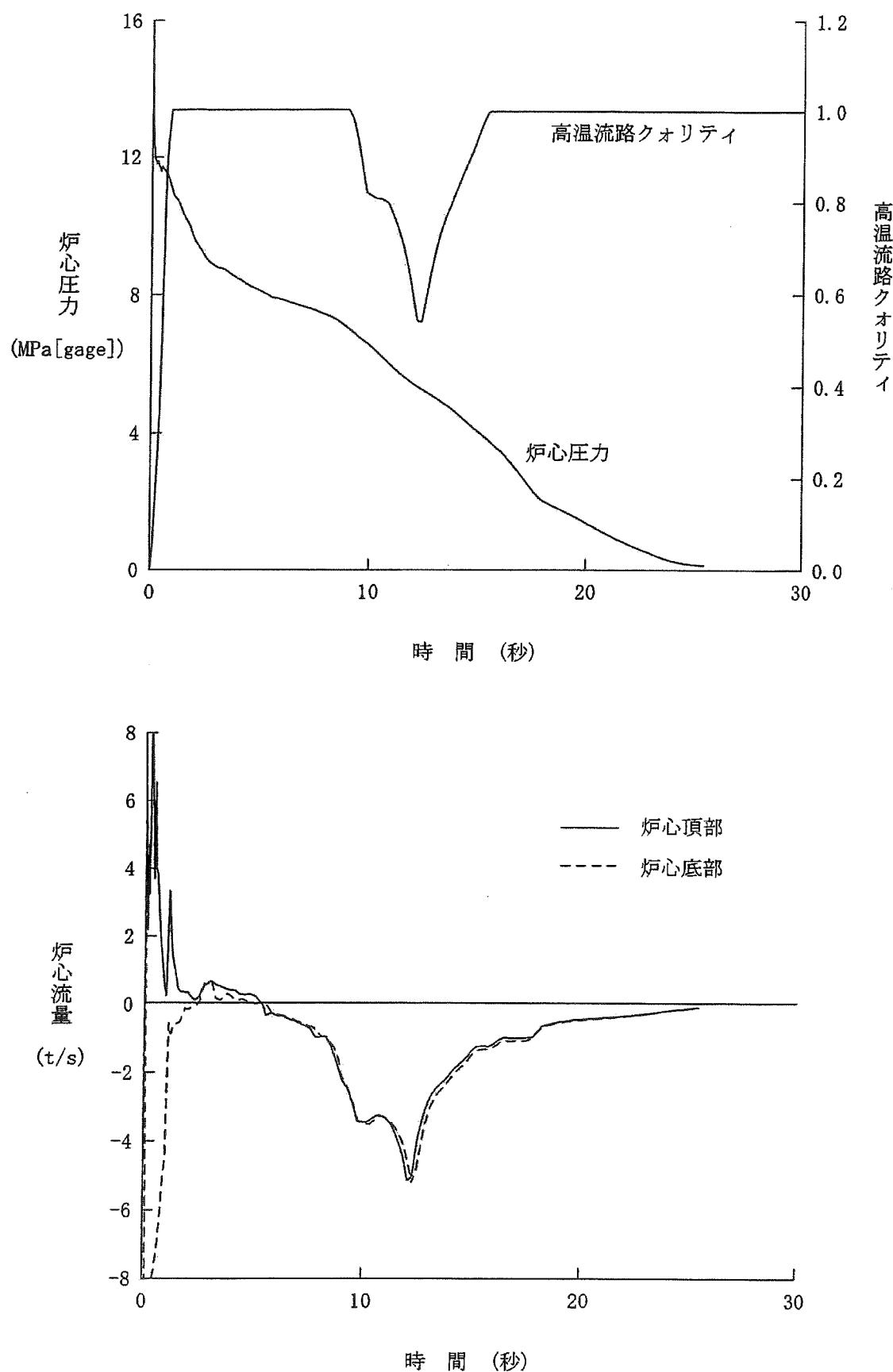
(3) 解析結果

以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第 3.5.2.1 図に示すとおり事故発生の 30 日後では約 3.0% となり、「安全評価指針」付録 I に示されている判断基準（事象発生後少なくとも 30 