

原 発 本 第 149 号  
令 和 4 年 12 月 28 日

原子力規制委員会 殿

住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号  
申 請 者 名 九州電力株式会社  
代 表 者 氏 名 代表取締役 社長執行役員 池 辺 和 弘

## 玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書

( 3 号 及 び 4 号 発 電 用 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43条の3の8  
第1項の規定に基づき、下記のとおり玄海原子力発電所の発電用原子炉  
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

名 称	九州電力株式会社
住 所	福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号
代表者の氏名	代表取締役 社長執行役員 池 辺 和 弘

#### 二、変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	玄海原子力発電所
所 在 地	佐賀県東松浦郡玄海町大字今村

### 三、変更の内容

昭和45年12月10日付け45原第7661号をもって設置許可を受け、別紙1のとおり設置変更許可等を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置許可申請書の記載事項について、次の事項の記述の一部を別紙2のとおり改める。

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

### 四、変更の理由

4号炉において、取替燃料として燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd/tの高燃焼度燃料を使用するため、関連する記載事項の一部を変更する。

### 五、工事計画

本変更については工事を伴わない。

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
商業機密あるいは防護上の観点  
から公開できません。

## 別紙 1

## 設置変更許可等の経緯

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備考
昭和46年12月21日	46原第8091号	1号原子炉施設の変更 (気体及び液体廃棄物処理設備の一部変更)
昭和47年11月13日	47原第9442号	1号原子炉施設の変更 (制御棒吸収材変更、バーナブルポイズン本数変更、廃液蒸発装置増設)
昭和48年9月11日	48原第6996号	1号原子炉施設の変更 (燃料最高温度変更、安全保護回路一部変更)
昭和49年11月12日	49原第9068号	1号原子炉施設の変更 (原子炉施設の位置の記載の変更)
昭和51年1月23日	50原第10358号	2号炉増設
昭和51年1月28日	50原第9168号	1号原子炉施設の変更 (使用済燃料ラックの増設)
昭和51年5月7日	51安第2114号	1号原子炉施設の変更 (第5領域以降取替燃料濃縮度の変更)
昭和51年12月13日	51安(原規)第158号	1号原子炉施設の変更 (取替炉心におけるバーナブルポイズンの使用に係る変更)
昭和52年3月14日	52安(原規)第19号	2号原子炉施設の変更 (使用済燃料ラックの増設)
昭和52年7月25日	52安(原規)第180号	2号原子炉施設の変更 (出力分布調整用制御棒クラスタ駆動装置の変更、気体廃棄物廃棄設備の変更、固体廃棄物廃棄設備の変更)
昭和52年11月8日	52安(原規)第268号	1号原子炉施設の変更 (使用済樹脂貯蔵タンクの増設)
昭和53年5月8日	53安(原規)第86号	1号原子炉施設の変更 (B型燃料の使用に伴う変更)

## 設置変更許可等の経緯

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
昭和54年7月21日	54資庁第2393号	1号及び2号原子炉施設の変更 (新燃料ラックの増強、雑固体焼却設備の新設及び固体廃棄物貯蔵庫の増設)
昭和54年7月28日	54資庁第10262号	1号原子炉施設の変更 (安全保護回路の変更)
昭和54年11月24日	54資庁第11331号	2号原子炉施設の変更 (安全保護回路の変更)
昭和55年12月19日	55資庁第14677号	1号及び2号原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法の変更)
昭和56年9月29日	56資庁第7260号	2号原子炉施設の変更 (取替炉心におけるバーナブルポイズンの使用に係る変更)
昭和57年7月16日	57資庁第4368号	1号及び2号原子炉施設の変更 (1号炉の取替燃料濃縮度変更、1号及び2号炉のキャスク保管建屋設置)
昭和59年10月12日	57資庁第16287号	3、4号炉増設
昭和62年6月15日	61資庁第12917号	3、4号原子炉施設の変更 (サイクル初期の反応度停止余裕の変更、蒸気発生器の材料変更、化学体積制御設備の設計変更、液体廃棄物処理設備の設計変更、格納容器スプレイングの一系統化、ディーゼル発電機の設計変更)
昭和63年11月24日	63資庁第3293号	3、4号原子炉施設の変更 (燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の設置、ドラム詰装置の変更、3号固体廃棄物貯蔵庫の容量変更)
平成3年6月4日	2資庁第4418号	3、4号原子炉施設の変更 (燃料集合体最高燃焼度の変更、取替燃料の濃縮度の変更、初装荷燃料の濃縮度の変更、取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用、B型燃料の使用に伴う変更、新燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更－4号炉)

## 設置変更許可等の経緯

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
平成4年8月6日	3資庁第9296号	1号及び2号原子炉施設の変更 (敷地の変更、燃料集合体最高燃焼度の変更、取替燃料の濃縮度の変更、取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用、B型燃料の使用に伴う変更－2号炉、蒸気発生器取替え－1号炉、出力分布調整用制御棒クラスタの撤去、ペイラの共用化、蒸気発生器保管庫の設置－1号炉、使用済燃料の処分の方法の変更)
平成5年8月3日	4資庁第13635号	1号、2号、3号及び4号原子炉施設の変更 (敷地の変更、使用済樹脂処理の変更－1号及び2号炉、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更－4号炉)
平成7年1月24日	6資庁第9918号	1号、2号、3号及び4号原子炉施設の変更 (洗浄排水処理系の設置)
平成8年3月12日	7資庁第8491号	1号、2号及び4号原子炉施設の変更 (4号炉の核燃料物質取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の一部の1号炉及び2号炉との共用化)
平成11年11月15日	平成11・02・10資第1号	1号、2号、3号及び4号原子炉施設の変更 (出力分布調整用制御棒クラスタ駆動装置の撤去－1号及び2号炉、蒸気発生器取替え－2号炉、蒸気発生器保管庫の貯蔵保管能力の変更、共用化及び保管対象物の変更－1号及び2号炉、使用済燃料の処分の方法の変更)
平成15年6月4日	平成14・10・30原第2号	1号、2号、3号及び4号原子炉施設の変更 (気体及び液体廃棄物の廃棄設備の共用化及び一部撤去－1号及び2号炉、雑固体溶解処理設備の設置、使用済樹脂貯蔵タンクの共用化及び増設、固体廃棄物貯蔵庫の増設)

## 設置変更許可等の経緯

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備考
平成16年3月19日	平成15・08・29原第1号	1号、2号及び4号原子炉施設の変更 (高燃焼度燃料の使用、制御棒クラスタ増設及び炉内構造物取替え、蒸気発生器保管庫の保管対象物の変更－1号及び2号炉、核燃料物質取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の一部の対象物の変更－4号炉)
平成17年9月7日	平成16・05・28原第13号	3号原子炉施設の変更 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷)
平成28年11月2日	原規規発第16110235号	1号、2号、3号及び4号発電用原子炉施設の変更(使用済燃料の処分の方法の変更)
平成29年1月18日	原規規発第1701182号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更 (核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴い、重大事故等に対処するために必要な施設の設置及び体制の整備等を行うため、併せて、記載事項の一部を関連法令等の記載と整合するよう変更)
平成31年1月16日	原規規発第1901168号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴い、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針の追加、内部溢水による管理区域外への漏えいの防止に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載に変更)

## 設置変更許可等の経緯

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備考
平成31年1月16日	原規規発第1901169号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴い、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載に変更)
平成31年4月3日	原規規発第1904032号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(特定重大事故等対処施設の設置)
令和元年9月25日	原規規発第1909252号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(原子炉安全保護計装盤等の更新)
令和元年11月20日	原規規発第1911201号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更-3号炉、3号炉の核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット冷却設備の3号炉及び4号炉との共用化、蒸気発生器保管庫の共用化及び保管対象物の変更-3号炉)
令和元年12月25日	原規規発第1912255号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(所内常設直流電源設備(3系統目)の設置)



## 設置変更許可等の経緯

許可(届出)年月日	許可(届出)番号	備 考
令和2年1月29日	原規規発第2001297号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴い、3号炉及び4号炉における中央制御室、緊急時対策所、特定重大事故等対処施設等に対して、有毒ガスの発生に対する防護方針について記載)
令和3年4月28日	原規規発第2104282号	3号及び4号発電用原子炉施設の変更(使用済燃料乾式貯蔵施設の設置)
<b>【届 出】</b>		
平成25年7月12日 〔平成26年5月30日〕 一部補正	発本原第92号 (発本原第37号)	3号及び4号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成25年12月26日 〔平成26年5月30日〕 一部補正	発本原第187号 (発本原第38号)	1号及び2号炉原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
令和2年4月1日	原発本第8号	1号、2号、3号及び4号炉原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

## 変更の内容

## 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

## ハ．原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体の構造及び設備のうち、4号炉に係る(1)発電用原子炉の炉心の(ii)燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量、(iii)主要な核的制限値及び(iv)主要な熱的制限値並びに(2)燃料体の記述を以下のとおり変更する。

## A．4号炉

## (1) 発電用原子炉の炉心

## (ii) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量

## a. 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度	55,000MWd/t
ただし、第1～第18領域	48,000MWd/t

## a. 最大挿入量

燃料集合体の体数	193
初装荷炉心全ウラン量	約89t
取替炉心全ウラン量	約91t

## (iii) 主要な核的制限値

発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。

なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。

## a. 反応度停止余裕

最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。

高温停止状態  $0.016 \Delta K / K$

低温停止状態  $0.010 \Delta K / K$

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、 $0.00075 (\Delta K / K) / s$ 以下とする。

c. 制御棒クラスタの最大反応度値

制御棒クラスタの最大反応度値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時  $0.0012 \Delta K / K$

高温零出力時  $0.0087 \Delta K / K$

d. 減速材温度係数及びドップラ係数

減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドップラ係数は負になるように設計する。

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。

a. 最小限界熱流束比（最小 D N B R） 2.19

b. 燃料棒最大線出力密度 43.1 kW/m

## (2) 燃料体

### (i) 燃料材の種類

二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）

ウラン235濃縮度

初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%

取替燃料 約4.8wt%以下

（ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下）

ただし、第4～第18領域 約4.1wt%～約3.4wt%

（ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%）

ペレットの初期密度 理論密度の約97%

（ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%）

ただし、第1～第18領域 理論密度の約95%

### (ii) 燃料被覆材の種類

- ・ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金
- ・ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニ

## ウム基合金

ただし、第1～第18領域燃料については、ジルカロイ-4

### (iii) 燃料要素の構造

#### a. 構造

燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。

#### b. 主要寸法

燃料棒外径	約9.5mm
被覆管厚さ	約0.6mm
燃料棒有効長さ	約3.7m

### (iv) 燃料集合体の構造

#### a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シングル及び炉内計装用案内シングルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シングルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料集合体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

#### b. 主要仕様

燃料集合体における燃料棒配列	17×17
燃料棒ピッチ	約13mm

燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シンプル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シンプル本数	1

## ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備のうち、4号炉に係る(1)核燃料物質取扱設備の構造、(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力の(ii)使用済燃料貯蔵設備のa.構造及び(3)核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力の(i)使用済燃料ピット水浄化冷却設備のb.使用済燃料ピット冷却器(1号、2号及び4号炉共用)の記述を以下のとおり変更する。

### A. 4号炉

#### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備(燃料取扱設備)は、燃料取替装置、燃料移送装置(一部4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに一部3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用)及び除染装置(4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用)で構成する。

新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備(一部1号、2号及び4号炉共用)のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料(燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tのものを除く。)については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯

蔵設備（一部 3 号及び 4 号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

## (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

### (ii) 使用済燃料貯蔵設備

#### a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（一部 4 号炉燃料取扱棟内 1 号、2 号及び 4 号炉共用、並びに一部 3 号炉燃料取扱棟内 3 号及び 4 号炉共用、一部既設）は、燃料体等をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合におい



て、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、スプレーや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

b. 使用済燃料ピット冷却器（1号、2号及び4号炉共用）

型 式	横置U字管式
基 数	2
伝熱容量	約 5.4MW（1基当たり）

ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

原子炉冷却系統施設の構造及び設備のうち、4号炉に係る(3)非常用冷却設備の(ii)主要な機器及び管の個数及び構造のa.非常用炉心冷却設備の(a)高圧注入系の記述を以下のとおり変更する。

A. 4号炉

(3) 非常用冷却設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 非常用炉心冷却設備

(a) 高圧注入系

高圧注入ポンプ

(「高圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台数	2
容量	約 320m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚程	約 960m

燃料取替用水ピット

(「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にす

るための設備」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

基 数	1
容 量	約 2,100m <sup>3</sup>
ほう素濃度	3,100ppm 以上

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

計測制御系統施設の構造及び設備のうち、4号炉に係る(3)制御設備の(iii)反応度制御能力及び(4)非常用制御設備の(iii)反応度制御能力の記述を以下のとおり変更する。

A. 4号炉

(3) 制御設備

(iii) 反応度制御能力

a. 制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は、約 $0.03\Delta K/K$ とし、その場合の反応度制御能力は約 $0.05\Delta K/K$ とする。

(最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)

b. ほう素濃度調整  $0.18\Delta K/K$ 以上

(4) 非常用制御設備

(iii) 反応度制御能力

化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。

停止時実効増倍率  $0.99$ 以下

負の反応度添加速度  $0.00018(\Delta K/K)/\text{min}$ 以上

## 九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

### ハ．周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果のうち、3号炉及び4号炉に係る(1)線量の評価条件の(i)気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量のa.年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーの(a)ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気、(b)原子炉停止時の原子炉格納容器換気、(d)原子炉補助建屋等の換気及びb.気象条件並びに(2)線量の評価結果の記述を以下のとおり変更する。

#### A. 3号炉

##### (1) 線量の評価条件

##### (i) 気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量

##### a. 年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギー

##### (a) ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $3.5 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号及び2号炉各炉)、  
 $2.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $1.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号炉) 並びに  $2.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $1.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (4号炉) とする。

##### (b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $2.5 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号及び2号炉各炉)、  
 $2.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号炉) 並びに  $2.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (4号炉) とする。

(d) 原子炉補助建屋等の換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $1.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $8.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号及び2号炉各炉)、  
 $2.0 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $8.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号炉) 並びに  $2.0 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $8.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (4号炉) とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における2016年1月から2016年12月までの気象観測による実測値を使用する。

(2) 線量の評価結果

敷地等境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質(よう素を除く。)に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約  $2.8 \mu \text{Sv}$ 、年間約  $2.8 \mu \text{Sv}$  及び年間約  $2.1 \mu \text{Sv}$  となり、合計は年間約  $7.7 \mu \text{Sv}$  である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間  $50 \mu \text{Sv}$  を下回る。

なお、発電用原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が、人の居住の可能性のある敷地等境界外において年間  $50 \mu \text{Sv}$  を下回るようにする。

B. 4 号 炉

3 号炉に同じ。

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

イ．運転時の異常な過渡変化

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果のうち、4号炉に係る(1)基本方針の(i)評価事象及び(ii)判断基準、(2)解析条件の(i)主要な解析条件の a. 初期定常運転条件、b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間、d. 反応度係数及び e. 解析期間、(ii)炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化の a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの(c)、(e)、(f)及び(g)、b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きの(b)、(c)及び(d)、c. 制御棒の落下及び不整合の(b)及び(c)、d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈の d-1 プラント起動時の異常な希釈の(b)及び(c)、d-2 出力運転時の異常な希釈の(b)、(iii)炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化の a. 原子炉冷却材流量の部分喪失の(b)、(c)及び(d)、b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動、d. 主給水流量喪失の(a)、(b)、(c)及び(d)、e. 蒸気負荷の異常な増加の(c)及び(e)、f. 2次冷却系の異常な減圧の(a)、(b)、(c)、(d)、(e)及び(h)、g. 蒸気発生器への過剰給水の(b)及び(d)、(iv)原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変



化の a. 負荷の喪失の (b)、 b. 原子炉冷却材系の異常な減圧の (b)、  
c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動の (b)、 (e) 及び (f)、 並  
びに (3) 評価結果の記述を以下のとおり変更する。

## A. 4 号 炉

### (1) 基本方針

#### (i) 評価事象

本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
  - (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
  - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
  - (c) 制御棒の落下及び不整合
  - (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
  - (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
  - (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
  - (c) 外部電源喪失
  - (d) 主給水流量喪失

- (e) 蒸気負荷の異常な増加
- (f) 2次冷却系の異常な減圧
- (g) 蒸気発生器への過剰給水
- c. 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
  - (a) 負荷の喪失
  - (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
  - (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 最小限界熱流束比（以下「最小 DNBR」という。）が許容限界値以上であること。
- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa [gage] の 1.1 倍の圧力 18.88MPa [gage] 以下であること。

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値（3,423MWt）に定常運転出

力決定に際して生じる熱校正の誤差（定格値の±2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値（307.1℃）に定常運転時の誤差（±2.2℃）を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値（15.41MPa [gage]）に定常運転時の誤差（±0.21MPa）を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小 DNBR の許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高（高設定）

118%（定格出力値に対して）（応答時間 0.5 秒）

出力領域中性子束高（低設定）

35%（定格出力値に対して）（応答時間 0.5 秒）

過大温度△T高

1次冷却材平均温度等の関数（第 10.1 図参照）

（応答時間 6.0 秒）

過大出力△T高

1次冷却材平均温度等の関数（第 10.1 図参照）

（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力高

16.61MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

1 次冷却材流量低

87% (定格流量に対して) (応答時間 1.0 秒)

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65% (定格値に対して) (応答時間 1.5 秒)

蒸気発生器水位低

狭域水位検出器下端水位 (応答時間 2.0 秒)

タービントリップ

— (応答時間 1.0 秒)

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低

12.04MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

原子炉格納容器圧力高

0.048MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0.205MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 10.3 図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

(c) 反応度添加率は  $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s$  とする。

(e) ドップラ係数は、第 10.4 図に示すとおり燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。

(f) 減速材温度係数は  $8.0 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / ^\circ C$  とする。

(g) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は  $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s$  とする。

(d) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過

大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

c. 制御棒の落下及び不整合

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 添加反応度は  $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$  とし、瞬時に加わるものとする。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

d-1 プラント起動時の異常な希釈

(b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、1 次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量 ( $81.8 m^3 / h$ ) とする。

(c) 1 次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水 (ほう素濃度 3,100ppm) で満たされているものとする。

d-2 出力運転時の異常な希釈

(b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ 3 台運転時の全容量 ( $56.8 m^3 / h$ ) とする。

(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

a. 原子炉冷却材流量の部分喪失

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 発電用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、 $3,110 kg \cdot m^2$  を使用する。

b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用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。

(a) 初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である35%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は35%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 $0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$ とする。

(d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

d. 主給水流量喪失

(a) 初期値として原子炉出力は定格出力の102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力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、発電用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を使用する。

(c) 発電用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、4基の蒸気発生器に合わせて  $125\text{m}^3/\text{h}$  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. 蒸気負荷の異常な増加

(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  $0.51 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$  とする。

(e) 発電用原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が10%急増するものとする。

f. 2次冷却系の異常な減圧

(a) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.016\Delta K/K$  とする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第10.5図に示すように減速材の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10.6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、それぞれ  $291.7^\circ\text{C}$  及び  $15.41\text{MPa}$  [gage] とする。

(d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 $8.17\text{MPa}$  [gage] にて  $440\text{t}/\text{h}$  とする。

(e) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度3,100ppm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。

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」信号が発信してから、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。

(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。

g. 蒸気発生器への過剰給水

(b) 減速材密度係数は  $0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。

(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」信号によって発電用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、給水は停止する。

(iv) 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

a. 負荷の喪失

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とする。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。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とする。

(e) 発電用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 3,100ppm 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、注入水の流量は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) 発電用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) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 1.64 であり、許容限界値である 1.42 を下回ることはない。

b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 2,300℃ であり、設計に当たっての制限値である 2,570℃ を下回っており、溶融点未満である。

c. 燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 378kJ/kg・UO<sub>2</sub> であり、燃料の許容限界値である 712kJ/kg・UO<sub>2</sub>（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE 評価指針」という。）に示す 170cal/g・UO<sub>2</sub> に相当）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じることはない。

また、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼

の進んだ燃料の取り扱いについて」(以下「RIE 報告書」という。)に示すペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損(以下「PCMI 破損」という。)のしきい値のめやすに対して、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.5MPa [gage] であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa [gage] を下回っている。

## ロ. 設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

設計基準事故 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果のうち、3号炉に係る(2)解析条件の(iv)環境への放射性物質の異常な放出の a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損の(a)及び(f)、b. 蒸気発生器伝熱管破損の b-1 事故経過の解析の(c)及び(g)、b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価の(a)及び(i)、c. 燃料集合体の落下の(b)及び(h)、d. 原子炉冷却材喪失の(a)、(i)及び(u)、e. 制御棒飛び出しの(c)、並びに(3)評価結果の e. の記述を以下のとおり変更し、4号炉に係る(1)基本方針の(ii)判断基準の c. 及び d.、(2)解析条件の(ii)原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化の a. 原子炉冷却材喪失の a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－の(a)、(c)、(e)、(h)及び(k)、b. 原子炉冷却材流量の喪失の(b)、(c)及び(d)、c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着の(b)及び(c)、d. 主給水管破断の(d)及び(f)、e. 主蒸気管破断の(a)、(b)、(c)、(f)、(i)及び(j)、(iii)反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化の a. 制御棒飛び出しの(b)、(c)、(e)、(f)、(j)及び(k)、(iv)環境への放射性物質の異常な放出の a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損の(a)及び(f)、b. 蒸気発生器伝熱管破損の b-1 事故経過の解析の(c)及び(g)、b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価の(a)、(b)、(c)及び(i)、c. 燃料集合体の落下の

(b)及び(h)、d. 原子炉冷却材喪失の(a)、(i)及び(u)、e. 制御棒飛び出しの(a)、(b)及び(c)、(v)原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化の a. 原子炉冷却材喪失の(c)、(d)、(e)及び(g)、b. 可燃性ガスの発生(a)、(d)及び(e)、並びに(3)評価結果の記述を以下のとおり変更又は追加する。

## A. 3 号 炉

### (2) 解析条件

#### (iv) 環境への放射性物質の異常な放出

##### a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

(a) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102% で運転していたものとする。

(f) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 ( $D/Q$ ) を用いる。

##### b. 蒸気発生器伝熱管破損

##### b-1 事故経過の解析

(c) 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度  $\Delta T$  高」信号により自動停止するものとする。

(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。

(g-1) 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）。

(g-2) 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。

(g-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の冷却を開

始する（原子炉トリップ後 25 分）。

(g-4) 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、破損側蒸気発生器の 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 279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(g-5) 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。）。

#### b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 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 / 3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

(i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

#### c. 燃料集合体の落下

(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、発電用原子炉が定格出力の 102%で運転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 30,000 時間）のものとする。

(h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性



物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

- (a) 事故発生直前まで、発電用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 / 3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- (i) 事故発生後、「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は 2 分とする。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、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

e. 制御棒飛び出し

- (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浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は 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、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(3) 評価結果

- e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 0.23mSv 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ものではない。

## B. 4 号 炉

以下を除き 3 号炉に同じ。

### (1) 基本方針

#### (ii) 判断基準

- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa [gage] の 1.2 倍の圧力 20.59MPa [gage] 以下であること。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.392MPa [gage] 以下であること。

### (2) 解析条件

#### (ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

##### a. 原子炉冷却材喪失

##### a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

- (a) 配管の破断は、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、1次冷却材管（内径約 0.70m、肉厚約 69mm のステンレス鋼）の断面積の 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。

- (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

26.9m<sup>3</sup>（1基当たり）

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、あるいは「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。

(e) ブローダウン過程中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。

(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用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を使用する。

(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%及び10%とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(c) 発電用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次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110 kg \cdot m^2$  を使用する。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

(b) 減速材密度係数は  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(c) 発電用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. 主給水管破断

- (d) 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。
- (f) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用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を使用する。

e. 主蒸気管破断

- (a) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.016\Delta K/K$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。
- (b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第10.5図に示すように、減速材の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10.6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、それぞれ $291.7^{\circ}\text{C}$ 及び $15.41\text{MPa}$  [gage] とする。
- (f) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水ピットのほう素濃度 $3,100\text{ppm}$ 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。

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」信号が発信してから、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。

(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) DNBRの計算には、W-3相関式を使用する。

(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

a. 制御棒飛び出し

(b) 高温全出力のケースでは、

(b-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の102%及び309.3℃とする。  
なお、DNBR評価の場合には初期値は定格値とする。

(b-2) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、DNBR評価の場合には定格値とする。

(b-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは、制御棒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。

(b-4) 発電用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。

(c) 高温零出力のケースでは、

(c-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の $10^{-9}$ 及び293.9℃とする。

(c-2) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には

正の定常誤差を考慮した値とする。

(c-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンク D は全挿入位置、他のバンクは制御棒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-4) 発電用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。

(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	0.12%	$\Delta K / K$
-------------	-------	----------------

サイクル末期高温全出力	0.12%	$\Delta K / K$
-------------	-------	----------------

サイクル初期高温零出力	0.66%	$\Delta K / K$
-------------	-------	----------------

サイクル末期高温零出力	0.87%	$\Delta K / K$
-------------	-------	----------------

(f) 実効遅発中性子割合 ( $\beta_{\text{eff}}$ ) は以下の値を使用する。

サイクル初期	0.48%
--------	-------

サイクル末期	0.44%
--------	-------

(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	15
-------------	----

サイクル末期高温零出力	25
-------------	----

(k) 反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の

破裂及び／又は PCMI 破損が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。

浸水燃料の破裂限界及び PCMI 破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

(k-1) 浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが  $272\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$  (「RIE 評価指針」に示す  $65\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$  に相当) を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

(k-2) PCMI 破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された PCMI 破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI 破損が生じるものとする。

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

b. 蒸気発生器伝熱管破損

b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 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 49 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 85 t とする。また、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 35 t とする。

(c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招



くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射能源として、以下の2通りを仮定する。

(c-1) 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  $9.2 \times 10^{13}$ Bq、希ガス約  $4.4 \times 10^{14}$ Bq ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)。

(c-2) (c-1)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  $1.5 \times 10^{15}$ Bq、希ガス約  $4.3 \times 10^{15}$ Bq ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)。

追加放出量は、事故発生後の1次冷却系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  $1.28 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$  とする。

c. 燃料集合体の落下

(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、発電用原子炉が定格出力の102%で運転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。

d. 原子炉冷却材喪失

(a) 事故発生直前まで、発電用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。

e. 制御棒飛び出し

(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii)a. 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9%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            0.27 %

よう素            0.135%

(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

a. 原子炉冷却材喪失

(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

26.9m<sup>3</sup> (1基当たり)

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。

(d) 単一故障として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。

また、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。

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。

(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及び下部プレナムに注入されるものとする。

(g) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子

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を使用する。

b. 可燃性ガスの発生

(a) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102% で運転していたものとする。

(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、すべ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生成割合 (G 値) 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。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。

(a) 燃料被覆管温度の最高値は約 984℃ であり、制限値の 1,200℃ を下回る。

(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は燃料被覆管厚さの約 1% であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下である。

(c) 全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、0.3%以下であり、反応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小さい。

(d) 再冠水開始以降、熱除去は順調に行われており、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る。

b. 燃料エンタルピの最大値については、「制御棒飛び出し」において約  $358\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$  であり、 $791\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す  $230\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$  に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮した燃料エンタルピ）を下回っている。

また、「RIE 報告書」に示される PCMI 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、PCMI 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、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約  $18.4\text{MPa}$  [gage] であり、最高使用圧力の 1.2 倍である  $20.59\text{MPa}$  [gage] を下回っている。

d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約  $0.308\text{MPa}$  [gage] であり、最高使用圧力である  $0.392\text{MPa}$  [gage] を下回っている。この時の原子炉格納容器温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、「可燃性ガスの発生」に伴う原子炉格納容器内の水素最大

濃度については、事故発生後、30日時点で約2.7%であり、可燃限界である4%を下回っている。

- e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約0.24mSv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ものではない。

ハ．重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故

事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果のうち、3号炉及び4号炉に係る(2)有効性評価の(ii)解析条件の a. 主要な解析条件の(b)共通解析条件の(b-3)使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故の(b-3-1)初期条件、c. 運転中の原子炉における重大事故の(a)雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)の(a-1)格納容器過圧破損の(a-1-2)放射性物質(Cs-137)の放出量評価の条件の(a-1-2-1)、e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の(d)反応度の誤投入の(d-3)及び(d-4)、並びに(iii)評価結果の b. 運転中の原子炉における重大事故の(c)及び c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故の記述を以下のとおり変更する。

## A. 3 号 炉

### (2) 有効性評価

#### (ii) 解析条件

##### a. 主要な解析条件

##### (b) 共通解析条件

##### (b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある 事故

##### (b-3-1) 初期条件

- ・ 使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、3号炉 12.464MW、4号炉 10.794MW を用いるものとする。
- ・ 事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いるものとする。
- ・ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、3号炉 Aピット及び Bピット、4号炉ピット並びに燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、3号炉 Aピット及び Bピット、4号炉ピットのみを考慮するものとする。
- ・ 使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

##### c. 運転中の原子炉における重大事故

##### (a) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-2) 放射性物質 (Cs-137) の放出量評価の条件

(a-1-2-1) 事象発生直前まで、発電用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、3号炉は燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とし、4号炉は燃料を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。

e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(d) 反応度の誤投入

(d-3) 原子炉停止中の1次系は、3号炉は燃料取替用水タンク、4号炉は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度は、3,100ppmとする。

(d-4) 臨界ほう素濃度は、3号炉 1,850ppm、4号炉 2,000ppm を用いるものとする。

(iii) 評価結果

b. 運転中の原子炉における重大事故

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、Cs-137 の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約 5.5TBq、100 日後までを考慮したとしても約 6.0TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。



c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値  $0.15\text{mSv/h}$  に相当する水位まで低下するのに要する時間は約 1.3 日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で 0.939 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。

このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

B. 4 号 炉

3 号炉に同じ。

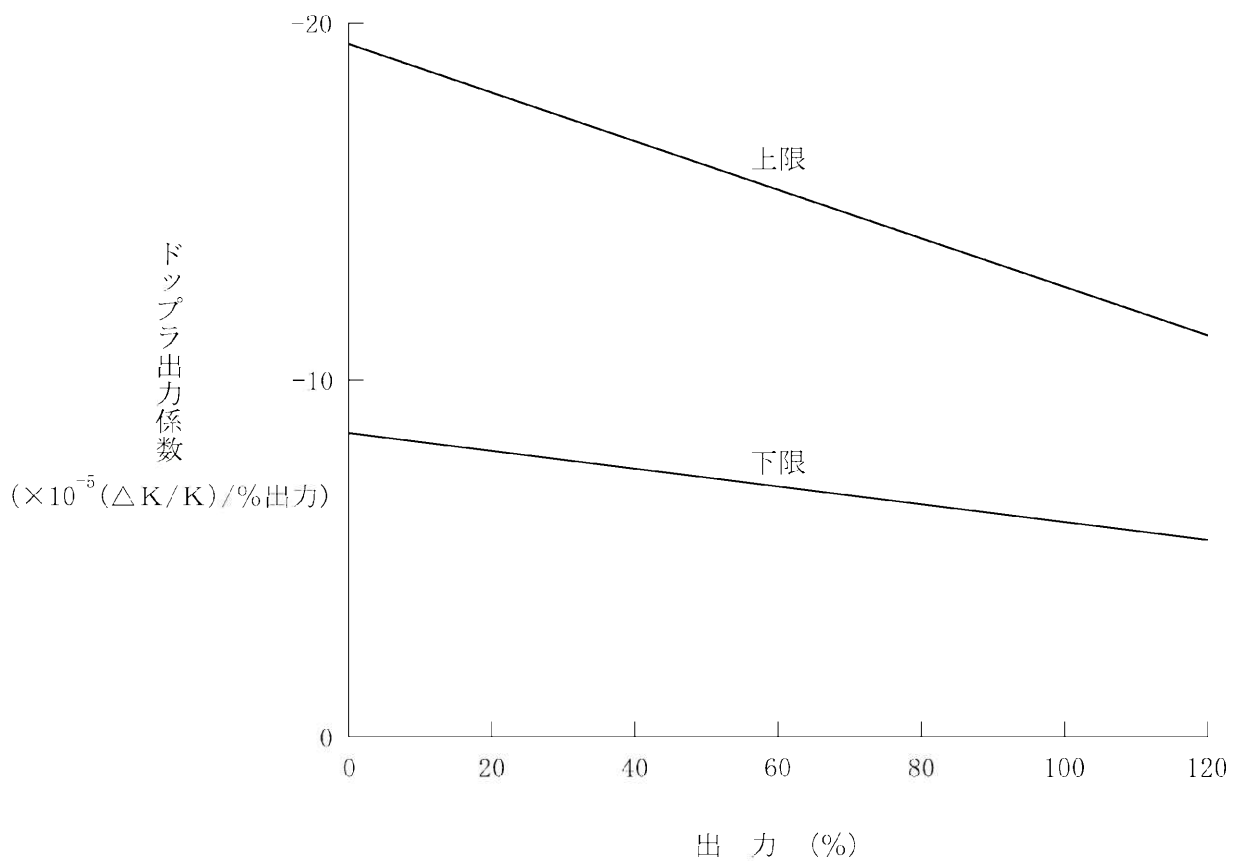
### 3号炉及び4号炉申請書図面

#### A. 4号炉

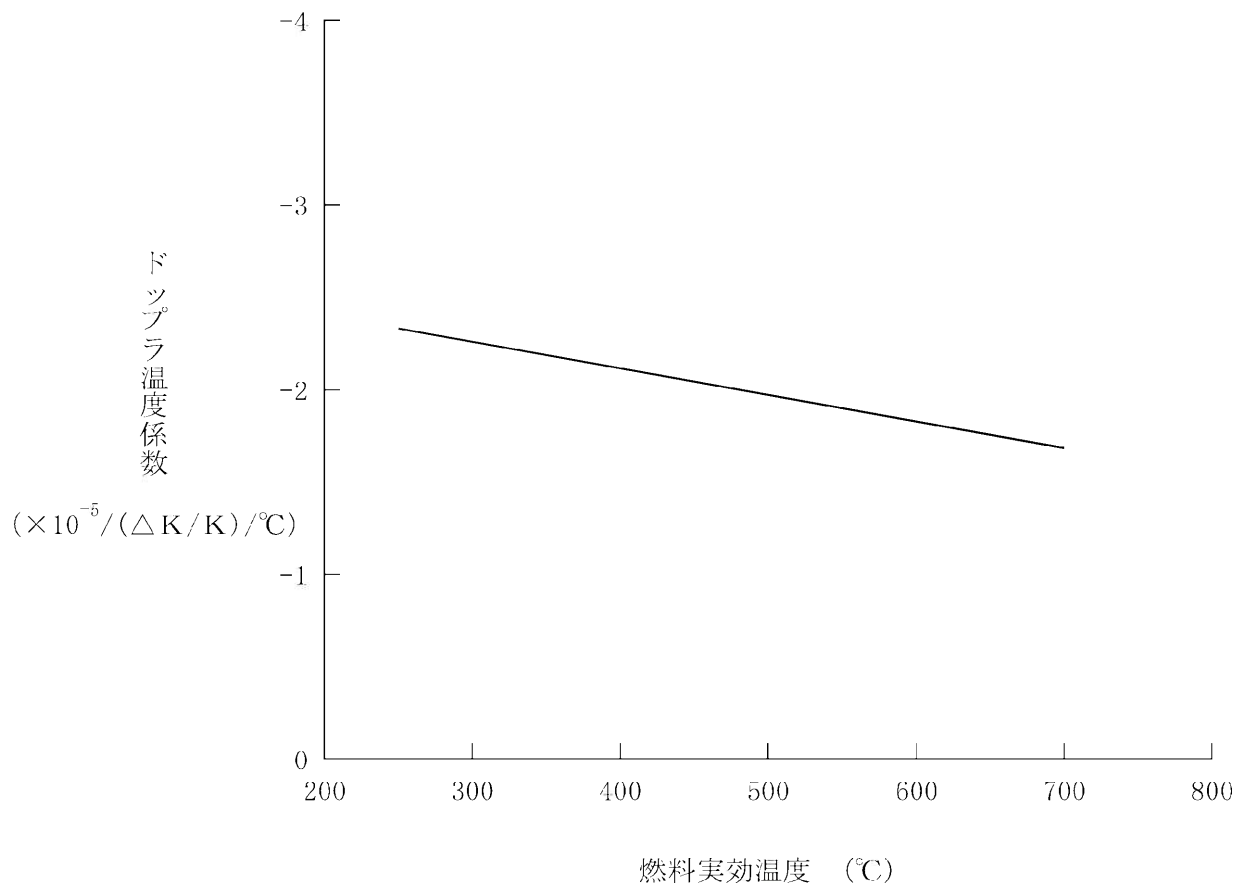
申請書図面のうち、下記図面を変更又は追加する。

#### 記

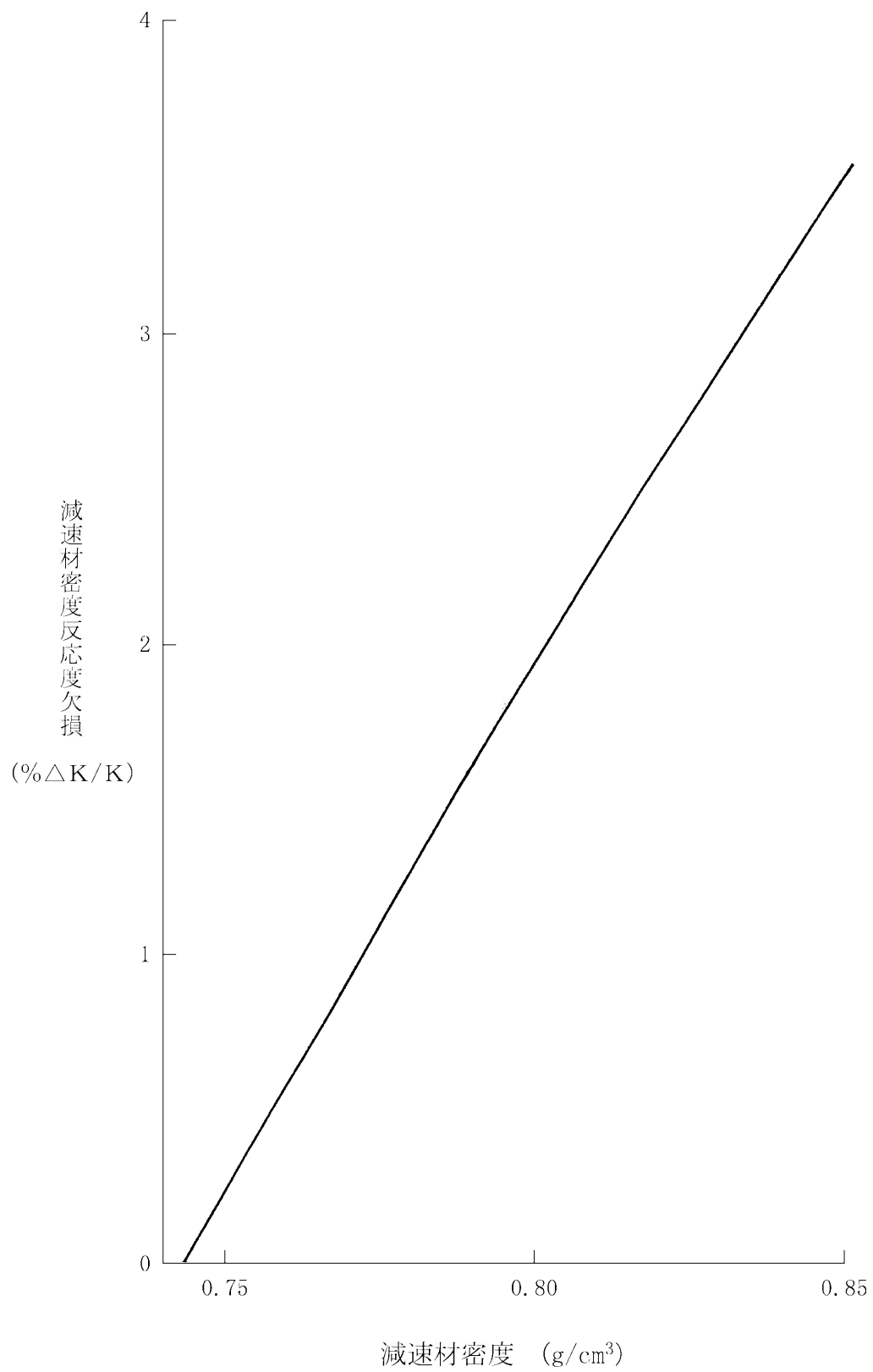
- 第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数
- 第 10.4 図 解析に使用したドップラ温度係数
- 第 10.5 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損
- 第 10.6 図 解析に使用したドップラ出力欠損



