

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 工事計画説明資料	
資料番号	TK-1-1493 改0
提出年月日	平成30年7月23日

逃がし安全弁吹出量の安全性への影響について

目次

	頁
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	1
2. 逃がし安全弁吹出量の影響について	13

平成 30 年 6 月 19 日
日本原子力発電（株）

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^{*1}に近く、可搬型設備の操作時間^{*2}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^{*3}。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

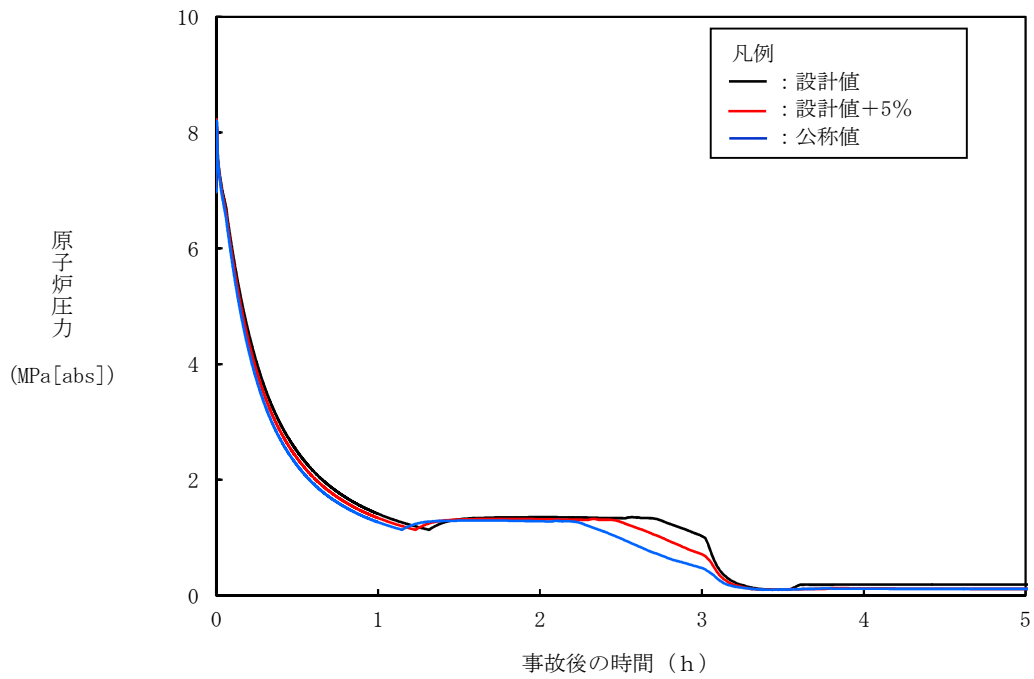
値は約 4.4mSv となり、評価項目である 5mSv に近接することを確認している。

3. 安全性への影響について

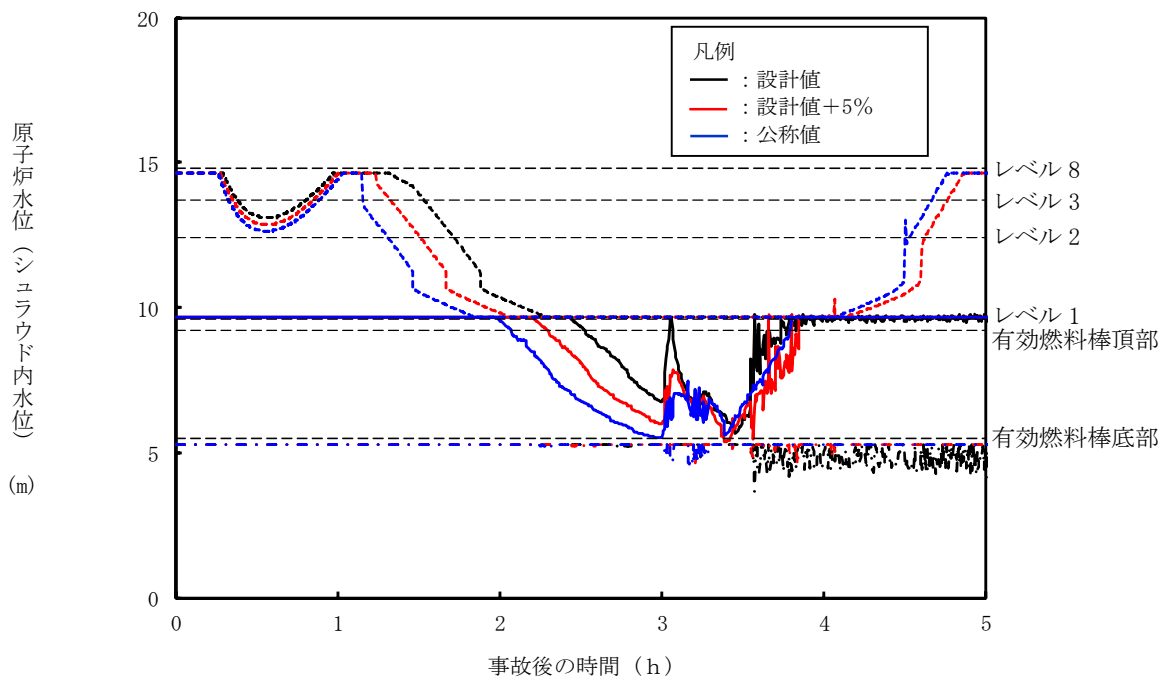
「全交流動力電源喪失 (T B P)」以外の許認可解析では、逃がし安全弁吹出量を小さめの吹出量である設計値を設定した場合でも評価項目及び燃料の破裂に対する余裕は十分あり、十分な原子炉減圧機能が確保されていることを確認している。一方、逃がし安全弁吹出量を大きめの吹出量である公称値を設定した場合の「全交流動力電源喪失 (T B P)」では、評価項目及び燃料の破裂に対する余裕が小さい。これらのことから、逃がし安全弁の吹出量の公称値が設計値と同等となる設計に変更することにより、安全性が向上すると総合的に判断した。なお、逃がし安全弁を設計変更することによる構造健全性や耐震性等への悪影響がないよう設計し、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

