2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

2.11.1 基本設計

2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは，燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）の設置による作業環境の整備，燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い，燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備（以下，「燃料取り出し設備」という。）は，燃料取扱設備，構内用輸送容器，燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成され，燃料取り出し用カバーにより支持される。なお，燃料の原子炉建屋外への搬出には，構内用輸送容器を使用する。

また，クレーンはオペレーティングフロア上での資機材運搬や揚重等にも使用する。

2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，二重のワイヤなどにより落下防止を図る他，駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また，遮蔽，臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮蔽，臨界防止を考慮した設計とする。また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器については，燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備の支持，作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

2.11.1.3 設計方針

燃料取り出し設備は，「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（平成 24 年 11 月 7 日原子力規制委員会決定。以下，「措置を講ずべき事項」という。）」等の規制基準を満たす設計とする。

その上で，燃料取り出し設備の設計において特に留意すべき点は，以下のとおり。

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け，貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや種々のインターロックを設け，また，

クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮蔽

燃料取扱設備は，使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を，燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とするか，放射線防護のための適切な遮蔽を設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は，燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため，放射線モニタを設け放射線レベルを測定し，これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に，過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し，放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け，圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも，フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失，ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は，適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また，破損燃料を取り扱う場合，燃料取扱設備は，破損形態に応じた適切な取扱手法により，移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮蔽

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも，燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは，燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう，風雨を遮る設計とする。

また，必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し，カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋から大気への開放部分を低減するとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより，カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制し，敷地周辺の線量への影響を達成できる限り低減できる設計とする。

(4) 大型カバー（燃料取り出し用カバー）

大型カバーは，その必要な安全機能について，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計とする。

大型カバーは，その健全性及び能力を確認するため，適切な方法により，その必要な安全機能を検査ができる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮蔽，臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5　主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成する。なお，２号機の燃料取扱設備には，これらに加えてジブクレーンを備える。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は，使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。なお，２号機の燃料取扱機は，低床ジブクレーンとし，原子炉建屋オペレーティングフロア，燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

b. クレーン

クレーンは，オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。なお，２号機のクレーンは，低床ジブクレーンとし，原子炉建屋オペレーティングフロア，燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，２号機を除き使用済燃料プールを覆う構造としており，必要により，燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

なお，２号機については，燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する燃料取り出し用構台を新設し，既存の原子炉建屋に新たに設ける開口部から，燃料取扱設備を出し入れする構造とする。

また，燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

１号機の燃料取り出し用カバーは，大型カバーとその内部に設ける内部カバーで構成する。

なお，換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され，異常時は警報を発するなどの管理を行う。

2.11.1.6　自然災害対策等

(1) 津波

燃料取扱設備は，東北地方太平洋沖地震津波相当の津波が到達しないと考えられる原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約 30m）に設置する。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造と鋼製の外装材により構成されているが，閉空間になっておらず，津波襲来時には，水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込み，津波による影響を受けない。

(2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

燃料取り出し用カバーは，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計する。

燃料取扱設備は，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計している燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取出し用カバーは外装材で覆うことにより風雨を遮る設計とする。燃料取扱設備は，風雨を遮る設計である燃料取出し用カバー内に設置する。

燃料取扱設備および燃料取り出し用構台は建築基準法及び関連法令に従い必要に応じて避雷設備を設ける。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14　参照。

(4) 火災

燃料取り出し用カバー及び燃料取り出し用カバー内外の主要構成部材は不燃性のものを使用し，電源盤については不燃性又は難燃性，ケーブルについては難燃性のものを可能な限り使用し，火災が発生することを防止する。火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知に努めるとともに，消火器を設置することで初期消火活動を可能にし，火災による影響を軽減する。

(5) 環境条件

燃料取扱設備については，燃料取り出し用カバーに換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部及び機器等は，劣化防止を目的に，塗装を施す。

(6) 被ばく低減対策

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

また，放射線業務従事者の被ばく線量低減策として，大組した構造物をクレーンにてオペレーティングフロアへ吊り込むことにより，オペレーティングフロア上での有人作業の削減を図る。

2.11.1.7　運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する

場合には，破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により，放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8　構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，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。

燃料取扱設備は，地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は，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。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，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を原則とするが，特殊な環境下での設置となるため，必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

燃料取扱機は，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された設備については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

(b) クレーン

クレーンは，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等

を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された設備については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された設備については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