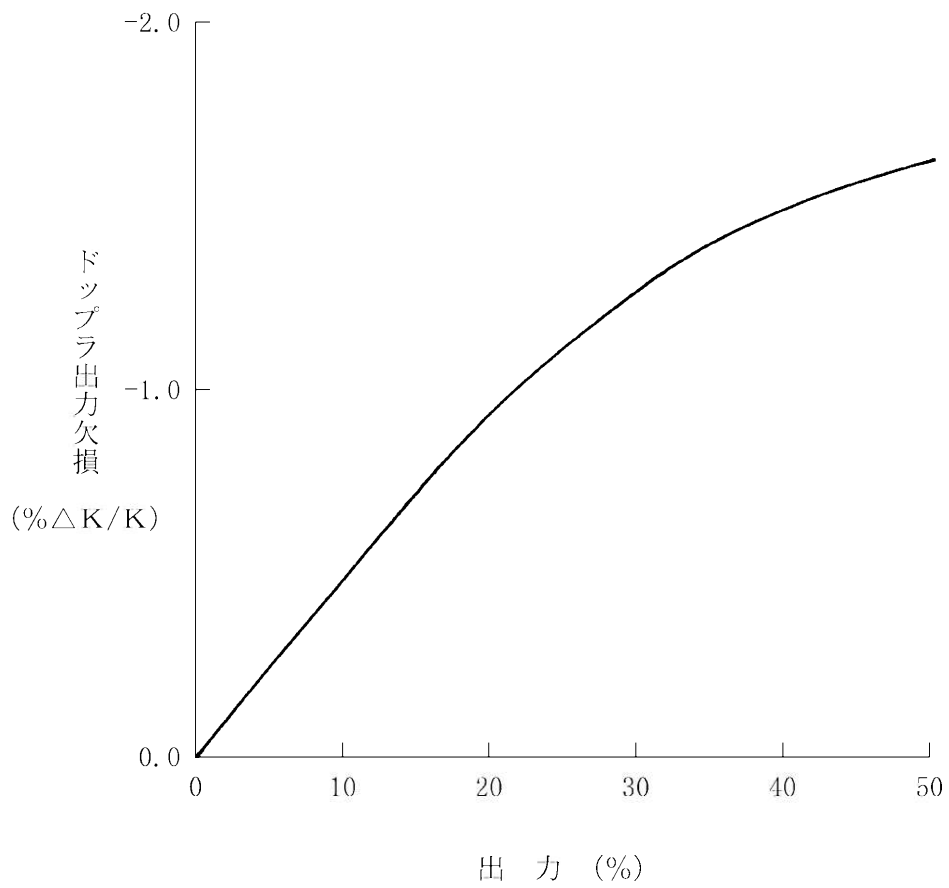
第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 10.4 図 解析に使用したドップラ温度係数



第 10.5 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第 10.6 図 解析に使用したドップラ出力欠損

### 3号炉及び4号炉申請書添付参考図面

#### A. 4号炉

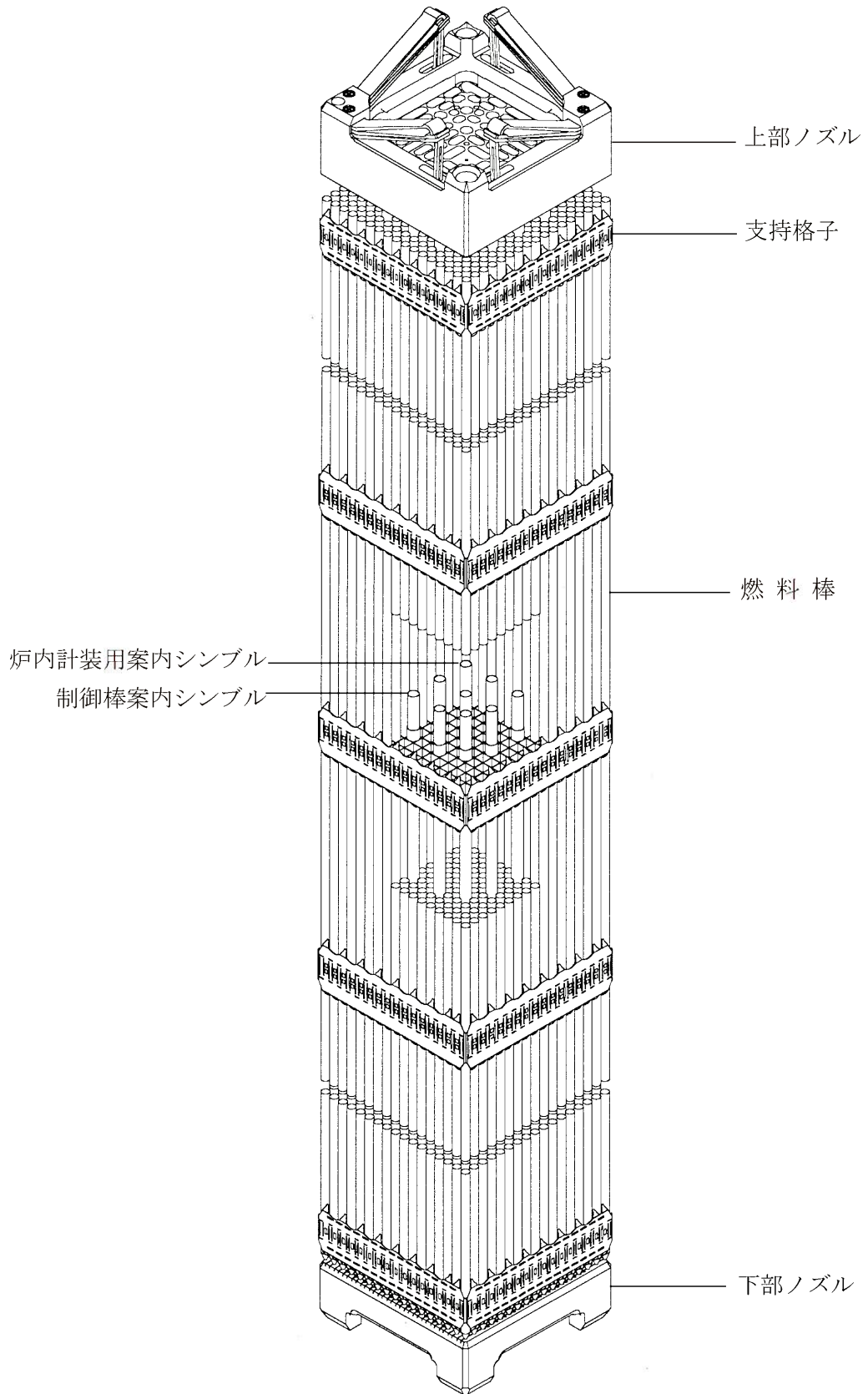
申請書添付参考図面のうち、「第14-1図 A型燃料集合体構造説明図(4号炉)」及び「第14-2図 B型燃料集合体構造説明図(4号炉)」を削除するとともに、下記図面を変更又は追加する。

#### 記

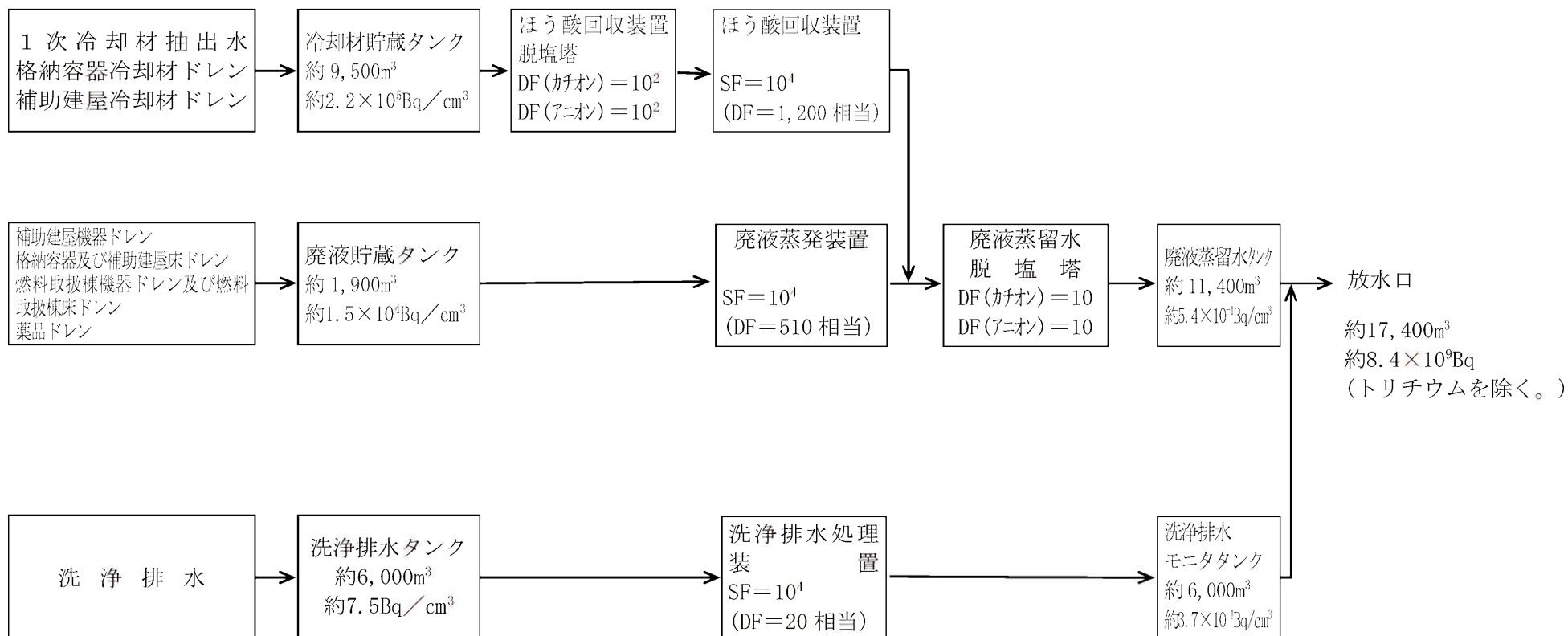
第14図 燃料集合体構造概要図(4号炉)

第28図 液体廃棄物液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度(3号及び4号炉合算、評価ベース)





第14図 燃料集合体構造概要図（4号炉）（添付書類八 第3.2.3(1)図）



(注) SF : 出口濃度に対する濃縮液濃度の比  
 DF : 出口濃度に対する入口濃度の比

第 28 図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度 (3号及び4号炉合算、評価ベース) (添付書類九 第 4.3.1 図)

添 付 書 類

今回の変更申請に係る玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）の添付書類は以下のとおりである。

添付書類一 変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書  
令和3年4月28日付け原規規発第2104282号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類一の記載内容に同じ。

添付書類二 変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書  
令和3年4月28日付け原規規発第2104282号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類二の記載内容に同じ。

添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類  
変更に伴う資金及び調達計画は必要としない。

添付書類四 変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類  
別添1に示すとおり。

添付書類五 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書  
別添2に示すとおり。

添付書類六 変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

別添 3 に示すとおり記載内容を変更する。別添 3 に示す記載内容以外は次のとおりである。

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類六の記載内容に同じ。

添付書類七 変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類七の記載内容に同じ。

添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

別添 4 に示すとおり記載内容を変更する。別添 4 に示す記載内容以外は次のとおりである。

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の記載内容に同じ。

添付書類九 変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

別添 5 に示すとおり記載内容を変更する。別添 5 に示す記載内容以外は次のとおりである。

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類九の記載内容に同じ。

添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

別添 6 に示すとおり記載内容を変更する。別添 6 に示す記載内容以外は次のとおりである。

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の記載内容に同じ。

添付書類十一 変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

別添 7 に示すとおり。

## 別添 1

### 添 付 書 類 四

変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料  
物質の取得計画を記載した書類

#### ( 3 号 炉 )

本発電用原子炉の運転に要する核燃料物質（ウラン）については、既に当社がカナダのカメコ社、フランスのオラノ C E 社等との間で締結した長期購入契約等によって確保しているウラン精鉱及び使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当する予定である。

これらの長期契約等による確保済みの量は、現時点では、当社の全累積で2031年度約49,000tU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>であり、これに対し、当社の全累積所要量は2031年度約48,000tU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>と予想される。したがって、本発電用原子炉の当面の運転に必要な精鉱については、十分賄える量を確保済みである。なお、それ以降の所要精鉱については、今後の購入契約により調達する予定である。

天然UF<sub>6</sub>への転換役務については、フランスのオラノ C E 社、米国のコンバーダイン社等との間で締結した転換役務契約により当面の所要量を確保しており、それ以降に関しても、今後の追加契約により調達する予定である。

また、本発電用原子炉の所要濃縮役務については、フランスのオラノ C E 社等との間で締結した濃縮役務契約によって調達する予定である。

一方、本発電用原子炉の運転に使用する核燃料物質（プルトニウム）に

については、当社の使用済燃料の再処理により回収されるプルトニウムを利用していく予定である。

さらに、本発電用原子炉用燃料の所要成型加工役務については、今後国内外事業者から調達する予定である。

#### (4号炉)

本発電用原子炉の運転に要する核燃料物質(ウラン)については、既に当社がカナダのカメコ社、フランスのオラノCE社等との間で締結した長期購入契約等によって確保しているウラン精鉱及び使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当する予定である。

これらの長期契約等による確保済みの量は、現時点では、当社の全累積で2031年度約49,000tU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>であり、これに対し、当社の全累積所要量は2031年度約48,000tU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>と予想される。したがって、本発電用原子炉の当面の運転に必要な精鉱については、十分賄える量を確保済みである。なお、それ以降の所要精鉱については、今後の購入契約により調達する予定である。

天然UF<sub>6</sub>への転換役務については、フランスのオラノCE社、米国のコンバーダイン社等との間で締結した転換役務契約により当面の所要量を確保しており、それ以降に関しても、今後の追加契約により調達する予定である。

また、本発電用原子炉の所要濃縮役務については、フランスのオラノCE社等との間で締結した濃縮役務契約によって調達する予定である。

さらに、本発電用原子炉用燃料の所要成型加工役務については、今後国内外事業者から調達する予定である。



## 添 付 書 類 五

### 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する 技術的能力に関する説明書

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事、並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証活動、教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

#### 1. 組 織

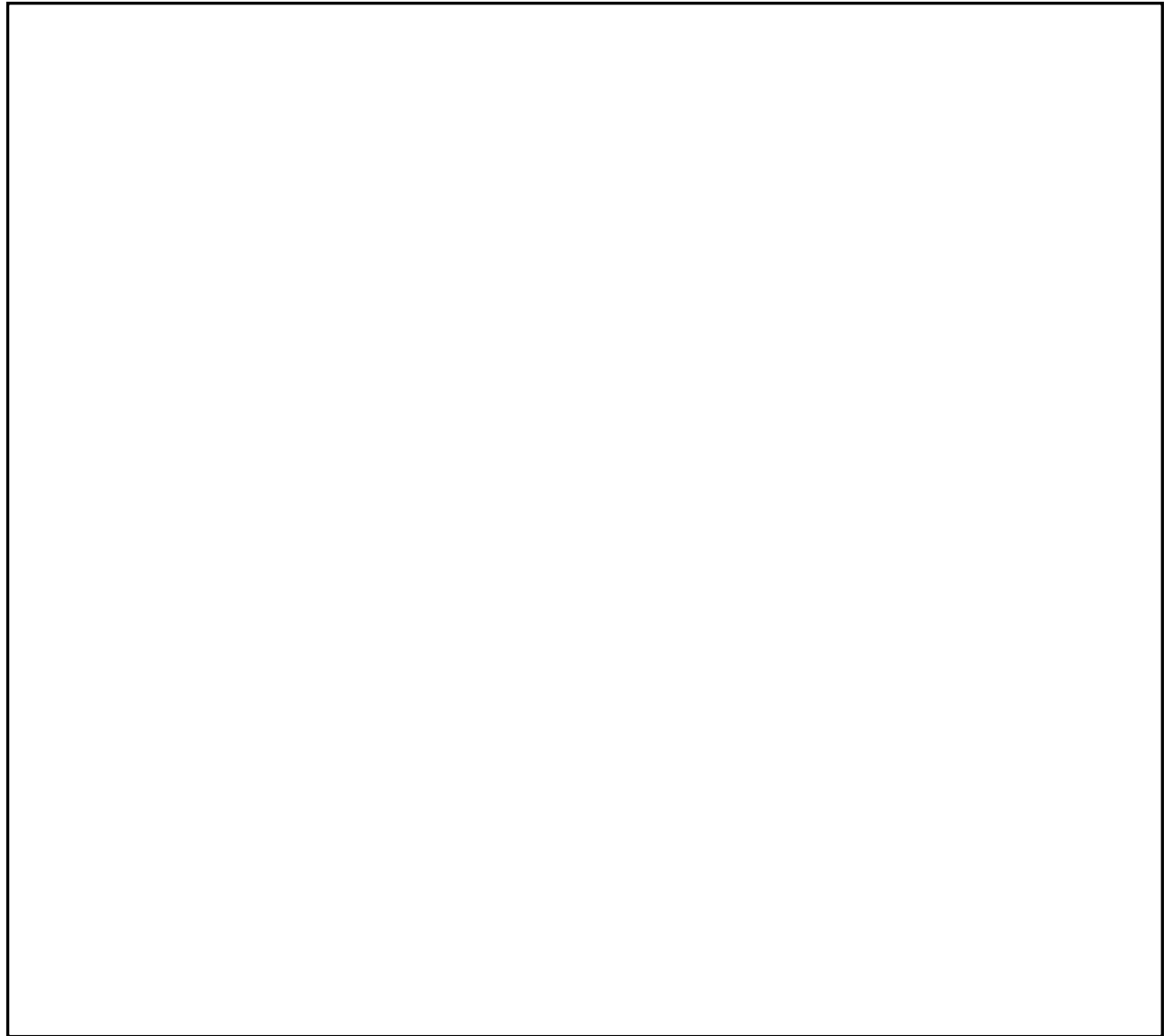
本変更に係る設計及び運転等は第 5.1 図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、「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 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく玄海原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担のもとで玄海原子力発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

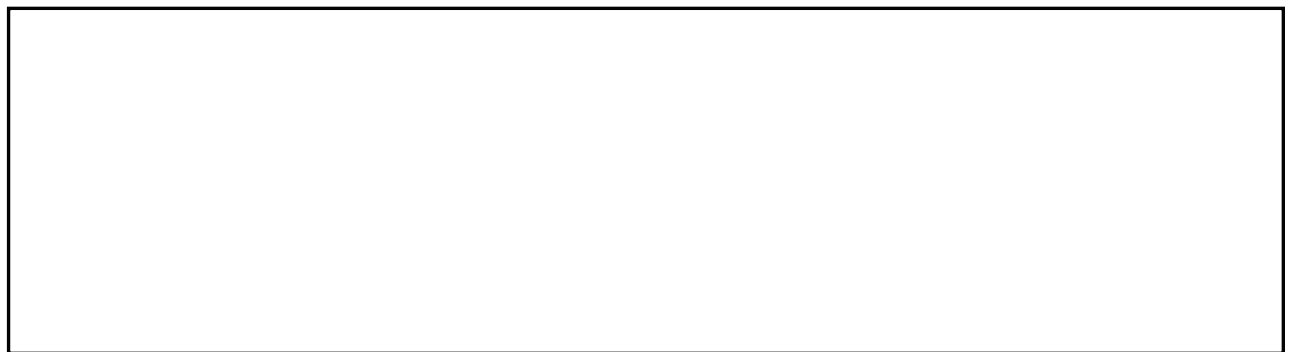
本変更に係る設計及び工事の業務については、設計方針を原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門にて定め、本設計方針に基づく、現地における具体的な設計及び工事の業務は、玄海原子力発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務については、1号炉及び2号炉に係る維持設備の運転に関する業務はプラント管理課が、3号炉及び4号炉に係る発電用原子炉施設の運転管理に関する業務は発電第二課が、1号炉及び2号炉に係る維持設備の（土木建築設備を除く。）の保守、原子炉施設（土木建築設備を除く。）の廃止計画に基づく工事及び燃料の取扱いに関する業務は設備管理課が、3号炉及び4号炉に係る発電用原子炉施設（土木建築設備を除く。）の保守及び燃料の取扱いに関する業務は保守第二課が、1号炉及び2号炉に係る原子炉施設のうち、土木建築設備の保守、土木建築設備の廃止措置計画に基づく工事、並びに3号炉及び4号炉に係る発電用原子炉施設のうち、土木建築設備の保守に関する業務は土木建築課が、1号炉及び2号炉に係る燃料管理、燃料管理に関する廃止措置計画に基づく工事及び廃止措置計画に基づく管理全般に関する業務は廃止措置運営課が、3号炉及び4号炉に係る発電所の技術関係事項の総括及び燃料管理に関する業務は技術第二課が、1号炉及び2号炉に係る放射線管理、放射性廃棄物管理、化学管理及びそれらの廃止措置計画に基づく工事に関する業務は廃止措置安全課が、3号炉及び4号炉に係る放射線管理、放射性廃棄物管理及び化学管理に関する業務は安全管理第二課が、原子力防災、初期消火活動のための体制の整備等に関する業務及び、1号炉及び2号炉に係る電源機能喪失等の体制の整備並びに3号炉及び4号炉に係る火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務は防災課が、出入管理に関する業務は防護管理課が実施する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開  
できません。



運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、あらかじめ、発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が緊急時体制を発令した場合は、緊急時対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子力防災組織を第 5.2 図に示す。

この組織は、玄海原子力発電所の組織要員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。

自然災害又は重大事故等が発生した場合は、緊急時対策本部要員（指揮者等）、重大事故等対策要員及び運転員（当直員）にて初動活動を行い、原子力防災管理者（発電所長）の指示の下、上記要員及び発電所外から参集した参集要員が役割分担に応じて対処する。

また、重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合にも、原子力防災組織にて適確に対処する。

保安規定に基づき、発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議するものとして本店に原子力発電安全委員会を、発電所における発電用原子炉施設の保安運営に関する事項を審議するものとして玄海原子力発電所安全運営委員会を設置している。原子力発電安全委員会は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の建築物、系統及び機器の変更、保安規定の変更、本店所管の社内規定の制定・改正等を審議し、玄海原子力発電所安全運営委員会は、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理等に関する社内基準の制定・改正等を審議することで役割分担を明確にしている。

## 2. 技術者の確保

### (1) 技術者数

技術者とは、技術系社員のことを示しており、令和 4 年 8 月 1 日現在、原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門、玄海原子力発

電所及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門における技術者の人数は799名であり、そのうち玄海原子力発電所における技術者の人数は546名である。

このうち、10年以上の経験年数を有する管理職が276名在籍している。

## (2) 有資格者数

原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門、玄海原子力発電所及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門における令和4年8月1日現在の有資格者の人数は、次のとおりであり、そのうち玄海原子力発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す。

発電用原子炉主任技術者	18名(7名)
第1種放射線取扱主任者	71名(31名)
第1種ボイラー・タービン主任技術者	21名(9名)
第1種電気主任技術者	22名(4名)
運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に 適合した者	20名(20名)

また、自然災害や重大事故等の対応として資機材の運搬等を行うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者数についても確保している。

原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門、玄海原子力発電所及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門の技

術者及び有資格者の人数を第 5.1 表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対応が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な有資格者と技術者を継続的に確保し、配置する。

### 3. 経 験

当社は、昭和 32 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。

また、昭和 50 年 10 月に玄海原子力発電所 1 号炉の営業運転を開始して以来、計 6 基の原子力発電所を有し、平成 27 年 4 月 27 日及び平成 31 年 4 月 9 日をもって運転を行わないこととした玄海原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉を除き、今日においては、計 4 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
玄海原子力発電所 1 号炉	(約1,650MW)	昭和50年10月15日 (平成 27 年 4 月 27 日運転終了)
2 号炉	(約1,650MW)	昭和56年 3 月 30 日 (平成 31 年 4 月 9 日運転終了)
3 号炉	(約3,423MW)	平成 6 年 3 月 18 日
4 号炉	(約3,423MW)	平成 9 年 7 月 25 日
川内原子力発電所 1 号炉	(約2,660MW)	昭和59年 7 月 4 日
2 号炉	(約2,660MW)	昭和60年11月28日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。

また、営業運転開始以来、計6基の原子力発電所において、約50年運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、玄海原子力発電所において平成15年には1号、2号、3号及び4号炉共用の固体廃棄物貯蔵庫の増設、平成16年には1号、2号、3号及び4号炉共用の使用済樹脂貯蔵タンク増設、平成25年には3号炉及び4号炉の重大事故等対処施設等の設計及び工事を順次実施している。

また、耐震安全性向上工事として、1号炉及び2号炉の蓄圧タンク、2号炉のよう素除去薬品タンク、格納容器スプレイ冷却器、3号炉及び4号炉の排気筒について設計及び工事を実施している。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水の設備改造を検討し、対策工事を実施している。

また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、大容量空冷式発電機、高圧発電機車、仮設ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転及び保守に関する社内規定の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事に関する保守経験を継続的に積み上げている。

また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

さらに、重大事故等への対応の検討、対策の実施及び訓練の実施により経験や知識を継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る同等及び類似の設計及び運転等の経験を十分に有している。

#### 4. 品質保証活動

当社における品質保証活動は、原子力の安全を確保するために、設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」及び「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同解釈」に基づき、保安規定第3条（品質マネジメントシステム計画）を定め、この品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含んだ「原子力発電所品質マニュアル（要則）」（以下「品質マニュアル（要則）」という。）を定め、品質マネジメントシステム（健全な安全文化を育成し、及び維持する活動、関係法令の遵守に係る活動を含む。）を確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行っている。

本変更に係る設計及び運転等の各段階における品質保証活動は、この品質マネジメントシステムに基づき品質保証活動を行う体制を適切に構築し、実施していることを以下に示す。

##### (1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、品質マニュアル（要則）に基づく社内規定及びこれらの文書の中で明確にした記録で構成する文書体系を構築し、実施している。品質保証活動に係る規定文書体系を第



5.3図に示す。

品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者とし、実施部門である原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門、玄海原子力発電所、資材調達部門、原子燃料部門、原子力地域コミュニケーション部門及び監査部門である原子力監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）で構築している。

社長は、品質マネジメントシステムを構築し、実施し、その有効性を継続的に改善することの責任と権限を有し、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、品質方針を定め、要員が、健全な安全文化を育成し及び維持することに貢献できるようにするとともに、原子力の安全を確保することの重要性が組織内に周知され、認識されることを確実にしている。

各業務を主管する組織の長は、品質方針に従い、品質保証活動の計画、実施、監視測定、分析、評価及び改善を行い、その活動結果について、実施部門の品質マネジメントシステム管理責任者である原子力発電本部長及び監査部門の品質マネジメントシステム管理責任者である原子力監査室長がマネジメントレビューに用いる情報として社長へ報告している。

各業務を主管する組織の長は、個別業務の実施に際して、個別業務等要求事項を満足するように定めた社内規定に基づき、責任をもって個別業務を実施し、個別業務等要求事項への適合及び品質保証活動の実効性を実証するために必要な記録を作成し管理している。

原子力監査室長は、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、監査結果を社長へ報告している。

社長は、報告されたマネジメントレビューに用いる情報の内容を基にマネジメントレビューを実施し、品質保証活動の改善に必要な措置を示す。

本店の原子力品質保証委員会では、実施部門に共通する品質マネジメントシステムの運用に関する事項及びマネジメントレビューに用いる情報について審議している。また、玄海原子力発電所の品質保証委員会では、発電所が所掌する品質マネジメントシステムの運用に関する事項及び発電所におけるマネジメントレビューに用いる情報について審議している。

これらの審議の結果、保安に影響があると判断した場合は、別途、原子力発電安全委員会又は玄海原子力発電所安全運営委員会を開催し、その内容を審議し、その審議結果は、業務へ反映させている。

## (2) 設計及び運転等の品質保証活動

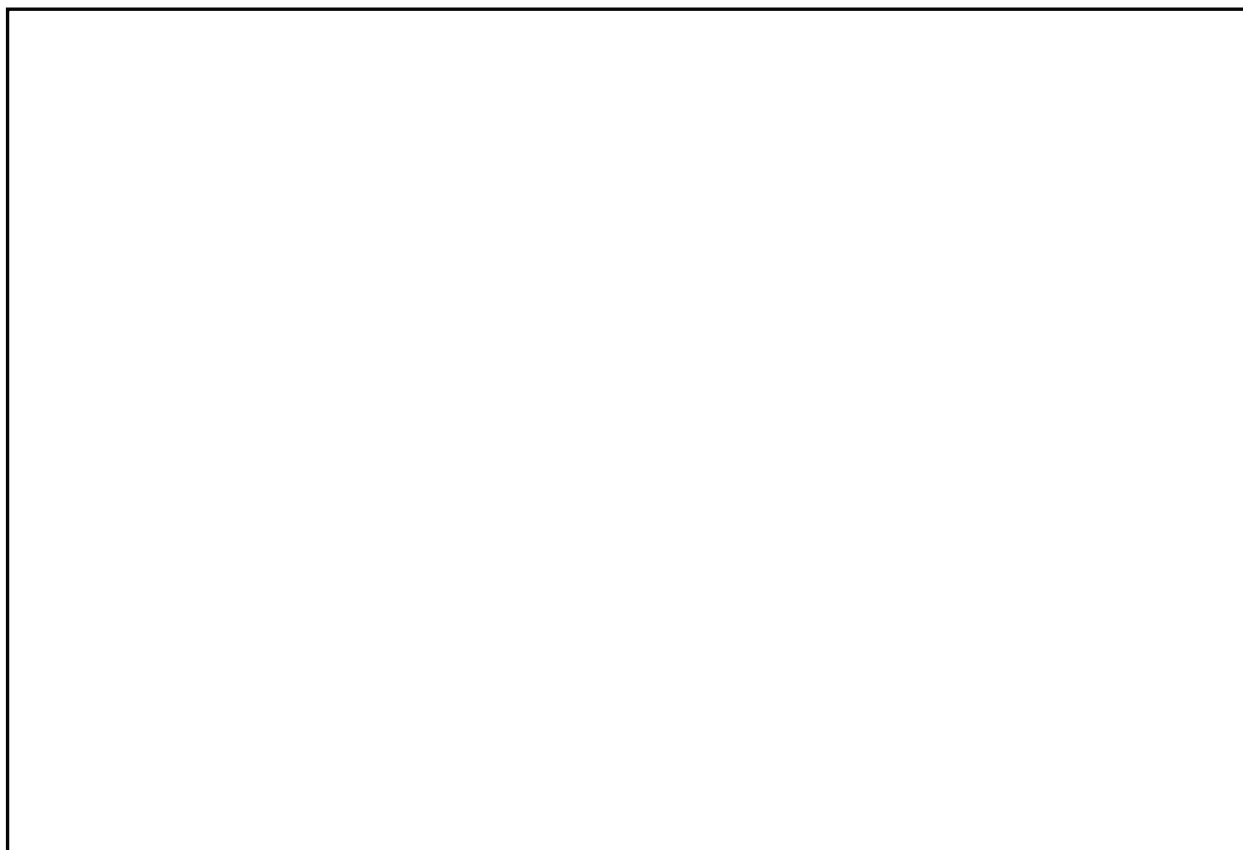
実施部門の各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアル（要則）に従い、その重要度に応じて実施している。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう調達物品等要求事項を提示し、製品及び役務の重要度に応じた調達管理を行うとともに、調達物品等が調達物品等要求事項を満足していることを、調達物品等の検証により確認している。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、解析業務に係る調達物品等要求事項を追加して調達管理を行っている。

実施部門の各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアル（要則）に従い、関係法令等の個別業務等要求事項を満足するよう個別業務を計画し、実施し、評価を

行い、継続的に改善している。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理している。

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を明確化した上で、原子力の安全に及ぼす影響に応じた是正処置を実施している。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう調達物品等要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認している。

上記のとおり、品質マニュアル（要則）を定めた上で、品質保証活動に必要な文書を定め、調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、監視測定、分析、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 5. 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社社員研修所及び原子力発電所等において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社原子力訓練センターのほか、国内の原子力関係機関（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努めている。

また、玄海原子力発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容及び教育時間等について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育・訓練を実施する。

## 6. 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のう

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ち、発電用原子炉施設の工事又は施設管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する者の中から、職務遂行能力を考慮した上で発電用原子炉毎に選任する。

発電用原子炉主任技術者は、職位を原子炉保安監理担当とし、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、社長が選任し配置することにより、発電所長からの解任等を考慮する必要がなく、保安上必要な場合は運転に従事する者（発電所長を含む。）へ必要な指示を行うことができる。

発電用原子炉主任技術者が他の職位と兼務する場合は、その職位を発電用原子炉施設の運転に直接権限を有しておらず、自らの職務と発電用原子炉主任技術者の職務である保安の監督との直接的な関連がない職位とすることで、相反性を確実に排除できる。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす課長以上から選任し、職務遂行に万全を期している。

運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、発電用原子炉施設の運転を担当する当直の責任者である当直課長の職位としている。

