

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-200 改0

## 工事計画に係る補足説明資料

補足-200 【安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書に係る補足説明資料】

平成30年10月

日本原子力発電株式会社

添付書類に係る補足説明資料

「安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に係る添付書類の記載内容を補足するための説明資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	補足-200-1 安全弁及び逃がし弁の必要な吹出量の設定根拠

補足-200-1 【安全弁及び逃がし弁の必要な吹出量の設定根拠】

## 目次

1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠 …………… 1
2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠 …………… 6
3. 非常用電源設備の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠 …………… 7

### 【別紙】

1. 逃がし安全弁の  
吹出し量計算に用いる公称吹出し係数について …………… 8
2. 逃がし安全弁の吹出し量計算式に用いる  
公称吹出し係数  $K_d$  について（弁製造会社見解書） …………… 10
3. 逃がし安全弁吹出量の安全性への影響について …………… 12

1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名 称	必要な吹出量	設定根拠	備 考
B22-F013 A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, U, V	設計基準対象 施設：設計値 以上 重大事故等対 処設備：設計 値～設計値＋ 5 %	<p>設計基準対象施設としての逃がし安全弁は、原子炉圧力が上昇する事象において設計値の吹出量で十分に過圧防護できることが解析により確認されている。よって、設計値の吹出量を上回る吹出量を確保できれば、原子炉の過圧防護に十分な必要吹出量を確保できる。このため必要吹出し量は設計値の流量を逃がし得る流量とする。</p> <p>重大事故等時に使用する場合においても、使用する系統設備及び使用方法が設計基準事故時と変わらないため、必要な吹出量の設定根拠は同じである。</p> <p>また、重大事故等の事故シーケンスグループのうち全交流動力電源喪失時に逃がし安全弁 1 弁が開固着する事象において、重大事故等対策の成立にかかる余裕時間が吹出量が設計値の場合と設計値＋5%の場合において確保されているのを確認しているため、必要吹出量は設計値から設計値＋5 %を超えない範囲とする。</p>	
E12-F005	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器と残留熱除去系との隔離弁からの弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mℓ/h を必要吹出量として設定し、質量流量 <sup>注</sup> で <input type="text"/> kg/h とする。	設計弁座漏えい量 E12-F008, F009 (20 B: <input type="text"/> mℓ/h) 注：液体の比重量は <input type="text"/> とする。

名 称	必要な吹出量	設定根拠	備 考
E12-F025A, B	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、原子炉压力容器と残留熱除去系とを隔離する逆止弁及び電動弁の弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した □ ml/h を必要吹出量として設定し、質量流量<sup>注</sup>で □ kg/h とする。</p>	<p>設計弁座漏えい量 E12-F041A, F042A, F041B, F042B (12 B : □ ml/h) 注：液体の比重量は □ とする。</p>
E12-F025C	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、原子炉压力容器と残留熱除去系とを隔離する逆止弁及び電動弁の弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した □ ml/h を必要吹出量として設定し、質量流量<sup>注</sup>で □ kg/h とする。</p>	<p>設計弁座漏えい量 E12-F041C, F042C (12 B : □ ml/h) 注：液体の比重量は □ とする。</p>

名 称	必要な 吹出量	設定根拠	備 考
E12-FF028	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、原子炉压力容器と残留熱除去系との隔離弁からの弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した□ mℓ/h を必要吹出量として設定し、質量流量<sup>注</sup>で□ kg/h とする。</p>	<p>設計弁座漏えい量 E12-F009 (20 B : □ mℓ/h) 注：液体の比重量は□ とする。</p>
E22-F014	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□ m<sup>3</sup> とし、保守的に水温が1時間で10 °Cから40 °Cに変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/h と設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/h とする。</p>	

名 称	必要な吹出量	設定根拠	備 考
E22-F035	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、原子炉圧力容器と高圧炉心スプレイ系とを隔離する逆止弁及び電動弁の弁座漏えいが一時的に生じ、閉塞状態の弁間において、原子炉圧力容器と同等の状態まで加圧されたのち、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□ m<sup>3</sup>とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	
E21-F018	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、原子炉圧力容器と低圧炉心スプレイ系とを隔離する逆止弁及び電動弁の弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した□ ml/hを必要吹出量として設定し、質量流量<sup>注</sup>で□ kg/hとする。</p>	<p>設計弁座漏えい量 E21-F005, F006 (12 B : □ ml/h) 注：液体の比重量は□とする。</p>



名 称	必要な 吹出量	設定根拠	備 考
E51-F017	<input type="text"/> kg/h	<p>必要な吹出量は、原子炉压力容器と原子炉隔離時冷却系とを隔離する逆止弁及び電動弁の弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> ml/h を必要吹出量として設定し、質量流量<sup>注</sup>で <input type="text"/> kg/h とする。</p>	<p>設計弁座漏えい量 E51-F013, F065, F066 (6 B : <input type="text"/> ml/h) 注：液体の比重量は <input type="text"/> とする。</p>

2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名 称	必要な吹出量	設定根拠	備 考
C41-F029A, B	<input type="text"/> kg/h	<p>必要な吹出量は、逃がし弁下流のほう酸水注入系で隔離が生じ、ほう酸水注入ポンプ 1 台の定格流量が流入した場合に、その流入流量を全量逃がし得る容量として、ほう酸水注入ポンプ 1 台の定格流量である <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h を必要な吹出量として設定し、質量流量<sup>注</sup>で <input type="text"/> kg/h とする。</p>	<p>注：ほう酸注入ポンプテスト運転時、内部流体は純水を使用する為、流体の比重量は保守的に <input type="text"/> とする。</p>

3. 非常用電源設備の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名 称	必要な吹出量	設定根拠	備 考
3-14Z1, 3-14Z101	□ kg/h	<p>必要な吹出量は 2C 非常用ディーゼル発電機の非常用ディーゼル発電機空気だめ A に空気充気時に、圧力制御機構の故障により 1 系統あたり 2 台の空気圧縮機が連続負荷運転となった場合又は、2D 非常用ディーゼル発電機の非常用ディーゼル発電機空気だめ A に空気充気時に、圧力制御機構の故障により 1 系統あたり 2 台の空気圧縮機が連続負荷運転となった場合に流入する量を全量逃がし得る容量として、2 台分の空気圧縮機の容量である □ m<sup>3</sup>/h を必要な吹出量として設定し、質量流量で □ kg/h とする。</p>	
3-14Z201	□ kg/h	<p>必要な吹出量は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ A に空気充気時に、圧力制御機構の故障により 2 台の空気圧縮機が連続負荷運転となった場合に流入する量を全量逃がし得る容量として、2 台分の空気圧縮機の容量である □ m<sup>3</sup>/h を必要な吹出量として設定し、質量流量で □ kg/h とする。</p>	

## 逃がし安全弁の吹出し量計算に用いる公称吹出し係数について

東海第二発電所の逃がし安全弁（以下、「SRV」という。）の吹出し量は以下の「1. 計算式」によって求められる。この際、公称吹出し係数 $K_d$ を用いるが、東海第二発電所のSRVに用いている公称吹出し係数は同一設計系列の試験用逃がし安全弁を用いて米国 National Board による試験方法で得られたASMEによる認定値を用いていることから、公称吹出し係数の妥当性について以下に補足する。

## 1. 計算式

吹出し量は、設計・建設規格 SRV-3111 (1) \*1の規定に基づき、以下の式で求められる。

$$Q_m = 5.246 \cdot C \cdot K_d \cdot A \cdot (p + 0.1) \cdot 0.9 \cdots (1)$$

{	$Q_m$ : 公称吹出し量	$C$ : 蒸気係数	$K_d$ : 公称吹出し係数
	$A$ : 吹出し面積	$p$ : 公称吹出し量決定圧力	

(1)式 J I S B 8 2 1 0 -1994「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「附属書 安全弁の公称吹出し量の算定方法」の「2 蒸気に対する公称吹出し量」より出典