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

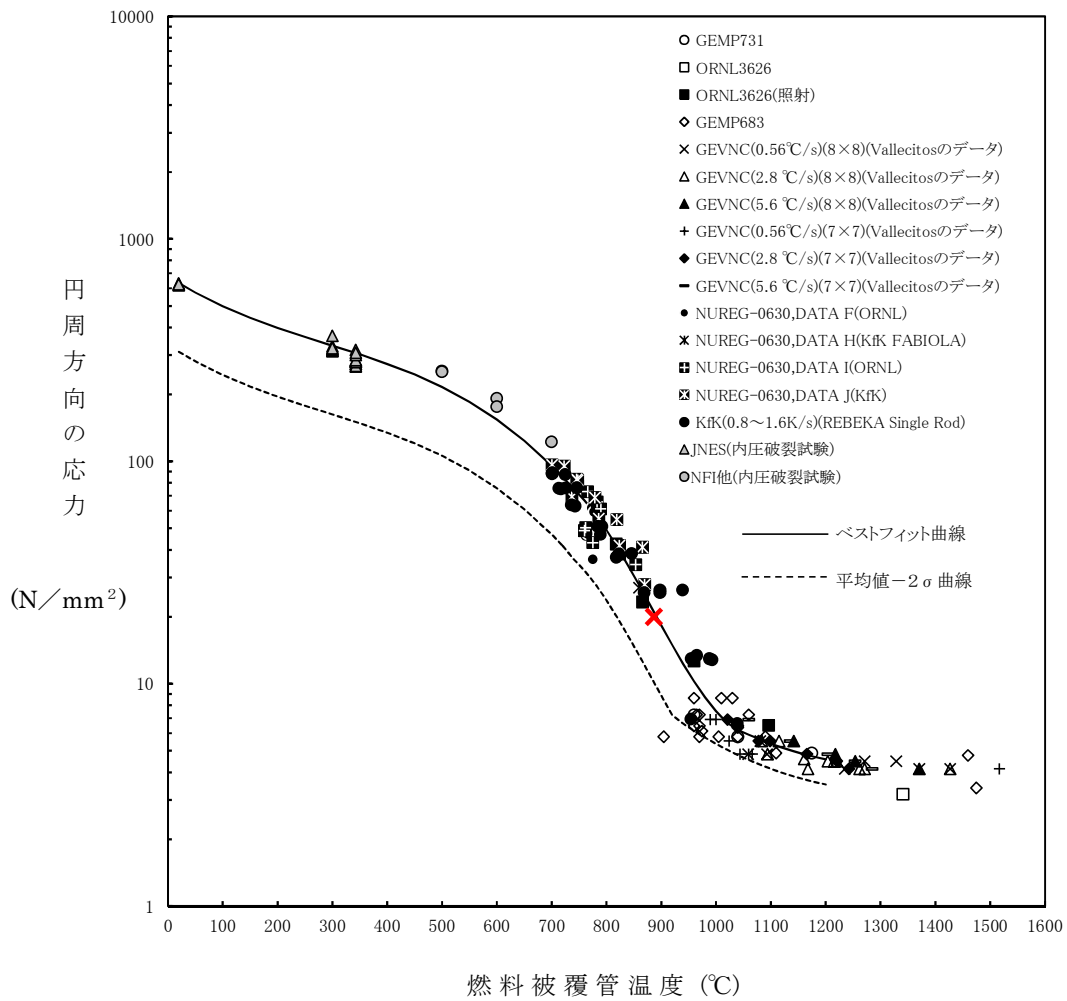
事象		逃がし安全弁 吹出量	燃料被覆管 最高温度	燃料被覆管 酸化割合	可搬設備に 対する操作 時間余裕
原子炉減圧が必要となる主な事象	中小LOCA (設計基準事象, 9×9燃料(A型))	設計値	約590℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	極めて 小さい	—
	高圧・低圧注水機 能喪失	設計値	約338℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	—
	LOCA時注水機 能喪失	設計値	約616℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	—
	LOCA時注水機 能喪失(減圧操作 10分遅れ)	設計値	約706℃ (燃料被覆管 の破裂なし)	1%以下	—
逃がし安全弁の故障により原子 炉が減圧される事象	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)



