

## 2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

### 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

#### 2.1.1 基本設計

##### 2.1.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）は，建屋に滞留した汚染水から油分，塩分，放射能を除去した水（以下，処理水という）及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去することを目的とする。

##### 2.1.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる機能を有すること。
- (3) 原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。
- (4) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。
- (5) 常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

##### 2.1.1.3 設計方針

###### 2.1.1.3.1 新設設備の設計方針

- (1) 構造強度及び機能の維持
  - a. 原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる設計とする。
  - b. 原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。
  - c. 原子炉注水系は，異なる送電系統で 2 回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。
  - d. 原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。
  - e. 原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。
  - f. 原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。
- (2) 注水状態の監視
  - a. 原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

- (3) 漏えい監視
  - a. 原子炉注水系は、設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。
  - b. 原子炉注水系は、漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。
- (4) 異常時への対応機能
  - a. 原子炉注水系は、外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。
  - b. 原子炉注水系は、母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても、注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。
  - c. 原子炉注水系は、地震、津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。
- (5) 火災防護
  - a. 早期検知に努めるとともに、消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

#### 2.1.1.3.2 既設設備の設計方針

##### (1) 耐震性

原子炉注水系の既設設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。

##### (2) 系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

#### 2.1.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度が  $100^{\circ}\text{C}$  未満であること。

#### 2.1.1.5 主要な機器

##### (1) 設備概要（添付資料－1 参照）

原子炉注水系は、処理水及びろ過水を水源とし、電動機駆動の注水ポンプにて建屋内の既設配管（1号機は給水系、炉心スプレイ系、2、3号機は給水系、炉心スプレイ系及び消火系）を介して原子炉への注水を行い、燃料の崩壊熱を除去する。

水源には、ろ過水タンク、処理水バッファタンク、純水タンク、復水貯蔵タンク（以下、CSTという）を備え、ポンプは常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST炉注水ポンプにより構成する。また、原子炉への注水ラインは、処理水バッファタンクから常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプを介する注水ライン、処理水バッファタンクからタービン建

屋内炉注水ポンプを介する注水ライン，純水タンクから純水タンク脇炉注水ポンプを介する注水ライン，各号機のC S TからC S T炉注水ポンプまたはタービン建屋内炉注水ポンプを介するライン等で構成する。

系統の構成にあたっては，それぞれの設備で多重化を図り，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成する。

## (2) 注水ポンプ

原子炉注水系の常用系は，事務本館海側駐車場に設置された常用高台炉注水ポンプ3台（1～3号共用），タービン建屋内に設置されたタービン建屋内炉注水ポンプ6台及びC S T炉注水ポンプ6台で構成する。

また予備としては電源喪失時の注水を確保するため，事務本館海側駐車場に設置され所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下，D/Gという）から受電する非常用高台炉注水ポンプの3台（1～3号共用），純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のD/Gの双方からの受電が可能な純水タンク脇炉注水ポンプ3台（1～3号共用）の計6台で構成している。各ポンプの操作盤は各ポンプ近傍に設置されており，手動で起動・停止を行う。注水ポンプは，燃料の崩壊熱相当注水量を十分確保できる仕様とする（崩壊熱相当注水量の計算例を添付資料－3に示す）。

## (3) タンク

原子炉注水系の水源は，建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とろ過水の2種類がある。処理水を水源としているタンクは，処理水バッファタンク及びC S Tがあり，ろ過水を水源としているタンクはろ過水タンク，純水タンクがあり，水源に対し多様性を有している。

また，処理水バッファタンクは水源として処理水を主としているが，処理装置の不具合等により，処理水の供給がとぎれた場合に備え，ろ過水タンクから水の供給が可能である。なお，ろ過水タンクへのろ過水の供給量は，崩壊熱相当注水量に対して十分な供給能力がある。

これらタンクは1～3号機共用として運用するが，複数のタンクがあり，またタンクから原子炉までの注水ラインはそれぞれ独立しているため，十分な多様性及び独立性を有している。

## (4) 原子炉注水ライン

常用，非常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプは，ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他，常用，非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも，処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで，多様性を向上させ，系の漏え

い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは、ポンプ定格流量にて注水した場合においても、有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また、耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては、許容された半径を満足する様に配置するとともに、ホース類の敷設にあたっては、温度上昇による強度への影響を考慮し、道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

#### (5) 電源

常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプの電源は、異なる送電系統で2回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも、所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプのいずれかの運転が可能な構成とする。

また、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ専用のD/Gを有し、外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能な構成とする。

#### (6) その他

複数の設備に損傷が生じた場合であっても、原子炉注水を維持するため、原子炉注水専用の消防車を3台配備する。水源については、上記のタンクその他、原水地下タンクを利用できる他、これらの水源が使用できない場合も、海水を水源とした消防車による注水が可能である。

原子炉注水系の腐食防止対策としては、注水する処理水の水質管理を行うと共に、窒素バブリングによる脱酸素等を実施する（添付資料-4参照）。

また、原子炉注水系の凍結防止対策としては、保温材の取り付け、水抜き、ハウス設置を実施する。

原子炉注水系の監視としては、現場、免震重要棟集中監視室等で原子炉の冷却状態及び注水状態を監視し、これらの変動により有意な漏えい検出も可能と考えている。

また、タンク、または配管等からの微少漏えいによる系外への放射性物質漏えいに関しては特に監視設備は設けていないが、漏えいリスクが低いPE管への設備変更、土嚢による系外放出防止対策を実施すると共に、巡視点検を行うことにより監視している。

接触等による流量変動防止対策として、原子炉注水量調整弁近傍に注意喚起の表示、接触しやすい流量調整弁には接触防止カバーを取付ける。

### 2.1.1.6 自然災害対策等

#### (1) 津波

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、津波等

により万が一、複数設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

## (2) 火災

原子炉注水系の非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプのD/G用燃料タンク内に危険物が存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

### 2.1.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2参照）

#### (1) 構造強度

原子炉注水系は、技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス2機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用し、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

また、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料の設備を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等をおこなうことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視をおこなうことで、健全性を確保する。

#### (2) 耐震性

原子炉注水系は、耐震設計審査指針上のSクラス相当の設備と位置づけられるが、新設設備については、短期間での設計、調達及び設置を行う必要があることから、耐震Sクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。

また、既設設備については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、フレキシビリ

ティを有する材料を使用するなどし、可能な限り耐震性を確保する。

#### 2.1.1.8 機器の故障への対応

##### 2.1.1.8.1 機器の単一故障

###### (1) ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

###### (2) 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電源切替には数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

###### (3) 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

なお、万が一バッファタンクに加え、ろ過水タンクの機能も喪失した場合（複数設備の機能喪失に該当）は、純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため、原水地下タンクを水源とし、予め待機している消防車による注水を行う（注水再開の所要時間：60分程度）。

###### (4) 原子炉注水ラインの損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30分程度）。

##### 2.1.1.8.2 原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、地震、津波等により万が一、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。消防車は、事務本館海側駐車場、ろ過水タンク脇、厚生棟横にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他、事務本館山側駐車場に配備されている消防車を使用できる。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するも

の、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から3時間程度と想定しており、想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては、仮に注水停止が3時間を超える長時間にわたる場合を想定しても、1プラント当たり10m<sup>3</sup>/hの注水流量で冷却可能であると評価されており、現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には、蒸気が急速に凝縮する可能性があることから、窒素封入が行われていることを確認するとともに、温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

#### 2.1.1.8.3 異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し、原子炉注水が停止した場合について、評価を実施した（添付資料－5参照）。

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は、過渡相当事象（注水停止1時間）で約 $2.9 \times 10^{-6}$  mSv、事故相当事象（注水停止7時間）で約 $1.4 \times 10^{-5}$  mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

想定を大きく超える、シビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）における敷地境界での年間の実効線量は約 $6.6 \times 10^{-5}$  mSvであり、3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合では約 $2.0 \times 10^{-4}$  mSvである。また、特定原子力施設から5km、10km地点での年間の実効線量は、3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 $2.1 \times 10^{-5}$  mSv、約 $7.6 \times 10^{-6}$  mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### 2.1.1.8.4 原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下、炉心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料－6参照）。

評価の結果、炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内の事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は、約 $3.2 \times 10^{-7}$ /年、外部電源喪失（地震）は、約 $6.1 \times 10^{-9}$ /年、大津波事象は、約 $5.8 \times 10^{-5}$ /年となっている。評価結果の合計値は約 $5.9 \times 10^{-5}$ /年であり、寄与割合は、大津波事象が約99%となった。

## 2.1.2 基本仕様

### 2.1.2.1 主要仕様

#### (1) 常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	113m

#### (2) 非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用D/G電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	113m

#### (3) 純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及び専用D/G電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	37 m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	93m

#### (4) タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

##### 1号機

台数	2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	12 m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	70m

##### 2, 3号機

台数	2号機 2 3号機 2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	10m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	70m



(5) C S T 炉注水ポンプ (完成品) (外部電源)

台 数	1 号機 2 2 号機 2 3 号機 2
型 式	単段渦巻ポンプ
容 量	20m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程	70m

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用 D/G (完成品)

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 250l (参考値), 約 26.1l/h (参考値)

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用 D/G (完成品)

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 250l (参考値), 約 26.1l/h (参考値)

(8) 処理水バッファタンク

基 数	1
容 量	700m <sup>3</sup>

(9) 復水貯蔵タンク (C S T)

基 数	1 号機 1 2 号機 1 3 号機 1
容 量	1 号機 1893Kl 2 / 3 号機 2448.5Kl

(10) ろ過水タンク

基 数	1
容 量	8000 m <sup>3</sup>

(11) 純水タンク

基 数	2
容 量	2000 m <sup>3</sup> (1基あたり)

(12) 原水地下タンク

基 数	1
容 量	970m <sup>3</sup>

(13) 消防車

基 数	3
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m <sup>3</sup> /h 以上
高压放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m <sup>3</sup> /h 以上
燃料タンク容量、消費量	約 631 (参考値), 約 371/h (参考値)

表 2. 1 - 1 主要配管仕様

名称	仕様	
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch20S 65A/Sch20S 80A/Sch20S SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS316L 1.4MPa 50℃
【1～3号機高台炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 80A/Sch40 150A/Sch40 SUS304TP 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch80 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	300A/Sch40 STPT410 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 65A/Sch40 80A/Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 SUS316L 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 / 200A 相当 / 300A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch20S 65A / Sch20S 80A / Sch40 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A / Sch20 200A / Sch20 SGP 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A / Sch40 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch80 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch80 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A / Sch40 80A / Sch40 100A / Sch40 150A / Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch160 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 150A／Sch40 300A／Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 65A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当/150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【1～3号機C S T原子炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A／Sch80 50A／Sch80 STPT410 0.96MPa 66℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
【1～3号機C S T原子炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 75A 相当 100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