\*1: 施設時の基準を適用

2. 公称吹出し係数 ( $K_d$ ) について

J I S B 8 2 1 0 -1994 において J I S B 8 2 2 5 の 3.1.2 (1) の規定又はこれと同等と認められる方法によって定めると規定され、解説において「“同等と認められる方法”とはASME米国National Boardで認められる方法などをいう。」により定められる。

東海第二発電所のSRVは、新弁の施設にあたり前項に記載のJ I S B 8 2 2 5 に対して同等と認められた試験方法である米国 National Board で定める試験にて認定された同一設計系列\*2の逃がし安全弁の公称吹出し係数を採用しており、今回の申請においても、同じ公称吹出し係数を用いることとしている。

\*2: 弁製造会社によって、関連規格、各部位の寸法及び寸法比率などにより、同一設計系列としているもの。

### 3. 公称吹出し係数 ( $K_d$ ) の採用について

$K_d$ を求めるためには、JIS B 8225の3.1.2(1)において規定される公称吹出し係数を求めるための試験方法に基づき、試験を行う必要があるが、弁製造会社は施設時において国内で認められた試験設備及び認定機関が存在しなかったことから、JISの規定を満足する試験<sup>\*3</sup>が実施可能な米国 National Boardにて東海第二発電所のSRVと同一設計系列である試験用逃がし安全弁を用いて試験を行い、公称吹出し係数 ( $K_d = 0.975$ ) の認定を受けた。

そのため、東海第二発電所のSRVの吹出し量計算においては、同一設計系列である試験用安全弁で得られた公称吹出し係数を用いて算出を行っている。

なお、JIS B 8225の3.1.2(1)の規定には「公称吹出し係数は、同一設計系列の物すべてに対し、すべての圧力及び呼び径に使用することができる。」と記載されていることから試験用逃がし安全弁で得られた公称吹出し係数を東海第二発電所のSRVに用いることに問題ない。

\*3: JIS B 8225で規定する試験とASME PTC 25.3により規定された試験は同一の試験内容である。

### 4. 結論

設計・建設規格 SRV-3111 (1) に定める安全弁等の容量の計算式において米国 National Boardにて認定された試験用逃がし安全弁の公称吹出し係数を東海第二発電所のSRVの吹出し量計算に用いることは問題ない。

逃がし安全弁の吹出量計算式に用いる公称吹出し係数  $K_d$  について  
(弁製造会社見解書)

平成 30 年 7 月 10 日

### 東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁について

毎々、格別なご高配を賜り厚く御礼申し上げます。

さて、今回更新を計画されている東海第二発電所向け主蒸気逃がし安全弁に対して、弊社が過去に米国 National Board にて吹出し係数を取得した際の試験弁と同一設計系統であるかのお問い合わせ頂いた件、弊社の見解は既設東海第二発電所納め主蒸気逃がし安全弁において日本原子力発電株式会社殿へ連絡致しました見解と同一となります。

以下に、日本原子力発電株式会社殿へ連絡しております弊社見解を、改めてご連絡させて頂きますのでご確認願います。

#### 〔1〕 東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁の設計思想について

東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁は、JIS B8210 に定義されている全量型安全弁の規定を満足し且つ、弊社としての思想を加味して設計した弁である。

また、弊社が過去に米国 National Board にて吹出し係数を取得した際の試験弁も東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁と同じく、JIS B8210 に定義されている全量型安全弁の規定を満足し且つ、弊社としての思想を加味して設計した弁である。

なお、JIS B8225-1986 3.1.2 項の注記には“同一設計系列のもの”とは、「設計思想を同じくする安全弁で、例えば各呼び圧力に対し、一連の呼び径からなっている形式番号などで表現される一群の安全弁をいう。」と規定されている。

以上のことから、東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁は、弊社が過去に米国 National Board にて吹出し係数を取得した際の試験弁と同一設計系統の弁である。

#### 〔2〕 吹出し係数について

〔1〕に記載した如く、東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁は、弊社が過去に米国 National Board にて吹出し係数を取得した際の試験弁と同一設計系統の弁であることから、National Board で取得した吹出し係数： $K=0.975$  を東海第二発電所の主蒸気逃がし安全弁にも使用することができる。

— 以上 —

逃がし安全弁吹出量の安全性への影響について



## 目次

1. 逃がし安全弁の設計変更による安全性への影響について
2. 逃がし安全弁吹出量の影響について

## 逃がし安全弁の設計変更による安全性への影響について

### 1. 逃がし安全弁吹出量の設計値及び公称値について

逃がし安全弁は、原子炉圧力容器の過圧防止及び原子炉減圧のための機能を有しており、設置変更許可申請書の基本設計における設計値としては、逃がし安全弁に要求される機能に対して保守的な小さめの吹出量を設定している。

一方、工事計画において設定する公称値は、ローテーションパーツの採用に伴い届出申請をした際に、建設時の工事計画の逃がし安全弁の吹出量計算式（昭和 45 年告示 501 号）から届出時点の計算式（昭和 55 年告示 501 号）に変更したことに伴い、当初認可時と比較して吹出量が大きくなっている（別添 1 参照）。

### 2. 逃がし安全弁吹出量の違いが許認可解析に与える影響について

設計値と公称値の違いが許認可解析に与える影響を第 1 表に示す。また、吹出量の違いによる原子炉圧力の推移及び原子炉水位の推移を第 1 図及び第 2 図に、各事象の燃料の破裂判定曲線を第 3 図～第 8 図示す。

設計基準事象のうち原子炉減圧を必要とする事象である「中小 L O C A」では、燃料被覆管最高温度は約 590℃であり、小さめの吹出量である設計値を設定した場合でも燃料の破裂に対して十分余裕がある。また、重大事故等対策の有効性評価のうち原子炉を急速減圧して低圧代替注水系（常設）にて注水を実施する「高圧・低圧注水機能喪失」においても、燃料被覆管最高温度は約 338℃であり、燃料の破裂に対して余裕は十分ある。これは、逃がし安全弁の減圧能力が十分であることに加え、低圧代替注水系（常設）の注水能力が高いことによる。

「L O C A 時注水機能喪失」においては、原子炉注水開始が遅れた場合の影響について確認しており、原子炉減圧操作が 10 分遅れたとしても燃料被覆管最高温度は約 90℃上昇するにとどまること、第 1 図に示すとおり、逃がし安全弁吹出量の公称値と設計値の違いによる原子炉圧力の低下傾向に差がほとんどないことを考慮すると、逃がし安全弁吹出量を公称値から設計値とした場合においても評価項目への影響は小さいと判断できる。

一方、逃がし安全弁の吹出量が大きくなることで評価項目に対する余裕が小さくなる重大事故等対策の有効性評価における「全交流動力電源喪失（T B P）」では、大きめの吹出量である公称値を設定した場合、燃料被覆管最高温度は約 887℃となり評価項目を満足するものの、第 3 図に示すとおり、燃料の破裂判定曲線のベストフィット曲線<sup>\*1</sup>に近く、可搬型設備の操作時間<sup>\*2</sup>の不確かさに対し十分な時間余裕を確保できない可能性があり、可搬型設備の操作時間余裕として、設計値や設計値+5%の場合と同様に 30 分以

上を確保する場合には、燃料に破裂が生じる可能性がある。東海第二の炉心損傷防止対策の有効性評価には、格納容器ベントを実施するシーケンスがあり、燃料に破裂が発生した状況で格納容器ベントを実施する場合には、周辺の公衆に対する被ばく線量が 5mSv に近接することを確認している<sup>\*3</sup>。このため、炉心損傷を防止するシーケンスにおいては、燃料の破裂を防止することとしているが、「全交流動力電源喪失（T B P）」において逃がし安全弁の吹出量を公称値とする場合には、上記のとおり、燃料の破裂に対する余裕が有意に小さくなることを確認している。