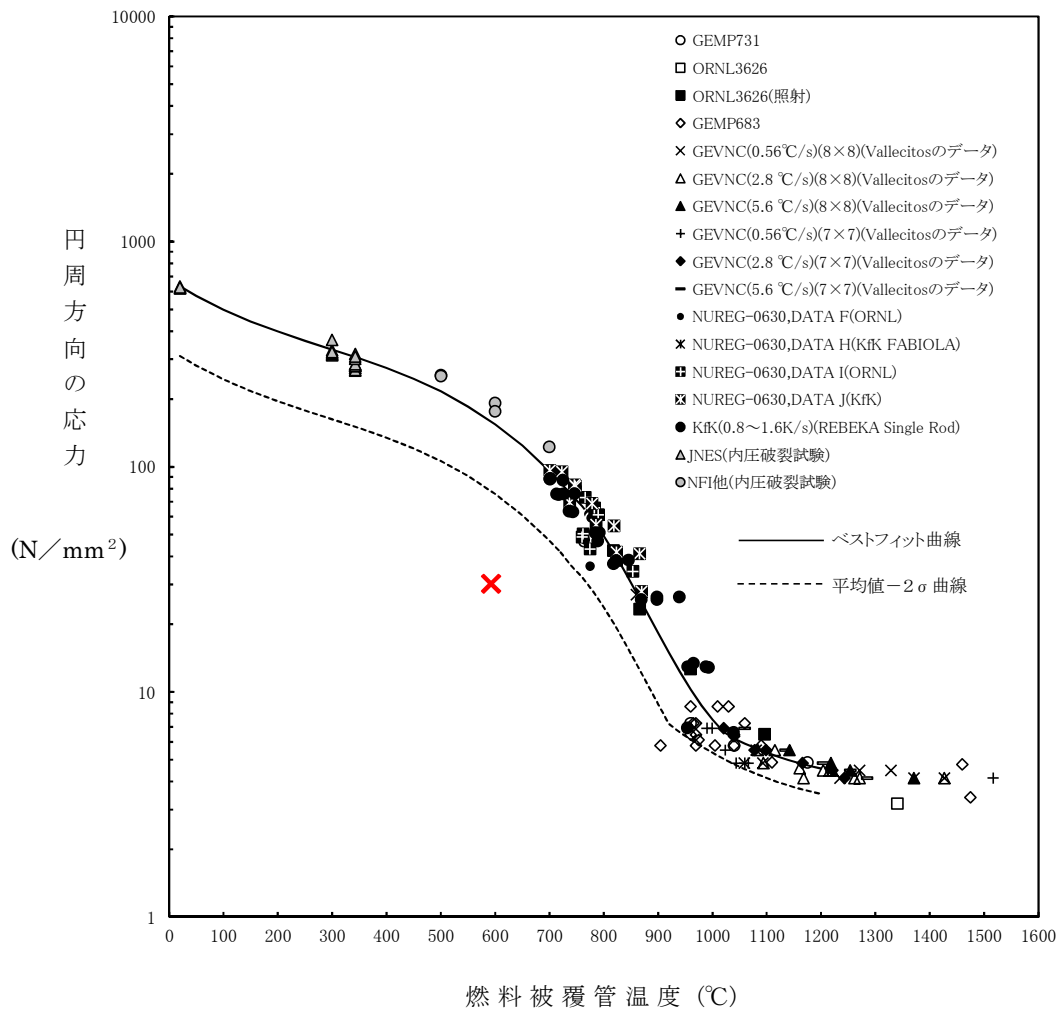
第1図 吹出量の違いによる原子炉圧力の推移（全交流動力電源喪失（TBP））



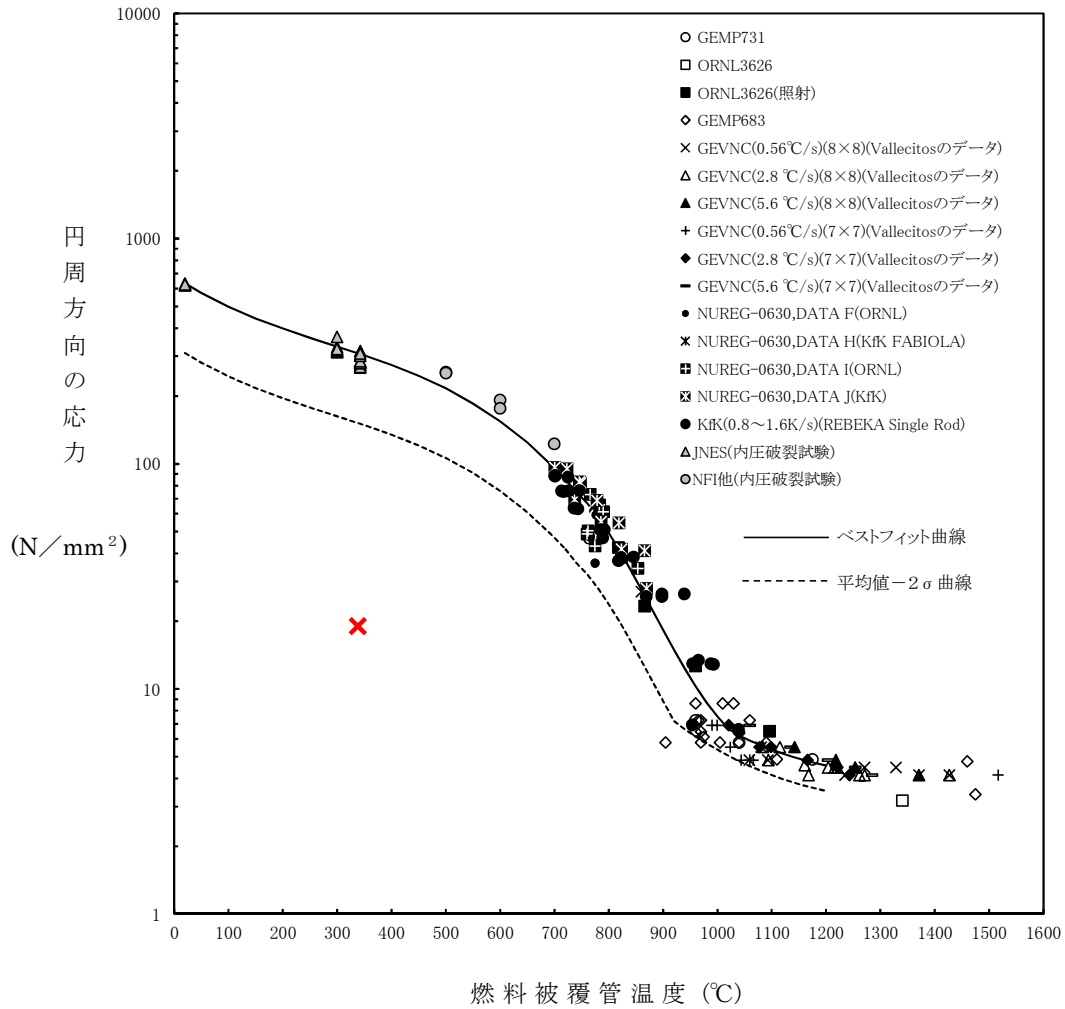
第2図 吹出量の違いによる原子炉水位（シュラウド内水位