日間は、原子炉格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ 5% 又は 4% 以下であることとする。）を満たす。

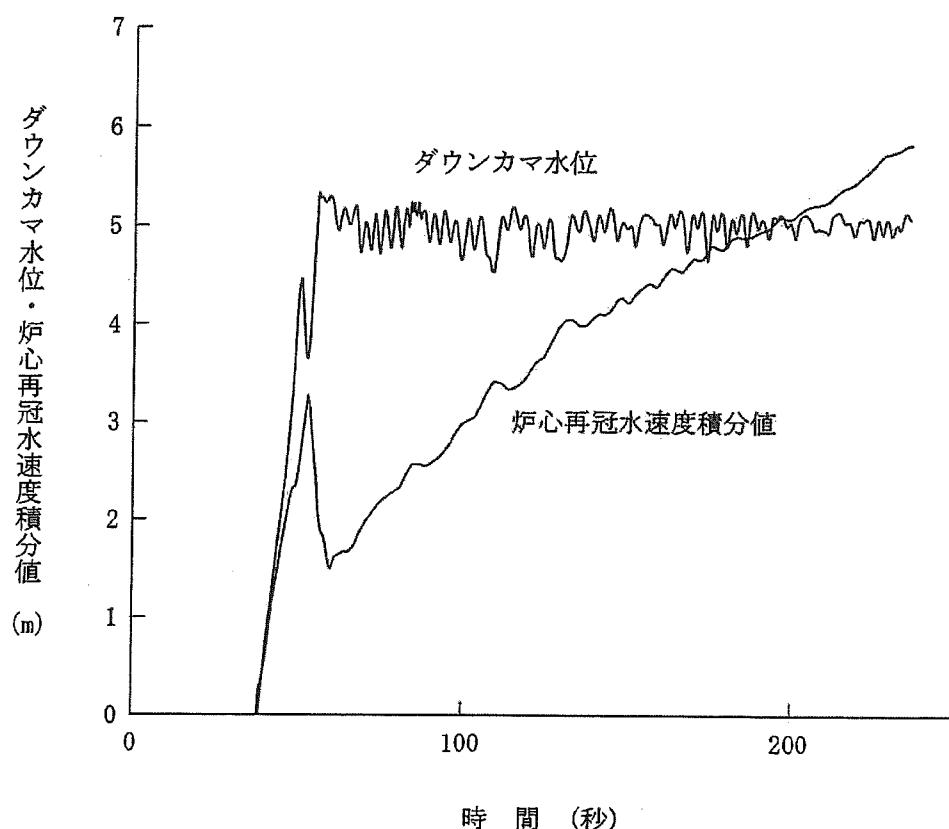
その後、水素濃度の上昇があるが、アニュラス空気浄化設備等を利用して制御を行うので、水素濃度は 4% 未満に保持される。

