

2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画

2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備

2.1.1 基本設計

2.1.1.1 設置の目的

原子炉压力容器・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) 原子炉压力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉压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、原子炉压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°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単独の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

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、非常時の対応に必要となる原子炉注水専用の消防車を3台配備する。また、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。

なお、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。

また、原子炉注水系の腐食防止対策として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)

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。

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料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、当該の設備が 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、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（OP. 35,000）、ろ過水タンク脇（OP. 40,800）、厚生棟横（OP. 23,000）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（OP. 36,900）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 $10\text{m}^3/\text{h}$ 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－7）

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 $9.3 \times 10^{-7} \text{ mSv}$ 、事故相当事象（注水停止7時間）で約 $4.3 \times 10^{-6} \text{ mSv}$ 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 $2.1 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ 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 $6.3 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ 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 $1.1 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ 、約 $3.6 \times 10^{-6} \text{ mSv}$ 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－8）

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 $3.2 \times 10^{-7}/\text{年}$ 、外部電源喪失（地震）は、約 $6.1 \times 10^{-9}/\text{年}$ 、大津波事象は、約 $5.8 \times 10^{-5}/\text{年}$ となっている。評価結果の合計値は約 $5.9 \times 10^{-5}/\text{年}$ 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）（OP:35,000）

台 数	3
容 量	20m ³ /h（1台あたり）
揚 程	113m

(2) 非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（D／G電源）（OP:35,000）

台 数	3
容 量	20m ³ /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D／G電源）（OP:10,000）

台 数	3
容 量	37 m ³ /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（OP:10,200）

台 数	2
容 量	12 m ³ /h（1台あたり）
揚 程	70m

2, 3号機（OP:9,000）

台 数	2号機 2, 3号機 2
容 量	10m ³ /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（OP:10,200） 2号機 2（OP:9,000） 3号機 2（OP:9,000）
容 量	20m ³ /h（1台あたり）
揚 程	70m

(6) 処理水バッファタンク (完成品) (OP:35,000)

基 数	1
容 量	1000m ³

(7) 復水貯蔵タンク (C S T) (OP:10,200)

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

(8) ろ過水タンク (OP:40,800)

基 数	2
容 量	8000 m ³ (1 基あたり)

(9) 純水タンク (OP:10,000)

基 数	2
容 量	2000 m ³ (1 基あたり)

(10) 原水地下タンク (OP:40,800)

基 数	1
容 量	970m ³

(11) 消防車

基 数	3
容 量	10m ³ /h (1 台あたり)

表 2. 1-1 主要配管仕様

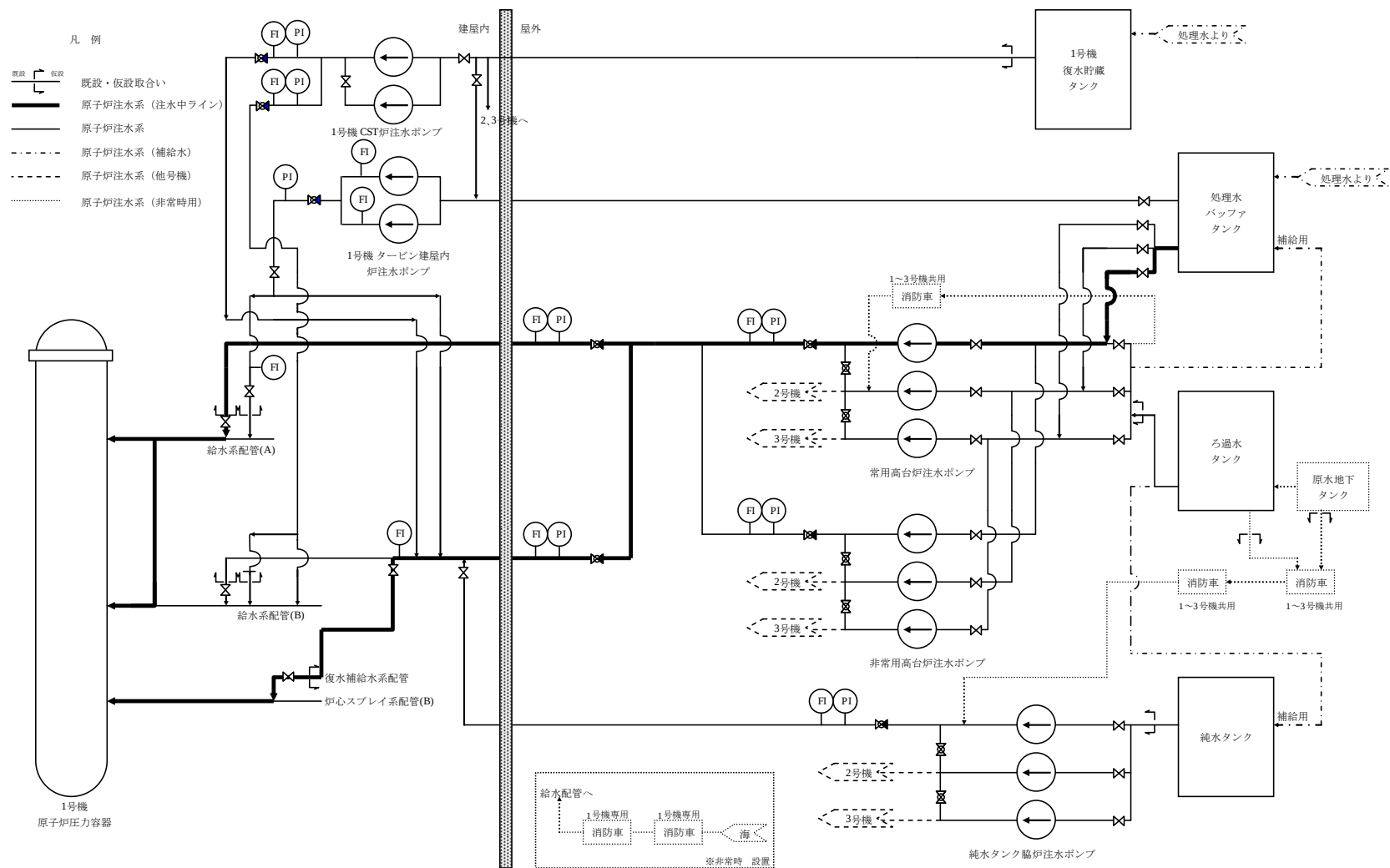
名称	仕様	
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch20S SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS316L 1.4MPa 50℃
【1～3号機高台炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 80A／Sch40 150A／Sch40 SUS304TP 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	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℃
(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 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

名称	仕様	
(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	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
(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℃
(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℃

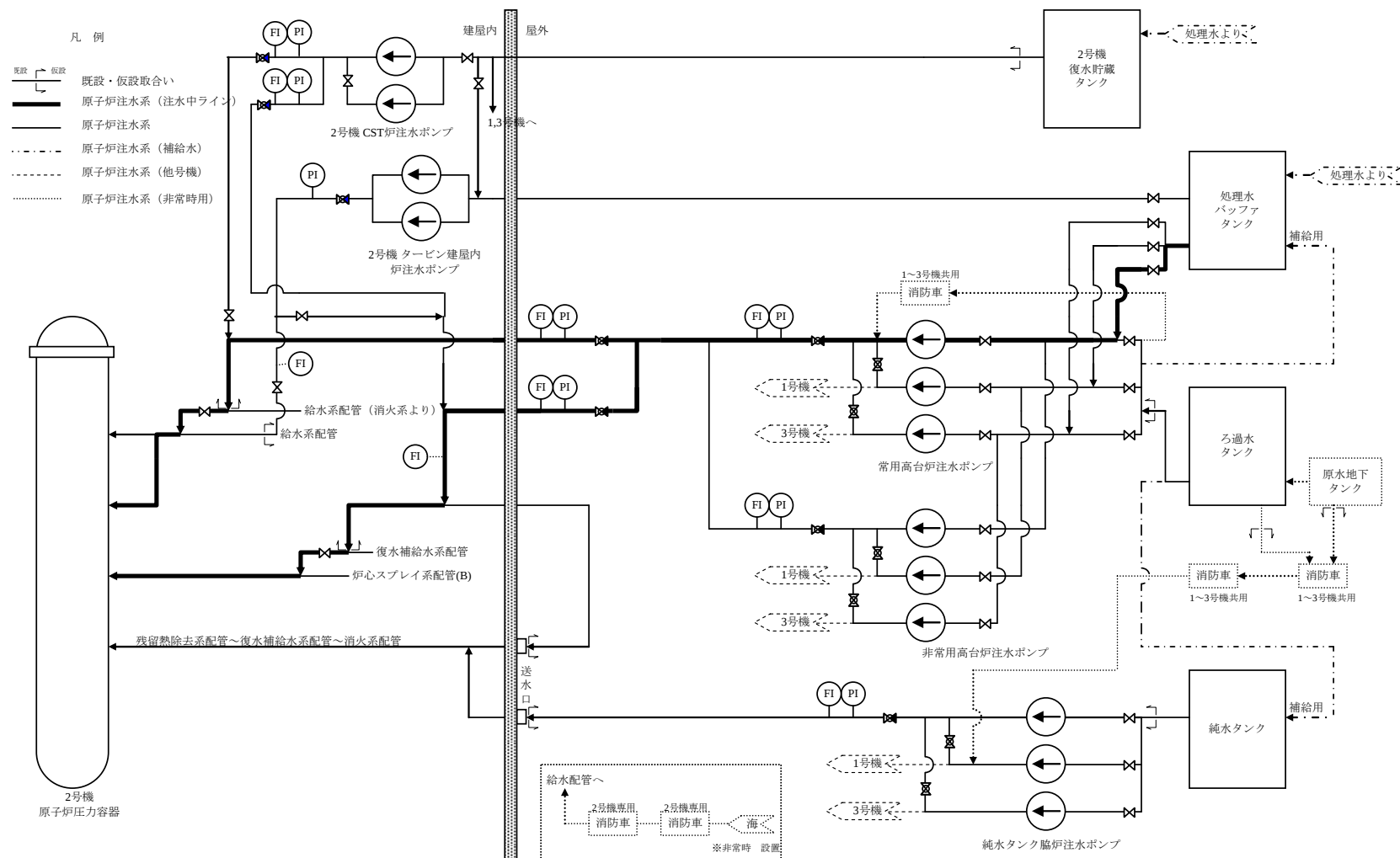
名称	仕様	
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 150A／Sch40 300A／Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当/150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【1～3号機CST原子炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A／Sch80 50A／Sch80 STPT410 0.96MPa 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CST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 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 1～3号機 CST 原子炉注水設備設置について
- 添付資料－6 1～3号機 F D W系注水点の信頼性向上について
- 添付資料－7 原子炉注水停止時評価の説明資料
- 添付資料－8 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価



図－1 1号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図



図－2 2号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図

図-3 3号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図

構造強度及び耐震性について

1 新設設備の構造強度及び耐震性

1.1 ポンプ

1.1.1 常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプ

1.1.1.1 構造強度

常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプの最高使用圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.1.2 耐震性

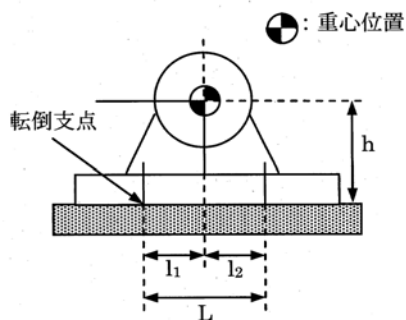
常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプユニットを、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じる。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、及びトラックが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1) ボルトの強度評価

原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008) の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対してボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した (表－ 1、図－ 1 参照)。

表－ 1 常用及び非常用高台炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	158	5	190
せん断応力	3	122	5	146



図－１ ボルトの強度評価モデル

- L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離
 m 機器の運転時質量
 g 重力加速度
 h 据付面から重心までの距離
 M_p ポンプ回転により働くモーメント
 ※基礎ボルトに M_p は作用しない
 l_1 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
 n_f 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
 n 基礎ボルトの本数
 A_b 基礎ボルトの軸断面積
 C_H 水平方向設計震度
 C_V 鉛直方向設計震度
 C_p ポンプ振動による震度

$$\text{ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_p)h + M_p - mg(1 - C_V - C_p)l_1 \}$$

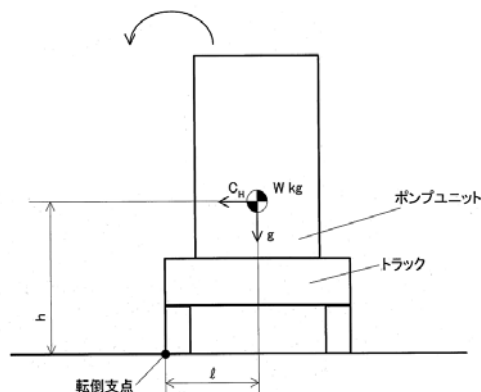
$$\text{ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力： } Q_b = mg(C_H + C_p)$$

$$\text{ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

(2) トラックの転倒評価

ポンプユニット、及びそれを搭載しているトラックについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。（図－２参照）ポンプユニット及びトラックが転倒するのは、地震によるモーメント＞自重によるモーメントとなる場合であるが、耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価の結果、地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから、耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対してポンプユニット及びトラックが転倒しないことを確認した。なお、耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力に対しても、トラックが転倒しないことを確認した。



図－２ トラックの転倒評価モデル

- C_H 水平方向設計震度
 W 機器重量
 g 重力加速度
 h 据付面から重心までの距離
 l 転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント： $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント： $M_2 = W \times g \times l$

1.1.2 純水タンク脇炉注水ポンプ

1.1.2.1 構造強度

純水タンク脇炉注水ポンプについては、ポンプの最高使用圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.2.2 耐震性

純水タンク脇炉注水ポンプは、常用高台炉注水ポンプと同様の構造（ポンプユニットをトラックに搭載し、ボルト等で固定）であることから、耐震性についても同様に評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1) ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対してボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表－2 参照）。

表－2 純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	158	6	190
せん断応力	3	122	5	146

(2) トラックの転倒評価

常用高台炉注水ポンプと同様に、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った結果、地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対して純水タンク脇ポンプのポンプユニット及びトラックが転倒しないことを確認した。

1.1.3 タービン建屋内炉注水ポンプ

1.1.3.1 構造強度

タービン建屋内炉注水ポンプについては、通常運転圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.3.2 耐震性

タービン建屋内炉注水ポンプは、基礎ボルトによりタービン建屋 1 階の床面に固定されていることを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1) ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表－3 参照）。

表－3 タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1 F－1	引張応力	作用しない	158	2	190
	せん断応力	2	122	3	146
1 F－2／3	引張応力	作用しない	180	3	207
	せん断応力	3	139	4	159

1.1.4 C S T 炉注水ポンプ

1.1.4.1 構造強度

C S T 炉注水ポンプについては、通常運転圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.4.2 耐震性

C S T 炉注水ポンプは、基礎ボルトによりタービン建屋 1 階の床面に固定されていることを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評

価を行う。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行う。

(1) ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行い、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表－4 参照）。

表－4 C S T 炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1 F－ 1／2／3	引張応力	作用しない	180	2	207
	せん断応力	3	139	4	159

1.2 タンクの構造強度及び耐震性

1.2.1 処理水バッファタンク

1.2.1.1 構造強度

バッファタンクについては、オーバーフロー水位 9,800mm に対して、8,000mm まで水張り後に漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認する。実際の運用にあたっては、7,000mm 以下で水位管理をすることから、原子炉注水系における使用条件に対し、十分耐えうる構造強度を有していると評価している。

1.2.1.2 耐震性

処理水バッファタンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトによる固定はされていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

(1) 処理水バッファタンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、地震によるモーメント < 自重によるモーメントであり、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対してタンクが転倒しないことを確認した。

1.3 管の構造強度及び耐震性

1.3.1 鋼管

1.3.1.1 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」におけるクラス2配管の規定に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉注水系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表－4参照）。

表－4 原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット	3.5	0.33
	3.5	0.42
	4.0	0.49
【1～3号機高台炉注水ライン】	3.9	0.24
	5.5	0.35
	7.1	0.64
	5.5	3.0
	5.5	2.4
	10.3	3.8
	3.9	2.4
	5.2	2.7
	5.5	3.0
	5.5	2.4
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット	3.5	0.33
	3.5	0.42
	5.5	0.49
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】	5.0	3.8
	5.8	3.8
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット	5.2	2.7
	5.5	2.4
	5.5	0.33
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】	5.2	2.7
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8
	8.7	2.4

	5.5	3.0
	7.1	3.8
	10.3	3.8
	5.5	2.4
【1～3号機CST炉注水ライン】 ポンプユニット	4.5	1.7
	5.5	2.4
	5.5	3.0
【1～3号機CST炉注水ライン】	5.5	2.4
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値及び表－5 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t：管の計算上必要な厚さ (mm)

P：最高使用圧力 (MPa)

D₀：管の外径 (mm)

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表－5 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

1.3.1.2 耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用するが、その前後はフレキシビリティを有したポリエチレン配管等と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.3.2 フレキシブルチューブ

1.3.2.1 構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認することから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

1.3.2.2 耐震性

フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.3.3 ポリエチレン配管

1.3.3.1 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については、日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は1.0MPaであり、常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで1.0MPa以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。（表－6にポリエチレン管の寸法の例を示す）

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が20℃～50℃のときに、1MPaの内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる50℃の場合でも、10年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに、通常運転状態における漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから、ポリエチレン管は原子炉注水系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50} PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)

S_f 安全率

P 設計内圧(MPa)

D 管外径(mm)

t 管厚(mm)

表－6 ポリエチレン管の寸法の例（JWWA K 144）

呼び径	外径：D [mm]	管厚： t [mm]
50	63.0	5.8
75	90.0	8.2
100	125.0	11.4
150	180.0	16.4
200	250.0	22.7

1.3.3.2 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.3.4 耐圧ホース及び消防用ホース

1.3.4.1 構造強度

耐圧ホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

消防用ホースも同様に設計・建設規格に記載がない材料であるが、消防法により規定される耐圧性能（1.6MPa）を満足していることから、原子炉注水系における使用条件（1.0MPa 以下）に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

2 既設設備の耐震性

2.1 配管

2.1.1 耐震性評価

原子炉注水系のラインとしては、表－7の既設配管を使用することから、これらの耐震性について評価を行った。評価にあたっては、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）に規定される許容応力状態Ⅳ_AS に対する許容値を評価基準値として用いた。その結果、1～3号機の炉心スプレイ系配管に接続される復水補給水系配管については、算出応力が評価基準値を上回るものの、1号機、2号機及び3号機の給水系配管については、算出応力が評価基準値を満足することを確認した（表－8参照）。

また、既設配管の内、PCV 内等に敷設されている配管については、現時点で目視等による健全性確認は実施できていないが、現時点でも当該配管を用いた注水により、原子炉圧力容器等が冷却されていること等の状況から、原子炉冷却に必要な健全性は確保されているものと考えられる。

表－7 原子炉注水系で使用する既設配管

号機	原子炉注水配管
1号機	給水系（A系，B系）
	復水補給水系～炉心スプレイ系（B系）
2号機	給水系（B系）
	復水補給水系～炉心スプレイ系（B系）
3号機	給水系（B系）
	復水補給水系～炉心スプレイ系（B系）

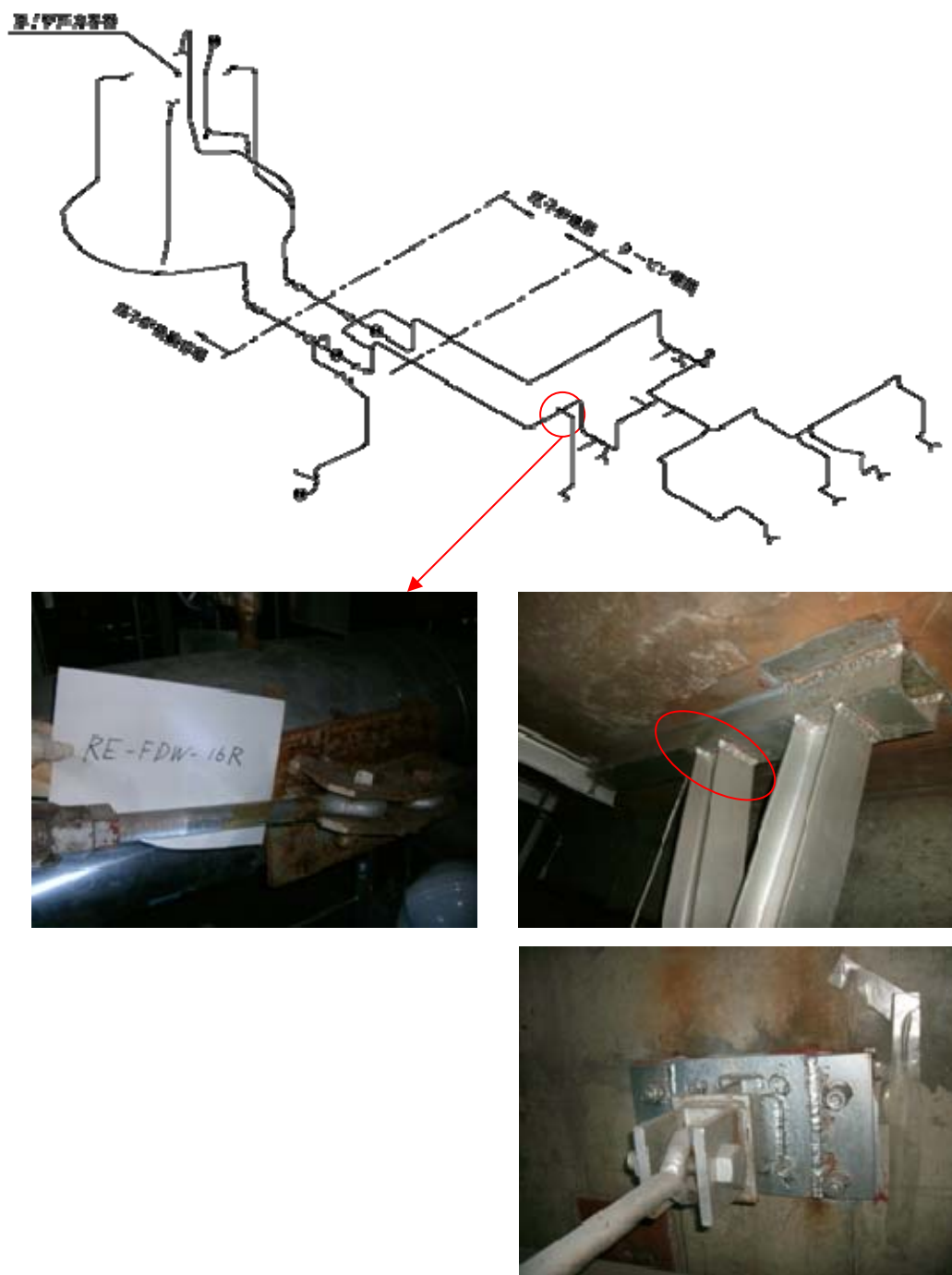
表－8 基準地震動 S_s による地震力に対する既設配管の耐震性評価結果

号機	系統	耐震 クラス	1次応力の 算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]
1号機	給水系（A系，B系）	B	204	369
2号機	給水系（B系）	B	266	369
3号機	給水系（B系）	B	229	432

2.1.2 配管支持構造物の点検結果（代表例を記載）

【1号機】

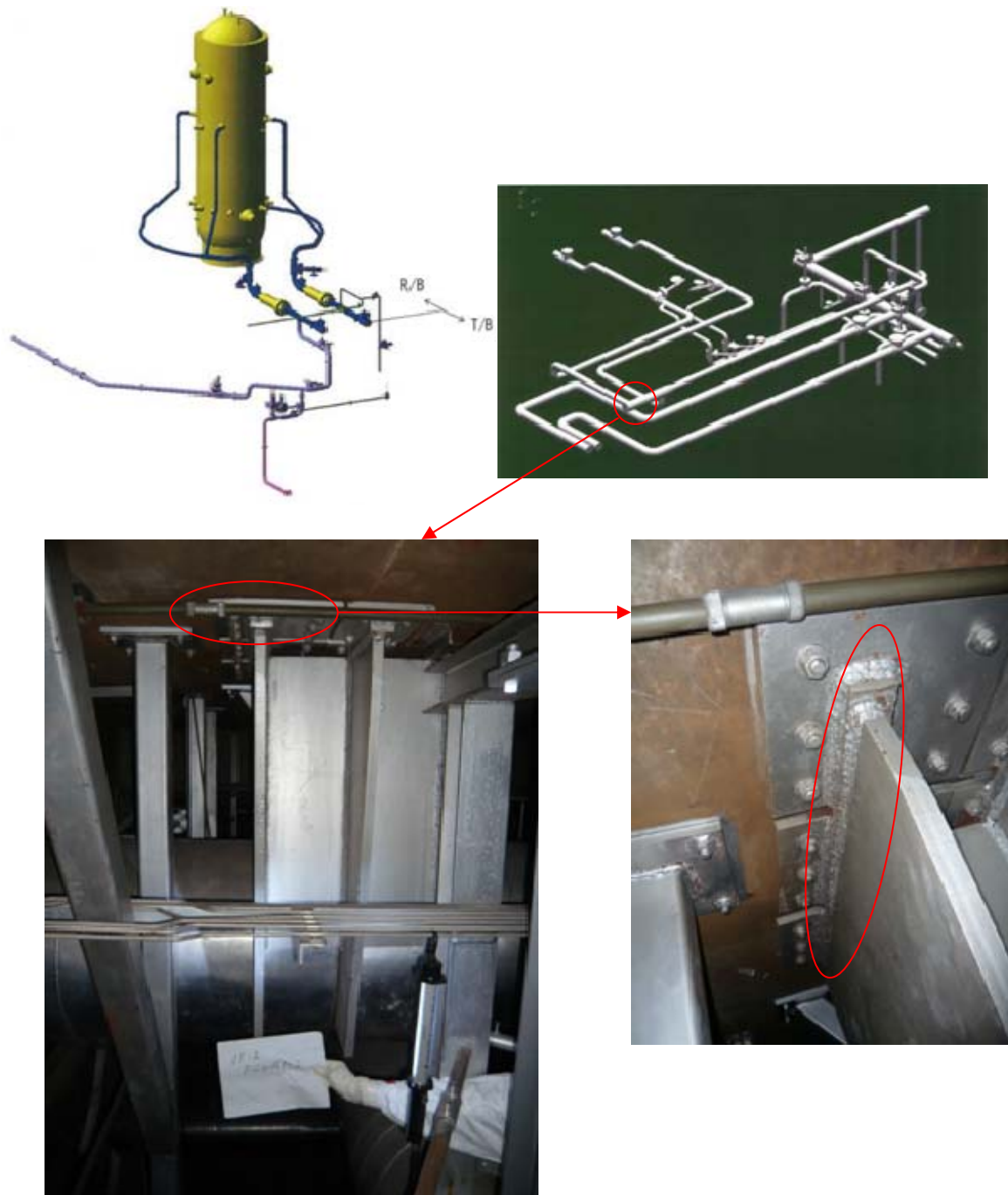
RE-FDW-16R



図－3 1号機の配管支持構造物の点検結果

【2号機】

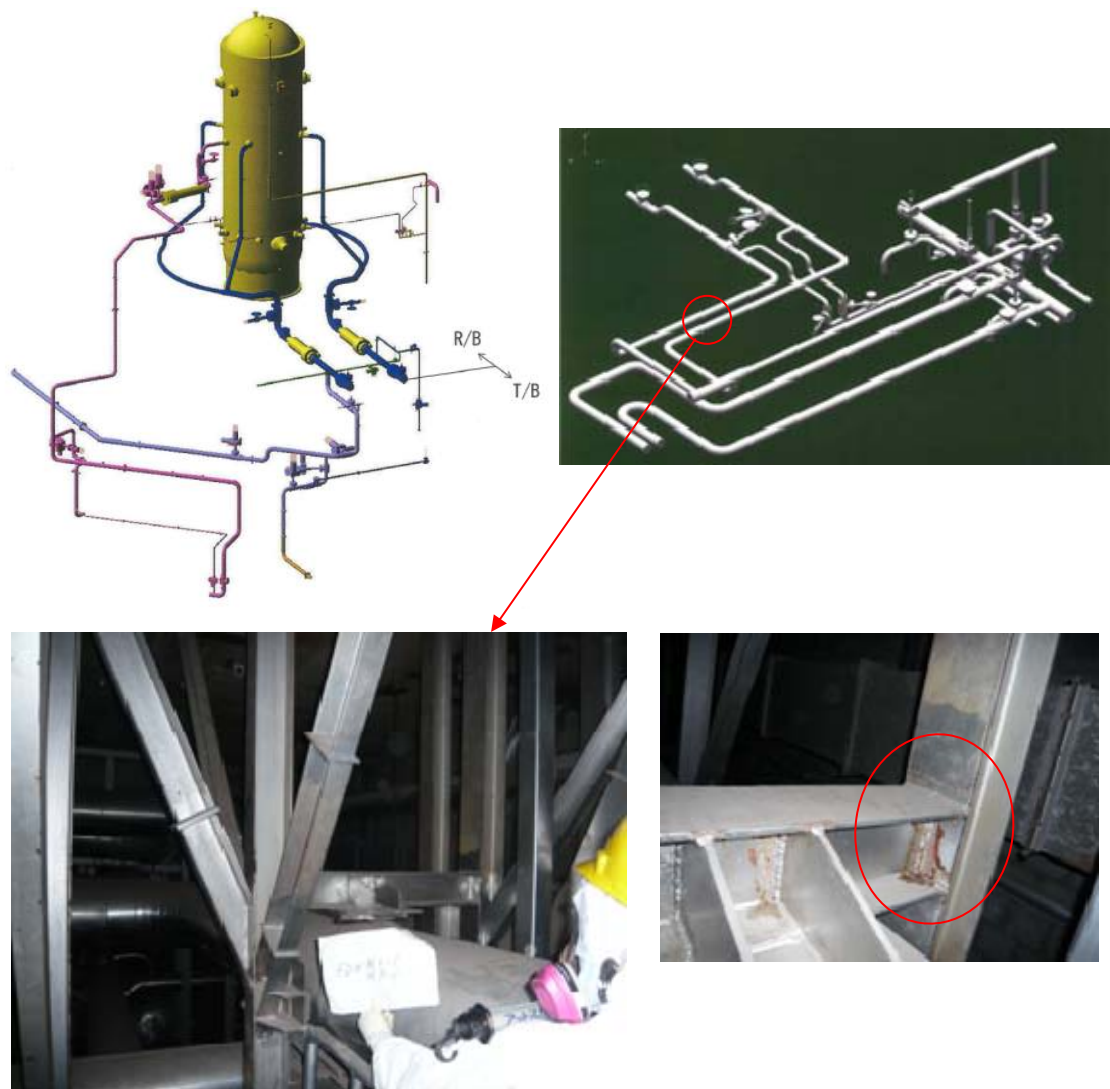
FDWR5-2



図ー4 2号機の配管支持構造物の点検結果

【3号機】

FDWR6-1, FDWR7-1



図－5 3号機の配管支持構造物の点検結果

2.2 ろ過水タンク，純水タンク

ろ過水タンク，純水タンクは，本震で基準地震動 S_s 相当の地震力が加わったことで，純水タンク 1 基に漏えいが確認されたが，ろ過水タンク 2 基，純水タンク 1 基については，機能は維持されていた。これらのタンクは，基準地震動 S_s に対しては，解析上は耐震性を満足しないものの，現状を踏まえると，必ずしも全てのタンクが機能を喪失するものではないと考えるが，全てのタンクが機能喪失に至った場合でも注水ができるように，海水を水源とした消防車による注水を行えるようにする。

2.3 復水貯蔵タンク（CST）

CSTは，1号機は耐震Bクラス（工事計画認可 昭和44年4月9日付け 43公第13820号）にて，2／3号機は耐震Aクラス（2号機：工事計画認可 昭和46年2月10日付け 45公第11897号 3号機：工事計画認可 昭和46年12月22日付け 46公第16351号，工事計画軽微変更届出 昭和48年10月23日付け 総官発871号）にて設計・製作されている。本震で基準地震動 S_s 相当の地震力が加わるとともに，スロッシングによる応力も加わったと想定されるが，CSTについては，有意な変形等もなく，機能は維持されていた。この結果より，現状を踏まえると，基準地震動 S_s に対して機能維持可能であると考ええる。

崩壊熱相当の注水量について

崩壊熱相当の注水量 $W[\text{m}^3/\text{h}]$ は下式で計算されるものであり、 $T_{\text{in}}[^\circ\text{C}]$ から $T_{\text{out}}[^\circ\text{C}]$ までの顕熱で崩壊熱を冷却可能な注水量である。

$$W = Q \times \rho \times 1,000 \times 3,600 / (hw_{\text{out}} - hw_{\text{in}})$$

Q : 崩壊熱[kW]
 T_{in} : 注水温度[$^\circ\text{C}$]
 T_{out} : 崩壊熱を除熱後の注水温度[$^\circ\text{C}$]
 hw_{out} : 水 ($T_{\text{out}}^\circ\text{C}$) の比エンタルピー[J/kg]
 hw_{in} : 水 ($T_{\text{in}}^\circ\text{C}$) の比エンタルピー[J/kg]
 ρ : 水の比容積[m^3/kg]

なお、平成 24 年 12 月 7 日時点で、 T_{in} を 20°C 、 T_{out} を 80°C とした場合の、各号機の崩壊熱と崩壊熱相当の注水量の計算例を以下に示す。

号機	崩壊熱	崩壊熱相当の注水量 W
1 号機	0.25 MW	3.6 m^3/h
2 号機	0.33 MW	4.8 m^3/h
3 号機	0.33 MW	4.8 m^3/h

以上

炉注入する処理水の水質目標値について

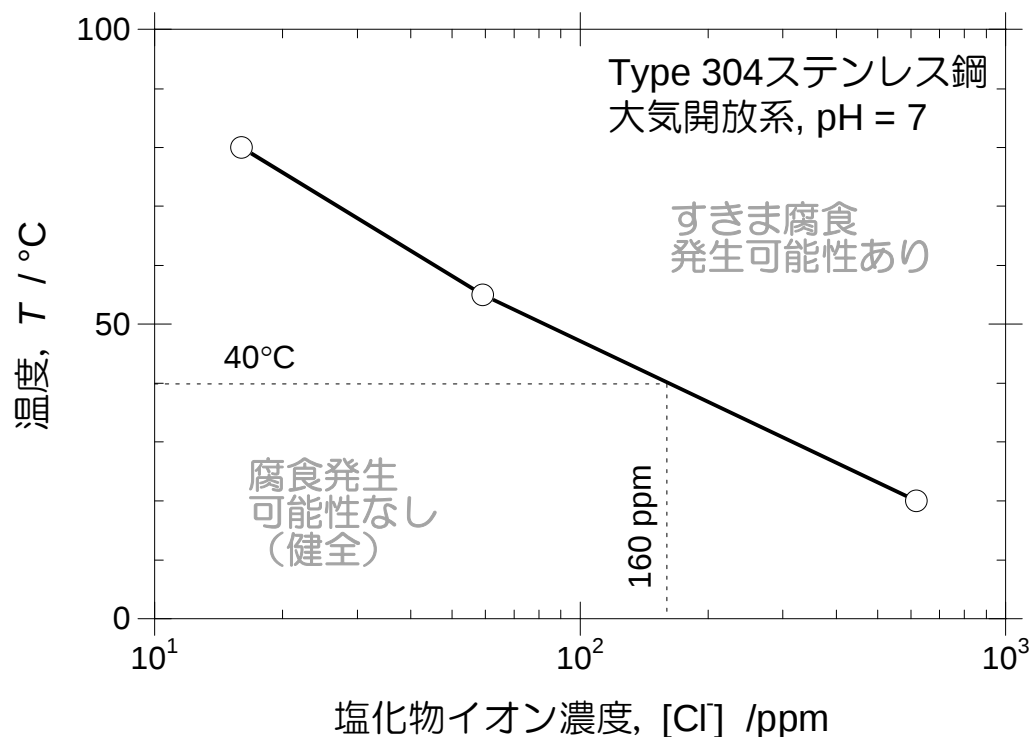
1. 原子炉注水ラインや原子炉圧力容器（R P V）及び原子炉格納容器（P C V）の一部には塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから、念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。
2. 原子炉注水の水源である処理水バッファタンク水及び3号機復水貯蔵タンク水の塩化物イオン濃度を1回／3ヶ月の頻度で確認する。なお、確認は導電率測定によるものとし、塩化物イオン濃度 100ppm に相当する導電率 40mS/m^{1),2)}を超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

<100ppm の根拠>

塩化物イオンによるステンレス鋼の局部腐食発生限界を考慮。SUS304 と SUS316 が使用されているが塩化物イオンの腐食への影響がより大きい SUS304 の腐食抑制を検討。

①原子炉注水ライン

- 図－ 1 中の曲線の下領域が腐食の発生しない環境である。
- 原子炉注水ラインの温度は処理水バッファタンクまたは復水貯蔵タンクが水源であるから、大気温度を大きく超える可能性はなく、猛暑期を想定しても 40℃以下と考えられる。
- 40℃における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると、図－ 1 より 160ppm となる。



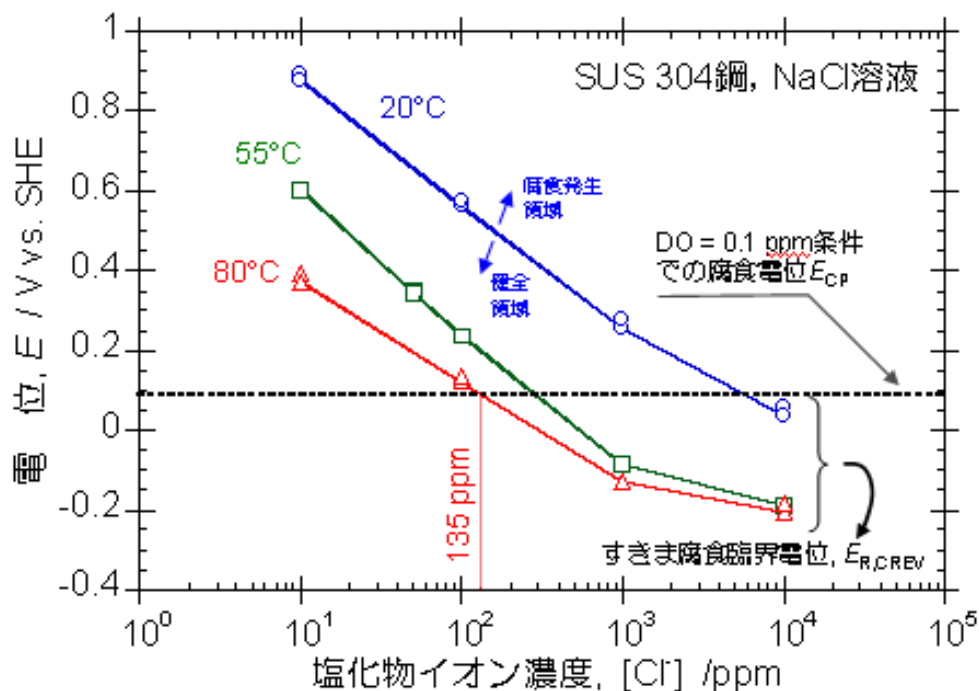
図－ 1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ^{3), 4)}

② 原子炉圧力容器（RPV）内及び原子炉格納容器（PCV）内

- R P V 及び P C V 内の温度は 80℃程度と評価されているが、窒素ガスの封入が行われていることから水中の溶存酸素濃度は低減しているものと考えられる。
- 現在、溶存酸素濃度は測定できないものの、注入されている N₂ 濃度は 99.99%以上であるので、酸素濃度を 0.01%と仮定すると分圧から水中の溶存酸素濃度は 1ppb 程度で平衡するものと推定される。保守的に 100ppb (0.1ppm) と仮定すると、腐食電位は 100mV(SHE)以下と推定される。⁵⁾
- 図－2 によれば、80℃、100mV (SHE) における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度は 135ppm と評価される。

③ 水質目標値の設定

以上より水質管理目標値を保守的に 100ppm とする。なお、今後 R P V や P C V 内の腐食環境に関する新たな情報が得られた時点で、根拠及び目標値を再評価してゆく。



図－2 SUS 304 鋼のすきま腐食臨界電位 $E_{R, CREV}$ と定常腐食電位 E_{SP} との比較による対すきま腐食可使用条件評価^{3), 6)}

1) 日本化学会編: “化学便覧 基礎編 改訂 5 版,” 丸善, p. II-563 (2004).

2) 日本学術振興会編: “金属防食技術便覧,” 日刊工業新聞社, p. 177 (1972).

3) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

4) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)

5) R. W. Staehle et al.: EPRI RP311-1, Final Summary Report (1977).

6) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)

1 ～ 3 号機 CST 原子炉注水設備設置について

1. 工事の概要

原子炉注水設備の信頼性向上対策として，1 ～ 3 号機の C S T を水源とし，1 ～ 3 号機の原子炉等の安定冷却に必要な注水量を満足する注水ポンプ等を設置する。工事の対象範囲を図－ 1 ～ 3 に示す。設置する C S T 原子炉注水設備の仕様は，2. 1. 2. 1 (5)，及び表 2. 1－ 1 に示した通り。

2. 工程

	平成 25 年		
	4 月	5 月	6 月
現地工事			

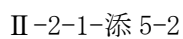


図-1 1号機 CST原子炉注水設備設置範囲





1号機 F D W系注水点の信頼性向上について

1. 工事の概要

既存の原子炉注水設備の信頼性向上対策として、F D W系注水点の改善工事（F D W配管母管を切断・注水ライン付き閉止板の取付け）により、注水ラインの口径アップ、及びバウンダリの縮小を図る。工事の対象範囲を図－1に示す。設置する配管の仕様は、表2. 1－1に示した通り。

2. 工程

	平成 25 年					
	4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月
工場製作						
現地工事						

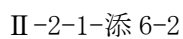


图-1 1号機 F D W系注水点信頼性向上工事範圍

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 m³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

$$M_3 Cp_3 \frac{dT_3}{dt} = Q_3 - Q_4$$

M_3 : シュラウド質量[kg]

Cp_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

$$M_4 Cp_4 \frac{dT_4}{dt} = Q_4$$

M_4 : 原子炉圧力容器側部質量[kg]

Cp_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

$$M_5 Cp_5 \frac{dT_5}{dt} = Q_5$$

M_5 : 原子炉圧力容器底部質量[kg]

Cp_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

$$M_1 Cp_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5 - Q_c$$

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

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 ² -K)]
A_{2g}	: 上部構造材伝熱面積（蒸気への対流伝熱）[m ²]

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℃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℃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。

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

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

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

- M_{CsOH} : CsOH 発生量[mo1/s]
 P_{CsOH} : CsOH 飽和蒸気圧[N/m²]
 V_g : 発生蒸気流量[m³/s]
 R : 気体定数[J/(mo1-K)]
 T : 上部構造材温度[K]
 C_{CsOH} : CsOH 平衡濃度[mo1/m³]
 v_{grav} : 重力沈降速度[m/s]
 A_{grav} : 重力沈降面積[m²]
 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[m²]
 M_{leak} : CsOH 放出量[mo1/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からの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 γ 線の外部被ばくによる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_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量[mSv]
 K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
 E_{γ} : γ 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からの吸入摂取による内部被ばくの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からの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]

K_{in} : 内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]

R_1 : 呼吸率[m³/s]

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

- (6) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる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外部被ばくによる実効線量[mSv]

K_{ex} : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)]

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の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の実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m³/s]

F : 再浮遊率[m⁻¹]

- (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、下表の値を用いる。

	敷地境界	5km 地点	10km 地点
相対濃度[s/m ³]	2.6×10^{-5}	4.3×10^{-6}	1.5×10^{-6}
相対線量[Gy/Bq]	3.0×10^{-19}	8.9×10^{-20}	3.8×10^{-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、原子炉压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压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、原子炉压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

現状の原子炉压力容器や原子炉格納容器の各部位の温度推移から、原子炉压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。原子炉压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、原子炉压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压力容器底部の温度を代表として検知対象とする。原子炉压力容器底部の温度変化を図－3 に示すが、原子炉压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だけに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°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°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 $9.3 \times 10^{-7} \text{ mSv}$

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°C 、上部構造材温度は約 110°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 $4.3 \times 10^{-6} \text{ mSv}$

3.3 シビアアクシデント相当

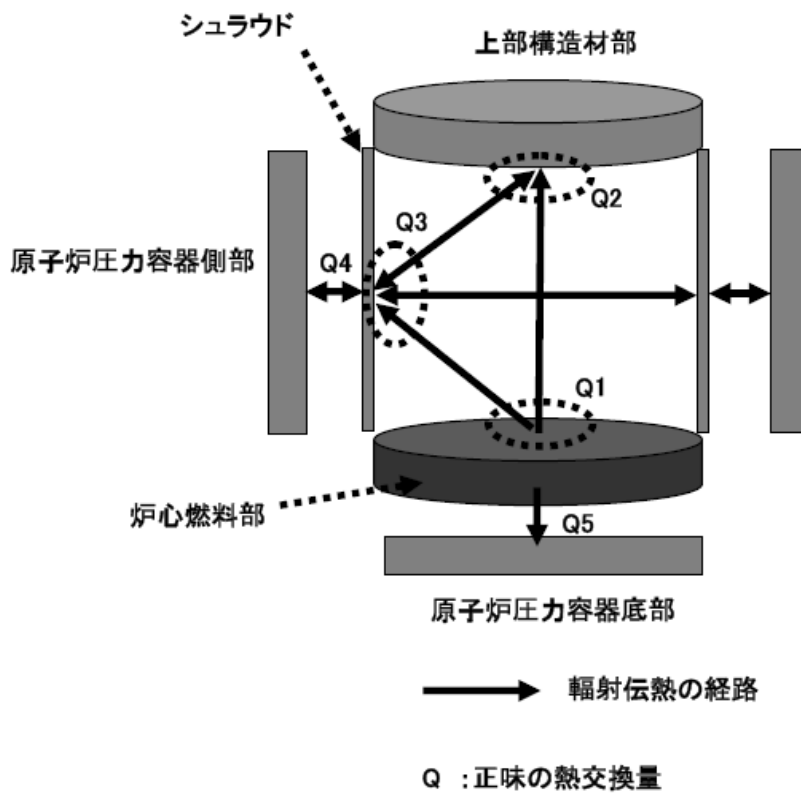
炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－6に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から12時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 330°C 、上部構造材温度は約 120°C まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

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。

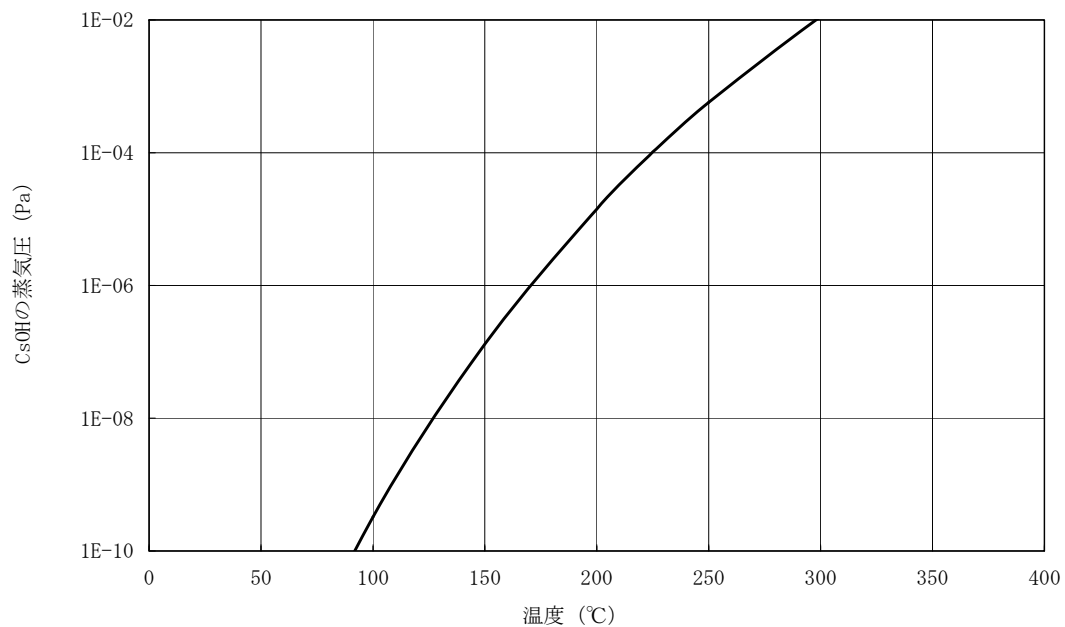
セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq
年間の実効線量	約 2.1×10^{-5} mSv

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 3.5×10^{-6} mSv, 約 1.2×10^{-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 6.3×10^{-5} mSv, 特定原子力施設から 5km 地点で約 1.1×10^{-5} mSv, 10km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv となる。

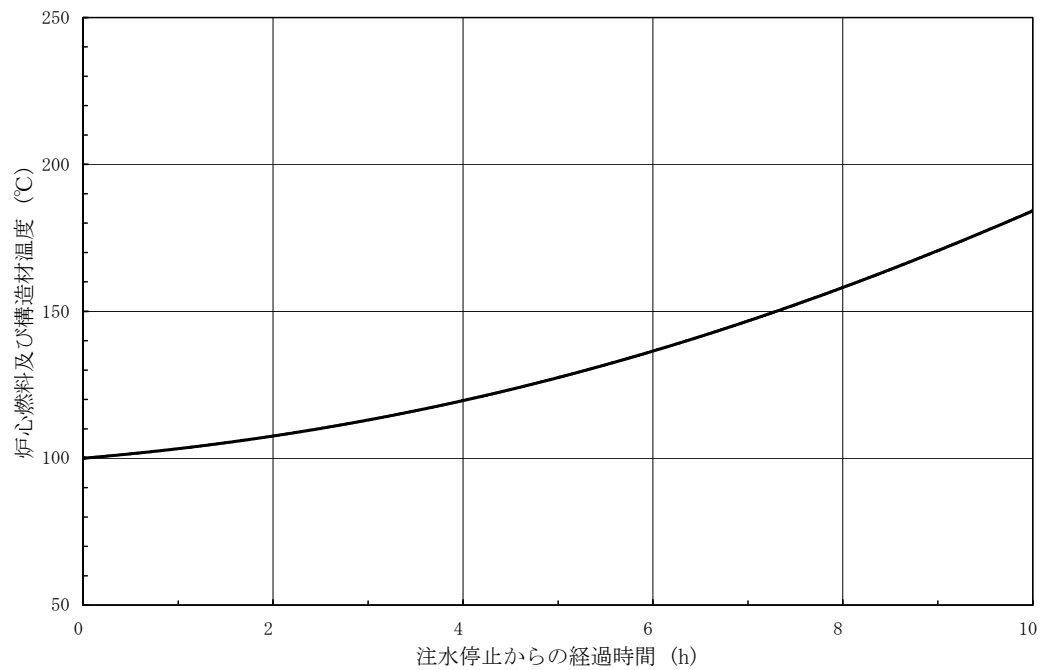
以下余白



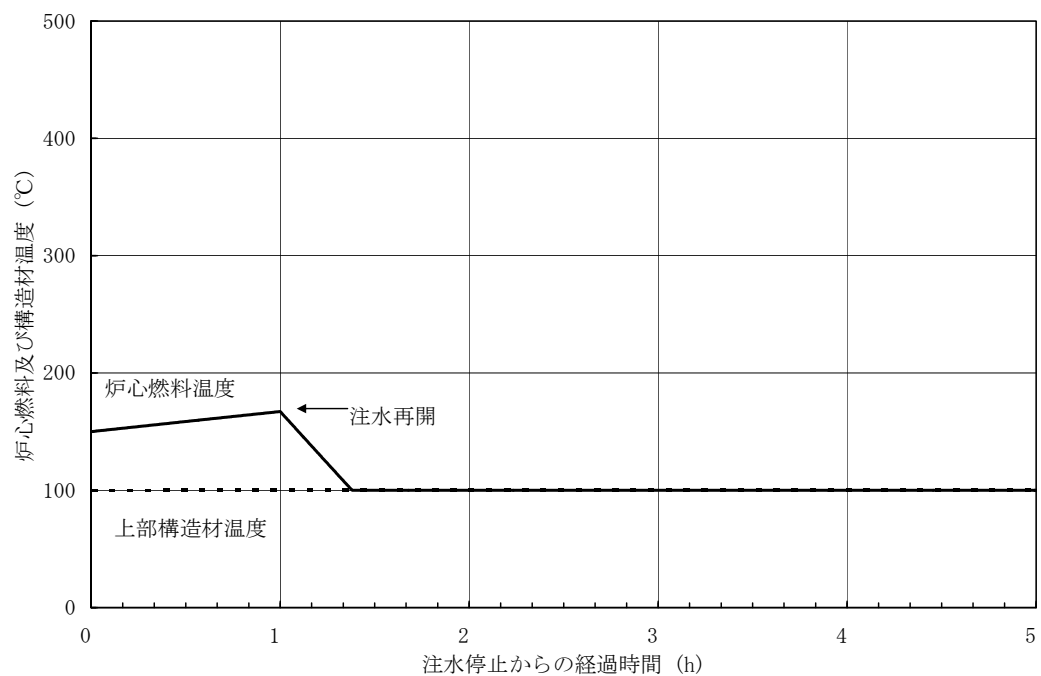
図－１ 原子炉压力容器輻射モデルの概要



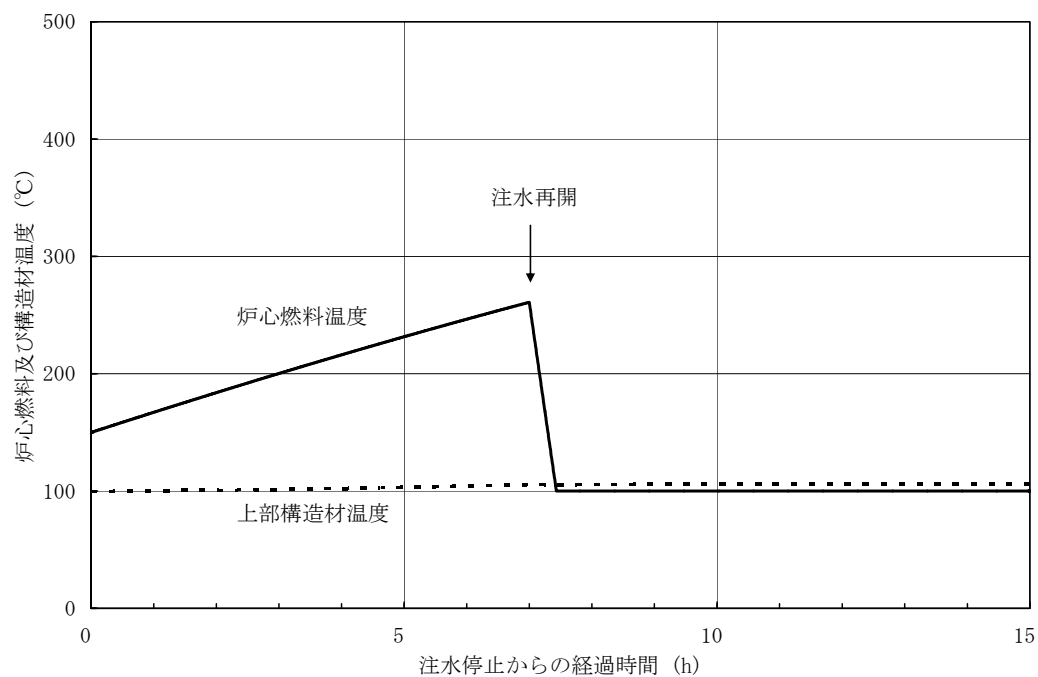
図－２ CsOH 蒸気圧の温度依存性



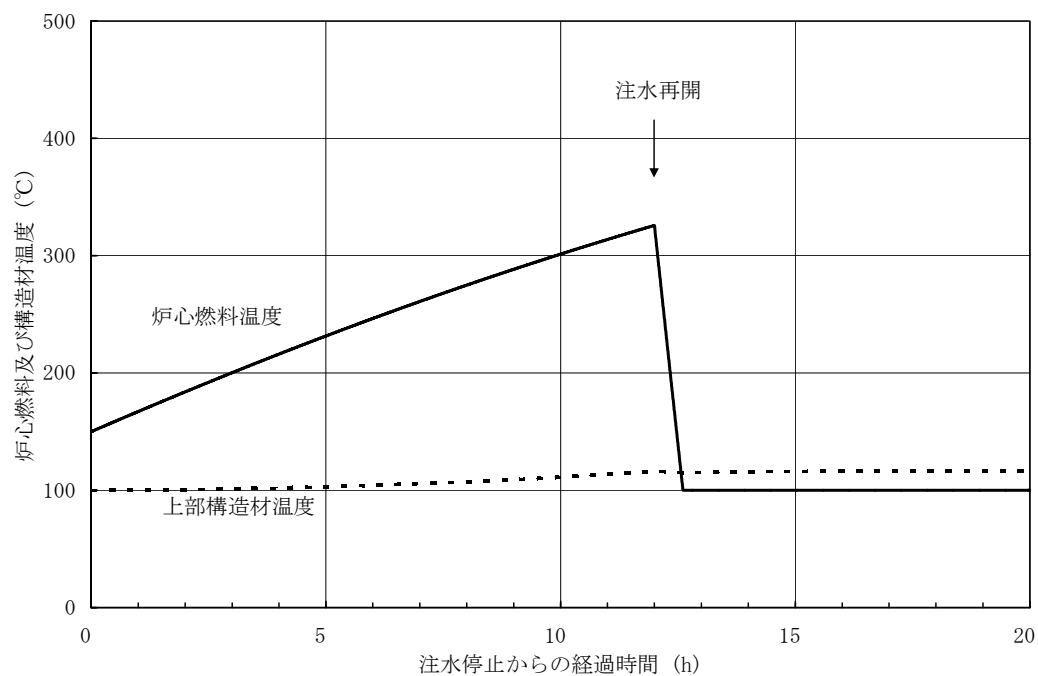
図－３ 原子炉圧力容器底部の温度上昇の時間変化



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）



図ー 5 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）



図ー 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）

原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

1.1 目的

事故後の原子炉の状況において最も重要な原子炉を冷やす機能である原子炉注水系について、多重故障等の厳しい条件に基づき、原子炉注水系の機能が喪失した際の相対的な脆弱性を体系的に把握することは、安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

ここでは、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、原子炉压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する（別紙－ 1， 2 参照）。

1.2 方針

1 号機から 3 号機は、津波襲来後の数日の間にシビアアクシデントに至ったものとみられており、その間で一定量の放射性物質（FP）が環境に放出されたものと考えられる。このような状況を考慮し、ここでの評価方針としては、原子炉压力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象を対象とする。

1.3 評価対象

本評価では、原子炉压力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象として、炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価対象とする。なお、原子炉注水系が一定時間停止すると、炉心再露出に至ることから、原子炉注水系が停止する事象を原子炉注水系機能喪失と呼ぶ。

また、格納容器の気密性を確保できていないと考えられることから、炉心の再損傷後から放出までの評価は炉心の再損傷頻度と同等として取り扱う。

評価対象とした原子炉注水系の構成を図－ 1 に、原子炉注水系の電源構成を図－ 2 に示す。

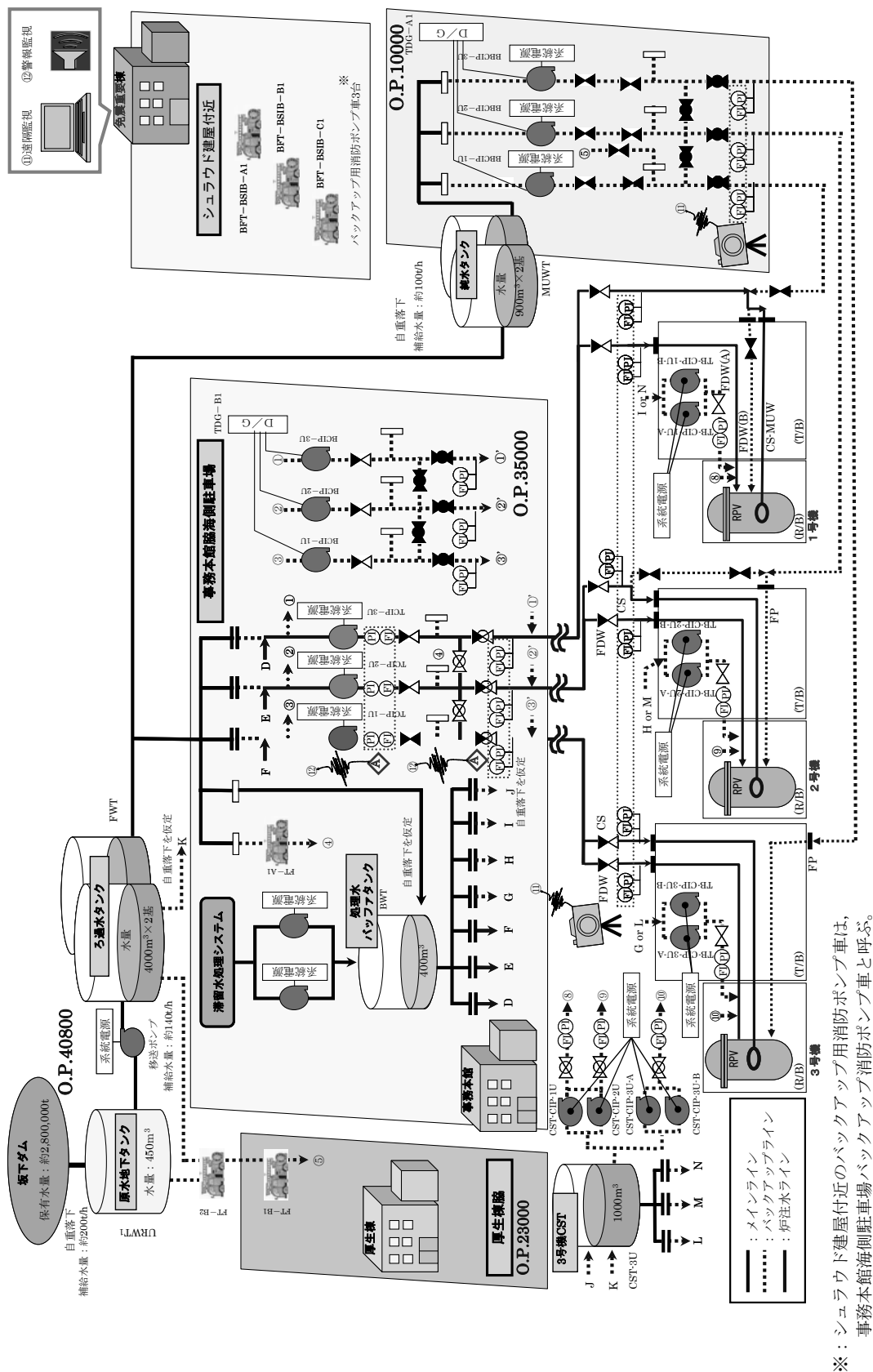
原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外のどちらに起因するかに分けて選定し、以下のとおりとした。

○ハザード発生箇所が発電所内の場合

- (1) 常用高台炉注水ポンプトリップ
- (2) 注水ライン機能喪失
- (3) 一次水源からの供給機能喪失
- (4) 外部電源喪失（地震を除く）
- (5) 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災

○ハザード発生箇所が発電所外の場合

- (6) 外部電源喪失（地震）
- (7) 大津波事象



略語	TCIP-1/2/3U：1号/2号/3号用常用高台炉注水ポンプ	FT-A1：事務本館海側駐車場消防ポンプ
	BCIP-1/2/3U：1号/2号/3号用非常用高台炉注水ポンプ	FT-B1：厚生棟消防ポンプ
	BBCIP-1/2/3U：1号/2号/3号用純水タンク脇炉注水ポンプ	FT-B2：ろ過水タンク脇消防ポンプ
	TBCIP-1/2/3U-A/B：1号/2号/3号用タービン建屋内炉注水ポンプ	BFT-BSIB-A1/B1/C1 事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車
	CST-CIP-1/2/3U：1号/2号/3号用 CST 炉注水ポンプ	

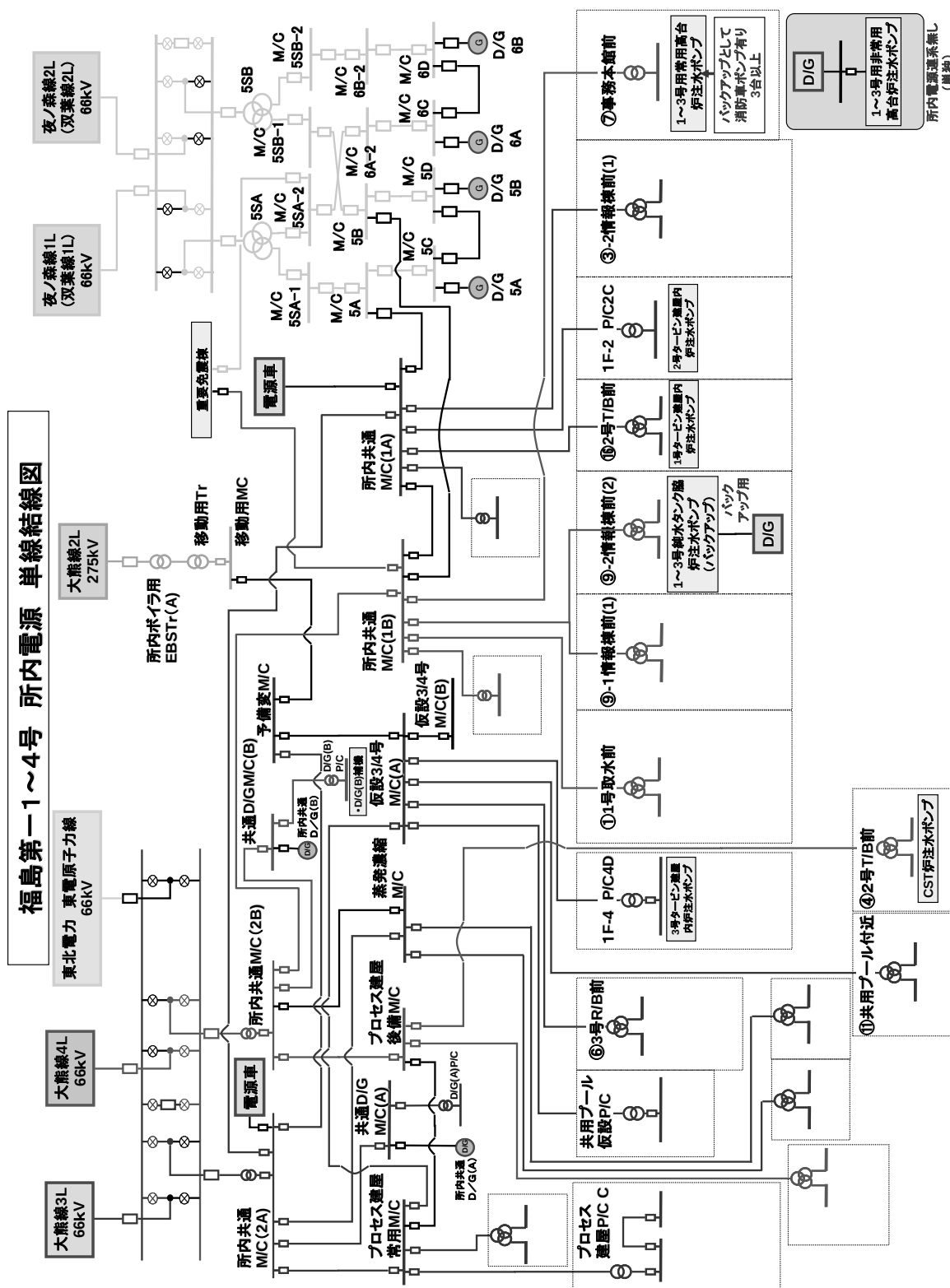


図-2 原子炉注水系の電源構成

1.4 原子炉注水系機能喪失の判定条件

これまで比較的安定して冷却してきた燃料が露出すると、燃料温度は上昇する。ただし、原子炉停止から時間が経過していることから、炉内の崩壊熱量は大幅に低減しており、燃料が露出しても直ちに燃料が溶融し、FP が環境に放出されることにはならない。

ここで、炉心再損傷の判定条件として、炉心の温度が上昇し、3 プラント同時に炉心損傷した際の敷地境界の線量が 5mSv 以下となることとした。添付資料－1 の手法により原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した結果、原子炉注水系機能喪失から、34 時間後までに炉心への注水に成功すれば、炉心再損傷を防止できるものとし、34 時間以内に注水を復旧できない場合を炉心再損傷とした。

1.5 評価結果

起因事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

炉心再損傷が発生する頻度（点推定値）は表－1 及び図－3 に示すとおりであった。各起因事象の評価結果の概要について以下に示す。

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプの共通原因故障による 3 台の機能喪失により、ポンプトリップし、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(2) 注水ライン機能喪失

注水ラインの破損により炉注水が中断し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源（バッファタンク）への給水が途絶えること等で、一次水源が枯渇することにより炉注水が中断し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災により、常用高台炉注水ポンプへの電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再

損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は1%未満である。

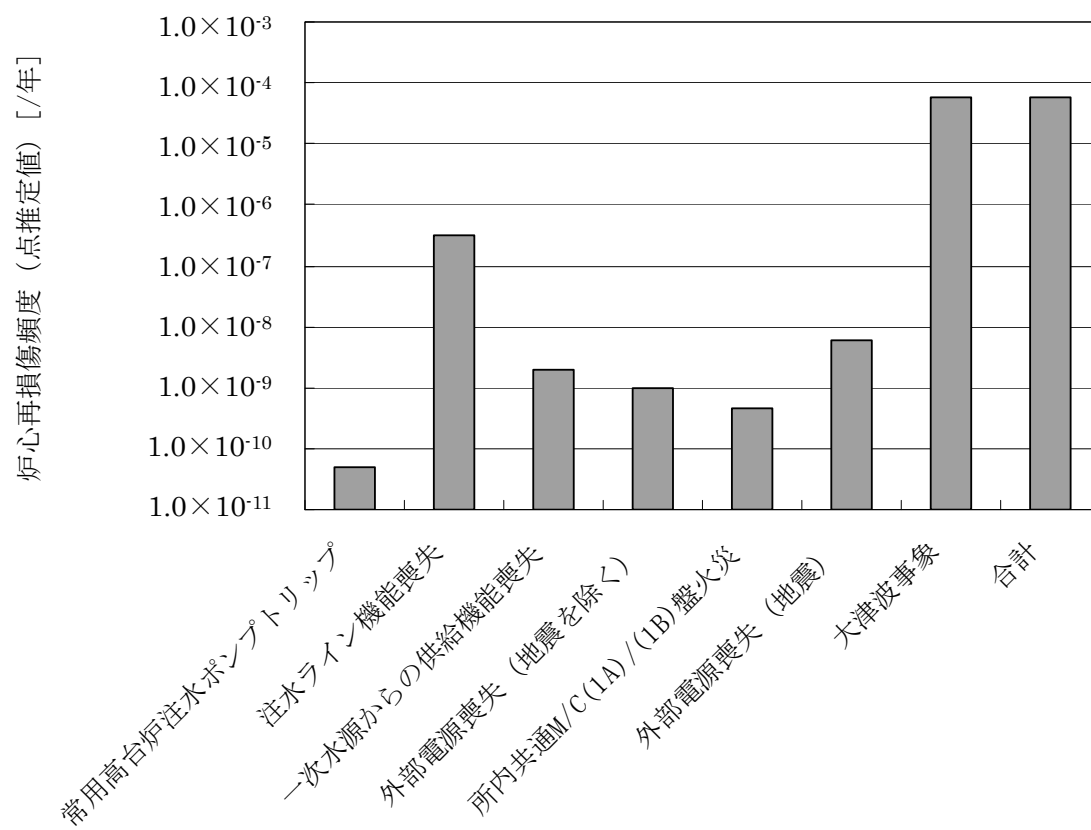
(7) 大津波事象

大津波が襲来したことにより、注水ラインが流され、炉注水が中断し、注水ラインの復旧に失敗し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。大津波事象の発生頻度を 700 年に一回と見込んだこと、漂流物等により注水ラインが損傷した場合代替手段が少なくなること、及び、注水ライン損傷後の復旧作業が難航（漂流物による作業環境の悪化、滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）することにより、注水ラインの復旧に失敗し、炉注水の再開に失敗する割合が大きくなるため、炉心再損傷頻度が大きくなる。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約 99%である。

表－1 炉心再損傷頻度の評価結果

ハザード 発生箇所	起因事象	起因事象発生 頻度（／年）	炉心再損傷頻 度（／年）	寄与割合 （％）
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	4.8×10^{-11}	1%未満
	注水ライン機能喪失	1.2×10^{-2}	3.1×10^{-7}	1%未満
	一次水源からの供給機能喪失	2.0×10^{-1}	2.0×10^{-9}	1%未満
	外部電源喪失（地震を除く）	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-9}	1%未満
	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	4.5×10^{-10}	1%未満
発電所外	外部電源喪失（地震）	5.7×10^{-1}	6.1×10^{-9}	1%未満
	大津波事象	1.4×10^{-3}	5.8×10^{-5}	99%
—	合計	—	5.9×10^{-5}	100%



図－3 炉心再損傷頻度の評価結果

1.6 別紙

別紙－1 確率論的リスク評価手法

別紙－2 事故シーケンスの定量評価

確率論的リスク評価手法

1. 評価手法

評価手法ではまず、安定的な原子炉圧力容器及び格納容器への注水を阻害する起因事象の選定を行い、成功基準を決定し、事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下、「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し、従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後、事故シーケンスを定量化して炉心再損傷頻度を評価した。（図－ 1 参照）

2. 起因事象の選定と成功基準の設定

2.1. 起因事象

炉心再損傷に至る要因は、燃料の冷却不良によるものであり、原子炉注水系の機能が喪失し、炉心に冷却水が供給されないことにより発生する。原子炉注水系の機能が喪失に至る起因事象及び起因事象発生頻度は、表－ 1 のとおりとする。

なお、今回の評価では、設備の故障、人的過誤等により、システムの信頼性が損なわれることにより炉心が再損傷する事象を選定している。

選定にあたり、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外どちらに起因するかに分類した。ここで、発電所内に起因するものとしては、内的事象、内的溢水、内的火災のハザードグループが考えられ、一方、発電所外に起因するものとしては、地震、強風、外部溢水、その他の外的事象などのハザードグループが考えられる。

発電所内に起因するハザードグループのうち、内的事象としては、常用高台炉注水ポンプによる安定的な原子炉への注水を直接的に阻害する「常用高台炉注水ポンプトリップ」、「注水ライン機能喪失」、「一次水源からの供給機能喪失」、「外部電源喪失（地震を除く）¹」を代表して選定することとした。なお、「内的溢水」については、発電所内の各機器（ポンプ、電源盤、タンクなど）の配置から、発生可能性が小さいと考え、評価対象外としている。また、「内的火災」として、常用高台炉注水ポンプを始め、比較的多くの炉注水ポンプが所内共通 M/C (1A)/(1B) 盤より受電されているため、これを代表して選定することとした。

発電所外に起因するハザードグループのうち、実際に東北地方太平洋沖地震によって発生した外部電源喪失及び大津波事象を踏まえ、「外部電源喪失（地震）」、「大津波事象」を選定することとした。なお、上記以外のハザード及びハザード随伴事象は、地震による外部電源喪失及び大津波事象に比べれば無視しうるものとして、評価対象外とした。

¹ 発電所外での落雷、台風等のハザードによる発電所内への電源供給喪失も含まれる。

表－１ 起因事象及び起因事象の発生頻度

ハザード発生箇所	起因事象	要因	頻度（/年）	備考
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	共通原因故障による全台ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	仮設ポンプの時間故障率（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）と共通要因故障データから算出
	注水ライン機能喪失	R/B内	9.0×10^{-4}	EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。
		T/B内	8.4×10^{-4}	
		屋外	1.0×10^{-2}	
	一次水源からの供給機能喪失	タンクの破損・損傷等による一次水源枯渇等	2.0×10^{-1}	仮設ポンプ（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）、タンク破損及び閉塞の時間故障率（（社）日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」を参照）から算出
	外部電源喪失（地震を除く）	発電所外での落雷，台風等	1.0×10^{-1}	停止時PSR-PSA（平成20年度実績）での 9.4×10^{-3} /年の10倍程度と仮定
発電所外	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	NUREG/CR-6850を参考に設定
	外部電源喪失（地震）	地震	5.7×10^{-1}	外部電源喪失の実績から算出
	大津波事象	大津波	1.4×10^{-3}	「科学」2011年10月号（岩波書店）「東北地方太平洋沖地震の断層モデルと巨大地震発生のスーパーサイクル」（東京大学地震研究所：佐竹健治氏）による700年に1回を適用

2.2 成功基準

原子炉注水系の機能に発生した異常事象を収束させるために必要な安全機能を抽出し、各緩和系の成功基準を設定した。1～3号機全ての炉心の崩壊熱を除去するために必要な注水を行うために必要な最小設備数は表－2、水源は表－3のとおりとしている。具体的には、平成24年12月7日時点での注水量1号機 $4.5\text{m}^3/\text{hr}$ 、2号機 $6\text{m}^3/\text{hr}$ 、3号機 $6\text{m}^3/\text{hr}$ で十分に冷却できていることから、3基共用のポンプは $20\text{m}^3/\text{hr}$ 1台、1基用のポンプは $10\text{m}^3/\text{hr}$ 1台を成功基準としている。

表－２ 各緩和系の成功基準

緩和系	成功基準	備考
常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
タービン建屋内炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1 プラント当たり
CST 炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1・2 号機共用
	2 台中 1 台運転	3 号機用
非常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館脇海側駐車場消防ポンプ (FT-A1)	1 台中 1 台運転	
ろ過水タンク脇消防ポンプ (FT-B2) 及び厚生棟脇消防ポンプ (FT-B1)	2 台中 2 台運転 (FT-B1, FT-B2)	
純水タンク脇炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館海側駐車場バックアップ 消防ポンプ	3 台中 1 台運転	

表－３ 各緩和系とその水源の関連性

緩和系	水源
常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
タービン建屋内炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	3 号機 CST
CST 炉注水ポンプ	3 号機 CST
非常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
事務本館海側駐車場消防ポンプ (FT-A1)	ろ過水タンク
ろ過水タンク脇消防ポンプ (FT-B2) 及び厚生 棟脇消防ポンプ (FT-B1)	原水地下タンク
	ろ過水タンク
純水タンク脇炉注水ポンプ	純水タンク
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	－ (海水可)

2.3. イベントツリーの作成

炉心再損傷頻度の評価に際しては、選定した起因事象に対して各緩和系の作動や故障を考慮して、炉心再損傷に至る事象の進展をイベントツリーとして展開し、定量化する方法を採用した。

イベントツリー解析では、まず起因事象の発生から炉心再損傷に至るまでの設備の故障や緩和操作等をヘディングとして列挙した。次に、事象の進展を考慮し個々のヘディングにおける分岐の有無を決定し、さらに各ヘディングの分岐確率を設定した。ヘディングの分岐確率は、成功基準や時間余裕を考慮して実績データ及び後述するフォールトツリー解析を用いて評価した。(図－2 参照)

2.4. システムのモデル化

イベントツリーの定量化においては、各ヘディングに対して、対象となるシステムの非信頼度を得るために、フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

フォールトツリーは、成功基準に基づき、頂上事象を明確にして系統の機能喪失に至る原因を展開し作成した。フォールトツリー解析では、系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各状態におけるシステムの非信頼度を評価した。

フォールトツリーの作成においては、機器の故障及びその復旧、従属故障、人的過誤等の構成要素を考慮した。

(1) 機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において、主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗、起動後の運転継続失敗を考慮した。

- ・ 起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

- ・ 運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については、時間あたりの運転継続失敗率を考慮して、運転継続失敗確率 q' として、下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで、 T_M は使命時間であり、24 時間を使用した。 λ' は故障率である。

使命時間については、3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・大津波において、原子炉注水系機能喪失後、24 時間以内に注水を再開できていることから、24 時間あれば、多重化等の新たな対応が可能と考え、24 時間を設定している。

- ・ 復旧

バックアップ操作や、故障の復旧が期待できる場合には、これらによる機能回復を考慮した。

(2) 従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は、系統間の従属性と、機器間の従属性である。これらの従属性については、イベントツリー及びフォールトツリーの定量化の過程で考慮した。

なお、機器間従属性として共通原因故障を考慮しており、その評価対象は、仮設ポンプ等の 2 台又は 3 台起動失敗、2 台又は 3 台継続運転失敗、仮設 D/G 等の 2 台起動失敗、及び 2 台継続運転失敗等である。

(3) 人間信頼性解析

人間信頼性解析は、以下のように分類し、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278) の THERP 手法に基づき、作業環境を考慮に入れた工学的判断値を含めて失敗確率を算定した。なお、ここでは操作のための時間余裕等を考慮している。また、監視・復旧チームについては、福島第一原子力発電所免震棟にて、24 時間体制で十分な能力のあるメンバーが常駐している。

・事象発生後の人的過誤

事象発生後、操作員に対して要求される手動操作や、操作員が対応可能なバックアップ操作について、その操作失敗を考慮した。

2.5. データベースの作成

(1) 起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は、原子炉注水系の実績及び文献値等を用いた。(表－1 参照)

(2) 機器故障率関連データ

機器故障率関連データに関しては、原子炉注水系の実績及び文献値等を基に設定した。

(3) 共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクタ値等は、米国 LER に基づく分析結果等のデータソースを参考にした。

なお、 β ファクタ値等は、福島第一・1～3 号機の様な状況を想定したものでないことから、仮設ポンプ、仮設 D/G 等に設定した β ファクタ値を一桁大きくして感度解析（点推定値）を実施した。その結果、各起因事象の中で、機器の多重故障による影響が比較的高かった常用高台炉注水ポンプトリップ、注水ライン機能喪失及び外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度に対する感度（常用高台炉注水ポンプトリップ時の炉心再損傷頻度は約 4.8×10^{-11} /年から約 9.6×10^{-10} /年、注水ライン機能喪失は約 3.2×10^{-7} /年から約 1.9×10^{-6} /年、外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度は約 6.1×10^{-9} /年から約 2.3×10^{-8} /年）が認められ、評価結果の合計値への感度（約 5.9×10^{-5} /年から約 6.1×10^{-5} /

年)も若干増加することから、データの不確実さとして認識しておく必要がある。

(4) 人的過誤確率データ

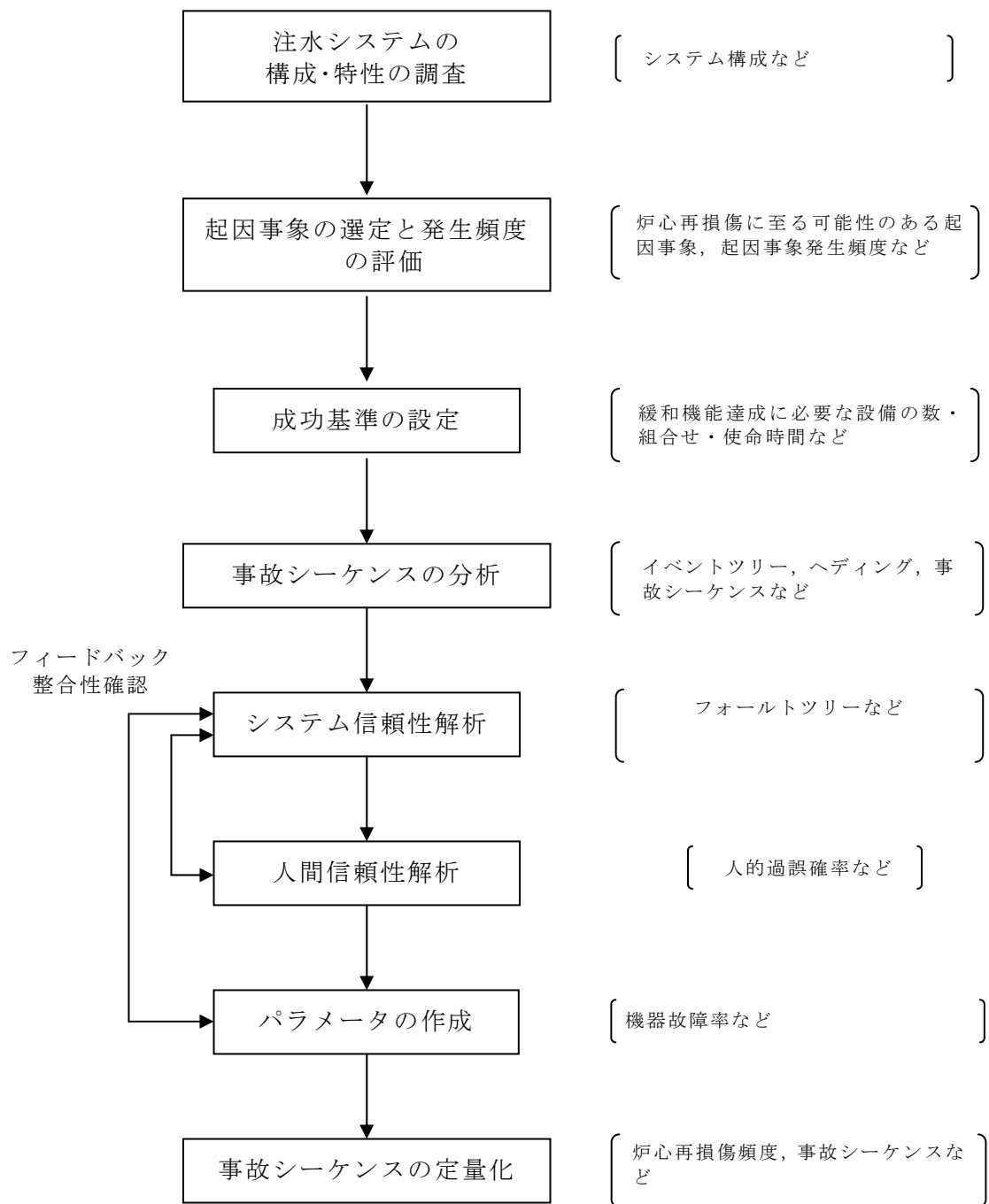
人的過誤の評価は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR- 1278) の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値、及び、炉注水停止後の時間余裕 34 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5) 時間余裕データ

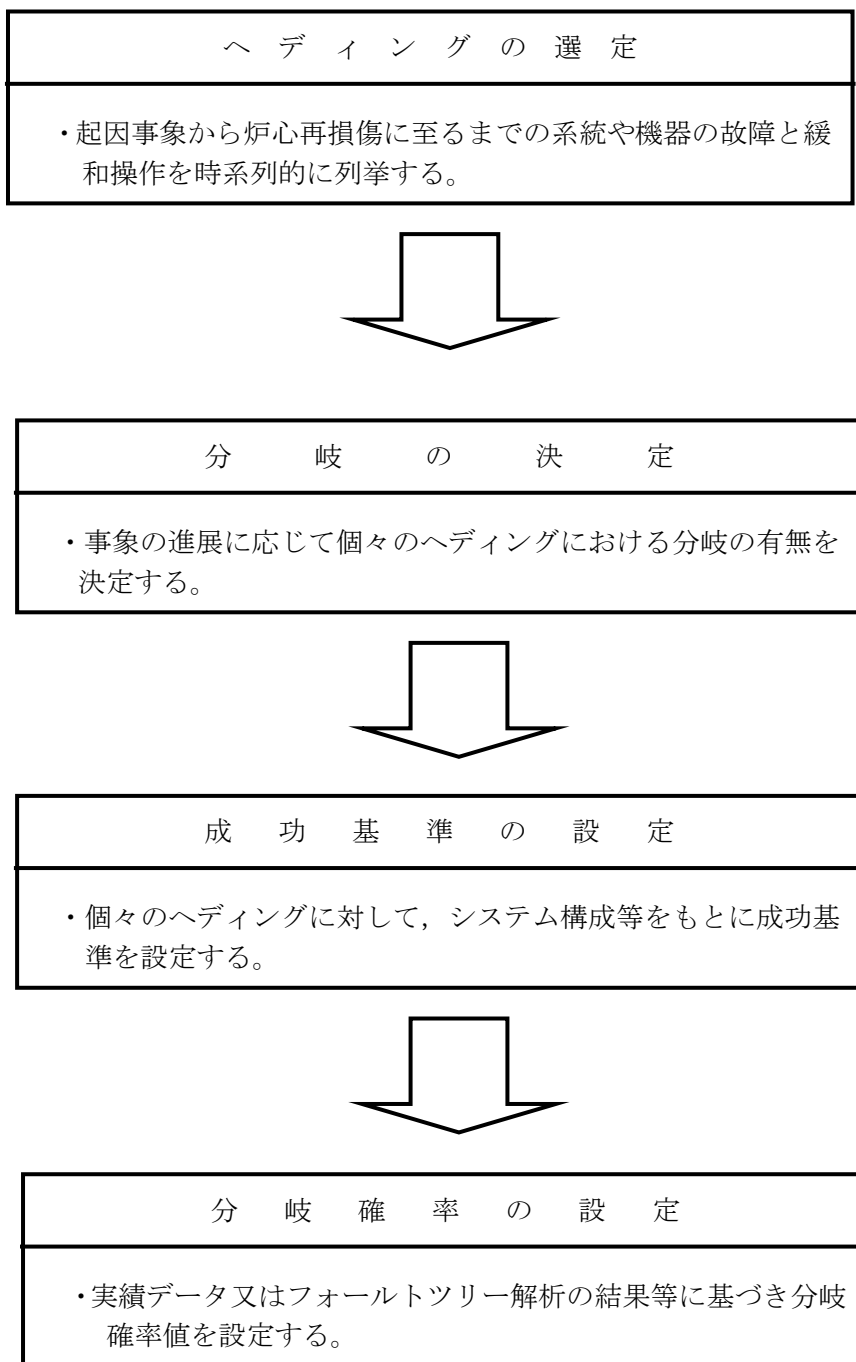
時間余裕は、燃料の崩壊熱の大きさから評価され、崩壊熱が小さいほど、時間余裕が大きくなる。

2.6. イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに、起因事象の発生頻度を設定し、イベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより、各事故シーケンスを定量化した。(別紙ー 2 参照)



図－１ 作業フロー



図－２ イベントツリー解析の流れ

事故シーケンスの定量評価

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプトリップ時は、図－ 1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図－ 1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、注水設備の多重性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

常用高台 炉注水ポン プトリッ プ	復旧作業 の着手	タービン 建屋内炉 注水ポン プ	CST炉注 水ポンプ	非常用高 台炉注水 ポンプ	事務本館 海側駐車 場消防ポ ンプ車	ろ過水タ ンク脇及 び厚生棟 前消防ポ ンプ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (／年)
4.8E-03		1.7E-03	1.1E-03	7.6E-02	1.0E-02	2.2E-02	1.5E-04	1.4E-04	1	-	9.7E-19 4.8E-11
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	-	
									8	CD	
									9	CD	
										合計値	4.8E-11

図－ 1 常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語（以下、同様）

CD：炉心再損傷

(2) 注水ライン機能喪失

単一箇所の配管等の破損により、注水ラインが 3 プラントとも使用不能となる想定をしており、表－2－1 に示すとおり、破損箇所は原子炉建屋内（R/B）内、タービン建屋内（T/B 内）、屋外に場合分けしている。なお、給水系及び CS 系を併用して注水しているが、起因事象発生時には、どちらの系の注水も中断している保守的な仮定を置いている。

起因事象発生の検知など、復旧作業の着手に成功する場合には、図－2－1 から図－2－3 に示すとおり、注水ラインとは異なる複数の注水ラインが利用可能であるため、緩和設備の多重故障により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一方、起因事象発生の検知に失敗するなど、復旧作業（機能喪失注水ライン隔離を含む）の着手に失敗した場合には、図－2－1 から図－2－3 に示すとおり、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

なお、タービン建屋内（T/B 内）及び原子炉建屋内（R/B 内）の注水ラインは、炉注水状態を監視する流量計（FI）や圧力計（PI）がなく、建屋内の注水ライン機能の喪失時には、原子炉圧力容器内及び格納容器内の温度・圧力の上昇により検知するため、屋外注水ラインより検知できる確率は相対的に小さく設定している。

表－2－1 注水ライン機能喪失の起因事象発生頻度

発生頻度 [/年]	位置	配管割合 [%]	最終的な 起因事象発生頻度 [/年]
1. 2E-02	R/B	8%	9. 0E-04
	T/B	7%	8. 4E-04
	屋外	85%	1. 0E-02

注水ライン機能喪失(既設-R/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
9.0E-04	4.0E-03								1	-	0.0E+00
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	CD	
									8	-	1.2E-11
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	
									13	-	
									14	-	
									15	-	
									16	-	
										合計値	9.9E-08

図－２－１ 注水ライン機能喪失のイベントツリー（R/B内）（1／3）

注水ライン機能喪失(既設-T/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
8.4E-04	4.0E-03								1	-	1.5E-17
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	CD	
									8	-	2.1E-17
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	
									13	-	
									14	-	9.2E-08
									15	-	
									16	-	
									17	CD	
										合計値	9.2E-08

図－２－２ 注水ライン機能喪失のイベントツリー（T/B内）（2／3）

注水ライン機能喪失(屋外)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.0E-02								1	-	2.6E-17
								2	-	
								3	-	
								4	-	
								5	-	
								6	CD	
								7	-	2.6E-17
								8	-	
								9	-	
								10	-	
								11	CD	
								12	-	1.2E-07
								13	-	
								14	-	
								15	-	
								16	CD	
								合計値		1.2E-07

図ー 2ー 3 注水ライン機能喪失のイベントツリー (屋外) (3／3)

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源からの供給機能喪失時は、図－3に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図－3に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、水源の多重性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一次水源からの供給機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水仮設ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
2.0E-01		2.6E-03	4.1E-03	1.1E-03	7.8E-02	1.0E-02	2.2E-02	1.5E-04	1.4E-04	1	-	4.0E-16 2.0E-09
										2	-	
										3	-	
										4	-	
										5	-	
										6	-	
										7	-	
										8	-	
										9	CD	
										10	CD	
											合計値	2.0E-09

図－3 一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）時は、図－４－１に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図－４－２及び図－４－３に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、非常用D／G、電源車及び消防車のように、代替電源の多重性及び多様性が十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

外部電源喪失(地震を除く)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
			1 - 9	TE1へ	-
1.0E-01		1.0E-01	10 - 18	TE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	1.0E-09
				合計値	1.0E-09

図－４－１ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（1／3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	1.3E-04								1	-	
		1.7E-03							2	-	
			1.1E-03						3	-	
				7.6E-02					4	-	
					1.0E-02				5	-	
						2.2E-02			6	-	
							1.4E-04		7	-	
								1.4E-04	8	-	
									9	CD	2.6E-15
										合計値	2.6E-15

図－４－２ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（2／3）

(TE1：外電復旧成功時)

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	1.8E-04								10	-	
		1.8E-03							11	-	
			1.2E-03						12	-	
				7.6E-02					13	-	
					1.0E-02				14	-	
						2.2E-02			15	-	
							1.5E-04		16	-	
								1.4E-04	17	-	
									18	CD	4.4E-15
										合計値	4.4E-15

図－４－３ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（3／3）

(TE2：外電復旧失敗時)

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時には、図－5に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図－5に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、非常用D／G、電源車及び消防車のように、代替電源の多重性及び多様性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

所内共通 M/C(1A)/ (1B)盤火 災	復旧作業 の着手	常用高台 炉注水ポン プ再起動	タービン 建屋内炉 注水ポン プ	CST炉注 水ポンプ	非常用高 台炉注水 ポンプ	事務本館 海側駐車 場消防ポン プ車	ろ過水タン ク脇及び厚 生棟前消防 ポンプ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (／年)
4.5E-02	1.0E-08	1.0E+00								1	-	5.3E-13 4.5E-10
										2	-	
		1.0E+00								3	-	
		1.1E-03								4	-	
		7.6E-02								5	-	
		1.0E-02								6	-	
		2.2E-02								7	-	
		7.6E-02								8	-	
		1.4E-04								9	CD	
										10	CD	
										合計値	4.5E-10	

図－5 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時のイベントツリー

(6) 外部電源喪失（地震）

地震による外部電源喪失には、図－６－１に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。また、図－６－３に示すとおり、外電復旧が失敗した場合には、地震の影響により、注水設備の再起動が困難になっていることから、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図－６－２に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していることにより、外電復旧に成功する場合には、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

外部電源喪失(地震)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
5.7E-01		5.0E-01	1 - 9	STE1へ	-
			10 - 18	STE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	5.7E-09
				合計値	5.7E-09

図－６－１ 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（１／３）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
									1	－	9.1E-13
									2	－	
									3	－	
									4	－	
									5	－	
									6	－	
									7	－	
									8	－	
									9	CD	
										合計値	9.1E-13

図－６－２ 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（２／３）
（STE1：外電復旧成功時）

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
									10	－	4.3E-10
									11	－	
									12	－	
									13	－	
									14	－	
									15	－	
									16	－	
									17	－	
									18	CD	
										合計値	4.3E-10

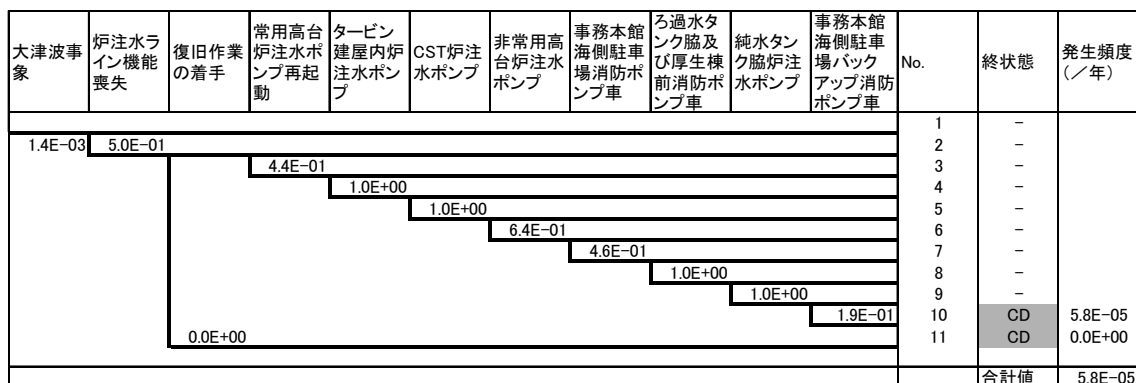
図－６－３ 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（３／３）
（STE2：外電復旧失敗時）

(7) 大津波事象

大津波（2011 年 3 月 11 日に発生した津波規模を想定）が襲来した際には，OP. 10,000 の地上高付近に設置されている，タービン建屋内炉注水ポンプ，CST 炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプによる注水機能が失われているとした保守的な仮定を置いている。

図－7 に示すとおり，津波対策により強化した OP. 10,000 の地上高にある炉注水ラインに損傷がない場合には，高台に設置している注水設備による注水は継続可能である。

一方，図－7 に示すとおり，注水ラインが損傷した場合には，原子炉圧力容器及び格納容器への注水が途絶え，津波被害（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）により現場にアクセスすることが困難になることが予想され，事務本館脇海側駐車場バックアップ消防車のための新しい注水ラインの確保に失敗すること，及び，並行で作業を進めると想定される常用高台炉注水ポンプ，非常用高台炉注水ポンプ，事務本館海側駐車場消防ポンプ及びろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプからの炉注水ラインの復旧にも失敗することにより，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。



図－7 大津波事象時のイベントツリー

2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備

2.2.1 基本設計

2.2.1.1 設置の目的

原子炉格納容器内窒素封入設備は、水素爆発を予防するために、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内に窒素を封入することで不活性雰囲気を維持することを目的とする。

2.2.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気の水素の可燃限界以下に維持できる機能を有すること。
- (2) 動的機器は多重性または多様性及び独立性を備えること。
- (3) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

2.2.1.3 設計方針

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における水の放射線分解による水素と酸素の発生量に対して、水素可燃限界に至らないよう（水素濃度：4%以下）窒素を封入できる設計とする。

そのため、次の設計方針に基づいて設計する。

(1) 窒素ガス供給機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器内雰囲気及び原子炉格納容器内雰囲気を可燃限界以下にするために必要な窒素濃度、窒素封入流量、窒素封入圧力を確保する設計とする。

(2) 逆流防止機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は、窒素封入ラインから原子炉圧力容器内ガスや原子炉格納容器内ガスが逆流し、屋外に放出されない設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器内窒素封入設備は、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及び基準によるものとする。

(4) 多重性・多様性

原子炉格納容器内窒素封入設備のうち動的機器は多重性を備えた設計とし、定期的に機能確認が行える設計とする。また、原子炉格納容器内への窒素封入ラインは多様性を備えた設計とする。

(5) 異常時への対応機能

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。

さらに，津波等により設備に破壊や損傷が生じた場合であっても，窒素供給が速やかに再開できる設計とする。

(6) 火災防護

火災の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。

2.2.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気の水素可燃限界以下に保つために必要な封入量以上（添付資料－４）で窒素を封入できること。
- (2) 原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界以下であること。

2.2.1.5 主要な機器

2.2.1.5.1 系統構成

原子炉格納容器内窒素封入設備は窒素ガス分離装置を３台設置（常用１台）し，ヘッダーを介して１～３号機へ窒素を供給しており，窒素ガス分離装置の単一故障によって窒素封入が長期間停止することを防止する。また窒素ガス分離装置の定期的な機能確認を単独で行えるようにするとともに，系統を隔離しての補修作業が可能となるようにする。更に，津波等による損傷対策として高台にディーゼル発電機（以下，Ｄ／Ｇという。）駆動の非常用窒素ガス分離装置を設置する。主要設備構成を以下に記載する。（添付資料－１）

(1) 窒素ガス分離装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は，３台（常用１台）の窒素ガス分離装置をヘッダーを介して連結し，１～３号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ窒素を供給できるように構成される。

また予備としては所内電源系統から独立したＤ／Ｇから受電する非常用窒素ガス分離装置を配置する。

(2) 窒素封入ライン

原子炉格納容器内窒素封入設備は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の両方へ窒素を供給できるラインを設置する。（添付資料－３）

なお，窒素封入ラインは，ガスが逆流するのを防止するため，既設配管との取り合い部に近い位置に逆止弁を設置するとともに，ラインからの漏えいにより全体の圧力が低下し窒素の供給に支障が出ないように，適宜コック弁を設け，漏えい部を適宜隔離できる構造と

する。また、原子炉格納容器への窒素の封入は、原子炉圧力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器に流入することによっても封入されることから、多様性が確保される。

(3) 電源

常用の窒素ガス分離装置Aと窒素ガス分離装置B及びCは、異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から電源を供給することで常用の窒素ガス分離装置のいずれか1台の運転が可能な構成とする。

また、高台に配置した非常用窒素ガス分離装置には単独のD/Gを有しており、全交流電源喪失の場合でも窒素の供給が可能となる設備とする。

(4) 監視装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は、窒素ガス濃度、窒素ガス封入流量、窒素ガス封入圧力等のパラメータを監視し、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内へ窒素が適切に封入されていることを確認できる構造とする。

これらのパラメータのうち、窒素ガス封入流量及び窒素ガス封入圧力については免震重要棟にて遠隔監視が可能な設備とする。

2.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策他

津波等により、原子炉格納容器内窒素封入設備に破壊や損傷が生じることを想定し、高台に非常用窒素ガス分離装置を設置し、ホースや取り付け治具についても予備品を準備し、速やかに窒素の供給が再開できるようにする。

(2) 火災防護

原子炉格納容器内窒素封入設備には潤滑油やD/G用燃料等の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。また、補給用潤滑油については適切な場所にて保管を行う。

2.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素封入設備は、重要度分類指針上の不活性ガス系設備に相当するクラス3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設定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している主要設備については、設計・建設規格のクラス3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行う。この際、当該の設備が 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。(添付資料－2)

(2) 耐震性

原子炉格納容器内窒素封入設備は耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の設備と位置づけられることから、原則として一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

具体的には、「建築設備耐震設計・施工指針(2005年版)」を参考とし、静的震度(1.2Ci)に基づく主要機器の転倒評価を行い、窒素ガス分離装置について静的震度(1.2Ci)に対する評価で問題ないことを確認する。なお、非常用窒素ガス分離装置については、耐震Sクラス相当の静的震度(3.6Ci)に対する評価も行い、転倒しないことを確認する。

その他にも主要な設備への固縛の実施や、フレキシビリティを有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。また、フレキシビリティのない設備の取り付け部等については、地震後の設備点検にて異常のないことの確認を行う。(添付資料－2)

2.2.1.8 機器の故障への対応

2.2.1.8.1 機器の単一故障

(1) 窒素ガス分離装置故障

現在使用している窒素ガス分離装置が故障した場合は、現場にて待機状態となっている窒素ガス分離装置の起動を行い、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

(所要時間(目安): 2時間程度)※

(2) 電源喪失

窒素封入設備の電源は多重化されており、片側の電源が喪失した場合、予備機側に切り替えることで、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入を再開する。

(所要時間(目安): 2時間程度)※

変圧器や所内母線の故障など電源切換に長時間を要する場合は、予め待機しているディーゼル発電機を持つ非常用窒素ガス分離装置を起動することで、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

(所要時間(目安): 3時間程度)※

(3) 窒素供給ラインの損傷

窒素供給ホースが破損した場合は、予備品のホースと交換する。

(所要時間(目安): 8時間程度)※

※: 所要時間(目安)とは復旧作業の着手から完了までの時間(目安)である。

2.2.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

津波により複数の設備が同時に機能喪失した場合は高台に用意しているディーゼル駆動の非常用窒素ガス分離装置と予備のホース及び取り付け治具を用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の供給が停止してから、これらの容器内の雰囲気の水素の可燃限界に至るまでは最短でも100時間程度（添付資料－5）であることから、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の水素爆発を防止することは可能であると考えている。

2.2.1.8.3 水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入

高濃度の水素滞留が確認された機器については、不活性状態にするため窒素ガスの封入を行う。（添付資料－6）

2.2.2 基本仕様

(1) 窒素ガス分離装置A（外部電源）（完成品）

台 数	1
容 量	140m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上

(2) 窒素ガス分離装置B（外部電源）（完成品）

台 数	1
容 量	120m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上

(3) 窒素ガス分離装置C（外部電源）（完成品）

台 数	1
容 量	120m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上

(4) 非常用窒素ガス分離装置（D／G電源）（完成品）

台 数	1
容 量	500m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上

表 2. 2-1 主要ホース仕様

名 称	仕 様	
【窒素封入ライン】 (ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	50A 相当 合成ゴム 2. 0MPa
(ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	50A 相当 合成ゴム 1. 0MPa
(ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	25A 相当 合成ゴム 1. 5MPa
(ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	25A 相当 合成ゴム 1. 0MPa

2. 2. 3 添付資料

添付資料－ 1 系統概略図

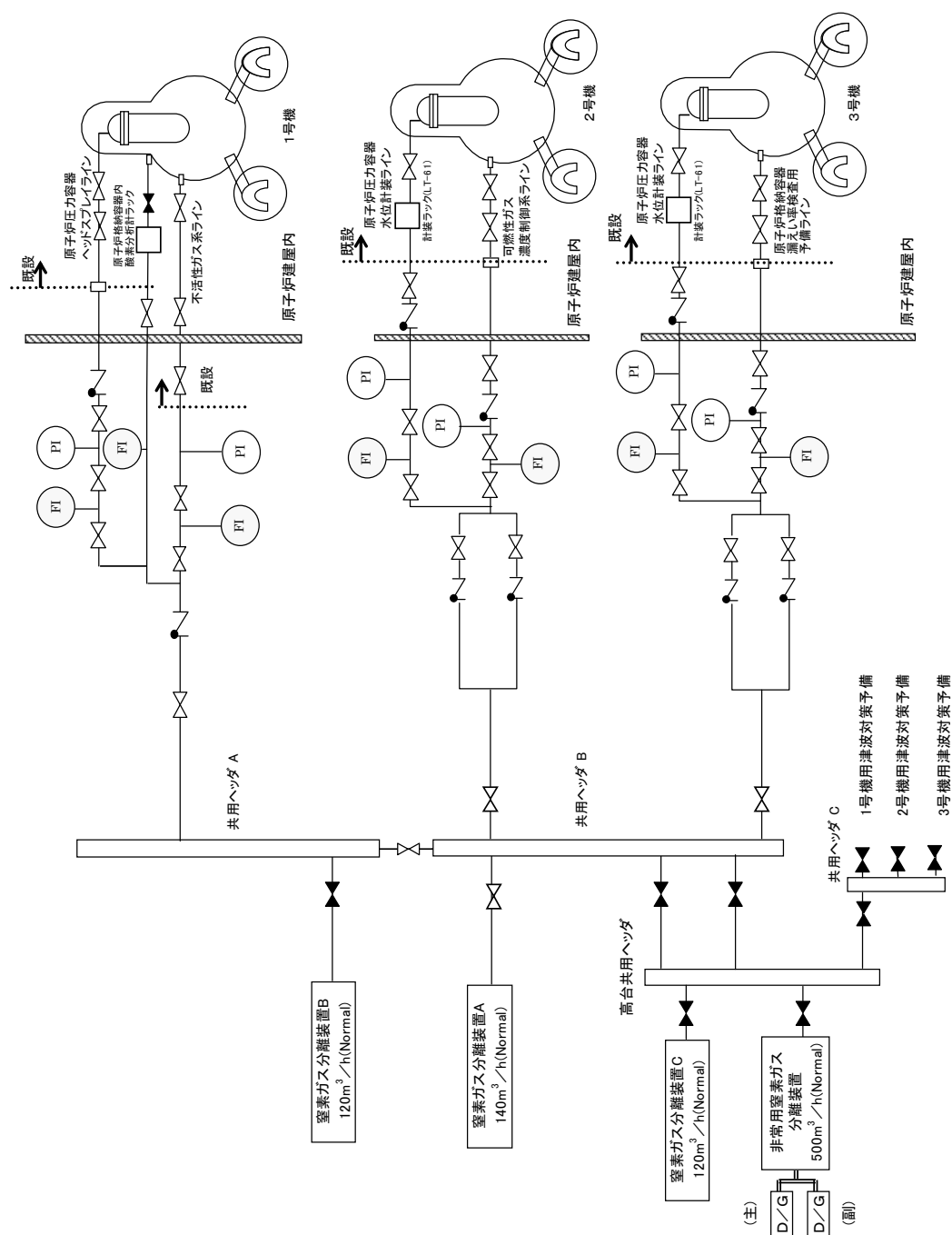
添付資料－ 2 構造強度及び耐震性について

添付資料－ 3 窒素封入ラインの構成

添付資料－ 4 水素発生量の評価について

添付資料－ 5 窒素封入停止時の時間余裕について

添付資料－ 6 サプレッションチェンバ内の不活性化について



圖一 1 原子爐格納容器內窒素封入設備系統概略圖

構造強度及び耐震性について

1. 窒素ガス分離装置の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素ガス分離装置（A）、（B）、（C）及び非常用窒素ガス分離装置に用いる容器の一部については、圧力容器構造規格の第二種圧力容器構造規格を適用しており、JIS B 8265（圧力容器の構造—一般事項）の規格計算を行い、必要板厚を満足することを確認する。

表—1 に板厚計算の結果を示す。当該機器は必要板厚を満足しており、原子炉格納容器内窒素封入設備の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していることを確認した。

表—1 第二種圧力容器 板厚計算結果

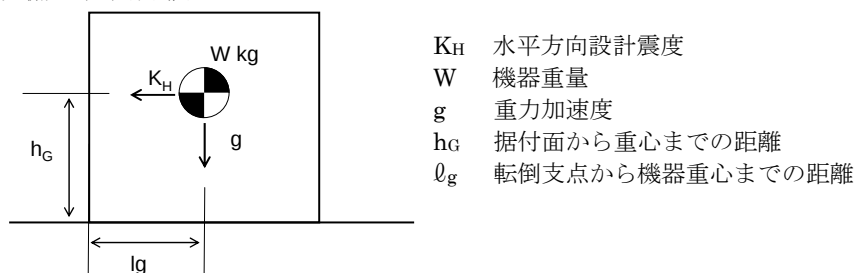
設備名		部位	必要板厚（mm）	使用板厚（mm）
窒素ガス 分離装置 （A）	吸着槽	胴板	5.56	9
		皿形鏡板	5.86	9
		半楕円形鏡板	4.17	12
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	5.21	6
		皿形鏡板	5.49	6
窒素ガス 分離装置 （B）	吸着槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
		半楕円形鏡板	3.69	9
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
窒素ガス 分離装置 （C）	活性炭槽	胴板	3.51	4.5
		半楕円形鏡板	2.75	4.5
		平ふた板	11.94	22
	空気槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
	吸着槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
		平ふた板	17.67	24
	製品槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5

設備名		部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
非常用 窒素ガス 分離装置	活性炭槽	胴板	4.07	6
		皿形鏡板	4.27	5
	吸着槽	胴板	4.39	6
		半楕円形鏡板	4.19	5
	製品槽	胴板	3.77	6
		皿形鏡板	3.94	5

(2) 耐震性

窒素ガス分離装置（A）、（B）、（C）及び非常用窒素ガス分離装置については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を参考とし、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の地震力（ $1.2C_i = 0.24$ ）にて設備が転倒しないことの評価を行う。

・設備の転倒評価



地震によるモーメント： $M_1 = W \times g \times K_H \times h_G$

自重によるモーメント： $M_2 = W \times g \times l_g$

表―2に転倒評価の結果を示す。当該機器は地震力に対して転倒せず、必要な耐震性を有していることを確認した。

表―2 窒素ガス分離装置 転倒評価結果（耐震Cクラス相当の静的震度）

設備名称	地震によるモーメント M_1 [N・m]	自重によるモーメント M_2 [N・m]	評価
窒素ガス分離装置（A）	4920	14023	転倒しない
窒素ガス分離装置（B）	3602	9169	転倒しない
窒素ガス分離装置（C）	7259	15877	転倒しない
非常用窒素ガス分離装置	24172	85219	転倒しない

なお、非常用窒素ガス分離装置については、耐震Ｓクラス相当の静的震度（ $3.6C_i=0.72$ ）での転倒評価も行い、転倒しないことを確認した。表－３に転倒評価の結果を示す。

表－３ 非常用窒素ガス分離装置 転倒評価結果（耐震Ｓクラス相当の静的震度）

設備名称	地震によるモーメント M_1 [N・m]	自重によるモーメント M_2 [N・m]	評価
非常用窒素ガス分離装置	72515	85219	転倒しない

２． ゴムホース

（１） 構造強度

ゴムホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

（２） 耐震性

ゴムホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

３． 既設設備の耐震性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の封入ライン（既設配管）の耐震性は以下の表－３の通り。

表－３ 窒素封入ライン（既設配管）の耐震性

	原子炉圧力容器	原子炉格納容器
１号機	原子炉圧力容器頂部冷却系 (耐震Ｓクラス)	不活性ガス系 (耐震Ｃクラス)
２号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Ｓクラス)	可燃性ガス濃度制御系 (耐震Ｓクラス)
３号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Ｓクラス)	原子炉格納容器漏えい率検査用予備ライン (耐震Ｓクラス)

２／３号機については、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器とも耐震Ｓクラス配管より窒素が供給されており、耐震上問題はない。

１号機については原子炉格納容器への窒素の封入は耐震Ｃクラス設備である不活性ガス系より行われているため、大きな地震が発生した場合、既設配管の影響が懸念される。しかし、原子炉圧力容器への窒素封入ラインが耐震Ｓクラスであることから、原子炉圧

力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器側に流入し窒素で満たされるため問題はない。
これらの既設封入ラインは東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものであることから、実力的にSクラス相当の耐震性を有しているものと考えられる。

なお、既設設備の強度、耐震性等については以下の工事計画認可申請書等による。

- ・ 1号機 原子炉压力容器頂部冷却系
建設時第7回工事計画認可申請書（43 公第 13412 号 昭和 44 年 4 月 7 日認可）
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第 503 号 昭和 45 年 7 月 2 日届出）
工事計画認可申請書（53 資庁第 10621 号 昭和 53 年 9 月 25 日認可）
工事計画認可申請書（平成 20・08・26 原第 10 号 平成 20 年 9 月 10 日認可）
- ・ 2号機 原子炉压力容器水位計装ライン
建設時第14回工事計画認可申請書（46 公第 11145 号 昭和 46 年 8 月 17 日認可）
建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第 685 号 昭和 47 年 9 月 28 日届出）
工事計画認可申請書（53 資庁第 13643 号 昭和 54 年 1 月 5 日認可）
- ・ 3号機 原子炉压力容器水位計装ライン
建設時第11回工事計画認可申請書（47 公第 8267 号 昭和 47 年 9 月 28 日認可）
建設時第26回工事計画軽微変更届出書（総官第 459 号 昭和 49 年 7 月 11 日届出）

窒素封入ラインの構成

1. 1号機

(1) 原子炉压力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉压力容器ヘッドスプレイラインのテストラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 34, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の不活性ガス系配管の安全弁のフランジ部に接続しており，原子炉格納容器の OP. 7, 290 の位置より窒素を封入している。不活性ガス系配管には空気作動弁が使用されており，これに付随する電磁弁について，設置場所（トーラス室）における蒸気の影響により故障する可能性が否定できない。そのため，窒素供給の信頼性を向上させる事を目的に，既設の原子炉格納容器内酸素分析計ラックへの予備ラインを設置している。

2. 2号機

(1) 原子炉压力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉压力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 36, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の可燃性ガス濃度制御系 A 系の配管テストタップに接続しており，原子炉格納容器の OP. 15, 380 の位置より窒素を封入している。

3. 3号機

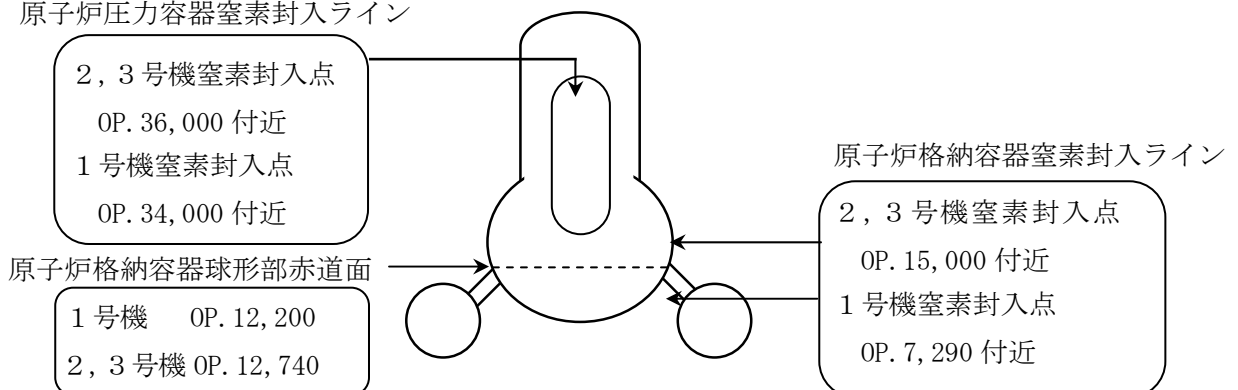
(1) 原子炉压力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉压力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 36, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の格納容器漏えい率検査用予備ラインに接続しており，原子炉格納容器の OP. 15, 080 の位置より窒素を封入している。

原子炉压力容器窒素封入ライン



図— 1 窒素封入ライン概略図

水素発生量の評価について

事故初期の水—ジルコニウム反応により発生した水素は既に原子炉格納容器から漏えいし、現状は水の放射線分解により発生している水素が滞留していると考えられることから、水の放射線分解により発生する水素発生量を下式により評価する。

$$M = P_0 \times (P_t / P_0) \times E \times G / 100 \times \text{換算係数}$$

ここで、

M：可燃性ガス発生割合 (lbmol/h)

P₀：原子炉熱出力 (MWt)

P_t：崩壊エネルギー (MWt)

P_t/P₀：事故後の原子炉出力割合（崩壊エネルギー）(MWt/MWt)

E：エネルギー吸収率（γ線，β線）（—）

G：エネルギー 100eV あたりの水の分解量（G 値）（分子／100eV）

換算係数：82.2 （eV・lbmol/MW・h・分子）※1

※1：1 lbmol=22.4/2.205 m³(Normal)

評価に使用する核分裂生成物の存在位置、存在割合及びエネルギー吸収率は表－1のとおりとする。

表－1 核分裂生成物の存在位置、存在割合及びエネルギー吸収率

核分裂生成物	存在位置	存在割合	エネルギー吸収率
ハロゲン	原子炉格納容器液相中	100%	100%
	それ以外	0%	—
固形分※2	原子炉格納容器液相中	10%	100%
	それ以外	90%	10%

※2：原子炉格納容器液相中に存在する固形分は、CsI 等の水溶性の固形分とし、液相中に存在するデブリ等の固形分は、それ以外として扱う。

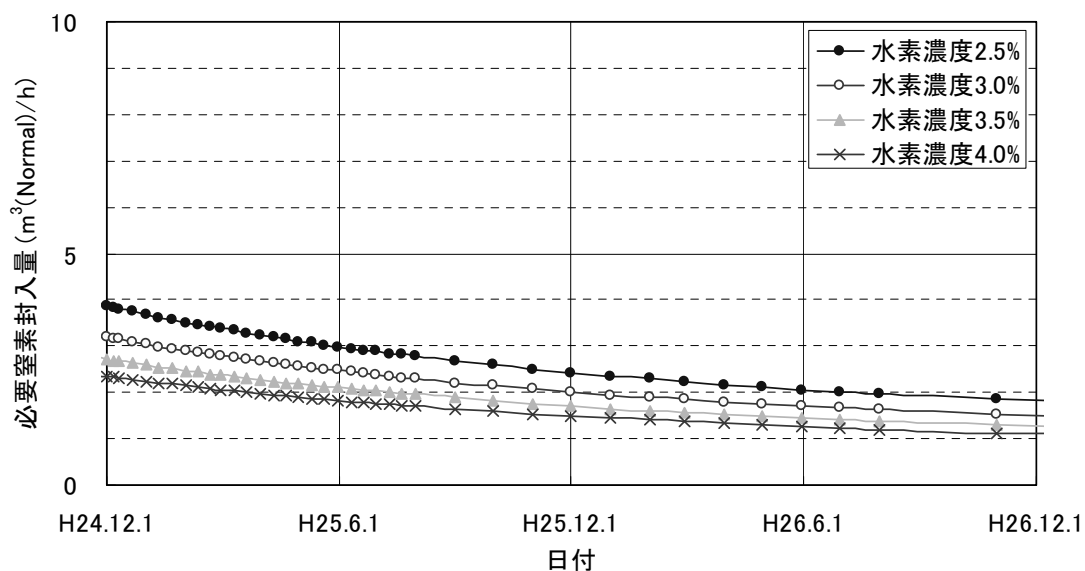
評価に使用する G 値は、水中によう素が存在すると水素と酸素の再結合を阻害する効果があること、及び水素燃焼が懸念されるのは崩壊熱の減少により蒸気発生が停止する状態（非沸騰状態）であることを考慮して、保守的に水素の G 値を 0.25 分子/100eV※3とする。

※3：原子炉設置変更許可申請書

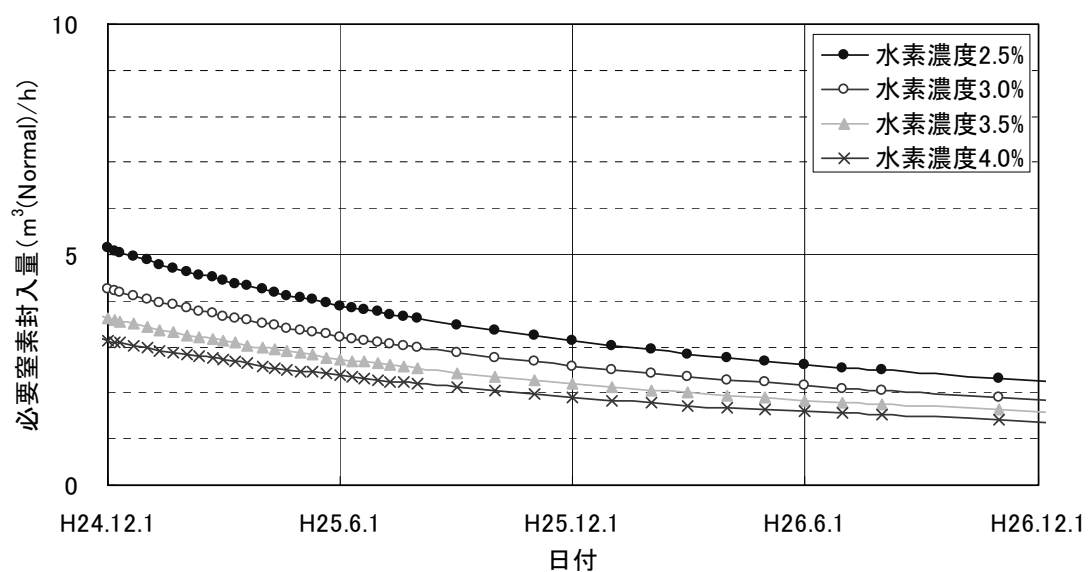
平成 24 年 12 月 7 日現在での水素濃度を 4%以下にするために必要な各号機の窒素封入量の評価結果を表－ 2 及び図－ 1～図－ 3 に示す。崩壊熱は，核種の生成・崩壊を計算できる汎用の計算コード ORIGEN を用いた評価である。

表－ 2 窒素封入量の評価結果

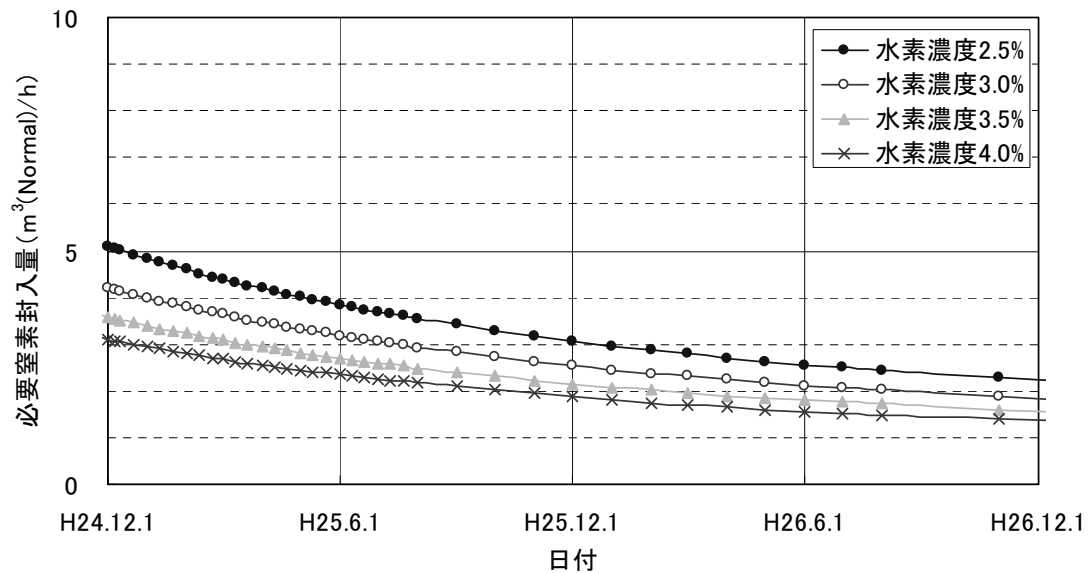
		平成 24 年 12 月 7 日	平成 25 年 10 月 17 日	平成 26 年 10 月 17 日
1 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.1
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.05
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約 3	約 2	約 2
2 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.2
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.06
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約 4	約 3	約 2
3 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.2
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.06
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約 4	約 2	約 2



図－ 1 福島第一原子力発電所第1号機 必要窒素封入量の推移



図－2 福島第一原子力発電所第2号機 必要窒素封入量の推移



図－3 福島第一原子力発電所第3号機 必要窒素封入量の推移

窒素封入停止時の時間余裕について

原子炉压力容器及び原子炉格納容器は、窒素封入により、不活性な雰囲気に保たれている。しかしながら、原子炉压力容器または原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合、水の放射線分解により発生する水素により、原子炉格納容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至ることが想定されることから、下式により、窒素の供給を復旧するまでの時間余裕を評価する。

$$T = V \times (4\% - C_{H_2}) / 100 / M_{H_2}$$

T：時間余裕（h）

V：原子炉格納容器気相部体積（m³）または原子炉压力容器気相部体積（m³）

C_{H₂}：原子炉格納容器内または原子炉压力容器内の初期水素濃度（％）

M_{H₂}：水の放射線分解による単位時間あたりの水素発生量（m³/h）

水の放射線分解により単位時間あたりに発生する水素及び酸素、並びに、単位時間あたりに封入される窒素により、原子炉格納容器気相部または原子炉压力容器気相部が平衡状態にあるとして、初期水素濃度を設定する。

また、評価に使用する原子炉格納容器体積及び原子炉压力容器体積は、空間体積を小さく想定するほど厳しくなることから、評価結果が保守的になるよう表－ 1 の通りとする。

表－ 1 原子炉格納容器及び原子炉压力容器気相部体積について

	1 号機	2 号機	3 号機
原子炉格納容器気相部体積	約 1,900	約 2,600	約 2,600
原子炉压力容器気相部体積 (燃料頂部－5m の体積)	約 200	約 420	約 420

※ 原子炉格納容器の水位は、空間体積を小さく見積もるため、原子炉格納容器球部の赤道面にあることとしている。

また、1 号機は、注水量を変更した際の原子炉压力容器付近の温度変化が小さく、原子炉格納容器雰囲気の温度と同等であったことから、燃料の大部分が原子炉格納容器に存在すると推定される。念のため、1 号機は、50%が原子炉压力容器内に残っているとして評価を実施している。

2・3 号機は、注水量を変更した際の原子炉压力容器付近の温度変化が大きく、燃料の大部分が原子炉压力容器に残っていると推定されるため、100%が原子炉压力容器内に残っているとして評価を実施している。

平成 24 年 12 月 7 日現在での原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を表一 2 に、原子炉圧力容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を、表一 3 に示す。なお、原子炉格納容器の初期水素濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備で測定される水素濃度に相当するものであるが、実際の測定値は本評価より小さい値である。これは、水素発生量の本評価手法（G 値の設定等）が保守的であることを示している。

表一 2 原子炉格納容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
(平成 24 年 12 月 7 日時点)

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	約 0.10	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	34	16	17
初期水素濃度 (%)	約 0.3	約 0.8	約 0.8
時間余裕 (日)	約 29	約 26	約 26

表一 3 原子炉圧力容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
(平成 24 年 12 月 7 日時点)

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	約 0.05	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	13	16	17
初期水素濃度 (%)	約 0.4	約 0.8	約 0.8
時間余裕 (時間)	約 141	約 101	約 103

サブプレッションチェンバ内の不活性化について

1. 概要

1号機及び2号機において、サブプレッションチェンバ圧力又はドライウエル圧力の変動に連動して、原子炉格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及び Kr-85 放射能濃度の上昇が観測されている。これを受けて、メカニズムの検証のため実施した1号機サブプレッションチェンバ内への窒素封入によって、サブプレッションチェンバ内上部の閉空間に残留していた水素及び Kr-85 が、ドライウエルに間欠的に放出されていたことを確認している。

サブプレッションチェンバ内の雰囲気については、Kr-85 放射能濃度が高いことから事故初期の水ジルコニウム反応によって発生した水素が、当時サブプレッションチェンバ内にも放出されたと考えられる。仮にサブプレッションチェンバ内の気相部に漏えいがなく現在まで閉空間が形成されていれば、高濃度の水素を含む残留ガスが存在することとなる。この場合でも、1号機で確認されたとおり、事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く、可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。しかしながら、将来サブプレッションチェンバにアクセスする際には、水素濃度を可燃限界以下にしておく必要があることから、高濃度の水素残留が確認された場合には、不活性状態にするため窒素ガスの封入を行うこととしている。

1号機及び2号機のサブプレッションチェンバ内の窒素封入による不活性化については、1号機は平成24年12月に実施済み、2号機は平成25年上期に実施計画中のものであるが、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度を監視しながら、放出先の水素濃度が可燃限界を超えないような窒素封入量にて実施する。サブプレッションチェンバへの窒素封入系統図を図1、図2に示す。

なお、3号機については、1、2号機のように原子炉格納容器ガス管理設備での水素濃度の上昇は観測されておらず、サブプレッションチェンバ内上部の閉空間に気相部が存在することを確認出来ていないこと、また、仮に水素が残留していても、ドライウエル内の水位が高く、今後とも残留ガスはサブプレッションチェンバ内の閉空間に安定的に封じられると考えられること、及び、事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。そこで、3号機については、原子炉建屋内除染の進捗状況等を踏まえ、サブプレッションチェンバ内の閉空間の気相部の水素残留状況について調査することを検討している。

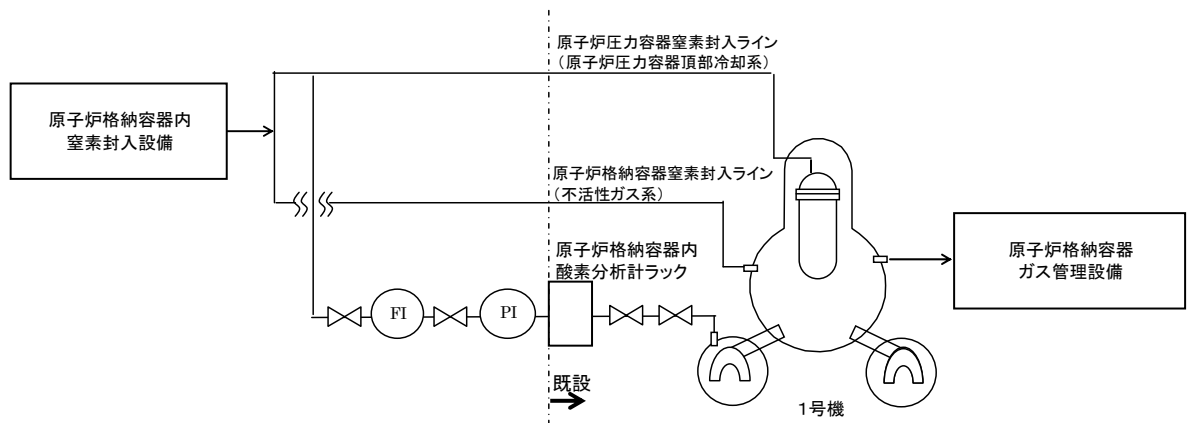


図1 1号機サプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

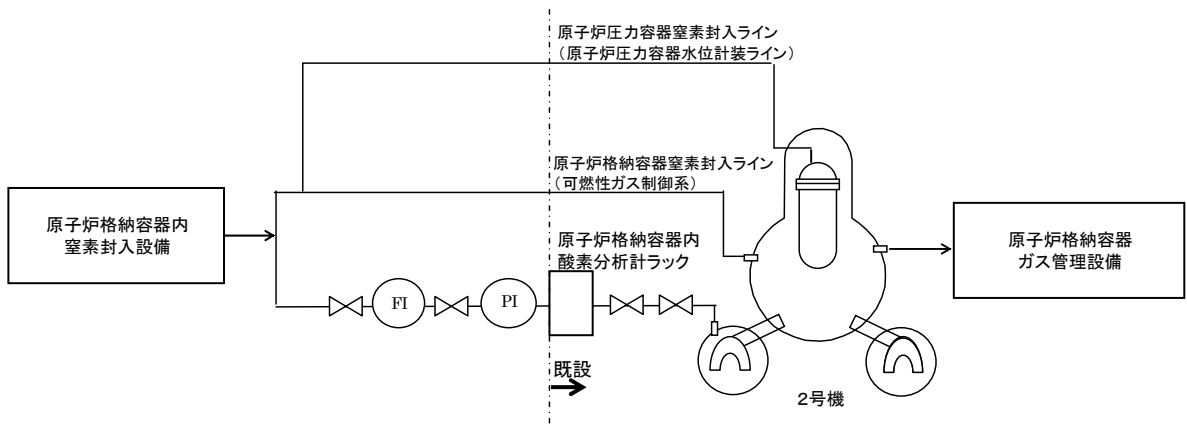


図2 2号機サプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

2. 工程

	平成25年度			
	4月	7月	10月	1月
2号機 窒素封入作業				

2.3 使用済燃料プール設備

2.3.1 基本設計

2.3.1.1 設置の目的

2.3.1.1.1 使用済燃料プール設置の目的

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって、使用済燃料及び放射化された機器等の貯蔵を目的に設置する。