）の推移（全交流動力電源喪失（TBP））



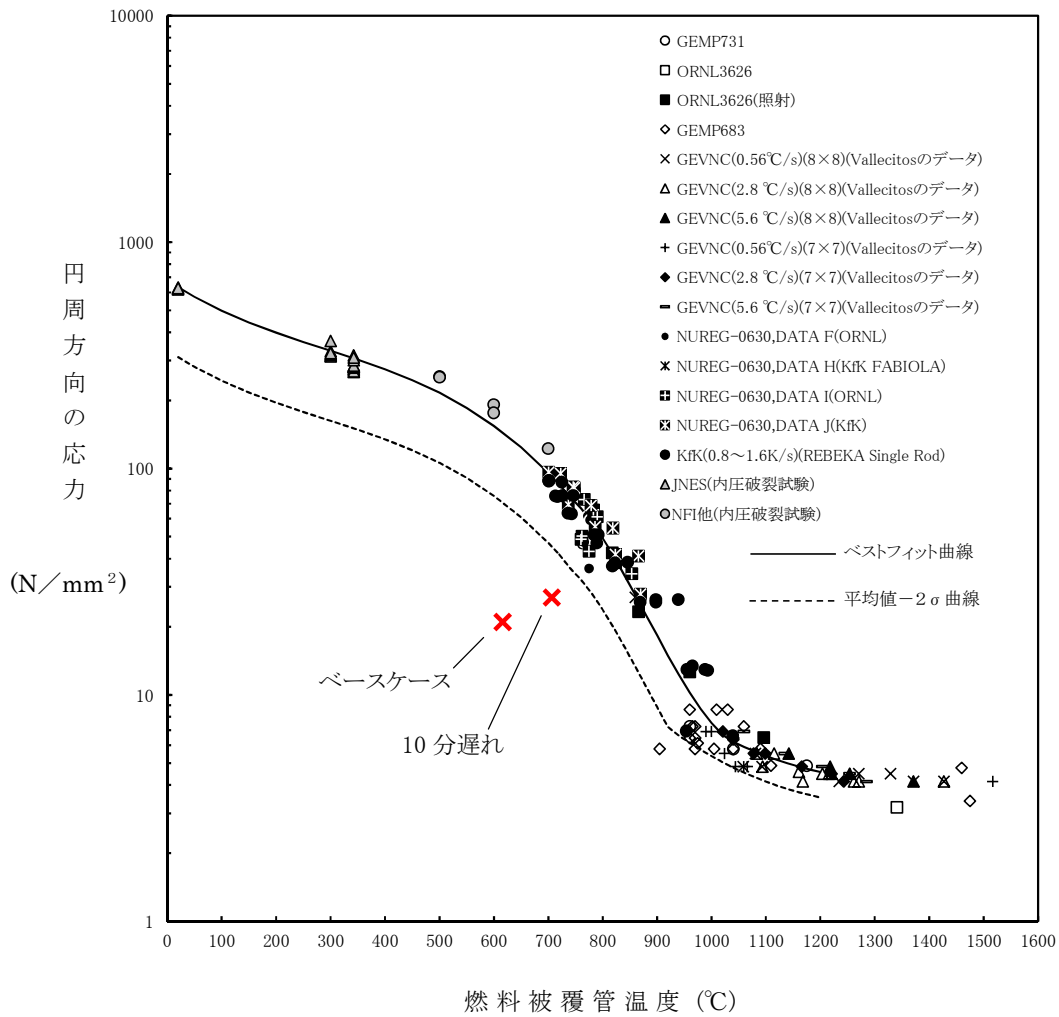
第3図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（全交流動力電源喪失（TBP），吹出量：公称値）