### 2.1.3 添付資料

- 添付資料－1 原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図
- 添付資料－2 構造強度及び耐震性について
- 添付資料－3 崩壊熱相当の注水量について
- 添付資料－4 炉注入する処理水の水質目標値について
- 添付資料－5 原子炉注水停止時評価の説明資料
- 添付資料－6 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価
- 添付資料－7 原子炉注水系に係る確認事項
- 添付資料－8 処理水バッファタンクの基本仕様
- 添付資料－9 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策
- 添付資料－10 処理水バッファタンクの基礎及び堰に関する説明書
- 添付資料－11 既設処理水バッファタンク及び既設処理水バッファタンク接続配管の解体・撤去の方法について
- 添付資料－12 原子炉压力容器・格納容器注水設備の配置

## 原子炉注水停止時評価の説明資料

## 1. 評価方法

評価は、大きく分けて三段階で実施する。第一段階では時間依存のエネルギーバランス評価によって原子炉注水停止後及び注水再開時の燃料や炉内構造材の温度変化を評価し、第二段階では温度評価結果を入力として核分裂生成物の放出量を評価し、第三段階では放出される環境中への線量影響評価を実施する。

評価プラントについては、1～3号機のうち崩壊熱の評価結果が最大である2号機を代表として対象とする（平成24年12月7日時点の崩壊熱：1号機0.25 MW，2号機0.33 MW，3号機0.33 MW）。

## 1.1 燃料温度評価

- (1) 炉心燃料からの崩壊熱による発熱と、炉心燃料，上部構造材，シュラウド，原子炉圧力容器側部，原子炉圧力容器底部のそれぞれの間の輻射熱伝達を考慮する（図－1）。
- (2) 各部の温度は一点近似とする。
- (3) 原子炉注水停止時の原子炉圧力容器内の保有水量は保守的に0 m<sup>3</sup>とし，原子炉注水停止と同時に全燃料が露出するものとする。
- (4) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開前）。
  - a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5$$

$M_1$  : 炉心燃料質量[kg]

$C p_1$  : 炉心燃料比熱[kJ/(kg-K)]

$T_1$  : 炉心燃料温度[K]

$Q_d$  : 炉心燃料崩壊熱[kW]

$Q_1$  : 炉心燃料（上面）における輻射伝熱量[kW]

$Q_5$  : 炉心燃料（下面）における輻射伝熱量[kW]

- b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = Q_2$$

$M_2$  : 上部構造材質量[kg]

$C p_2$  : 上部構造材比熱[kJ/(kg-K)]

$T_2$  : 上部構造材温度[K]

$Q_2$  : 上部構造材における輻射伝熱量[kW]

c. シュラウドのエネルギーバランスの式

$$M_3 C p_3 \frac{dT_3}{dt} = Q_3 - Q_4$$

$M_3$  : シュラウド質量[kg]

$C p_3$  : シュラウド比熱[kJ/(kg-K)]

$T_3$  : シュラウド温度[K]

$Q_3$  : シュラウド（内面）における輻射伝熱量[kW]

$Q_4$  : シュラウド（外面）における輻射伝熱量[kW]

d. 原子炉圧力容器側部のエネルギーバランスの式

$$M_4 C p_4 \frac{dT_4}{dt} = Q_4$$

$M_4$  : 原子炉圧力容器側部質量[kg]

$C p_4$  : 原子炉圧力容器側部比熱[kJ/(kg-K)]

$T_4$  : 原子炉圧力容器側部温度[K]

e. 原子炉圧力容器底部のエネルギーバランスの式

$$M_5 C p_5 \frac{dT_5}{dt} = Q_5$$

$M_5$  : 原子炉圧力容器底部質量[kg]

$C p_5$  : 原子炉圧力容器底部比熱[kJ/(kg-K)]

$T_5$  : 原子炉圧力容器底部温度[K]

(5) 注水再開後には注水による燃料冷却を考慮する。注水量の全てが炉心燃料の冷却に寄与するものとし、また、発生蒸気によって上部構造材が冷却されるものとする。飽和温度以下の水により燃料が冷却される場合には、水の顕熱により燃料の崩壊熱が除去されるものとする。

(6) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開後）。

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5 - Q_c$$

$$\text{ここで、 } Q_c = W_g (H_g - H_f) + W_{in} (H_f - H_{in})$$

$Q_c$  : 注水による炉心燃料除熱量[kW]



- $W_{in}$  : 注水流量[kg/s]  
 $W_g$  : 発生蒸気量[kg/s]  
 $H_{in}$  : 注水の比エンタルピ[kJ/kg]  
 $H_g$  : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]  
 $H_f$  : 飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = -Q_2 - Q_{2g}$$

$$\text{ここで, } Q_{2g} = h_{2g} A_{2g} (T_2 - T_g)$$

- $Q_{2g}$  : 上部構造材から蒸気流への対流伝熱量[kW]  
 $T_g$  : 飽和蒸気温度[K]  
 $h_{2g}$  : 上部構造材の熱伝達率[kW/(m<sup>2</sup>-K)]  
 $A_{2g}$  : 上部構造材伝熱面積(蒸気への対流伝熱) [m<sup>2</sup>]

## 1.2 核分裂生成物の放出量評価

(1) 上部構造材に付着しているセシウムが温度上昇に伴い飽和蒸気圧で蒸発し、環境中へ放出された場合の線量影響を評価する。セシウムの放出量は、上部構造材温度の時間変化にしたがって放出量を積分して評価する。

上部構造材としては、スタンドパイプと気水分離器を考慮しており、燃料からの輻射熱の影響を考慮し、燃料に近いこれらの部位に炉心燃料インベントリ全量のセシウムが付着しているという保守的な設定としている。

- (2) 希ガスは既にほぼ完全に放出されていること、また、ヨウ素は減衰していることから、これらの被ばく評価上の影響は無視できるため、本評価では考慮しないこととする。
- (3) 燃料残存の核分裂生成物 (FP) については、平成 23 年 3 月の事故時に燃料温度は約 3,000°C 近くの高温に達していると評価されており、揮発性の高いものは既に放出されているものと考えられる。よって、今回の評価結果の範囲である 500°C 程度の燃料温度では、FP の有意な追加放出がないと考えられることから、これらについては本評価では考慮しないこととする。
- (4) 対象とするセシウムの化学形態は水酸化セシウム (CsOH) とし、その飽和蒸気圧は熱力学データベース (MALT) による評価結果を引用するものとする (図-2)。
- (5) CsOH のキャリアガスは、発生する蒸気量とする。また、炉心燃料が冷却するまで放出が継続するものとする。
- (6) 評価に用いる式を以下に示す。

$$M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$$

$$C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{dif} A_{dif})$$

$$M_{leak} = C_{CsOH} V_g$$

- $M_{CsOH}$  : CsOH 発生量 [mol/s]  
 $P_{CsOH}$  : CsOH 飽和蒸気圧 [N/m<sup>2</sup>]  
 $V_g$  : 発生蒸気流量 [m<sup>3</sup>/s]  
 $R$  : 気体定数 [J/(mol-K)]  
 $T$  : 上部構造材温度 [K]  
 $C_{CsOH}$  : CsOH 平衡濃度 [mol/m<sup>3</sup>]  
 $v_{grav}$  : 重力沈降速度 [m/s]  
 $A_{grav}$  : 重力沈降面積 [m<sup>2</sup>]  
 $v_{dif}$  : ブラウン拡散沈着速度 [m/s]  
 $A_{dif}$  : ブラウン拡散沈着面積 [m<sup>2</sup>]  
 $M_{leak}$  : CsOH 放出量 [mol/s]

- (7) 上記の原子炉格納容器での重力沈降とブラウン拡散沈着は考慮するが、その他の原子炉格納容器内や原子炉建屋での除染係数については、保守的に考慮しないこととする。

### 1.3 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出されるセシウムは、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。
- (2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。
- (3) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムによる外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (4) 放射性雲のセシウムからの  $\gamma$  線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

$H_\gamma$  : 放射性雲のセシウムからの  $\gamma$  線による外部被ばく実効線量 [mSv]

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 [Sv/Gy]

$E_\gamma$  :  $\gamma$  線の実効エネルギー [MeV]

$D/Q$  : 相対線量 [Gy/Bq]

$Q_{Cs}$  : 事故期間中のセシウムの大気放出量 [Bq]

- (5) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

$H_{Cs}$  : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]  
 $K_{in}$  : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]  
 $R_1$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s]  
 $\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

- (6) 地表沈着したセシウムからの $\gamma$ 線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$  : 地表沈着したセシウムからの $\gamma$ 線による外部被ばく実効線量[mSv]  
 $K_{ex}$  : 外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>)]  
 $V$  : 沈降速度[m/s]  
 $f$  : 残存割合[-]  
 $T$  : 被ばく時間[s]

- (7) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

$G_{in}$  : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]  
 $R_2$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s]  
 $F$  : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>]

- (8) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、別紙1の計算方法により求めた下表の値を用いる。敷地境界については、福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六に記載の主蒸気管破断事故と同じ計算条件とした。5km地点及び10km地点については、風下距離を除き敷地境界と同じ計算条件とした。

	敷地境界	5km 地点	10km 地点
相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [s/m <sup>3</sup> ]	$8.1 \times 10^{-5}$	$8.6 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^{-6}$
相対線量 ( $D/Q$ ) [Gy/Bq]	$7.3 \times 10^{-19}$	$1.7 \times 10^{-19}$	$7.1 \times 10^{-20}$

## 2. 評価条件

### 2.1 燃料位置

燃料の位置については、不確定性はあるものの、1～3号機のいずれについても原子炉圧力容器もしくは原子炉格納容器内に燃料は存在しているものと推定されており、本評価では、実効線量の評価を厳しくする観点から、原子炉圧力容器内に燃料の全量があるという条件で評価している。

平成23年3月の事故時の炉心損傷過程で放出されたセシウムの大部分は原子炉圧力容器内の上部構造材に付着していると考えられるため、本評価では、上部構造材に付着したセシウムの再蒸発による環境放出を前提とする。原子炉格納容器に燃料が落下している場合と比較して、原子炉圧力容器内に燃料を想定する場合の方が上部構造材の温度上昇を大きく見積もるため、保守的な結果を与えることとなる。

### 2.2 初期温度

現状の原子炉圧力容器や原子炉格納容器の各部位の温度推移から、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内は十分に冷却されており（平成24年12月7日時点で概ね50℃以下）、露出した過熱部分が有意な割合で存在している状況ではないと推定される。よって、初期燃料温度については、100℃と設定することが妥当と考えられるが、燃料位置等の不確かさを考慮して、保守的に150℃と設定する。原子炉圧力容器上部等の構造材については、初期温度を100℃と設定する。

### 2.3 燃料の崩壊熱

燃料の崩壊熱については、平成24年12月7日時点の2号機の崩壊熱（0.33MW）を用いる。

### 2.4 注水停止時間

注水停止してから注水再開までの注水停止時間は以下の条件とする。

#### (1) 過渡相当

過渡相当事象としては、機器等の単一の故障を想定する。想定される原子炉注水系の単一の故障（ポンプ故障、電源喪失、水源喪失、原子炉注水ライン損傷）が発生した場合の注水再開までの所要時間は、以下に示すようにいずれも30分程度であるので、これに余裕をとり原子炉注水の停止時間は1時間とする。