3.5.2.3 結論

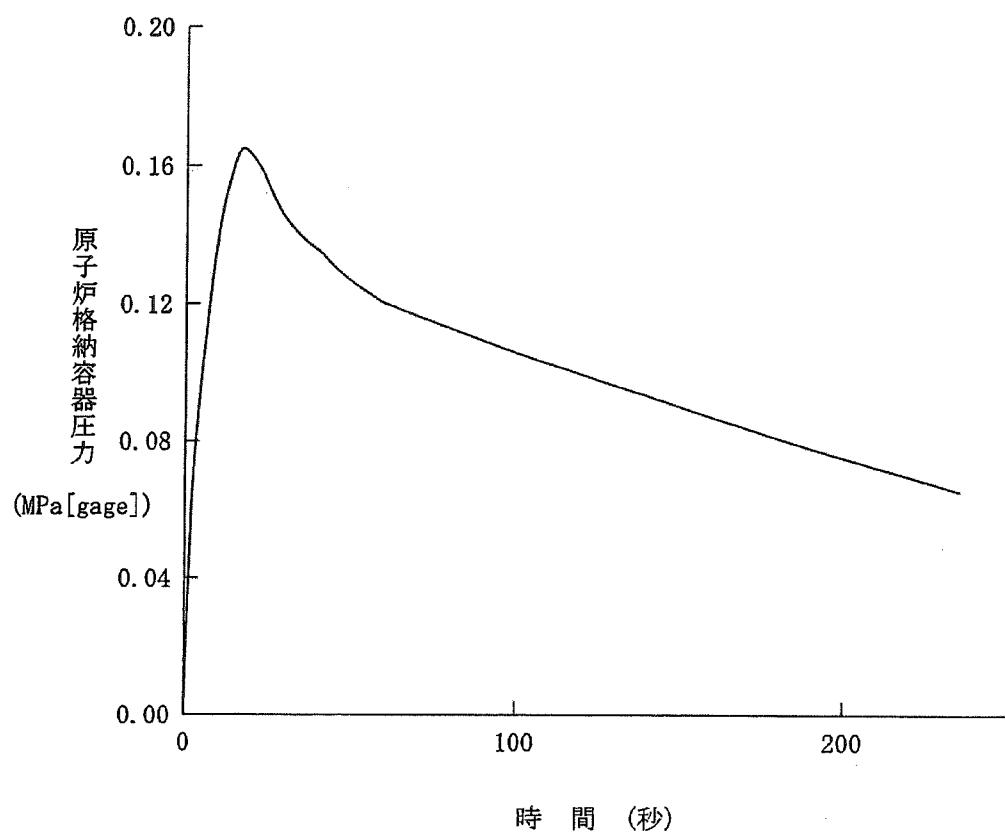
可燃性ガスが発生する事象として原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも 30 日間は原子炉格納容器内の水素濃度が 4% に達することはない。



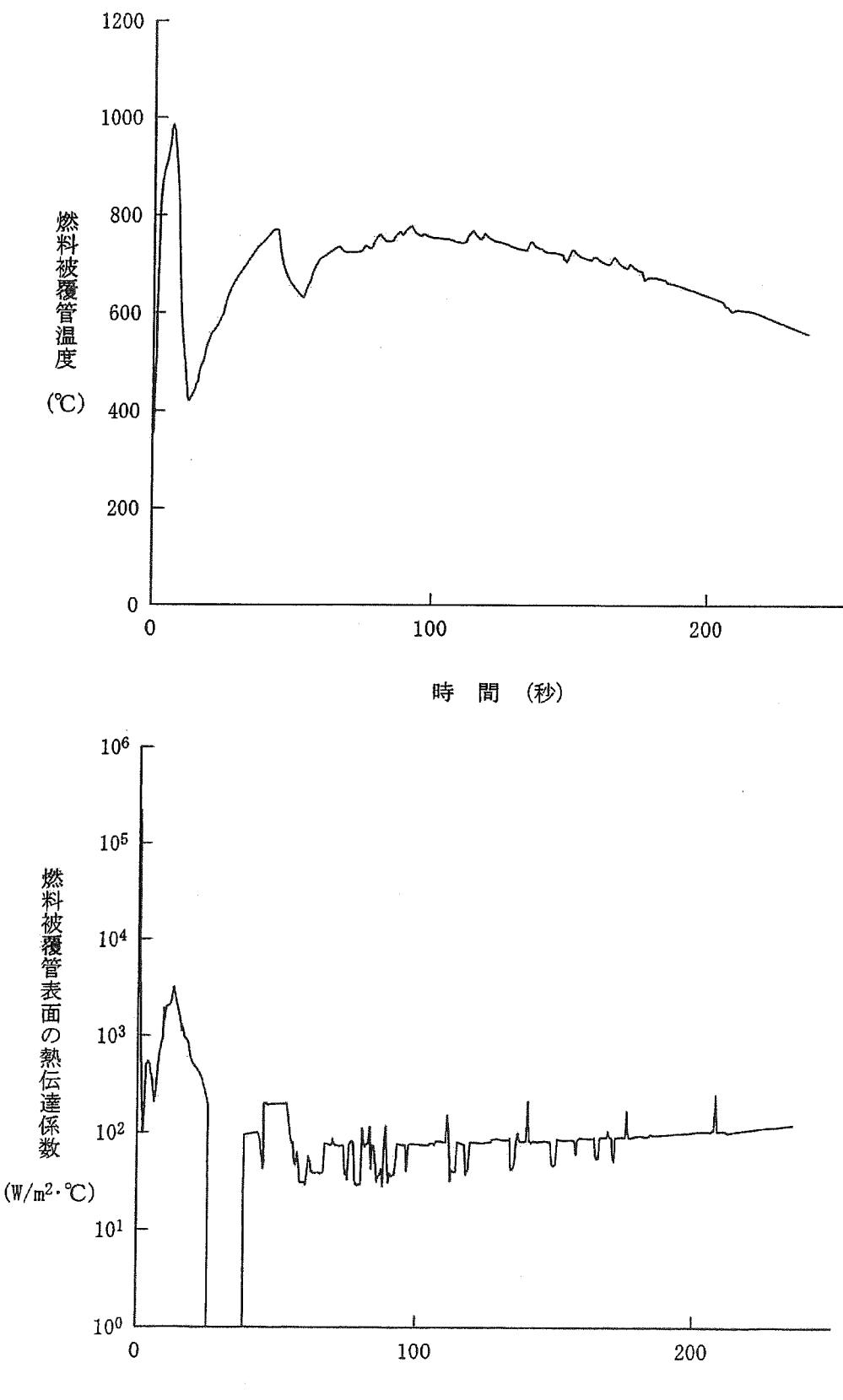