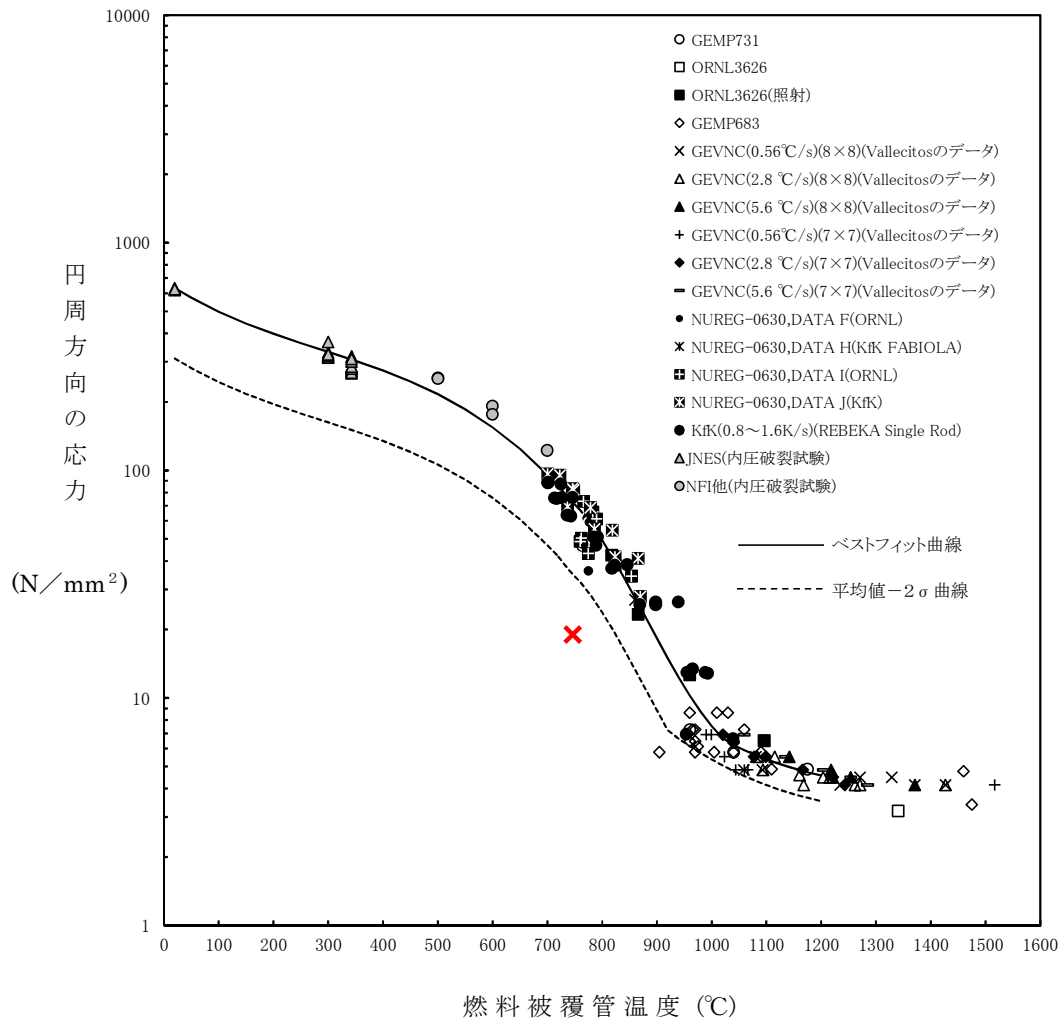
第4図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係 (中小LOCA (設計基準事象, 9×9燃料 (A型)), 吹出量: 設計値)