2.3.1.1.2 使用済燃料プール冷却系設置の目的

既設の燃料プール冷却浄化系（以下、F P C系）については、その機能が失われており、復旧の見通しが立っていない状態であることから、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を安定的に除去する必要がある。既設設備と新設設備とを組み合わせ、使用済燃料プールを冷却する系統である使用済燃料プール冷却系を構成し、使用済燃料プール水の冷却を行う。

2.3.1.2 要求される機能

2.3.1.2.1 使用済燃料プールの要求される機能

- (1) 臨界が防止されていることを適切に確認し、臨界を防止できる機能を有すること。
- (2) 使用済燃料プールからの漏えいを検出できること。
- (3) 基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が確保できること。

2.3.1.2.2 使用済燃料プール冷却系の要求される機能

- (1) 使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 使用済燃料プールに水を補給できること。
- (3) 異常時においても適切に対応できる機能を有すること。
- (4) 必要に応じて使用済燃料プールの浄化ができる機能を有すること。
- (5) 建屋外への漏えいを防止できる機能を有すること。
- (6) 使用済燃料プールの冷却状態を適切に監視できること。
- (7) 動的機器、駆動電源について多重性を有すること。

2.3.1.3 設計方針

2.3.1.3.1 使用済燃料プールの設計方針

(1) 未臨界性

使用済燃料プールは、燃料集合体を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん、想定されるいかなる場合でも、未臨界性を確保できる設計とすると共に、臨界が防止されていることを確認する。

(2) 漏えい監視

使用済燃料プール水の漏えいが検出可能であることを確認する。

(3) 構造強度

使用済燃料プールは、地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得ることを確認する。

2.3.1.3.2 使用済燃料プール冷却系の設計方針

(1) 冷却機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を熱交換器により連続的に除去し、使用済燃料プールの冷却を安定して継続できる設計とする。また、熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ放出できる設計とする。

(2) 補給機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プールに水を補給できる設計とする。

(3) 非常用注水機能

非常用注水設備は、想定を超える地震や津波等による設備の破損・損傷、あるいは全電源の喪失により使用済燃料プール循環冷却系の冷却機能が喪失した場合であっても使用済燃料が露出しないように使用済燃料プールに注水できる設計とする。

(4) 浄化機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール水の分析ができる設計とし、燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プールの保有水の漏えい防止、使用済燃料プール水中の放射能濃度低減、微生物腐食防止の観点から、必要な場合には、使用済燃料プール水の浄化ができる設計とする。

(5) 漏えい防止機能

使用済燃料プール循環冷却系は、漏えいしがたい設計とし、万一、一次系（使用済燃料プール水が流れる系）から漏えいが発生しても建屋外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

また、漏えいがあった場合に拡大を防止することができるように、漏えいの検出ができ、漏えい箇所を隔離できる設計とする。

(6) 構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は、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及び基準によるものとする。

(7) 監視機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プールの保有水量及び水温、並びに循環流量等の冷却状態の確認、使用済燃料プールからの放射性物質放出の抑制の程度及び漏えいの検知に必要な主要パラメータが監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(8) 多重性・多様性

使用済燃料プール循環冷却系のうち動的機器及び駆動電源は、多重性を備えた設計とする。また、外部電源が喪失した場合にも冷却機能を確保できる設計とする。

(9) 火災防護

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。

2.3.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 使用済燃料プール水温が 65℃以下であること。
- (2) 使用済燃料プールへ冷却水を補給できること。
- (3) 使用済燃料プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.3.1.5 主要な機器

(1) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって、全炉心及び 1 回取替量以上の燃料及び制御棒の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器の取扱い及び貯蔵ができるスペースをもたせている。使用済燃料プールの壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して、十分厚くとり、内面はステンレス鋼でライニングされた構造となっている。

使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより、使用済燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止するように設計している。

貯蔵燃料の未臨界性が確保されていることの確認として、使用済燃料プールの水温及び水位の監視やモニタリングポストの監視を行う。また、貯蔵燃料の異常な発熱状態においても未臨界性に影響する使用済燃料貯蔵ラック内の燃料位置が確保されていることの確認は、使用済燃料プールの水質管理による使用済燃料プール内機器の腐食防止対策やオペ

ロ作業時におけるガレキ等の異物落下防止対策を講じることにより行う。

さらに、使用済燃料プール循環冷却系の損傷等による異常発生時にも、非常用注水設備を用いて使用済燃料プールに注水することにより、貯蔵燃料の露出による異常な発熱を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいについては、現場の漏えい検出計又は使用済燃料プールがスキマ・サージ・タンクへオーバーフローし、スキマ・サージ・タンク水位が著しい低下傾向を示していないことにより監視する。

(2) 使用済燃料プール冷却系

a. 設備概要

使用済燃料プール冷却系は、既設設備と新設設備を組み合わせ、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を除去し、使用済燃料プール水を冷却するとともに燃料の冠水を維持することを目的とし使用済燃料プール循環冷却系及び非常用注水設備で構成する。なお、使用済燃料プール循環冷却系はポンプ、熱交換器等、非常用注水設備は電動ポンプ、消防車等で構成する。

b. 使用済燃料プール循環冷却系

(i) 使用済燃料プール循環冷却設備

使用済燃料プール循環冷却設備は、使用済燃料プール水を熱交換器を介して循環させる系（以下、一次系）及び冷却水を熱交換器、エアフィンクーラ又は冷却塔を介して循環させる系（以下、二次系）からなり、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を一次系により除去し、二次系により大気へ放出することにより使用済燃料プールの冷却を行う。また、一次系は補給水ラインを持ち、使用済燃料プールに水を補給する。

使用済燃料プール循環冷却設備の冷却能力は、使用済燃料プール水温をコンクリートの温度制限値である 65℃以下に保つこととして設定する。また、使用済燃料プール循環冷却設備のポンプ等の動的機器は、1 系列 100%容量、1 系列予備とすることで多重性を有する設計とする。

i) 一次系

(1 号機)

既設の F P C 系を使用し、F P C 系のポンプ、熱交換器、配管、計測・制御機器等で構成され、使用済燃料プールスキマ・サージ・タンクより吸い込んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ、熱交換器を通した後使用済燃料プールに戻すことにより、使用済燃料プール内の燃料から発生する

崩壊熱を熱交換器で除去する。また、使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

(2～4号機)

新設のポンプ、熱交換器、計測・制御機器及び既設のF P C系の配管（一部新設を含む）等で構成され、使用済燃料プールのスキマ・サージ・タンクより既設のF P C系の配管を通して吸い込んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ、熱交換器を通した後に既設のF P C系の配管を通して使用済燃料プールに戻すことにより、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また、使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

ii) 二次系

新設のポンプ、エアフィンクーラ又は冷却塔、サージタンク、配管、計測・制御機器等で構成され、一次系の熱交換器で除去した使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を、エアフィンクーラ又は冷却塔により大気に放出する。

(ii) 漏えい拡大防止設備

使用済燃料プール循環冷却系（2～4号機）は、新設の機器・配管を使用していることから、使用済燃料プール循環冷却設備の一次系系統水の系外及び建屋外への漏えいを最小限に留めるために、新設設備の損傷等による漏えいに対し、系統の自動停止のインターロックを設け、系統の出入口弁を自動閉とし、ポンプを自動停止できる設計とする。また、一次系の設備はすべて建屋内に設置し（1～4号機）、建屋の破損等による建屋外への漏えい経路には堰を設けることにより、一次系系統水の建屋外への漏えいを防止する。

(iii) 監視設備

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プールの保有水量、冷却状態、漏えい等を監視できるとともに記録可能な監視設備を設ける。使用済燃料プールの保有水量については、スキマ・サージ・タンクへオーバーフローしていることをスキマ・サージ・タンク水位により監視する。スキマ・サージ・タンクの水位は、一次系ポンプ吸込側圧力又はスキマ・サージ・タンク水位計により監視し、一次系ポンプ吸込側圧力及びスキマ・サージ・タンク水位計は、それぞれ免震重要棟内にある監視室のモニターで監視する。

使用済燃料プールの冷却状態については使用済燃料プール循環冷却設備一次系

流量、一次系圧力及び熱交換器入口及び出口温度を免震重要棟内にある監視室のモニタで監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

また、使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度は、試験により確認された水温と大気への移行率の関係に基づく温度確認により把握できることから、使用済燃料プール水温を免震重要棟集中監視室のモニタで監視する。

使用済燃料プール循環冷却設備一次系からの漏えいについては、使用済燃料プールと同様、スキマ・サージ・タンク水位で監視する。2～4号機においては、一次系差流量を免震重要棟内にある監視室のモニタで監視する。また、4号機については床漏えい検知器により免震重要棟集中監視室の警報発生の有無を監視する。

また、一次系から二次系への漏えいについては、放射線モニタや一次系差流量により免震重要棟集中監視室のモニタで監視する。

漏えいを検知した場合や流量もしくは圧力の低下が発生した際は、免震重要棟内にある監視室内に警報が発報する。また、系統に異常が確認された際は、免震重要棟集中監視室の緊急停止ボタンにより手動停止を可能とする。

(iv) 電源

使用済燃料プール循環冷却系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つ非常用ディーゼル発電機から電源を供給することで運転が可能な構成とする。

(v) 浄化装置

(1号機)

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり、燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止、使用済燃料プール水中の放射能濃度低減、微生物腐食防止の観点から必要な場合には、使用済燃料プールへの薬液の注入等を行う。

(2～4号機)

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり、燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止、使用済燃料プール水中の放射能濃度低減、微生物腐食防止の観点から必要な場合には、使用済燃料プールへの薬

液の注入や使用済燃料プール水の浄化を行う。

c. 非常用注水設備

非常用注水設備は、発電所に配備している電動ポンプ、消防車、消防ホース等からなり、使用済燃料プール循環冷却系が設備の損傷等により冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料が露出するのを防ぐことを目的とする。非常用注水設備による注水は、電動ポンプや消防車等により、ろ過水タンク、原水地下タンク、または海水を水源とし、既設のF P C系配管等にホース等を接続することにより行う。

2.3.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波等により、万が一、使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失する場合は、使用済燃料プールの冷却を再開できるよう、消防車等を配備する。

(2) 火災

使用済燃料プール循環冷却系の現場制御室の制御盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.3.1.7 構造強度及び耐震性

2.3.1.7.1 使用済燃料プールの構造強度及び耐震性

使用済燃料プールは鉄筋コンクリート構造であり、内側に鋼製ライナを設置して漏えい防止機能を確保する。使用済燃料プールは、原子炉建屋の3階から4階にかけて設置されており、原子炉建屋の壁や床と一体構造となっている。耐震性に関する検討については、現状の原子炉建屋の損傷状況を反映した解析モデルを作成し、基準地震動 S_s を入力地震動とした時刻歴応答解析などにより、評価を行う。

2.3.1.7.2 使用済燃料プール冷却系の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は、技術基準上、燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機冷却系に相当するクラス3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設定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料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3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行う。この際、当該の設備が 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。

なお、非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するクラス2機器と位置付けられるが、消防車、消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから構造強度が求められるものではないが、1～3号機のホースの接続口については既設のFPC系配管であり、クラス3機器として設計されている。これについてはクラス2に対してグレードが劣るが、当該部は東北地方太平洋沖地震、その後の津波でも健全性が維持されていたものであることから実力的にはクラス2相当の構造強度を有するものと考えられる。また、4号機のホース接続口は既設の原子炉压力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり、クラス2機器ではないが、当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものであることから、実力的にはクラス2相当の構造強度を有するものと考えられる。

(2) 耐震性

使用済燃料プール冷却系のうち使用済燃料プール循環冷却系は耐震設計審査指針上のBクラスの設備と位置づけられることから、その主要設備については、静的震度(1.8Ci)に基づく構造強度評価及び共振の恐れがある場合は動的解析を行い、評価基準値を満足することを原則とする。

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、必要に応じてその他の適切と認められる指針や試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

なお、使用済燃料プール冷却系のうち非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するものであり耐震設計審査指針上はSクラスと位置づけられるが、消防車、消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから耐震性は求められるものではない。一方、1～3号機のホースの接続口については既設のFPC系配管であり、耐震Bクラスとして設計されている。これについてはSクラスに対してグレードが劣るが、当該部は東北地方太平洋沖地震、その後の津波でも健全性が維持されていたものであることから実力的にはSクラス相当の耐震性を有するものと考えられる。また、4号機のホース接続口は既設の原子炉压力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり、Sクラスではないが、当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものであることから、実力的にはSクラス相当の耐震性を有するものと考えられる。

2.3.1.8 機器の故障への対応

2.3.1.8.1 燃料プール循環冷却系の機器の単一故障

(1) 一次系又は二次系ポンプ故障

一次系又は二次系ポンプが故障した場合は、現場に移動し、待機号機の起動を行い、

使用済燃料プールの循環冷却を再開する。

(2) 電源喪失

使用済燃料プール循環冷却系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合、電源の切替に長時間を要しない場合（目安時間：約 1 日）は、電源の切替操作により使用済燃料プールの循環冷却を再開する。電源切替に長時間を要する場合（目安時間：約 2 日以上）は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。

電源喪失に伴う非常用注水設備の電源喪失時は、予め免震重要棟付近（OP. 36, 900）に待機している電源車等を用いて非常用注水設備の電源を復旧し、使用済燃料プールへの注水を行う。

(3) 一次系循環ラインの損傷

使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は、循環ライン内の一次系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから、系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後、漏えい水を建屋地下（2～3号機は廃棄物処理建屋地下、4号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。

移送後、一次系循環ラインの復旧に長時間を要しない場合は、復旧後、使用済燃料プールの循環冷却を再開する。復旧に長時間を要する場合は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。

2.3.1.8.2 使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震、津波等により、万が一、使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、現場状況に応じて、予め免震重要棟西側（OP. 36, 900）に待機している消防車等の配備を行い、使用済燃料プールの冷却を再開する。使用済燃料プール循環冷却の機能が停止してから、燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部 2 m に至るまでは最短でも 4 号機における約 27 日であることから、使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

2.3.1.8.3 異常時の評価

使用済燃料プール循環冷却系の機能が喪失した事故時や非常用注水設備が機能喪失したシビアアクシデント相当を想定した場合においても、使用済燃料の冠水は確保され、使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去することが可能である。

2.3.2 基本仕様

2.3.2.1 1号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) F P C ポンプ (既設品)

台 数	2
流 量	91.92m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	91.5m

(2) F P C 熱交換器 (既設品)

基 数	1 (B 系利用)
交換熱量	0.32MW (1 基あたり)

※除熱に必要な熱交換器の基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(3) 二次系ポンプ (完成品)

台 数	2
流 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	50m

(4) エアフィンクーラ (完成品)

基 数	2
交換熱量	0.32MW (1 基あたり)

※除熱に必要なエアフィンクーラの基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(5) サージタンク (完成品)

基 数	1
容 量	0.4 m ³

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個 数	1

(7) 消防車

台 数	1
流 量	3 m ³ /h 以上

※ 1 ～ 4 使用済燃料プール循環冷却設備および共用使用済燃料プール設備と共用

表 2. 3 - 1 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管（既設）	呼び径／厚さ	150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
	材質	STPG410S／SUS304TP
	最高使用圧力	1.38MPa／1.03MPa
	最高使用温度	60℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	50A／Sch. 80 80A／Sch. 40 100A／Sch. 40 150A／Sch. 40
	材質	STPG370／STPT370
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	60℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A 相当
	材質	SUS304
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	60℃
二次系ポリエチレン管	呼び径	100A, 150A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃

2.3.2.2 2号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) 一次系ポンプ（完成品）

台 数	2
流 量	100m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	60m

(2) 熱交換器（完成品）

基 数	2
交換熱量	1.17MW（1 基あたり）

※除熱に必要な熱交換器の基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台 数	2
流 量	200m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m

(4) 冷却塔（完成品）

基 数	2
交換熱量	3MW（1 基あたり）

※除熱に必要な冷却塔の基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(5) サージタンク（完成品）

基 数	1
容 量	2.7 m ³

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～100℃
個 数	1

(7) 消防車

台 数	1
流 量	3 m ³ /h 以上

※1～4使用済燃料プール循環冷却設備および共用使用済燃料プール設備と共用

表 2. 3 - 2 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1. 0MPa
	最高使用温度	100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	125A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0. 5MPa
	最高使用温度	100℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A, 200A 相当
	材質	SUS304
	最高使用圧力	0. 5MPa
	最高使用温度	100℃

2.3.2.3 3号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) 一次系ポンプ（完成品）

台 数	2
流 量	100m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	60m

(2) 熱交換器（完成品）

基 数	2
交換熱量	1.17MW（1 基あたり）

※除熱に必要な熱交換器の基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台 数	2
流 量	200m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m

(4) 冷却塔（完成品）

基 数	2
交換熱量	3MW（1 基あたり）

※除熱に必要な冷却塔の基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(5) サージタンク（完成品）

基 数	1
容 量	2.7 m ³

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～100℃
個 数	1

(7) 消防車

台 数	1
流 量	3 m ³ /h 以上

※1～4使用済燃料プール循環冷却設備および共用使用済燃料プール設備と共用

表 2. 3 - 3 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1. 0MPa
	最高使用温度	100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	125A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0. 5MPa
	最高使用温度	100℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A, 200A 相当
	材質	SUS304
	最高使用圧力	0. 5MPa
	最高使用温度	100℃

2.3.2.4 4号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) 一次系ポンプ（完成品）

台 数	2
流 量	100m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	68m

(2) 熱交換器（完成品）

基 数	2
交換熱量	1.9MW（1 基あたり）

※除熱に必要な熱交換器の基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台 数	2
流 量	200m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(4) エアフィンクーラ（完成品）

基 数	2
交換熱量	1.9MW（1 基あたり）

※除熱に必要なエアフィンクーラの基数，交換熱量は，使用済燃料プールの崩壊熱の低下に伴い変化する。

(5) サージタンク（完成品）

基 数	1
容 量	0.4 m ³

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個 数	1

(7) 消防車

台 数	1
流 量	3 m ³ /h 以上

※1～4 使用済燃料プール循環冷却設備および共用使用済燃料プール設備と共用

表 2. 3 - 4 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 STPT370, STPT410, SUS304TP 1.0MPa 100℃
一次系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	100A, 150A 相当 SUS316L 1.0MPa 100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 125A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG370, STPT370 1.0MPa 60℃
二次系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	150A 相当 SUS316L 1.0MPa 60℃
二次系ポリエチレン管	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.3.3 添付資料

- 添付資料－１ 使用済燃料プール概要図
- 添付資料－２ 使用済燃料プール冷却系系統概略図
- 添付資料－３ 漏えい拡大防止設備概要図
- 添付資料－４ セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験
- 添付資料－５ 使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価
- 添付資料－６ 使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について
- 添付資料－７ 使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書
- 添付資料－８ 使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書
- 添付資料－９ 使用済燃料プール冷却系機能喪失評価
- 添付資料－１０ 使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化
- 添付資料－１１ 有効燃料頂部＋２ mにおける線量評価

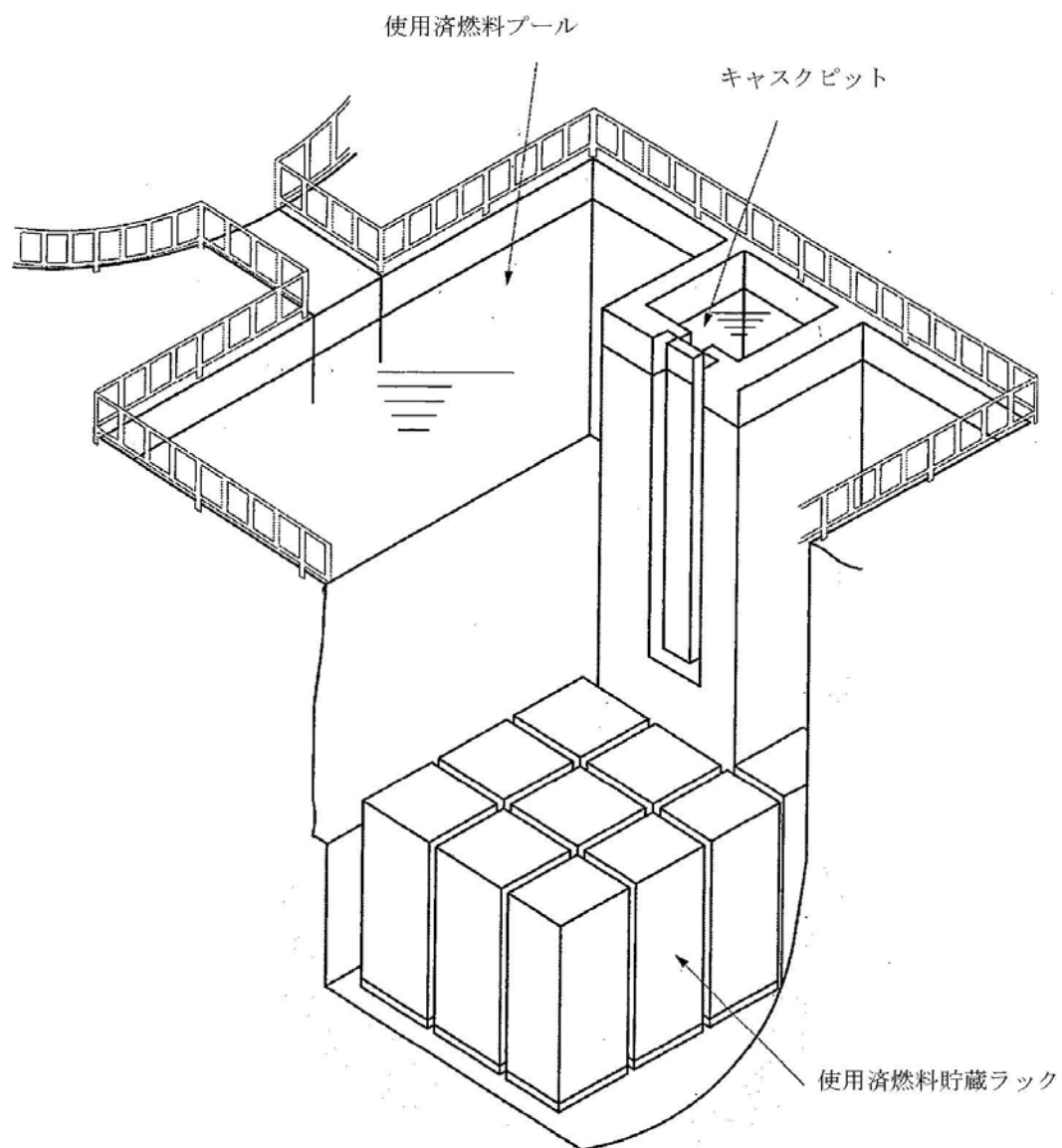


図1 使用済燃料プール概要図

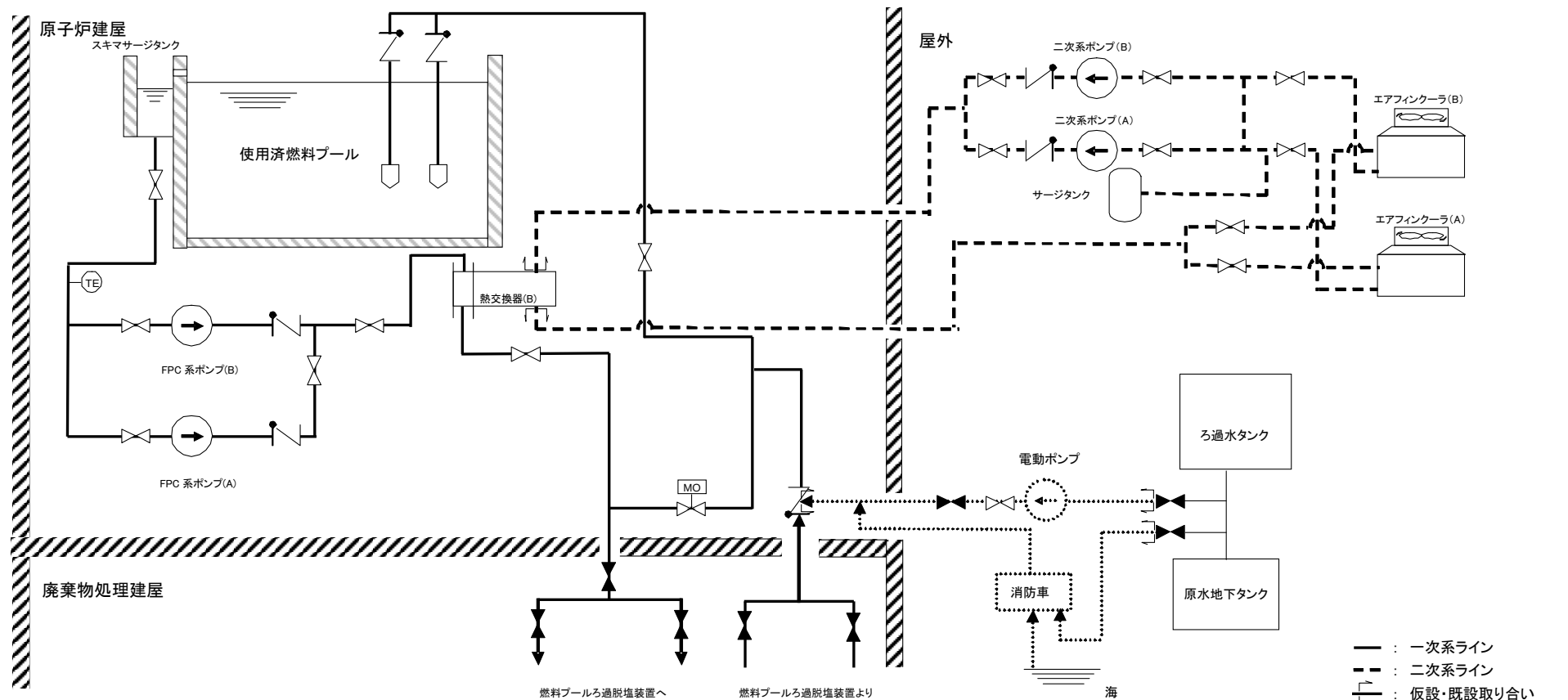


図1 1号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

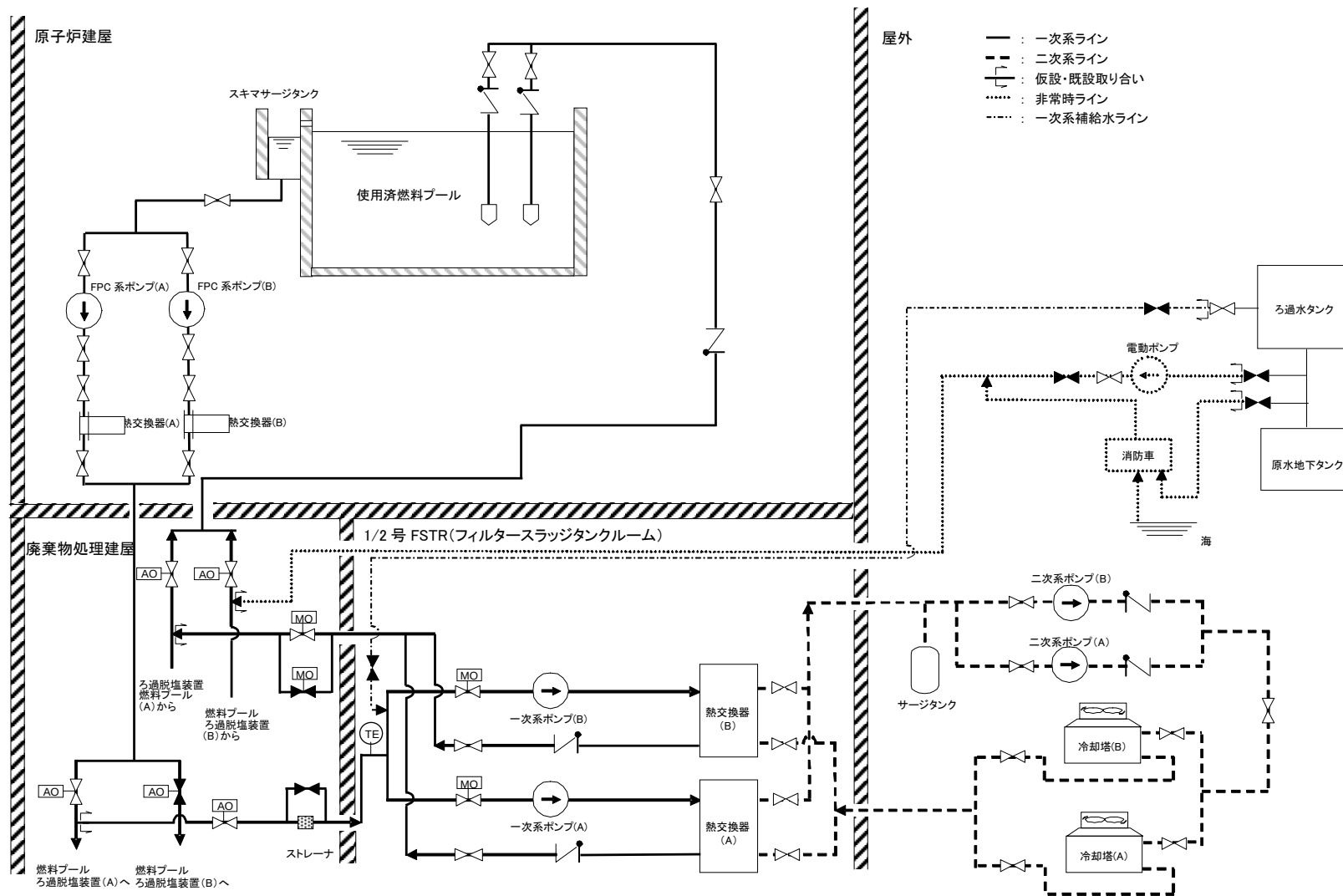


図 2 2号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

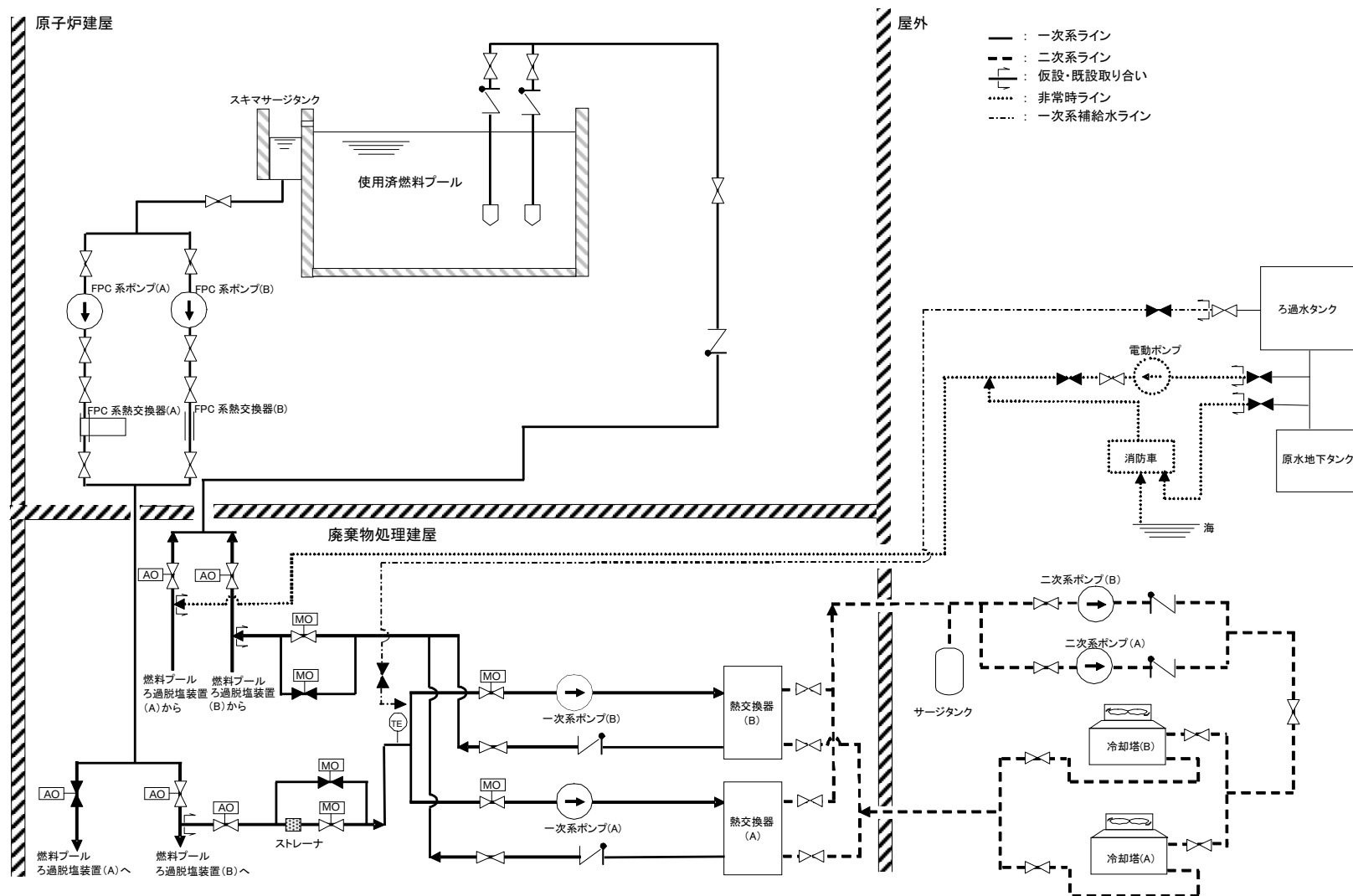


図3 3号機使用済燃料プール冷却系系統図

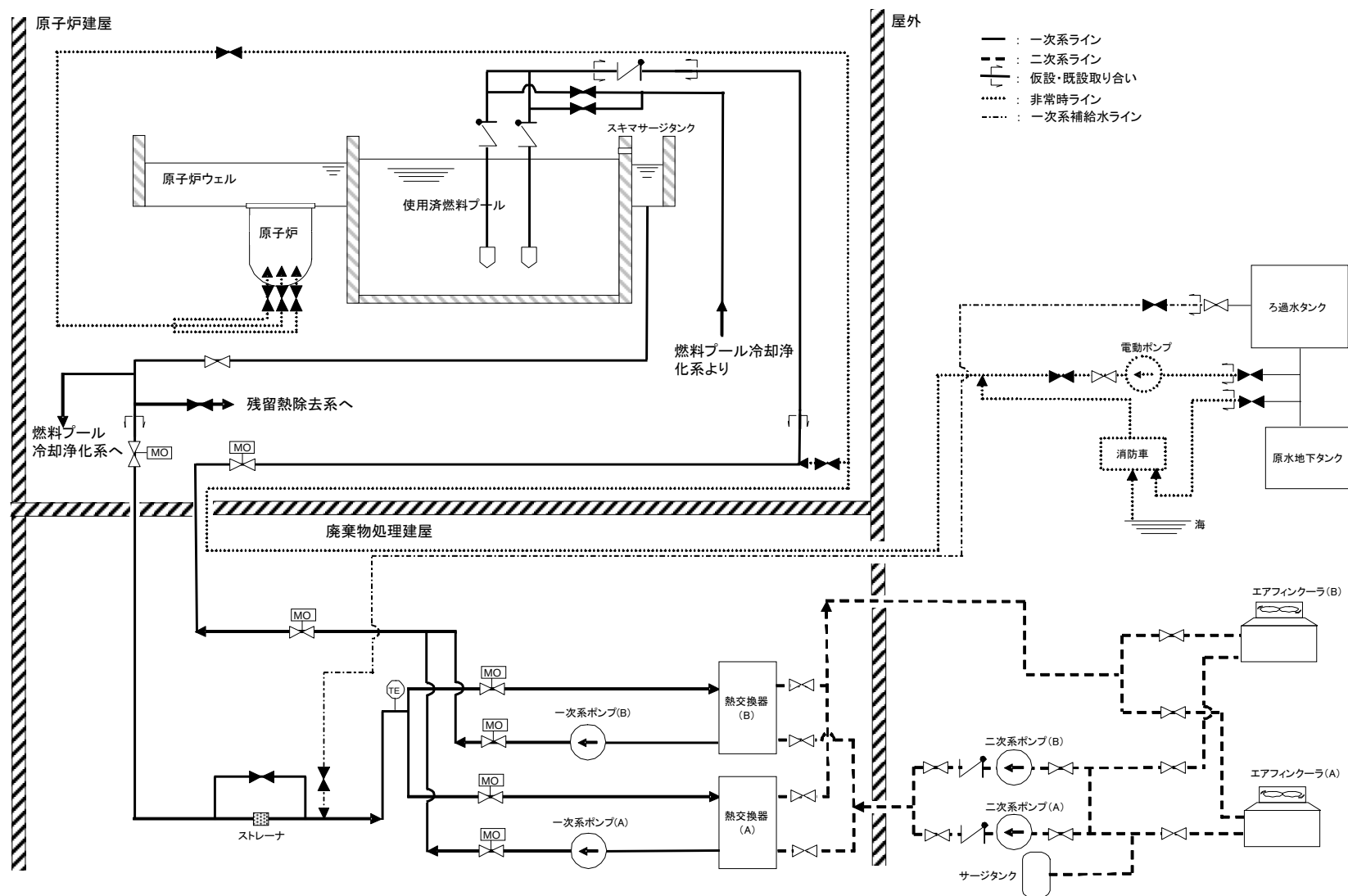


図 4 4号機使用済燃料プール冷却系統概略図

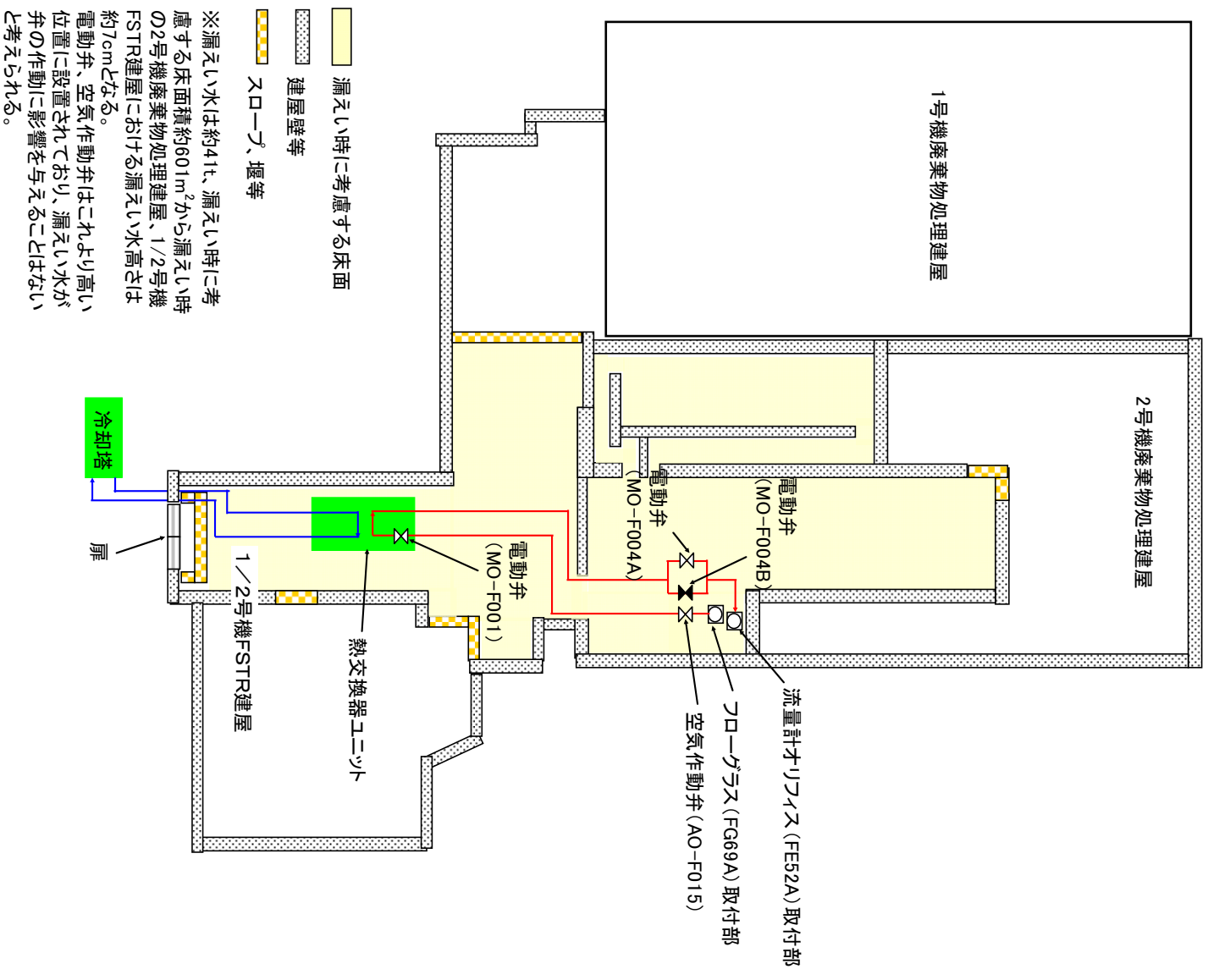


図 1 2号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図 (2号機 廃棄物処理建屋 1FL)

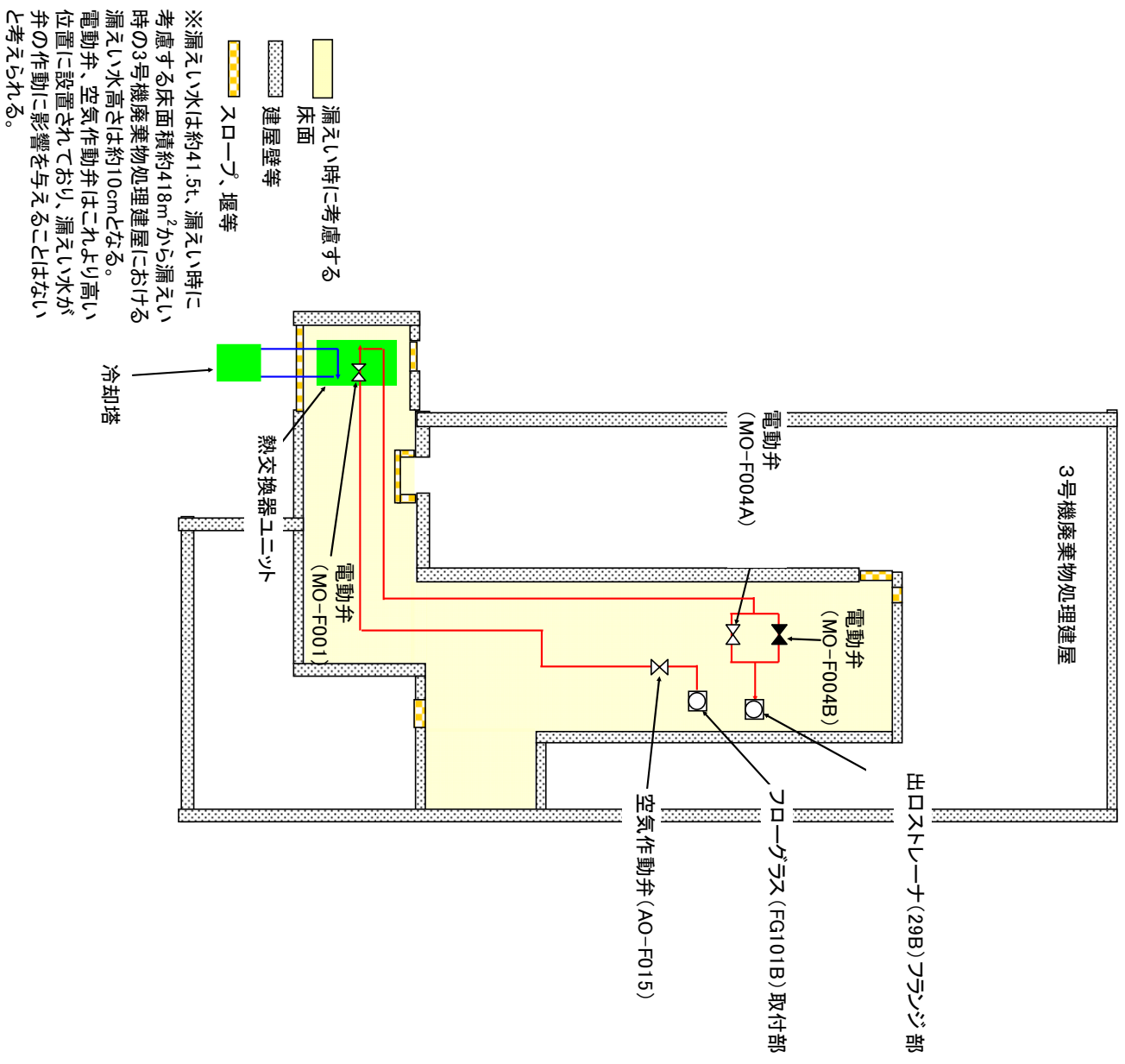
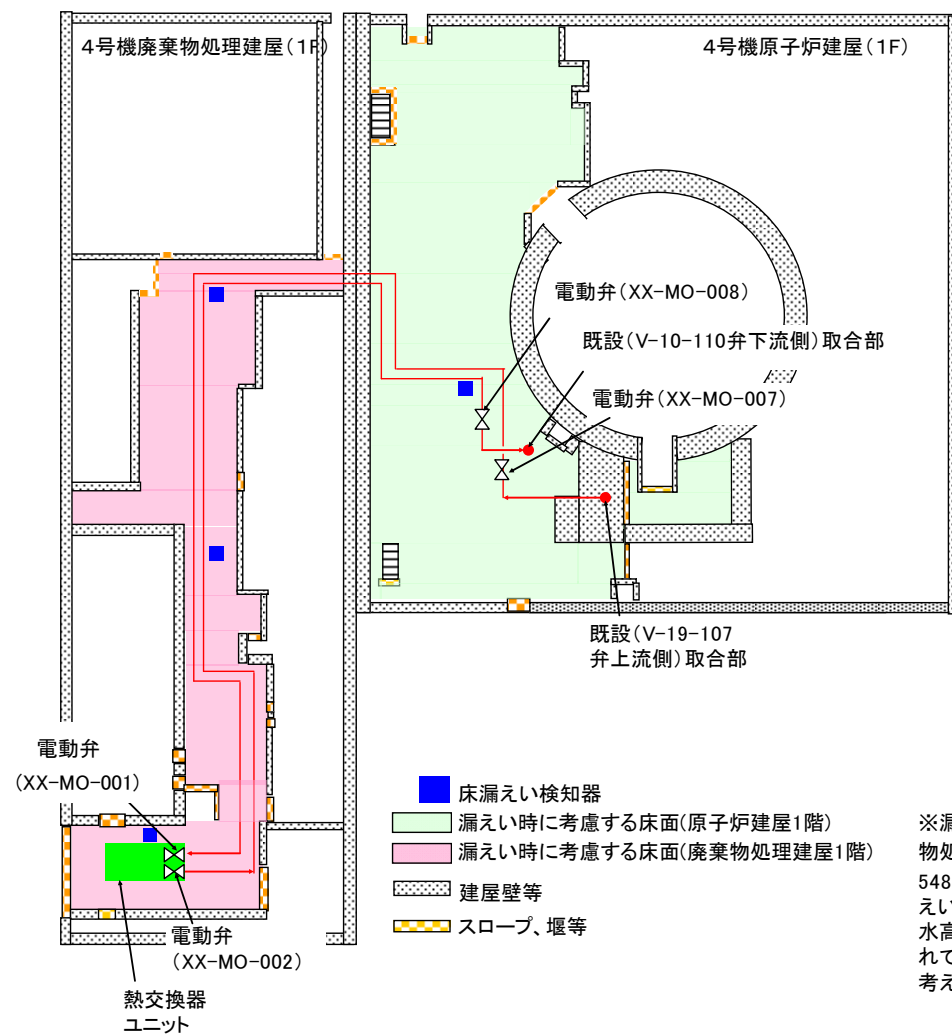


図 2 3号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図 (3号機 廃棄物処理建屋 1FL)



※漏えい水は約38t、漏えい時に考慮する床面積4号機廃棄物処理建屋1階で約314m²、4号機原子炉建屋1階で約548m²から漏えい時の4号機廃棄物処理建屋1階における漏えい水高さは約13cm、4号機原子炉建屋1階における漏えい水高さは約7cmとなる。電動弁はこれより高い位置に設置されており、漏えい水が弁の作動に影響を与えることはないと考えられる。

図3 4号機使用済燃料プール冷却系

漏えい拡大防止設備概要図 (4号機 廃棄物処理建屋1FL, 原子炉建屋1FL, 4FL)

セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験

使用済燃料プールからの放射性物質の放出が抑制されていることを把握する方法として、セシウム溶液から大気中へのセシウム移行率確認試験の結果を以下に示す。

1. 試験概要

蒸留装置模式図及び蒸留条件を図 1、図 2 に示す。図 1 の試験では、純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料をヒーターにて熱し、沸騰温度にて蒸留を行った。また、図 2 の試験では、同様に純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料を恒温槽に入れ、ビーカー開口部をシーロンフィルムで覆い、冷却水を満たした丸底フラスコを設置した。

図 1 の試験では試料を沸騰（100 [°C]）させ、また図 2 の試験では恒温槽を用いて試料温度を 30 [°C]，50 [°C]，70 [°C]，85 [°C]，100 [°C] に調整し、ロートより回収した蒸留水（10ml 程度）の Cs 濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置により測定した。なお、図 2 の試験での 100 [°C] での温度調整において、試料を 100 [°C] に調整することができないことから、92 [°C] の温度条件にて蒸留した。

	蒸留条件	
	試料液面の面積[cm ²]	約 20[cm ²]
	試料液量[ml]	蒸留開始時：100[ml] 蒸留終了時：90[ml]以上
	試料液面から凝縮面（冷却管）までの距離[cm]	約 15[cm]
	凝縮面（冷却水）温度[°C]	5～10[°C]

図 1 蒸留装置模式図及び蒸留条件

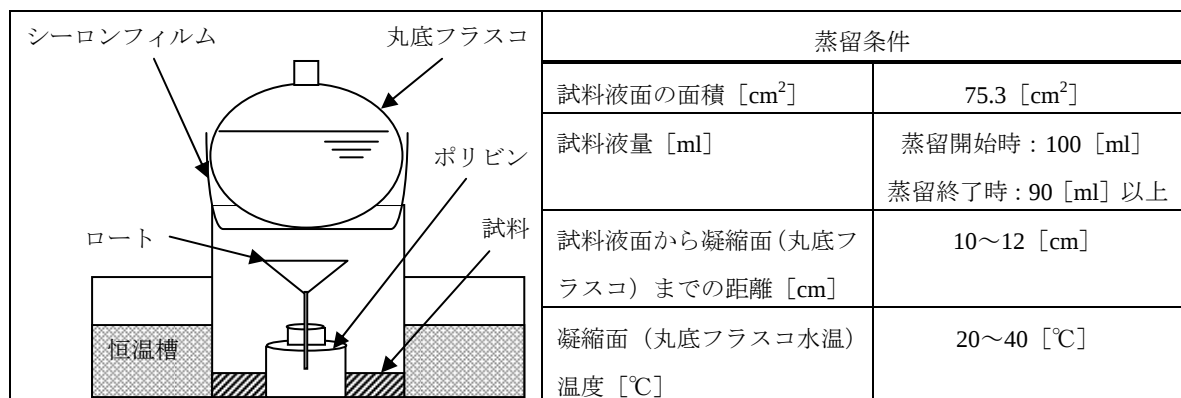


図2 蒸留装置模式図及び蒸留条件

2. 試験結果

蒸留温度と大気中へのCs移行率 [%]（蒸留水のCs濃度／試料水のCs濃度実測値×100 [%]）の関係を図3に示す。この結果より、100 [°C] 以下の海水もしくは純水に含まれるCsの大気への移行率は概ね $1.0 \times 10^{-3} \sim 1.0 \times 10^{-5}$ [%] の範囲であることが判明した。

なお、30°Cの試料(海水)については、同温度条件の他の結果と比較し1000倍以上大きい上に、全温度条件における結果と比較しても約100倍多い。また、低温度ほど移行率が高いという傾向も見られない。以上より、何らかの原因により試料（塩化セシウムを含む海水）が蒸留水中に混入したため、蒸留後の塩化セシウム濃度が実際よりも大きくなり、それに伴い移行率が大きくなったもので、実験手順の間違いだったと考えられる。

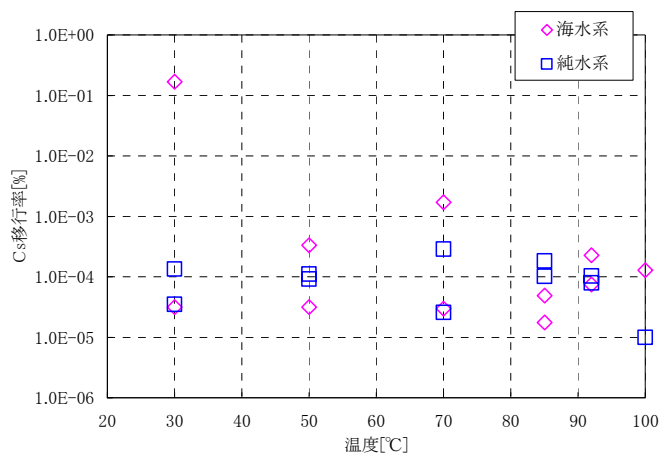


図3 蒸留温度別の大気中へのCsの移行量

3. まとめ

以上より、100 [°C] 以下におけるCsの大気へのおおよその放出量を把握することが可能となった。

使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価

1～4号機使用済燃料プールは、使用済燃料プール循環冷却系により平成23年5月31日以降順次冷却されており、平成24年11月25日時点でおおよそ13～24[℃]となっている。しかしながら、使用済燃料プール保有水の自然蒸発に伴い、使用済燃料プール水中の放射性物質も空気中に拡散していると考えられる。

そこで、実験により得られた放射性物質の移行率（添付資料－4）より、使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定及び評価した。

1. 評価条件

使用済燃料プールから大気への移行の程度を推定するための条件を以下に示す。

(1) 放射性物質濃度

1～4号機使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度を表1に示す。

表1 使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度

放射性物質	使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度			
	1号機[Bq/cm ³] ※1	2号機[Bq/cm ³] ※2	3号機[Bq/cm ³] ※3	4号機[Bq/cm ³] ※4
Cs134	7.7×10^3	4.2×10^1	2.1×10^3	2.6×10^{-1}
Cs137	1.5×10^4	8.5×10^1	3.6×10^3	5.7×10^{-1}

※1 平成24年11月21日に1号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

※2 平成24年10月24日に2号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

※3 平成24年11月12日に3号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

※4 平成24年10月10日に4号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

(2) 使用済燃料プール水温

平成24年11月25日時点における1～4号機使用済燃料プール保有水の水温を以下に示す。

- 1号機：16.0℃
- 2号機：13.9℃
- 3号機：14.2℃
- 4号機：24.0℃

(3) 放射性物質移行率

添付資料－４の「セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験」の測定結果及び上記（２）の使用済燃料プール水温より、各号機のセシウムの大気への移行率を以下のように仮定する。

○ １～４号機： $1.0 \times 10^{-4}[\%]$

２．使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度の推定及び評価

以上の条件から、使用済燃料プールから大気への移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定したものを表２に示す。

表２より、現状の各号機から放出される放射性物質濃度の推定合計量は Cs134 が $7.9 \times 10^{-6} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ 、Cs137 が $1.5 \times 10^{-5} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ であり、現状の敷地境界（発電所西門）での空気中の放射性物質濃度は検出限界以下と十分低い値となっている。なお、参考として、炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度）は、Cs134 が $2 \times 10^{-3} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ 、Cs137 が $3 \times 10^{-3} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ である。浄化設備により２～４号機使用済燃料プール保有水の浄化を実施していること、また３／４号機に燃料取り出し用カバーを設置し、封じ込め機能を追加することから、大気への移行量はより小さい値となっていくと考えられる。

表２ 使用済燃料プールから大気への移行の程度の推定値
及び敷地境界での大気中の放射性物質濃度

放射性物質	使用済燃料プールから大気への移行の程度※５					敷地境界における空気中の放射性物質濃度※６ [Bq/cm³]	炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度） [Bq/cm³]
	１号機 [Bq/cm³]	２号機 [Bq/cm³]	３号機 [Bq/cm³]	４号機 [Bq/cm³]	合計 [Bq/cm³]		
Cs134	6.2×10^{-6}	3.4×10^{-8}	1.7×10^{-6}	2.1×10^{-10}	7.9×10^{-6}	ND※７	2×10^{-3}
Cs137	1.2×10^{-5}	6.8×10^{-8}	2.9×10^{-6}	4.6×10^{-10}	1.5×10^{-5}	ND※７	3×10^{-3}

※５ １～４号機の分析した使用済燃料プール保有水の放射性物質濃度及び平成２４年１１月２５日時点での水温より評価。同温度における水から水蒸気への膨張は約１２４４倍。

※６ 平成２４年１１月２５日に発電所西門にて採取した揮発性または粒子状の Cs134 及び Cs137 の合計放射性物質濃度を示す。

※７ ND とは検出限界値以下を示す。揮発性 Cs134 及び Cs137 の検出限界値は $2 \times 10^{-7} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ 、粒子状 Cs134 及び Cs137 の検出限界値は $3 \times 10^{-7} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ である。

使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について

1. 使用済燃料プールライナーには塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから、念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。
2. 使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度は、1 回/3 ヶ月の頻度で確認を行う。なお、通常は導電率 40mS/m 以下にて確認を行い、これを超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

<100ppm の根拠>

- 塩化物イオンによる SUS304 の局部腐食発生限界を考慮。
 - ・ 図中曲線の下領域が腐食が発生しない環境。
 - ・ 使用済燃料プール水の温度は実績として 40℃以下で管理されていることから、40℃における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると、図 1 より 160ppm となる。
 - ・ 以上から、使用済燃料プール水質の目標値を保守的に 100 ppm と設定。
 - ・ なお、プール水温度が長期間 40℃を上回る場合には目標値を見直すこととする。

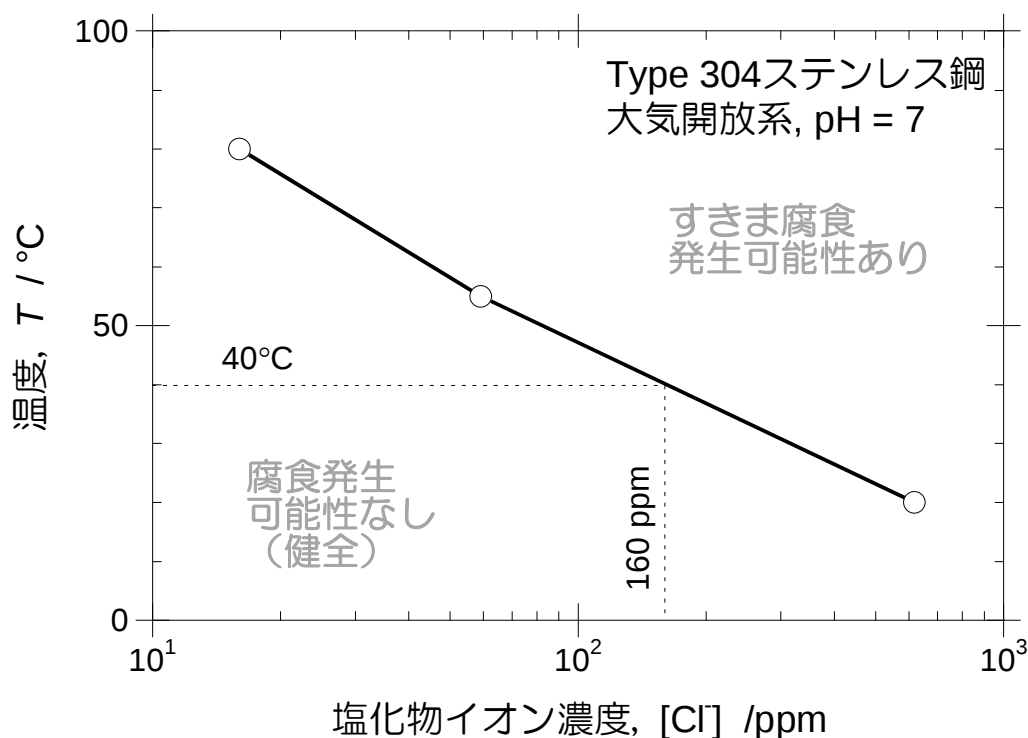


図 1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ^{1), 2)}

1) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

2) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS'91, ANS, p. 201 (1991).

使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書

(1) 1号機使用済燃料プール

1号機の原子炉建屋については、5階より上部が破損しており、これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.06×10^{-3} (Ss-1H, EW 方向, 3階)であり、耐震安全性は確保されるものと評価している。

(2) 2号機使用済燃料プール

2号機の原子炉建屋については、ブローアウトパネルが落下している以外は目立った損傷がないので、これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.09×10^{-3} (Ss-1H, EW 方向, 3階)であり、耐震安全性は確保されるものと評価している。なお、炉心損傷の段階で格納容器内部が 300°C 程度の状態が長時間継続した影響により、その外側のシェル壁の剛性が低下した可能性等が考えられるが、そのような条件を想定したパラメータスタディを行った結果においても解析結果に大きな差異は生じておらず、耐震安全性は確保されることを確認している。

(3) 3号機使用済燃料プール

3号機の原子炉建屋については、5階以上の損傷が著しく、さらにその損傷は4階にも及んでおり、これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.12×10^{-3} (Ss-2H, EW 方向, 3階)であり、耐震安全性は確保されるものと評価している。さらに、5階から下部の損傷が不規則であることから、使用済燃料プールを含めた範囲をFEM解析モデルに置換して、温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果、使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

(4) 4号機使用済燃料プール

4号機の原子炉建屋については反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.12×10^{-3} (Ss-1H, EW 方向, 3F)であり、耐震安全性は確保されることを評価している。さらに、5階から下部の損傷が不規則であることから、使用済燃料プールを含めた範囲をFEM解析モデルに置換して、温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果、使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書

1. ポンプ

1.1 1号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

1号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.14MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、1号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐える構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

1号機二次系ポンプについては、サージタンクや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）し、ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	作用しない	145
		せん断	2	112

b. 二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、敷鉄板との溶接等を考慮しない状態で、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

- ここに、
F_H：設計水平地震力（K_H・W）
K_H：設計用水平震度
W：機器重量
h_G：据付面より機器重心までの高さ
F_V：設計用鉛直地震力
ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離
ℓ：検討する方向から見た評価点スパン
n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
1号機二次系ユニット	－1938	転倒しない

1.2 2号機一次系ポンプ

(1) 構造強度

2号機一次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号機一次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_s における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	作用しない	145
		せん断	3	112

b. 熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は、後述の「3.2 2号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.3 2号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

2号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから、2号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機二次系ポンプについては、屋外にハウスを設置し、ハウス内にボルトで固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_s における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	2	145
		せん断	3	112

1.4 3号機一次系ポンプ

(1) 構造強度

3号機一次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから、3号機一次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_s における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	作用しない	145
		せん断	3	112

b. 熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は、後述の「3.4 3号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.5 3号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

3号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから、3号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機二次系ポンプについては、屋外にハウスを設置し、ハウス内にボルトで固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_s における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	2	145
		せん断	3	112

1.6 4号機一次系ポンプ

(1) 構造強度

4号機一次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 2.15MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.95MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機一次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共に架台に組み込み、架台含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等に固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_s における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0 相当	引張	作用しない	145
		せん断	5	112

b. 熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は、後述の「3.6 4号機熱交換器ユニット (1) 耐震性」において、熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.7 4号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

4号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.11MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.62MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機二次系ポンプについては、サージタンクや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）し、ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_s における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0 相当	引張	作用しない	145
		せん断	2	112

b. 二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、敷鉄板と溶接等を考慮しない状態で機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
4号機二次系ポンプ	−1938	転倒しない

2. タンク

2.1 1号機サージタンク

(1) 構造強度

1号機サージタンクについては、タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し、工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、1号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

1号機サージタンクについては、二次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化(二次系ユニット)とすることで、耐震性を向上させている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針(2005年版)」を準用し、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価は前述の 1.1 の 1号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.1 の評価結果「b. 二次系ユニットの転倒評価」より、二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため、本条件における転倒は発生しないといえる。

2.2 2号機サージタンク

(1) 構造強度

2号機サージタンクについては、系統最高使用圧力が静水頭に対し、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機サージタンクについては、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
2号機サージタンク	293	転倒する

なお、耐震 B クラス相当の評価（静的震度 0.36G）では転倒の恐れがあることから、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

2.3 3号機サージタンク

(1) 構造強度

3号機サージタンクについては、系統最高使用圧力が静水頭に対し、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、3号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機サージタンクについては、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
3号機サージタンク	293	転倒する

なお、耐震Bクラス相当の評価（静的震度0.36G）では転倒の恐れがあることから、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

2.4 4号機サージタンク

(1) 構造強度

4号機サージタンクについては、タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し、工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の以上がないことを確認している。以上のことから、4号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機サージタンクについては、二次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）とすることで、耐震性を向上させている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価は前述の 1.7 の 4号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.7 の評価結果「b. 二次系ユニットの転倒評価」より、二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため、本条件における転倒は発生しないといえる。

3. 熱交換器

3.1 2号機熱交換器

(1) 構造強度

2号機プレート式熱交換器については、系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側）、0.5MPa（二次側）に対し、工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側）、0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、また、系統機能試験時に 0.9MPa（一次側）、0.35MPa（二次側）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号機プレート式熱交換器については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプ、配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止を講じている。また、熱交換器ユニットについては、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止対策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカー基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

a. ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	47	176
		せん断	11	101

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

「3.2 2号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.2 2号機熱交換器ユニット

(1) 耐震性

2号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり、トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、熱交換器ユニットにたいして転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a. 転倒評価

熱交換器ユニット固定部に、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果、転倒しない水平力は、水平震度 0.71 G の地震時であり、耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36 G に対して余裕があることを確認した。

b. アンカボルト評価

a. 転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	S U S 3 0 4	引張	作用しない	41000
		せん断	30114	58000

遮へい板は、熱交換器ユニットの側壁に設置しており、熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.3 3号機熱交換器

(1) 構造強度

3号機プレート式熱交換器については、系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側）、0.5MPa（二次側）に対し、工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側）、0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、また、系統機能試験時に 0.9MPa（一次側）、0.353～0.355MPa（二次側）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、3号機プレート式熱交換器については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプ、配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止を講じている。また、熱交換器ユニットについては、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止対策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

a. ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	47	176
		せん断	11	101

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.4 3号機熱交換器ユニット(1)耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.4 3号機熱交換器ユニット

(1) 耐震性

3号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり、トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、熱交換器ユニットにたいして転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a. 転倒評価

熱交換器ユニット固定部に、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果、転倒しない水平力は、水平震度 1.0G の地震時であり、耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

b. アンカボルト評価

a. 転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重 [N]	許容荷重[N]
アンカボルト	S U S 3 0 4	引張	作用しない	41000
		せん断	23782	58000

遮へい板は、熱交換器ユニットの側壁に設置しており、熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.5 4号機熱交換器

(1) 構造強度

4号機プレート式熱交換器については、系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側）、1.0MPa（二次側）に対し、工場にてそれぞれ 1.5MPa（一次側）、1.5MPa（二次側）の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、また、系統機能試験時に 0.95MPa（一次側）、0.62MPa（二次側）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機プレート式熱交換器については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプや配管、弁等と共に架台に組み込み、架台含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカー基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

a. ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	55	176
		せん断	13	101

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.6 4号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.6 4号機熱交換器ユニット

(1) 耐震性

4号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等を架台に組み込んだものであり、架台含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。

これを踏まえ、耐震性の評価として地震の水平荷重による転倒モーメントよりも自重による安定モーメントが大きいことを確認し、アンカボルトの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a. 転倒評価

水平震度 0.36G に対し熱交換器ユニットが十分な強度を有し、転倒しないことを確認した。

b. アンカボルト評価

アンカボルトの評価結果を以下に示す。水平震度 0.36G によりアンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており、十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重種類	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	S S 4 0 0 相当	引張	作用しない	381000
		せん断	28224	286000

4. 配管

4.1 1号機配管

(1) 構造強度

1号機二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.68～0.7MPaで漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (4.1)$$

t：管の計算上必要な厚さ[mm]

P：最高使用圧力[MPa]

D₀：管の外径[mm]

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5」に規定する材料の許容引張応力[MPa]

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

1号機二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
1号機 二次系ライン	5.5	2.4
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8

(2) 耐震性

二次系設備のうち、新設配管の耐震性についての評価結果を示す。

a. 評価条件

配管は、基本的に、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた、両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については、サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数0.52^{注)}よりも小さいものとし、地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は、耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとする。

b. 評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく、地震により管軸方向は動かないと考えられることから、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.2)式で表すことができる。

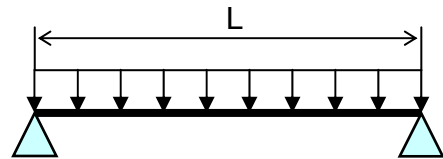
$$\bullet S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力[MPa]

L : サポート支持間隔[mm]

Z : 断面係数[mm³]

w : 等分布荷重[N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

$$\bullet S_s = \alpha S_w \quad (4.2)$$

S_w : 自重による応力[MPa]

S_s : 地震による応力[MPa]

α : 水平方向震度

注) 日本機械学会編 機械工学便覧 α . 基礎編 表 4-1, α 2-27

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 D_s の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(4.3)式で表すことができる。

$$\bullet S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (4.3)$$

S_p : 内圧による応力[MPa]

S_w : 自重による応力[MPa]

S_s : 地震による応力[MPa]

S : 内圧, 自重, 地震による応力[MPa]

α : 水平方向震度

従って、上記(4.3)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管は十分な強度を有していると考えられることができる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 $S_w=40[\text{MPa}]$ の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の $0.36G$ 、内圧による応力 $S_p=10[\text{MPa}]$ 、自重による応力 $S_w=40[\text{MPa}]$ 、許容応力を STPT370[100℃] の $0.9S_u=315[\text{MPa}]$ とし、(4.3) に代入すると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w = 10+(1+0.36)\times 40= 64.4[\text{MPa}] \leq 0.9S_u = 315[\text{MPa}] \quad (4.4)$$

また、継手がある場合には、応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし、(4.4) 式の自重による応力 S_w に 3 を乗じ、 $S_w=120[\text{MPa}]$ とすると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w \times 3= 10+(1+0.36)\times 120= 173.2[\text{MPa}] \leq 0.9S_u = 315[\text{MPa}] \quad (4.5)$$

以上のことから、両端単純支持はりで自重による応力 S_w を $40[\text{MPa}]$ 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.2 2号機配管

(1) 構造強度

2号機一次系／二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.9MPa（一次系）、0.35MPa（二次系）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

2号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
2号機 一次系／二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.4
	7.1	3.8
	8.2	3.8

(2) 耐震性

一次系設備のうち、既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

a. 解析条件

・解析モデル：

既設 FG69A～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設 FE52A：KFPC-902

- ・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

b. 評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG69A ～熱交換器ユニット	77	189
熱交換器ユニット ～既設 FE52A	46	189

4.3 3号機配管

(1) 構造強度

3号機一次系／二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.9MPa（一次系）、0.353～0.355MPa（二次系）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

3号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
3号機 一次系／二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.4
	7.1	3.8
	8.2	3.8

(2) 耐震性

一次系設備のうち、既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

a. 解析条件

・解析モデル：

既設 FG101B～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設ストレーナ 29B：KFPC-902

- ・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

b. 評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG101B ～熱交換器ユニット	83	173
熱交換器ユニット ～既設ストレーナ 29B	53	173

4.4 4号機配管

(1) 構造強度

4号機一次系／二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.95MPa（一次系）、0.62MPa（二次系）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

4号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
4号機 一次系／二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.8
	7.1	3.8
	8.2	3.8

(2) 耐震性

使用済燃料プール循環冷却システムの新設設備のうち、配管の耐震性についての評価結果を示す。

a. 評価条件

配管は、基本的に、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた、両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については、サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数0.52^{注)}よりも小さいものとし、地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は、耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとする。

b. 評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく、地震により管軸方向は動かないと考えられることから、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.6)式で表すことができる。

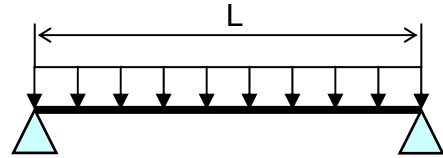
$$\bullet \quad S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力 [MPa]

L : サポート支持間隔 [mm]

Z : 断面係数 [mm³]

w : 等分布荷重 [N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

$$\bullet \quad S_s = \alpha S_w \quad (4.6)$$

S_w : 自重による応力 [MPa]

S_s : 地震による応力 [MPa]

α : 水平方向震度

注) 日本機械学会編 機械工学便覧 α . 基礎編 表 4-1, α 2-27

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 D_s の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては (4.7) 式で表すことができる。

$$\bullet \quad S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (4.7)$$

S_p : 内圧による応力 [MPa]

S_w : 自重による応力 [MPa]

S_s : 地震による応力 [MPa]

S : 内圧, 自重, 地震による応力 [MPa]

α : 水平方向震度

従って、上記 (4.7) 式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 $S_w=40$ [MPa] の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の **0.36G**, 内圧による応力 $S_p=10$ [MPa], 自重による応力 $S_w=40$ [MPa], 許容応力を STPT370 [100℃] の $0.9S_u=315$ [MPa] とし, (4.7) に代入すると以下となる。

$$\bullet \quad S = S_p + (1 + \alpha) S_w = 10 + (1 + 0.36) \times 40 = 64.4 \text{ [MPa]} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ [MPa]} \quad (4.8)$$

また，継手がある場合には，応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし，(4.8) 式の自重による応力 S_w に 3 を乗じ， $S_w=120[\text{MPa}]$ とすると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w\times 3=10+(1+0.36)\times 120=173.2[\text{MPa}] \leq 0.9S_u=315[\text{MPa}] \quad (4.9)$$

以上のことから，両端単純支持はりで自重による応力 S_w を $40[\text{MPa}]$ 程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.5 1～4号機フレキシブルチューブ

(1) 構造強度

1～4号機フレキシブルチューブは、設計・建設規格に記載がない機器であるが、系統最高使用圧力 0.5MPa（2号機／3号機 二次系）、1.0MPa（1号機／4号機 二次系）、1.0MPa（4号機 一次系）に対し、工場にて 0.5MPa（2号機／3号機 二次系）の気圧試験、1.25MPa（1号機／4号機 二次系、4号機 一次系）の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

また、系統機能試験時に下表の圧力で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

各号機における系統機能試験圧力

号機	一次系 系統機能試験圧力[MPa]	二次系 系統機能試験圧力[MPa]
1号機	0.9	0.68～0.7
2号機		0.35
3号機	0.9	0.353～0.355
4号機	0.95	0.62

(2) 耐震性

1～4号機フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

4.6 1号機／4号機ポリエチレン管

(1) 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については、日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は1.0MPaであり、二次系ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで1.0MPa以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、使用済燃料プール循環冷却設備二次系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、使用済燃料プール循環冷却設備二次系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が20℃～50℃のときに、1MPaの内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる50℃の場合でも、10年以上の寿命が確保できることを確認した。

以上のことから、ポリエチレン管は使用済燃料プール循環冷却設備二次系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50}	PE100の50年後クリープ強度(MPa)
S_f	安全率
P	設計内圧(MPa)
D	管外径(mm)
t	管厚(mm)

(2) 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

5. エアフィンクーラ、冷却塔

5.1 1号機エアフィンクーラ

(1) 構造強度

1号機エアフィンクーラについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、1号エアフィンクーラについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

1号機エアフィンクーラについては、**弁、配管と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（エアフィンクーラユニット）することで、耐震性を向上させている。また、エアフィンクーラユニットについては、敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。**これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、**敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。**

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である **0.36G** とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
1号機エアフィンクーラ ユニット	-2248	転倒しない

5.2 2号機冷却塔

(1) 構造強度

2号機冷却塔については、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号冷却塔については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機冷却塔は、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

- ここに、
 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）
 K_H ：設計用水平震度
 W ：機器重量
 h_G ：据付面より機器重心までの高さ
 F_V ：設計用鉛直地震力
 ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離
 ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン
 n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
2号機冷却塔	-680	転倒しない

5.3 3号機冷却塔

(1) 構造強度

3号機冷却塔については、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統試機能試験時 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、3号冷却塔については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機冷却塔は、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

- ここに、
F_H：設計水平地震力（K_H・W）
K_H：設計用水平震度
W：機器重量
h_G：据付面より機器重心までの高さ
F_V：設計用鉛直地震力
ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離
ℓ：検討する方向から見た評価点スパン
n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
3号機冷却塔	－3587	転倒しない

5.4 4号機エアフィンクーラ

(1) 構造強度

4号機エアフィンクーラについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統試運転圧 0.62MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機エアフィンクーラについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

エアフィンクーラについては、**弁、配管と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（エアフィンクーラユニット）**することで耐震性を向上させている。また、**エアフィンクーラユニットについては、敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。**これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、**敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、エアフィンクーラユニット**に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である **0.36G** とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに、
 F_H ：設計水平地震力 ($K_H \cdot W$)
 K_H ：設計用水平震度
 W ：機器重量
 h_G ：据付面より機器重心までの高さ
 F_V ：設計用鉛直地震力
 ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離
 ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン
 n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
4号機エアフィンクーラ ユニット	- 2248	転倒しない

使用済燃料プール冷却系機能喪失評価

(1) 原因

使用済燃料プール冷却中に、ポンプ故障や地震・津波等の原因により使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下する。

(2) 対策及び保護機能

- a. 一次系又は二次系ポンプが故障した場合は、現場に移動し、待機号機の起動を行い、使用済燃料プールの循環冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間（目安）：約 1 時間程度）※
- b. 使用済燃料プール循環冷却系の電源喪失時において、外部電源および所内電源の切替に長時間を要する場合（目安時間：約 2 日以上）は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約 3 時間程度）※
- c. 使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は、循環ライン内の一次系系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから、系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後、漏えい水を建屋地下（2～3 号機は原子炉建屋地下、4 号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。移送後、一次系循環ラインの復旧に長時間を要する場合は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約 6 時間程度）※
- d. 地震・津波等により使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、現場状況に応じて、予め免震重要棟西側（OP.36,900）に待機している消防車等の配備を行い、使用済燃料プールの冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間（目安）：約 3 時間程度）※
- e. 地震・津波等により、非常用注水設備による使用済燃料プールの冷却が困難な場合は、発電所正門駐車場（OP.38,300）に待機しているコンクリートポンプ車により使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約 6 時間程度）※

※：所要時間（目安）とは復旧作業の着手から完了までの時間（目安）である。

(3) 評価条件及び評価結果

a. 評価条件

- (a) 保守的に使用済燃料から発生する崩壊熱は全て使用済燃料プール水の温度上昇に寄

(b) 与するものとし、外部への放熱は考慮しないものとする。

(c) 使用済燃料から発生する崩壊熱は、次に示す値とする。

1号機：0.09MW 2号機：0.28MW 3号機：0.25MW 4号機：0.66MW
(H24年12月7日時点のORIGEN評価値)

なお、平成24年12月7日時点及び1～3年後の各号機における使用済燃料プールから発生する崩壊熱は以下のとおりである。

号機	使用済燃料崩壊熱 [MW] ※			
	H24年12月7日 時点	H25年12月7日 時点(1年後)	H26年12月7日 時点(2年後)	H27年12月7日 時点(3年後)
1号	0.09	0.08	0.07	0.07
2号	0.28	0.23	0.20	0.18
3号	0.25	0.21	0.18	0.16
4号	0.66	0.50	0.42	0.37

※各燃料について、プラント停止時（平成23年3月11日時点）の各燃料の燃焼度（運転データ）を入力し、計算コードORIGENを用いて計算

(d) 保守的に使用済燃料プール水の初期温度は65℃とする。

b. 評価結果

使用済燃料プール冷却系が機能喪失している間、使用済燃料プール水位が水遮へい
が有効とされる有効燃料頂部＋2mに至るまでの期間は以下の通りとなる。

1号機：約136日、 2号機：約63日、 3号機：約72日、 4号機：約27日

(4) 判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は、「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

使用済燃料プール循環冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部＋2mに至るまでには、最短で4号機において約27日程度の時間的余裕がある。このことから、他に緊急度の高い復旧作業がある場合は、そちらを優先して実施することになるが、使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は事前の準備が整い次第、速やかに実施することで使用済燃料プールの冷却を再開する。なお、有効燃料頂部＋2mでの使用済燃料プール近くのおペフロや原子炉建屋周辺における線量率は十分低いと評価しており、使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は十分可能と考えられる。

以上により、使用済燃料プール冷却系の機能が喪失した場合でも、燃料の冠水は確保され、使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから、判断基準は満足される。

(5) 非常用注水設備の代替注水手段

地震・津波等により，非常用注水設備の使用が困難な場合，発電所正門駐車場（OP.38,300）に待機しているコンクリートポンプ車等を用いて使用済燃料プールを冷却する。また，コンクリートポンプ車の使用が困難な2号機においては，消防ホースを使用済燃料プールまで敷設し，消防車による直接注水を行うことで，使用済燃料プールを冷却する。コンクリートポンプ車の仕様を以下に示す。

コンクリートポンプ車

台 数

1

使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

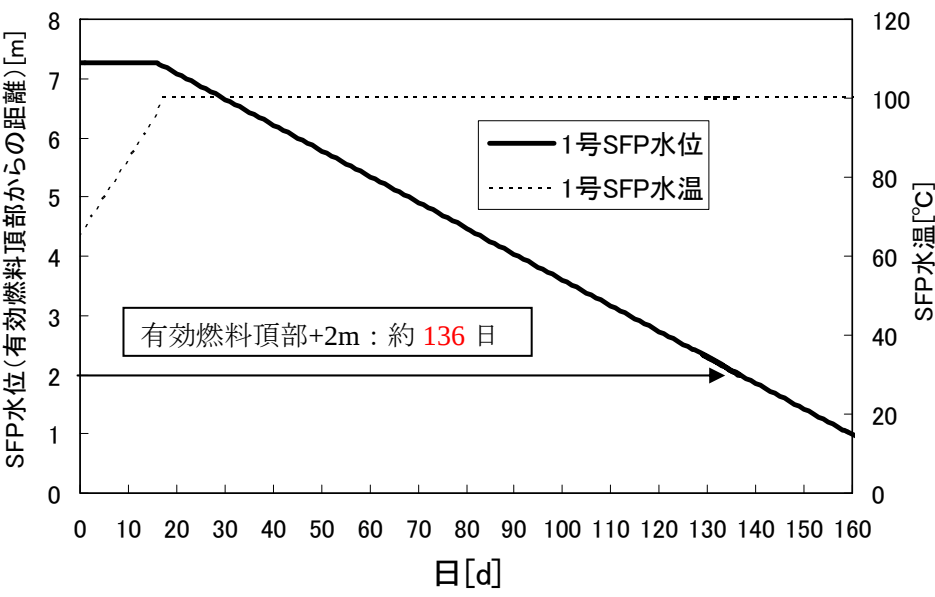


図 1 1号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

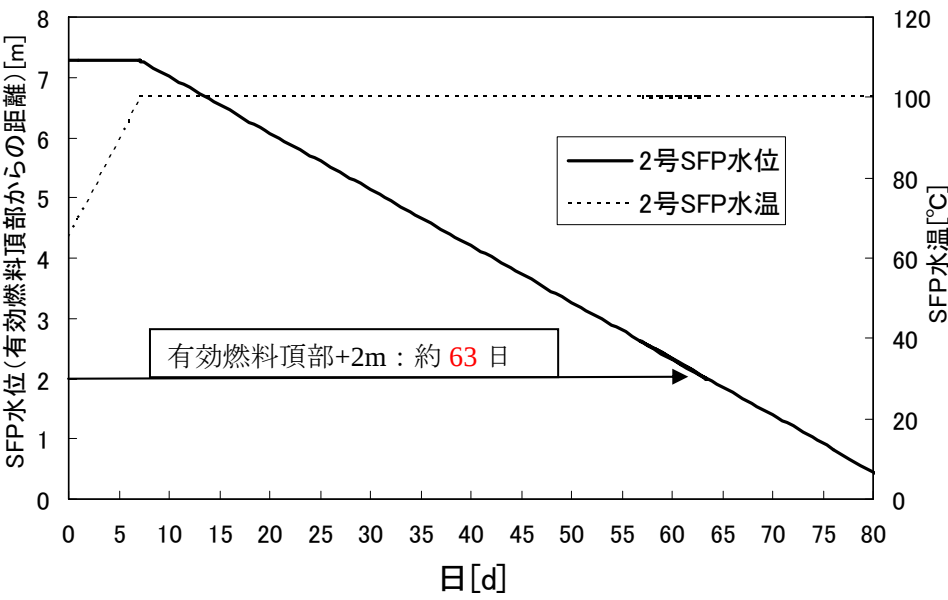


図 2 2号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

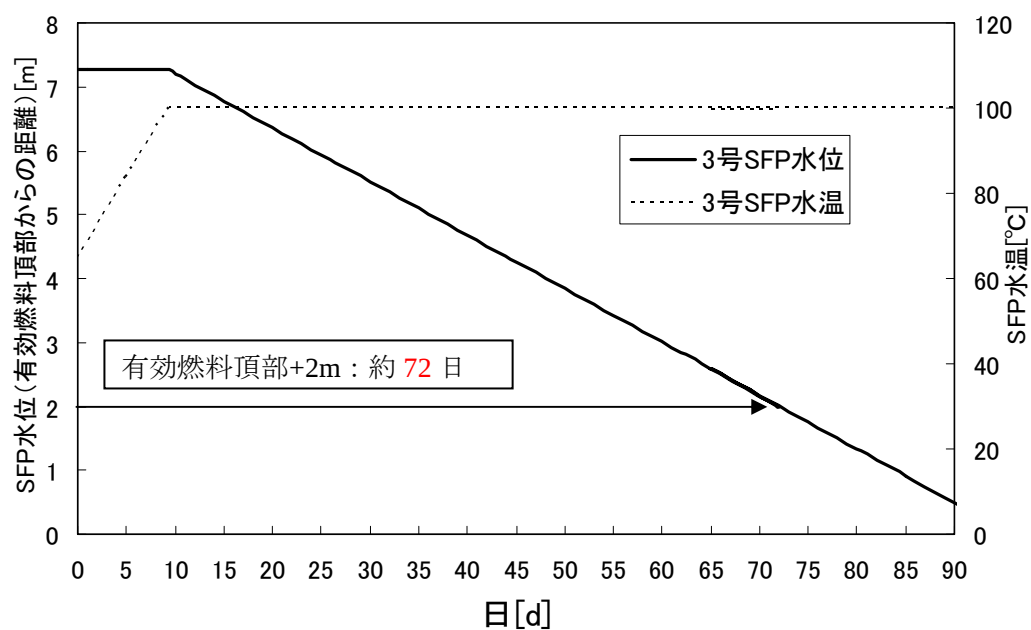


図3 3号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

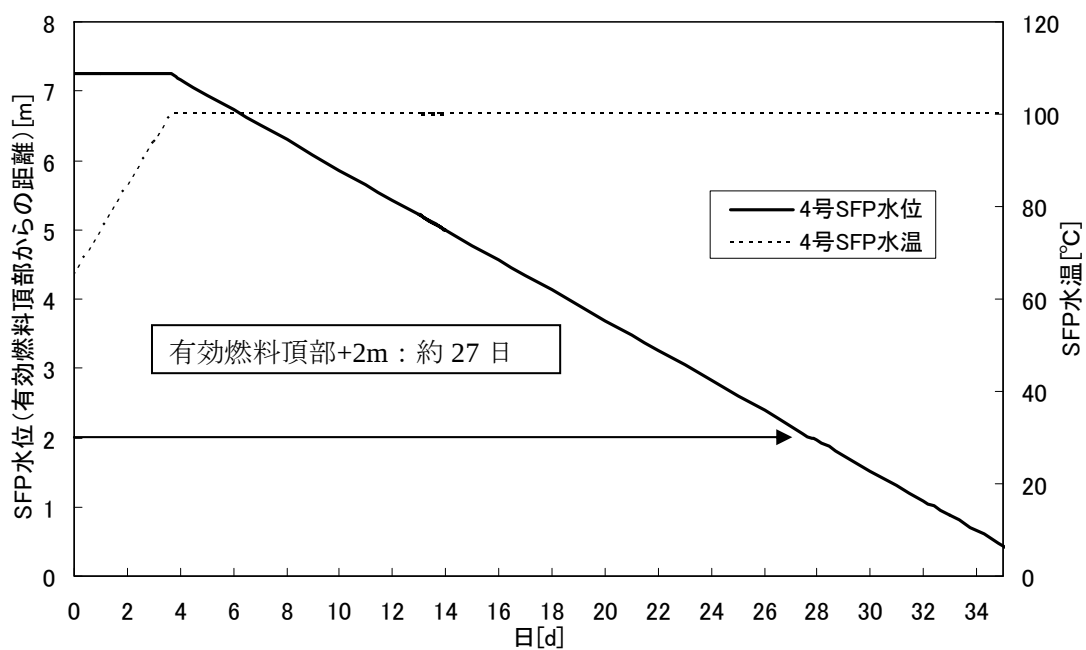


図4 4号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

有効燃料頂部＋2 mにおける線量評価

使用済燃料プール循環冷却設備の機能が喪失した場合、非常用注水設備等を用いて使用済燃料プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり、有効燃料頂部＋2 mにおいても、使用済燃料プール近くのおペフロ及び原子炉建屋周辺での作業が可能な線量かどうかの評価を行った。

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

- (1) 冷却期間の短い使用済燃料体数が多い4号機使用済燃料プールについて評価。
(使用済燃料の照射期間及び冷却期間は燃料毎に考慮、評価日はH23.4.22時点)
- (2) ORIGEN2により使用済燃料の線源強度を計算し、この線源強度を用いMCNPにより線量率を計算。
- (3) 線量率の評価位置は、使用済燃料プール真上「おペフロ＋5 m高さ」。

2. 評価結果

評価結果を下記表に示す。

有効燃料頂部からの水位 (m)	線量率 (mSv/h)
0	3×10^{-4}
1	8×10^{-1}
2	3×10^{-1}

評価位置は使用済燃料プール真上「おペフロ＋5 m」であるが、面線源であることを考慮するとおペフロ高さにおいても同程度の評価結果になると考える。

以上の結果より、使用済プール水位が有効燃料頂部から水深2 m確保されていれば、使用済燃料による線量率は十分低いことから、コンクリートポンプ車が使用できない場合の使用済燃料プール近くのおペフロ作業や非常用注水設備等を用いた冷却作業は十分可能と考える。

なお、現在及び今後は、さらに使用済燃料の冷却期間が経過しており、線量率はより小さくなる。

2.4 原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

2.4.1 基本設計

2.4.1.1 設置の目的

原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下、ホウ酸水注入系という）は、原子炉压力容器（以下、RPVという）内あるいは原子炉格納容器（以下、PCVという）内に存在する核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性がある場合において、未臨界にするまたは臨界を防止するためにホウ酸水をRPV・PCVに注入することで、放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的とする。

2.4.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉压力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

2.4.1.3 設計方針

2.4.1.3.1 構造強度及び機能の維持

- (1) ホウ酸水注入系は、核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性が認められた場合にホウ酸水を注入することにより核燃料物質を含むデブリを未臨界にできる、または臨界を防止する機能を有する設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系の動的機器及び駆動電源は、多重性または多様性及び独立性を備えた設計とする。
- (3) ホウ酸水注入系は、設計、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及び基準によるものとする。
- (4) ホウ酸水注入系は、漏えいしがたい設計とする。
- (5) ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

2.4.1.3.2 ホウ酸水注入系の監視

ホウ酸水タンクに貯蔵されたホウ酸量は、タンク水位、温度を定期的に確認することにより監視する。

2.4.1.3.3 異常時への対応機能

- (1) ホウ酸水注入系は、外部電源が利用できない場合でも、臨界に至った場合、または臨界の可能性がある場合に、その状況に必要なホウ酸水を注入できる設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系は、全母線電源喪失に対して、ホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。
- (3) 地震、津波等の発生を考慮してもホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

2.4.1.4 供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水が確保されていること。なお、ホウ酸水が注水されることについては、設備が共通の原子炉圧力容器・格納容器注水設備にて確認される。

2.4.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料－1 参照）

ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。設備の大部分は原子炉注水系と共用であるため、ここではホウ酸水タンク、及びホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを主要な機器とする。

また、ホウ酸水は、構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウムの水溶液として注入する。注入量は、RPV内の保有水量を前提とし、臨界防止、または未臨界維持の観点から必要な量とする。RPVに注入したホウ酸水はPCVへも漏えいするため、PCV内の臨界防止または未臨界維持にも効果が期待できる。（添付資料－3，4 参照）

(2) ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは2基設置し、2基の内1基について空運用とすることで、地震時における影響を低減する。なお、万が一タンクが2基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールを配備する。

また、ホウ酸水タンクにヒータ及び攪拌機を設置することにより、冬場の温度低下によるホウ酸水タンク内保有水の凍結を防止する。

(3) ホウ酸水注入ライン

ホウ酸水注入系は、原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプの吸込み側に繋がれており、ホウ酸水は常用高台炉注水ポンプによって注入される。また、常用高台炉注水ポンプが使用不可能になった場合は、非常用高台炉注水ポンプの吸込み側のラインを用いて、非常用高台炉注水ポンプでも注入可能な構成となっている。この他、常用、非常用高台炉注水ポンプの注入ラインが破損した場合などに備え、消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能となっている。

これらの系を構成するラインは、原子炉注水系と同様にポリエチレン管、一部に鋼管及びフレキシブルチューブを採用している。

2.4.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波が発生した場合、原子炉までの注入ラインが損傷する可能性があるが、その際は、速やかに事務本館海側駐車場に移動し、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子

炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する。

2.4.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2 参照）

（1）構造強度

ホウ酸水注入系は、技術基準上原子炉停止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料についての基準がない。したがって、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、当該の設備が 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、それを考慮できるものとして、評価を行う。

（2）耐震性

ホウ酸水注入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、仮設設備については、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、基準地震動 S_s 相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても、消防車や仮設プールの配備により、ホウ酸水を注入できるようにする。

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て、可能な限り耐震性を確保する。

2.4.1.8 機器の故障への対応

2.4.1.8.1 機器の単一故障

（1）タンク損傷

ホウ酸水タンクは2基あるため、同時に使用不能になる可能性は低いが、地震の影響等により同時に損傷しないよう、1基はホウ酸水を入れず、耐震性を確保して管理する。なお、この際に、空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は、タンク水張り、タンクの切替、ホウ酸の注入までで約8時間を要し、臨界検知、判断等の時間を約2時間、また注入完了までの約4時間を加え、約14時間を想定している。

(2) 原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため、原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため、その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障、外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置及びその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり、非常用高台炉注水ポンプの起動のため30分程度要することになる。また、原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

(3) 原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：60分程度）。

2.4.1.8.2 ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

(1) ホウ酸水タンクの2基機能喪失

ホウ酸水タンクが2基同時に機能喪失した場合は、仮設プールを設置し、ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は、タンク1基の単一故障の場合の14時間に加え、組立て式の仮設プールの設置時間約8時間（ホース敷設含む）が加わるため、約22時間を想定している。

ここで、高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷している場合は、Ⅱ.2.4.1.8.1 (3)と同様に、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を行うが、この場合でも仮設プールの設置時間約8時間に包絡される。

(2) 原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は、Ⅱ.2.1.1.8.2の通り、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いる。従って、(1)ホウ酸水タンクの2基機能喪失時の所要時間約22時間に包絡される。

なお、さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については、炉水温度は上昇し、ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから、この間のホウ酸水注入は不要である。

2.4.1.8.3 臨界時の評価

(1) 概要

福島第一原子力発電所第1号機から第3号機のように事故の進展により損傷、溶融した炉心では、臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており、また、これまで臨界の兆候は確認されていないことから、今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは、現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し、臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより、臨界によ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ことを確認する。

(2) 評価結果（添付資料－5 参照）

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm³を設定している。ここでは、保守的にその100倍の100Bq/cm³相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して1日間臨界が継続した場合の、敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果、敷地境界での被ばく量は約 2.4×10^{-2} mSvとなり、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と考えられる。

2.4.2 基本仕様

2.4.2.1 主要仕様

(1) ホウ酸水タンク（完成品）

基 数	2
容 量	20 m ³ （1基あたり）

(2) 仮設プール（完成品）

基 数	1
容 量	10 m ³

表 2. 4－1 主要配管仕様

名 称	仕 様	
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (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	150A 相当 SUS304 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65 A 80A 150A SGP 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンク出口ヘッダから 原子炉注水系まで (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 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.4.3 添付資料

添付資料－1 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

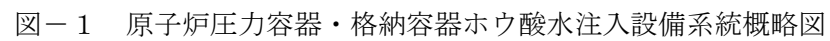
添付資料－2 構造強度及び耐震性

添付資料－3 五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料－4 未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

添付資料－5 臨界評価の説明資料

	既設・仮設取合
	ホウ酸水注入ライン
	ホウ酸水注入ライン
	ホウ酸水注入ライン
	補給用水用ライン
	参考（他号機）
	非常時用ライン



構造強度及び耐震性

1 タンクの構造強度及び耐震性

1.1 ホウ酸水タンク

(1) 構造強度

ホウ酸水タンクについては、定格容量 20m³（水位 2m）における静水圧に対し、実験により確認した側板及び底板の許容水圧が大きいことを確認しており、ホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

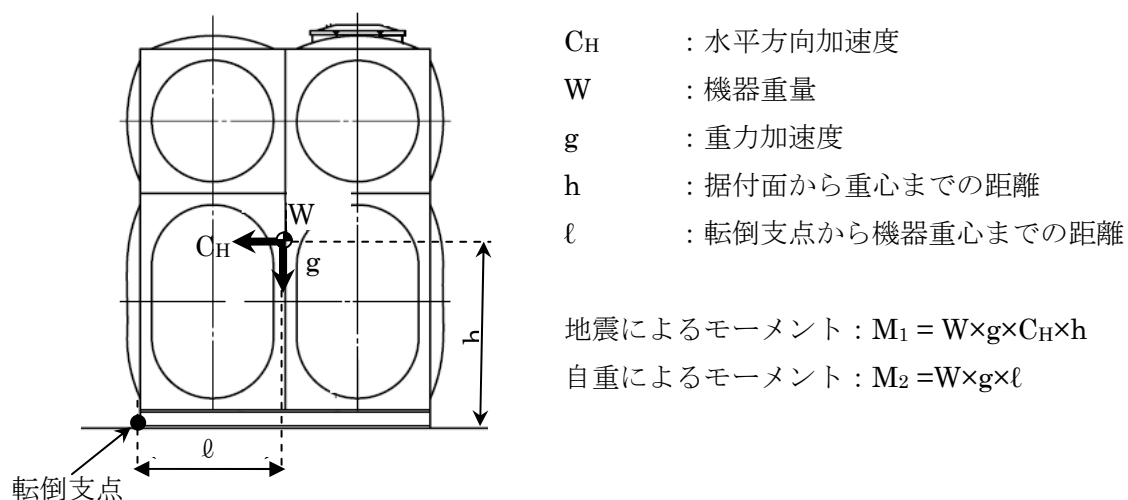
(2) 耐震性

ホウ酸水タンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトにより固定されていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ホウ酸水タンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。（図－ 1 参照）タンクが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力によるモーメント < 自重によるモーメントであり、タンクが転倒しないことを確認した。

なお、評価の結果、耐震 S クラス相当の静的地震力に対してもタンクが転倒しないことを確認した。



図－ 1 タンクの転倒評価モデル

1.2 管の構造強度及び耐震性

1.2.1 鋼管

(1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」におけるクラス2配管の規定に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、ホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表－1 参照）。

表－1 ホウ酸水注入系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口 ヘッダまで	4.2	2.7
	4.2	3.0
	5.0	3.8

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値及び表－2 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：最高使用圧力（MPa）

D₀：管の外径（mm）

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力（MPa）

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表－２ 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

(2) 耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したポリエチレン管等と接続されており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.2 フレキシブルチューブ

(1) 構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが、タンクヘッド圧 (0.02MPa) における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.3 ポリエチレン配管

(1) 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能 (引張降伏強さや引張による破断時の伸び等) や寸法については、日本水道協会規格 (JWWA K 144 等) 及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格 (PTC K 03 等) に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は1.0MPa であり、常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで1.0MPa 以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が20℃～50℃のときに、1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる50℃の場合でも、10年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに、通常運転状態における漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから、ポリエチレン管はホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50}	PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)
S_f	安全率
P	設計内圧(MPa)
D	管外径(mm)
t	管厚(mm)

(2) 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

五ホウ酸ナトリウムの必要量

1 五ホウ酸ナトリウムの必要量の考え方

R P V内でホウ素濃度 510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）にするために五ホウ酸ナトリウムの必要量を決める。P C V内のデブリに対する五ホウ酸ナトリウム必要量に関しては、R P VからP C Vへ五ホウ酸ナトリウムが流入することから、R P V内へ五ホウ酸ナトリウム必要量で連続注入を行う。連続で五ホウ酸ナトリウムを注入するとP C Vの五ホウ酸ナトリウム濃度は徐々に上昇し、P C V内の未臨界に寄与する。このため、五ホウ酸ナトリウム注入後も引き続き、臨界が継続したと判断された場合、連続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。なお、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合は、海水を注入する。

2 五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出

五ホウ酸ナトリウムはR P V内保有水で希釈されることから、その必要量はR P V保有水量と五ホウ酸ナトリウム中のホウ素成分比率を用いて次式で計算できる。

$$\text{五ホウ酸ナトリウム}[\text{kg}] = \frac{\text{RPV保有水量}[\text{kg}] \times \text{ホウ素濃度}[\text{ppm}] \times 10^{-6}}{\text{ホウ素の成分比率}}$$

現在、水位計がダウンスケールしているため、正確なR P V保有水量は不明である。一方、希釈を考えると保有水量が多い方が必要量を多く見積もり保守的となる。そこで、五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出に当たっては、保守的に通常水位を用い、さらに各号機の中で最大の保有水量を採用した。表－1 に各号機の保有水量を示す。

表－1 各号機の通常保有水量

	保有水量
1 号機	194×10 ³ kg
2 号機	340×10 ³ kg
3 号機	340×10 ³ kg

3 評価条件

- ホウ素濃度：510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）
- ✓ 反応度 5%Δk 相当の ¹⁰B 同位体天然組成ホウ素濃度として算出

- 五ホウ酸ナトリウム ($\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16} \cdot 10\text{H}_2\text{O}$) 中のホウ素成分比率：下式のとおりである。

$$\text{ホウ素の成分比率} = \frac{B \times 10}{Na \times 2 + B \times 10 + O \times 16 + (H \times 2 + O \times 1) \times 10} = 0.183$$

ただし、各核種の原子量は下表を用いた（出典 理科年表）

核種	H	B	O	Na
原子量	1.008	10.811	15.999	22.990

4 評価式

- 1～3号機の五ホウ酸ナトリウムの必要量

R P V保有水量 340t を用いると

$$\text{五ホウ酸ナトリウム} = \frac{340 \times 1000 \times 510 \times 10^{-6}}{0.183} = 948 \text{ kg}$$

5 評価結果

	1～3号機
五ホウ酸ナトリウムの必要量	948 kg

五ホウ酸ナトリウムは保守的に 948kg を 960kg とし、全号機に同量 960kg を注入する。臨界継続が確認された場合、連続して五ホウ酸ナトリウムを注入し、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合、海水を注入する。表－2 に各号機毎に注入する保有水量に対する五ホウ酸ナトリウム濃度の対応表を示す。また、図－1 に温度とホウ酸溶解度曲線を示す。

表2 五ホウ酸ナトリウム960kgに対する有効保有水量と五ホウ酸ナトリウム濃度(wt%)

ホウ酸水タンク水位(m)	吸込み残り高さ(m)	有効水位(m)	保有水量(t)	有効保有水量(t)	五ホウ酸ナトリウム濃度(wt%)
1.0	0.5	0.5	10.0	5.0	17.7
1.1	0.5	0.6	11.0	6.0	14.9
1.2	0.5	0.7	12.0	7.0	12.9
1.3	0.5	0.8	13.0	8.0	11.4
1.4	0.5	0.9	14.0	9.0	10.2
1.5	0.5	1.0	15.0	10.0	9.2
1.6	0.5	1.1	16.0	11.0	8.4
1.7	0.5	1.2	17.0	12.0	7.7
1.8	0.5	1.3	18.0	13.0	7.1
1.9	0.5	1.4	19.0	14.0	6.7
2.0	0.5	1.5	20.0	15.0	6.2

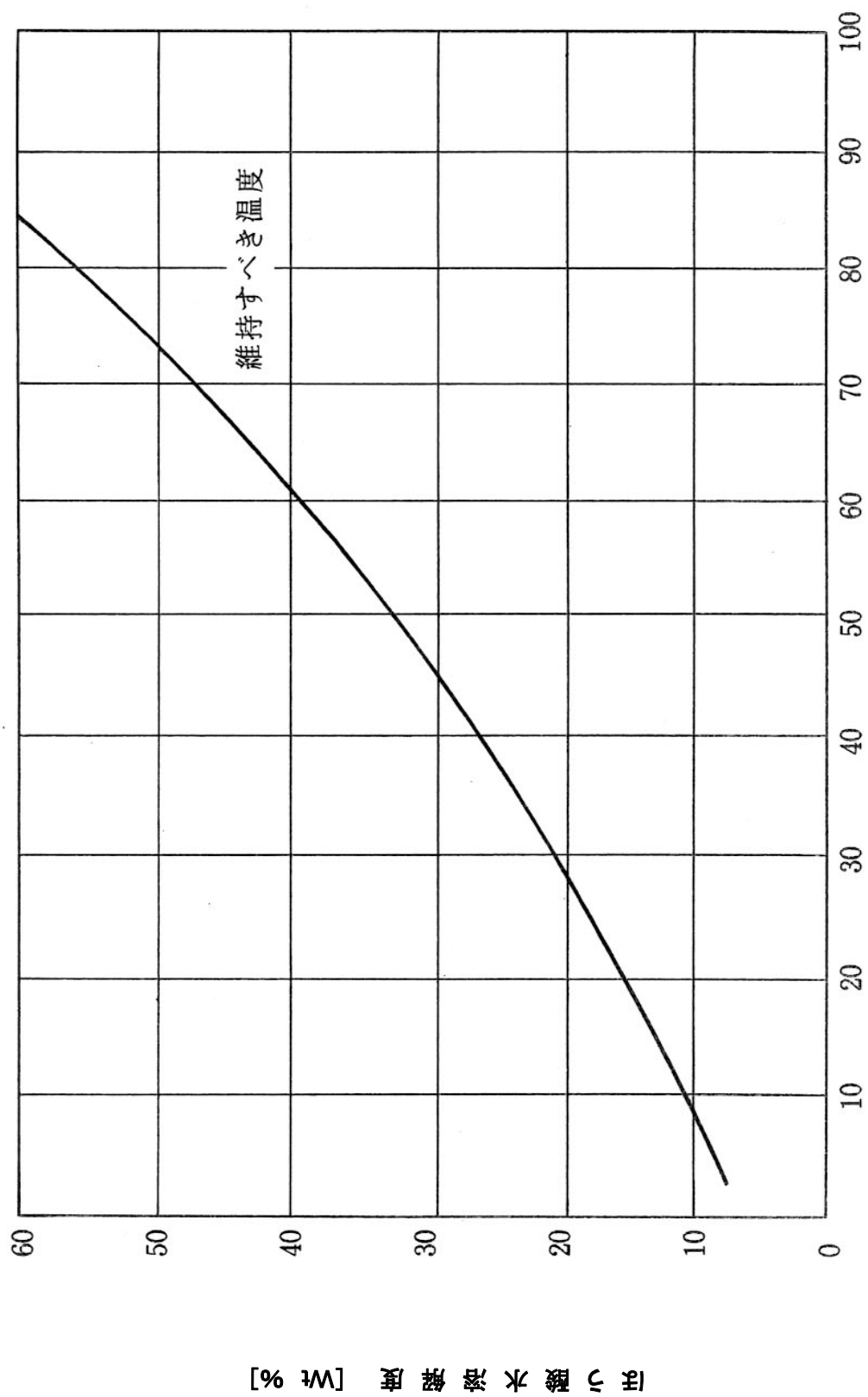


図-1 ほう酸溶解度曲線

未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

1 概要

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガス（Xe-135）の放射能濃度を連続的に測定しているが、これまで臨界の兆候は確認されていない。

仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器内でホウ素濃度 510ppm となる量の五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしているが、ここでは、未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度を評価する。

2 解析条件

2.1 解析における不確かさの考え方、及び条件

現時点では炉内状況の多くが不確かであり、評価条件を 1 つに特定することはできない。そこで、本評価では、現実的に起こりうる炉内状態の範囲を考え、感度解析を行う。臨界評価にあたっては、不確定要素として、デブリの組成、デブリの形状、堆積状態、構造材の組成及び混合量がある。

以下に各々の不確定要素における考え方、及び条件を示す。

(1) デブリの組成

運転中の原子炉内には、さまざまな燃焼度の燃料が存在する。運転中に燃料の健全性を担保する為に、実炉心配置では、どの号機も出力分布が平坦になる様に、燃料の燃焼度の低いものと燃焼度の高いものが偏らないように配置されている。このため、複数の燃料が溶融する場合、特定の燃焼度の燃料領域のみが溶融することはない。また、溶融燃料の領域が形成されると、溶融の過程で溶融物は混在状態となる。したがって、溶融燃料の組成は溶融領域の大きさや量にあまり依存しないと考えられる。

燃焼が進んだ燃料中に含まれるウラン以上の質量数を持つ核種（以下重核という）の組成は、炉心平均燃焼度が低いと炉心中のウラン 235 が多いため、デブリの臨界性を保守的に（体系の固有値を高く）評価できることから、震災時（平成 23 年 3 月 11 日）において 1 号機～3 号機の中で最も炉心平均燃焼度が低い 3 号機を代表組成とした。さらに、燃焼度が低い方が、反応度が高く、保守的な評価になる為、上記の代表組成を 2 月上旬の組成を用いた。（表－1 参照）。

また、溶融前の燃料には、重核の他に核分裂生成物（以下 F P という）やガドリニアが含まれており、デブリにもこれらが存在する。臨界評価にあたっては、F P については JAERI-Tech2001-055「燃焼度クレジット導入ガイド原案」にて臨界評価において考慮を認めている核種（Rh103, Nd143, Sm149, Cs133, Tc99, Sm151, Sm152, Nd145, Eu153, Sm150, Mo95, Sm147）のみ存在するとした。また、中性子吸収体であるガド

リニアは、初期の反応度を抑制する為に新燃料に多く存在する。ガドリニアは燃焼が進むに従い減少する。ガドリニアは残存量が小さい方が臨界性を保守的に評価できる。実際は、1サイクル照射後でも、燃料にガドリニアは存在する。ここでは、保守的に当該サイクルに装荷された新燃料にのみ残存していると考え、さらに、ガドリニア濃度は燃料の軸方向で異なるが、ガドリニア濃度が少ない燃料上部のみを対象にした。この考えに基づき、1～3号機で新燃料体数割合が一番小さい1号機のガドリニア量のみがデブリに存在するとし、平成23年3月11日時点のサイクル燃焼度を仮定してガドリニア残存量を算出した。残存ガドリニア量の推定値を表－2に示す。ここでも、保守的に1号機の0.004(wt%)より少ない0.003(wt%)を使用した。

現実には、減速材温度係数は負になると考えられるため、減速材温度20℃を基準ケースとした。

表－1 燃料の組成に影響する炉心平均燃焼度

	1号機	2号機	3号機	組成データに用いた 燃焼度
炉心平均 燃焼度 [GWd/t]	25.8	22.9	21.7	20.8 (3号機 平成23年2月上旬)

表－2 1～3号機の残存ガドリニア推定値と評価に用いた値

	1号機	2号機	3号機	評価に 用いた値
Gd量(wt%)	0.004	0.016	0.012	0.003

(2) デブリの形状

デブリが溶岩状になっていると、デブリ中に空孔があっても減速材量（水）が少なく、最適な減速状態にはならず、未臨界となる。このため、臨界評価においては、デブリ形状を保守的に球形として評価した。

現実的なデブリは、粒径はさまざまで、小さいデブリが大きいデブリの隙間を埋めて密に詰まっていると考えられる。デブリが密に埋まっていると、溶岩状の場合と同じく減速材量が少ないため臨界にはなりにくいが、減速材が流入できる間隙がある方が臨界となり易い。そこで、臨界評価では粒径を一定値とし評価した。デブリの粒径を一定とすることで、デブリ間に減速材が流入でき、臨界となりやすい状態となる。

同一粒径の球の配置では、立方体の中心に1つ入ったものがならぶ場合に減速材領域が一番大きくなり（減速材体積割合 0.48）、体心立方格子（減速材体積割合 0.32）、面心立方格子（減速材体積割合 0.28）となるに従い減速材体積割合も小さくなるが、現実的には、部分でこれらの配置となっていると考えられる。

そこで、臨界評価では、図－1に示すように保守的に減速材領域の少ない面心立方

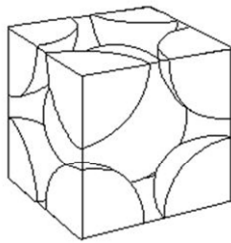
格子を除外した立方体に1つの場合と体心立方格子の場合を評価する。

さらに、TMI-2のデブリ（NUREG/CR-6195 Examination of Relocated Fuel Debris Adjacent to the Lower Head of the TMI-2 Reactor Vessel）にはデブリ中に空孔（空孔率平均0.2）があることから、デブリ中に同等の空孔が存在するケースも評価する。

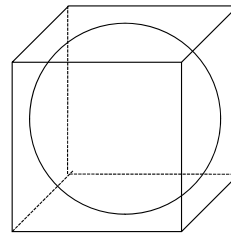
以上の条件下で、粒径を変化させて、最大の粒径半径を求めた。

以上より、臨界評価ケースとして、次の4ケースを設定した。

- ・体系①（減速材体積割合 32%）：デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中実
- ・体系②（減速材体積割合 46%）：デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中空
- ・体系③（減速材体積割合 48%）：デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中実
- ・体系④（減速材体積割合 58%）：デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中空



体心立方格子状に配列



立方体の中心に球1つ配列

図－1 体心立方格子，立方体における配列体系

(3) デブリの堆積形状

デブリの堆積形状は、堆積場所の構造物の形状により、円錐、円柱、半球など様々な形状が考えられる。

様々な堆積形状の可能性があるが、特定の形状で代表させることは難しい。また、有限体系の場合、様々な中性子の漏えいが考えられる。そこで、臨界評価上は保守的に無限体系で評価をする。

(4) 構造材の組成及び混合量

構造材のうち、被覆管やチャンネルボックスはジルカロイ、炉心部の制御棒の構造材や炉心支持板、支持金具及び下部タイプレートなどはステンレス鋼でできおり、燃料が熔融・移行する過程で、これらがデブリに混合すると考えられる。

臨界評価時のデブリ中の構造材の混合量としては、保守的に炉心外の構造材（制御棒案内管や原子炉圧力容器）は考慮せず、炉心域（炉心支持板下の構造物は考慮しない）に存在する構造材のみ混合を考慮する。燃料1体あたりの構成重量比は同じであることから、熔融燃料の割合によらず構造材の混合割合も一定とする。

震災直後にスクラムし全制御棒挿入が確認されていることから、燃料溶融時には炉心部には制御棒の構造材と中性子吸収体（B4C）が存在した。制御棒は燃料 4 体に囲まれる形で配置されており、燃料が溶融すれば、制御棒も溶融し、制御棒中の中性子吸収体（B4C）もデブリに混合すると考えられる。図－2 に示すように、 4×4 燃料体系を考える。これらの燃料に隣接している制御棒は合計 9 体ある。燃料が溶融した場合、燃料に隣接している複数の制御棒の溶融が想定される。ここでは、制御棒溶融の割合は、16 体の燃料体に囲まれる最低 1 体の制御棒のみが溶融している状態が、他の制御棒が溶融していない分、現実上厳しい体系となる。実際はこの割合（制御棒 1 体／燃料集合体 16 体）以上の制御棒が溶融していると考えられる。さらに保守的に全ての制御棒が溶融しない場合も想定した。

以上より、デブリ中の制御棒の混合量として次の 3 ケースを設定した。

デブリ組成 (A) 燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒 1 体／燃料集合体 16 体）

デブリ組成 (B) 燃料＋構造材（制御棒なし）

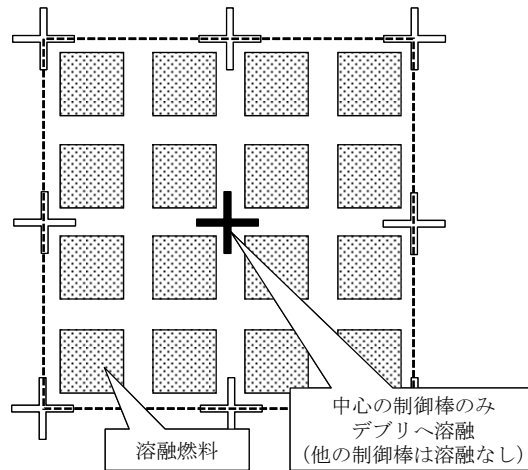
デブリ組成 (C) 燃料＋構造材＋全制御棒

デブリに対する臨界評価において、想定した条件と考え方の記載箇所を表－3 にまとめる。

表－3 原子炉格納容器における燃料デブリに関する不確かさに対する考え方

項目	想定した条件	考え方の記載箇所
デブリ組成		
燃料	重核，F P，残存 Gd がデブリに混合	1)
構造材	被覆管，集合体壁，炉心支持板，支持金具，下部タイプレートがデブリに混合	4)
制御棒	炉心有効長部分の制御棒がデブリ混合	4)
形状		
デブリ（粒子）形状	球形（中実及び中空） 粒半径： $\sim 10[\text{cm}]$	2)
堆積（体系）形状	体心立方，立方体中央に 1 つの場合	2)，3)
（水領域の割合）	水：デブリ 体積比 $= 33 : 67 \sim 58 : 42$	2)

冷却材条件は 20℃ とする。



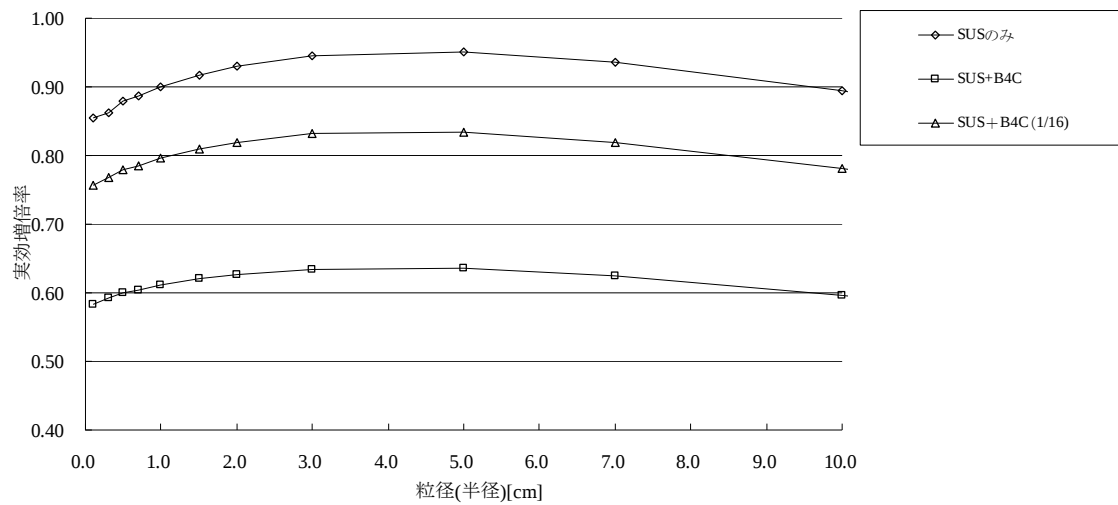
図－2 溶融燃料に対する制御棒の溶融割合に対する考え方

3 評価結果

評価結果として、デブリの未臨界性評価、ホウ素濃度 510ppm のホウ素価値、海水注入時の海水の負の反応度ならびに考えられる評価誤差を示す。

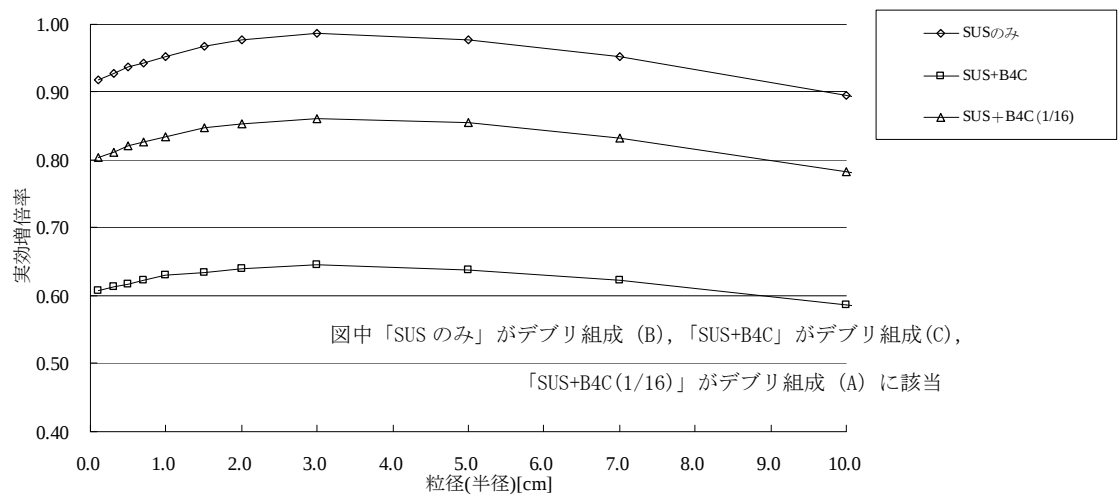
3.1 デブリの未臨界性評価

解析条件の整理に基づき、臨界計算のパラメータサーベイをモンテカルロコード MVP (JAERI-1348 MVP/GMVP II ; General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods) で行った。結果は次のとおりとなる。①から④における体系で粒径の大きさによるサーベイの結果を以下に示す。



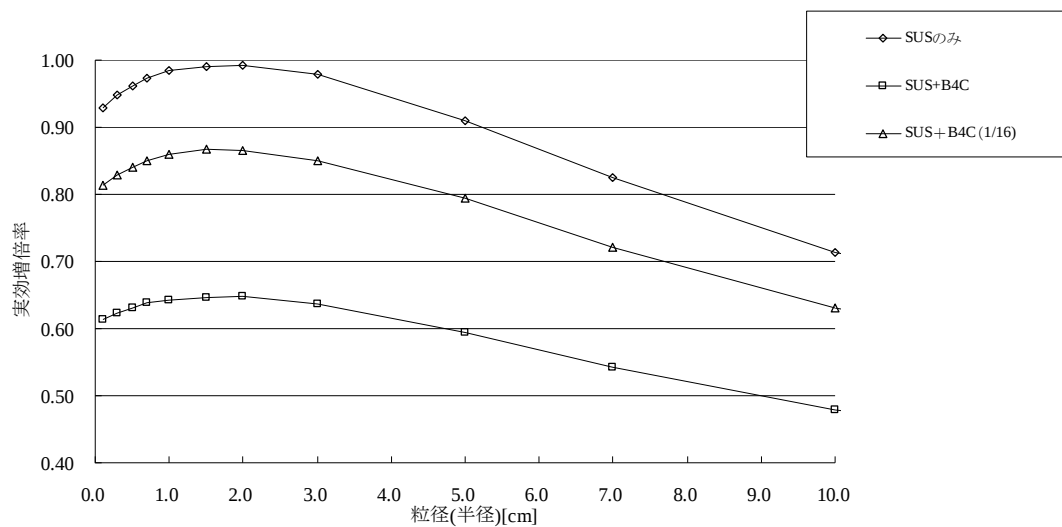
図中「SUS のみ」がデブリ組成 (B), 「SUS+B4C」がデブリ組成 (C),
「SUS+B4C (1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図－3 体系①（減速材体積割合 32%）における粒径変化における実効増倍率の変化



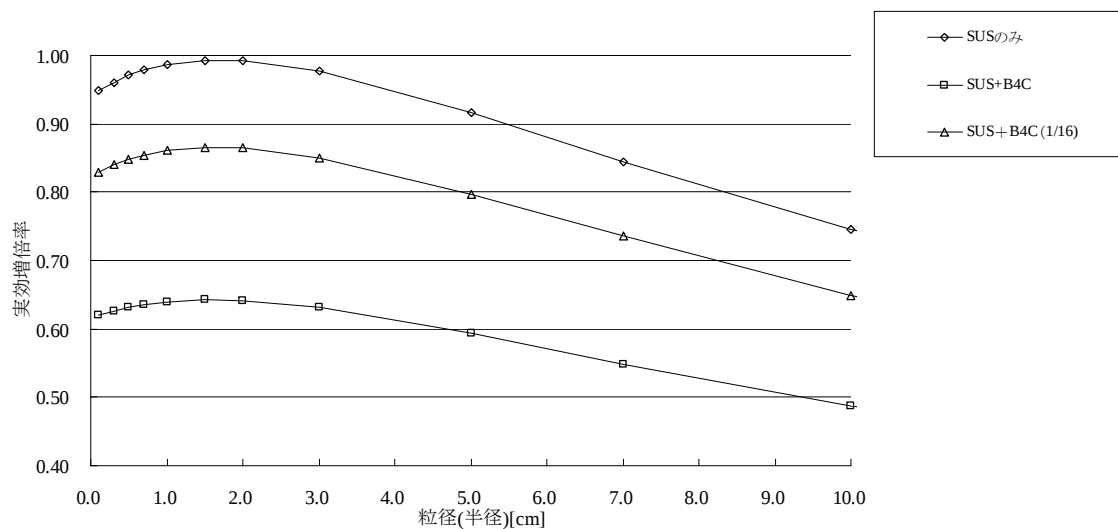
図中「SUS のみ」がデブリ組成 (B), 「SUS+B4C」がデブリ組成 (C),
「SUS+B4C (1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図－4 体系②（減速材体積割合 46%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B), 「SUS+B4C」がデブリ組成 (C),
「SUS+B4C (1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図－5 体系③（減速材体積割合 48%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B), 「SUS+B4C」がデブリ組成 (C),
「SUS+B4C (1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

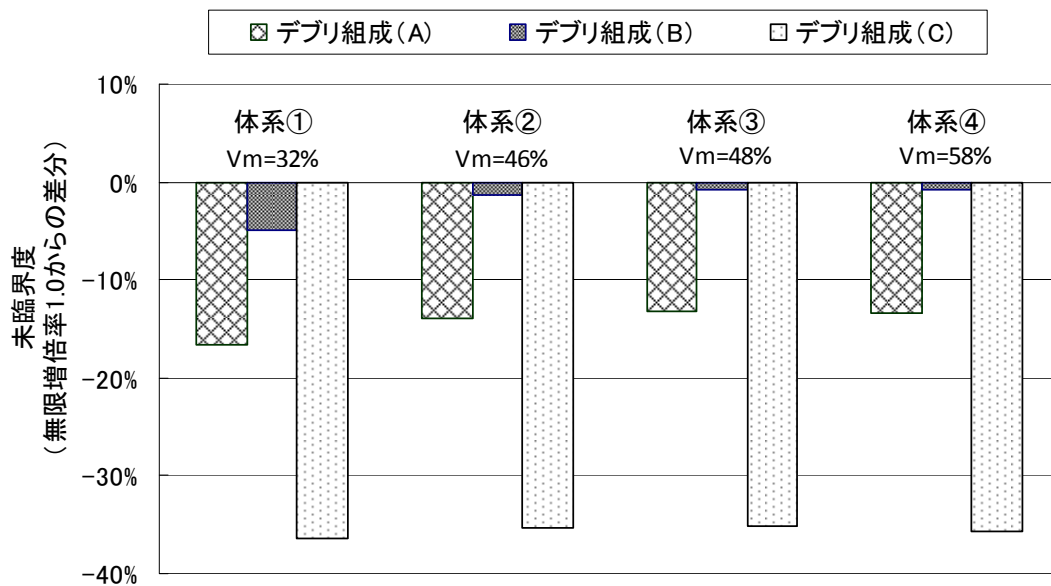
図－6 体系④（減速材体積割合 58%）における粒径変化における実効増倍率の変化

最大反応度を与える粒半径の最大値は以下のとおりとなった。

- ・体系①デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中実：粒半径 5cm
- ・体系②デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中空：粒半径 3cm

- ・ 体系③デブリが立方体中に 1 つ存在し，デブリ中実：粒半径 2cm
- ・ 体系④デブリが立方体中に 1 つ存在し，デブリ中空：粒半径 1.5cm

各々の最大反応度粒半径に対してのデブリ組成別 (A) ～ (C) における解析結果を以下に示す。ケース別の無限増倍率の評価結果を図－7 に示す。デブリ組成 (C) は全制御棒が混入している為，十分な未臨界状態となる。デブリ組成 (A) (燃料＋構造材＋制御棒一部 (制御棒 1 体／燃料集合体 1 6 体)) であれば十分に未臨界であることが確認できた。制御棒成分を含まない保守的なデブリ組成 (B) (燃料＋構造材 (制御棒なし)) でも，炉心内の一部の構造材がデブリ中にあれば評価上は未臨界の結果となった。現実的には，デブリ中に制御棒成分が全く含まれないとは考えにくく，現状のデブリの状態は，保守的に考えてもデブリ組成 (A) (燃料＋構造材＋制御棒一部 (制御棒 1 体／燃料集合体 1 6 体)) とデブリ組成 (B) (燃料＋構造材 (制御棒なし)) の間に存在していると考えられる。以上より，デブリの状態で存在する場合，工学的には臨界になることは極めて低いと推測される。体系・デブリ組成などの不確かさを鑑み，注入するホウ素濃度は，保守的なデブリ組成 (B) において 5% Δk の負の反応度を投入できる量とする。次節で必要量の評価結果を示す。



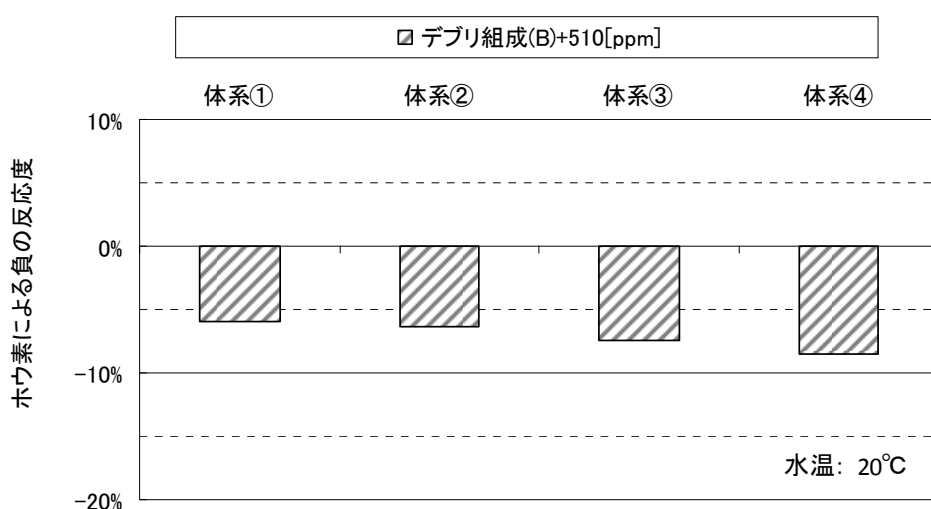
図－7 デブリ体系・組成における臨界評価

3.2 510ppm のホウ素価値

ホウ酸水注入方針では，臨界が継続された状態では，継続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。臨界事象は緩やかな反応度変化のため，臨界が検知後に速やかに五ホウ酸ナトリウムを注入すると未臨界状態になると考えられる。未臨界達成後も反応度印

加が続くなどの理由で再び臨界となった場合や、臨界が継続する場合は、五ホウ酸ナトリウムを連続して注入する。

注入時に想定しているホウ素濃度を 510ppm における反応度低下量を図－8 に示す。図－8 からホウ酸濃度 510ppm によりで 5% Δk 以上の反応度低下を見込む。JAERI-1340 臨界安全ハンドブック第2版から、負の反応度 5% Δk は臨界管理としては妥当な値であるとされている。なお、この評価結果はデブリ組成に適用できる為、RPV、PCV 双方のデブリを未臨界にするホウ素濃度となる。



図－8 各体系におけるホウ素濃度 510ppm に対する結果

3.3 海水注入による反応度低下量

RPV、PCV に注入するホウ酸水が枯渇した場合、さらに、海水を注入する運用となっている。ホウ酸水の代わりに海水（塩分濃度 3.2wt%）を注入した時の解析結果を示す。海水は塩素を含んでおり、塩素が中性子吸収材になる為、ホウ酸水の代替となる。表－4 にデブリ組成 (B) での各体系における海水を注入したときの反応度低下量を示す。塩分濃度 3.2wt% で約 3% Δk の反応度低下が見込める。ホウ酸水が枯渇した場合でも、海水を注入することによって、対応が可能である。

表－4 各体系における海水注入時におけるによる増倍率低下量

	水温20℃	水温40℃	水温55℃	水温80℃	水温100℃
体系①	-3.29%	-3.21%	-3.18%	-3.05%	-2.88%
体系②	-3.65%	-3.49%	-3.41%	-3.27%	-3.14%
体系③	-4.16%	-4.03%	-4.02%	-3.97%	-3.90%
体系④	-4.86%	-4.73%	-4.73%	-4.70%	-4.53%

デブリ組成 (B) (燃料+構造材 (制御棒なし))

以上

臨界評価の説明資料

1. 臨界時の線量評価

1.1 評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ としている。[（「別紙－ 1 臨界判定基準について」参照）](#)ここでは、保守的にその 100 倍の $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の、敷地境界における被ばく線量を評価する。

1.2 核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行、放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- (1) 臨界が発生した場合でも、デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要）、冷温状態と考えられることから、評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。
- (2) 臨界による核分裂生成物の生成量は、ガス放射線モニタで $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは、平均出力約 1kW 相当とする。[（「別紙－ 2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価」参照）](#)
- (3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は、希ガスについては 100%、よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており、よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが、ここでは保守的な条件を設定する。
- (4) 大気への放出量については、臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され、さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え、以下のよう求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が、格納容器から時定数 λ_{PCV} で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は、核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{PCV} Q_i$$

ここで、放射性物質 i の崩壊定数を λ_i とする。よって初期の発生量を Q_{i0} とすると、

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{PCV})t)$$

一方、格納容器からの漏えい量は $\lambda_{PCV}Q_i$ であるから、無限時間までの積算漏えい量は、

$$\int_0^{\infty} \lambda_{PCV} Q_i dt = Q_{i0} \lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$$

となり、臨界で発生した放射性物質が、格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合、格納容器から漏えいする量は発生量に $\lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$ を乗じた値となる。

ここで、時定数 λ_{PCV} は、格納容器からの気体の漏えい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として、以下の式により求める。ここで、放出蒸気量は保守的に冷温停止状態での温度として80℃相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N2} + F_{H2O}) / V_{PCV}$$

F_{N2} : 単位時間あたりの窒素封入量

F_{H2O} : 単位時間あたりの放出蒸気量 (80℃相当の飽和蒸気圧分)

V_{PCV} : 格納容器気相部体積

また、格納容器気相部体積については、放出量の観点からは小さい方が保守的であるため、格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として1号機で1900m³、2／3号機で2600m³と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については、放出量の観点からは大きい方が保守的であるため、運転実績から保守的に50m³/hと設定する。

1.3 核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表－1の通りである。

表－1 核分裂生成物放出量

核分裂生成物	放出量 (Bq)	
	1号機	2/3号機
希ガス (γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)	3.6×10^{13}	2.7×10^{13}
よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	5.0×10^{10}	4.4×10^{10}

1.4 線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は、希ガスの γ 線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の呼吸摂取による内部被ばく線量は、感受性の高い小児を対象に行う。また、相対線量、相対濃度については、地上放散を想定していることから、福島第一原子力発電所設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断事故における値を用いる。ただし、2/3号機については、値の大きい3号機のものを用いる。

(1) 放射性雲からの希ガスの γ 線による外部被ばく

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

H_{γ} : 希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.0Sv/Gy)

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV)

D/Q : 相対線量 (1号機: 2.5×10^{-19} Sv/Bq, 3号機: 3.0×10^{-19} Sv/Bq)

Q : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)

(2) 放射性雲からのよう素の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi / Q \cdot Q_I$$