第 5.1 表 原子力発電本部及びテクニカルソリューション統括本部  
における技術者の人数

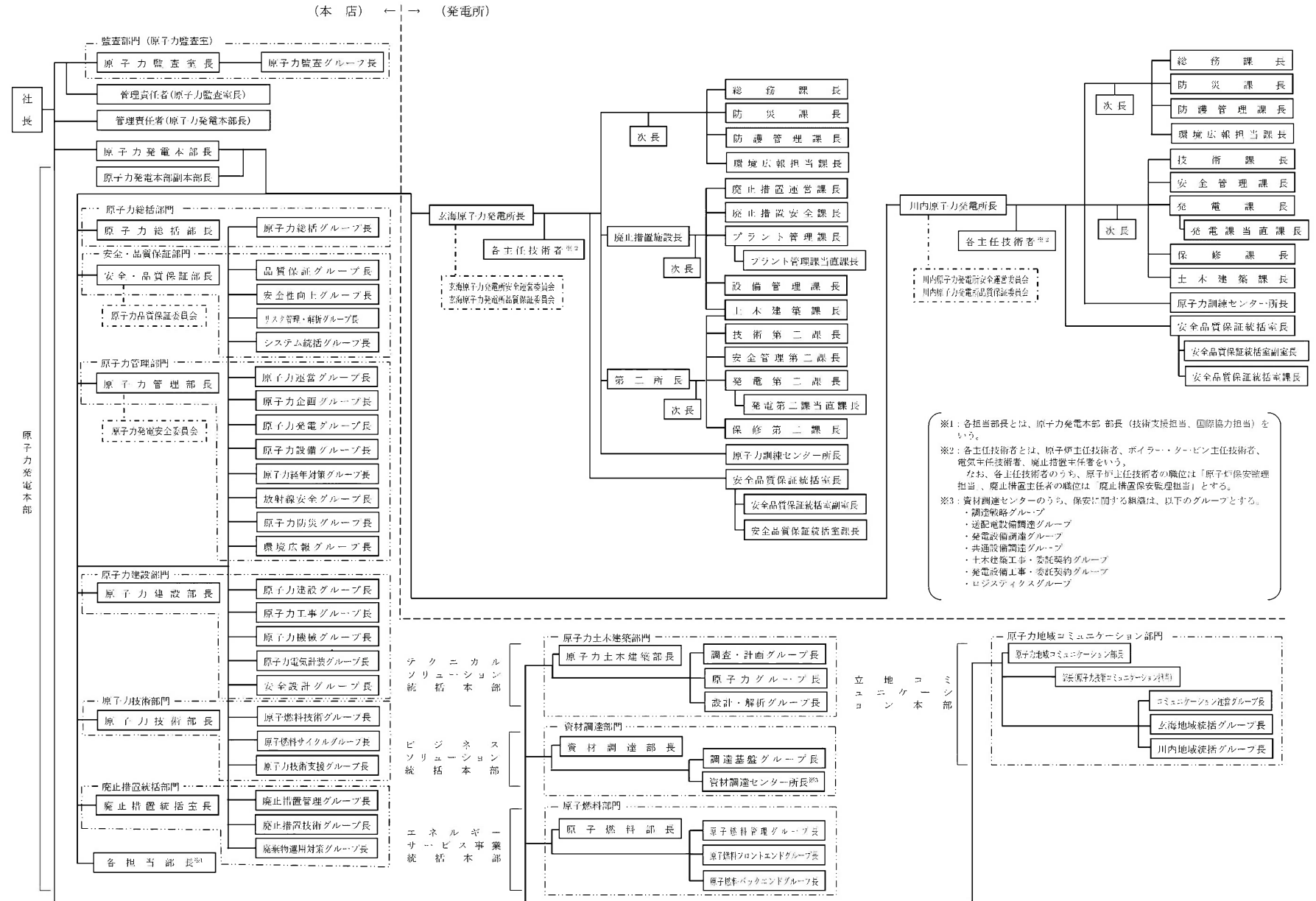
(令和 4 年 8 月 1 日現在)

		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数	技術者のうち有資格者の人数				
				発電用原子炉主任技術者有資格者の人数	第 1 種放射線取扱主任者有資格者の人数	主任技術者有資格者の人数	第 1 種ボイラー・タービン格者の人数	第 1 種電気主任技術者有資格者の人数
本店	原子力管理部門	82	54 (54)	2	15	5	5	0
	原子力建設部門	41	17 (17)	2	5	3	7	0
	原子力技術部門	26	12 (12)	2	5	1	3	0
	安全・品質保証部門	40	18 (16)	5	12	2	3	0
	廃止措置統括部門	20	12 (12)	0	3	1	0	0
	原子力土木建築部門	44	20 (20)	0	0	0	0	0
玄海原子力発電所		546	146 (145)	7	31	9	4	20

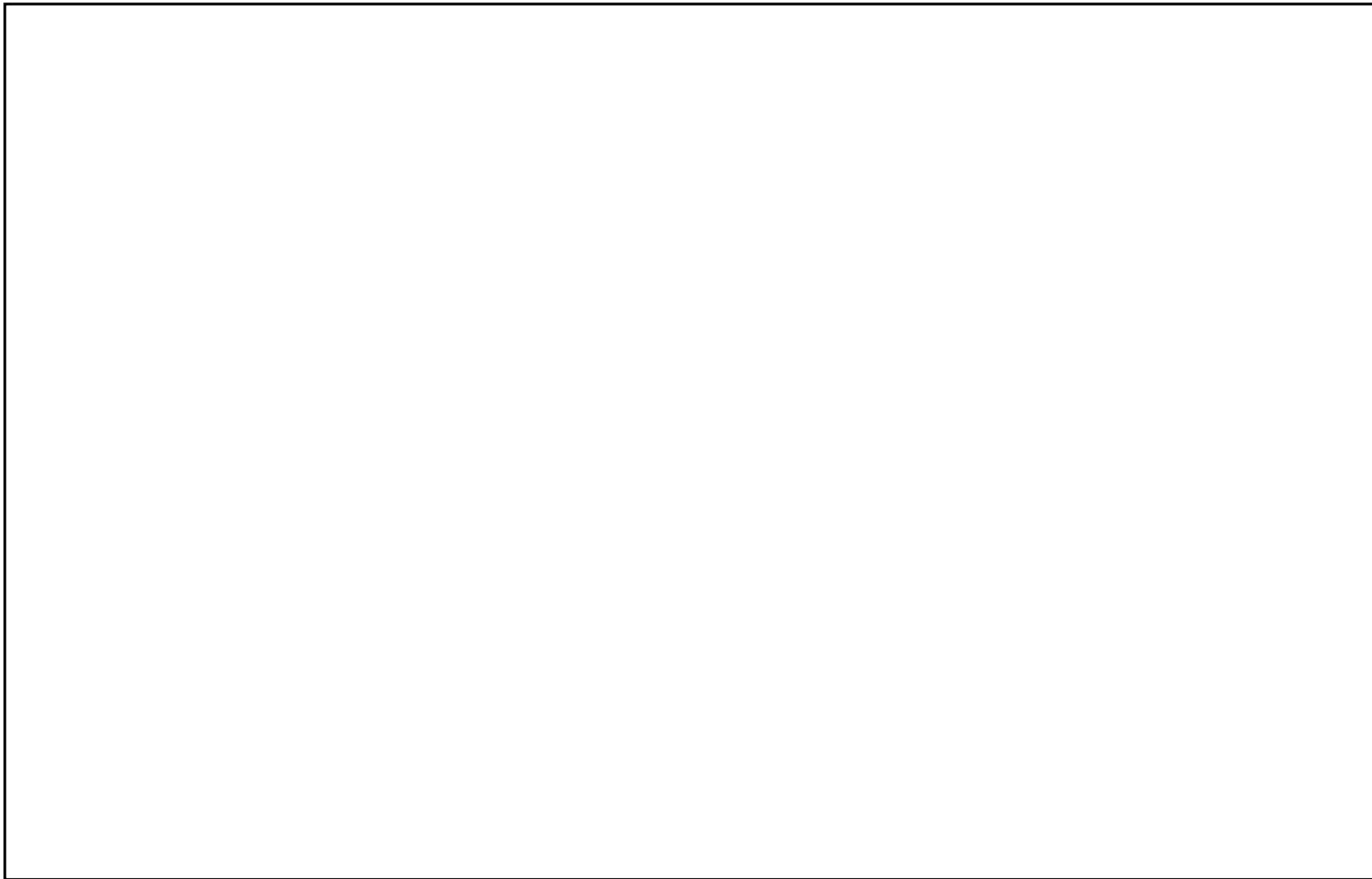
注：( ) 内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

なお、本表における原子力発電本部は、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門及び玄海原子力発電所であり、テクニカルソリューション統括本部は、原子力土木建築部門を示す。

(令和4年8月1日現在)



第 5.1 図 原子力関係組織



第 5.2 図 原子力防災組織



: 防護上の観点から公開できません



(令和4年8月1日現在)



\* ( ) は担当箇所

第 5.3 図 品質保証活動に係る規定文書体系

## 別添 3

### 添 付 書 類 六

変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、  
水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって、設置変更許可  
を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書  
類六の記述のうち、下記内容を変更又は追加する。

#### 記

( 3 号 炉 )

7. 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 25 年 7 月 12 日申請）に係る  
気象、地盤、水理、地震、社会環境等

7.2 気 象

7.2.3 敷地における観測結果

7.2.4 安全解析に使用する気象条件

7.2.4.1 観測期間の気象データの代表性の検討

7.2.4.2 大気拡散の計算に使用する放出源の有効高さ

7.2.4.3 平常運転時の線量評価に使用する気象条件

7.2.4.4 設計基準事故時の線量評価に使用する気象条件

7.2.5 参考文献

## 表

第 7.2.3.1 表 (1)	同一風向の継続時間別出現回数
第 7.2.3.1 表 (2)	同一風向の継続時間別出現回数
第 7.2.3.2 表 (1)	低風速 (0.5～2.0m / s) の同一風向継続時間別出現回数
第 7.2.3.2 表 (2)	低風速 (0.5～2.0m / s) の同一風向継続時間別出現回数
第 7.2.3.3 表	大気安定度別風向出現率
第 7.2.3.4 表	大気安定度の継続時間別出現回数
第 7.2.4.1 表 (1)	棄却検定表 (風向)
第 7.2.4.1 表 (2)	棄却検定表 (風速分布)
第 7.2.4.1 表 (3)	棄却検定表 (風向)
第 7.2.4.1 表 (4)	棄却検定表 (風速分布)
第 7.2.4.2 表	平常運転時の線量評価に用いる排気筒有効高さ (風洞実験結果)
第 7.2.4.3 表	事故時の線量評価に用いる排気筒有効高さ(風洞 実験結果)
第 7.2.4.4 表	風向出現頻度及び風向別大気安定度別観測回数
第 7.2.4.5 表	風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均
第 7.2.4.6 表 (1)	事故時の方位別 $\chi / Q$ 、 $D / Q$ 及び実効放出継続 時間
第 7.2.4.6 表 (2)	事故時の線量評価に用いる $\chi / Q$ 、 $D / Q$ 及び実 効放出継続時間

図

第 7.2.3.1 図	年間の風配図
第 7.2.3.2 図(1)	月別風配図
第 7.2.3.2 図(2)	月別風配図
第 7.2.3.2 図(3)	月別風配図
第 7.2.3.2 図(4)	月別風配図
第 7.2.3.2 図(5)	月別風配図
第 7.2.3.2 図(6)	月別風配図
第 7.2.3.3 図	低風速時(0.5～2.0m/s)の風配図(年間)
第 7.2.3.4 図	風速別出現頻度及び風速別出現頻度累積(年間)
第 7.2.3.5 図(1)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図(2)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図(3)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図(4)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図(5)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図(6)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.6 図	年間大気安定度別風配図(標高 70m、地上高 45m)
第 7.2.3.7 図	年間及び月別の大気安定度出現頻度
第 7.2.3.8 図	風向別の大気安定度出現頻度
第 7.2.4.1 図(1)	方位別相対濃度( $\chi/Q$ )の累積出現頻度[原子炉冷却材喪失(設計基準事故時)、排気筒放出分]
第 7.2.4.1 図(2)	方位別相対濃度( $\chi/Q$ )の累積出現頻度[原子炉冷却材喪失(設計基準事故時)、地上放出分]

- 第 7.2.4.1 図 (3) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下]
- 第 7.2.4.1 図 (4) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、排気筒放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (5) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、地上放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (6) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (7) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (8) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下、放射性気体廃棄物処理施設の破損]
- 第 7.2.4.1 図 (9) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、排気筒放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (10) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、地上放出分]

(4号炉)

7. 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月12日申請）に係る  
気象、地盤、水理、地震、社会環境等

## 7.2 気 象

7.2.3 敷地における観測結果

7.2.4 安全解析に使用する気象条件

7.2.4.1 観測期間の気象データの代表性の検討

7.2.4.2 大気拡散の計算に使用する放出源の有効高さ

7.2.4.3 平常運転時の線量評価に使用する気象条件

7.2.4.4 設計基準事故時の線量評価に使用する気象条件

7.2.5 参考文献

## 表

第 7.2.3.1 表 (1)	同一風向の継続時間別出現回数
第 7.2.3.1 表 (2)	同一風向の継続時間別出現回数
第 7.2.3.2 表 (1)	低風速 (0.5～2.0m / s) の同一風向継続時間別出現回数
第 7.2.3.2 表 (2)	低風速 (0.5～2.0m / s) の同一風向継続時間別出現回数
第 7.2.3.3 表	大気安定度別風向出現率
第 7.2.3.4 表	大気安定度の継続時間別出現回数
第 7.2.4.1 表 (1)	棄却検定表 (風向)
第 7.2.4.1 表 (2)	棄却検定表 (風速分布)
第 7.2.4.1 表 (3)	棄却検定表 (風向)
第 7.2.4.1 表 (4)	棄却検定表 (風速分布)
第 7.2.4.2 表	平常運転時の線量評価に用いる排気筒有効高さ (風洞実験結果)
第 7.2.4.3 表	事故時の線量評価に用いる排気筒有効高さ(風洞 実験結果)
第 7.2.4.4 表	風向出現頻度及び風向別大気安定度別観測回数
第 7.2.4.5 表	風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均
第 7.2.4.6 表 (1)	事故時の方位別 $\chi / Q$ 、 $D / Q$ 及び実効放出継続 時間
第 7.2.4.6 表 (2)	事故時の線量評価に用いる $\chi / Q$ 、 $D / Q$ 及び実 効放出継続時間

図

第 7.2.3.1 図	年間の風配図
第 7.2.3.2 図 (1)	月別風配図
第 7.2.3.2 図 (2)	月別風配図
第 7.2.3.2 図 (3)	月別風配図
第 7.2.3.2 図 (4)	月別風配図
第 7.2.3.2 図 (5)	月別風配図
第 7.2.3.2 図 (6)	月別風配図
第 7.2.3.3 図	低風速時 (0.5～2.0m / s) の風配図 (年間)
第 7.2.3.4 図	風速別出現頻度及び風速別出現頻度累積 (年間)
第 7.2.3.5 図 (1)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図 (2)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図 (3)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図 (4)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図 (5)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.5 図 (6)	月別の風速別出現頻度分布
第 7.2.3.6 図	年間大気安定度別風配図 (標高 70m、地上高 45m)
第 7.2.3.7 図	年間及び月別の大気安定度出現頻度
第 7.2.3.8 図	風向別の大気安定度出現頻度
第 7.2.4.1 図 (1)	方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]
第 7.2.4.1 図 (2)	方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]



- 第 7.2.4.1 図 (3) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下]
- 第 7.2.4.1 図 (4) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、排気筒放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (5) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、地上放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (6) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (7) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (8) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下、放射性気体廃棄物処理施設の破損]
- 第 7.2.4.1 図 (9) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、排気筒放出分]
- 第 7.2.4.1 図 (10) 方位別相対線量 ( $D / Q$ ) の累積出現頻度 [制御棒飛び出し、地上放出分]

(3号炉)

7. 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月12日申請）に係る気象、地盤、水理、地震、社会環境等

## 7.2 気 象

### 7.2.3 敷地における観測結果

2016年1月から2016年12月までの1年間の敷地における観測結果を以下に記す。

#### (1) 風向出現頻度

玄海観測所A、玄海観測所Bにおける年間及び月別の風配図を第7.2.3.1図及び第7.2.3.2図(1)～第7.2.3.2図(6)に示す。

玄海観測所Aは、春季から夏季は西から西南西及び北東から東北東の風が多い。秋季は、北東から東北東の風が多く、冬季は西から西北西の風が多い。

玄海観測所Bは玄海観測所Aに類似している。

#### (2) 低風速時(0.5～2.0m/s)の風向出現分布

玄海観測所A、玄海観測所Bにおける低風速時の風配図を第7.2.3.3図に示す。

玄海観測所A、玄海観測所Bにおける年間の北東～南南西風向(以下「陸からの風」という。)の出現率は、それぞれ66.1%及び59.2%となっており、南西～北北東風向(以下「海からの風」という。)の出現率は、それぞれ33.9%及び40.8%となり、陸からの風が海からの風より多くなっている。

#### (3) 同一風向継続時間

玄海観測所A及び玄海観測所Bにおける年間の同一風向の継続時間回数を第7.2.3.1表(1)、(2)に示す。

長く続きやすい風向は玄海観測所A、玄海観測所Bともに北東であり、最も長い継続時間の風向は、玄海観測所A、玄海観測所Bともに西北西である。

各風向とも継続時間 7 時間以内がほとんどで、全体では97%を占めている。

また、低風速 (0.5~2.0 m/s) の場合は、第7.2.3.2表(1)、(2)に示すように、3時間以内がほとんどであるが、まれに4時間を超えて継続することがある。

#### (4) 風速出現頻度

玄海観測所 A、玄海観測所 Bにおける年間及び月別の風速別出現頻度を第7.2.3.4図及び第7.2.3.5図(1)~第7.2.3.5図(6)に示す。

年間でみると玄海観測所 Aでは、風速階級 1、2、3での出現頻度が多くなっている。

また、玄海観測所 Bにおける風速階級は、玄海観測所 Aよりも1階級大きい方にずれており、排気筒高さでの風速の方が大きいことがわかる。

第7.2.3.1図及び第7.2.3.4図に示すように、玄海観測所 A及び玄海観測所 Bにおける低風速階級(風速階級 0 と 1)の年間出現頻度はそれぞれ35%、9%で、静穏(0.5 m/s 未満)の年間出現頻度はそれぞれ4.4%、1.2%である。

なお、風速階級の分類は次の風速範囲による。

風速階級	風速範囲 (m/s)
0 (静穏)	≤ 0.4
1	0.5~1.4
2	1.5~2.4
3	2.5~3.4
4	3.5~4.4
5	4.5~5.4

6	5.5～6.4
7	6.5～7.4
8	7.5～8.4
9	8.5～9.4
10	9.5≦

(5) 風向別平均風速

玄海観測所 A、玄海観測所 B における年間の風向別平均風速を第 7.2.3.1 図の年間の風配図に示す。

玄海観測所 A は西よりの風、玄海観測所 B は北東及び西よりの風が強く出ている。

陸からの風（北東～南南西）の平均風速は、玄海観測所 A で 2.2 m/s、玄海観測所 B で 4.8 m/s、海からの風（南西～北北東）の平均風速は、玄海観測所 A で 3.9 m/s、玄海観測所 B で 5.9 m/s となっている。

また、排気筒高さを代表する玄海観測所 B における年平均風速は 5.2 m/s、年間の風速の中央値は 4.5 m/s となっている。

(6) 大気安定度の出現頻度

玄海観測所 A における風速、玄海観測所 B における日射量及び放射収支量の観測データをもとに「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って大気安定度を分類した。

観測期間中における年間の大気安定度別風配図を第 7.2.3.6 図に、年間及び月別、風向別の大気安定度の出現頻度を第 7.2.3.7 図及び第 7.2.3.8 図に、大気安定度別風向出現頻度を第 7.2.3.3 表に示す。

年間の出現頻度は、A 型～C 型が 24.5%、D 型が 46.8%、E 型

～G型が28.5%となっている。

風向別では、A型～C型は北～北東及び西南西～西の風の時、E型～G型は東～南南東の風の時に多く現れる。

(7) 同一大気安定度の継続時間

大気安定度別の継続時間別出現回数を第7.2.3.4表に示す。

a. 大気安定度A型～C型

A型～C型が10時間以上継続する場合は16.9%で、残りは9時間以内である。

b. 大気安定度D型

最も出現が多いのは、継続時間1時間の場合であり、10時間以上継続する場合は13.1%で、残りは9時間以内である。

c. 大気安定度E型～G型

E型～G型が10時間以上継続する場合は26.5%で、残りは9時間以内である。

(8) 気象からみた敷地の環境

敷地における気象観測データを解析した結果によると、敷地の気象からみた環境は、次のような特徴があげられる。

a. 陸からの風の回数は、海からの風の回数より多い。特に大気安定度がE、F、G型の場合、70%以上の風が陸からの風で占められており、海からの風の回数が著しく少なくなっている。

b. 陸からの風と海からの風を比較した場合、海からの風の方が強い。

c. 同一風向が連続して吹く時間は、7時間以内で終わる場合がほとんどである。低風速の継続時間は、3時間以内がほとんどであるが、まれに4時間を超えて継続することがある。

d. 大気安定度は、D型の出現頻度が多い。

#### 7.2.4 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件について、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき、以下のとおり検討を行った。

##### 7.2.4.1 観測期間の気象データの代表性の検討

安全解析に使用する2016年1月から2016年12月の1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうか統計的手法により定量的検定を行った。

すなわち、風向出現頻度及び風速階級別出現頻度について、玄海観測所A（E L + 37m）と玄海観測所B（E L + 70m）における10年間（2010年1月～2015年12月及び2017年1月～2020年12月）の資料を用いて、この1年間の資料との間に有意な差があるかどうかを、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定した。棄却検定表を第7.2.4.1表(1)～(4)に示す。

検定の結果、2地点とも棄却（有意水準5%）された項目はないので安全解析に使用した観測期間が異常年でなく、十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

さらに、この観測期間における気象資料の欠測率については、排気筒放出に係る気象資料で2.6%、地上放出に係る気象資料で1.6%となっている。

したがって、安全解析においては、2016年1月から2016年12月の1年間における敷地を代表する地上風の風向、風速として玄海観測所A（E L + 37m）の気象資料を、また排気筒放出に係る高所の風の風向、風速として玄海観測所B（E L + 70m）の気象資料を使用する。



#### 7.2.4.2 大気拡散の計算に使用する放出源の有効高さ

原子炉施設上部の排気筒より放出される放射性物質が敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当たって、大気拡散の計算に使用する放出源の有効高さは、建屋及び敷地周辺の地形の影響を考慮するため、以下のような風洞実験<sup>(1)</sup>により求める。

平常運転時の線量評価に用いる放出源の有効高さについては、縮尺 1 / 2,000 の建屋及び敷地周辺の地形模型を用い、排気筒高さに吹き上げ高さを加えた高さからガスを排出し、風下地点における地表濃度を測定する。その模型実験で得られた地表濃度の値が、平地実験による地表濃度の値に相当する放出源高さを、排気筒有効高さとする。

排気筒高さは設計では G L + 55 m であるが、以上の風洞実験により、平常運転時の線量評価に用いる排気筒有効高さは第 7.2.4.2 表のとおりとする。

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失及び制御棒飛び出しの線量評価に用いる放出源の有効高さについては、排気筒からの吹き上げを考慮せずに上記と同様の風洞実験を行い、排気筒有効高さは第 7.2.4.3 表のとおりとする。また、放射性気体廃棄物処理施設の破損、燃料集合体の落下及び蒸気発生器伝熱管破損では地上放出とし、並びに原子炉冷却材喪失及び制御棒飛び出しの地上放出分について、放出源の有効高さは 0 m とする。

#### 7.2.4.3 平常運転時の線量評価に使用する気象条件

発電所の平常運転時に放出される放射性気体廃棄物の敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当たっては、玄海観測所 A 及び玄海観測所 B における2016年1月から2016年12月までの1年間の風向、風速及び大気安定度の観測データから以下に示すパラメータを求め、これを用いる。

##### (1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均は次式により計算する。

$$S_{ds} = \sum_{i=1}^{N_k} \frac{\delta_i}{U_i}$$
$$\overline{S}_{ds} = \frac{1}{N_{ds}} \cdot S_{ds}$$

$S_{ds}$  : 風向別大気安定度別風速逆数の総和 (s/m)

$\overline{S}_{ds}$  : 風向別大気安定度別風速逆数の平均 (s/m)

$N_k$  : 年間の観測回数 (回/y)

$U_i$  : 時刻 i における風速 (m/s)

$\delta_i$  : 時刻 i において風向 d、大気安定度 s の場合

$\delta_i = 1$ 、その他の場合  $\delta_i = 0$

$N_{ds}$  : 風向 d、大気安定度 s の観測回数 (回/y)

##### (2) 風向出現頻度

風向出現頻度は次式により計算する。

$$f_d = \sum_{i=1}^{N_k} \frac{\delta_i}{N_k} \times 100$$

$$f_{dT} = f_d + f_{d'} + f_{d''}$$

$f_d$  : 風向  $d$  の出現頻度 (%)

$N_k$  : 年間の観測回数 (回 / y)

$\delta_i$  : 風向が  $d$  の場合  $\delta_i = 1$ 、その他の場合  
 $\delta_i = 0$

$f_{d'}$ 、 $f_{d''}$  : 風向  $d$  に隣接する風向  $d'$ 、 $d''$  の出現頻度 (%)

$f_{dT}$  : 風向  $d$ 、 $d'$ 、 $d''$  の出現頻度の和 (%)

なお、静穏 (風速  $0.5\text{m/s}$  未満) の場合には、風速は  $0.5\text{m/s}$  とし、風向は風速  $0.5\sim 2.0\text{m/s}$  の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

また、欠測を除いた期間について得られた統計は、欠測期間についても成り立つものとし、1年間に基準化する。

以上の計算から求めた  $f_d$ 、 $f_{dT}$ 、 $N_{ds}$  を第7.2.4.4表に、 $S_{ds}$ 、 $\overline{S_{ds}}$  を第7.2.4.5表に示す。

#### 7.2.4.4 設計基準事故時の線量評価に使用する気象条件

発電所の設計基準事故時に放出される放射性物質が、敷地周辺の公衆に及ぼす影響を評価するに当たって、放射性物質の拡散状態を推定するのに必要な気象条件については、現地における出現度数からみて、これより悪い条件がめったに現れないと言えるものを選ばなければならない。

そこで、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度 ( $x/Q$ ) を、玄海観測所 A 及び玄海観測所 B における2016年1月から2016年12月までの1年間の観測データを使用して推定した。すなわち、次式に示すように風向、風速、大気安定度及び実効放出継続時間を

考慮した  $\chi / Q$  を求め、方位別にその値の小さい方から大きい方へ累積度数を求め、年間のデータ数に対する出現頻度 (%) で表わすことにする。横軸に  $\chi / Q$  値を、縦軸に累積出現頻度を取り、着目方位ごとに  $\chi / Q$  値の累積出現頻度分布を書き、この分布から、累積出現頻度が 97% に当たる  $\chi / Q$  値を方位別に求め、そのうち陸側方位で最大のものを安全解析に使用する相対濃度とする。

ただし、 $\chi / Q$  の計算の着目地点は、各方位とも炉心から最短距離となる敷地及び地役権設定地域等の境界外（以下「敷地等境界外」という。）とする。

$$\chi / Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi / Q)_i \cdot \delta_i$$

$\chi / Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $s / m^3$ )

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi / Q)_i$  : 時刻 i における相対濃度 ( $s / m^3$ )

$\delta_i$  : 時刻 i において風向が当該方位にあるとき

$$\delta_i = 1$$

時刻 i において風向が他の方位にあるとき

$$\delta_i = 0$$

ここで、原子炉冷却材喪失（排気筒放出分）及び制御棒飛び出し（排気筒放出分）での  $(\chi / Q)_i$  の計算に当たっては、次により行う。

短時間放出の場合、

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right)$$

長時間放出の場合、

$$(\chi / Q)_i = \frac{2.032}{\sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right)$$

$\sigma_{yi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の  $y$  方向の拡がりのパラメータ  
(m)

$\sigma_{zi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の  $z$  方向の拡がりのパラメータ  
(m)

$U_i$  : 時刻  $i$  における風速 (m/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)

$x$  : 放出点から着目地点までの距離 (m)

また、放射性気体廃棄物処理施設の破損、燃料集合体の落下及び蒸気発生器伝熱管破損並びに原子炉冷却材喪失（地上放出分）及び制御棒飛び出し（地上放出分）での  $(\chi / Q)_i$  の計算に当たっては、建屋等の影響を考慮して次により行う。

短時間放出の場合、

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma y_i \cdot \Sigma z_i \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \Sigma z_i^2}\right)$$

長時間放出の場合、

$$(\chi / Q)_i = \frac{2.032}{\sum z_i \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sum z_i^2}\right)$$

$$\sum y_i = (\sigma y_i^2 + C \cdot A / \pi)^{1/2}$$

$$\sum z_i = (\sigma z_i^2 + C \cdot A / \pi)^{1/2}$$

C : 形状係数

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)

方位別  $\chi / Q$  の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を 0.5 m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間としては、各事故について  $\chi / Q$  はよう素の、また、 $D / Q$  は希ガスの、それぞれ事故期間中の全放出量を 1 時間あたりの最大放出量で除して求めた第 7.2.4.6 表(1)に示す値を用いる。

また、建屋等の風向方向の投影面積としては、計算の便宜上最小投影面積 4,300 m<sup>2</sup> を使用し、形状係数としては 0.5 を用いる。

ただし、 $\sum y_i$ 、 $\sum z_i$  の算出にあたっては、建屋等の影響を保守的に制限する。

なお、想定する事故時の放射性雲からの  $\gamma$  線による空気カーマについては  $\chi / Q$  の代わりに空間濃度分布と  $\gamma$  線による空気カーマ計算モデルを組み合わせた  $D / Q$  (相対線量、 $\gamma$  線エネルギー 0.5 MeV 換算) を用いて同様に求める。

以上の方法により陸側方位について求めた方位別  $\alpha / Q$  及び  $D / Q$  の累積出現頻度を第7.2.4.1図(1)～第7.2.4.1図(10)に示す。

また、累積出現頻度が97%に当たる方位別  $\alpha / Q$  及び  $D / Q$  を第7.2.4.6表(1)に示す。

このうち、各事故の線量評価に用いる  $\alpha / Q$  及び  $D / Q$  は、3号炉の陸側方位のうち線量が最大となる値を使用する。ただし、設計基準事故のうち、原子炉冷却材喪失及び制御棒飛び出しの線量評価に用いる  $\alpha / Q$  及び  $D / Q$  は、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの  $\gamma$  線による線量を考慮して線量が最大となる値を使用する。(添付書類十「3. 設計基準事故の解析」参照)

以上の各事故の線量評価に用いる  $\alpha / Q$ 、 $D / Q$  及び着目方位を第7.2.4.6表(2)に示す。

#### 7.2.5 参考文献

- (1) 「風洞実験報告書（玄海原子力発電所）」

MHI-NES-1074 改1

三菱重工業、令和4年



第7.2.3.1表(1) 同一風向の継続時間別出現回数

玄海観測所A (E L +37m)  
統計期間：2016年 1月～2016年12月

継続時間 風向	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10h 以上	備 考
	10h以上の継続時間 (h)										
N	115	40	7	3	1	1	2	0	0	0	
NNE	126	43	13	8	1	2	0	0	0	0	
NE	226	81	50	27	34	26	8	4	4	14	10 10 10 11 11 12 12 12 13 14 17 18 19 24 (4.0)
ENE	275	103	48	30	12	6	3	3	2	6	10 10 12 13 14 16 (4.0)
E	247	66	25	7	1	1	5	2	0	2	10 11 (3.1)
ESE	224	78	22	3	1	4	1	1	1	0	
SE	192	43	13	8	3	1	0	1	0	0	
SSE	158	34	11	10	8	4	3	0	1	6	10 11 11 11 13 13 (2.6)
S	142	51	23	8	1	4	4	1	1	2	10 12 (1.9)
SSW	131	30	6	2	0	0	0	0	0	0	
SW	110	31	10	5	0	1	1	0	0	1	10 (1.5)
WSW	159	43	9	9	5	1	2	1	3	3	10 10 15 (5.6)
W	169	55	40	23	13	16	10	5	9	12	10 10 10 10 11 11 11 13 13 17 19 25 (8.8)
WNW	149	43	27	10	8	7	3	6	5	10	10 10 10 11 11 12 13 14 16 26 (7.4)
NW	118	34	15	8	5	3	2	0	0	2	10 11 (2.3)
NNW	117	39	7	1	2	0	0	0	0	0	
静 穏	206	41	17	8	1	1	0	0	0	0	

注) ( ) は10h以上継続したときの平均風速 (m/s)

欠測率：0.9%

第7.2.3.1表(2) 同一風向の継続時間別出現回数

玄海観測所B (E L +70m)

統計期間：2016年 1月～2016年12月

継続時間 風向	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10h 以上	備 考	
	10h以上の継続時間 (h)											
N	144	40	9	10	3	4	0	0	0	1	10	(3.5)
NNE	195	48	22	9	10	6	2	0	0	2	10 18	(10.0)
NE	241	86	50	31	20	22	6	10	6	24	10 11 11 11 12 12 12 12 13 14 14 15 15 15 15 15 16 16 16 16 17 18 18 21	(8.9)
ENE	255	87	43	30	13	10	4	6	0	8	10 10 10 10 11 11 13 16	(6.2)
E	197	54	23	9	5	3	2	1	0	2	11 13	(5.4)
ESE	131	43	6	4	1	0	0	1	0	0		
SE	114	28	11	4	0	0	0	0	0	0		
SSE	155	43	14	8	6	3	2	1	0	1	11	(6.6)
S	185	55	40	16	11	5	4	7	0	5	10 10 12 12 13	(5.8)
SSW	208	61	23	11	4	2	1	1	0	1	10	(3.4)
SW	178	43	29	12	2	3	1	1	2	3	10 10 18	(6.8)
WSW	137	42	11	15	2	2	2	2	2	2	12 13	(9.8)
W	157	48	25	21	9	12	2	3	2	7	10 10 10 10 10 15 18	(10.5)
WNW	118	42	29	12	11	9	4	5	0	8	10 10 10 11 11 12 12 29	(11.6)
NW	105	20	10	8	2	0	1	1	0	0		
NNW	119	30	13	8	5	1	0	2	1	0		
静 穏	76	11	1	0	0	0	0	0	0	0		

注) ( ) は10h以上継続したときの平均風速 (m/s)

欠測率：1.1%

第7.2.3.2表(1) 低風速 (0.5~2.0m/s) の同一風向継続時間別出現回数

玄海観測所A (E L +37m)

統計期間：2016年1月~2016年12月

風向 \ 継続時間	1	2	3	4 h 以上
N	105	37	4	2
NNE	108	30	10	3
NE	213	55	30	21
ENE	193	34	17	2
E	192	51	5	5
ESE	219	60	14	6
SE	177	29	10	8
SSE	160	25	10	14
S	144	46	20	14
SSW	118	28	3	2
SW	87	16	6	1
WSW	95	7	1	1
W	83	27	5	2
WNW	97	14	2	1
NW	133	25	9	8
NNW	108	33	4	2

第7.2.3.2表(2) 低風速 (0.5~2.0m/s) の同一風向継続時間別出現回数

玄海観測所B (E L +70m)

統計期間：2016年1月~2016年12月

風向 \ 継続時間	1	2	3	4 h 以上
N	63	2	1	1
NNE	54	5	0	0
NE	76	4	2	0
ENE	84	5	0	0
E	91	5	2	0
ESE	66	12	1	0
SE	52	6	1	0
SSE	73	3	0	0
S	96	8	1	2
SSW	82	8	0	2
SW	77	9	1	1
WSW	58	7	0	0
W	60	6	3	0
WNW	28	5	1	0
NW	31	1	0	0
NNW	48	3	0	0

第7.2.3.3表 大気安定度別風向出現率

玄海観測所B (E L + 70m)  
統計期間：2016年1月～2016年12月

大気安定度 風 向	A	B	C	D	E	F	G
N	22.4	6.4	0.4	2.6	1.8	2.9	4.1
NNE	32.9	9.9	1.6	4.7	2.1	4.9	4.6
N E	13.7	28.5	24.4	14.3	27.7	16.5	9.5
ENE	0.4	5.9	18.0	12.4	24.2	17.1	9.0
E	0.4	2.1	2.6	6.1	10.0	15.4	7.0
ESE	0.0	1.8	0.2	2.5	4.7	8.1	5.7
S E	0.0	0.8	0.7	2.7	1.8	4.3	4.5
SSE	0.4	1.7	2.6	5.1	4.1	5.8	6.8
S	6.9	9.9	1.3	6.5	2.9	4.1	15.3
SSW	4.0	5.3	1.8	3.9	1.8	2.0	14.0
S W	1.1	5.6	7.1	5.3	4.1	3.2	8.7
WSW	2.5	4.5	10.4	6.3	0.9	0.9	1.8
W	2.2	6.8	18.0	10.8	1.8	0.3	1.2
WNW	1.1	3.9	8.4	11.5	5.3	1.7	0.7
N W	3.3	2.6	1.8	2.5	4.7	5.8	2.1
NNW	8.7	4.4	0.7	2.6	2.1	7.0	5.0
TOTAL	100	100	100	100	100	100	100

欠測率：2.6%

- 注) 1. 単位 %  
 2. 大気安定度は玄海観測所Aの風速によって求め、玄海観測所Bの風向によって分類した。  
 3. 0.5m/s未満の大気安定度出現回数は玄海観測所Bにおける0.5m/s～2.0m/sの風向出現率にしたがって各方向に配分した。  
 4. 大気安定度A-B、B-C及びC-D型は、それぞれB、C及びD型と安定側に計上して統計処理を行った。