以上のとおり、逃がし安全弁吹出量の違いによる許認可解析の評価項目及び燃料の破裂への影響を確認し、「全交流動力電源喪失（T B P）」への影響（特に燃料の破裂）が大きいことを確認した。

- ※1 炉心損傷防止対策の有効性評価においては、格納容器ベント時に周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないよう、燃料の破裂が発生しないことを目安としている。また、燃料の破裂発生の防止は、以下の影響を防止する観点からも重要と考えている。

- 炉心損傷後の対応手順への移行

燃料の破裂が発生すると、格納容器内線量率の上昇により炉心損傷を判定し、炉心損傷後の対応手順に移行する可能性がある。その場合においても、可能な範囲で原子炉への注水を行う手順としているが、第一目標は「格納容器の破損防止」に変更となる。

- 原子炉建屋内の作業性

燃料の破裂が発生すると、原子炉建屋内の線量が上昇し、原子炉建屋内での作業性に影響する。特に全交流動力電源喪失のシーケンスについては、交流電源が復旧するまでの間、弁の現場操作等を作業員の現場操作に頼ることとなるため、影響が大きい。

- ※2 「全交流動力電源喪失（T B P）」における原子炉注水は、代替淡水貯槽及び北側淡水池（2箇所）を水源として検討していたが、敷地に遡上する津波による影響の不確かさを考慮し、北側淡水池の1箇所を敷地に遡上する津波の影響を受けない高所に高所淡水池として設置することとした。その後、地震時における敷地北側のアクセス性を考慮するとともに、水源の耐震性・耐津波性を向上させるため北側淡水池及び高所淡水池を統合し、西側淡水貯水設備を設置することとし、全交流動力電源喪失時に3時間以内での可搬設備での原子炉注水に対する信頼性・確実性の向上を図った。

- ※3 「LOCA時注水機能喪失（25分の減圧操作遅れを仮定した場合）」において、燃料棒の1%に破裂が発生するものとする、耐圧強化ベント系によるドライウェルベントを実施した場合、敷地境界及び非居住区域境界での実効線量の最大

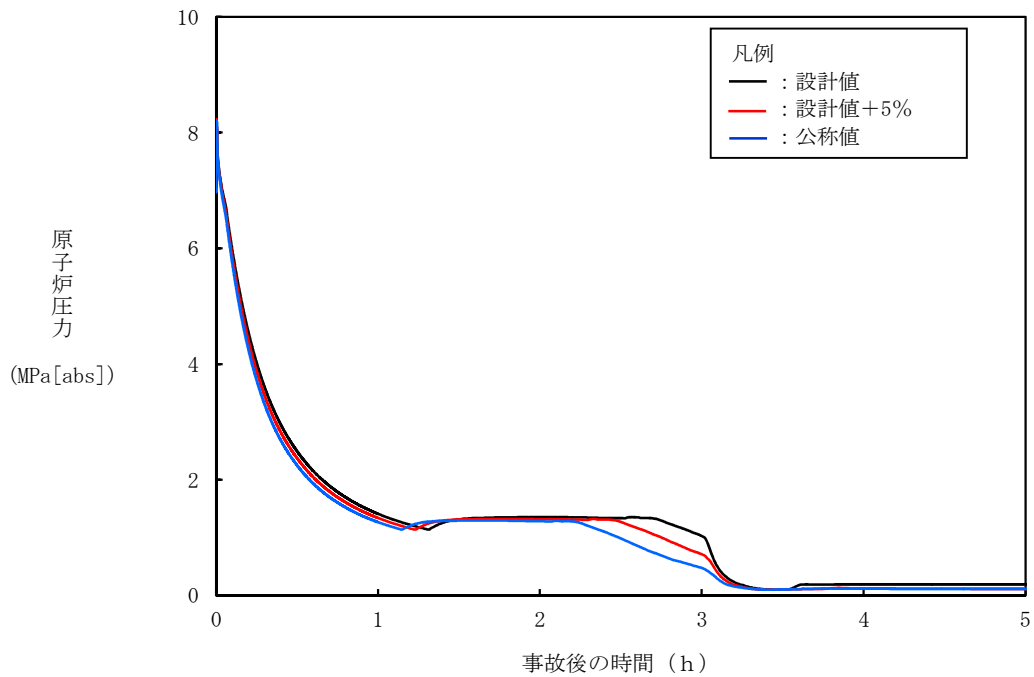
値は約 4.4mSv となり、評価項目である 5mSv に近接することを確認している。

### 3. 安全性への影響について

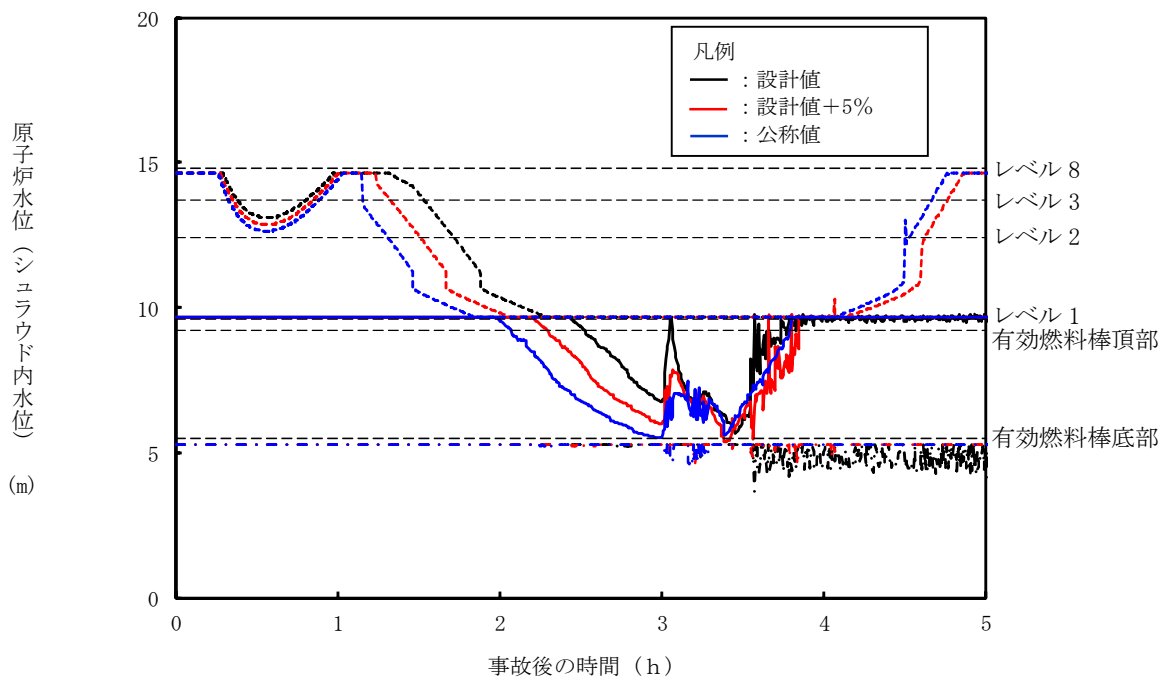
「全交流動力電源喪失 (T B P)」以外の許認可解析では、逃がし安全弁吹出量を小さめの吹出量である設計値を設定した場合でも評価項目及び燃料の破裂に対する余裕は十分あり、十分な原子炉減圧機能が確保されていることを確認している。一方、逃がし安全弁吹出量を大きめの吹出量である公称値を設定した場合の「全交流動力電源喪失 (T B P)」では、評価項目及び燃料の破裂に対する余裕が小さい。これらのことから、逃がし安全弁の吹出量の公称値が設計値と同等となる設計に変更することにより、安全性が向上すると総合的に判断した。