H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

K_{in} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (1.6×10^{-7} Sv/Bq)

R : 小児の呼吸率 (活動時: 8.61×10^{-5} m³/s)

χ/Q : 相対濃度 (1号機: 1.9×10^{-5} s/m³, 3号機: 2.6×10^{-5} s/m³)

Q_I : よう素の大気放出量 (I-131等価量) (Bq)

1.5 線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約 2.2×10^{-2} mSv, 2/3号機で約 2.4×10^{-2} 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と考えられる。

また、放出量が多い1号機についての、特定原子力施設からの距離が 5km 及び 10km における評価結果は、それぞれ約 6.2×10^{-3} mSv, 約 2.4×10^{-3} mSv となる。

2. 別紙

別紙－1 臨界判定基準について

別紙－2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

臨界判定基準について

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ガス放射線モニタによる未臨界監視において指標とする短半減期希ガス核種は、仮に臨界になった場合の生成量とモニタ到達までの減衰を考慮し、検知しやすい代表核種として Xe-135 を選定している。

ここで、以下の点を考慮し、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ を設定している。

- (a) 周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは、十分小さいものであること。
- (b) 放射線検出器の検出限界値の実績を考慮すること。
- (c) 自発核分裂により常時放出される Xe-135 と識別できること。

(a) に関して、「Ⅱ.2.4.1.8.3 臨界時の評価」の通り、 $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定した被ばく線量評価を実施している。これを検知する判定基準 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ は臨界検知からホウ酸水注入までの対応時間を確保でき、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは十分小さいものであると言える。

(b) に関して、ガス放射線モニタでは原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気されたガスのガンマ線を連続的に計測し、マルチチャンネルアナライザにて得られたガンマ線スペクトルから Xe-135 の放射能濃度を算出しているが、現状の 1～3 号機の検出限界濃度は高々 $0.4\text{Bq}/\text{cm}^3$ であり、抽気ガス中の Xe-135 放射能濃度として $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ を検出することが可能である。

(c) に関して、「福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器からの Xe-135 の検出について」（平成 23 年 11 月 4 日、東京電力株式会社）では、自発核分裂により常時放出される Xe-135 として約 $10^{-2}\text{Bq}/\text{cm}^3$ と評価している。この値は、自発核分裂核種の存在量や実効増倍率、測定までの時遅れによって変わりうるものであることから、自発核分裂により常時放出されるレベルから確実に識別できる基準として $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ は妥当であると考えられる。

なお、ガス放射線モニタが全て故障した場合、代替措置として原子炉圧力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。原子炉圧力容器底部温度計は臨界後の出力上昇に伴う温度上昇を検知することにより、モニタリングポストは臨界後に放出される希ガスによる線量上昇を検知することにより、未臨界状態の監視を行うものである。ここでの監視の判定基準は、指示値の異常な上昇を判別する基準として、過去の実

績から設定する。

以上

ガス放射線モニタによる臨界検知評価

1. 評価方法

(1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉压力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え、臨界による原子炉压力容器内の希ガス発生と、窒素封入、排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお、臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

$$(RPV \text{ 内}) \quad \frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}} \quad ①$$

$$(PCV \text{ 内}) \quad \frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}} \quad ②$$

ここで、

C_{RPV} : RPV 気相部内放射能濃度

C_{PCV} : PCV 気相部内放射能濃度

V_{RPV} : RPV 気相部体積

V_{PCV} : PCV 気相部体積

F_{RPV} : RPV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}

F_{PCV} : PCV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV} + PCV 窒素封入量 N_{PCV}

λ : 核種の崩壊定数

P : 臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①、②を初期条件 $C_{RPV}(t=0)=0$, $C_{PCV}(t=0)=0$ で解く。また、 P については、ある平均出力が一定時間継続するものとして、核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで、1回の核分裂で約 200MeV のエネルギーが発生することから、出力 1kW は毎秒 3.1×10^{13} の核分裂に相当するものとする。

$$P = 3.1 \times 10^{13} \times P_c \times Y \times \lambda$$

ここで、

P_c : 平均出力

Y : 核種の収率

また、原子炉压力容器気相部体積、格納容器気相部体積については、臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため、2 / 3 号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として、それぞれ 520m³、3770m³ と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については、臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため、至近の運転実績から保守的にそれぞれ、10m³/h、0m³/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは、排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の、ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については、吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し、1 時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち、(1) で求めた格納容器内希ガス濃度に、測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を、以下の式で求める。

$$(\text{ガス放射線モニタ内}) \quad C_{\text{Monitor}}(t + \Delta t) = C_{\text{PCV}}(t) \exp(-\lambda \Delta t) \quad \text{③}$$

ここで、

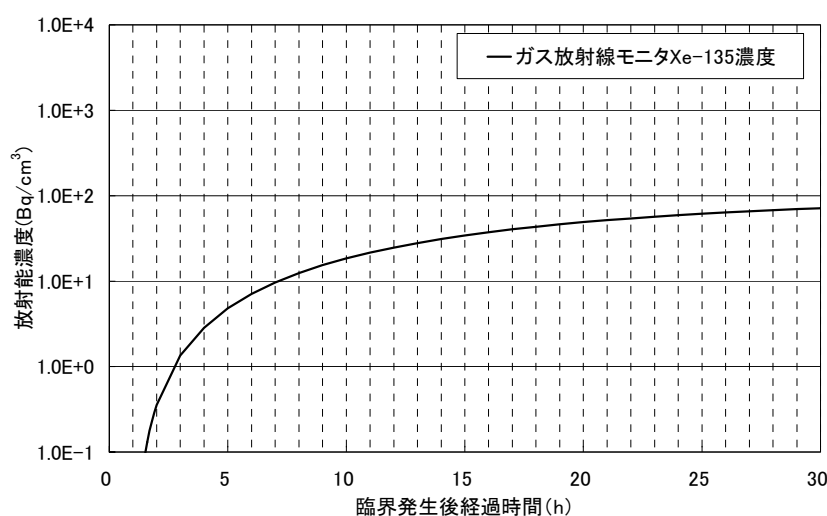
C_{Monitor} : ガス放射線モニタ内放射能濃度

Δt : 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2. 評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した、ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は、平均出力約 1.0kW 相当となる。

また、この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図－1 に示す。



図－1 臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上

2.5 汚染水処理設備等

2.5.1 基本設計

2.5.1.1 設置の目的

タービン建屋等には、東北地方太平洋沖地震による津波、炉心冷却水の流入、雨水の浸入、地下水の浸透等により海水成分を含んだ高レベルの放射性汚染水が滞留している（以下、「滞留水」という）。

このため、汚染水処理設備等では、滞留水を安全な箇所に移送すること、滞留水に含まれる主要な放射性物質を除去し環境中に移行し難い性状とすること、除去した放射性物質を一時的に貯蔵すること、滞留水の発生量を抑制するため塩分を除去し原子炉への注水に再利用する循環冷却を構築することを目的とする。

2.5.1.2 要求される機能

- (1) 発生する高レベル放射性汚染水量（地下水及び雨水の流入による増量分を含む）を上回る処理能力を有すること
- (2) 高レベル放射性汚染水中の放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること
- (3) 汚染水処理設備が停止した場合に備え、複数系統及び十分な貯留設備を有すること
- (4) 汚染水処理設備等は漏えいを防止できること
- (5) 万一、高レベル放射性汚染水の漏えいがあった場合、高レベル放射性汚染水の散逸を抑制する機能を有すること
- (6) 高レベル放射性汚染水を処理する過程で発生する気体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること

2.5.1.3 設計方針

2.5.1.3.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の設計方針

- (1) 処理能力
 - a. 汚染水処理設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処できる処理容量とする。
 - b. 汚染水処理設備の除染能力及び塩素除去能力は、処理済水の発電所内再使用を可能とするのに十分な性能を有するものとする。
- (2) 汚染水処理設備等の長期停止に対する考慮
 - a. 主要核種の除去を行う処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）は、単独もしくは組み合わせでの運転が可能な設計とする。また、第二セシウム

吸着装置の所内電源系統は、セシウム吸着装置、除染装置と分離する。

- b. 汚染水処理設備及び関連設備（移送ポンプ等）の動的機器は、その故障により滞留水の移送・処理が長期間停止することがないように原則として多重化する。
- c. 汚染水処理設備が長期間停止した場合を想定し、滞留水がタービン建屋等から所外に漏れ出ないように、タービン建屋等の水位を管理するとともに、貯留用のタンクを設ける。
- d. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、所内高圧母線から受電できる設計とする。
- e. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、外部電源喪失の場合においても、非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計とする。

(3) 規格・基準等

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の機器等は、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。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えいを停止するのに適切な措置をとれるようにする。また、汚染水処理設備、貯留設備においては漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室（シールド中操）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。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、放射線業務従事者等の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

汚染水処理設備は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

汚染水処理設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

汚染水処理設備は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質が含まれる可能性がある場合には、排気設備にフィルタ等を設け捕獲する設計とする。

(9) 健全性に対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.3.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設の設計方針

(1) 貯蔵能力

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設は、汚染水処理設備、多核種除去設備で発生する放射性廃棄物を貯蔵できる容量とする。また、必要に応じて増設する。

(2) 多重性等

廃スラッジ貯蔵施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないように、原則として多重化する。

(3) 規格・基準等

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、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。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去・回収を行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室（シールド中操）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。

なお、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔、多核種除去設備

の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは、内部の水を抜いた状態で貯蔵するため、漏えいの可能性はない。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、放射線業務従事者の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

- a. 吸着塔、高性能容器及び処理カラムは、崩壊熱を大気に逃す設計とする。
- b. 廃スラッジ貯蔵施設は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

吸着塔、高性能容器、処理カラム及び廃スラッジ貯蔵施設は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止でき、必要に応じて適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

廃スラッジ貯蔵施設は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質を含む可能性がある場合は、排気設備にフィルタ等を設け捕獲収集する設計とする。また、気体廃棄物の放出を監視するためのモニタ等を設ける。

(9) 健全性に対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 汚染水処理設備は、滞留水の放射性物質の濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。
- (2) 汚染水処理設備は、滞留水の塩化物イオン濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。

2.5.1.5 主要な機器

2.5.1.5.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、滞留水移送装置、油分分離装置、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）、高濃度滞留水受タンク、中低濃

度タンク、地下貯水槽等で構成する。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設、造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設等で構成する。

1号～4号機のタービン建屋等の滞留水は、滞留水移送装置によりプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送した後、必要に応じて油分を除去し、処理装置、淡水化装置により主要核種や塩分を除去する。また、各装置間には処理済水、廃水を保管するための中低濃度タンク、地下貯水槽を設置する。

二次廃棄物となる使用済みの吸着材を収容したセシウム吸着塔、多核種除去設備の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは使用済セシウム吸着塔仮保管施設、もしくは使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。また、二次廃棄物の廃スラッジは造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で一時的に貯蔵する。

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備の主要な機器はシールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

(1) 滞留水移送装置

滞留水移送装置は、タービン建屋等にある滞留水を汚染水処理設備のあるプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送することを目的に、移送ポンプ、移送ライン等で構成する。

移送ポンプは、1号機タービン建屋に4台、2号機タービン建屋に3台、3号機のタービン建屋に3台、4号機タービン建屋に4台設置し、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋等の水位や移送先となるプロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位の状況に応じて、ポンプの起動台数、移送元、移送先を適宜選定して実施する。

移送ラインは、設備故障及び損傷を考慮し複数の移送ラインを準備する。また、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて遮へい、保温材等を設置する。

(2) 油分分離装置

油分分離装置は、油分がセシウム吸着装置の吸着性能を低下させるため、その上流側に設置し、滞留水に含まれる油分を自然浮上分離により除去する。油分分離装置は、プロセス主建屋内に3台設置する。

(3) 処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）

セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置は、吸着塔内部に充填された吸着材のイオン交換作用により、滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。除染装置は、滞留水にセシウム等の核種を吸着する薬品を注入し凝集・沈殿させ、上澄液とスラッジに分離する

ことで、滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

処理装置は、複数の装置により多様性を確保するとともに、各装置の組み合わせもしくは単独により運転が可能な系統構成とする。

a. セシウム吸着装置

セシウム吸着装置は、焼却工作建屋内に 4 系列配置しており、各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は二重の円筒形容器で、内側は内部に吸着材を充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。

交換した吸着塔は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設にて内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

b. 第二セシウム吸着装置

第二セシウム吸着装置は、高温焼却炉建屋内に 2 系列配置し、各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は、二重の円筒形容器で、内側は内部にゼオライトを充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。また、遮へい容器は、二重管構造とし、内部に鉛等を装填する。

交換した吸着塔は、本装置において内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

c. 除染装置

除染装置は、プロセス主建屋に 1 系列設置し、滞留水に含まれる懸濁物質や浮遊物質を除去する加圧浮上分離装置、薬液注入装置から吸着剤を注入し放射性物質の吸着を促す反応槽、薬液注入装置から凝集剤を注入し放射性物質を凝集・沈殿させ上澄液とスラッジに分離する凝集沈殿装置、懸濁物質の流出を防止するディスクフィルター、吸着材を注入する薬品注入装置で構成する。反応槽及び凝集沈殿装置は、1 組の装置を 2 段設置することにより放射能除去性能を高める設計とするが、1 段のみでも運転可能な設計とする。スラッジは造粒固化体貯槽(D)に排出する。

(4) 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）

淡水化装置は、滞留水を原子炉注水に再使用するため、滞留水に含まれる塩分を除去することを目的に、逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置で構成する。

逆浸透膜装置は 3 系列 4 台で構成し、水を通しイオンや塩類などの不純物は透過しない逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる塩分を除去し、処理済水と塩分が濃縮された廃水に分離する。蒸発濃縮装置は 3 系列 8 台で構成し、逆浸透膜装置により塩分が濃縮さ

れた廃水を蒸気により蒸発濃縮（蒸留）する。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

淡水化装置は、複数の装置及び系統により多重性及び多様性を確保する。

(5) 高濃度滞留水受タンク

高濃度滞留水受タンクは、万一タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに達した場合に、プロセス主建屋に貯留している滞留水の一部を受け入れ、タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために設置する。また高濃度滞留水受タンクは、貯留する滞留水が高線量であるため、遮へいのために屋外の地中に埋設する。なお、所外放出のリスクが低下した場合には、高濃度滞留水受タンクの滞留水をプロセス主建屋に移送する。

(6) 中低濃度タンク

中低濃度タンクは、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種が除去された水等を貯留する目的で主に屋外に設置する。

中低濃度タンクは、貯留する水の性状により分類し、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種を除去された水等を貯留するサプレッション・プール水サージタンク及び廃液 RO 供給タンク、逆浸透膜装置の廃水を貯留する RO 後濃縮塩水受タンク※1、蒸発濃縮装置の廃水を貯留する濃縮廃液貯槽、逆浸透膜装置の処理済水及び蒸発濃縮装置の処理済水を貯留する RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク※2、多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水タンク※3で構成する。多核種処理水タンクは主に多核種除去設備の処理済水を貯留するが、タンクの運用状況に応じては淡水化装置の処理済水や逆浸透膜装置の廃液を貯留する。

サプレッション・プール水サージタンクは、液体廃棄物処理系の設備として既に設置されていた設備を使用し、工事計画認可申請書（57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクの貯留水は、処理済水として原子炉への注水に再利用する。

なお、各タンクは必要に応じて増設する。

※1：RO濃縮水貯槽、濃縮水受タンク、地下貯水槽（RO後濃縮塩水用分）にて構成。

※2：RO処理水一時貯槽、RO処理水貯槽、濃縮処理水タンク、蒸発濃縮処理水貯槽、中低濃度滞留水受タンクにて構成。

※3：多核種処理水貯槽、地下貯水槽で構成。

(7) 地下貯水槽

地下貯水槽は、発電所構内の敷地を有効活用する観点で地面を掘削して地中に設置する。また、止水のための 3 重シート（2 重の遮水シート及びベントナイトシート）、その内部に地面からの荷重を受けるためのプラスチック製枠材を配置した構造とする。

地下貯水槽には、逆浸透膜装置の処理済水、廃水もしくは多核種除去設備の処理済水等

を貯留する。

(8) 電源設備

電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。セシウム吸着装置、除染装置と第二セシウム吸着装置は、それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし、所内高圧母線の点検等による電源停止においても、何れかの処理装置により、滞留水の処理が可能な設計とする。また、汚染水処理設備等は、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

2.5.1.5.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

使用済セシウム吸着塔保管施設は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で構成する。廃スラッジ貯蔵施設は造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で構成する。

廃スラッジ貯蔵施設の主要な機器はシールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

(1) 使用済セシウム吸着塔保管施設

a. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

使用済セシウム吸着塔仮保管施設は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で発生する吸着塔を使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送するまでの間貯蔵するために設けた施設であり、吸着塔を取り扱うための門型クレーン、セシウム吸着装置吸着塔のろ過水による洗浄・水抜きを実施する装置、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等にて構成する。

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置にて発生する吸着塔、多核種除去設備にて発生する 二次廃棄物を収容する 高性能容器及び処理カラムの処理施設等が設置されるまでの間一時的に貯蔵を行う施設であり、吸着塔、高性能容器及び処理カラムを取り扱うための門型クレーン、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等により構成する。

(2) 廃スラッジ貯蔵施設

a. 造粒固化体貯槽(D)

造粒固化体貯槽(D)は、除染装置の凝集沈殿装置で発生したスラッジを廃スラッジ一時保管施設へ移送するまでの間、貯蔵する設備であり、固体廃棄物処理系の設備と

して既にプロセス主建屋に設置していた設備を改造して使用する。なお、造粒固化体貯槽（D）はプロセス主建屋と一体構造であるため、「2.6 滞留水を貯留している建屋」において確認している。

b. 廃スラッジ一時保管施設

廃スラッジ一時保管施設は、廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する設備として設置する。廃スラッジ一時保管施設は、スラッジ貯槽、セル及びオフガス処理系等を収容するスラッジ棟、圧縮空気系の機器等を収容する設備棟で構成する。

廃スラッジ一時保管施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないよう、原則として多重化する。

また、廃スラッジ一時保管施設の電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。また、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

2.5.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

滞留水移送装置、処理装置等一部の設備を除き、アウターライズ津波が到達しないと考えられる O.P. 30m 以上の場所に設置する。

滞留水移送装置、処理装置等、津波が到達した O.P. 10m のエリアに設置する設備については、アウターライズ津波による浸水を防止するため仮設防潮堤内に設置する。また、アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え、大津波警報が出た際は滞留水移送装置、処理装置を停止し、処理装置については隔離弁を閉めることにより滞留水の流出を防止する。

(2) 台風（強風）

汚染水処理設備等のうち、処理装置は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い鉄筋コンクリート造の建屋内に設置する。淡水化装置は、蛇腹ハウスやテントハウス内に設置しているため、台風（強風）によりハウスの一部が破損する可能性はあるが、ハウス破損に伴い、淡水化装置に損傷を与える可能性がある場合は、淡水化装置の停止等の操作を行い、装置損傷による汚染水の漏えい防止を図る。

(3) 火災

初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.5.1.7 構造強度及び耐震性

2.5.1.7.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 構造強度

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 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設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材料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 3 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行う。この際、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できるものとし、評価を行う。

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行うことで、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行うことで、健全性を確保する。

(2) 耐震性

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。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、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

また、各機器は必要な耐震性を確保するために、原則として以下の方針に基づき設計する。

- ・倒れ難い構造（機器等の重心を低くする、基礎幅や支柱幅を大きくとる）
- ・動き難い構造、外れ難い構造（機器をアンカ、溶接等で固定する）
- ・座屈が起り難い構造
- ・変位による破壊を防止する構造（定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定、配管等に可撓性のある材料を使用）

2.5.1.7.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 構造強度

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物

質を内包する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。

(2) 耐震性

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

2.5.1.8 機器の故障への対応

2.5.1.8.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

汚染水処理設備は、機器の単一故障により滞留水の処理機能が喪失するのを防止するため動的機器や外部電源を多重化しているが、汚染水処理設備の動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、滞留水の処理を再開する。

(2) 主要機器の複数同時故障

a. 処理装置の除染能力が目標性能以下

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置による処理装置全体で多重化が確立されており、各装置の組み合わせもしくは単独による運転が可能である。そのため、一つの処理装置が故障しても性能回復は短時間で行えるが、万一、所定の除染能力が得られず下流側の逆浸透膜装置の受け入れ条件（ $10^2\text{Bq}/\text{cm}^3$ オーダ）を満足しない場合は、以下の対応を行う。

逆浸透膜装置及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクでの希釈効果等を踏まえながら、必要に応じて処理装置出口の処理済水を再度セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置に水を戻す「再循環処理」を実施する（手動操作）。なお、再循環処理を実施する場合、稼働率が 50%以下となるため、タービン建屋等からの滞留水の移送量を調整し、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位上昇を監視する。

b. 滞留水の処理機能喪失

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置のそれぞれで単独運転が可能である。また、第二セシウム吸着装置はセシウム吸着装置、除染装置と異なる所内高圧母線から受電する構成としている。さらに、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置は、建屋により分離して設置している。以上のことから、共通要因によりすべての処理装置が機能喪失する可能性は十分低いと想定するが、全装置が長期間停止する場合は、以下の対応を行う。

- (a) 処理装置が長期間停止する場合、炉注水量を調整し、滞留水の発生量を抑制する。
- (b) セシウム吸着装置もしくは第二セシウム吸着装置の吸着塔の予備品を用意し、短期間（1ヶ月程度）で新たな処理が可能のように準備する。
- (c) タービン建屋等の水位が所外放出レベル近くに達した場合、滞留水を高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m³）、タービン建屋の復水器（容量約 3,000m³）に移送することで、放射性物質の所外放出を防止する。
- (d) 滞留水の系外への漏えいを防止するために、集中廃棄物処理建屋のサイトバンカ建屋（容量約 1,300m³）、焼却工作室建屋（容量約 2,500m³）等への移送準備を行い、滞留水受け入れ容量を確保する。

(3) その他の事象

a. 降水量が多い場合の対応

降水量が多い場合には、滞留水の移送量、処理量を定格より増加させる等の措置をとる。また、大量の降雨が予想される場合には、事前に滞留水をプロセス主建屋等へ移送し、タービン建屋等の水位を低下させる措置をとる。

さらに、タービン建屋の水位が上昇すれば、炉注水量の低下措置等の対応を図る。

(4) 異常時の評価

a. 滞留水の処理機能喪失時の評価

処理装置が長期に機能喪失した場合でも、タービン建屋等の水位は OP. 3,000 程度で管理しているため所外放出レベルの OP. 4,000 に達するまでの貯留容量として約 23,000m³ を確保している。さらに高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m³）、タービン建屋の復水器（容量約 3,000m³）等へ滞留水を移送することにより、これまでの運転実績から、原子炉への注水量を約 320m³/日まで低下させれば、地下水の浸透、雨水の浸入により追加発生する滞留水量（200～500m³/日）の 1ヶ月分以上の貯留が可能である。

b. 降水量が多い場合の評価

月降水量の最大値は、気象庁の観測データにおいて福島県浪江町で 634mm (2006 年 10 月)、富岡町で 615mm (1998 年 8 月) である。また、タービン建屋等の水位は、降水量に対し 85%の水位上昇を示したことがあるため 1 ヶ月あたりタービン建屋の水位を 540mm ($634\text{mm} \times 0.85\%$) 上昇させる可能性がある。

その他、建屋水位を上昇させるものとして、①地下水流入と②原子炉への注水があり、各々 $500\text{m}^3/\text{日}$ 、 $600\text{m}^3/\text{日}$ が想定される。1 号～4 号機の滞留水が存在している建屋面積の合計は約 $23,000\text{m}^2$ となるため、降雨、地下水流入、及び原子炉への注水により 1 ヶ月に発生する滞留水量の合計は $45,420\text{m}^3$ となる。そのため、各建屋の水位を維持するためには、約 $1,520\text{m}^3/\text{日}$ の滞留水移送・処理が必要となる。一方、移送装置は移送ポンプが 1 台あたり $20\text{m}^3/\text{h}$ の運転実績があるため $1,920\text{m}^3/\text{日}$ の滞留水移送が可能であり、処理装置も実績として $1,680\text{m}^3/\text{日}$ で処理を実施したことがある。

したがって、降雨量が多い場合でも月降水量最大約 850mm までは、現状の移送装置、処理装置の能力でタービン建屋等の水位を維持することが可能である。

2.5.1.8.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

廃スラッジ一時保管施設は、機器の単一故障により安全機能が喪失するのを防止するため、動的機器を多重化しているが、動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、安全機能を回復する。

b. 外部電源喪失時

使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、使用済みのセシウム吸着塔等を静的に保管する施設であり、外部電源喪失した場合でも、安全機能に影響を及ぼすことはない。

造粒固化体貯槽(D)は排気用の仮設電源を設けており、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となった場合は、必要に応じ電源切替を操作することで可燃性ガスを放出する。

廃スラッジ一時保管施設は、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となるが、以下を考慮しており、短時間のうちに安全機能の回復が可能である。

- ・電源車の接続口を設置
- ・仮設送風機（エンジン付きコンプレッサ）の接続が可能なように取合口を設置
- ・窒素ボンベによる掃気が可能なようにボンベを設置
- ・手動弁を操作することで、可燃性ガスを放出（ベント）できるラインを設置

2.5.2 基本仕様

2.5.2.1 主要仕様

2.5.2.1.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

(1) 1号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	4
容量	10m ³ /h（1台あたり）
揚程	14m

(2) 2号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(3) 3号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(4) 4号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	4
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(5) サイトバンカ排水ポンプ（完成品）

台数	1
容量	24 m ³ /h
揚程	20.5 m

(6) プロセス主建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	<u>2</u> （高濃度滞留水受タンク移送ポンプと <u>共用</u> ）
容量	50 m ³ /h（1台あたり）
揚程	38.5～63m

(7) 高温焼却炉建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	38.5m

(8) 油分分離装置処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	65m

(9) ブースターポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	108m

(10) セシウム吸着処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	41m

(11) 除染装置処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	20m

(12) S P T廃液拔出ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m

(13) S P T受入水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(14) 廃液ＲＯ供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	70m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m

(15) ＲＯ処理水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(16) ＲＯ処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	8
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(17) ＲＯ濃縮水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(18) ＲＯ濃縮水貯槽移送ポンプ（完成品）

台 数	4
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(19) ＲＯ濃縮水移送ポンプ（完成品）

台 数	16
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50～75m

(20) 濃縮水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(21) 蒸留水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	40m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(22) 濃縮処理水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	40m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(23) 濃縮処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(24) 濃縮水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	40m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(25) 高濃度滞留水受タンク移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	30m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	65m

(26) 高濃度滞留水受タンク（完成品）

合計容量（公称）	2,800 m ³
基 数	28 基
容量（単基）	100m ³ ／基

(27) 油分分離装置処理水タンク（完成品）

合計容量（公称）	37.5 m ³
基 数	3 基
容量（単基）	12.5 m ³ ／基

(28) セシウム吸着処理水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	37.5 m ³
基 数	3 基
容量 (単基)	12.5 m ³ /基

(29) 除染装置処理水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	37.5 m ³
基 数	3 基
容量 (単基)	12.5 m ³ /基

(30) サプレッションプール水サージタンク (既設品)

基 数	2 基
容 量	3,500 m ³ /基

(31) S P T受入水タンク (完成品)

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(32) 廃液R O供給タンク (完成品)

合計容量 (公称)	1,200m ³
基 数	34 基
容量 (単基)	35～110 m ³ /基

(33) R O処理水受タンク (完成品)

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(34) R O処理水一時貯槽 (完成品)

合計容量 (公称)	5,000m ³
基 数	139 基
容量 (単基)	16～42 m ³ /基

(35) R O 処理水貯槽

合計容量（公称）	13,750m ³
基 数	27 基
容量（単基）	300, <u>450</u> , 1100 m ³ ／基
<u>材 料</u>	<u>SS400</u>
<u>板厚（側版）</u>	<u>9mm（300m³）, 9～12mm（450m³）, 12mm（1100m³）</u>

(36) 中低濃度滯留水受タンク（完成品）

合計容量（公称）	7,200 m ³
基 数	72 基
容量（単基）	100 m ³ ／基

(37) R O 濃縮水受タンク（完成品）

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(38) R O 濃縮水貯槽 （完成品）

合計容量（公称）	<u>20,000m³</u>
基 数	<u>170 基</u>
容量（単基）	120 m ³ ／基

(39) R O 濃縮水貯槽

<u>合計容量（公称）</u>	<u>200,000m³</u>
<u>基 数</u>	<u>210 基</u>
<u>容量（単基）</u>	<u>500, 1100 m³／基</u>
<u>材 料</u>	<u>SS400</u>
<u>板厚（側版）</u>	<u>9～12mm（500m³）, 12mm（1100m³）</u>

(40) 濃縮水受タンク（完成品）

合計容量（公称）	800m ³
基 数	26 基
容量（単基）	40 m ³ ／基

(41) 蒸留水タンク（完成品）

合計容量（公称）	94m ³
基 数	3 基
容量（単基）	40 m ³ ／基

(42) 濃縮処理水タンク（完成品）

合計容量（公称）	1,600m ³
基 数	52 基
容量（単基）	40m ³ ／基

(43) 蒸発濃縮処理水貯槽

合計容量（公称）	5,000m ³
基 数	5 基
容量（単基）	1,100m ³ ／基
<u>材 料</u>	<u>SS400</u>
<u>板厚（側版）</u>	<u>12mm</u>

(44) 濃縮水タンク（完成品）

合計容量（公称）	150m ³
基 数	5 基
容量（単基）	40m ³ ／基

(45) 濃縮廃液貯槽（完成品）

合計容量（公称）	10,000m ³
基 数	100 基
容量（単基）	100m ³ ／基

(46) 多核種処理水貯槽

合計容量（公称）	380,000m ³	（必要に応じ増設）
基 数	380 基	（必要に応じ増設）
容量（単基）	1,100m ³ ／基	
<u>材 料</u>	<u>SS400</u>	
<u>板厚（側版）</u>	<u>12mm</u>	

(47) 地下貯水槽

合計容量 (公称)	58,000 m ³
基 数	7 基
容 量	2,000～14,000m ³
材 料	ポリエチレン, ベントナイト
厚 さ	1.5mm (ポリエチレン), 6.4mm (ベントナイト)

(48) 油分分離装置 (完成品)

台 数	3
容 量	1,200 m ³ /日 (1 台で 100%容量)
性 能	出口にて浮遊油 100ppm 以下 (目標値)

(49) セシウム吸着装置

系 列 数	4
処 理 量	1,200 m ³ /日
除染係数 <u>(設計目標値)</u>	10 ³ ～10 ⁵ 程度

(50) 第二セシウム吸着装置

系 列 数	2
処 理 量	1,200 m ³ /日
除染係数 <u>(設計目標値)</u>	10 ⁴ ～10 ⁶ 程度

(51) 除染装置 (凝集沈殿法)

系 列 数	1
処 理 量	1,200 m ³ /日
除染係数 <u>(設計目標値)</u>	10 ³ 程度

(52) 淡水化装置 (逆浸透膜装置) (完成品)

(R0-1A)	処 理 量	270 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(R0-1B)	処 理 量	300 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(R0-2)	処 理 量	1,200 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(R0-3)	処 理 量	1,200 m ³ /日
	淡水化率	約 40%

(53) 淡水化装置（蒸発濃縮装置）（完成品）

(蒸発濃縮-1A)	処 理 量	12.7 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1B)	処 理 量	27 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1C)	処 理 量	52 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-2A/2B)	処 理 量	80 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-3A/3B/3C)	処 理 量	250 m ³ /日
	淡水化率	約 70%

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1 / 4)

名 称	仕 様	
1 号機タービン建屋から 1 号機廃棄物処理建屋まで (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, 80A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2 号機タービン建屋から 3 号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2 号機タービン建屋から 4 号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3 号機タービン建屋から 4 号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3 号機タービン建屋から 4 号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4 号機タービン建屋から 4 号弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4 号弁ユニットから プロセス主建屋, 高温焼却炉建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
サイトバンカ建屋から プロセス主建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
プロセス主建屋 3 階取り合いから 油分分離装置入口ヘッダーまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置入口ヘッダーから 油分分離装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2 / 4)

名 称	仕 様	
油分分離装置処理水タンクから セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
油分分離装置処理水タンクから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
セシウム吸着装置入口から セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A／Sch. 40 SUS316L <u>0. 97MPa</u> 66℃
セシウム吸着装置出口から セシウム吸着処理水タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから 除染装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
除染装置入口から 除染装置出口まで (鋼管)	呼び径 ／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A, 200A ／Sch. 20S SUS316L 0. 3MPa 50℃
除染装置出口から 除染装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから S P T 建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
除染装置処理水タンクから S P T 建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1. 37MPa 66℃
S P T 建屋取り合いから S P T (B) まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1. 0MPa 40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (3 / 4)

名 称	仕 様	
高温焼却炉建屋 1 階ハッチから 高温焼却炉建屋 1 階取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋 1 階取り合いから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径 ／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A／ Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A／Sch. 40 SUS316L 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置出口から S P T (B) まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
S P T (B) から 淡水化装置 (R O) まで (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, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
淡水化装置 (R O) から R O 処理水一時貯槽まで (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, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
R O 処理水一時貯槽から 処理水バッファタンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
R O 処理水供給ポンプ配管分岐部から R O 処理水貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
R O 処理水貯槽から 蒸発濃縮処理水貯槽配管まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (4 / 4)

名 称	仕 様	
淡水化装置 (RO) から RO濃縮水貯槽まで (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, 65A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO濃縮水貯槽から 蒸発濃縮装置まで (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, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO濃縮水貯槽移送ポンプ配管分岐部 から廃液RO供給タンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
<u>蒸発濃縮装置から</u> <u>蒸留水タンクまで</u> <u>(耐圧ホース)</u>	<u>呼び径</u> <u>材質</u> <u>最高使用圧力</u> <u>最高使用温度</u>	<u>50A 相当, 100A 相当</u> <u>EPDM 合成ゴム</u> <u>0.98MPa</u> <u>74℃</u>
<u>蒸発濃縮装置から</u> <u>濃縮水タンクまで</u> <u>(耐圧ホース)</u>	<u>呼び径</u> <u>材質</u> <u>最高使用圧力</u> <u>最高使用温度</u>	<u>50A 相当, 100A 相当</u> <u>EPDM 合成ゴム</u> <u>0.98MPa</u> <u>74℃</u>
<u>蒸留水タンク</u> から 濃縮廃液貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
<u>濃縮水タンク</u> から 処理水バッファタンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
水中ポンプ出口 (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
プロセス建屋から 高濃度滞留水受タンクエリア入口まで (二重ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 0.5MPa 66℃
高濃度滞留水受タンクエリア入口から 高濃度滞留水受タンク (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A, 50A, 80A, 100A／ Sch80 STPG370 0.5MPa 66℃

2.5.2.1.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

吸着塔保管体数	308 体 (セシウム吸着装置)
	34 体 (第二セシウム吸着装置)

(2) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第一施設)

吸着塔保管体数	604 体 (セシウム吸着装置)
	142 体 (第二セシウム吸着装置, <u>処理カラム</u>)

(3) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第二施設)

吸着塔保管体数	736 体
	(セシウム吸着装置, 多核種除去設備の合計)

(4) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設)

(高性能容器を貯蔵するが, 貯蔵体数は今後の詳細設計により決定する)

(5) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第四施設)

吸着塔保管体数	680 体 (セシウム吸着装置)
	212 体 (第二セシウム吸着装置, <u>処理カラム</u>)

(6) 造粒固化体貯槽(D) (既設品)

スラッジ保管容量	700m ³
----------	-------------------

(7) 廃スラッジ一時保管施設

スラッジ保管容量	720m ³ (予備機含む)
スラッジ貯層基数	8 基
スラッジ貯層容量	90m ³ /基

表 2. 5 - 2 廃スラッジ貯蔵施設の主要配管仕様

名 称	仕 様	
除染装置から 造粒固化体貯槽 (D) (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.3MPa 50℃
造粒固化体貯槽 (D) から プロセス主建屋壁面取合まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋壁面取合から 廃スラッジー時保管施設取合まで (二重ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 0.72MPa 82.2℃
廃スラッジー時保管施設取合から スラッジ貯槽まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃
廃スラッジー時保管施設内 上澄み移送ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A, 100A, 80A /Sch40 SUS329J4L 0.98MPa 50℃
廃スラッジー時保管施設内 スラッジ移送ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A, 80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃

2.5.3 添付資料

添付資料－1 系統概要図

添付資料－2 主要設備概要図

添付資料－3 汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料－4 廃スラッジー時保管施設の耐震性に関する検討結果

添付資料－5 汚染水処理設備の具体的な安全確保策について

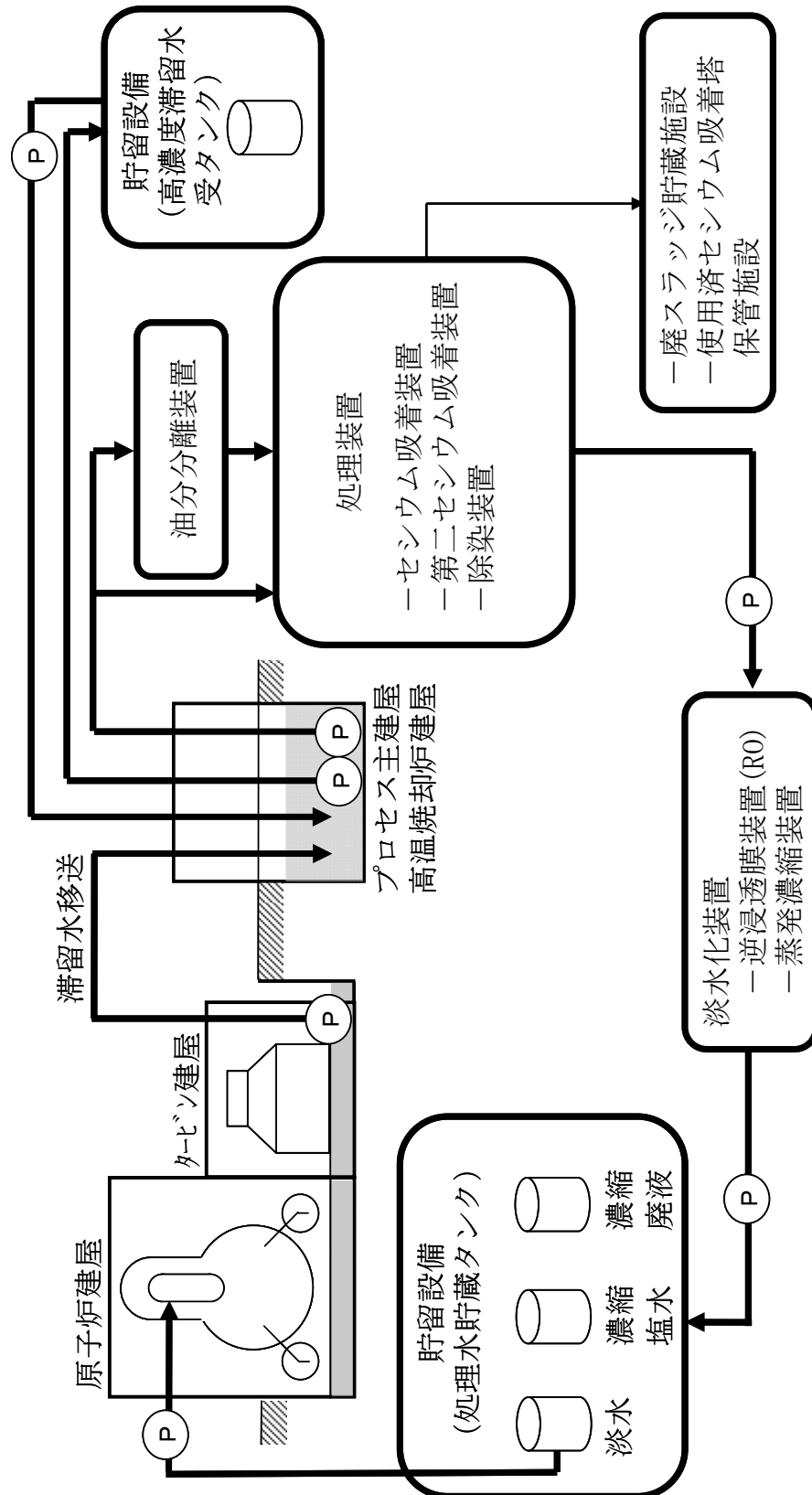
添付資料－6 セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

添付資料－7 廃スラッジー時保管施設の崩壊熱評価

添付資料－8 廃スラッジー時保管施設の遮へい設計

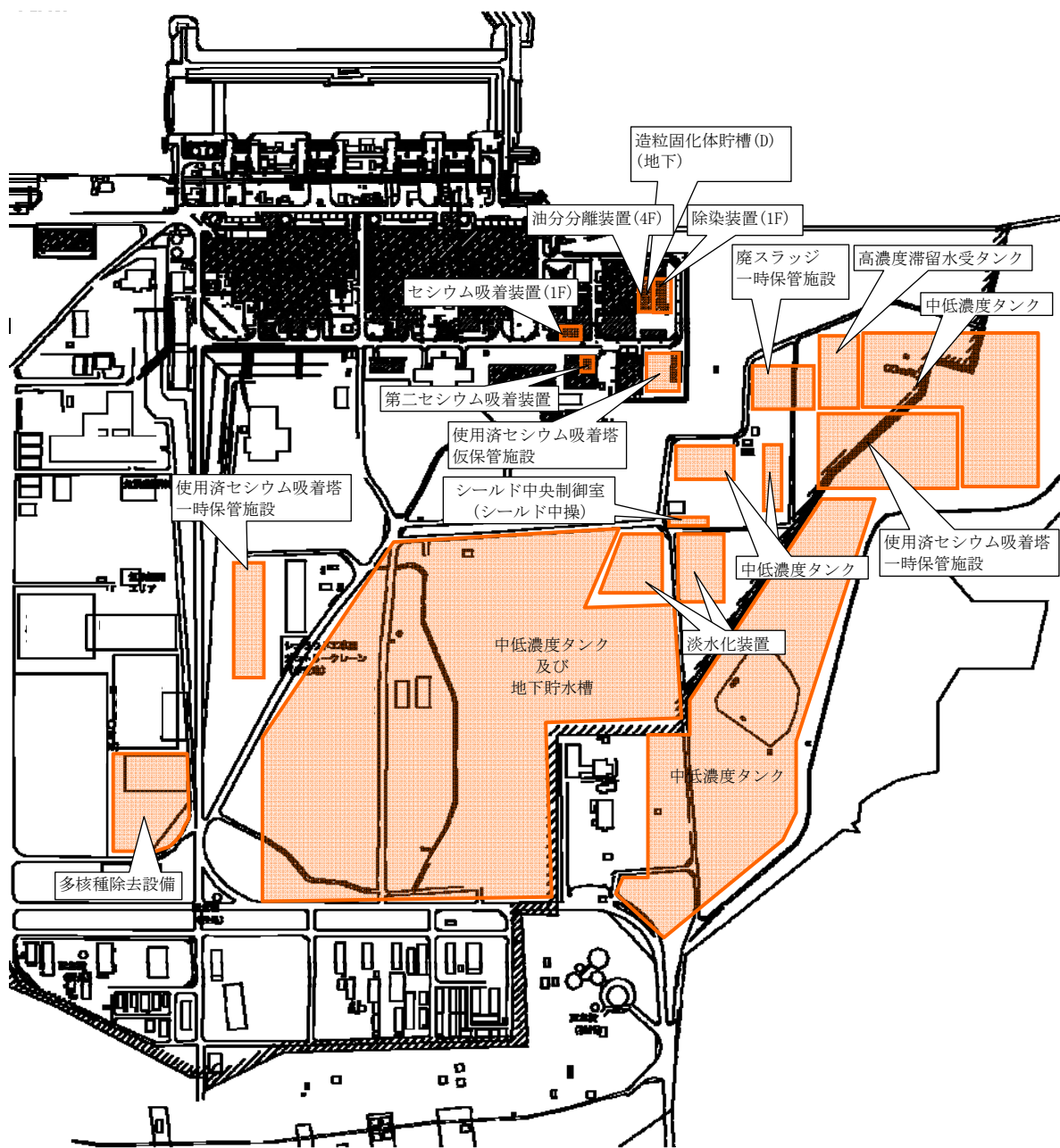
添付資料－9 汚染水処理設備等の工事計画及び工程について

系統概要図



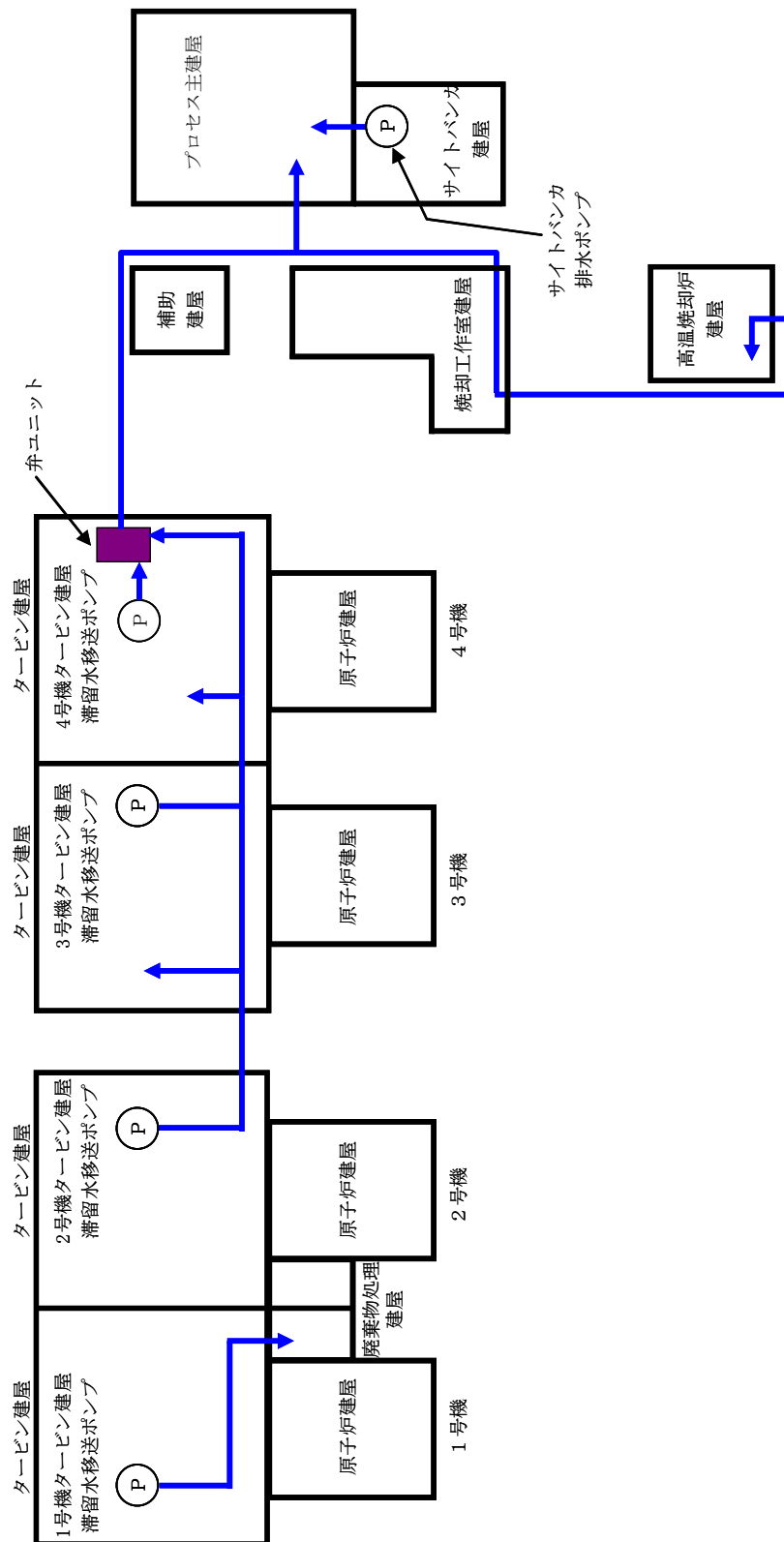
(a) 系統概要

図－1 汚染水処理設備等の全体概要図 (1/2)



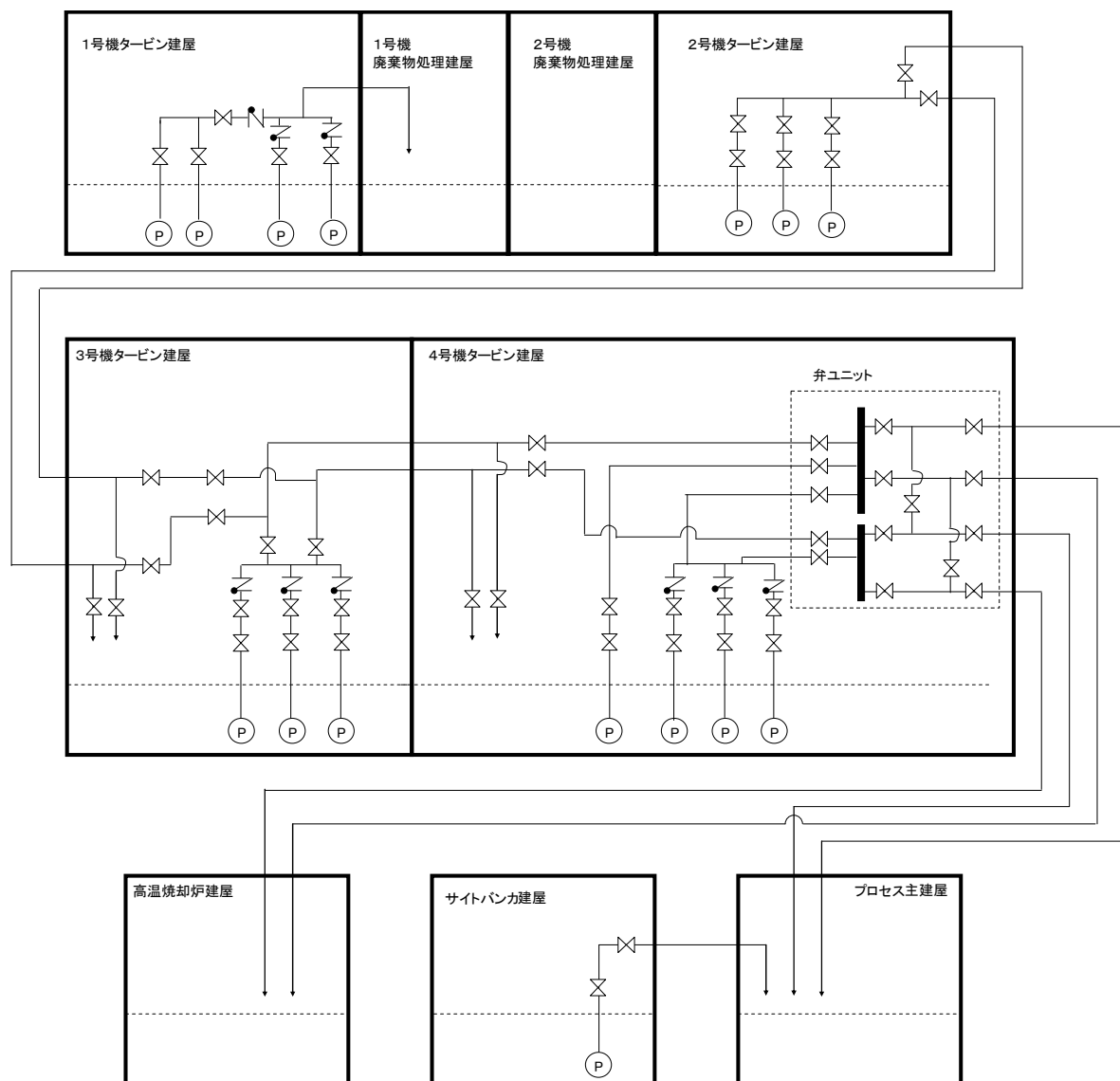
(b) 配置概要

図ー1 汚染水処理設備等の全体概要図 (2 / 2)



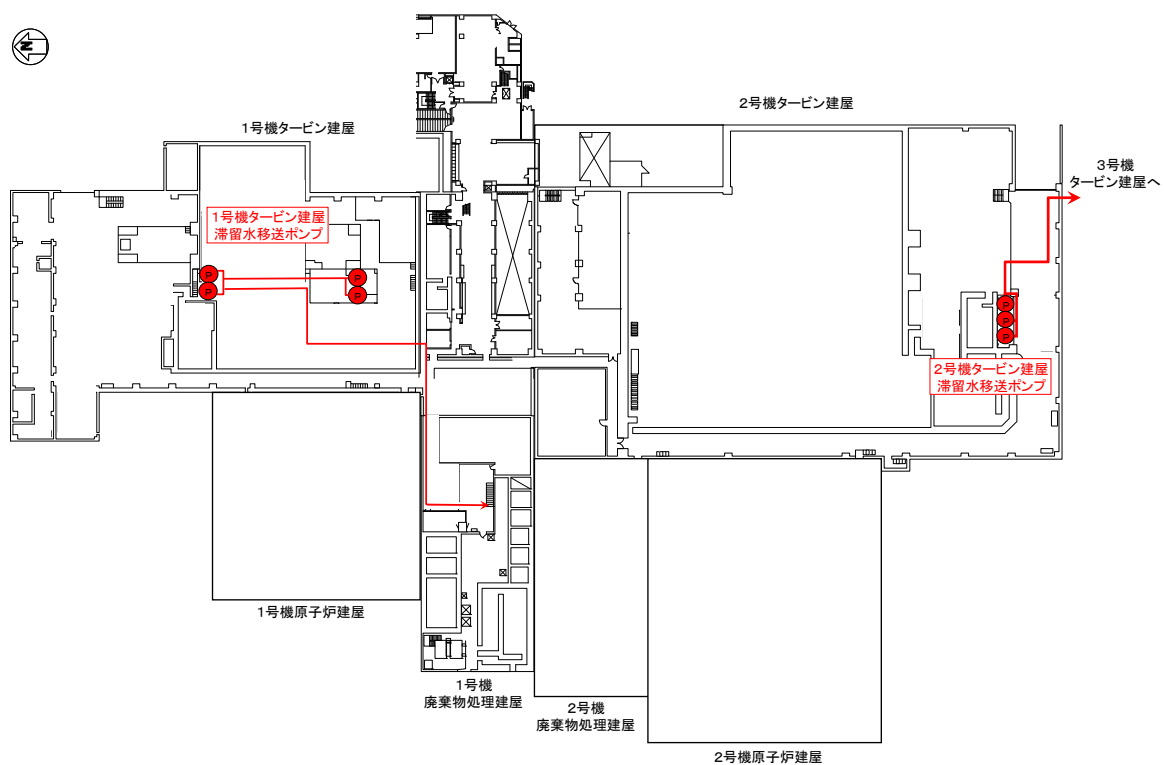
(a) 移送装置全体系統図

図-2 滞留水移送装置の系統構成図 (1 / 3)

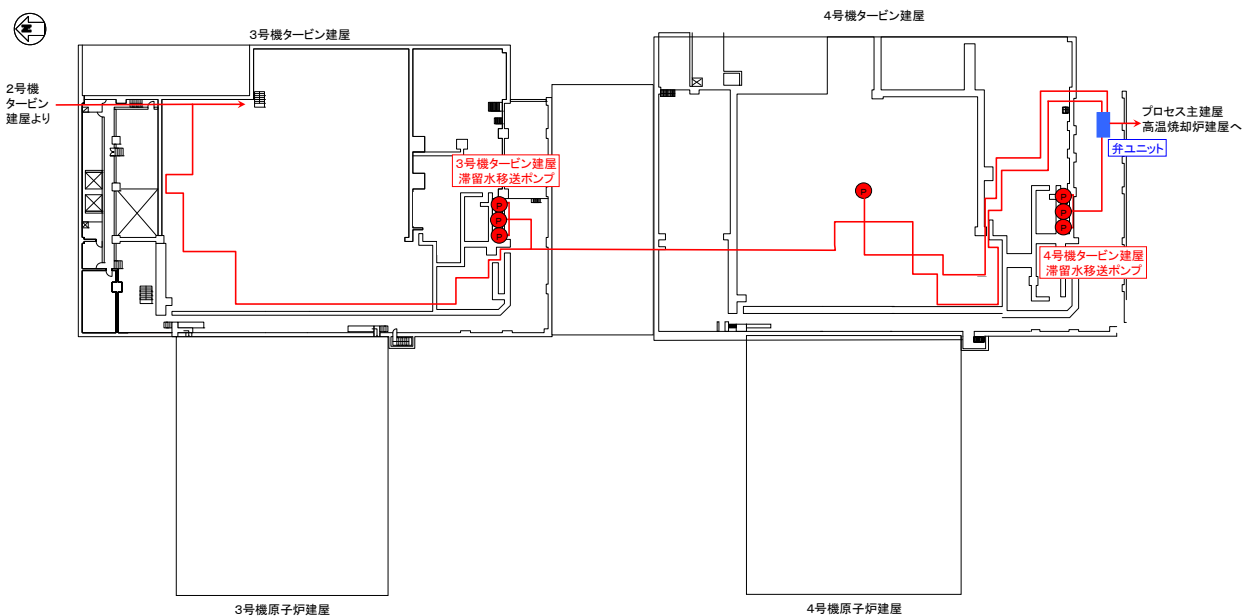


(b) 移送装置系統図概略図

図－２－２ 滞留水移送装置の系統構成図（２／３）



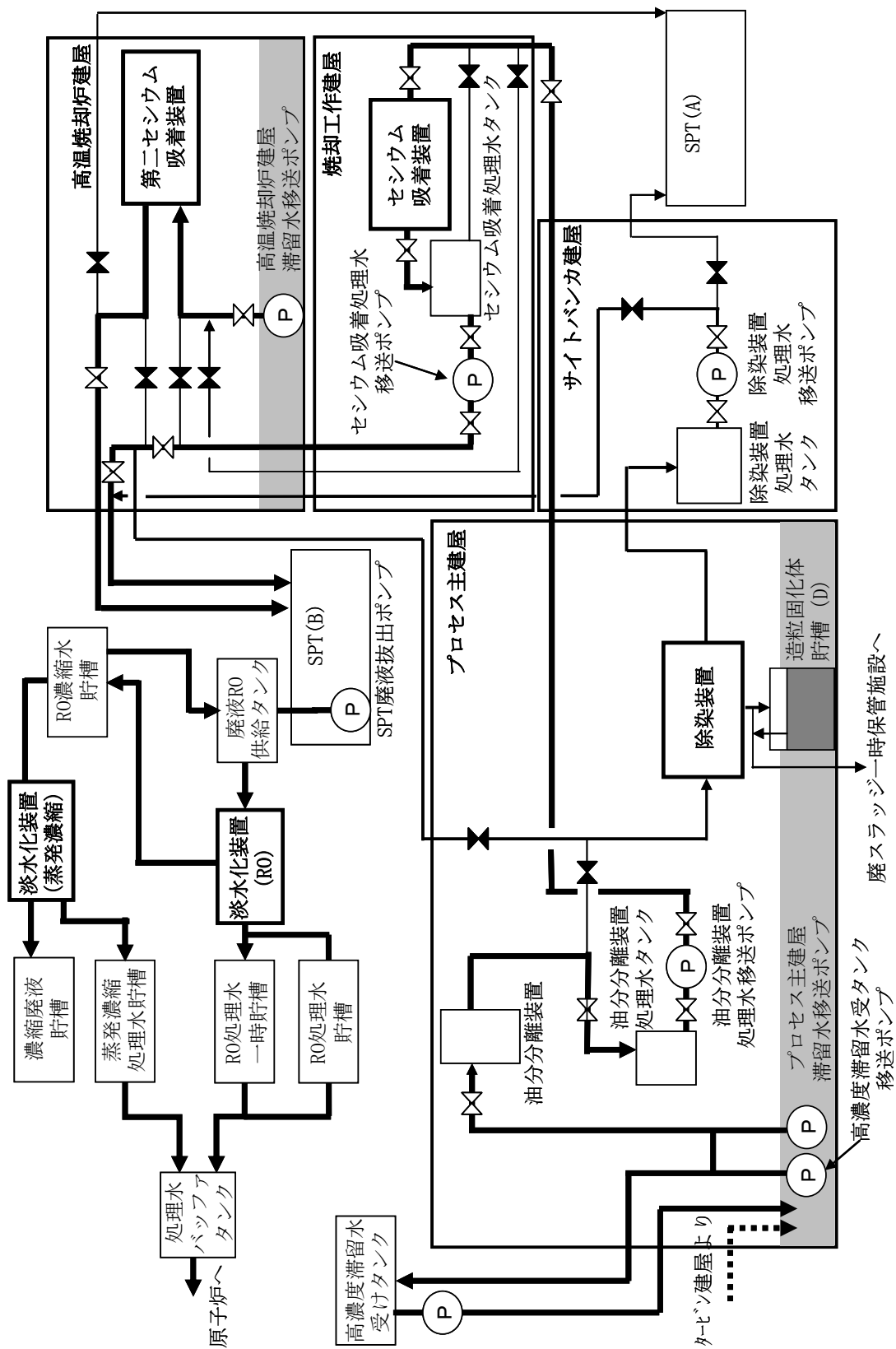
1，2号機滞留水移送系統（各建屋1階）



3，4号機滞留水移送系統（各建屋1階）

(b) 移送装置 配管ルート図

図－2－3 滞留水移送装置の系統構成図（3／3）



図ー3 処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）の系統構成図

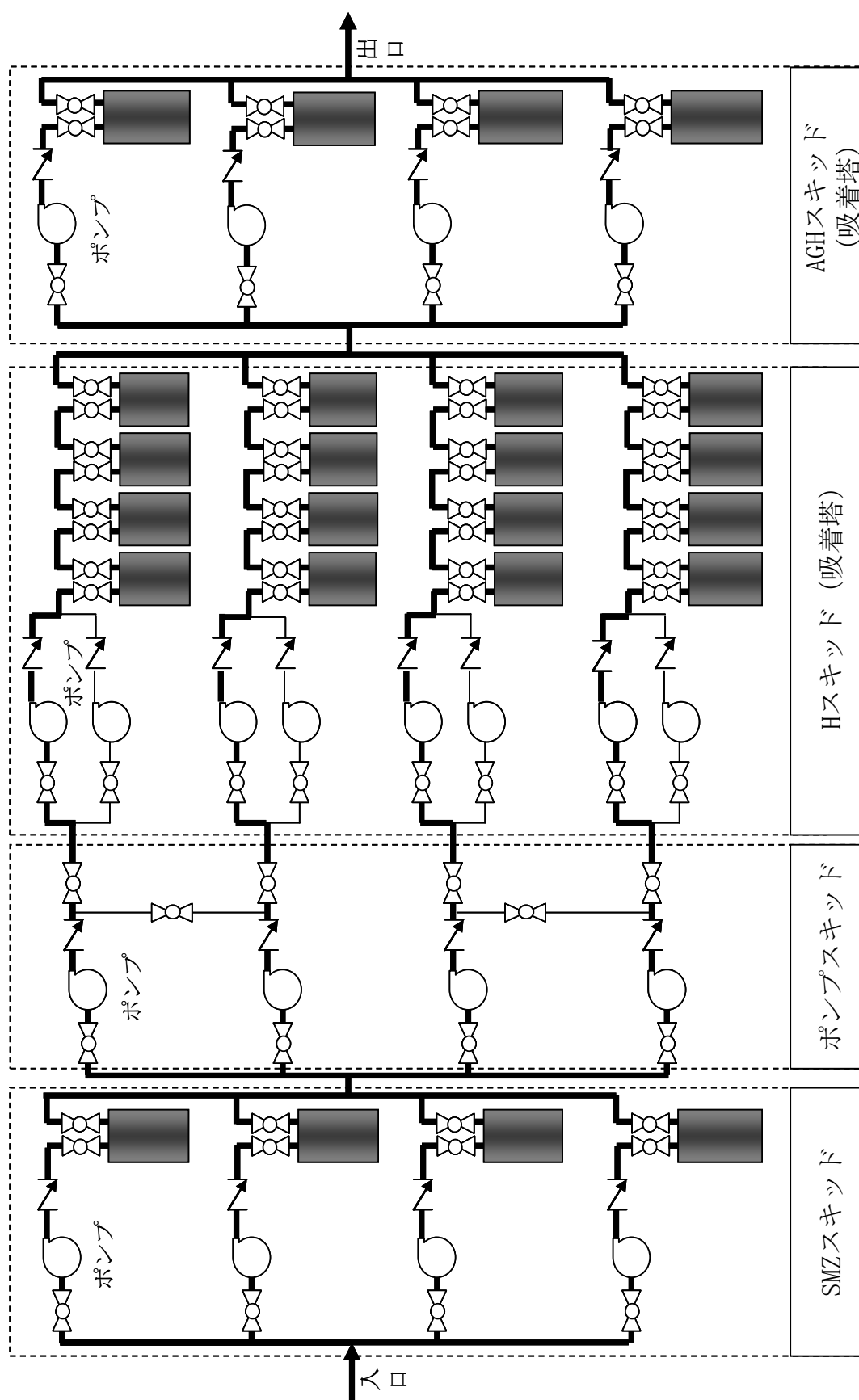
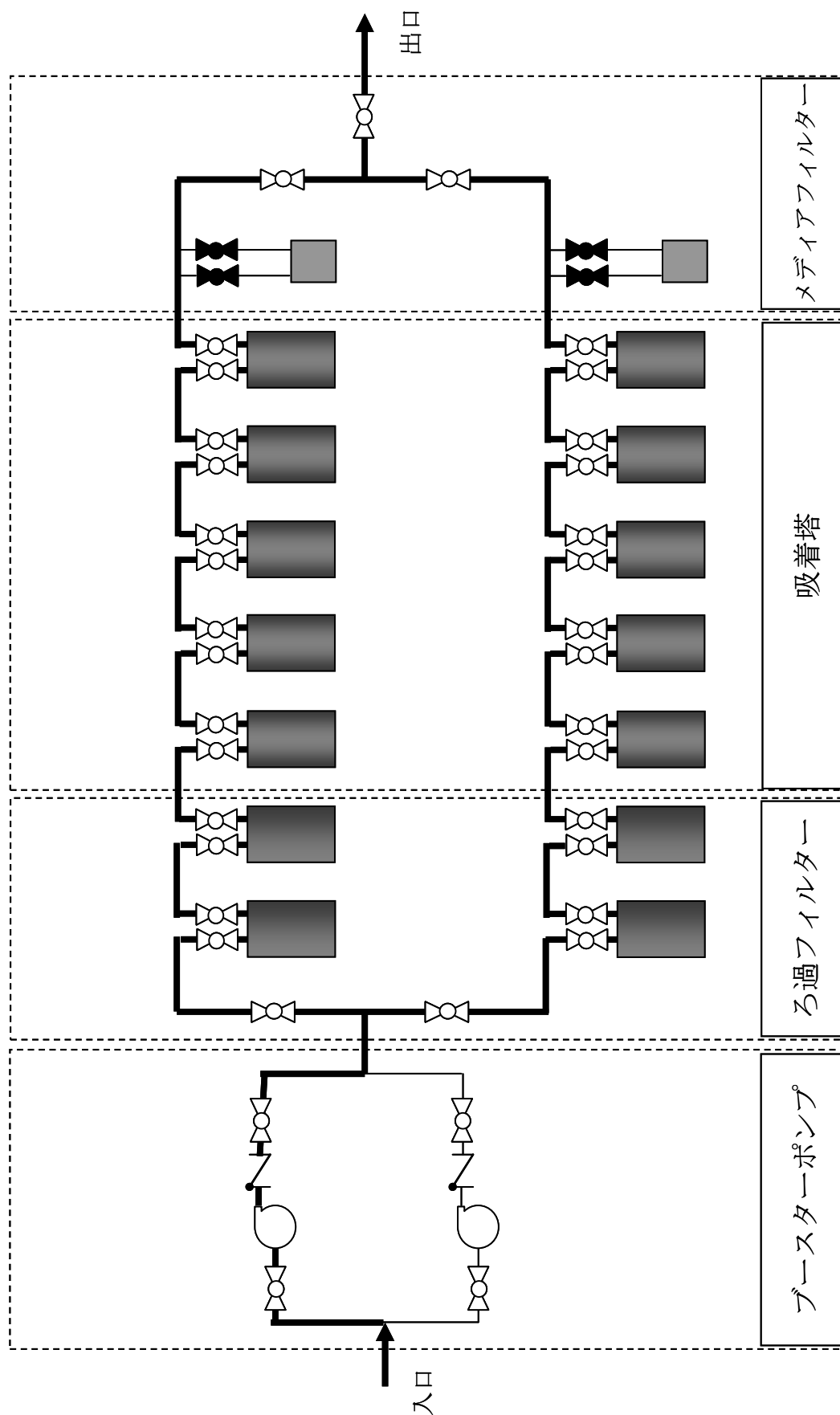
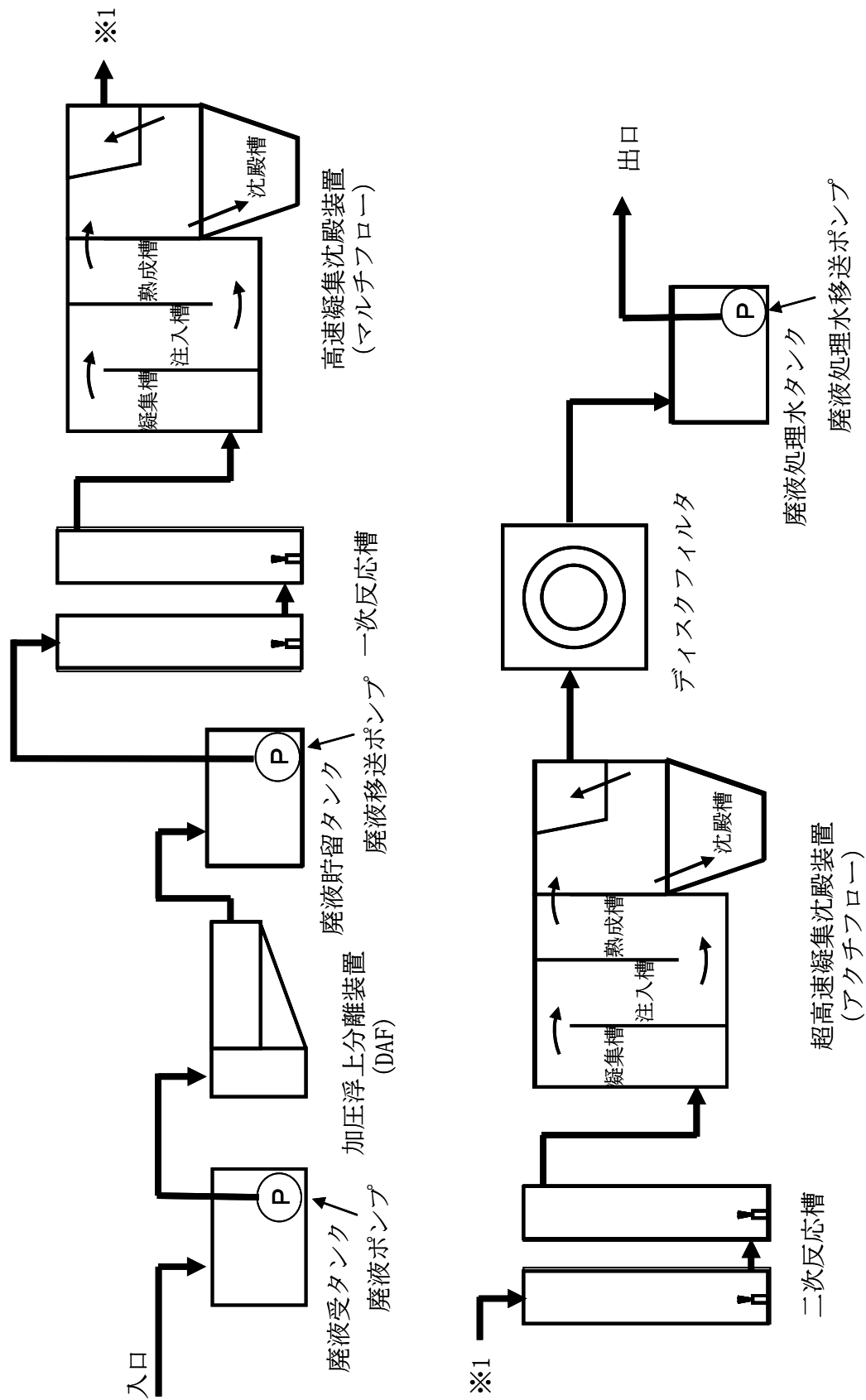


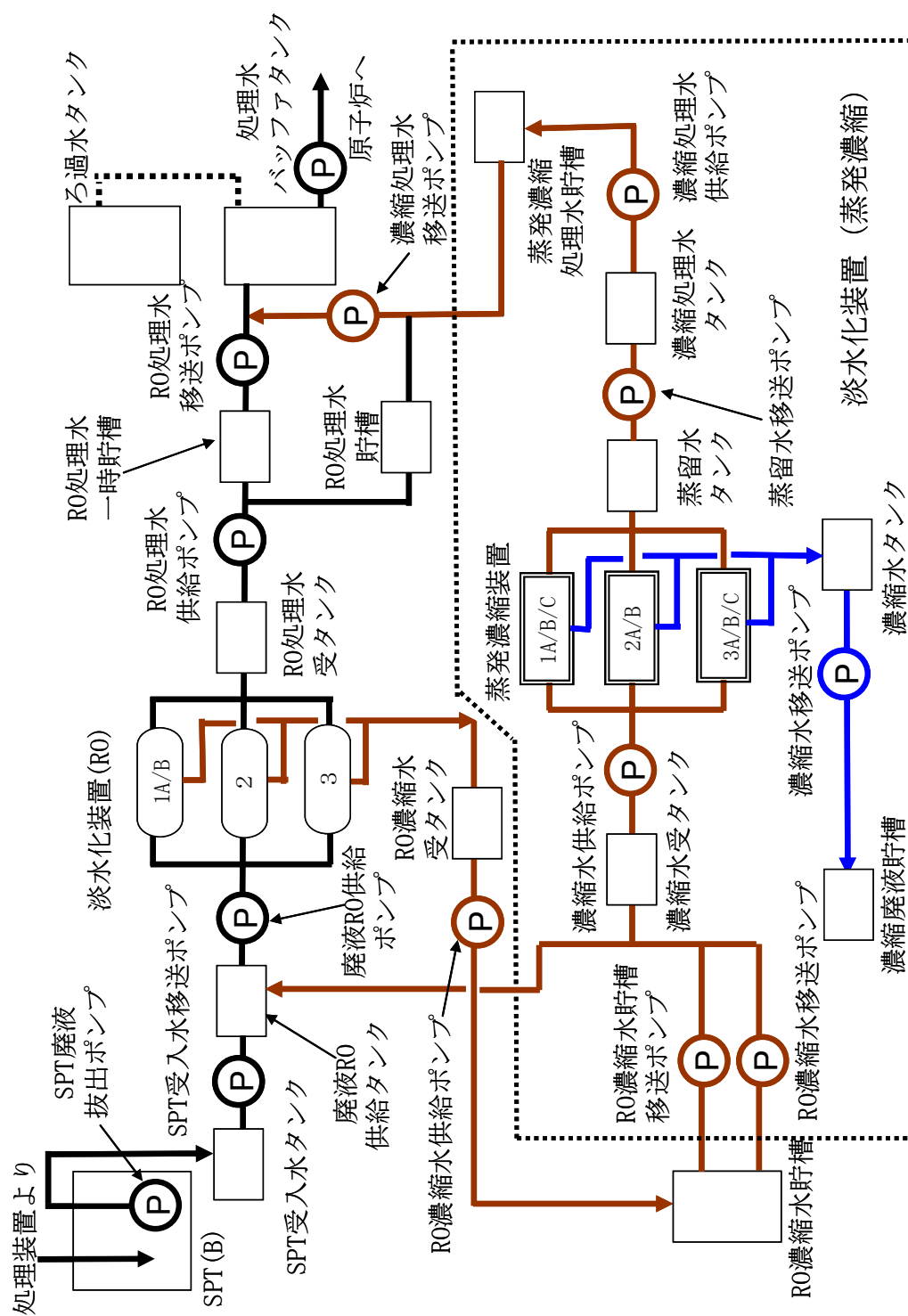
図-4 セシウム吸着装置の系統構成図



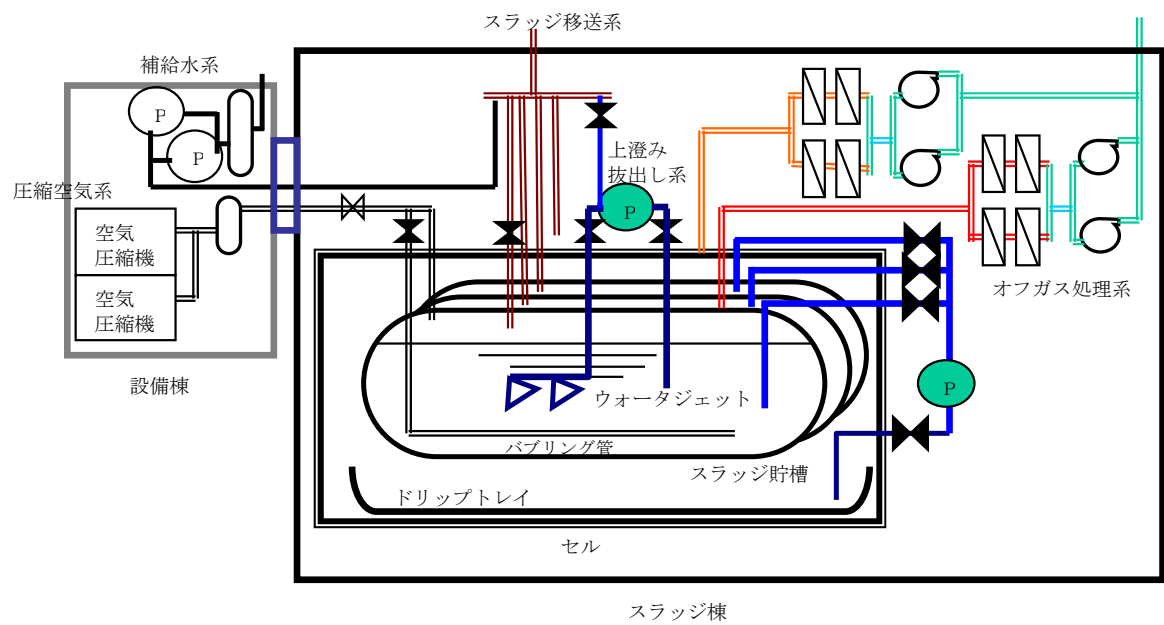
図ー5 第二セシウム吸着装置の系統構成図



図ー6 除染装置の系統構成図

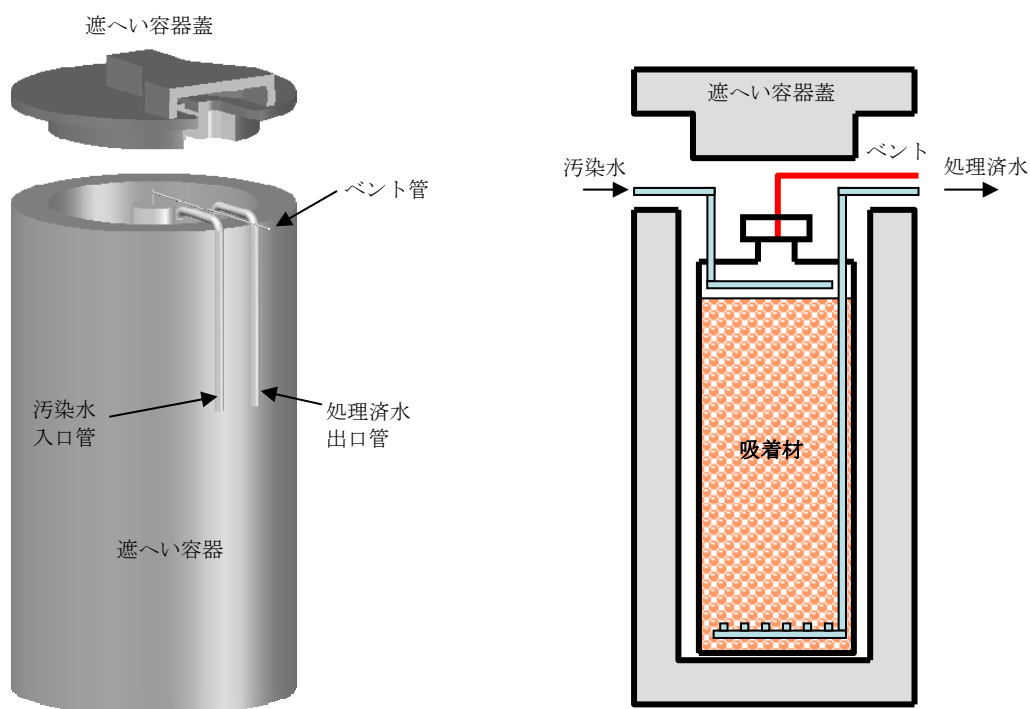


図一7 淡水化装置(逆浸透膜装置, 蒸発濃縮装置)の系統構成図

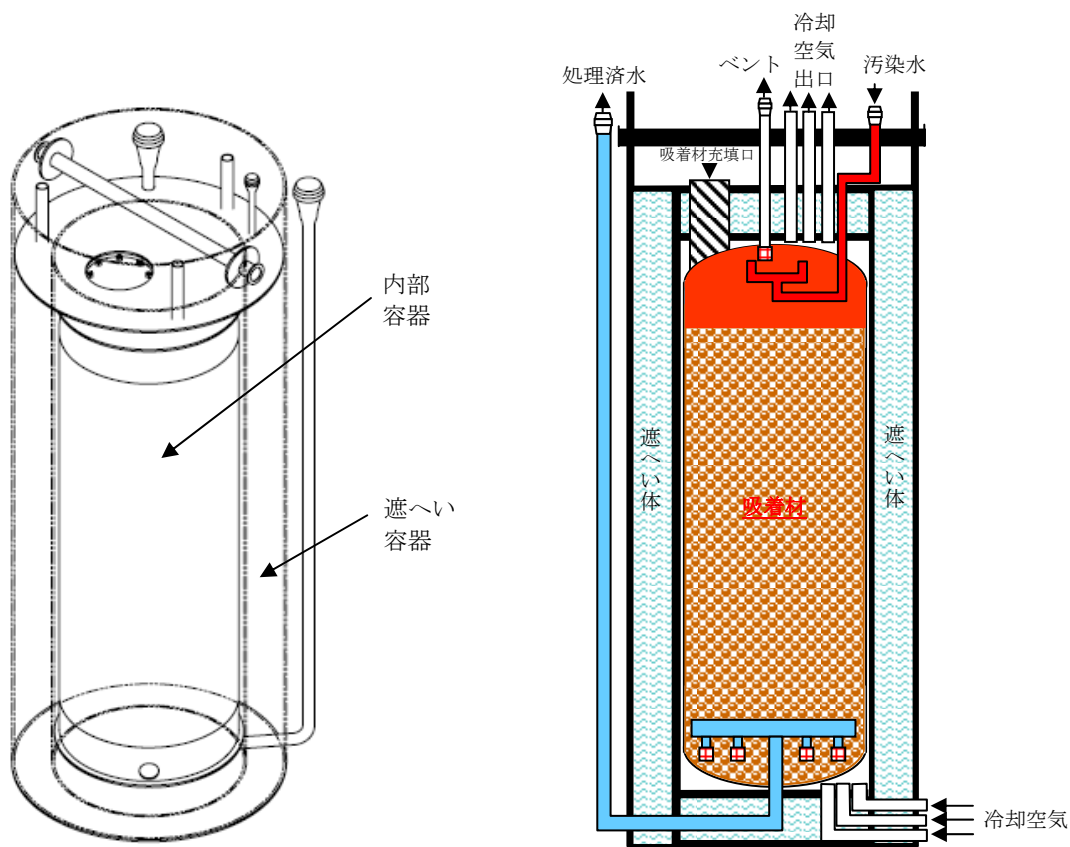


図ー８ 廃スラッジ一時保管施設概要図

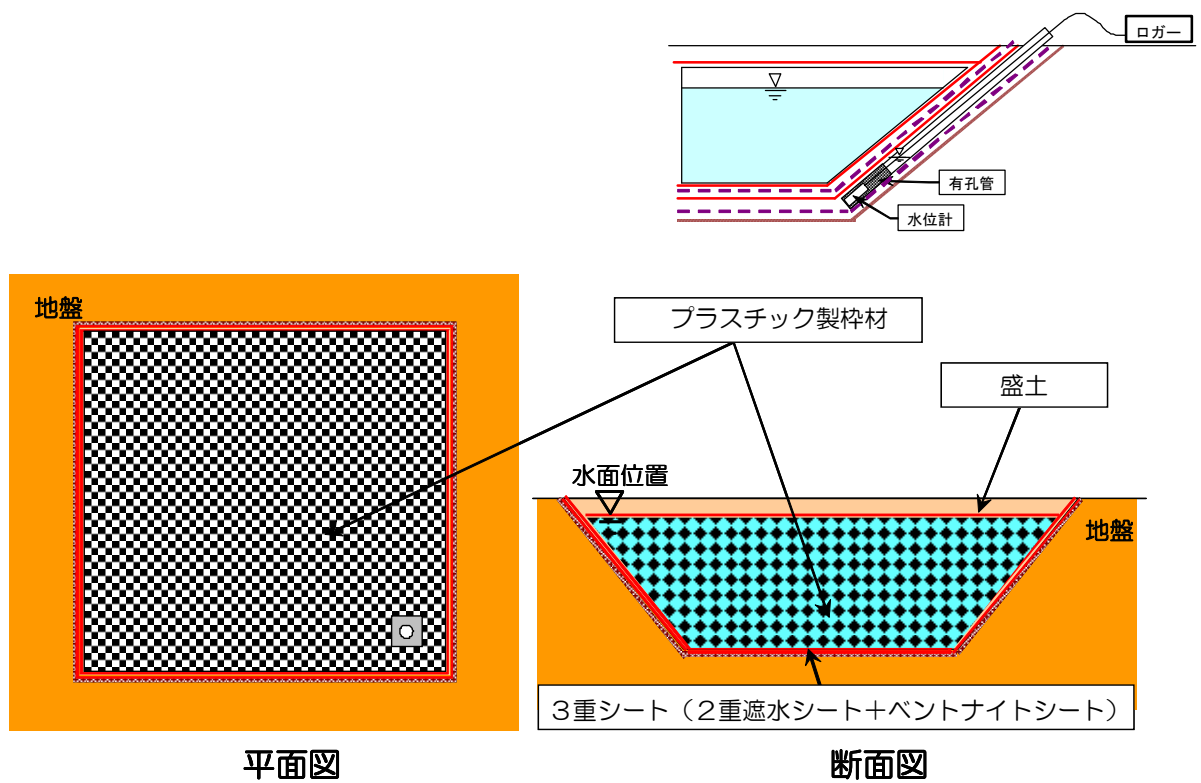
主要設備概要図



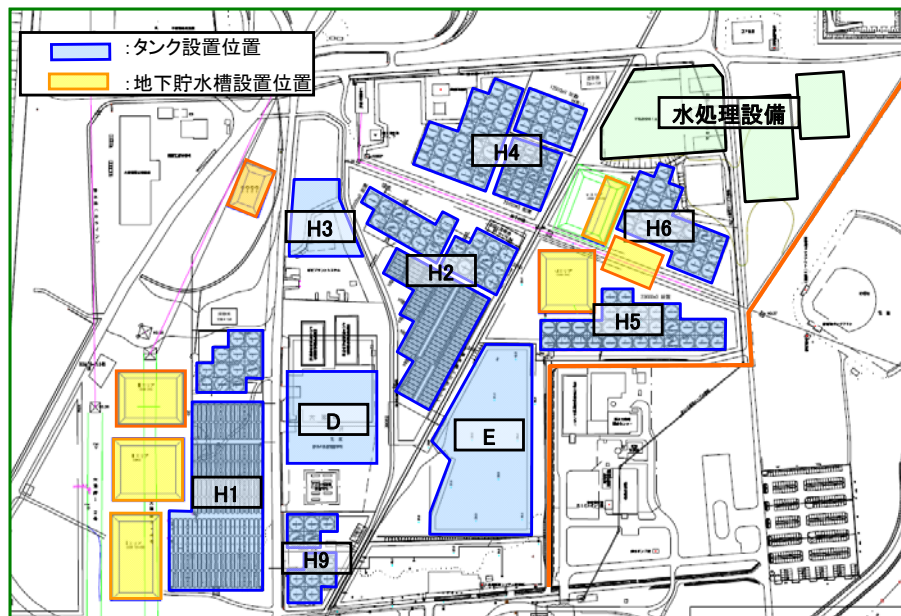
図－１ セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図



図－２ 第二セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図

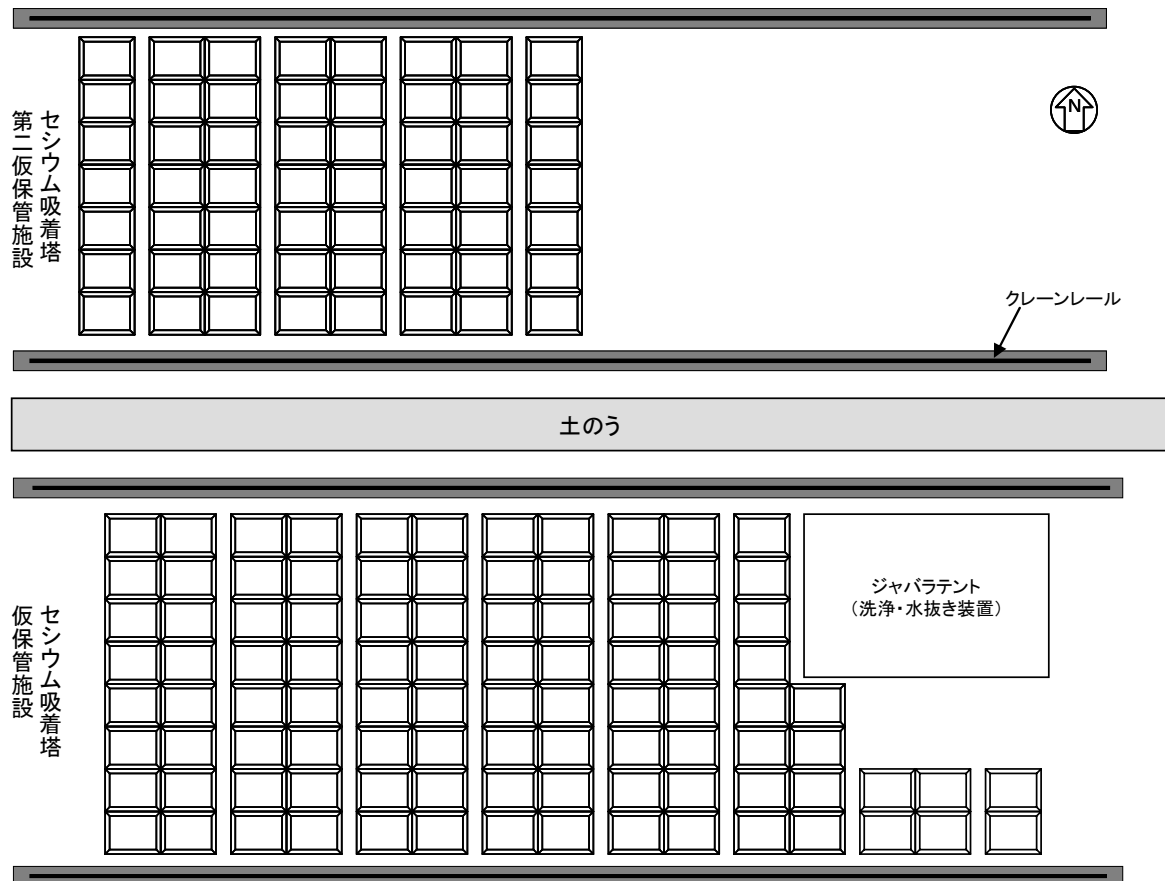


(a) 地下貯水槽概要

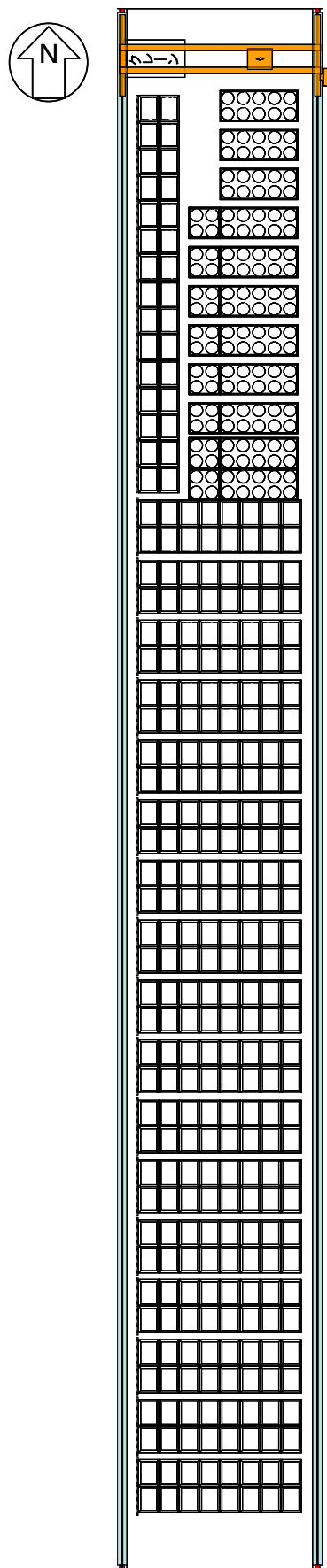


(b) 設置位置

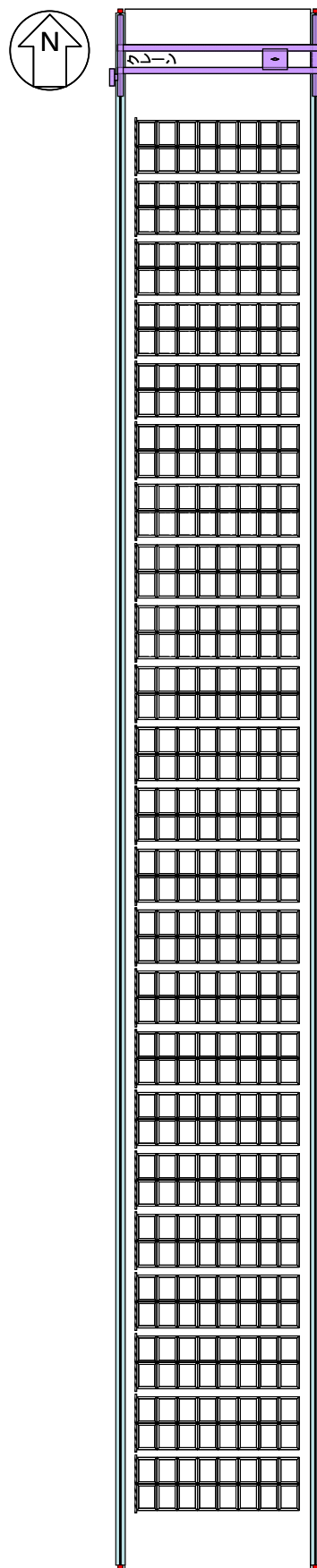
図－3 地下貯水槽概要及び設置位置



図ー4 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

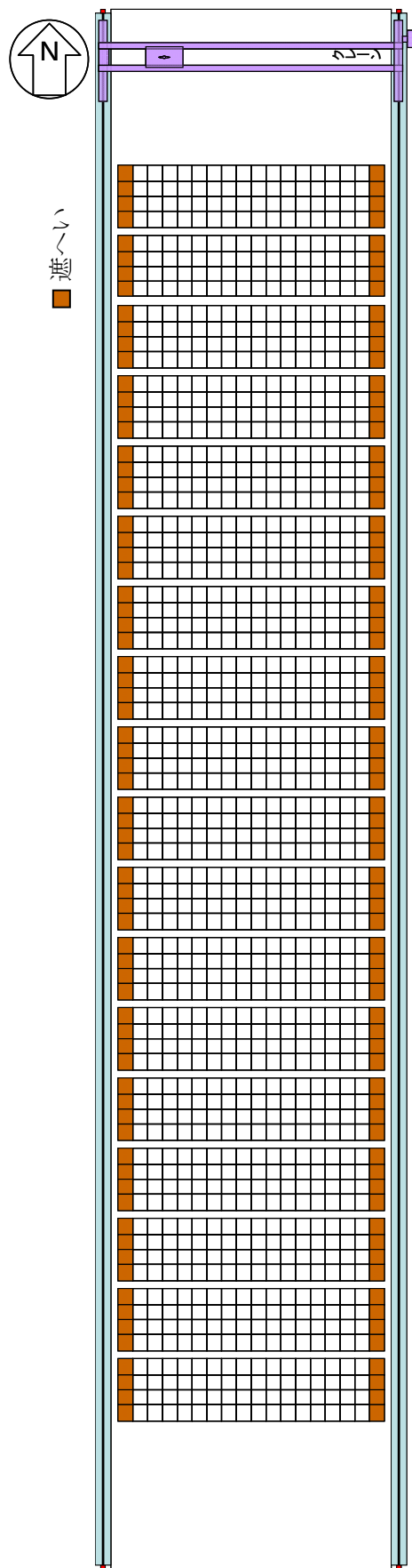


(a) 第一施設



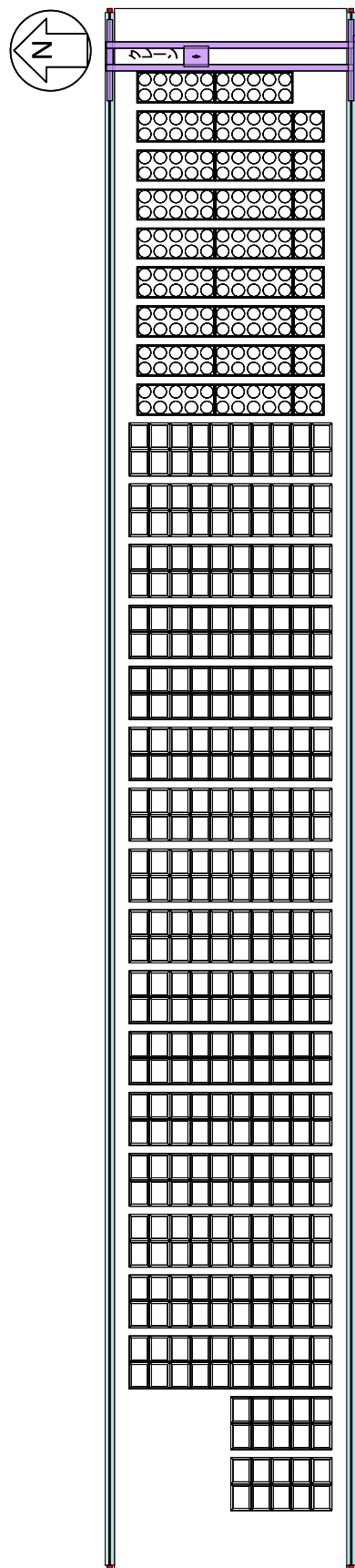
(b) 第二施設

図一5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (1 / 2)



(c) 第三施設

(計画段階であり、今後の詳細設計により決定)



(d) 第四施設

図-5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (2/2)

汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

汚染水処理設備等を構成する設備について、構造強度の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

1. 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

1.1. 基本方針

1.1.1. 構造強度評価の基本方針

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 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設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材料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 3 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行う。この際、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できるものとし、評価を行う。

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行うことで、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行うことで、健全性を確保する。

1.1.2. 耐震性評価の基本方針

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。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、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

なお、汚染水処理設備等のうち高濃度の滞留水を扱う設備等については、参考とし

てSクラス相当の評価を行う。

1.2. 評価結果

1.2.1. 滞留水移送装置

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、滞留水移送装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

移送ポンプは、水中ポンプのため地震により有意な応力は発生しない。

1.2.2. 油分分離装置

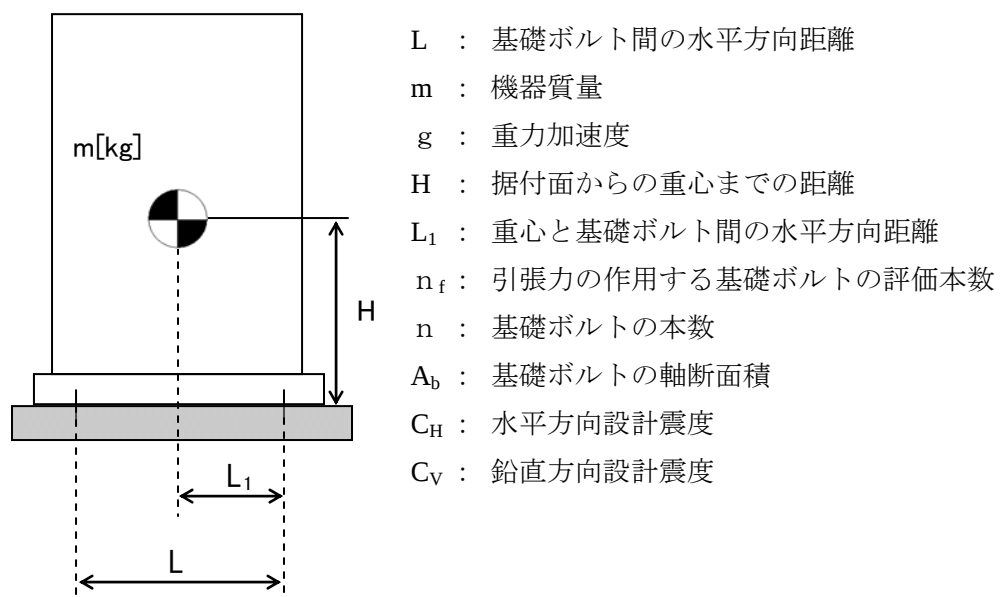
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、油分分離装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－1）。



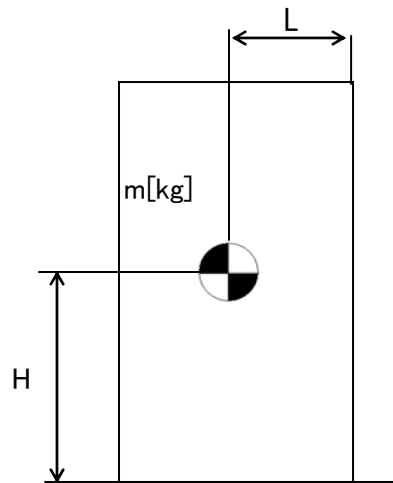
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表－１）。



C_H : 水平方向設計震度

m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

表－１ 油分分離装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
油分分離装置	本体	転倒	0.36	510	1,269	mm
			0.57	807		
	基礎ボルト	せん断	0.36	31	134	MPa
			0.57	49		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		

1.2.3. 処理装置（セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。

また，吸着塔の円筒型容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，内圧に耐えられることを確認した（表－2）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ
Di : 胴の内径
P : 最高使用圧力
S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力
η : 長手継手の効率

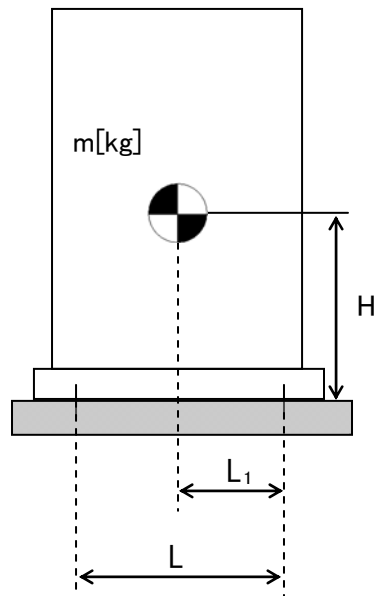
表－2 セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	6.8	9.5

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－３）。



L : 基礎ボルト間の水平方向距離

m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n : 基礎ボルトの本数

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_V : 鉛直方向設計震度

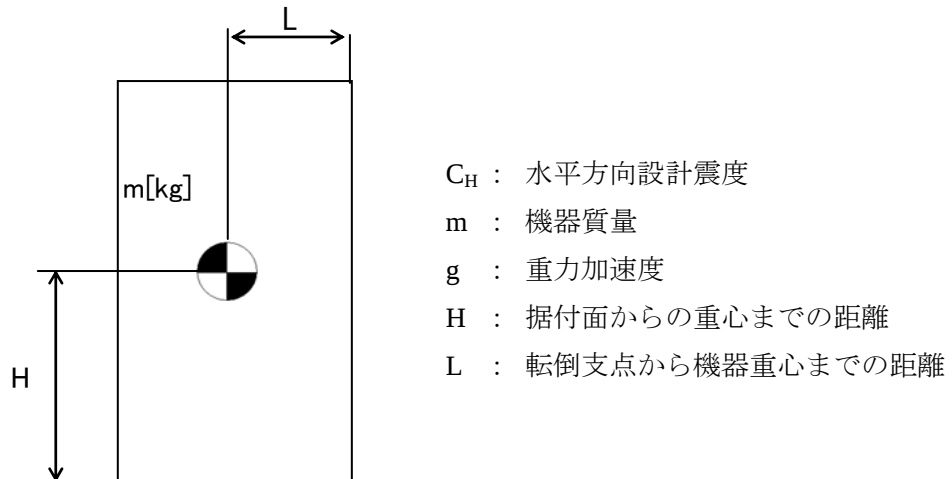
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表－３）。



地震による転倒モーメント : $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント : $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

c. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－３）。なお、S クラス相当の評価では、セシウム吸着塔において地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、FEM によるトラニオンとピンガイドの強度評価を行った。

地震時の水平荷重によるすべり力 : $F_L = C_H \times m \times g$

接地面の摩擦力 : $F_\mu = \mu \times m \times g$

C_H : 水平方向設計震度

m : 機器質量

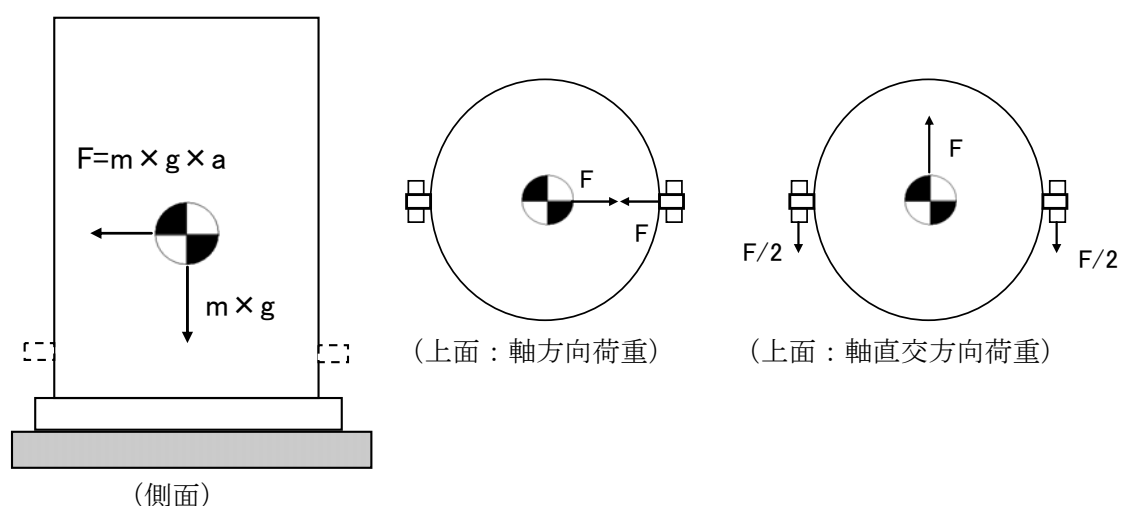
g : 重力加速度

μ : 摩擦係数

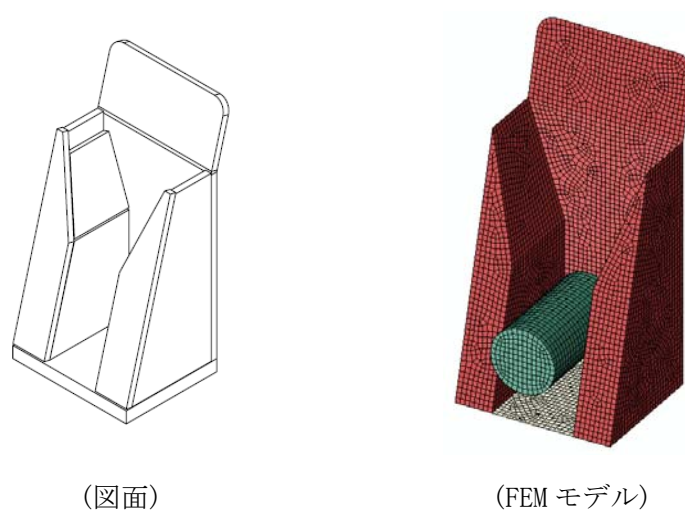
d. FEM によるトラニオンとピンガイドの強度評価

セシウム吸着塔は、本体下部に位置決めのためのトラニオンが施工されており、スキッド側ピンガイドと取合構造となっている（図－1 参照）。

c. 滑動評価において、地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、軸方向荷重及び軸直交方向荷重を想定し、トラニオンとピンガイドの強度を FEM により確認する。なお、FEM モデルは、ピンガイドについては各部材の中立面にシェル要素で、トラニオンはソリッド要素で作成した（図－2 参照）。FEM による強度評価の結果ピンガイドは破断せず吸着塔を支持することを確認した（表-3）。



図－1 トラニオン～ピンガイド概要



図－2 FEM モデル形状

表－３ セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	425	723	mm
			0.57	672		
		滑動	0.36	0.36	0.52	(G)
			0.57	0.57		
	トラニオン	相当応力	0.57	162	Sy=156 Su=455	MPa
スキッド	本体	転倒	0.36	559	1,113	mm
			0.57	885		
	基礎	転倒	0.36	653	1,417	mm
			0.57	1,034		
	基礎ボルト	せん断	0.36	21,673	30,429	N
			0.57	34,315	40,573	
セシウム吸着 処理水タンク	本体	転倒	0.36	827	1,150	mm
			0.57	1,309		
	基礎ボルト	せん断	0.36	19	135	MPa
			0.57	29		
		引張	0.36	<0	117	MPa
			0.57	9		
セシウム吸着 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	241	615	mm
			0.57	381		
	基礎ボルト	せん断	0.36	7	134	MPa
			0.57	11		
		引張	0.36	<0	—	MPa
			0.57	<0		

1.2.4. 処理装置（第二セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。

また，吸着塔の円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，内圧に耐えられることを確認した（表－4）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

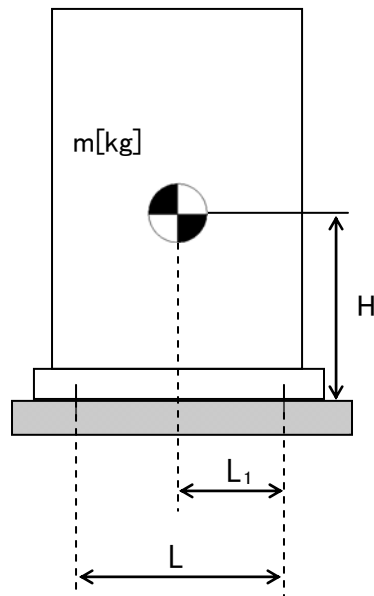
表－4 第二セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
第二セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	10.2	12.7

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－５）。



- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

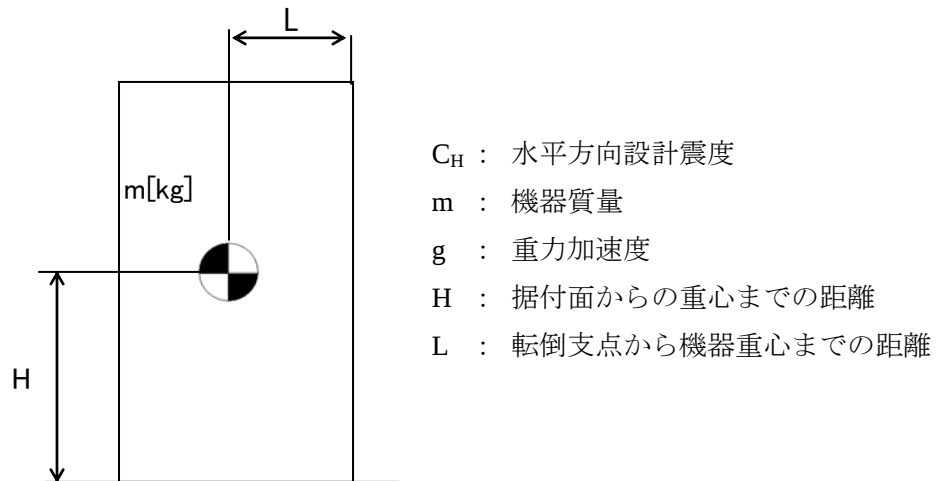
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} \left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1 \right)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－５）。



地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

表－５：第二セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
第二セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	138	164	kN・m
			0.42	161		
	基礎ボルト	せん断	0.36	68	133	MPa
			0.57	107		
		引張	0.36	<0	71	MPa
			0.57	69		
ポンプスキッド	本体	転倒	0.36	3.84	7.93	kN・m
			0.6	6.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	3	139	MPa
			0.6	4		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.6	<0		

1.2.5. 処理装置（除染装置）

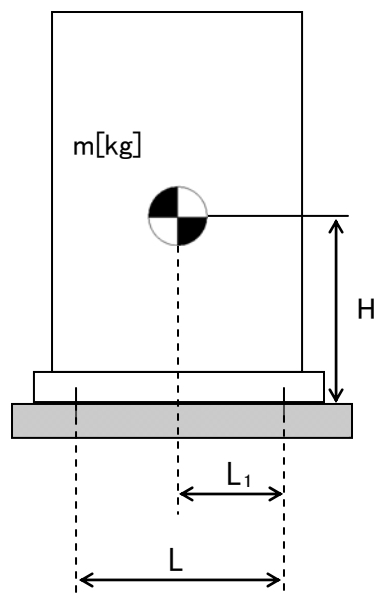
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、除染装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－6）。



L : 基礎ボルト間の水平方向距離

m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L_1 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n : 基礎ボルトの本数

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_V : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

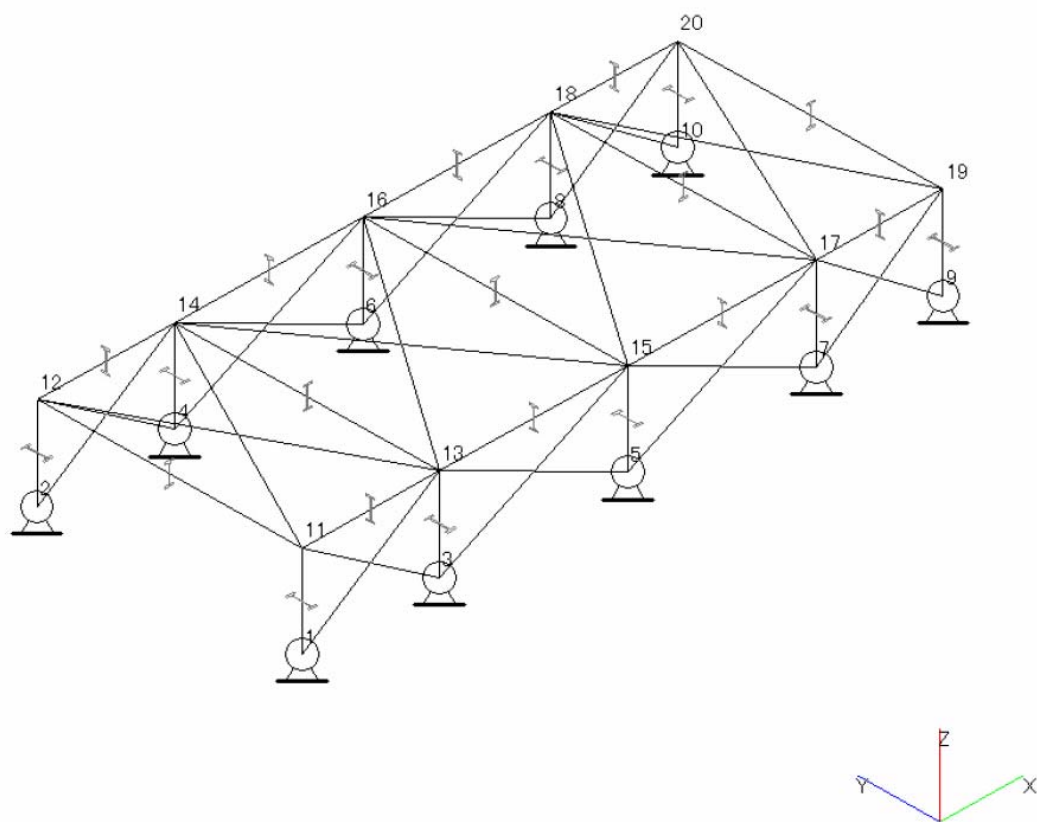
$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 有限要素法によるフレーム構造解析

主要設備についてはコンクリートにアンカーを打った上で架台にて強固に据え付けられていることから、架台の強度評価を実施した。また、評価にあたっては、建築基準法施工令等に基づき実施した。評価条件を以下に示す。評価の結果、架台強度に問題がないことを確認した（表－6）。

① 加圧浮上分離装置（DAF）

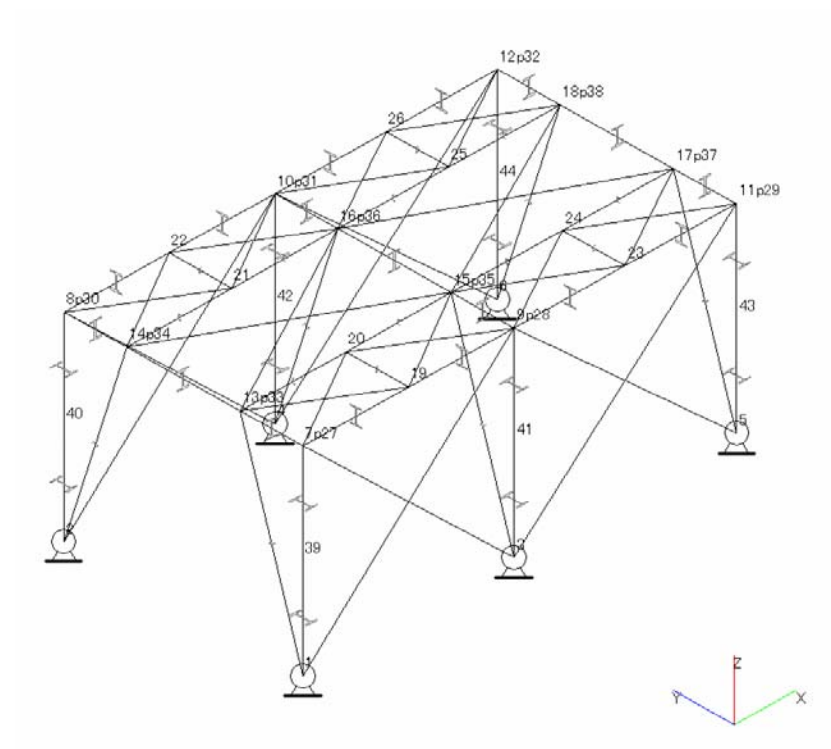
設計用水平震度：0.6G



図－3 加圧浮上分離装置（DAF）解析モデル

② 凝集沈殿装置（アクチフロー）

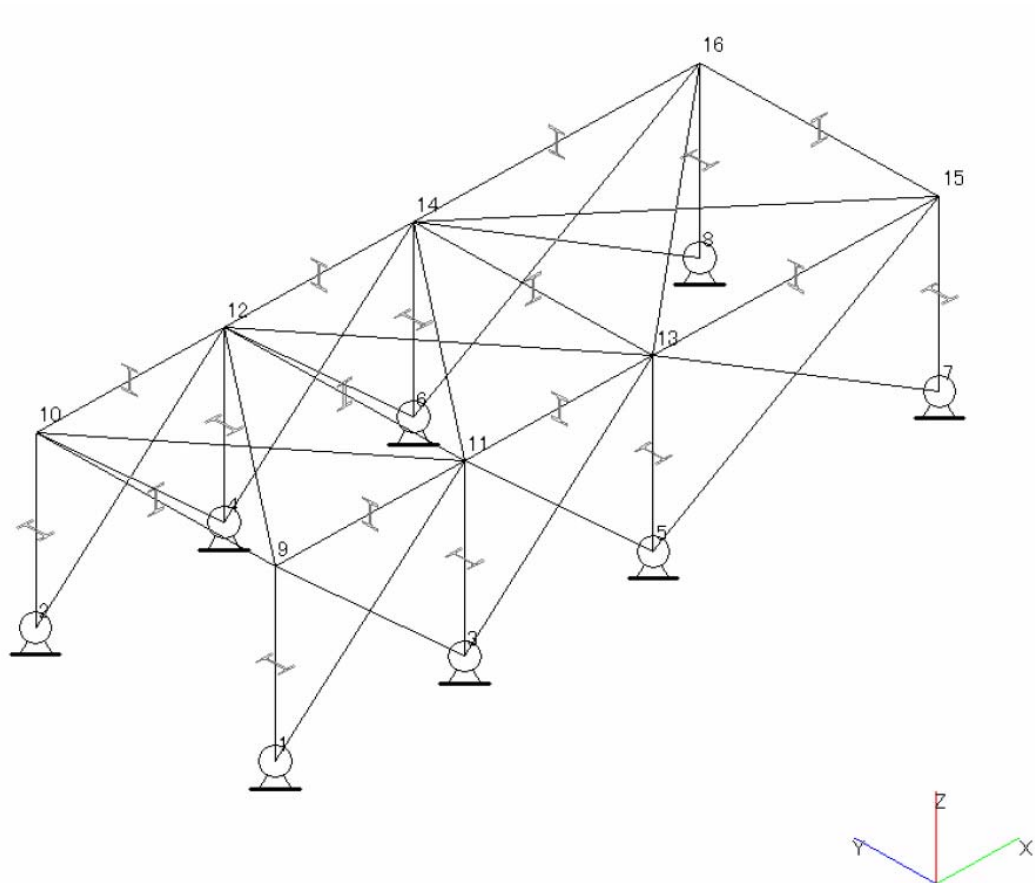
設計用水平震度：0.6G



図－４ 凝集沈殿装置（アクチフロー）解析モデル

③ ディスクフィルタ

設計用水平震度：0.6G



図－5 ディスクフィルタ解析モデル

e. 架台強度評価

各部材に発生するたわみ量の評価を実施した。強度評価の結果, 架台強度に問題がないことを確認した（表－6）。

$$\delta_{\max} = \beta \frac{WI^3}{EL}$$

$\delta_{\max}$ ：最大たわみ量

β ：部材の種類によって決まる定数

W：各部材に加わる荷重

L：部材のスパン

E：材料の縦弾性係数

I：断面二次モーメント

表－6 除染装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
加圧浮上分離装置 (DAF)	架台 (柱脚)	変位	0.6	1/290	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.6	5	20	MPa
		引張	0.6	6	23	MPa
反応槽	基礎ボルト	せん断	0.36	53	91	MPa
			0.6	84		
		引張	0.36	73	158	MPa
			0.6	105		
凝集沈殿装置 (マルチフロー)	本体 (壁パネル)	変位	0.6	1/515	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.36	71	101	MPa
			0.4	79		
		引張	0.36	248	Sy=176 Su=400	MPa
			0.4	310		
凝集沈殿装置 (アクチフロー)	架台 (柱脚)	変位	0.6	1/936	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.6	8	20	MPa
		引張	0.6	13	23	MPa
ディスク フィルタ	架台 (柱脚)	変位	0.6	1/527	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.6	7	20	MPa
		引張	0.6	9	23	MPa

1.2.6. 淡水化装置

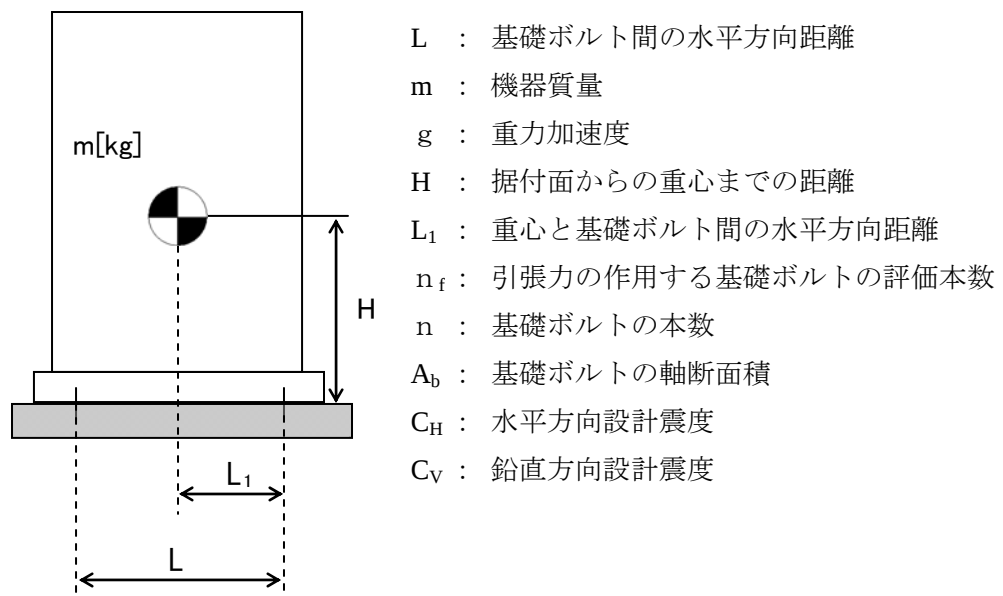
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，淡水化装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－7）。



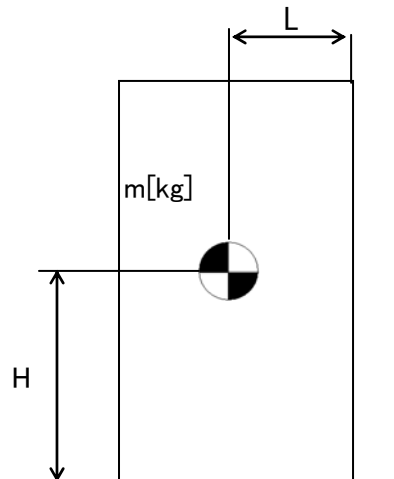
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－7）。



C_H : 水平方向設計震度

m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント： $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

c. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を行った。評価の結果地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さくなることから，滑動しないことを確認した（表－7）。

地震時の水平荷重によるすべり力： $F_L = C_H \times m \times g$

接地面の摩擦力： $F_\mu = \mu \times m \times g$

C_H : 水平方向設計震度

m : 機器質量

g : 重力加速度

μ : 摩擦係数

表－ 7 淡水化装置耐震評価結果 (1/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
SPT 受入水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
廃液 RO 供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.92	m
RO 処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.47	0.77	m
RO 濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 濃縮水貯槽移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.36	0.77	m
RO 濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
蒸留水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.86	m
濃縮処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
濃縮処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.77	m
配管・弁モジュール	本体	転倒	0.36	0.10	0.42	m
逆浸透膜装置 (RO-1A)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,147	23,420	N
		引張	0.36	<0	－	N
逆浸透膜装置 (RO-1B)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,059	23,420	N
		引張	0.36	<0	－	N
逆浸透膜装置 (RO-2)	本体	転倒	0.36	52	162	kN
		滑動	0.36	118	130	kN
逆浸透膜装置 (RO-3)	本体	転倒	0.36	249	625	kN・m

表－ 7 淡水化装置耐震評価結果（2/2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1A)	基礎	せん断	0.36	30	166	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1B)	基礎	せん断	0.36	39	166	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1C)	基礎	せん断	0.36	36	166	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-2A, B) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	－	kN
	基礎 ボルト	せん断	0.36	88	108	MPa
		引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-3A, B, C) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	－	kN
	基礎 ボルト	せん断	0.36	90	108	MPa
		引張	0.36	<0	－	MPa

1.2.7. 高濃度滞留水受タンク

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，気密試験等を行い，漏えいがないことを確認した。

また，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施し，内圧に耐えられることを確認した（表－8）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

D_i : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

表－8 円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
高濃度滞留水受タンク	100t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	4.1	9

(2) 耐震性評価

当該タンクは地中に埋設され，タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり，設備全体としては耐震クラス B に相当することから，地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力 Kh=0.3 に対する静的解析により，その耐震安全性を評価した。その結果，B クラスに要求される強度を有するものと評価した（表－9）。詳細は別添－1 に示す。

表－9 円筒型タンク（横置き）耐震評価結果

機器名称		評価項目	作用震度	算出値	許容値	単位
高濃度滞留水 受タンク	100t 容量 円筒型 （横置き）	曲げ	B クラス	21.9	210	N/mm ²
			S クラス	60.0	245	
		せん断	B クラス	0.019	120	N/mm ²
			S クラス	0.311	141	

1.2.8. 中低濃度タンク

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，水頭圧による漏えい試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認した。また，タンクは全て大気開放のため，水頭圧以上の内圧が作用することは無い。

以上のことから，中低濃度タンクは必要な構造強度を有していると評価できる。

また，円筒型タンクについては，主要仕様から必要肉厚を評価し，十分な肉厚を有していることを確認した。

なお，サプレッションプール水サージタンクは，工事計画認可申請書（57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。

a. 円筒型タンク

円筒型タンクについては，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した（表－10）。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ
 Di : 胴の内径
 H : 水頭
 ρ : 液体の比重
 S : 最高使用温度における
 材料の許容引張応力
 η : 長手継手の効率

表－10 円筒型タンク板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
RO 処理水貯槽	300t 容量	タンク板厚	2.7	9.0
	450t 容量	タンク板厚	3.3	9.0
RO 濃縮水貯槽	500t 容量	タンク板厚	4.1	9.0
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽	1100t 容量	タンク板厚	5.8	9.0
<u>多核種処理水貯槽（溶接）</u>	<u>1100t 容量</u>	<u>タンク板厚</u>	<u>8.8</u>	<u>12.0</u>

b. 円筒型タンク（横置き）

円筒型タンク（横置き）については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した（表－１１）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ

Di ： 胴の内径

P ： 最高使用圧力

S ： 最高使用温度における
材料の許容引張応力

η ： 長手継手の効率

表－１１ 円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

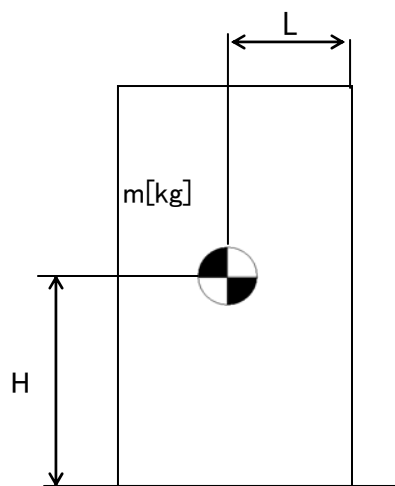
機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
濃縮廃液貯槽	100t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	0.9	9
RO 濃縮水貯槽	120t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	1	9

(2)耐震性評価

サプレッションプール水サージタンクは、工事計画認可申請書(57資庁第2974号 昭和57年4月20日認可)において確認を実施している。その他の中低濃度タンクに関する耐震性評価を以下に示す。

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した(表-12)。



C_H : 水平方向設計震度

m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント : $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント : $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

表－１２ タンク・槽類の転倒評価結果

機器名称		評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
SPT 受入水タンク		本体	転倒	0.36	5.0×10^2	2.5×10^3	kN・m
廃液 RO 供給タンク	35t 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^2	3.4×10^2	kN・m
	40t 容量	本体	転倒	0.36	1.7×10^2	4.3×10^2	kN・m
	42t 容量	本体	転倒	0.36	1.7×10^2	4.7×10^2	kN・m
	110t 容量	本体	転倒	0.36	5.0×10^2	2.5×10^3	kN・m
RO 処理水受タンク		本体	転倒	0.36	5.0×10^2	2.5×10^3	kN・m
RO 処理水 一時貯槽	16t 容量	本体	転倒	0.36	5.2×10	1.2×10^2	kN・m
	35t 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^2	3.0×10^2	kN・m
	42t 容量	本体	転倒	0.36	1.6×10^2	4.3×10^2	kN・m
RO 処理水 貯槽	300t 容量	本体	転倒	0.36	4.2×10^3	9.7×10^3	kN・m
	450t 容量	本体	転倒	0.36	6.0×10^3	1.9×10^4	kN・m
	1100t 容量	本体	転倒	0.36	2.0×10^4	7.0×10^4	kN・m
RO 濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	5.0×10^2	2.5×10^3	kN・m
RO 濃縮水 貯槽	120t 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^3	3.1×10^3	kN・m
	500t 容量	本体	転倒	0.36	9.5×10^3	2.5×10^4	kN・m
	1100t 容量	本体	転倒	0.36	2.0×10^4	7.0×10^4	kN・m
多核種処理水貯槽		本体	転倒	0.36	2.0×10^4	6.9×10^4	kN・m
濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^2	4.3×10^2	kN・m
蒸留水タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^2	4.3×10^2	kN・m
濃縮処理水タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^2	4.3×10^2	kN・m
蒸発濃縮処理水貯槽		本体	転倒	0.36	2.0×10^4	7.0×10^4	kN・m
濃縮水タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^2	4.3×10^2	kN・m
濃縮廃液貯槽		本体	転倒	0.36	1.2×10^3	2.7×10^3	kN・m

b. 基準地震動 S_s に対する評価

円筒型タンクに対し、基準地震動 S_s による地震力にて発生する応力等を算出し許容値と比較することにより、タンクの貯水機能維持について評価を実施した。評価の結果、基準地震動による地震力に対して発生する応力等は許容値よりも小さく、機能が維持されることを確認した（表－１３）。

表－１３ 円筒型タンクの基準地震動 S_s に対する評価結果

<u>機器名称</u>	<u>評価部位</u>	<u>評価項目</u>	<u>算出値</u>	<u>許容値</u>	<u>単位</u>
<u>RO 処理水貯槽</u> <u>RO 濃縮水貯槽</u> <u>蒸発濃縮処理水貯槽</u> <u>多核種処理水貯槽</u>	<u>側板</u>	<u>座屈</u>	<u>207</u>	<u>360</u>	<u>MPa</u>
		<u>膜応力</u>	<u>0.52</u>	<u>1</u>	<u>—</u>
	<u>接続ボルト</u> <u>(水平方向)</u>	<u>引張</u>	<u>324</u>	<u>525</u>	<u>MPa</u>
	<u>接続ボルト</u> <u>(鉛直方向)</u>	<u>引張</u>	<u>469</u>	<u>525</u>	<u>MPa</u>

1.2.9. 地下貯水槽

(1) 構造強度評価

設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、社団法人雨水貯留浸透技術協会「プラスチック製地下貯留浸透施設技術指針」に準じたプラスチック製枠材及び日本遮水工協会により製品認定を受けている遮水シートを使用することで、高い信頼性を確保する。

(2) 耐震性評価

(2)-1.1. 評価の項目・目的

地下貯水槽の耐震性評価は次の 2 項目について実施する。

- ① 地下貯水槽の地震発生時の止水シートの強度（止水性）の確認
- ② 地下貯水槽に地震が作用した場合の貯水槽内部の貯水枠材の強度の確認
 - a) 地表面載荷荷重として 10kN/m^2 を考慮した場合
 - b) 地下貯水槽の上盤に車両が載った場合

表-1.4に、それぞれの評価項目の目的及び内容についてまとめたものを示す。このうち、最も重要なのは①にあげた地震発生時の止水性の確認であり、貯水枠材の強度に関しては、仮に貯水枠材が破壊に至っても不具合事象としては上盤の陥没等が発生する程度と想定され、最も重要な貯水槽の性能である止水性に悪影響はないと考えられる。

表-1.4 評価項目毎の目的・内容

評価項目	目的・内容	想定不具合事象
①止水シート強度	○ 地震力が作用した場合の止水シートの発生ひずみ量を解析し、シートが破断しないか、即ち漏えい事象が発生しないかを確認する。	○ 止水シートが破断すると、地中に貯水が漏えい拡散するリスクが生じる。
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m^2	○ 貯水枠材に地震力が作用した場合の貯水枠材応力度を検討して枠材の強度を確認する。	○ 貯水枠材が破壊すると、枠材が崩れて貯水槽の上盤が陥没する。それにより、上盤に敷設している PE シートが破断する可能性があるが、このシートは雨水混入防止用のものであり、漏えいには直接関係ない。
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	○ 貯水槽の上盤に車両が載った場合(自動車荷重を考慮した場合)の貯水枠材の強度を確認する。	