#### a. ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで、原子炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

#### b. 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電

源切替に数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

c. 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

d. 原子炉注水ライン損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇炉注水ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30分程度）。

(2) 事故相当

原子炉注水の流量低下や注水ポンプの電源喪失を検知した際は、免震重要棟内で警報を発して異常時の対応を促す仕組みとしているが、事故相当事象としては、これらの警報では検知できない原子炉注水系の異常が生じた場合を想定する。この場合には、原子炉圧力容器周辺や原子炉格納容器周辺の温度計の指示上昇によって異常の兆候を検知することとなるが、仮に、このような事態が生じた場合には、各部位の温度計が全体的に顕著な上昇傾向を示すと考えられるため、異常の検知は可能であると考えられる。

温度上昇の幅としては、本評価では保守的に 30℃と設定する。また、対象とする温度については、異常時には全体的に顕著な温度上昇傾向が想定されるため、上述の評価方法によって求めた原子炉圧力容器底部の温度を代表として検知対象とする。原子炉圧力容器底部の温度変化を図-3に示すが、原子炉圧力容器底部の温度上昇幅が 30℃を超過するのは注水停止からの経過時間が約 6 時間の時点である。これに注水再開に要する時間（注水再開の所要時間：30分程度）を考慮し、事故相当での原子炉注水の停止時間は 7 時間とする。

事故相当事象としては、原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した事象も想定される。このような事象が発生した場合には、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から 3 時間程度と想定しており、上述の炉注水関係の警報では検知できない異常事象に包絡される。

(3) シビアアクシデント相当

施設の安全性を評価する観点では、異常時の評価としては過渡相当事象と事故相当

事象の評価をすることで十分と考えられるが、ここではより長期にわたる原子炉注水停止の影響評価を行うため、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象についても評価を実施することとする。

シビアアクシデント相当としては、何らかの原因によって原子炉注水が長時間停止し、注水停止時間が事故相当事象を超える事象を想定する。

東北地方太平洋沖地震時の最長の原子炉注水停止時間は、1号機の実績で約14時間であり、この時間が1つの目安として考えられる。下表に1号機の当時の時系列を示しているが、全交流電源喪失から消防車による淡水注入開始までの約14時間を注水停止時間としている（非常用復水器の動作については不明な点があるものの、全交流電源喪失以降について機能が喪失しているものとしている）。

#### 1号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

（「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成23年9月 東京電力株式会社）」からの抜粋）

日時	主要経緯
平成23年3月11日	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生，原子炉スクラム。
15:37	全交流電源喪失。
17:12	発電所長（発電所緊急時対策本部長）は，アクシデントマネジメント策として設置した消火系（FP）ライン，及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。
17:30	ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）起動（待機状態）。
平成23年3月12日	
1:48	不具合によるDD-FP停止を確認。消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことを検討開始。
5:46	原子炉内にFPラインから消防車による淡水注入開始。

表に示すように、消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことの検討開始は、ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）の停止を確認した後に実施しており、原子炉注水途絶直後から消防車による注水のみを専念することを想定する場合には、DD-FPの起動から停止までの時間（約7時間）を短縮することが可能であると考えられる。また、当時と比較して、消防車の配備や手順書の整備がなされており、定期的な訓練も実施されていることから、消防車による原子炉注水についても事故当時と比較すると短期間で実施することが可能と考えられる。

これらを踏まえて、本評価では実績の約14時間を短縮した12時間をシビアアクシ

デント相当事象の注水停止時間として設定する。

### 2.5 注水再開時の注水流量と注水温度

注水再開時の注水流量は、事故相当事象とシビアアクシデント相当事象では  $10 \text{ m}^3/\text{h}$  と設定する。これは、平成 24 年 12 月 7 日時点の崩壊熱相当注水量（Ⅱ.2.1 添付資料-3）の約 2 倍の流量である。また、過渡相当事象では崩壊熱相当注水量と同程度の  $5 \text{ m}^3/\text{h}$  を注水再開時の注水流量として設定する。また、注水温度は  $30^\circ\text{C}$  とする。

## 3. 評価結果

### 3.1 過渡相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図-4に示す。原子炉注水停止から炉心燃料温度は上昇し、注水停止から 1 時間の注水再開の時点で約  $170^\circ\text{C}$  まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。また、事象期間を通じて上部構造材温度はほとんど上昇しない。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $5.0 \times 10^4 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $6.1 \times 10^4 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $2.9 \times 10^{-6} \text{ mSv}$

### 3.2 事故相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図-5に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から 7 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約  $260^\circ\text{C}$ 、上部構造材温度は約  $110^\circ\text{C}$  まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $2.3 \times 10^5 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $2.8 \times 10^5 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $1.4 \times 10^{-5} \text{ mSv}$

### 3.3 シビアアクシデント相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図-6に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から 12 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約  $330^\circ\text{C}$ 、上部

構造材温度は約 120℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $1.1 \times 10^6$ Bq
セシウム 137 放出量	約 $1.4 \times 10^6$ Bq
年間の実効線量	約 $6.6 \times 10^{-5}$ mSv

また、特定原子力施設から 5km, 10km 地点での年間の実効線量はそれぞれ約  $7.0 \times 10^{-6}$  mSv, 約  $2.5 \times 10^{-6}$  mSv となる。3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、敷地境界での年間の実効線量は約  $2.0 \times 10^{-4}$  mSv, 特定原子力施設から 5km 地点で約  $2.1 \times 10^{-5}$  mSv, 10km 地点で約  $7.6 \times 10^{-6}$  mSv となる。

以下余白



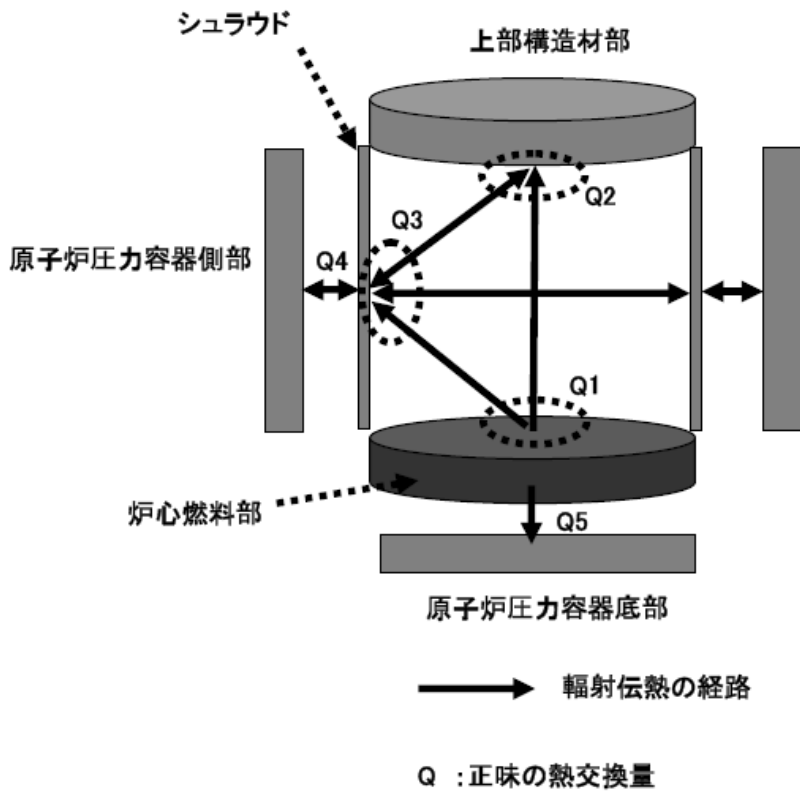


図-1 原子炉圧力容器輻射モデルの概要

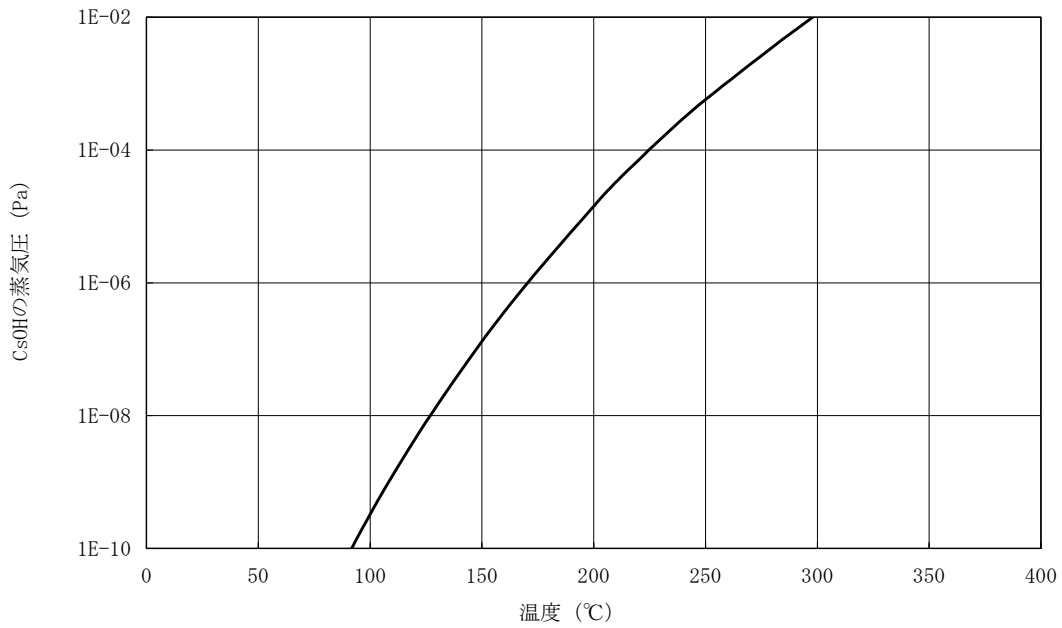
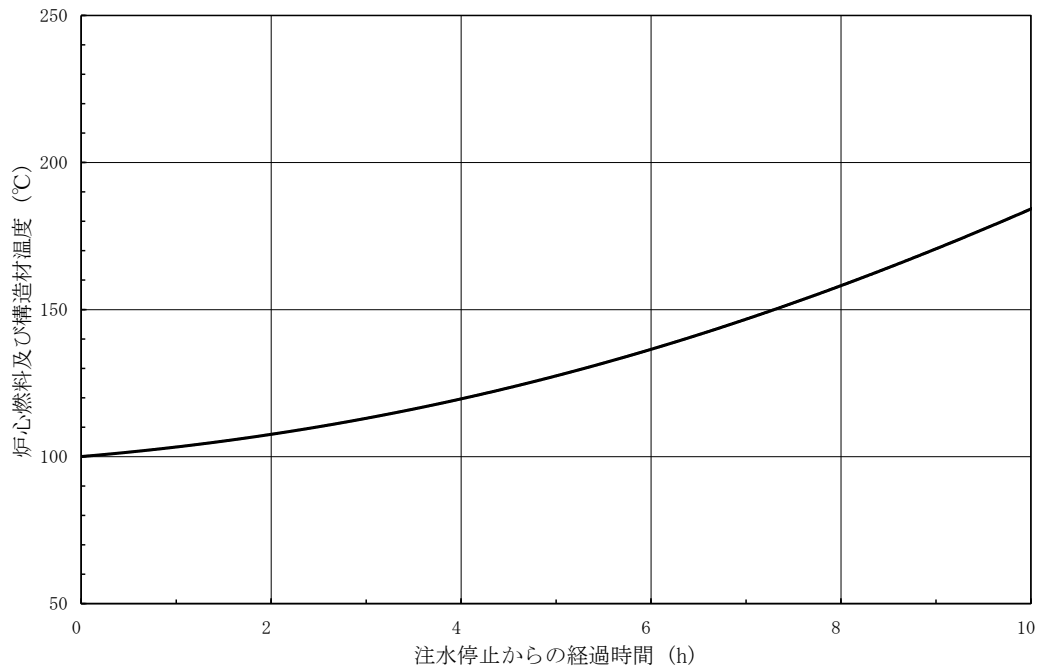
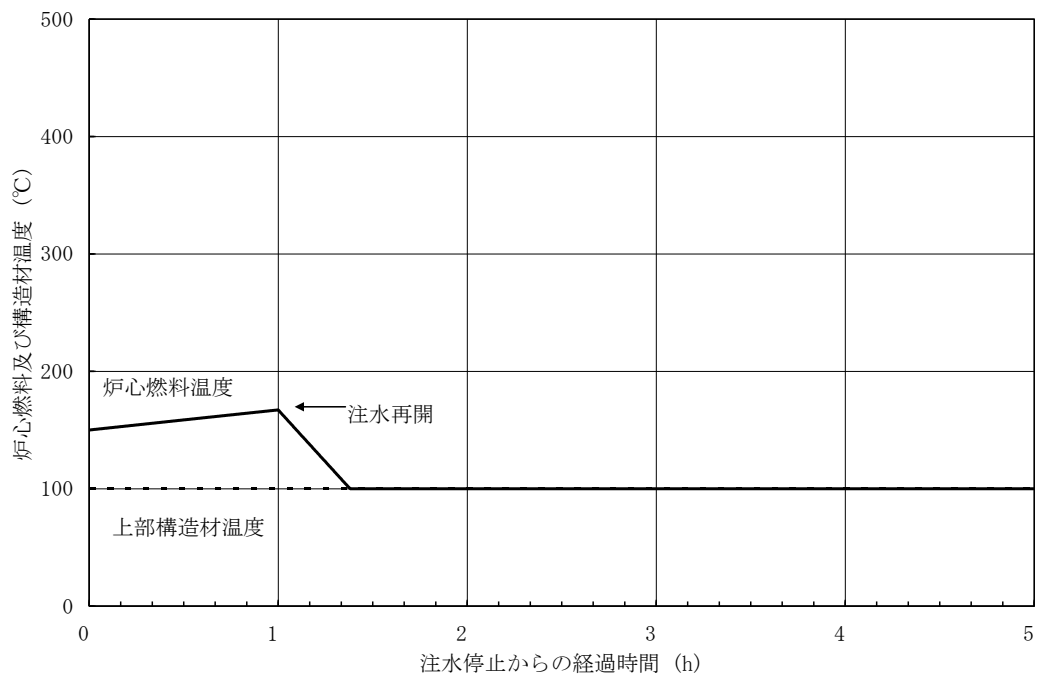