第1表 設計値と公称値の違いが許認可解析に与える影響

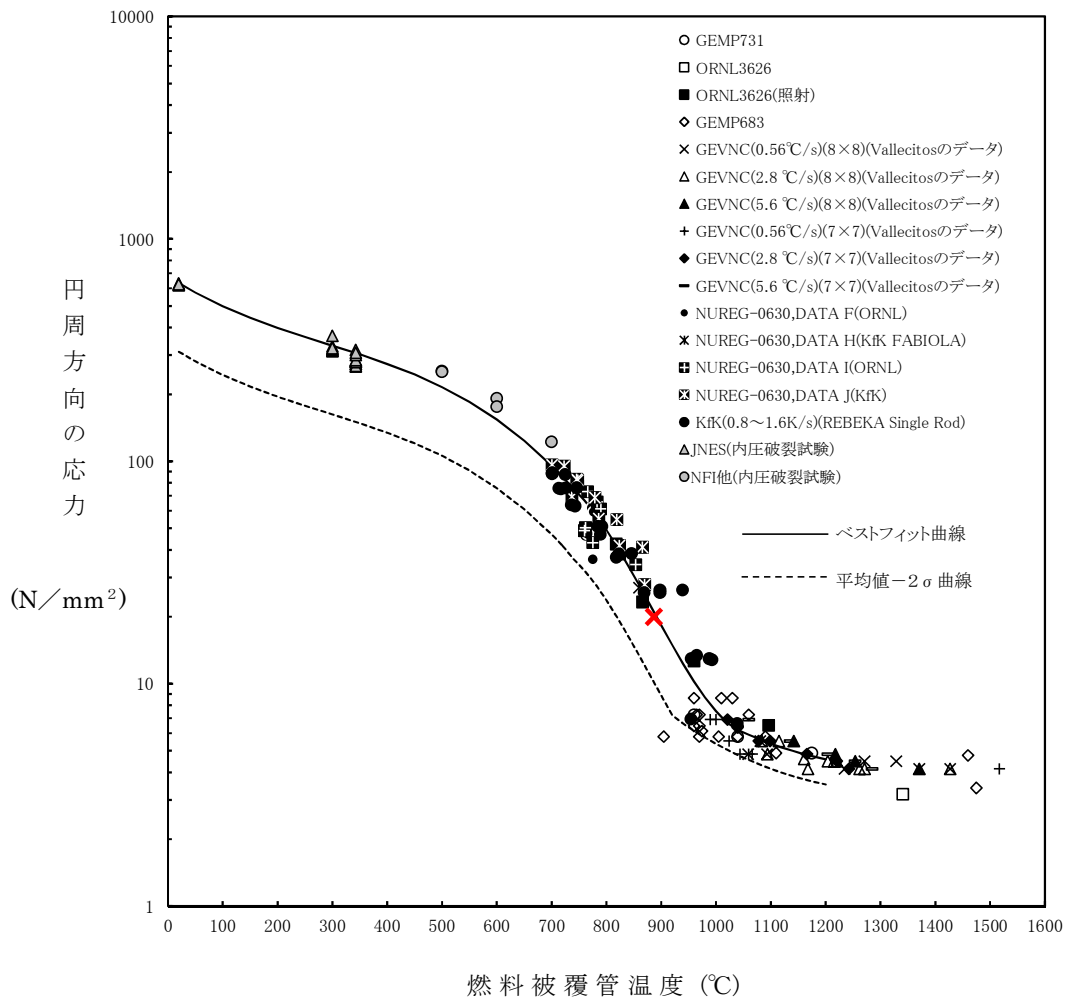
事象		逃がし安全弁 吹出量	燃料被覆管 最高温度	燃料被覆管 酸化割合	可搬設備に 対する操作 時間余裕
原子炉減圧が必要となる主な事象	中小LOCA (設計基準事象, 9×9燃料(A型))	設計値	約590℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	極めて 小さい	—
	高圧・低圧注水機 能喪失	設計値	約338℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	—
	LOCA時注水機 能喪失	設計値	約616℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	—
	LOCA時注水機 能喪失(減圧操作 10分遅れ)	設計値	約706℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	—
逃がし安全弁の故障により原子 炉が減圧される事象	全交流動力電源喪 失 (TBP)	設計値	約746℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	約55分 (RCIC再 起動考慮)
		設計値+5%	約773℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	約35分 (RCIC再 起動考慮)
		公称値 (設計値+約 10%)	約887℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	約3%	約20分 (RCIC再 起動考慮)



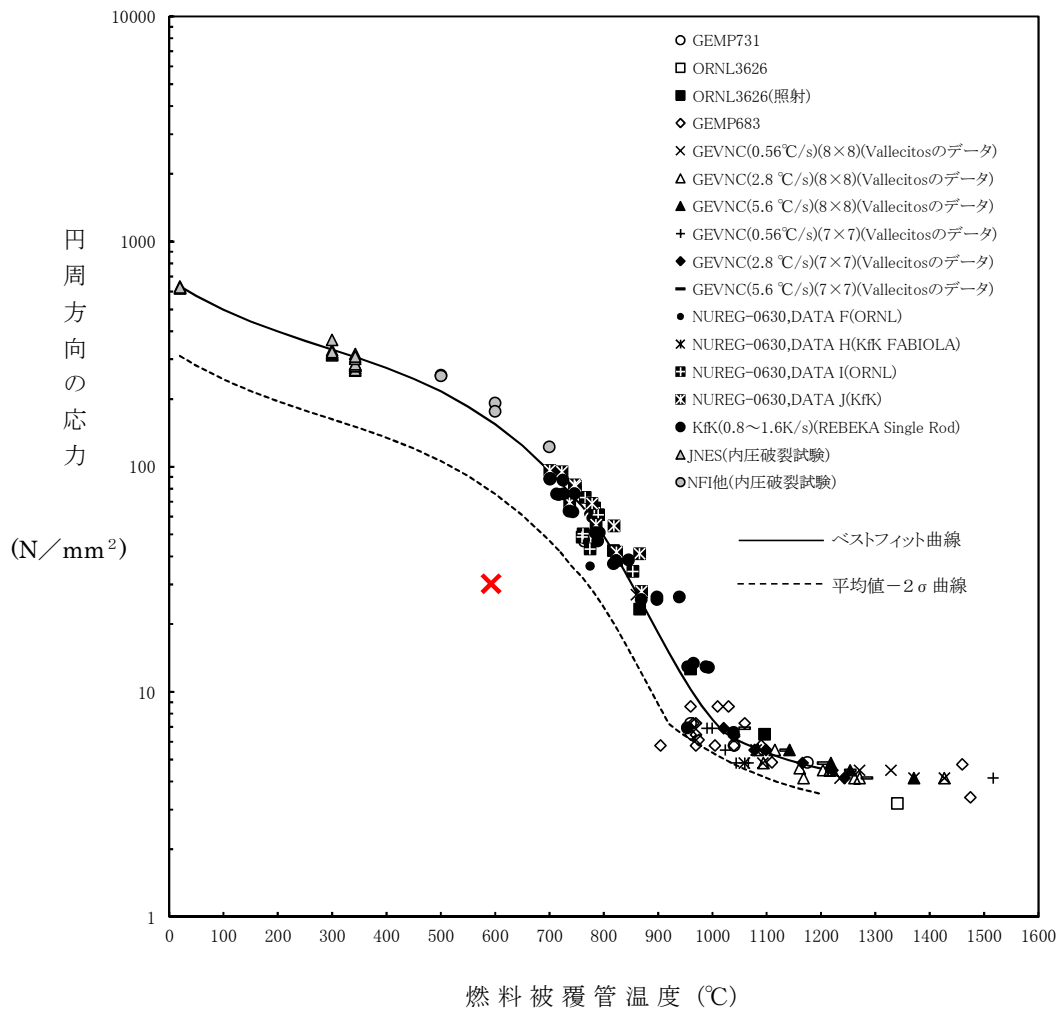
第 1 図 吹出量の違いによる原子炉圧力の推移 (全交流動力電源喪失 (T B P))