(2)-1.2. 計算条件

各評価項目の作用荷重等の与条件の概要を表-15に示す。

表-15 評価項目毎の与条件

評価項目	作用震度	作用荷重
①止水シート強度	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6	各自重
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m ²	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6 鉛直震度 0.3	地表載荷荷重 覆土荷重 貯水枠材荷重 地震時水平土圧
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	鉛直震度 0.3	自動車荷重 (T-25) 覆土荷重

(2)-1.3. 照査結果

照査結果を表-16に示す。また各項目の検討の詳細は表-16に示す別添資料に示す。

表-16 評価項目毎の照査結果

評価項目	照査対象	作用震度	計算結果	許容値	詳細
①止水シート強度	止水シートの ひずみ量	Bクラス	0.148%	560%	別添-2
		Sクラス	0.206%	560%	
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m ²	貯水枠材の 水平・鉛直 強度	Bクラス	水平：23.0kN/m ²	30.0kN/m ²	別添-3
		Sクラス	水平：46.6kN/m ² 垂直：33.6kN/m ²	52.5kN/m ² 102.1kN/m ²	
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	貯水枠材の 鉛直強度	—	77.3kN/m ²	102.1kN/m ²	別添-4

(3) スロッシングに対する評価

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 30cm 以下と小規模であり、スロッシングのような長周期問題は顕在化しないと考えられる。なお、検討の詳細については別添-5に示す。

(4) 地下貯水槽を設置する地盤の評価

地下貯水槽は地盤を掘削して設置するため、掘削完了時の地盤は加圧密状態となっている。また設置するプラスチック製枠材と貯留する水の重量は、掘削した土砂（地盤）よりも小さいことから、地下貯水槽が掘削完了後の地盤上に設置されても、地盤が強度破壊等の不具合を発生することはないと考えられる。しかしながら、念のため、表層 0.5m の部分にはセメント系改良材による地盤改良を施し、地盤を補強する。

1.2.10. ポンプ

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

なお、海外製の一部ポンプを除き、JIS 規格に準用したポンプを使用している。

1.2.11. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

また、配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（[表-17](#)）。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ
D₀ : 管の内径
P : 最高使用圧力[MPa]
S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力[MPa]
η : 長手継手の効率

表-17 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	100A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.57	8.6
配管②	200A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	3.09	12.7
配管③	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.74	3.9
配管④	80A	40	SUS316L	1.37	66	1.09	5.5
配管⑤	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.17	3.5
配管⑥	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.25	4
配管⑦	100A	20S	SUS316L	0.3	50	0.33	4
配管⑧	150A	20S	SUS316L	0.3	50	0.48	5
配管⑨	200A	20S	SUS316L	0.3	50	0.63	6.5
配管⑩	50A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.80	5.5
配管⑪	80A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.20	7.6
配管⑫	150A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	2.32	11.0
配管⑬	25A	80	STPG370	0.5	66	0.15	4.5
配管⑭	50A	80	STPG370	0.5	66	0.30	5.5
配管⑮	80A	80	STPG370	0.5	66	0.44	7.6
配管⑯	100A	80	STPG370	0.5	66	0.58	8.6

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験等を行い、漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価した。

c. ポリエチレン管

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時に漏えい試験等を行い、運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価した。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 基本方針

2.1.1. 構造強度評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。

2.1.2. 耐震性評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。

また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

なお、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考として S クラス相当の評価を行う。

2.2. 評価結果

2.2.1. 使用済セシウム吸着塔保管施設

(1) 構造強度評価

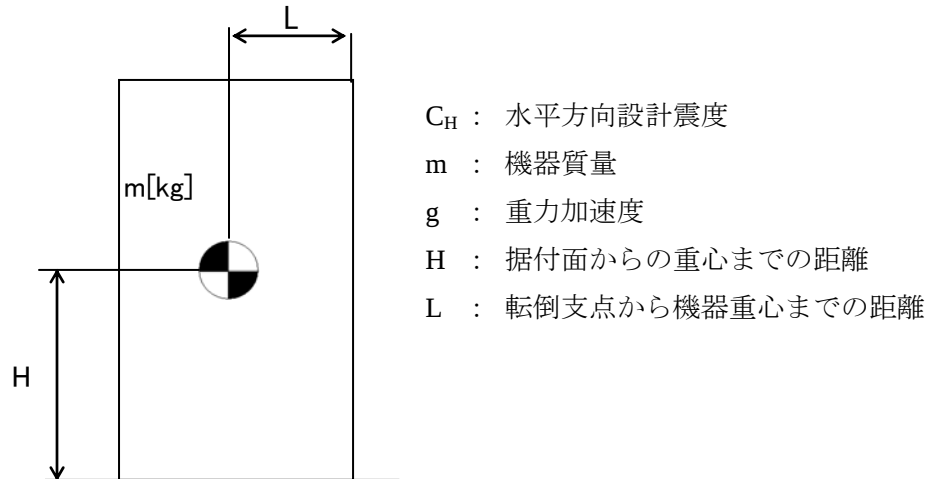
材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらと比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから，転倒しないことを確認した（表－18）。



地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を実施した。評価の結果，地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから，滑動しないことを確認した（表－18）。

表－18 使用済セシウム吸着塔仮保管施設耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
ボックス カルバート	本体	転倒	0.3	1.5×10^2	3.2×10^2	$\text{kN} \cdot \text{m}$
		滑動	0.3	0.30	0.40	(G)
セシウム吸着装置 吸着塔	本体	転倒	0.36	8.9×10	1.3×10^2	$\text{kN} \cdot \text{m}$
		滑動	0.36	0.36	0.52	(G)
第二セシウム 吸着装置吸着塔	本体	転倒	0.36	1.5×10^2	4.1×10^2	$\text{kN} \cdot \text{m}$
			0.6	2.5×10^2		
		滑動	0.36	0.36	0.52	(G)
			0.52	0.52		

2.2.2. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。また，吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

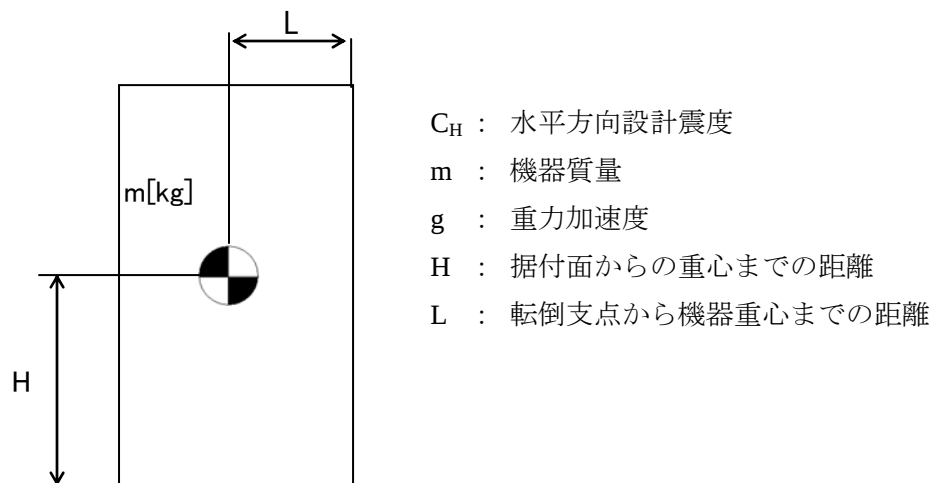
以上のことから，吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。なお，セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納するボックスカルバートと合わせて吸着塔 32 塔と蓋付ボックスカルバート 16 基での評価，第二セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納する架台と合わせて吸着塔 10 塔と架台 2 台（一組）で評価を実施した。

評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから，転倒しないことを確認した（[表-19](#)）。



地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

b. 滑動評価

セシウム吸着装置吸着塔については、ボックスカルバートとあわせ地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－19）。なお、S クラス相当の評価では、地震時の水平荷重によるすべり力が設置面の摩擦力より大きくなり、滑動する結果となったことから、別途すべり量の評価を実施した。

第二セシウム吸着装置吸着塔については、基礎ボルトにて固定していることから基礎ボルトに作用するせん断荷重と許容せん断荷重を比較することより滑動評価を実施した。基礎ボルトの許容せん断荷重は「日本建築学会：各種合成構造設計指針・同解説」に基づき次式を用いた。評価の結果、基礎ボルトの破断による滑動が生じないことを確認した（表－19）。

$$q = mg(C_H - \alpha) \div n$$
$$q_a = 0.75 \cdot \phi_{s3} \left(0.5 \cdot s_c a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c} \right)$$

q : アンカーボルト一本に作用するせん断荷重

q_a : アンカーボルト一本当たりの許容せん断荷重

C_H : 水平方向設計震度

m : 機器重量

g : 重力加速度

α : 機器と床版の摩擦係数

n : 機器あたりのアンカーボルト本数

φ_{s3} : 短期荷重に対する低減係数

s_ca : アンカーボルトの定着部の断面積

F_c : コンクリート設計基準強度

E_c : コンクリートのヤング率

c. すべり量評価

吸着塔と架台等の地震時におけるすべり量は、剛体の地震時変形量評価手法であるNewmark法を用いて算出する。評価の結果すべり量が架台間の許容値を超えないことを確認した。（表－20）

表－１９ 使用済セシウム吸着塔一時保管施設耐震評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋カルバート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックルカルバート 16 基)	転倒	0.36	<u>7.9×10^3</u>	<u>1.8×10^4</u>	kN・m
		<u>0.60</u>	<u>1.4×10^4</u>		
	滑動	0.36	0.36	0.40	<u>—</u>
		0.58	0.58		
吸着塔＋架台 (第二セシウム吸着装置 吸着塔 10 本と架台 2 台)	転倒	0.36	1.5×10^3	3.6×10^3	kN・m
		0.6	2.5×10^3		
	滑動 (ボルトせん断)	0.36	2.3	77	kN
		0.6	11		
<u>高性能容器</u>	<u>転倒</u>	<u>0.36</u>	<u>2.1×10^1</u>	<u>4.5×10^1</u>	<u>kN・m</u>
		<u>0.60</u>	<u>3.4×10^1</u>		
	<u>滑動</u>	<u>0.36</u>	<u>0.36</u>	<u>0.40</u>	<u>—</u>
		<u>0.60</u>	<u>0.60</u>		

表－２０ 使用済セシウム吸着塔一時保管施設すべり量評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋カルバート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックルカルバート 16 基)	すべり量	<u>0.60</u>	93.3	<u>494</u>	mm

2.2.3. 廃スラッジ一時保管施設

(1) 構造強度評価

スラッジ貯槽について、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した（表－2 1）。

$$t = \frac{DiH \rho}{0.204S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ[mm]
Di : 胴の内径[m]
H : 水頭[m]
ρ : 液体の比重
S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力[MPa]
η : 長手継手の効率

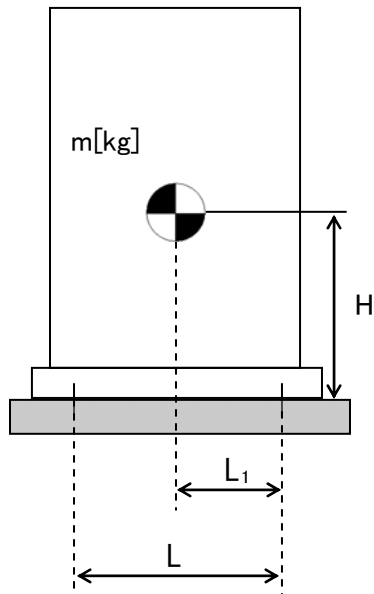
表－2 1 スラッジ貯槽板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
スラッジ貯槽	円筒型（横置き）	タンク板厚	0.9	25

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程に準拠して評価を行った結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（[表－2.2](#)）。



- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L_1 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

[表－2.2](#) スラッジ貯槽の基礎ボルトの強度評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラッジ貯槽	基礎ボルト	引張	0.36	11	439	MPa
			0.88	125		
		せん断	0.36	42	337	MPa
			0.88	102		

2.2.4. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

また，配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（[表－2.3](#)）。

$$t = \frac{P D_0}{2 S \eta + 0.8 P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ
 D_0 : 管の内径
 P : 最高使用圧力[MPa]
 S : 最高使用温度における
 材料の許容引張応力[MPa]
 η : 長手継手の効率

[表－2.3](#) 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.17	3.5
配管②	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.25	4.0
配管③	50A	20S	SUS316L	0.98	50	0.54	3.5
配管④	80A	20S	SUS316L	0.98	50	0.82	4.0
配管⑤	50A	40	SUS316L	0.98	50	0.53	4.0
配管⑥	80A	40	SUS316L	0.98	50	0.79	5.5
配管⑦	80A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.48	5.5
配管⑧	100A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.63	6.0
配管⑨	125A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.78	6.6
配管⑩	100A	40	SUS316L	0.98	50	1.03	6.0

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験等を行い，漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。従って，耐圧ホースは，必要な構造強度を有していると評価した。

以上

高濃度滞留水受タンクの耐震性評価

1. 耐震性評価方針

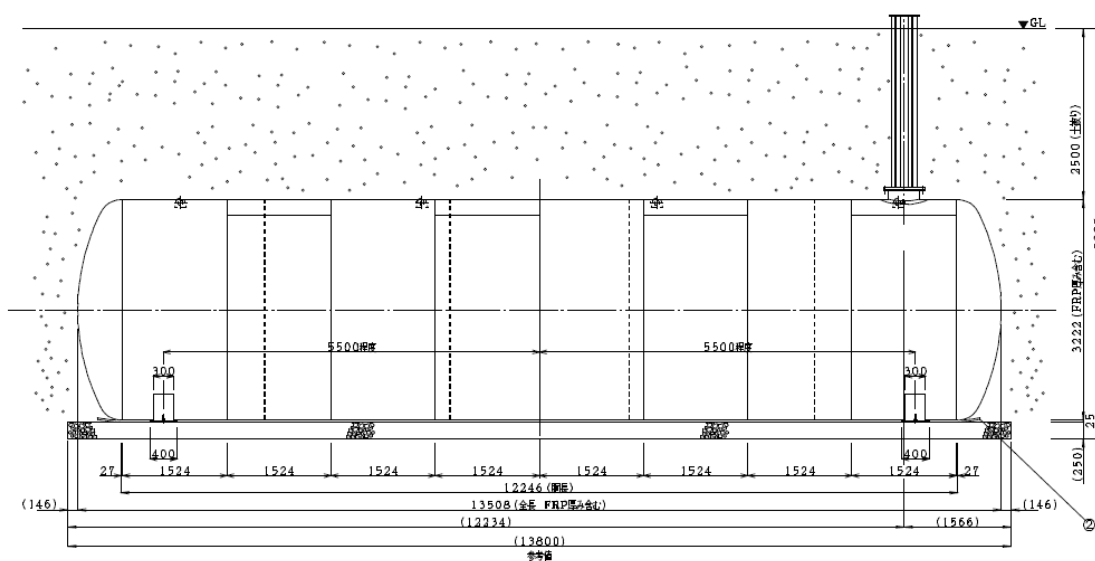
当該タンクは地中に埋設され、タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり、設備全体としては耐震 B クラスに相当することから、地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力 $K_h=0.3$ に対する静的解析により、その耐震安全性を評価する。

また、当該タンクは高濃度滞留水を保管するものであることから、万一、大きな地震が発生してもタンクが損傷しないことを確認するため、参考評価として基準地震動 S_s (S_s-1 [水平最大加速度 450Gal, 鉛直最大加速度 300Gal], S_s-2 [水平最大加速度 600Gal, 鉛直最大加速度 400Gal], S_s-3 [水平最大加速度 450Gal, 鉛直最大加速度 300Gal] の 3 波) による地震応答解析についても併せて実施し、その耐震安全性を評価することとする。

2. タンクの概要

タンクの内径は $\phi 3,200\text{mm}$ 、外形寸法は $\phi 3,222\text{mm} \times W13,508\text{mm}$ (容量 100m^3)、材質は SS400、肉厚は 9mm であり、内外面ともに FRP 塗装によって防錆処理されている (内面 1.0mm, 外面 2.0mm)。タンク本体の概要図を図-1 に、タンクの配置図を図-2 に示す。なお、タンクは表層地盤を掘削して基礎砕石上に設置し、盛土によって 2.5m の土被り厚を確保する。

縦断図



断面図

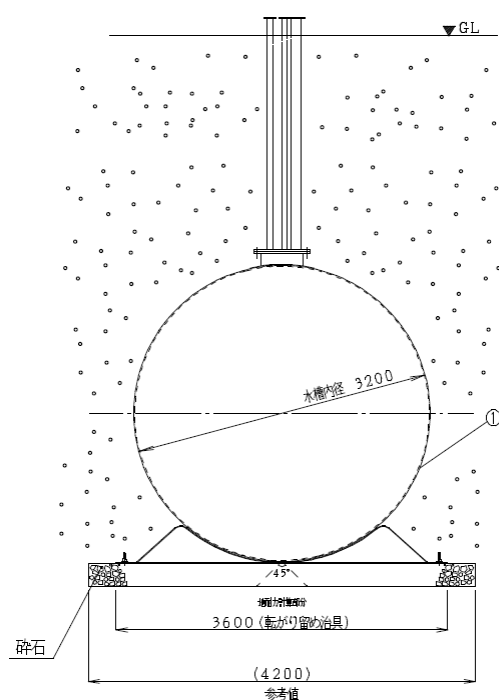
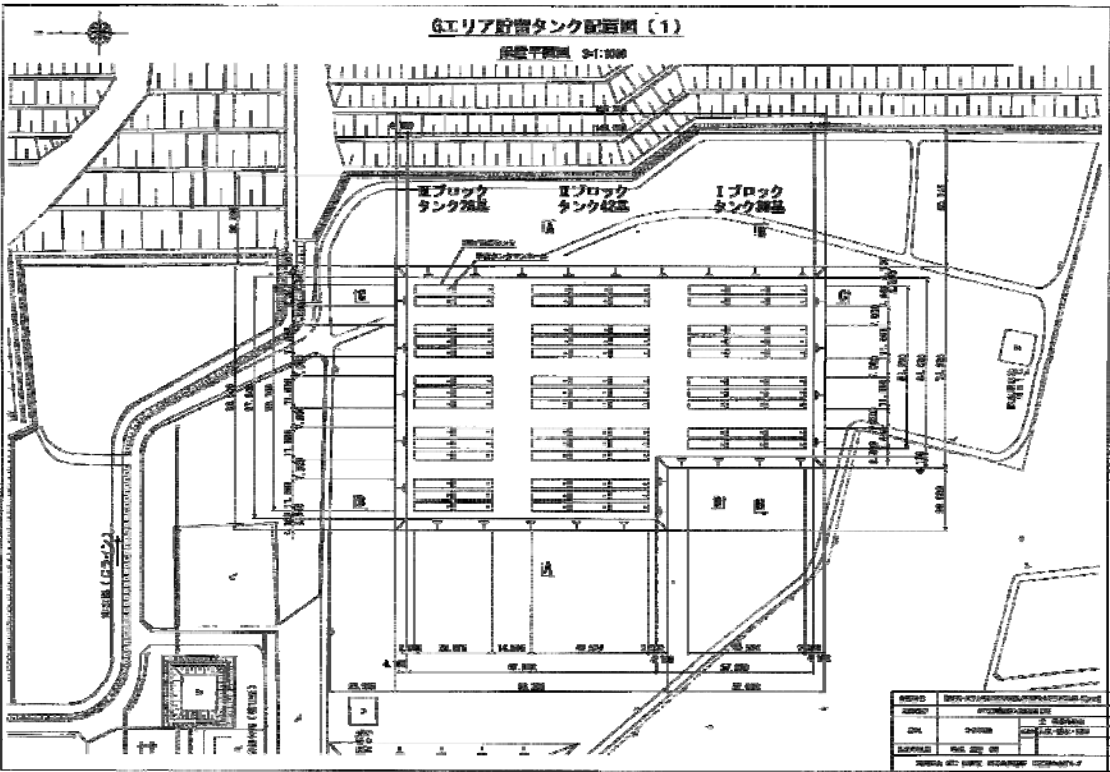


図-1 タンク概要図

タンク配置平面図



タンク配置概略断面図

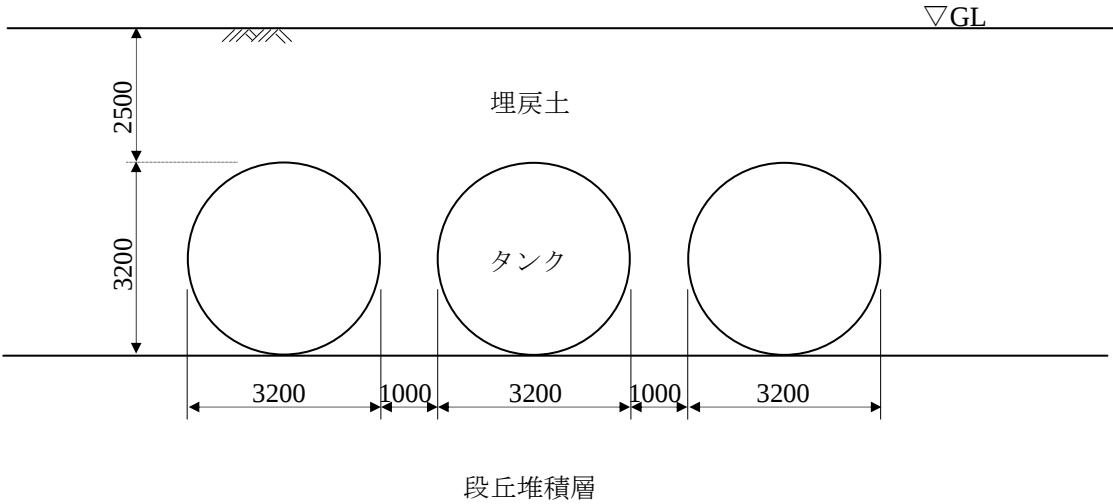
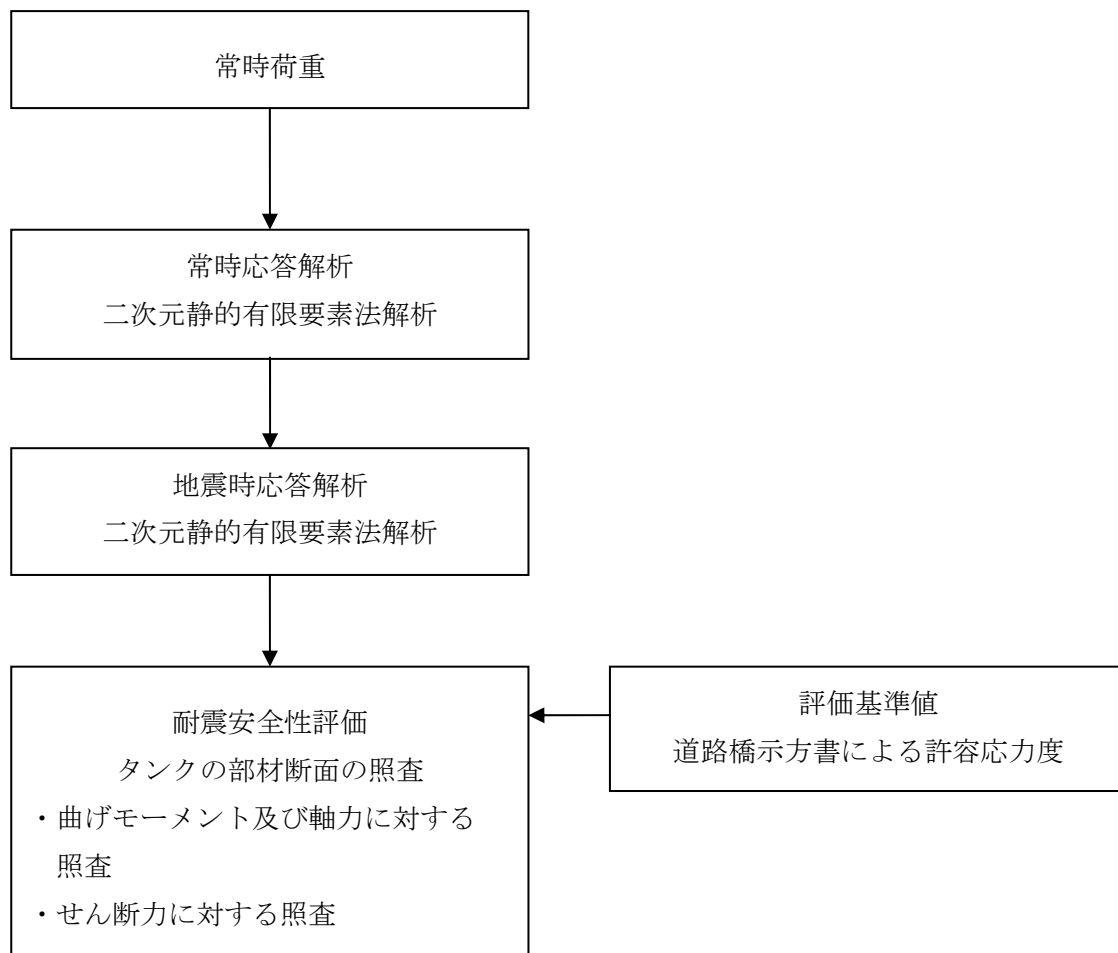


図-2 タンク配置図

3. 耐震 B クラスに対する耐震安全性評価

3. 1. 評価手順

耐震 B クラスに対するタンクの耐震安全性評価手順を図－ 3 に示す。



図－ 3 耐震安全性評価手順（耐震 B クラス評価）

3.2. 評価条件

解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

3.2.1. タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値を表－１に示す。

3.2.2. 地盤の物性値

タンク設置エリアでの既存のボーリングデータに基づいて決定した解析用地層構成を表－２に示す。またボーリング位置を図－４に示す。当該設置位置での地層構成は，表層に段丘堆積層が堆積し，その下位は富岡層 T3 部層（砂岩，泥質部，互層部），富岡層 T2 部層，富岡層 T1 部層となり，解放基盤面（先富岡層（b 層））に至る。

耐震 B クラスに対する解析で用いる地盤物性値を表－３に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O.P. +6.77m（富岡層 T3 部層内）と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

3.2.3. 荷重

a) 常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

b) 設計用地震力

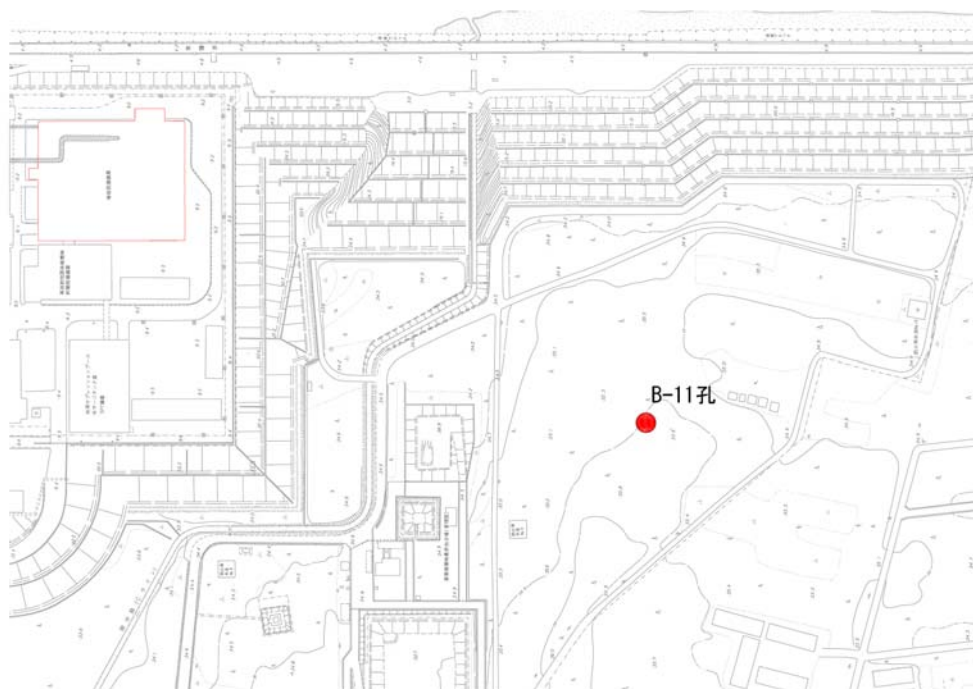
設計用地震力は水平地震力 $K_h=0.3$ のみを考慮する。

表－１ タンクの材料物性値

材料	単位体積重量 (kN/m^3)	ヤング係数 (kN/mm^2)	降伏強度 (N/mm^2)	ポアソン比
タンク SS400 t=9mm	77	200	245	0.3

表－2 解析用地層構成

	標 高 O. P. (m)	層厚 (m)
段丘堆積層	35.77 ～ 25.32	10.45
富岡層 T3 部層 砂岩	25.32 ～ 7.09	18.23
富岡層 T3 部層 泥質部	7.09 ～ 2.33	4.76
富岡層 T3 部層 互層部	2.33 ～ -7.38	9.71
富岡層 T3 部層 泥質部	-7.38 ～ -11.06	3.68
富岡層 T3 部層 砂岩	-11.06 ～ -13.21	2.15
富岡層 T3 部層 泥質部	-13.21 ～ -37.13	23.92
富岡層 T2 部層	-37.13 ～ -143.08	105.95
富岡層 T1 部層	-143.08 ～ -185.23	42.15
先富岡層 (b 層)	-185.23 ～	



図－4 ボーリング位置図

表－3 解析用物性値（耐震Ｂクラス評価）

	埋戻土	段丘堆積層	富岡層					先富岡層
			T3部層 砂岩	T3部層 泥質部	T3部層 互層部	T2部層 *3)	T1部層	
物理特性	ρ_t (g/cm ³)	1.80	1.84	1.71	1.76	1.75-0.000417Z	1.79	1.88
静的変形特性	E_s (N/mm ²)	17.7	124P+94.4 *1)	506	等価変形係数 *2)	120-5.42Z	675	931
	ν	0.33	0.48	0.47	等価ポアソン比 *2)	0.47	0.47	0.45
動の変形特性	G_0 (N/mm ²)	72.6	210	427	302	254-3.22Z	667	954
	ν_d	0.35	0.48	0.45	0.46	0.467+0.000222Z	0.44	0.42

*1) Pは、地下水位を考慮した圧密圧力 (N/mm2) を示す。

*2) T3部層 互層部の砂岩と泥質部の層厚比 (4 : 6) から等価物性値を設定する。

*3) Z : 標高 (m)

3.3. 静的 FEM 解析

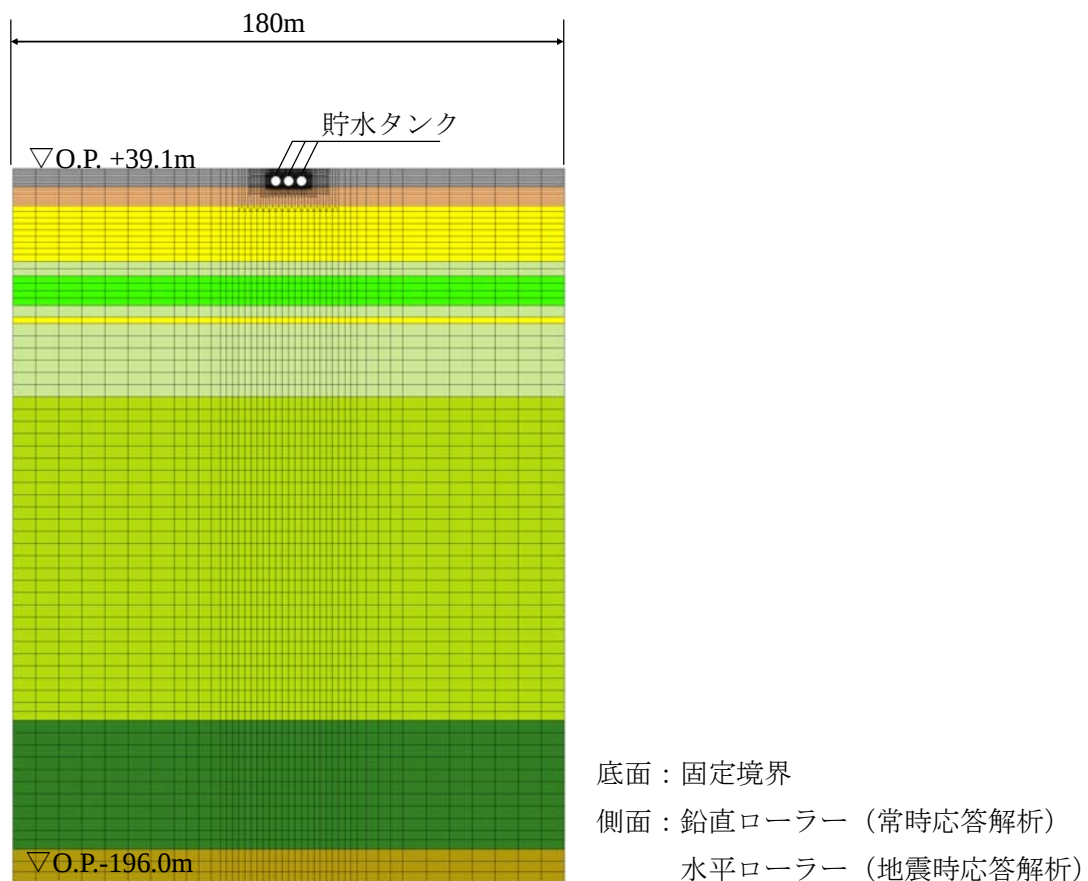
3.3.1. 解析手法

解析手法は、二次元有限要素法解析を用いる。解析では水平地震力 $K_h=0.3$ を作用させた。

3.3.2. 解析モデル

タンクの解析モデルを図ー 5 に示す。解析モデルでは、タンクを線形の線材要素（梁要素）、地盤を平面要素でモデル化した。タンクは 2 基ないしは 3 基をセットとして配置するため、モデルでは 3 基を並べて配置している。

モデルの領域は、底部を解放基盤面（O.P. -196m）までとし、幅を 180m とした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし、設置計画の条件に合わせて、土被り厚を 2.5m としている。



図ー 5 解析モデル（耐震 B クラス評価）

3.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では、曲げ及びせん断について評価を行うものとし、水平地震力 $K_h=0.3$ を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が、評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は、曲げによる評価では、タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし、せん断による評価では、タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する断面力は、二次元 FEM 解析から求められた断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）である。

評価基準値は、「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説 I 共通編，IV 下部構造編」に基づく許容応力度とする。

3.3.4. 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表－4 に、せん断に対する照査結果を表－5 に示す。これらの結果より、曲げ、せん断ともに、照査用応答値が評価基準値（許容応力度）を十分に下回っていることが確認できることから、当該タンクは耐震 B クラス相当以上の耐震性を有するものと評価した。

表－4 曲げに対する照査結果（耐震 B クラス評価）

	照査用応答値 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	照査用応答値 ／評価基準値
左タンク	21.9	210	0.10
中央タンク	21.7	210	0.10
右タンク	20.7	210	0.10

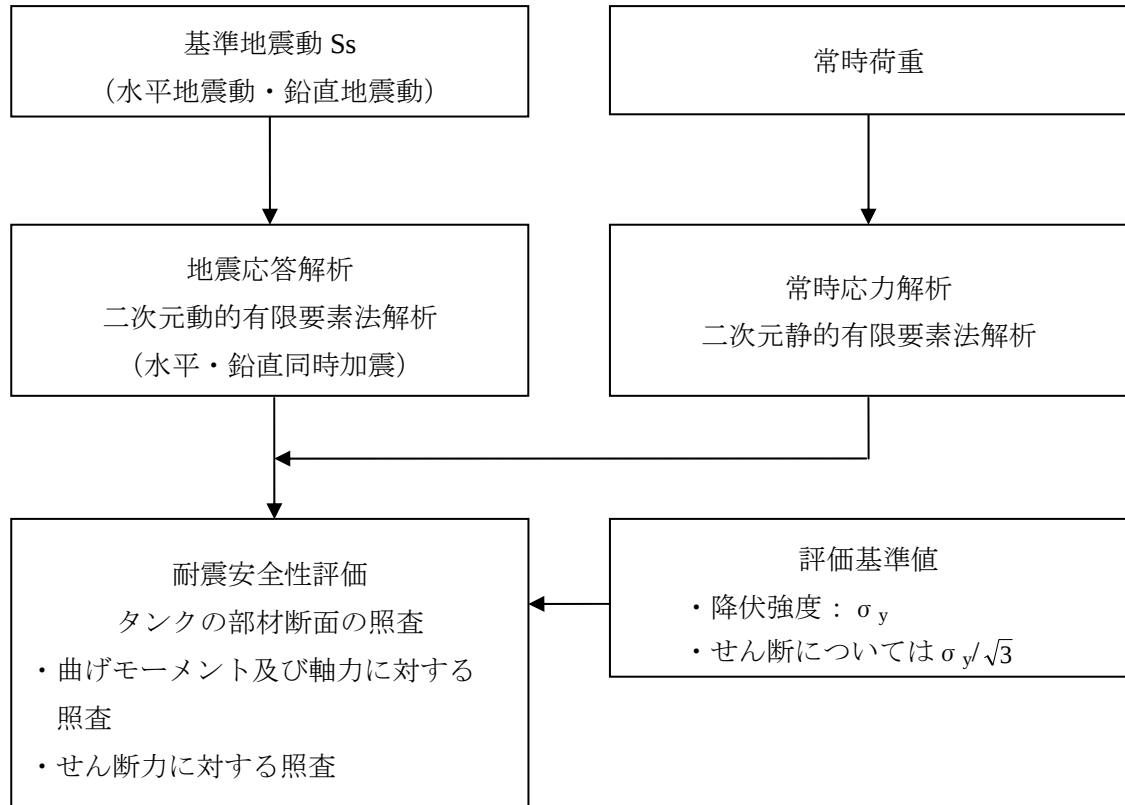
表－5 せん断に対する照査結果（耐震 B クラス評価）

	照査用応答値 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	照査用応答値 ／評価基準値
左タンク	0.018	120	0.00015
中央タンク	0.019	120	0.00016
右タンク	0.019	120	0.00016

4. 基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価

4.1. 評価手順

基準地震動 S_s に対するタンクの耐震安全性評価手順を図－6 に示す。



図－6 耐震安全性評価手順（基準地震動 S_s 評価）

4.2. 評価条件

地盤応答解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

4.2.1. タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値は表－１に示した通りであり，耐震Ｂクラスに対する評価で用いたものと同じである。

4.2.2. 地盤の物性値

解析用地層構成は表－２に示した通りであり，耐震Ｂクラスに対する評価で用いたものと同じである。

基準地震動 S_s に対する解析で用いる地盤物性値を表－６に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O.P. +6.77m (富岡層 T3 部層内) と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

4.2.3. 荷重

a) 常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

b) 地震時荷重

地震時荷重として，基準地震動 S_s ($S_s-1 \sim S_s-3$ の３波) による地震応答解析により求まる荷重を考慮する。

表一 6 解析用物性値 (機順次振動 Ss 評価)

		埋戻土	段丘堆積層	富岡層					先富岡層 (b層)
				T3部層 砂岩	T3部層 泥質部	T3部層 互層部	T2部層 *3)	T1部層	
物理特性	ρ_+ (g/cm ³)	1. 80	1. 59	1. 84	1. 71	1. 76	1. 75-0. 000417Z	1. 79	1. 88
	E ₀ (N/mm ²)	17. 7	23. 5	124P+94. 4 *1)	506	等価変形係数 *2)	120-5. 42Z	675	931
静的変形特性	ν	0. 33	0. 21	0. 48	0. 47	等価ポアソン比 *2)	0. 47	0. 47	0. 45
動の変形特性	G ₀ (N/mm ²)	72. 6	158	210	427	302	254-3. 22Z	667	954
	ν_d	0. 35	0. 48	0. 48	0. 45	0. 46	0. 467+0. 000222Z	0. 44	0. 42
	$G/G_0 \sim \gamma$ (γ : %)	$\frac{1}{1+10. 65 \gamma^{0. 778}}$	$\frac{1}{1+6. 872 \gamma^{0. 614}}$	$\frac{1}{1+3. 009 \gamma^{0. 604}}$	$\frac{1}{1+3. 600 \gamma^{0. 962}}$	$\frac{1}{1+3. 257 \gamma^{0. 688}}$	$\frac{1}{1+2. 845 \gamma^{0. 918}}$	$\frac{1}{1+2. 586 \gamma^{0. 722}}$	$\frac{1}{1+2. 714 \gamma^{0. 926}}$
	$h \sim \gamma$ (h , γ : %)	$22. 97 \gamma^{0. 289}$	$\frac{14. 79}{1+0. 036/\gamma}$	$\frac{21. 80}{1+0. 122/\gamma}$	$11. 90 \gamma^{1. 086}+1. 617$	$\frac{17. 57}{1+0. 084/\gamma}$	10. 54 $\gamma^{0. 865}+0. 903$	15. 04 $\gamma^{0. 517}$	14. 69 $\gamma^{0. 583}$

*1) P:有効上載圧 (N/mm²)
*2) T3部層 砂岩とT3部層 泥質部の層厚比 (4:6とする) から等価物性値を設定する。
*3) Z: 標高 (m)

4.3. 地震応答解析

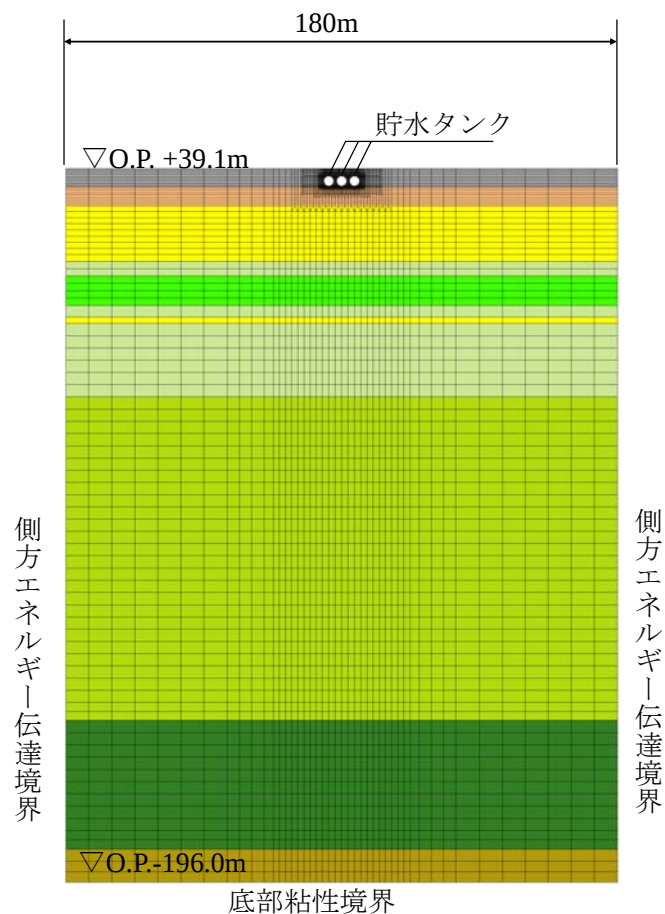
4.3.1. 解析手法

地震応答解析手法は，構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元動的有限要素法解析を用いることとし，解析では水平地震動と鉛直地震動を同時入力する。

4.3.2. 解析モデル

タンクの地震応答解析モデルを図－7に示す。地震応答解析モデルでは，タンクを線形の線材要素（梁要素），地盤を平面要素でモデル化し，等価線形化法によって地盤の非線形性を考慮した。タンクは2基ないしは3基をセットとして配置するため，モデルでは3基を並べて配置している。

モデルの領域は，底部を解放基盤面（O.P.-196m）までとし，幅を180mとした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし，設置計画の条件に合わせて，土被り厚を2.5mとしている。モデルの側方はエネルギー伝達境界，底面は粘性境界とし，基準地震動 Ss-1，Ss-2，Ss-3の3波を入力する。



図－7 解析モデル（基準地震動 Ss 評価）

4.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では、曲げ及びせん断について評価を行うものとし、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析に基づいた応答値が、評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は、曲げによる評価では、タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし、せん断による評価では、タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する地震時発生断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）は、評価基準値に対する照査用応答値の比（照査用応答値／評価基準値）が最も大きくなる時刻の断面力である。

評価基準値は、曲げによる評価ではタンクの部材の降伏強度とし、せん断による照査では降伏強度の $1/\sqrt{3}$ とする。

4.3.4 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表－7に、せん断に対する照査結果を表－8に示す。これらの結果より、曲げ、せん断ともに、照査用応答値が評価基準値を下回っていることが確認できることから、当該タンクは基準地震動 S_s に対して貯水機能を保持できるものと評価した。

表－7 曲げに対する照査結果（基準地震動 S_s 評価）

		照査用応答値 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	照査用応答値 ／評価基準値
Ss-1	左タンク	56.3	245	0.23
	中央タンク	59.3	245	0.24
	右タンク	59.5	245	0.24
Ss-2	左タンク	60.0	245	0.24
	中央タンク	59.8	245	0.24
	右タンク	57.2	245	0.23
Ss-3	左タンク	42.2	245	0.17
	中央タンク	43.6	245	0.18
	右タンク	41.1	245	0.17

表－８　せん断に対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

		照査用応答値 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	照査用応答値 ／評価基準値
Ss-1	左タンク	0.301	141	0.0021
	中央タンク	0.295	141	0.0021
	右タンク	0.300	141	0.0021
Ss-2	左タンク	0.311	141	0.0022
	中央タンク	0.304	141	0.0022
	右タンク	0.308	141	0.0022
Ss-3	左タンク	0.228	141	0.0016
	中央タンク	0.222	141	0.0016
	右タンク	0.226	141	0.0016

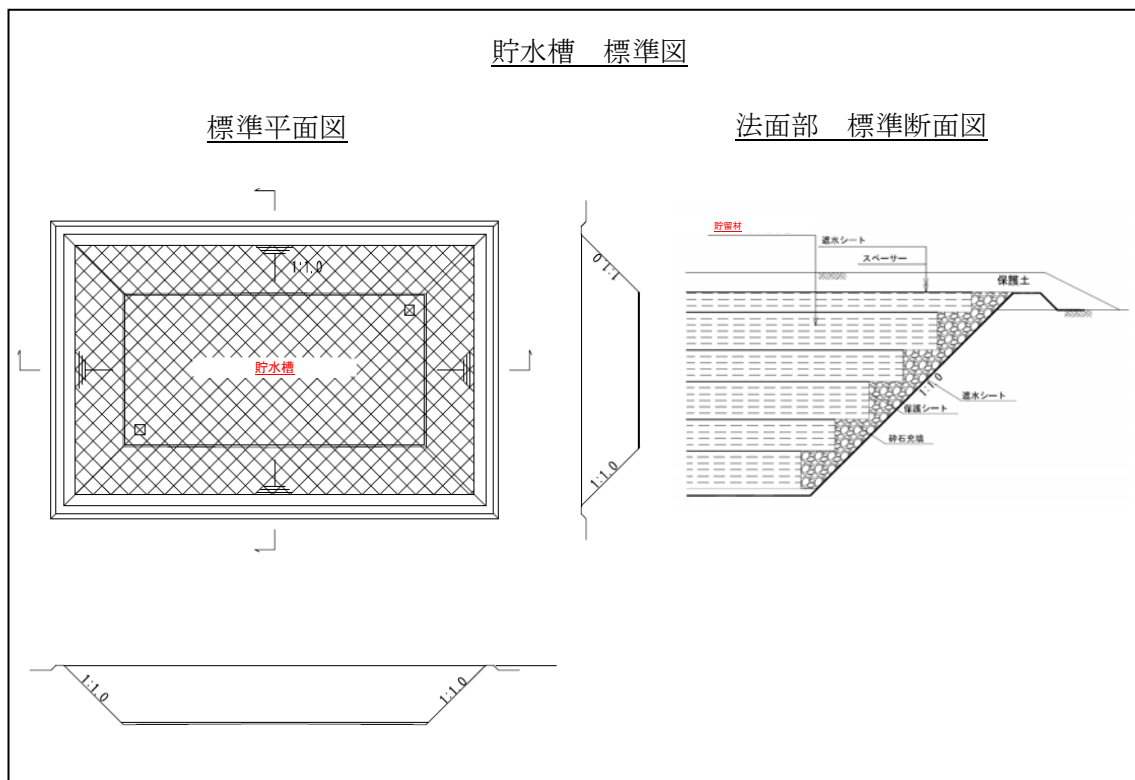
以上

地下貯水槽の遮水シートの耐震性評価

プラスチック製地下貯水槽（以下、「貯水槽」という）の耐震安全性を二次元静的 FEM 解析に基づいて評価し、貯水機能が保持されることを確認する。

(1) 対象とする貯水槽

対象とする貯水槽は、プラスチック製の貯留材（以下、「貯留材」という）と遮水シートで構築される。貯水槽の概要を図－1 に示す。貯水槽は段丘堆積層を掘削して設置し、盛土によって 0.7m の土被り厚を確保する。

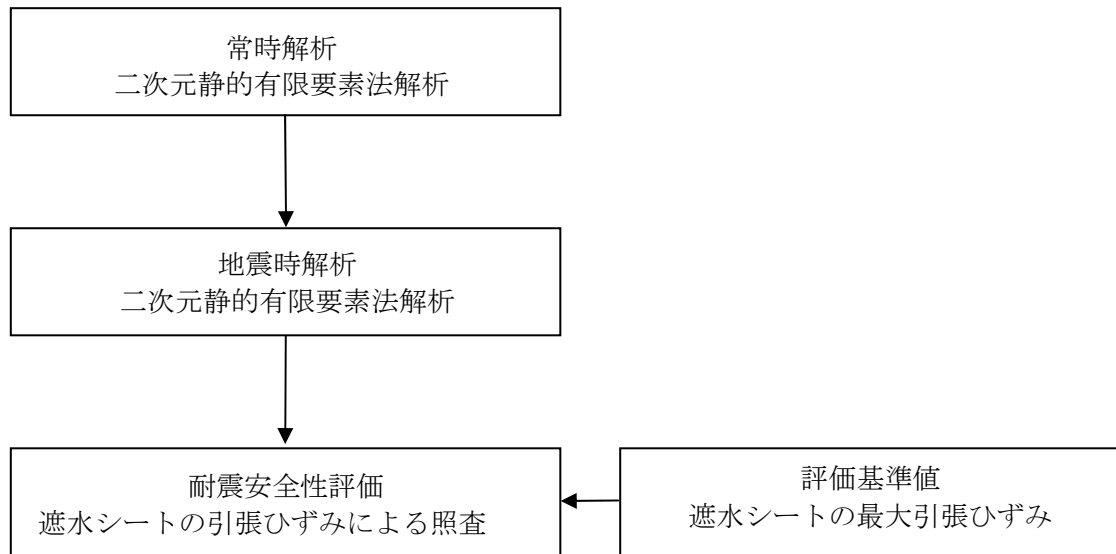


図－1 貯水槽の概要

(2) 耐震安全性評価

a. 評価手順

貯水槽の耐震安全性評価では、地震力によって生じる遮水シートの引張りずみ（照査用応答値）が遮水シートの最大引張りずみ（評価基準値）以下であることを確認する。評価フローを図－2 に示す。



図－２ 貯水槽の耐震評価フロー

b. 評価条件

解析に用いる地盤の物性値，並びに考慮する荷重は以下のとおりとする。

i. 地盤の物性値

貯水槽は，段丘堆積層内に設置される。段丘堆積層の地盤物性値を表－１に示す。
なお，盛土による荷重は上載荷重として扱い，解析では節点力としてモデルに作用させている。

表－１ 地盤の物性値

		段丘体積層
物理特性	ρ_t (g/cm ³)	1.59
静的変形特性	E_0 (N/mm ²)	23.5
	ν	0.21
動の変形特性	G_0 (N/mm ²)	158
	ν_d	0.48

ii. 設計用地震力

設計用地震力は水平地震力のみ考慮することとし，B クラス相当として水平震度 $K_H=0.3$ 及び S クラス相当として水平震度 $K_H=0.6$ とする。

(3) 評価結果

a. 評価方法

耐震安全性評価では、水平地震力（ $K_H=0.3$ 及び $K_H=0.6$ ）を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が、評価基準値を下回ることを確認する。

照査用応答値は、遮水シート設置位置における節点変位による引張ひずみとする。
評価基準値は、日本遮水工協会基準に基づく最大引張ひずみとする。

b. 照査結果

照査結果を表－２に示す。照査用応答値は、評価基準値 560%を下回ることを確認した。

表－２ 照査結果

	照査用応答値 ε_d (%)	評価基準値 ε_u (%)	照 査 ($\varepsilon_d / \varepsilon_u$)
$K_H=0.3$ の場合	0.148	560	0.00026
$K_H=0.6$ の場合	0.206	560	0.00037

c. 評価結果

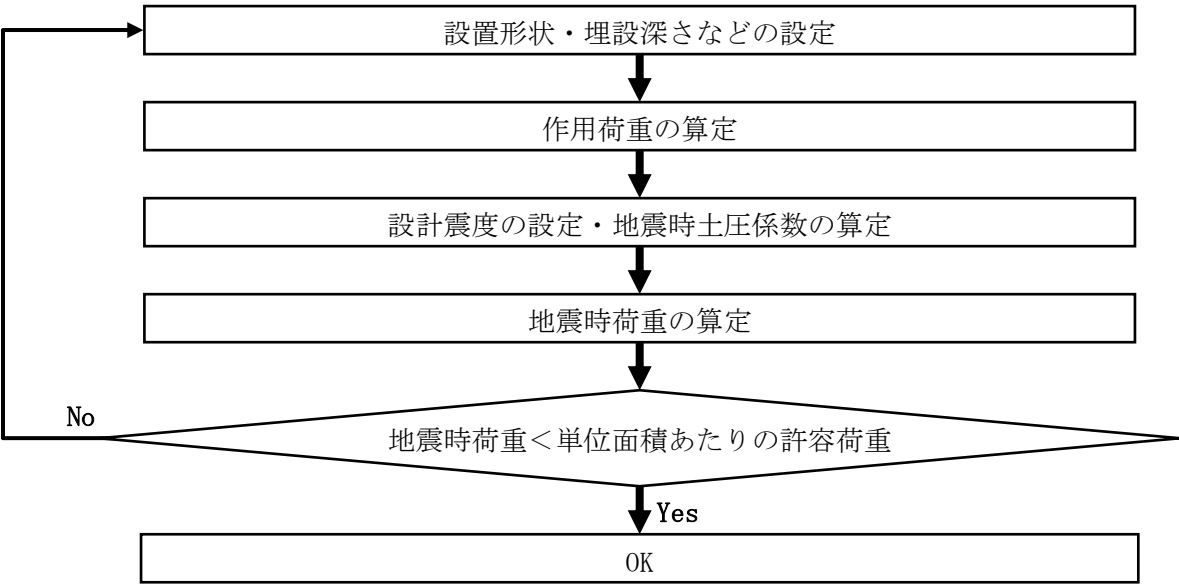
遮水シートの照査用応答値は、評価基準値を下回るとともに十分な裕度を有していることから、貯水機能が保持されるものと評価した。

以上

地下貯水槽のプラスチック製貯水枠材の耐震性評価

(1) 評価手順

プラスチック製貯水枠材の耐震評価のフローを図－1に示す。



図－1 プラスチック製貯水枠材の耐震評価フロー

(2) 耐震評価（Bクラス）

a. 作用荷重の算定

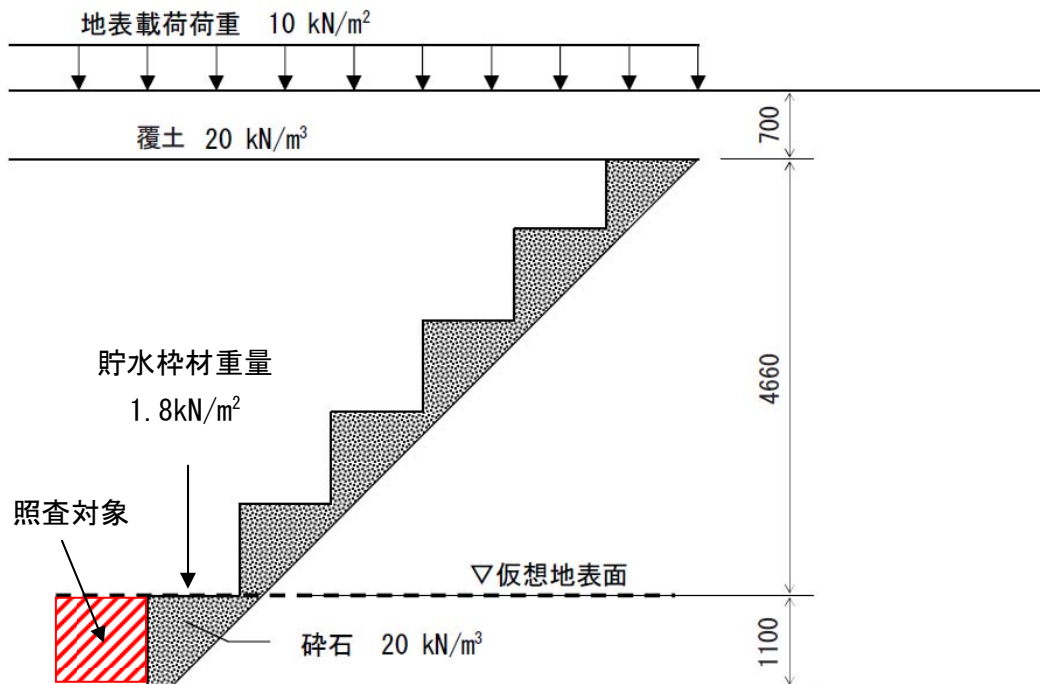
（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって、地表載荷荷重 10kN/m^2 を考慮し、貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表-1に、照査対象と作用荷重を図－2に示す。

なお、覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表－1 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量（ kN/m^3 ）
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	18.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」 社団法人日本道路協会



図－２ 照査対象と作用荷重

貯水枠材を階段状に積み上げたとき、最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は、仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 $V1$ となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は、 $V1$ と仮想地表面より下部の碎石重量 $V2$ に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで、

$$V1 = 10 + 20 \times 0.7 + 1.8 = 25.8 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

$$V2 = 20 \times 1.1 = 22.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

b. 設計水平震度の設定と地震時水平土圧の算定

Bクラス評価の場合には、設計水平震度 K_h を 0.3 とする。地震時土圧係数 K_{ea} は、道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（Ⅴ 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.48 とする。

c. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 Ph は、

$$Ph = K_{ea} \times (V1 + V2) = 0.48 \times (25.8 + 22.0) = 23.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

d. 耐震評価

今回使用する貯水枠材のうち，最も水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力）^{（注1）}が小さいものは次の通りである。

水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力） σ_{ha} ：30.0kN/m²

（注1） 貯水枠材の許容荷重は，材料の安全率 1.3 を考慮した許容応力とし，その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって，

$$\sigma_{ha}=30.0>Ph=23.0$$

となり，貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

(3) 耐震評価（S クラス）

a. 作用荷重の算定

（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって，地表載荷荷重 10kN/m² を考慮し，貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表－2 に，照査対象と作用荷重を図－3 に示す。

なお，覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが，安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表－2 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量（kN/m ³ ）
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	18.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」社団法人日本道路協会

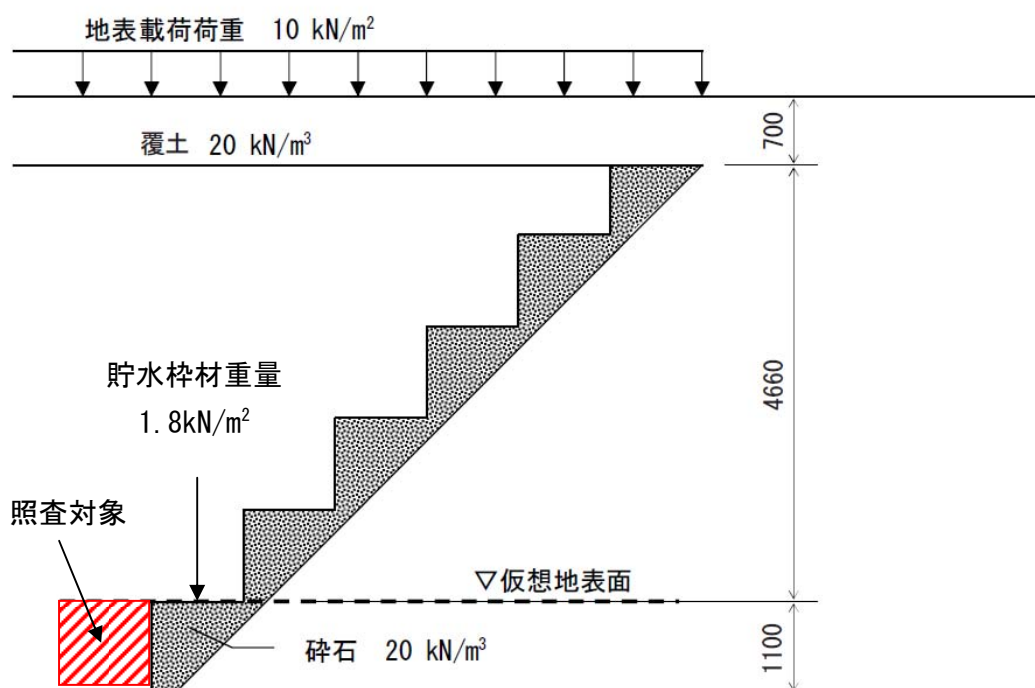
貯水枠材を階段状に積み上げたとき，最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は，仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 V1 となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は，V1 と仮想地表面より下部の碎石重量 V2 に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで，

$$V1=10+20\times0.7+1.8=25.8 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

$$V2=20\times1.1=22.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$



図－3 調査対象と作用荷重

b. 設計水平震度・設計鉛直震度の設定と地震時水平土圧の算定

S クラス評価の場合には、設計水平震度 K_h を 0.6，設計鉛直震度 K_v を 0.3 とし、水平方向・鉛直方向地震の組み合わせを考慮する。地震時土圧係数 K_{ea} は、道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（V 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.75 とする。

c. 地震時荷重（鉛直方向）の算定

貯水枠材最下部の上面に作用する鉛直方向荷重 P_v は、

$$P_v = (1 + K_v) \times V_1 = (1 + 0.3) \times 25.8 = 33.6 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

d. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 P_h は、

$$P_h = K_{ea} \times (1 + K_v) \times (V_1 + V_2) = 0.75 \times (1 + 0.3) \times (25.8 + 22.0) = 46.6 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

e. 耐震評価

S クラス評価は比例限界応力^(注2)に基づいて評価を実施する。今回使用する貯水枠材のうち、最も比例限界応力が小さいものは次の通りである。

水平方向の比例限界応力 σ_{hc} : 52.5 kN/m²

鉛直方向の比例限界応力 σ_{vc} : 102.1 kN/m²

(注2) Sクラス評価の場合には求められる性能が機能維持であることから、貯水枠材の許容荷重は材料の安全率を 1.0 とした比例限界応力を用いることとし、その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって、

$$\sigma_{hc}=52.5 > P_h=46.6$$

$$\sigma_{vc}=102.1 > P_v=33.6$$

となり、貯水枠材の強度機能の維持は可能と評価できる。

(4) 載荷荷重について

上述の強度照査により、貯水枠材の強度は地下貯水槽上に 10kN/m² の荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし、地下貯水槽上に物資を搬入する場合には、設計上載荷重との関係を個別に評価する。

以上

(参考) 貯水枠材の強度に関する試験方法

(社) 雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルでは、貯水枠材の圧縮強度に関する試験方法を以下のように定めている。

構造部材の圧縮試験方法 (Arsit A-1:2008)

圧縮試験は、貯留枠材の鉛直方向及び水平方向の耐力を求める重要な試験である。

JIS の試験方法は、材料試験を目的とした試験で、角柱、円柱、管形状の供試体としているが、貯水枠材として必要な強度は構造体としての性能であることに留意すべきである。

1) 引用規格

プラスチック圧縮特性の試験方法 JIS K 7181, JIS Z 0212

2) 供試体

部材には異方性があり、使用状態で鉛直方向と水平方向 (2 方向) の強度が異なると考えられる場合には、3 方向あるいは 2 方向で試験を行う (図-4 (a))。また、図-4 (b) のように異方性の部材を組み合わせることで各方向の強度の均等化を図っている場合は、最小構成単位 (図-4 (b) の場合は 4 個) の単位部材とみなして試験を行うことが望ましい。しかし、試験が大掛かりになる場合は、構成要素の方向別強度を平均するなどの簡略化をしても良い。

鉛直方向の載荷試験では、最小構成単位 (1 段) から始めて、2 段、3 段・・・と積み上げる段数を増やして、各載荷試験での最大応力値が収束することを確認する。水平方向の載荷試験では、鉛直方向で求めた収束段数と同数の積み上げ段数のみの試験で良い。供試体を載荷装置に設置する際や載荷試験時に、供試体が不安定になるなどの理由で外枠あるいは紐状の材料で安定させる場合は、試験結果に悪影響を及ぼさないように配慮する。

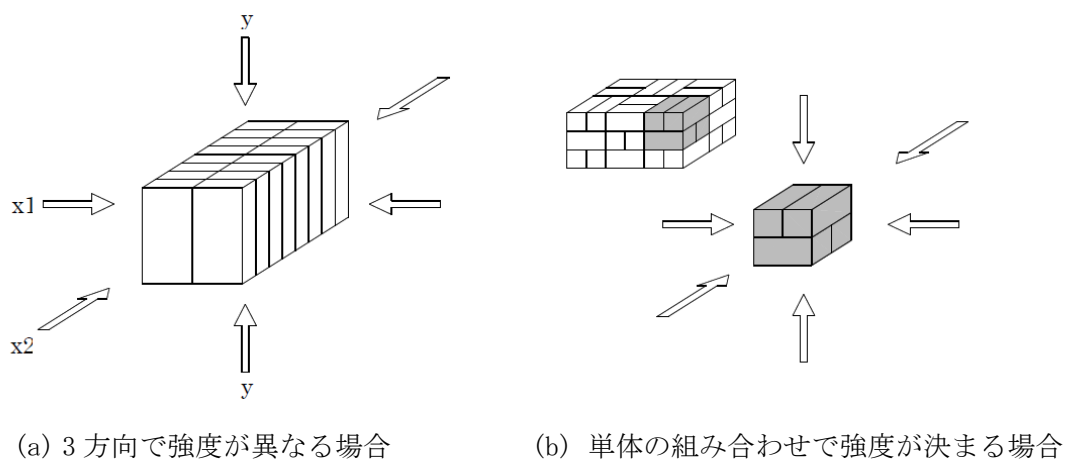


図-4 圧縮強度の異方性

3) 試験方法

载荷は、1 分当り 10mm 程度の一定速度で行う。

供試体は、試験前に载荷方向の長さを 2 箇所以上で測定しておく。試験時は、0.1mm 以上の精度を持つ測定器で、供試体の载荷方向の長さ変化を測定する。

4) 温度

試験は、 $23\pm 2^{\circ}\text{C}$ 一定の条件で実施することを原則とする。この条件での試験が難しい場合は、供試体を 24 時間以上 $23\pm 2^{\circ}\text{C}$ の条件に置いた後、速やかに試験を実施する。

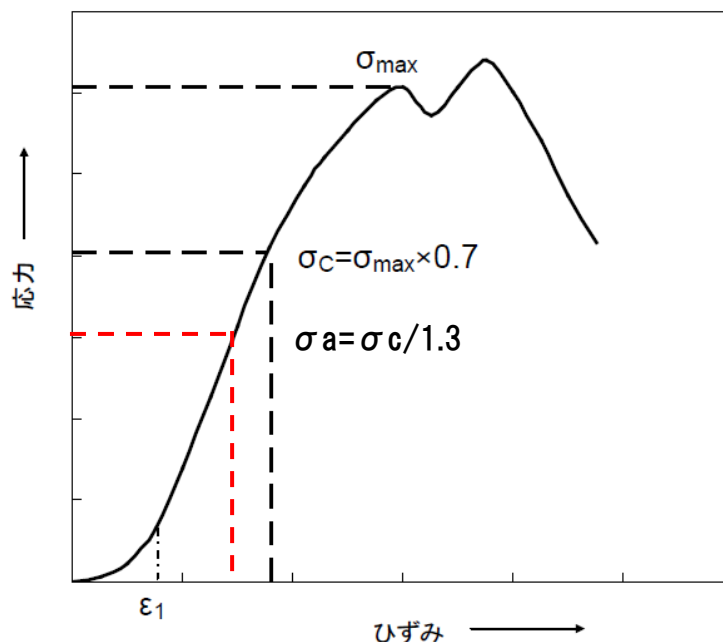
5) 試験結果の整理

試験で得られた供試体の载荷方向のひずみと応力関係（SS カーブ）の例を、図－5 に示す。

ひずみがゼロから ϵ_1 までの勾配の小さい区間は、供試体の初期不整やたわみなどが原因で生じる。その後、ひずみと応力の関係がほぼ一定で推移する区間があり、さらに応力の山が 2 つ以上現れる場合があるが、最初に応力の低下を示す前の最大応力（圧縮強さ）を $\sigma_{\max}$ とする。

最大応力（圧縮強さ） $\sigma_{\max}$ の 70%を「比例限界応力 σ_c 」とすることができる。ただし、その値が SS カーブの直線上にない場合は、直線上にある最も近い値を「比例限界応力 σ_c 」とする。

また、「比例限界応力 σ_c 」に安全率 1.3 を考慮し、 σ_c を材料の安全率（一般的に 1.3）で割った値を「許容応力 σ_a 」とする。



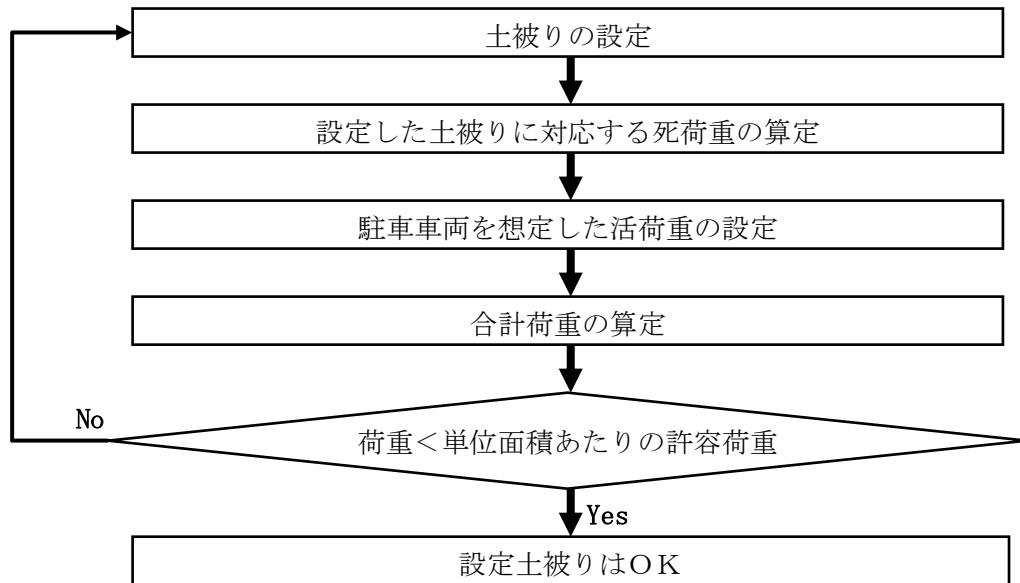
図－5 ひずみと応力の関係例

以上

駐車車両を想定した場合のプラスチック製貯水枠材の強度照査

(1) 評価手順

駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査のフローを図－1に示す。



図－1 駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査フロー

(2) 荷重条件

a. 死荷重

死荷重としては覆土を 0.7m まで施した場合を想定する。覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。表－1に覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を示す。

表－1 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量 (kN/m ³)
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	18.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」 社団法人日本道路協会

死荷重は,

$$BL = \gamma \times h1$$

ここに,

BL : 覆土の上載荷重 (kN/m²)

γ : 覆土材料の単位体積重量 (kN/m³)

h1 : 覆土厚さ (m)

b. 活荷重

活荷重としては、高速自動車国道、一般国道に用いられている T-25 荷重（ただし、駐車スペースなので衝撃なし）を用いる。これは総重量 25 トンの大型トラックの荷重を想定したものである。

貯水槽上面に作用する自動車荷重は道路横断方向に際限なく載荷させるものとして、単位長さ当たりの荷重は次式により求める。

$$P1 = \frac{2T1}{B}(1+i) \quad P2 = \frac{2T2}{B}(1+i)$$

ここに,

P1 : 後輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重 (kN/m)

P2 : 前輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重 (kN/m)

T1 : 自動車の 1 後輪荷重

T2 : 自動車の 1 前輪荷重

B : 自動車占有幅 (2.75m)

i : 衝撃係数 (0)

また、T-25 荷重の諸元を表－2 に示す。

表－2 T-25 荷重の諸元

自動車荷重	総荷重 (kN)	T1:後輪荷重 (kN)	T2:前輪荷重 (kN)	接地幅 (m)	前後車輪間隔 (m)
T-25	250	100	25	0.2	4.0

なお、輪荷重による活荷重は図－2 のように地表面より接地幅 0.2m で車両進行方向に 45° の角度をもって地中に分散するものとする。

したがって、貯水槽上面に作用する自動車荷重は次のようになる。

$$q1 = \frac{P1}{2h1 + 0.2} \quad q2 = \frac{P2}{2h1 + 0.2}$$

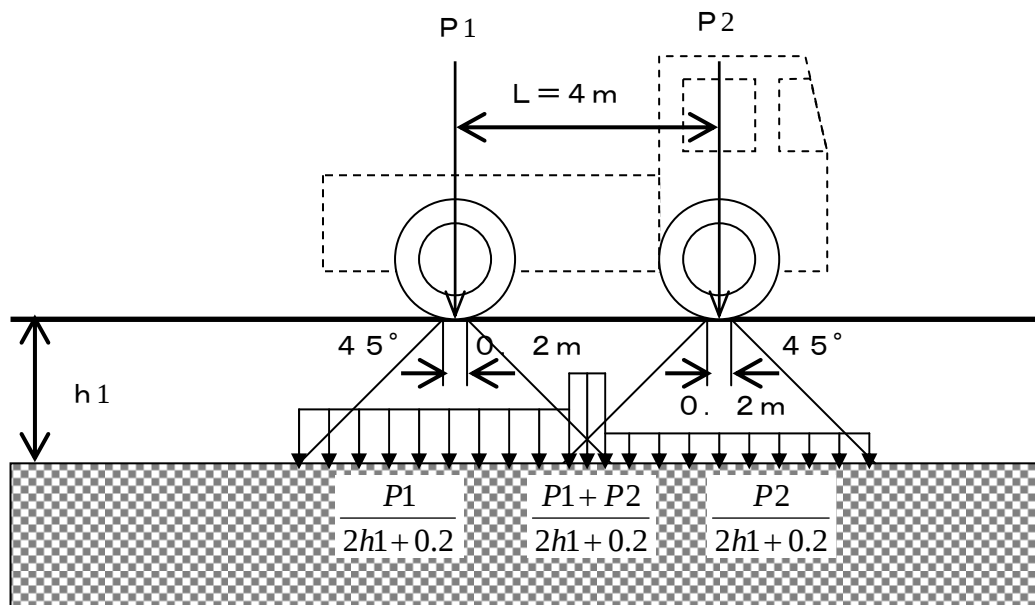
ここに,

q_1 : 後輪の分布荷重 (kN/m^2)

q_2 : 前輪の分布荷重 (kN/m^2)

h_1 : 覆土厚さ (m)

L : 前輪と後輪の中心距離 (軸距 4.0m)



図－２ 輪荷重による活荷重

図－２から明らかなように、自動車荷重の最大値は次のようになる。

$L > 2h_1 + 0.2$ の場合は、後輪荷重のみの $q = q_1$

$L \leq 2h_1 + 0.2$ の場合は、後輪荷重と前輪荷重を考慮した $q = q_1 + q_2$

今回の場合、 $L = 4.0\text{m}$ 、 $2h_1 + 0.2 = 1.6\text{m}$ なので、前者に当たり、自動車荷重としては q_1 のみを考慮することとなる。

(3) 設計震度と許容荷重

検討に用いた設計震度と照査に用いた許容荷重^(注)を表－３に示す。

(注) 求められる性能を機能維持とし、貯水枠材の許容荷重としては材料の安全率を 1.0 とした「比例限界応力」を用いることとし、その値は(社)雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

表－３ 設計震度と許容荷重

設計震度 (鉛直)	許容荷重 (比例限界応力)
0.3	102.1kN/m^2

(4) 合計荷重の算定

上述の計算手順にしたがい、算定した合計荷重を表－４に示す。

表－４ 合計荷重の計算結果

荷重	条件・計算結果	算定式
【死荷重】		
γ ：覆土単位体積重量	20kN/m ³	
h1：覆土厚さ	0.7m	
BL：死荷重	14kN/m ²	$\gamma \times h1$
【活荷重】		
T1：後輪荷重	100kN	
B：自動車占有幅	2.75m	
P1：後輪単位幅荷重	72.7kN/m ²	$2 \times T1 \times (1+i)/B$
h1：覆土厚さ	0.7m	
q1：活荷重	45.5kN/m ²	$P1/(2 \times h1 + 0.2)$
【合計荷重：常時】： σ	59.5kN/m ²	$BL + q1$

	計算結果	算定式
【合計荷重：地震時】： σt	77.3kN/m ²	$\sigma \times (1+0.3)$

(5) 強度照査

今回使用する貯水枠材のうち、最も単位面積あたりの許容荷重が小さいものは表－３に示した通りである。それに基づき強度照査を実施した結果を表－５に示す。この結果より、貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

表－５ 強度照査結果

計算結果	許容荷重（比例限界応力）
77.3kN/m ²	102.1kN/m ²

(6) 載荷荷重について

上述の強度照査により、貯水枠材の強度は地下貯水槽上に T-25 荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし、地下貯水槽上に物資を搬入する場合には、設計上載荷荷重との関係を個別に評価する。

以上

地下貯水槽のスロッシング評価

(1) 評価方法

スロッシングはタンク内包水が地震により揺れる現象をいい、地震波の中でもやや長周期のものが、比較的直径の大きなタンクの形状に影響して発生すると考えられている。

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 30cm 以下と小規模であり、スロッシングの様な長周期問題は顕在化しないと考えられるが、確認のためスロッシングによる液位上昇量を計算して溢水等が発生しないか確認を行う。

評価方法は容器構造設計指針（日本建築学会）に従うこととする。

【スロッシング計算法】

スロッシング波高の算定は以下の式にて算出する。

$$\eta = 0.802 \times Z_s \times I \times S_v1 \times \sqrt{(D/g \times \tanh(\frac{3.682 \times HL}{D}))}$$

水面動揺の振動周期は以下の式にて算出する。

$$T_s = \frac{2\pi \sqrt{D}}{\sqrt{(3.68 \times g \times \tanh(3.68 \times HL/D))}}$$

ここに、HL： 静水時の水位

D： 配水池の内径

g： 重力加速度 9.800 m/s²

Zs： 地震地域係数で、Zs=1.0とする。

I： 用途係数で、表. 2-1により耐震設計区分はⅢとする

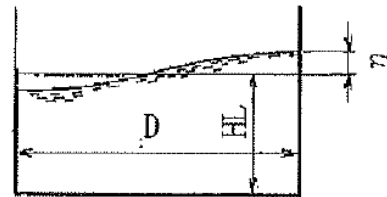


表. 2-1 用途係数I

耐震設計区分	対 象	用途係数 I
Ⅰ	小規模で危険物を収容しない容器構造物	0.6以上
Ⅱ	大または中規模で危険物を収容せず災害の波及効果の少ないもの	0.8以上
Ⅲ	地震災害の重大性が一般建築物と同等の容器構造物	1.0以上
Ⅳ	危険物を収容し、2次災害の要因となり得るもの	1.2以上

T_g： 地盤の臨界周期で、表. 2-2により地盤種別は2種とする

表. 2-2 臨界周期T_g

地盤種別	地 盤 条 件	T _g (s)
1 種	1) 第3紀以前の地盤（以下岩盤と称する） 2) 洪積層 3) 岩盤までの沖積層の厚さが10m未満	0.64
2 種	沖積層の厚さが25m未満かつ軟弱層の厚さが5m未満	0.96
3 種	1) 上記以外の地盤 2) 地盤の特性が不明なもの	1.28

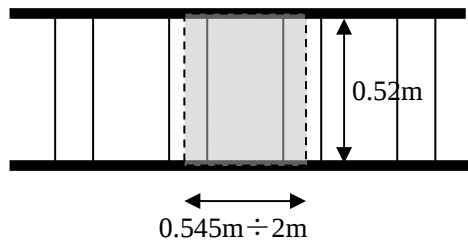
Sv1： スロッシング1次固有周期に対する設計速度応答スペクトル値で以下による

$$T_j < T_g \text{ のとき } S_{vj} = 156 \times T_s \text{ cm/s}$$

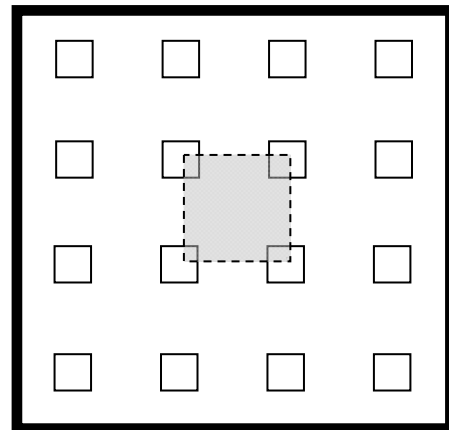
$$T_s \geq T_g \text{ のとき } S_{vj} = 156 \times T_g \text{ cm/s}$$

(2) 評価条件

対象とする水室の形状は次図のものを想定した。スロッシングは共振問題に近いと、鏡面構造をとると考えられることから、支柱で区切られる 1 ブロックを水室と仮定した。スロッシングは寸法が大きいものの方が、発生する液位上昇がより高くなることが知られているので、使用する貯水枠材の中でも最も大きな水室を構成する枠材を検討対象とした。



図－1 貯水槽断面図



図－2 貯水槽平面図

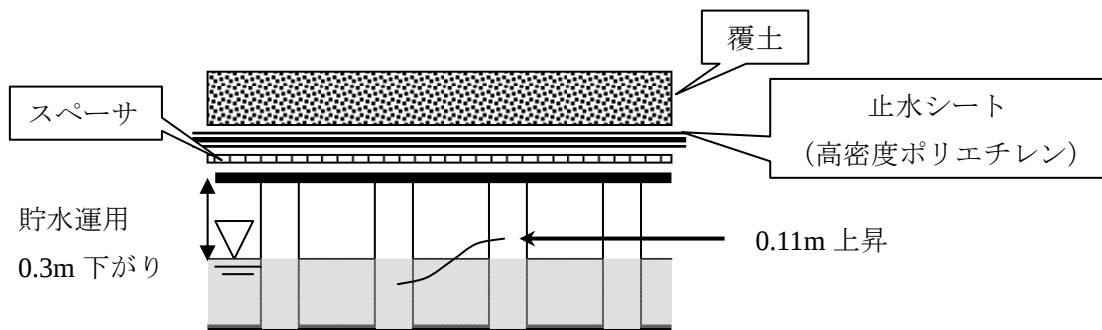
HL：静水時の水位 0.52m
(実運用の水位 0.22m)
D：水室の内径 $0.545 \div 2\text{m}$

(3) 評価結果

計算の結果は次の通り。

η ：液位上昇量 = **0.11m** (実運用水位も同値)

地下貯水槽は貯水枠上面より 0.3m 下がりで運用する計画であるので、0.11m の液位上昇があっても貯水槽外に溢水することはない。仮に液位が貯水枠上面を超えても止水シートが敷設されているので、溢水は防げるものと評価できる。



図－3 スロッシング時の水面変化

以上

円筒型タンク（1100t容量）の基準地震動 S_s に対する耐震性評価結果

円筒型タンク（1100t容量）は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられるが、当該タンクは大容量であり、設置数量も多く、且つ貯留している逆浸透膜装置の廃液は高濃度のストロンチウムが含まれているため、参考としてSクラス相当の評価として、基準地震動に対する耐震性評価を実施する。

1. 解析方針

基準地震動 S_s による地震力に対し、円筒型タンクの側板の座屈、側板及び接続ボルトの損傷の有無を評価することにより貯留機能が保持されることを確認する。解析には、汎用非線形構造解析システム FINAS V19.0を使用し、タンクと内包水の弾塑性・大変形動的応答解析を実施する。解析モデルはタンク寸法を基に天板、側板、底板を4節点四辺形シェル要素のモデル化とする。タンクの概略図を図－1、解析モデルを図－2、3に示す。

なお、応力等の算出及び評価は原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）を準用し、側板の座屈は座屈評価式を満足していること、側板は側板で発生する最大ミーゼス応力が許容値を満足していること、接続ボルトは接続ボルトで発生する最大引張応力が許容応力を満足していることを確認する。

2. 解析に用いる入力地震動

円筒型タンクへの入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した開放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s -1、 S_s -2、 S_s -3を用いることとする。なお、評価に当たっては、これらの基準地震動のうち、タンクの固有周期及びスロッシング周期で卓越する基準地震動を使用することとし、表－1に示す基準地震動を用いる。

3. 評価結果

評価結果を表－2、3に示す。また、側板に最大応力が発生した時の応力分布を図－4、5に示す。評価の結果、各評価部位の算出値は評価基準値以下となり、タンクの保持機能が確保されていることを確認した。

以上

表－１：卓越する基準地震動

	タンクの固有周期	タンクのスロッシング周期
水平方向	Ss-1	Ss-1
鉛直方向	Ss-3	Ss-1

表－２ タンク各部位の評価結果

(Ss-1による評価)

評価対象・部位	応力 分類	評価結果		備考
		算定値	評価基準値	
側板	膜応力	207MPa	360 MPa	図－６
	座屈	0.52	1	表－３
側板間連結ボルト（水平方向）	引張	324MPa	525 MPa	最下端位置
側板間連結ボルト（鉛直方向）	引張	469MPa	525 MPa	最下端位置

(Ss-3による評価)

評価対象・部位	応力 分類	評価結果		備考
		算定値	評価基準値	
側板	膜応力	199 MPa	360 MPa	図－７
	座屈	0.48	1	表－３
側板間連結ボルト（水平方向）	引張	291 MPa	525 MPa	最下端位置
側板間連結ボルト（鉛直方向）	引張	347 MPa	525 MPa	最下端位置

表－３ タンク側板の座屈評価結果

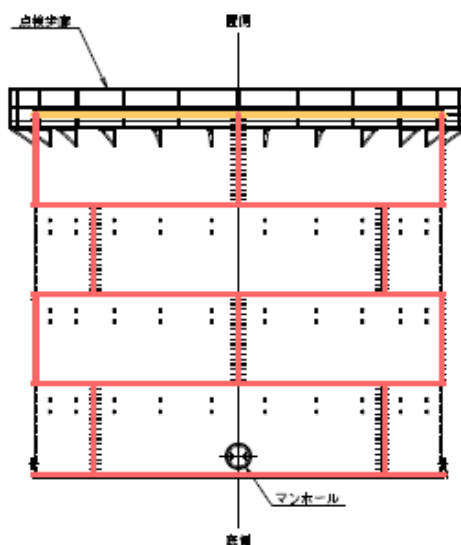
(Ss-1による評価)

発生最大平均 軸圧縮応力	発生最大平均 曲げ応力	軸圧縮に対する 座屈応力	曲げモーメントに 対する座屈応力	安全率	座屈 評価値
P/A [MPa]	M/Z [MPa]	f _c [MPa]	f _b [MPa]	α _B	(※)
1.9	34.7	78.3	109	1.5	0.52

(Ss-3による評価)

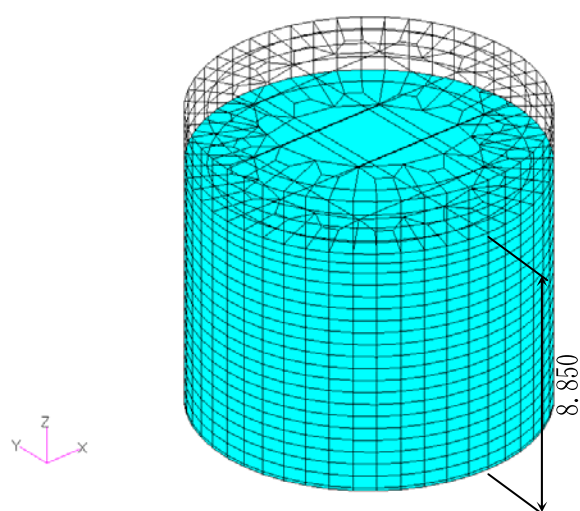
発生最大平均 軸圧縮応力	発生最大平均 曲げ応力	軸圧縮に対する 座屈応力	曲げモーメントに 対する座屈応力	安全率	座屈 評価値
P/A [MPa]	M/Z [MPa]	f _c [MPa]	f _b [MPa]	α _B	(※)
1.9	32.1	78.3	109	1.5	0.48

※JEAC4601-2008 より、座屈評価値 $\frac{\alpha_B(P/A)}{f_c} + \frac{\alpha_B(M/Z)}{f_b}$ が1を超えないことを確認する。

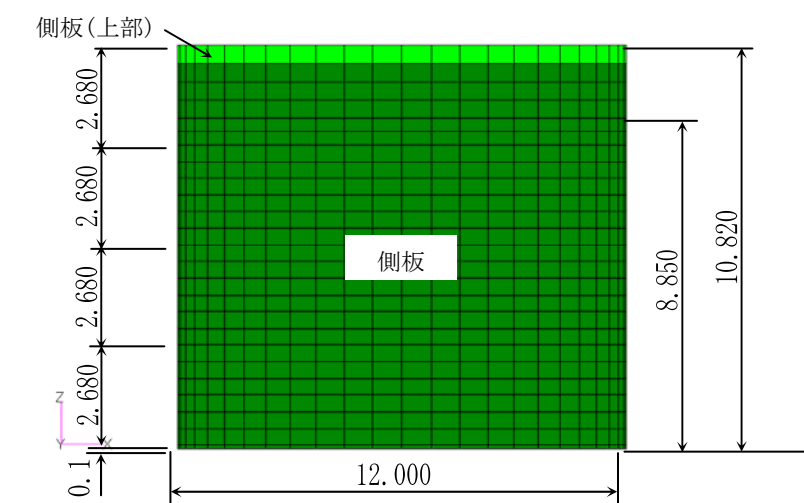


— : 接続ボルト評価位置

図－1 タンク概略図



図－2 解析モデル(鳥瞰図) 単位:m



図－3 解析モデル(側面図) 単位:m

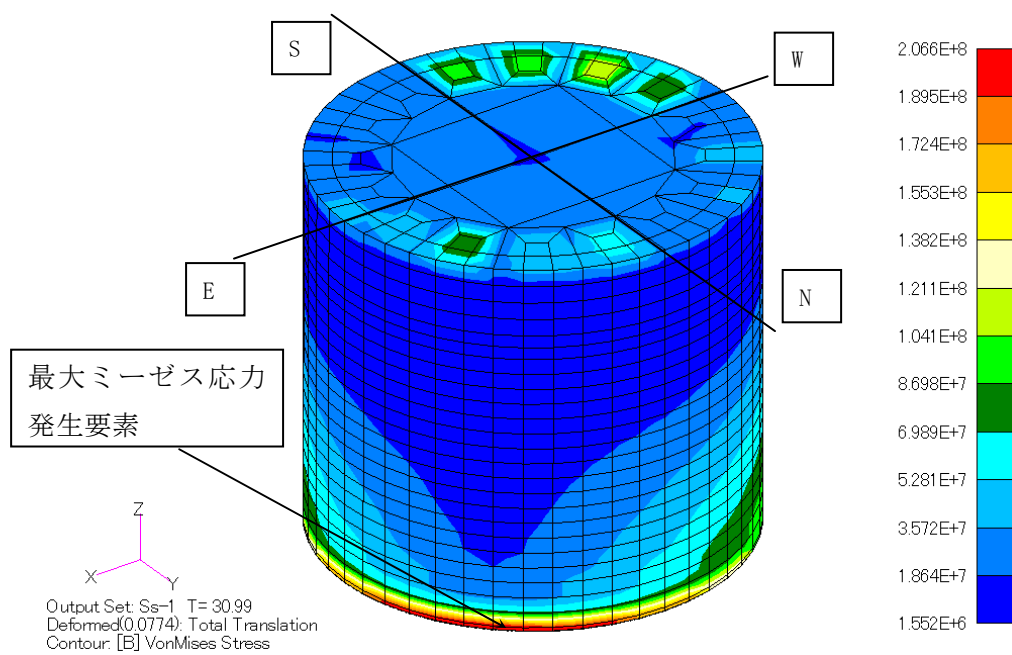


図-4 ミーゼス応力分布（鳥瞰図）
(Ss-1 内面 : 30.99 秒時 単位:Pa)

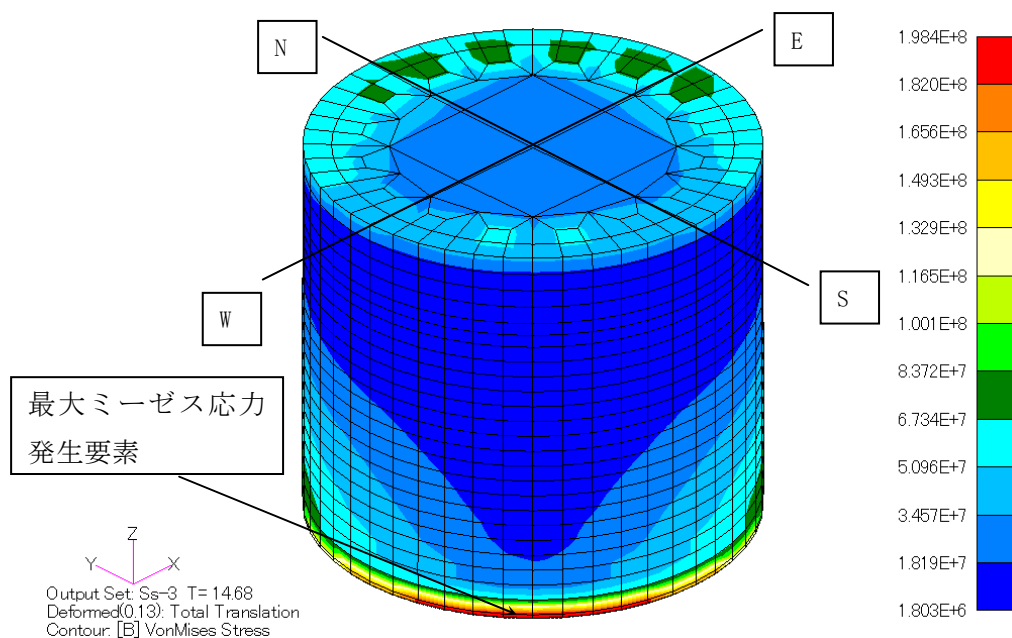


図-5 ミーゼス応力（鳥瞰図）
(Ss-3 内面 : 14.68 秒時 単位:Pa)

廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

廃スラッジ一時保管施設を構成するスラッジ棟及び設備棟は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の建物と位置づけられるため、耐震 B クラスとしての評価を実施した。なお、参考として、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考として S クラス相当の評価を行う。

1. スラッジ棟の耐震性評価

1.1 スラッジ棟の耐震 B クラスに対する評価

1.1.1. 評価方針

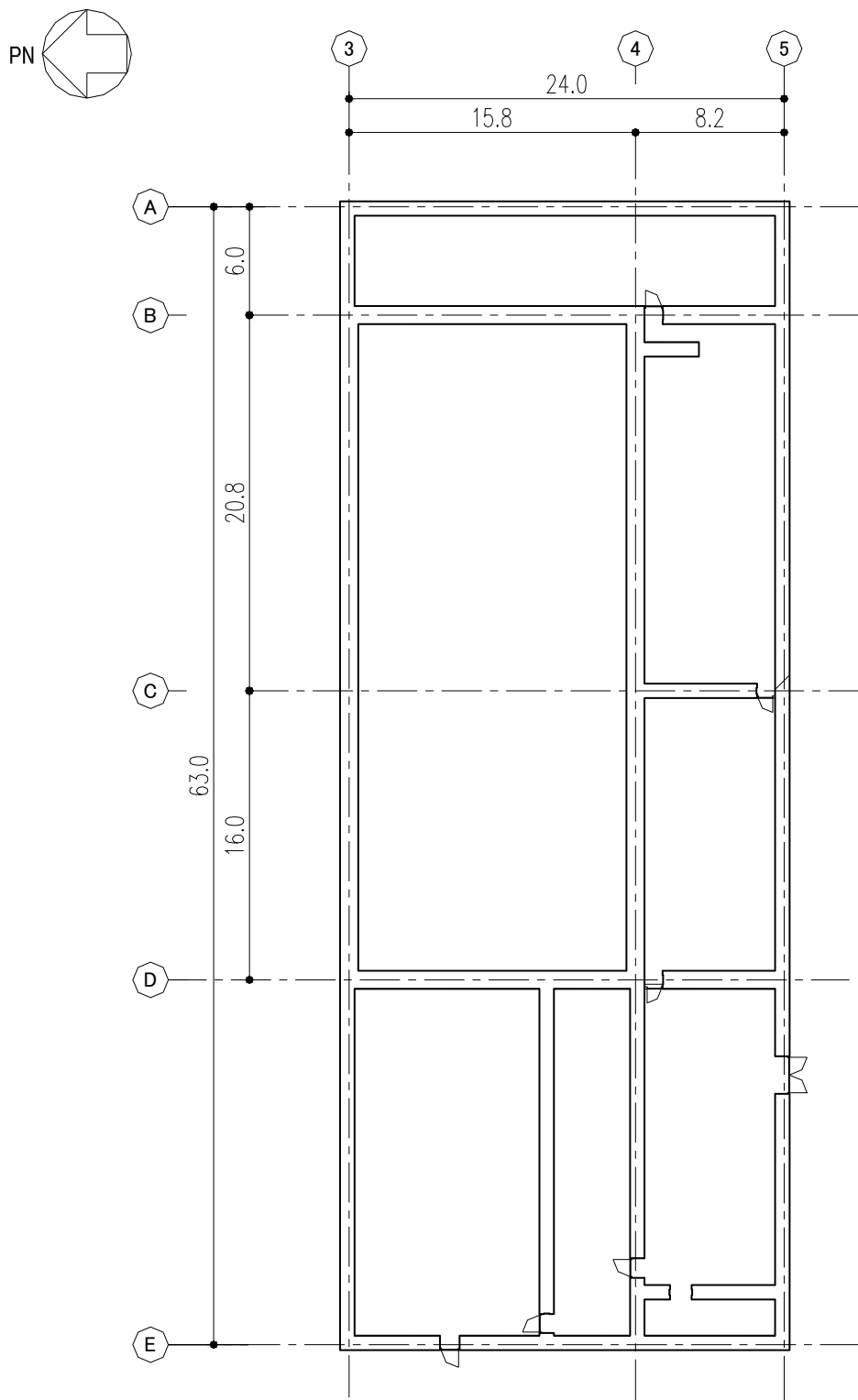
スラッジ棟は、地上 1 階建で平面が 24.8m (NS) × 63.6m (EW) の鉄筋コンクリート造の建物である。基礎底面からの高さは 12.39m であり、地上高さは 11.09m である。

基礎スラブは厚さ 1.5m のべた基礎である。基礎スラブは、厚さ 2.8m～3.8m の改良地盤を介して、N 値 20 以上の地盤に支持させる。スラッジ棟の平面図及び断面図を図－1～図－4 に示す。

建屋の地震時の水平力は、耐震壁で負担する。なお、建屋内壁には開口が多いため外壁のみを耐震上有効な耐震壁とみなす。

耐震壁の評価は、地上 1 階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位のせん断応力に対して行う。但し、耐震壁の設計用せん断力は、本建物の構造計算を NS、EW 方向ともに平成 19 年国土交通省告示第 593 号の構造計算（ルート 1）とするため、層せん断力係数 0.3 に相当する地震力に、耐力壁せん断力の割増し率 2.0（同告示による）を乗じて求める。耐震性の評価は、耐震壁の応力度を短期許容せん断応力度と比較することによって行うこととする。その際、地震時のせん断力はすべて鉄筋が負担するものとする。

スラッジ棟の評価手順を図－5に示す。



図ー1 スラッジ棟 建屋平面図 (0.P.34.6) (単位：m)

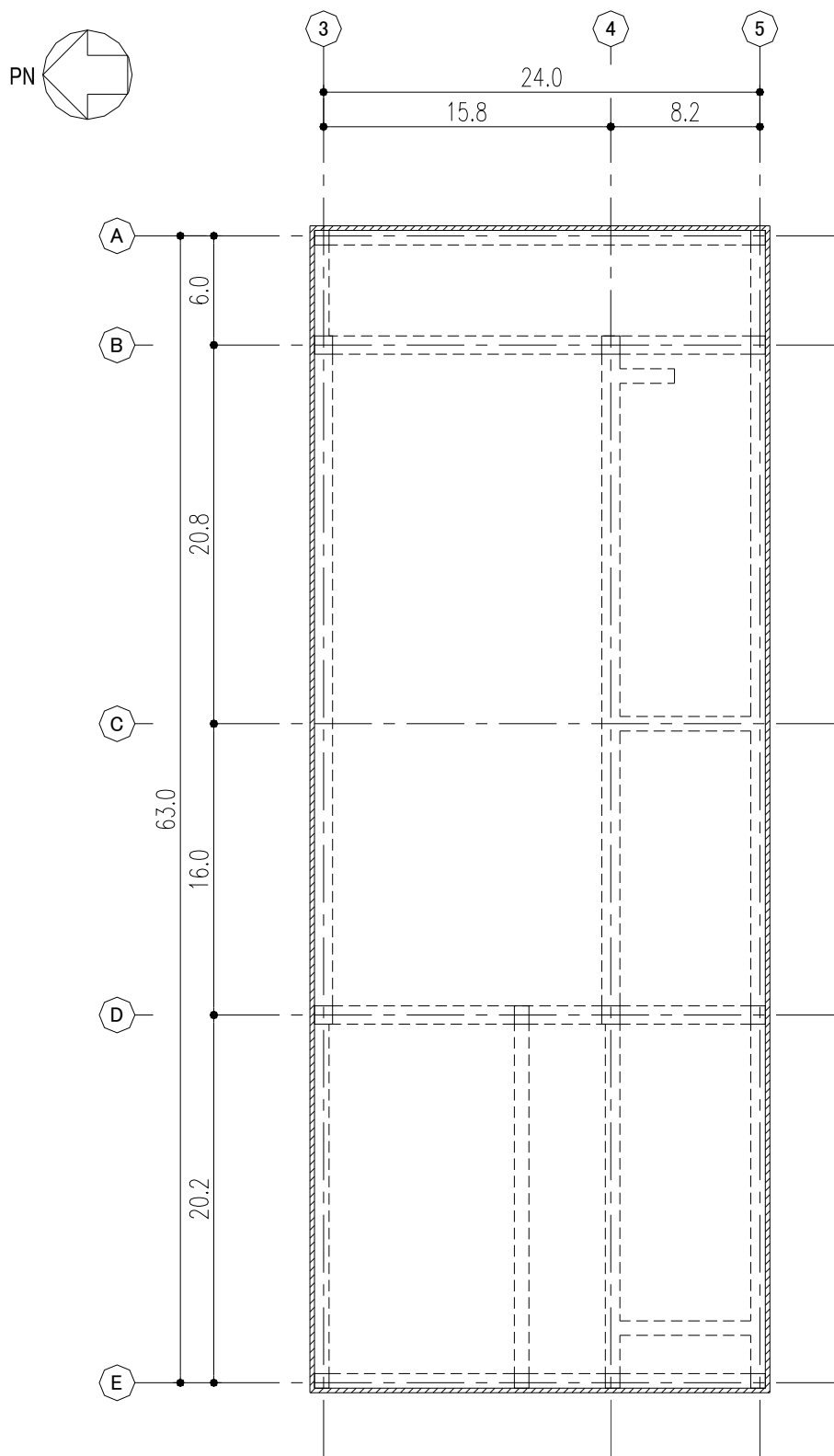


図-2 スラッジ棟 屋根平面図 (O.P. 45. 5) (単位 : m)

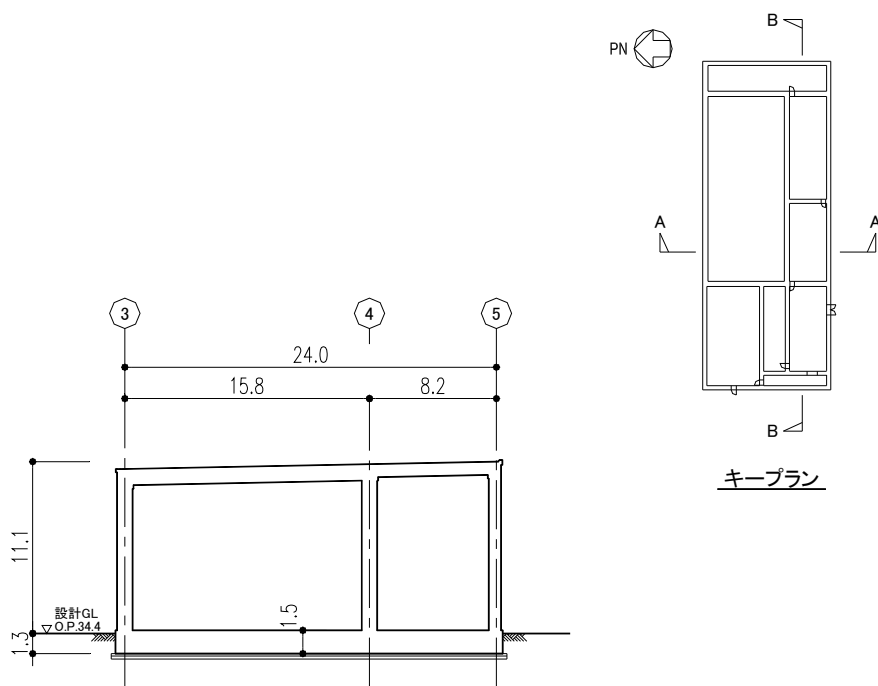


図-3 スラッジ棟 A-A断面図 (NS 方向) (単位：m)

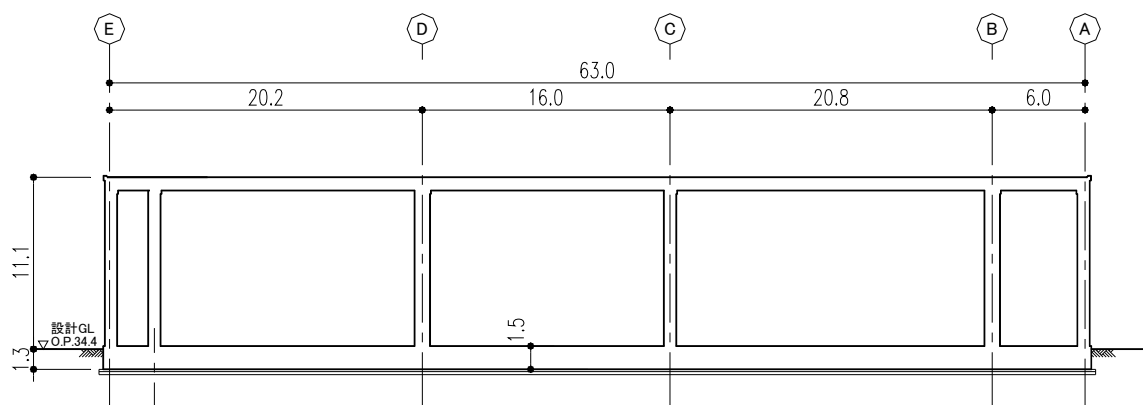


図-4 スラッジ棟 B-B断面図 (EW 方向) (単位：m)

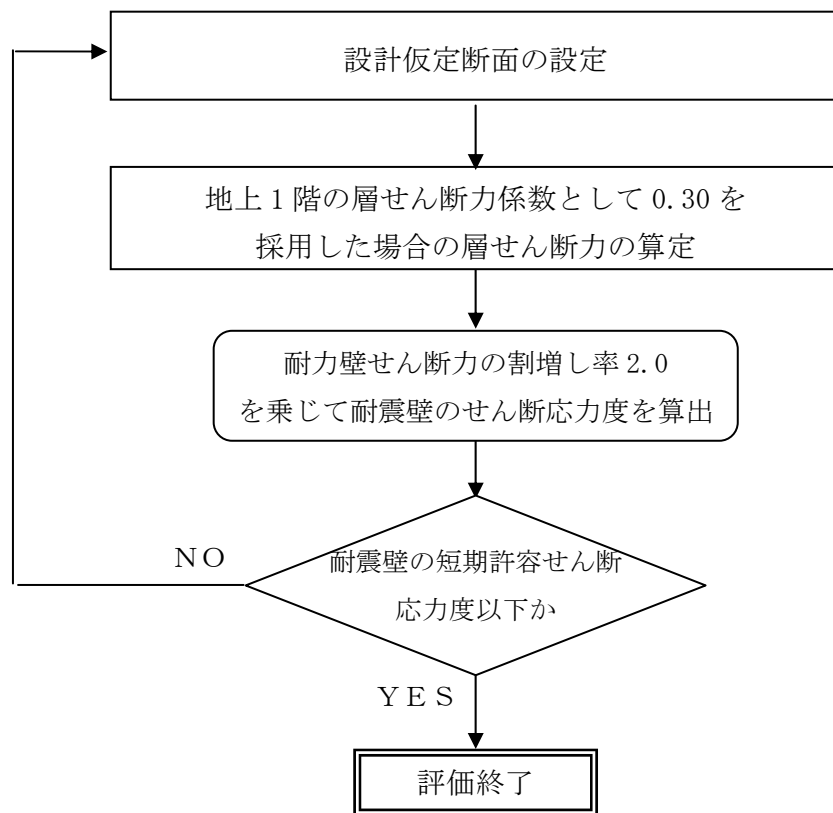


図-5 建屋の耐震安全性評価手順

1.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表－1 に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－2 及び表－3 に示す。

表－1 層せん断力係数一覧

O. P. (m)	W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$ (K)		設計用地震力 (S_B) ($\times 10^4$ kN)	
		NS	EW	NS	EW
45.49～34.6	74,904	0.30		2.25	

表－2 評価に用いるコンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

設計基準強度	短期		
	圧縮	引張り	せん断
$F_c = 30$	20	—	1.18

表－3 評価に用いる鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

鉄筋種類	短期	
	引張り及び圧縮	せん断補強
SD345	345	345

1.1.3. 評価結果

NS 方向と EW 方向は設計用地震力が同じであり，壁量の少ない NS 方向について検討する。

検討により求められた耐震壁のせん断応力度をもとに，地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を，鉄筋の短期許容せん断応力度と比較して表－4 に示す。

表－4 耐震壁のせん断による鉄筋応力度

方向	耐震壁のせん断 応力度 (N/mm ²)	鉄筋のせん断 応力度 (N/mm ²)	鉄筋の短期許容 せん断応力度 (N/mm ²)
NS 方向	1.16	323	345

これより，耐震壁の鉄筋に生じるせん断応力度は，短期許容応力度以下となっており，耐震安全性は確保されている。

1.2 スラッジ棟の基準地震動 S_s に対する評価

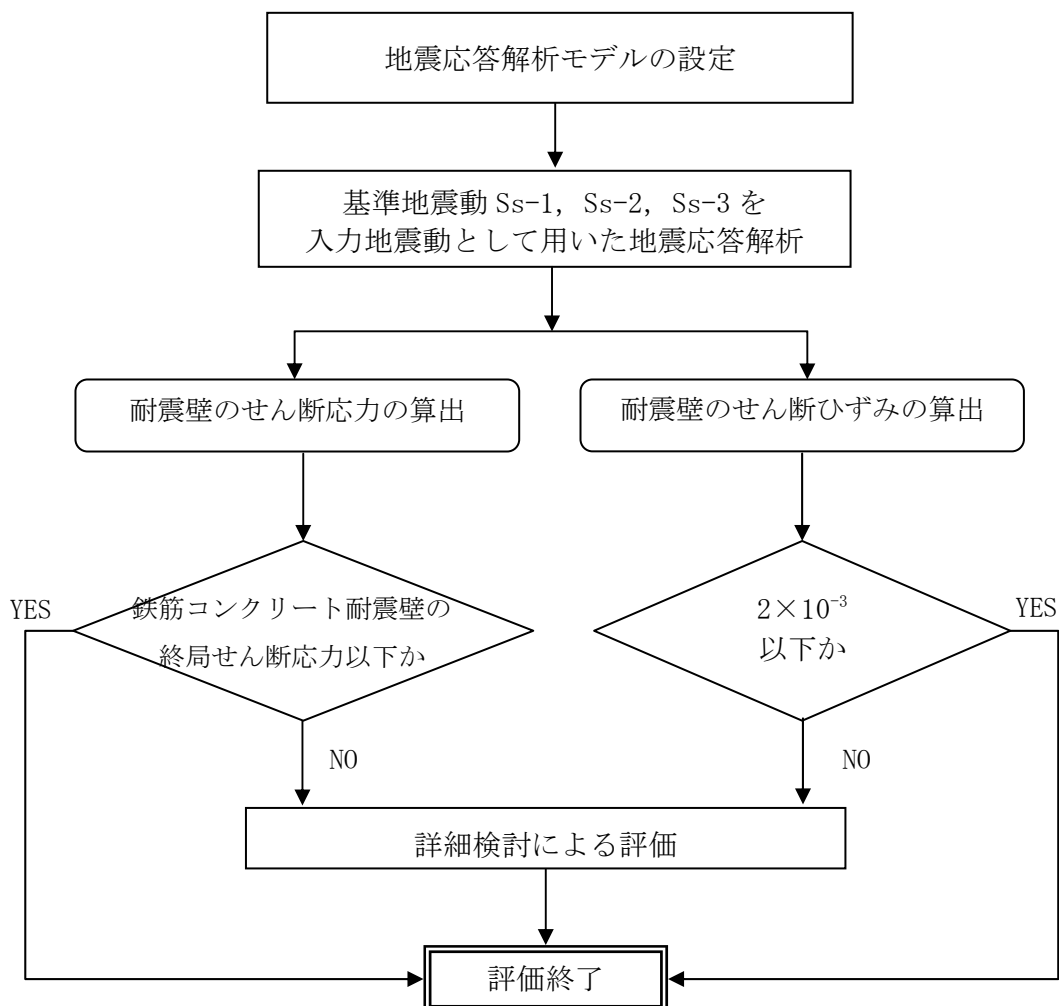
1.2.1. 解析評価方針

スラッジ棟について、基準地震動 S_s による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向、EW 方向とも 1 軸質点系モデルとする。

耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位のせん断応力に対して、鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力と比較することによって行う。また、地震応答解析により得られたせん断ひずみについても確認を行うこととする。

スラッジ棟の地震応答解析の評価手順を、[図-6](#)に示す。

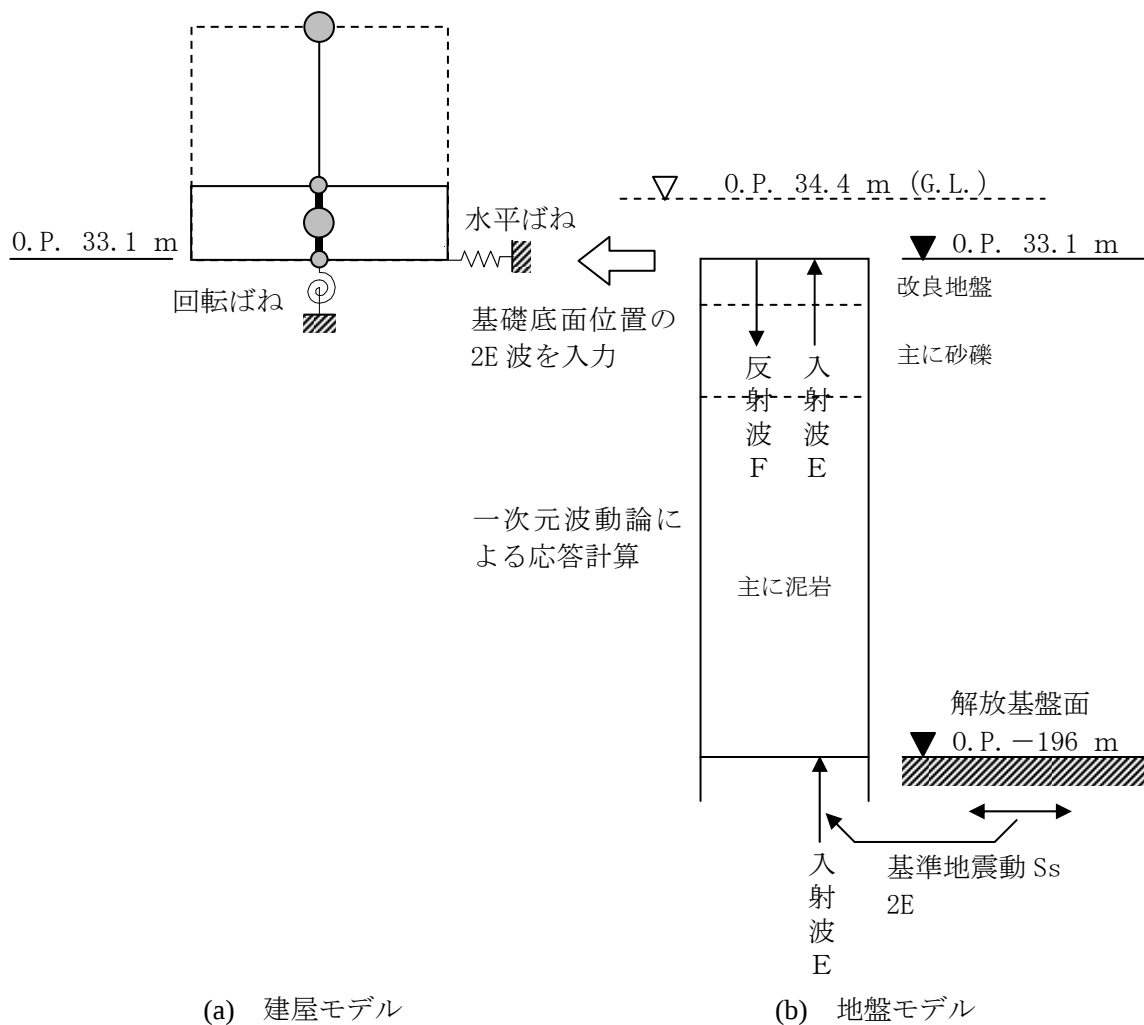


[図-6](#) スラッジ棟の地震応答解析の評価手順

1.2.2. 解析に用いる入力地震動

スラッジ棟への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官 19 第 603 号 平成 20 年 3 月 31 日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を [図-7](#) に示す。このスラッジ棟の解析モデルは建屋-地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 の加速度波形について、[図-8](#) に示す。



[図-7](#) 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

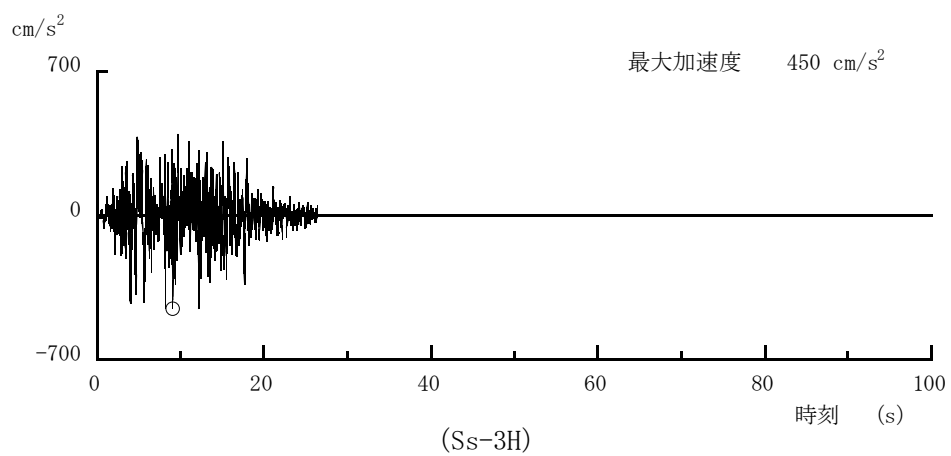
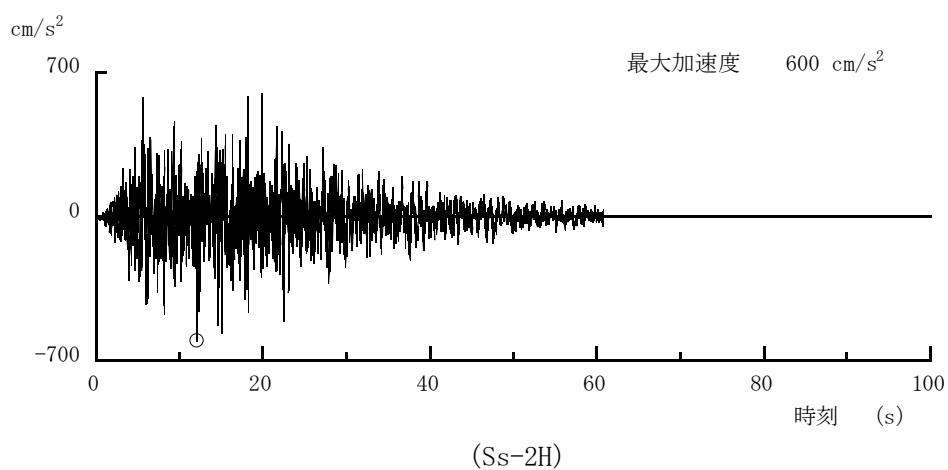
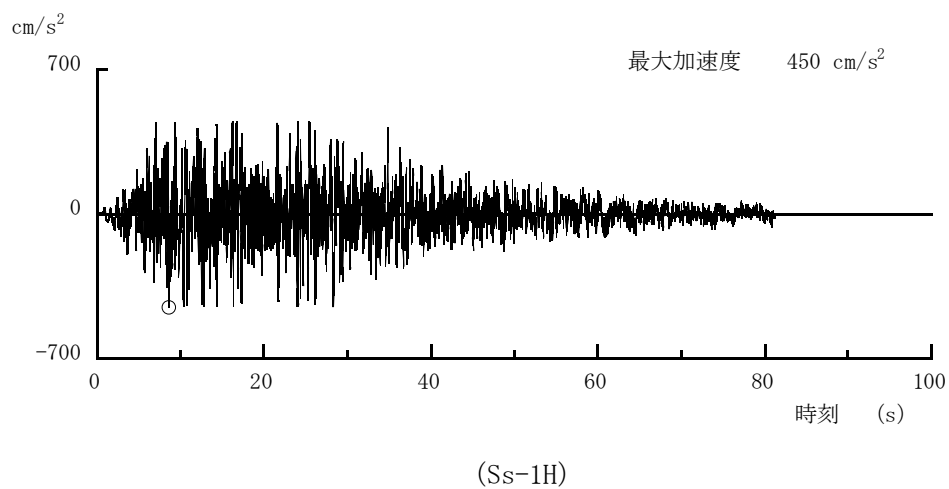


図-8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

1.2.3. 地震応答解析モデル

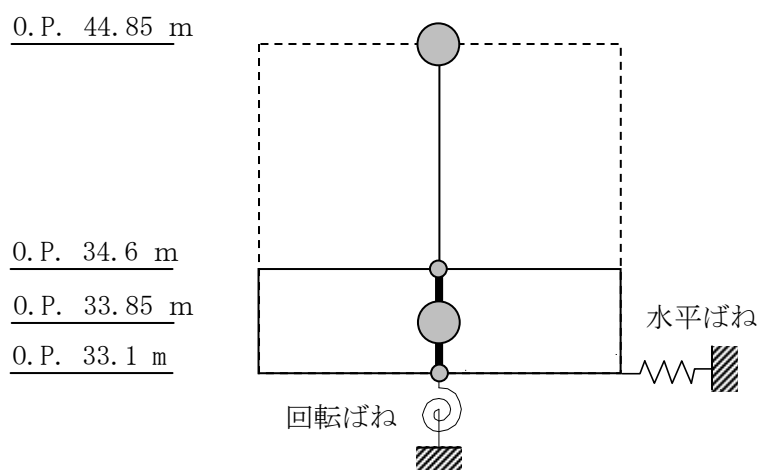
基準地震動 S_s に対するスラッジ棟建屋の地震応答解析は、「1.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、[図-9](#)に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-5に、建屋解析モデルの諸元を表-6及び表-7に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-8～表-10に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規定（以下、「耐震設計技術規定」という。）に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、[図-10](#)に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋-地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



[図-9](#) スラッジ棟建屋 地震応答解析モデル (NS 方向・EW 方向)

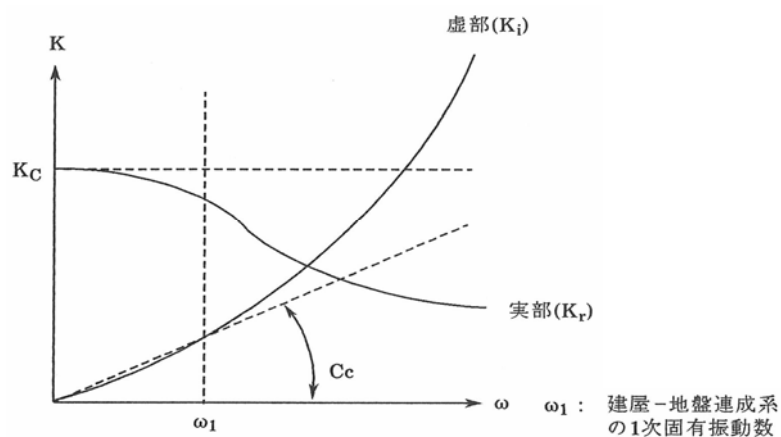


図-10 地盤ばねの近似

表-5 地震応答解析に用いるコンクリートの物性値

材料	設計基準強度 F_c (N/mm^2)	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	減衰定数 h (%)
コンクリート	30	2.44×10^4	1.02×10^4	5

表-6 質点重量及び回転慣性重量

	重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^6 \text{ kN}\cdot\text{m}^2$)	
		NS 方向	EW 方向
O.P. 44.85 m	74904	3.85	25.3
O.P. 33.85 m	108739	5.59	36.7

表-7 せん断断面積及び断面二次モーメント

	せん断断面積 (m^2)		断面二次モーメント (m^4)	
	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
O.P. 44.85 m ~ O.P. 34.6 m	38.8	105.5	4285	53300

表－8 地盤定数 (Ss-1_H地震時)

標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-1 _H 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表－9 地盤定数 (Ss-2_H地震時)

標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-2 _H 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表－ 1 0 地盤定数 (Ss-3_H地震時)

標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-3 _H 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

1.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を 図-1.1 及び 図-1.2 に示す。

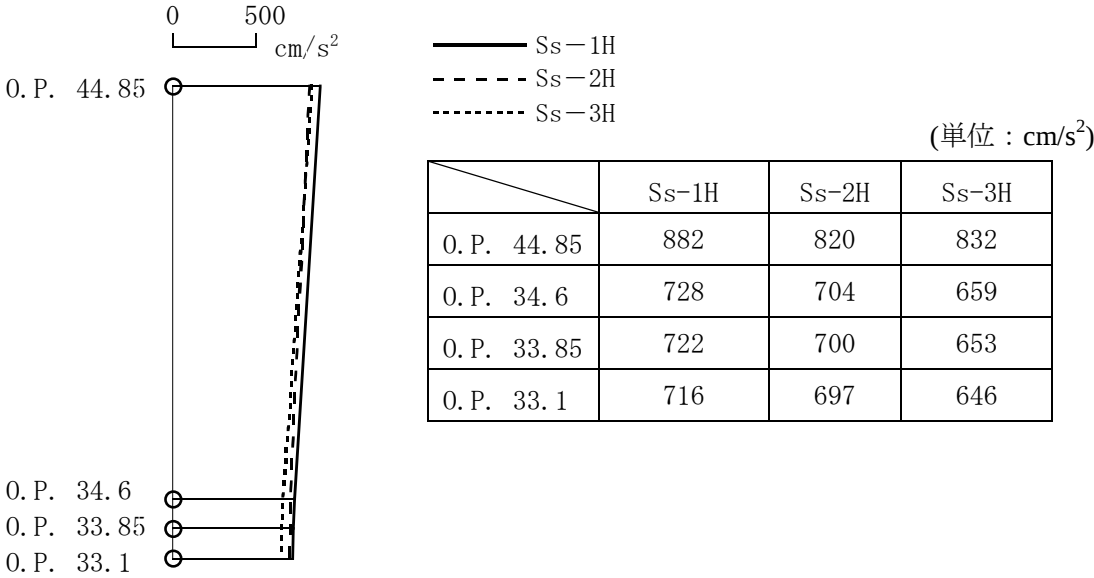


図-1.1 最大応答加速度 (NS 方向)

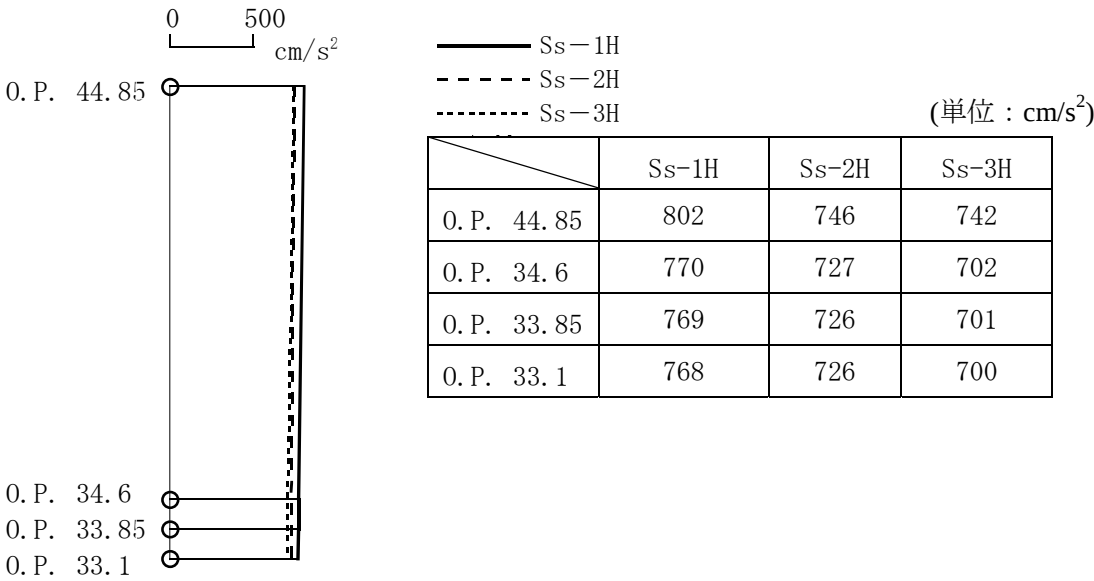


図-1.2 最大応答加速度 (EW 方向)

1.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られたせん断応力を、鉄筋コンクリート壁の終局せん断応力と併せて表－１１に示す。これより、地震応答解析による応答せん断応力は鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力を下回っている。

また、地震応答解析により得られたせん断ひずみを、壁のひずみの許容限界目安値と併せて表－１２に示す。せん断ひずみは耐震設計技術規程に基づく許容限界の目安値（ $\gamma=2.0\times 10^{-3}$ ）に対して十分な安全裕度を有している。

以上のことから、Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表－１１ せん断応力

	NS 方向		EW 方向	
	せん断応力*1 (N/mm ²)	終局せん断応力*2 (N/mm ²)	せん断応力*1 (N/mm ²)	終局せん断応力*2 (N/mm ²)
0. P. 44.85 ～0. P. 34.6	1.74	4.42	0.58	4.27

注記*1： Ss-1_H, Ss-2_H, Ss-3_H の応答の最大値を示す。

注記*2： 耐震設計技術規程に基づき、鉄筋コンクリート耐震壁のスケルトンカーブの終局時せん断応力 τ_u を示す。

表－１２ せん断ひずみ度

	NS 方向*1 ($\times 10^{-3}$)	EW 方向*1 ($\times 10^{-3}$)	許容限界の目安値 ($\times 10^{-3}$)
0. P. 44.85 ～0. P. 34.6	0.171	0.057	2.0

注記*1： Ss-1_H, Ss-2_H, Ss-3_H の応答の最大値を示す。

2. 設備棟の耐震性評価

2.1 設備棟の耐震 B クラスに対する評価

2.1.1. 評価方針

設備棟は、地上 1 階建で平面が 12.0m×65.0m の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは 7.4m であり、地上高さは 6.6m である。

基礎スラブは厚さ 1.0m のべた基礎である。基礎スラブは、厚さ 3.3m の改良地盤を介して、N 値 20 以上の地盤に支持させる。設備棟の平面図及び断面図を図－13～図－16 に示す。

建屋の地震時の水平力に対して、NS 方向は純ラーメン構造、EW 方向はブレース構造とする。

耐震性の評価は、地上 1 階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位の応力に対して行う。但し、断面算定に用いる地震荷重時応力は、余裕を見て設計用地震力に対する応力の 1.0/0.3 倍とする。(層せん断力係数 1.0 に相当)