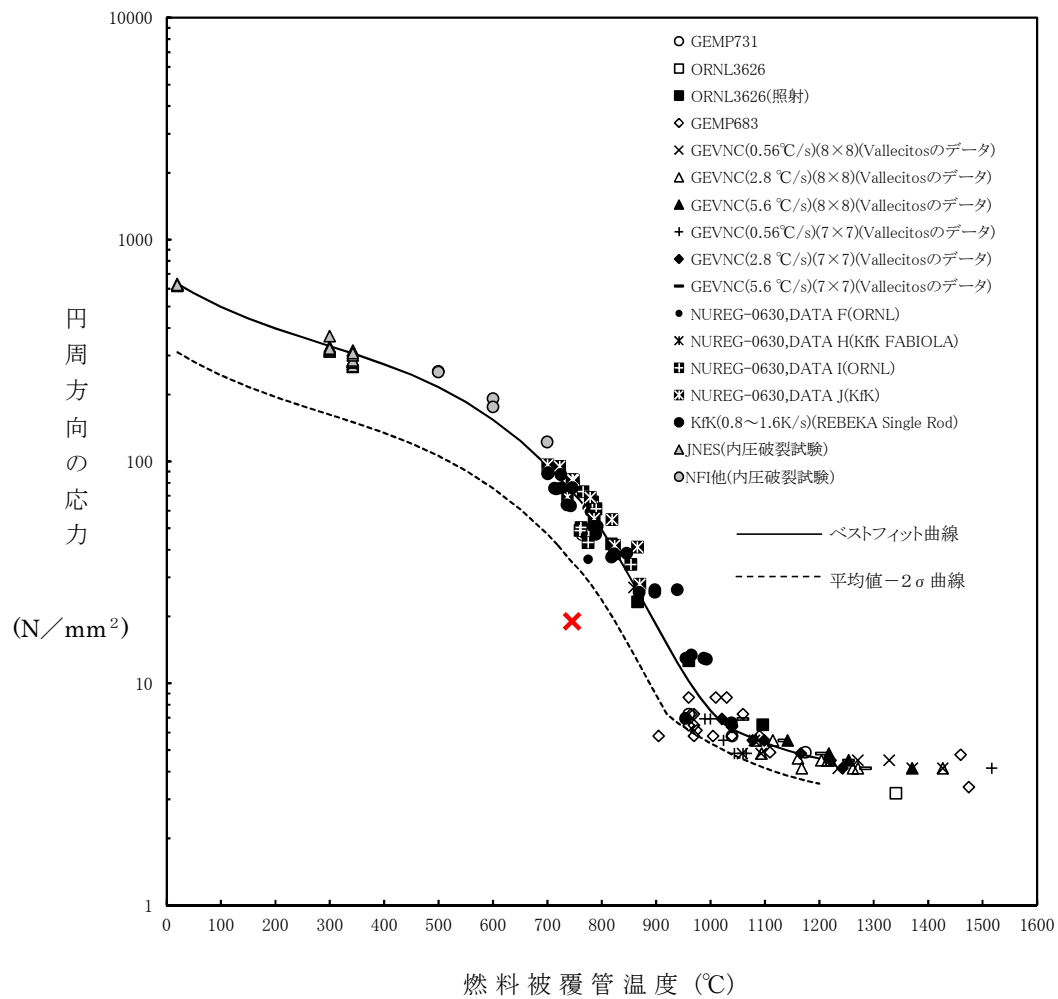
第5図 燃料被覆管破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（高圧・低圧注水機能喪失，吹出量：設計値）



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 ² (MPa)	t/h	MPa	t/h	MPa	t/h				
逃がし弁機能	B22-F013D, N	75.2 (7.375)	[Redacted]	7.37	[Redacted]	7.37	[Redacted]				
	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)	[Redacted]	8.10	[Redacted]	8.10	[Redacted]				
	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		[Redacted]		[Redacted]		[Redacted]					
弁座口の径		[Redacted]		[Redacted]		[Redacted]					
リフト		[Redacted]		[Redacted]		[Redacted]					
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 第103条第1項第一号 JIS B 8210 (1986) 附属書 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]		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		[Redacted]		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