第 2 図 吹出量の違いによる原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移 (全交流動力電源喪失 (T B P))

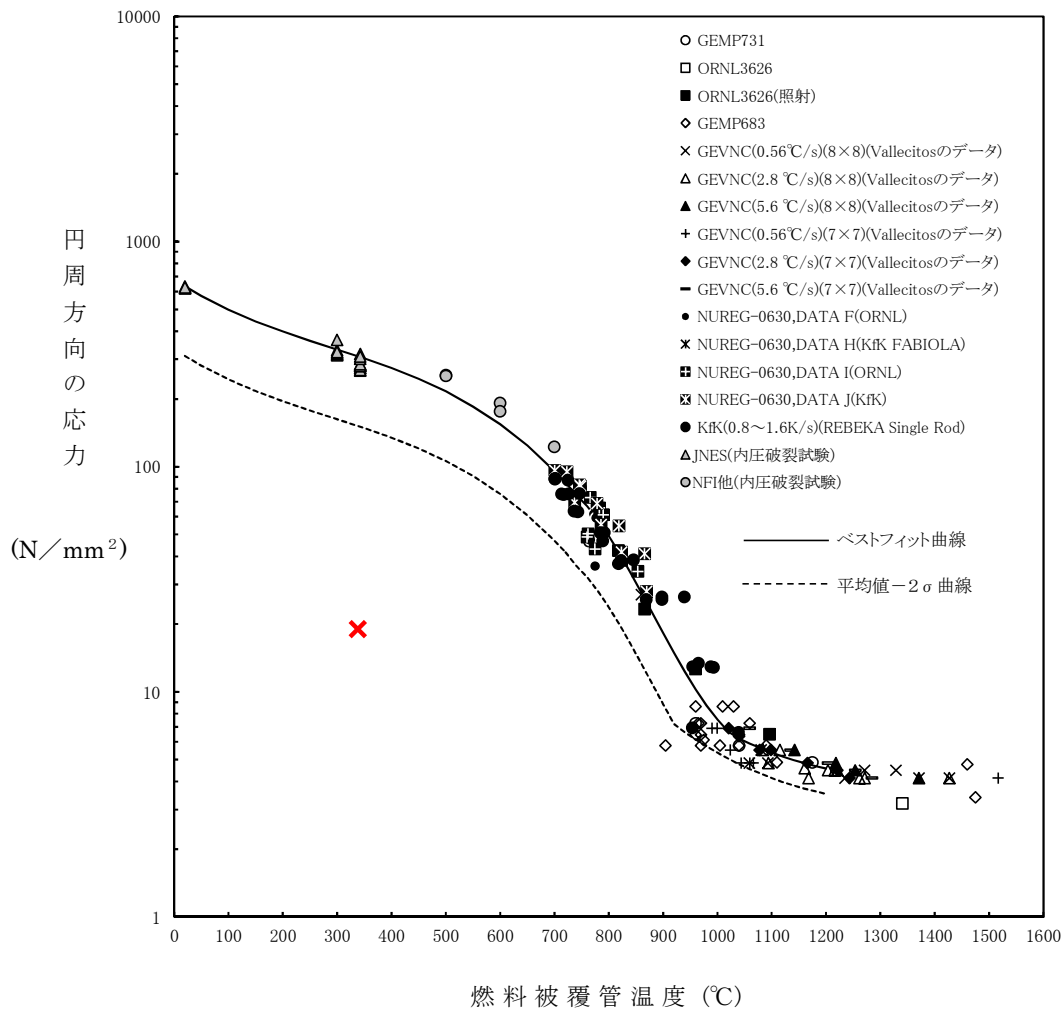


第3図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係 (全交流動力電源喪失 (TBP), 吹出量: 公称値)

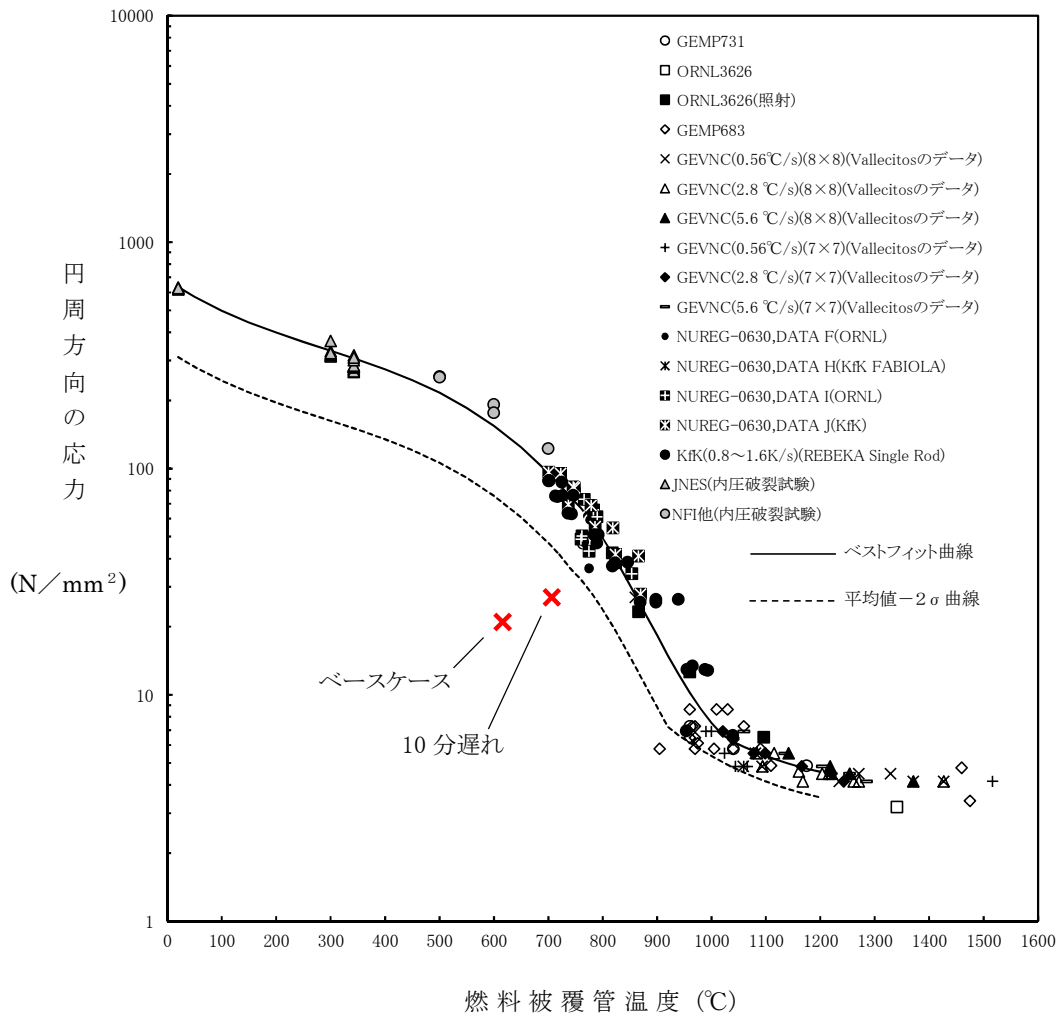


第4図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力  
 の関係 (中小LOCA (設計基準事象, 9×9燃料 (A型)), 吹出量: 設計値)