設備棟の評価手順を図－17に示す。

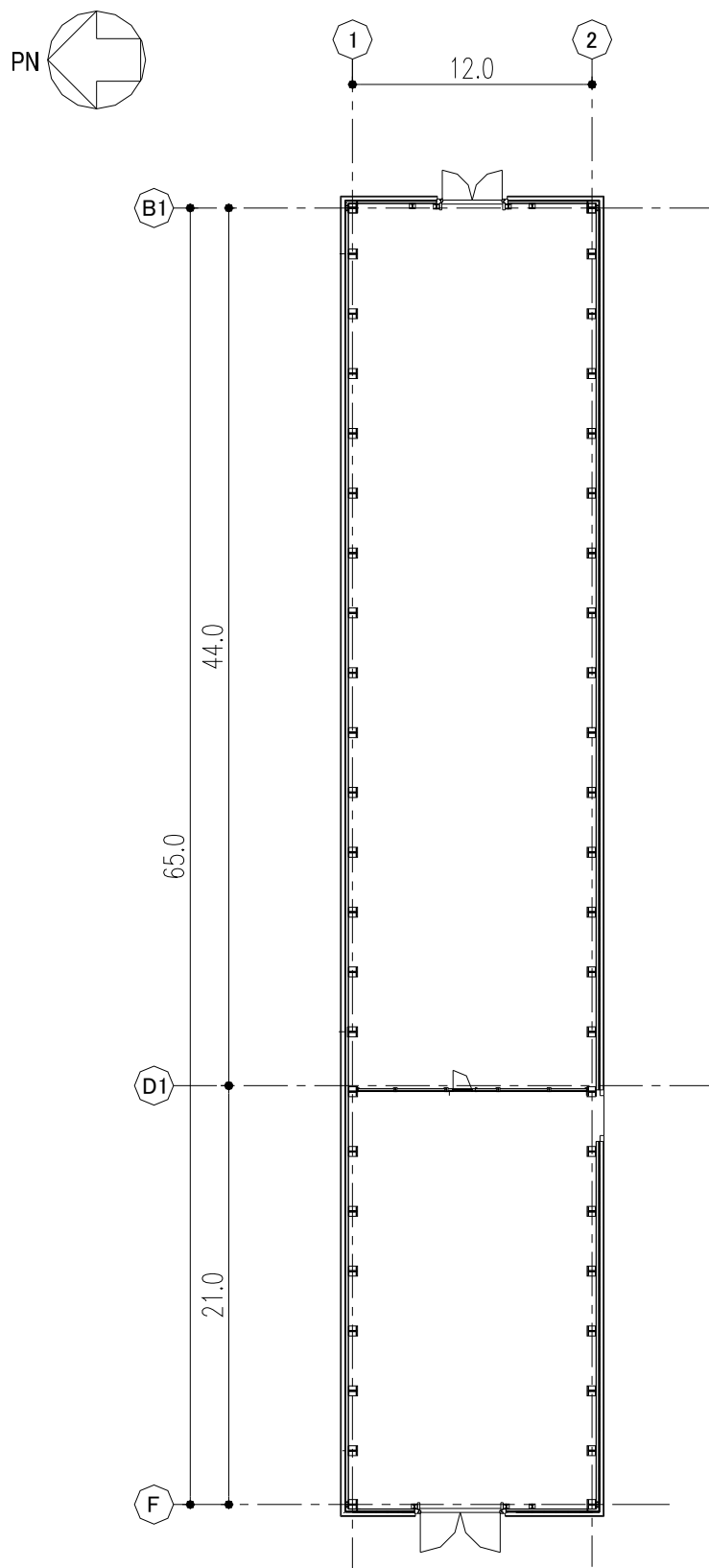
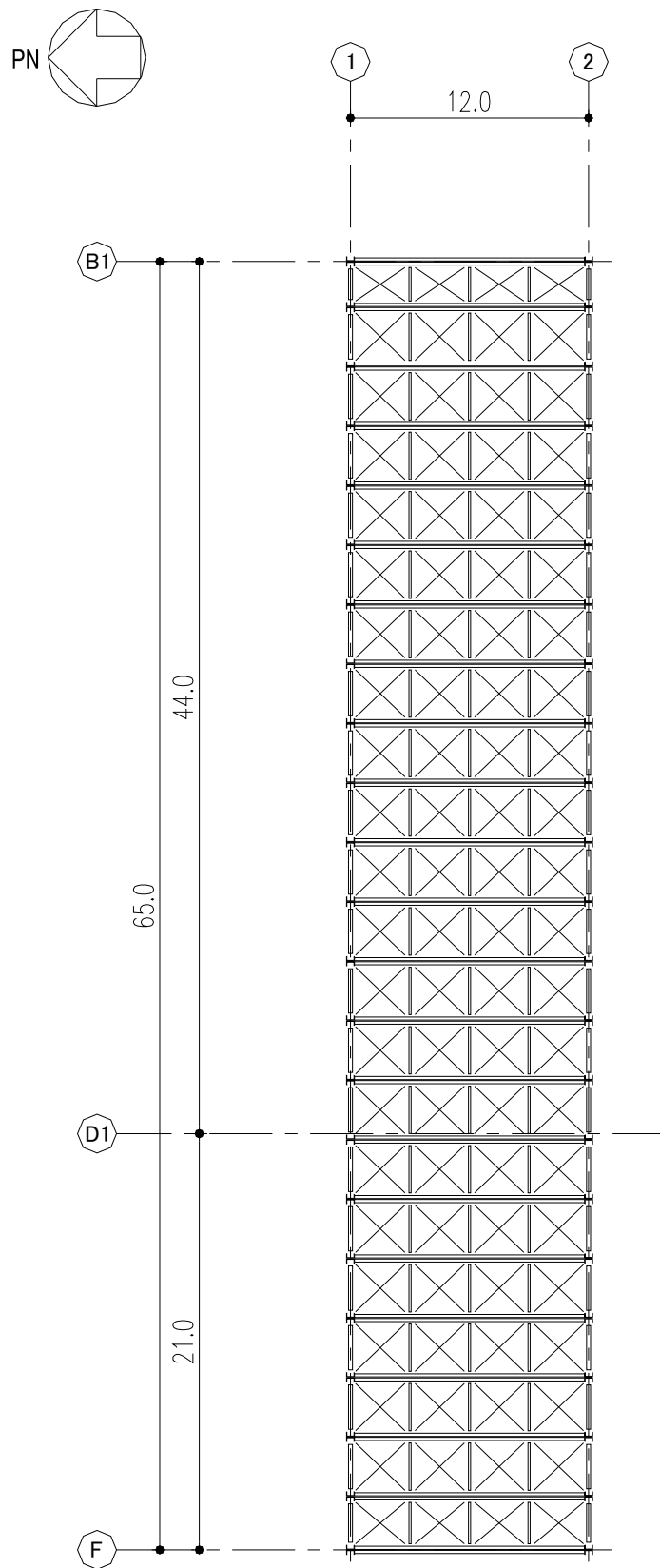


図-1 3 設備棟 建屋平面図 (O.P. 34.6) (単位 : m)



图一 1 4 設備棟 屋根平面図 (0.P.41.0) (単位 : m)

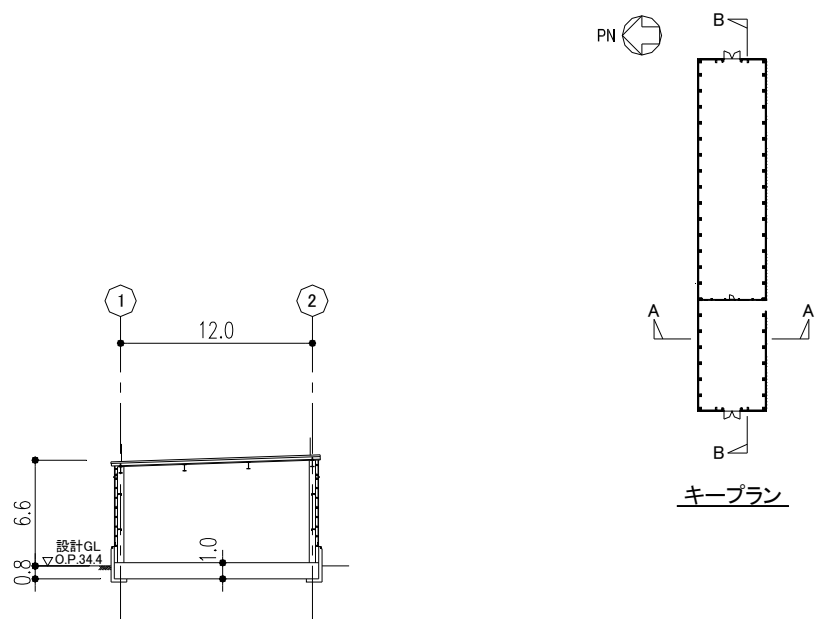


図-1 5 設備棟 A-A断面図 (NS 方向) (単位 : m)

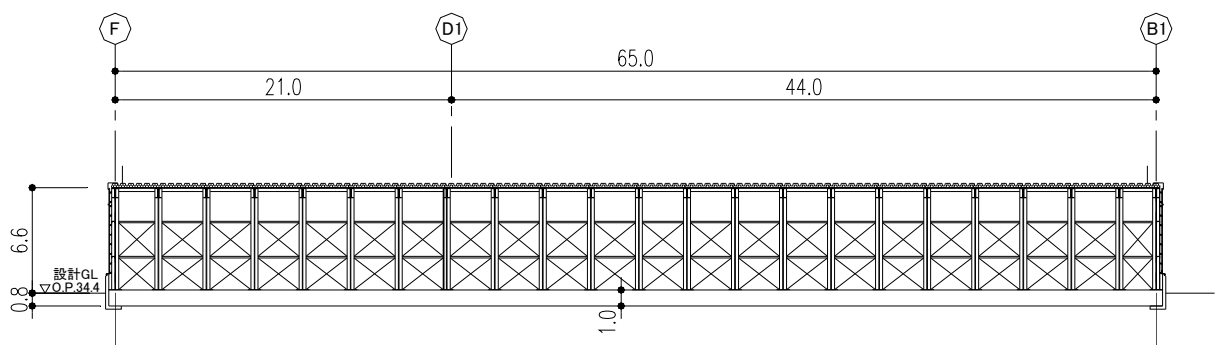


図-1 6 設備棟 B-B断面図 (EW 方向) (単位 : m)

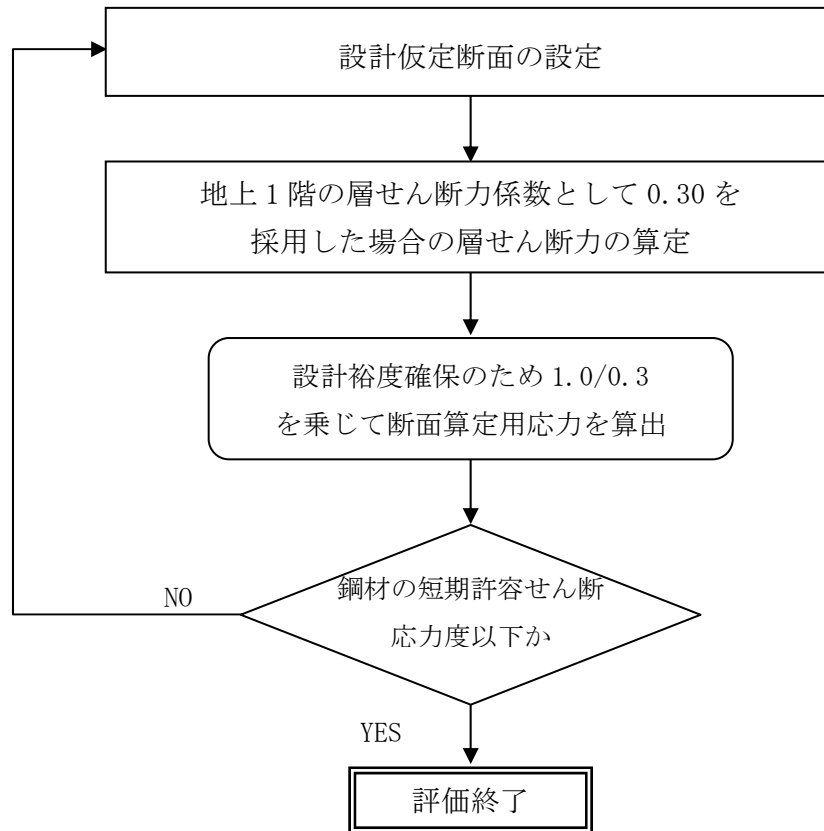


図-17 建屋の耐震安全性評価手順

2.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表－13に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－14に示す。

表－13 層せん断力係数一覧

O. P. (m)	W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$ (K)		設計用地震力 (S_B) ($\times 10^2$ kN)	
		NS	EW	NS	EW
41.0～34.6	2,560	0.30		7.68	

表－14 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	$t \leq 40$ mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従って左記Fの値により求める。
	$t \leq 40$ mm	SM490A SN490B	325	

2.1.3. 評価結果

NS 方向については、スパン方向の大梁及び柱を線材置換し、柱脚部にはその固定度を考慮した回転ばねを付したモデルにより部材応力を評価する。

EW 方向については、桁行方向の大梁、柱及びブレースを線材置換し、柱脚をピンとしたモデルにより部材応力を評価する。なお、ブレースは引張力に対してのみ有効とする。

検討により求められた鉄骨部材の応力を、短期許容応力度と比較して表－１５に示す。

表－１５ 鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部 材	方向	応力 (N/mm ²)	短期許容応力度 (N/mm ²)	応力/許容応力度比
大梁	NS	55.5 (曲げ)	250 (曲げ)	0.22
柱	NS	69.8 (曲げ)	214 (曲げ)	0.34 (軸力と曲げの組み合わせ)
		3.85 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
	EW	105.2 (曲げ)	325 (曲げ)	0.36 (軸力と曲げの組み合わせ)
		11.7 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
ブレース	EW	149 (引張)	235 (引張)	0.64

これより、鉄骨部材に生じる応力は、短期許容応力度以下となっており、耐震安全性は確保されている。

2.2 設備棟の基準地震動 S_s に対する評価

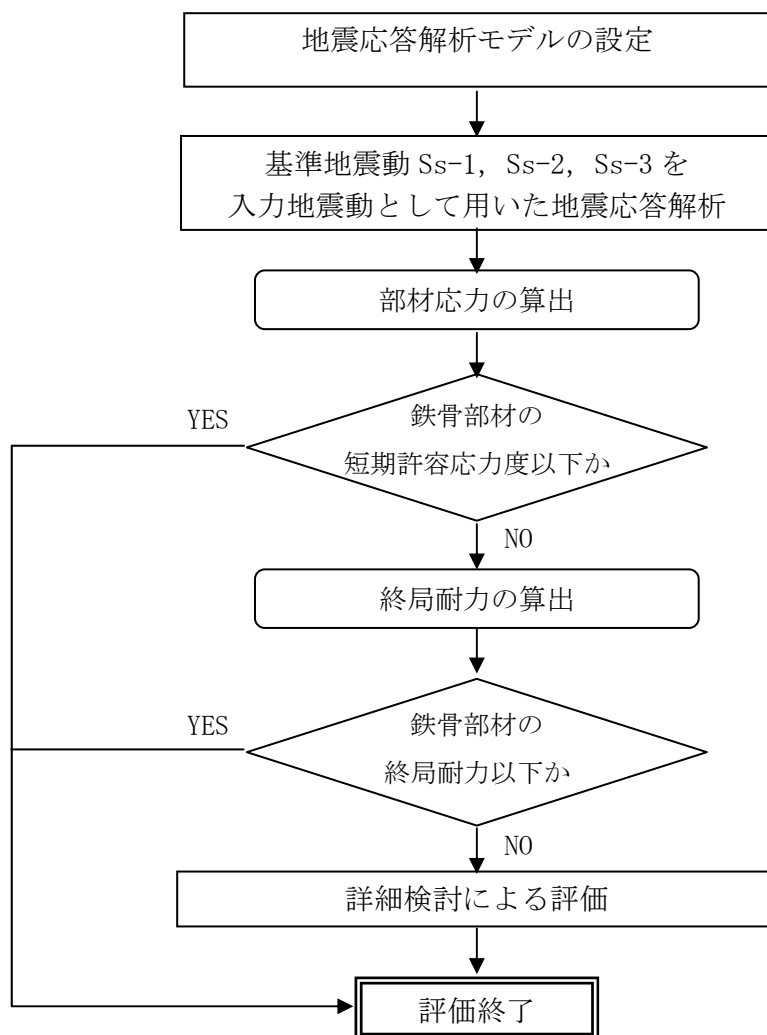
2.2.1. 解析評価方針

設備棟について、基準地震動 S_s による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向、EW 方向とも 1 軸質点系モデルとする。

鉄骨部材の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の応力に対して、鉄骨部材の終局耐力と比較することによって行う。終局耐力は、地震応答解析により得られた層間変形角も考慮して算定することとする。但し、部材応力が鋼材の短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

設備棟の地震応答解析の評価手順を、[図-18](#)に示す。

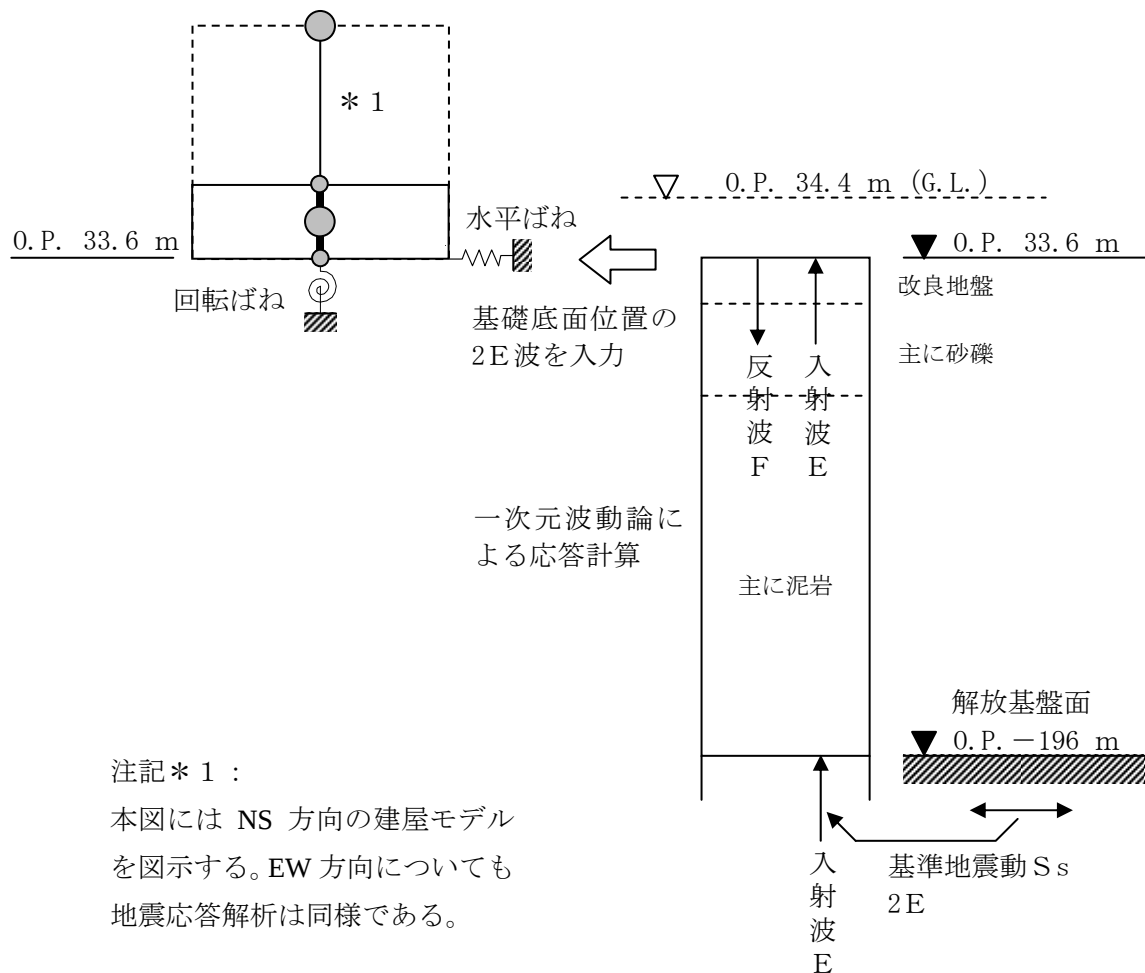


[図-18](#) 設備棟建屋の地震応答解析の評価手順

2.2.2. 解析に用いる入力地震動

設備棟建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官 19 第 603 号 平成 20 年 3 月 31 日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を [図-19](#) に示す。この設備棟建屋の解析モデルは建屋-地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 の加速度波形について、[図-20](#) に示す。



[図-19](#) 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

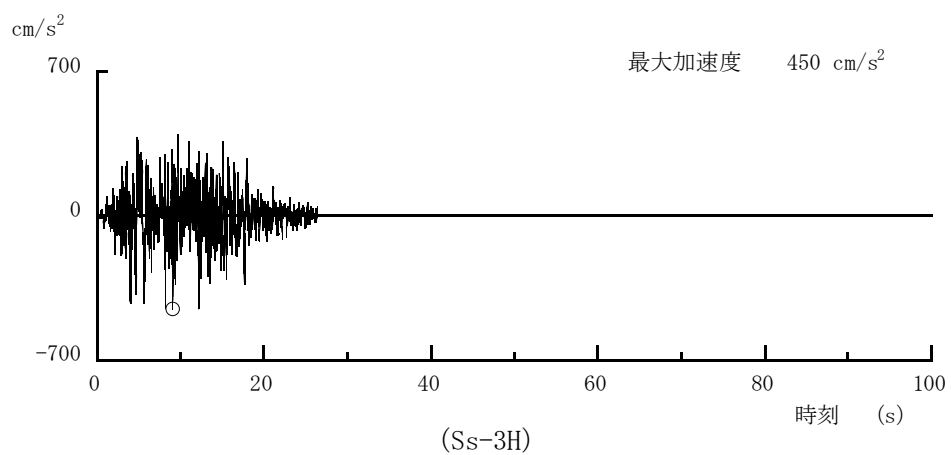
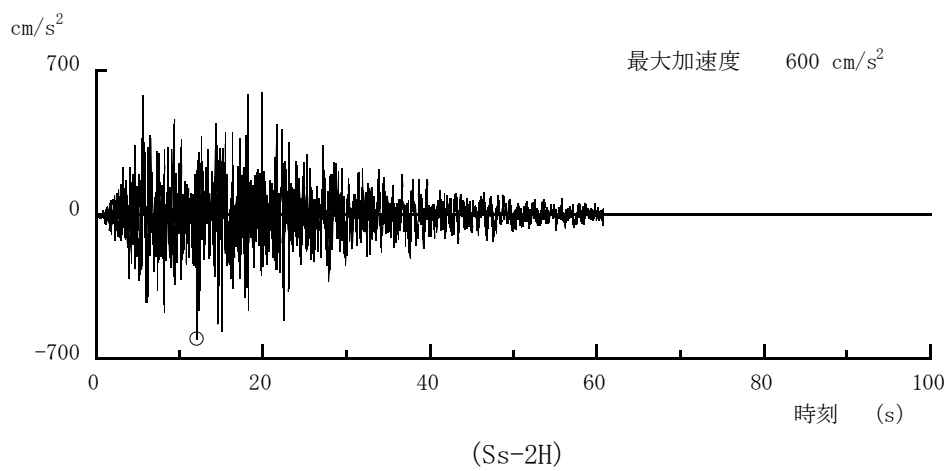
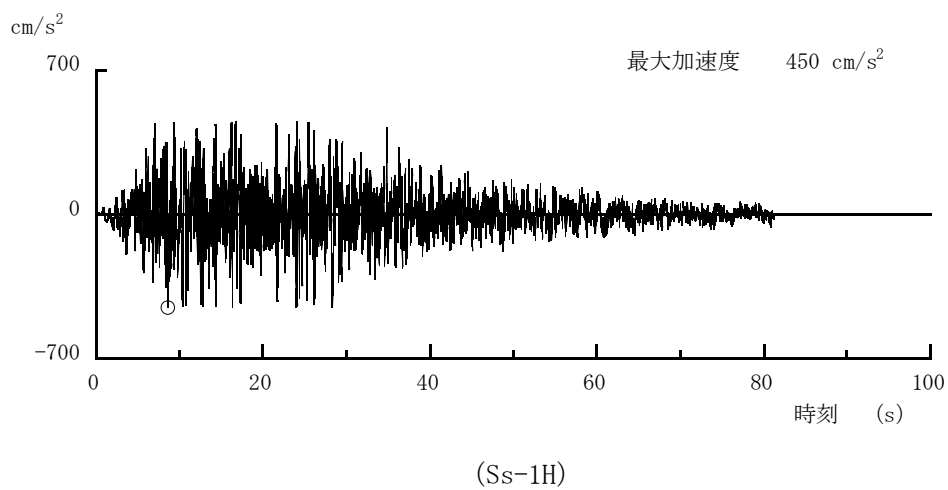


図-20 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.3. 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する設備棟建屋の地震応答解析は、「2.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、[図-2.1](#) 及び [図-2.2](#) に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いる鋼材の物性値を表-1.6 に、建屋解析モデルの諸元を表-1.7～表-2.0 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-2.1～表-2.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、耐震設計技術規程に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、[図-2.3](#) に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋-地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

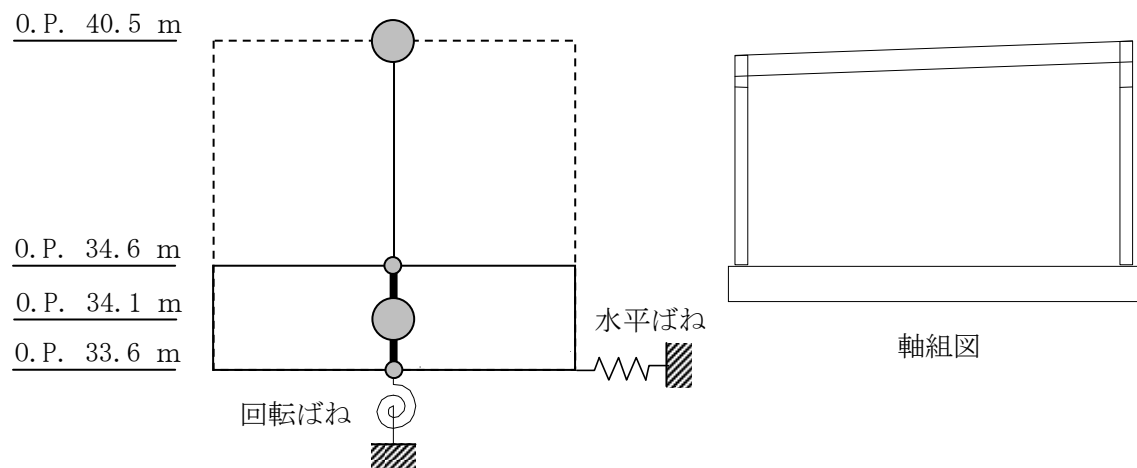


図-2 1 設備棟建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

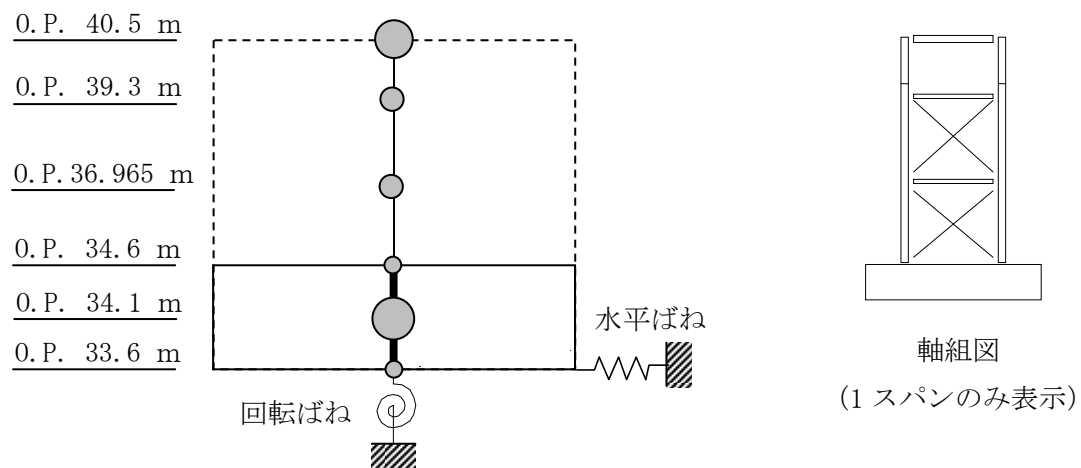


図-2 2 設備棟建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

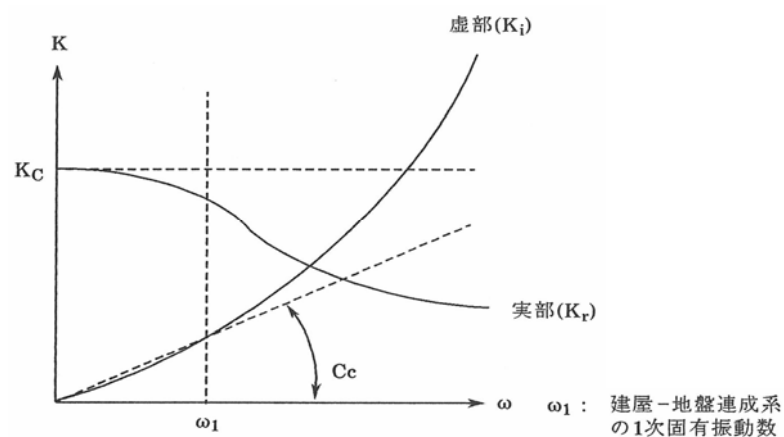


図-2.3 地盤ばねの近似

表-1.6 地震応答解析に用いる鋼材の物性値

材料	基準強度 F (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
構造用鋼材	325	2.05×10^5	7.90×10^4	2

表-1.7 質点重量及び回転慣性重量 (NS 方向)

	重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^4$ kN・m ²)
O.P. 40.5 m	2560	3.08
O.P. 34.1 m	25360	34.8

表-1.8 質点重量及び回転慣性重量 (EW 方向)

	重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^4$ kN・m ²)
O.P. 40.5 m	2170	76.4
O.P. 39.3 m	313	14.5
O.P. 36.965 m	414	19.1
O.P. 34.1 m	25023	903.0

表－１９ せん断断面積及び断面二次モーメント（NS 方向）

	せん断断面積* ³ ($\times 10^{-2} \text{m}^2$)
O.P. 40.5 m～O.P. 34.6 m	0.94

注記*3： 建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－２０ せん断断面積及び断面二次モーメント（EW 方向）

	せん断断面積* ⁴ ($\times 10^{-2} \text{m}^2$)
O.P. 40.5 m ～ O.P. 39.3 m	5.48
O.P. 39.3 m ～ O.P. 36.965 m	5.29
O.P. 36.965 m ～ O.P. 34.6 m	5.29

注記*4： 建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－ 2 1 地盤定数（Ss-1_H地震時）

標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-1 _H 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表－ 2 2 地盤定数 (Ss-2_H地震時)

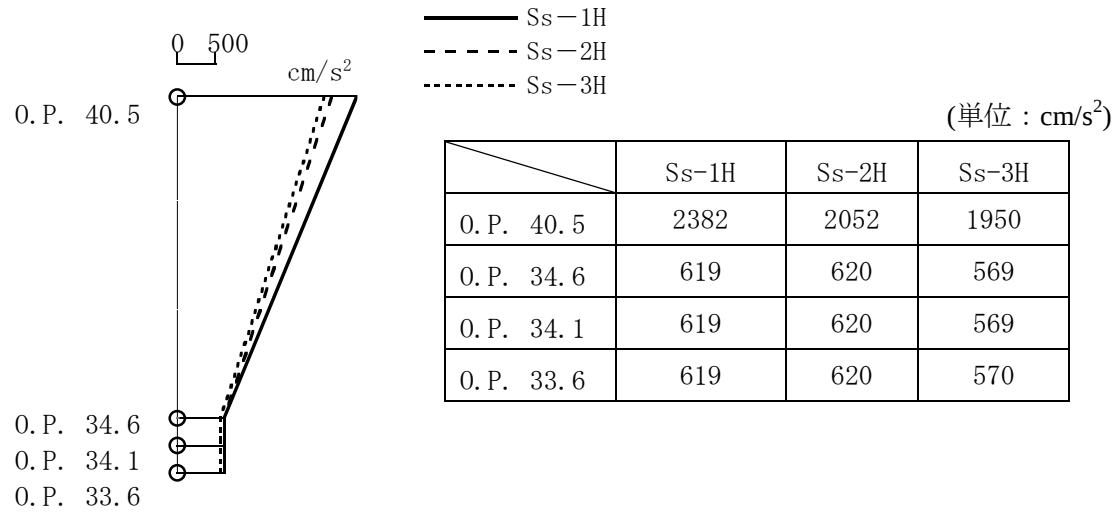
標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-2 _H 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表－ 2 3 地盤定数 (Ss-3_H地震時)

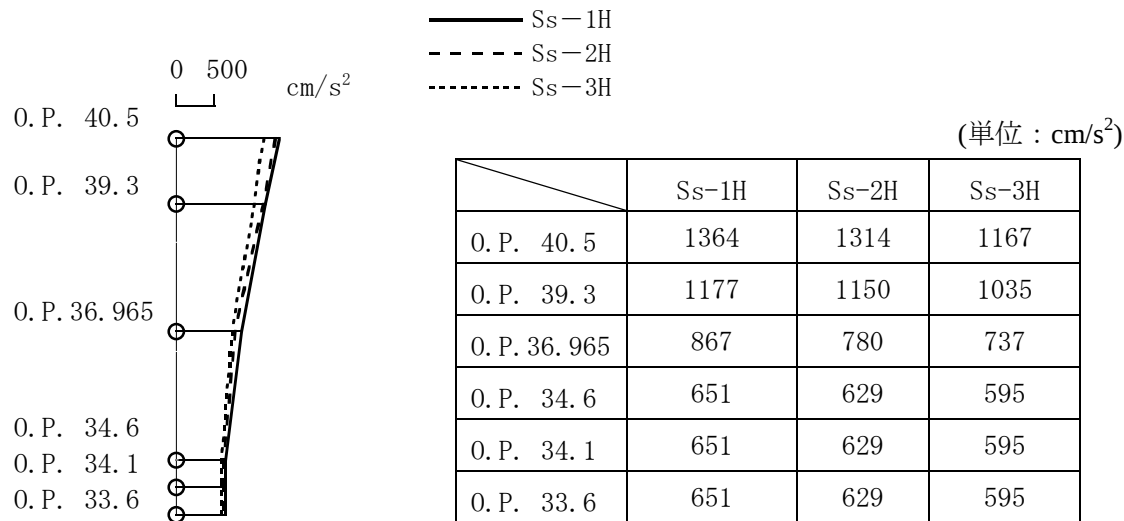
標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-3 _H 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

2.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を [図-2.4](#) 及び [図-2.5](#) に示す。



[図-2.4](#) 最大応答加速度 (NS 方向)



[図-2.5](#) 最大応答加速度 (EW 方向)

2.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた部材応力を，鋼材の短期許容せん断応力度と併せて表－２４に示す。これより，地震応答解析による応力は短期許容応力度を下回っている。
以上のことから，Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表－２４ 鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部 位	方向	応力 (N/mm ²)	短期許容応力度 (N/mm ²)	応力/許容応力度比
大梁	NS	120 (曲げ)	250 (曲げ)	0.48
柱	NS	151 (曲げ)	214 (曲げ)	0.73 (軸力と曲げの 組み合わせ)
		6.31 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
	EW	146 (曲げ)	325 (曲げ)	0.50 (軸力と曲げの 組み合わせ)
		16.0 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
ブレース	EW	208 (引張)	235 (引張)	0.88

以上

汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について

高レベル汚染水処理設備，貯留設備，使用済セシウム吸着塔保管施設，及び廃スラッジ貯蔵施設等は，高レベルの放射性物質を扱うため，漏えい防止対策，放射線遮へい・崩壊熱除去，可燃性ガス滞留防止，環境条件対策について具体的に安全確保策を以下の通り定め，実施する。

1. 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

1.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

- a. 滞留水移送装置は，耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお，耐圧ホースを使用する箇所は継手部にカムロック構造を採用し，継手部を番線で固縛すること等により，継手が外れない処置を実施する。また，屋外敷設箇所のうち重機による作業や車両の通行がある箇所は，滞留水移送装置を損傷させないための措置を実施する。
- b. セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔の容器は，腐食による漏えい発生を防止するために，耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材の使用を基本とする。
- c. 除染装置のうち炭素鋼製の槽類の接液部は，腐食による漏えいを防止するために塗装による防錆処理を実施する。また，薬品注入装置のうち強酸性又は強アルカリ性の薬品を扱う箇所は，腐食等を防止するため塩化ビニル系やステンレス系の材料を用いる。さらに，凝集沈殿装置内の水は，強酸性や強アルカリ性とならないように管理する。
- d. 淡水化装置は，耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお，耐圧ホースを使用する箇所は継手部にフランジ構造を採用し，継手部を番線で固縛すること等により，継手が外れない処置を実施する。
- e. 高濃度滞留水受タンクは，漏えいし難いタンクを適用することとし，防災タンクとして使用され過去に漏えい実績の無いタンクを使用するとともに，タンク上部（気相部）のみに接続口を構造とする。また，十分な腐食代を確保し，タンク内外面に繊維強化プラスチック（FRP）塗装による防錆処理を実施する。FRP 塗装の健全性は，工場での塗装膜厚測定，ピンホール検査，並びに据付後に外観目視点検を実施する。
- f. 中低濃度タンクの内，フランジボルトによる接合により組み立てている円筒型タンクは，漏えいの発生する可能性が高い接合部に対して，毎年冬季の前にフランジボルトのトルク確認を実施する。また，漏えいが発生する可能性が高い接合部に対し，補修塗装等を実施する。

- g. 地下貯水槽は、2重の遮水シートとベントナイトシートの3重のシートにより止水を実施する。
- h. タンク・槽類には必要に応じて水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- i. ポンプ（水中ポンプを除く）の軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 滞留水移送装置のうち屋外敷設箇所は線量当量率の監視、巡視点検、並びに移送先の水位を監視することにより系外への漏えいの有無を確認する。屋外敷設箇所の継手部については、ゼオライト入りのビニール袋で覆い、万一継手部から滞留水が漏れた場合にも、セシウム等の核種をゼオライトに吸着させ、汚染の拡大防止を図る。また、漏えい時の系外放出の可能性を小さくする観点から、耐圧ホースは極力建屋内に敷設する。
- b. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置は、スキッド内部もしくは床面に漏えい検知器を設置する。漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し、運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。また、巡視点検等で漏えいがないことを確認する。また、漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。
- c. 除染装置は、周囲が高雰囲気線量下となり巡視点検が困難なことから、シールド中央制御室（シールド中操）等から監視カメラにより漏えい監視を実施する。また、漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。
- d. 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）は、漏えいの早期検知のために床面に漏えい検知器を設置するとともに、漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し、運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。合わせて、巡視点検を実施し、漏えいがないことを確認する。また、淡水化装置を設置する仮設ハウス内には漏えい水の拡大防止のための堰を設置し、漏水防水機能を持たせるための塗装を行う。
- e. 高濃度滞留水受タンクは、難透水性の粘土層地盤に設置し、その周囲を遮へいのために盛土を実施する。タンクからの漏えい水は、粘土層と盛土の透水性の違いから粘土層界面を広げると想定されることから、高濃度滞留水受タンク周囲の粘土層に、タンクからの漏えい水を貯留、観測するための観測側溝を設置する。また、観測側溝を区切ることにより、漏えいタンクの選定及び汚染範囲を確認できる設計とする。タンクへ貯留後は観測側溝内の水を分析することにより漏えいの有無を確認するとともに、シールド中央制御室（シールド中操）にて各タンクに設置するレベルスイッチの水位低下警報の監視を行う。
- f. 中低濃度タンクは、タンクからの漏えいを早期検知するためにタンク設置エリアに設置するカメラにて監視するとともに、巡視点検にて漏えいの有無を確認する。また、

漏えいの拡大を防止するために、円筒型タンクのコンクリート基礎部に鉄筋コンクリート堰、タンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置する。

- g. 地下貯水槽は、3重シート間に漏えい検知器を設けるとともに、地下貯水槽に水位検出器を設け、漏えいの有無を監視する。また漏えいの拡大を防ぐため、3層目のシートに水分を吸収・膨潤することにより難透水性を示すベントナイトのシートを設置する。

1.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 滞留水移送装置は、放射線業務従事者が接近する必要がある箇所は、鉛毛マット等による遮へいを設置する。
- b. 処理装置のうち、滞留水もしくは高濃度の廃水を扱う処理装置の配管は、直接、放射線業務従事者が近づく可能性のある箇所を対象に空間線量当量率が数 mSv/h 以下となるように遮へいを設置する。
- c. 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）の廃水には、ストロンチウムなどのβ線核種が集約されるため、廃水を直接扱う場合には適切なβ線防護策を実施する。
- d. 高濃度滞留水受タンクは、地中に埋設することにより満水保管時の地表面での線量を低減させる。

(2) 崩壊熱除去

- a. セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱は、処理水を通水することにより除熱する。なお、通水がない状態でも崩壊熱による温度上昇は1時間当たり約1℃である。
- b. 除染装置内の滞留水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水により熱除去する。なお、通水がない状態でも、セシウム吸着塔、及び第二セシウム吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇未満である。

1.3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. セシウム吸着装置では、吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。通水停止時は可燃性ガスが滞留する可能性があるため、吸着塔にベントを設け、ベント弁を手動で開操作して通気により排出する。なお、水の放射線分解により発生する可燃性ガスはわずかであり、ベント弁を開操作するまでに時間的余裕があることから、手動で実施する。排出された可燃性ガスは、建屋天井・床に設けた開口より建屋外へ排気する。
- b. セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は、可燃性ガスの発生抑制のため、

使用済セシウム吸着塔仮保管施設において内部の水抜きを実施する。なお、吸着塔の内部水は、滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。

- c. 第二セシウム吸着装置では、吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。通水停止後は、吸着塔上部に設けたオートベント弁・ベント管を介して可燃性ガスを屋外に排出する。
- d. 第二セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は、可燃性ガスの発生抑制のため、内部の水抜きを実施する。なお、吸着塔の内部水は、滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。
- e. 除染装置の塔槽類の気相部は、可燃性ガスが滞留する可能性があることから、排風機により大気へ放出する。排風機のラインには、高性能粒子フィルタ、ヨウ素吸着フィルタを設けており、気相に含まれている放射性物質を捕獲する。さらに、ダストサンブラ等により、必要に応じて放射性物質濃度を測定する。
- f. 高濃度滞留水受タンクでは、タンク内で水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止するためにベントラインを設置し、フィルタを介してベントラインから排出する。

1.4. 環境条件対策

(1) 腐食

海水による炭素鋼の腐食速度は、「材料環境学入門」(腐食防食協会編、丸善株式会社)より、0.1mm/年程度と評価される。一方、炭素鋼を使用している配管・機器は、必要肉厚に対して十分な肉厚があり腐食代を有していることを確認している。

セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔は、耐腐食、耐応力腐食割れを有する SUS316L 材を用いている。

なお、高濃度の滞留水を扱う機器は、建屋内に設置しており、腐食により万一漏えいが生じたとしても所外に放出するようなことはない。

(2) 熱による劣化

滞留水の温度はほぼ常温のため、金属材料の劣化の懸念はない。

(3) 凍結

滞留水を移送している過程では、水が流れているため凍結の恐れはない。

滞留水の移送を停止した場合、屋外に敷設されているポリエチレン管等は、凍結による破損が懸念される。そのため、高濃度の滞留水を移送している屋外敷設のポリエチレン管等に保温材等を取り付ける。

(4) 生物汚染

滞留水移送装置の移送ポンプの取水口には、メッシュを設けており、大きな藻等がポンプ内に浸入して機器を損傷させるようなことはない。

また、滞留水を移送している上では有意な微生物腐食等は発生しないと考えられる。ただし、異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において、微生物腐食が原因であると判明すれば、生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 耐放射線性

耐圧ホースの構造部材であるポリ塩化ビニルの放射線照射による影響は、 $10^5 \sim 10^6 \text{Gy}$ の集積線量において、破断時の伸びの減少等が確認されている。過去の測定において、2号機タービン建屋の滞留水表面上の線量当量率が 1Sv/h であったことから、耐圧ホースの照射線量率を 1Sv/h と仮定すると、集積線量が 10^5Gy に到達する時間は 10^5 時間 (11.4 年) と評価される。そのため、耐圧ホースは数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはない。

ポリエチレンは、集積線量が $2 \times 10^5 \text{Gy}$ に達すると、破断時の伸びが減少する傾向を示すが、上記と同様にポリエチレン管の照射線量率を 1Sv/h と仮定すると、 $2 \times 10^5 \text{Gy}$ に到達する時間は 2×10^5 時間 (22.8 年) と評価される。そのため、ポリエチレン管は数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることはない。

(6) 紫外線

屋外敷設箇所のポリエチレン管には、紫外線による劣化を防止するためのフィルム等で覆う処置を実施する。なお、これより直接状態を監視することができなくなるが、劣化の程度等については、放射線レベルの低いポリエチレン管を監視することで評価していく。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び第二セシウム吸着装置吸着塔は、吸着塔内の水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。また、セシウム等の主要核種は吸着塔内のゼオライトに化学的に吸着させ、吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造とする。さらに、吸着塔の容器は耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を採用する。
- b. 使用済みの吸着材を収容する高性能容器は、脱水装置により脱水し、水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。さらに高性能容器は水に耐性を有するポリエチレン製を使用する。

- c. 沈殿処理生成物を収容する高性能容器は、水分を抜かずに貯蔵するが、耐腐食性、耐久性、耐放射線性、耐薬品性を有するポリエチレン製の容器とし、腐食による放射性物質の漏えいを予防する。
- d. 使用済みの吸着材を収容する処理カラムは、内部の水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。さらに、処理カラムの容器は耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を使用する。
- e. 造粒固化体貯槽 (D) は、プロセス主建屋と一体のピット構造となっているため、建屋外への漏えいの可能性は低いが、念のため漏えい防止策としてコンクリート保護材を塗布し、漏えいの発生を予防する。
- f. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、貯留水の塩分による腐食を考慮し、十分な肉厚を有する貯槽を使用し漏えいの発生を予防する。
- g. 造粒固化体貯槽 (D)、廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽には水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- h. 廃スラッジ一時保管施設のポンプ（水中ポンプを除く）軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管するボックスカルバートは、床との設置面をモルタルにて閉塞し、ボックスカルバート底部の水抜き穴も閉塞することにより、漏えい水がボックスカルバート外に拡大することを防止する。
- b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管する部分の外周部には堰を設置し、漏えい発生時には排水用の堰の隙間を土のうで塞ぐことにより、外部への漏えいの拡大を防止する。
- c. 造粒固化体貯槽 (D) は、液位をシールド中央制御室（シールド中操）にて監視することで貯蔵しているスラッジの漏えいの有無を監視する。
- d. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、スラッジ貯槽下部にドリフトトレイ及び漏えい検知器を設け、漏えいを検知するとともに、スラッジ貯槽の液位をシールド中央制御室（シールド中操）で監視する。また、スラッジ貯槽は漏えいの拡大を防止するためにコンクリート製の囲い（セル）の中に設置する。なお、漏えいが発生した場合は漏えいしたスラッジ貯槽内のスラッジは予備のスラッジ貯槽に移送する。

2.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔は、炭素鋼製の遮へい容器及びコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。
- b. 使用済みの第二セシウム吸着装置吸着塔は、鉛等を充填した炭素鋼製の遮へい容器に

より放射線を遮へいする。

- c. 多核種除去設備から発生する使用済みの高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設にてコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。
- d. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設ではスカイシャイン対策としてコンクリート製の蓋を被せる。
- e. 廃スラッジ一時保管施設はスラッジ貯槽からの放射線を遮へいし、建屋外壁での線量当量率が 1mSv/h となるように、スラッジ貯槽を囲うコンクリート厚さ、及び建屋のコンクリート厚さを設定する。

(2) 崩壊熱除去

- a. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔は、吸着塔内の放射性物質による崩壊熱を、対流、輻射、伝導により大気へ放出する設計とする。
- b. セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は、コンクリート製ボックスカルバートに納入しない場合、保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は約 360℃となる。また、コンクリート製ボックスカルバートの保温性を考慮した場合、吸着塔中心部の温度は 377℃、炭素鋼製遮へい容器の温度は約 62℃となるが、ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。
- c. 第二セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は、保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は 450℃となるが、ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。
- d. 高性能容器及び処理カラムは、容器内の放射性物質による崩壊熱を、対流、輻射、伝導により大気へ放出する設計とする。
- e. 造粒固化体貯槽(D)は、貯槽内部に設置した熱交換器と屋外に設置した空冷チラーによりスラッジに含まれる放射性物質の崩壊熱を除去することで、貯槽内温度を 25℃程度に管理する設計とする。
- f. 廃スラッジ一時保管施設では、造粒固化体貯槽(D)での運用実績からスラッジから発生する崩壊熱を自然放熱により除去する設計とする。また、バブリング管もしくはウォータージェットによりスラッジを攪拌することにより、崩壊熱の集中化を防止する。

2.3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、及び処理カラムは、可燃性ガスの発生を抑制するために、内部の水抜きを行い保管する。水抜き完了後はベントを空けた状態で保管することにより、可燃性ガスを大気へ放出する設計とする。

- b. 使用済みの高性能容器は、可燃性ガスの滞留を防止するために圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設け、可燃性ガスを大気に放出する。
- c. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び高性能容器を収容するコンクリート製ボックスカルバートの蓋には、内部で可燃性ガスが滞留しないように通気口を設ける。
- d. 造粒固化体貯槽(D)では、貯蔵水の放射線分解により発生する可燃性ガスは、除染装置に設置されている排風機により大気へ放出する。
- e. 廃スラッジ一時保管施設では、貯蔵水の放射線分解により発生するガスは貯槽内に圧縮空気を供給することにより、オフガス処理系を介して大気に放出する。

2.4. 環境条件対策

(1) 腐食

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備の処理カラムは、内部の水を抜いた状態で保管し、容器に耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を用いている。また、高性能容器は、耐久性、耐薬品性に優れたリエチレン材を用いている。

スラッジ貯槽は、想定される腐食速度 0.25mm/年に対して肉厚 25mm を有しており、十分な腐食代を有している。

(2) 熱による劣化

吸着塔中心温度が高い第二セシウム吸着装置吸着塔においても、容器外周部の最大温度は約 160℃であり、金属材料に有意な特性変化は生じない。

(3) 凍結

造粒固化体貯槽(D)は、万一凍結したとしても、気相部を有しているため膨張が問題となることはない。

また、廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、スラッジ棟の換気設備により暖房されるため凍結することはない。

(4) 生物汚染

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備の処理カラムは、内部の水を抜いた状態で保管するため、生物汚染が問題となることはない。

造粒固化体貯槽(D)は内面にコンクリート保護材を塗布しており、微生物腐食は発生しない。

スラッジ貯層は高線量下なので微生物の影響はないと考えられる。ただし、異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において、微生物腐食が原因であると判明すれ

ば，生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 紫外線

使用済セシウム吸着塔保管施設にて貯蔵する高性能容器は，ポリエチレン製であり，紫外線による劣化が懸念される。そのため，保管施設に収容後はコンクリート製の蓋を設置する。

以上

セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

1. 概要

滞留水の処理に伴い、セシウム吸着装置と第二セシウム吸着装置からは使用済セシウム吸着塔、多核種除去設備からは使用済みの高性能容器及び処理カラムが発生する。これらは使用済セシウム吸着塔仮保管施設、及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に保管するが、高濃度の放射性物質を内包していることから崩壊熱による温度上昇を評価し、その吸着塔の機能への影響について確認を行う。

2. セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

2.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度及び遮へい体の最高温度について評価を行う。

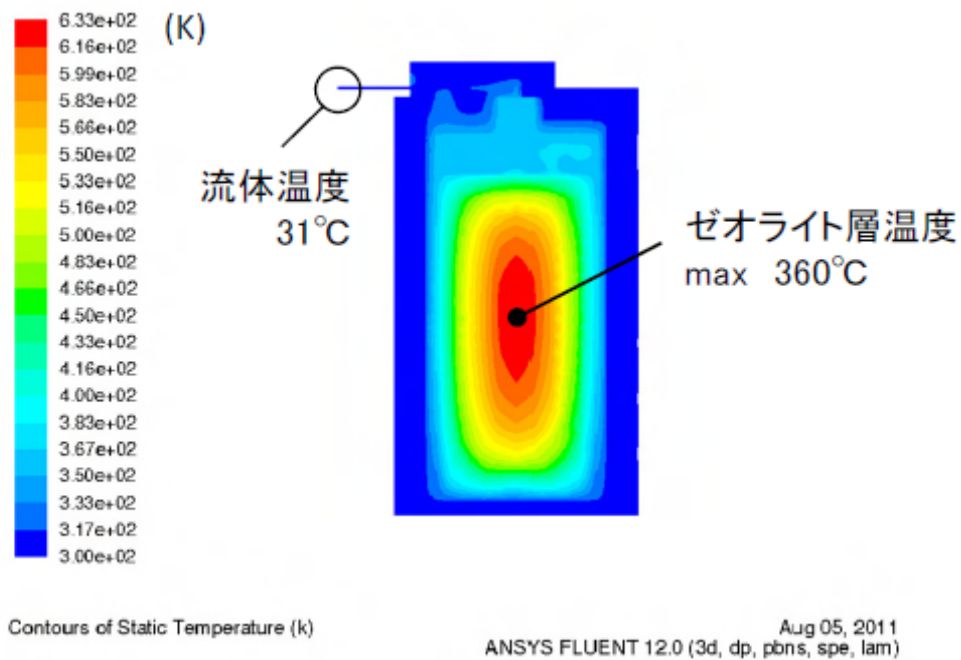
大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は、解析コード FLUENT Ver. 12 を用いて三次元定常解析により計算する。なお評価条件は、発熱量をスキッド表面線量率の上限である 4mSv/h の際のセシウム吸着 (2×10^{15} Bq/塔) による発熱量に相当する 583W とし、遮へい表面温度を 40℃とする。

また、一時保管施設では、コンクリート製ボックスカルバート内に保管されるため、コンクリートによる保温により吸着塔温度が上昇する可能性があるため、上記と同様に解析コード FLUENT Ver. 12 を用いて三次元定常解析により計算する。

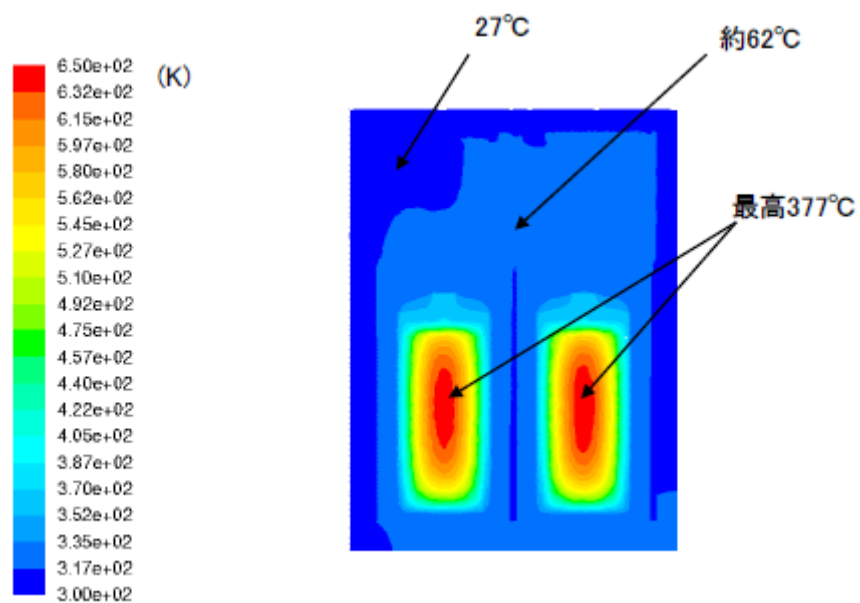
2.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は、360℃と評価された。計算による温度分布を図－1に示す。また、ボックスカルバートにより保温された場合の吸着塔の温度は、外気温度を 27℃とすると、塔あたりの発熱量が 583W の場合、吸着塔中心温度は 377℃、遮へい体の最高温度は約 62℃と評価された。計算結果を図－2に示す。

そのため、吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。



図ー 1 3次元解析計算によるセシウム吸着装置吸着塔の温度分布



図ー 2 ボックスカルバート内のセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

3. 第二セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

3.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度の最高温度について評価を行う。

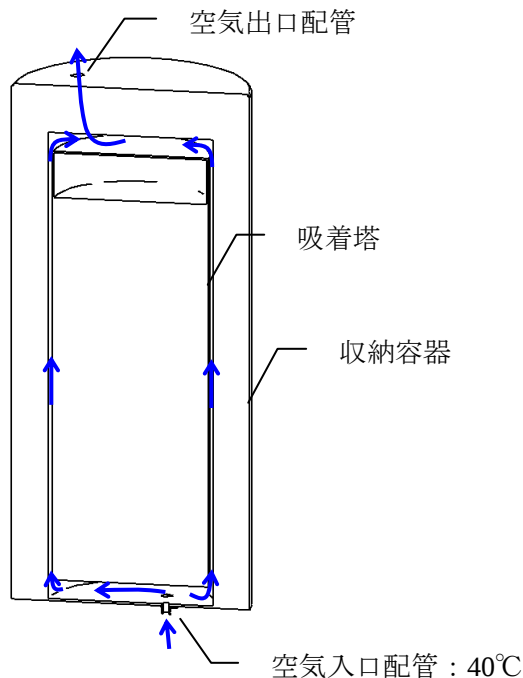
第二セシウム吸着装置の吸着塔は使用済セシウム吸着塔一時保管施設では図－3に示すように鉛遮へい体を含む収納容器内に保管される。収納容器上下には配管があり、内部空気温度が上昇して対流が発生することで外気が入口配管から流入し、吸着塔側面で上昇流となり、出口配管から流出する。これにより吸着塔は空気其自然通風で除熱される。また、収納容器外表面は空気其自然対流で除熱される。

吸着塔の温度は、セシウム吸着 ($6 \times 10^{15} \text{Bq/塔}$) による発熱量、外気温度を 40°C と仮定し、STAR-CD Ver4.08 を用いて三次元解析により求めた。

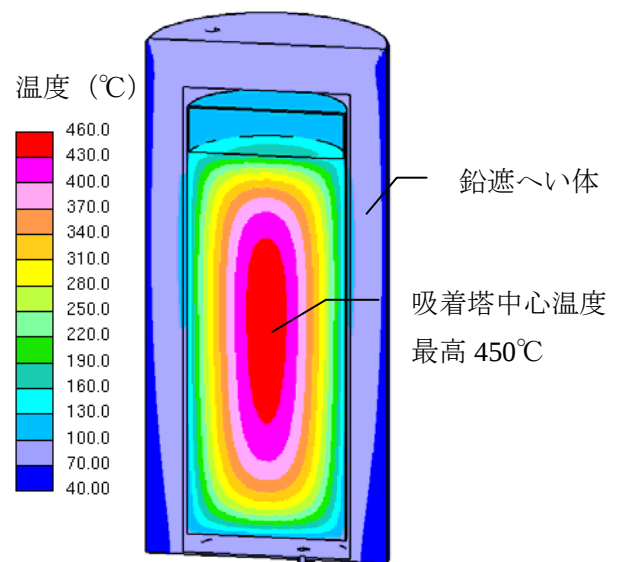
3.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は 450°C と評価された。計算による温度分布を図－4に示す。

そのため、吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600°C 程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。



図－3 吸着塔と収納容器隙間の自然通風空気の流れ



図－4 三次元解析による第二セシウム吸着装置吸着塔の温度分布

廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

廃スラッジ貯蔵施設に貯蔵されるスラッジの崩壊熱については、これまでの水処理設備の運転実績を踏まえて、セシウム吸着装置－凝集沈殿除染装置の順列での処理を想定して評価を行った。

別添に示す評価フローに基づいて評価した結果、廃スラッジの発熱密度は表－ 1 の通りと評価された。

表－ 1 廃スラッジの発熱密度の評価結果

評価項目	評価結果	備考
廃スラッジ量	90 (m ³)	廃スラッジ貯蔵施設内に設置される貯槽 1 基あたりの容量
放射能濃度	3.4×10^8 (Bq/mL)	
発熱密度	3.8×10^{-5} (W/mL)	

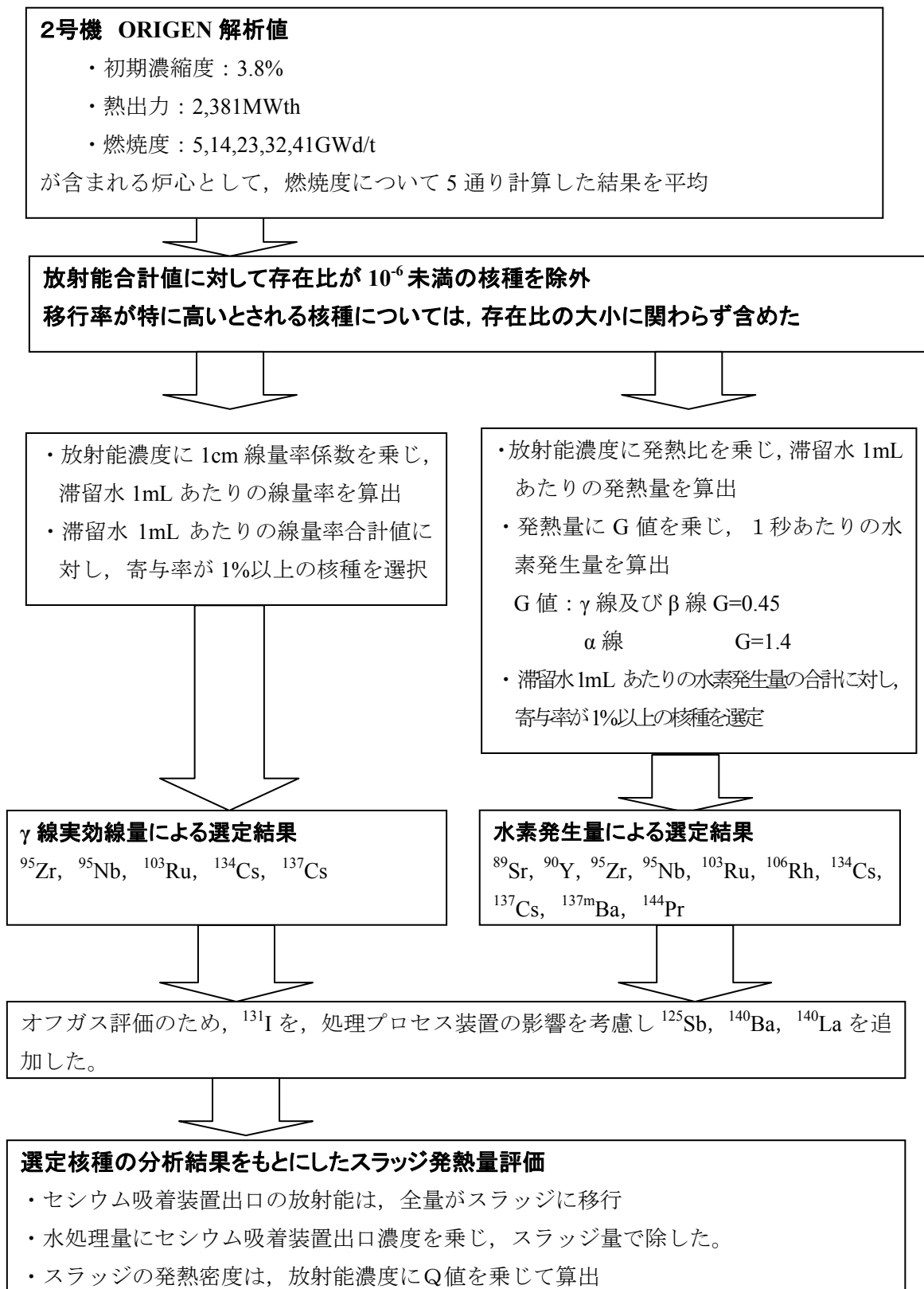
この発熱密度を踏まえて崩壊熱量を算出し、貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱量と崩壊熱量が平衡に達する温度を評価した。その結果を表－ 2 に示す。

表－ 2 崩壊熱量と放熱量が平衡となる貯槽温度の評価結果（貯槽 1 基あたり）

評価項目	評価結果	備考
発熱密度	3.8×10^{-5} (W/mL)	
貯槽容量	90 (m ³)	
崩壊熱量	3.42 (kW)	
放熱面積	100 (m ²)	
熱伝達係数	5.46 (W/ m ² K)	自然対流による熱伝達とふく射による熱伝達から算出
雰囲気温度	40 (°C)	機器発熱等を考慮した夏季のセル給気温度に対応するセル排気温度より設定
崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度	46.3 (°C)	

以上の結果から、崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度は雰囲気温度より数℃程度の上昇で平衡になると評価され、廃スラッジから発生する崩壊熱は自然放熱（貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱）で除去することができるものと確認された。

以 上



図－1 スラッジ崩壊熱算定の流れ

廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

廃スラッジ一時保管施設に保管される廃スラッジから放出される放射線について建屋外表面で 1mSv/h 以下となるよう建屋要求壁厚を評価する。

1. 評価条件

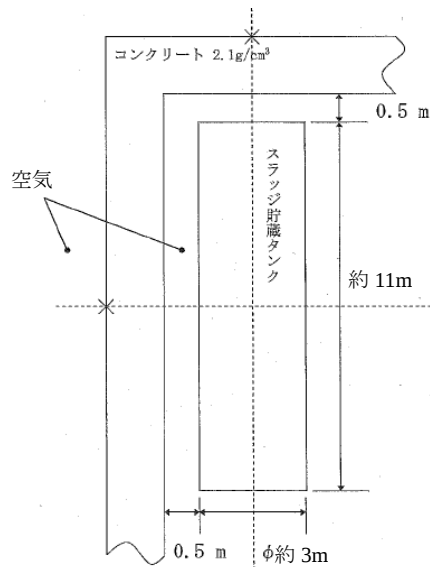
評価にあつては、発生する廃スラッジの元となる廃液に対して、ORIGEN 計算値をもとに想定される組成を求め、核種ごとに γ 線実効線量率に対する比率を算出し、寄与率の高いものを評価対象核種として選定した。選定された核種及び放射能濃度、線源強度は表－1 に示す通り。遮へい体はコンクリートであり、その密度は 2.1g/cm^3 とした。

評価モデルは、 90m^3 のスラッジ貯槽を円柱で模擬し、線源となるスラッジ貯槽と建屋壁との距離を保守的に 50cm とした（図－1）。

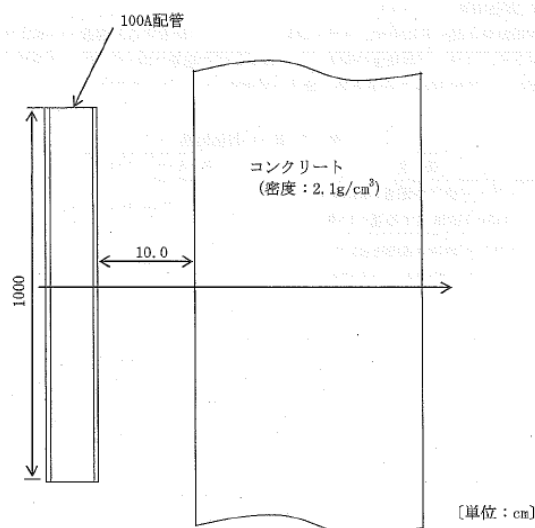
また、スラッジ貯槽のほかにスラッジが内包される機器として移送配管が建屋内にあるため、その配管を対象とした評価も行う。建屋内の配管の口径はいくつかの種類があることから、線源として保守的になるよう 100A 配管で 1m 長さとし、配管と建屋壁との距離を保守的に 10cm とした（図－2）。

表－1 選定された核種及び放射能濃度、線源強度

核種	^{89}Sr , ^{90}Y , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{106}Rh , ^{125}Sb , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{140}Ba , ^{140}La , ^{144}Pr
上澄液放射能濃度（合計）	$5.4 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$
スラッジ放射能濃度（合計）	$1.1 \times 10^9 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$
上澄液線源強度（合計）	$1.2 \times 10^4 \text{ (MeV/sec)}$
スラッジ線源強度（合計）	$7.0 \times 10^8 \text{ (MeV/sec)}$



図－１ 廃スラッジ一時保管施設 建屋外壁評価モデル

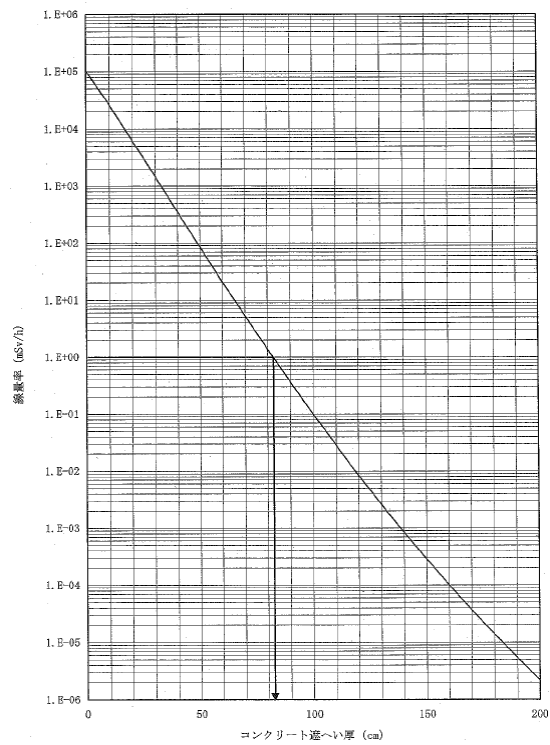


図－２ 配管遮へい評価モデル

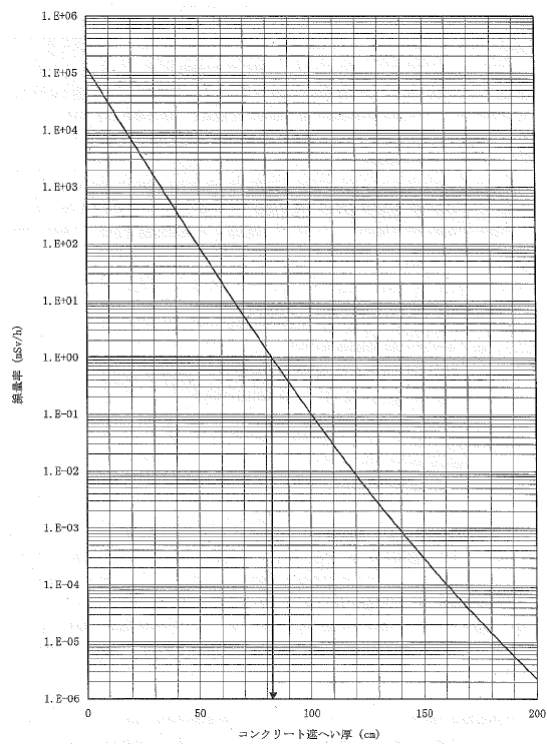
２．評価結果

上記の条件を踏まえて評価した結果、貯槽１基に対して壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は径方向・軸方向ともに 85cm であるが、実際には複数の貯槽が並ぶことから、余裕を考慮して必要な壁厚を 100cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－３，－４に示す。

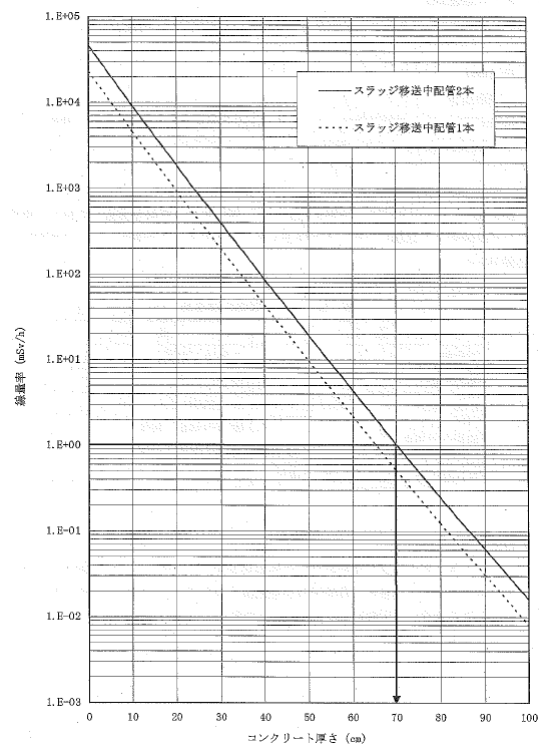
また、配管に対する遮へいについては、壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は 70cm であるが、保守的な評価として複数の移送配管内にスラッジが移送されることを考慮して必要な壁厚を 80cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－５に示す。



図－３ スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（径方向）



図－４ スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（軸方向）



図ー5 配管周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係

以 上

汚染水処理設備等の工事計画及び工程について

高レベル汚染水処理設備，貯留設備，使用済セシウム吸着塔保管施設，及び廃スラッジ貯蔵施設等は，高レベルの放射性物質を扱うため設備の信頼性向上及び敷地境界線量の低減を目的とした以下の工事について計画し，実施する。

1 設備の現状及び工事の概要

1.1 滞留水移送装置移送ラインのポリエチレン管化

滞留水移送装置移送ラインの信頼性向上のため，移送ラインを耐圧ホースからポリエチレン管に取替を行う。現状，主要系統の配管については耐圧ホースからポリエチレン管へ取替済みであり，今後サイトバンカ建屋－プロセス主建屋間の移送ラインについて耐圧ホースからポリエチレン管への取替を行う。

1.2 淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化

淡水化装置移送ラインの信頼性向上のため，移送ラインを耐圧ホースからポリエチレン管に取替を行う。現状，主要系統の配管については耐圧ホースからポリエチレン管へ取替済みであり，今後淡水化装置及びポンプ等の機器周り耐圧ホースについて，ポリエチレン管等の信頼性の高い設備への取替を行う。

1.3 タンク増設

汚染水処理設備，多核種除去設備の稼動に合せ，淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）からの淡水，廃液，並びに多核種除去設備の処理済水を貯蔵する中低濃度タンクの設置を行う。今後は，多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水貯槽について必要となる容量を確認しながら追加設置する。

1.4 使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設，及び使用済吸着塔の移動

汚染水処理設備の稼動に合せ，放射性物質を吸着させた使用済みの吸着塔を保管する一時保管施設の設置を行う。現状，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を貯蔵する第一施設，セシウム吸着装置の使用済み吸着塔及び多核種除去設備の高性能容器を貯蔵する第二施設が設置済みである。

今後，多核種除去設備の稼動に伴い，多数発生する二次廃棄物を収納する高性能容器を貯蔵するため第三施設を増設する。また，敷地境界線量の低減のため，敷地中央付近に第四施設を増設し，敷地境界付近の第一施設にあるセシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を順次移動する。

2 工程

項目	平成25年										平成26年												平成27年					
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3				
滞留水移送装置移送ラインのポリエチレン管化	サイト・インカープロセス主建屋間の移送ライン設計・据付																											
							△																					
淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化																												
							△																					
タンク増設	平成25年9月までに 8万トン（順次設置）																											
											必要となる容量を確認しながら追加設置（最大30万トン）																	
使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設																												
	第三施設 設計・据付（設計段階のため今後の詳細設計により決定）																											
	部分運用開始（平成25年3月末より）																											
使用済セシウム吸着塔の移動	第四施設 設計・据付																											

2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋

2.6.1 基本設計

2.6.1.1 設置の目的

既設 1～4 号機の原子炉建屋，タービン建屋（トレンチ，立坑※¹，コントロール建屋含む），廃棄物処理建屋には，高レベル放射性汚染水（以下，「滞留水」という。）が滞留している。また，集中廃棄物処理建屋のうち，プロセス主建屋，雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，「高温焼却炉建屋」という。）は，1～4 号機のタービン建屋の滞留水を移送するための受け入れ先とするものであることから，各建屋の滞留水の状況を適切に監視し，放射性物質の建屋外への漏えいを防止するための機能を満足する設備とする。

※1：立坑とは，規模の大きな地中構造物のうち，比較的深い（10 m 程度）「縦の坑道」をいう。

2.6.1.2 要求される機能

- (1) 建屋等に滞留する滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有すること。
- (2) 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいを防止できるよう水位を管理できること。
- (3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有すること。
- (4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有すること。

2.6.1.3 設計方針

- (1) 建屋等の滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

具体的には，建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置する。また，各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために，建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理するため，建屋近傍の適切なサブドレン※²に水位計を設置する。

※2：サブドレン水とは，建屋周辺の地下水をいう。

- (2) 汚染水処理設備の長期間の停止，豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいが防止できるよう水位を管理する。

具体的には，滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持することにより管理する。また，プロセス

主建屋、高温焼却炉建屋については、受け入れを停止すれば問題とならない。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

- (3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有する設計とする。

具体的には、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、必要に応じて各建屋についてダストサンプリングを実施する。

- (4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有する設計とする。

具体的には、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

- (5) 必要に応じて、貯留または滞留している滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有する設計とする。

具体的には、滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し水素の滞留のないことを確認する。また、念のため、必要に応じて換気口を設けるなど水素の滞留を抑制する。

- (6) 環境条件に対する設計上の考慮

海水による影響については、「Ⅲ-3.1.2 1～4号機原子炉建屋の点検について 添付資料-6 コメント回答③」を参照。

- (7) 電源停止に対する設計上の考慮

全電源喪失による水位の遠隔監視機能が喪失の場合でも、これまでの実績から地下水の流入量及び原子炉注水による水位の上昇は緩慢なものであり、水位のシミュレーションも可能である。また、交流電源を使用しない別の水位計により電源復旧までの間、手動での水位計測も可能である。以上のことから、漏えい防止の水位監視機能は喪失しないことから、安全上の問題は生じない。

- (8) 信頼性に対する設計上の考慮について

建屋等の外への漏えいを防止できる機能については、多重性を持たないが、滞留水を貯留する機能については、1～4号機各建屋の滞留水をプロセス主建屋、高温焼却炉建屋に移送することができ、更に、高濃度滞留水受けタンクにも移送が可能であり、それぞれ独立した設備であることから多重性、独立性を有している。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮について

建屋そのものの構造・強度の健全性については、直接的には、水没部が高線量であり確認することは出来ないが、類似箇所からの類推評価や解析により健全性を評価することが可能である。

また、建屋の滞留水を貯留する能力については、滞留水の水位制御により担保されていることから、水位が規定の値に制御されていることにより能力が保たれていることを確認することが可能である。また、建屋周囲のサブドレンの放射能濃度を計測することにより、漏えいがないことを確認でき、滞留水の地下水への漏えいのないことを確認可能である。

2.6.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 建屋等の外への滞留水の漏えいを防止できる機能を有すること

2.6.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

滞留水を貯留している（滞留している場合も含む）建屋等は、集中廃棄物処理建屋のうち、滞留水を貯留するプロセス主建屋、高温焼却炉建屋と、滞留水が滞留する1～4号機の原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋で構成する。

各号機の建屋等について設計内容を目標ごとに以下に記載する。

(2) プロセス主建屋

プロセス主建屋に貯留する滞留水は、2号機、3号機及び4号機から滞留水移送装置（移送ポンプやポリエチレン管等）で移送され、滞留水処理設備で処理されることにより水位調整を行う。移送については、移送元の1～4号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

プロセス主建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋内水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水を実施する。

(b) 外壁、床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として、外壁、床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

(e) サイトバンカ建屋における滞留水の対応について

プロセス主建屋に隣接するサイトバンカ建屋においては、地下に滞留している水に放射能が検出されていることから、プロセス主建屋に貯留する滞留水が両建屋間を繋ぐ階段室を介し流入した可能性は否定できない。

このため、サイトバンカ建屋の滞留水は適宜プロセス主建屋へ移送する。

また、サイトバンカ建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから、プロセス主建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また、必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し、水素の滞留のないことを確認する。また念のため、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として、建屋上部より吸気し、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通し

て排気する局所排風機を設置する。

なお、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については、可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(3) 高温焼却炉建屋

高温焼却炉建屋に貯留する滞留水は、2号機、3号機及び4号機から滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送することにより受け入れ、滞留水処理設備により処理することにより水位調整を行う。移送については、移送元の1～4号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

高温焼却炉建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋内水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水工事を実施する。

(b) 外壁、床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として、外壁、床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理する。そのため、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

(e) 隣接する地下通路への滞留水の漏えい対応について

高温焼却炉建屋の滞留水は、隣接する地下通路に漏えいしていることが確認されたが地下通路部の水位の方が高いことから漏えいは抑制されていると考える。念のため、高温焼却炉建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、受け入れ元であるタービン建

屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから、高温焼却炉建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また、必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの監視箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し、水素の滞留のないことを確認する。また念のため、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として、建屋上部より吸気し、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気する局所排風機を設置する。

なお、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については、可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(4) 1号機

1号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、原子炉建屋から主に廃棄物処理建屋を通して2号機廃棄物処理建屋へ流出するとともに、タービン建屋にも流出する場合があると考えられる。**1号機タービン建屋の滞留水については、水位状況に応じて1号機廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、耐圧ホース等）を通じて移送することにより2号機タービン建屋に移送する。**1号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 汚染水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置した場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、1号機の滞留水が流入する2号機タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてダストサンプリングを実施する。

なお、原子炉からの放射性物質の飛散抑制の応急措置的対策のため、原子炉建屋にカバーを設置する。本カバーの設置とともに排気設備を設置し、チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタを通して排気することにより、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出の低減を図る。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉

塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(5) 2号機

2号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり、2号機タービン建屋から3号機タービン建屋または集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）を通じて移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。2号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 汚染水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるOP. 4000までの余裕を確保する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(6) 3号機

3号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、3／4号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動がある。また、2号機から滞留水移送装置で移送された滞留水が流入する。これらの滞留水は3号機タービン建屋から4号機タービン建屋、3号機または4号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。3号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 汚染水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前

面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出力リスクの高まるOP. 4000までの余裕を確保する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(7) 4号機

4号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、3/4号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり、3号機タービン建屋または4号機タービン建屋から滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で集中廃棄物処理建屋へ移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。4号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 汚染水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため拡散評価を実施する。

b. 滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出口リスクの高まるOP. 4000までの余裕を確保する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、必要に応じて原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

2.6.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波対策は，「Ⅲ-1.3.2 津波への対応」を参照。

(2) 豪雨・台風

豪雨・台風対策は，「Ⅲ-1.4.1 豪雨・台風について」を参照。

(3) 竜巻

竜巻対策，「Ⅲ-1.4.2 竜巻について」を参照。

(4) 火災

建屋内の各設備における火災対策は，「Ⅲ-1.2 火災への対応」の通り内包する設備毎に必要な対策を実施している。また，滞留水が貯留・滞留している建屋地下エリアは，火気作業もなく，可燃物も無いため火災が発生するリスクが低く，仮に火災が発生したとしても，滞留水の貯留機能に影響はないことから，追加の火災対策は不要である。

(5) 放射性汚染水の拡散防止のための止水等について

放射性汚染水の拡散防止の止水等は，「Ⅲ-3.3.2 放射線リスクの低減」参照。

2.6.1.7 構造強度及び耐震性

(1) プロセス主建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

プロセス主建屋は耐震Bクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動 S_s に対し，十分な裕度を持って耐え得る構造強度を有していることを確認する。

(2) 高温焼却炉建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

高温焼却炉建屋は耐震Bクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動 S_s 対して，十分な裕度を持って耐え得る構造強度を有していることを確認する。

(3) 1～4号機

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析

原子炉建屋は耐震Sクラス，タービン建屋，廃棄物処理建屋は耐震Bクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，原子炉建屋とタービン建屋は構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，原子炉建屋について，基準地震動 S_s 対して，構造強度を満足することを確認する。

また，参考に，タービン建屋，廃棄物処理建屋について，基準地震動 S_s 対して，構造強度を満足することを確認する。

2.6.2 添付資料

添付資料－1	系統概略図
添付資料－2	構造強度及び耐震性
添付資料－3	地下水バイパスによる地下水流入量の低減
添付資料－4	プロセス主建屋の貫通部の止水措置
添付資料－5	プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料－6	プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－7	高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置
添付資料－8	高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料－9	高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－10	1～4号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

系統概略図

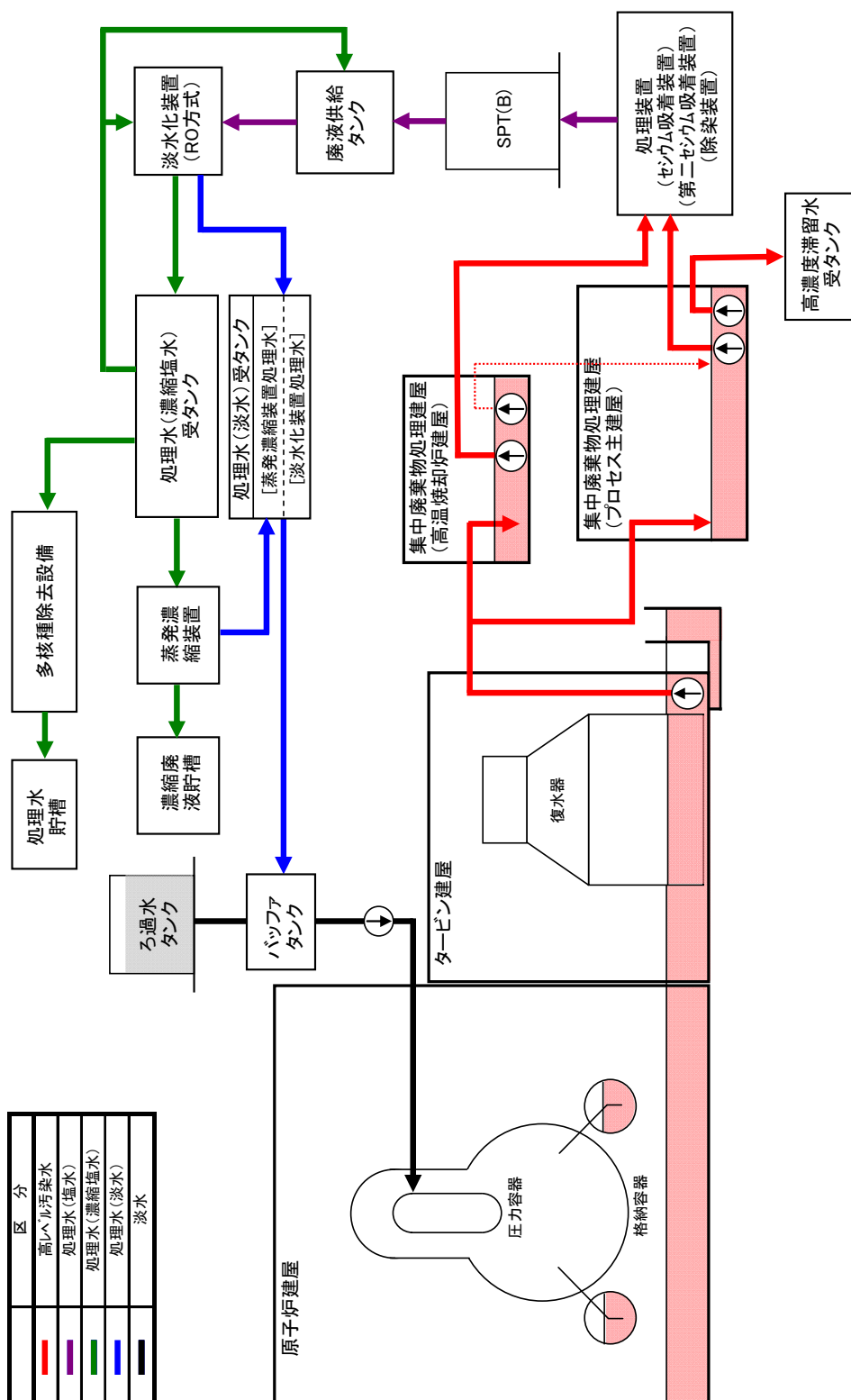
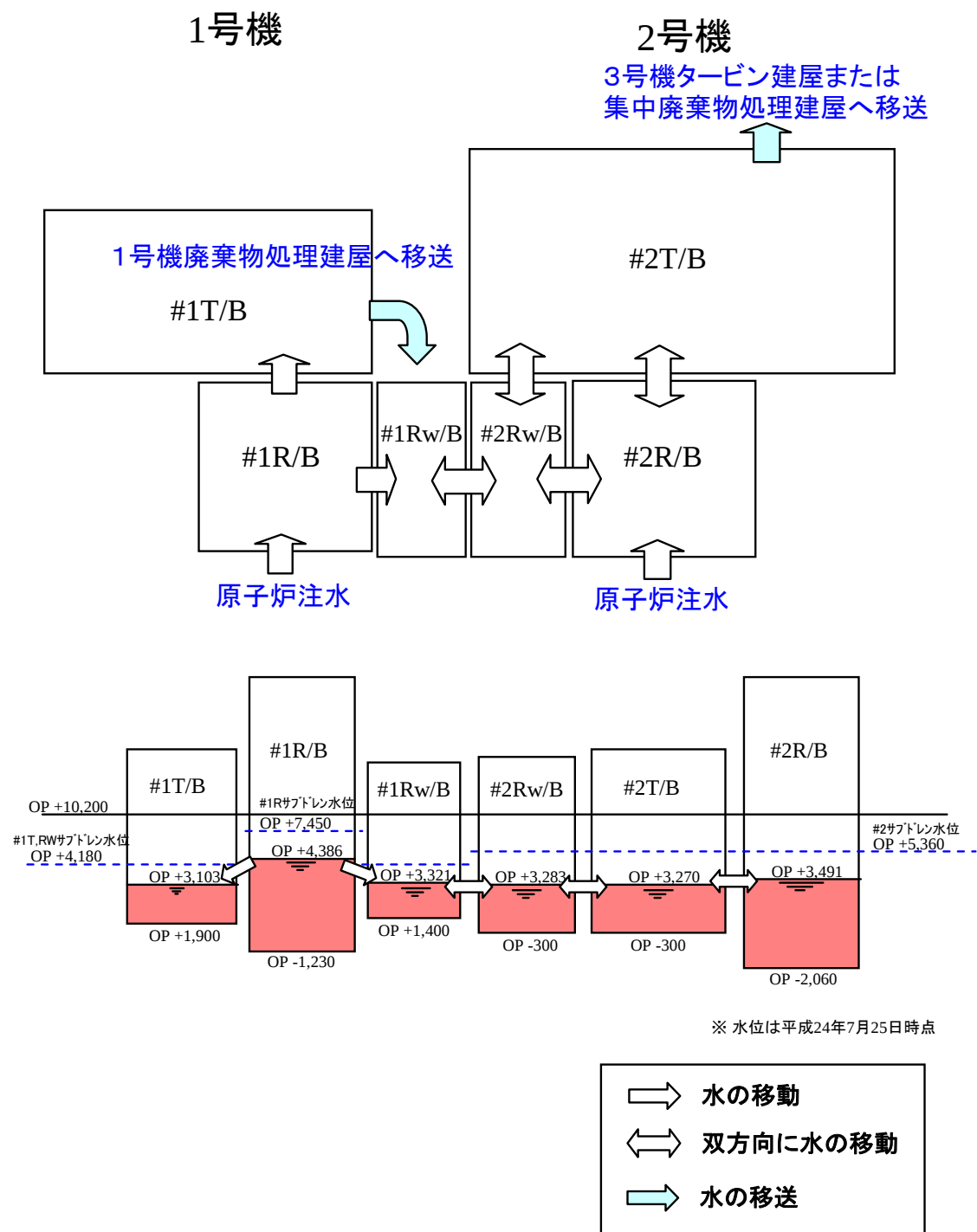
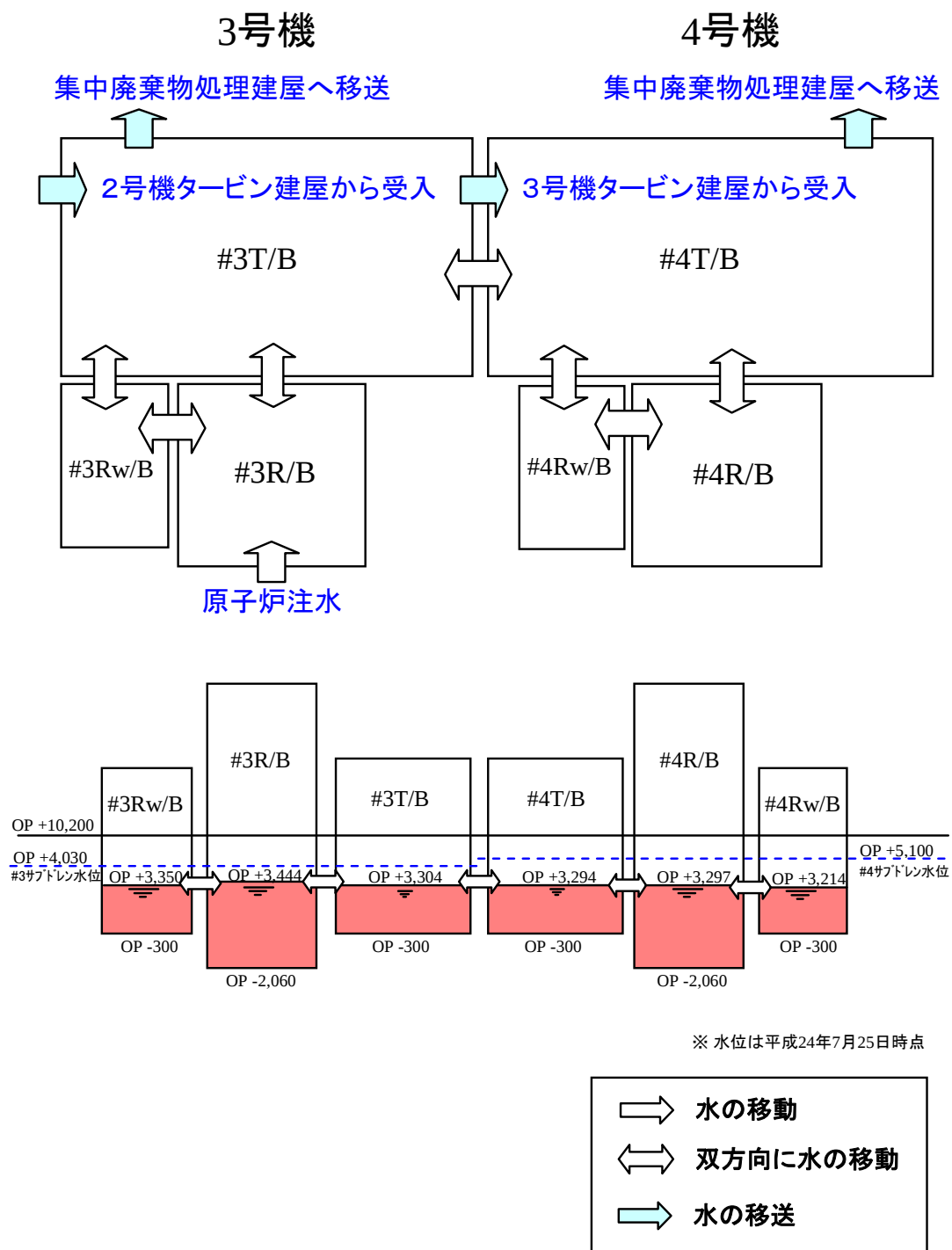


図1 滞留水移送概念図



注 #n: n 号機, R/B:原子炉建屋, T/B:タービン建屋, Rw/B:廃棄物処理建屋

図2 1 / 2号機建屋間における滞留水の流れのイメージ



注 #n: n 号機, R/B: 原子炉建屋, T/B: タービン建屋, Rw/B: 廃棄物処理建屋

図3 3 / 4 号機建屋間における滞留水の流れのイメージ

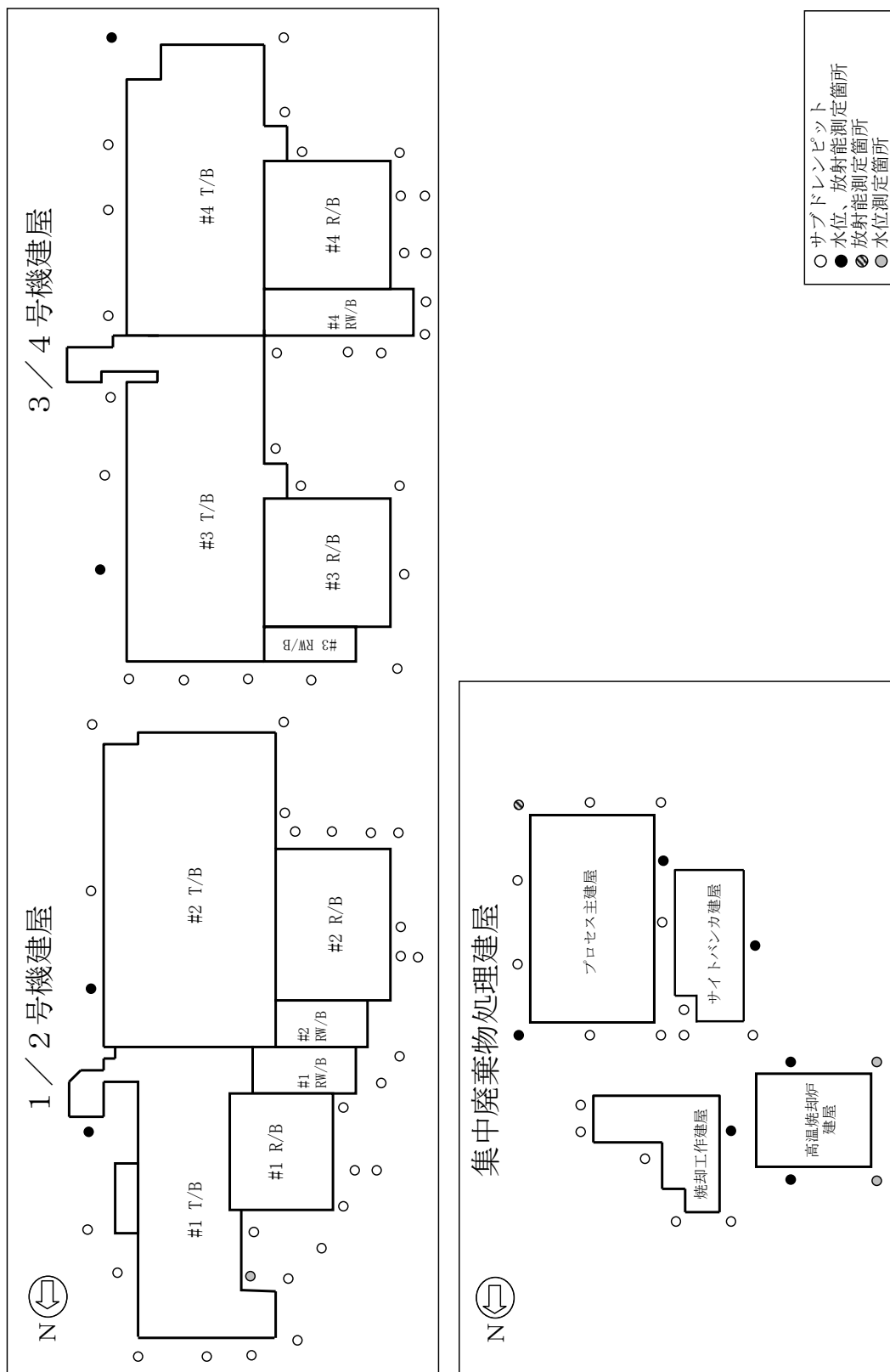


図4 サブドレンピット概略配置図

構造強PP度及び耐震性
(地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)

1 はじめに

地下に滞留水を貯留する 1～4 号機原子炉建屋，1～4 号機タービン建屋，1～4 号機廃棄物処理建屋及び 1～4 号機コントロール建屋について，地下階に滞留水があることを考慮し，基準地震動 S_s に対し，地下外壁が崩壊しないことを確認する。なお，判定は地下階の耐震壁が終局限界に至らないことを確認する。

1 号機原子炉建屋及び 2 号機原子炉建屋について，基準地震動 S_s に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。なお，3 号機原子炉建屋及び 4 号機原子炉建屋については，今後，報告することとする。

また，1～4 号機タービン建屋，1～4 号機廃棄物処理建屋及び 1～4 号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動 S_s に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。なお，代表号機以外については，今後，代表号機の耐震安全性評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価する。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

2 原子炉建屋

2.1 1号機原子炉建屋

2.1.1 解析評価方針

1号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構造物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域を NS, EW 方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 2.1.1-1 に示す。

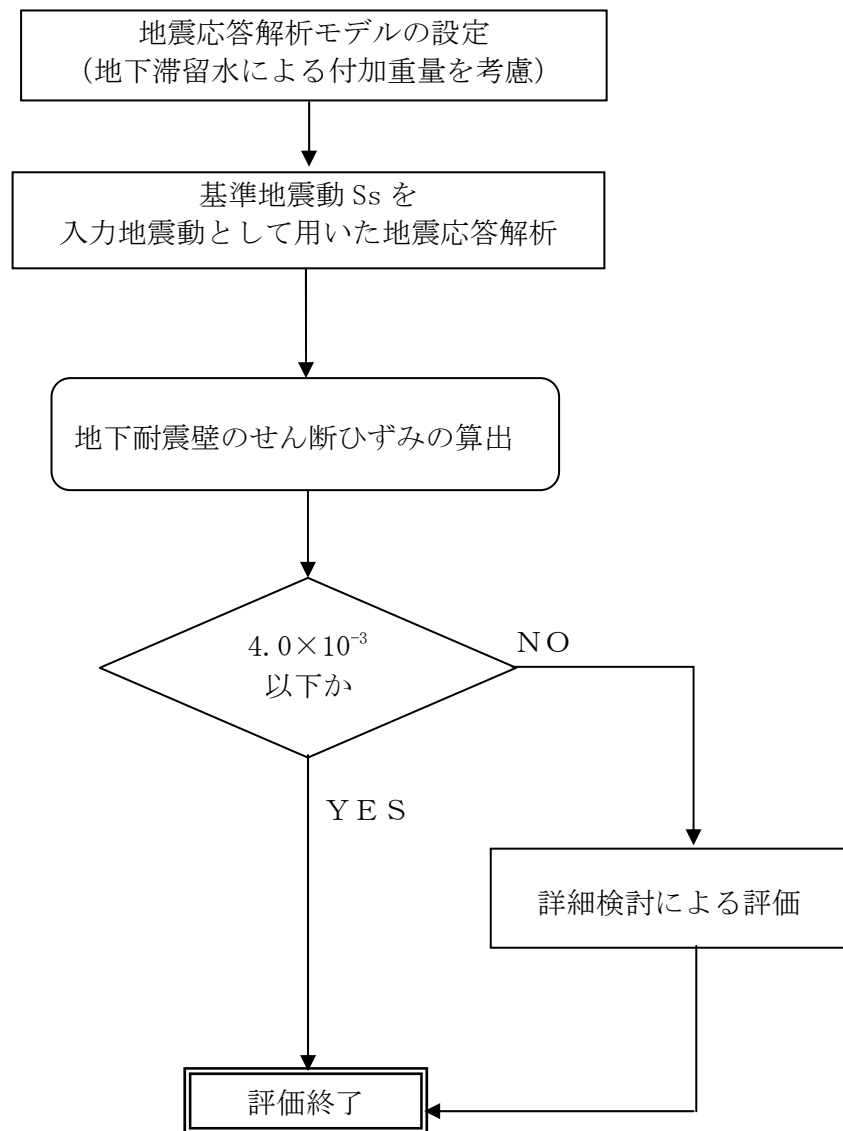


図 2.1.1-1 1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.1.2 1号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.1.2-1 に示す。

表 2.1.2-1 1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1号機
水位	O.P. 7,000
貯水量	5,600m ³

2.1.3 解析に用いる入力地震動

1号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図2.1.3-1に示す。この1号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図2.1.3-2に示す。

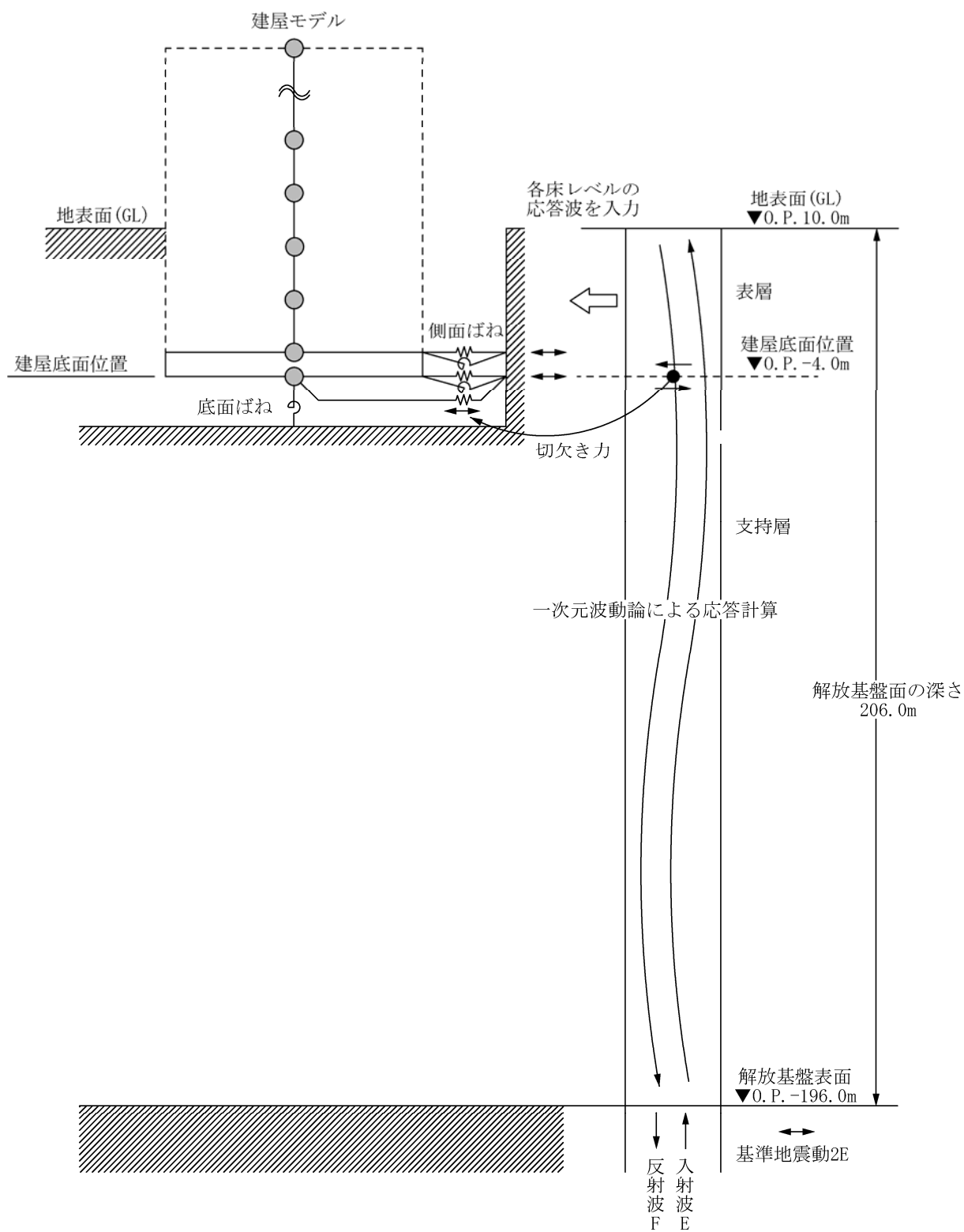
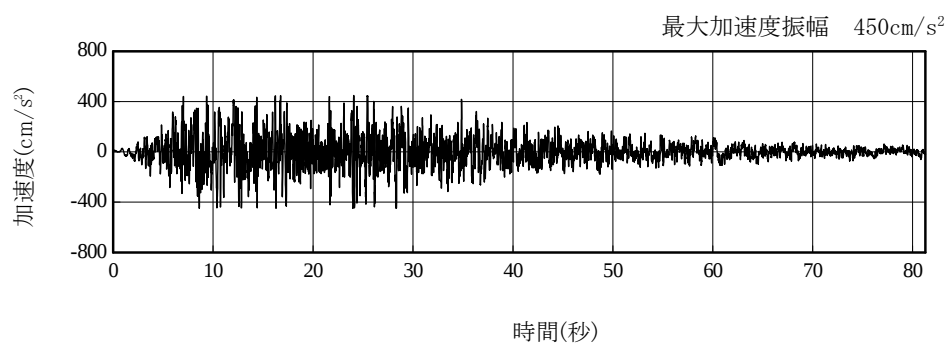
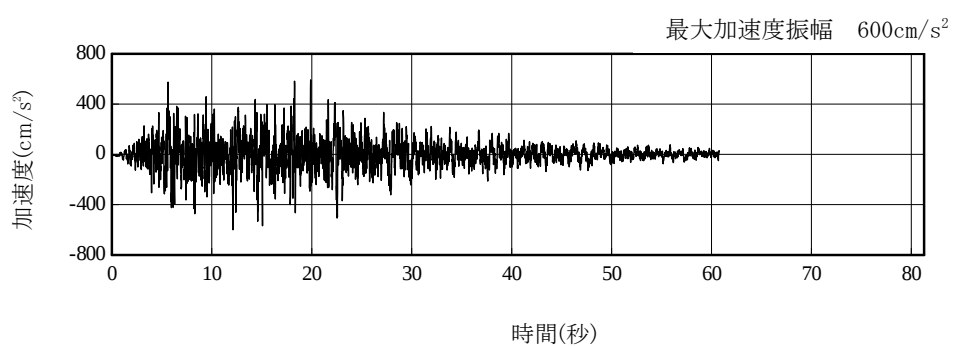


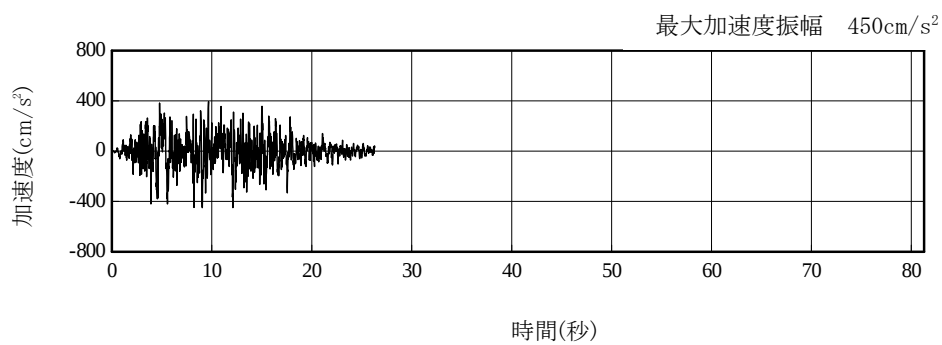
図 2. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 1 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.1.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.1.4-1 及び図 2.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 2.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.1.4-3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

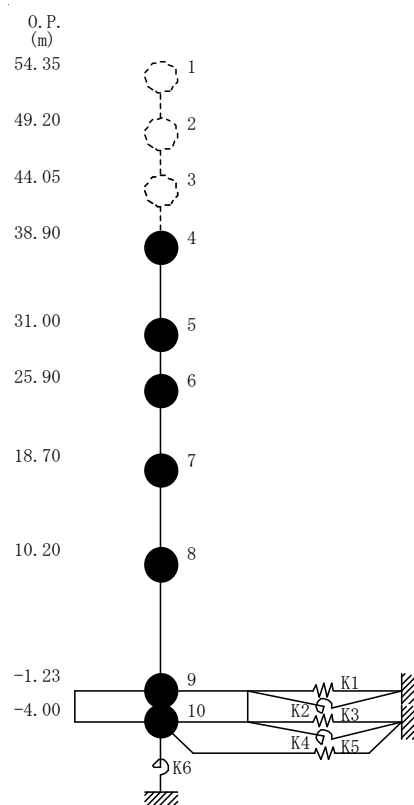


図 2. 1. 4-1 1 号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

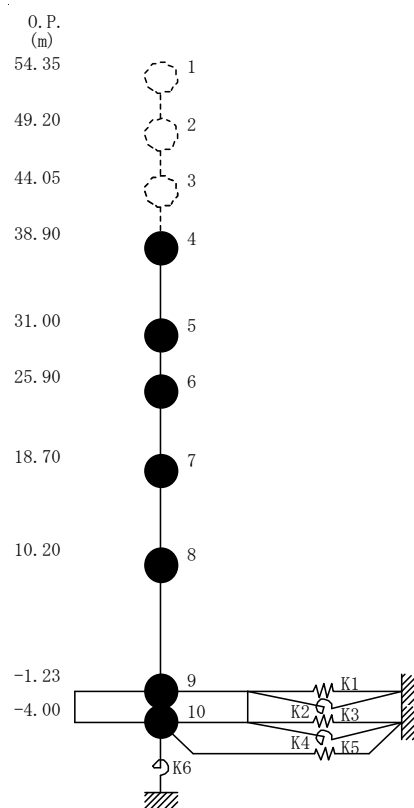


図 2. 1. 4-2 1 号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 2.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンクリート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

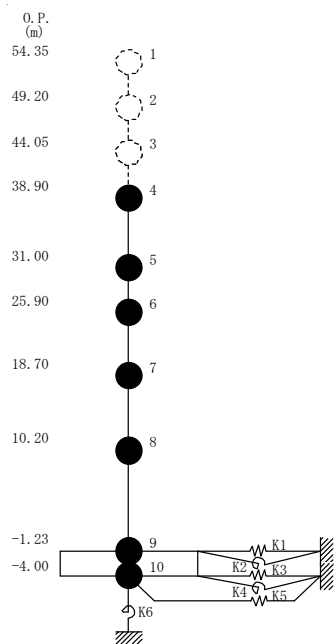
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2. 1. 4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

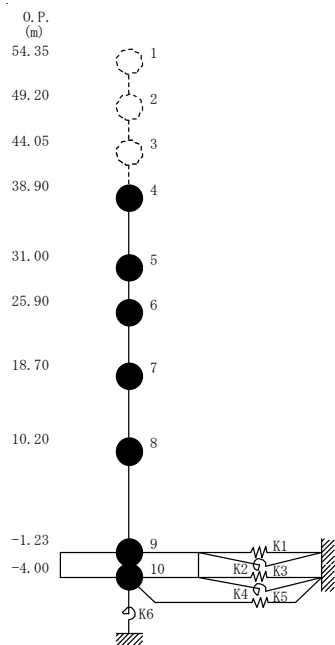


質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58, 690	84. 43	—	—
5	67, 910	97. 77	135. 0	16, 012
6	77, 220	111. 11	160. 8	21, 727
7	88, 440 [1, 240]	127. 32 [1. 79]	132. 8	24, 274
8	162, 800 (16, 780)	234. 31 (24. 15)	155. 6	36, 481
9	185, 210 (38, 140)	266. 64 (54. 91)	294. 0	52, 858
10	62, 400	89. 83	1, 914. 3	275, 530
合計	702, 670			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。
[]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%
基礎形状 41.56m (NS 方向) $\times$ 43.56m (EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58, 690	48. 34	—	—
5	67, 910	55. 90	102. 7	9, 702
6	77, 220	63. 55	163. 9	13, 576
7	88, 440 [1, 240]	127. 32 [1. 79]	131. 6	14, 559
8	162, 800 (16, 780)	234. 31 (24. 15)	197. 8	36, 427
9	185, 210 (38, 140)	327. 39 (67. 42)	294. 0	52, 858
10	62, 400	110. 32	1, 914. 3	338, 428
合計	702, 670			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。
[]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%
基礎形状 41.56m (NS 方向) $\times$ 43.56m (EW 方向)

表 2.1.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.1.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.1.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

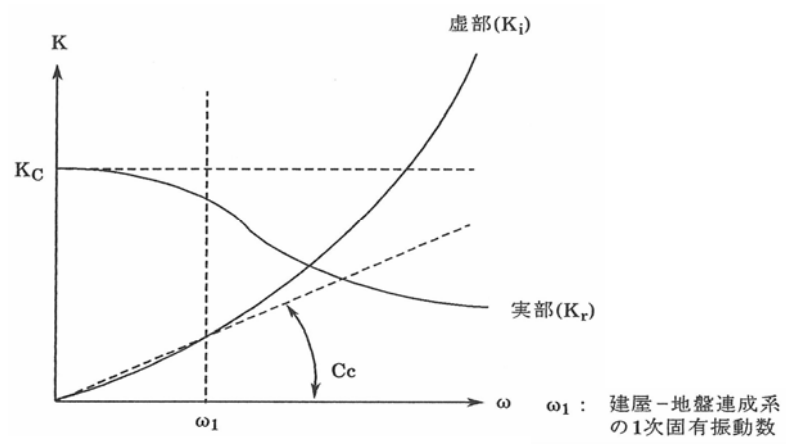


図 2.1.4-3 地盤ばねの近似

2.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向、EW方向の最大応答加速度を、滞留水を未考慮^{*注}の場合と比較して、図 2.1.5-1～図 2.1.5-6 に示す。

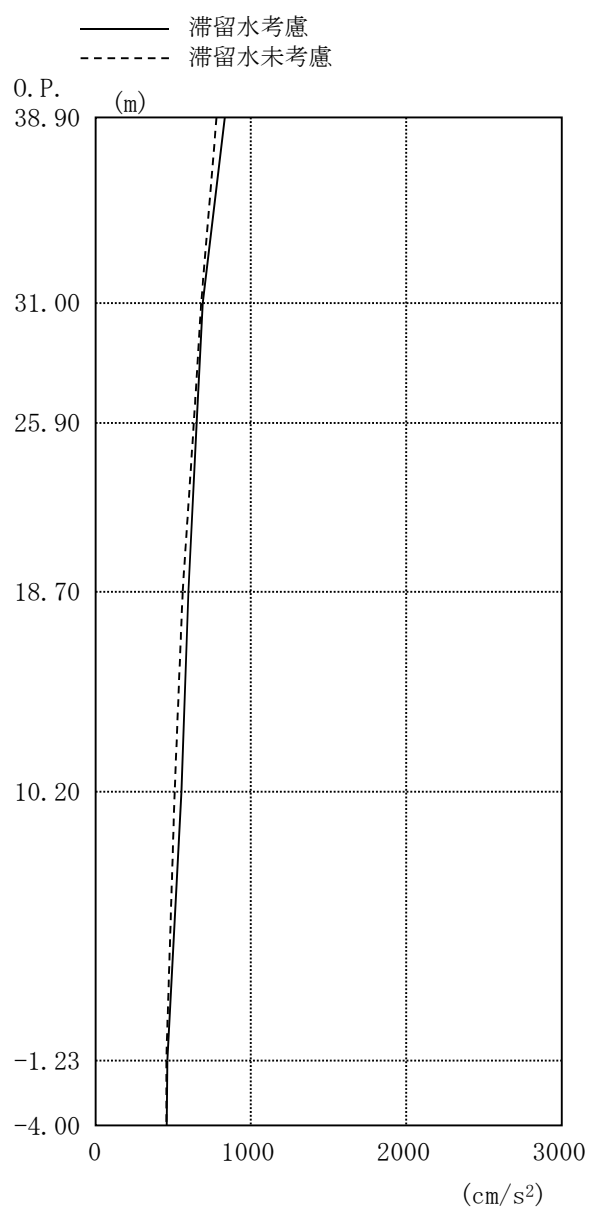


図 2.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

*注：滞留水未考慮に用いる結果は、損傷前の「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号 平成 21 年 6 月 19 日付け）の結果を示す。

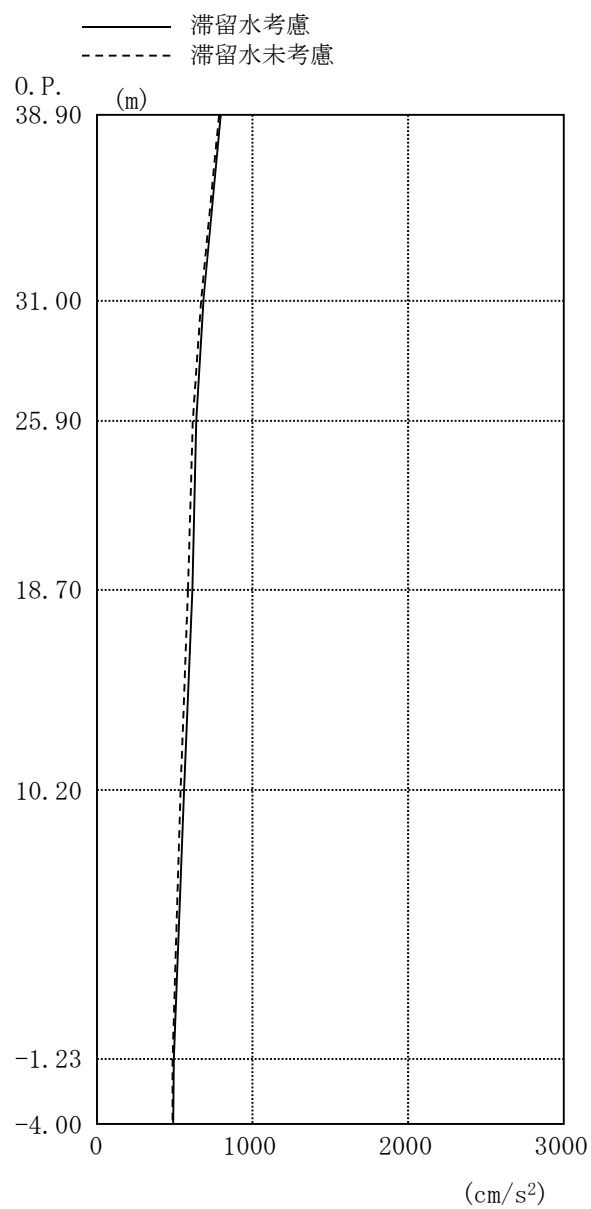


図 2. 1. 5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

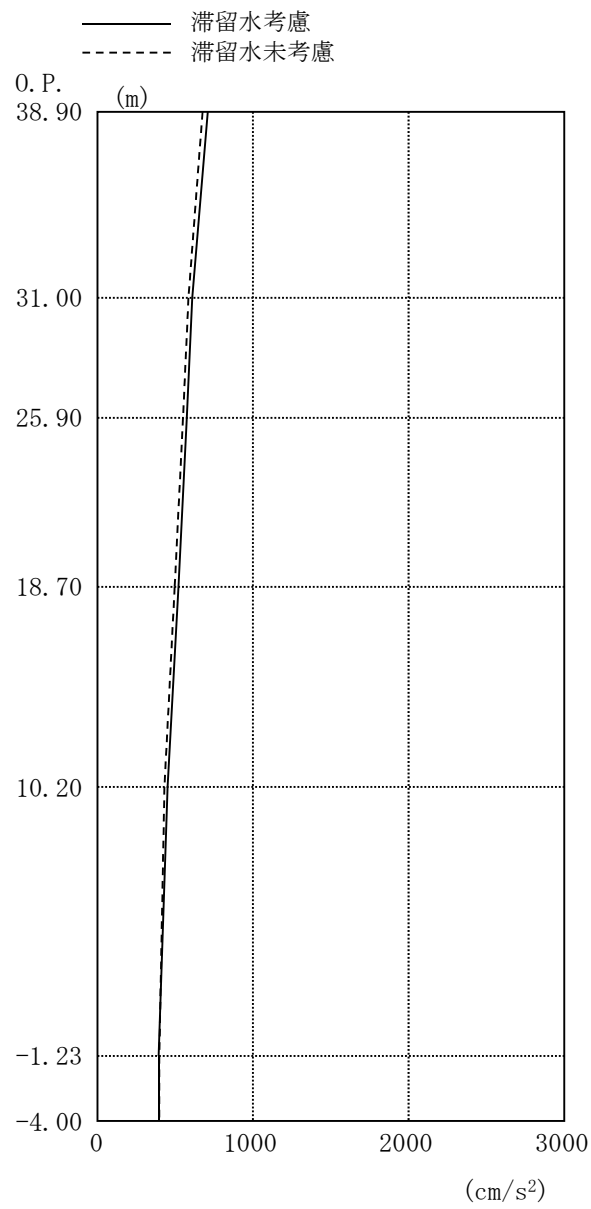


図 2.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

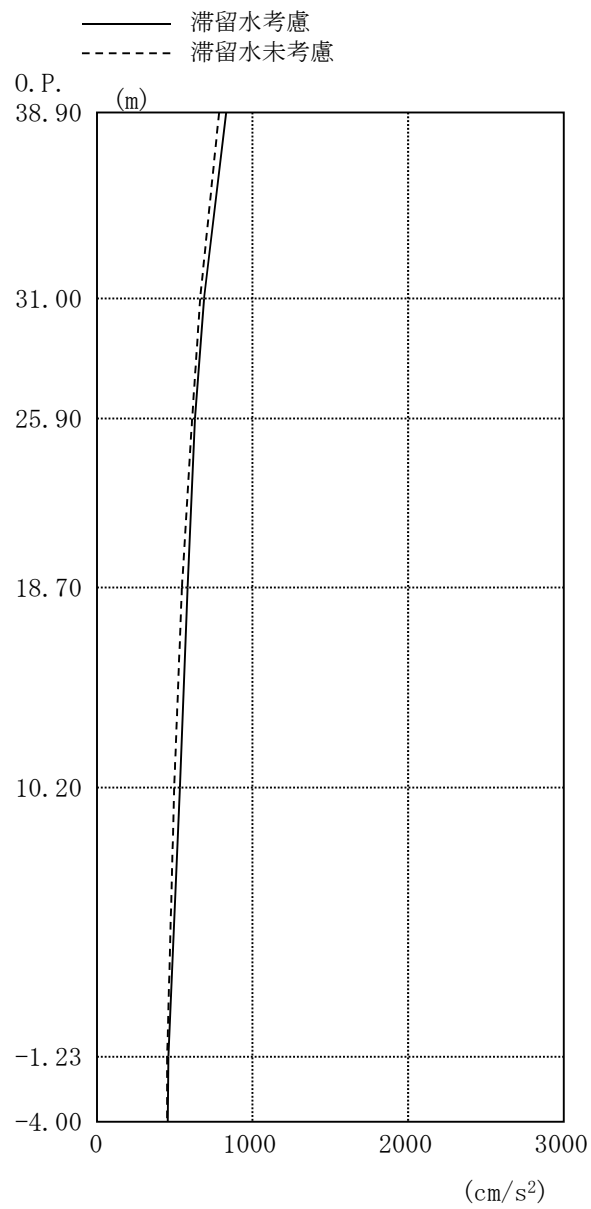


图 2.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

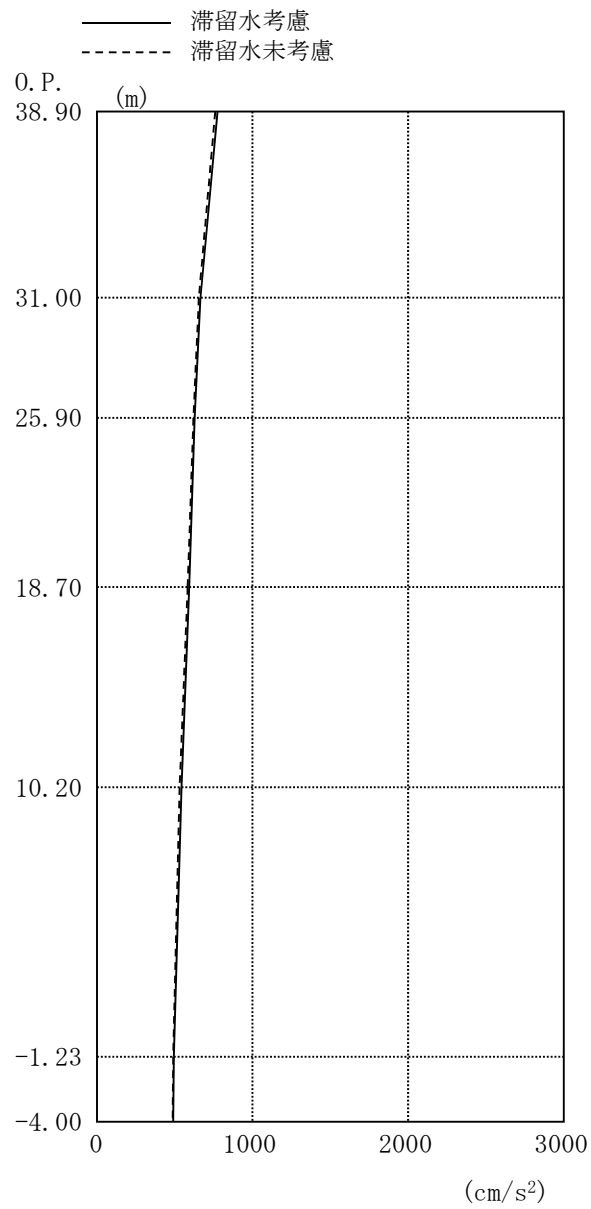


図 2.1.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

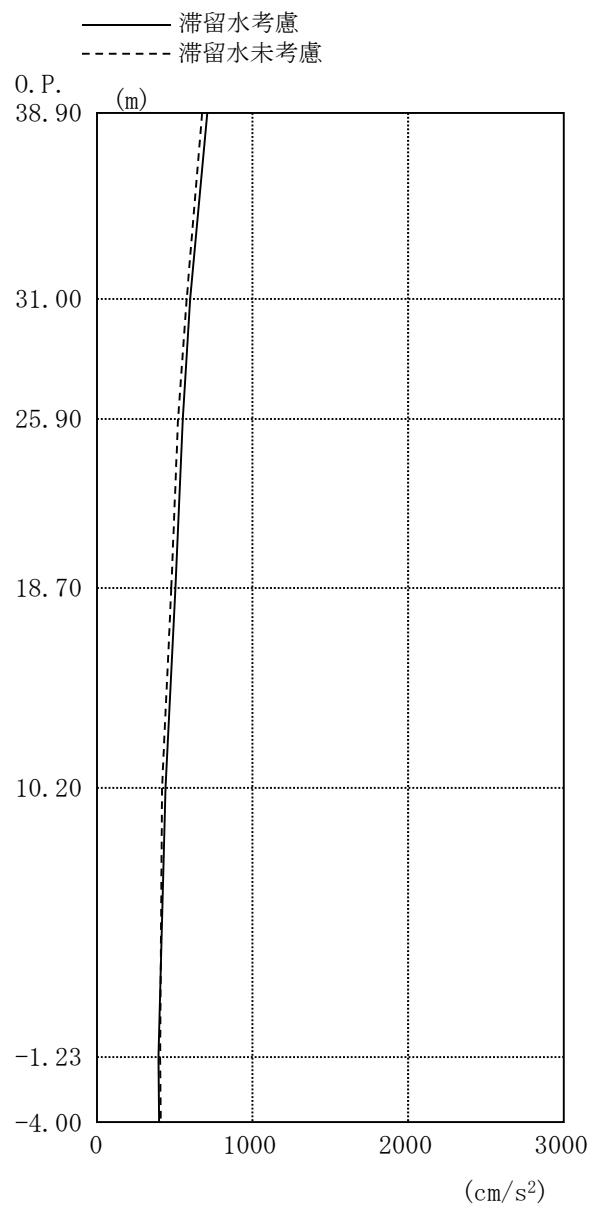


图 2.1.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

2.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.1.6-1 及び表 2.1.6-2 に示す。また、図 2.1.6-1 及び図 2.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.09×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、1号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

表 2.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

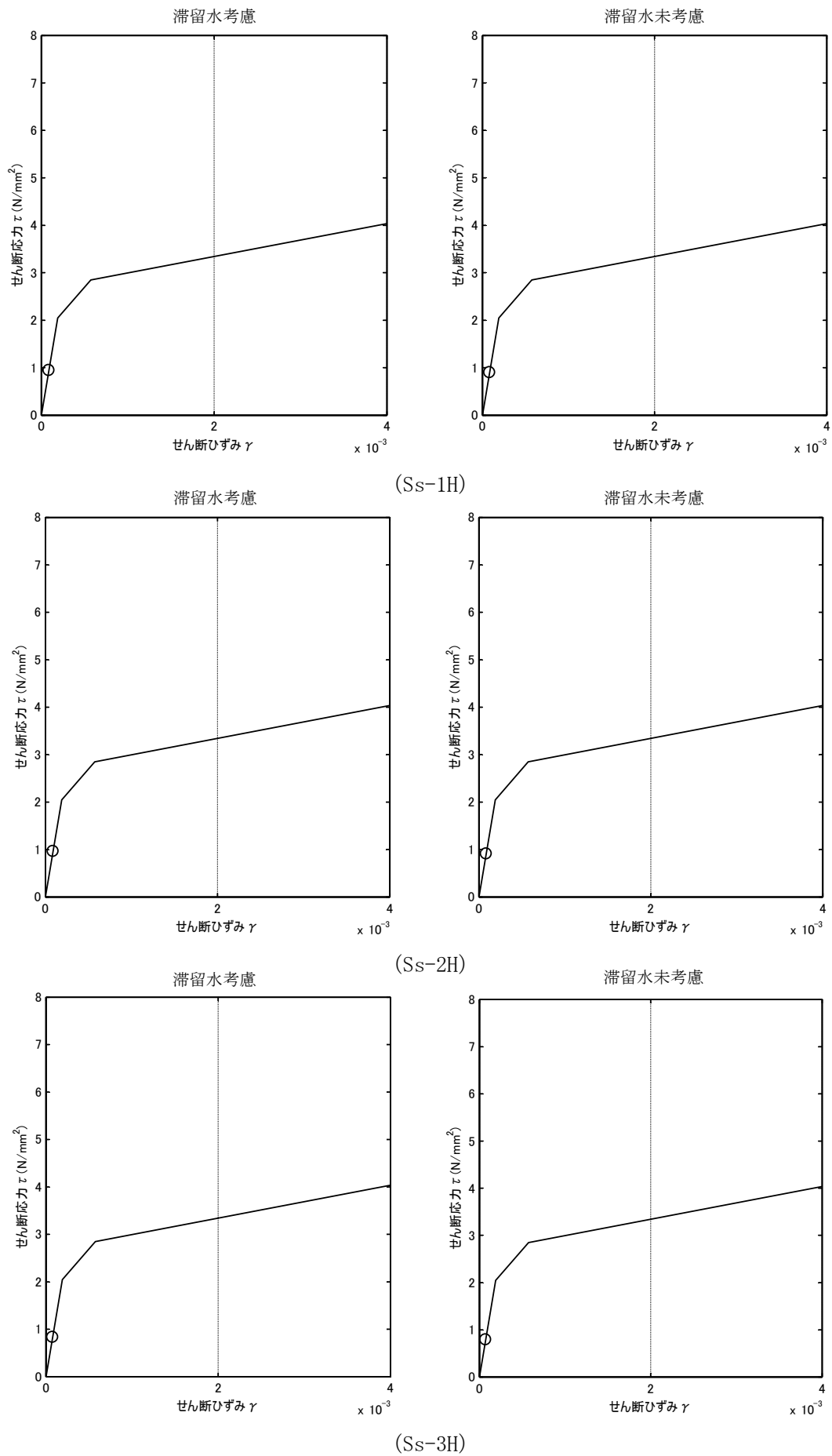
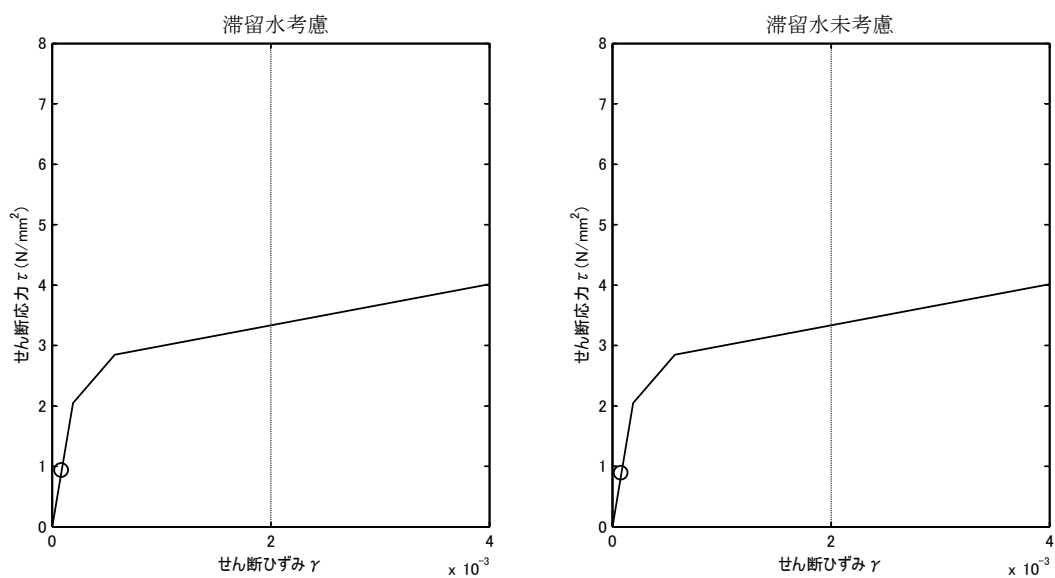
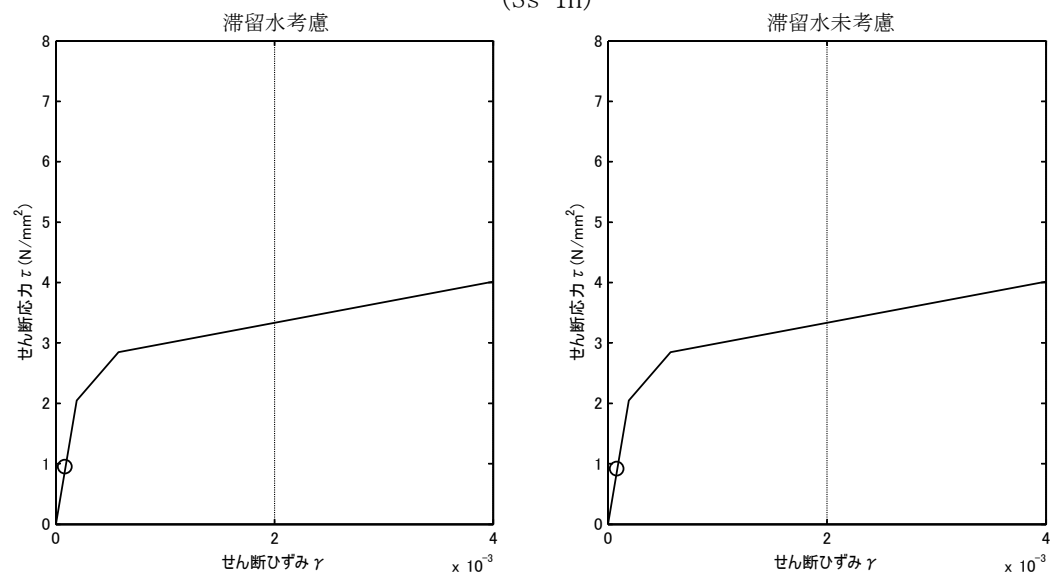