2.11.2　基本仕様

2.11.2.1　主要仕様

(1) 燃料取扱設備

（２号機，３号機及び４号機を除く）

a. 燃料取扱機

個数	1 式

b. クレーン

個数	1 式

（４号機）

a. 燃料取扱機

型式	燃料把握機付移床式	
基数	1 基	
定格荷重	燃料把握機	：450kg
	補助ホイスト	：450kg

b. クレーン

型式	天井走行式	
基数	1 基	
定格荷重	主巻	：100t
	補巻	：5t
	ホイスト	：10t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	10^{-3}～10mSv/h
個数	2 個
取付箇所	4 号機　原子炉建屋 5FL（燃料取り出し用カバーオペフロ階）

（３号機）

a. 燃料取扱機

型式	燃料把握機付移床式	
基数	1基	
定格荷重	燃料把握機	：1t
	西側補助ホイスト	：4.9t
	東側補助ホイスト	：4.9t
	テンシルトラス	：1.5t

b. クレーン

型式	床上走行式	
基数	1基	
定格荷重	主巻	：50t
	補巻	：5t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	10^{-2}～10^{2}mSv/h
個数	2個
取付箇所	3号機　燃料取り出し用カバー　燃料取り出し作業フロア

（２号機）

a. 燃料取扱機

型式	低床ジブクレーン
基数	1基
定格荷重	：1t

b. クレーン

型式	低床ジブクレーン
基数	1基
定格荷重	：47t

c. ジブクレーン

型式	低床ジブクレーン
基数	1基
定格荷重	：3.9t

d. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	10^{-2}～10^{2}mSv/h
個数	2 個
取付箇所	2 号機　燃料取り出し用構台作業エリア

(2) 構内用輸送容器

（３号機及び４号機を除く）

基数	1 式

（４号機）

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
基数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

（３号機）

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）

（４号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高） （作業環境整備区画） 約 55m（南北）×約 31m（東西）×約 23m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 送風機（給気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m^3/h
台数	3 台

c. プレフィルタ（給気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m^3/h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ（給気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m^3/h
効率	97%（粒径 0.3μm）以上
台数	3 台

e. 排風機（排気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m^3/h
台数	3 台

f. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m^3/h
台数	3 台

g. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m^3/h
効率	97%（粒径 0.3μm）以上
台数	3 台

h. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^0～10^4s^{-1}
台数	1 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400

(b) 屋外ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板 （SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

（3 号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高） （作業環境整備区画） 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^3/h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m^3/h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m^3/h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	4台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$
台数	1台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

（2号機）

a. 燃料取り出し用構台

種類	鉄骨造
寸法	約33m（南北）×約27m（東西）×約45m（地上高） （作業環境整備区画） 約33m（南北）×約27m（東西）×約17m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^3/h
台数	2 台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m^3/h
台数	4 台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m^3/h
効率	97%（粒径 0.3μm）以上
台数	4 台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$
台数	4 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

（1 号機）

a. 大型カバー

種類 鉄骨造

寸法 約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高）

（作業環境整備区画）

約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 40m（オペレーティングフロア上部高さ）

個数 1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^3/h
台数	2台（うち1台予備）

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	30,000m^3/h
台数	2台（うち1台予備）

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	30,000m^3/h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	2台（うち1台予備）

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^0～10^4s^{-1}
台数	2台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

2.11.3　添付資料

添付資料－１　燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－１－１　燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※1

添付資料－１－２　放射線モニタリングに関する説明書※1

添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※2

添付資料－２　構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－２－１　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※2

添付資料－２－２　破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※2

添付資料－２－３　構内輸送時の措置に関する説明書※2

添付資料－３　燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－３－１　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

添付資料－３－２　移送操作中の燃料集合体の落下※1

添付資料－４　構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－４－１　燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※1

添付資料－４－２　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－４－３　燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－５　使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※1

添付資料－６　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

添付資料－７　福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋外壁の開口設置について

添付資料－７－１　福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について

添付資料－７－２　福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋南側外壁の開口設置について

※1（２号機，３号機及び４号機を除く）及び※2（３号機及び４号機を除く）の説明書については，別途申請する。

燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

1　4 号機燃料取り扱いに関する概要

1.1　概要

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンで構成し，新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵プールから取り出し，燃料取り出し用カバーから搬出するまでの取り扱いを行うものである。

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

さらに，燃料取扱設備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設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 4 号機　燃料取扱機