第7.2.3.4表 大気安定度の継続時間別出現回数

玄海観測所A (E L +37m)

統計期間：2016年 1月～2016年12月

継続時間 大気 安定度	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10h 以上
A	69 (54.3)	23 (18.1)	11 ( 8.7)	4 ( 3.1)	8 ( 6.3)	8 ( 6.3)	4 ( 3.1)			
B	168 (34.0)	105 (21.3)	113 (22.9)	37 ( 7.5)	36 ( 7.3)	20 ( 4.0)	7 ( 1.4)	4 ( 0.8)	4 ( 0.8)	
C	217 (65.8)	54 (16.4)	25 ( 7.6)	17 ( 5.2)	10 ( 3.0)	4 ( 1.2)	2 ( 0.6)	1 ( 0.3)		
D	333 (39.3)	183 (21.6)	83 ( 9.8)	43 ( 5.1)	31 ( 3.7)	24 ( 2.8)	11 ( 1.3)	17 ( 2.0)	11 ( 1.3)	111 (13.1)
E	168 (71.2)	48 (20.3)	9 ( 3.8)	8 ( 3.4)	1 ( 0.4)	1 ( 0.4)	1 ( 0.4)			
F	148 (68.5)	35 (16.2)	21 ( 9.7)	3 ( 1.4)	4 ( 1.9)	3 ( 1.4)	2 ( 0.9)			
G	154 (35.0)	59 (13.4)	48 (10.9)	25 ( 5.7)	33 ( 7.5)	18 ( 4.1)	15 ( 3.4)	16 ( 3.6)	17 ( 3.9)	55 (12.5)

A+B+C	96 (24.6)	26 ( 6.6)	29 ( 7.4)	20 ( 5.1)	27 ( 6.9)	35 ( 9.0)	29 ( 7.4)	25 ( 6.4)	38 ( 9.7)	66 (16.9)
E+F+G	118 (25.9)	58 (12.7)	46 (10.1)	23 ( 5.0)	22 ( 4.8)	15 ( 3.3)	21 ( 4.6)	14 ( 3.1)	18 ( 3.9)	121 (26.5)

欠測率：1.6%

注) 1. ( ) 内の数値は%

2. 大気安定度は玄海観測所Aの風速によって求めた。

第7.2.4.1表(1) 棄却検定表 (風向)

観測場所：玄海観測所A (標高37m、地上高10m) (%)

統計年 風向	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2016	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.91	4.78	4.28	3.32	3.67	3.14	2.35	2.03	2.05	2.00	3.25	2.91	5.95	0.55	○
NNE	4.50	4.07	2.69	2.44	3.09	3.63	2.37	2.71	2.75	2.52	3.08	3.45	4.83	1.33	○
NE	11.68	9.84	13.30	10.44	14.17	15.51	9.25	12.80	12.89	11.72	12.16	14.81	16.82	7.50	○
ENE	4.69	6.61	11.39	7.98	10.08	9.84	10.65	10.99	11.51	10.27	9.40	11.25	14.75	4.05	○
E	8.20	7.73	7.07	6.41	6.96	8.26	5.63	6.83	6.82	7.09	7.10	6.49	8.99	5.21	○
ESE	6.56	5.79	6.16	4.89	5.95	6.30	5.51	6.63	6.38	6.43	6.06	5.87	7.34	4.78	○
SE	7.53	5.22	4.90	5.27	4.31	4.25	4.26	5.28	4.90	4.77	5.07	4.34	7.33	2.81	○
SSE	6.32	5.10	4.48	4.44	5.70	5.26	5.57	5.82	4.90	4.65	5.22	5.31	6.70	3.74	○
S	4.61	4.43	3.66	3.44	4.72	5.36	5.02	4.70	4.27	4.33	4.45	5.07	5.82	3.08	○
SSW	2.51	2.84	2.66	2.99	3.88	3.43	2.73	2.75	2.51	3.29	2.96	2.49	4.01	1.91	○
SW	7.32	7.16	5.98	10.67	4.41	2.60	3.61	3.00	3.18	4.07	5.20	2.81	11.27	-0.87	○
WSW	3.11	3.59	3.58	5.02	4.46	3.83	5.74	4.25	4.91	6.04	4.45	4.86	6.74	2.16	○
W	9.97	8.72	8.65	11.29	9.39	10.55	12.29	12.33	13.62	14.47	11.13	11.52	15.93	6.33	○
WNW	10.10	11.41	9.06	9.98	7.09	8.76	9.82	7.43	6.13	7.14	8.69	7.87	12.69	4.69	○
NW	3.86	5.73	6.09	4.43	4.10	4.16	5.07	4.67	4.10	4.31	4.65	3.92	6.42	2.88	○
NNW	1.27	1.54	1.92	1.54	1.83	2.00	2.45	3.14	3.00	2.62	2.13	2.64	3.65	0.61	○
CALM	2.84	5.45	4.12	5.42	6.20	3.13	7.69	4.64	6.08	4.29	4.99	4.39	8.50	1.48	○

第7.2.4.1表(2) 棄却検定表 (風速分布)

観測場所：玄海観測所A (標高37m、地上高10m) (%)

統計年 風速 分布(m/s)	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2016	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.84	5.45	4.12	5.42	6.20	3.13	7.69	4.64	6.08	4.29	4.99	4.39	8.50	1.48	○
0.5~1.4	31.41	33.03	30.96	31.91	31.10	31.18	29.73	34.15	35.55	31.91	32.09	30.23	36.14	28.04	○
1.5~2.4	30.90	26.16	26.21	23.66	25.60	25.12	24.32	25.61	22.85	25.18	25.56	26.05	30.69	20.43	○
2.5~3.4	15.08	14.65	16.67	14.77	14.45	15.97	13.17	12.61	13.76	14.60	14.57	14.66	17.43	11.71	○
3.5~4.4	7.62	7.74	8.46	8.68	8.43	9.50	8.82	7.96	7.63	8.31	8.32	8.23	9.74	6.90	○
4.5~5.4	3.77	4.46	4.37	5.19	4.70	5.14	5.27	4.56	4.43	4.81	4.67	5.42	5.75	3.59	○
5.5~6.4	2.65	2.90	2.76	2.96	2.86	2.59	3.14	2.84	2.59	3.17	2.85	3.25	3.34	2.36	○
6.5~7.4	1.80	2.34	1.71	2.22	1.87	1.59	2.04	1.75	2.02	2.25	1.96	1.87	2.56	1.36	○
7.5~8.4	1.22	1.38	1.45	1.98	1.31	1.47	1.36	1.42	1.57	1.40	1.46	1.10	1.95	0.97	○
8.5~9.4	0.91	0.97	1.21	1.14	1.14	1.29	1.21	1.11	1.29	1.07	1.13	1.13	1.42	0.84	○
9.5~	1.79	0.93	2.06	2.06	2.35	3.02	3.24	3.36	2.23	2.99	2.40	3.68	4.19	0.61	○



第7.2.4.1表(3) 棄却検定表 (風向)

観測場所：玄海観測所B (標高70m、地上高45m) (%)

統計年 風向	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2016	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.64	5.01	4.41	3.67	4.62	3.62	4.13	4.30	4.37	4.05	4.28	3.91	5.30	3.26	○
NNE	5.67	6.16	5.75	5.04	5.33	5.65	5.28	5.74	7.52	5.83	5.80	6.00	7.42	4.18	○
NE	15.57	14.37	17.97	14.15	18.84	17.11	11.98	16.56	16.55	15.17	15.83	16.58	20.61	11.05	○
ENE	7.11	7.65	9.58	7.41	9.40	11.11	10.67	9.75	8.72	8.49	8.99	11.17	12.20	5.78	○
E	5.88	5.65	6.08	5.65	5.72	7.09	4.53	5.77	5.47	6.03	5.79	5.74	7.28	4.30	○
ESE	2.80	2.53	2.48	1.88	2.83	3.02	2.58	3.41	3.03	3.14	2.77	3.04	3.78	1.76	○
SE	3.18	2.12	2.80	2.28	2.49	2.36	1.95	2.37	2.52	2.16	2.42	2.52	3.26	1.58	○
SSE	4.54	3.69	3.84	3.40	3.65	3.80	4.13	4.52	4.52	4.39	4.05	4.56	5.05	3.05	○
S	10.53	9.42	8.57	9.23	9.34	7.70	8.99	7.96	8.73	8.86	8.93	8.12	10.81	7.05	○
SSW	5.56	5.94	4.77	7.49	5.78	6.03	7.89	6.59	6.34	6.94	6.33	5.76	8.53	4.13	○
SW	7.00	7.06	5.16	8.91	6.60	5.43	7.23	5.77	5.85	6.81	6.58	5.73	9.18	3.98	○
WSW	4.15	4.44	3.97	4.98	4.71	4.02	5.34	4.15	4.57	4.67	4.50	4.71	5.55	3.45	○
W	8.32	9.29	7.90	11.33	6.71	8.57	7.50	7.61	8.72	9.58	8.55	7.69	11.63	5.47	○
WNW	7.39	7.09	7.20	7.34	5.74	6.97	7.89	7.35	5.15	6.86	6.90	7.13	8.86	4.94	○
NW	3.52	4.30	3.90	3.02	3.84	3.53	4.02	2.87	2.52	2.83	3.44	2.67	4.85	2.03	○
NNW	2.26	3.43	3.65	2.84	2.86	2.92	4.29	3.74	3.83	3.53	3.34	3.52	4.76	1.92	○
CALM	1.88	1.85	1.96	1.37	1.54	1.07	1.59	1.54	1.60	0.65	1.51	1.16	2.45	0.57	○

第7.2.4.1表(4) 棄却検定表 (風速分布)

観測場所：玄海観測所B (標高70m、地上高45m) (%)

統計年 風速 分布(m/s)	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2016	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.88	1.85	1.96	1.37	1.54	1.07	1.59	1.54	1.60	0.65	1.51	1.16	2.45	0.57	○
0.5~1.4	7.59	6.81	6.28	7.62	6.30	7.43	5.99	7.25	7.94	6.13	6.93	7.87	8.63	5.23	○
1.5~2.4	11.88	10.69	10.75	10.36	9.95	11.88	10.51	12.65	11.43	10.02	11.01	12.41	13.15	8.87	○
2.5~3.4	14.92	14.23	14.61	13.89	13.46	14.88	14.51	14.72	14.14	13.28	14.26	14.24	15.62	12.90	○
3.5~4.4	14.31	14.61	13.17	13.95	14.61	14.45	15.83	13.78	14.68	14.66	14.41	14.03	16.06	12.76	○
4.5~5.4	10.91	11.98	12.31	12.34	13.70	12.39	12.72	11.55	12.16	13.45	12.35	11.29	14.29	10.41	○
5.5~6.4	8.51	9.58	10.31	9.53	10.49	8.78	10.66	9.10	9.72	11.32	9.80	9.72	11.90	7.70	○
6.5~7.4	7.28	7.66	8.08	7.98	7.70	7.60	7.92	6.68	7.27	8.13	7.63	8.21	8.69	6.57	○
7.5~8.4	5.51	6.20	6.01	6.25	6.05	5.90	5.93	5.52	6.26	6.23	5.99	5.85	6.65	5.33	○
8.5~9.4	4.53	4.53	4.82	4.62	4.51	4.38	4.22	4.12	5.43	4.91	4.61	3.91	5.50	3.72	○
9.5~	12.67	11.86	11.69	12.09	11.68	11.25	10.11	13.09	9.36	11.21	11.50	11.30	14.13	8.87	○

第7.2.4.2表 平常運転時の線量評価に用いる排気筒有効高さ（風洞実験結果）

風 向	ユニット	各地点での排気筒有効高さ（m）	
		周辺監視区域境界	敷地境界
S S W	1	50	50
	2	45	45
S W	1	55	55
	2	45	45
	3	50	50
	4	45	45
W S W	1	50	50
	2	30	30
	3	45	45
	4	50	50
W	1	25	35
	2	25	25
	3	40	40
	4	55	60
W N W	1	25	30
	2	25	30
	3	50	55
	4	40	45
N W	1	25	30
	2	25	30
	3	70	70
	4	65	70
N N W	1	40	45
	2	30	35
	3	55	55
	4	55	55
N	1	35	35
	2	35	35
	3	60	60
	4	65	65
N N E	1	45	50
	2	35	35

第7.2.4.3表 事故時の線量評価に用いる排気筒有効高さ（風洞実験結果）

風 向	排気筒有効高さ (m)
	敷地等境界
SW	30
WSW	40
W	35
WNW	45
NW	45
NNW	30
N	35

第7.2.4.4表 風向出現頻度及び風向別大気安定度別観測回数

玄海観測所A (E L + 37m) (注1)

玄海観測所B (E L + 70m)

統計期間：2016年 1月～2016年12月

風 向	風向出現頻度(%)		風向別大気安定度別出現回数 Nds (回)					
	f d	f d <sup>(注2)</sup>	A	B	C	D	E	F <sup>(注3)</sup>
N	3.9	13.6	64	82	2	106	6	86
NNE	6.1	26.6	93	127	9	194	7	101
NE	16.6	34.1	39	367	137	589	96	230
ENE	11.4	33.9	1	76	101	511	84	225
E	5.8	20.4	1	27	14	252	35	181
ESE	3.2	11.6	0	23	1	104	16	132
SE	2.6	10.4	0	10	4	111	6	98
SSE	4.6	15.5	1	22	14	211	14	144
S	8.3	18.8	20	128	7	268	10	292
SSW	5.9	20.1	11	68	10	162	6	263
SW	5.9	16.6	3	72	40	219	14	170
WSW	4.8	18.4	7	57	58	258	3	35
W	7.7	19.4	6	88	101	446	6	23
WNW	7.0	17.2	3	51	47	471	19	19
NW	2.6	13.2	9	33	10	102	16	60
NNW	3.6	10.2	25	57	4	106	7	116

欠測率：2.6%

- 注) 1. 風向は玄海観測所B、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Aのデータを使用した。
2. 着目風向及びその隣接2風向の出現頻度の和。
3. 大気安定度FはGを含む。

第7.2.4.5表 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

玄海観測所A (E L + 37m) (注1)

玄海観測所B (E L + 70m)

統計期間：2016年 1月～2016年12月

風 向	風向別大気安定度別風速逆数の総和 $S_{ds}$ 及び平均 $\overline{S}_{ds}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F (注2)	
	$S_{ds}$	$\overline{S}_{ds}$	$S_{ds}$	$\overline{S}_{ds}$	$S_{ds}$	$\overline{S}_{ds}$	$S_{ds}$	$\overline{S}_{ds}$	$S_{ds}$	$\overline{S}_{ds}$	$S_{ds}$	$\overline{S}_{ds}$
N	32.97	0.52	37.17	0.45	0.26	0.13	39.01	0.37	0.81	0.13	30.53	0.36
NNE	26.46	0.28	47.03	0.37	1.06	0.12	53.55	0.28	0.95	0.13	40.70	0.40
N E	10.15	0.26	96.67	0.26	17.67	0.13	112.42	0.19	12.24	0.13	78.77	0.34
ENE	0.45	0.41	24.92	0.33	18.06	0.18	140.39	0.28	15.74	0.19	89.49	0.40
E	1.10	0.99	17.71	0.65	4.06	0.28	97.10	0.39	8.25	0.24	86.60	0.48
ESE	0.15	2.00	18.16	0.80	0.37	0.36	48.99	0.47	4.06	0.25	77.85	0.59
S E	0.11	2.00	8.29	0.82	0.99	0.24	54.71	0.50	1.34	0.22	55.59	0.57
SSE	0.47	0.43	11.43	0.53	2.44	0.17	69.67	0.33	2.31	0.16	68.29	0.47
S	4.99	0.26	48.66	0.38	1.13	0.16	87.12	0.33	1.63	0.16	126.85	0.43
SSW	3.56	0.31	27.77	0.41	1.26	0.12	65.73	0.41	0.76	0.12	111.23	0.42
S W	1.51	0.48	31.65	0.44	6.09	0.15	73.24	0.33	2.22	0.15	88.18	0.52
WSW	5.15	0.71	34.35	0.60	9.73	0.17	64.27	0.25	0.55	0.18	27.94	0.79
W	4.97	0.80	45.41	0.52	22.48	0.22	76.85	0.17	1.48	0.24	27.00	1.16
WNW	3.02	0.97	28.58	0.56	12.54	0.27	69.59	0.15	3.78	0.21	10.55	0.56
N W	7.74	0.84	18.11	0.55	2.34	0.23	23.54	0.23	3.16	0.19	19.53	0.33
NNW	11.23	0.46	29.04	0.51	0.64	0.16	36.68	0.35	0.94	0.13	31.70	0.27

欠測率：2.6%

注) 1. 風向風速はともに玄海観測所B、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Aのデータを使用した。

2. 大気安定度FはGを含む。

第7.2.4.6表(1) 事故時の方位別  $\chi/Q$ 、 $D/Q$  及び実効放出継続時間

着目方位	事故の種類		原子炉冷却材喪失				蒸気発生器伝熱管破損 燃料集合体の落下 放射性気体廃棄物処理施設 の破損		制御棒飛び出し			
	$\chi/Q$ 又は $D/Q$		$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )		$D/Q$ (Gy/Bq)		$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$D/Q$ (Gy/Bq)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )		$D/Q$ (Gy/Bq)	
	実効放出継続時間		7 時間		31 時間		1 時間	1 時間	2 時間		14 時間	
	放出高さ		排気筒放出分	地上放出分	排気筒放出分	地上放出分	地上放出		排気筒放出分	地上放出分	排気筒放出分	地上放出分
NE	1.7×10 <sup>-5</sup>	5.4×10 <sup>-5</sup>	1.4×10 <sup>-19</sup>	3.0×10 <sup>-19</sup>	0	0	2.0×10 <sup>-5</sup>	3.3×10 <sup>-5</sup>	2.0×10 <sup>-19</sup>	3.7×10 <sup>-19</sup>		
ENE	7.1×10 <sup>-6</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	8.7×10 <sup>-20</sup>	2.5×10 <sup>-19</sup>	2.2×10 <sup>-5</sup>	2.4×10 <sup>-19</sup>	8.4×10 <sup>-6</sup>	2.5×10 <sup>-5</sup>	1.0×10 <sup>-19</sup>	2.9×10 <sup>-19</sup>		
E	8.9×10 <sup>-6</sup>	2.2×10 <sup>-5</sup>	8.4×10 <sup>-20</sup>	2.2×10 <sup>-19</sup>	2.0×10 <sup>-5</sup>	2.3×10 <sup>-19</sup>	1.1×10 <sup>-5</sup>	2.0×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-19</sup>	2.3×10 <sup>-19</sup>		
ESE	4.9×10 <sup>-6</sup>	2.9×10 <sup>-5</sup>	5.8×10 <sup>-20</sup>	1.7×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	2.3×10 <sup>-19</sup>	6.3×10 <sup>-6</sup>	2.2×10 <sup>-5</sup>	7.4×10 <sup>-20</sup>	2.3×10 <sup>-19</sup>		
SE	3.1×10 <sup>-6</sup>	5.5×10 <sup>-5</sup>	4.3×10 <sup>-20</sup>	2.8×10 <sup>-19</sup>	2.7×10 <sup>-5</sup>	3.7×10 <sup>-19</sup>	3.7×10 <sup>-6</sup>	5.0×10 <sup>-5</sup>	5.2×10 <sup>-20</sup>	3.7×10 <sup>-19</sup>		
SSE	9.7×10 <sup>-6</sup>	3.7×10 <sup>-5</sup>	8.2×10 <sup>-20</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	0	0	1.0×10 <sup>-5</sup>	1.4×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-19</sup>	2.6×10 <sup>-19</sup>		
S	7.1×10 <sup>-6</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	8.1×10 <sup>-20</sup>	1.9×10 <sup>-19</sup>	0	0	7.9×10 <sup>-6</sup>	2.0×10 <sup>-5</sup>	9.6×10 <sup>-20</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>		

(注) 原子炉冷却材喪失については、静的機器の単一故障を仮定した場合の解析では、排気筒放出分と地上放出分の合算の線量及び原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による線量を考慮して線量が最大となる着目方位NEの $\chi/Q$ として実効放出継続時間8時間の値及び $D/Q$ として実効放出継続時間31時間の値として、以下の値を用いる。

$\chi/Q$  : 1.7×10<sup>-5</sup> (s/m<sup>3</sup>) (排気筒放出分)

5.2×10<sup>-5</sup> (s/m<sup>3</sup>) (地上放出分)

$D/Q$  : 1.4×10<sup>-19</sup> (Gy/Bq) (排気筒放出分)

3.0×10<sup>-19</sup> (Gy/Bq) (地上放出分)

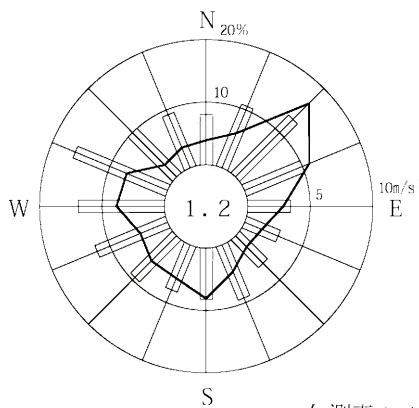
第7.2.4.6表(2) 事故時の線量評価に用いる  $\chi/Q$ 、  
D/Q 及び実効放出継続時間

事故の種類	実効放出継続時間 (h)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> ) または D/Q (Gy/Bq)		着目方位	
原子炉冷却材喪失	7	$\chi/Q$	排気筒放出分	$1.7 \times 10^{-5}$	NE
			地上放出分	$5.4 \times 10^{-5}$	
	31	D/Q	排気筒放出分	$1.4 \times 10^{-19}$	
			地上放出分	$3.0 \times 10^{-19}$	
蒸気発生器伝熱管破損 燃料集合体の落下	1	$\chi/Q$	$2.7 \times 10^{-5}$		SE
	放射性気体廃棄物処理施設の破損	1	D/Q	$3.7 \times 10^{-19}$	
制御棒飛び出し	2	$\chi/Q$	排気筒放出分	$2.0 \times 10^{-5}$	NE
			地上放出分	$3.3 \times 10^{-5}$	
	14	D/Q	排気筒放出分	$2.0 \times 10^{-19}$	
			地上放出分	$3.7 \times 10^{-19}$	

(注) D/Qは $\gamma$ 線エネルギーを0.5MeVとして計算したもの



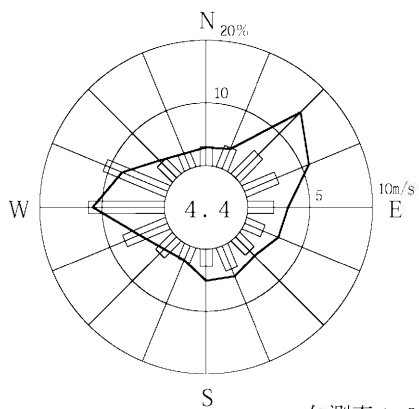
玄海観測所 B



欠測率：1.1%

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

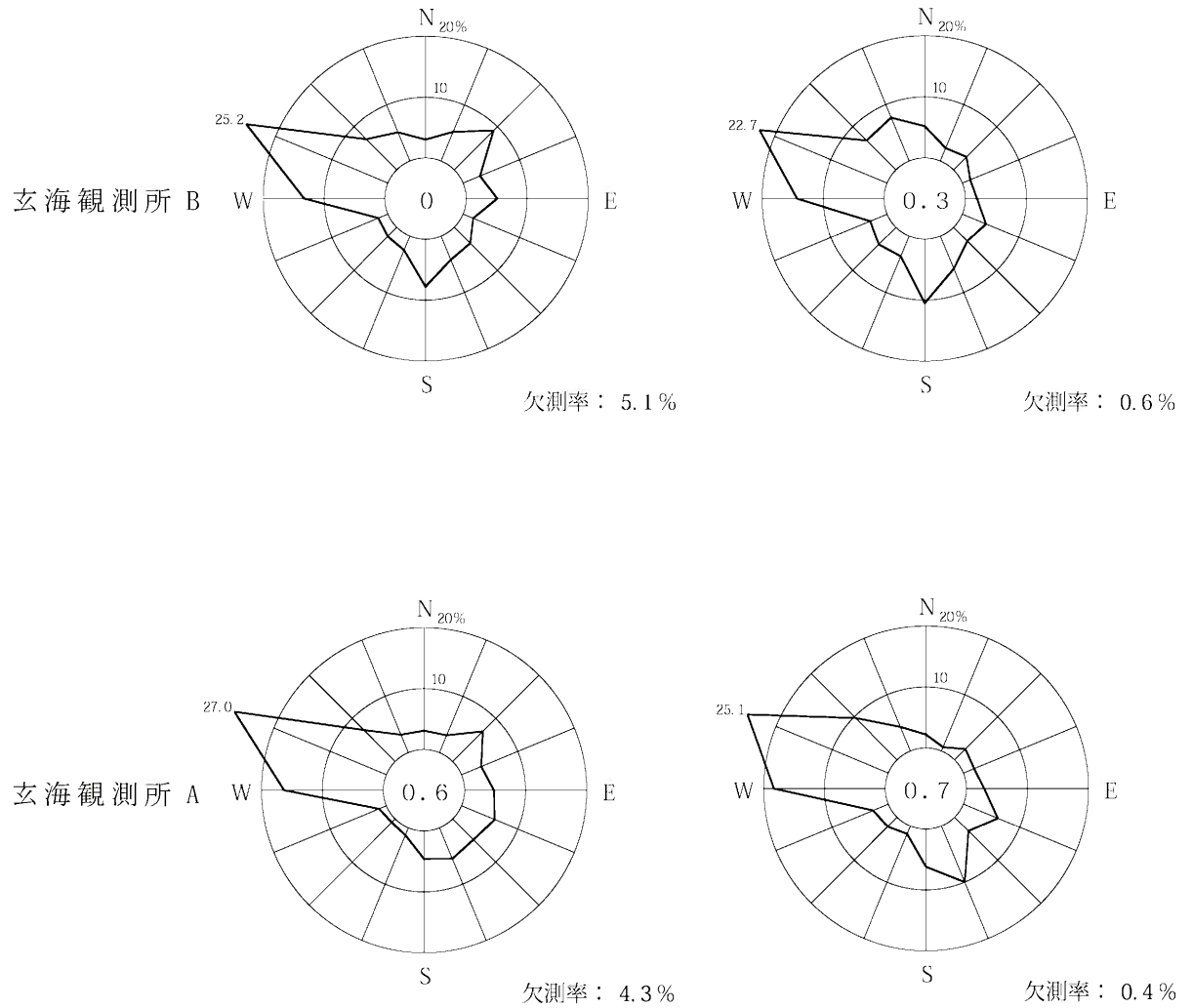
玄海観測所 A



欠測率：0.9%

— 風向出現頻度(%)  
□ 平均風速(m/s)  
統計期間 1年  
(2016年1月～2016年12月)

第7.2.3.1図 年間の風配図

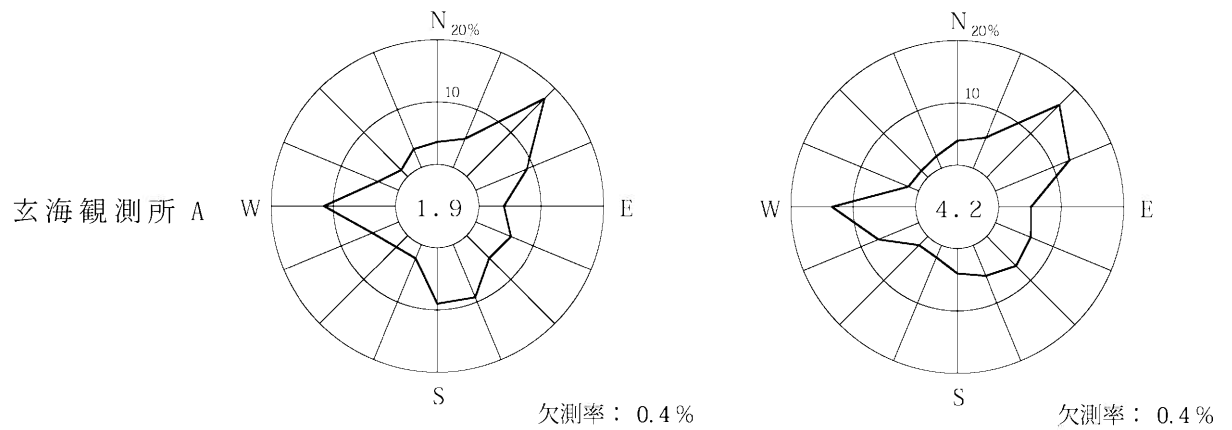
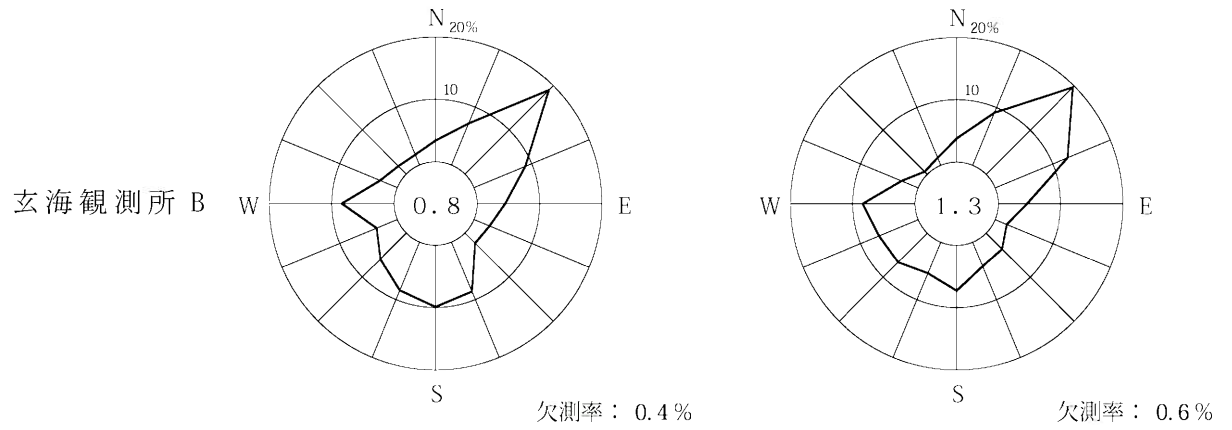


2016年1月

2月

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

第7.2.3.2図(1) 月別風配図

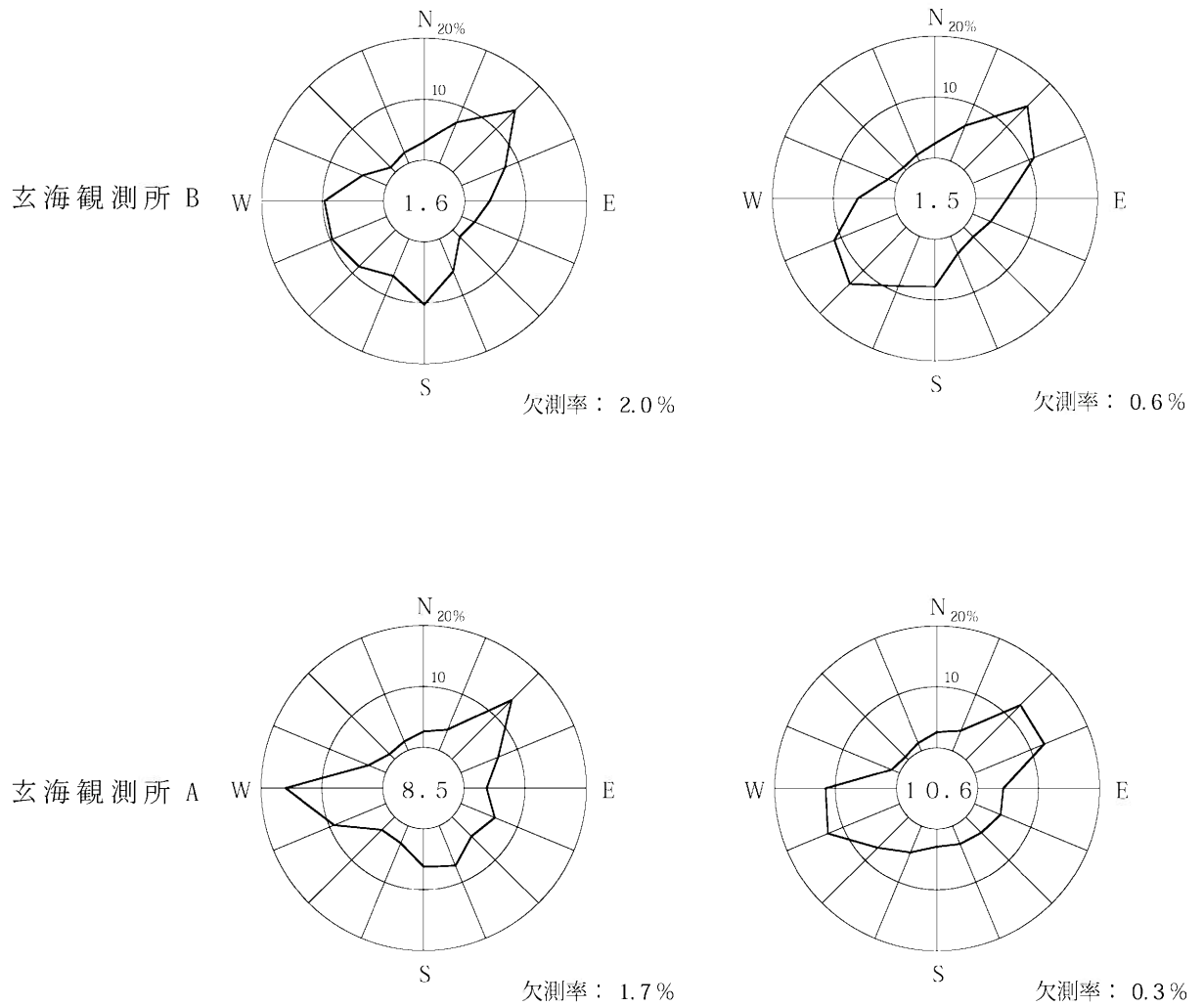


2016年3月

4月

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

第7.2.3.2図(2) 月別風配図

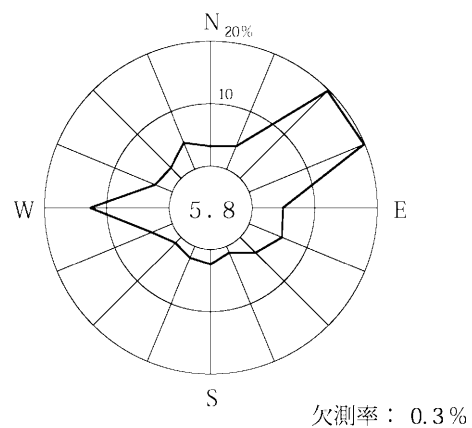
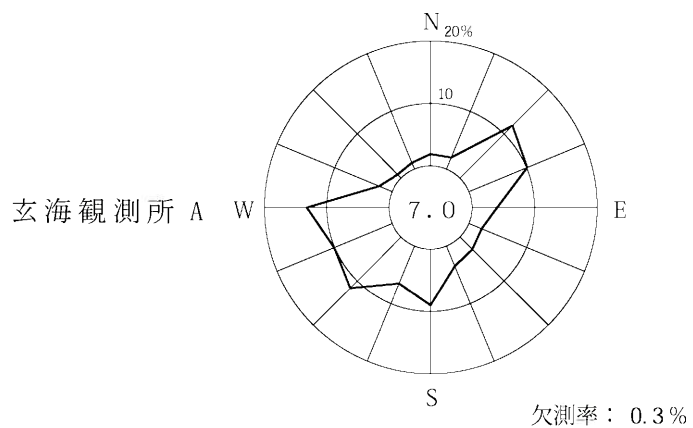
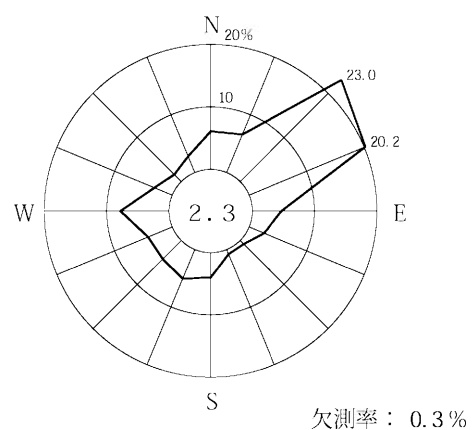
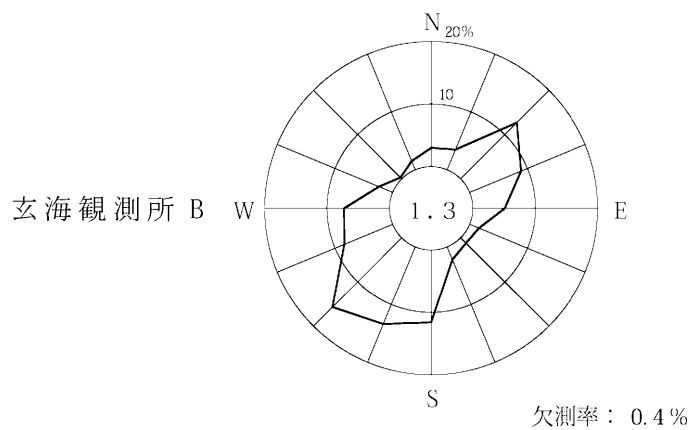