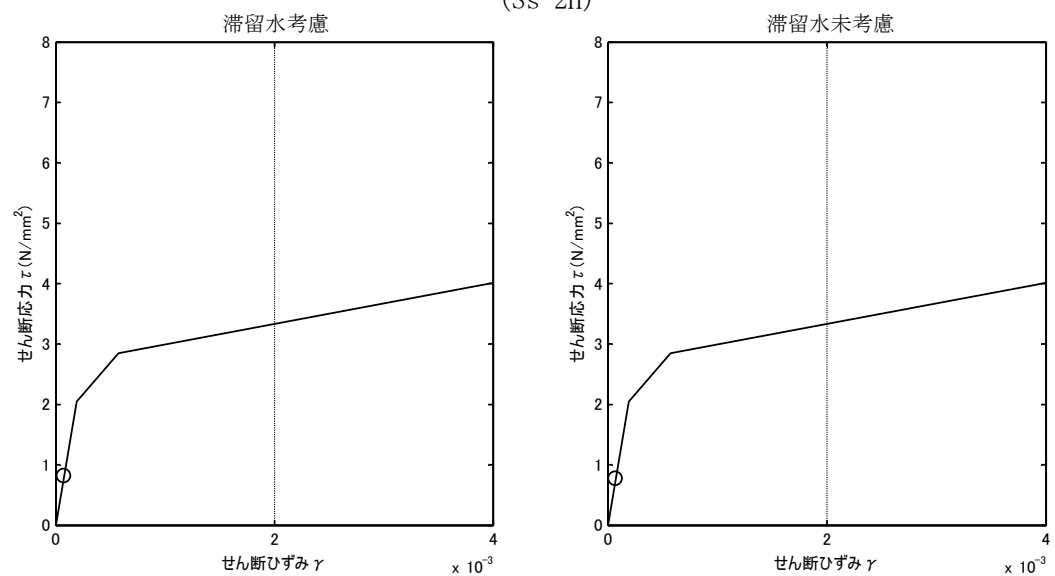
図 2.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

2.2 2号機原子炉建屋

2.2.1 解析評価方針

2号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 2.2.1-1 に示す。

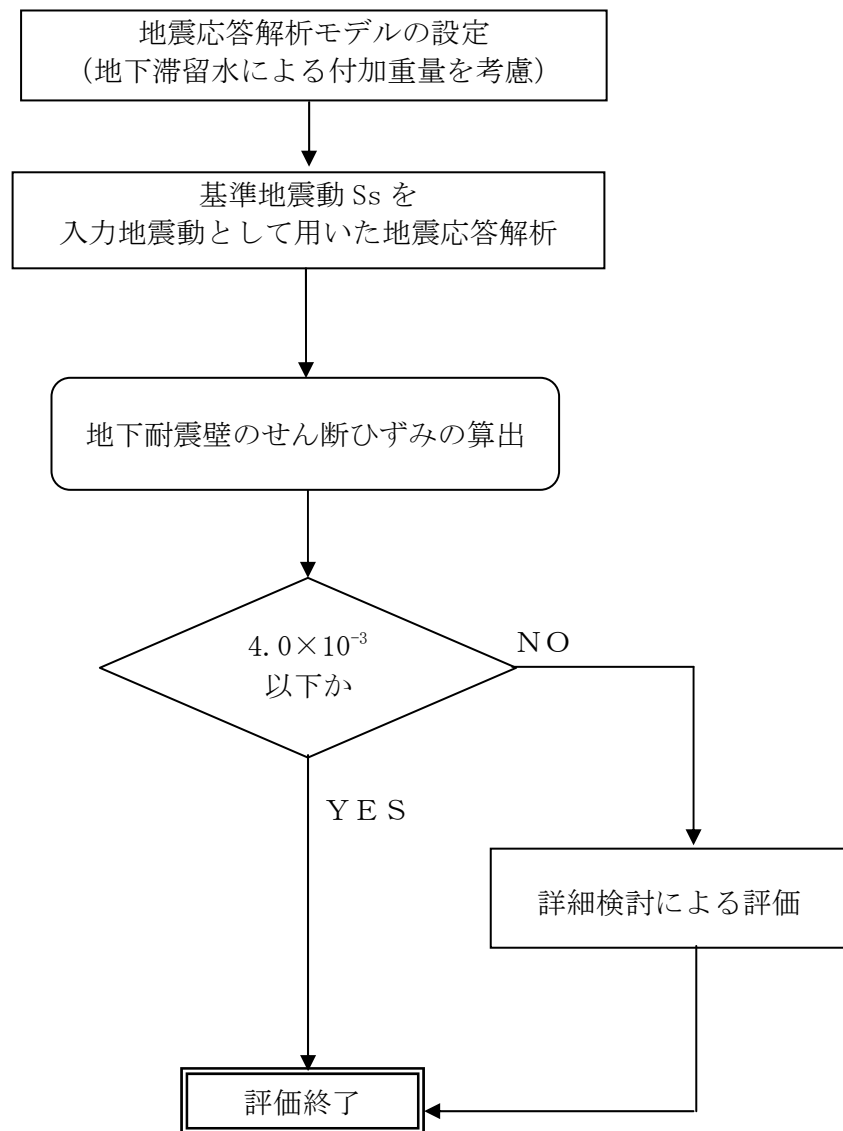


図 2.2.1-1 2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.2.2 2号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

2号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.2.2-1 に示す。

表 2.2.2-1 2号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	2号機
水位	O.P. 4,000
貯水量	6,500m ³

2.2.3 解析に用いる入力地震動

2号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.3-1 に示す。この2号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s の加速度波形について、図 2.2.3-2 に示す。

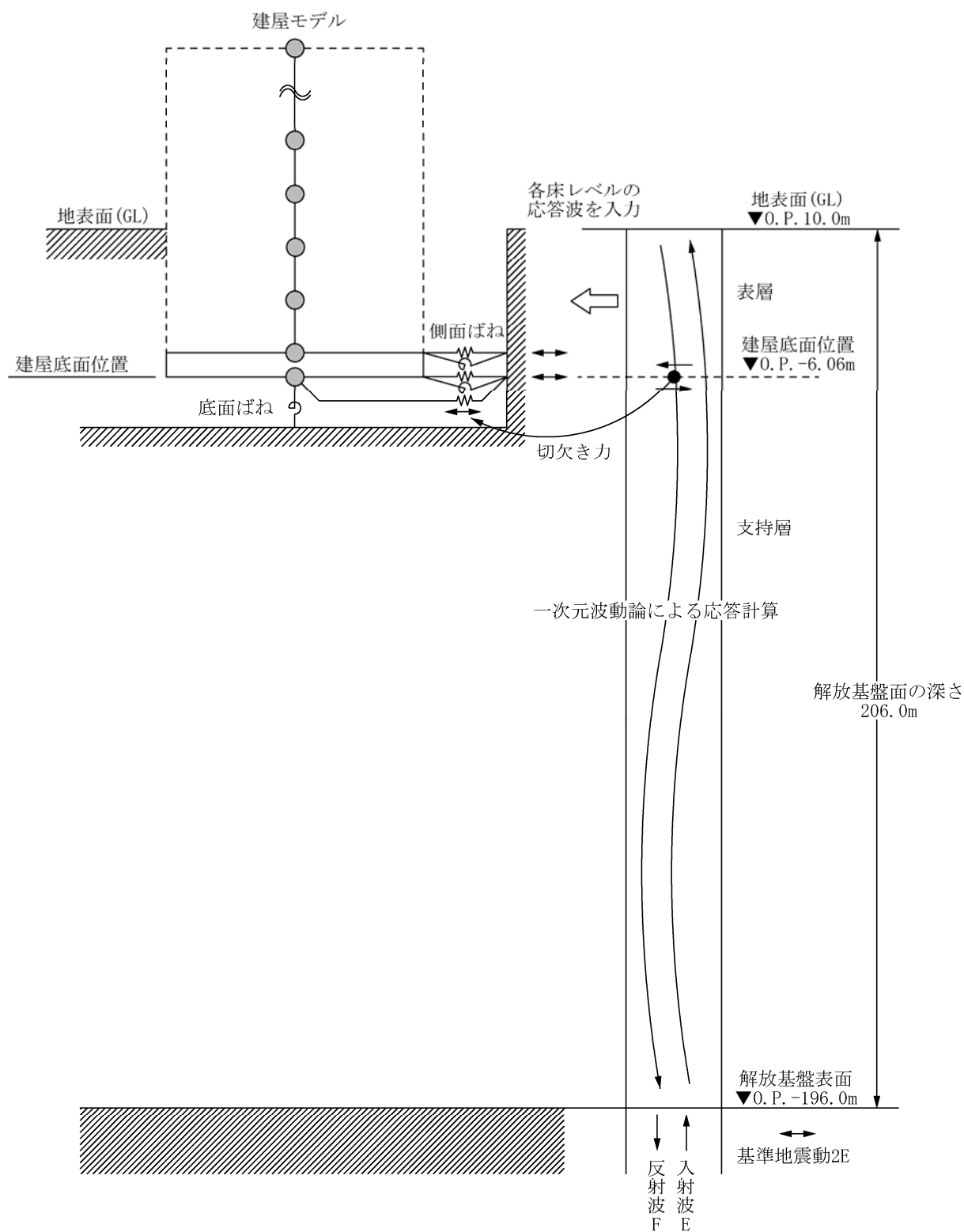


図 2. 2. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

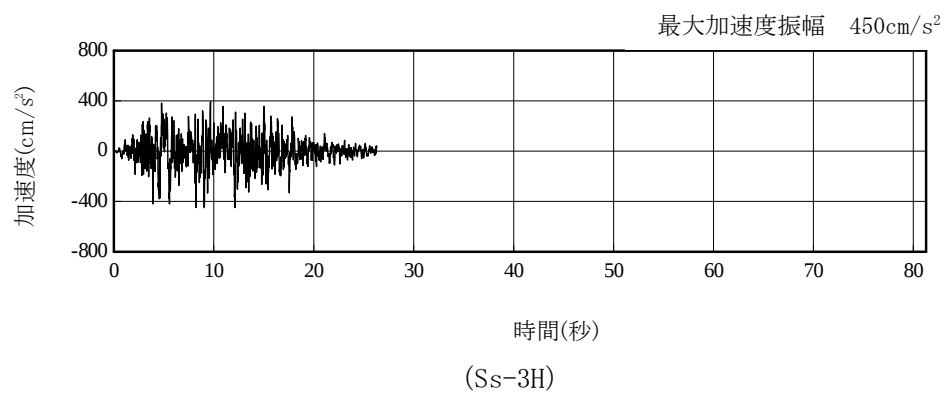
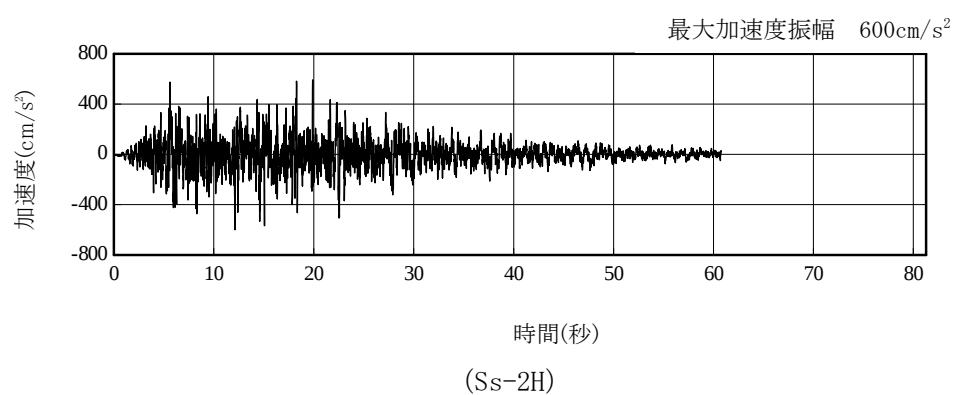
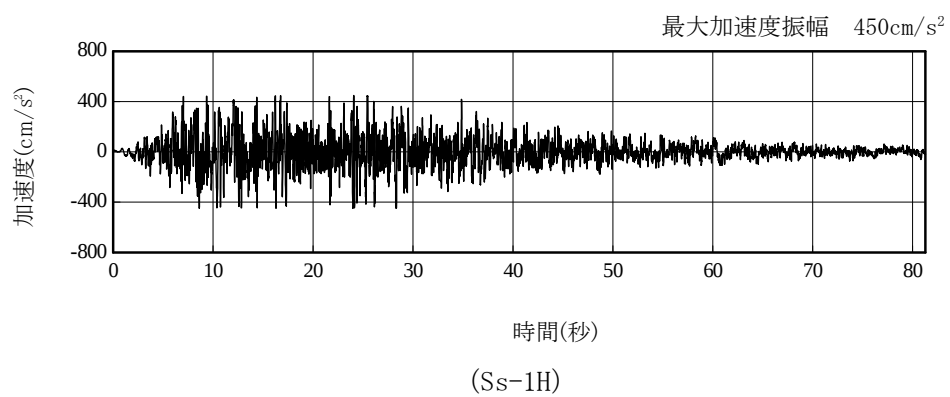


図 2. 2. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 2 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.2.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.2.4-1 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.2.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 2.2.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.2.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.2.4-2 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

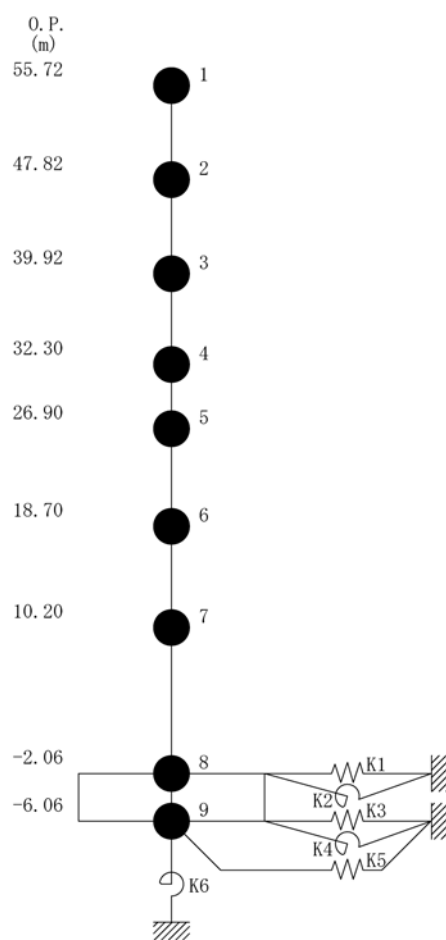


図 2.2.4-1 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS・EW 方向)

表 2.2.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

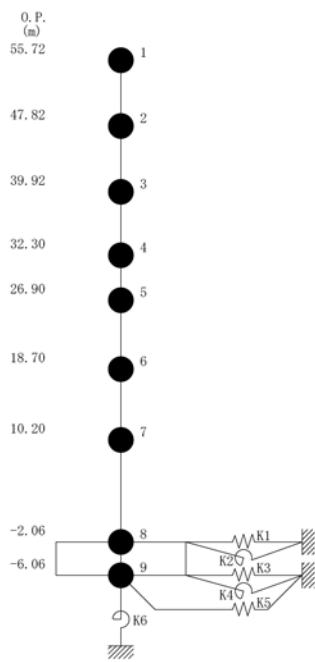
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2. 2. 4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

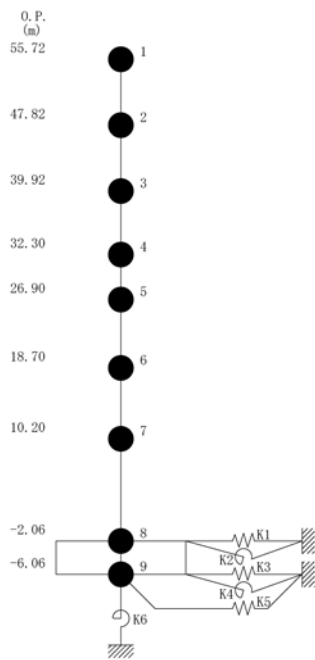


質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I (m^4)
1	14, 380	25. 99		
2	10, 220	18. 53	18. 6	10, 154
3	58, 470	105. 81	18. 6	10, 675
4	70, 440	127. 49	184. 3	22, 551
5	107, 720	194. 96	166. 8	24, 629
6	116, 670	211. 14	249. 3	44, 401
7	199, 190	360. 49	157. 1	40, 661
8	341, 290 (63, 750)	617. 55 (115. 35)	456. 8	110, 444
9	125, 030	226. 24	2, 656. 2	480, 675
合計	1, 043, 410			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2. 57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
せん断弾性係数 G $1. 07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
ポアソン比 ν 0. 20
減衰 h 5%
基礎形状 46. 60m (NS 方向) $\times$ 57. 00m (EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I (m^4)
1	14, 380	14. 71		
2	10, 220	10. 40	14. 0	5, 941
3	58, 470	59. 72	14. 0	6, 307
4	70, 440	71. 88	108. 2	11, 927
5	107, 720	194. 96	117. 3	14, 199
6	116, 670	211. 14	185. 7	33, 796
7	199, 190	539. 37	173. 1	41, 960
8	341, 290 (63, 750)	923. 98 (172. 59)	418. 1	132, 121
9	125, 030	338. 53	2, 656. 2	719, 166
合計	1, 043, 410			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2. 57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
せん断弾性係数 G $1. 07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
ポアソン比 ν 0. 20
減衰 h 5%
基礎形状 46. 60m (NS 方向) $\times$ 57. 00m (EW 方向)

表 2.2.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.2.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.2.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

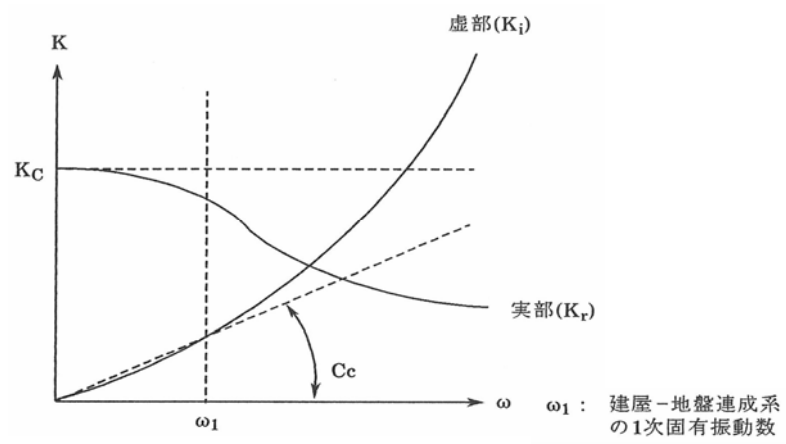


図 2.2.4-2 地盤ばねの近似

2.2.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 2.2.5-1～図 2.2.5-6 に示す。

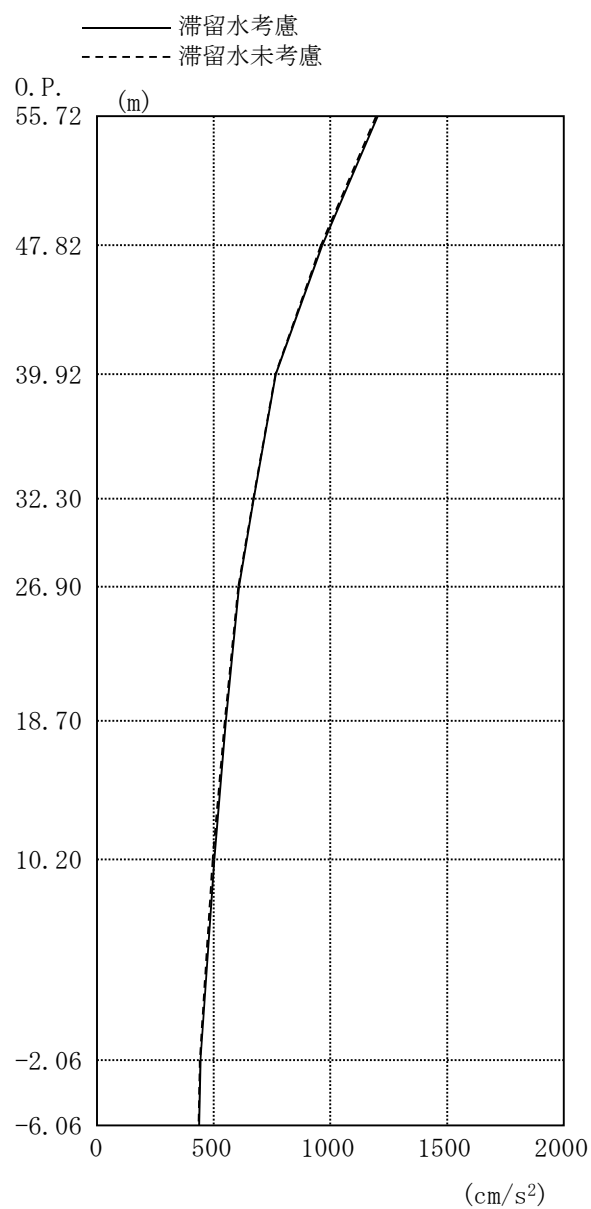


図 2.2.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

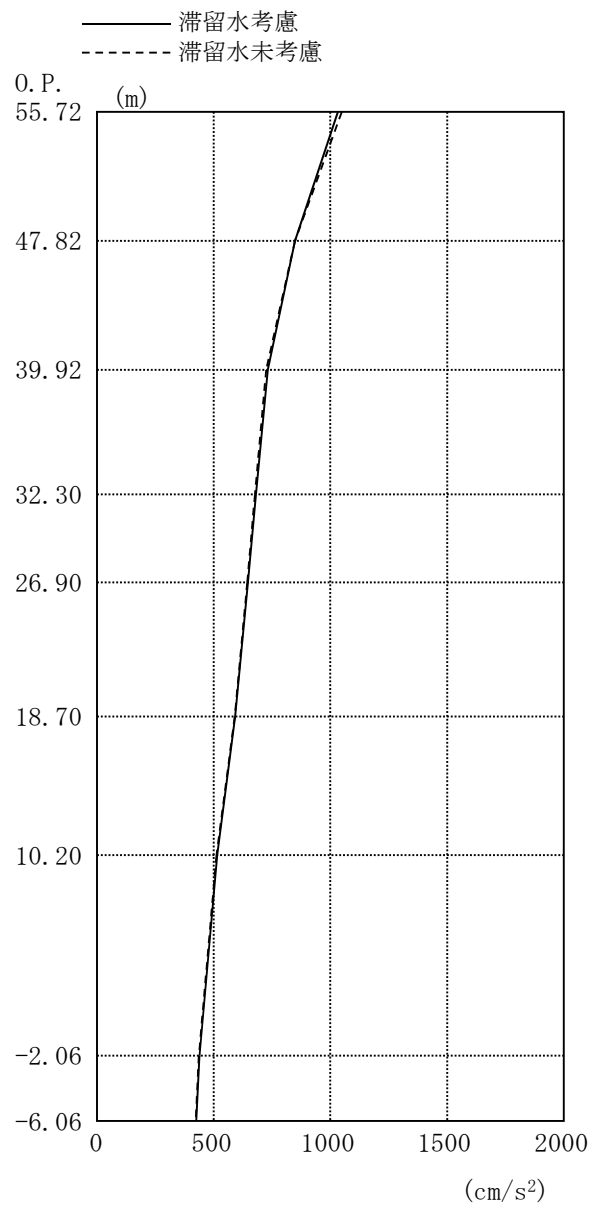


图 2.2.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

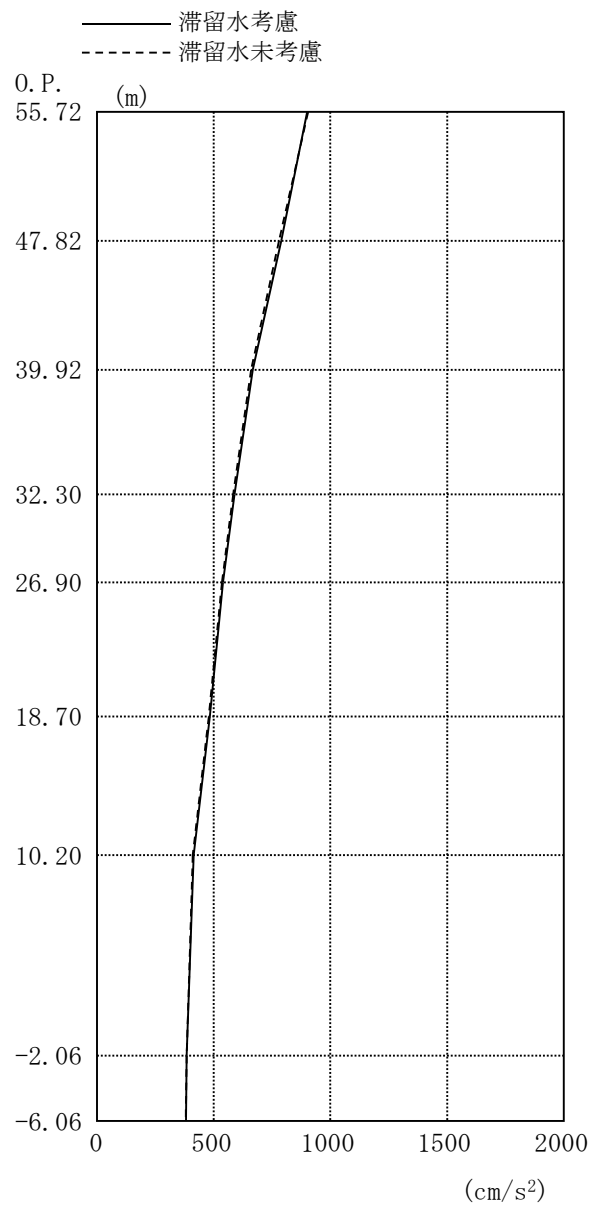


图 2.2.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

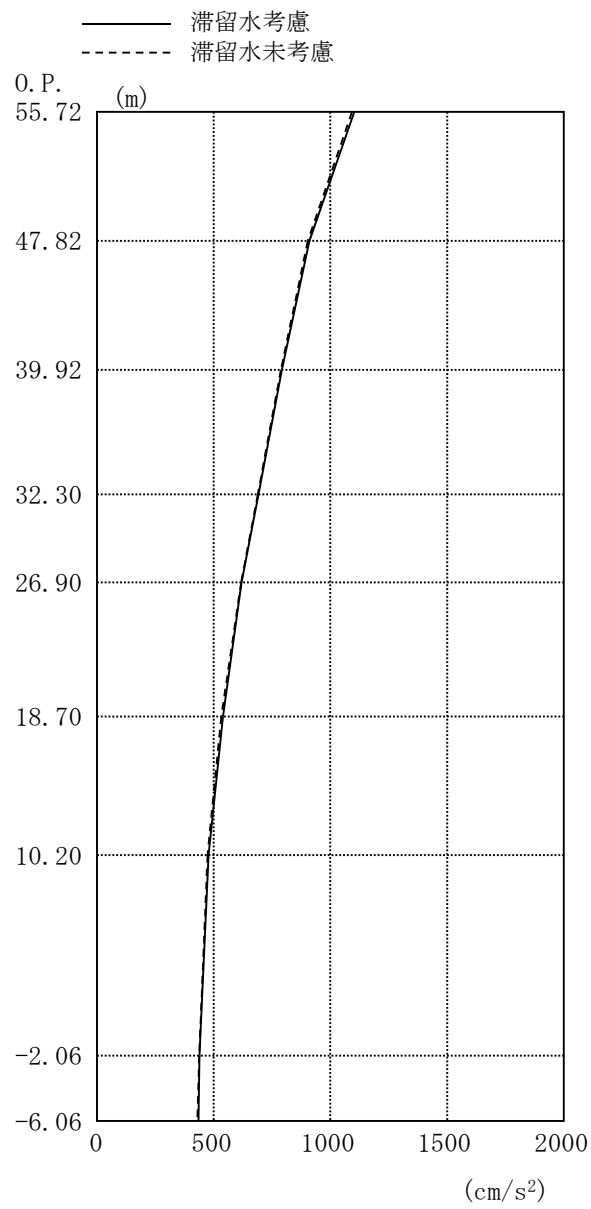


图 2.2.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

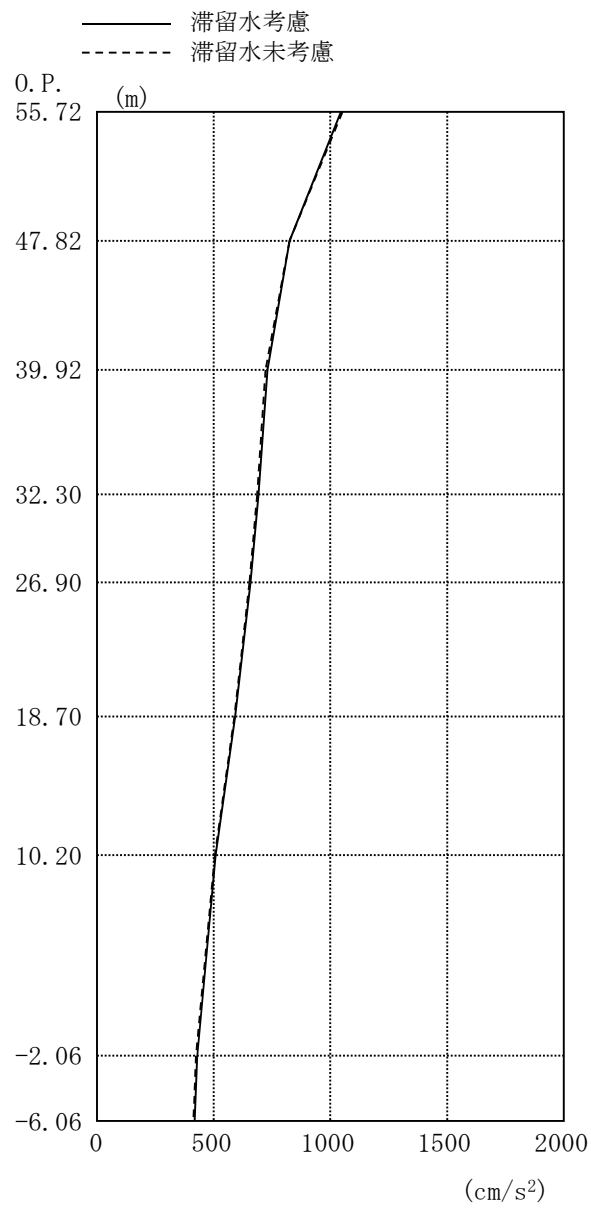


图 2.2.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

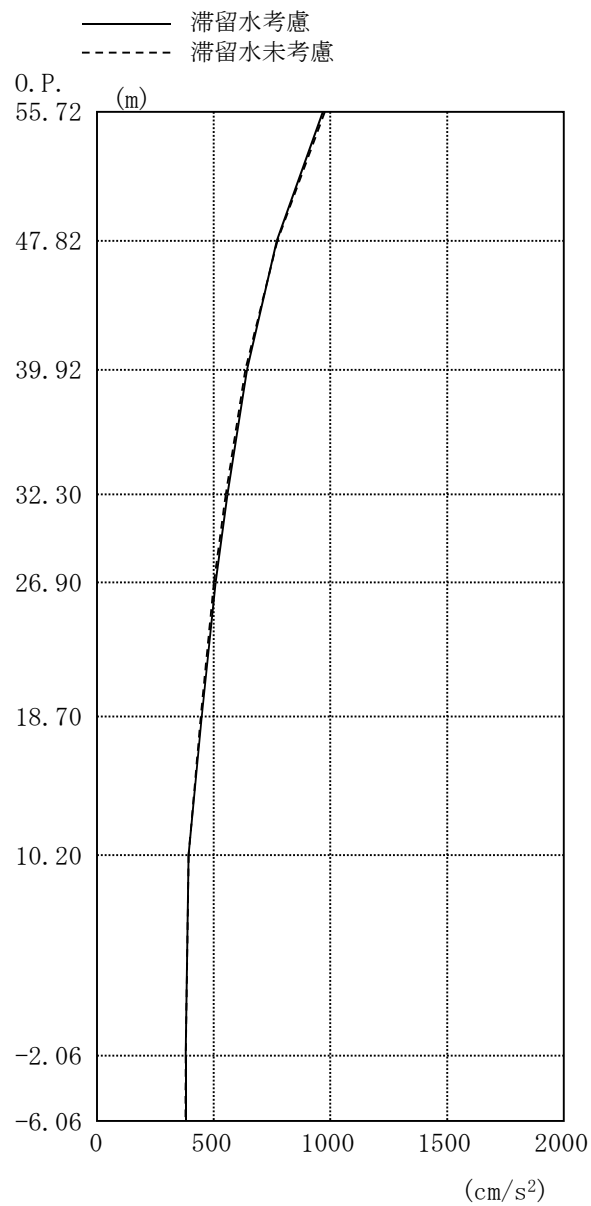


図 2.2.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

2.2.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.2.6-1 及び表 2.2.6-2 に示す。また、図 2.2.6-1 及び図 2.2.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.08×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、2号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.2.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

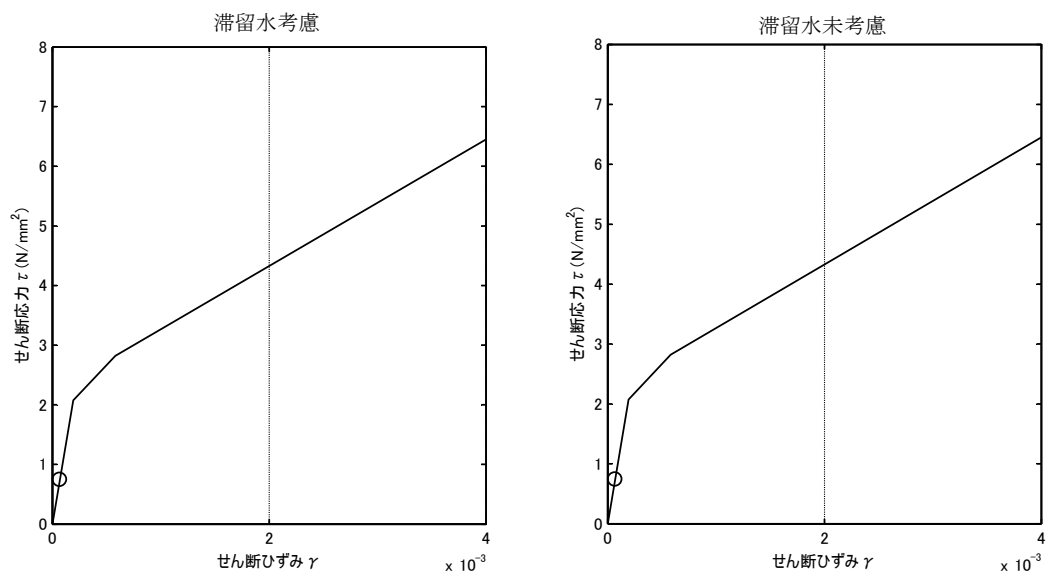
(単位： $\times 10^{-3}$)

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-2.06	考慮	0.07	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.07	0.06	

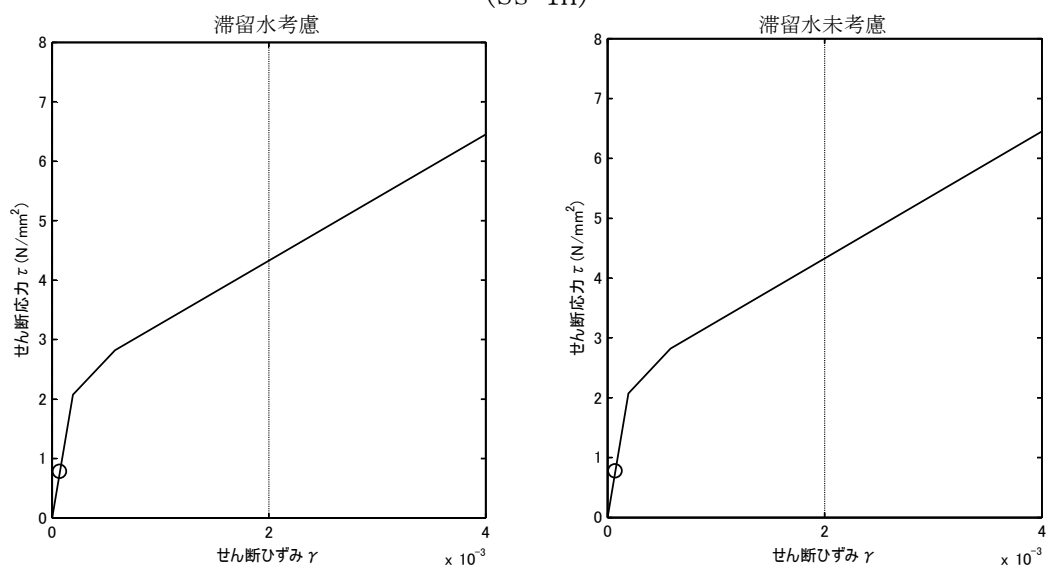
表 2.2.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$)

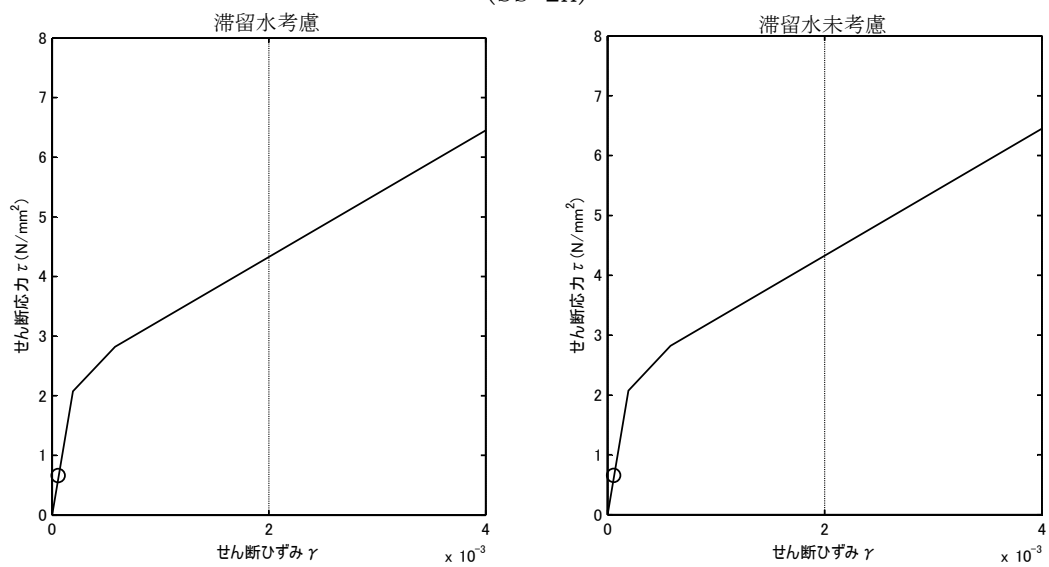
階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-2.06	考慮	0.08	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.08	0.06	



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.2.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)

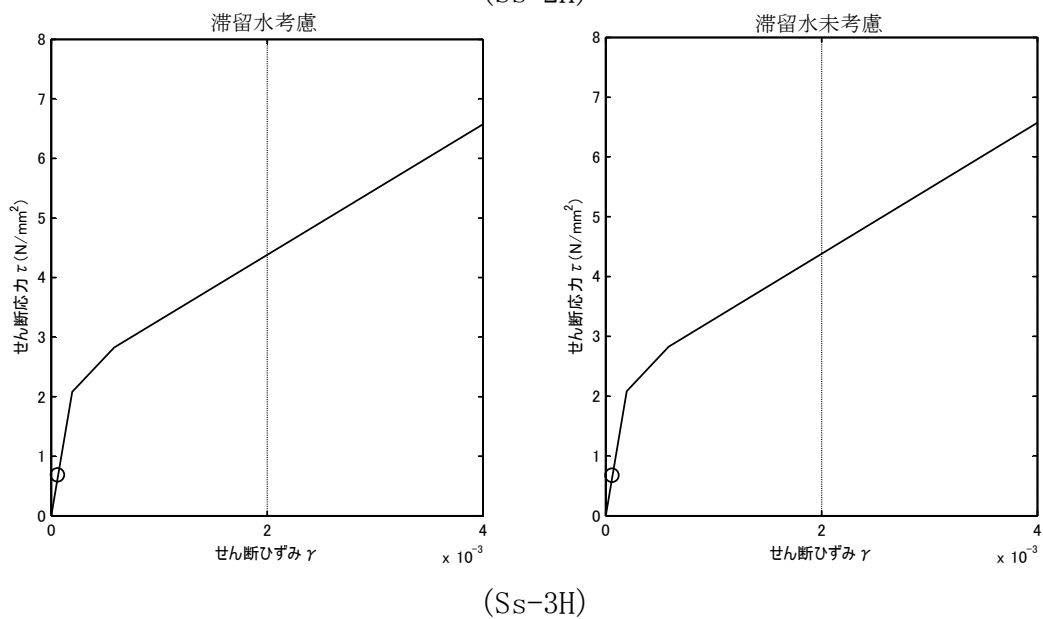
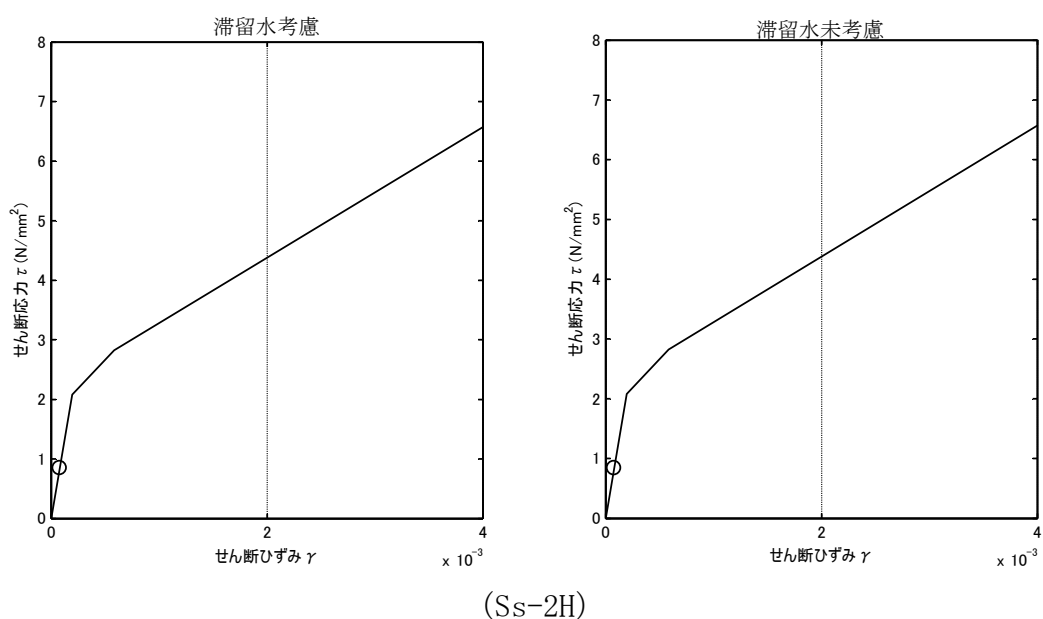
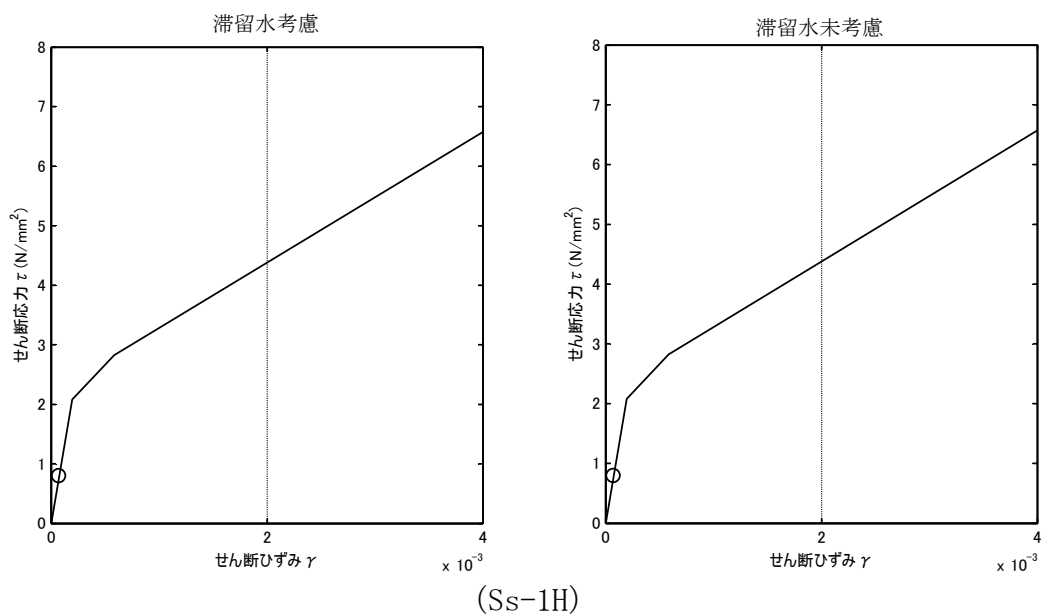


図 2. 2. 6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

3 タービン建屋

3.1 3号機タービン建屋（代表号機）

3.1.1 解析評価方針

タービン建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

タービン建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下1階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域を NS, EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

タービン建屋の地震応答解析の評価手順例を、図-3.1.1 に示す。

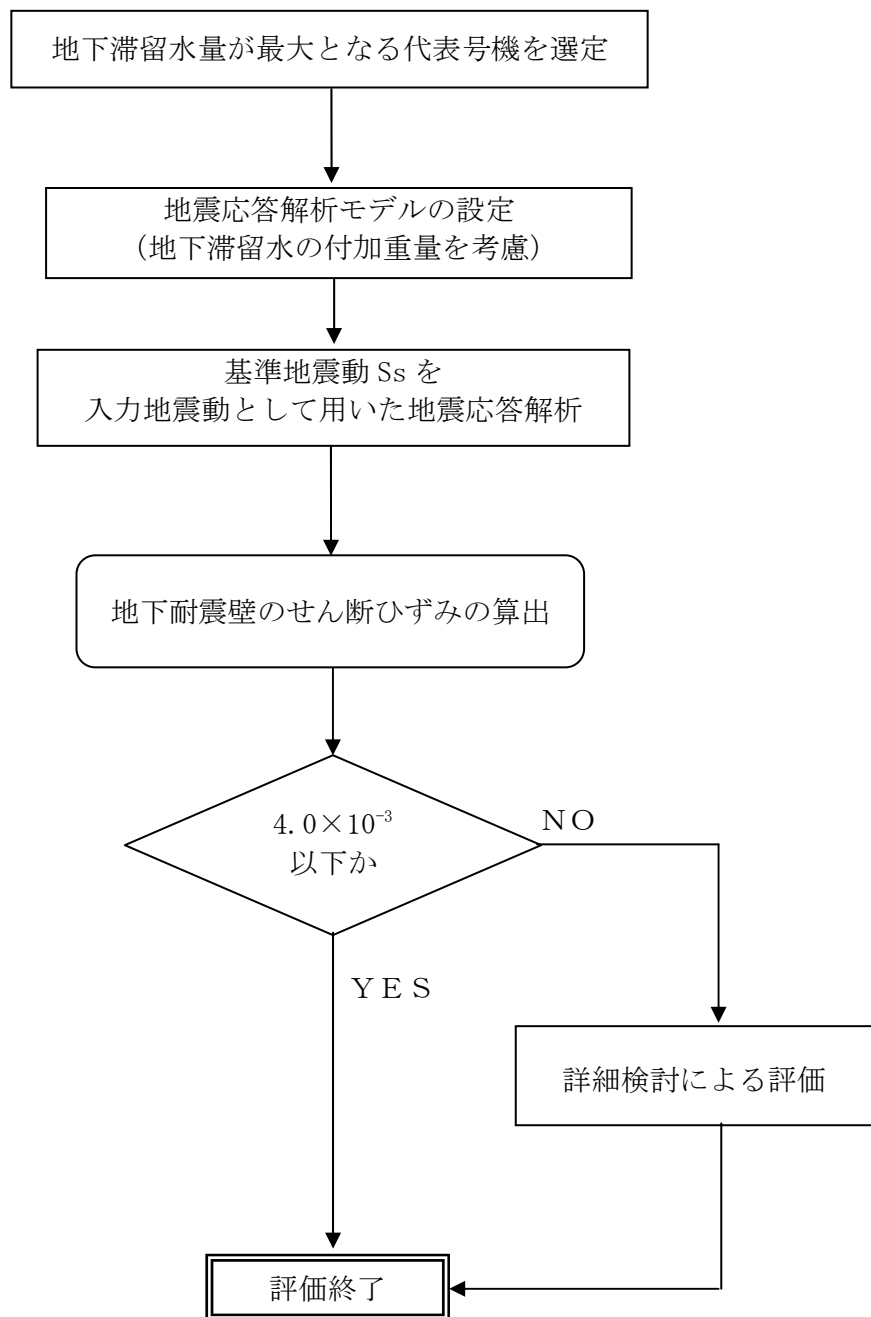


図 3.1.1-1 タービン建屋の地震応答解析の評価手順例

3.1.2 代表号機の選定

タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 3.1.2-1 に示す。表 3.1.2-1 より，貯水量の最も多い 3 号機を代表号機と選定する。

表 3.1.2-1 タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O. P. 5, 300	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000
貯水量	9, 600m ³	13, 500m ³	16, 400m ³	12, 800m ³

3.1.3 解析に用いる入力地震動

3号機タービン建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図3.1.3-1に示す。この3号機タービン建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図3.1.3-2に示す。

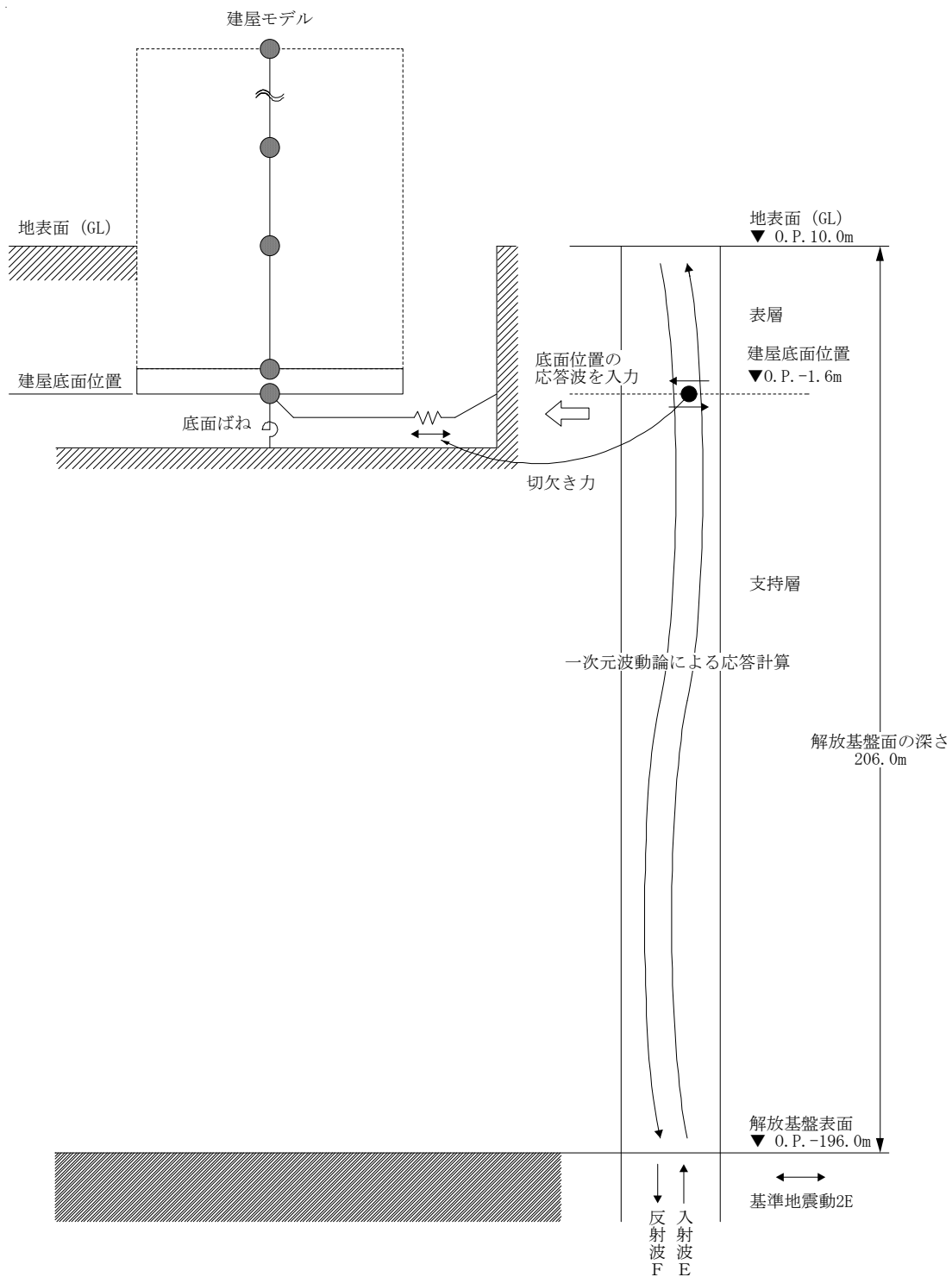


図 3. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

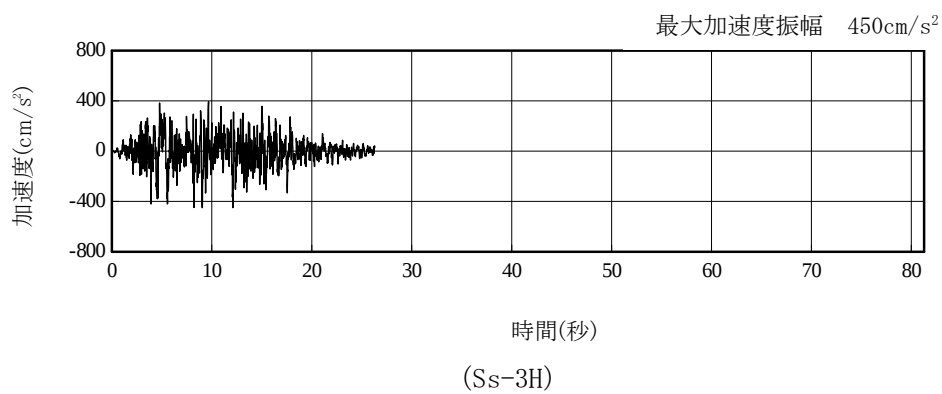
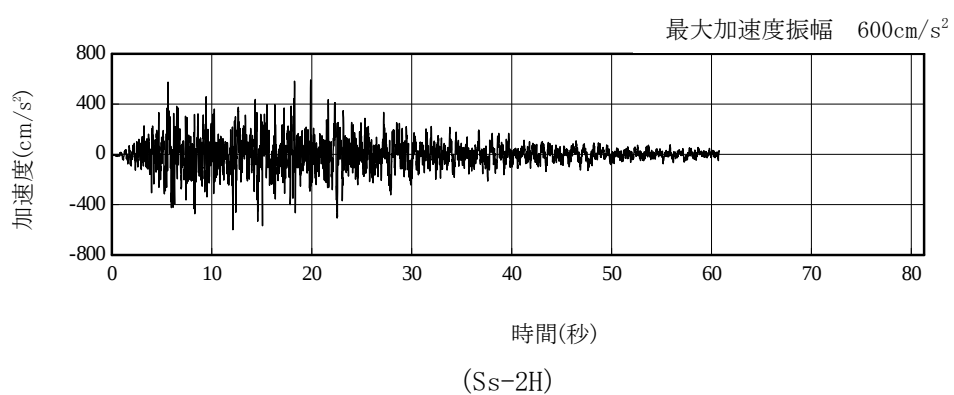
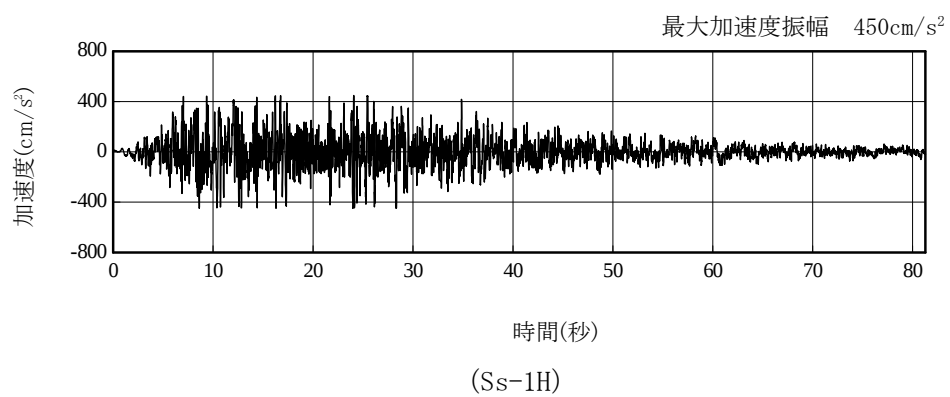


図 3. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

3.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 3 号機タービン建屋の地震応答解析は、「3.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 3.1.4-1 及び図 3.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 3.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を図 3.1.4-3～図 3.1.4-6 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 3.1.4-2 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にし、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 3.1.4-7 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

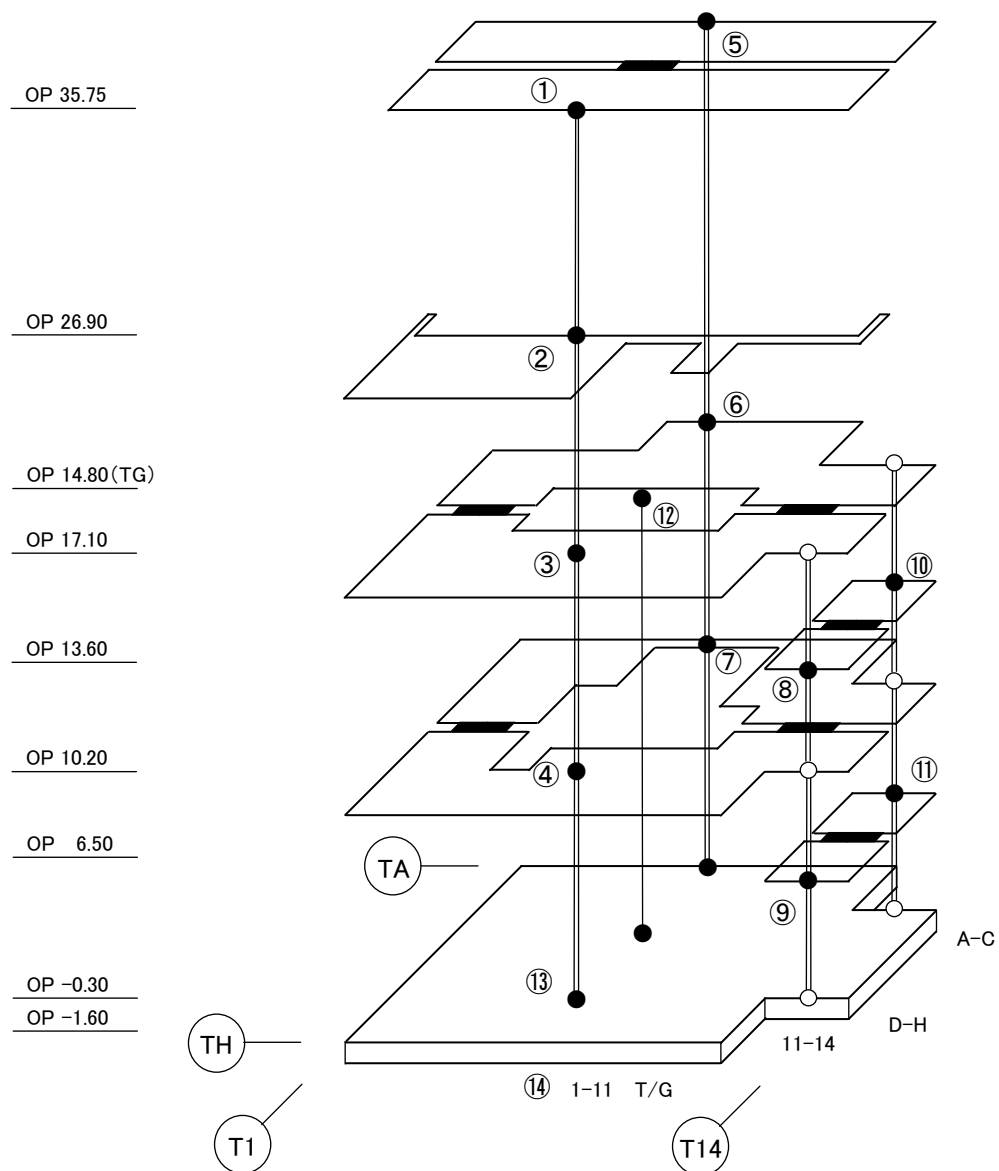


図 3.1.4-1 3号機タービン建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

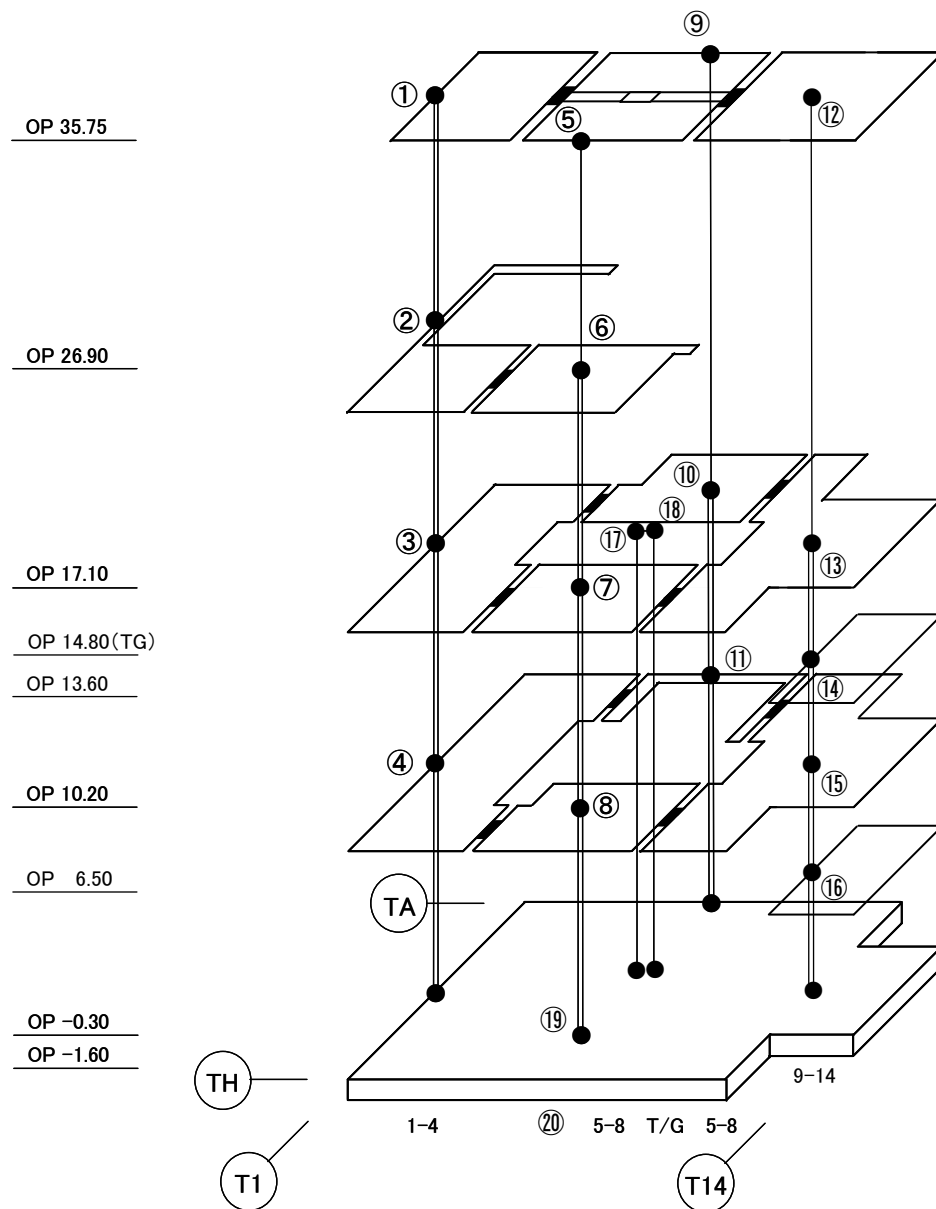


図 3.1.4-2 3号機タービン建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

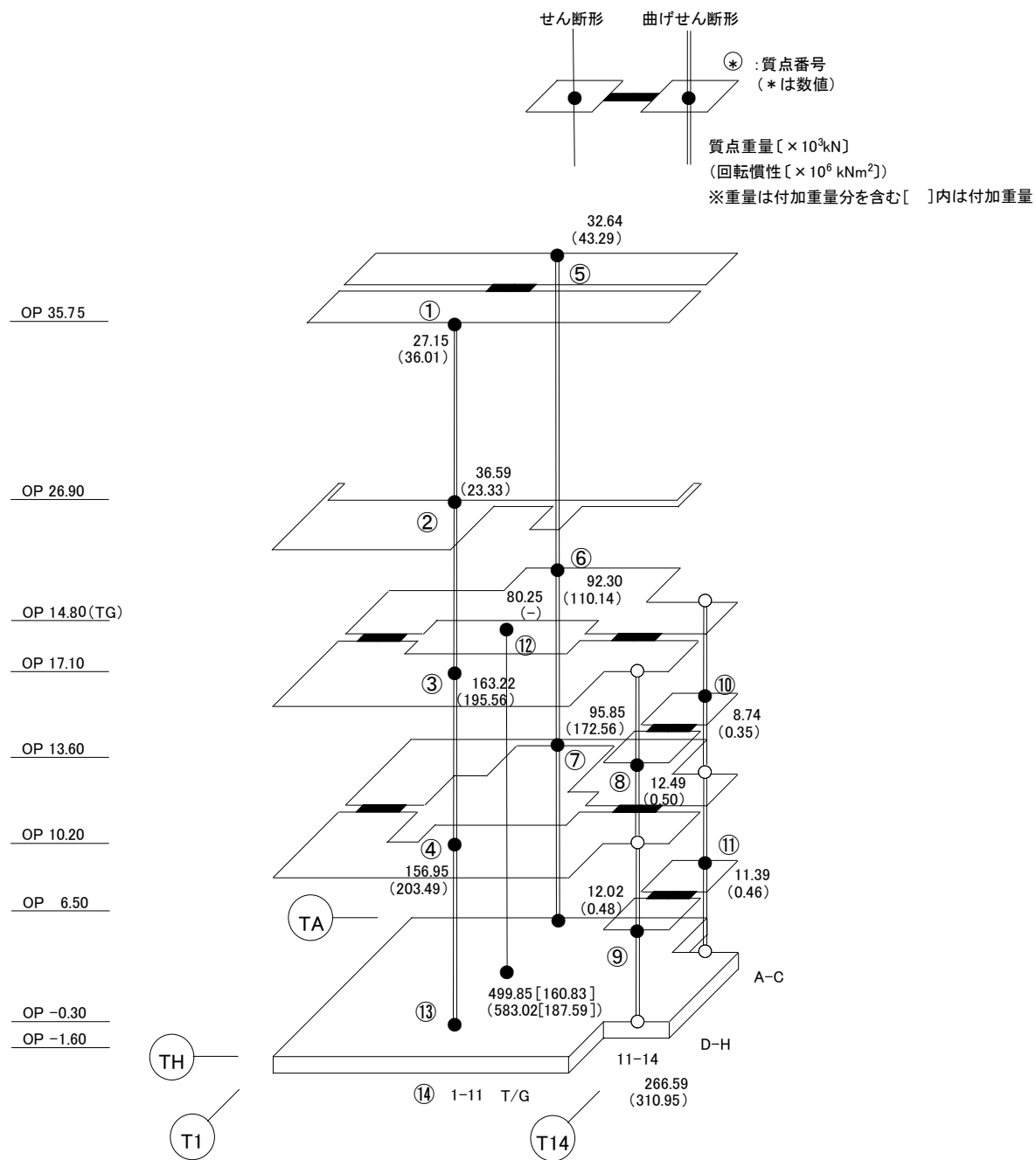
表 3. 1. 4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F_c (N/mm^2)	ヤング係数*2 E (N/mm^2)	せん断弾性係数*2 G (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m^3)
	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

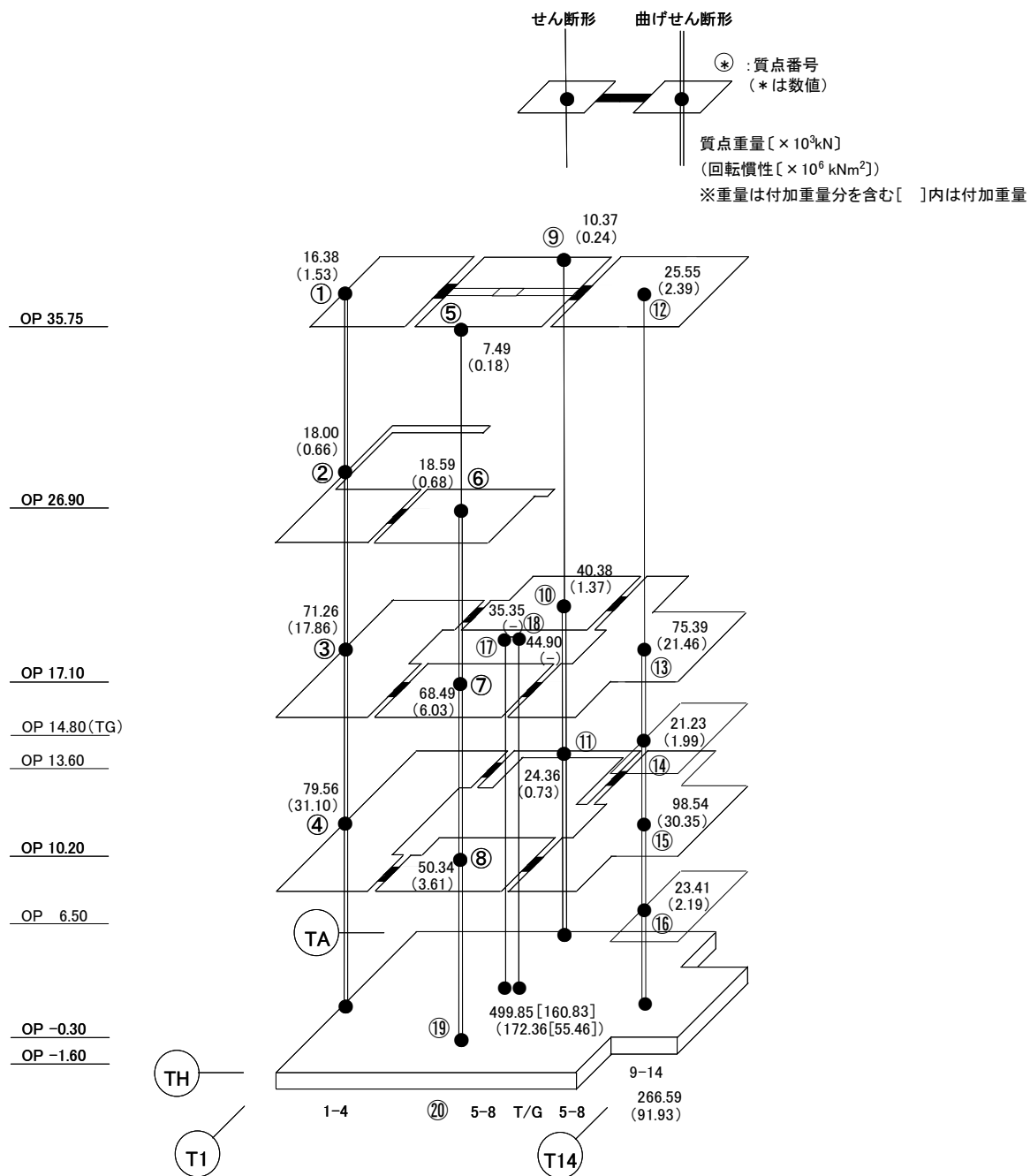
*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。



総重量 : 1, 496, 030 kN

図 3. 1. 4-3 建屋解析モデルの諸元 (重量・回転慣性) (NS 方向)



総重量 : 1,496,030 kN

図 3.1.4-5 建屋解析モデルの諸元 (重量・回転慣性) (EW 方向)

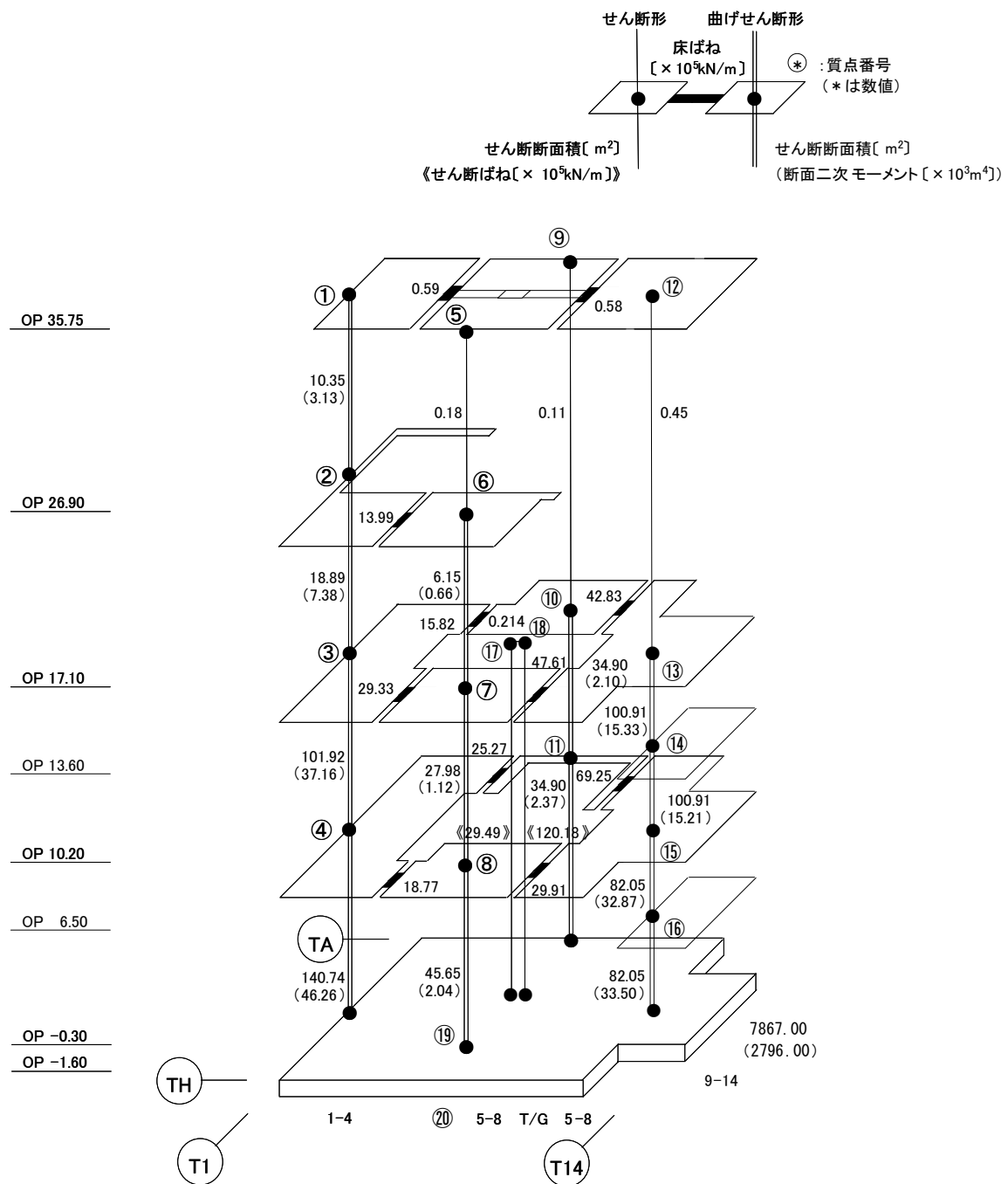


図 3. 1. 4-6 建屋解析モデルの諸元 (剛性) (EW 方向)

表 3.1.4-2 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 3.1.4-2 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 3.1.4-2 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

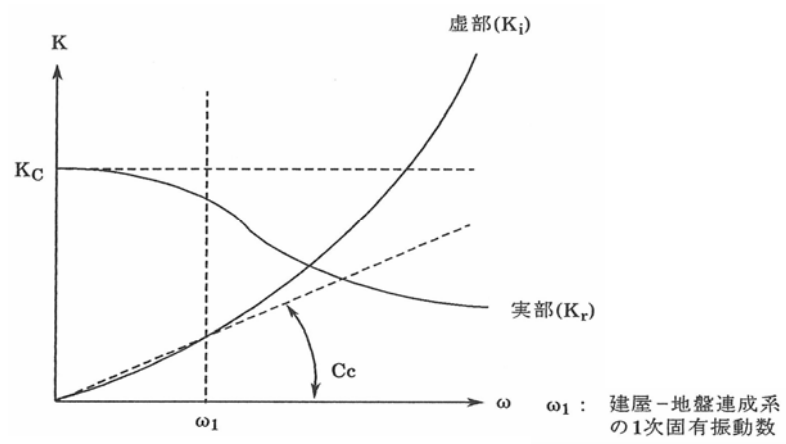


図 3.1.4-7 地盤ばねの近似

3.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 3.1.5-1～図 3.1.5-6 に示す。

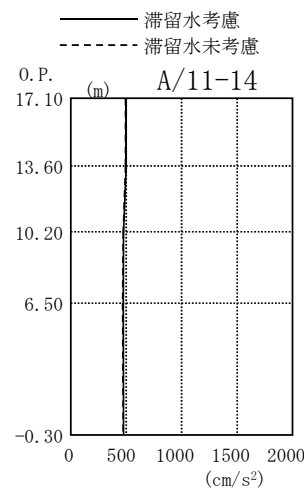
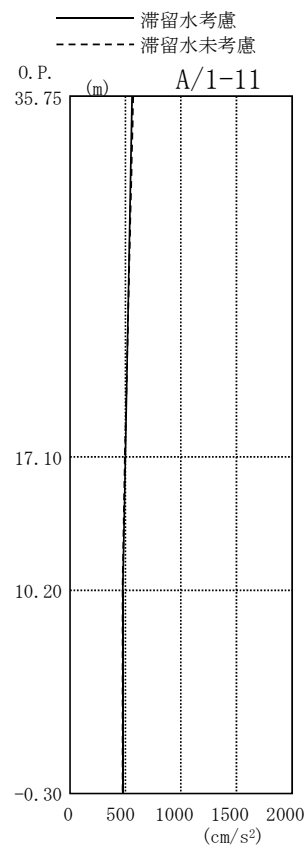
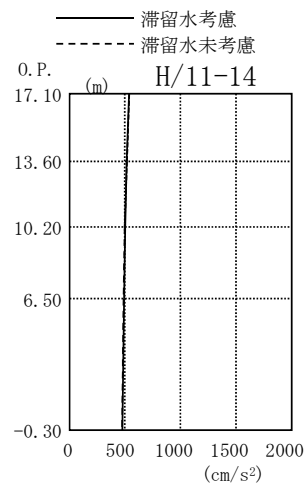
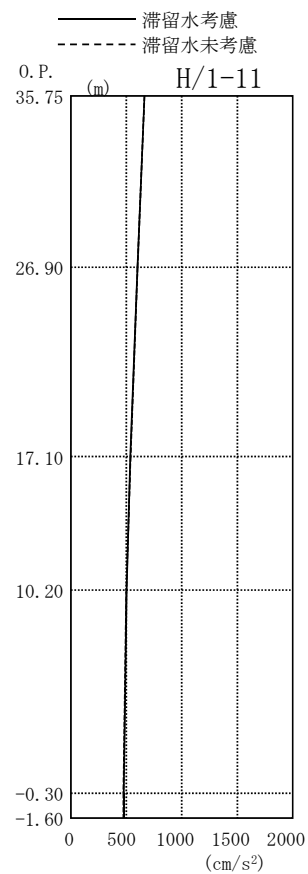


図 3.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

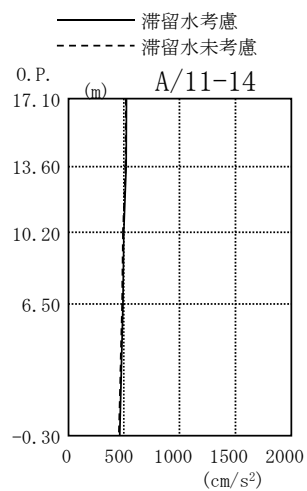
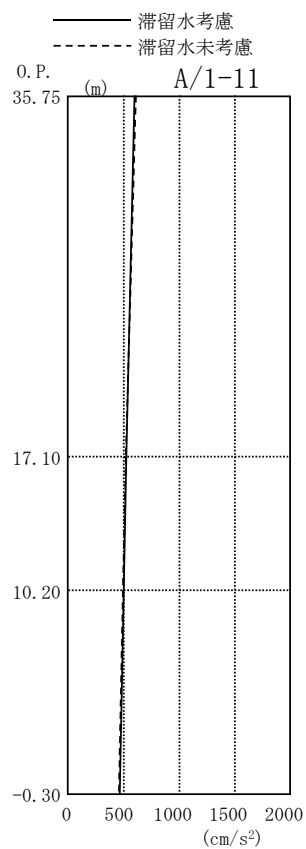
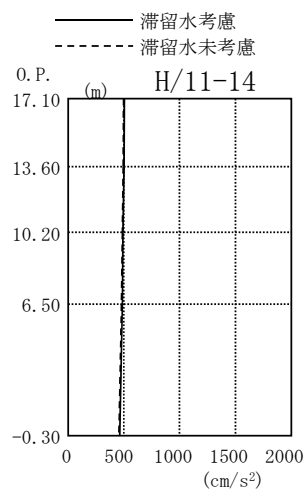
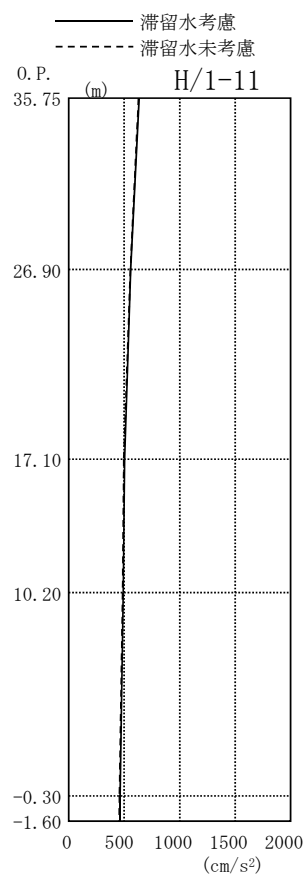


図 3.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

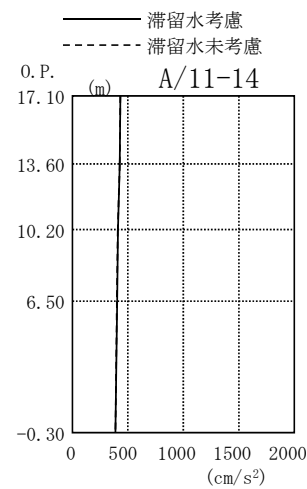
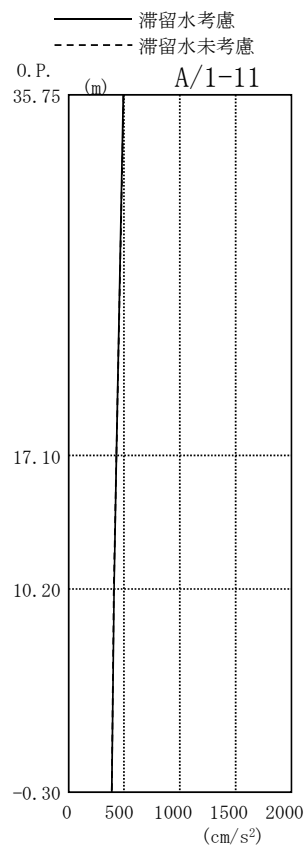
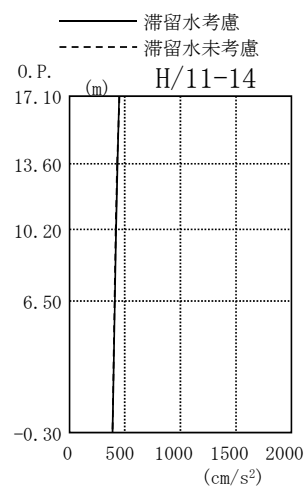
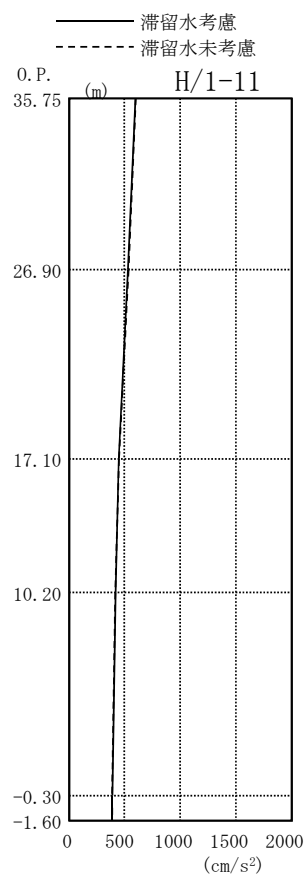


図 3.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

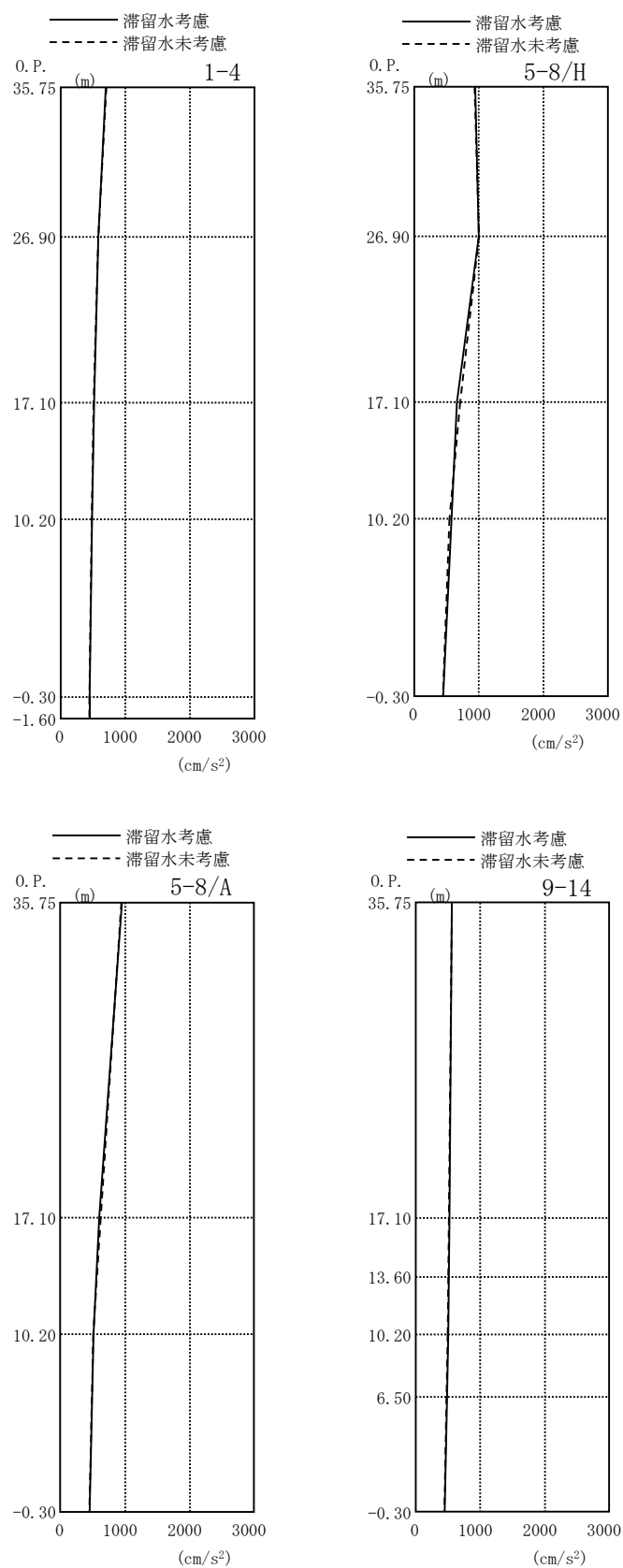


図 3.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

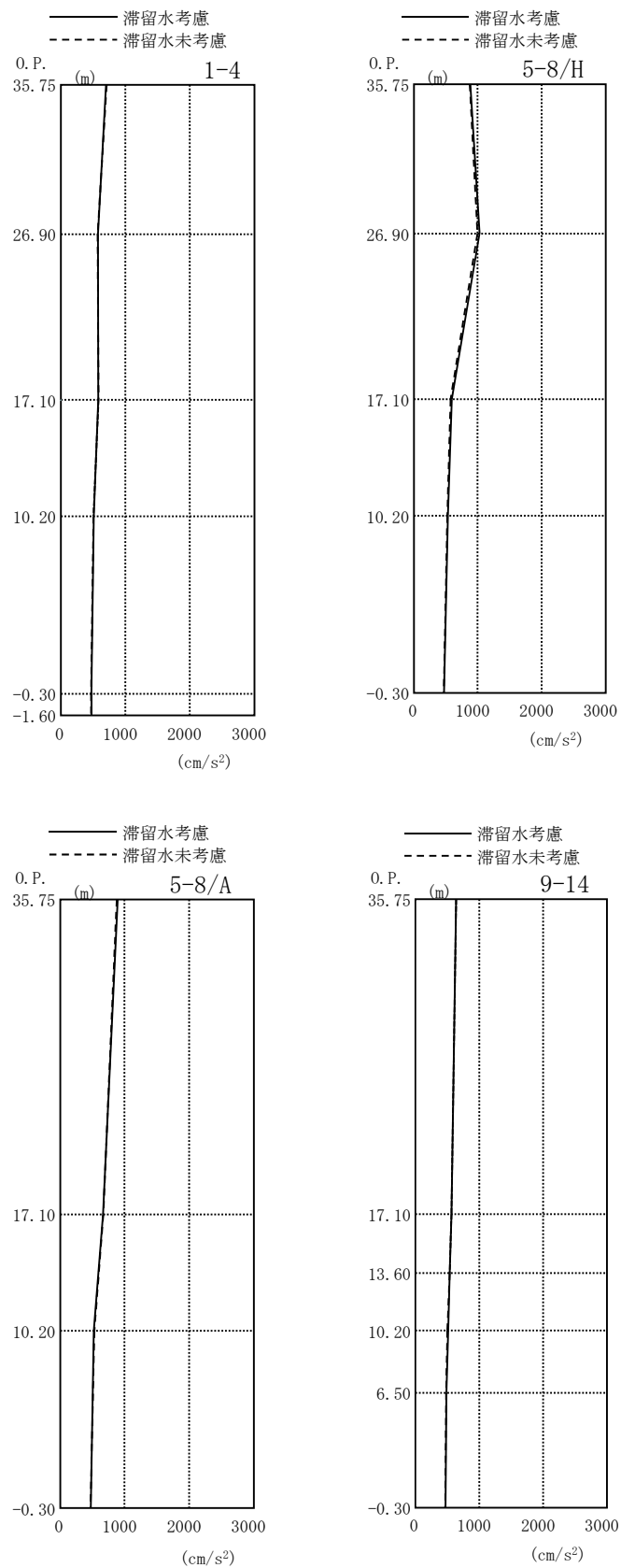


图 3.1.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

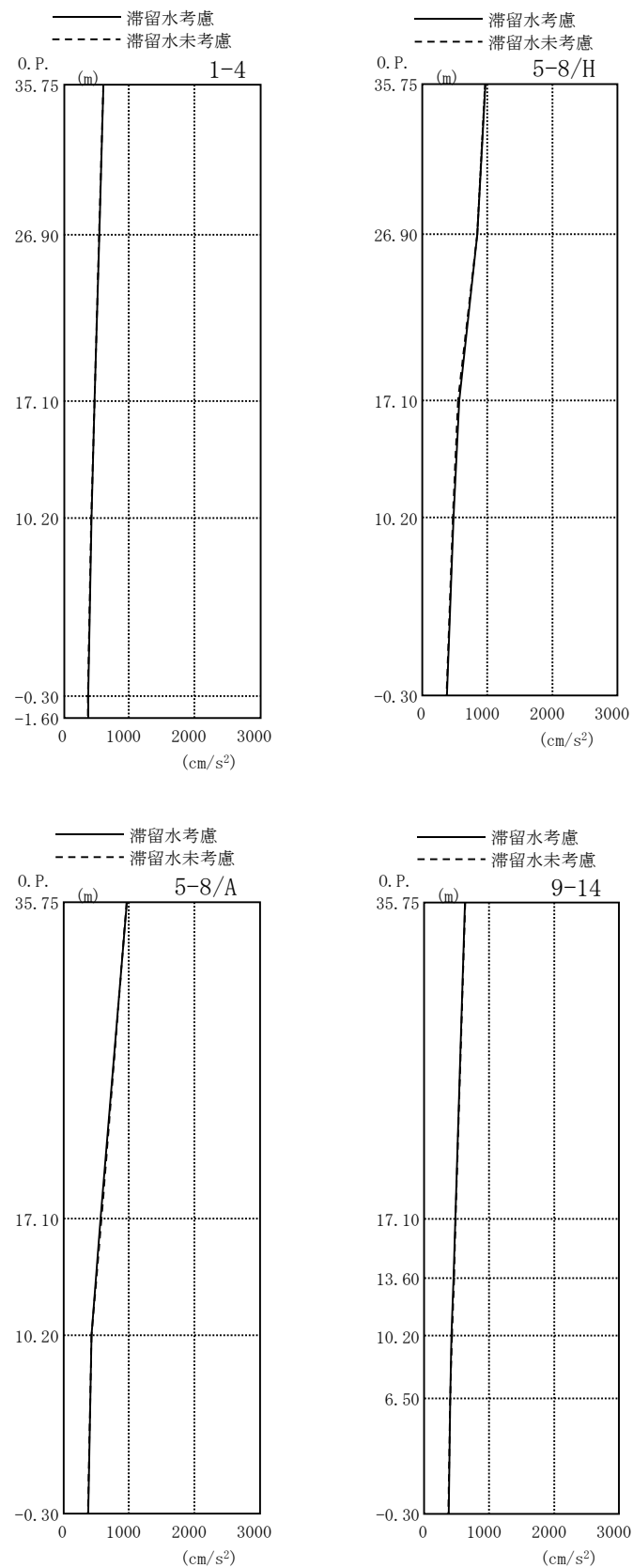


図 3. 1. 5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

3.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 3.1.6-1 及び表 3.1.6-2 に示す。また、図 3.1.6-1 及び図 3.1.6-2 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.15×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機タービン建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 3.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

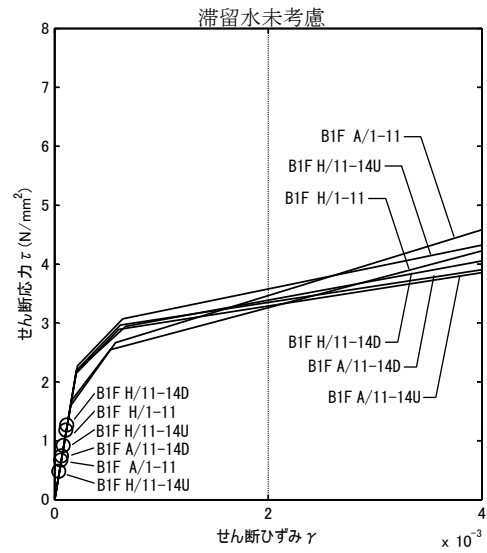
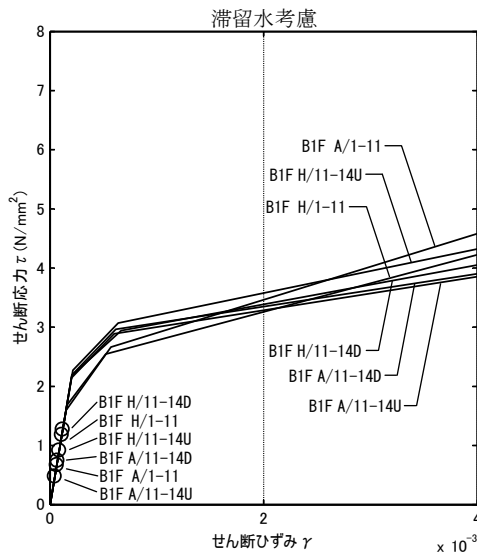
(単位: $\times 10^{-3}$)

階	通り		O. P.	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
				滯留水		滯留水		滯留水		
				考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮	
B1F	H/1-11		10.20~-0.30	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
	H/11-14	U	10.20~6.50	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.08	
		D	6.50~-0.30	0.12	0.12	0.12	0.12	0.11	0.11	
	A/1-11		10.20~-0.30	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	0.06	
	A/11-14	U	10.20~6.50	0.05	0.05	0.05	0.05	0.04	0.04	
		D	6.50~-0.30	0.07	0.07	0.08	0.07	0.06	0.06	

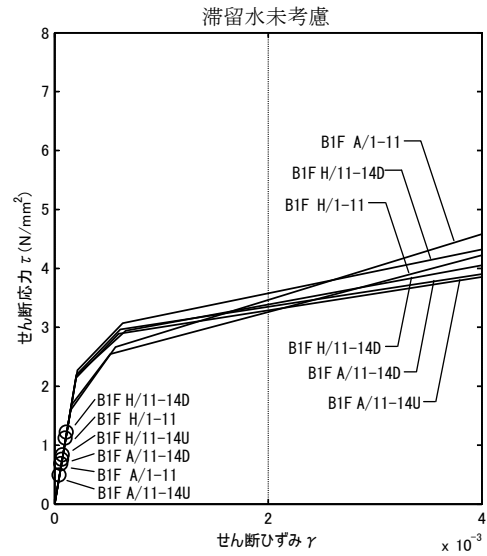
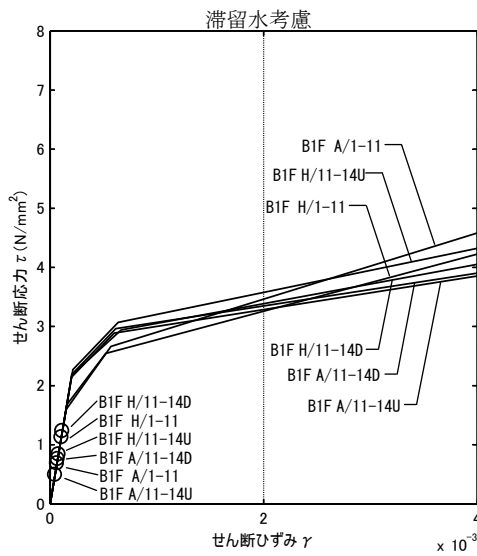
表 3.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

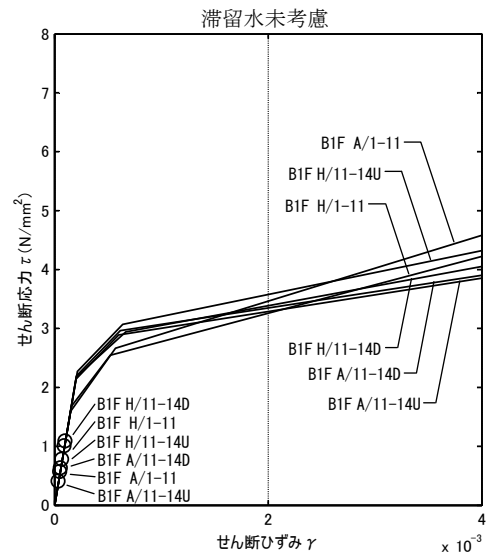
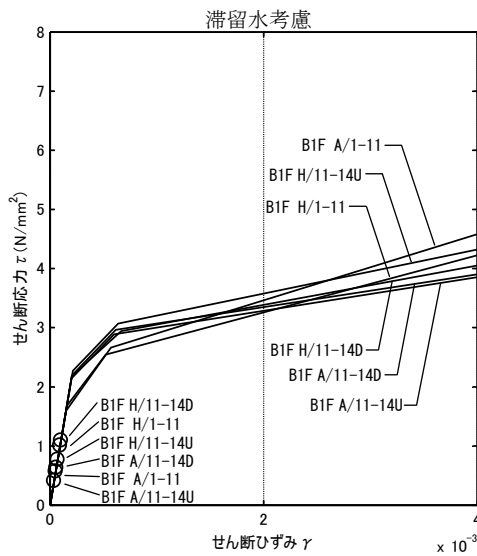
階	通り		O. P.	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
				滞留水		滞留水		滞留水		
				考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮	
B1F	1-4		10.20～-0.30	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.07	4.0 以下
	5-8/H		10.20～-0.30	0.09	0.10	0.09	0.09	0.08	0.08	
	5-8/A		10.20～-0.30	0.09	0.09	0.10	0.10	0.08	0.08	
	9-14	U	10.20～6.50	0.13	0.13	0.14	0.13	0.11	0.11	
		D	6.50～-0.30	0.14	0.14	0.15	0.15	0.12	0.12	



(Ss-1H)

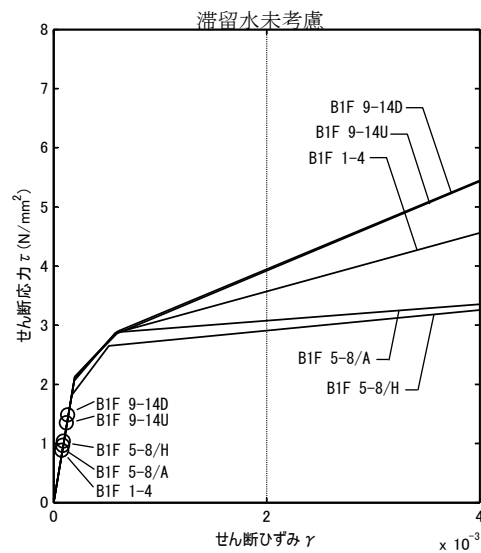
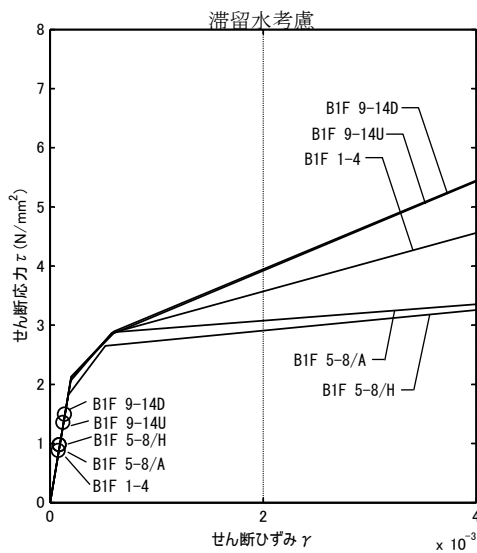


(Ss-2H)

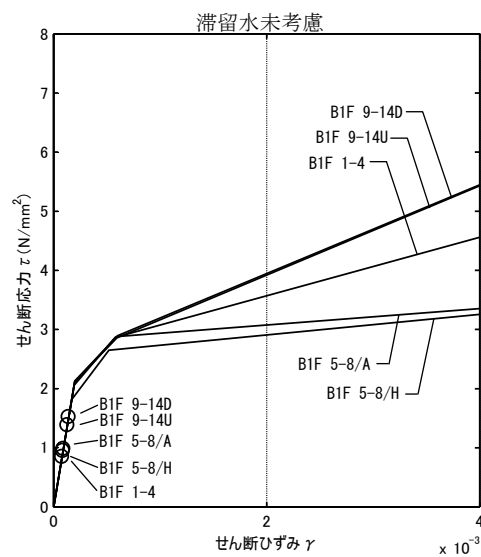
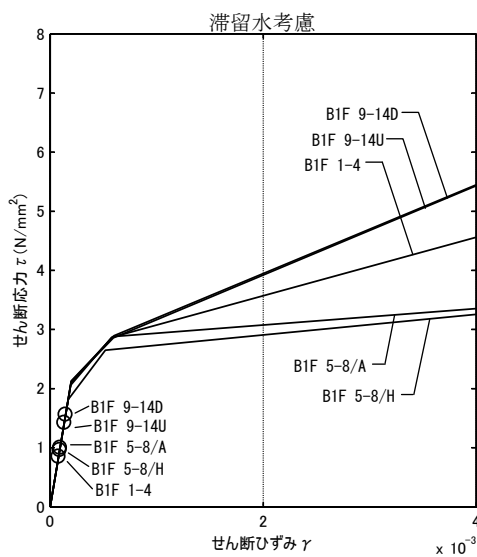


(Ss-3H)

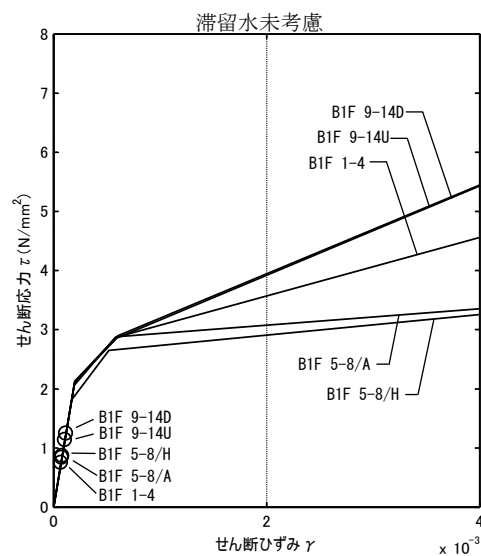
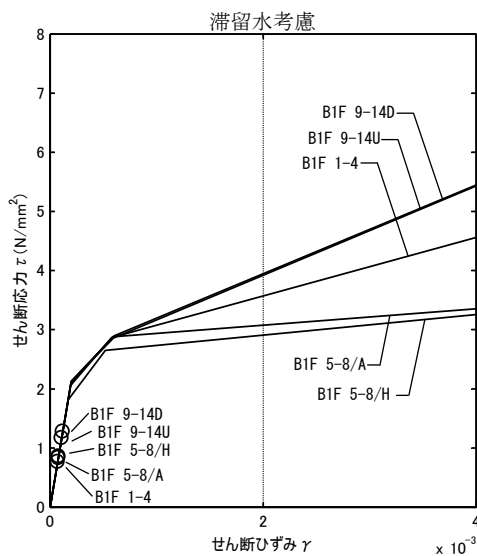
図 3. 1. 6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 3.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

4 廃棄物処理建屋

4.1 4号機廃棄物処理建屋（代表号機）

4.1.1 解析評価方針

廃棄物処理建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構造物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

廃棄物処理建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下1階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、保守的にその全てを固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例を、図4.1.1-1に示す。

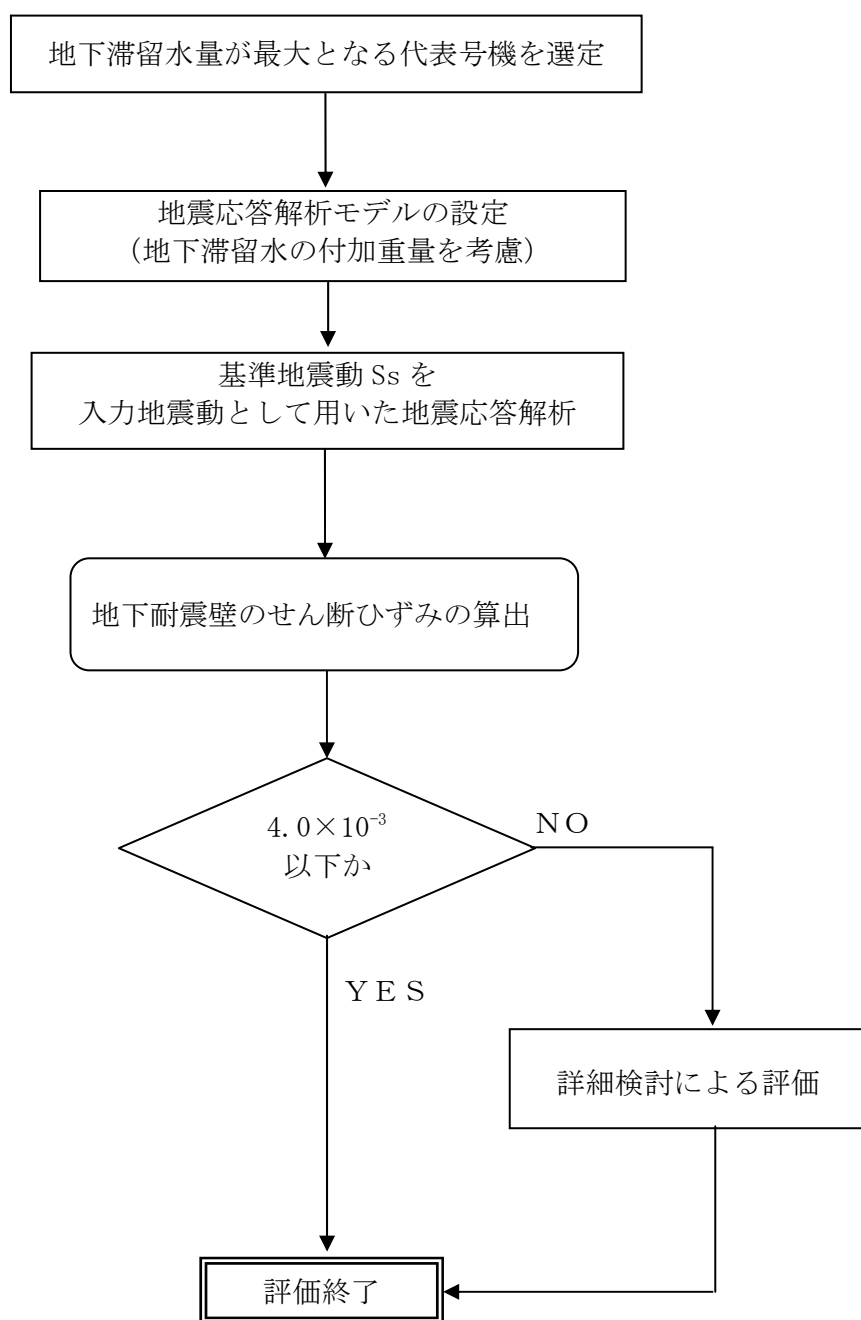


図 4.1.1-1 廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例

4.1.2 代表号機の選定

廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 4.1.2-1 に示す。表 4.1.2-1 より、貯水量の最も多い 4 号機を代表号機と選定する。

表 4.1.2-1 廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O.P. 4, 000	O.P. 4, 000	O.P. 4, 000	O.P. 4, 000
貯水量	1, 400m ³	2, 600m ³	2, 600m ³	4, 500m ³

4.1.3 解析に用いる入力地震動

4号機廃棄物処理建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図4.1.3-1に示す。この廃棄物処理建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s の加速度波形について、図4.1.3-2に示す。

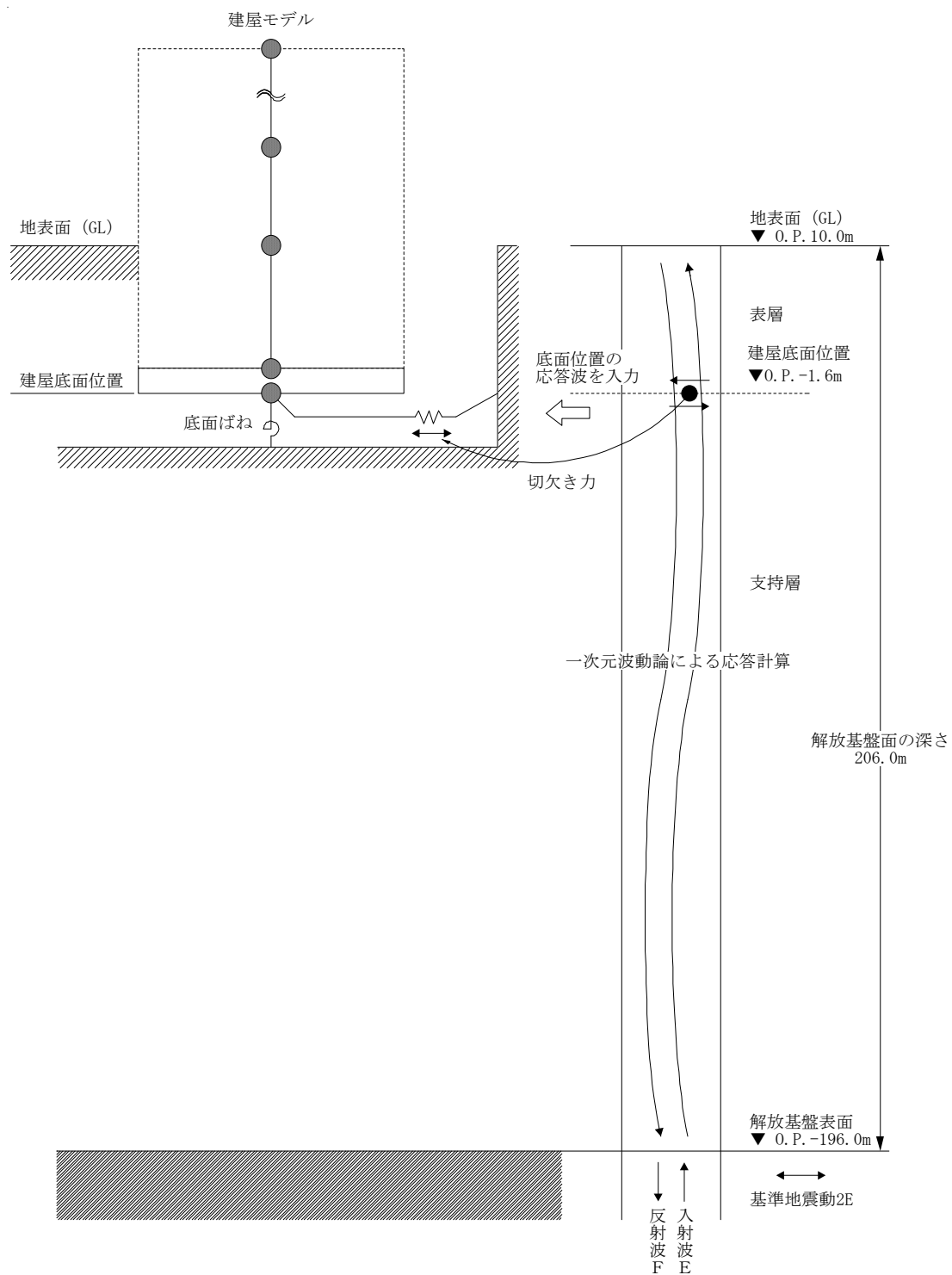
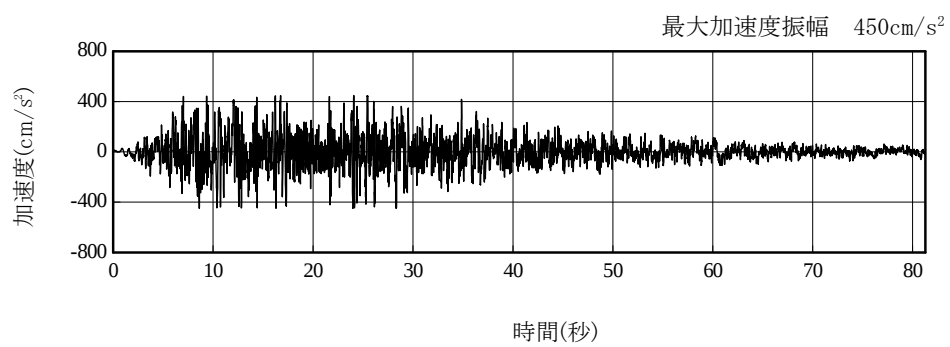
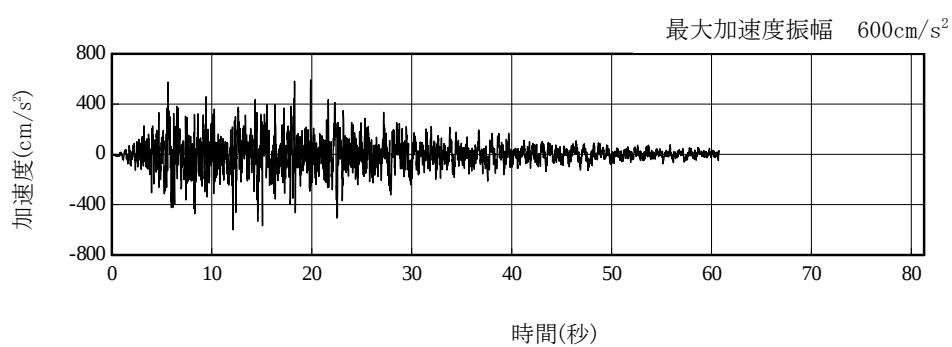


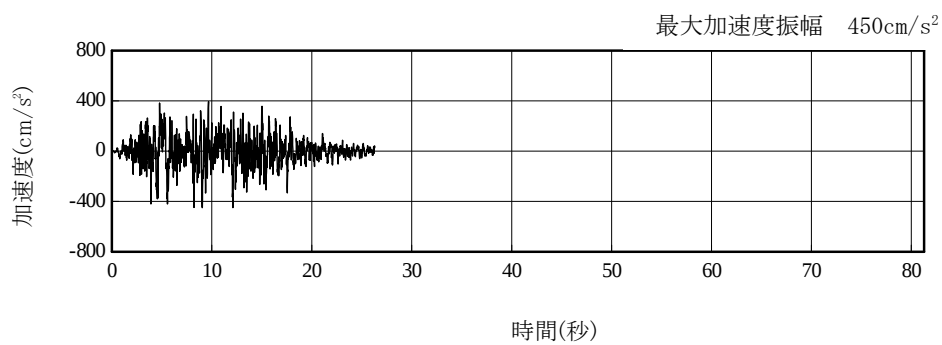
図 4. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 4 号機廃棄物処理建屋の地震応答解析は、「4.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 4.1.4-1 及び図 4.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 4.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 4.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 4.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にし、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-1.4.3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

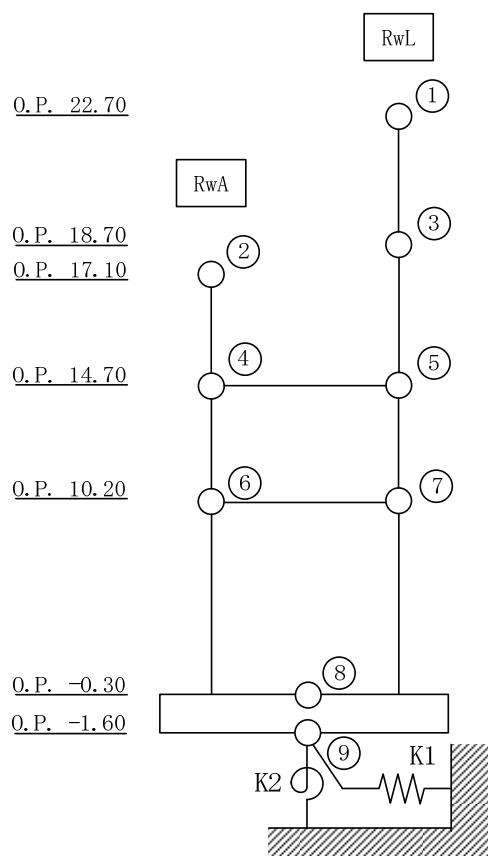


図 4. 1. 4-1 4号機廃棄物処理建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

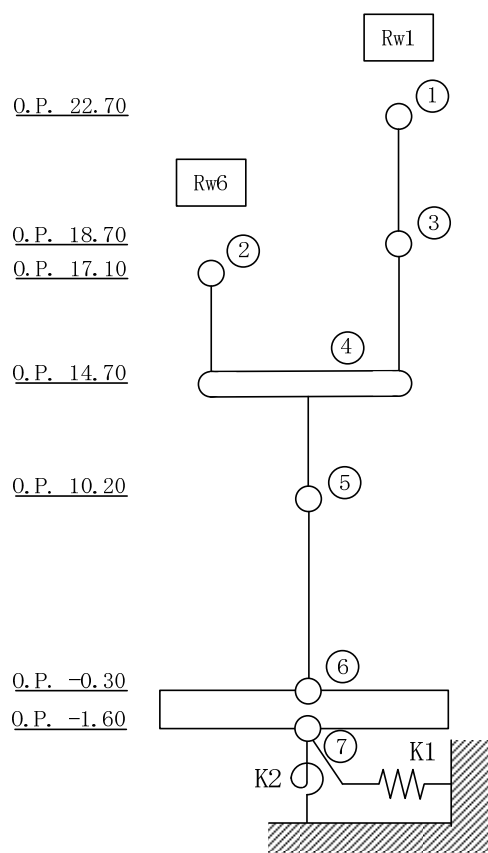


図 4. 1. 4-2 4号機廃棄物処理建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 4. 1. 4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンクリート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

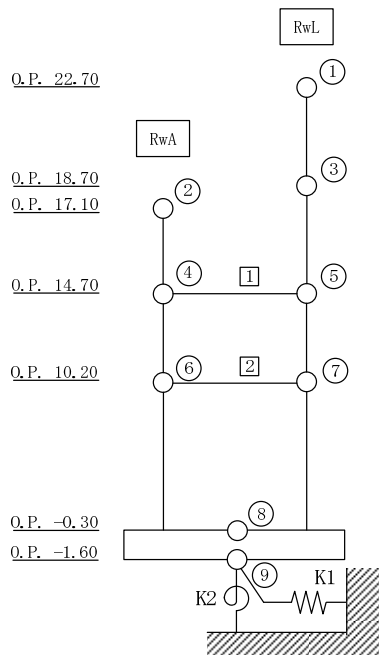
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4. 1. 4-2 建屋解析モデルの諸元

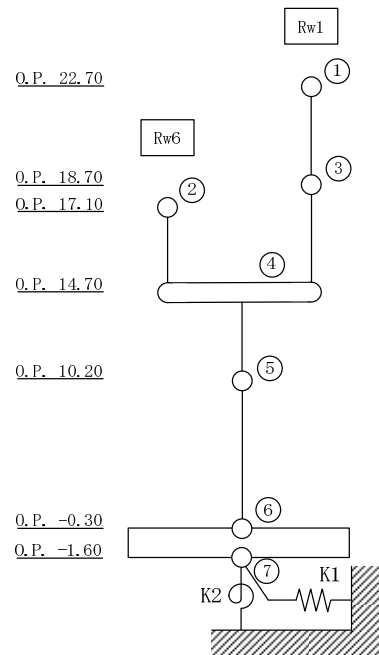
NS 方向



質点 番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 I_R ($\times 10^5$ kN/m ²)	せん断 断面積 As (m ²)	断面2次 モーメント Ib (m ⁴)	質点 番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 I_R ($\times 10^5$ kN/m ²)	せん断 断面積 As (m ²)	断面2次 モーメント Ib (m ⁴)
						①	22.7	4,050	0.69		
②	17.1	1,920	0.65			③	18.7	11,790	2.33	13.2	271
④	14.7	13,110	5.48	16.0	987	⑤	14.7	24,610	10.29	30.6	1,186
⑥	10.2	35,150	14.70	34.3	4,408	⑦	10.2	75,660	63.32	50.9	6,138
⑧	-0.3	129,370 (44,130)	91.69 (31.28)	44.1	6,208					125.7	25,167
⑨	-1.6	28,040	19.87	1,832.6	129,874						
合計		323,700				注 () 内は滞留水による付加分を示す。					

ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%
基礎形状 25.22m (NS 方向) $\times$ 72.65m (EW 方向)
床のせん断ばね定数 K_s ①: 44.48×10^5 (kN/m) ②: 45.21×10^5 (kN/m)

EW 方向



質点 番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 I_R ($\times 10^5$ kN/m ²)	せん断 断面積 As (m ²)	断面2次 モーメント Ib (m ⁴)	質点 番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 I_R ($\times 10^5$ kN/m ²)	せん断 断面積 As (m ²)	断面2次 モーメント Ib (m ⁴)
						①	22.7	4,050	0.52		
②	17.1	1,920	0.08			③	18.7	11,790	5.15	21.2	280
④	14.7	37,730	127.38	5.4	30					45.2	1,824
⑤	10.2	110,800	526.07	151.8	30,007						
⑥	-0.3	129,370 (44,130)	614.23 (209.52)	176.5	66,926						
⑦	-1.6	28,040	133.13	1,832.6	870,078						
合計		323,700				注 () は滞留水による付加分を示す。					

ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%
基礎形状 25.22m (NS 方向) $\times$ 72.65m (EW 方向)

表 4. 1. 4-3(1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 4. 1. 4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 4. 1. 4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤) 700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

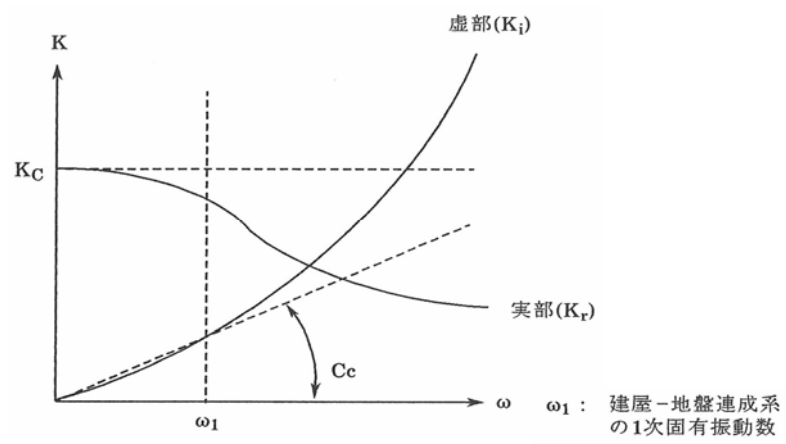


図 4.1.4-3 地盤ばねの近似

4.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 4.1.5-1～図 4.1.5-6 に示す。

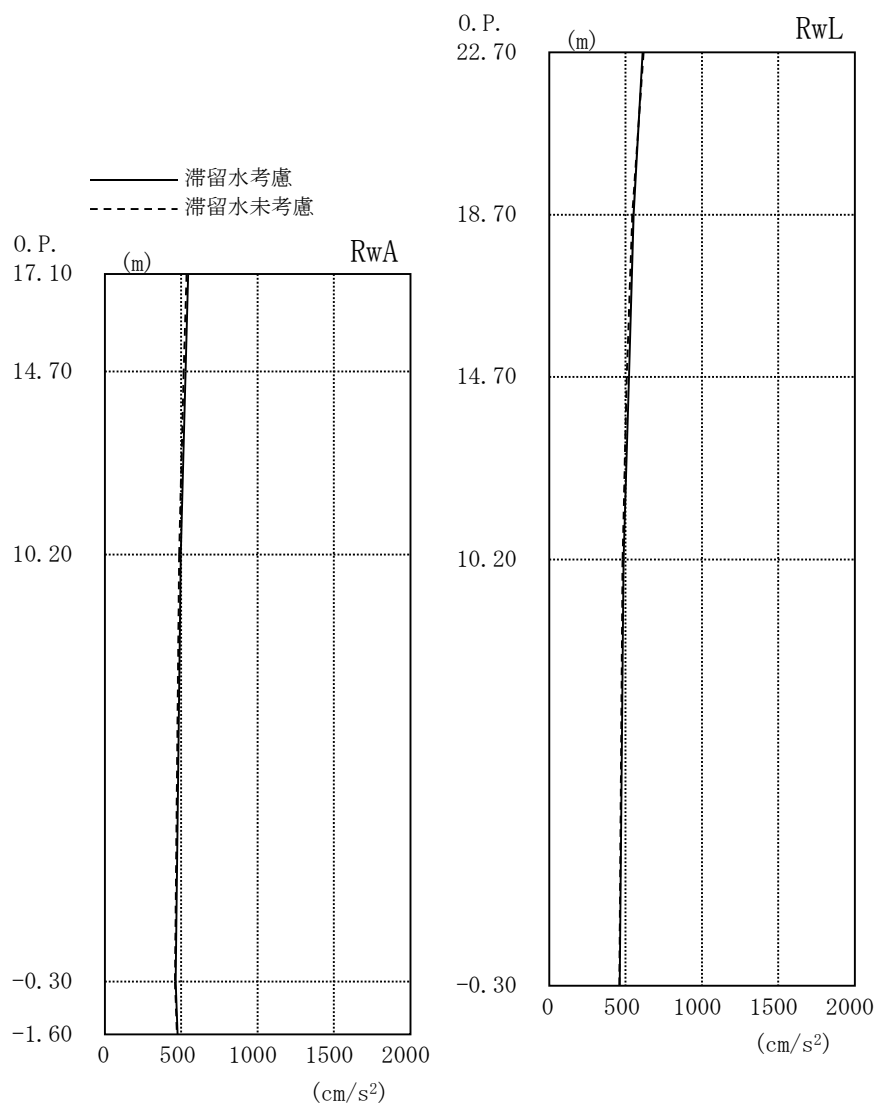


图 4.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

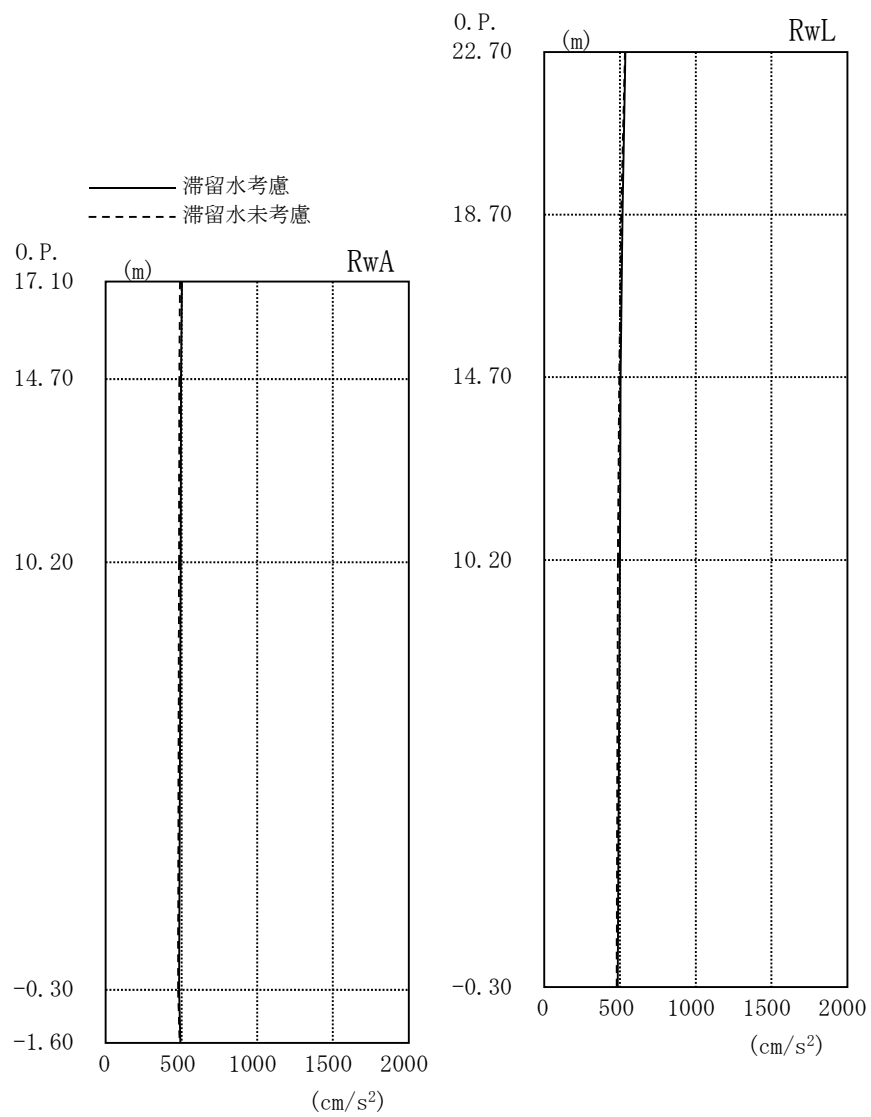


図 4. 1. 5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

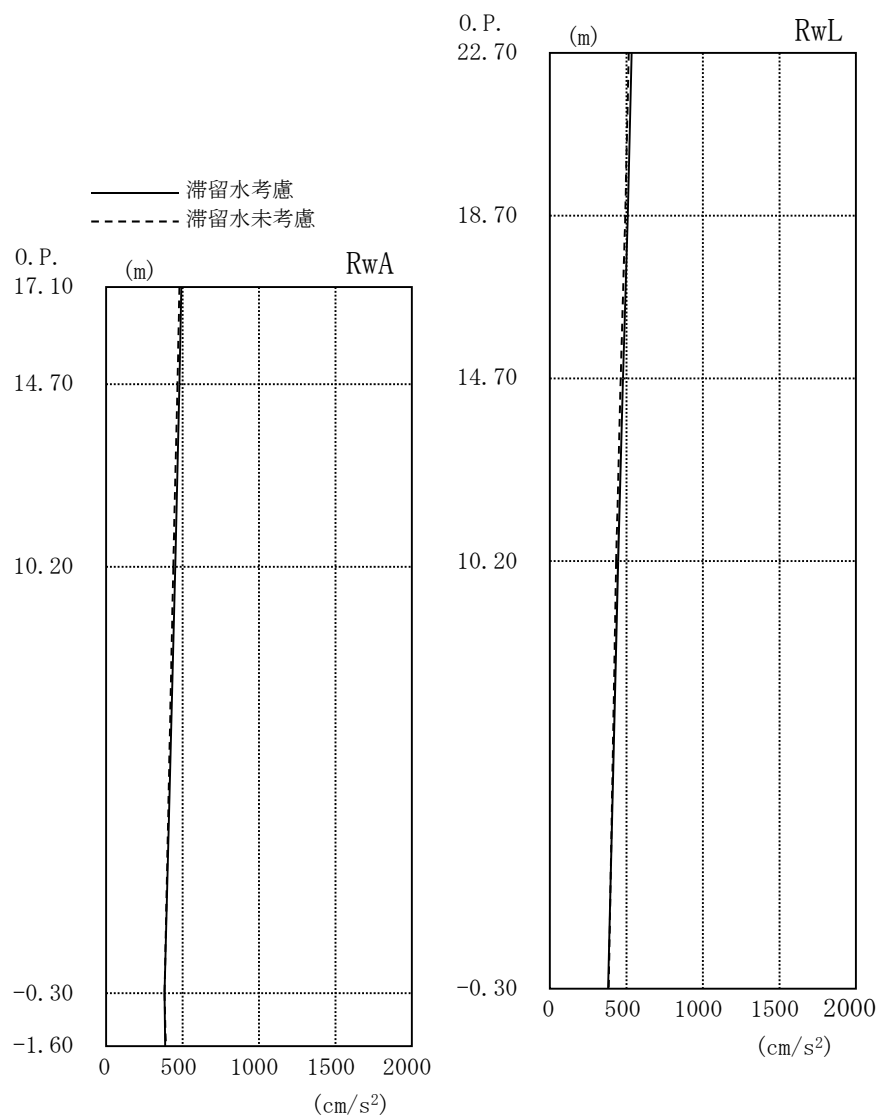


図 4.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

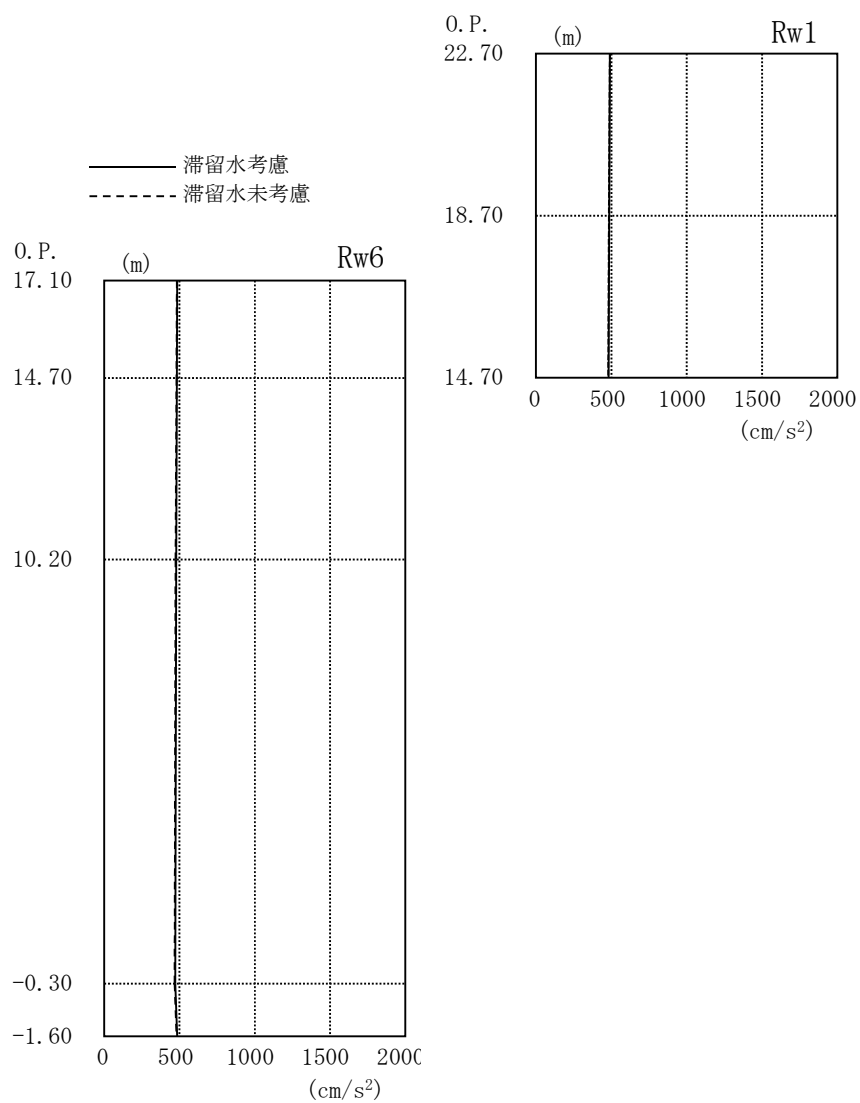


図 4. 1. 5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

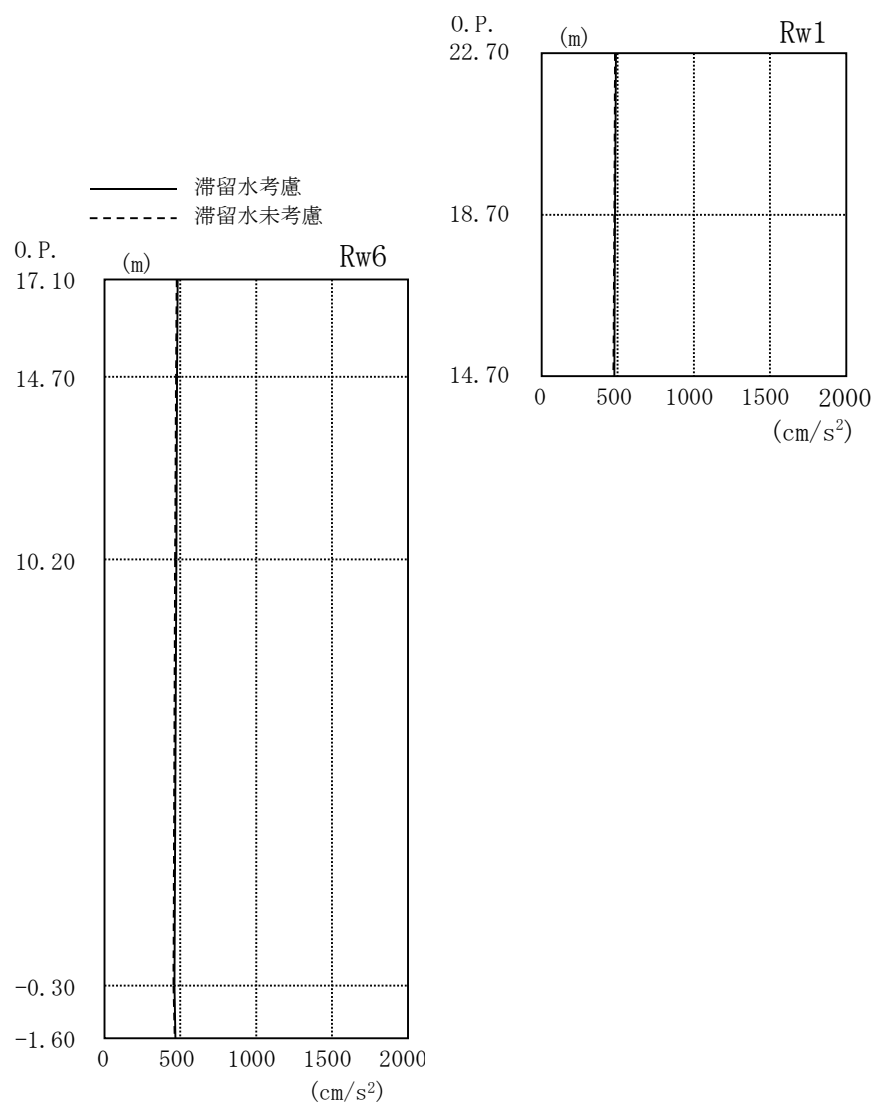


図 4. 1. 5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

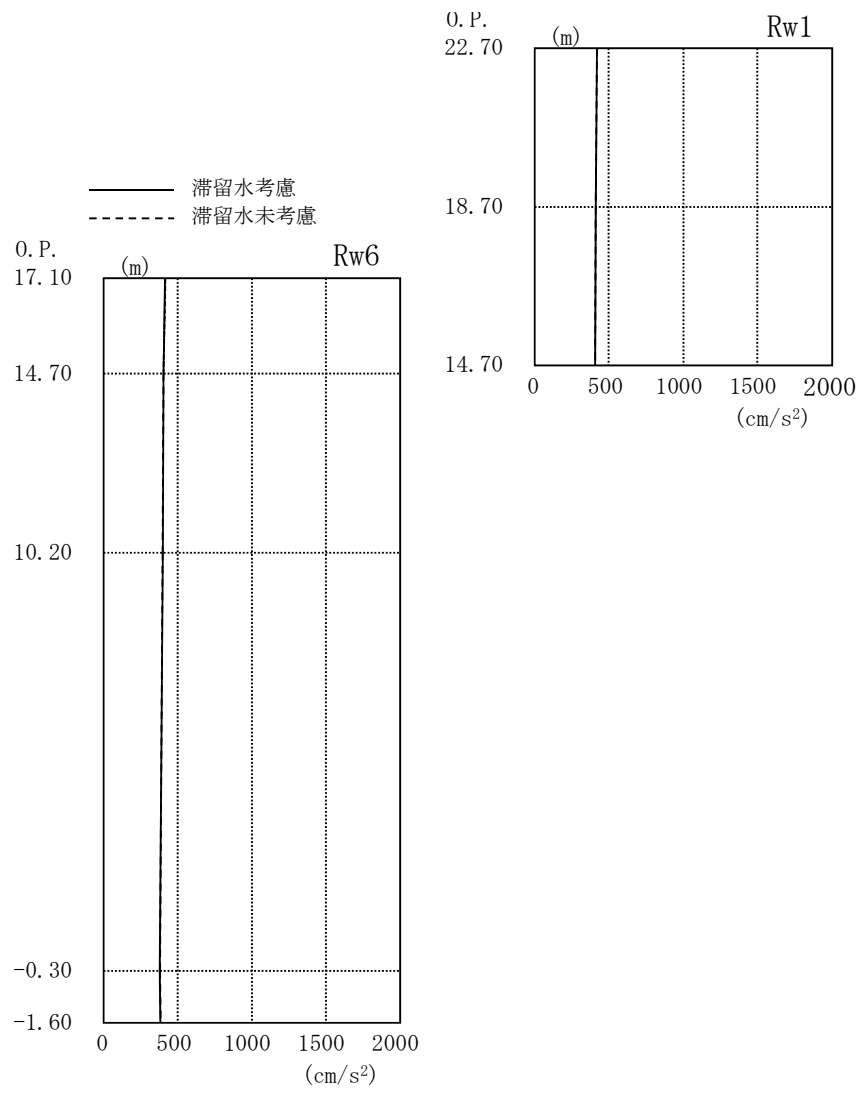


図 4.1.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

4.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 4.1.6-1 及び表 4.1.6-2 に示す。また、図 4.1.6-1 及び図 4.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.06×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、4号機廃棄物処理建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 4.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