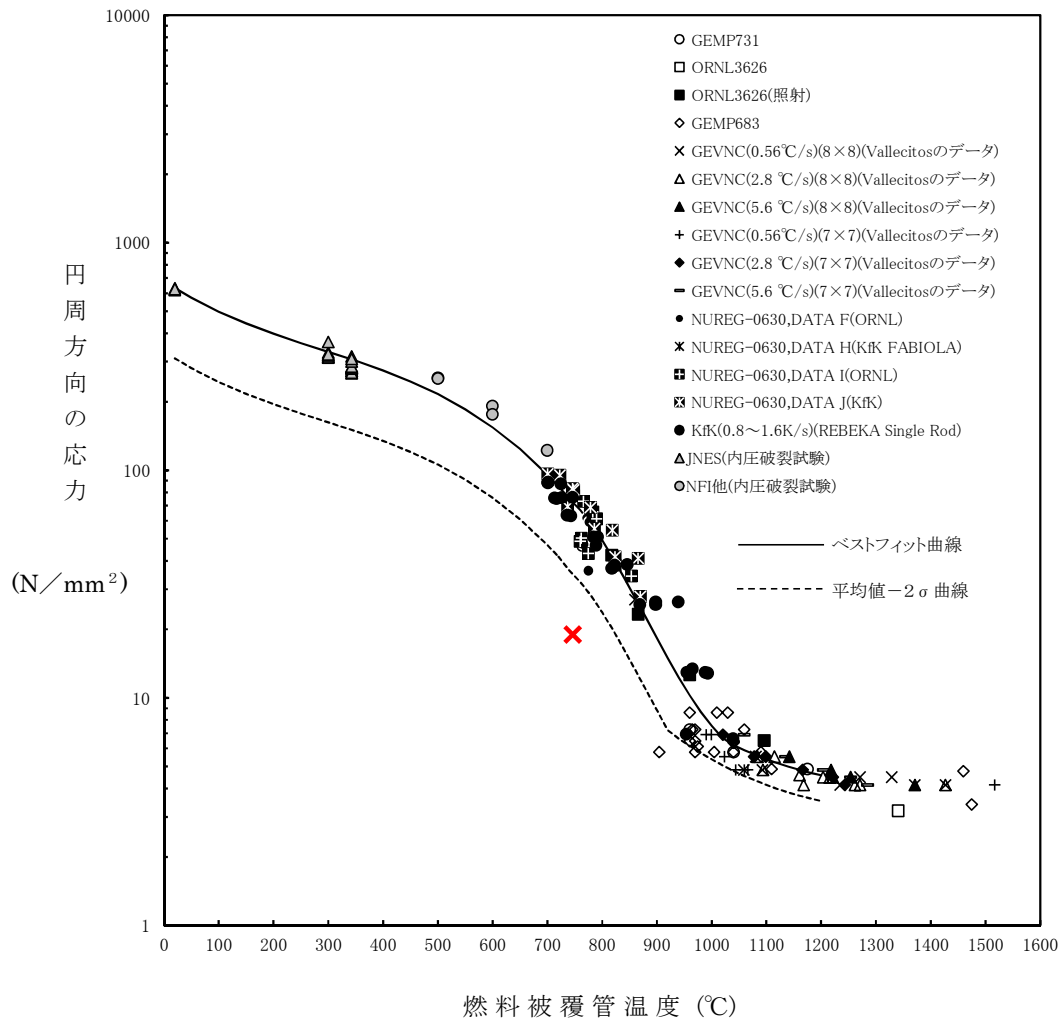




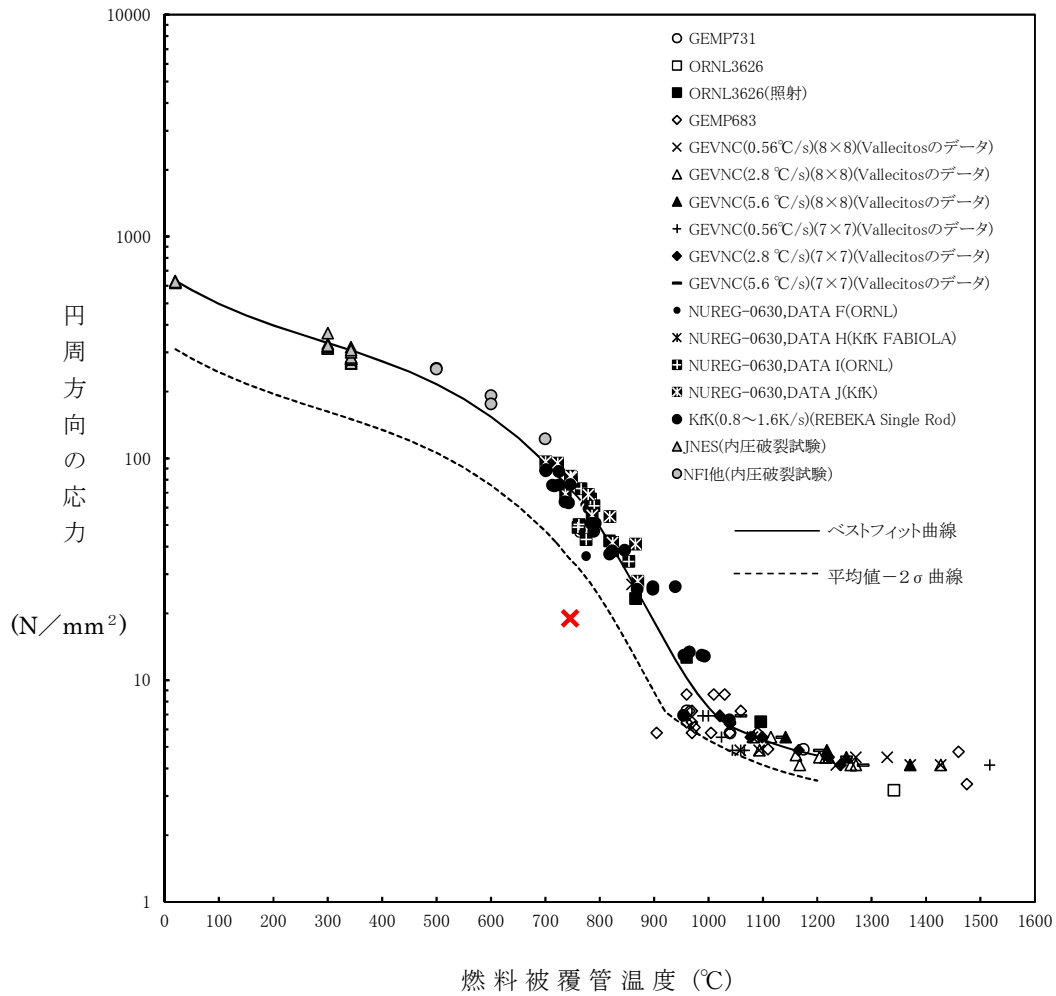
第5図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（高圧・低圧注水機能喪失，吹出量：設計値）



第6図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（LOCA時注水機能喪失（ベースケース，減圧操作10分遅れ），吹出量：設計値）



第7図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力  
 の関係（全交流動力電源喪失（TBP），吹出量：設計値）



第8図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（全交流動力電源喪失（TBP），吹出量：設計値+5%）