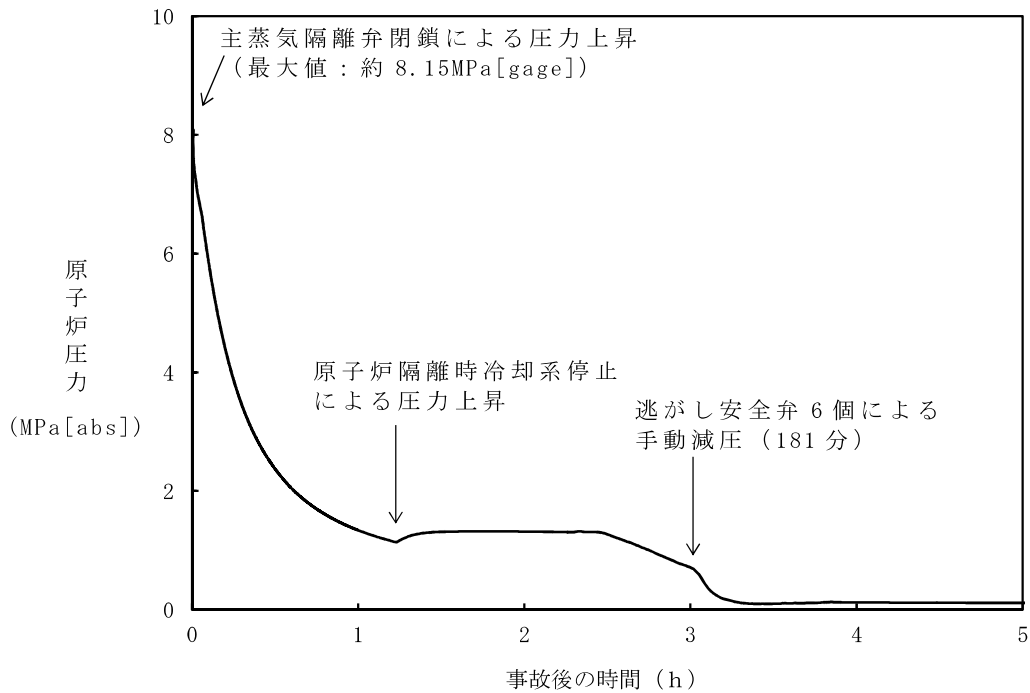
「全交流動力電源喪失（T B P）」において、逃がし安全弁吹出量を 5%大きくした以外はベースケースと同じ条件としている。第 1 表に示すとおり、吹出量が 5%大きくなった場合には、燃料被覆管最高温度が約 773℃となるが、評価項目を満足する。また、逃がし安全

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^{*1}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。