図-2 CsOH 蒸気圧の温度依存性



図－３ 原子炉压力容器底部の温度上昇の時間変化



図－４ 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）

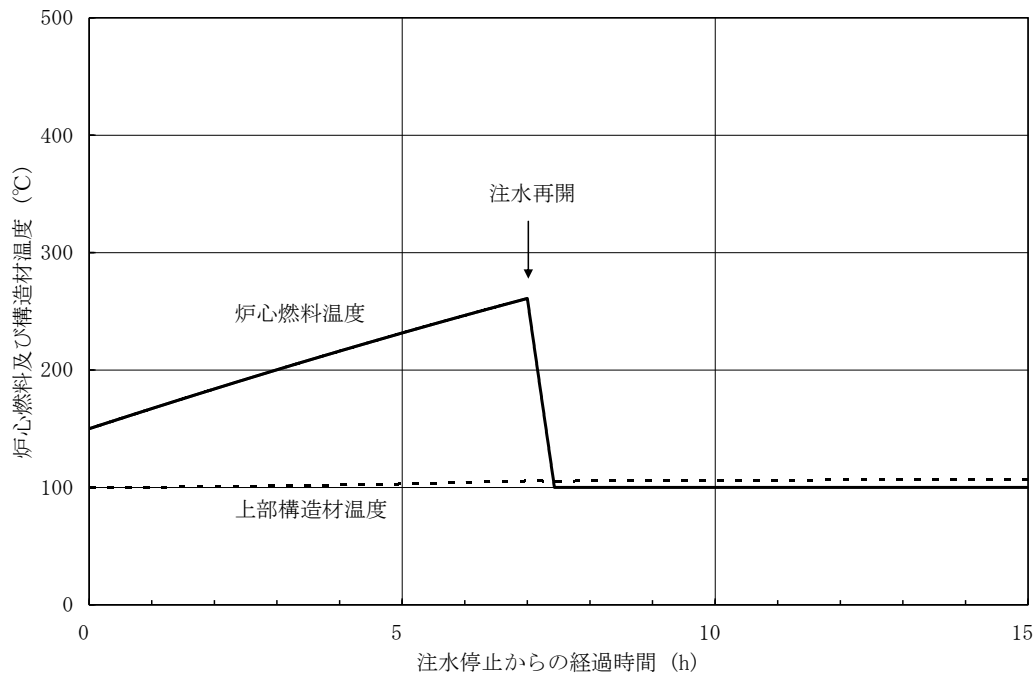


図-5 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）

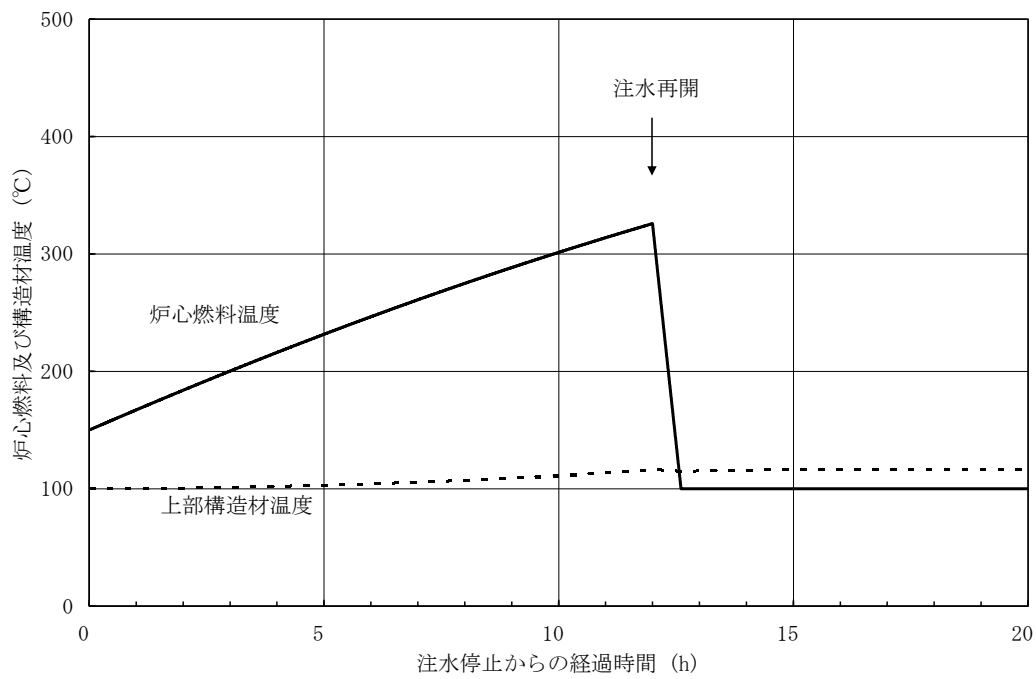


図-6 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビアアクシデント相当）

### 相対濃度及び相対線量の計算方法

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ために必要な気象条件については、敷地における出現頻度からみて、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、「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、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度（以下「 $\chi/Q$ 」という。）を求めた。すなわち、(1)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  $\chi/Q$  を陸側方位について求め、方位別にその値の小さい方からの累積度数を年間のデータ数に対する出現頻度(%)として表わすことにする。横軸に  $\chi/Q$  を、縦軸に累積出現頻度を取り、着目方位ごとに  $\chi/Q$  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  $\chi/Q$  を方位別に求め、そのうち最大のものを線量評価に用いる  $\chi/Q$  とする。ここで、気象データは、地表付近の風を代表する標高 46m(地上高 10m)における 2020 年 4 月から 2021 年 3 月までの 1 年間の観測データを使用した。

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

ここで、

- $\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $\text{s/m}^3$ )
- $T$  : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$  : 時刻  $i$  における相対濃度 ( $\text{s/m}^3$ )
- $\delta_i$  : 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、 $\delta_i = 0$

$(\chi/Q)_i$  の計算に当たっては、短時間放出の場合、方位内で風向軸が一定として(2)式で計算する。

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

ここで、

- $\sigma_{yi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の水平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高さ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)

方位別  $\chi/Q$  の累積出現頻度を求めるとき、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、放出源の有効高さ及び計算地点までの距離は、福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六の主蒸気管破断事故と同様とした。すなわち、実効放出継続時間は1時間、放出源の有効高さは0m(地上放散)、計算地点までの距離は敷地境界についてはタービン建屋から周辺監視区域境界までの距離、5km, 10kmとした。

また、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相対線量(以下「D/Q」という。)を $\chi/Q$ と同様な方法で求めて使用する。実効放出継続時間、放出源の有効高さは、 $\chi/Q$ 同様に設定する。

$\gamma$ 線による空気カーマ計算には、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、(3)式及び(4)式を使用する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots (3) \text{ 式}$$

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left(\exp\left\{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right) \quad \dots (4) \text{ 式}$$

ここで、

- $D$  : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 ( $\mu$  Gy/h)
- $K_1$  : 空気カーマ率への換算係数  $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}\right)$
- $E$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (MeV/dis)
- $\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )
- $\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )
- $r$  : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点(x, y, 0)までの距離 (m)
- $B(\mu r)$  : 空気に対する $\gamma$ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ 、 $\mu$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ については、0.5MeVの $\gamma$ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)} \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\alpha = 1.000 \quad \beta = 0.4492 \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点(x', y', z')における濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$Q$  : 放出率 (Bq/s)

$U$  : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)

$\sigma_y$  : 濃度分布のy'方向の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_z$  : 濃度分布のz'方向の拡がりのパラメータ (m)