東海第二発電所 主蒸気逃がし安全弁 吹出し量一覧表

		①安全解析		②今回補正工認		③国内採用実績のある安全弁		
機能	弁番号	kg/cm <sup>2</sup> (MPa)	t/h	MPa	t/h	MPa	t/h	
逃がし弁機能	B22-F013D, N	75.2 (7.375)		7.37		7.37		
	B22-F013E, G, P, U	75.9 (7.443)		7.44		7.44		
	B22-F013H, J, M, V	76.6 (7.512)		7.51		7.51		
	B22-F013A, C, F, S	77.3 (7.581)		7.58		7.58		
	B22-F013B, K, L, R	78.0 (7.649)		7.65		7.65		
	B22-F013D, N	79.4 (7.786)		7.79		7.79		
安全弁機能	B22-F013E, G, P, U	82.6 (8.100)		8.10		8.10		
	B22-F013H, J, M, V	83.3 (8.169)		8.17		8.17		
	B22-F013A, C, F, S	84.0 (8.238)		8.24		8.24		
	B22-F013B, K, L, R	84.7 (8.306)		8.31		8.31		
	バルブ製造メーカー		海外メーカー製 逃がし安全弁		国内メーカー製 逃がし安全弁		国内メーカー製 逃がし安全弁	
	呼び径		152.4 mm (入口径)		150A		150A	
のど部の径								
弁座口の径								
リフト								
適用規格及び計算式		第73条第1項ハ, ト (逃がし弁機能) $W=0.5145 \cdot A \cdot (P+1) \cdot K \cdot 0.9$ (安全弁機能) $W=0.5145 \cdot A \cdot (1.03P+1) \cdot K \cdot 0.9$ [MKS単位計算]		S55年告示第501号 S45年告示第501号		第20条, 第57条 JSME S NC-1 第10章安全弁SRV-3111(1) JIS B 8210 (1994) 附属書 安全弁の 公称吹出し量の算定方法 (逃がし弁機能) $Q_m=5.246 \cdot A \cdot (P+0.1) \cdot K_d \cdot C \cdot 0.9$ (安全弁機能) $Q_m=5.246 \cdot A \cdot (1.03P+0.1) \cdot K_d \cdot C \cdot 0.9$ [SI単位計算]		
備考		海外メーカー製 逃がし安全弁による吹出し量計算				安全解析に使用している吹出し量と同等の吹出し量となる弁		

## 逃がし安全弁吹出量の影響について

### 1. はじめに

逃がし安全弁は、原子炉圧力容器の過圧防止及び原子炉減圧のための機能を有しており、設置変更許可申請書の基本設計における設計値としては、逃がし安全弁に要求される機能に対して保守的な小さめの吹出量を設定している。一方、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（T B P）」では、全交流動力電源喪失時に原子炉隔離時冷却系により一旦は炉心冷却が維持されるものの、逃がし安全弁 1 個の開固着の故障が発生することにより原子炉圧力が低下するため、原子炉圧力 1.04MPa[gage]にて原子炉隔離時冷却系が停止し、その後、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉注水を実施することを想定している。このように蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系のみにより原子炉注水が確保される状況において逃がし安全弁の開固着の故障を想定する場合には、原子炉隔離時冷却系の運転継続時間に対して逃がし安全弁吹出量の与える影響が大きいと考えられることから、吹出量が大きくなった場合に評価項目及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作の操作時間余裕に与える影響を感度解析により確認する。

### 2. 感度解析

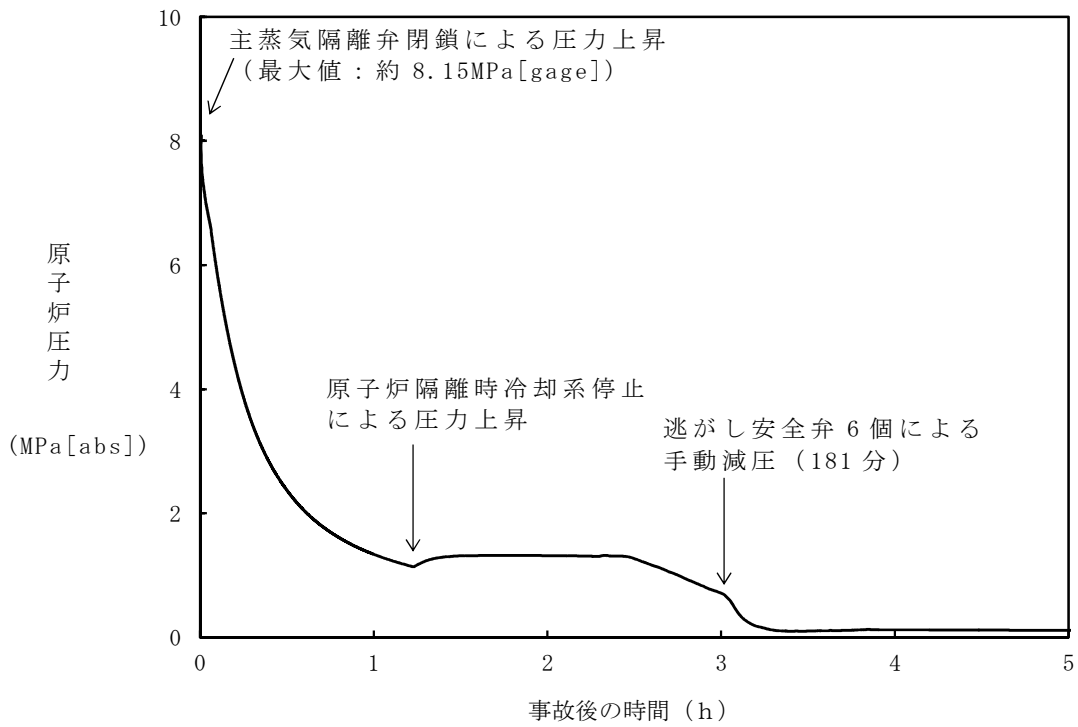
「全交流動力電源喪失（T B P）」において、逃がし安全弁吹出量を 5%大きくした以外はベースケースと同じ条件としている。第 1 表に示すとおり、吹出量が 5%大きくなった場合には、燃料被覆管最高温度が約 773℃となるが、評価項目を満足する。また、逃がし安全弁

(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作(可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作)の操作時間余裕については、ベースケースと同じく原子炉隔離時冷却系の再起動に期待した場合<sup>※1</sup>に、約35分確保でき、この場合の燃料被覆管最高温度は約875℃となることを確認した。

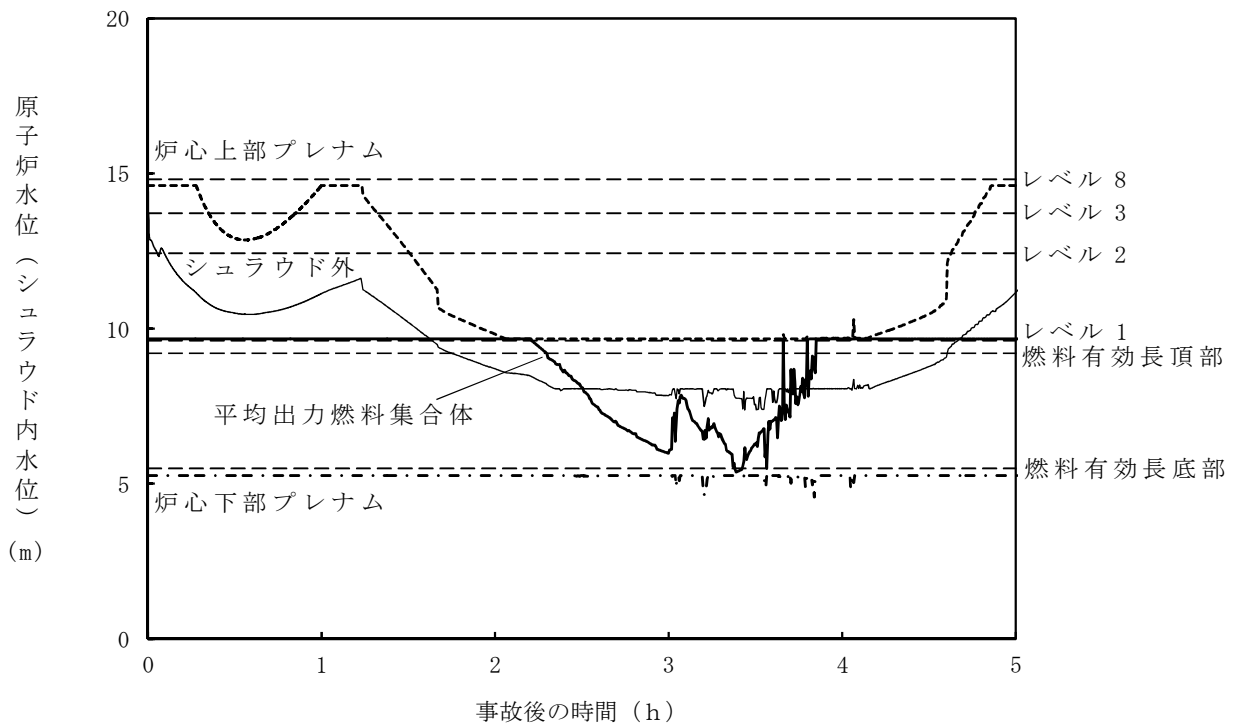
第1表 評価結果の比較

項目	ベースケース (設計値)	感度解析 (設計値+5%)	備考
逃がし安全弁 (安全弁機能)	7.79 MPa [gage] ~ 8.31MPa [gage] 385.2t/h~410.6t/h	7.79 MPa [gage] ~ 8.31MPa [gage] 404.5t/h~431.2t/h	
燃料被覆管 最高温度	約746℃ (燃料被覆管の破裂なし)	約773℃ (燃料被覆管の破裂なし)	1,200℃以下
操作時間余裕	約55分	約35分	原子炉隔離 時冷却系の 再起動に期 待 <sup>※1</sup>