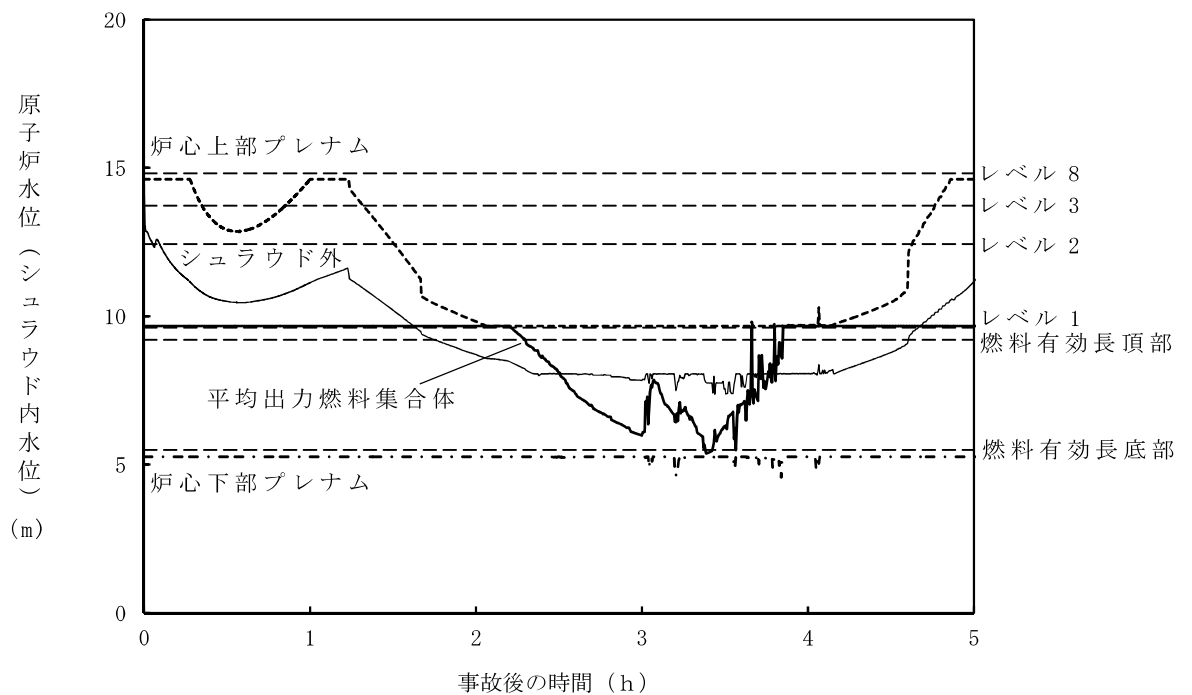
第1表 評価結果の比較

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 ^{*1}

※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。

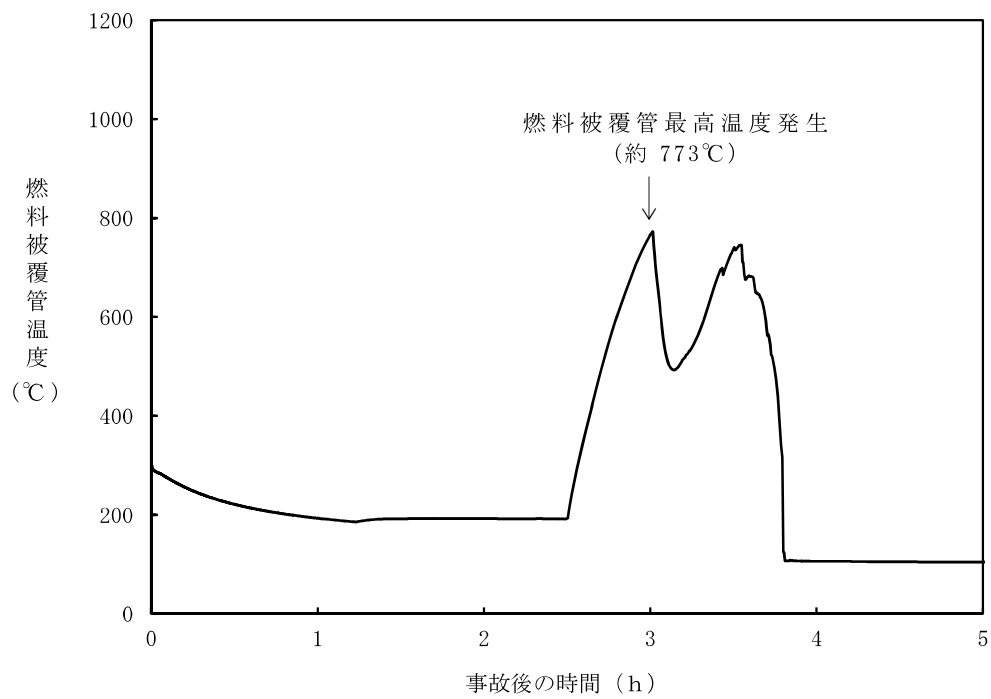


第 1 図 原子炉圧力の推移 (吹出量: 設計値 + 5%)

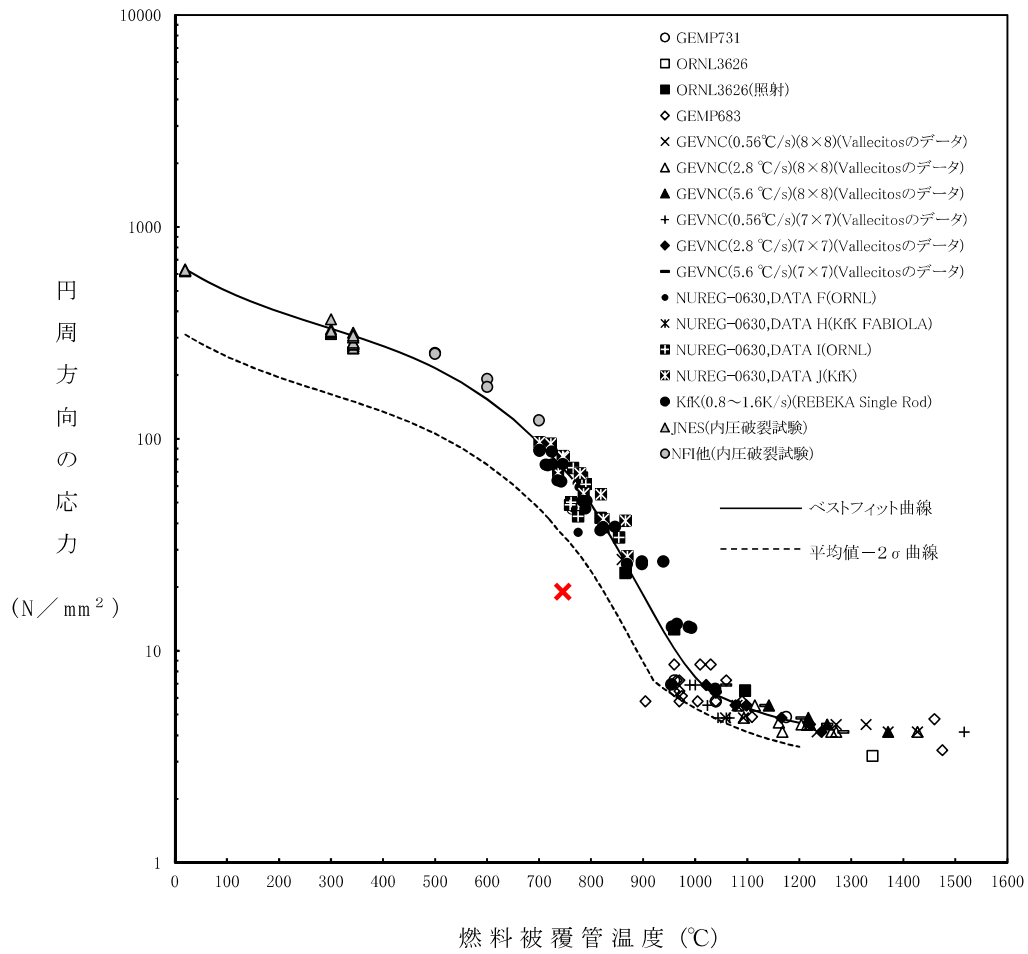


第 2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

(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%）