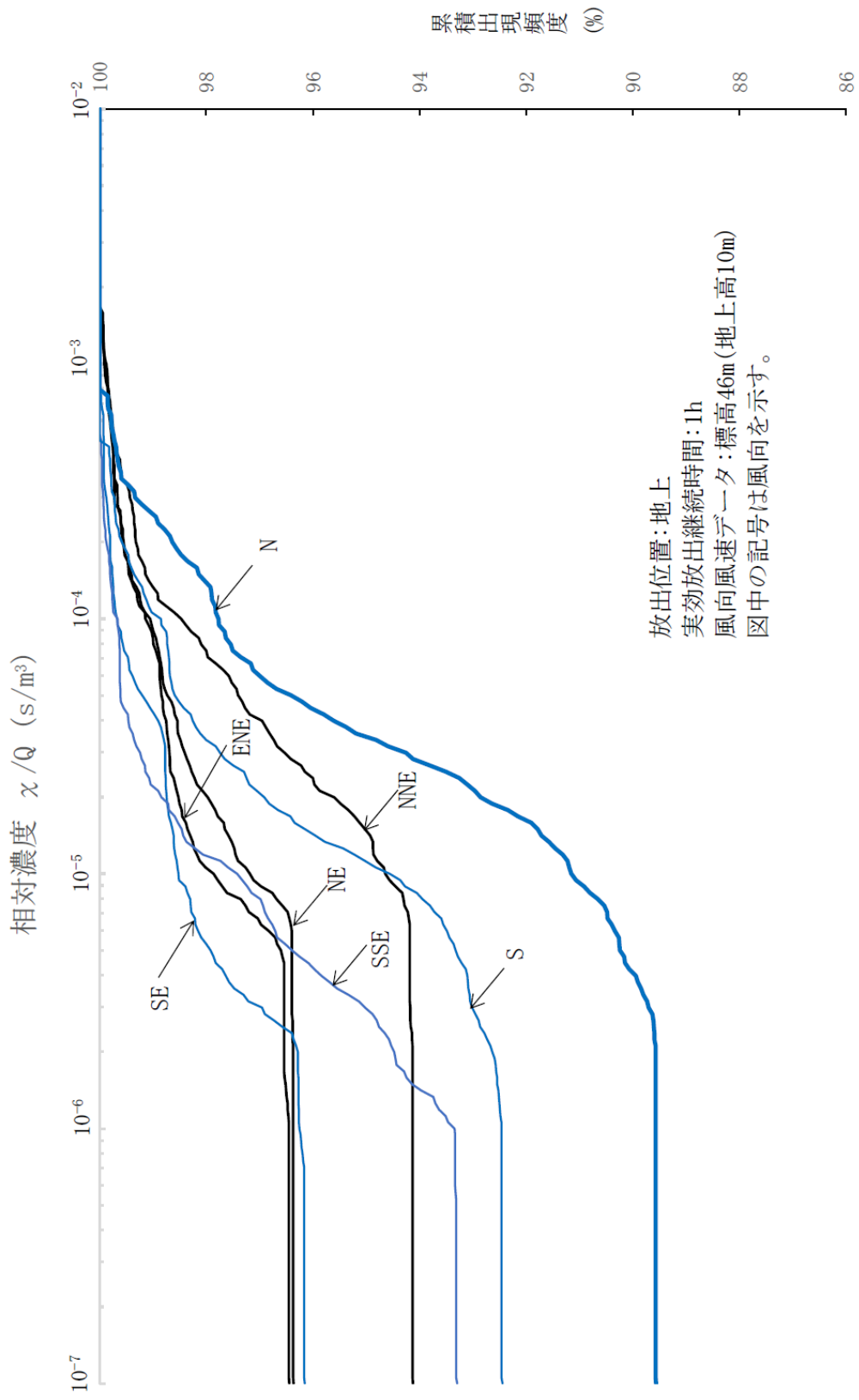
以上により、陸側方位について求めた方位別 $\chi/Q$ 及びD/Qの累積出現頻度を図-1か

ら図-10 に示す。

また、線量評価に使用する  $\chi/Q$  及び  $D/Q$  を表-1 に示す。

表-1 線量評価に使用する  $\chi/Q$  及び  $D/Q$  並びに実効放出継続時間

	事故の種類	実効放出 継続時間	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$D/Q$ (Gy/Bq)
1号機(敷地境界)	主蒸気管破断	1時間	$6.0 \times 10^{-5}$	$6.1 \times 10^{-19}$
2号機(敷地境界)			$6.9 \times 10^{-5}$	$6.6 \times 10^{-19}$
3号機(敷地境界)			$8.1 \times 10^{-5}$	$7.3 \times 10^{-19}$
5km地点			$8.6 \times 10^{-6}$	$1.7 \times 10^{-19}$
10km地点			$3.1 \times 10^{-6}$	$7.1 \times 10^{-20}$



図一I 方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(1号機主蒸気管破断,敷地境界)

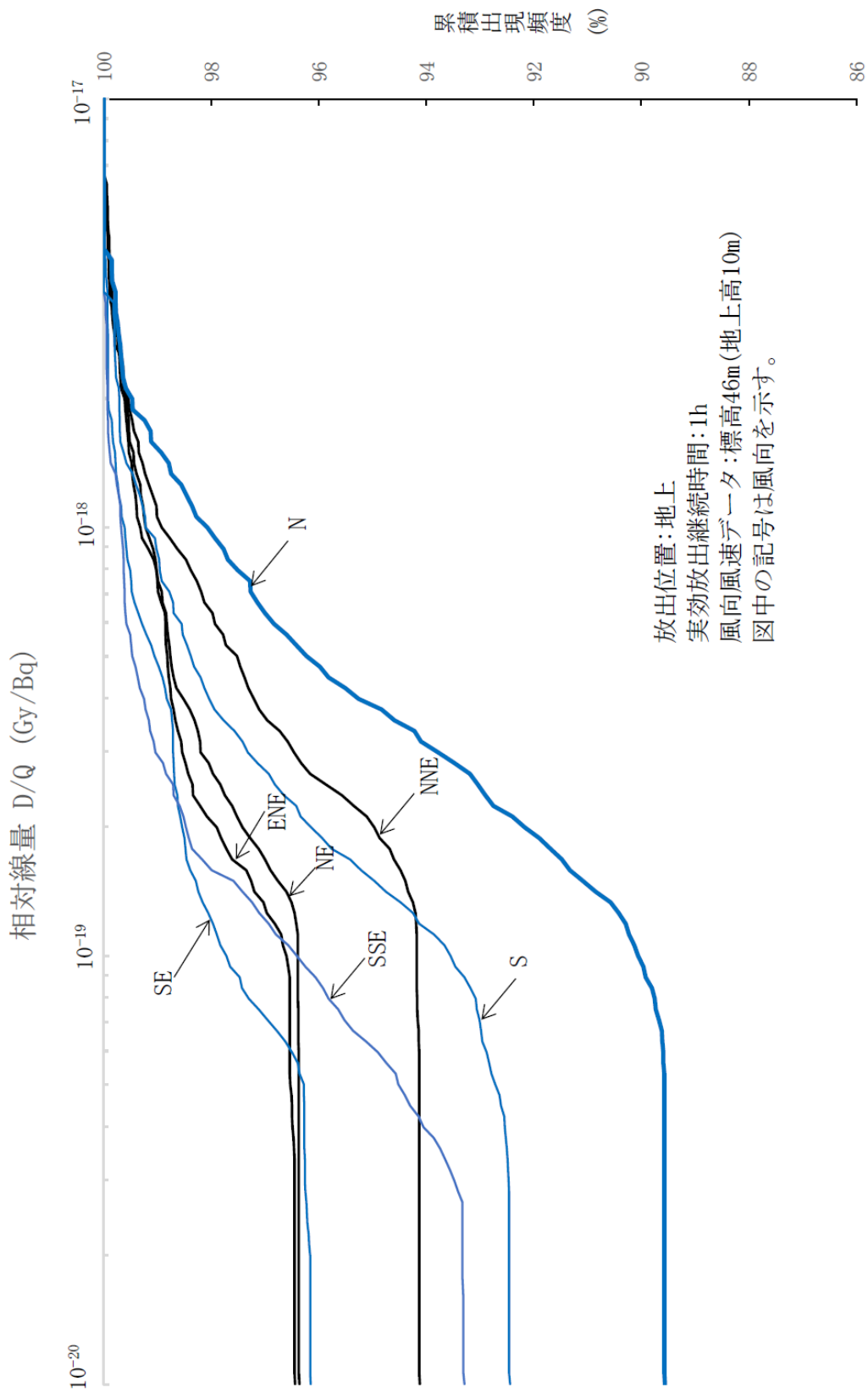


図-2 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(1号機主蒸気管破断,敷地境界)



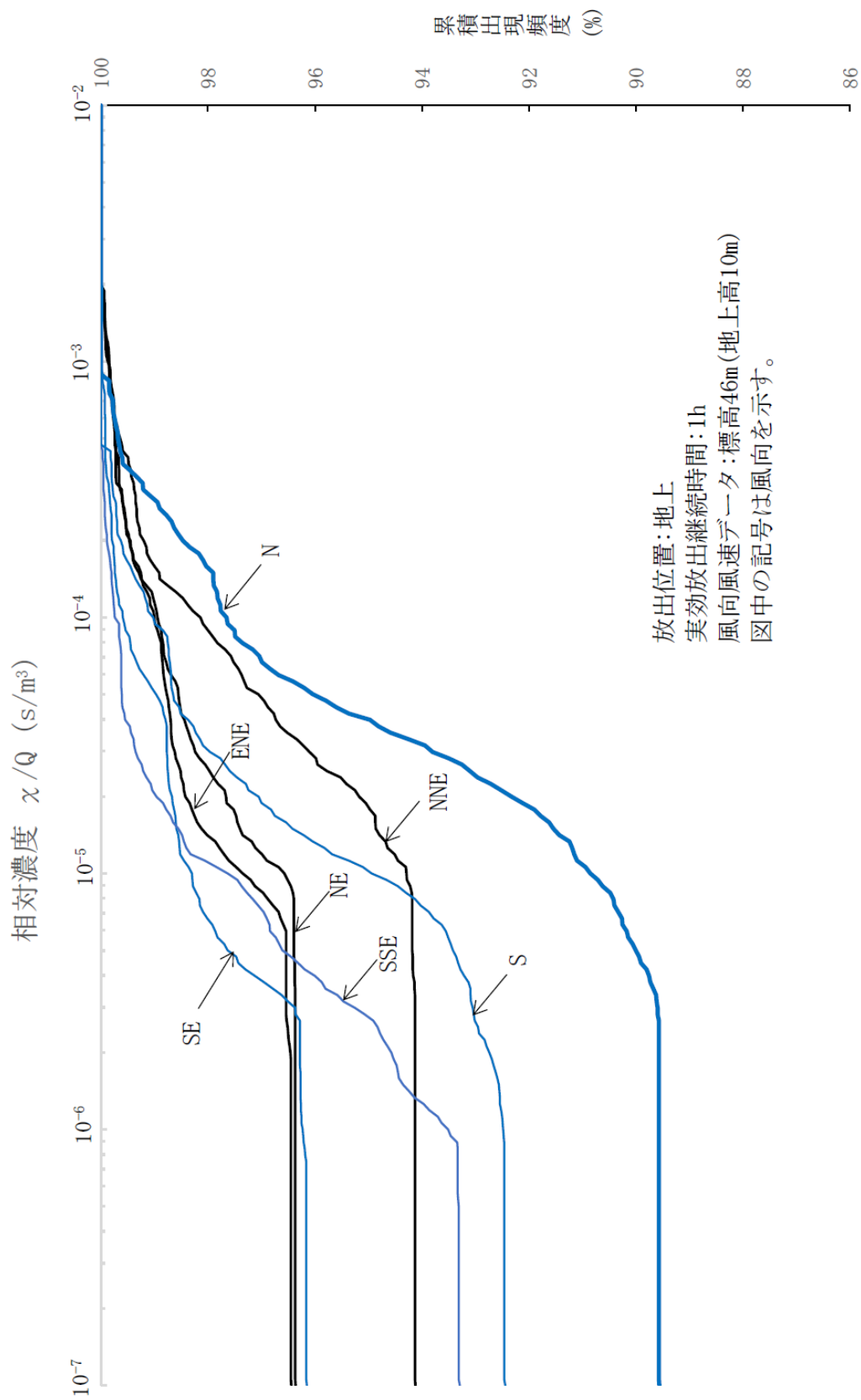


図-3 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度 (2号機主蒸気管破断, 敷地境界)