燃料取扱機は使用済燃料貯蔵プール，キャスクピット上を走行し，ブリッジ，トロリ，燃料把握機，補助ホイストで構成されている。

トロリには運転台及び 1 体の燃料集合体をつかむ燃料把握機があり，燃料集合体を使用済燃料貯蔵プール内の適当な位置に移送することができる。

燃料把握機のフックは空気作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で空気源が喪失しても，フックが開とならないようにする機械的機構を有しているため，燃料集合体を確実に保持できる。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。さらに燃料取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するため，燃料把握機にインターロックを設ける。

本装置は走行，横行，昇降を安全かつ確実に行うため，各装置にインターロックを設ける。

また，地震時にも転倒することがない構造であり，走行部はレールを抱え込む構造である。

なお，燃料取扱機は崩壊熱により燃料が溶融しないよう，使用済燃料を使用済燃料貯蔵プール水中で取り扱う設計とする。

(2) 4 号機　クレーン

クレーンは，燃料取り出し用カバー内及びオペレーションフロア上で構内用輸送容器の移送を行うものである。

本クレーンは，地震時にも落下することがない構造であり，構内用輸送容器の移送中において駆動源が喪失しても確実に保持できる。

また重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

フックは玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける。

さらに，重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

1.2　4 号機　燃料落下防止対策

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンは，以下に示す落下防止対策により燃料集合体を安全かつ確実に取り扱うことができる設計とする。

燃料集合体の落下防止対策を表 1.2-1 に示す。

表 1.2-1　燃料集合体の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

1.3　4 号機　燃料取扱設備の未臨界性

燃料取扱機は，燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，未臨界性は確保される。

また，クレーンは未臨界性について評価されている構内用輸送容器に燃料集合体を収納して取り扱う。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機で保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

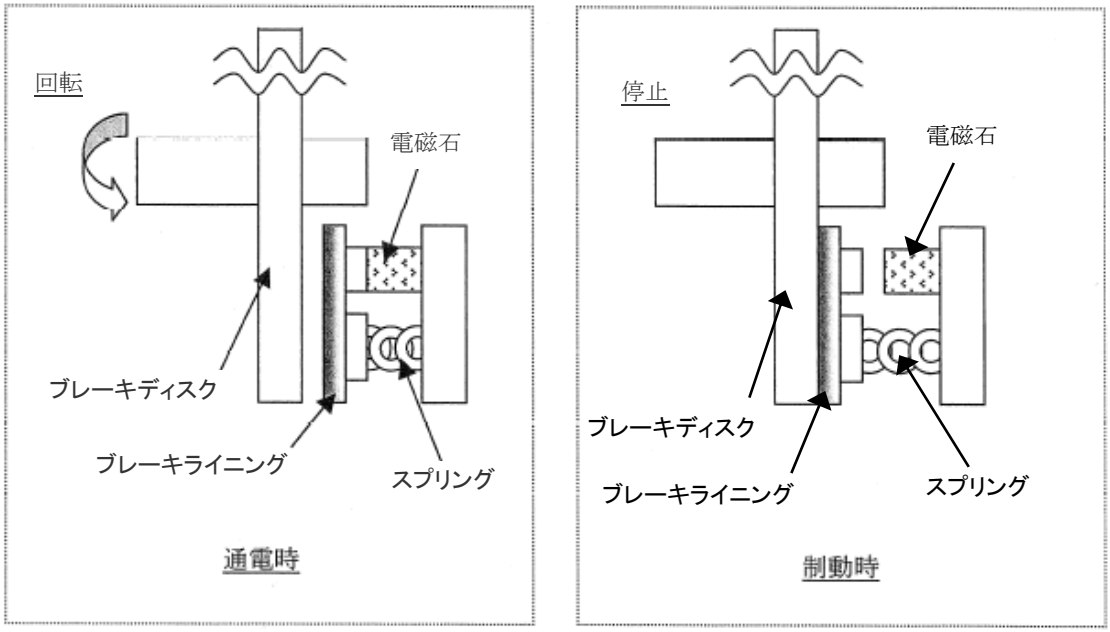
電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

電磁ディスクブレーキは，スプリング力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。電動機に通電すると，電磁コイルに電流が流れ，電磁石がスプリングの力に逆らってブレーキを解放する。

電動機を停止させると，再びスプリング力によってブレーキライニングがブレーキディスクを押しつけて制動する。電磁ディスクブレーキは，ホイストの巻上装置等に使用されている。