第3.2.1.1図 原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析
—大破断(1)



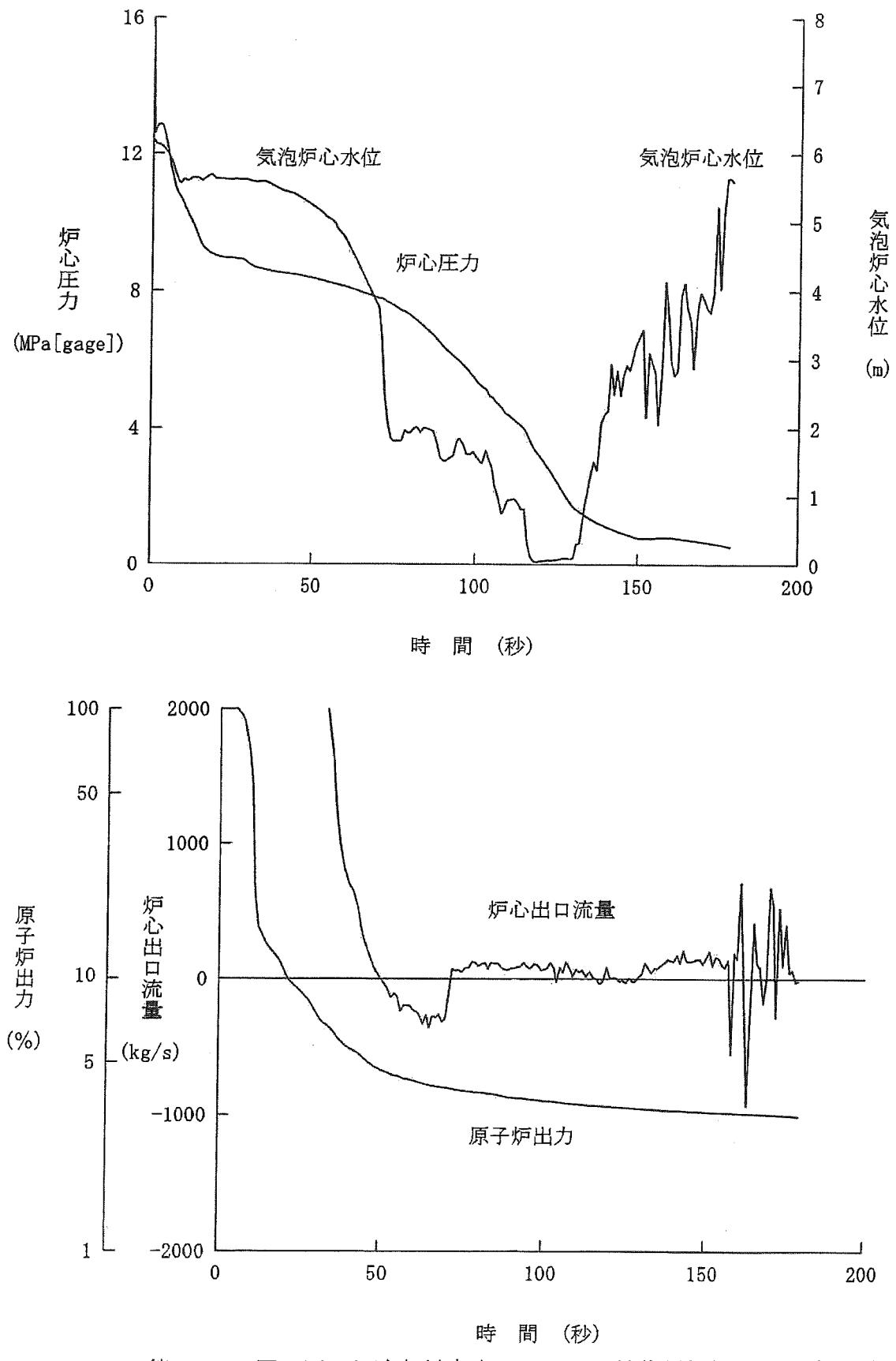
第3.2.1.2図 原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析