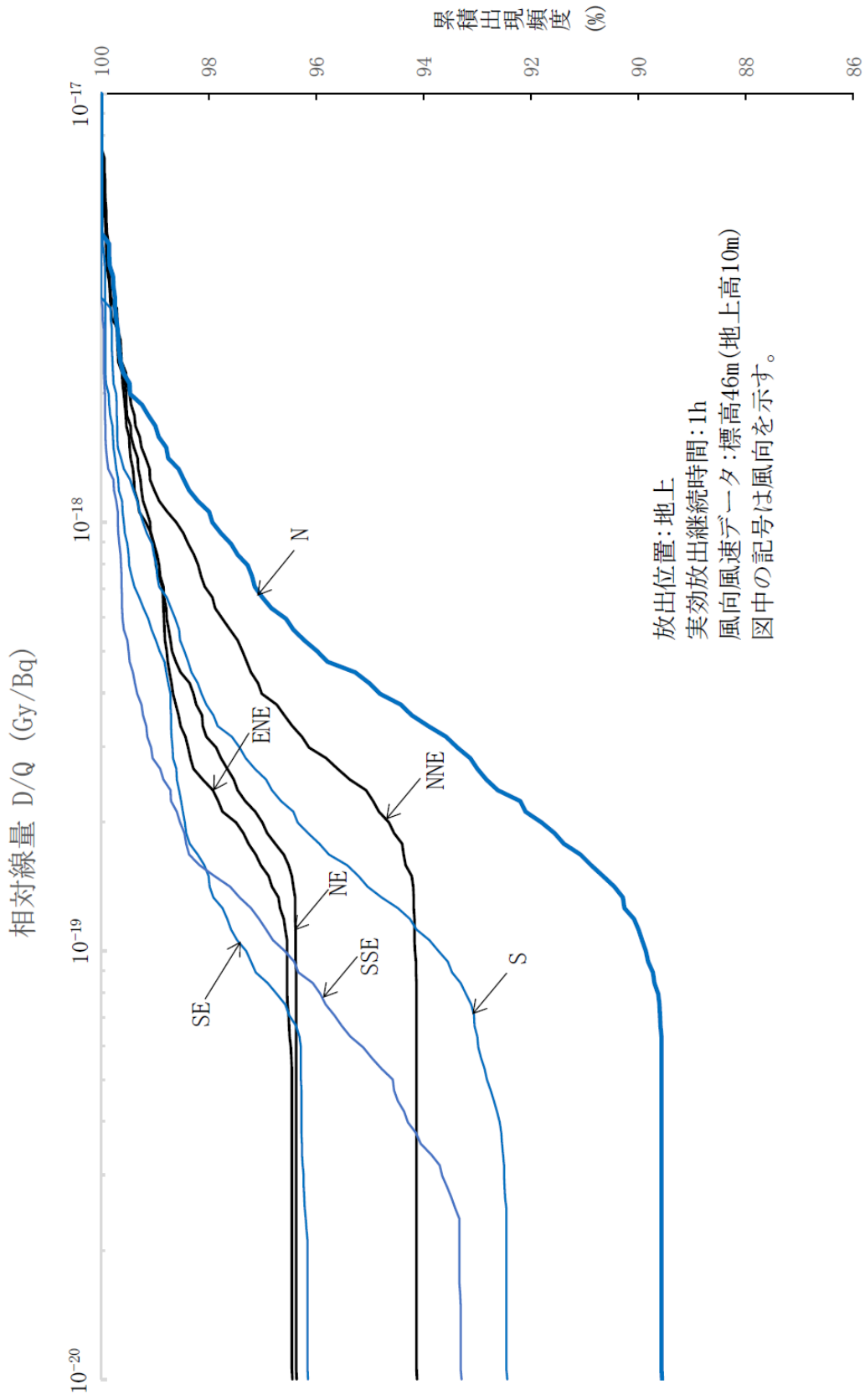


図-4 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(2号機主蒸気管破断,敷地境界)

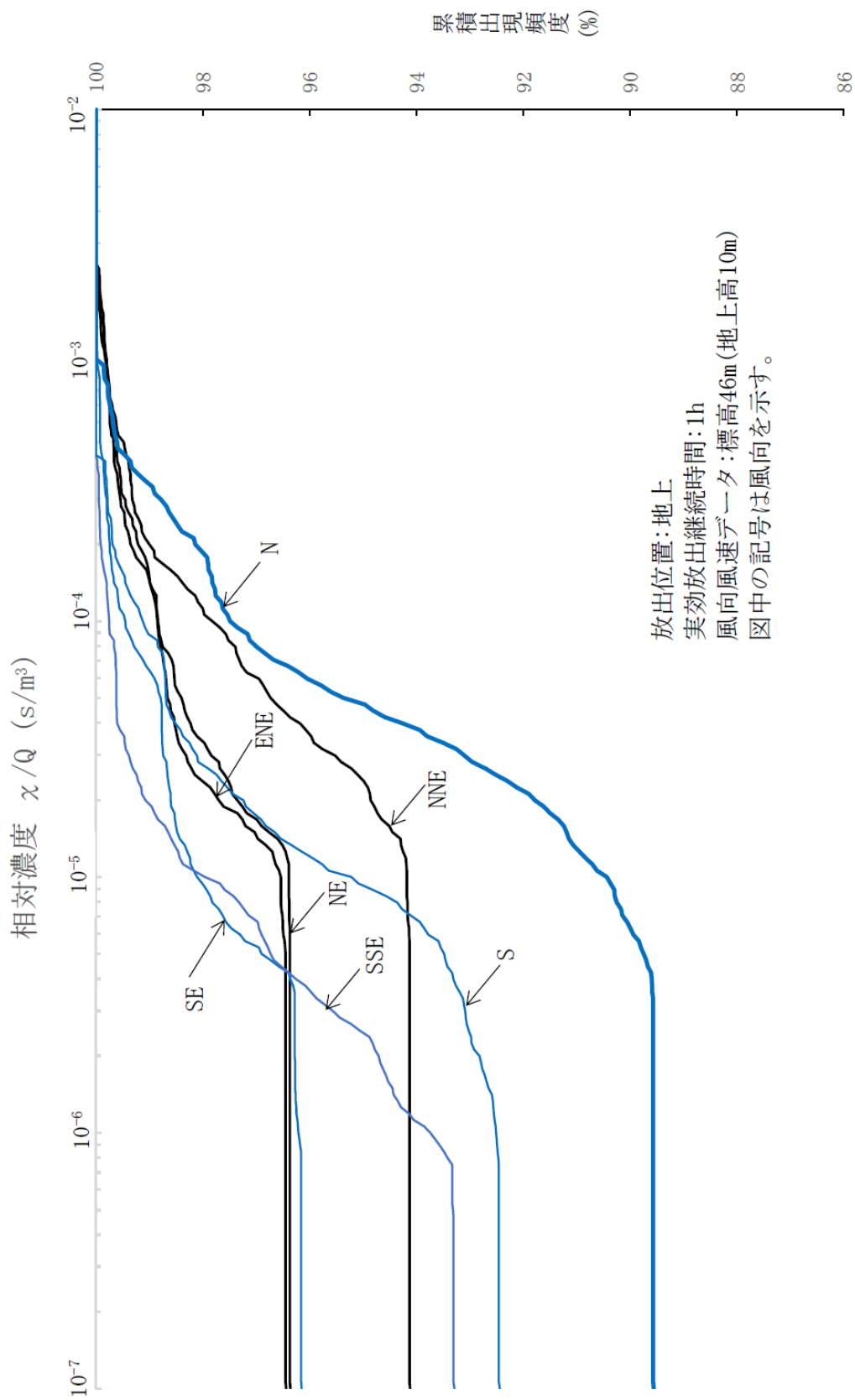


図-5 方位別相対濃度(α/Q)の累積出現頻度(3号機主蒸気管破断,敷地境界)