2016年5月

6月

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

第7.2.3.2図(3) 月別風配図

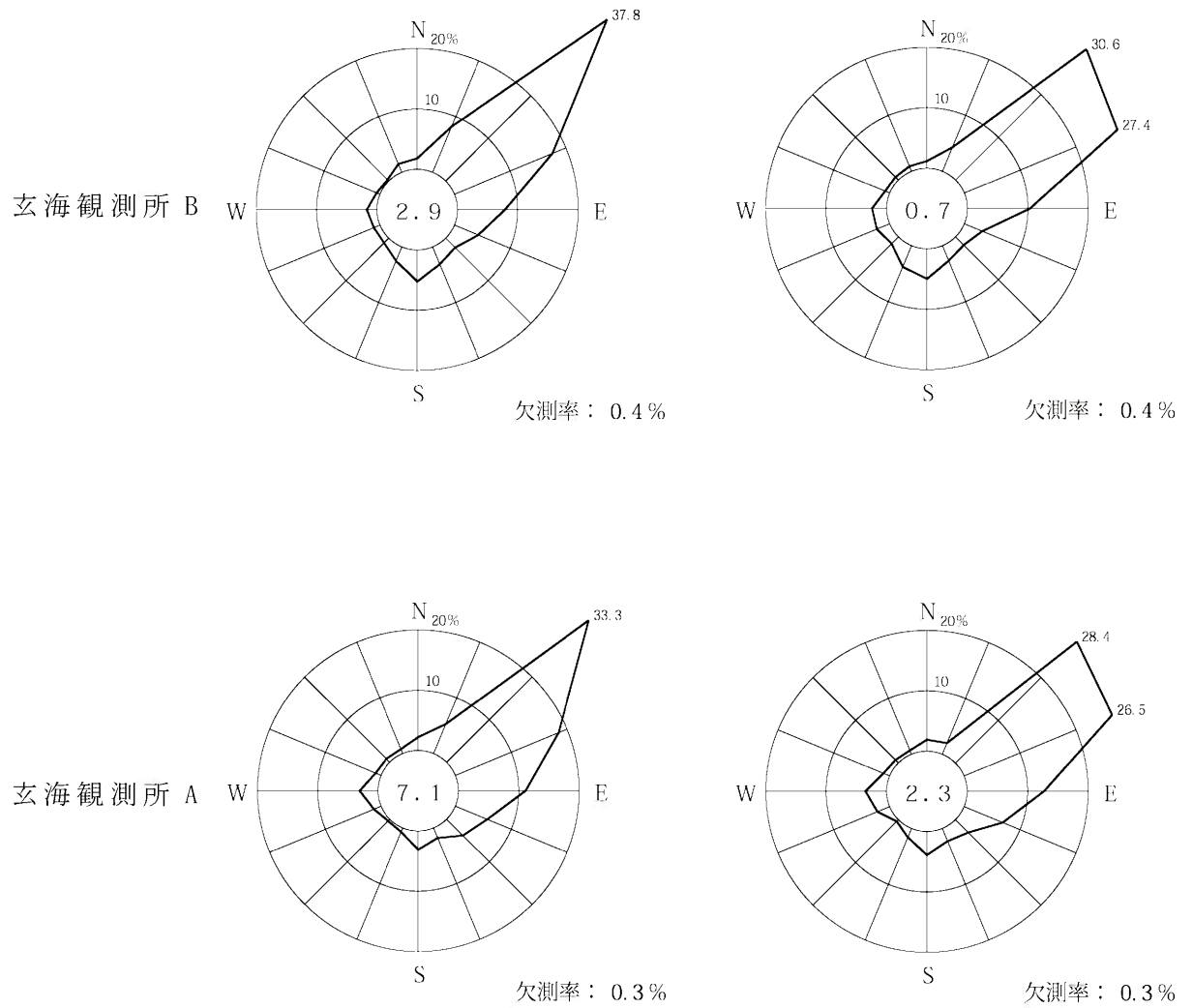


2016年7月

8月

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

第7.2.3.2図(4) 月別風配図

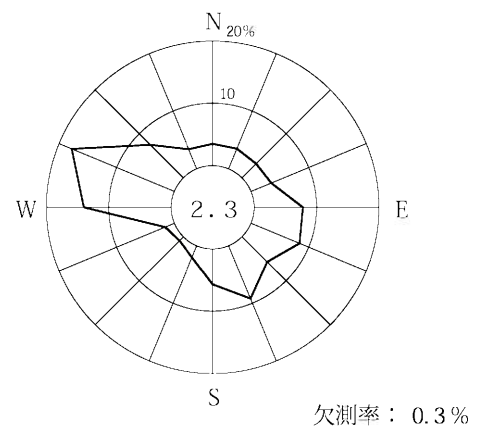
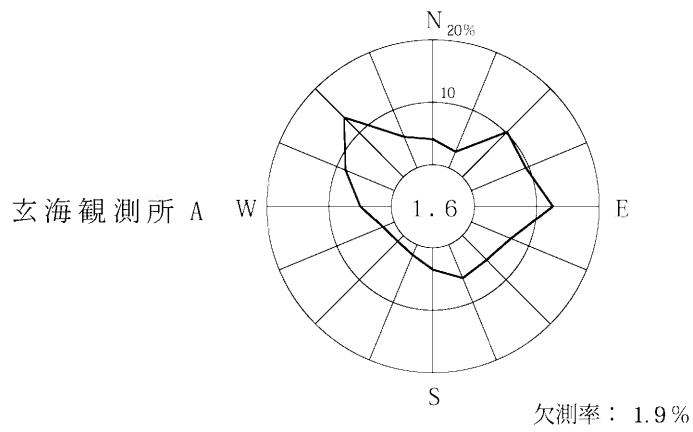
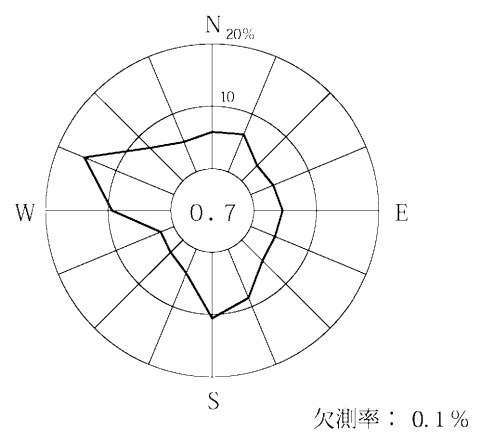
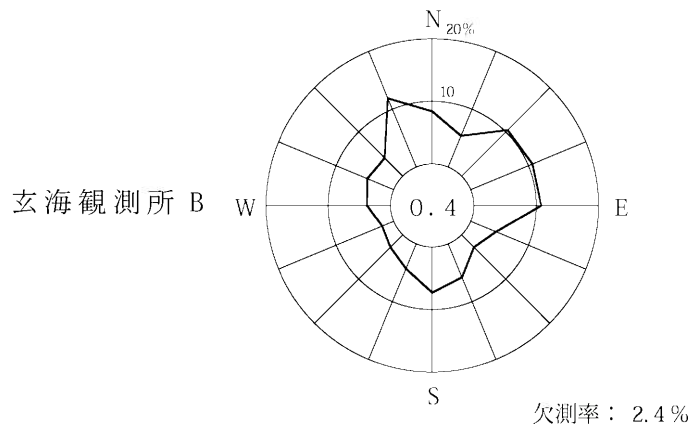


2016年9月

10月

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

第7.2.3.2図(5) 月別風配図

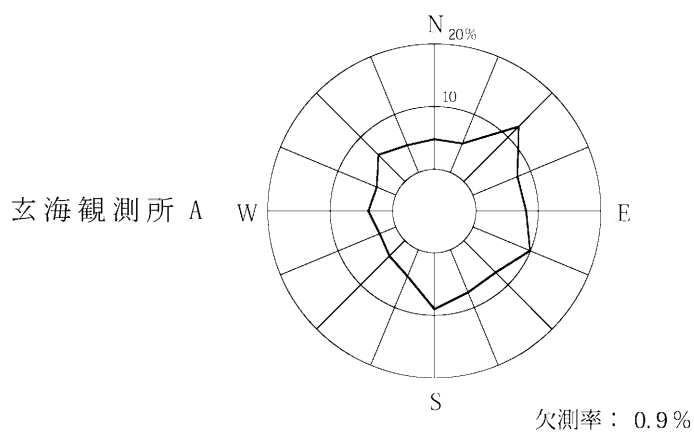
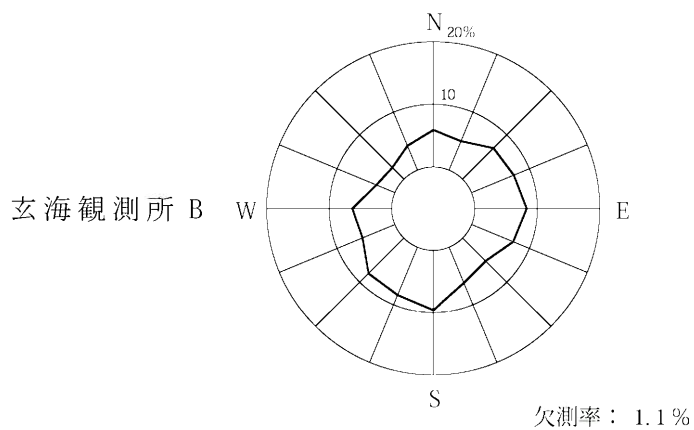


2016年11月

12月

小円内の数字は静穏  
(0.5m/s未満)の  
出現率(%)

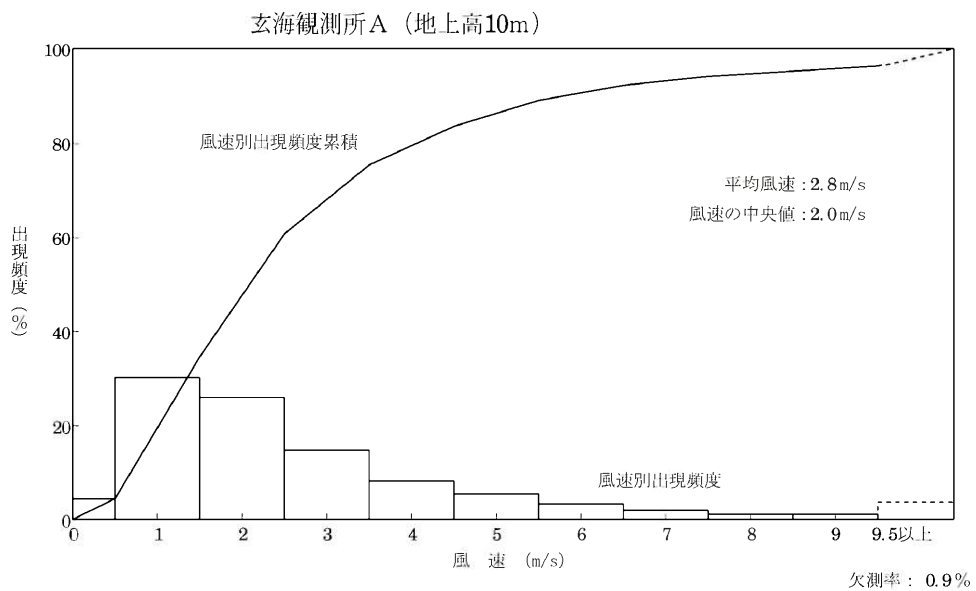
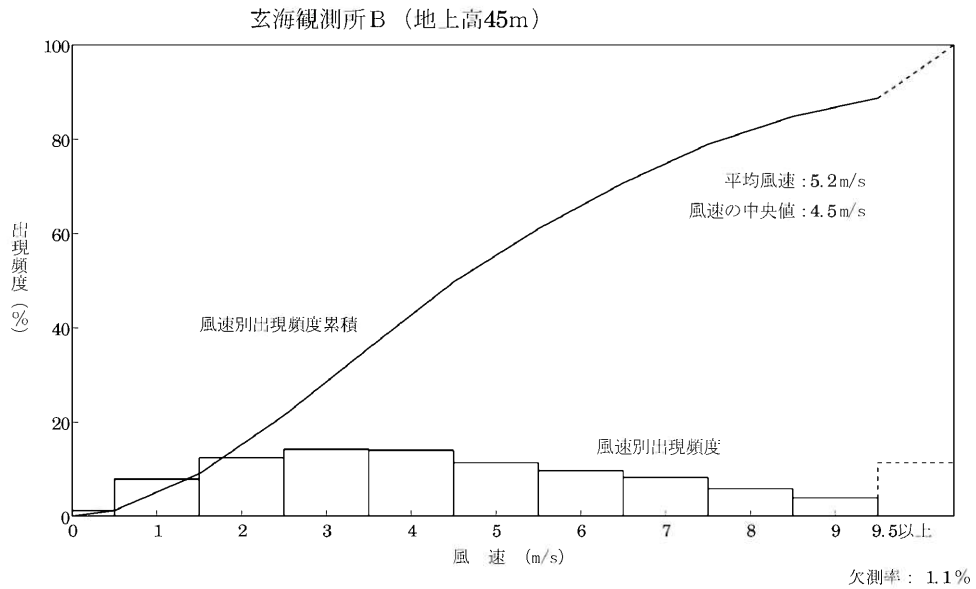
第7.2.3.2図(6) 月別風配図



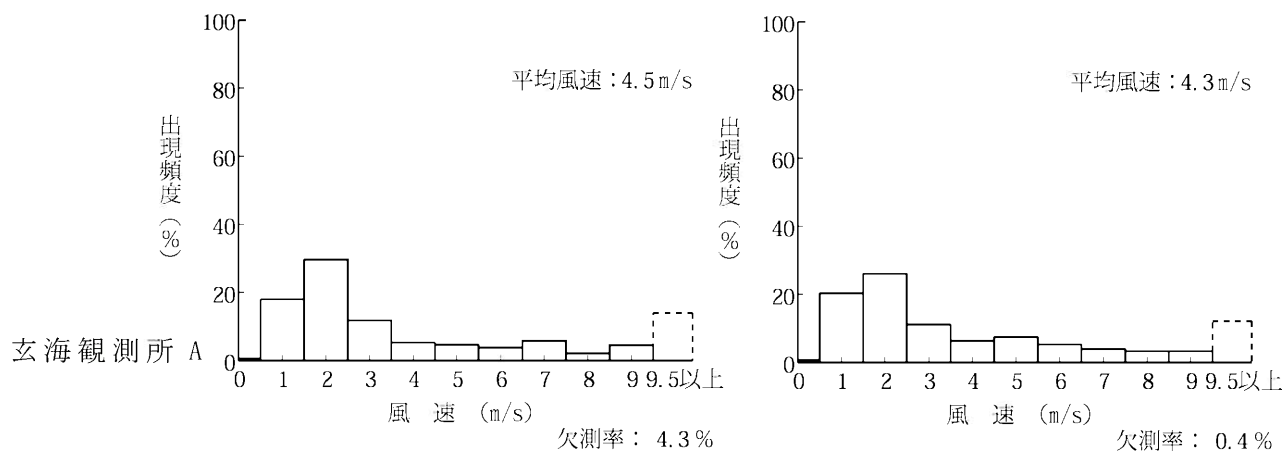
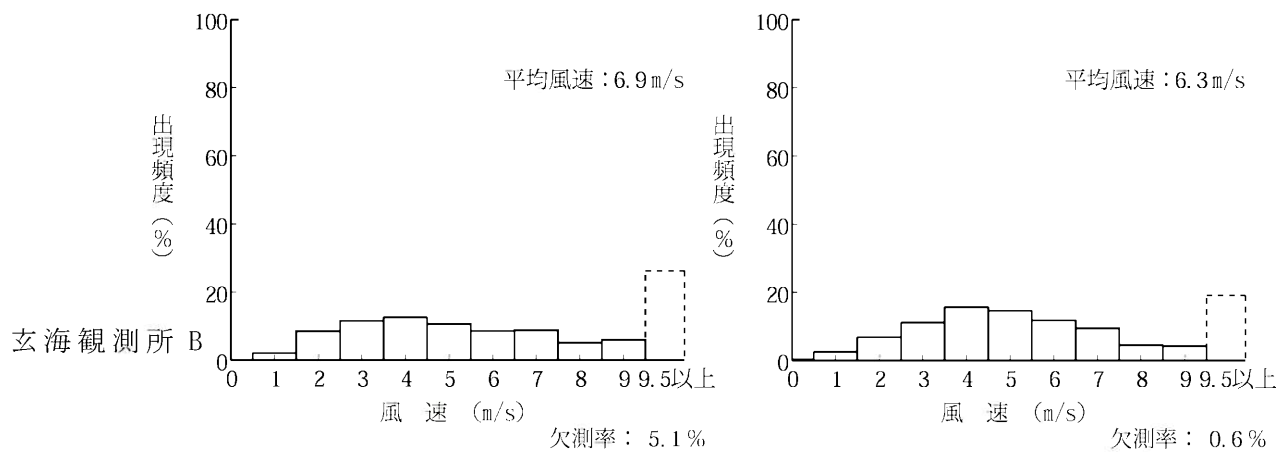
統計期間2016年1月～2016年12月

第7.2.3.3図 低風速時（0.5～2.0m/s）の風配図（年間）





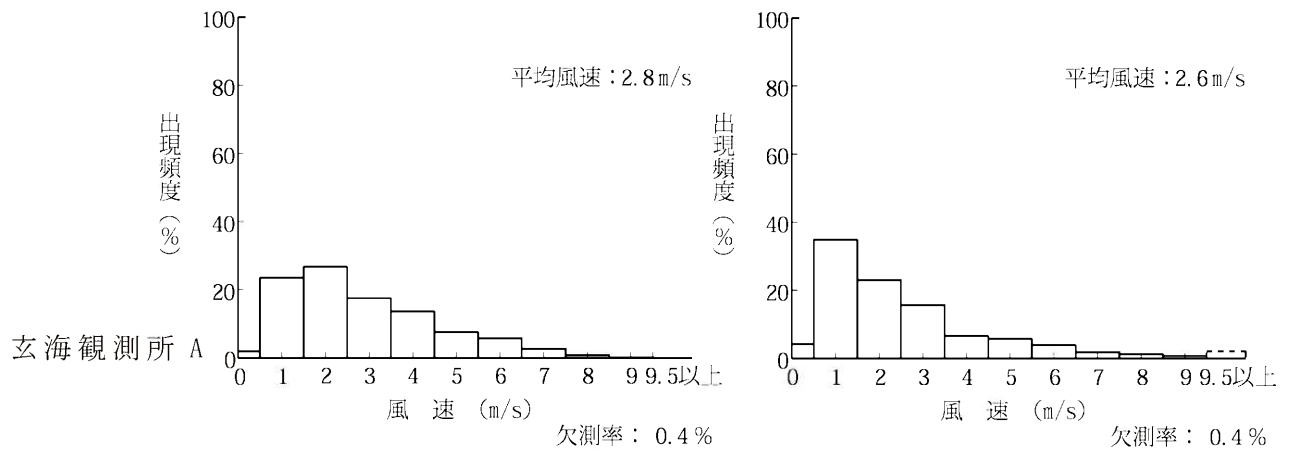
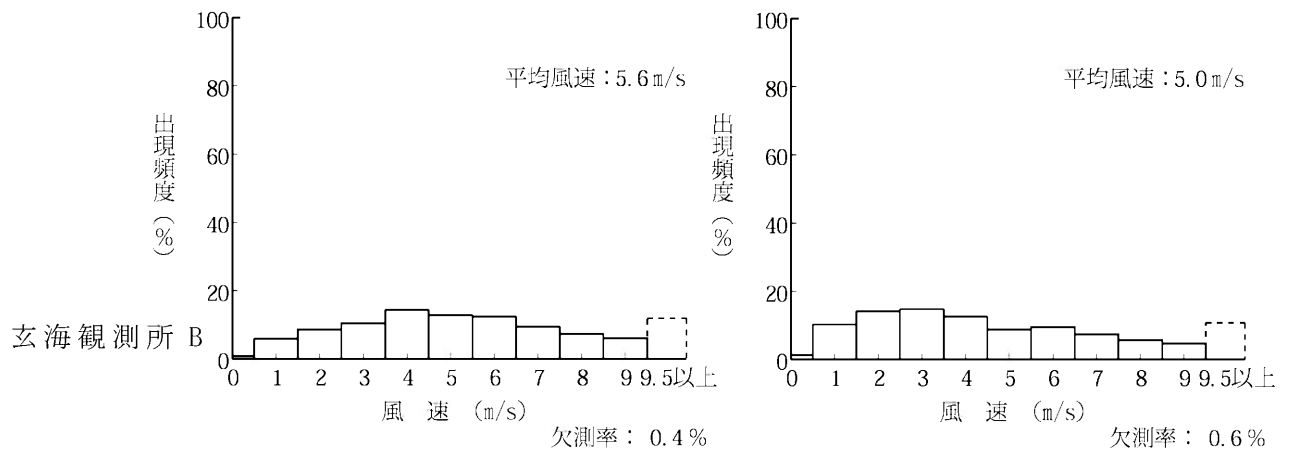
第7.2.3.4図 風速別出現頻度及び風速別出現頻度累積 (年間)



2016年1月

2月

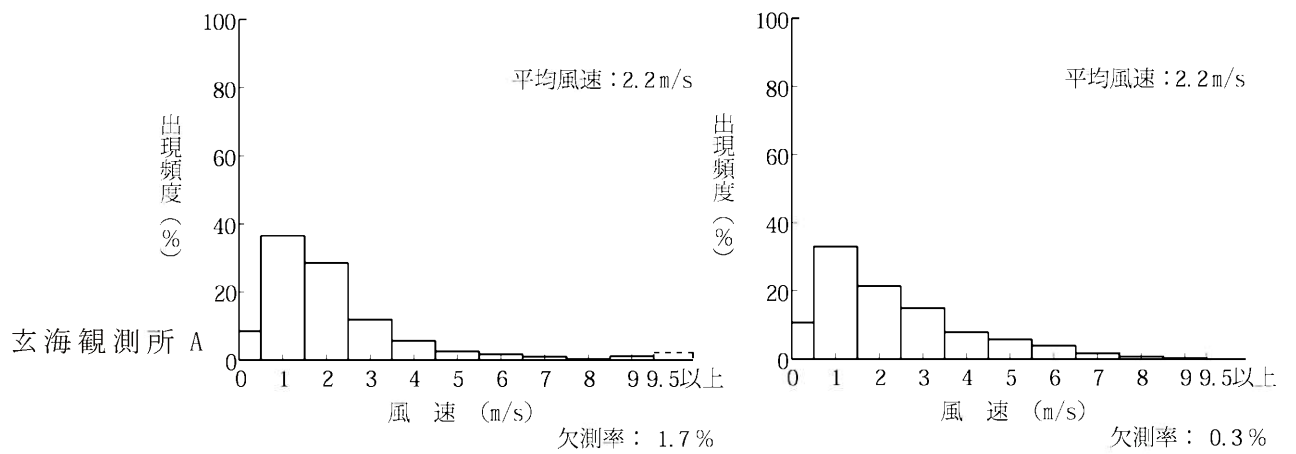
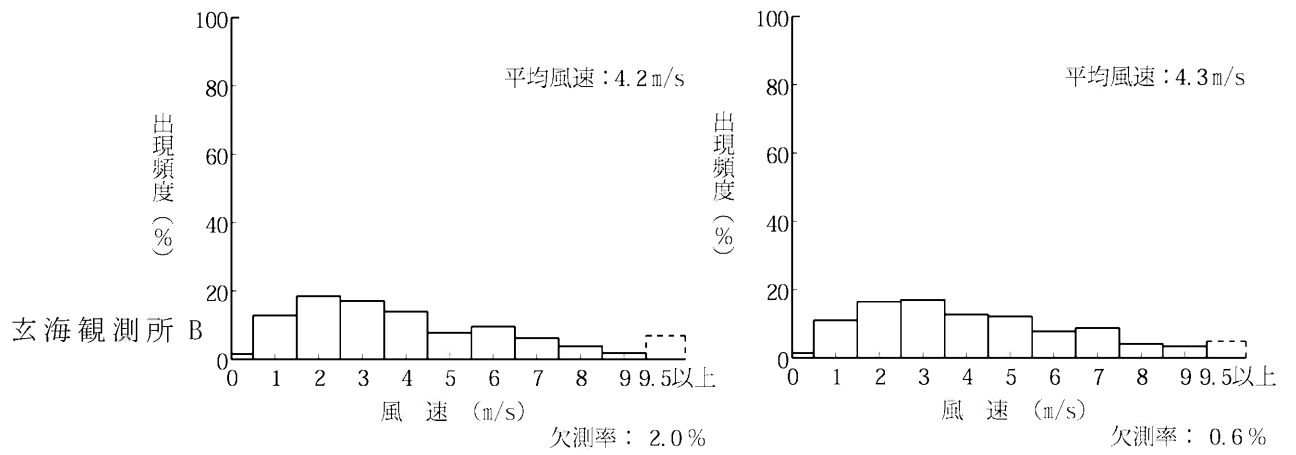
第7.2.3.5図(1) 月別の風速別出現頻度分布



2016年3月

4月

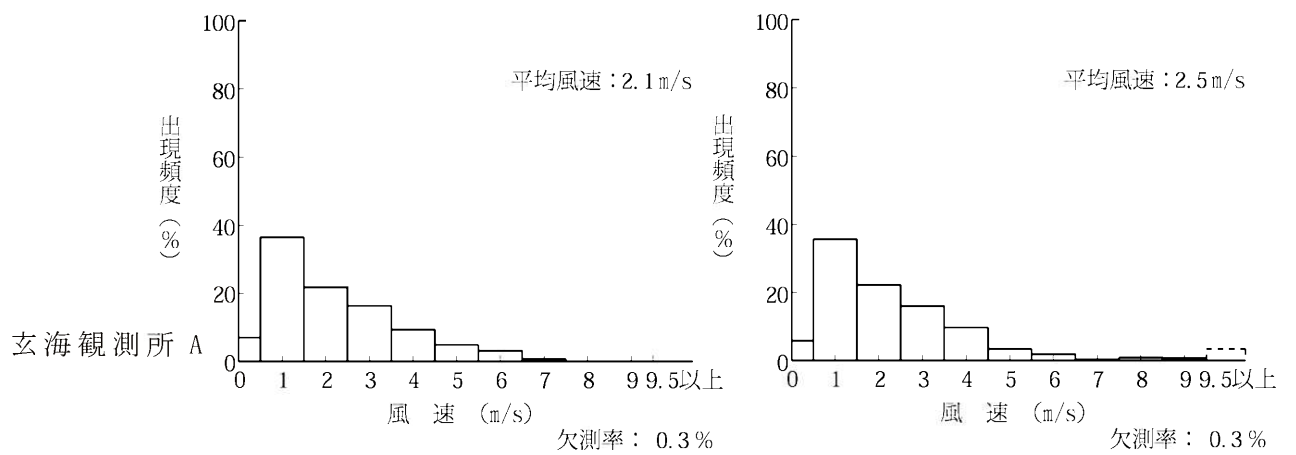
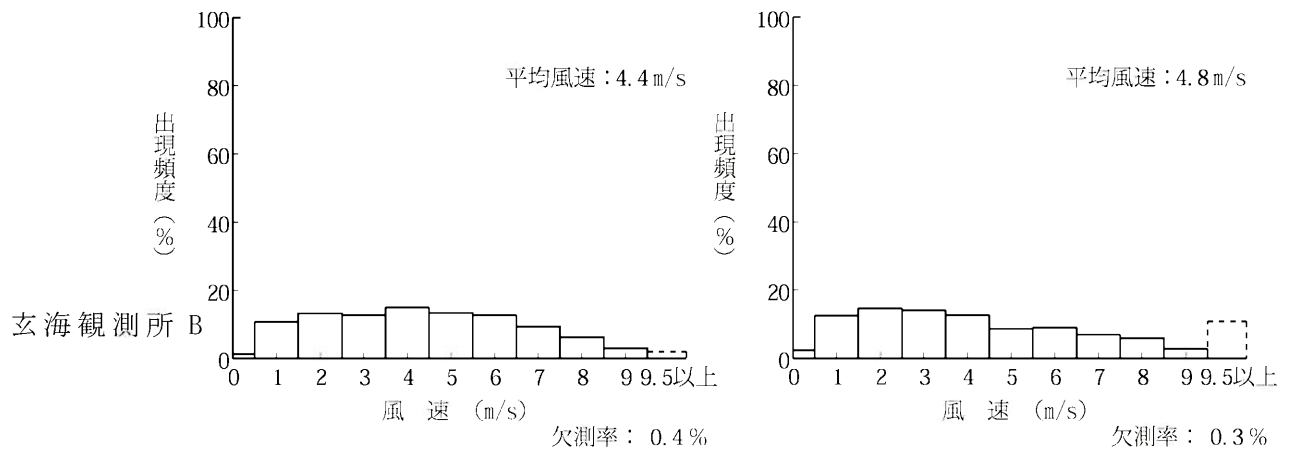
第7.2.3.5図(2) 月別の風速別出現頻度分布



2016年5月

6月

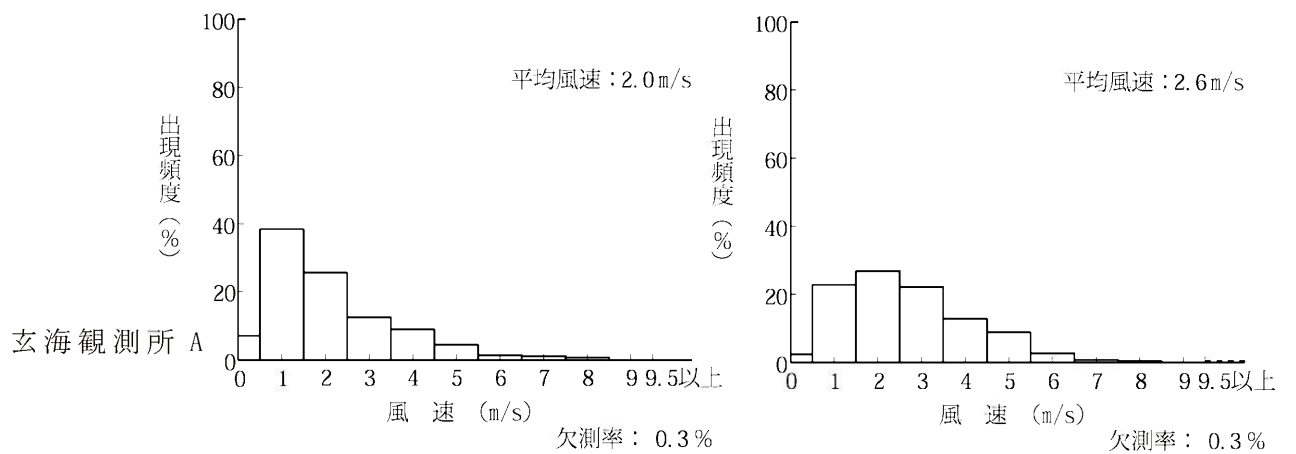
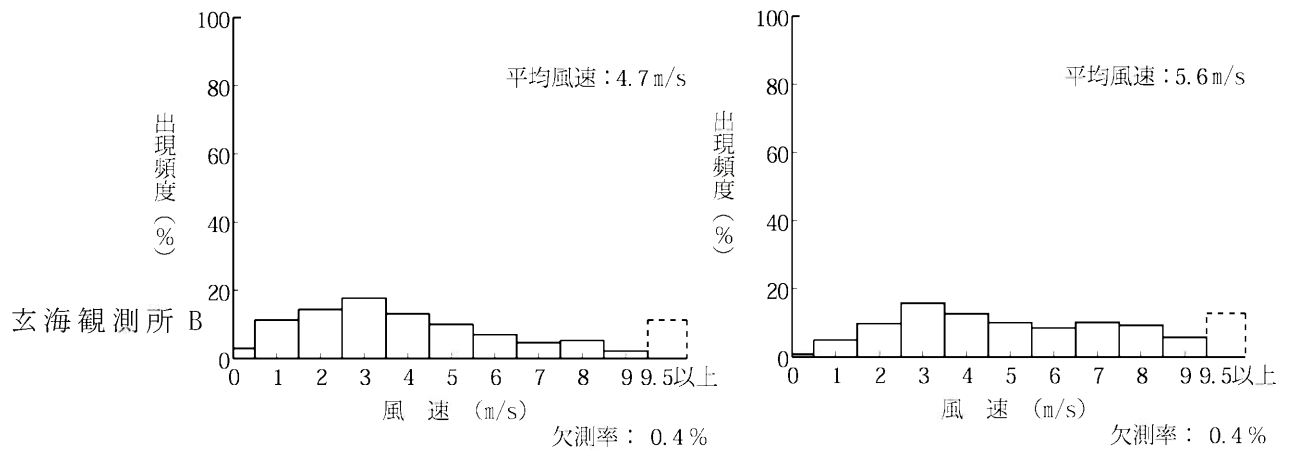
第7.2.3.5図(3) 月別の風速別出現頻度分布



2016年7月

8月

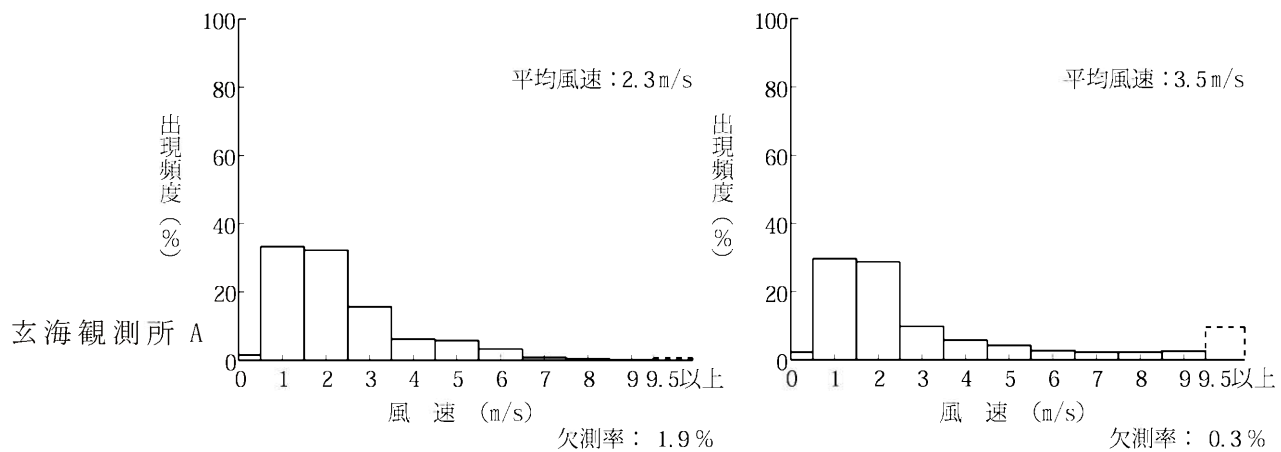
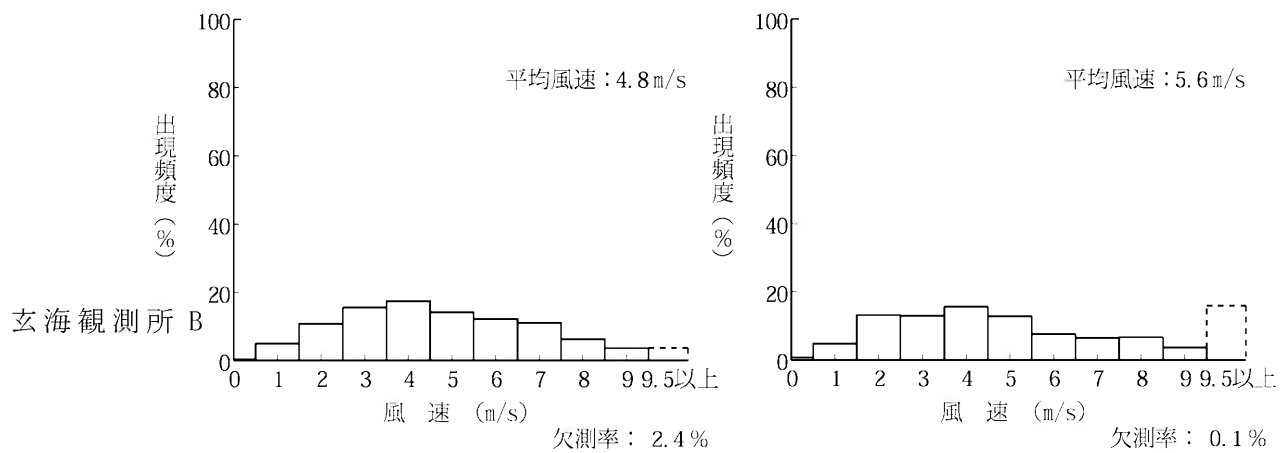
第7.2.3.5図(4) 月別の風速別出現頻度分布