一大破断(2)



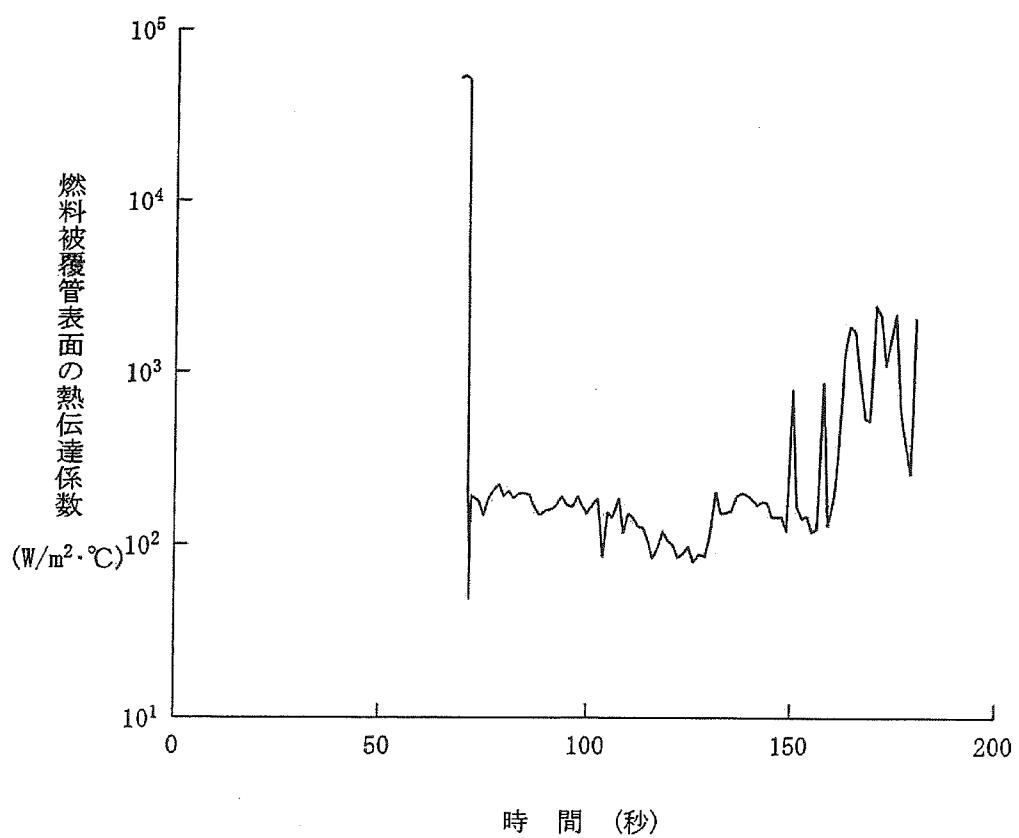
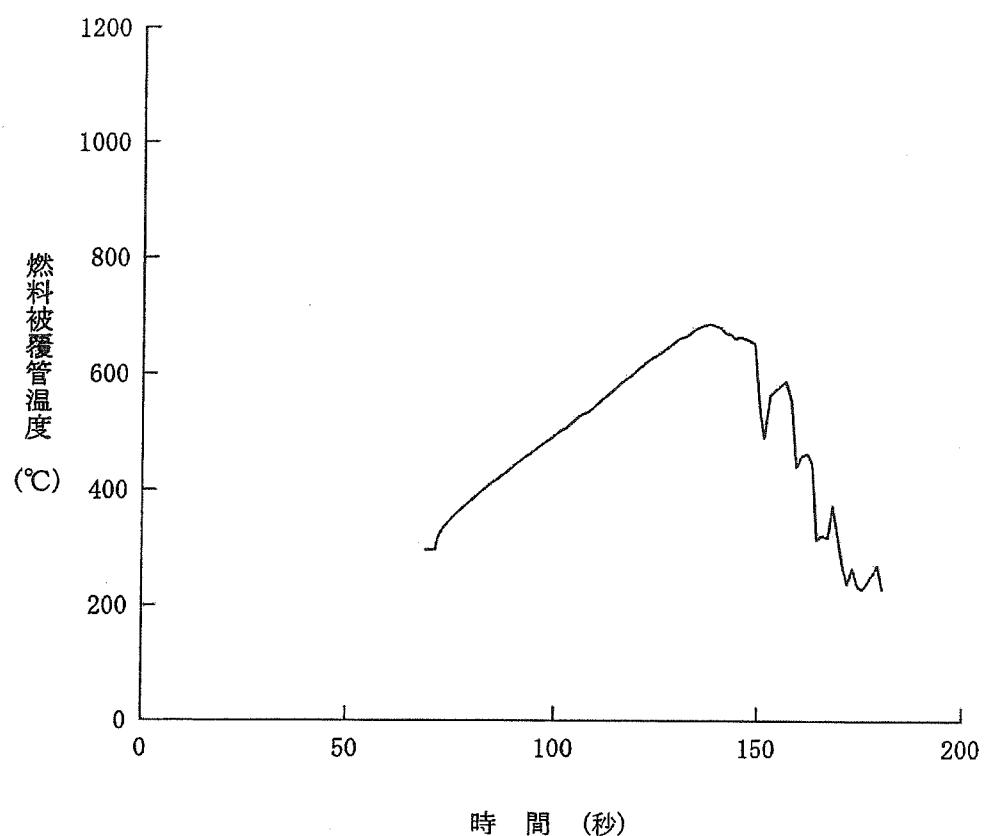
第3.2.1.3図 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
一大破断(3)