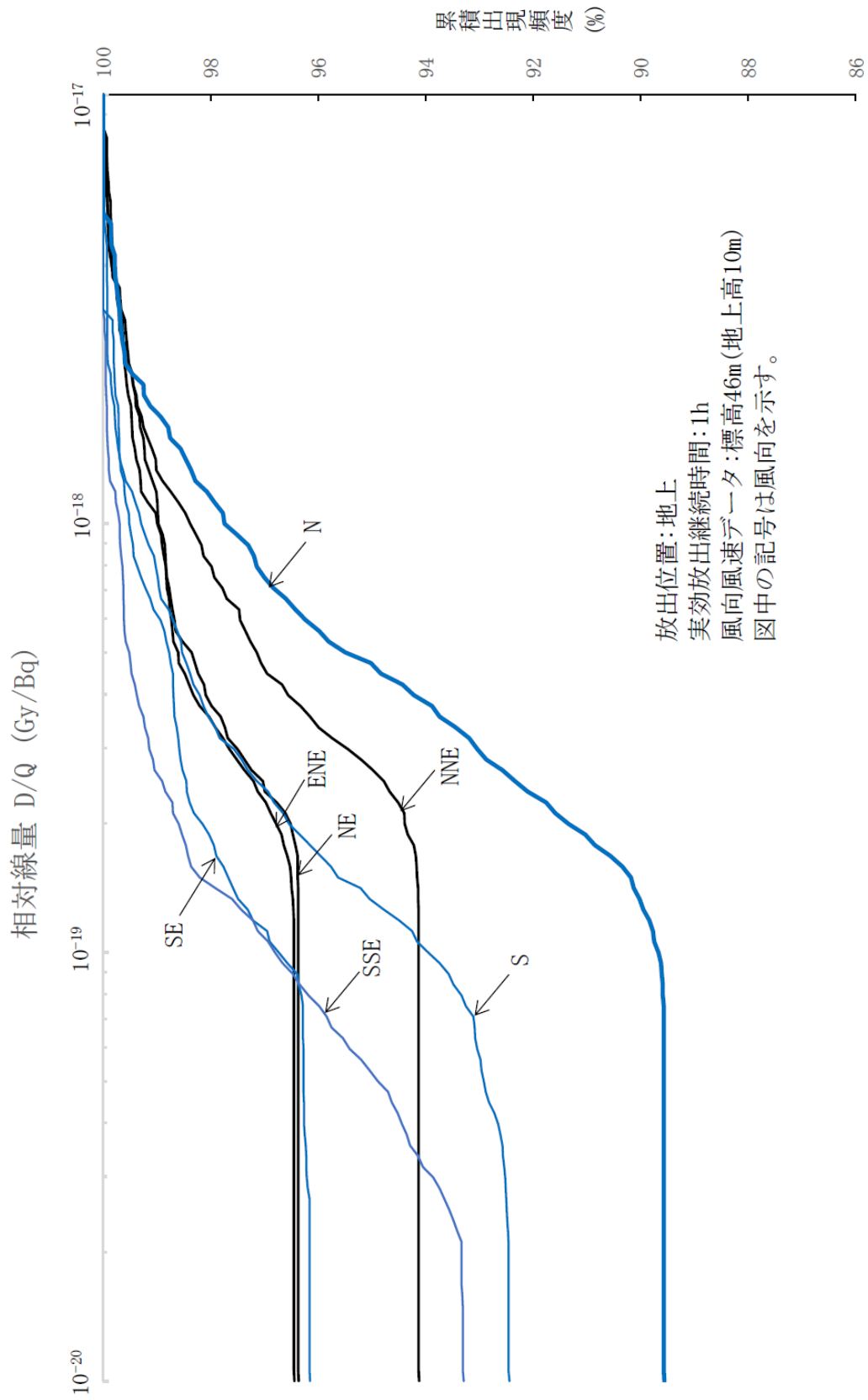
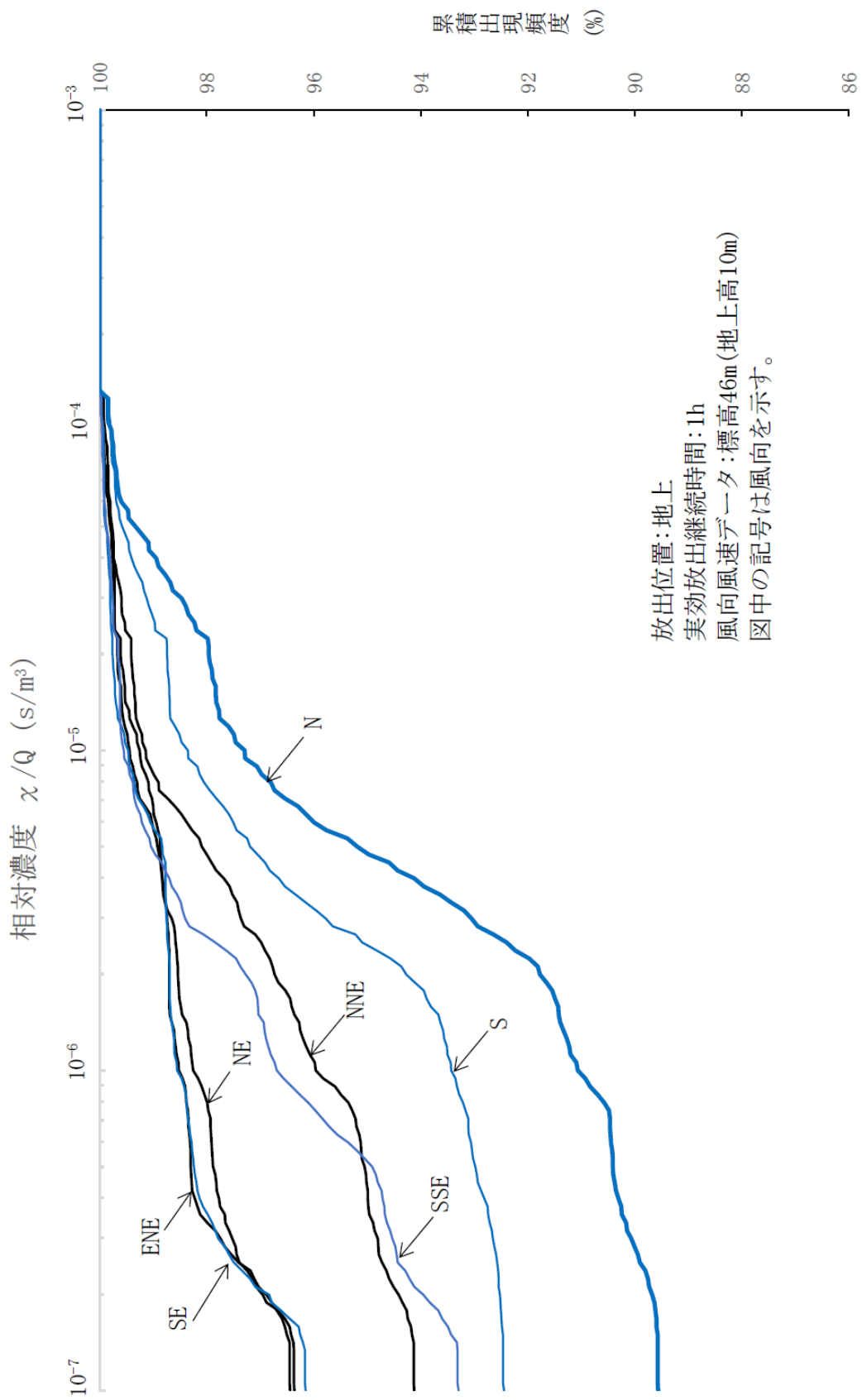


図-6 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(3号機主蒸気管破断,敷地境界)



図一七 方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 5km地点)

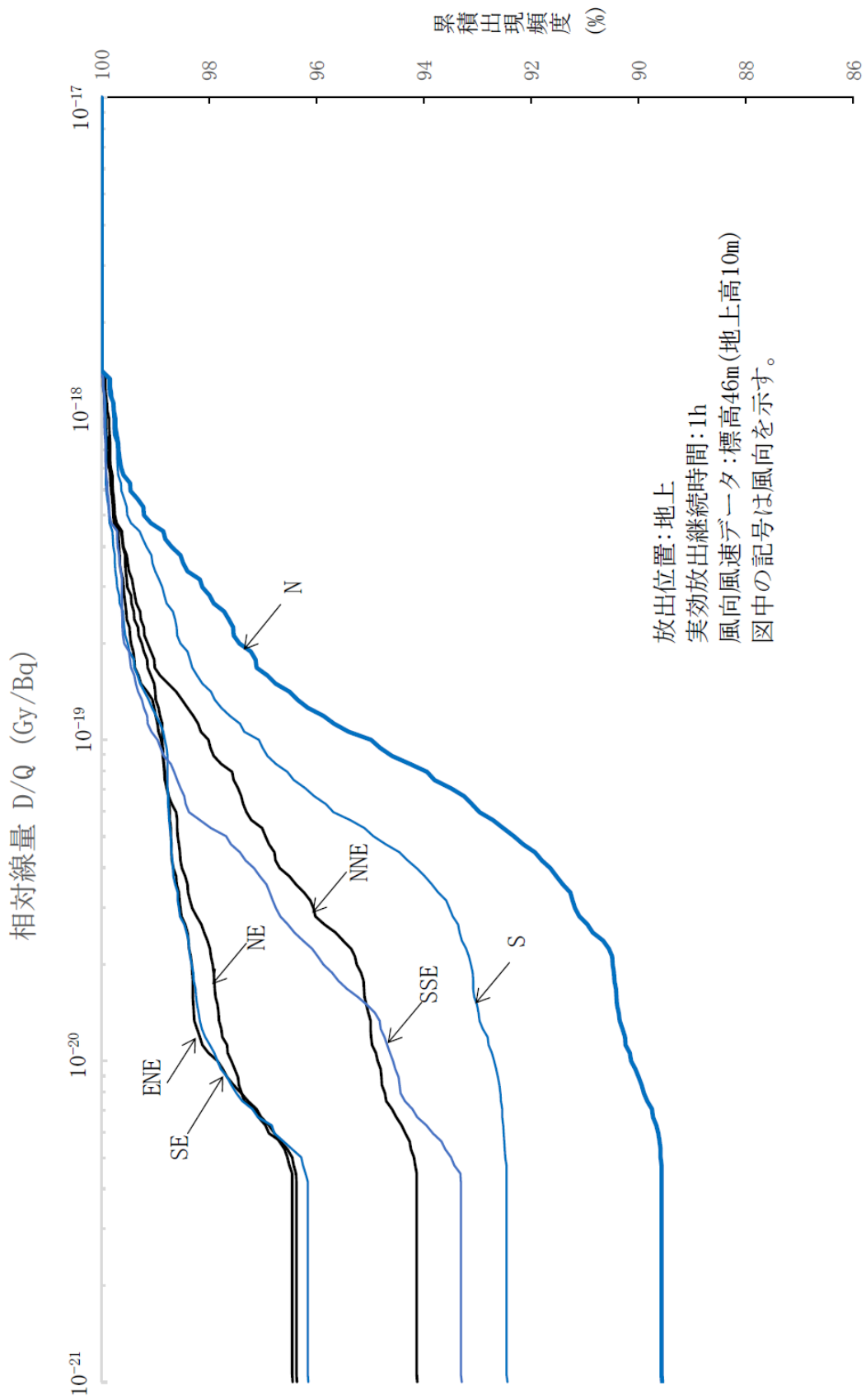
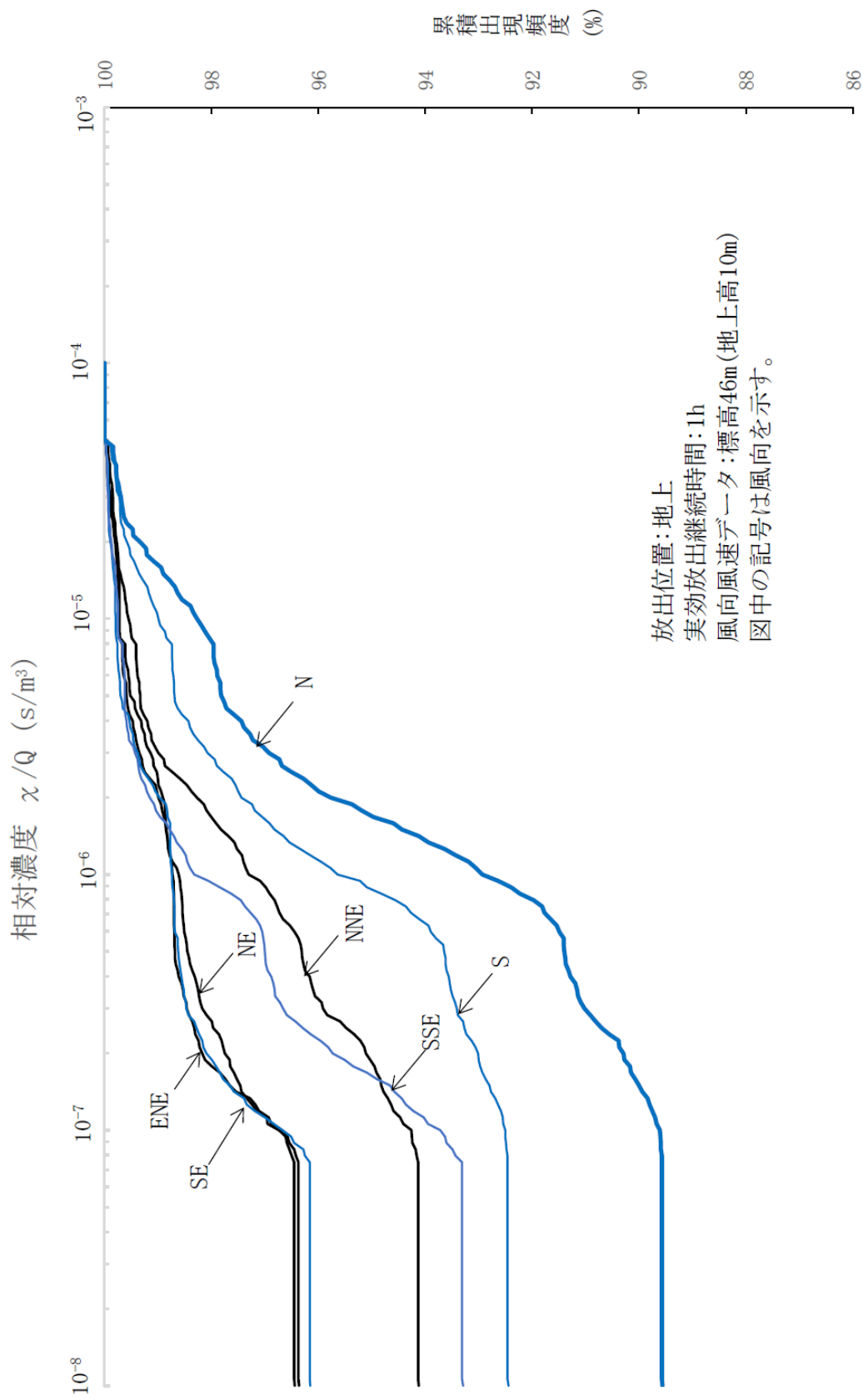