2016年9月

10月

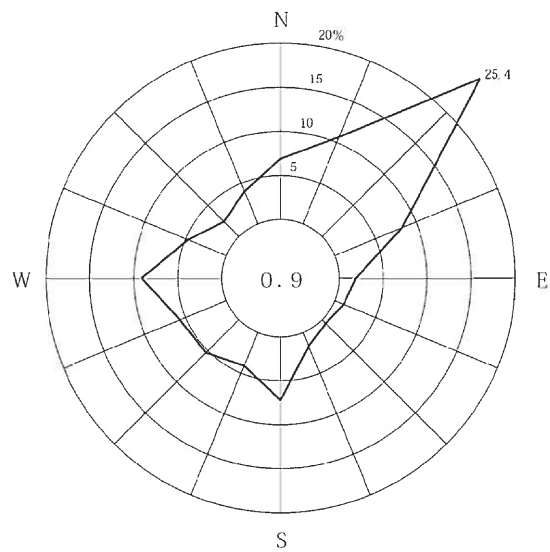
第7.2.3.5図(5) 月別の風速別出現頻度分布



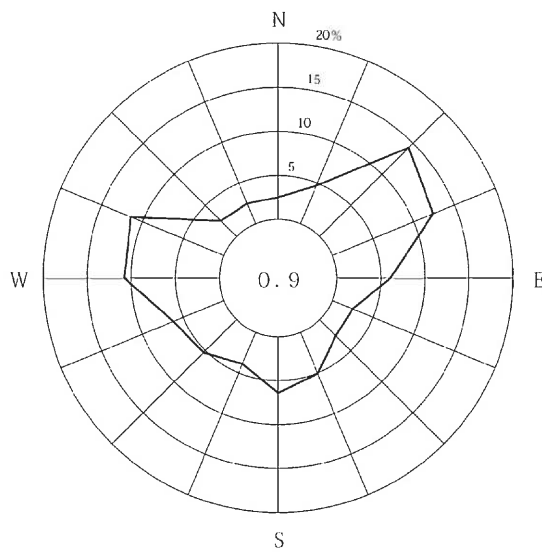
2016年11月

12月

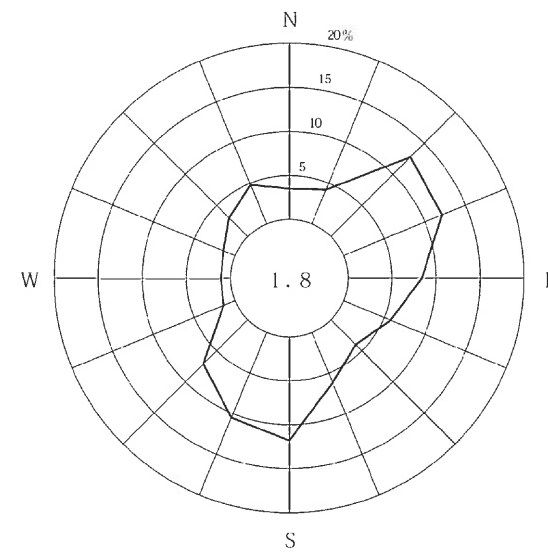
第7.2.3.5図(6) 月別の風速別出現頻度分布



安定度 A, B, C型  
(出現頻度24.3%)



安定度 D型  
(出現頻度46.9%)

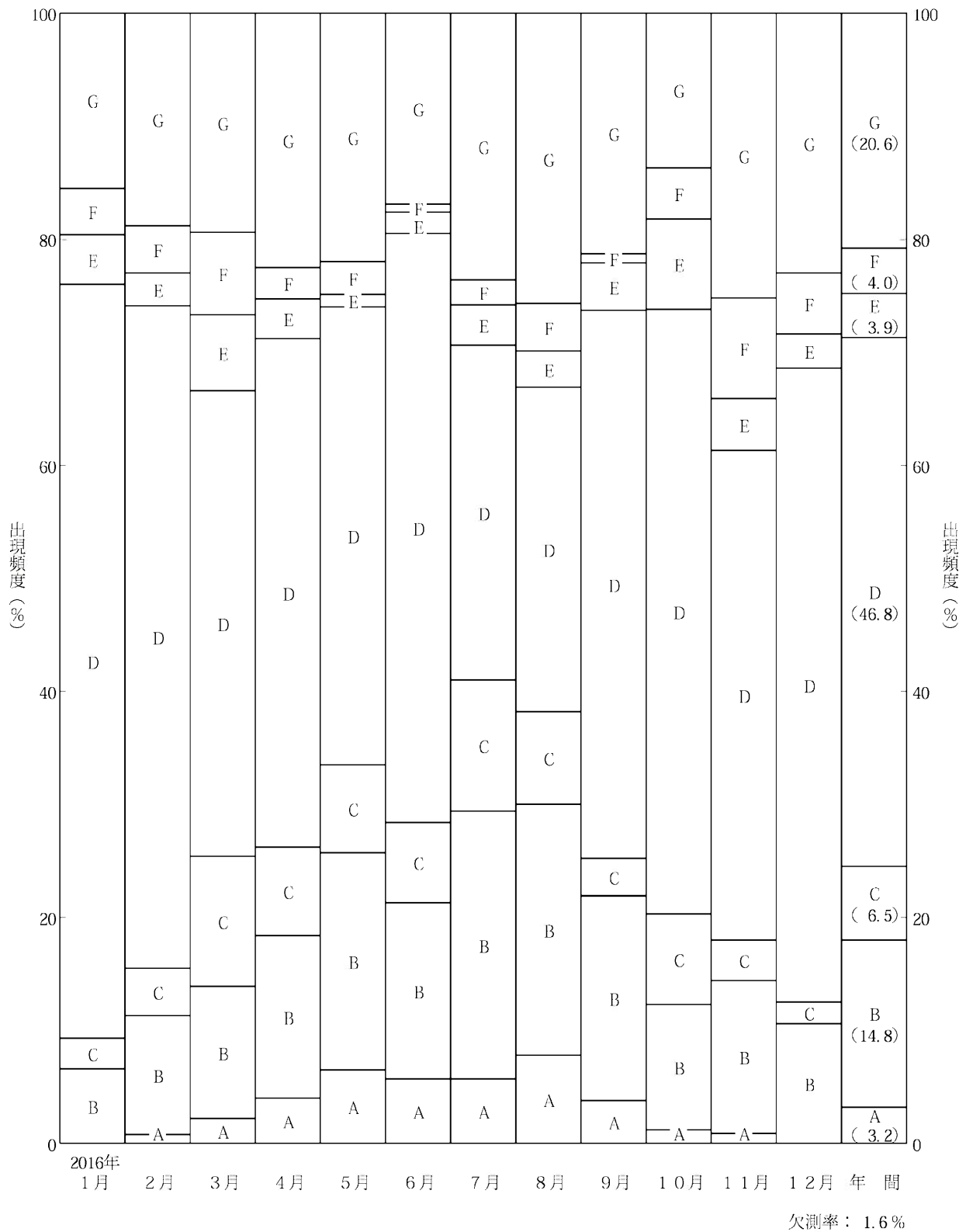


安定度 E, F, G型  
(出現頻度28.8%)

注) 1. 欠測率 : 2.6%  
2. 小円内の数字は静穏の頻度 (%)

第 7.2.3.6 図 年間大気安定度別風配図 (標高 70m、地上高 45m)

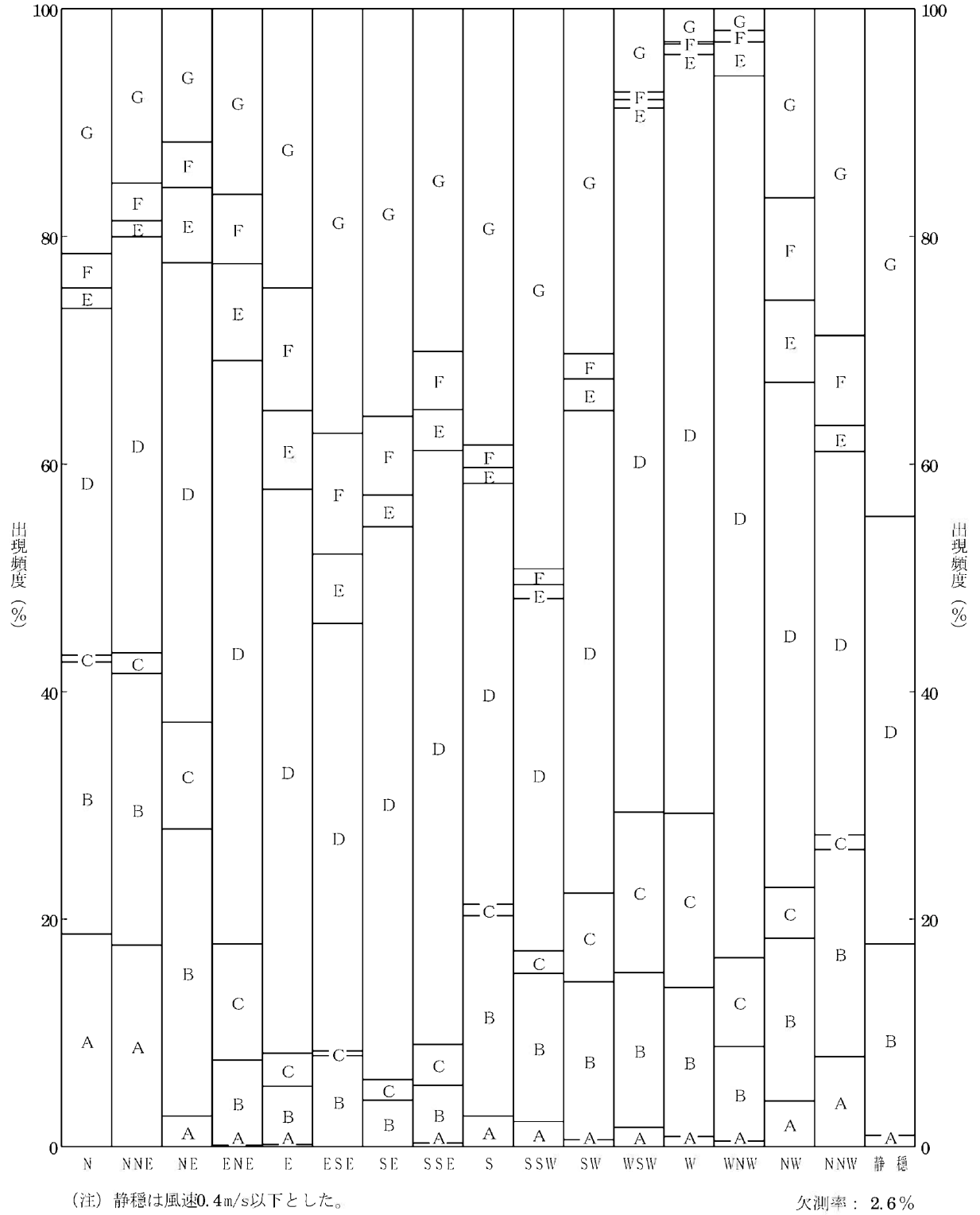




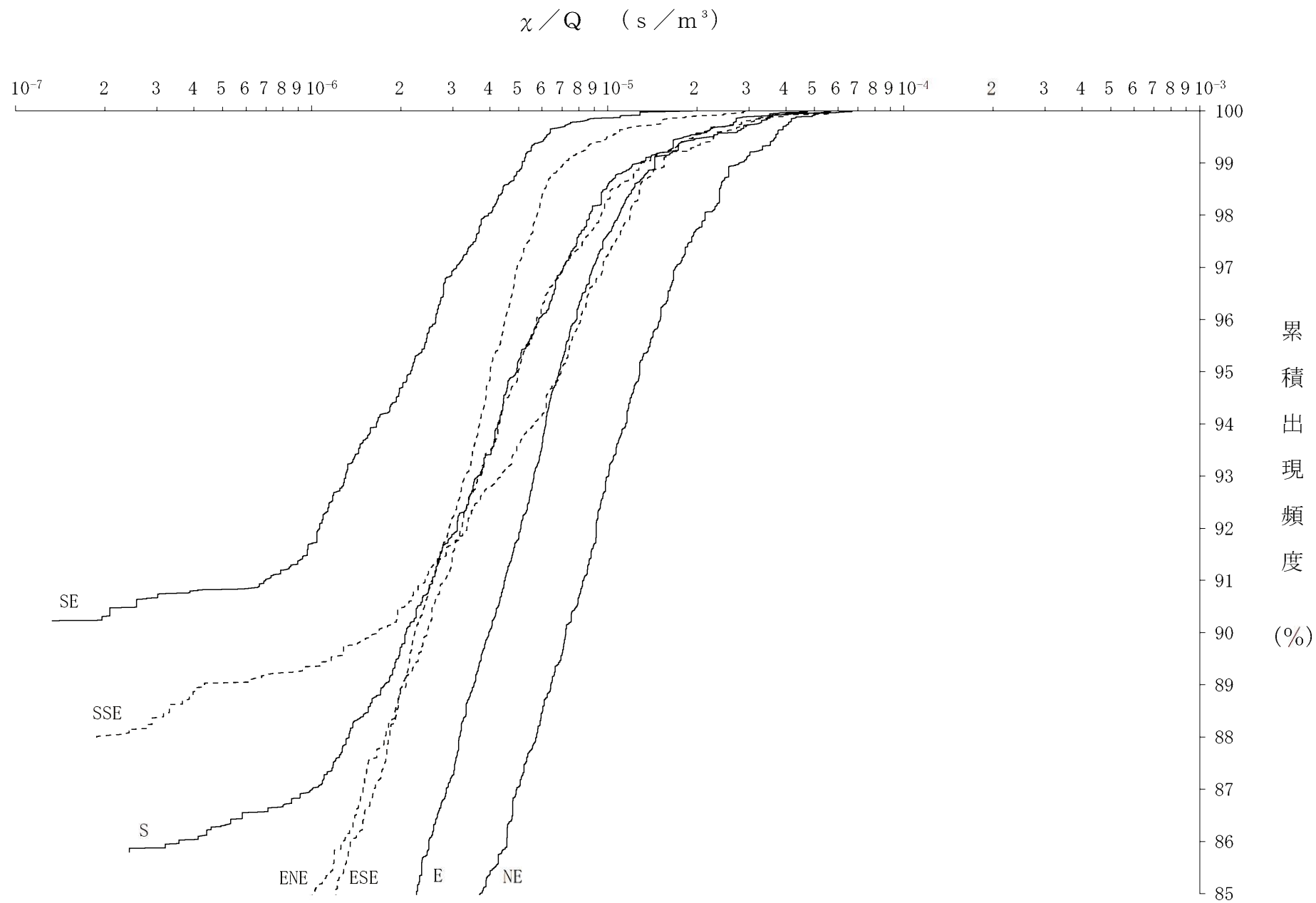
第 7. 2. 3. 7 図 年間及び月別の大気安定度出現頻度

観測期間：2016年 1月～ 12月

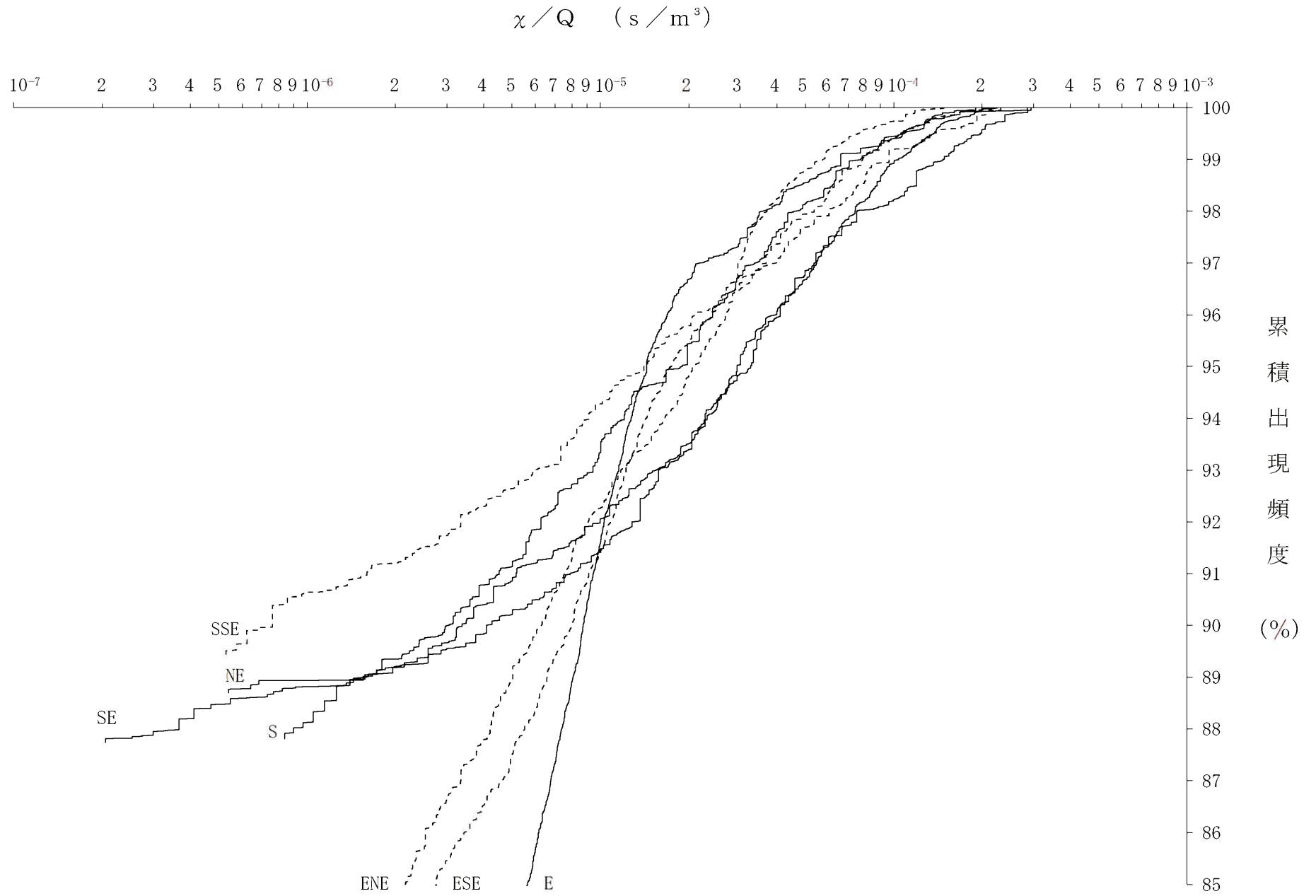
観測場所：玄海観測所A (安定度の風速)  
玄海観測所B (風向区分の風)



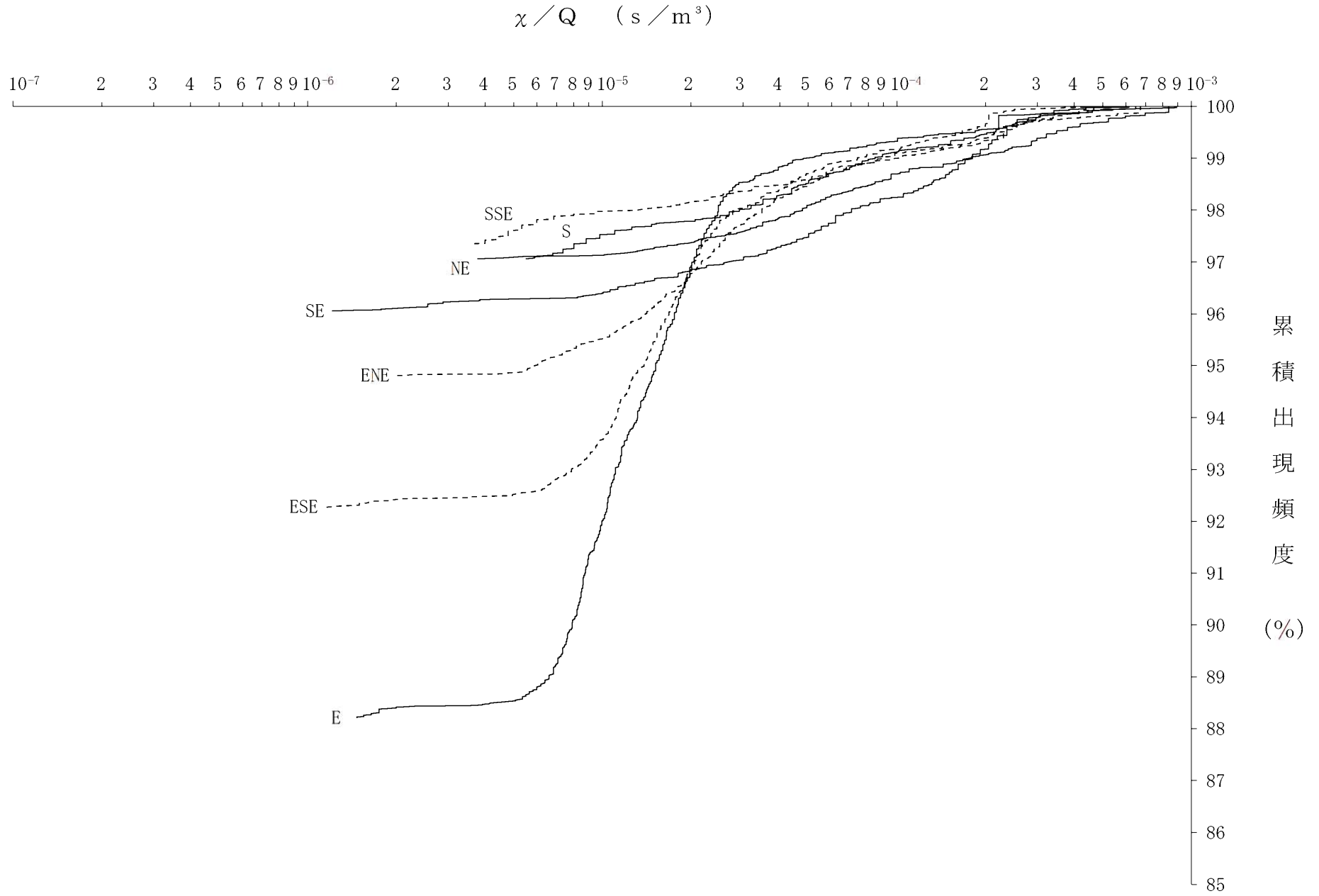
第 7. 2. 3. 8 図 風向別の大気安定度出現頻度



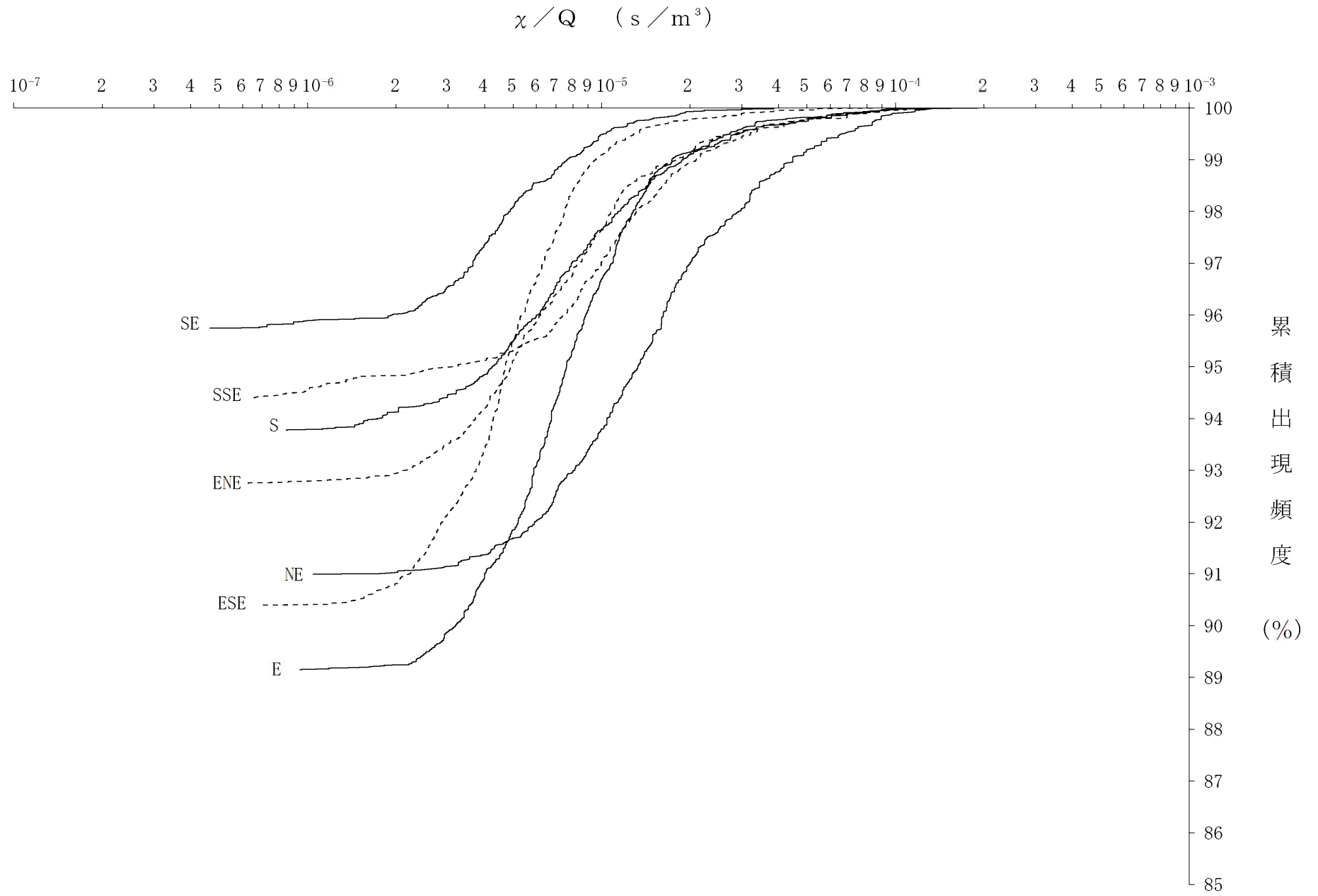
第7.2.4.1図(1) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
[原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]



第7.2.4.1図(2) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]

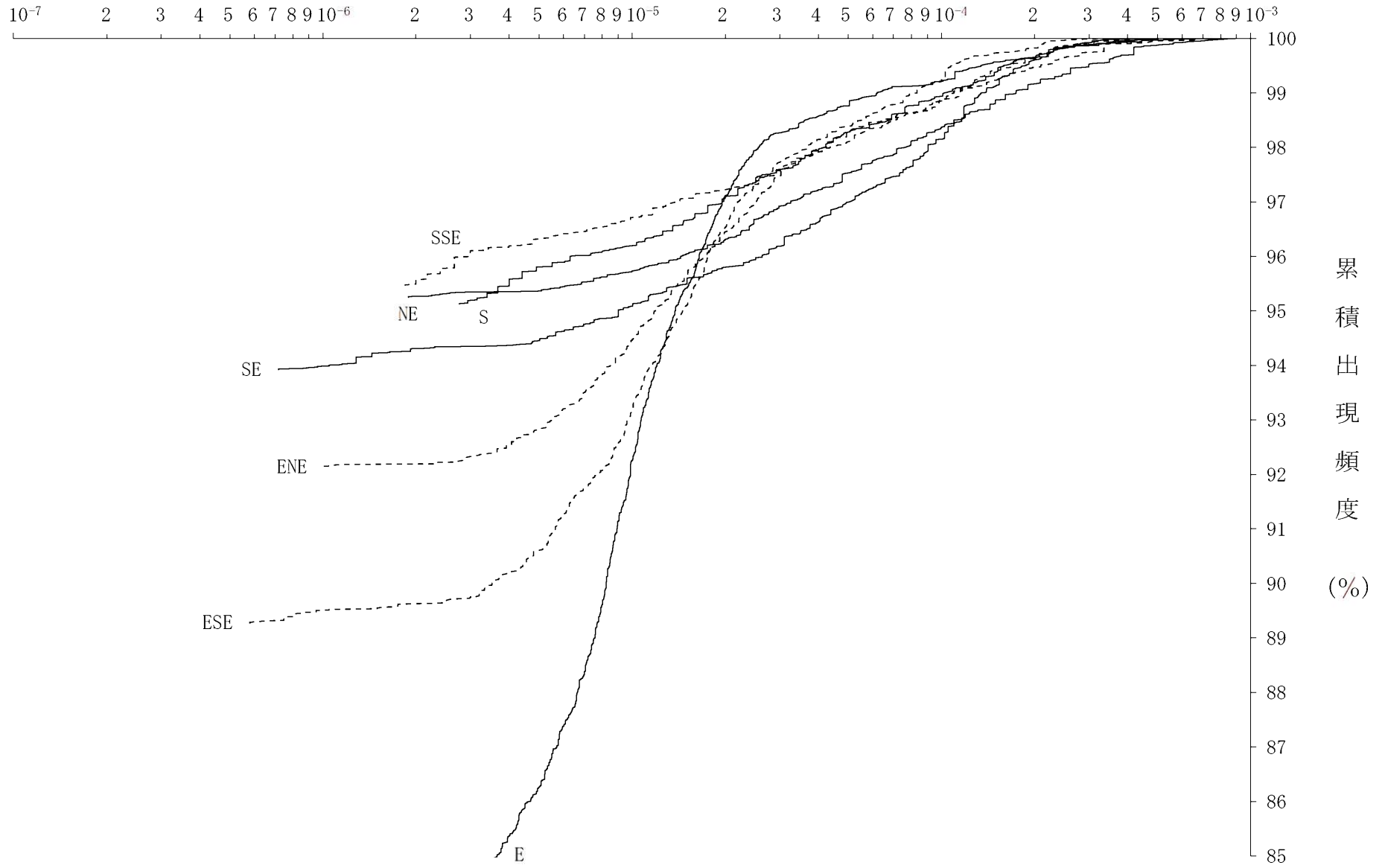


第7.2.4.1図(3) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度  
 [蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下]



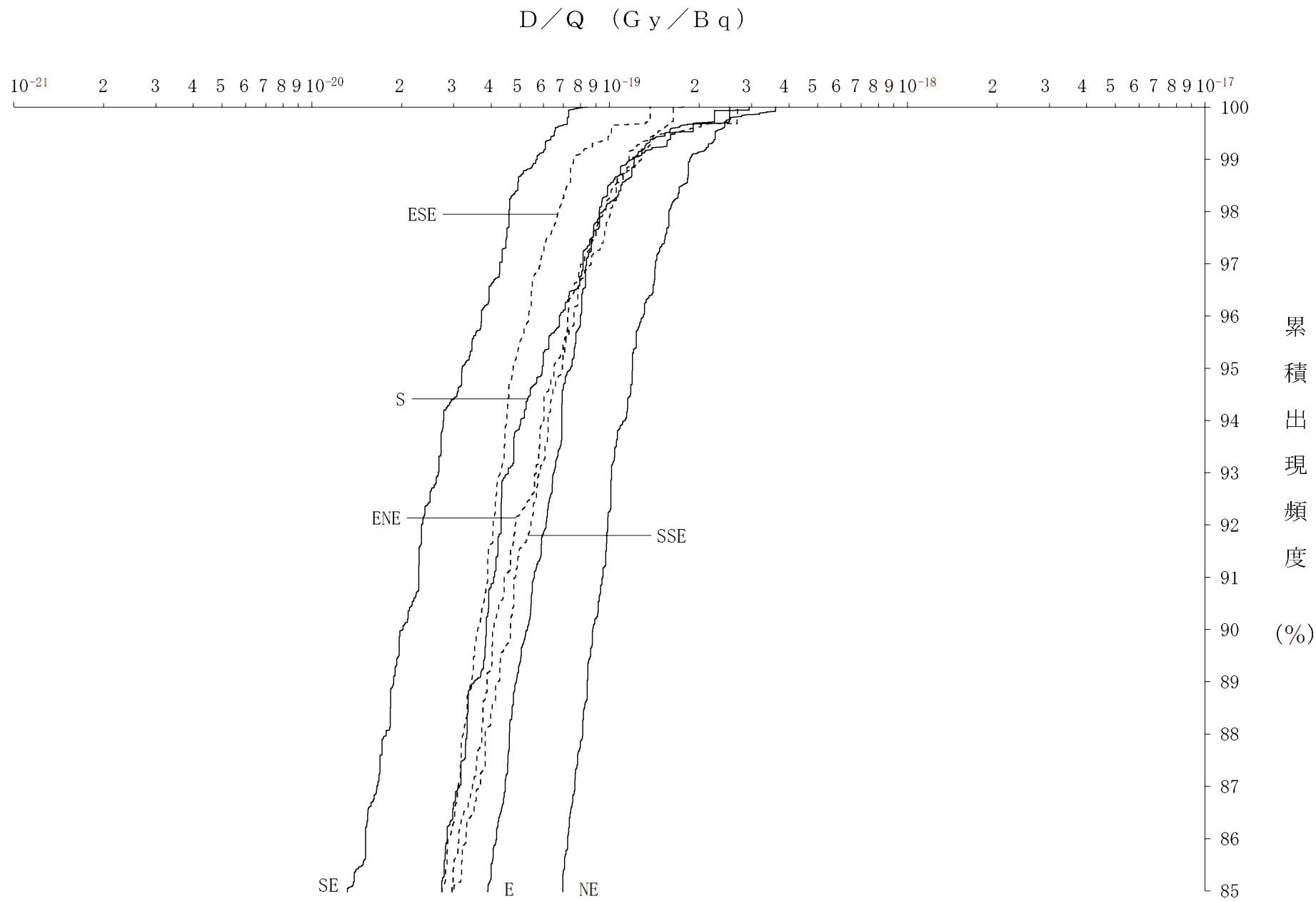
第7.2.4.1図(4) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
[制御棒飛び出し、排気筒放出分]

$\chi/Q$  (s/m<sup>3</sup>)



6(3)-7-2-53

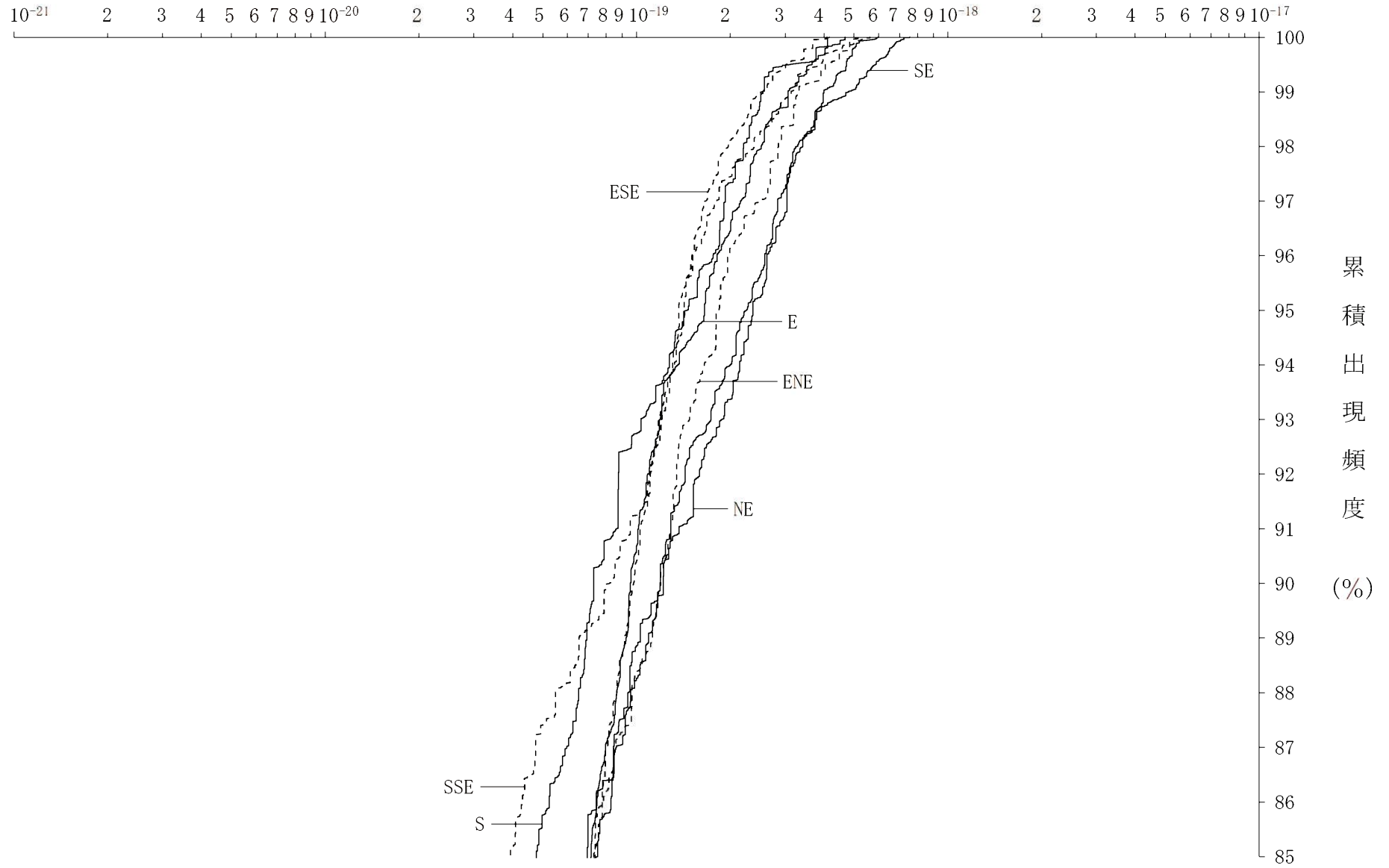
第7.2.4.1図(5) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
[制御棒飛び出し、地上放出分]