以下に通電（回転）時と，制動時の模式図を示す。



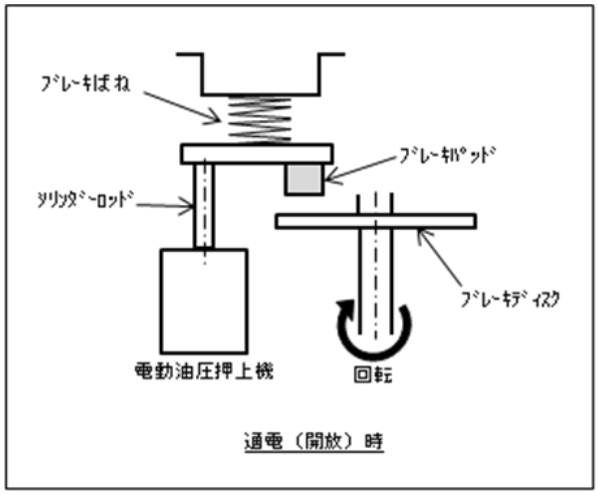
電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

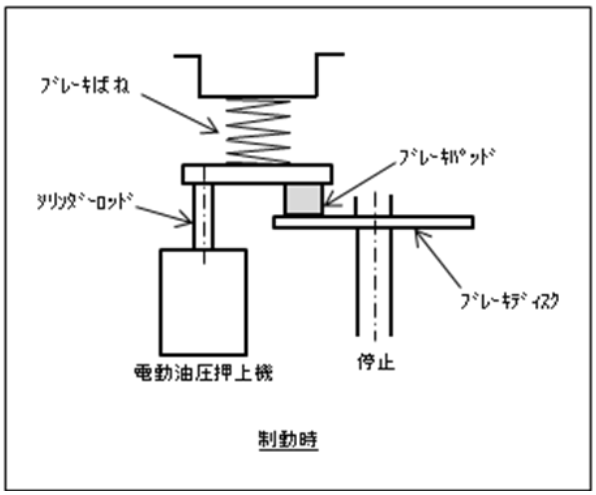
○電動油圧押上機ブレーキ（電動油圧押上機ディスクブレーキ）の動作原理

電動油圧押上機ブレーキは，ブレーキばねの力によってブレーキパッドをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると，同時に電動油圧押上機にも通電され，内蔵モータにより油圧が発生し，シリンダーロッドを押上げ，ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