図-8 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 5km地点)



図一9 方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 10km地点)

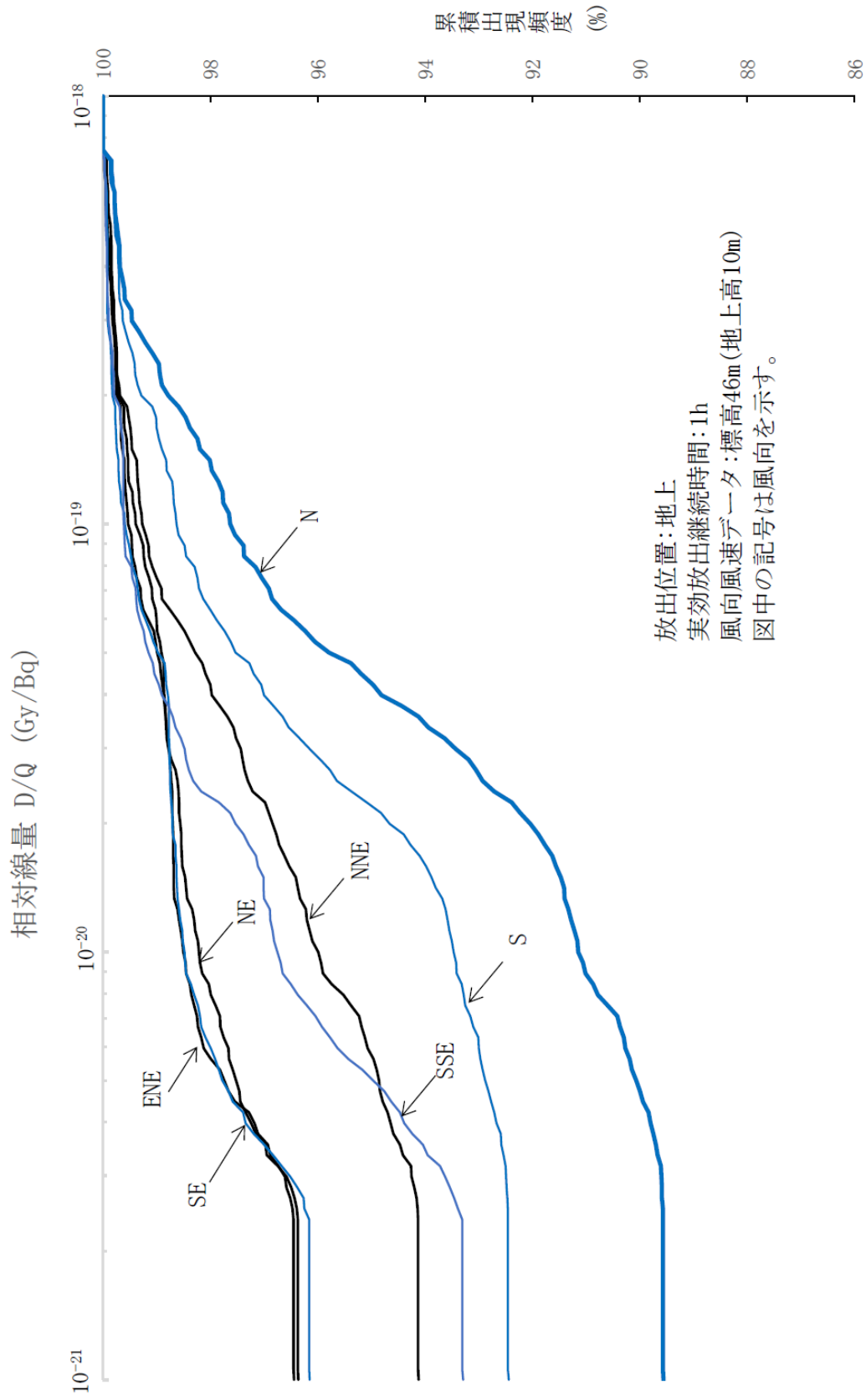


図-10 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 10km地点)



## 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の準拠規格及び基準，漏えい発生防止対策，自然災害対策，環境条件対策等について具体的な安全確保策を以下の通り定め，実施する。

### 1. 準拠規格及び基準

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，設計，材料の選定，製作及び検査について，原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

### 2. 構造強度及び耐震性（添付資料－ 2 参照）

#### （1）構造強度

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」上，非常用炉心冷却設備に相当するクラス 2 機器と位置付けられ，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下，JSME 規格という。）」，日本産業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用，または，これらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。また，JSME 規格で規定される材料の JIS 規格の年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。さらに，JSME 規格に記載のない非金属材料（ポリエチレン管）については，現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが，これらの機器については，日本水道協会規格（JWWA 規格）や配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC 規格），製品の試験データ等を用いて設計を行う。

#### （2）耐震性

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の S クラス相当の設備と位置付けられ，「JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準じた構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準については，実態にあわせたものを採用する。

ポリエチレン管は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

### 3. 放射性物質の漏えい防止に対する考慮

#### （1）漏えい発生防止

- a. 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。また，処理水バッファタンクは，水位の検出器を設け，タンク水位を免震重要棟集中監視室に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

- b. 処理水バッファタンクは、十分な肉厚を有する鋼材を基本とする。また、処理水バッファタンク接続配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。
- c. 鋼管もしくはポリエチレン管の継手部は、溶接構造もしくは融着構造を基本とする。また、堰が設置されない配管や弁の継手部がフランジ構造となる場合には、継手部に漏えい拡大防止カバーを設置し、シール材又は発泡剤の充填を実施する。
- d. 使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良による大規模な漏えいの発生を防止する。

#### (2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 処理水バッファタンクは、漏えい拡大防止として堰を設ける。堰の容量は、処理水バッファタンクからの想定漏えい量を全量受けきれものとする（添付資料－10参照）。
- b. 処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち、フランジ構造となる場合には、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、取合いがフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。
- d. 処理水バッファタンク接続配管から漏えいが確認された場合は、ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。
- e. 処理水バッファタンクは、水位の検出計を設け、受入時の溢水を防止すると共に水位状況を監視し、漏えい検知に努める。また、巡視点検により漏えいの有無を確認する。処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち、フランジ構造部は、ガスケットの経年劣化により微小漏えいの発生が懸念されることから、漏えい検知のため、架空化により視認性を向上させ、巡視点検により漏えいの有無を確認する。

#### (3) 放射線遮へいに対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の表面線量当量率の表示により注意喚起することで、放射線従事者の被ばく低減を図る。

#### (4) 敷地境界における実効線量

処理水バッファタンクが敷地境界における実効線量に対して与える影響は、最も近い敷地境界評価地点 No. 71 において約  $1.0 \times 10^{-7}$  mSv/y 未満であり、線量評価上有意な値ではない。

#### 4. 自然災害対策

##### (1) 津波

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、アウターライズが到達しないと考えられる高さ以上の場所に設置する（設置位置は添付資料-12参照）。

アウターライズ津波を上回る津波が発生した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

##### (2) 台風・竜巻

台風・竜巻により処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の損傷が予見される場合は、ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い、内包水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

##### (3) 豪雨

処理水バッファタンクは、タンク頂部マンホール、管台の上向きの開口部について、容易に雨水が侵入しない構造とする。また、タンクのベント配管については、開口部が下向きになるように設置することで、雨水の侵入を防止する。

##### (4) 火災

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、火災発生を防止するため、実用上可能な限り、不燃性又は難燃性材料を使用する。

#### 5. 環境条件対策

##### (1) 腐食

処理水バッファタンクは、十分な肉厚を有する鋼材を用いる。処理水バッファタンク接続配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を用いる。処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は予備の設備であり、定例試験時を除き内包水は静止しているため、腐食の速度は遅く、腐食の影響は少ないと考えられる。

##### (2) 凍結

処理水バッファタンク接続配管は、凍結による破損が懸念されるため、保温材を取り付けて凍結防止を図る。

##### (3) 生物汚染

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の内包水は、処理装置を経由した処理水またはろ過水であるため、有意な生物腐食の懸念はない。

#### (4) 紫外線防止

処理水バッファタンク接続配管は、紫外線による劣化を防止するため、紫外線防止効果のある保温材を取り付ける。

#### (5) 耐放射線性

処理水バッファタンク接続配管のうち、ポリエチレン管については、放射線影響が考えられるが、内包水である処理水は、照射線量率が十分低いため、放射線の影響は軽微と考えられる。なお、ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定した場合、ポリエチレンは、集積線量が  $2 \times 10^5$  Gy に達すると、引張強度は低下せず、破断時の伸びが減少する傾向を示すが、これに到達する時間は  $2 \times 10^5$  時間 (22.8 年) と評価されるため、数年の使用では影響をうけることはないと考えられる。

### 6. 検査可能性に対する設計上の考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、適切な方法で検査ができるよう、漏えい検査・通水検査等が可能な設計とする。

### 7. 設備保全に対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、機器の重要度に応じた有効な保全を計画し、実施が可能な設計とする。