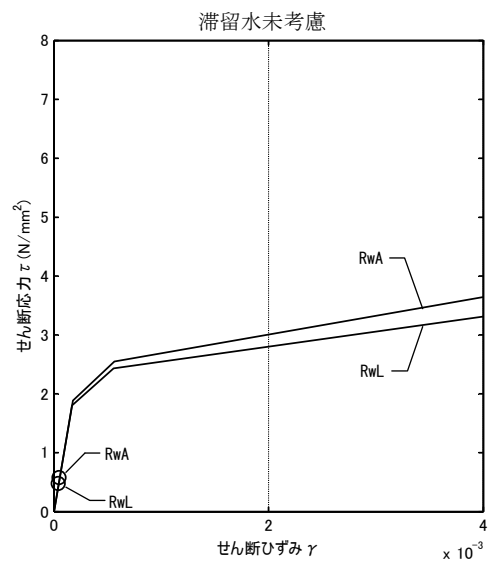
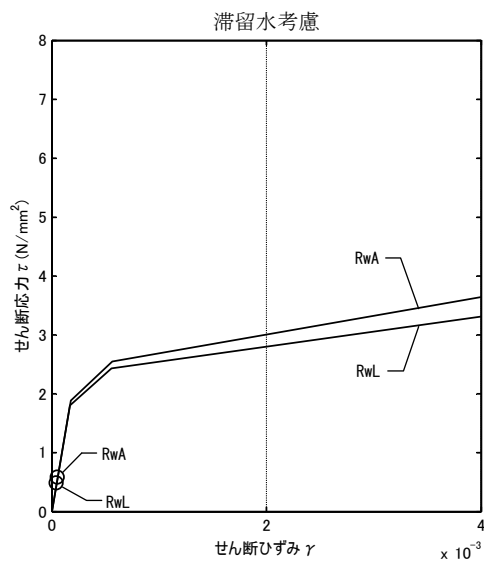
(単位： $\times 10^{-3}$)

階	通り	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	RwA	10.20～ -0.30	考慮	0.06	0.06	0.05	4.0 以下
			未考慮	0.06	0.06	0.05	
	RwL	10.20～ -0.30	考慮	0.05	0.05	0.05	
			未考慮	0.05	0.05	0.04	

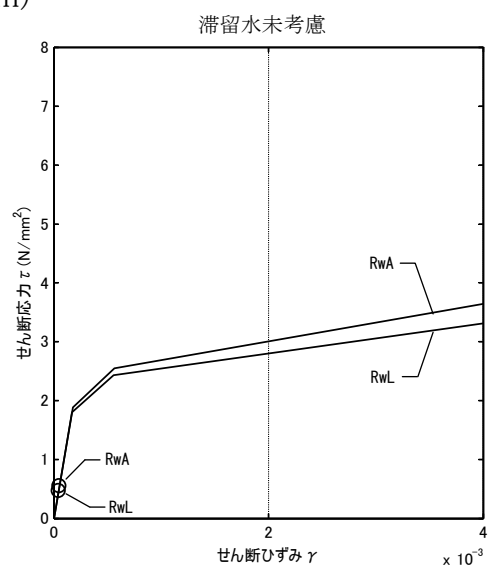
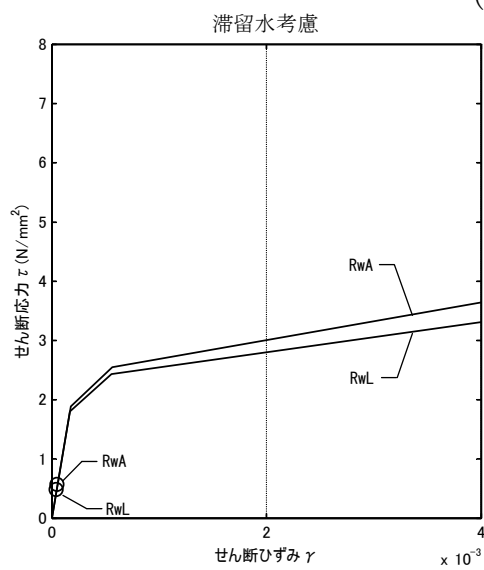
表 4.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$)

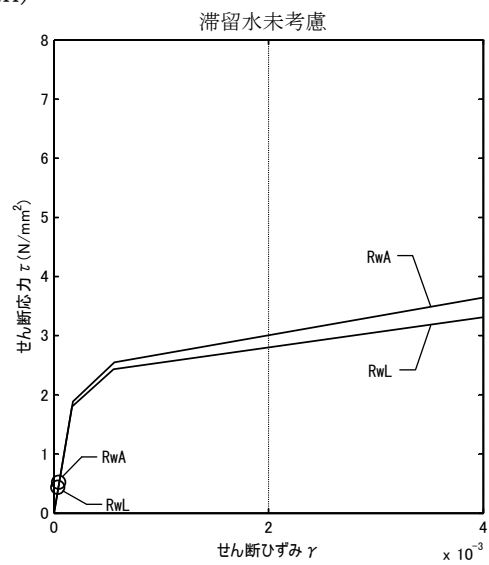
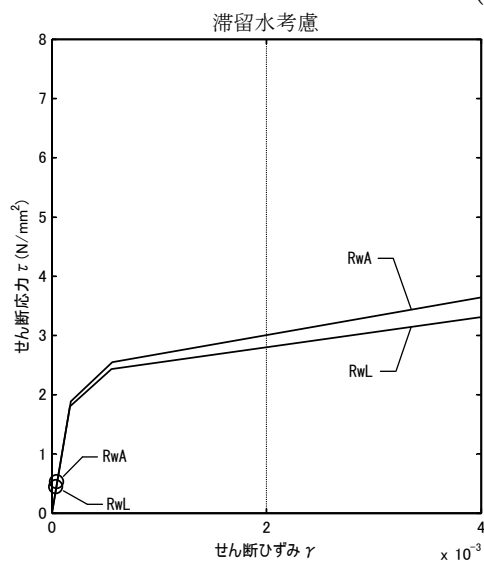
階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-0.30	考慮	0.05	0.05	0.04	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	



(Ss-1H)

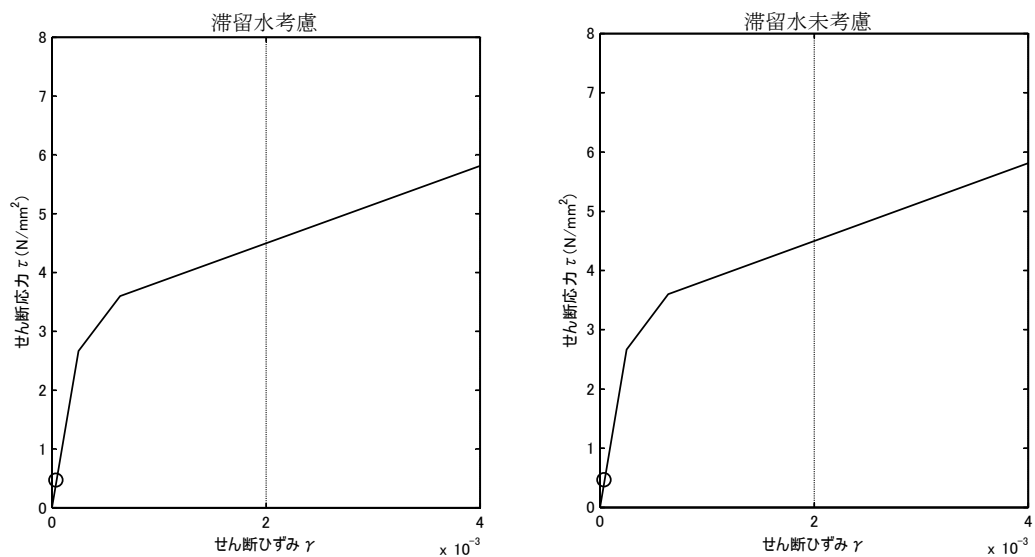


(Ss-2H)

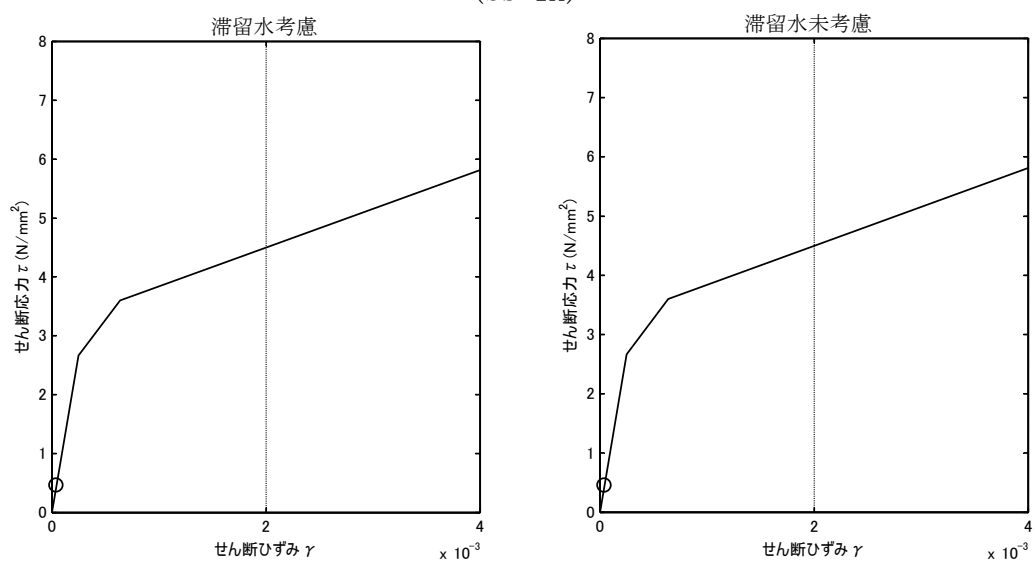


(Ss-3H)

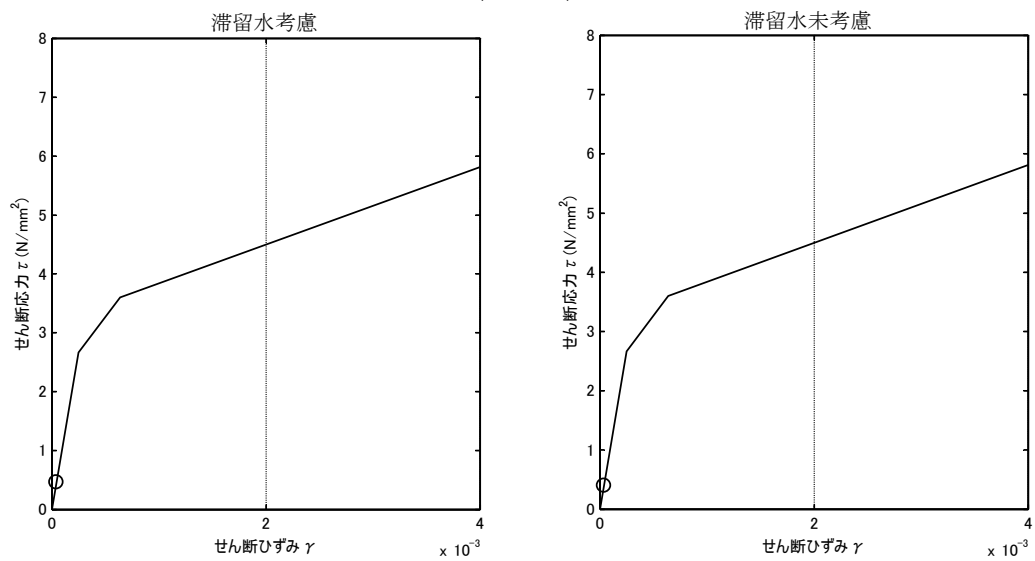
図 4. 1. 6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

5 コントロール建屋

5.1 3号機コントロール建屋（代表号機）

5.1.1 解析評価方針

コントロール建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

コントロール建屋については、地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下2階から地上2階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 5.1.1-1 に示す。

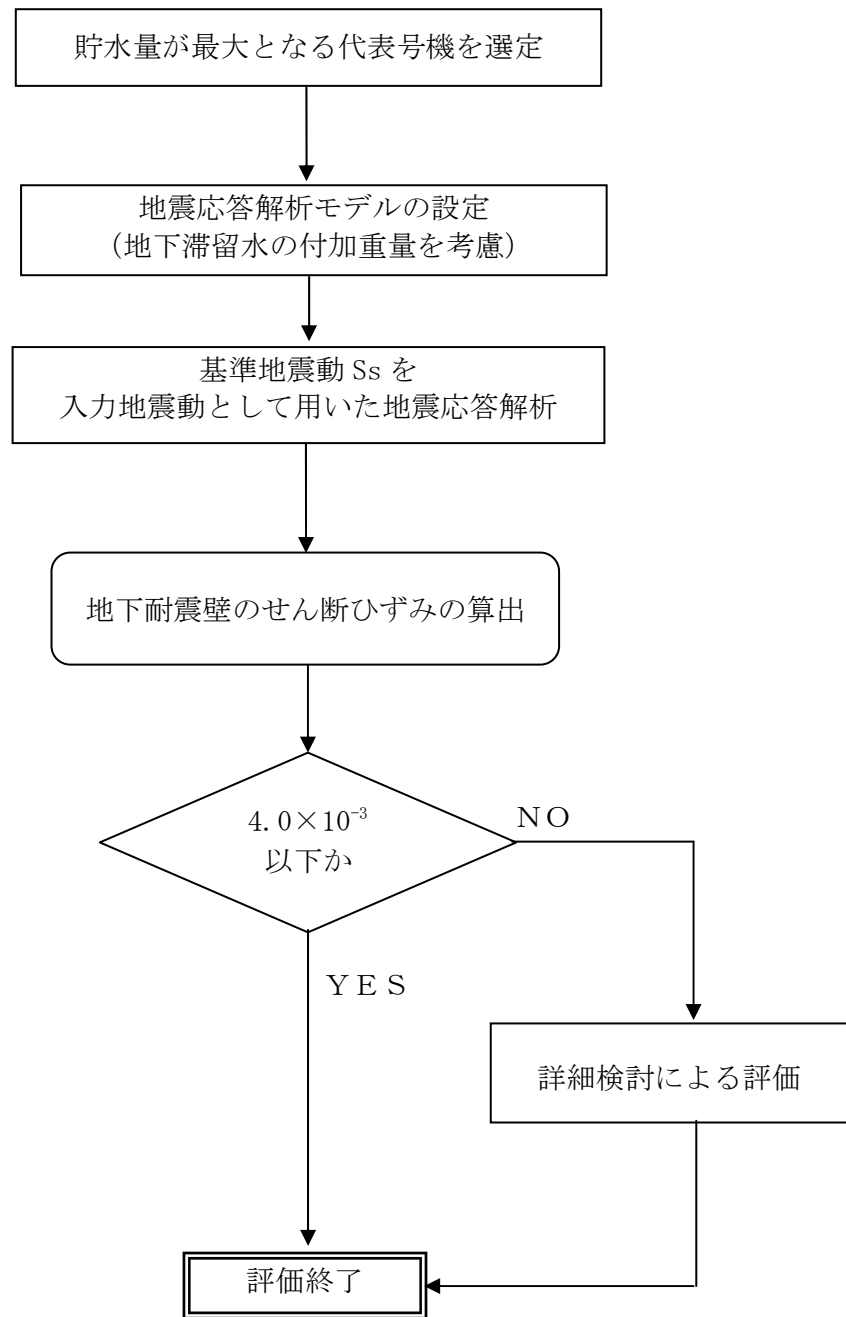


図 5.1.1-1 コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例

5.1.2 代表号機の選定

コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 5.1.2-1 に示す。表 5.1.2-1 より、貯水量の最も多い 3 号機を代表号機と選定する。

表 5.1.2-1 コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O. P. 5, 300	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000
貯水量	700m ³	1, 600m ³	1, 900m ³	1, 600m ³

5.1.3 解析に用いる入力地震動

3号機コントロール建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図5.1.3-1に示す。このコントロール建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図5.1.3-2に示す。

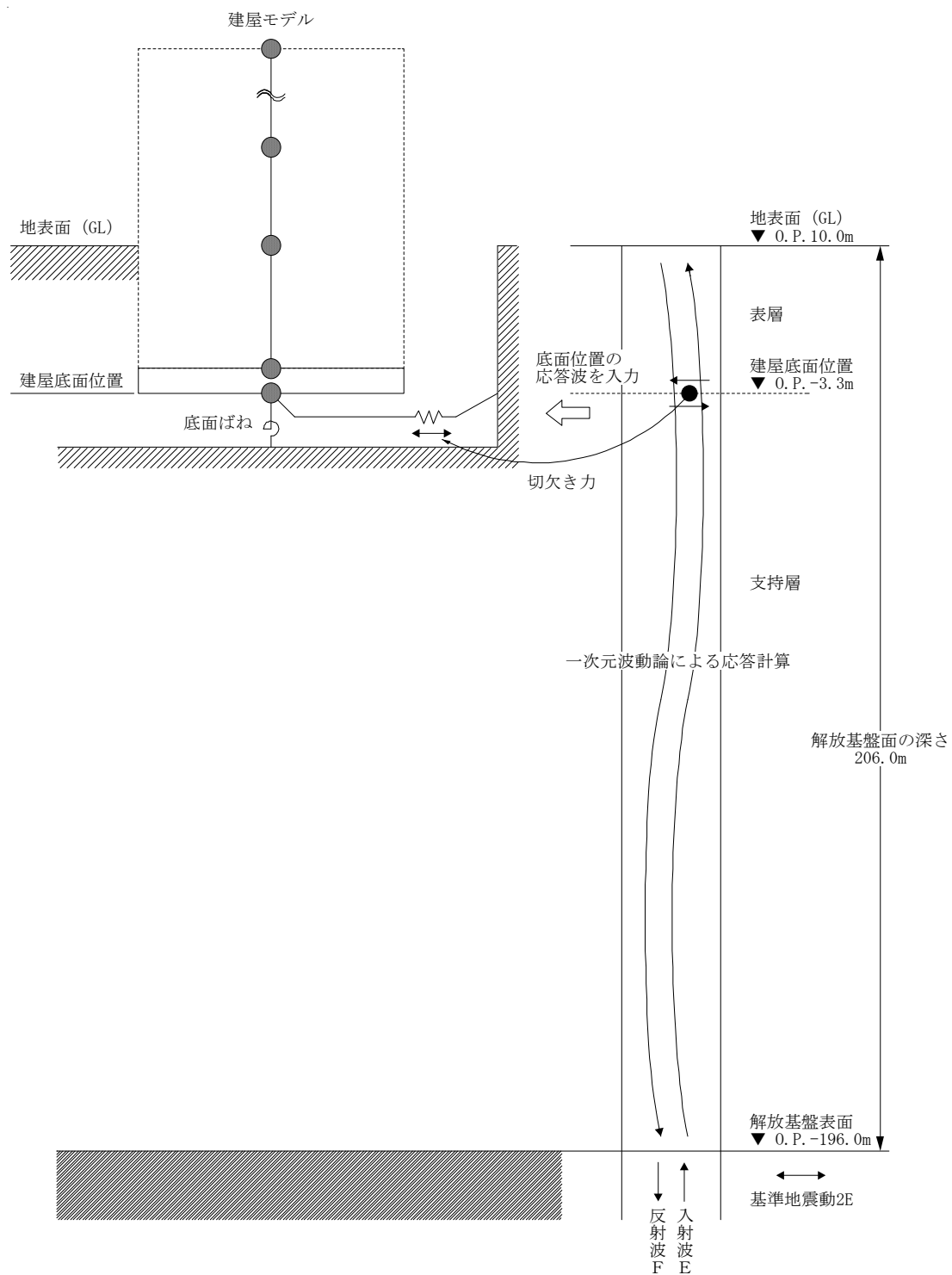


図 5.1.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

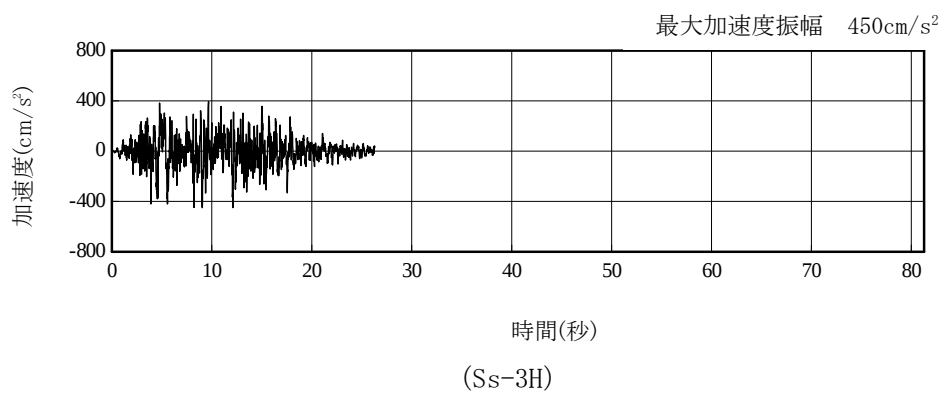
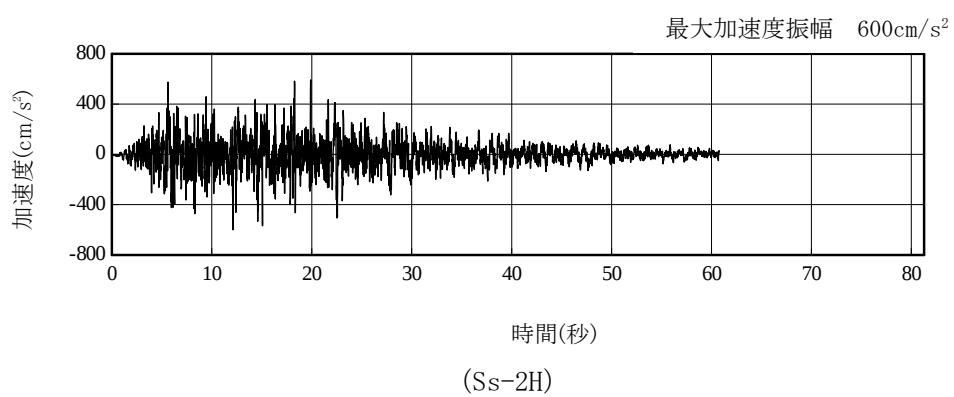
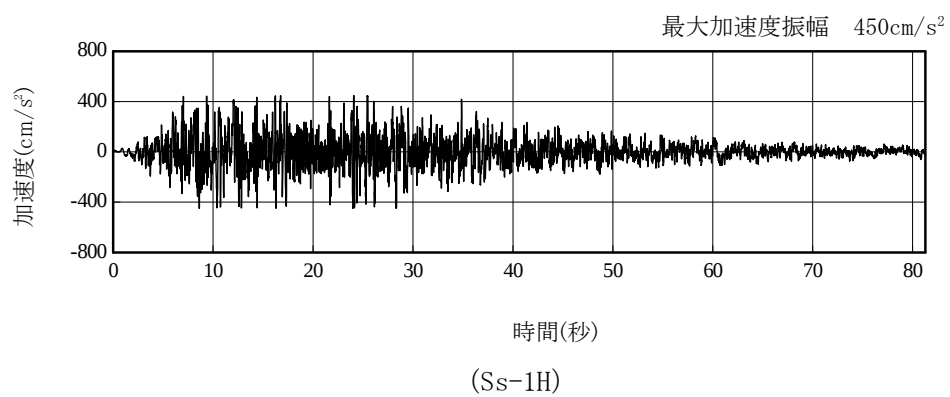


図 5. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

5.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 3 号機コントロール建屋の地震応答解析は、「5.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図 5.1.4-1 及び図 5.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 5.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 5.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 5.1.4-3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 5.1.4-3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

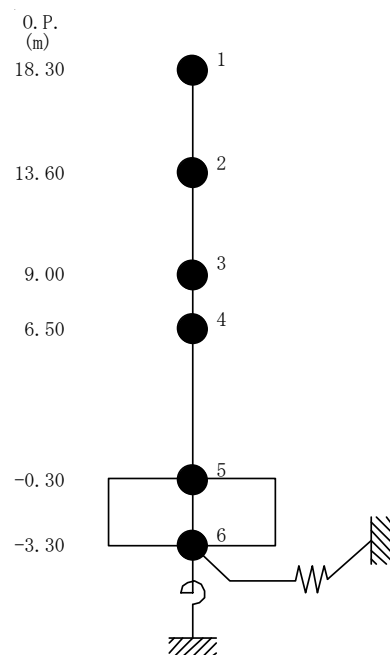


図 5.1.4-1 3号機コントロール建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

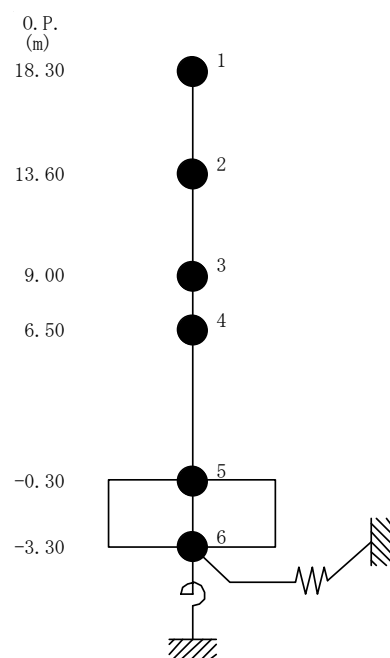


図 5.1.4-2 3号機コントロール建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 5. 1. 4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

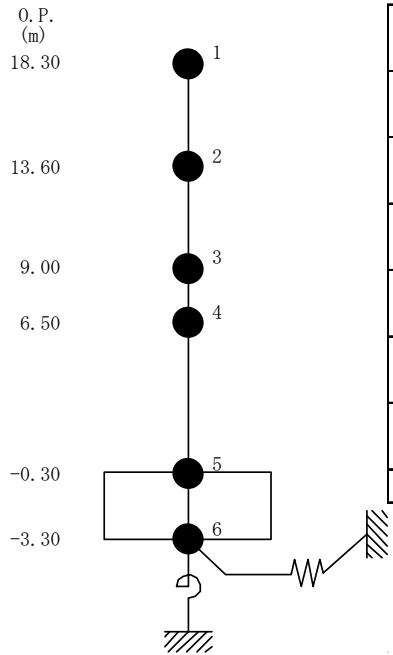
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 5. 1. 4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

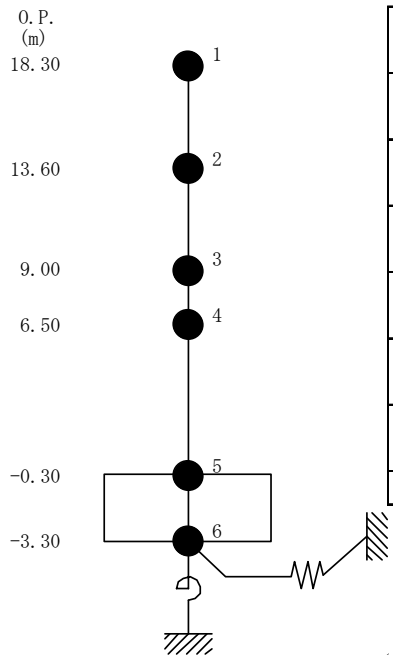


質点 番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^3 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	13, 620	547		
2	9, 160	368	21. 5	2, 658
3	8, 290	333	21. 5	3, 177
4	15, 110 (3, 900)	607 (157)	33. 8	5, 271
5	36, 680 (14, 740)	1, 473 (592)	33. 8	5, 271
6	16, 230	652	459. 9	18, 463
合計	99, 090			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2. 57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 せん断弾性係数 G $1. 07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 ポアソン比 ν 0. 20
 減衰 h 5%
 基礎形状 21. 95m(NS 方向) $\times$ 20. 95m(EW 方向)

EW 方向



質点 番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^3 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	13, 620	498		
2	9, 160	335	16. 0	2, 855
3	8, 290	303	20. 5	2, 957
4	15, 110 (3, 900)	553 (143)	32. 2	4, 654
5	36, 680 (14, 740)	1, 342 (539)	32. 2	4, 654
6	16, 230	594	459. 9	16, 819
合計	99, 090			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2. 57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 せん断弾性係数 G $1. 07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 ポアソン比 ν 0. 20
 減衰 h 5%
 基礎形状 21. 95m(NS 方向) $\times$ 20. 95m(EW 方向)

表 5. 1. 4-3(1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5. 1. 4-3 (2) 地盤定数

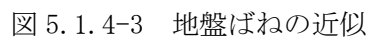
(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5.1.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-



5.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向,EW方向の最大応答加速度を図5.1.5-1及び図5.1.5-2に,地下滞留水の影響を考慮しない場合と併せて示す。

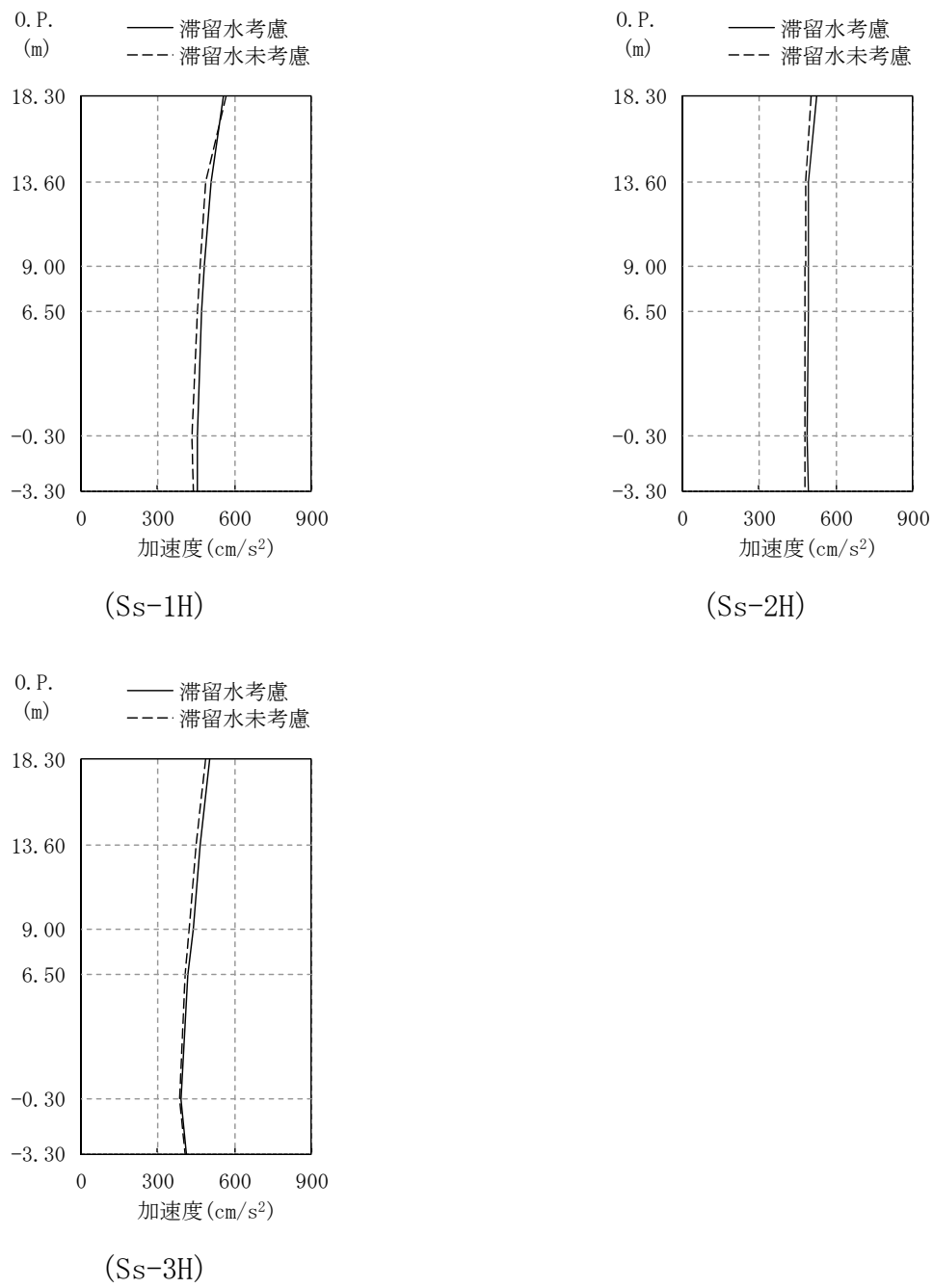
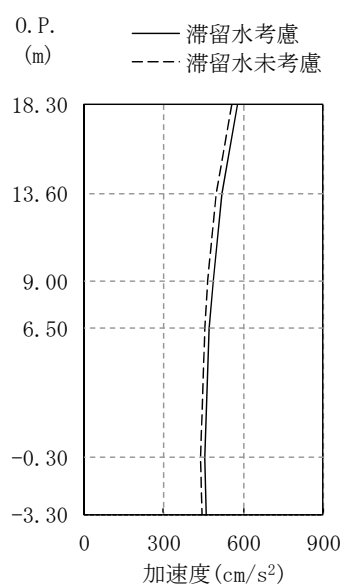
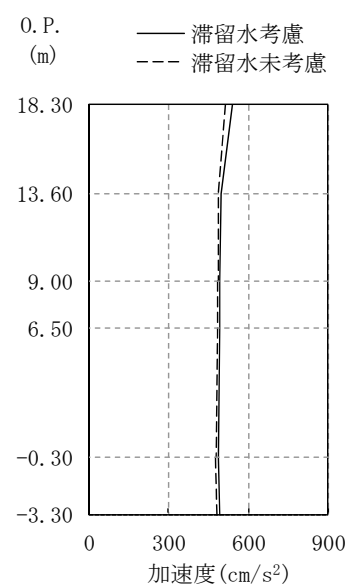


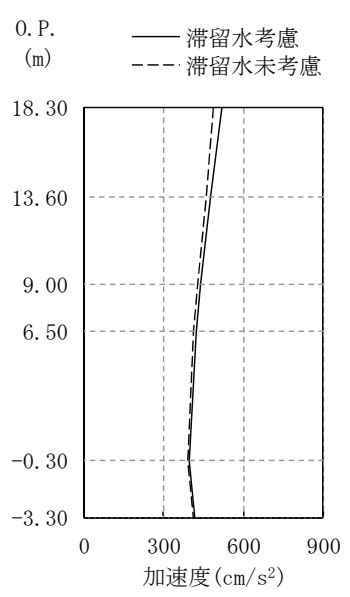
図 5.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5. 1. 5-2 最大応答加速度 (EW 方向)

5.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、表 5.1.6-1 及び表 5.1.6-2 に示す。また、図 5.1.6-1 及び図 5.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で 0.07×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機コントロール建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 5.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

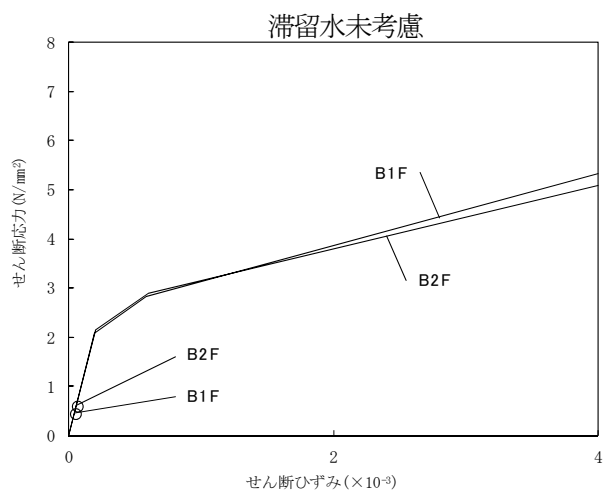
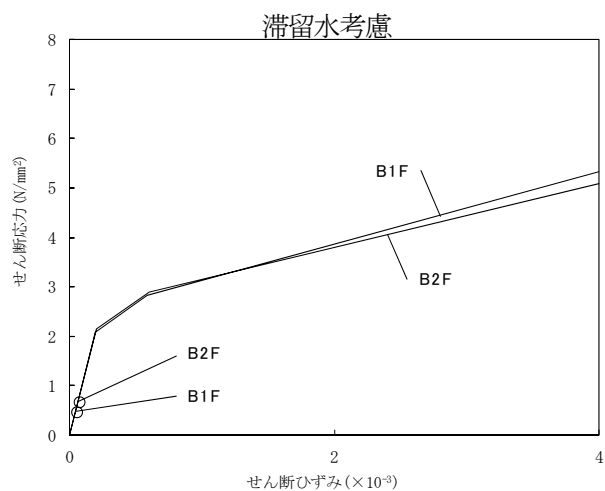
(単位： $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	地下滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	9.00～ 6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	
B2F	6.50～ -0.30	考慮	0.07	0.07	0.06	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	

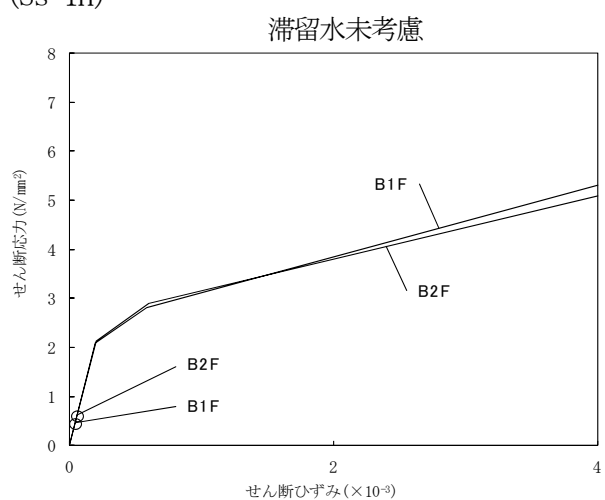
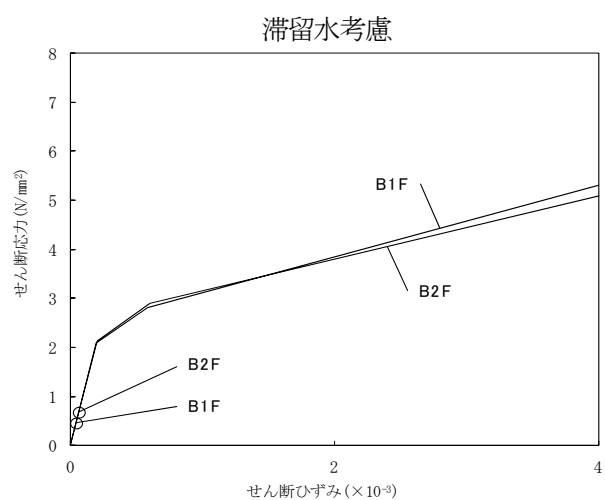
表 5.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$)

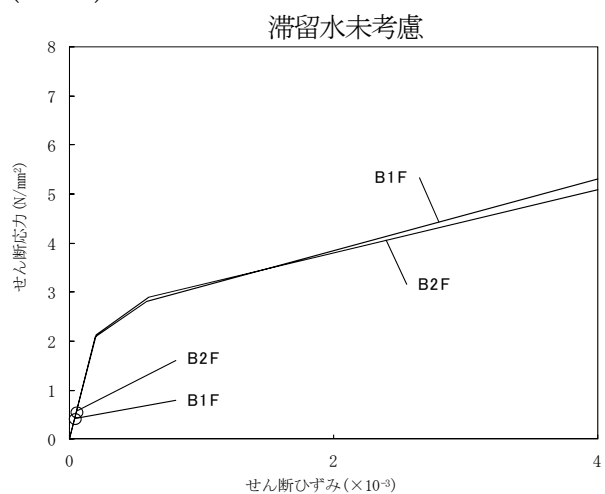
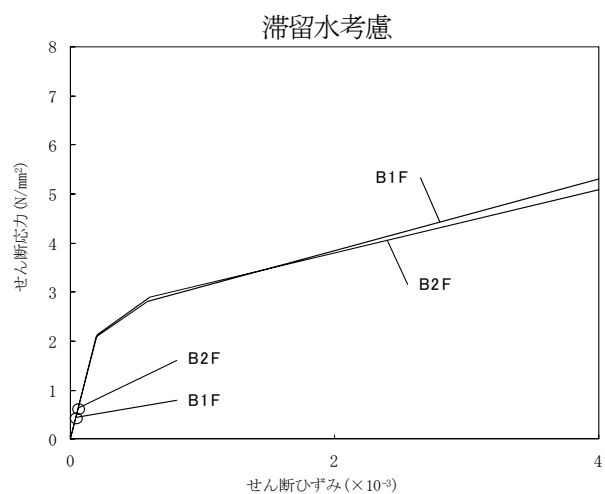
階	O. P.	地下滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	9.00～ 6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.05	
B2F	6.50～ -0.30	考慮	0.07	0.07	0.07	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	



(Ss-1H)

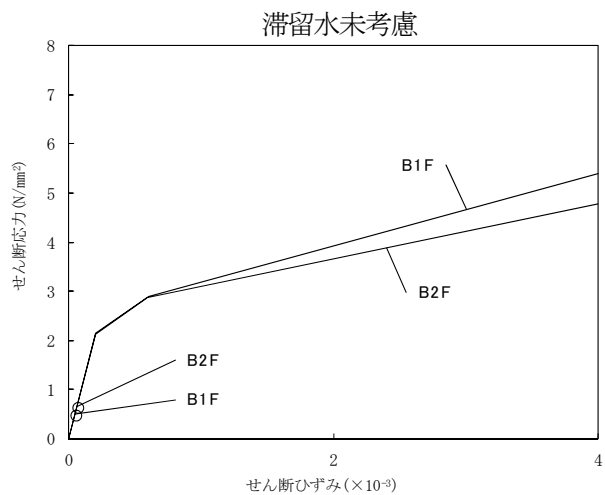
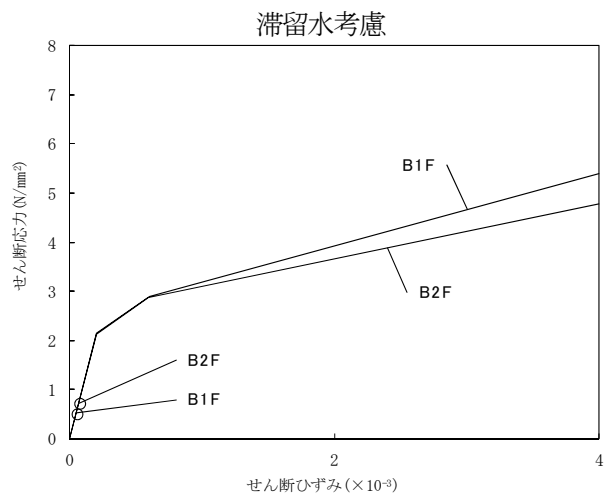


(Ss-2H)

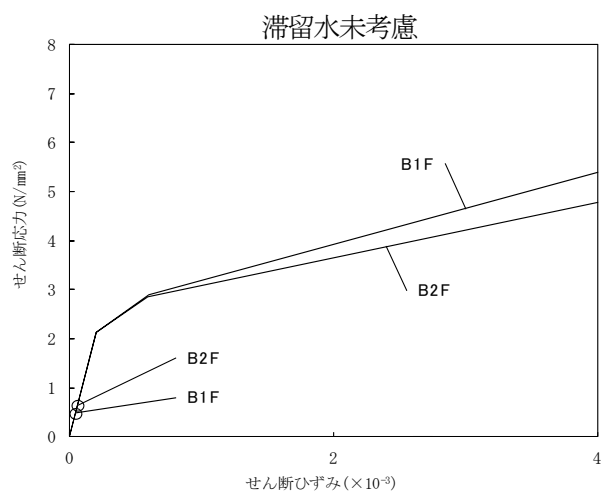
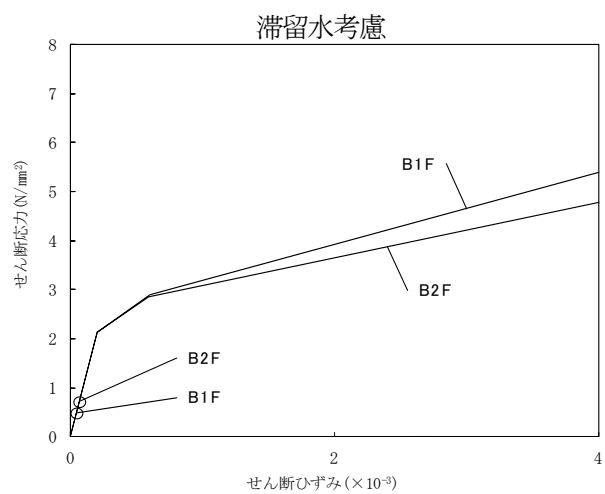


(Ss-3H)

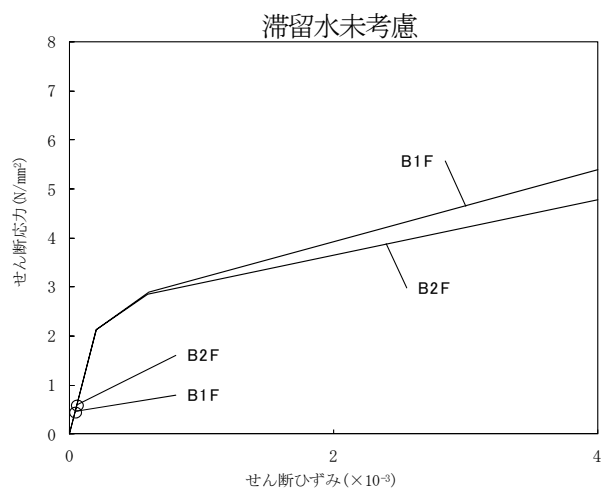
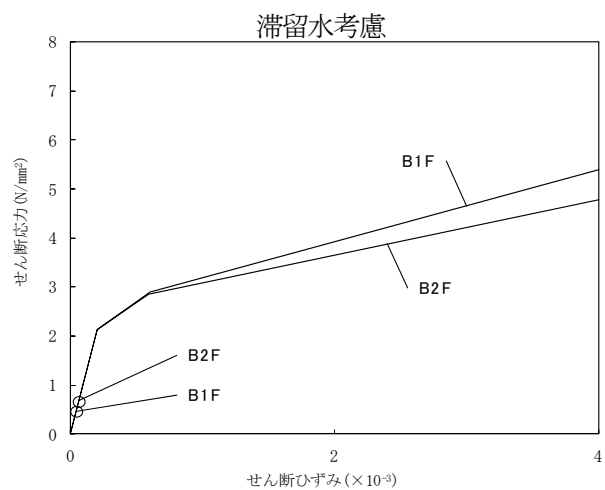
図 5. 1. 6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5. 1. 6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

地下水バイパスによる地下水流入量の低減

1 概要

建屋周辺の地下水は、山側から海側に向かって流れていることから、建屋山側の高台で地下水を揚水し、その流路を変更して海にバイパスすることにより、建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ、建屋への地下水流入量の低減を図っていく（図1）。

地下水バイパスの設備は、建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ、汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク、地下水を移送するための配管等からなる（図2）。

2 地下水バイパスによる地下水の建屋流入抑制効果

建屋周辺の地下水位は、浸透流解析により検討した結果、地下水バイパスの実施に伴い、現況より原子炉建屋山側で3 m程度（O. P. + 9 m → O. P. + 6 m）、タービン建屋海側で1 m程度（O. P. + 4 m → O. P. + 3 m）低下するものと想定され（図3～5）、これにより、建屋内への地下水流入量は現況の半分程度に低減されるものと考えられる。

3 滞留水の建屋外漏えい防止対策への影響

地下水バイパスの実施にあたっては、地下水低下状況及び水質等をモニタリングし、浸透流解析結果の検証を行いつつ、段階的に地下水位を低下させることで（図6）、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

モニタリングにあたっては、原子炉建屋山側のサブドレンを活用するとともに、原子炉建屋と揚水井の間に観測孔を新設する（図7）。

なお、豪雨等の発生による直接的な雨水の流入及び地下水位上昇による地下水流入量の増加時には、地下水位と建屋内滞留水の水位を注意深く監視し、必要に応じて、集中廃棄物処理建屋への移送量を増加すること等により、建屋内滞留水の水位上昇を抑制する。

4 地下水の汲み上げによる地盤沈下

地下水バイパスの実施に伴い地下水を汲み上げるが、O. P. + 10 m盤の原子炉建屋、タービン建屋、運用補助共用施設（共用プール）などの建屋については、直接岩盤に支持されていることから沈下の恐れはないと考えられる。また、建屋周辺の地下水位は、東北地方太平洋沖地震前にはサブドレンが稼働し十分に低下していたことから、地下水バイパスの実施に伴い現況から地下水位が低下しても、建屋周辺の地盤沈下の恐れはないと考えられる。

O. P. + 35 m盤のタンクエリア等の一部については、地下水位が若干低下する

が、その量は2 m程度以下と少なく、また、揚水する地下水は不圧地下水であり、現況の地下水位よりも下の地層は地質年代が古く（新第三紀）、十分圧密されていることから、地下水位の低下に伴う沈下の恐れはないと考えられる。

5 汲み上げた地下水の管理

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は、念のため放射性物質を有意に含んでいないことを確認するが、東北地方太平洋沖地震前における放射線管理区域内からの排水と同じ管理を行い、免震重要棟等から生じる生活排水と同様に一般排水として扱う。発電所敷地内の観測井における地下水の水質（放射性物質濃度）は、発電所周辺の河川で検出された濃度より低く、告示濃度の数百分の1程度である。

汲み上げた地下水を汚染させない管理については、以下のとおりである。

- ・ 水質確認のための一時貯留タンク（新設）とバイパス用の専用配管を通して移送する。
- ・ 一時貯留タンクエリア周辺の空気は、事故発災後の測定において、管理区域設定基準を超えておらず、現在は基準値の2桁程度低い濃度で安定に推移しているが、万一の空气中放射性物質混入を防止する対策として、一時貯留タンクの吸気管口を汚染のおそれのない管理対象区域に設ける。
- ・ 放水前には一時貯留タンクから採水し、水質を確認する。
- ・ 水質確認の結果、放射性物質の有意な混入が確認された場合には、稼働を停止し、一時貯留タンク内の地下水を浄化处理する。

6 計画工程

地下水バイパスの計画工程を（図8）に示す。

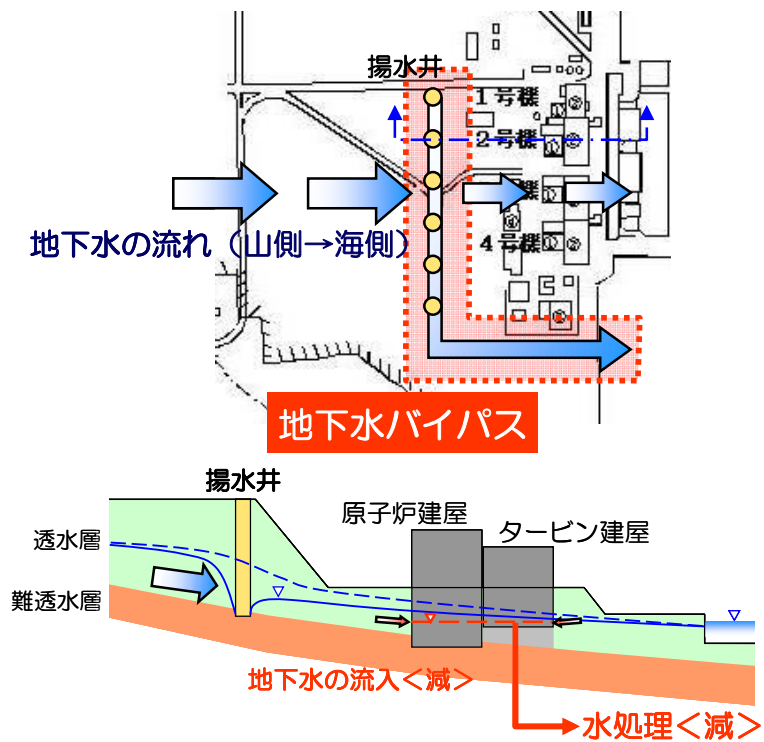


図1 地下水バイパス（イメージ）

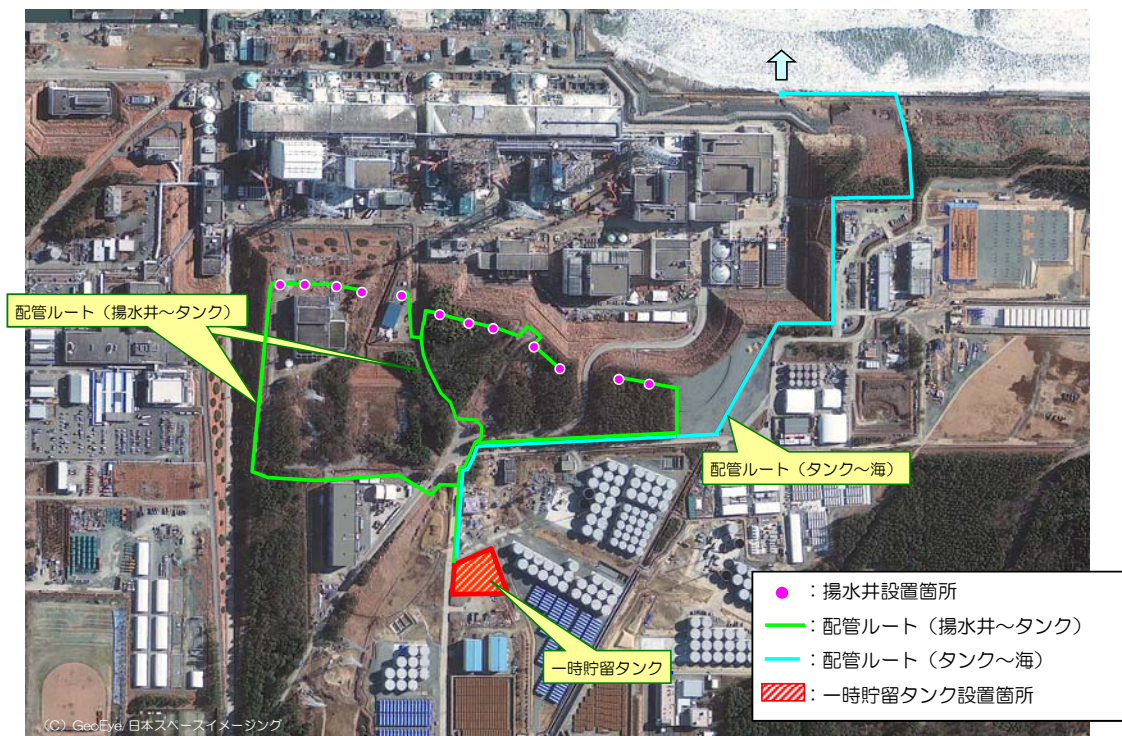


図2 地下水バイパスの設備

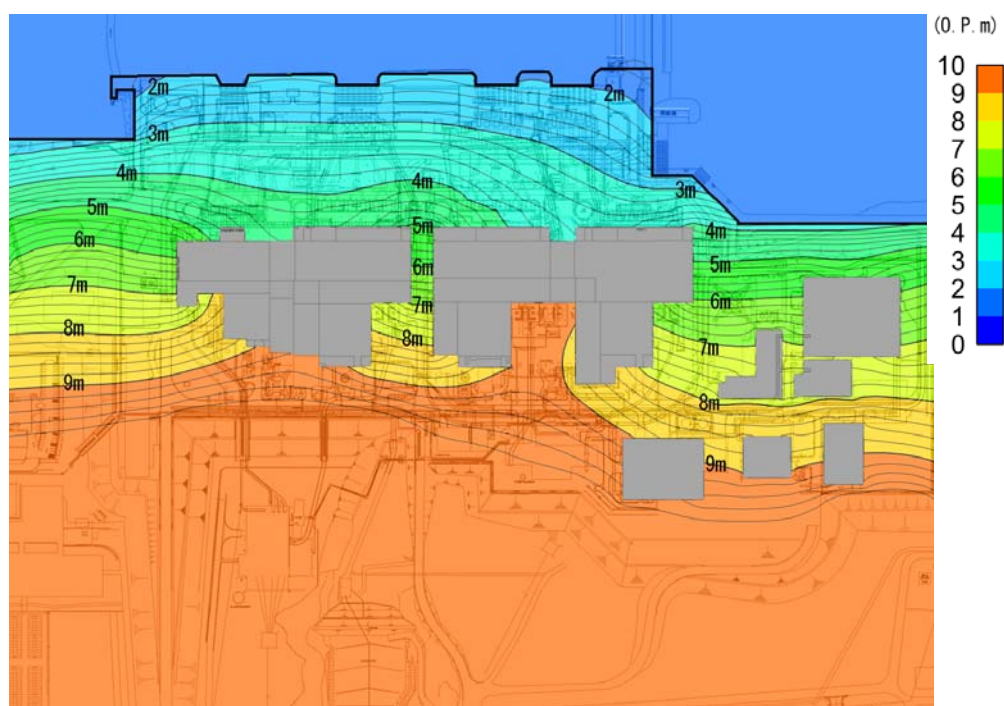


図3 建屋周りの地下水位（現況）

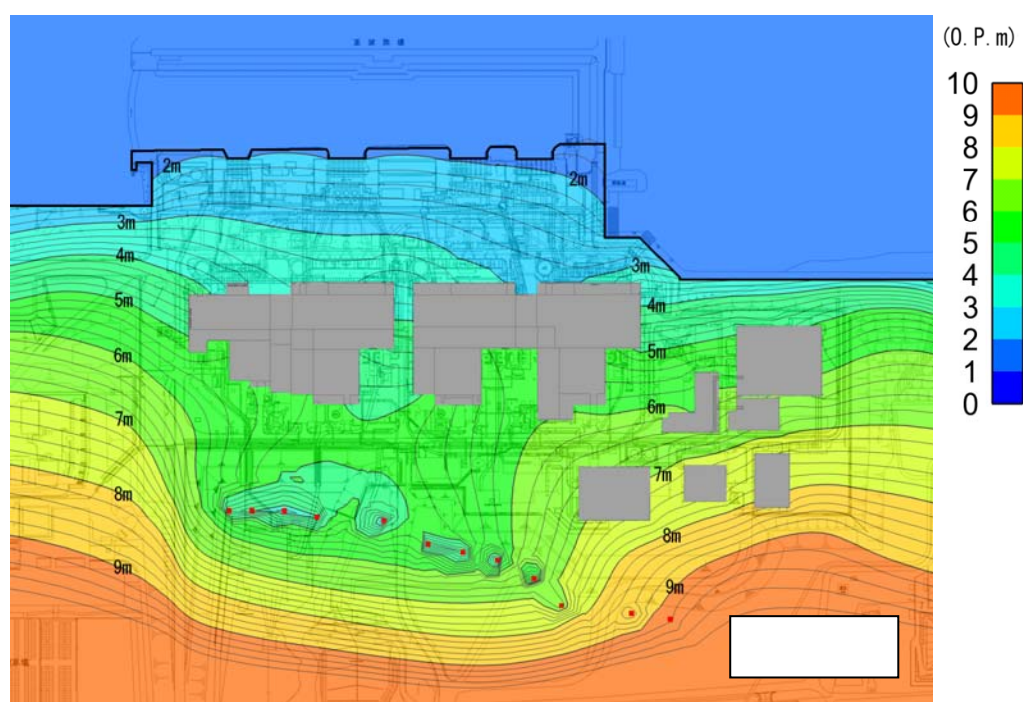


図4 建屋周りの地下水位（地下水バイパス実施後）

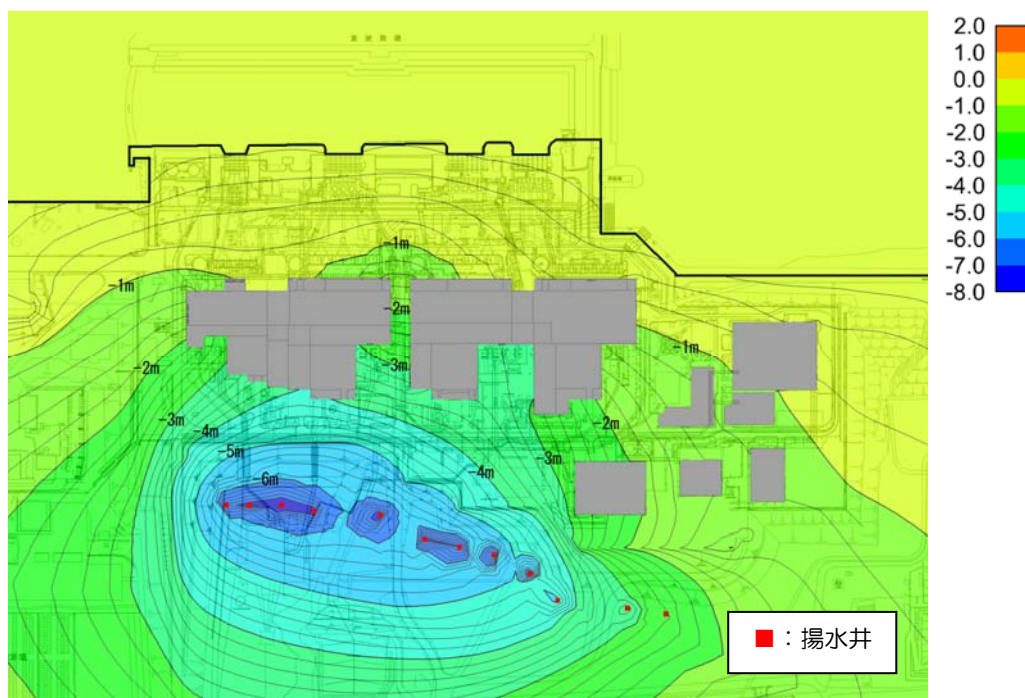


図5 建屋周りの地下水位の低下量（現況と地下水バイパス実施後の差分）

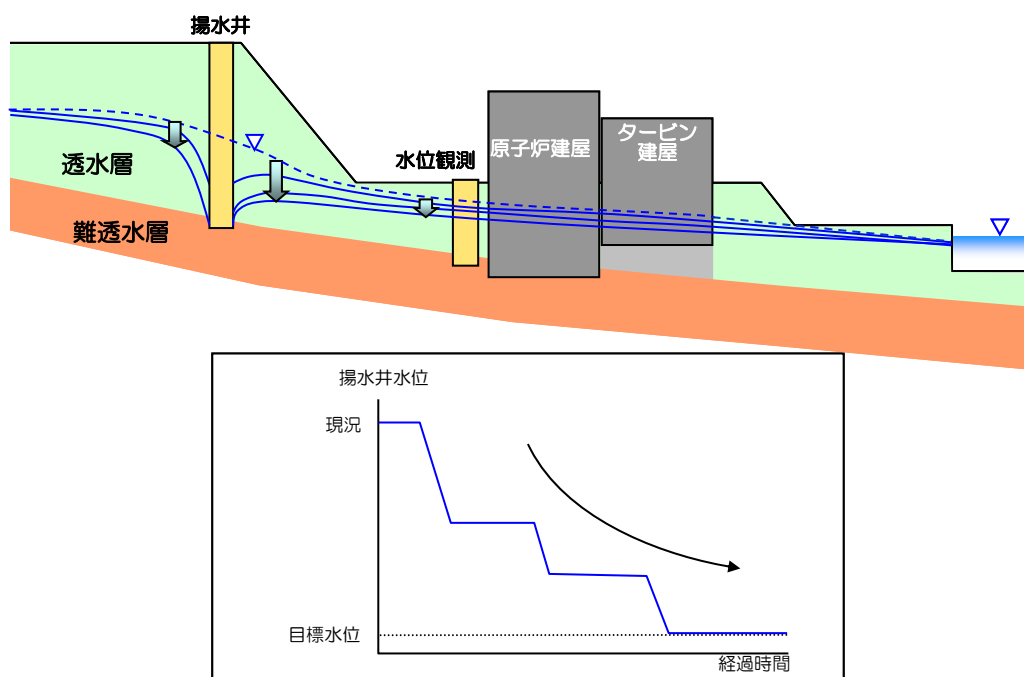


図6 段階的な地下水位低下のイメージ

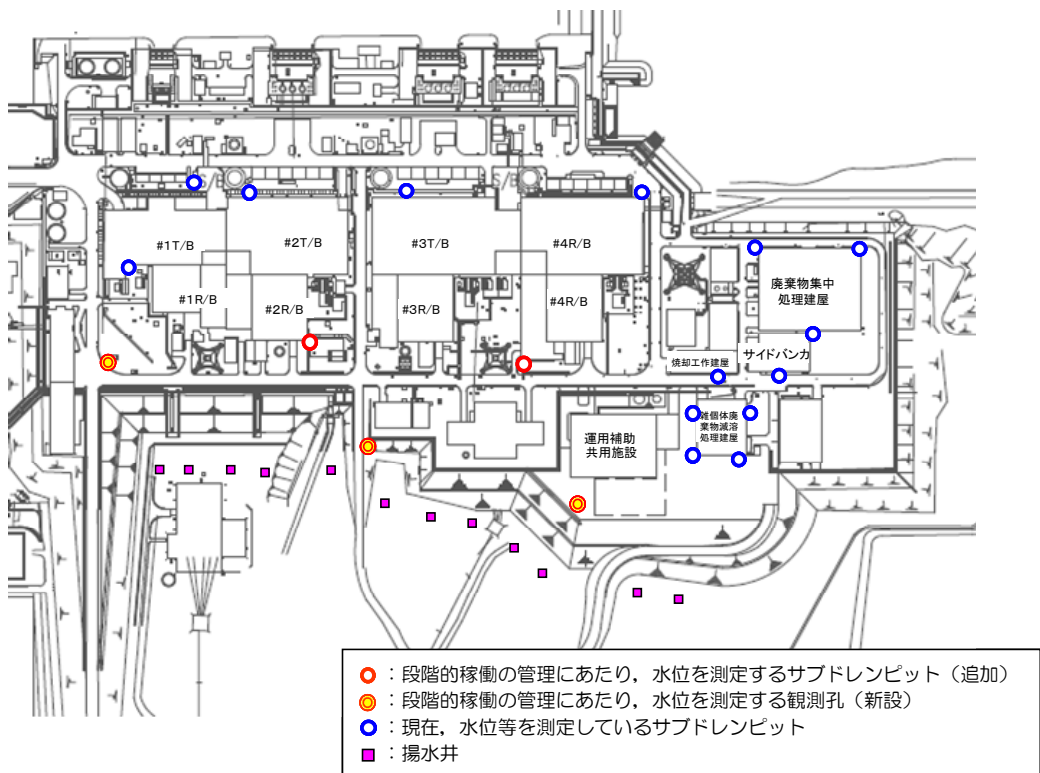
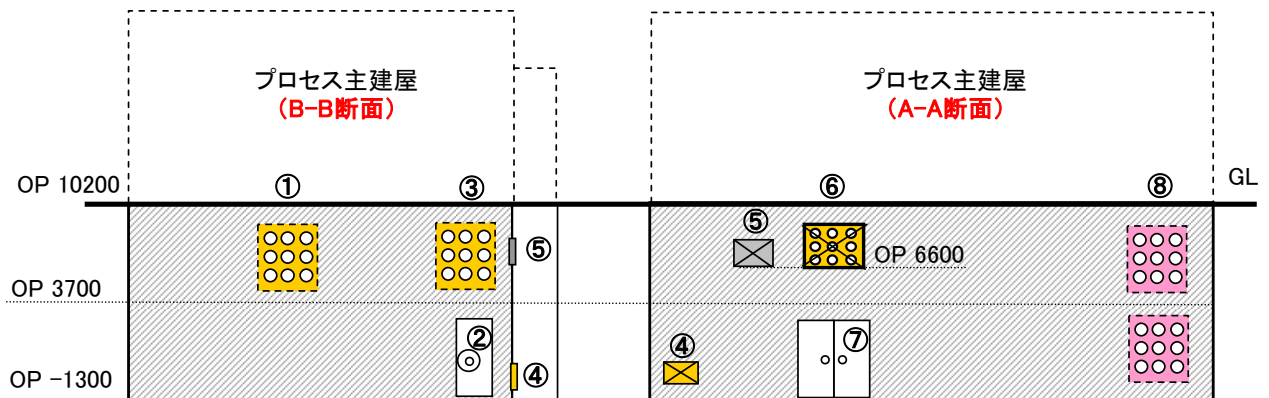
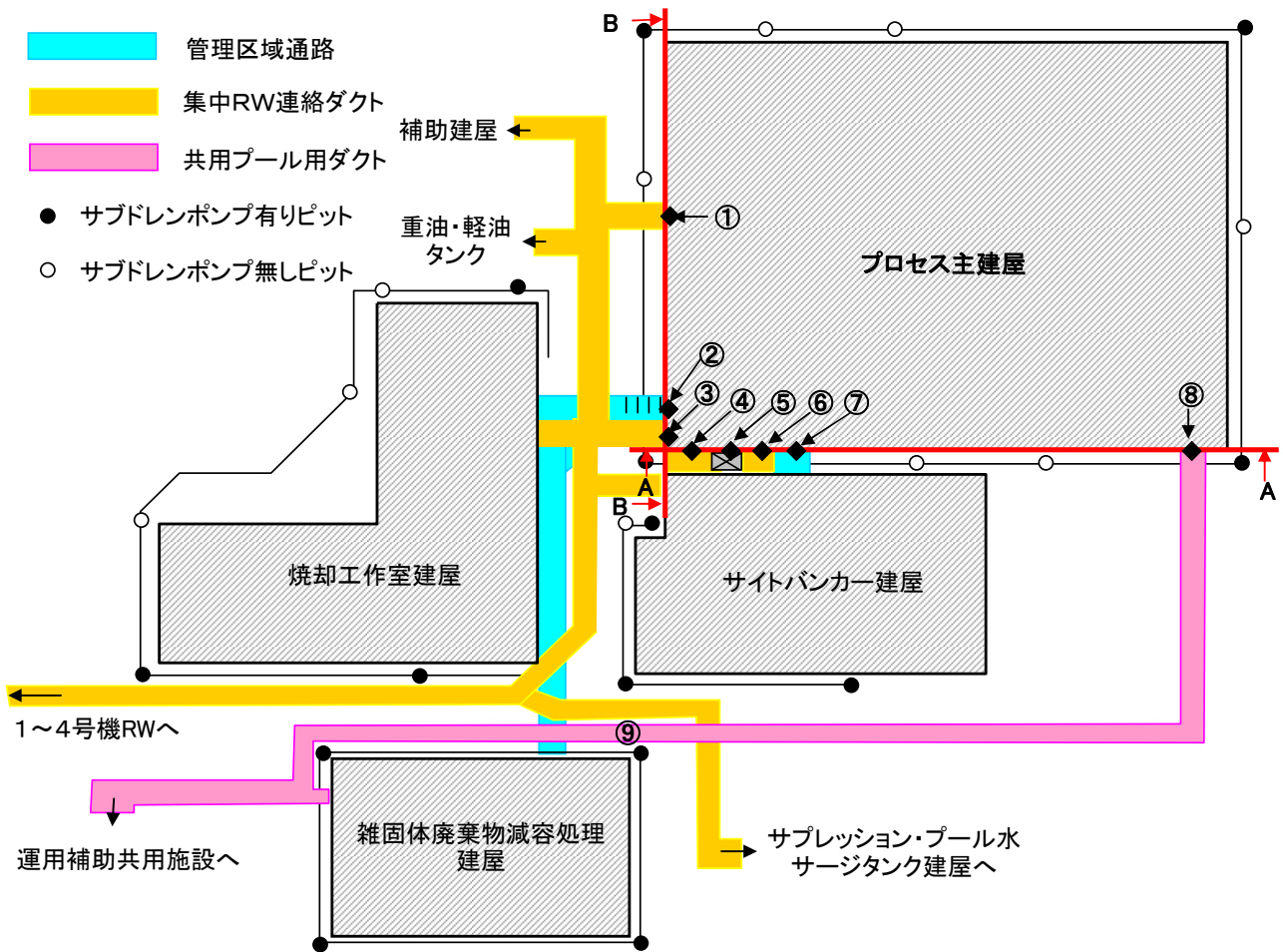


図7 モニタリング計画

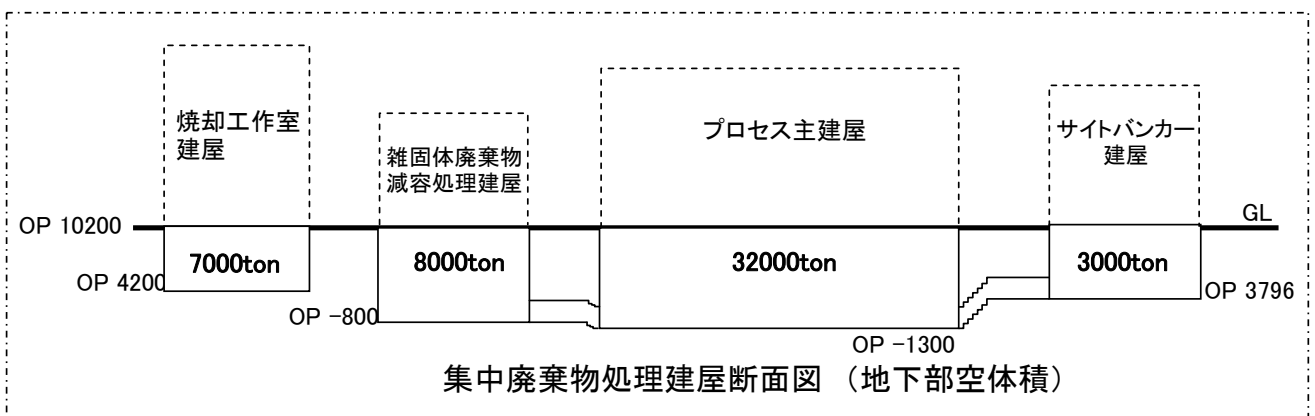
	平成 25 年											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
地下水バイパスの設置					現地工事							
					試運転、水質確認							

図8 計画工程

プロセス主建屋の貫通部の止水措置

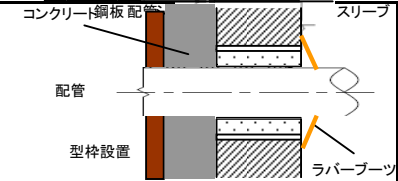
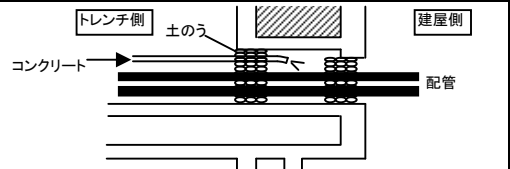
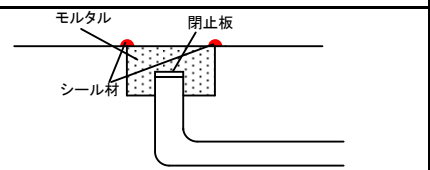
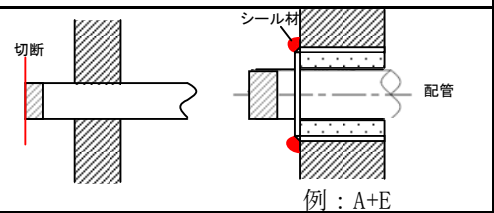
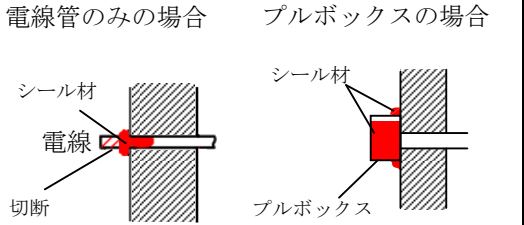
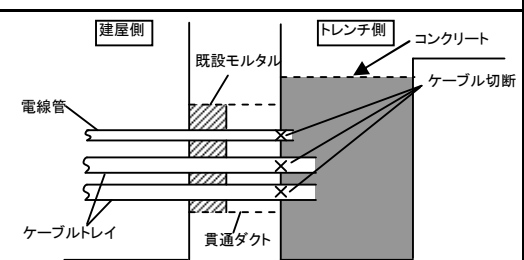


プロセス主建屋位置関係図



集中廃棄物処理建屋断面図 (地下部空体積)

貫通部止水工事 施工方法について

	型枠を設置してコンクリートを充填する。		B
	開口部の両端に土のうを積み開口内部にコンクリートを充填する。		C
	ファンネル流入口に閉止板を設置し、モルタルをファンネル内に充填した後、床面と充填したモルタルの境界表面にシール材を塗布する。		D
	配管を切断し、閉止板を溶接にて取り付けることにより閉塞する。		E
電線管	電線管切断後、シール材を充填する。		F
	トレンチ側の電線を切断し、コンクリートで充填する。		G

設備	処置方法	概要図	記号
ダクト	ダクトを切断し、プレートを取り付けて閉止した後、溶接箇所シーリング材を塗布する。		H1
	ダクトに閉止板を設置し、型枠との隙間にコンクリートを充填する。		H2
煙道	煙道出口に閉止板を設置した後、コンクリートを充填して閉塞する。		I
扉	型枠を設置した後、コンクリートを充填することで閉塞する。		J
トレンチ	地上との貫通部よりコンクリートを充填する。		K
予備スリーブ	予備スリーブの加工箇所の壁面、モルタル充填部表面にシーリング材を塗布		L

プロセス主建屋の健全性 ひび割れの漏えい対策

1 はじめに

プロセス主建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から、ひび割れ点検を行うとともに、ひび割れ箇所の補修を行った。

2 現場確認方法

プロセス主建屋のひび割れ点検は、日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

3 点検結果及び評価

点検では、新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが、縦方向のひび割れであることから、経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

その他のひび割れについても、ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから、通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また、プロセス主建屋は、不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること、地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから、止水性は確保されているものと考えられるが、地下外壁のひび割れ部の補修を行い、水密性を高めるものとする。

4 ひび割れ補修

4.1 補修範囲

ひび割れの補修は、プロセス主建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか、目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。プロセス主建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1 ひび割れ補修本数

	部 位	実施本数 (0.3mm 以上のひび割れ)
プロセス主建屋	地下 1 階	59
	地下 2 階	249

4.2 補修方法

- ・ 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- ・ 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し、当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）



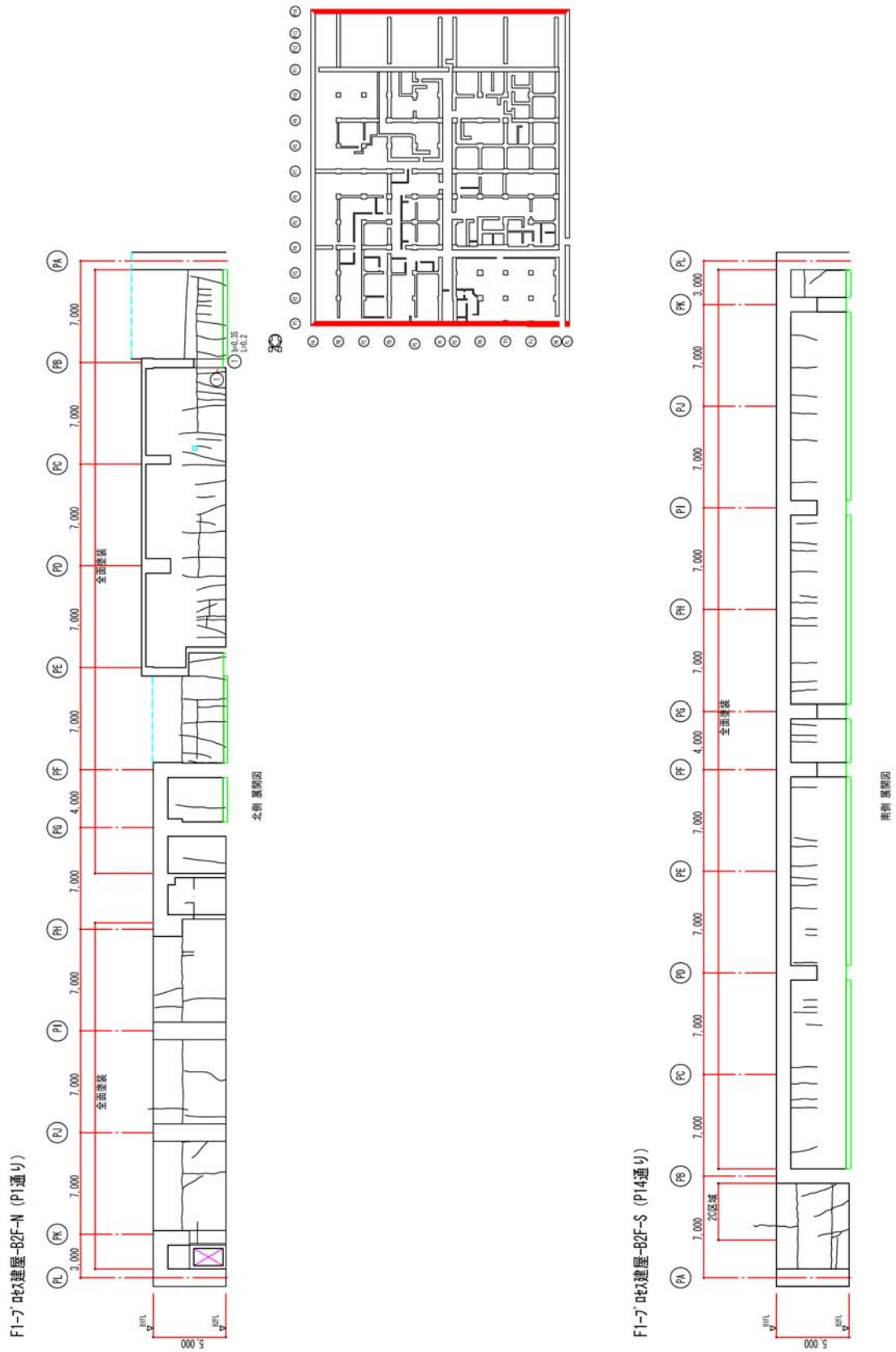


図2 地下2階展開図 北壁, 南壁

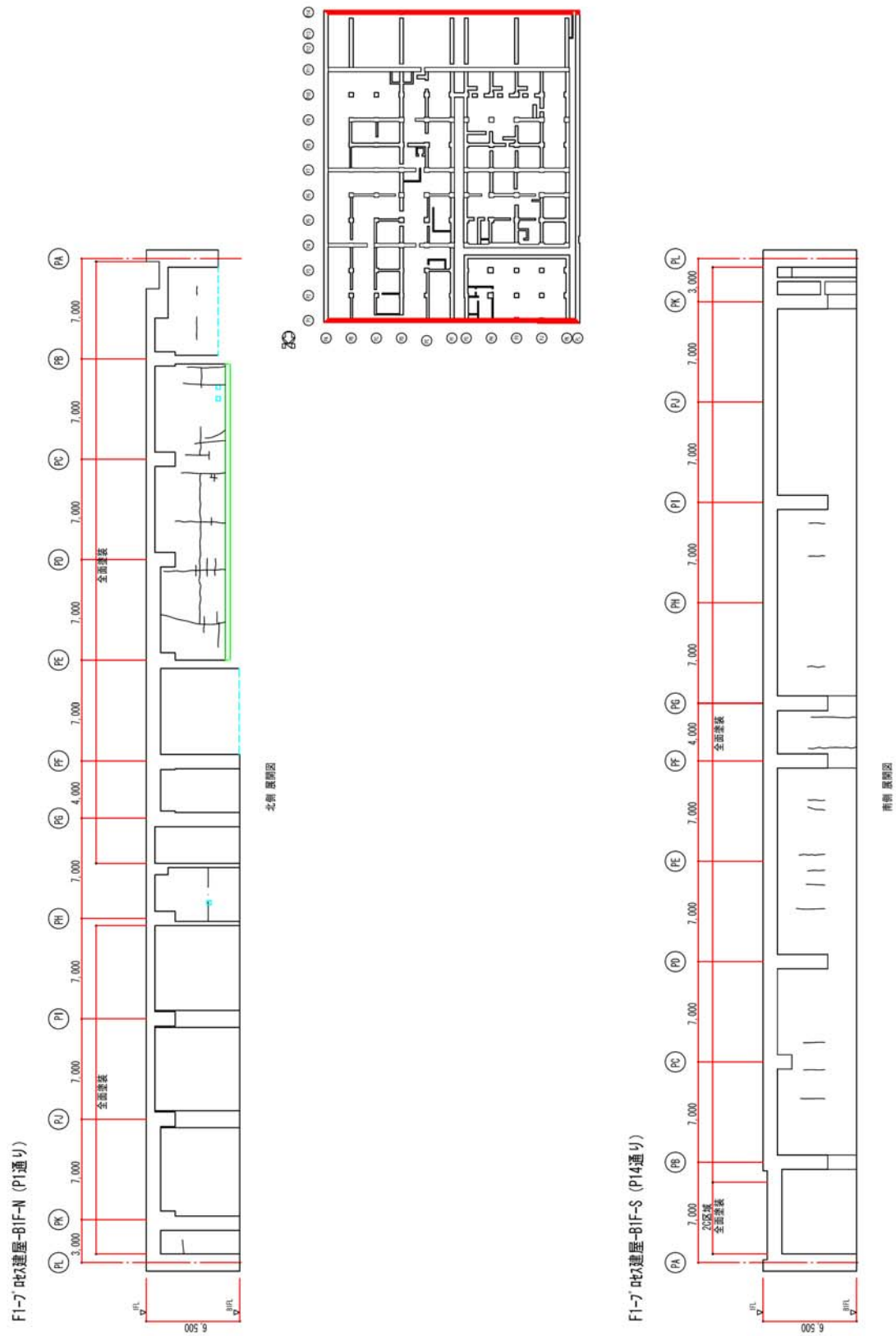
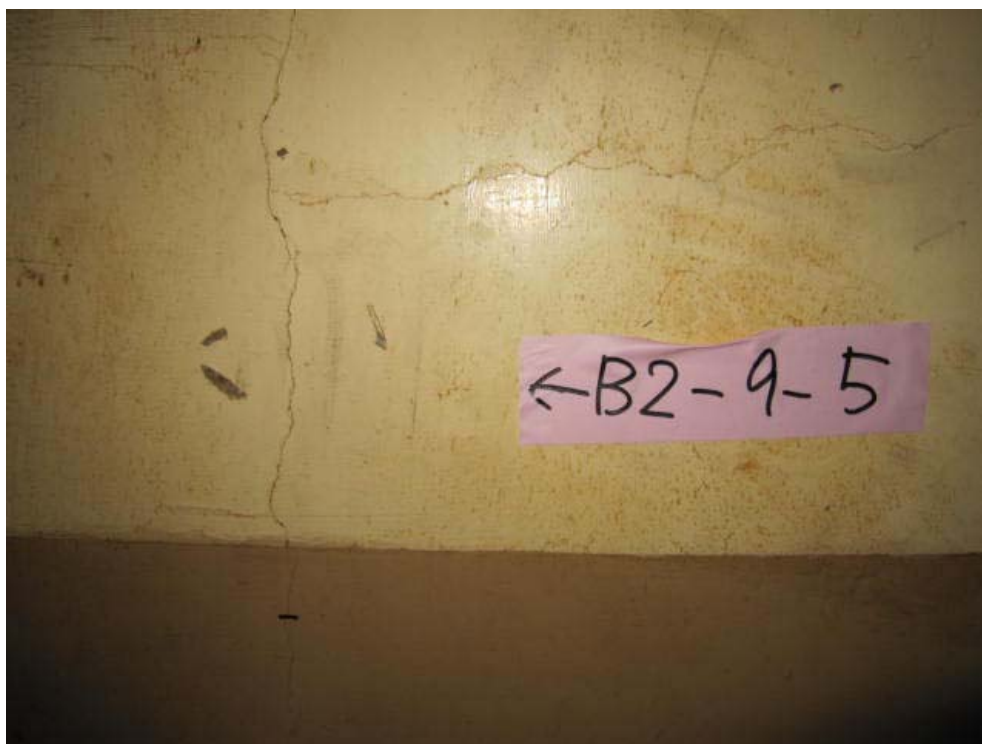


図4 地下1階展開図 北壁，南壁

7 幅 0.3mm 以上のひび割れ補修状況



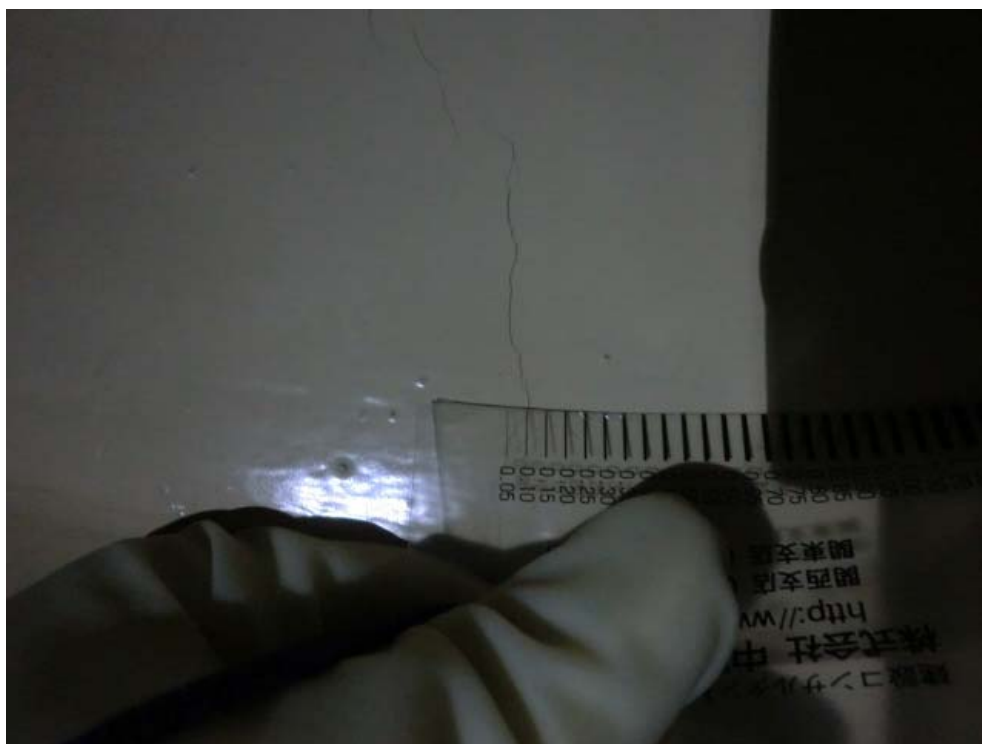
補修前



補修後

図 5 幅 0.3mm 以上のひび割れ補修状況

8 幅 0.3mm 未満のひび割れ補修状況



補修前



補修後

図 6 幅 0.3mm 未満のひび割れ補修状況

プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

1 建屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm 程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図 1 に示す。

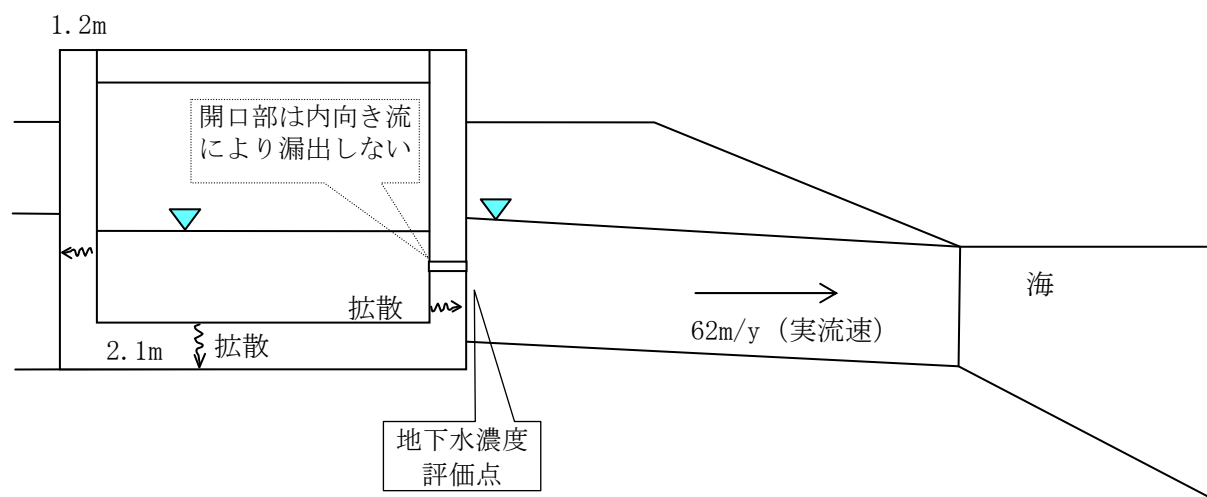


図1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図1の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon c \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon c \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \dots\dots\dots (3) \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned}$$

- R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
 Cw : 廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m³)
 $Cw0$: 廃液中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m³)
 Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m²)
 Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m²/s)
 $Cc(z, t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m³)
 $\cdot$: 崩壊定数 (1/s)
 L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
 Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) $= 1 + \frac{1 - \varepsilon c}{\varepsilon c} \cdot \rho c \cdot Kdc$
 $\cdot c$: コンクリートの間隙率 (-)
 $\cdot c$: コンクリートの粒子密度 (kg/m³)
 Kdc : コンクリートの分配係数 (m³/kg)
 Tc : 廃液貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表1に示す。

表1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m ³)	I-131 : 1.3E+13 Cs-134 : 3.1E+12 Cs-137 : 3.0E+12	2011/3/27 採水 2号機タービン建屋 滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m ²)	底面積 : 5834.24 側面積 : 1751.04	底面積 : 84.8W×68.8L 側面積 : 84.8W, 68.8L, 5.7H の4 側面
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m ² /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m ³)	2700	単位体積重量 2.15 t/m ³ と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7 (t/m ³)
コンクリートの分配係数 (m ³ /kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地 下水のセメントモルタルの値をオ ーダーでまらめた。
コンクリート健全部のダルシー 流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保 守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m ²)	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62 m/y ($2\text{E-}5\text{m/s} \times 0.04 / 0.41$) ダルシー流速 = 実流速 $\times 0.41$
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び図 3 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、100 年以内に建屋を解体撤去することにより、建屋外への移行は、環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である $8 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ を下回る値となる。

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

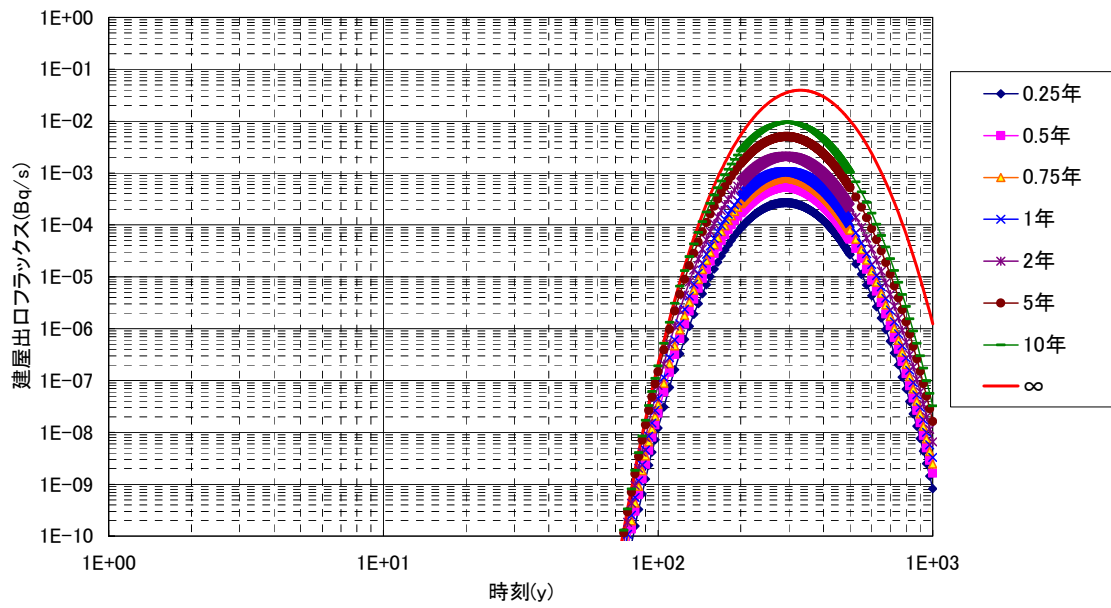


図2 建屋からの流出フラックス
(プロセス主建屋 側壁 1. 2 m)

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

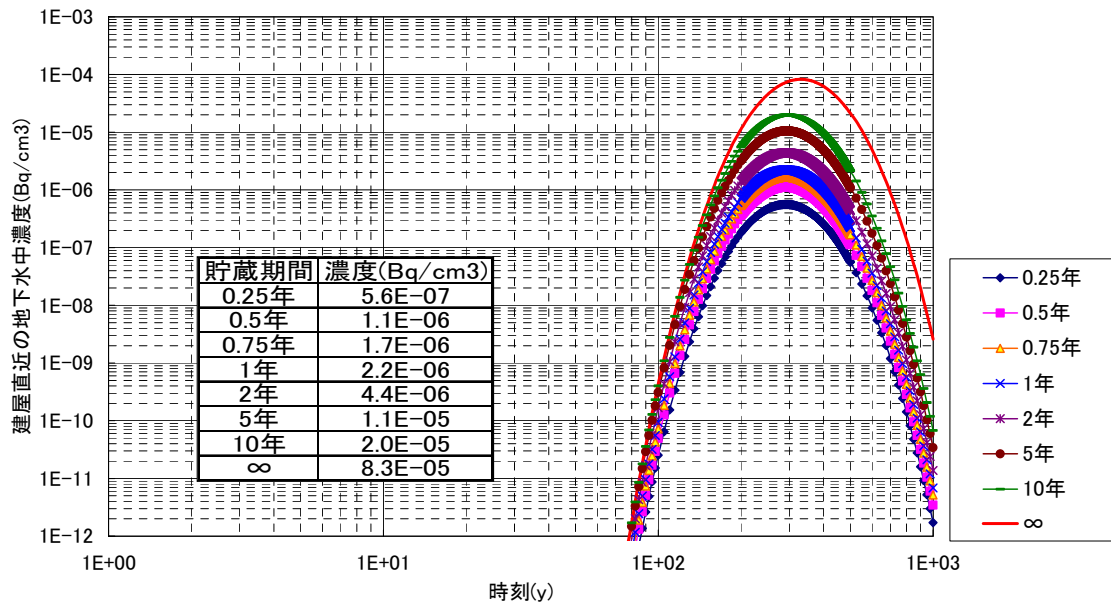
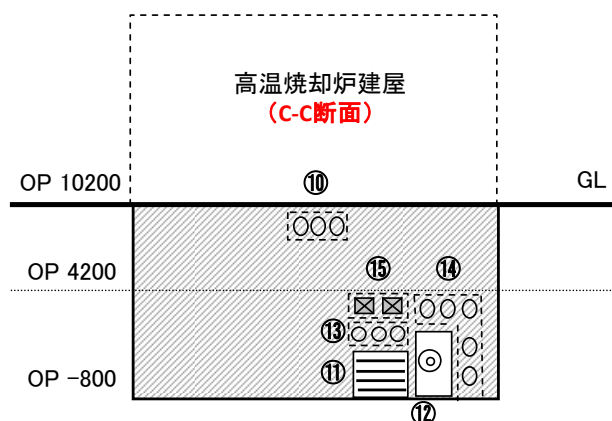
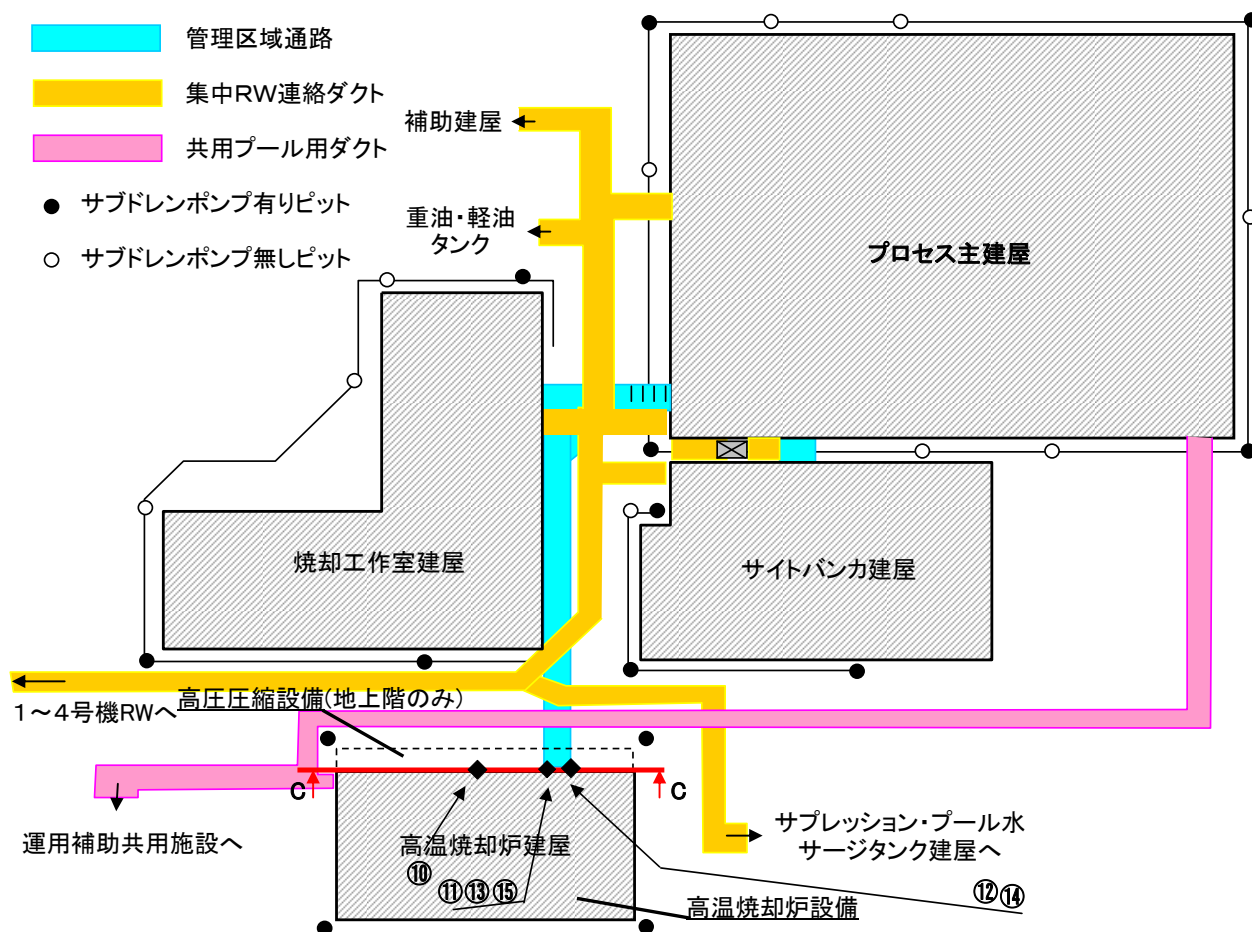
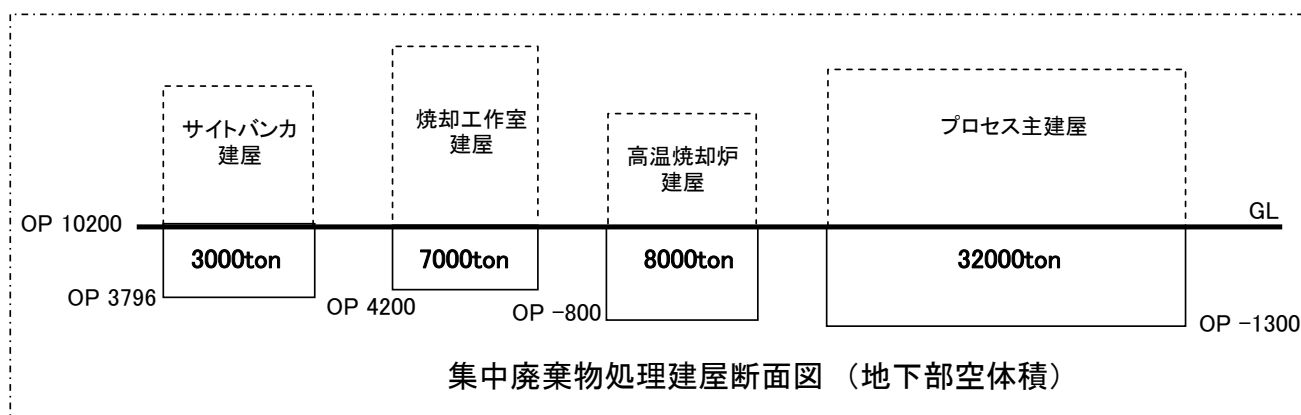


図3 建屋直近の放射性物質の濃度
(プロセス主建屋 側壁 1. 2 m)

高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置



高温焼却炉建屋位置関係図



高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策

1 はじめに

高温焼却炉建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から、ひび割れ点検を行うとともに、ひび割れ箇所の補修を行った。

2 現場確認方法

高温焼却炉建屋のひび割れ点検は、地下外壁を対象とし、日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

3 点検結果及び評価

点検では、新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが、縦方向のひび割れであることから、経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

また、その他のひび割れについても、ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから、通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また、高温焼却炉建屋は、不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること、地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから、止水性は確保されているものと考えられるが、地下外壁のひび割れ部の補修を行い、水密性を高めるものとする。

4 ひび割れ補修

4.1 補修範囲

ひび割れの補修は、高温焼却炉建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか、目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。高温焼却炉建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1 ひび割れ補修本数

	部 位	実施本数 (0.3mm 以上のひび割れ)
高温焼却炉建屋	地下 1 階	42
	地下 2 階	48

4.2 補修方法

- ・ 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- ・ 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し，当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）

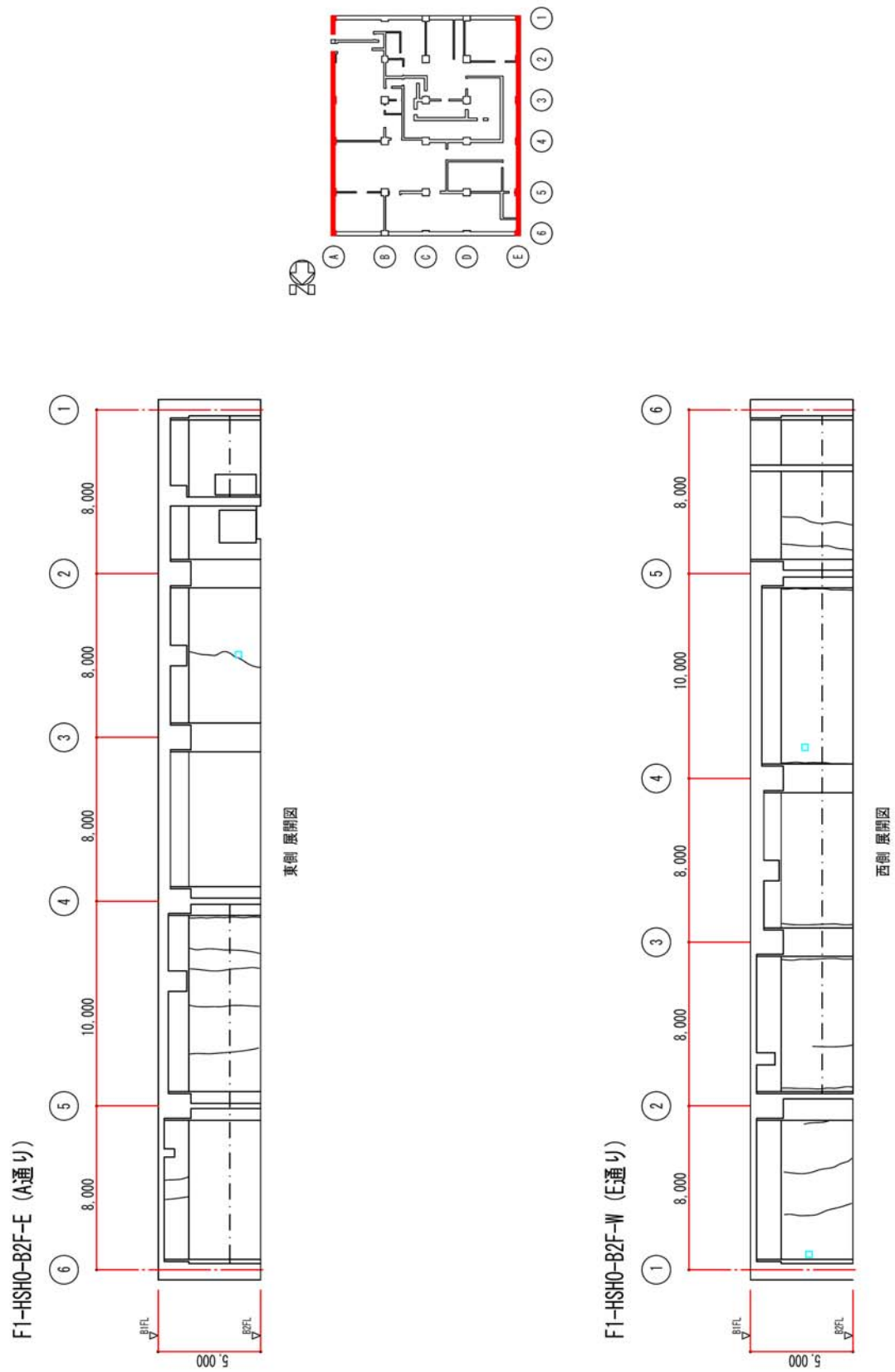


図1 地下2階展開図 東壁, 西壁

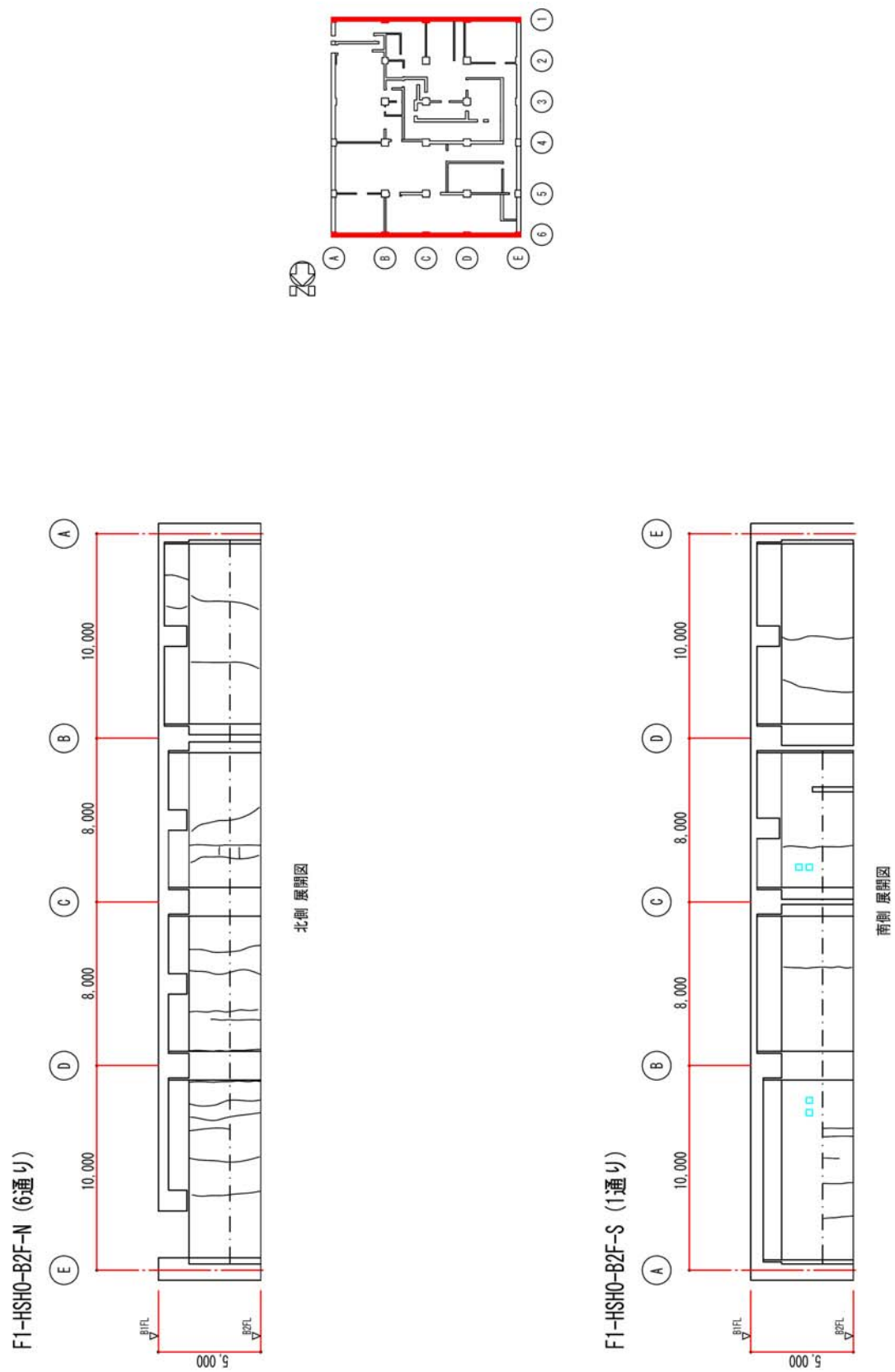


図2 地下2階展開図 北壁，南壁

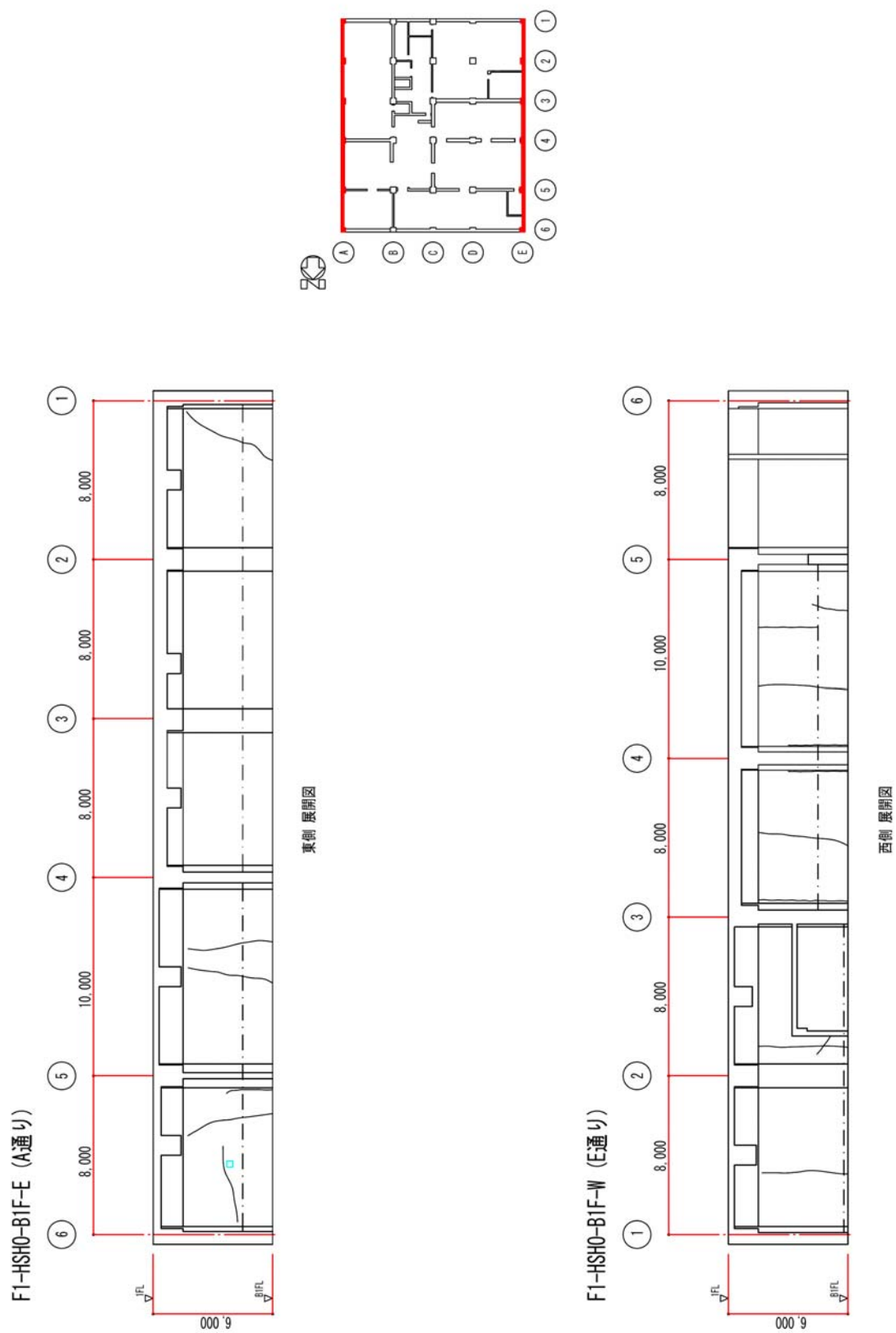


図3 地下1階展開図 東壁，西壁

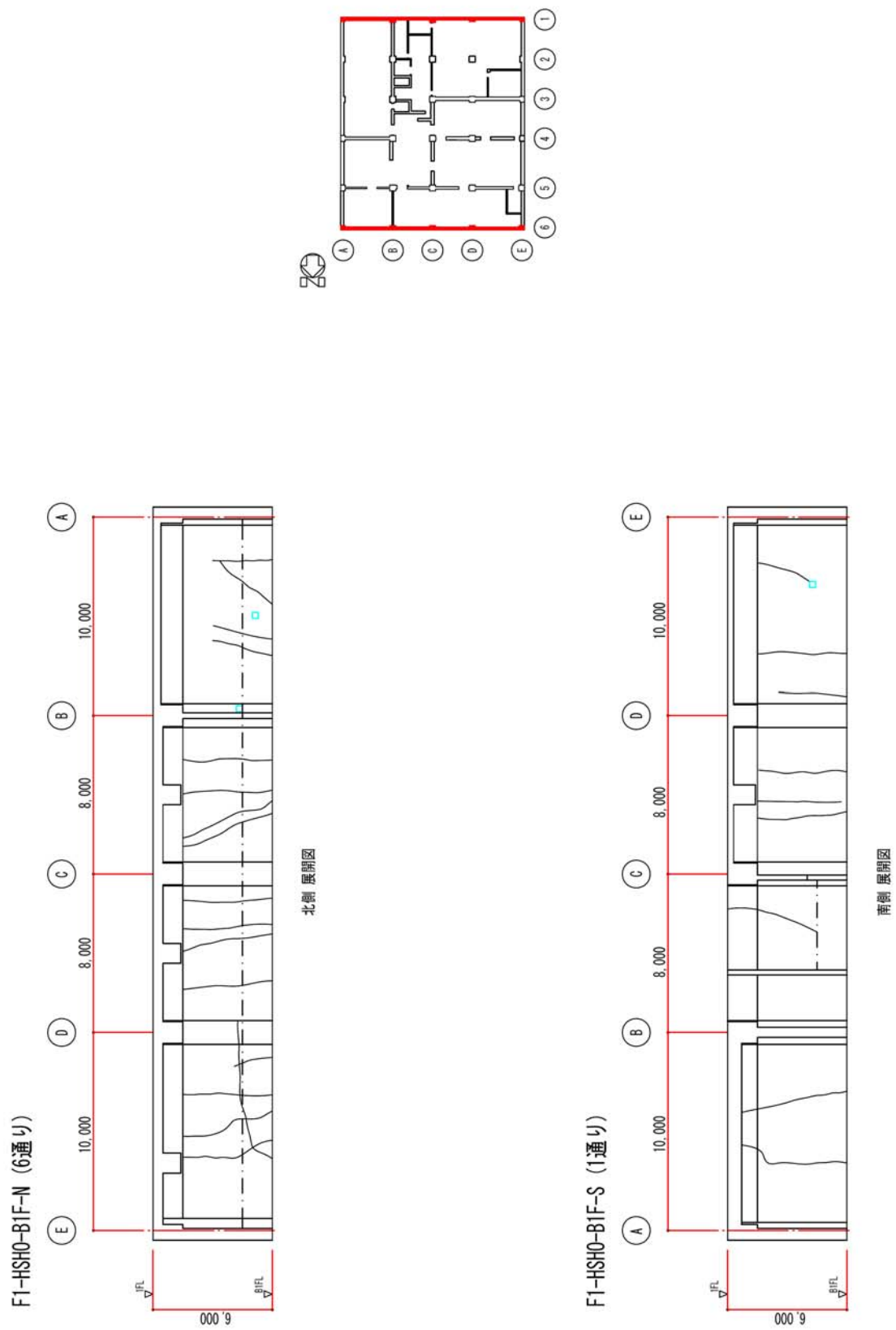
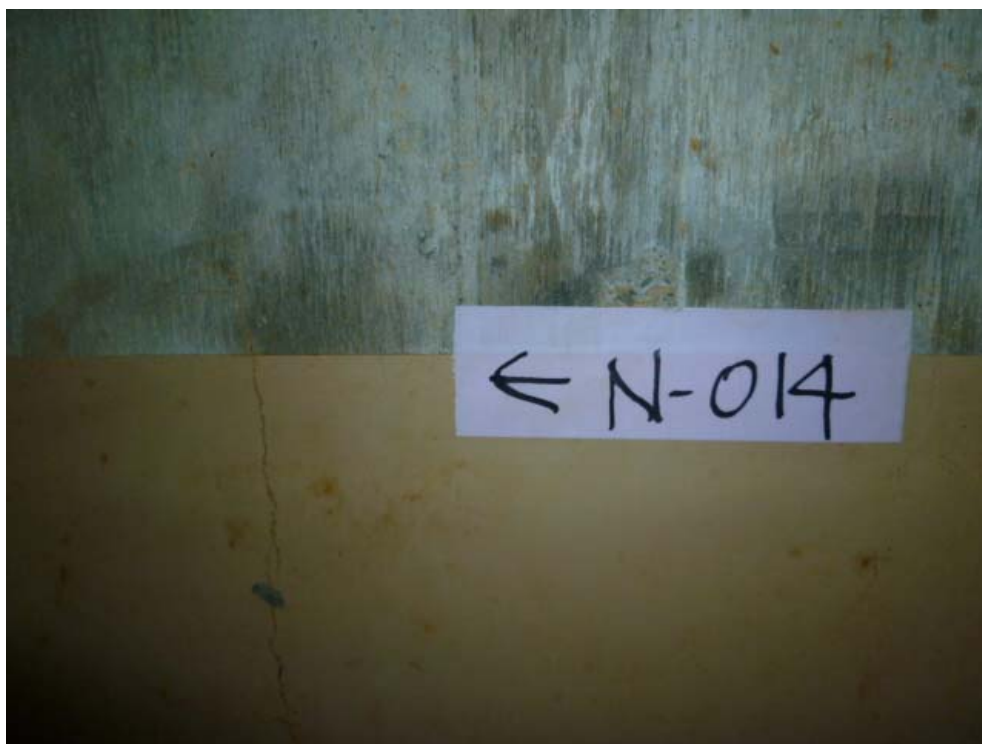
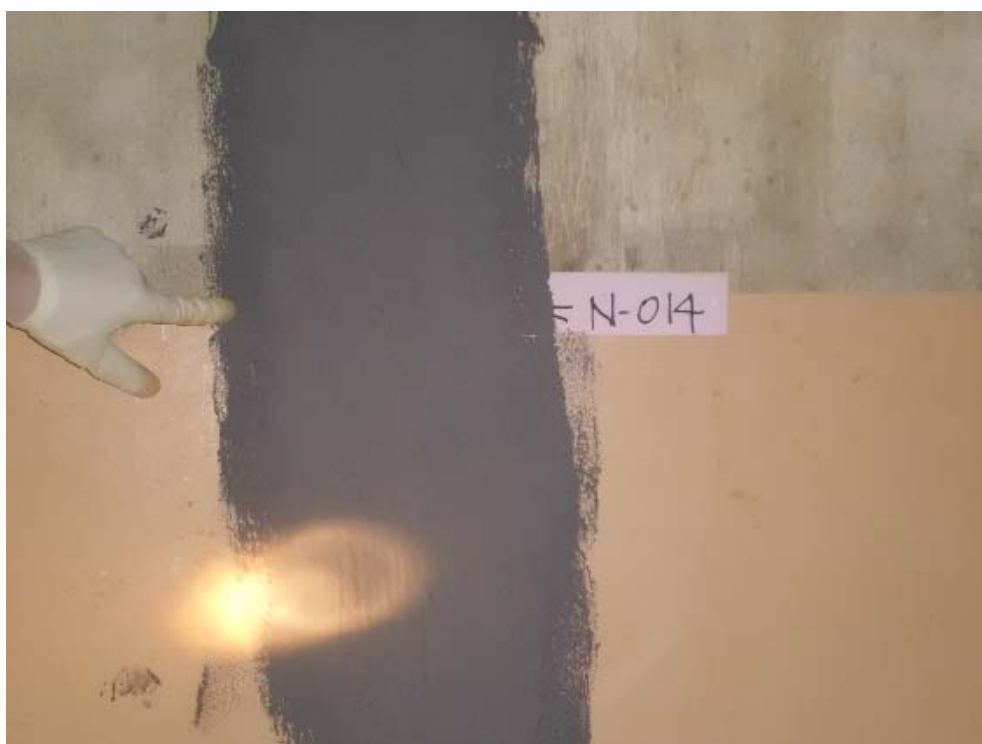


図4 地下1階展開図 北壁，南壁

7 ひび割れ補修状況（幅 0.3mm 以上のひび割れ）



補修前



補修後

図 5 ひび割れ補修状況（幅 0.3mm 以上のひび割れ）

高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

1 屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm 程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図 1 に示す。

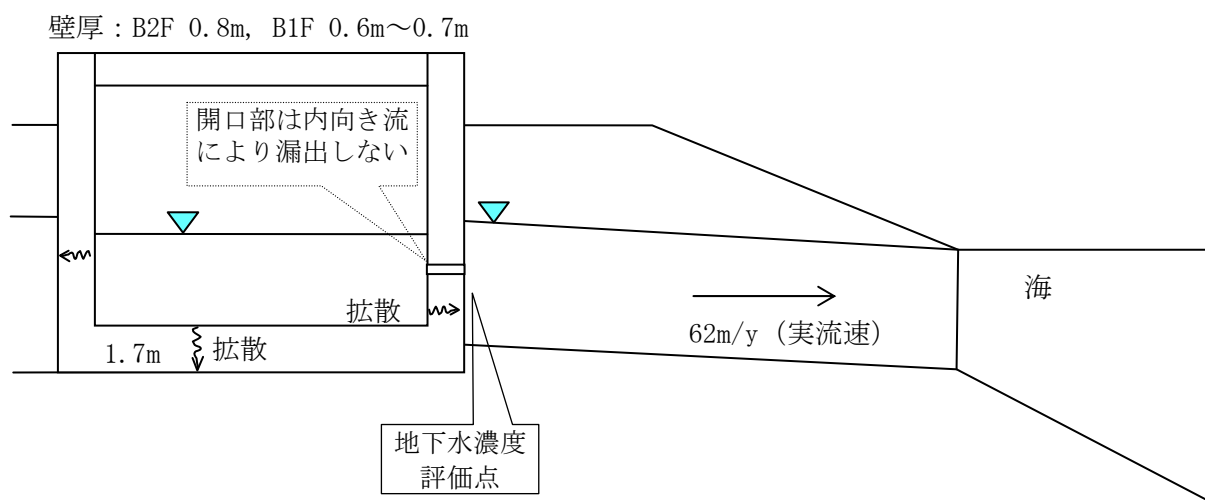


図 1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図 1 の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon c \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon c \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \dots\dots\dots (3) \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned}$$

- R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
 Cw : 廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m³)
 $Cw0$: 廃液中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m³)
 Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m²)
 Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m²/s)
 $Cc(z, t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m³)
 $\cdot$: 崩壊定数 (1/s)
 L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
 Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) $= 1 + \frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \cdot \rho c \cdot Kdc$
 $\cdot c$: コンクリートの間隙率 (-)
 $\cdot c$: コンクリートの粒子密度 (kg/m³)
 Kdc : コンクリートの分配係数 (m³/kg)
 Tc : 廃液貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表1に示す。

表1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m ³)	I-131 : 1.3E+13 Cs-134 : 3.1E+12 Cs-137 : 3.0E+12	2011/3/27 採水 2号機タービン建屋 滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m ²)	底面積 : 1465.56 側面積: B2F(壁厚0.8m) 768.0 B1F(壁厚0.6m) 414.96 B1F(壁厚0.7m) 174.42	底面積 : 41.4W×35.4L 側面積 : B2F 41.4W, 35.4L, 5.0H の4側面 B1F(壁厚0.6m) 壁厚0.6m, 0.65m 部分の長さ 109.2×3.8H B1F(壁厚0.7m) 壁厚0.7m 部分の 長さ 45.9×3.8H
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m ² /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m ³)	2700	単位体積重量 2.15 t/m ³ と間隙率 0.2より, 2.15/0.8=2.7 (t/m ³)

パラメータ	設定値	備考
コンクリートの分配係数 (m^3/kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。
開口部面積 (m^2)	実質 0	逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62 m/y ($2\text{E}-5\text{m/s} \times 0.04 / 0.41$) ダルシー流速 = 実流速 $\times 0.41$
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び図 3 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，30 年以内に建屋を解体撤去することにより，建屋外への移行は，環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である $8 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ を下回る値となる。