※1 実際の運転手順では、原子炉隔離時冷却系が停止した後に原子炉水位が低下し、原子炉水位異常低下(レベル1)を下回り燃料有効長頂部に到達する前までに原子炉隔離時冷却系の再起動を試みることとなっている。よって、ここでは、原子炉隔離時冷却系の再起動に期待した場合の減圧・注水の時間余裕を評価している。



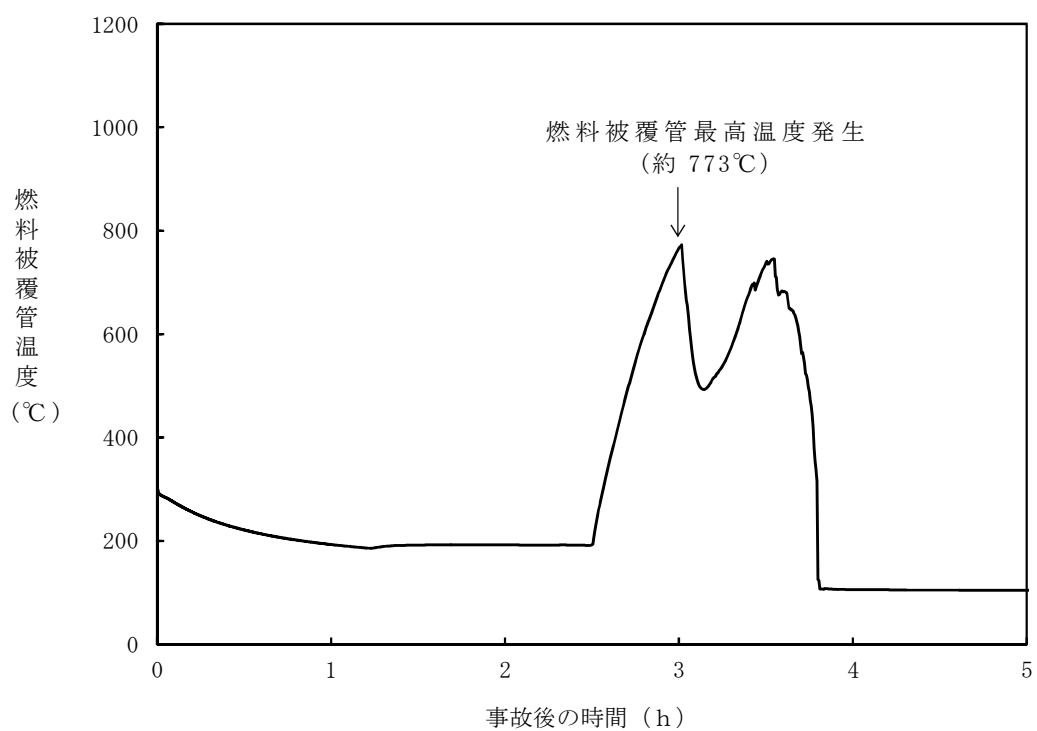
第 1 図 原子炉圧力の推移 (吹出量: 設計値 + 5%)



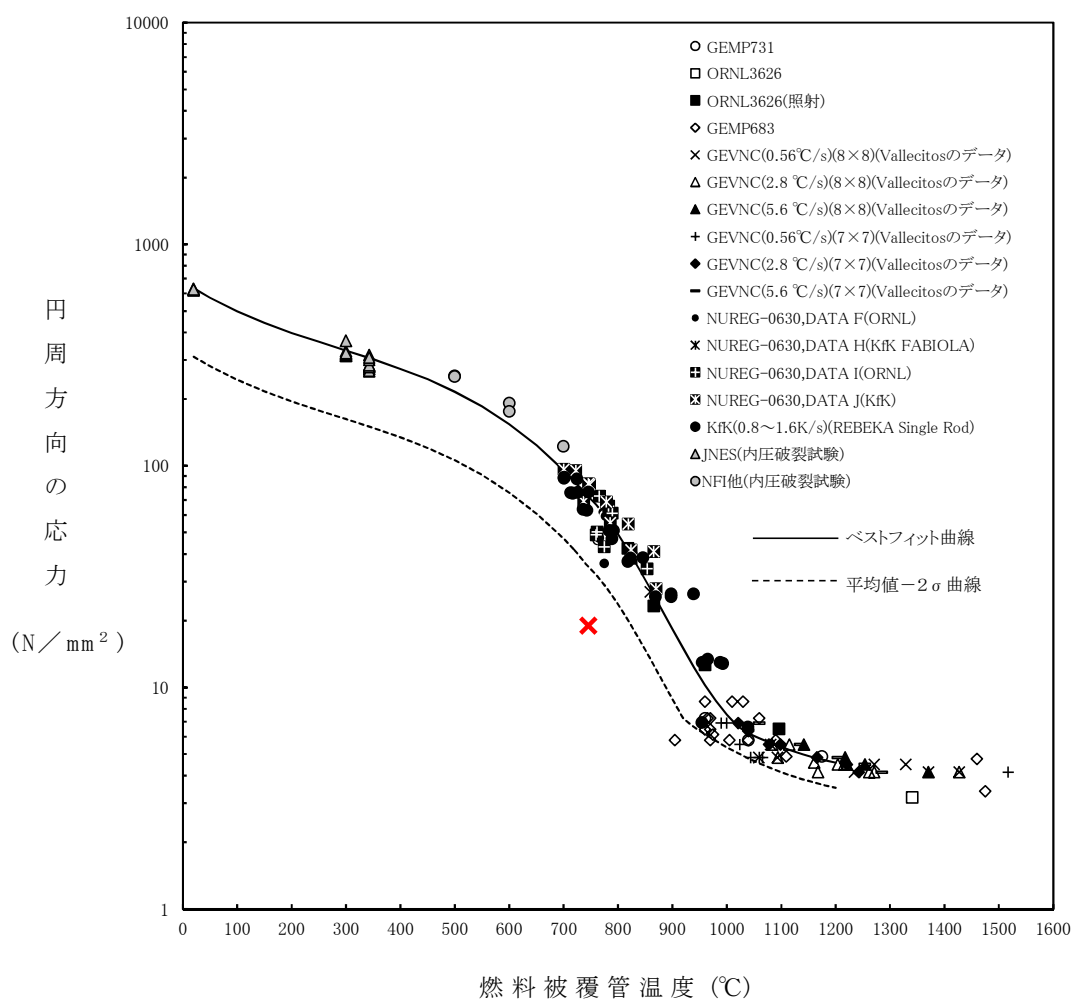
第 2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

(吹出量: 設計値 + 5%)





第 3 図 燃料被覆管温度の推移 (吹出量 : 設計値 + 5%)



第4図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（吹出量：設計値+5%）