巻上モータを停止させると，電動油圧押上機も停止するため，再びブレーキばねの力によってブレーキパッドがブレーキディスクを押しつけて制動する。

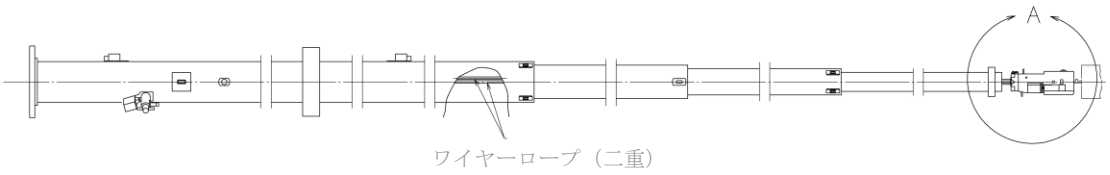
以下に通電(開放)時と，制動時の模式図を示す。

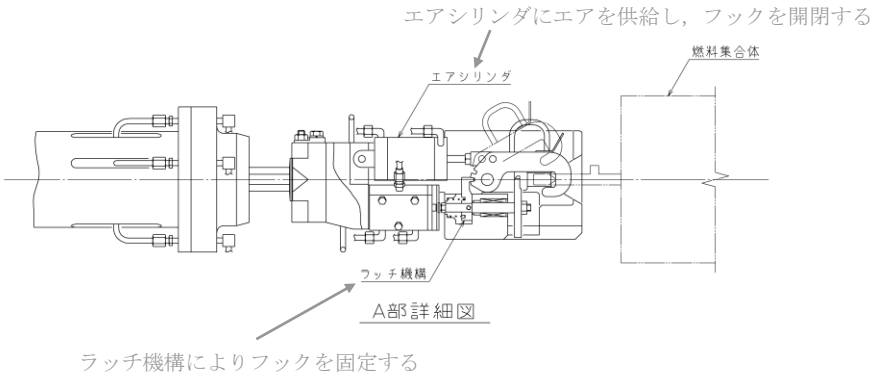




機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

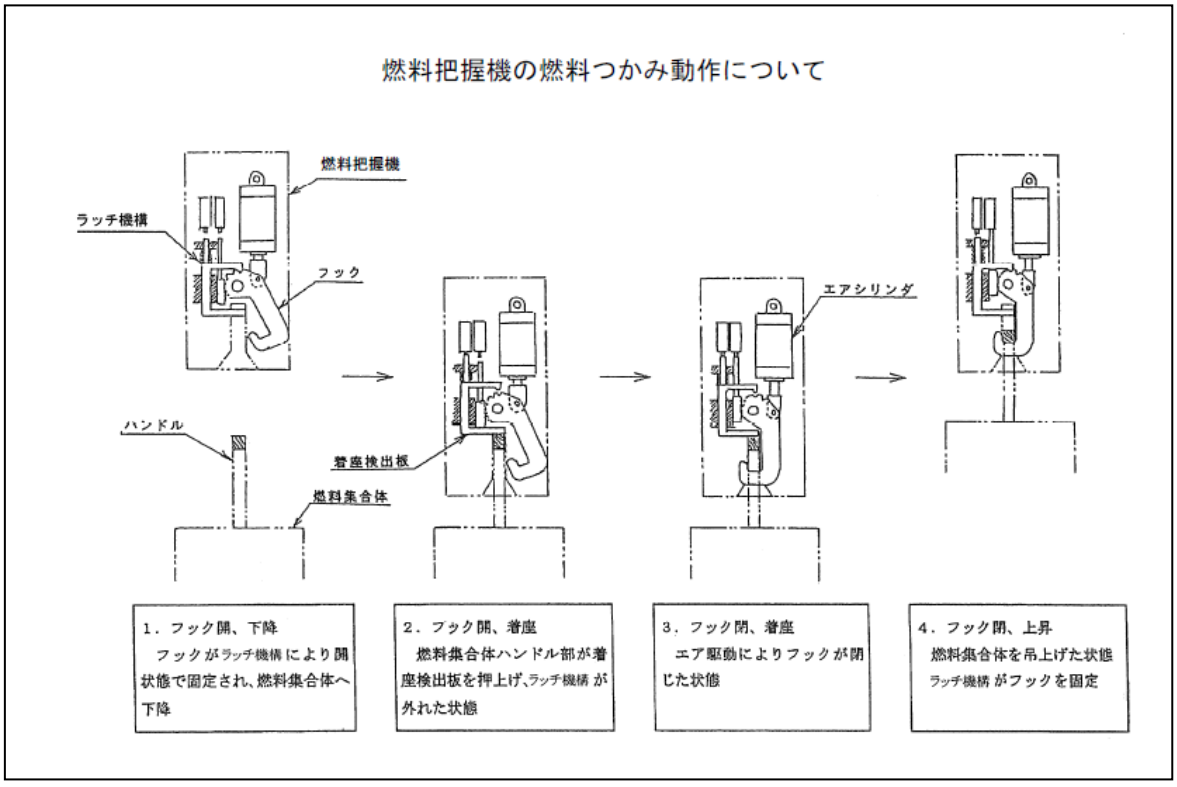
燃料把握機は，フックの駆動に用いる空気源が喪失しても，ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。





機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

燃料集合体を吊った状態においては，燃料把握機はラッチ機構により固定されフックを開くことができない。また，燃料把握時には燃料集合体ハンドル部が着座検出板を押し上げるとラッチ機構が外れる機械的インターロックを備えている。