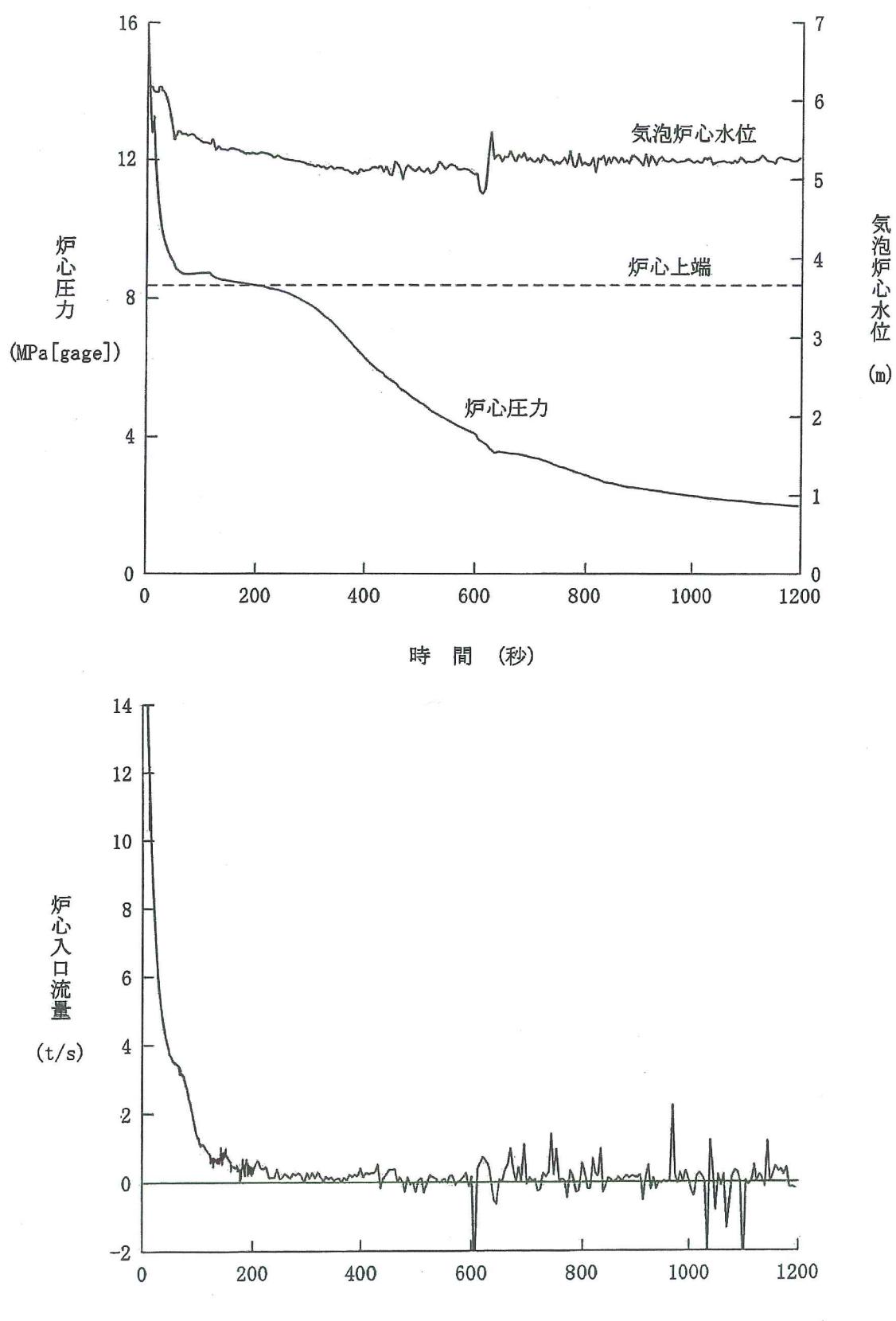
第3.2.1.4図 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
一大破断(4)



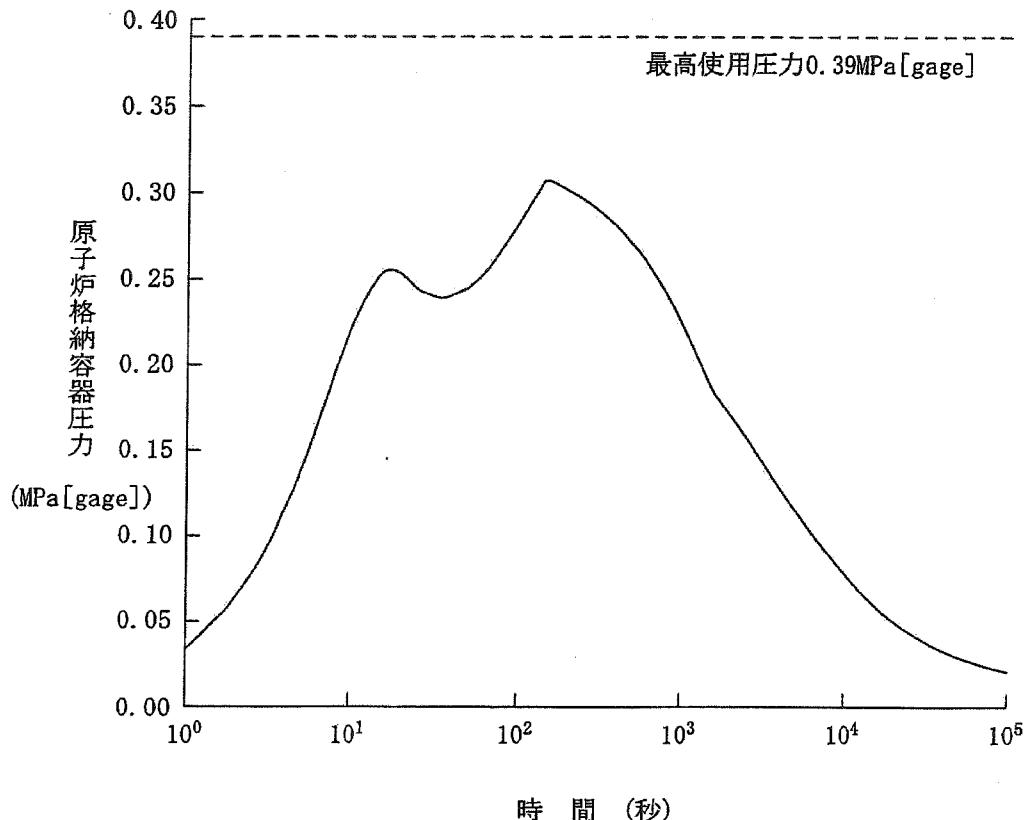
第3.2.1.5図 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－小破断(1)