第7.2.4.1図(6) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度  
 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]

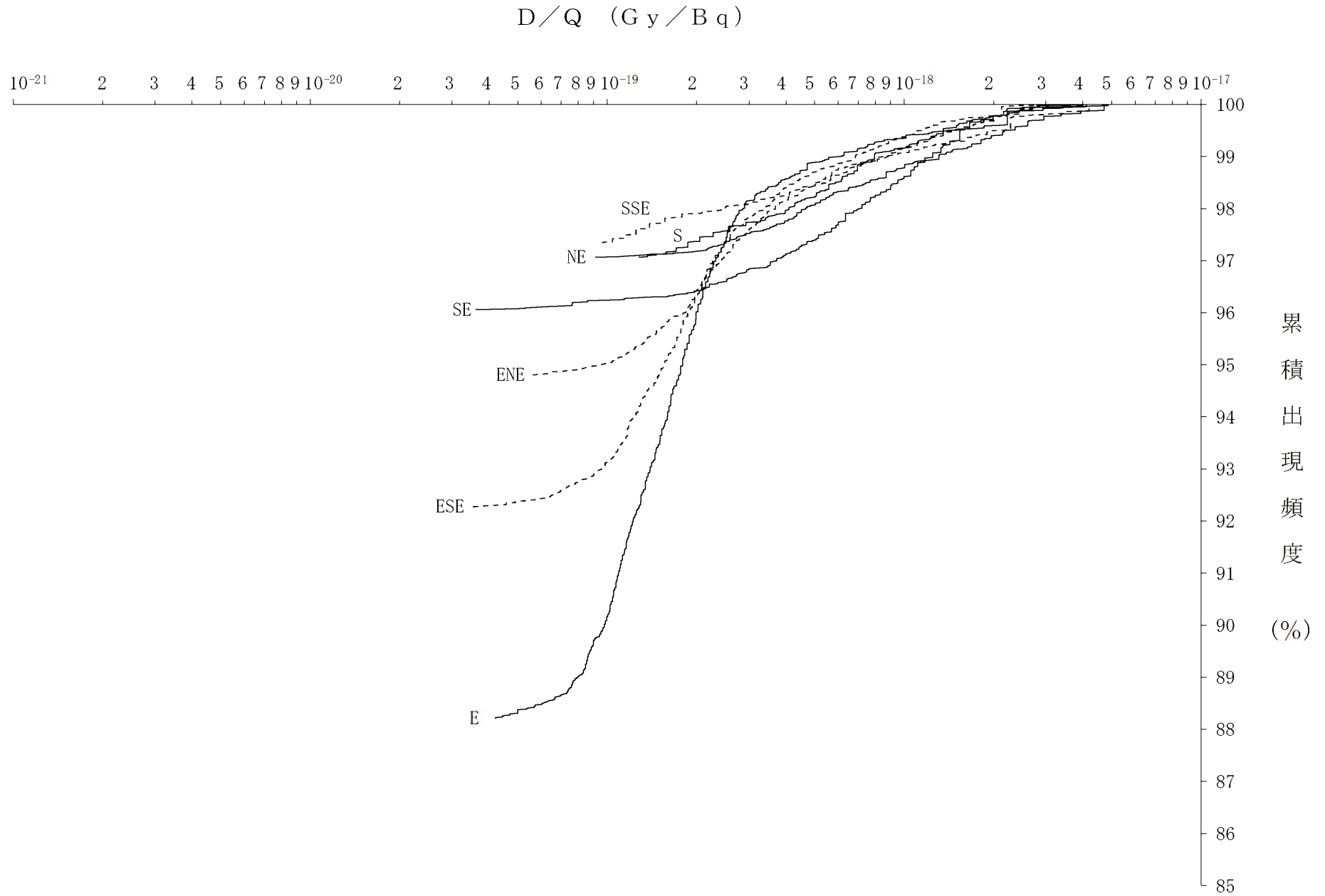


D/Q (Gy/Bq)

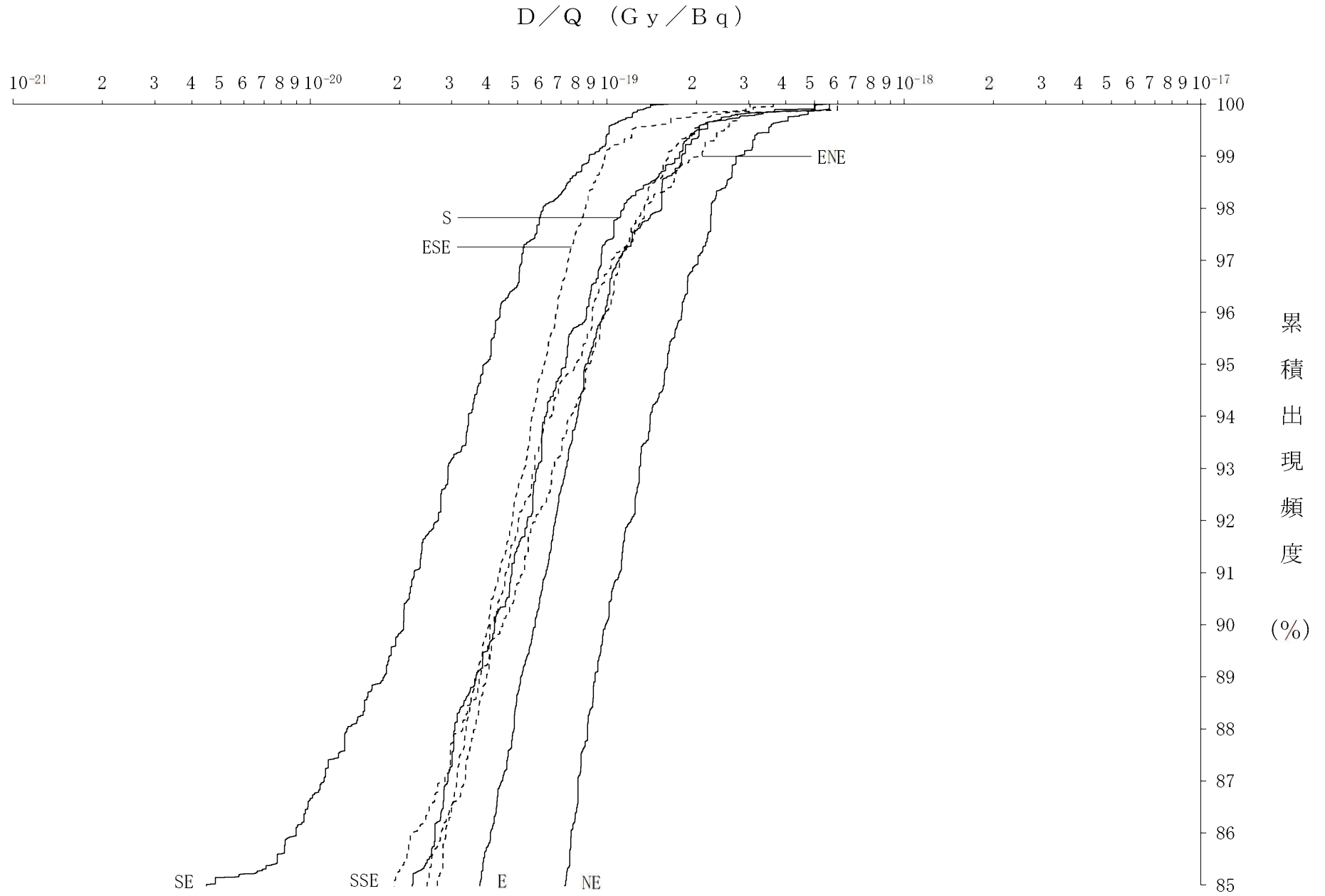


6(3)-7-2-55

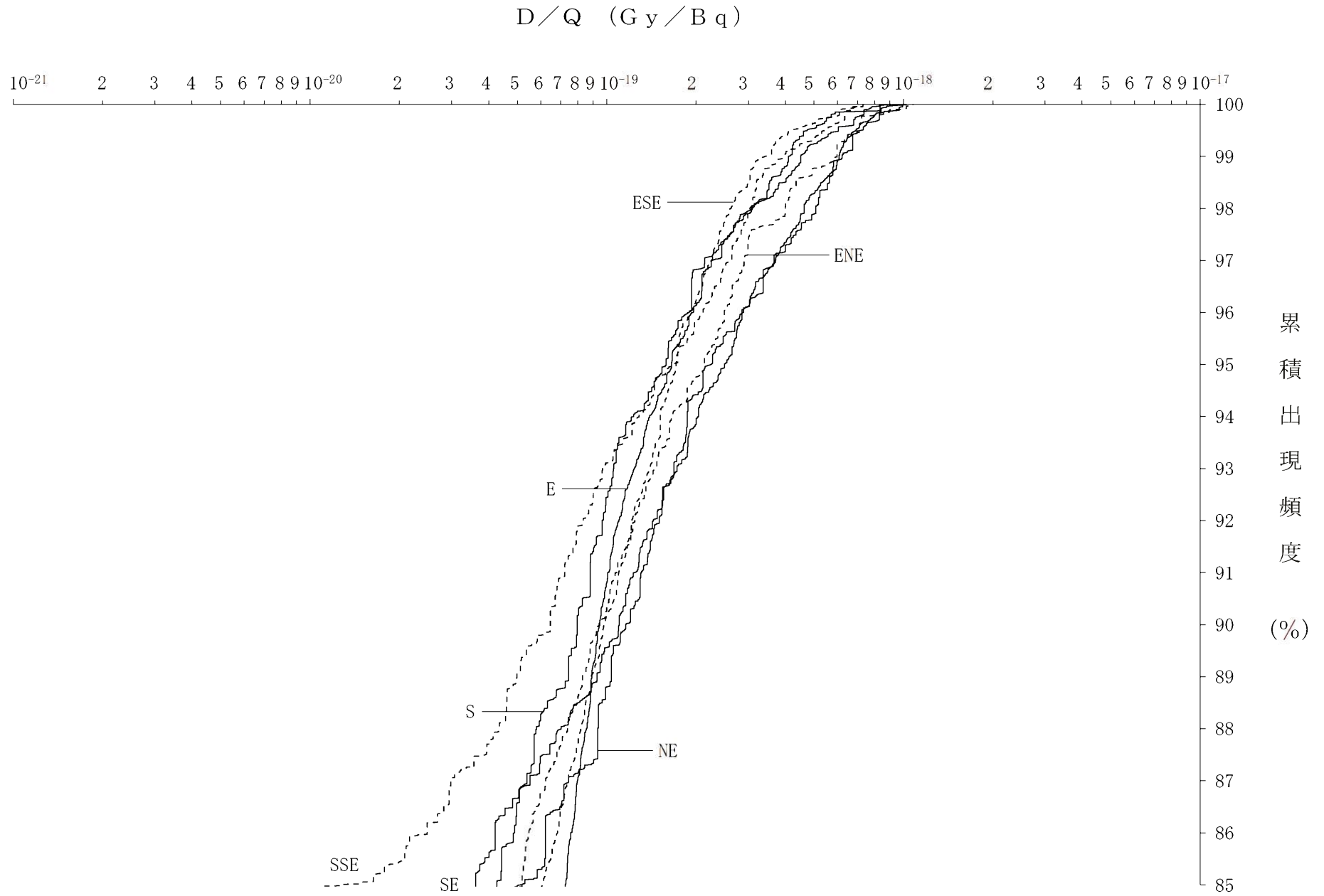
第7.2.4.1図(7) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度  
[原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]



第7.2.4.1図(8) 方位別相対線量 ( $D/Q$ ) の累積出現頻度  
 [ 蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下、  
 放射性気体廃棄物処理施設の破損 ]



第7.2.4.1図(9) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度  
[制御棒飛び出し、排気筒放出分]



第7.2.4.1図(10) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度  
[制御棒飛び出し、地上放出分]

(4号炉)

7. 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月12日申請）に係る気象、地盤、水理、地震、社会環境等

以下を除き3号炉に同じ。

## 7.2 気 象

### 7.2.4 安全解析に使用する気象条件

#### 7.2.4.4 設計基準事故時の線量評価に使用する気象条件

発電所の設計基準事故時に放出される放射性物質が、敷地周辺の公衆に及ぼす影響を評価するに当たって、放射性物質の拡散状態を推定するのに必要な気象条件については、現地における出現度数からみて、これより悪い条件がめったに現れないと言えるものを選ばなければならない。

そこで、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度 ( $x/Q$ ) を、玄海観測所 A 及び玄海観測所 B における 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの 1 年間の観測データを使用して推定した。すなわち、次式に示すように風向、風速、大気安定度及び実効放出継続時間を考慮した  $x/Q$  を求め、方位別にその値の小さい方から大きい方へ累積度数を求め、年間のデータ数に対する出現頻度 (%) で表わすことにする。横軸に  $x/Q$  値を、縦軸に累積出現頻度を取り、着目方位ごとに  $x/Q$  値の累積出現頻度分布を書き、この分布から、累積出現頻度が 97% に当たる  $x/Q$  値を方位別に求め、そのうち陸側方位で最大のものを安全解析に使用する相対濃度とする。

ただし、 $x/Q$  の計算の着目地点は、各方位とも炉心から最短距離となる敷地及び地役権設定地域等の境界外（以下「敷地等境界外」という。）とする。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot \delta_i$$

$x/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $s/m^3$ )

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi / Q)_i$  : 時刻 i における相対濃度 ( $s / m^3$ )

$\delta_i$  : 時刻 i において風向が当該方位にあるとき  
 $\delta_i = 1$   
時刻 i において風向が他の方位にあるとき  
 $\delta_i = 0$

ここで、原子炉冷却材喪失（排気筒放出分）及び制御棒飛び出し（排気筒放出分）での  $(\chi / Q)_i$  の計算に当たっては、次により行う。

短時間放出の場合、

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right)$$

長時間放出の場合、

$$(\chi / Q)_i = \frac{2.032}{\sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right)$$

$\sigma_{yi}$  : 時刻 i における濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ  
(m)

$\sigma_{zi}$  : 時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ  
(m)

$U_i$  : 時刻 i における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

x : 放出点から着目地点までの距離 (m)

また、放射性気体廃棄物処理施設の破損、燃料集合体の落下及び蒸気発生器伝熱管破損並びに原子炉冷却材喪失（地上放出分）及び制御棒飛び出し（地上放出分）での $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、建屋等の影響を考慮して次により行う。

短時間放出の場合、

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sum y_i \cdot \sum z_i \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sum z_i^2}\right)$$

長時間放出の場合、

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{\sum z_i \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sum z_i^2}\right)$$

$$\sum y_i = (\sigma y_i^2 + C \cdot A / \pi)^{1/2}$$

$$\sum z_i = (\sigma z_i^2 + C \cdot A / \pi)^{1/2}$$

C : 形状係数

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)

方位別 $\chi/Q$ の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を0.5m/sとして計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間としては、各事故について $\chi/Q$ はよう素の、



また、 $D/Q$ は希ガスの、それぞれ事故期間中の全放出量を1時間あたりの最大放出量で除して求めた第7.2.4.6表(1)に示す値を用いる。

また、建屋等の風向方向の投影面積としては、計算の便宜上最小投影面積 $4,300\text{m}^2$ を使用し、形状係数としては0.5を用いる。

ただし、 $\Sigma y_i$ 、 $\Sigma z_i$ の算出にあたっては、建屋等の影響を保守的に制限する。

なお、想定する事故時の放射性雲からの $\gamma$ 線による空気カーマについては $\chi/Q$ の代わりに空間濃度分布と $\gamma$ 線による空気カーマ計算モデルを組み合わせた $D/Q$ (相対線量、 $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)を用いて同様に求める。

以上の方法により陸側方位について求めた方位別 $\chi/Q$ 及び $D/Q$ の累積出現頻度を第7.2.4.1図(1)～第7.2.4.1図(10)に示す。

また、累積出現頻度が97%に当たる方位別 $\chi/Q$ 及び $D/Q$ を第7.2.4.6表(1)に示す。

このうち、各事故の線量評価に用いる $\chi/Q$ 及び $D/Q$ は、4号炉の陸側方位のうち線量が最大となる値を使用する。ただし、設計基準事故のうち、原子炉冷却材喪失及び制御棒飛び出しの線量評価に用いる $\chi/Q$ 及び $D/Q$ は、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による線量を考慮して線量が最大となる値を使用する。(添付書類十「3. 設計基準事故の解析」)

以上の各事故の線量評価に用いる $\chi/Q$ 、 $D/Q$ 及び着目方位を第7.2.4.6表(2)に示す。

「第7.2.3.1表(1) 同一風向の継続時間別出現回数」、「第7.2.3.1表(2)、同一風向の継続時間別出現回数」、「第7.2.3.2表(1) 低風速(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間別出現回数」、「第7.2.3.2表(2) 低風速(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間別出現回数」、「第7.2.3.3表 大気安定度別風向出現率」、「第7.2.3.4表 大気安定度の継続時間別出現回数」、「第7.2.4.1表(1) 棄却検定表(風向)」、「第7.2.4.1表(2) 棄却検定表(風速分布)」、「第7.2.4.1表(3) 棄却検定表(風向)」、「第7.2.4.1表(4) 棄却検定表(風速分布)」、「第7.2.4.2表 平常運転時の線量評価に用いる排気筒有効高さ(風洞実験結果)」、「第7.2.4.4表 風向出現頻度及び風向別大気安定度別観測回数」及び「第7.2.4.5表 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均」は3号炉に同じ。

第7.2.4.3表 事故時の線量評価に用いる排気筒有効高さ（風洞実験結果）

風 向	排気筒有効高さ (m)
	敷地等境界
SW	30
WSW	40
W	55
WNW	40
NW	45
NNW	30
N	30

第7.2.4.6表(1) 事故時の方位別  $\chi/Q$ 、 $D/Q$  及び実効放出継続時間

着目方位	事故の種類		原子炉冷却材喪失				蒸気発生器伝熱管破損 燃料集合体の落下 放射性気体廃棄物処理施設 の破損		制御棒飛び出し			
	$\chi/Q$ 又は $D/Q$		$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )		$D/Q$ (Gy/Bq)		$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$D/Q$ (Gy/Bq)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )		$D/Q$ (Gy/Bq)	
	実効放出継続時間		7 時 間		2 9 時 間		1 時 間	1 時 間	2 時 間		1 4 時 間	
	放出高さ		排気筒放出分	地上放出分	排気筒放出分	地上放出分	地 上 放 出		排気筒放出分	地上放出分	排気筒放出分	地上放出分
NE	1.6×10 <sup>-5</sup>	4.4×10 <sup>-5</sup>	1.4×10 <sup>-19</sup>	2.8×10 <sup>-19</sup>	0	0	1.9×10 <sup>-5</sup>	2.7×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>		
ENE	6.8×10 <sup>-6</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	7.9×10 <sup>-20</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>	1.8×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>	7.5×10 <sup>-6</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	9.5×10 <sup>-20</sup>	2.6×10 <sup>-19</sup>		
E	4.2×10 <sup>-6</sup>	2.0×10 <sup>-5</sup>	6.0×10 <sup>-20</sup>	2.0×10 <sup>-19</sup>	1.8×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	1.8×10 <sup>-5</sup>	7.9×10 <sup>-20</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>		
ESE	5.8×10 <sup>-6</sup>	2.8×10 <sup>-5</sup>	6.2×10 <sup>-20</sup>	1.7×10 <sup>-19</sup>	2.0×10 <sup>-5</sup>	2.2×10 <sup>-19</sup>	7.3×10 <sup>-6</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	7.8×10 <sup>-20</sup>	2.2×10 <sup>-19</sup>		
SE	3.3×10 <sup>-6</sup>	6.0×10 <sup>-5</sup>	4.6×10 <sup>-20</sup>	3.2×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	4.0×10 <sup>-19</sup>	3.8×10 <sup>-6</sup>	5.5×10 <sup>-5</sup>	5.4×10 <sup>-20</sup>	3.9×10 <sup>-19</sup>		
SSE	1.1×10 <sup>-5</sup>	4.8×10 <sup>-5</sup>	9.1×10 <sup>-20</sup>	2.2×10 <sup>-19</sup>	0	0	1.1×10 <sup>-5</sup>	2.3×10 <sup>-5</sup>	1.2×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>		
S	1.0×10 <sup>-5</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	1.0×10 <sup>-19</sup>	2.3×10 <sup>-19</sup>	0	0	1.1×10 <sup>-5</sup>	2.6×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-19</sup>	2.3×10 <sup>-19</sup>		

(注) 原子炉冷却材喪失については、静的機器の単一故障を仮定した場合の解析では、排気筒放出分と地上放出分の合算の線量及び原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による線量を考慮して線量が最大となる着目方位SEの $\chi/Q$ として実効放出継続時間8時間の値及び $D/Q$ として実効放出継続時間31時間の値として、以下の値を用いる。

$\chi/Q$  : 3.1×10<sup>-6</sup> (s/m<sup>3</sup>) (排気筒放出分)

6.1×10<sup>-5</sup> (s/m<sup>3</sup>) (地上放出分)

$D/Q$  : 4.5×10<sup>-20</sup> (Gy/Bq) (排気筒放出分)

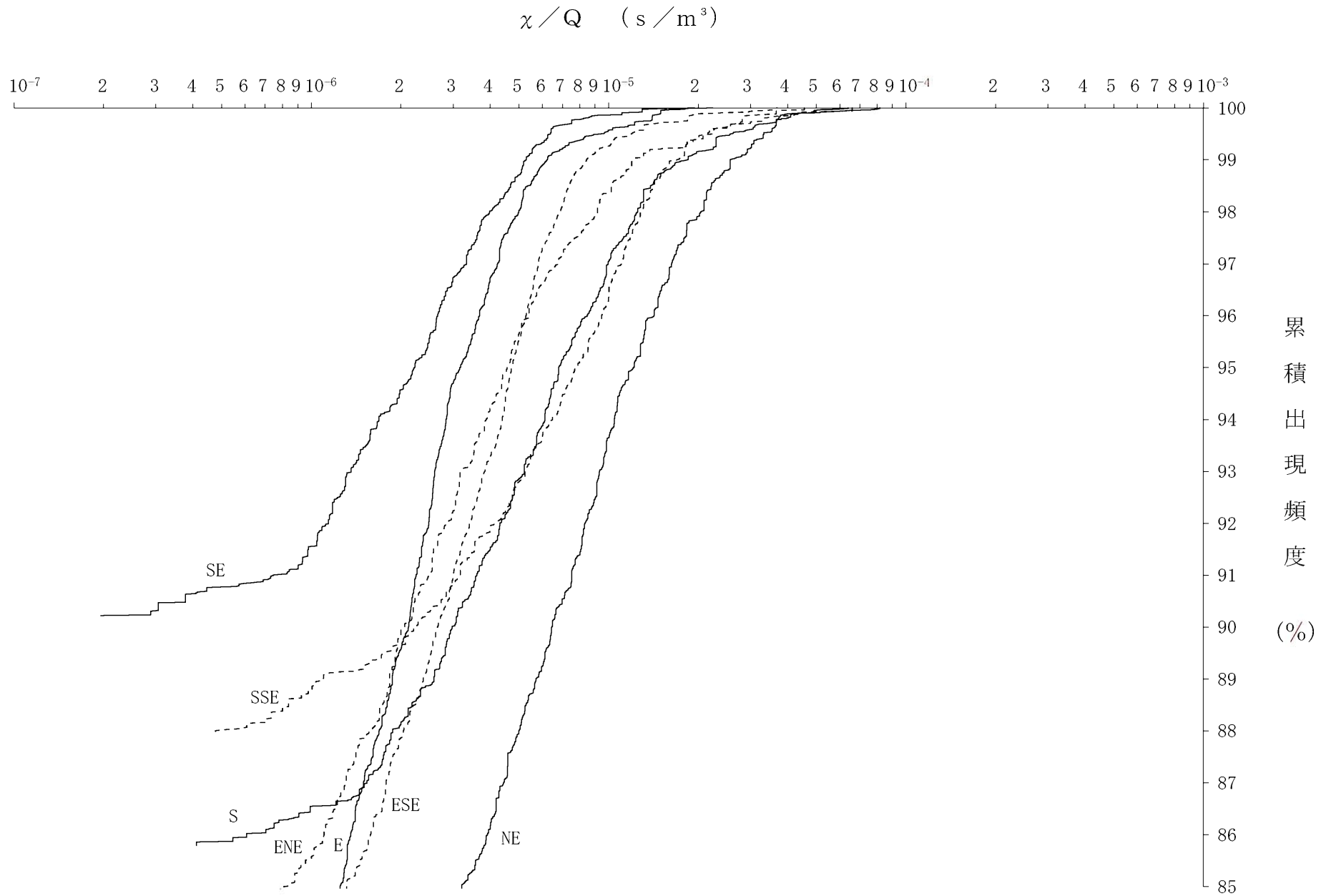
3.0×10<sup>-19</sup> (Gy/Bq) (地上放出分)

第7.2.4.6表(2) 事故時の線量評価に用いる  $\chi/Q$ 、  
D/Q 及び実効放出継続時間

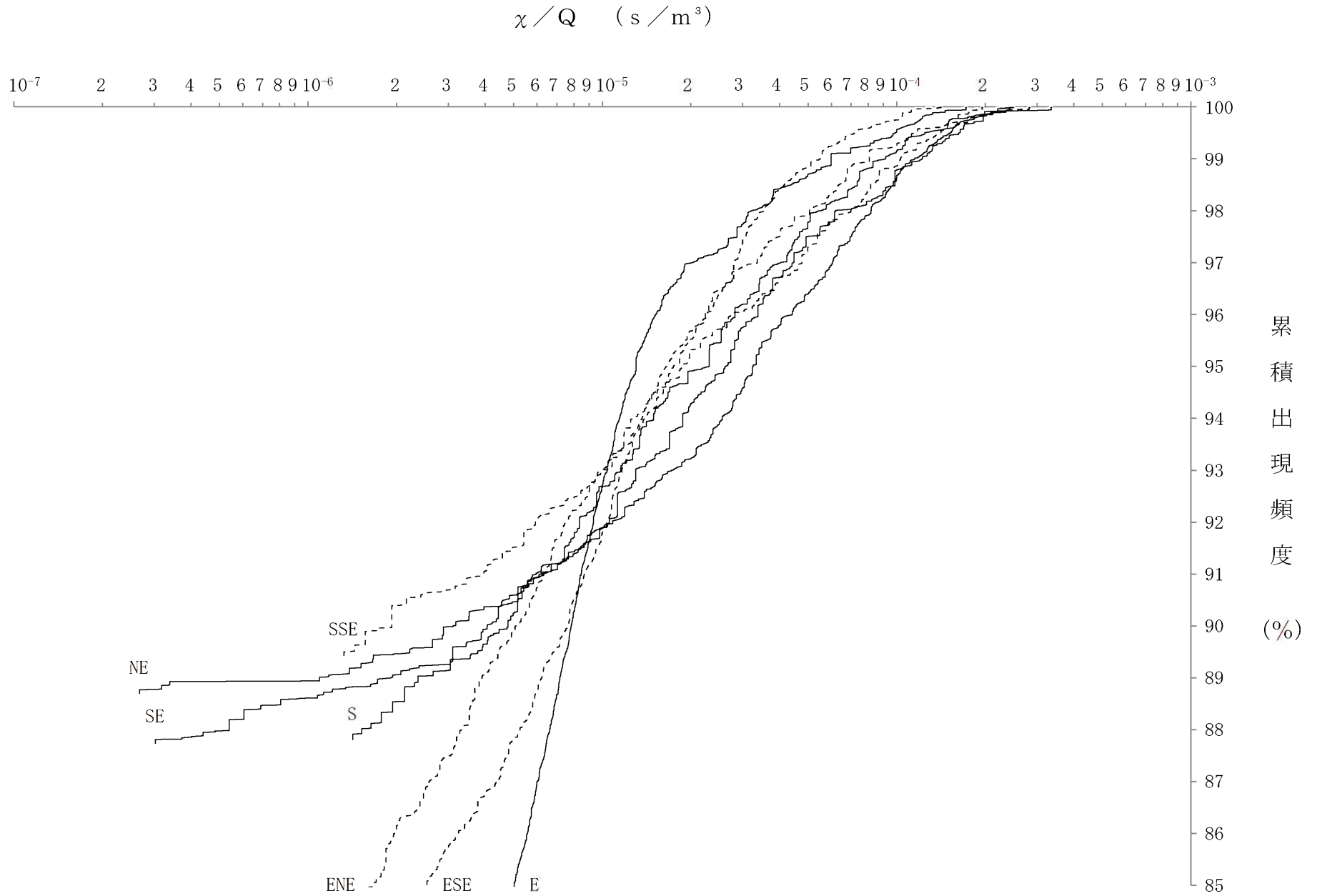
事故の種類	実効放出継続時間 (h)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> ) または D/Q (Gy/Bq)		着目方位	
原子炉冷却材喪失	7	$\chi/Q$	排気筒放出分	$3.3 \times 10^{-6}$	S E
			地上放出分	$6.0 \times 10^{-5}$	
	29	D/Q	排気筒放出分	$4.6 \times 10^{-20}$	
			地上放出分	$3.2 \times 10^{-19}$	
蒸気発生器伝熱管破損 燃料集合体の落下	1	$\chi/Q$	$3.1 \times 10^{-5}$		S E
	放射性気体廃棄物処理施設の破損	1	D/Q	$4.0 \times 10^{-19}$	
制御棒飛び出し	2	$\chi/Q$	排気筒放出分	$3.8 \times 10^{-6}$	S E
			地上放出分	$5.5 \times 10^{-5}$	
	14	D/Q	排気筒放出分	$5.4 \times 10^{-20}$	
			地上放出分	$3.9 \times 10^{-19}$	

(注) D/Qは $\gamma$ 線エネルギーを0.5MeVとして計算したもの

「第 7.2.3.1 図 年間の風配図」、「第 7.2.3.2 図(1) 月別風配図」、「第 7.2.3.2 図(2) 月別風配図」、「第 7.2.3.2 図(3) 月別風配図」、「第 7.2.3.2 図(4) 月別風配図」、「第 7.2.3.2 図(5) 月別風配図」、「第 7.2.3.2 図(6) 月別風配図」、「第 7.2.3.3 図 低風速時(0.5~2.0m/s)の風配図(年間)」、「第 7.2.3.4 図 風速別出現頻度及び風速別出現頻度累積(年間)」、「第 7.2.3.5 図(1) 月別の風速別出現頻度分布」、「第 7.2.3.5 図(2) 月別の風速別出現頻度分布」、「第 7.2.3.5 図(3) 月別の風速別出現頻度分布」、「第 7.2.3.5 図(4) 月別の風速別出現頻度分布」、「第 7.2.3.5 図(5) 月別の風速別出現頻度分布」、「第 7.2.3.5 図(6) 月別の風速別出現頻度分布」、「第 7.2.3.6 図 年間大気安定度別風配図(標高 70m、地上高 45m)」、「第 7.2.3.7 図 年間及び月別の大気安定度出現頻度」及び「第 7.2.3.8 図 風向別の大気安定度出現頻度」は 3 号炉に同じ。

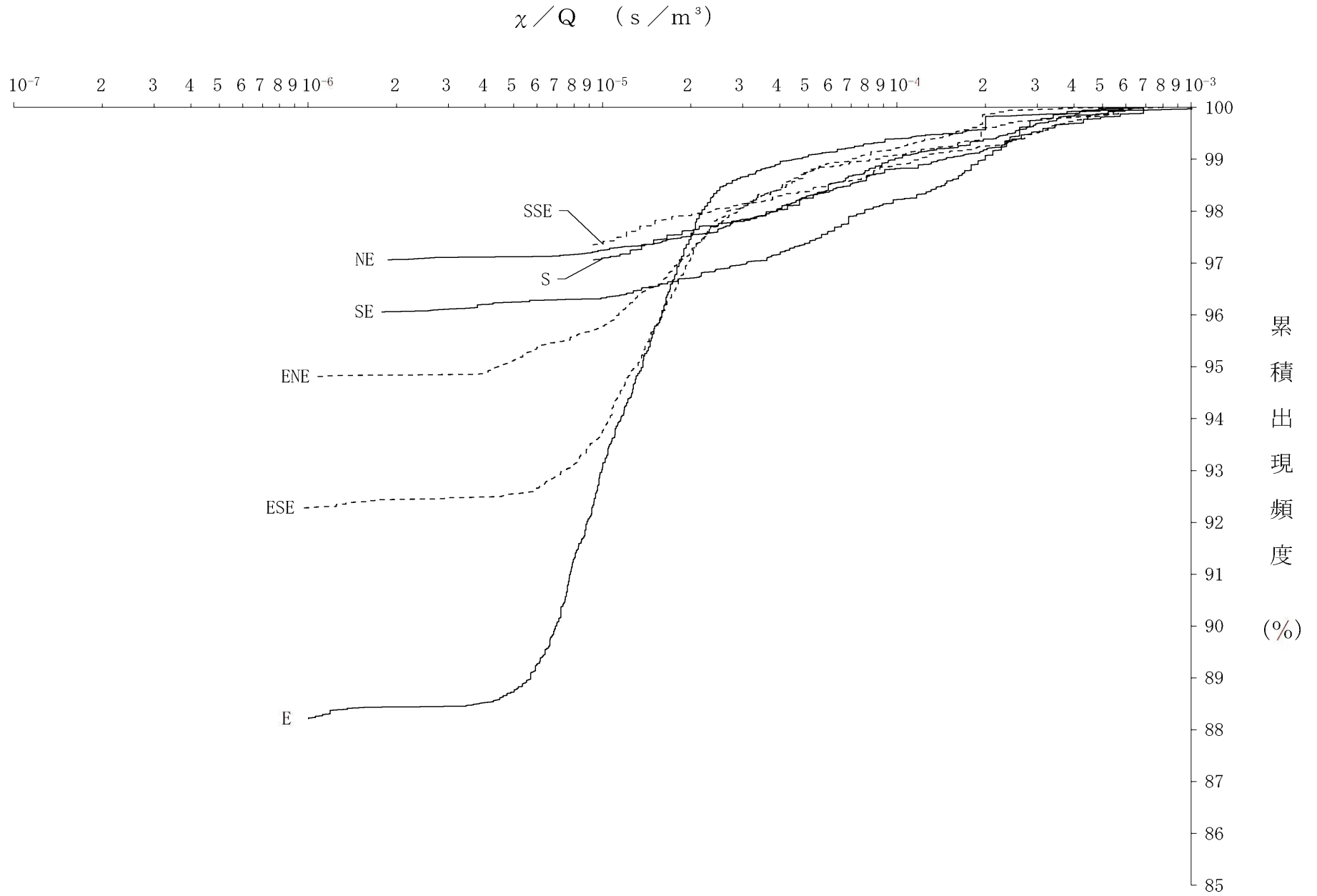


第7.2.4.1図(1) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]

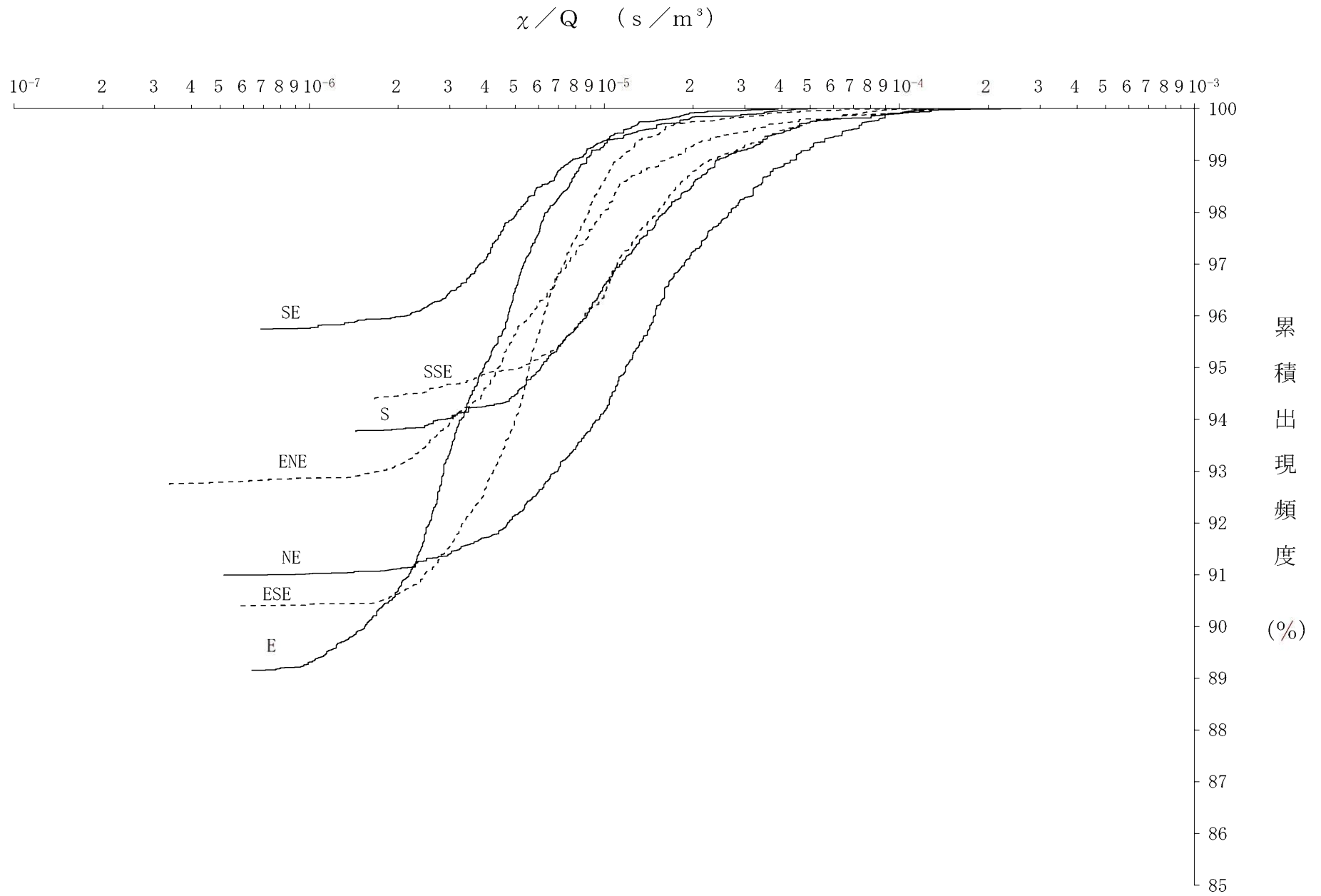


第7.2.4.1図(2) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]