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

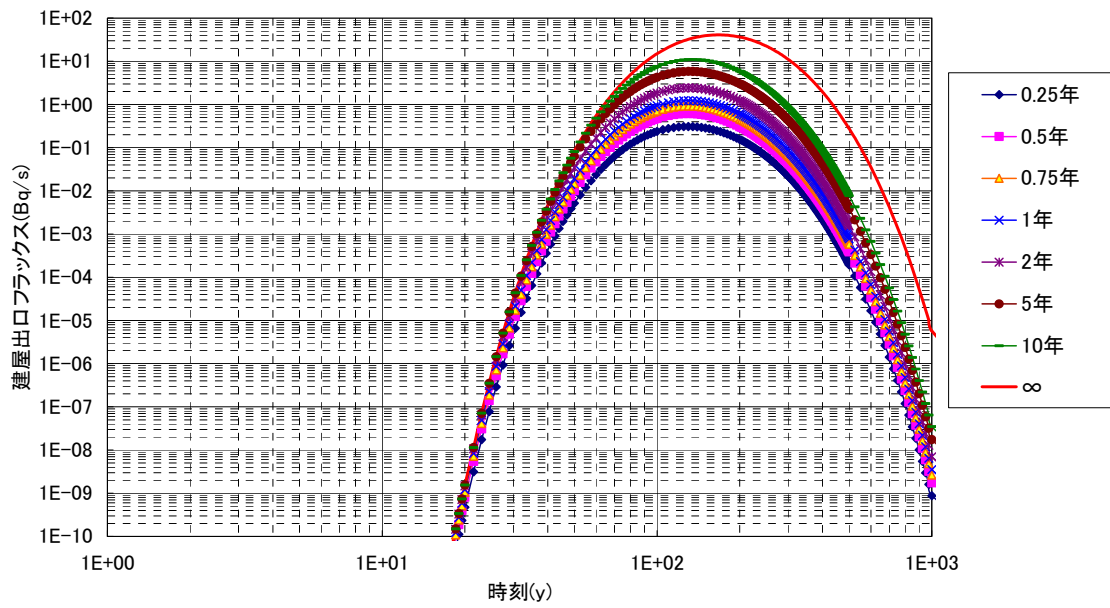


図2 建屋からの流出フラックス
(高温焼却炉建屋)

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

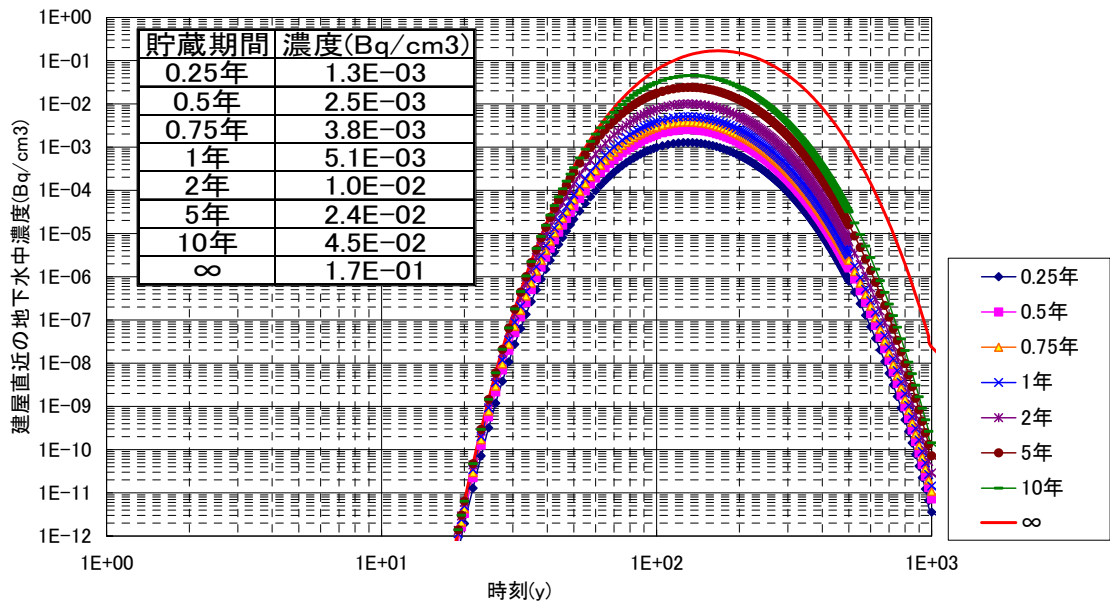


図3 建屋直近の放射性物質の濃度
(高温焼却炉建屋)

1 ～ 4 号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

1 建屋外への放射性物質の移行

高レベル放射性汚染水（以下、「滞留水」という。）が建屋の地下に滞留した場合、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高くなったときに圧力差による滞留水の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

滞留水を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm 程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水頭差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図 1 に示す。

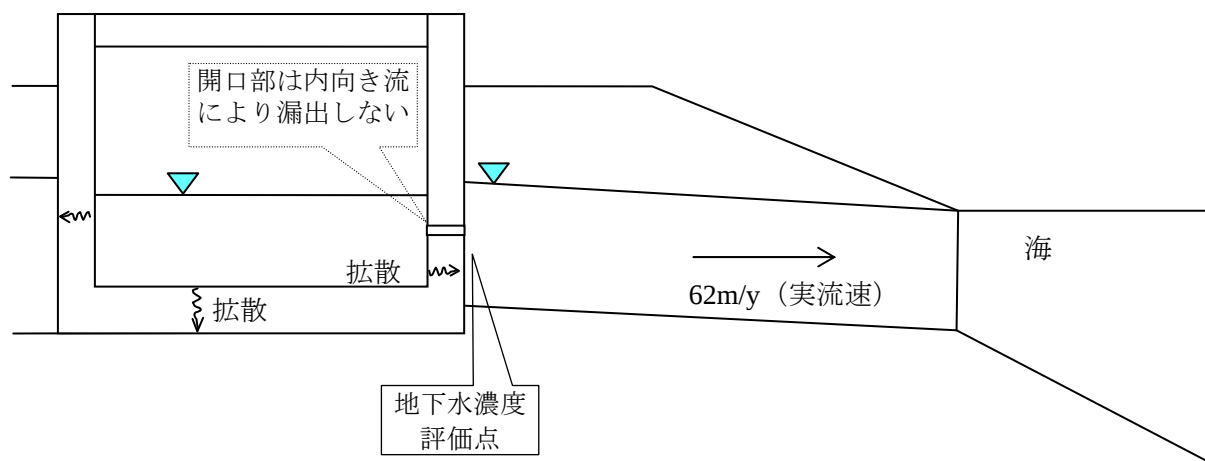


図 1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図 1 の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流が生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon c \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon c \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \dots\dots\dots (3)$$

- R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
 Cw : 滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m³)
 $Cw0$: 滞留水中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m³)
 Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m²)
 Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m²/s)
 $Cc(z,t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m³)
 λ : 崩壊定数 (1/s)
 L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
 Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) = $1 + \frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \cdot \rho c \cdot Kdc$
 εc : コンクリートの間隙率 (-)
 ρc : コンクリートの粒子密度 (kg/m³)
 Kdc : コンクリートの分配係数 (m³/kg)
 Tc : 滞留水貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表1に示す。

表1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m ³)	Cs-137: 1.5E+12	2011/7/17 採水_2 号機タービン建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m ²)	—	表2 (滞留水に接する表面積) 参照
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m ² /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m ³)	2700	単位体積重量 2.15 t/m ³ と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7 (t/m ³)
コンクリートの分配係数 (m ³ /kg)	I: 0 Cs: 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまらめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m ²)	実質 0	逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年，継続の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62m/y ($2\text{E-}5\text{m/s} \times 0.04 / 0.41$) ダルシー流速 = 実流速 $\times 0.41$
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び表 2 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，今後 3 年間程度に 1 ～ 4 号機の各建屋のコンクリート壁中から放射性物質が拡散により建屋外への漏えいする可能性は低いと考える。

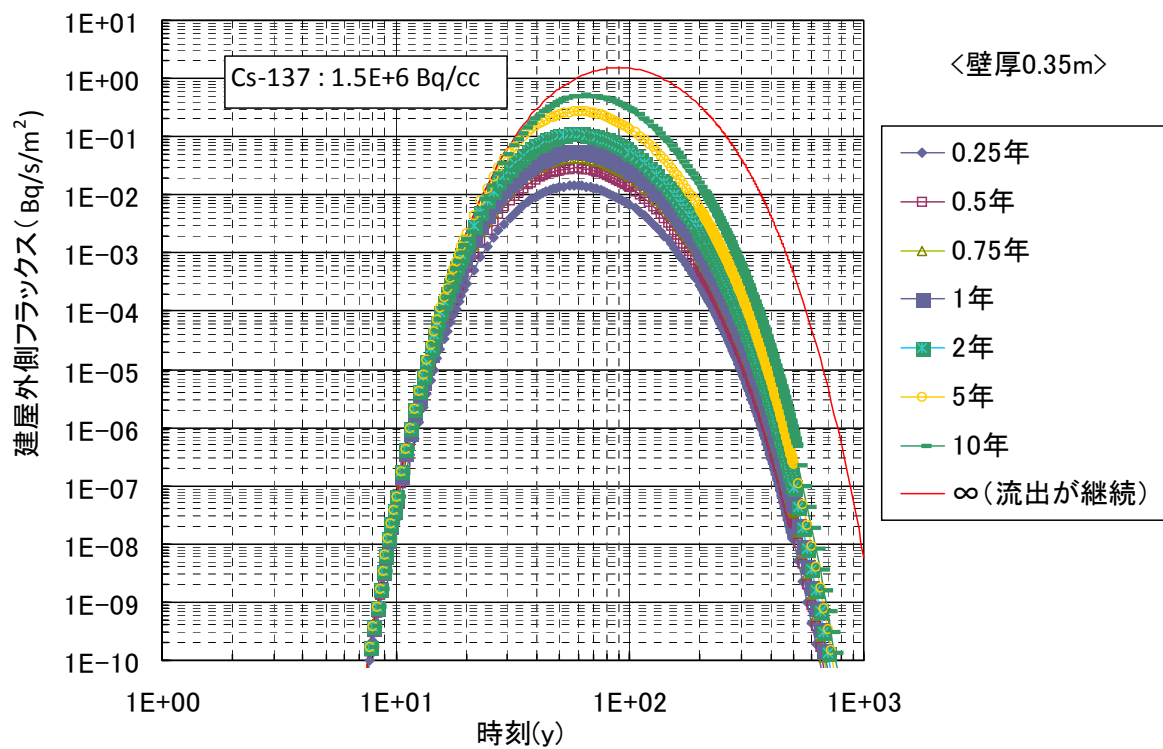


図2 (1) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.35m)

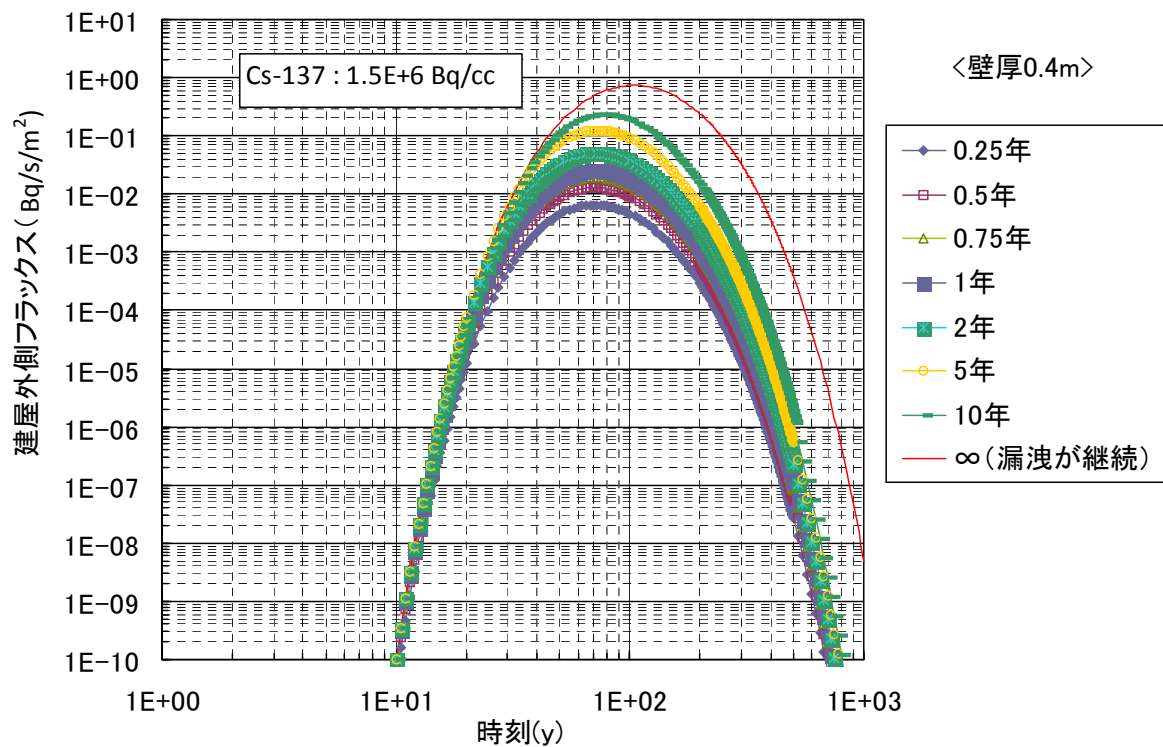


図2 (2) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.4m)

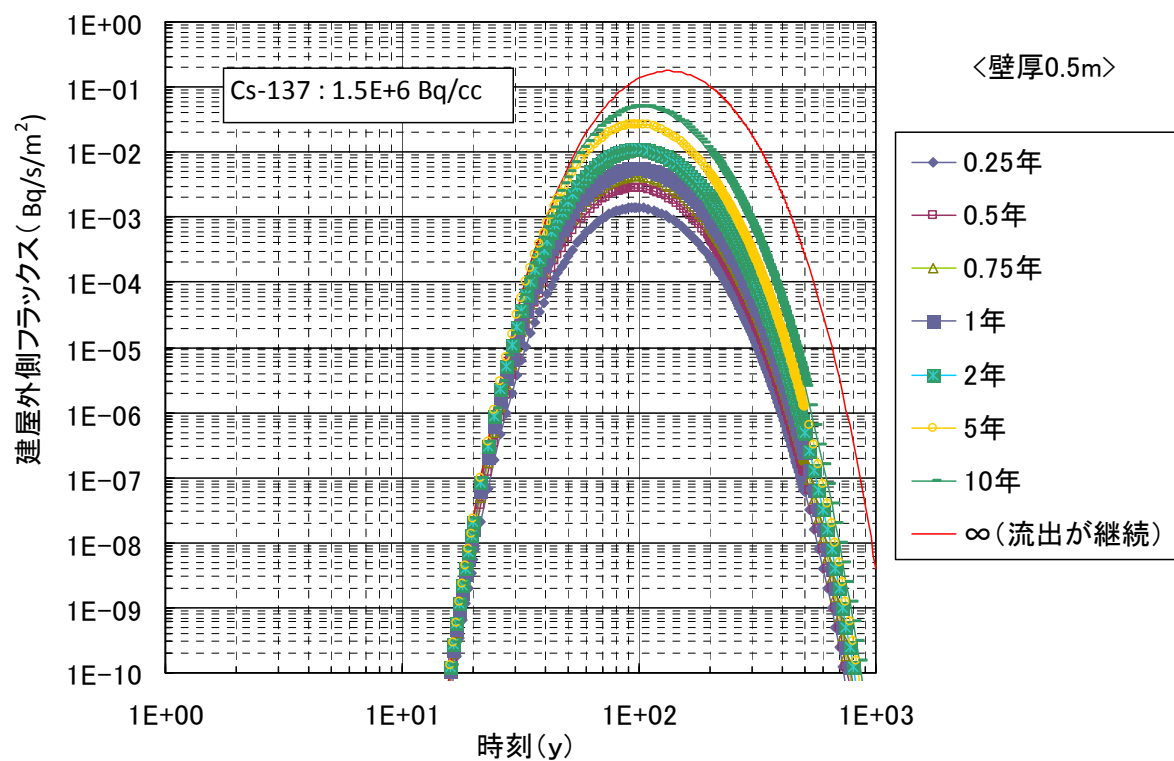


図2 (3) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.5m)

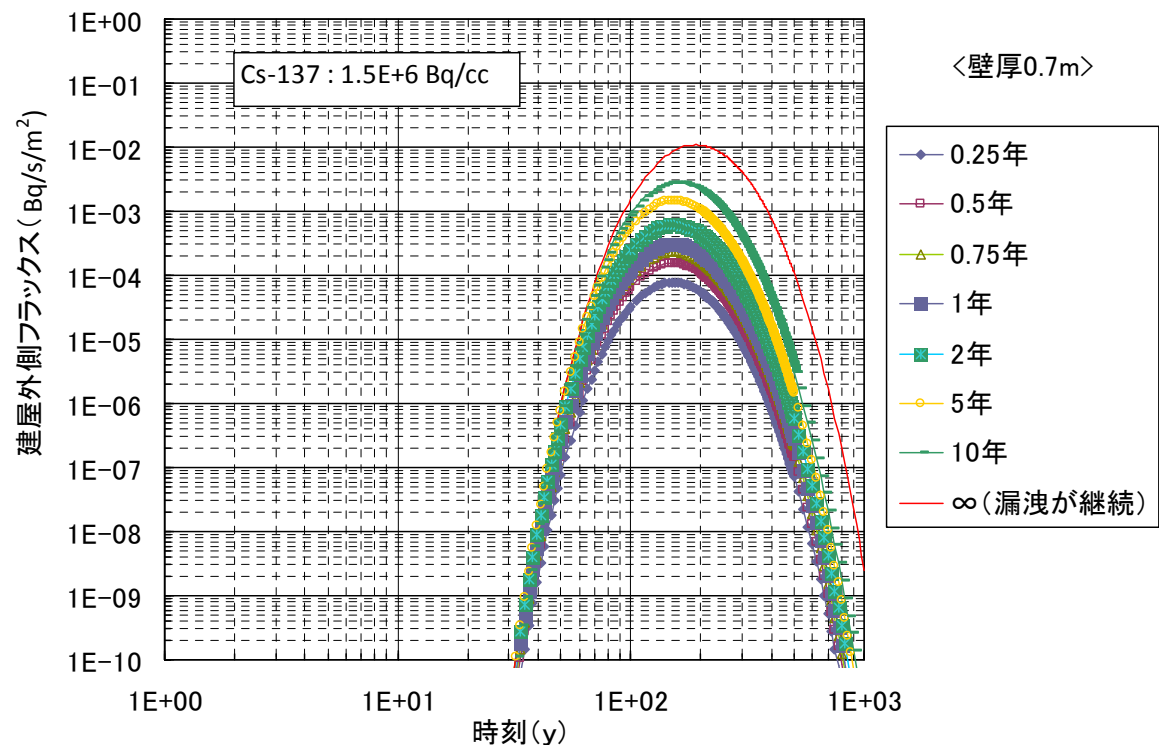


図2 (4) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.7m)

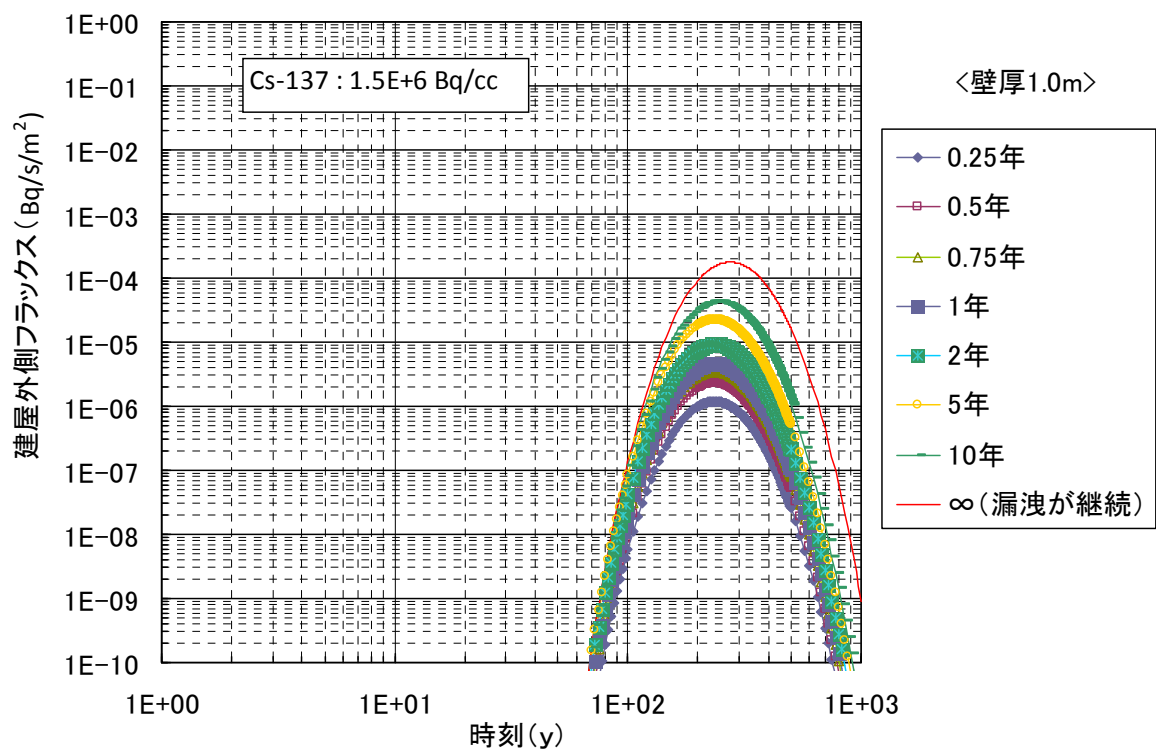


図2 (5) 建屋からの流出フラックス
(側壁 1.0m)

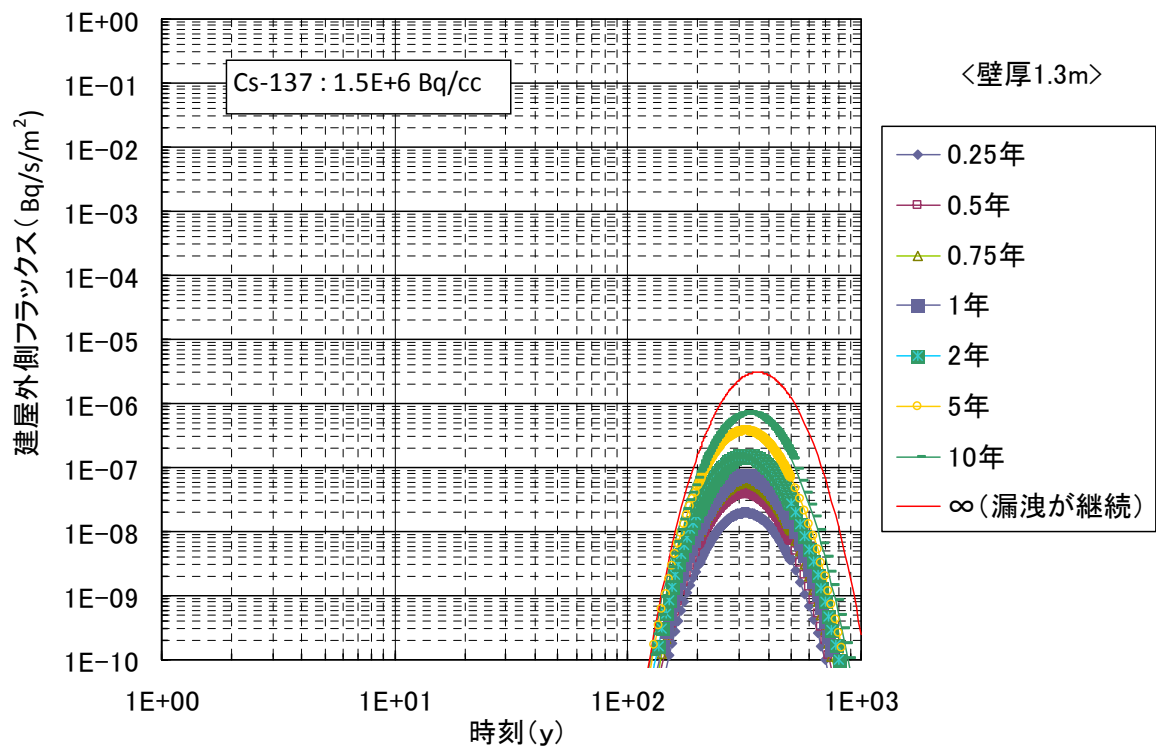


図2 (6) 建屋からの流出フラックス
(側壁 1.3m)

表2 建屋外への放射性物質移行量の評価

1号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.3	3040	42	200
T/B	0.5	6250	97	20
RW/B	0.5	1080	22	20

2号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.5	3760	47	200 ^{*1}
T/B	0.55	8530	105	20 ^{*2}
RW/B	0.7	1510	23	40

3号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200 ^{*1}
T/B	0.7	9800	128	40
RW/B	0.7	2050	23	40

4号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200 ^{*1}
T/B	0.5	8410	106	20 ^{*1}
RW/B	0.7	2760	36	40

	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	トレンチの南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
2号炉トレンチ	0.4	1380	7	13
3号炉トレンチ	0.4	1180	6	13
4号炉トレンチ	0.35	1090	5	10

*1: 壁厚1.3mで評価

*2: 壁厚0.5mで評価

2.7 電気系統設備

2.7.1 基本設計

2.7.1.1 設置の目的

特定原子力施設に対して、必要な外部電源及び非常用所内電源を確保し、特定原子力施設の機能を達成するために必要とする電力を供給できる電気系統設備を設置する。

2.7.1.2 要求される機能

- (1) 特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器に対し、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。
- (2) 外部電源は、異なる送電系統で2回線以上であること。
- (3) 非常用所内電源が使用できない場合は、電源車などの代替機能を有すること。

2.7.1.3 設計方針

特定原子力施設のうち電気系統設備の設計方針は次のとおりとする。

(1) 電源の確保

特定原子力施設に対して必要な電源を確保できる設計とする。

重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電力を必要とする場合においては、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。

(2) 外部電源

外部電源は、異なるルートで2回線以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

(3) 非常用所内電源

非常用所内電源は、多重性又は多様性を備え、かつ、独立性を備えた設計とする。

(4) 検査可能性

安全機能に関連する電気系統設備は、その機能の重要度に応じて、その重要な部分の健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(5) 火災防護

所内ケーブル、電源盤等の材料は、実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する設計とする。

(6) 耐雷対策

設備の重要度等に応じて、新たな接地網の布設や既設の接地網との接続等による接地抵抗の低減等の対策を行う。

2.7.1.4 供用期間中に確認する項目

所内共通ディーゼル発電機は、定期的に負荷をかけての運転状況を確認する。

2.7.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

福島第一原子力発電所 1～4 号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は、66kV 送電線 5 回線（大熊線 3 号，4 号，東北電力（株）東電原子力線，双葉線 1 号，2 号）で構成する。

通常時には、所内電力は、大熊線 3 号及び 4 号から南側 66kV 開閉所及び 66kV 受電用変圧器を経由して供給する。また、双葉線 1 号及び 2 号から 5 号機及び 6 号機の起動用開閉所，起動変圧器及び所内高圧母線を通じて供給することもできる。さらに南側 66kV 開閉所は、東北電力（株）東電原子力線からも受電できる。

外部電源がすべて喪失した場合には、所内共通ディーゼル発電機 2 台から所内電力を供給できる。また、所内高圧母線は 5 号機又は 6 号機の非常用ディーゼル発電機からも受電できる。

(2) 送電線

外部電源は、以下の 4 回線の 66kV 送電線により当社の電力系統から受電する。

大熊線 3 号

大熊線 4 号

双葉線 1 号（5 号機及び 6 号機の起動用開閉所で受電）

双葉線 2 号（5 号機及び 6 号機の起動用開閉所で受電）

これら 66kV 送電線は、1 回線で特定原子力施設の必要電力を送電し得る容量を有する。また、上記の 66kV 送電線が全て停止するような場合、東北電力（株）東電原子力線から受電する。

(3) 開閉所

南側 66kV 開閉所は、66kV 送電線と 66kV 受電用変圧器を連系する遮断器，66kV 母線等で構成する。

(4) 変圧器

66kV 受電用変圧器は、送電線電圧 66kV を所内高圧母線電圧 6.9kV に降圧する変圧器で構

成し、特定原子力施設の必要電力を供給する。

(5) 所内高圧母線

所内高圧母線はメタルクラッド開閉装置で構成し、所内高圧母線間を連系することにより、特定原子力施設の各設備へ電力を振り分ける。

所内高圧母線は、接続される特定原子力施設の重要度等に応じて、単一の所内高圧母線の故障があっても設備の全機能が喪失しないよう、設備を2母線以上に分割接続、又は双方の母線から受電できる構成とする。

なお、今後、使用済燃料共用プール設備への電源供給のため共用プールM/Cを2系列復旧する。

(6) ケーブル及び電線路

特定原子力施設の設備の容量に応じたケーブルで接続する。

(7) 非常用所内電源とその代替機能

所内共通ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合に、1台にて特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器がその機能を達成するために必要となる電力を供給できる。

所内共通ディーゼル発電機は2台を備え、多重性を有した設備となっており、各々専用の所内高圧母線に接続する。

また、所内共通ディーゼル発電機全台が使用できない場合においても、5号機又は6号機の非常用ディーゼル発電機（5A、5B、6A、6B）から電力を供給できる。また、免震重要棟については、ガスタービン発電機から電力を供給できる。

外部電源及び非常用所内電源が使用できない場合は、代替電源の電源車(500kVA以上×2台)を所内高圧母線の所内共通M/C 1A及び2Aの各々に接続することにより、原子炉圧力容器・原子炉格納容器注水設備等の必要な負荷に対して電力を供給できる構成とする。

(8) 監視装置等

免震重要棟から以下を監視可能とする装置を備える。

- ・ 送電線電圧
- ・ 所内高圧母線電圧

また、電気系統設備の故障が発生した場合には、異常を検知し、その拡大及び伝播を防止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備える。

2.7.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

a. 開閉設備，変圧器

開閉設備，変圧器については，津波により影響がないと想定される高台（O. P. 30m 以上）へ設置する。

b. 所内高圧母線

所内高圧母線は，津波による影響がないと想定される建屋内（防水性向上対策を実施した建屋又は建屋の高所階（O. P. 17m 以上））又は高台（O. P. 30m 以上）へ設置する。

なお，運用補助使用済燃料プール建屋については，地下階の防水性向上対策を完了しており，今後，地上階の防水性向上対策を実施する。

c. 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については，津波による影響がないと想定される建屋内に設置する。

なお，運用補助使用済燃料プール建屋については，地下階の防水性向上対策を完了しており，今後，地上階の防水性向上対策を実施する。

d. 電源車

電源車については，津波による影響がないと想定される高台へ配備する。（O. P. 30m 以上）

(2) 火災

所内ケーブル，電源盤等の材料は，実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する。

2.7.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 外部電源受変電設備

外部電源からの受変電設備については，耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており，C クラス設備として設計する。

(2) メタルクラッド開閉装置

メタルクラッド開閉装置については，床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保する設計とする。

(3) 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については、耐震設計指針上の S クラスの設備として設計する。

(4) ケーブル及び電線路

ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本とする。

2.7.1.8 機器の故障への対応

常時は 66kV 2 回線（大熊線 3 号，4 号）から所内電力を供給するが，いずれかの回線の停電時には他方の回線で電力を供給する。新福島変電所からの全ての回線（大熊線 3 号，4 号，双葉線 1 号及び 2 号）が停止している場合には，東北電力（株）東電原子力線 66kV 1 回線から供給する。これら全ての外部電源が停電している場合には，非常用所内電源から必要な設備の電力を供給する。更に，非常用所内電源からの電源供給ができない場合は，電源車 2 台から必要な設備の電力を供給する。これらの切替における 6.9kV 所内高圧母線の連系については，連系用遮断器を手動にて投入する操作を実施する。

(1) 機器の単一故障

送電線における故障の場合は，送電線の故障箇所の特定や切り離しを行うが，南側 66kV 開閉所は二重母線構成のため，大熊線 3 号，4 号のいずれかが停止となっても，所内共通変圧器 2 台への電力供給は他方の送電線により維持される。一方，変圧器，所内高圧母線等の故障等により停電した場合には，故障箇所を特定した上で所内電源機器の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源からの受電を行い，電力供給を再開する。

(2) 複数の設備が同時に機能喪失した場合

電気系統は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう配慮した構成としているが，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，故障箇所を特定した上で，送電線，変圧器，所内高圧母線等の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源の受電や電源車の配備を行い，電力供給を再開する。

2.7.2 基本仕様

2.7.2.1 変圧器主要仕様

(1) 66kV 受電用変圧器

台 数	2
容 量	30,000kVA（1 台あたり）
電 圧	約 66kV／6.9kV

相 数	3
周波数	50Hz

2.7.2.2 非常用ディーゼル発電機主要仕様（既設）

(1) 所内共通ディーゼル発電機（A）（非常用ディーゼル発電機 4 B）

台 数	1
容 量	8,250kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(2) 所内共通ディーゼル発電機（B）（非常用ディーゼル発電機 2 B）

台 数	1
容 量	8,250kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(3) 免震重要棟ガスタービン発電機

台 数	1
容 量	1,000kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz

2.7.2.3 電源車

台 数	2 台以上
容 量	500kVA 以上
電 圧	6.6kV
相 数	3
周波数	50Hz
タンク容量／燃料消費率	2 時間以上

2.7.3 添付資料

添付資料－1 送電系統一覽図

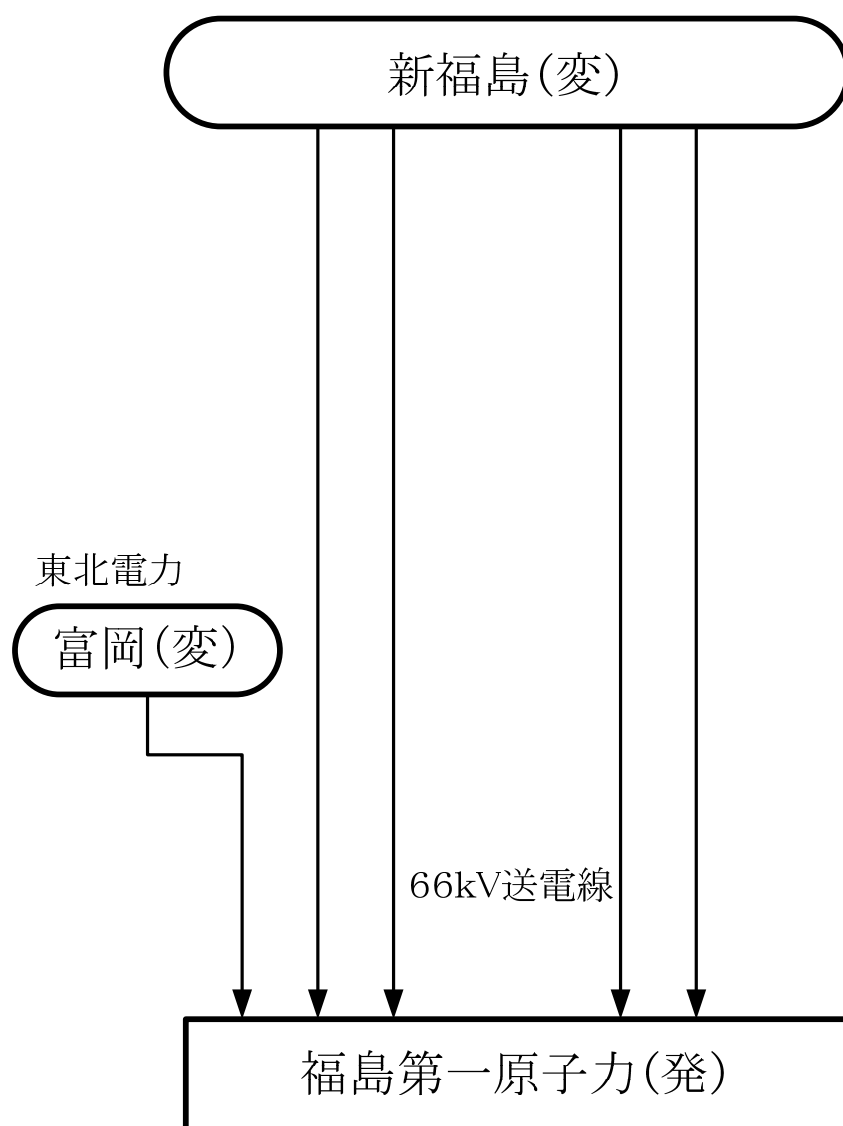
添付資料－2 所内単線結線図

添付資料－3 所内高圧母線に接続する主な負荷

添付資料－4 電源車からの電源供給負荷について

添付資料－5 構造強度及び耐震性について

添付資料－6 電気系統設備の設備変更について



図－ 1．送電系統一覧図

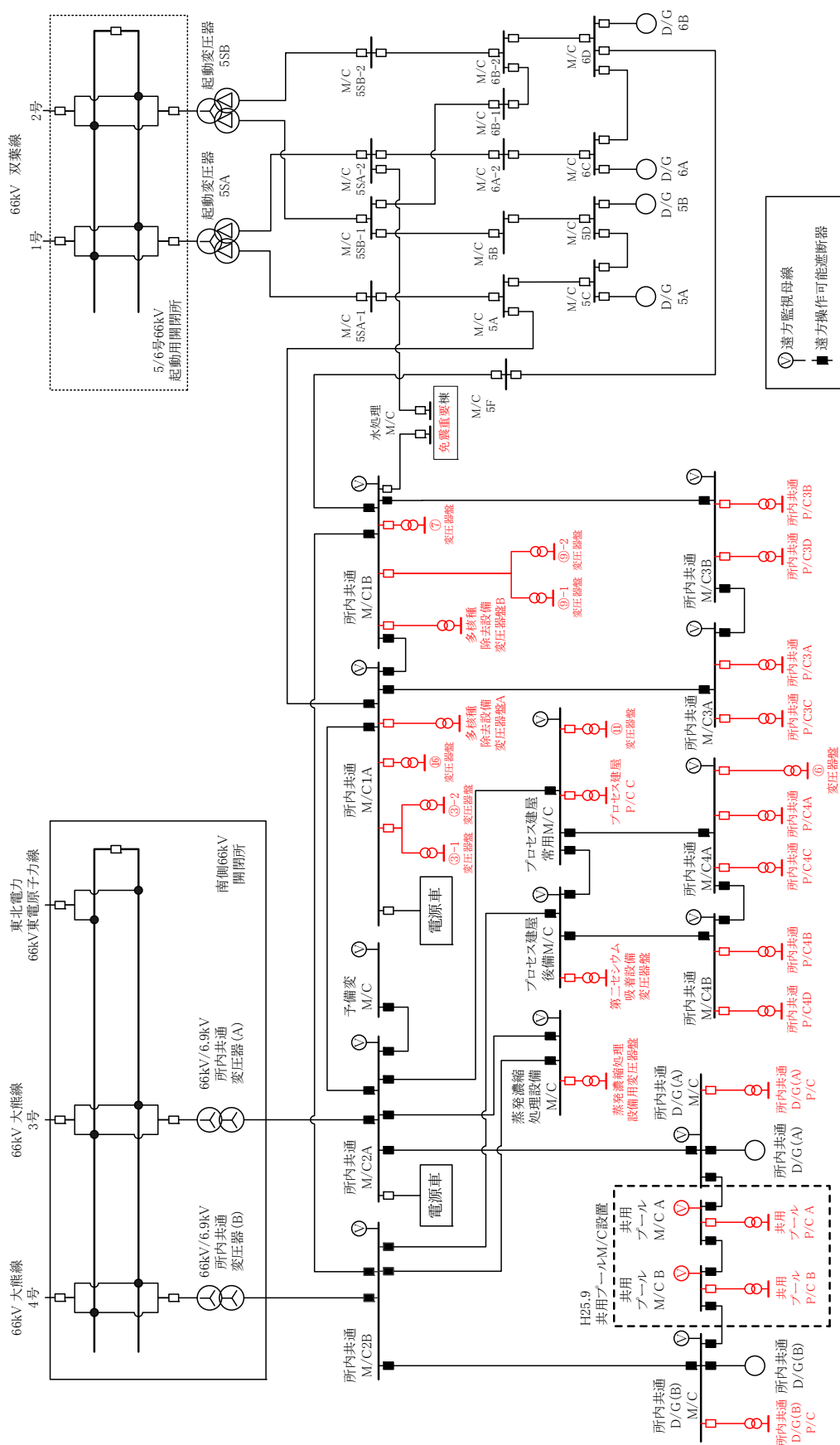


図-1. 所内単線結線図

表-1. 所内高圧母線に接続する主な負荷

所内高圧母線		所内共通P/C 又は 主な変圧器盤	接続する主な負荷		供給対象	
					所内 共通 D/G 供給	電源車 供給
2 A	所内共通 M/C1A	①変圧器盤	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	1号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
		②-2 変圧器盤	原子炉格納容器内窒素封入設備	窒素ガス分離装置 A	○	—
			使用済燃料プール設備	2号機 使用済燃料プール冷却系	○	—
		②-1 変圧器盤		1号機 使用済燃料プール冷却系(予備系)	非常用注水設備(電動ポンプ)	○
			④変圧器盤		汚染水処理設備等	T/B滞留水移送装置
		多核種除去設備 変圧器盤A	放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	多核種除去設備 A系、C系/共通系	—	—
	所内共通 M/C3A	所内共通P/C3C	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	2号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
			原子炉格納容器ガス管理設備	1/2号機 CST炉注水ポンプ A	◎	◎
				1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A	○	—
		所内共通P/C3A、3C	1/2号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)	◎	◎	
	プロセス建屋 常用M/C	①②変圧器盤	使用済燃料プール設備	4号機 使用済燃料プール冷却系 (二次系)	○	—
		プロセス建屋P/C C ほか	汚染水処理設備等	除染装置、セシウム吸着装置、使用済セシウム吸着塔保管 施設、造粒固化体貯槽	○	—
	所内共通 M/C4A	所内共通P/C4C	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	3号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
		所内共通P/C4A	使用済燃料プール設備	3号機 CST炉注水ポンプ A	◎	◎
				4号機 使用済燃料プール冷却系 (一次系)	○	—
		④変圧器盤	原子炉格納容器ガス管理設備	3号機 使用済燃料プール冷却系	○	—
		3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A		○	—	
		4号機 燃料取扱設備 受電設備	使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	4号機 燃料取り出し用 カバー A	—	—
				4号機 燃料取扱設備	—	—
		所内共通P/C4C	3/4号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)		◎	◎
所内共通P/C4A、4C	3/4号機 建屋内照明					
所内共通 D/G(A)M/C	所内共通DG(A)P/C	所内共通D/G(A)補機		○	—	
共用プール M/C A	共用プールP/C A	使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系 共用プール冷却浄化系	○	○	
予備変M/C	構内配電線(モニタリングポスト等)			○	—	
所内共通 M/C1B	⑦変圧器盤	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	常用高台炉注水ポンプ	◎	◎	
	②-2変圧器盤	純水タンク脇炉注水ポンプ	◎	◎		
	⑦変圧器盤	原子炉格納容器内窒素封入設備	窒素ガス分離装置 C	○	—	
	窒素ガス分離装置 B		○	—		
	②-2変圧器盤	1号機 使用済燃料プール冷却系 2号機 使用済燃料プール冷却系(予備系)	○	—		
	②-1変圧器盤		使用済燃料プール設備	○	—	
	多核種除去設備 変圧器盤B	放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	多核種除去設備 B系、C系/共通系	—	—	
	免震重要棟受電設備	監視室、制御室	免震重要棟	○	—	
	所内共通 M/C3B	所内共通P/C3D	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	1/2号機 CST炉注水ポンプ B	◎	◎
			原子炉格納容器ガス管理設備	1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B	○	—
			1/2号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)	◎	◎	
		所内共通P/C3B	1/2号機 建屋内照明			
	プロセス建屋 後備M/C	第二セシウム吸着設備変 圧器盤	汚染水処理設備等	第二セシウム吸着装置	○	—
	所内共通 M/C4B	所内共通P/C4D	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	3号機 CST炉注水ポンプ B	◎	◎
原子炉格納容器ガス管理設備			3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B	○	—	
使用済燃料プールからの燃料取り出し設備			4号機 燃料取り出し用カバー B	—	—	
3/4号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)		◎	◎			
所内共通P/C4B	3/4号機 建屋内照明					
所内共通 D/G(B)M/C	所内共通D/G(B)P/C	所内共通D/G(B)補機		○	—	
共用プール M/C B	共用プールP/C B	使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系 共用プール冷却浄化系	○	○	
蒸発濃縮処理設備 M/C	蒸発濃縮処理設備用 変圧器盤 ほか	汚染水処理設備等	蒸発濃縮装置、逆浸透膜装置、廃スラッジ一時保管施設、 シールド中機	○	—	

(注)

・H25.3時点の計画におけるH25.9月末設備の主要な負荷を記載

・◎は重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備として供給するもの、○は◎以外で供給する設備

・各設備のうち運転に必要な系統や機器に対して供給するため、◎又は○はすべての機器に同時に供給するものではない

- ・D/G供給時 電源車供給時は一部負荷を制限する

電源車からの電力供給負荷について

所内共通M／C 1 A接続の電源車及び所内共通M／C 2 A接続の電源車（各々500kVA 以上）からの電力供給は、以下の重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備等に対して計画している。

表 1 所内共通M／C 1 A接続の電源車からの電力供給負荷

所内共通M/C1A接続の電源車からの電力供給負荷		負荷容量	最大
原子炉圧力容器・格納容器注水設備	常用高台炉注水ポンプ	約45kVA	約70kVA
	純水タンク脇炉注水ポンプ	約70kVA	
	1号機 CST炉注水ポンプ A又はB	約19kVA	
	2号機 CST炉注水ポンプ A又はB	約19kVA	
	1号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	約14kVA	
	2号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	約14kVA	
1/2号機 計測用電源及び建屋内照明		約130kVA	約130kVA
使用済燃料プール設備	非常用注水設備(電動ポンプ)	約47kVA	約47kVA
合計			約247kVA

表 2 所内共通M／C 2 A接続の電源車からの電力供給負荷

所内共通M/C2A接続の電源車からの電力供給負荷		負荷容量	最大
原子炉圧力容器・格納容器注水設備	3号機 CST炉注水ポンプ A又はB	約19kVA	約19kVA
	3号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	約14kVA	
3/4号機 計測用電源及び建屋内照明		約130kVA	約130kVA
使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系	約38kVA	約38kVA
合計			約187kVA

構造強度及び耐震性について

(1) 外部電源からの受変電設備については、耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており、C クラス設備として設計している。新設した大熊線 3 号、4 号、東北電力(株)東電原子力線が連系する南側 66kV 開閉所の開閉設備には地震に強いガス絶縁開閉装置 (GIS) を採用するとともに、所内共通変圧器の基礎ボルト本数を従来に比べて増やし耐震性を高めている。

(2) メタルクラッド開閉装置については、床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保している。

(3) 所内共通ディーゼル発電機については、従来同様、耐震 S クラス設計の電源盤を採用しており、高い信頼性を確保している。また、構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認された設備を復旧して使用している。

所内共通ディーゼル発電機 (A) (既設 非常用ディーゼル発電機 4 B)

工事計画届出書(総文発官 5 第 1222 号 平成 6 年 4 月 25 日届出)

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(49 資庁第 18004 号 昭和 49 年 11 月 14 日認可)

建設時第 1 9 回工事計画軽微届出書(総官第 989 号 昭和 51 年 12 月 3 日届出)

建設時第 2 1 回工事計画軽微届出書(総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出)

所内共通ディーゼル発電機 (B) (既設 非常用ディーゼル発電機 2 B)

工事計画届出書(総文発官 5 第 1220 号 平成 6 年 4 月 25 日届出)

建設時第 1 4 回工事計画認可申請書(46 公第 11145 号 昭和 46 年 8 月 17 日認可)

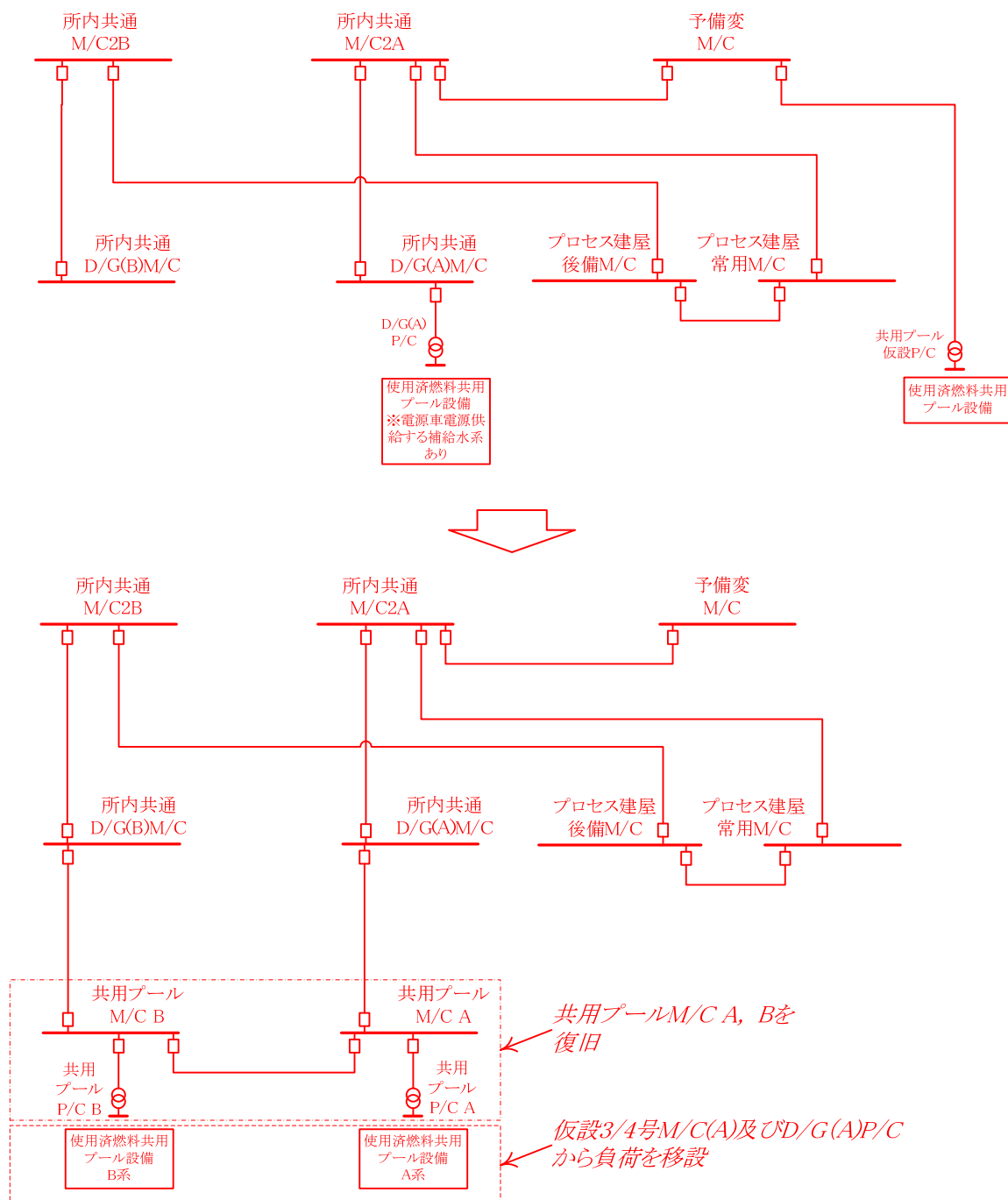
(4) ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本としており、ケーブル本体は可とう管路材に収納することで損傷防止策を講じている。

(5) 仮設として設置されている輸送用車両に搭載されたメタルクラッド開閉装置は、フレキシビリティを有したものとなっており、車両に機器をボルトや溶接により固定される構造であり、車両上での転倒防止策を講じている。

電気系統設備の設備変更について

(1) 設備変更の概要

使用済燃料共用プール設備の負荷は、予備変M/C及び所内共通D/G（A）M/Cから供給されている。そこで、更なる電源の信頼性向上のため、共用プールM/Cを2系列復旧し、使用済燃料共用プール設備へ電源供給を行う。



(2) 工程

	平成26年					
	4	5	6	7	8	9
共用プールM／C復旧	共用プールM／C A，B設置					
				負荷移設		

2.8 原子炉格納容器ガス管理設備

2.8.1 基本設計

2.8.1.1 設置の目的

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内気体の抽気・ろ過等によって、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減することを目的とする。また、未臨界状態、水素濃度等の監視のため、原子炉格納容器内のガスを抽気することを目的とする。

2.8.1.2 要求される機能

- (1) 環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できること。
- (2) 未臨界状態、水素濃度等の監視のため、原子炉格納容器内のガスの抽気ができること。
- (3) 当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できること。

※：未臨界状態、水素濃度等の監視については、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）に、放射性物質濃度及び量の監視については放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15 参照）に各々記載。

2.8.1.3 設計方針

- (1) 放射性物質の放出抑制及び管理機能

原子炉格納容器の隔離機能または抽気機能によって、想定される事象に対して、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できる設計とする。

- (2) 不活性雰囲気の維持機能

原子炉格納容器ガス管理設備は、当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できる機能を有する設計とする。

- (3) 構造強度

原子炉格納容器ガス管理設備は、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及び基準によるものとする。

- (4) 多重性又は多様性及び独立性

原子炉格納容器ガス管理設備のうち動的機器、フィルタ及び駆動電源は、多重性又は多様性及び独立性を備え、定期的に機能確認が行える設計とする。

- (5) 異常時の対応機能

外部電源が利用できない場合においても放射性物質の放出抑制機能を継続できる設計とする。また、地震、津波等の発生を考慮しても、放射性物質の放出抑制機能

が再開可能である設計とする。

(6) 原子炉格納容器に接続する配管に対する考慮

原子炉格納容器に接続する原子炉格納容器ガス管理設備の配管は、水素爆発により、原子炉格納容器に影響を与えないよう、適切に対応するものとする。

(7) 火災防護

火災の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。

2.8.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 排気ファンが運転しており、原子炉格納容器内のガスが抽気されていること。
- (2) フィルタユニットの前後差圧に異常がないこと。

2.8.1.5 主要な機器

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備は、排気ファン、除湿機（1号機：空調機、2・3号機：放熱器）、電気ヒータ、フィルタユニット及び流量計等で構成され、原子炉格納容器よりガスを抽気し、フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に、一部のガスをタービン建屋脇より大気へ放出する。残りの大部分のガスは、再循環し、再びフィルタユニットを通る。フィルタの湿分対策として、除湿機等により抽出ガス中の水蒸気を凝縮・分離させ、電気ヒータにより相対湿度を低下させる。

原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしている。一方、原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーは、ガス抽出量に比例する。したがって、原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素封入量と同程度のガスを抽気することで原子炉格納容器からの大気へ放射性物質の直接の漏えいを抑制するとともに、抽出したガスの放射性物質濃度を 1/100 以下にして放出することで、環境に放出される放射性物質の濃度及び量を低減させることができる。

原子炉格納容器ガス管理設備の動的機器及びフィルタユニットは、1系列 100%容量を2系列とすることで、多重性を有する設計とする。

(2) 電源

動的機器及びフィルタユニットは2系統を有し、各々異なる系統の所内高圧母線から受電することとする。また、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から電源を供給することでいずれかの系統が運転可能な構成とする。

(3) 放射性物質除去設備

放射性物質除去設備は、フィルタユニットに取り付けられた高性能粒子フィルタ（HEPA フィルタ）により、セシウム等の粒子状の放射性物質を捕獲する。なお、気体状の放射性物質（希ガス）は、セシウム等の粒子状物質と比べて影響が小さいため、放射能の減衰設備は設けていない。

また、弁開閉操作により、フィルタユニット廻りの再循環量を変更することにより、大気へ放出する放射性物質の濃度を低減できるものとする。

(4) その他

原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素を注入できる構成とし、当該設備を可燃限界以下に抑制する。原子炉格納容器ガス管理設備の配管等の枝管は、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」（一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考に、水平下り勾配とする等、水素の滞留を防止する。

また、当該設備内に予備座を設けることにより、気体の採取ができる構成とする。

2.8.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置することとする。

2.8.1.7 構造強度

(1) 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統は無いが、その用途から、換気空調系に類似すると考える。当該設備は、技術基準に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が $37\text{mBq}/\text{cm}^3$ 以上に該当することから、排気ファン等の機器についてはクラス3機器相当、配管・ダクト等については放射線管理設備に属するダクトとしてクラス4配管相当と位置付けられる。

クラス3機器及びクラス4配管の構造・強度は、「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設定したものであり、非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している主要設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当やクラス 4 配管相当での評価を行い、非金属材料等については、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できるものとし、評価を行う。

(2) 主要設備の構造強度

a. 排気ファン

排気ファンは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

b. フィルタユニット

フィルタユニットは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

c. 除湿機

除湿機は、原子炉格納容器ガス管理設備内ガスを通気する放熱器について評価する。放熱器は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

d. 配管類（鋼管、鋼板ダクト、ダクトホース、フレキシブルホース）

配管類は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 4 配管相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

2.8.1.8 耐震性

(1) 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統が無いが、その用途か

ら、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

(2) 主要設備の耐震構造

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を準用し、静的震度 (1.2Ci) に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。この他、フレキシビリティを有する材料を用いるなどして耐震性を確保する。

2.8.1.9 機器の故障への対応

2.8.1.9.1 機器の単一故障

(1) 排気ファン、フィルタユニット等の故障

排気ファン、フィルタユニット等の機器が故障した場合は、予備機への切替を行う。

(2) 電源喪失

原子炉格納容器ガス管理設備の電源は多重化されており、受電中の電源が喪失した場合には他系統の電源に切替えを行う。

(3) 配管類の損傷

配管類が損傷した場合については、排気ファンの上流は負圧であること及びフィルタユニットが排気ファンの上流側に設置されていることから、放射性物質の濃度の高いガスの系統外への漏えいの可能性は低い。

配管類の損傷が大きく復旧が困難な場合は、原子炉格納容器ガス管理設備を停止し、速やかに配管類の取替を行う。

2.8.1.9.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

地震、津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

2.8.2 基本仕様

2.8.2.1 1号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容 量	250 m ³ /h（1台あたり）
台 数	2

(2) フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ
効 率	単体 99.97%以上 総合 99.9%以上
基 数	4

表 2. 8 - 1 1号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【1号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 (鋼管)	呼び径／厚さ	150A／Sch. 40 100A／Sch. 40 80A／Sch. 40 50A／Sch. 80 25A／Sch. 80
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT370 0.35 MPa 100 ℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch. 40 STPT410 0.35 MPa 100 ℃

2.8.2.2 2号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容 量	1000 m ³ /h（1 台あたり）
台 数	2

(2) フィルタユニット

形 式	高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ
効 率	単体（HEPA）99.97%以上，（活性炭）99%以上 総合 99%以上
基 数	2

表 2. 8－2 2号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【2号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A／Sch. 20S 250A／Sch. 10S 200A／Sch. 20S 50A／Sch. 20S SUS304TP 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125Su SUS304TPD 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 20A SGP 1.0 MPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm SUS304 5.8 kPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	257.8 mm 角 1.4 mm 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃

名 称	仕 様	
(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	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(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	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	140A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

※ 除湿機より下流部のみ

2.8.2.3 3号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容 量	1000 m ³ /h（1 台あたり）
台 数	2

(2) フィルタユニット

形 式	高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ
効 率	単体（HEPA）99.97%以上，（活性炭）99%以上 総合 99%以上
基 数	2

表 2. 8 - 3 3号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【3号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A／Sch. 20S 250A／Sch. 10S 200A／Sch. 20S 50A／Sch. 20S SUS304TP 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125Su SUS304TPD 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 20A SGP 1.0 MPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm 角 SUS304 5.8 kPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	257.8 mm 角 1.4 mm 角 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃

名 称	仕 様	
(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	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(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	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	140A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

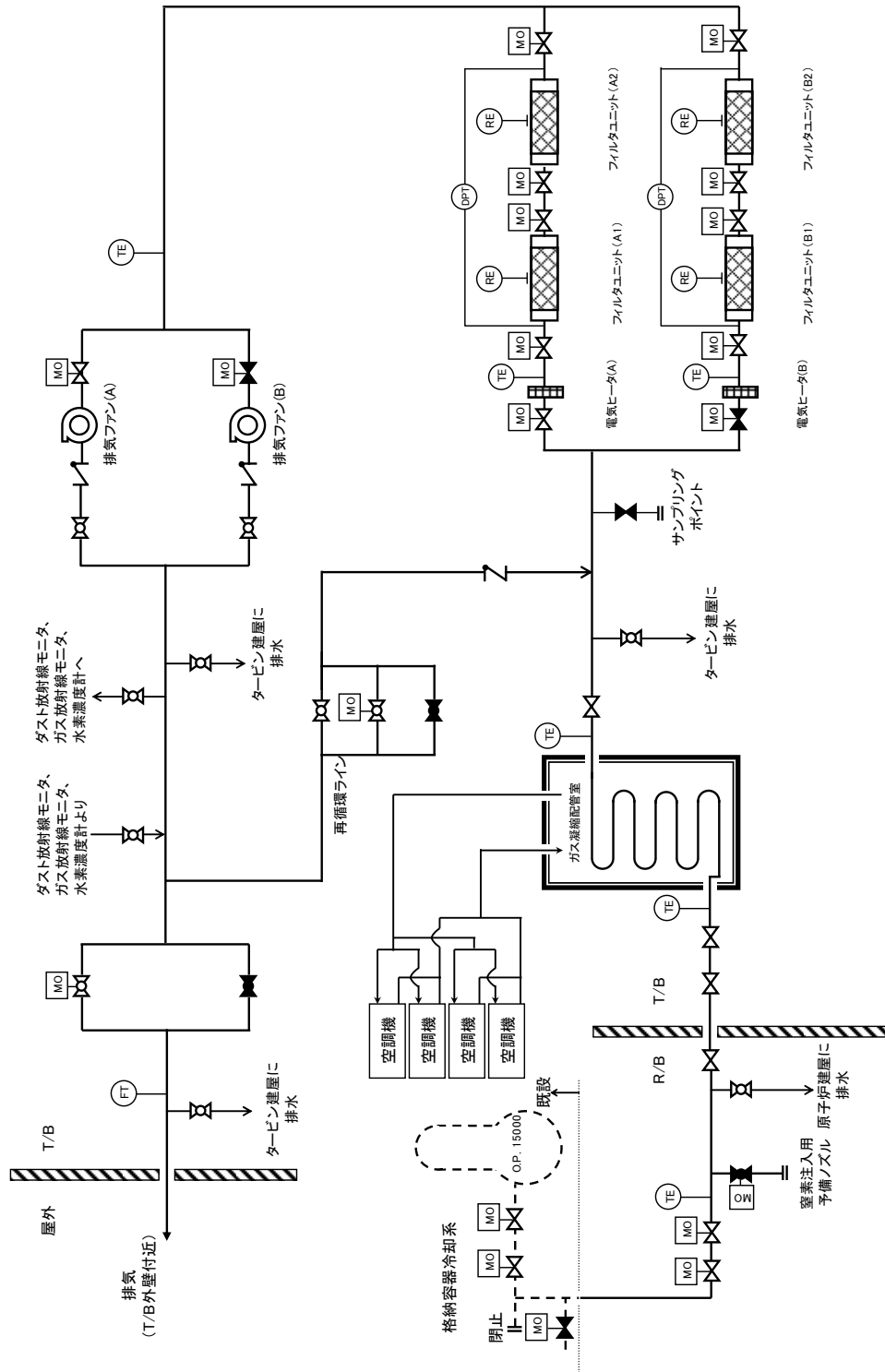
※ 除湿機より下流部のみ

2.8.3 添付資料

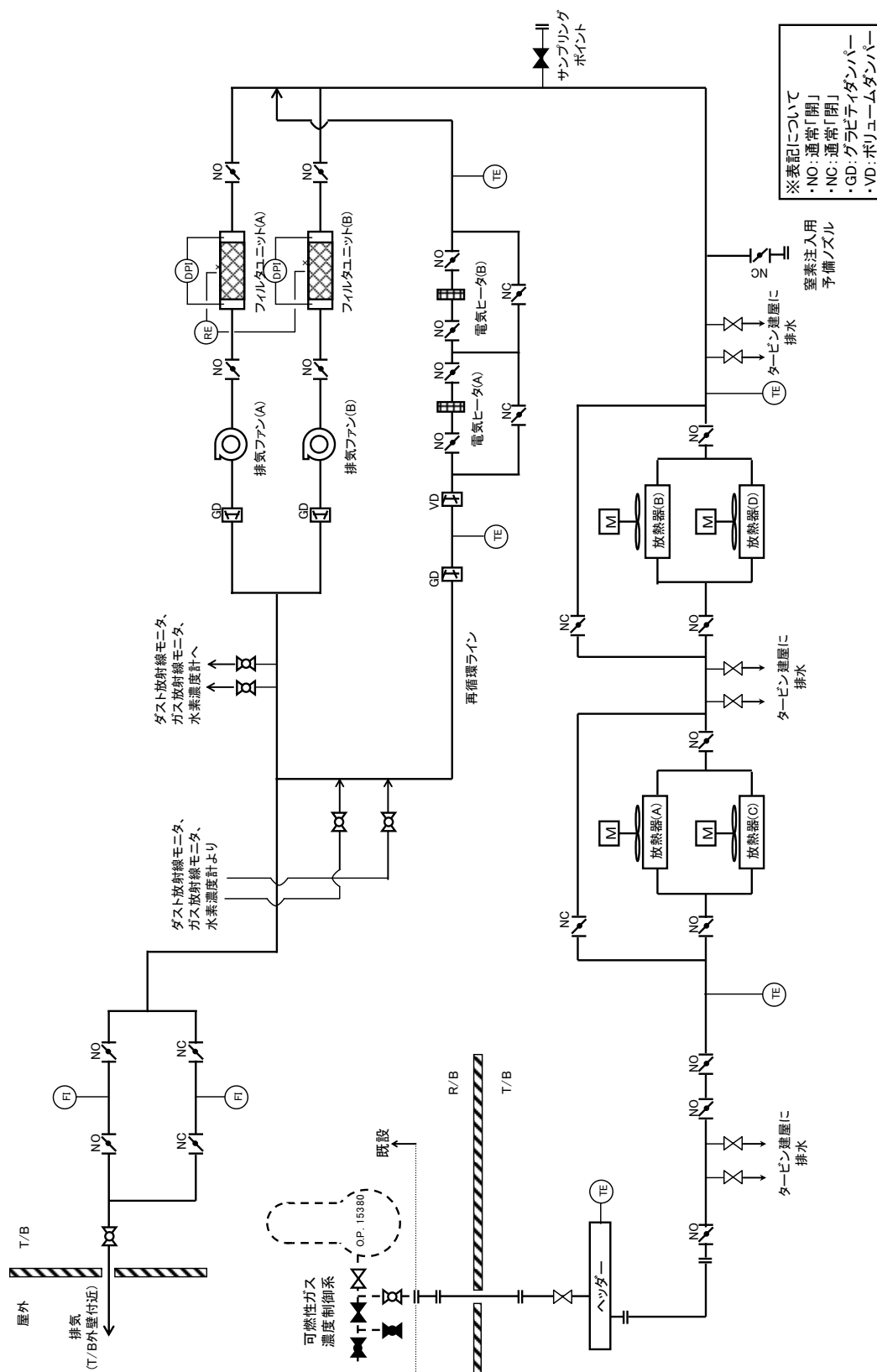
添付資料—1 系統概略図

添付資料—2 構造強度及び耐震性について

添付資料—3 原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて



図— 1 1号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図



図一 3 3号機原子炉格納容器ガスマニピレーション 系統概略図

構造強度及び耐震性について

1. 1号機

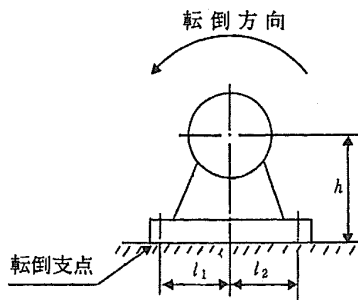
(1) 排気ファンの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

排気ファンについては、工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し、異常がないことを確認しており、排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

(b) 耐震性

排気ファンの耐震性評価として、「JEAG4601(1987 年度)」を準用し、ファン基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 D における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト 1 本当りでの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照）。



C_H : 水平方向設計震度

C_p : ファン振動による震度

M_P : ファン回転により働くモーメント

l_1 : 軸心と基礎ボルト間の距離

l_2 : 軸心と基礎ボルト間の距離($l_1 \leq l_2$)

d : 基礎ボルトの呼び径

n : 基礎ボルトの本数

n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

h : 据付面から重心までの距離

W : 据付面に作用する重量

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

$$\text{ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{W(C_H + C_p) \cdot h + M_P - W(1 - C_p) \cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力} : Q_b = W(C_H + C_p)$$

$$\text{ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

表-1 排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	5	174
		せん断	2	133

(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては、最高使用圧力 0.35MPa に対し、工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し、破損等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601(1987 年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、共用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-2 参照)。

表-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	10	133

(3) 管の構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

配管については、「設計・建設規格(2005 年版)」に基づき、クラス4配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、十分な構造強度を有していると評価している(表-3 参照)。

表-3 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	4.5	0.5
	5.5	0.5
	6.0	0.5
	7.1	0.5

(b) 耐震性

a. 評価条件

配管は、配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については地震により管軸方向は動かないものとし、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は、0.21G とする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$S_s = \alpha S_w \quad (1)$$

S_s :地震による応力

α :水平方向震度

S_w :自重による応力

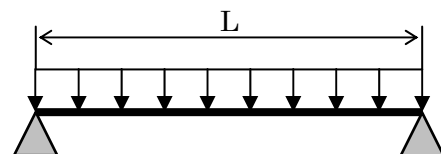
ここで、
$$S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w :自重による応力

L :サポート支持間隔

Z :断面係数

w :等分布荷重



両端単純支持はりの等分布荷重より
求まる自重による応力

また、崩壊制限に「JEAG4601（1984 年度）」を準用し、供用状態 D の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (2)$$

S_p :内圧による応力

S_w :自重による応力

S_s :地震による応力

S :内圧，自重，地震による応力

α :水平方向震度

従って、上記(2)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 S_w が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

- ・内圧による応力 $S_p=10$ MPa, 許容応力を STPT370(100℃)の $0.9S_u=315$ MPa とし、(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59 \text{ MPa} \leq 0.9S_u = 315 \text{ MPa} \quad (3)$$

- ・継手がある場合には、応力係数も存在する。応力係数を 3 とし、以下となる。

$$S = S_p + (1 + \alpha) S_w \times 3 = 156 \text{ MPa} \leq 0.9S_u = 315 \text{ MPa} \quad (4)$$

2. 2／3号機

(1) 排気ファンユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

排気ファンについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャストの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2号：鋳アンカ、3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及びキャストがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力（2, 3号機：0.21G）による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-4参照）。

表-4 排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A	引張	作用しない	200
		せん断	158	200
	B	引張	作用しない	200
		せん断	167	200
3	A	引張	作用しない	2843
		せん断	474	1725
	B	引張	作用しない	2843
		せん断	502	1725

$$\text{ボルトに作用するせん断力： } Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$$

$$\text{ボルトに作用する引張力： } F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$$

C_H ：水平方向設計震度

m ：機器の運転時質量

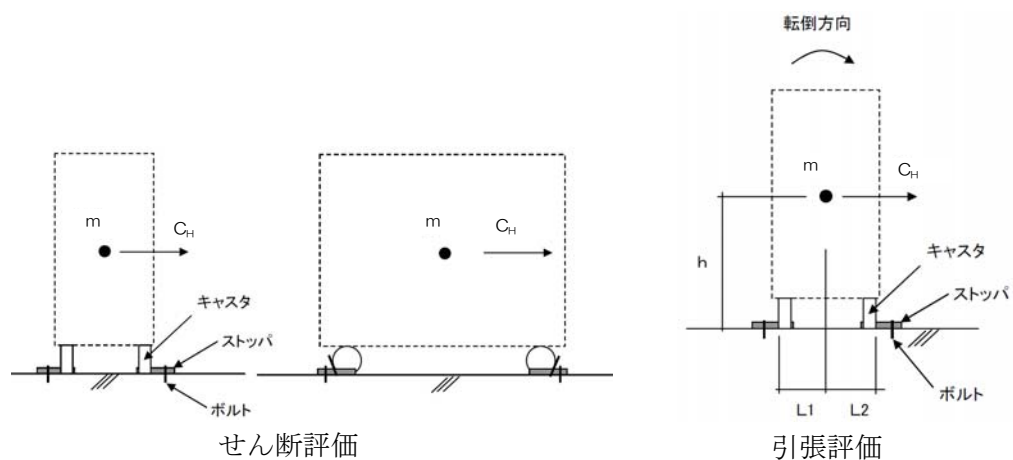
h ：重心高さ

L_1, L_2 ：重心とボルト間の水平距離($L_1 \leq L_2$)

n_f ：評価上引張力を受けるボルト本数

n ：評価上せん断力を受けるボルト本数

g ：重力加速度



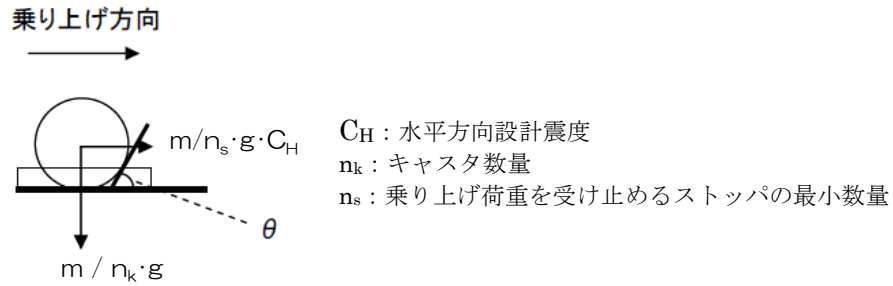
b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り越え最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り越えは発生しないことを確認した（表-5 参照）。

表-5 排気ファンユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り越え最大角度
2, 3	A, B	60°	約 23°

$$\text{乗り越えないためのストッパ角度： } \theta \geq \tan^{-1} \left(\frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left(\frac{C_H \cdot n_k}{n_s} \right)$$



キャスタ乗り上げ評価

(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ(車輪止め)で防止し、ストッパをボルト(2号: 鋳アンカ, 3号: メカニカルアンカ)で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2.(1)(b)と同様、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(2, 3号機: 0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-6 参照)。

表-6 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	—※	引張	作用しない	200
		せん断	169	200
3	—※	引張	作用しない	2843
		せん断	506	1725

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-7 参照）。

表-7 フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	—※	60°	約 23°

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

(3) 放熱器ユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

放熱器ユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、放熱器ユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2号：鉚アンカ，3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2.(1)(b) 同様、ボルトの強度が確保されること、及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(2, 3号機： 0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-8 参照）。

表-8 放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A, B	引張	作用しない	200
		せん断	149	200
3	A, B	引張	作用しない	2843
		せん断	447	1725

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 37° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-9 参照）。

表-9 放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	A, B	60°	約 37°

(4) 管の構造強度及び耐震性

(4) - 1 鋼管及び鋼板ダクト

(a) 構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては、「設計・建設規格(2005 年版)」を準用し、クラス 4 配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉格納容器ガス管理設備における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する（表-10 参照）。

表-10 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	2.0	0.5
	2.8	0.5
	3.5	0.5
	3.8	0.5
	4.0	0.6
	6.5	0.6
角型	5.0	0.8

(b) 耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ（SUS 製）・ダクトホース（シリコン製）・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

(4) - 2 ダクトホース

(a) 構造強度

ダクトホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(b) 耐震性

ダクトホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

(4) - 3 フレキシブルホース

(a) 構造強度

フレキシブルホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(b) 耐震性

フレキシブルホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて

1. 概要

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内のガスを抽出し、放射性物質を除去してから放出することで、環境へ放出される放射エネルギーを低減させる設備である。ここでは、当該設備を用いた場合に放出される放射性物質の量及び濃度ならびに当該設備全体の効率※¹を評価※²した。

その結果、1～3号機合計で、放出する放射性物質の量は抽出した放射性物質の量の3千分の一以下に低減する能力を有すると評価した。

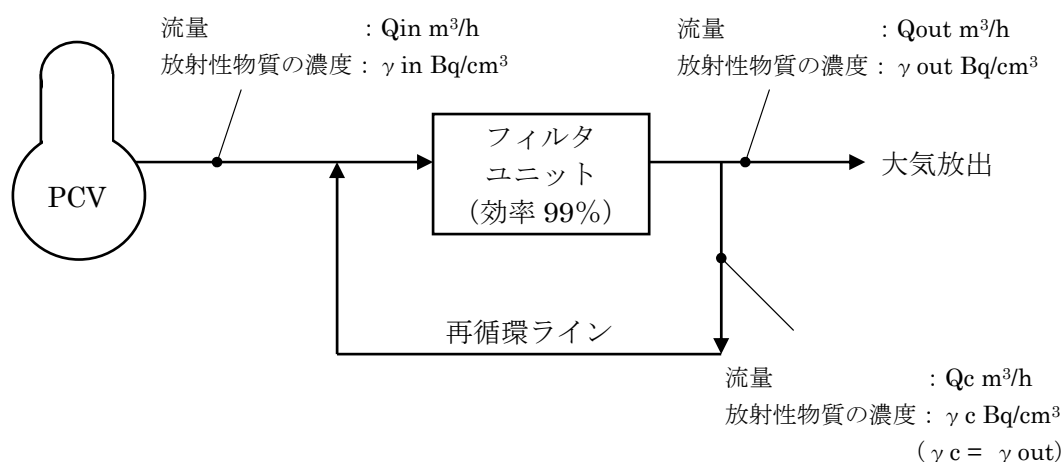
※1 フィルタユニット単体の除去効率に抽出したガスの再循環による放射性物質の除去を考慮したシステム全体としての放射性物質の除去効率

※2 検出されている粒子状放射性物質 Cs-134 及び Cs-137 について評価

2. 評価条件

(1) 評価モデル

原子炉格納容器ガス管理設備が運転し平衡状態に達すると、図—1 に示すモデルとなる。なお、原子炉格納容器より抽出したガスは、除湿機により、ガス中に含まれる水蒸気を凝縮・分離させるが、ここでは保守的に、放射性物質は水蒸気側に移行せず全量ガス中に残留しているものとした。



図—1 評価モデル

図—1 より、フィルタ前後の放射エネルギーの釣り合いは、下式となる。

$$(Q_{in} \cdot \gamma_{in} + Q_c \cdot \gamma_c) \cdot \frac{100 - 99}{100} = Q_{out} \cdot \gamma_{out} + Q_c \cdot \gamma_c \quad \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

図—1 より $\gamma_c = \gamma_{out}$ とし、上式を大気放出側の放射性物質の濃度 γ_{out} についてまとめると、下記で示される。

$$\gamma_{out} = \frac{1}{100 \cdot Q_{out} + 99 \cdot Q_c} \cdot Q_{in} \cdot \gamma_{in} \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

(2) 評価条件

評価条件を表—1 に示す。抽出側のガス流量 Q_{in} は、流量が大きいほど、評価上厳しくなる。また、原子炉格納容器内の雰囲気温度に比例して、原子炉格納容器内の水蒸気量も増加することから、抽出側のガス流量 Q_{in} は、抽出ガス温度が高いほど増加する。したがって、流量 Q_{in} は、運転範囲を考慮し高温の 95℃とした。原子炉格納容器内ガスの放射性物質の濃度 γ_{in} については、高濃度の 100 Bq/cm³とした。放出側の流量 Q_{out} については、放出時のガス温度が低いほど気体の密度が高くなると、放出時の放射性物質の濃度も高くなることから、保守的な条件として、放出ガス温度は冬場に 5℃に低下するとした。

3. 評価結果

上述の評価条件に基づく評価結果を表—2 に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は、1～3号機合計で、抽出する放射能量 3.83×10¹⁰ Bq/h を、1.2×10⁷ Bq/h（3千分の一以下）に低減して放出すると評価した。放射性物質の濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率から、1号機で 1/200 程度、2・3号機で 1/750 程度になるものと評価した。この1号機と2・3号機の違いは、排気ファンの仕様の違いによるものであり、排気ファンの容量に比例して再循環量（流量 Q_c ）が増加することから、放射性物質が除去され放射性物質の濃度が低減した再循環ガスによる抽出ガス（流量 Q_{in} ）の希釈割合が大きくなるためである。

4. 参考（1～3号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績）

1号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成24年1月12日）は、放出放射能量 4.0×10² Bq/h、当該設備全体の効率 99.998%以上であり、表—2 の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.1 Bq/cm^{3※3}、フィルタ出口側濃度 約 1.3×10⁻⁵ Bq/cm³未満※3）

2号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成23年11月14日）は、放出放射能量 1.2×10³ Bq/h、当該設備全体の効率 99.995%であり、表—2 の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.2 Bq/cm^{3※3}、フィルタ出口側濃度 約 5.0×10⁻⁵ Bq/cm^{3※3}）

3号機原子炉格納容器ガス管理設備については、試運転中の実績（平成24年2月24日）として、放出放射能量 3.7×10³ Bq/h、当該設備全体の効率 99.98%以下であり、

表一 2 の評価結果を上回るものとする。(フィルタ入口側濃度 約 6.7×10^{-1} Bq/cm³ 未満^{※3}, フィルタ出口側濃度 約 1.2×10^{-4} Bq/cm³^{※3})

※3 Cs-134 と Cs-137 の合計値。検出限界未満の場合は、検出限界値として考慮。なお、フィルタ入口側についてはバイアル瓶によるガス採取であり、フィルタ出口側については粒子フィルタ及びチャコールフィルタによる採取。

表一 1 評価条件

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
流量 Q _{in}	123 m ³ /h (15m ³ /h (Normal))	130 m ³ /h (16 m ³ /h (Normal))	同左	抽出ガス温度 95℃条件
放射性物質の濃度 γ _{in}	100 Bq/cm ³	100 Bq/cm ³	同左	
流量 Q _{out}	15.3 m ³ /h (15 m ³ /h (Normal))	16.4 m ³ /h (16 m ³ /h (Normal))	同左	運用開始時における想定流量 (大気放出ガス温度は 5℃で換算)
流量 Q _c	234.7 m ³ /h	983.6 m ³ /h	同左	排気ファン流量による (1 号機 250m ³ /h, 2, 3 号機 1,000m ³ /h)
(参考) 抽出する放射性物質の量 Q _{in} × γ _{in}	1.23×10^{10} Bq/h	1.30×10^{10} Bq/h	同左	1 ～ 3 号機合計 3.83×10^{10} Bq/h

表一 2 評価結果

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の濃度 γ _{out}	0.497 Bq/cm ³	0.132 Bq/cm ³	同左	—
原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の量 Q _{out} ・ γ _{out}	7.6×10^6 Bq/h	2.2×10^6 Bq/h	同左	1 ～ 3 号機合計 1.2×10^7 Bq/h
原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率 $\left\{ \left(1 - \frac{\gamma_{out}}{\gamma_{in}} \right) \cdot 100 \right\}$	99.503 %	99.868 %	同左	—

2.9 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器

2.9.1 基本設計

2.9.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態を適切に監視するため、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器を設置する。

2.9.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。
- (2) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。
- (3) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。

2.9.1.3 設計方針

(1) 冷却状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(2) 未臨界状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(3) 不活性雰囲気状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の水素濃度が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

2.9.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 冷却状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。
- (2) 未臨界状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。
- (3) 不活性雰囲気状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。

2.9.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器は、冷却状態の監視のための計測器として原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計、未臨界状態の監視のための計測器としてガス放射線モニタ、不活性雰囲気状態の監視のための計測器として水素濃度

計で構成される。

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計は、原子炉压力容器・原子炉格納容器内に設置し、免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。免震重要棟集中監視室までの伝送設備については、**多重化、プラント監視計測器専用**に設置している**電源（プラント計測器用エンジン発電機）**の確保等により十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設備とする。

ガス放射線モニタ、水素濃度計は原子炉格納容器ガス管理設備に設置し、免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。

なお、今後の廃炉作業に向け、原子炉格納容器の漏洩孔位置に関する情報を得ることを目的として、原子炉格納容器水位計の設置を検討・実施することとしているが、冷却状態の補助的な監視としても使用する。

(2) 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計

原子炉压力容器・原子炉格納容器内の周方向、高さ方向に温度検出器を複数設置する。また、温度計の指示値を記録可能な設備とする。ただし、故障と判断されたものについては除外する。**なお、故障に伴い監視に使用できる温度計が減少することから新たな温度計の設置を検討・実施する。**

(3) ガス放射線モニタ

ガス放射線モニタは2チャンネル設置し、指示値を記録可能な設備とする。

未臨界状態の監視においては、ガス放射線モニタで短半減期核種である Xe-135 を監視する。

(4) 水素濃度計

水素濃度計は2チャンネル設置し、指示値を記録可能な設備とする。

(5) 電源構成

電源は異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とし、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.9.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉压力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については、仮設防潮堤を設置したことでアウトターライズ津波の影響がないと想定される O.P. 10m 以上のエリアに設置する。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.9.1.7 構造強度及び耐震性

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については、一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計については、集中監視室までの伝送設備の多重化、プラント監視計測器専用設置している電源の確保等により十分に高い信頼性を確保しているものの、地震等で機能が喪失した場合には、他の関連計器の監視や、地震や津波が収まった後、各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室の計測機器の監視を行うとともに、復旧に努める。

2.9.1.8 機器の故障への対応

2.9.1.8.1 機器の単一故障

(1) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り、故障時には故障した温度計を除外し、他の温度計で原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行う。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタは、2チャンネルの連続運転であり、1チャンネル故障時には他の1チャンネルのガス放射線モニタで原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計は、2チャンネルの連続運転であり、1チャンネル故障時には他の1チャンネルの水素濃度計で原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等は、多重化しており、単一故障時には他の伝送設備等を使用している計測器を用いて、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

1 系統の電源喪失においては、他の電源より供給されている計測器により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

2.9.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

(1) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り、故障時には故障した温度計を除外し、他の温度計で監視を行う。全ての温度計が故障により機能喪失した場合には、他の関連計器を監視することにより原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を実施するとともに、復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタが全て故障した場合、ガス放射線モニタを復旧させる措置を行うとともに、代替措置として原子炉圧力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計が全て故障した場合、速やかに復旧させる措置を行うとともに、代替措置として、必要な窒素封入量が確保されていることの確認を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等の故障により遠隔監視に支障が生じた場合には、故障機器の交換等を行い速やかに復旧することを原則とするが、復旧までに時間を要する場合においては、関連するパラメータの監視や、必要に応じて各設備の設置箇所又は 1～4 号機の中央制御室の計測機器を監視する等により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

2 系統の電源喪失においては、非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は、プラント監視計測器専用設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）から必要な電源を供給する。

b. ガス放射線モニタ、水素濃度計

2 系統の電源喪失においては、非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は、速やかに復旧させる措置を行うと

ともに、他の関連計測器の確認を行うなどの代替措置を行う。

2.9.1.8.3 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視機能喪失事象に対する評価

監視機能喪失により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態把握が困難となるが、監視機能であり、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態に直接的な影響を与えるものではない。また、原子炉への注水量の減少操作や、窒素封入量の減少操作といった原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を変化させる操作を実施しないこと、必要な注水量や窒素封入量が確保されていることを確認することにより、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を把握することが可能である。

2.9.2 基本仕様

2.9.2.1 主要仕様

(1) 1号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	42 (添付資料－1 図－1. No. 1～42)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	7 (添付資料－1 図－1. No. 43～49)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 °C
個数	15 (添付資料－1 図－1. No. 50～64)

(原子炉格納容器内温度)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	-40～約 300 °C
個数	7 (添付資料－1 図－1. No. 65～71)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	0～ $1.4 \times 10^4 \text{ s}^{-1}$

チャンネル数 2

c. 水素濃度計

検出器の種類 熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲 0～5 vol%
チャンネル数 2

(2) 2号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 41 (添付資料－1 図－2. No. 1～41)

(原子炉圧力容器温度)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 1 (添付資料－1 図－2. No. 78)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 11 (添付資料－1 図－2. No. 42～52)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 200 °C
個数 25 (添付資料－1 図－2. No. 53～77)

(原子炉格納容器内温度)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 8 (添付資料－1 図－2. No. 80～87)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類 シンチレーション検出器
計測範囲 $1 \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数 2

c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

(3) 3号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	42 (添付資料－1 図－3. No. 1～42)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	11 (添付資料－1 図－3. No. 43～53)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 °C
個数	25 (添付資料－1 図－3. No. 54～78)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$1 \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

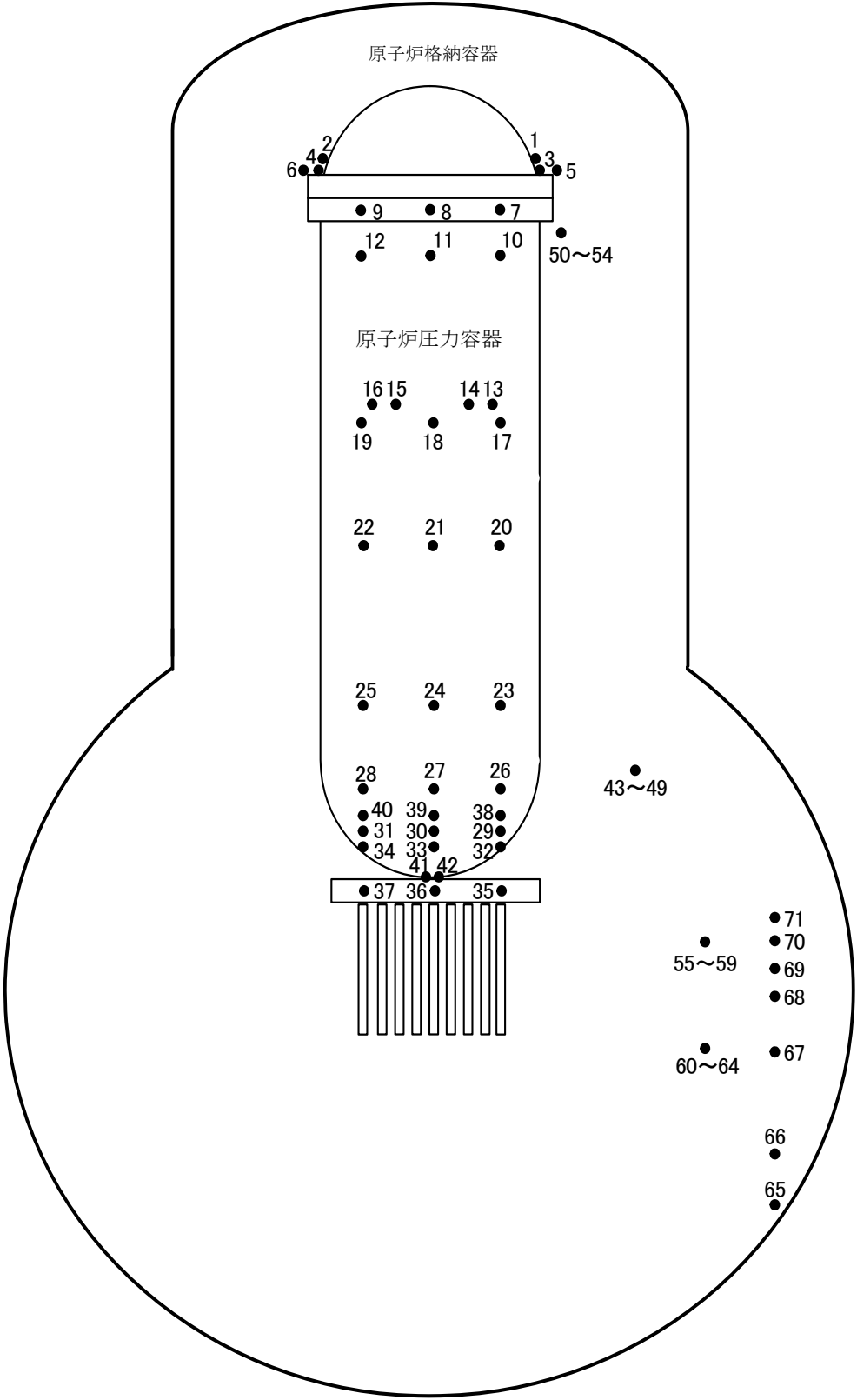
c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

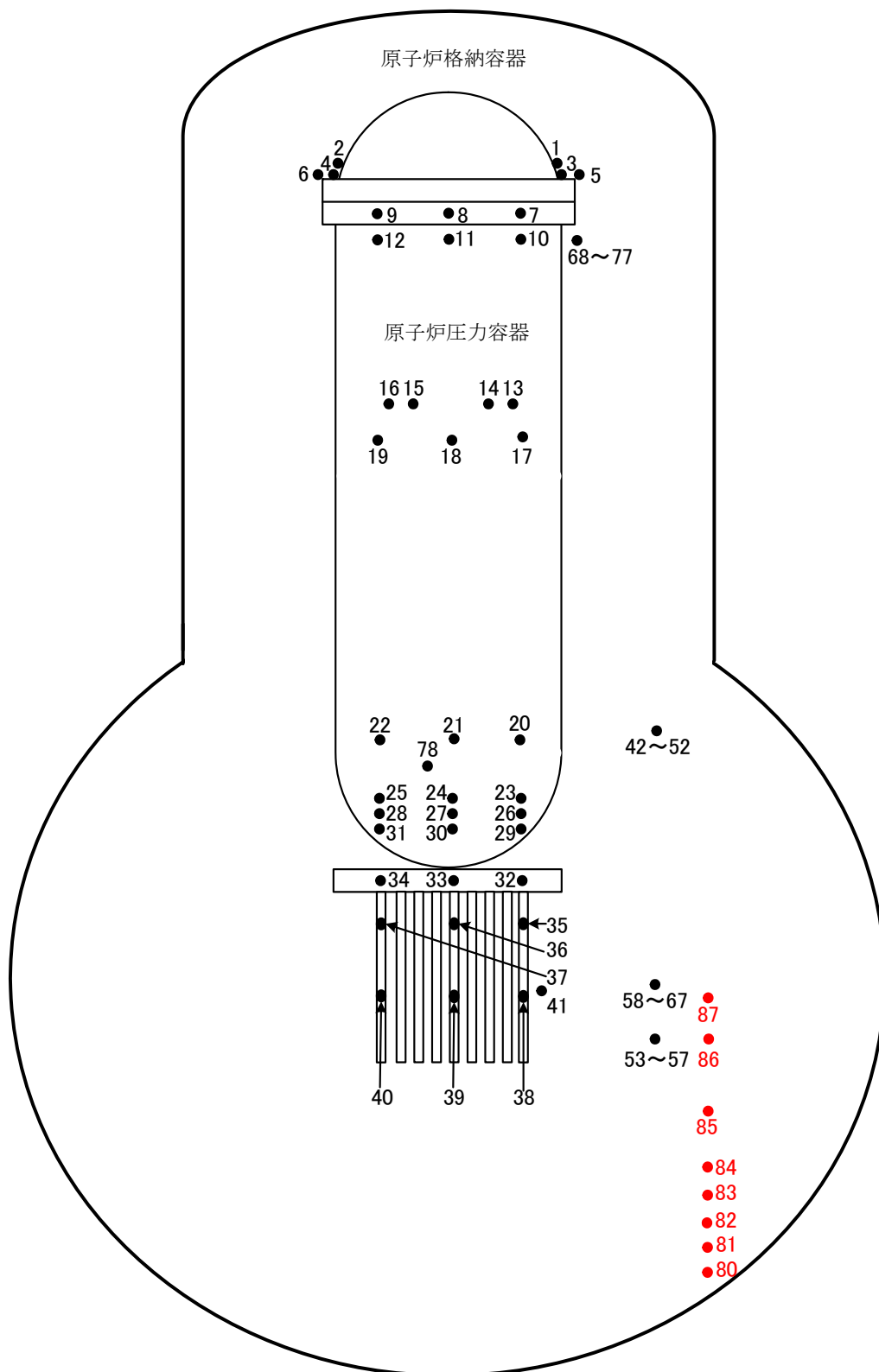
2.9.3 添付資料

添付資料－1 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図

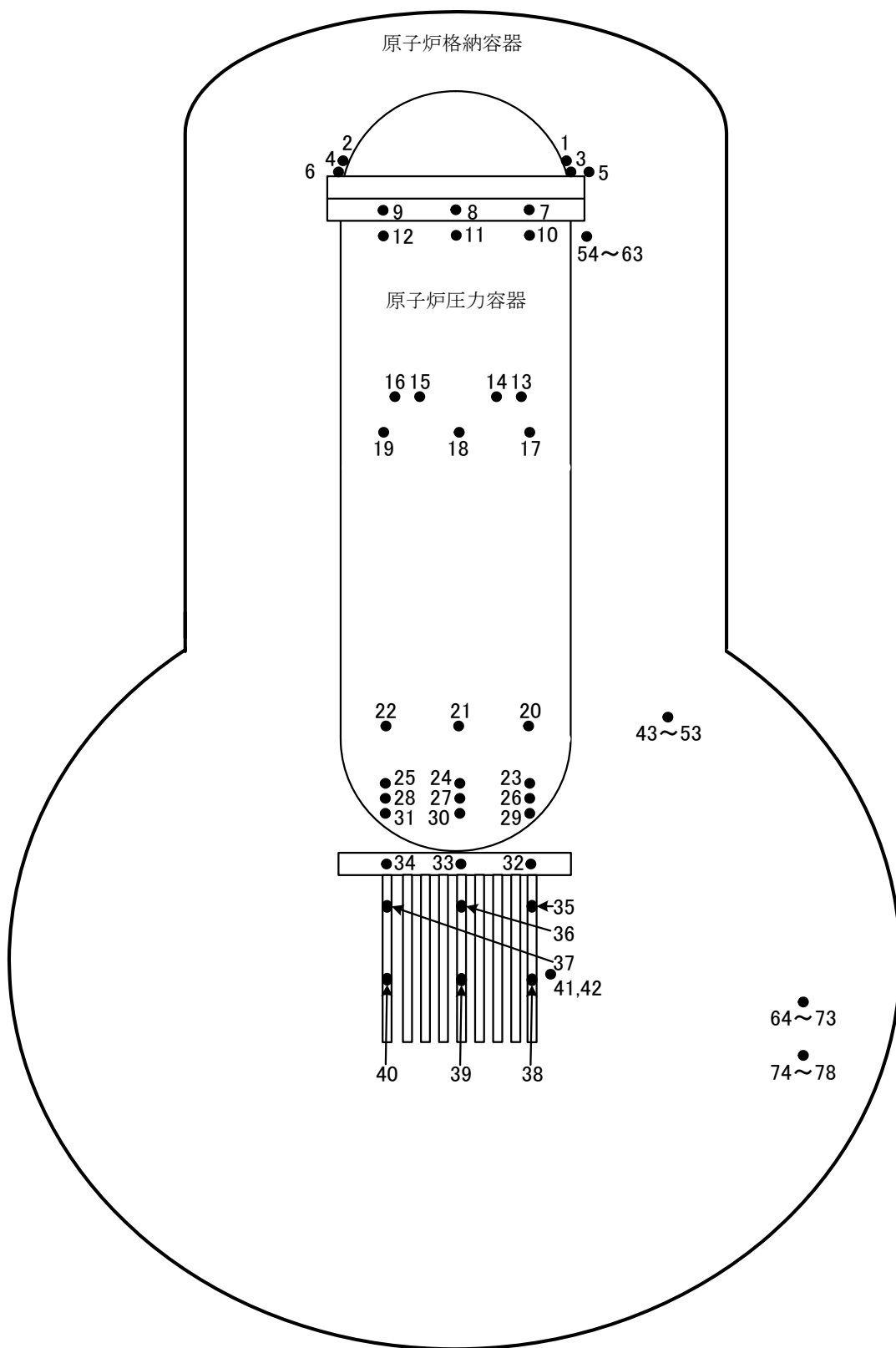
添付資料－2 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図



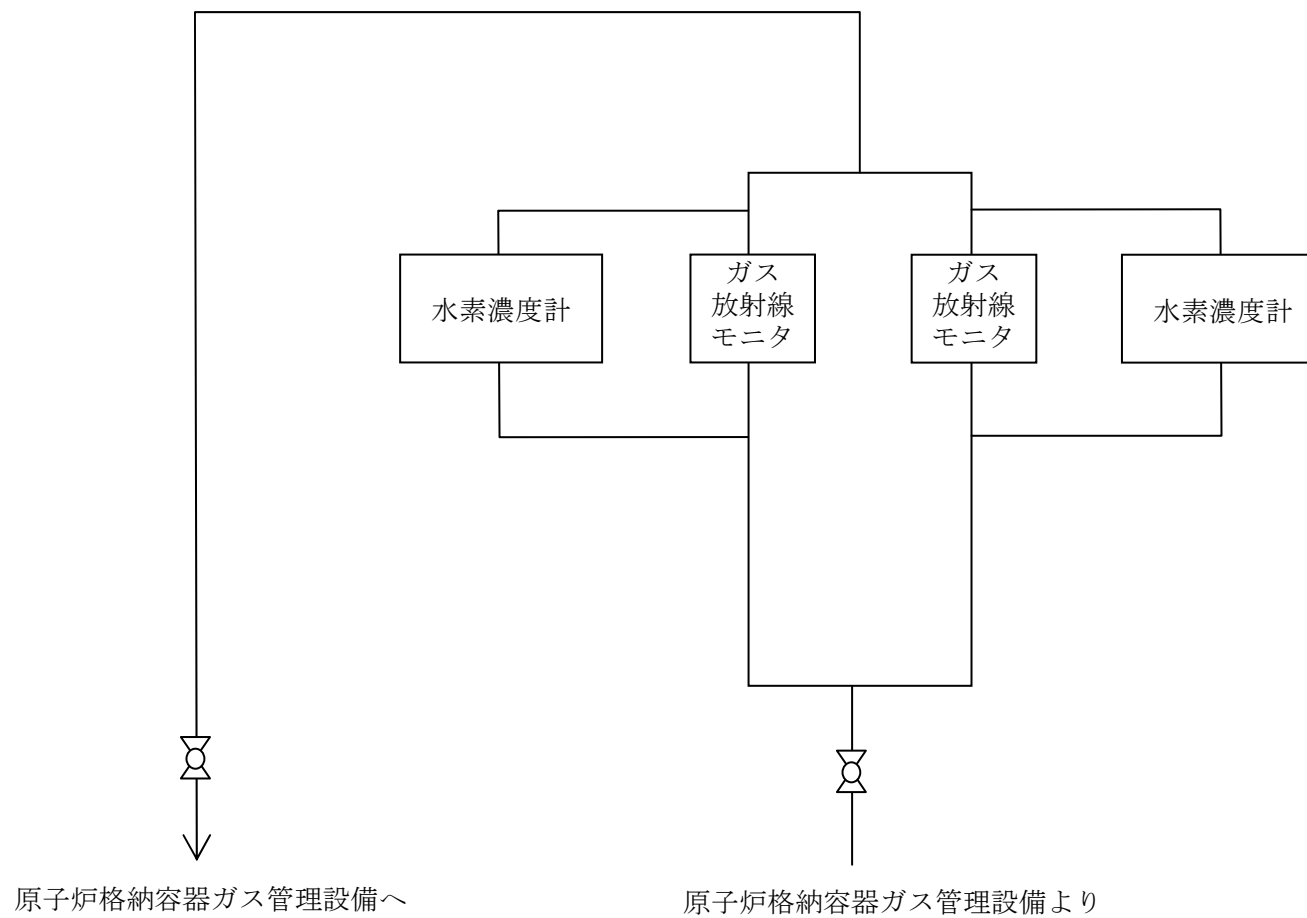
図－ 1. 1 号機 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



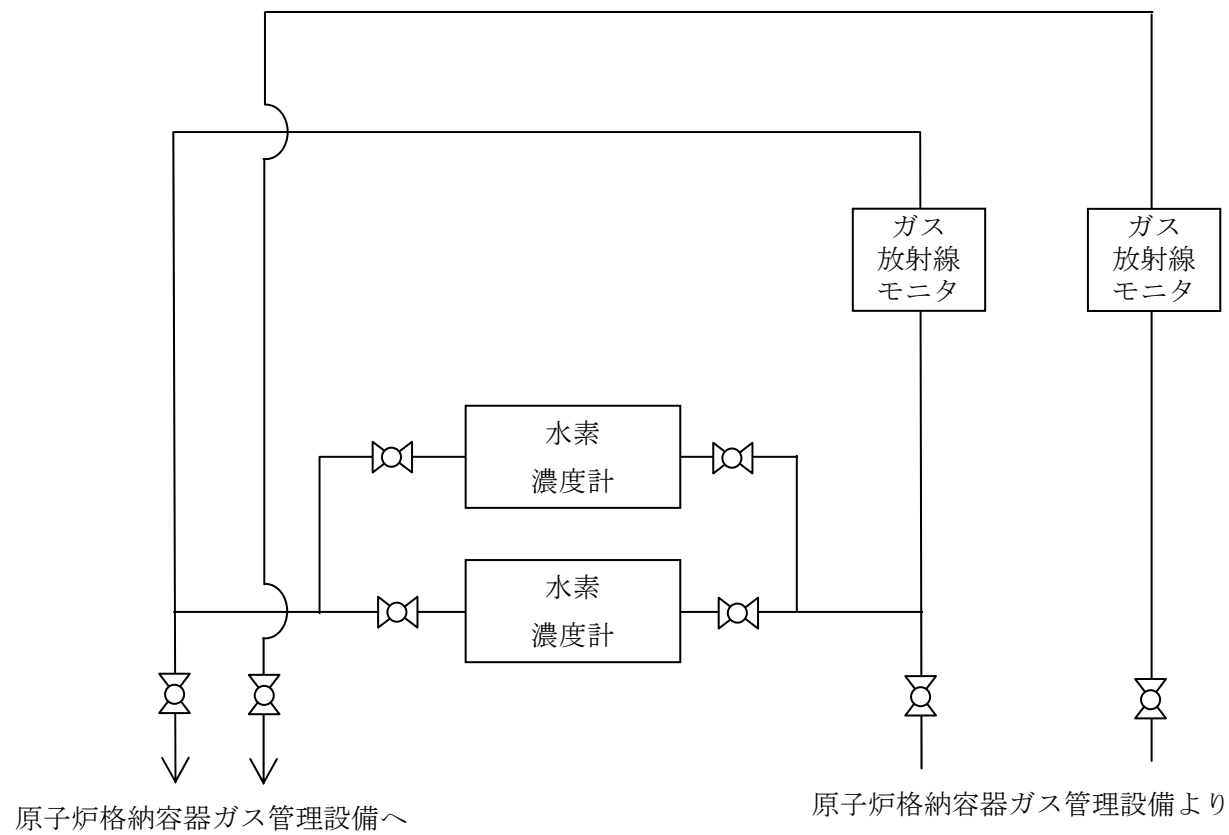
図－2. 2号機 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



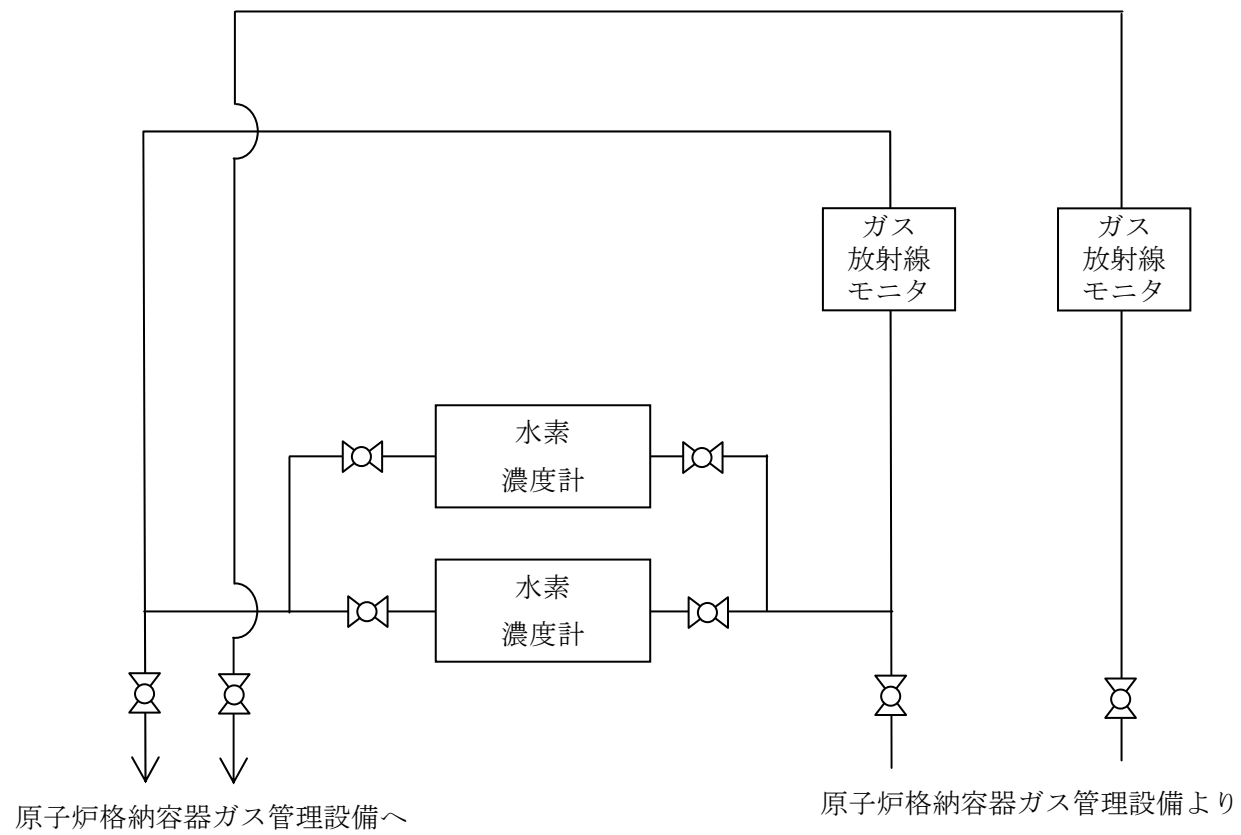
図－3. 3号機 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



図－１． １号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図



図ー 2. 2号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図



図－3. 3号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図

2.10 放射性固体廃棄物等の管理施設

2.10.1 基本設計

2.10.1.1 設置の目的

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等の管理施設は、作業員の被ばく低減、公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために、放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

2.10.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、十分な保管容量を確保し、遮蔽等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

2.10.1.3 設計方針

(1) 貯蔵設備

放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する設計とする。

発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外等の一時保管エリアを設定し、一時保管する。

伐採木は、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

使用済保護衣等は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

(2) 被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように、必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については、保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより、被ばく低減を図る設計とする。

(3) 飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は、処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には、容器、仮設保管設備、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

(4) 貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫は、2000ドラム缶約 284,500 本相当、ドラム缶等仮設保管設備は、2000ドラム缶約 23,000 本相当を貯蔵保管する能力を有し、平成 25 年 1 月現在の保管量は 185,961 本相当である。

サイトバンカは、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を約 4,300m³ 保管する能力を有し、平成 25 年 1 月現在の保管量は、サイトバンカと使用済燃料プールを合わせて制御棒 1,378 本、チャンネルボックス等 21,503 本、その他 186m³ である。

瓦礫等の一時保管エリアの保管容量は、約 329,000m³ であり、平成 25 年 1 月現在の保管量は約 131,000m³ である。また、瓦礫等の想定保管量は、平成 26 年 3 月において約 209,000m³ と見込んでおり、平成 25 年度末までの保管容量は確保されるものとする。

なお、瓦礫等の想定保管量については、計画された工事において発生する瓦礫等の物量を建屋図面の読み取り、現場調査、伐採するエリアの面積等から算出しており、発生する瓦礫等の線量分布をこれまでの実績を参考にして求めている。

ただし、想定保管量については、工事量の変動等により大きく変動する可能性があるため、保管量の増加により容量不足が見込まれる場合には、一時保管エリアを追設する。

2.10.1.4 主要な設備

(1) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫には、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の他、瓦礫類や使用済保護衣等を保管する。

瓦礫類は、材質により可能な限り分別し、容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は、第1棟～第8棟の8つの棟からなり、第6棟～第8棟については、地上1階、地下2階で構成している。これらの地下階に高線量の瓦礫類を保管した場合には、コンクリート製の1階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが、この場合には、固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界において法令で定められた管理区域の設定基準線量（1.3mSv/3ヶ月（2.6μSv/h）以下）を満足するよう運用管理を実施する。ただし、バックグラウンド線量の影響を除く。なお、最大線量と想定している表面線量率 10Sv/h の瓦礫類を地下2階一面に収納したと仮定した場合でも、固体廃棄物貯蔵庫建屋表面線量率は約 4×10^{-7} μSv/h となり、法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足することを評価している。

震災後の固体廃棄物貯蔵庫の建物調査の結果、第1棟については屋根や壁、柱の一部、第2棟については柱の一部に破損があり、第3棟と第4棟については、床の一部に亀裂

がみられるため、順次、工事計画認可申請書記載の機能を満足するよう復旧し使用していく。第5棟～第8棟については、大きな損傷はみられない。

また、固体廃棄物貯蔵庫の第1棟～第8棟のうち、第4棟～第8棟については遮蔽機能、第5棟～第8棟については耐震性を以下の工事計画認可申請書により確認している。

第1棟 建設時第17回工事計画認可申請書（45 公第 3715 号 昭和 45 年 5 月 11 日認可）

第2棟 建設時第19回工事計画認可申請書（47 公第 577 号 昭和 47 年 2 月 28 日認可）

第3棟 建設時第15回工事計画認可申請書（48 資庁第 1626 号 昭和 48 年 10 月 22 日認可）

第4棟 建設時第14回工事計画認可申請書（50 資庁第 12545 号 昭和 51 年 1 月 31 日認可）

建設時第21回工事計画軽微変更届出書（総官第 860 号 昭和 51 年 11 月 4 日届出）

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総官第 1293 号 昭和 52 年 2 月 7 日届出）

第5棟 工事計画認可申請書（平成 11・09・06 資第 11 号 平成 11 年 10 月 6 日認可）

建設時第14回工事計画認可申請書（51 資庁第 11247 号 昭和 51 年 10 月 22 日認可）

建設時第21回工事計画軽微変更届出書（総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出）

第6棟 建設時第14回工事計画認可申請書（52 資庁第 2942 号 昭和 52 年 4 月 12 日認可）

第7棟 工事計画認可申請書（55 資庁第 9548 号 昭和 55 年 8 月 28 日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官 56 第 430 号 昭和 56 年 6 月 26 日届出）

第8棟 工事計画認可申請書（56 資庁第 14021 号 昭和 56 年 11 月 30 日認可）

(2) ドラム缶等仮設保管設備

固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備には、ドラム缶等の一部を仮置きする。

ドラム缶等仮設保管設備は、建築基準法に従い設計しており、法令で定められた風圧力や地震力の外力に耐えられる設計であり、鋼材フレームに防災性膜材を張ったテント状の設備で、床面はコンクリートである。

また、ドラム缶等仮設保管設備からの放射線による作業員への被ばくを低減する観点から、仮置きするドラム缶の線量制限を表面線量率 0.1mSv/h 以下とし、保管エリアを区画するとともに、線量率の測定結果を表示し作業員に注意喚起する。

なお、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は、平成 24 年 12 月から約 3 年間とし、仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

(3) サイトバンカ

サイトバンカには、1～6号機で発生した原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を保管する。ただし、サイトバンカに保管する前段階において、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

また、構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（53 資庁第 7311 号 昭和 53 年 8 月 18 日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官 53 第 994 号 昭和 56 年 11 月 30 日届出）

(4) 使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備

使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋、運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク、地下使用済樹脂貯蔵タンク、機器ドレン廃樹脂タンク、廃スラッジ貯蔵タンク、地下廃スラッジ貯蔵タンク、沈降分離タンク、造粒固化体貯槽等である。

なお、現状において 1～4 号機及び集中環境施設設置分については水没や汚染水処理設備の設置等により高線量となっており貯蔵設備へアクセスできないことから構造強度及び耐震性について確認が困難であるため、点検が可能な容器等について、定期に外観点検または肉厚測定を行い、漏えいのないことを確認することにより間接的に状態を把握する。また、仮に放射性廃液等が漏えいしたとしても滞留水に対する措置により系外へ漏えいする可能性は十分低く抑えられている（Ⅰ.2.2.7、Ⅱ.2.6 参照）。

5 号機及び 6 号機の貯蔵設備を含む固体廃棄物処理系については、工事計画認可申請書等により、構造強度及び耐震性ならびに建屋内壁による遮へい機能を確認している。主要な設備・機器について以下に示す。

a. 5 号機

(a) 廃棄物地下貯蔵設備使用済樹脂貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57 資庁第 13908 号 昭和 57 年 11 月 9 日認可）

(b) 廃棄物地下貯蔵設備廃スラッジ貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57 資庁第 13908 号 昭和 57 年 11 月 9 日認可）

(c) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジ放出混合ポンプ

建設時第 3 回工事計画認可申請書（47 公第 11378 号 昭和 48 年 2 月 19 日認可）

建設時第 9 回工事計画変更認可申請書（49 資庁第 15900 号 昭和 50 年 3 月 10 日認可）

建設時第 2 3 回工事計画変更認可申請書（52 資庁第 519 号 昭和 52 年 3 月 1 日認可）

(d) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジブースタポンプ

建設時第 3 回工事計画認可申請書（47 公第 11378 号 昭和 48 年 2 月 19 日認可）

- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- 建設時第 2 3 回工事計画変更認可申請書 (52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)
- (e) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージポンプ
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- 建設時第 2 3 回工事計画変更認可申請書 (52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)
- 建設時第 2 8 回工事計画軽微変更届出書 (総官第303号 昭和52年5月30日届出)
- (f) 液体・固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- (g) 液体・固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 8 回工事計画軽微変更届出書 (総官第534号 昭和49年7月29日届出)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- 建設時第 2 3 回工事計画変更認可申請書 (52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)
- (h) 液体・固体廃棄物処理系機器ドレン系廃スラッジサージタンク
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 4 回工事計画軽微変更届出書 (総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- (i) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージタンク
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 4 回工事計画軽微変更届出書 (総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- (j) 液体・固体廃棄物処理系原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 4 回工事計画軽微変更届出書 (総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- (k) 液体・固体廃棄物処理系廃スラッジ貯蔵タンク
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- (l) 液体・固体廃棄物処理系フェイズセパレータ
- 建設時第 3 回工事計画認可申請書 (47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
- 建設時第 4 回工事計画軽微変更届出書 (総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
- 建設時第 9 回工事計画変更認可申請書 (49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
- (m) 廃棄物地下貯蔵設備建屋
- 工事計画認可申請書 (57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)
- (n) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第 3 0 回工事計画軽微変更届出書（総官第961号 昭和52年10月8日届出）

b. 6 号機

(a) 液体固体廃棄物処理系原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第 4 回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(b) 液体固体廃棄物処理系機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第 4 回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c) 液体固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第 4 回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(d) 液体固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第 4 回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第 7 回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(e) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第 1 6 回工事計画認可申請書（53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可）

(5) 覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には、瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は、線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は、地面を掘り下げ、底部にベントナイトシート、遮水シート、保護土を設置し、瓦礫類を収納して上から保護シート、緩衝材、遮水シート、土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し、飛散、地下水汚染を防止する。また、保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

なお、覆土式一時保管施設に用いる遮水シートは、覆土の変形ならびに地盤変状に追従できるよう、引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。

(6) 伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には、伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。

伐採木一時保管槽は、擁壁または築堤等にて保管槽を設置し、収納効率を上げるために伐採木（枝葉根）を減容し保管槽に収納して、保護シート、土、遮水シートで覆う構造である。また、伐採木（枝葉根）は、保管中の腐食による沈下を考慮する。

なお、伐採木一時保管槽に用いる遮水シートは、覆土の変形に追従できるよう、引張

伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、保管槽の修復や伐採木の取り出しを行う。

2.10.2 基本仕様

2.10.2.1 主要仕様

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（1～6 号機共用）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

(2) ドラム缶等仮設保管設備

大きさ：幅約 13m×奥行約 39m

高さ：約 6m

設置個数：10

(3) サイトバンカ（1～6 号機共用）

基数：1

容量：約 4,300m³

(4) 仮設保管設備

a. 一時保管エリア A 1（テント）

大きさ：幅約 33m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

b. 一時保管エリア A 2（テント）

大きさ：幅約 51m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

(5) 覆土式一時保管施設

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 4.5m（最大約 6m）

設置個数：4

保管容量：約 4000m³/箇所

上部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部、法面部：保護土、遮水シート、ベントナイトシート

(6) 伐採木一時保管槽

大きさ：1 槽あたり，200m² 以内

高さ：約 3m

保管容量：1 槽あたり，**約** 600m³ 以内

上部：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート

槽間の離隔距離：2m 以上

2.10.3 添付資料

添付資料－1 覆土式一時保管施設の主要仕様

添付資料－2 覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

添付資料－3 伐採木一時保管槽の主要仕様

添付資料－4 伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

添付資料－5 放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

表 2. 10-1 一時保管エリア一覧

エリア名称	保管物
固体廃棄物貯蔵庫	瓦礫類
一時保管エリア A 1	瓦礫類
一時保管エリア A 2	瓦礫類
一時保管エリア B	瓦礫類
一時保管エリア C	瓦礫類
一時保管エリア D	瓦礫類
一時保管エリア E 1	瓦礫類
一時保管エリア E 2	瓦礫類
一時保管エリア F 1	瓦礫類
一時保管エリア F 2	瓦礫類
一時保管エリア G	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア H	伐採木 (枝葉根・幹)
一時保管エリア I	伐採木 (幹)
一時保管エリア J	瓦礫類
一時保管エリア L	瓦礫類
一時保管エリア M	伐採木 (幹)
一時保管エリア N	瓦礫類
一時保管エリア O	瓦礫類
一時保管エリア P 1	瓦礫類
一時保管エリア P 2	瓦礫類
一時保管エリア Q	瓦礫類
一時保管エリア R	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア S	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア T	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア U	瓦礫類
一時保管エリア V	伐採木 (枝葉根・幹)

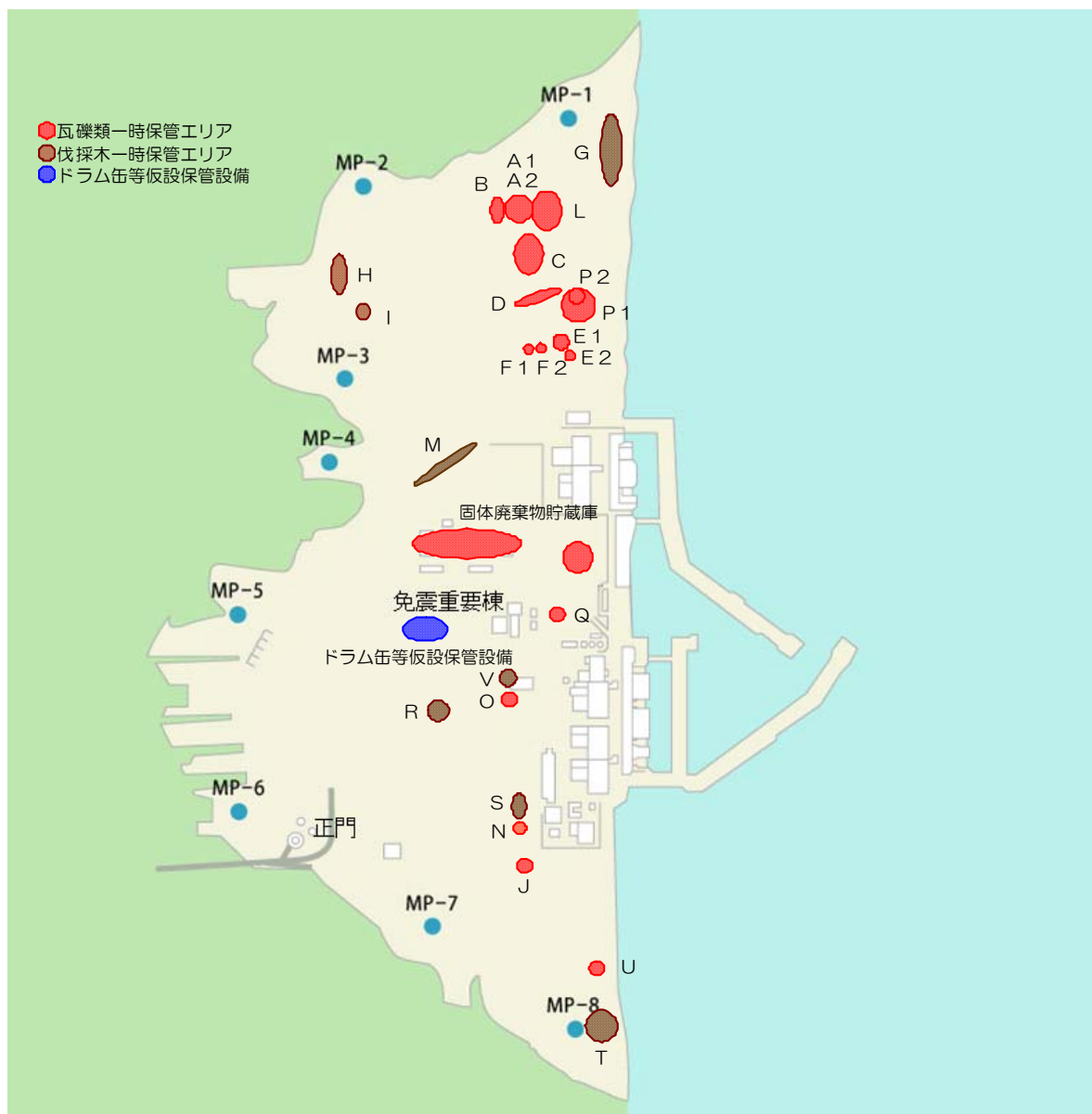


図 2. 10-1 一時保管エリア配置図

覆土式一時保管施設の主要仕様

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 4.5m（最大約 6m）

設置個数：4

保管容量：約 4,000m³/箇所

上 部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

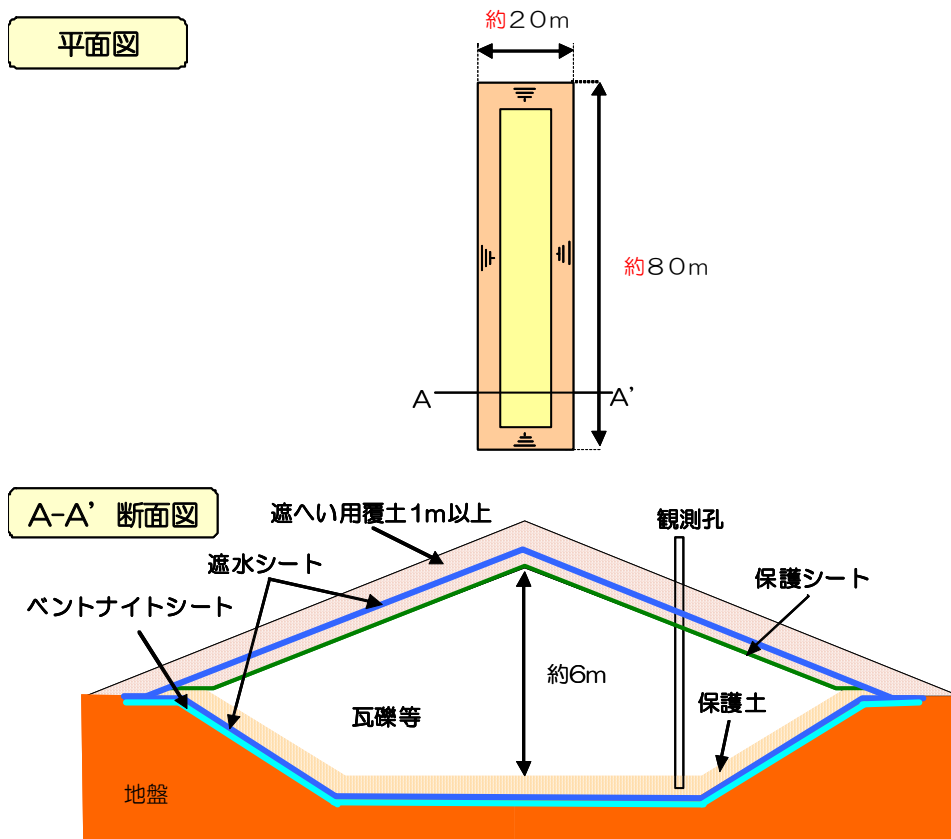


図 覆土式一時保管施設概略図

覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

	瓦礫類搬入時	瓦礫類搬入後 保管状態
飛散抑制対策	・搬入した瓦礫類は、仮設テントで覆い飛散を抑制する。	・瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート※ ¹ を敷設し、さらに覆土し飛散を抑制する。
雨水等の浸入防止、地下水汚染防止対策	・底部にベントナイトシート、遮水シート※¹を敷設し、その上に遮水シート※¹を保護するための土を敷く。 ・底面には、縦断勾配を設ける。槽内の最も低い位置には観測孔を設け、孔の底部には釜場を設置する。 ・雨水や地下水が槽内に浸入した場合には、観測孔から水を回収し、保管または処理を実施する。	
	・瓦礫類の搬入時は、仮設テントで覆いをして、瓦礫類に雨がかからないようにする。	・瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート※ ¹ を敷設し、さらに覆土し雨水等の流入を防止する。
遮蔽対策	・瓦礫類を搬入した後、覆土する。	・瓦礫類の搬入が全て終了した後は、覆土する。覆土の厚さは搬入時とあわせて 1m 以上とする。
保管管理	・観測孔を用いて定期的に槽内の水位計測を行い、槽内に雨水や地下水が浸入していないことを確認する。 ・施設の周辺の空間線量率、空气中放射性物質濃度を定期的に測定し、線量率測定結果を表示する。 ・地下水の放射能濃度を定期的に測定する。 ・外観確認により、覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。 ・施設の保管量を確認する。 ・一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立ち入りを制限する。	
異常時の措置	・地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。	

※1：遮水シート

(1) 耐久性

遮水シートの耐久性に関して、最も影響が大きい因子は紫外線の暴露であるが、本施設では覆土により直接紫外線を受けない環境下にあることから、長期の耐久性を期待できる。

本施設で使用する HDPE シート（高密度ポリエチレン）は、耐候性試験 5000 時間（自然暴露で約 15 年に相当）で 80%以上の強度を持つことが規定されている¹⁾。

また、ポリエチレンの耐放射線性については、 10^5Gy 程度までは良好な耐放射線性を有すると報告されている²⁾。今回、一時保管する瓦礫類の放射線量率は最大 30mSv/h 程度（約 30mGy/h ）であることから、十分長い期間について、放射線による遮水シートの劣化が表れることはないと考えられる。

遮水シートの耐久性については、熱安定性、耐薬品性等についても品質上の規定が設けられており¹⁾、いずれの項目についても基準を満足することを確認した。

(2) 施工時の品質確認

シート施工の際、以下に示す試験によりシートの品質確認を行う。

a. 加圧試験（シート自動溶着部の水密性の確認）

シートの自動溶着部全数に対して、加圧試験を実施し、漏気がなく、圧力低下率が 20% 以下であることを確認する。

b. 負圧試験（シート手溶着部の水密性の確認）

シートの手溶着部全数に対して、負圧試験を実施し、気泡が発生しないことを確認する。

c. スパーク試験（シート母材の水密性の確認）

シート全面に対して、スパーク試験を実施し、スパークが発生しないことを確認する。

1) 出典：日本遮水工協会ホームページ（遮水シート日本遮水工協会自主基準）

2) 出典：先端材料シリーズ 照射効果と材料 日本材料学会編（図 3.12 種々の高分子材料における耐放射線性の比較）

伐採木一時保管槽の主要仕様

大きさ：1 槽あたり，200m² 以内

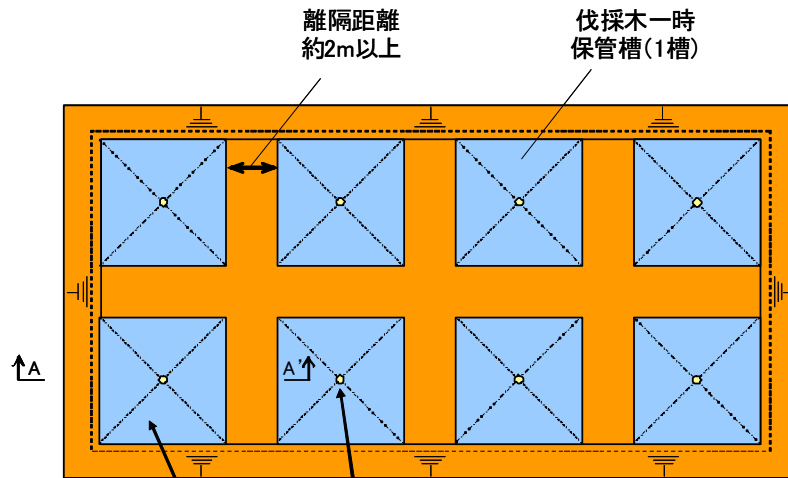
高 さ：約 3m

保管容量：1 槽あたり，**約** 600m³ 以内

上 部：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート

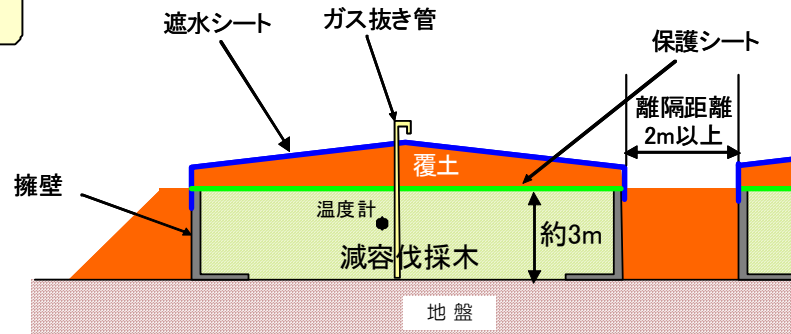
槽間の離隔距離：2m 以上

標準配置図



標準断面図
(擁壁タイプ)

A-A' 断面



標準断面図
(築堤タイプ)

A-A' 断面

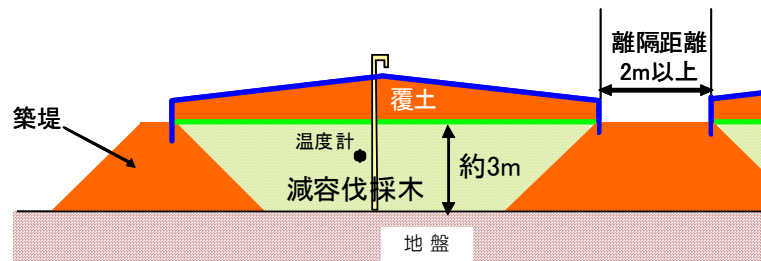


図 伐採木一時保管槽概略図

なお，保管槽の配置および形状は，現地の地形状況に応じて可能な限り効率的に配置する計画としているため，概略図通りとならない場合がある。

伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

飛散抑制対策	減容した伐採木に覆土し，飛散を抑制する。
防火対策	- 減容した伐採木に覆土後，遮水シート※1を敷設することにより，雨水等の流入の防止，空気中の酸素供給を抑制し，減容した伐採木の発酵発熱を抑制する。 1槽あたりの設置面積を200m²以内とし，各保管槽との間に2m以上の離隔距離をとることにより，火災時の延焼を防止する。 - 覆土することによって，もらい火，不審火を防ぐ構造とする。 - 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
遮蔽対策	減容した伐採木を覆土する。
保管管理	- 保管槽の周辺の空間線量率，空気中放射性物質濃度を定期的に測定し，線量率測定結果を表示する。 - 外観確認により，遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。 - 保管槽の保管量を確認する。 - 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，関係者以外の立ち入りを制限する。 - 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
異常時の措置	- 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など保管槽に異常が認められた場合には，異常の程度に応じて，保管槽の修復を行う。 - 保管槽内において異常な温度上昇が認められた場合には，冷却等の措置を行う。

※1：遮水シートは，瓦礫類の覆土式一時保管施設と同等の品質である。

放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

設備	平成25年												平成26年												平成27年			
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4			
覆土式一時保管施設	3槽目、4槽目設置																											
	〇〇〇〇〇〇												〇〇〇〇〇〇															
	工事開始時期は未定																											
伐採木一時保管槽	伐採木一時保管槽設置												伐採木搬入															