－液相部破断



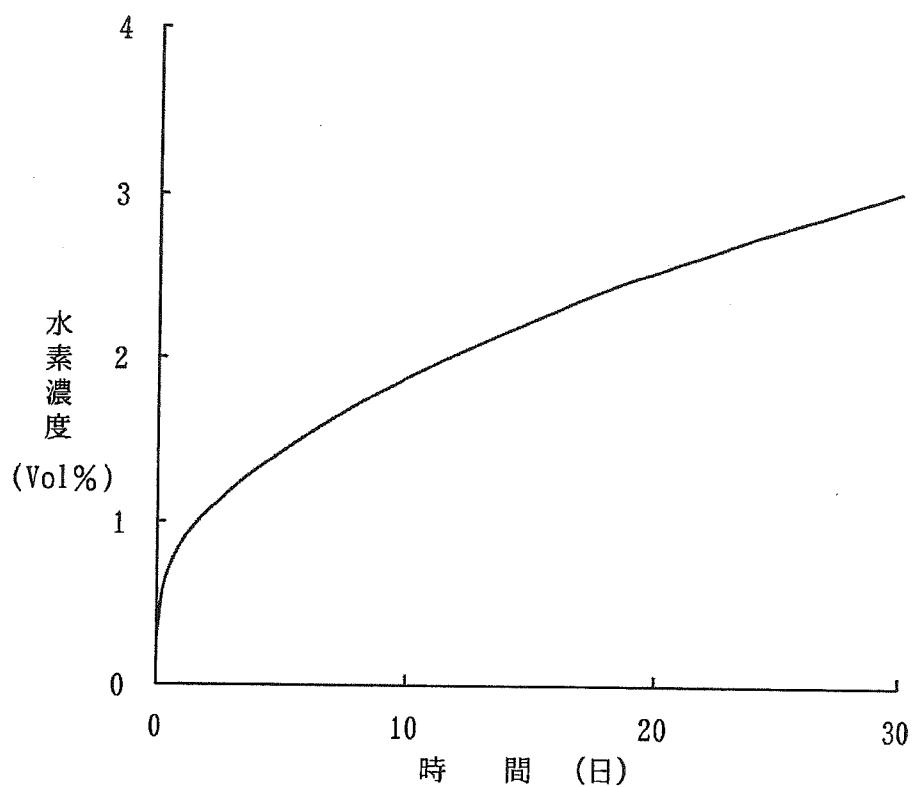
第3.2.1.6図 原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析—小破断(2)
—液相部破断



第3.2.1.7図 原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析一小破断(3)
一気相部破断



第3.5.1.1図 原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器
健全性評価用内圧解析



第 3.5.2.1 図 可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価