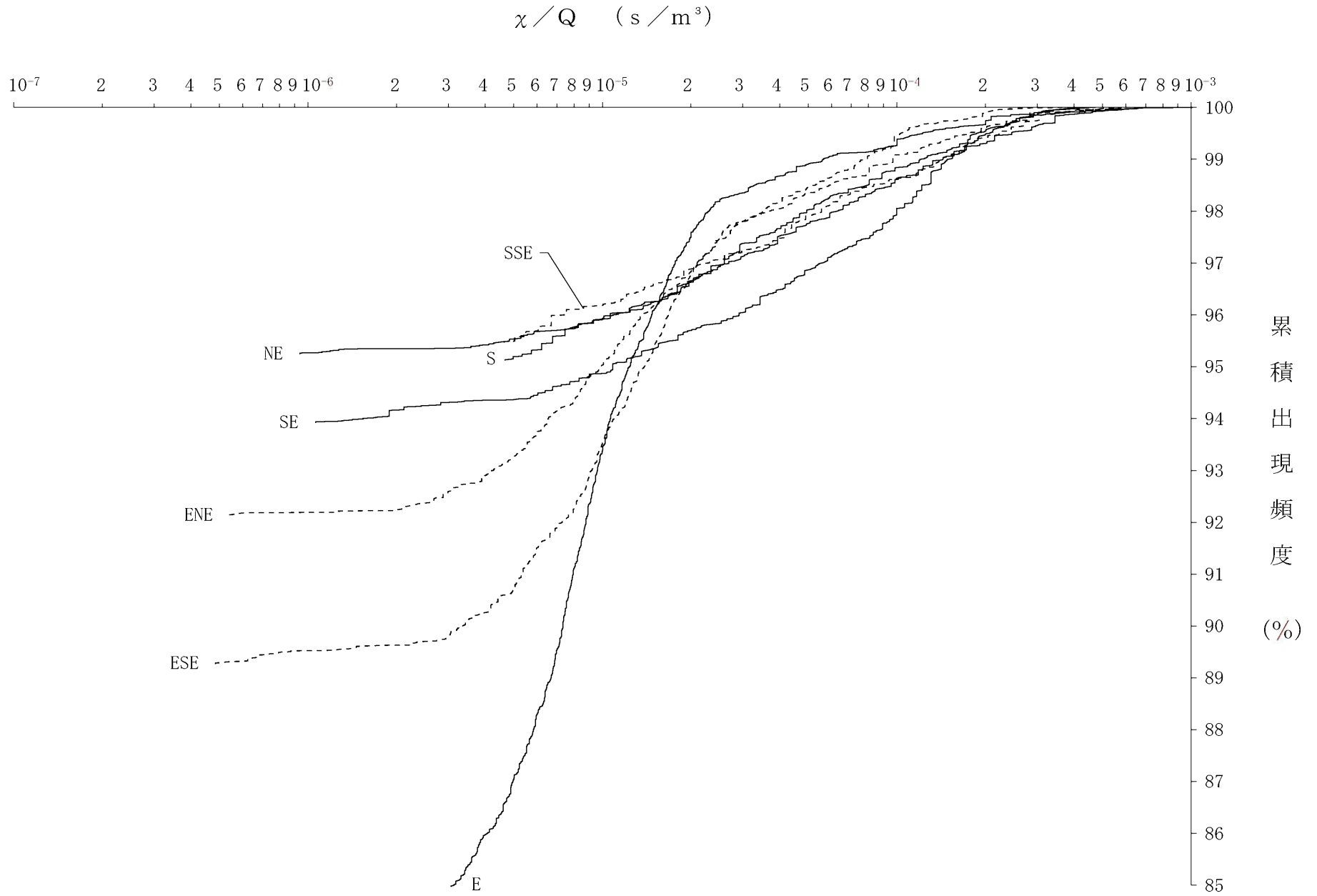




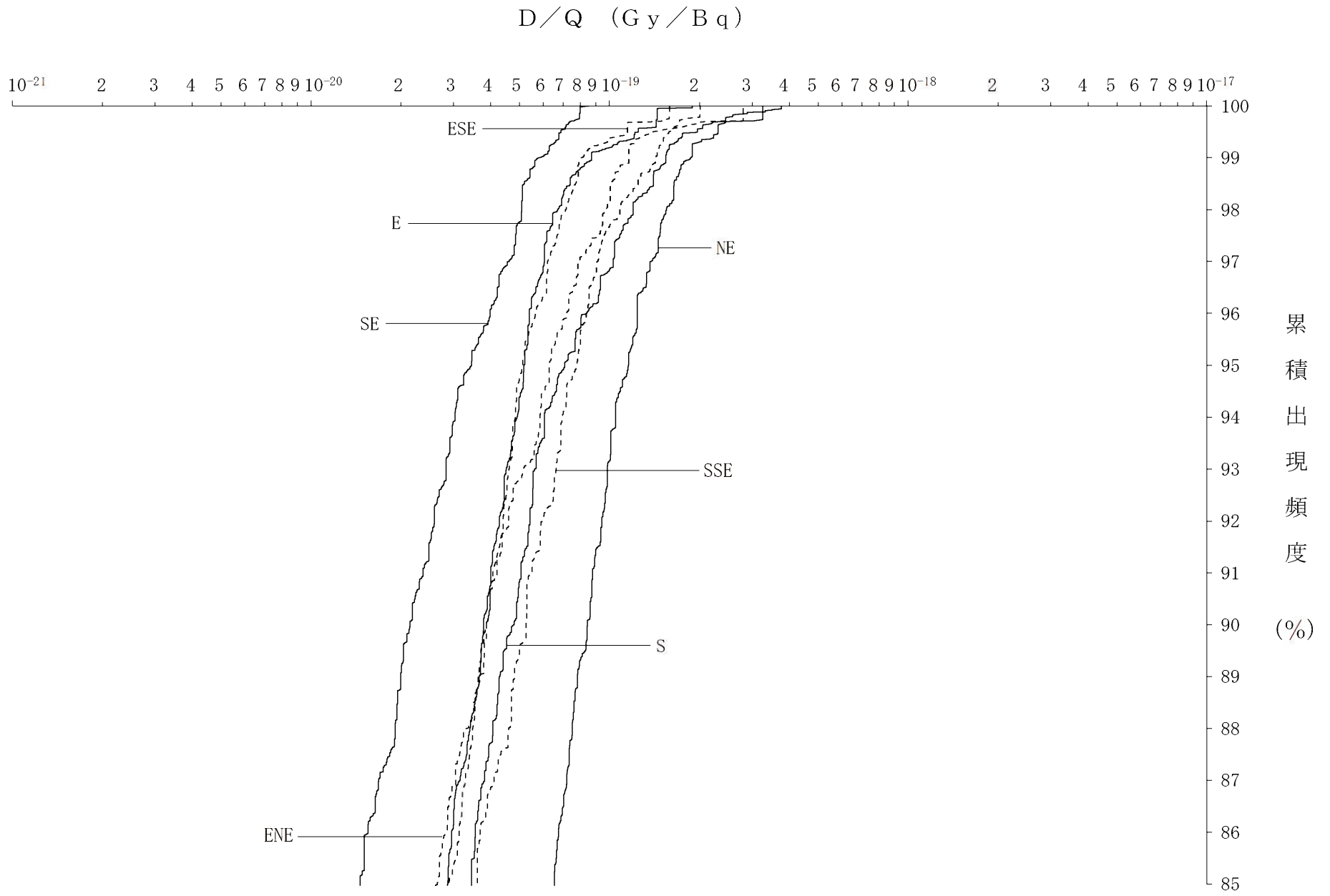
第7.2.4.1図(3) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
 [蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下]



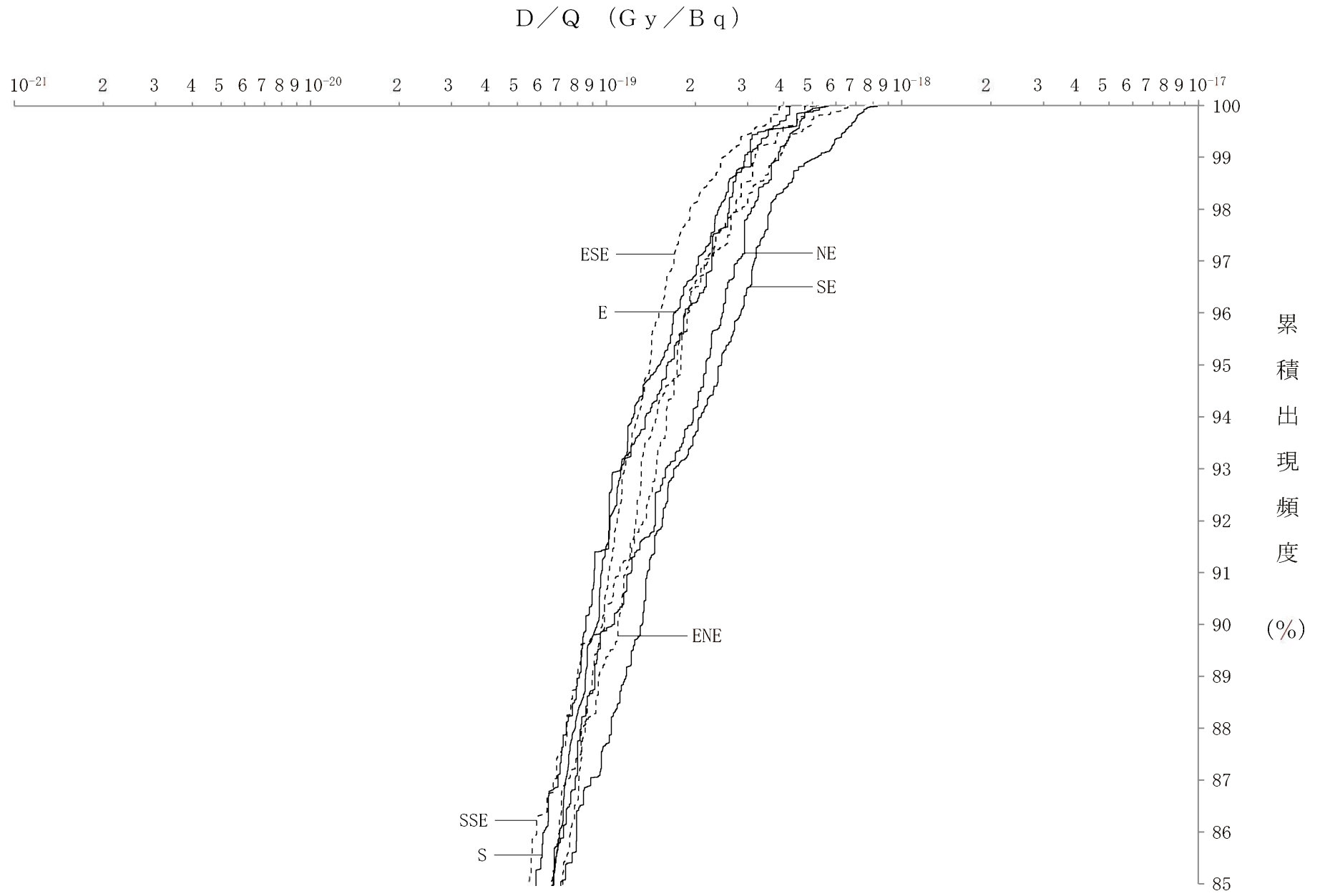
第7.2.4.1図(4) 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度  
 [制御棒飛び出し、排気筒放出分]



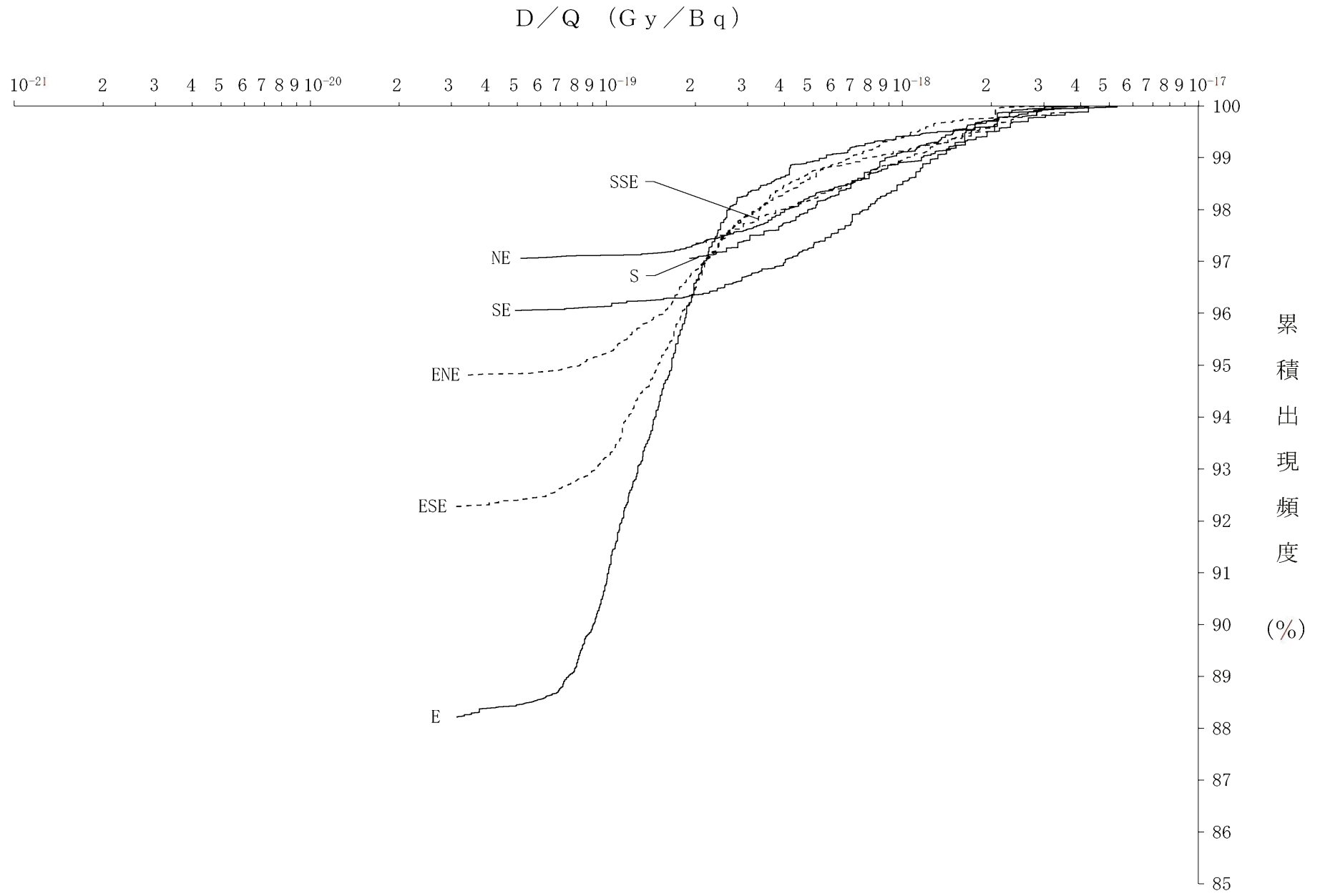
第7.2.4.1図(5) 方位別相対濃度 ( $\chi / Q$ ) の累積出現頻度  
 [制御棒飛び出し、地上放出分]



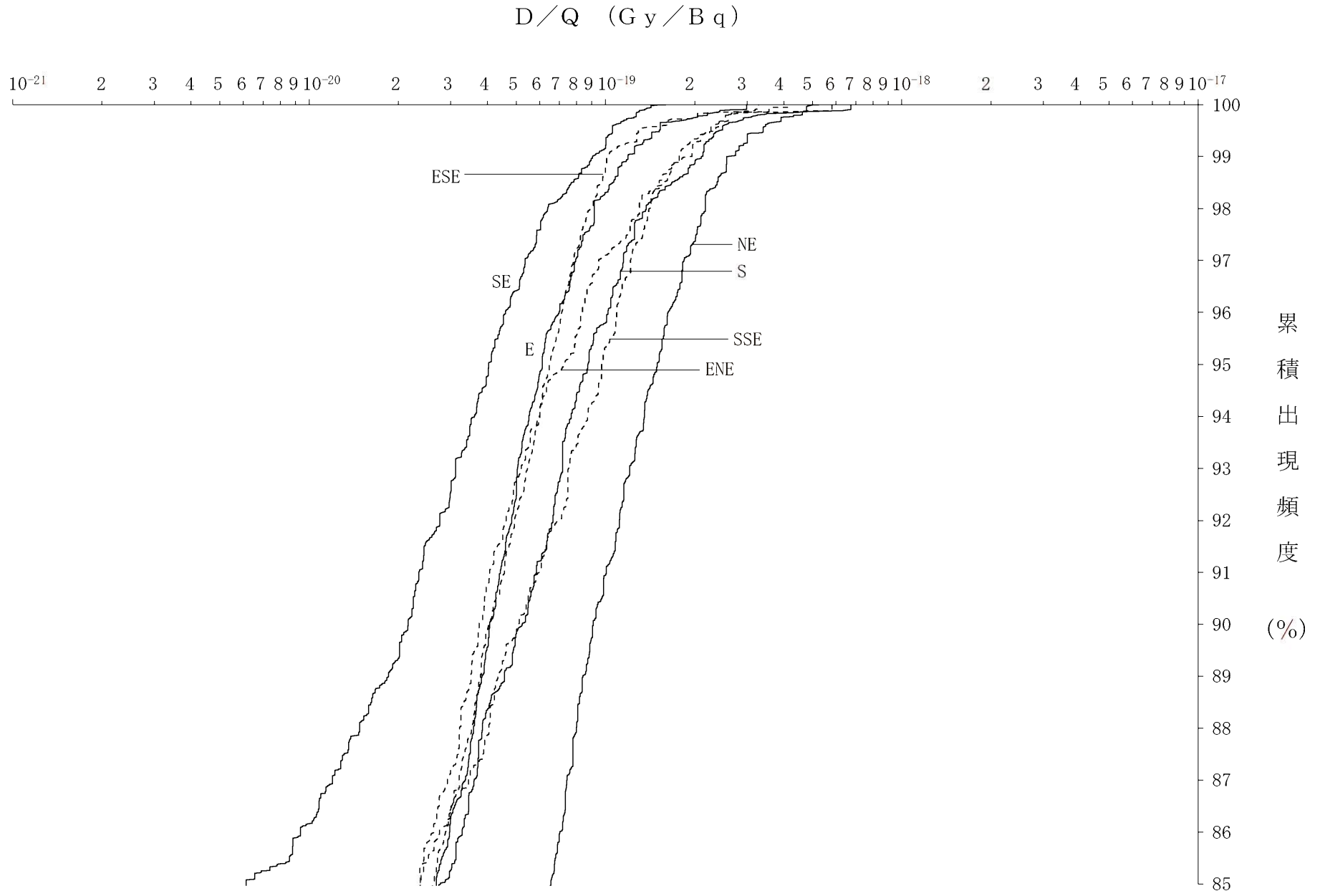
第7.2.4.1図(6) 方位別相対線量 ( $D/Q$ ) の累積出現頻度  
 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、排気筒放出分]



第7.2.4.1図(7) 方位別相対線量 ( $D/Q$ ) の累積出現頻度  
 [原子炉冷却材喪失 (設計基準事故時)、地上放出分]

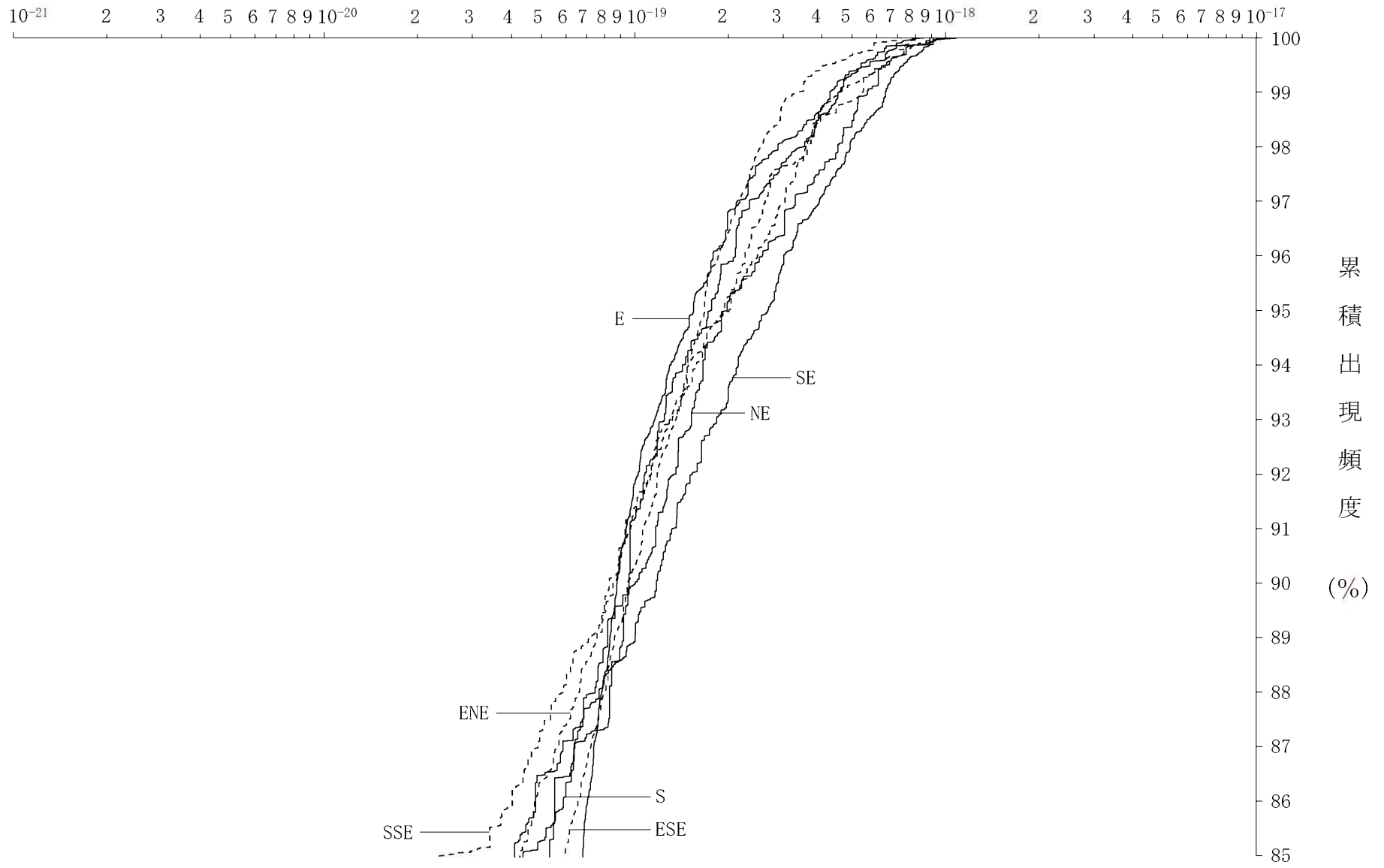


第7.2.4.1図(8) 方位別相対線量 ( $D/Q$ ) の累積出現頻度  
 [ 蒸気発生器伝熱管破損 (設計基準事故時)、燃料集合体の落下、  
 放射性気体廃棄物処理施設の破損 ]



第7.2.4.1図(9) 方位別相対線量 ( $D/Q$ ) の累積出現頻度  
[制御棒飛び出し、排気筒放出分]

D/Q (Gy/Bq)



第7.2.4.1図(10) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度  
[制御棒飛び出し、地上放出分]



## 別添 4

### 添 付 書 類 八

#### 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって、設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の記述のうち、下記内容を変更又は追加する。なお、4 号炉の各項目について、別表 1 のとおり読み替え又は削除する。

### 記

#### ( 3 号炉 )

#### 1. 安全設計

##### 1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

##### 1.12.17 発電用原子炉設置変更許可申請(令和 4 年 12 月 28 日申請) に係る安全設計の方針

##### 1.12.17.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び 設備の基準に関する規則(平成 25 年 6 月 19 日制定)」に 対する適合

#### 5. 原子炉冷却系統施設

## 5.3 非常用炉心冷却設備

### 5.3.4 系統設計及び主要設備

#### 5.3.4.2 主要設備

##### (1) 蓄圧タンク

表

第 5.3.1 表 非常用炉心冷却設備の設備仕様

(4号炉)

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.4 核設計及び熱水力設計の基本方針

1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.12.16 発電用原子炉設置変更許可申請(令和4年12月28日申請)  
に係る安全設計の方針

1.12.16.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び  
設備の基準に関する規則(平成25年6月19日制定)」に  
対する適合

3. 発電用原子炉及び炉心

3.1 概 要

3.2 機械設計

3.2.1 燃 料

3.3 核 設 計

3.3.1 概 要

3.3.2 設計方針

3.3.3 解析方法

3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

3.3.5 核設計の内容

3.4 熱水力設計

3.4.1 概 要

3.4.2 設計方針

- 3.4.3 解析方法
- 3.4.4 熱水力設計値
- 3.4.5 熱水力設計の内容
- 3.4.6 運転時のD N B及び燃料過出力の防止
- 3.5 動特性
  - 3.5.1 概要
  - 3.5.2 設計方針
  - 3.5.3 解析方法
  - 3.5.4 過渡応答
- 3.6 参考文献

#### 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

- 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備
  - 4.1.1 通常運転時等
    - 4.1.1.1 概要
    - 4.1.1.2 設計方針
      - (7)
      - (10)
    - 4.1.1.4 主要設備
      - (2) 使用済燃料ピット
    - 4.1.1.5 評価
      - (4)

#### 5. 原子炉冷却系統施設

- 5.3 非常用炉心冷却設備

#### 5.3.4 系統設計及び主要設備

##### 5.3.4.2 主要設備

###### (1) 蓄圧タンク

表

第 1.3.1 表	安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統及び機器
第 1.3.3 表	本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類
第 3.1.1 表	発電用原子炉及び炉心の設備仕様（4号炉）
第 3.2.1 表	燃料の主要仕様（4号炉）
第 3.3.1 表	核設計値（4号炉）
第 3.3.2 表	反応度停止余裕（4号炉）
第 3.3.3 表	炉心の主要パラメータ（4号炉）
第 3.3.4 表	炉心の安全性確認項目（4号炉）
第 3.4.1 表	熱水力設計値（4号炉）
第 4.2.1 表	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様
第 5.3.1 表	非常用炉心冷却設備の設備仕様
第 5.4.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（常設）の設備仕様
第 5.5.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様
第 5.6.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（常設）の設備仕様
第 6.8.1 表	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（常設）の設備仕様
第 9.5.1 表	原子炉格納容器内の冷却等のための設備（常設）の設備仕様

- 第 9.6.1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（常設）の設備仕様
- 第 9.7.1 表 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（常設）の設備仕様
- 第 9.11.1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（常設）の設備仕様
- 第 10.13.2.1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能の設備仕様



図

- 第 3.2.1 図 燃料棒断面図 (4 号炉)
- 第 3.2.3(1) 図 燃料集合体構造概要図 (4 号炉)
- 第 3.2.3(2) 図 集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図(1)  
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数:24 本)(4 号炉)
- 第 3.2.4 図 二酸化ウランペレット中心、平均及び表面温度対線出力密度 (4 号炉) (寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)
- 第 3.2.5 図 燃料棒内圧の燃焼度変化 (4 号炉) (参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)
- 第 3.2.6 図 燃料径の燃焼度変化 (4 号炉) (参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)
- 第 3.2.19 図 ウラン燃料の製造工程概要図 (4 号炉)
- 第 3.3.3 図 燃料集合体配置図 (第 N サイクル炉心 (平衡炉心)) [1 / 4 炉心] (4 号炉)
- 第 3.3.4 図 燃料集合体配置図 (第 N + 1 サイクル炉心 (予定外取出炉心)) [1 / 4 炉心] (4 号炉)
- 第 3.3.5 図  $F_Q$  制限係数 (4 号炉)
- 第 3.5.1 図 動特性シミュレーションモデル (4 号炉)
- 第 3.5.2 図 10% ステップ状負荷減少の場合 (100% → 90%) (4 号炉)
- 第 3.5.3 図 10% ステップ状負荷増加の場合 (90% → 100%) (4 号炉)
- 第 3.5.4 図 5% / min ランプ状負荷増加の場合 (15% → 100%) (4 号炉)

第 3.5.5 図 5 % / min ランプ状負荷減少の場合 (100% → 15%) (4 号炉)

第 3.5.6 図 50% ステップ状負荷減少の場合 (100% → 50%) (4 号炉)

## A. 4号炉

変 更 前	変 更 後
3.3.1 設計方針	3.3.2 設計方針
3.3.2 解析方法	3.3.3 解析方法
3.3.3 核設計値及び炉心内配置	3.3.4 核設計値及び炉心内配置
3.3.4 核設計の内容	3.3.5 核設計の内容
3.4.1 設計方針	3.4.2 設計方針
3.4.2 解析方法	3.4.3 解析方法
3.4.3 熱水力設計値	3.4.4 熱水力設計値
3.4.4 熱水力設計の内容	3.4.5 熱水力設計の内容
3.5.1 設計方針	3.5.2 設計方針
3.5.2 解析方法	3.5.3 解析方法
3.5.3 過渡応答	3.5.4 過渡応答
3.5.4 評 価	(削除)
3.6 A型及びB型燃料集合体の 共存する炉心特性	(削除)
3.7 参考文献	3.6 参考文献

(表)

変 更 前	変 更 後
第3.1.1(1)表	第3.1.1表
第3.2.1(1)表	第3.2.1表
第3.3.1(1)表	第3.3.1表
第3.3.2(1)表	第3.3.2表
第3.3.3(1)表	第3.3.3表
第3.3.3(2)表	(削除)
第3.3.4(1)表	第3.3.4表
第3.3.4(2)表	(削除)
第3.4.1(1)表	第3.4.1表

(図)

変 更 前	変 更 後
第3.2.1(1)図	第3.2.1図
第3.2.1(2)図	(削除)
第3.2.4(1)図	第3.2.4図
第3.2.5(1)図	第3.2.5図
第3.2.5(2)図	(削除)
第3.2.6(1)図	第3.2.6図
第3.2.6(2)図	(削除)
第3.3.6図	(削除)
第3.5.2(1)図	第3.5.2図
第3.5.3(1)図	第3.5.3図
第3.5.4(1)図	第3.5.4図
第3.5.5(1)図	第3.5.5図
第3.5.6(1)図	第3.5.6図
第3.6.1図～第3.6.4図	(削除)

(3号炉)

1. 安全設計

1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.12.17 発電用原子炉設置変更許可申請（令和4年12月28日申請）に係る安全設計の方針

1.12.17.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合

(安全施設)

第十二条

2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

適合のための設計方針

2 について

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。



(放射性廃棄物の処理施設)

第二十七条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

適合のための設計方針

- 一 放射性気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）を満足する設計とする。

放射性液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）を満足する設計とする。

(重大事故等の拡大の防止等)

### 第三十七条

- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 2 について

重大事故が発生した場合において、想定した格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

#### 3 について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した事故に対して、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

#### 4 について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.3 非常用炉心冷却設備

#### 5.3.4 系統設計及び主要設備

##### 5.3.4.2 主要設備

###### (1) 蓄圧タンク

蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、その内容積の約2/3にほう酸水（ほう素濃度3,100ppm以上）を満たし、残りの空間は窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]（約45kg/cm<sup>2</sup>G））以下になると自動的に逆止弁が開き、ほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

また、必要に応じて蓄圧タンク中のほう酸水の水位及びほう素濃度を遠隔操作によって調整できるように配管等を設ける。蓄圧タンクの圧力は、窒素ガス封入によって保持し、通常運転時でも調整できる。また、蓄圧タンクの過圧防止のため安全弁を設置する。

第5.3.1表 非常用炉心冷却設備の設備仕様

(1) 蓄圧タンク

型 式	たて置円筒型
個 数	4
容 量	約38m <sup>3</sup> (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage] (50kg/cm <sup>2</sup> G)
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa[gage] (約45kg/cm <sup>2</sup> G)
運転温度	約49℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス内張り)

(6) 燃料取替用水ピット (4号炉)

個 数	1
容 量	約2,100m <sup>3</sup>
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
ライニング材料	ステンレス鋼

((2)～(5)は変更前の記載に同じ。)

## (4号炉)

### 1. 安全設計

#### 1.1 安全設計の方針

##### 1.1.4 核設計及び熱水力設計の基本方針

###### (1) 炉心の核設計

炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、「3.4 熱水力設計 3.4.2 設計方針」に定義する熱水力設計上の燃料の許容設計限界並びに「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に定める燃料エンタルピに関する燃料の許容設計限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定めるPCMI破損しきい値のめやすを超えないような固有の出力抑制特性を有する設計を前提として、以下の設計とする。

炉心は、有効高さ対等価直径比約1.1の円柱形で、193体の燃料集合体等で構成する。

燃料の濃縮度は、以下の現象による反応度変化を考慮し、所定の設備利用率及び取出燃焼度を確保するように決定する。

- a. 燃焼に伴うウラン235等核分裂性物質質量の変化
- b. 減速材の温度上昇
- c. 燃料棒温度上昇
- d. キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の蓄積
- e. 中性子の漏えい

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタ及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。これらの制御方式に加えて、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用して過剰反応度を抑制し、良好な出力分布が得られるように炉心内に配置する。

また、燃料の装荷及び取替えに当たっては、次の取替えまでの期間中、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、 $0.016\Delta K/K$ の余裕を有して高温停止できる設計とする。さらに、化学体積制御設備のほう酸注入により、 $0.010\Delta K/K$ の余裕を有して低温停止できる設計とする。

制御棒クラスタの最大添加反応度及び反応度添加率は、想定する事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果たせるように制限する。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において熱的制限値を超えるような出力分布が起こらない設計とする。

また、炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように、ドップラ係数は負であり、かつ、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計とする。さらに、出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を有し、軸方向振動に対しては抑制できる設計とする。

## (2) 炉心の熱水力設計

熱水力設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料が損傷しないよう、次の基準を満たすように行う。

a. 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）は、許

容限界値以上

- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満

具体的には、設計上仮定する厳しい出力分布状態においても上記の基準を満たすよう、原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の設計を行うとともに、定格出力時に次の条件を満たすこととする。

- a. 最小DNBR 2.19
- b. 燃料棒最大線出力密度 43.1kW/m



1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.12.16 発電用原子炉設置変更許可申請（令和4年12月28日申請）に係る安全設計の方針

1.12.16.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合

(地震による損傷の防止)

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能については、以下のとおり設計する。

1 について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。

5 について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

なお、燃料の機械設計においては、燃料中心最高温度、燃料要素内圧、燃料被覆材応力、燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量及び累積疲労サイクルに対する設計方針を満足するように燃料要素

の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆材への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆材応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 1 について

燃料集合体は、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

##### 3 について

燃料集合体は、発電所敷地又はその周辺で想定される人為による事象が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。

4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

燃料集合体は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

## 2 について

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

## 3 について

燃料集合体の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

## 4 について

燃料集合体は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならぬ。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.1倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

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

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器

バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。



(炉心等)

第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐える

ものとする。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

## 適合のための設計方針

### 1 について

濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には、発電用原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数は、高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は、減速材温度係数と同様、減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが、これらによる反応度が炉心に与える効果は、通常、温度の効果に比べ小さい。

これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

発電用原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平

方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

## 2 について

(1) 炉心は、それに関連する 1 次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小 D N B R は、許容限界値以上であること。
- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

また、計測制御系統により、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点を超えるか又は最小 D N B R が許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護回路の作動に

より発電用原子炉を自動的に停止できる設計とする。

- (2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定める P C M I 破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

### 3 について

炉心を構成する燃料要素以外の燃料体の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する燃料体以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される荷重の組合せに対し、発電用原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。

### 4 について

燃料体は、1次冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。

炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰等により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。