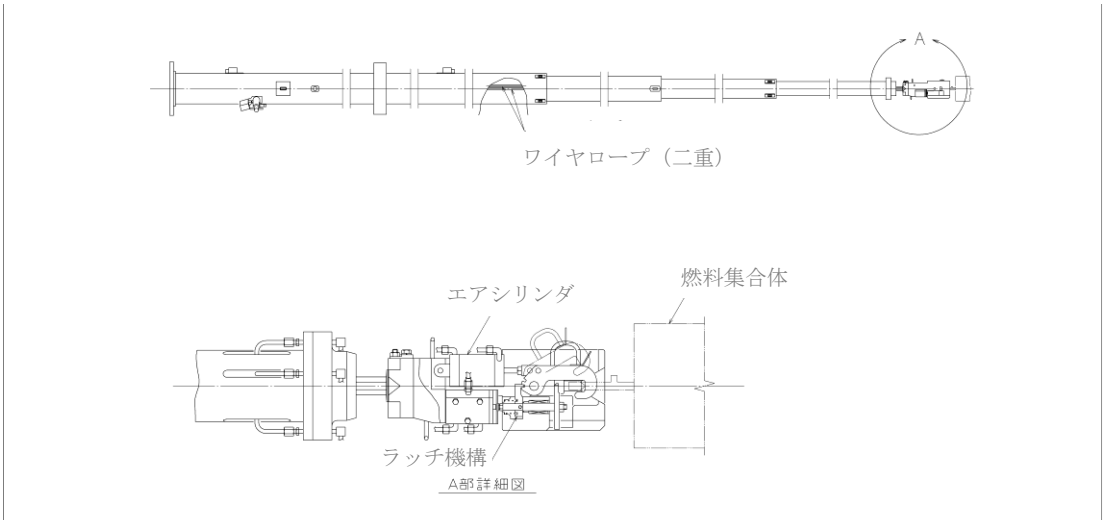


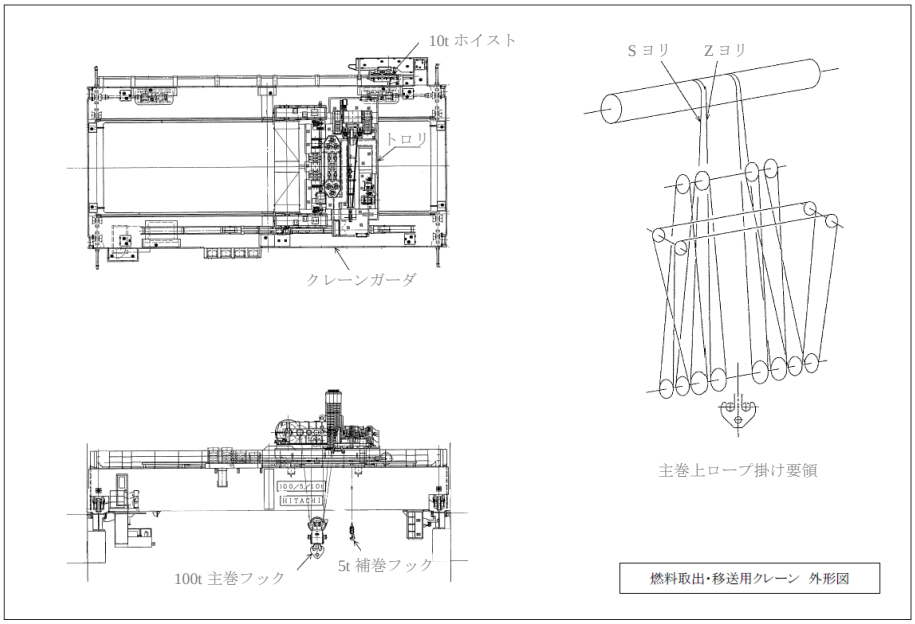
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように，必要以上の荷重を検出した場合に，燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

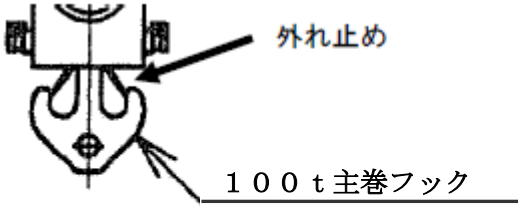
燃料把握機及びクレーンの主巻フックは，ワイヤロープを二重化し，万一ワイヤロープが 1 本切断したとしても落下を防止できる設計としている。





機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

主巻フックは，両釣形フックとし，外れ止めを有する。



2　　3号機燃料取り扱いに関する概要

2.1　概要

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンで構成し，新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵プールから取り出し，燃料取り出し用カバーから搬出するまでの取り扱いを行うものである。

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

さらに，燃料取扱設備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設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 3号機　燃料取扱機

燃料取扱機は，使用済燃料プール，キャスクピット上を走行し，ブリッジ，トロリ，燃料把握機，西側補助ホイスト，東側補助ホイスト，テンシルトラスで構成されている。

燃料把握機トロリには 1 体の燃料集合体をつかむ燃料把握機があり，燃料集合体を使用済燃料プール内の適切な位置に移動することができる。

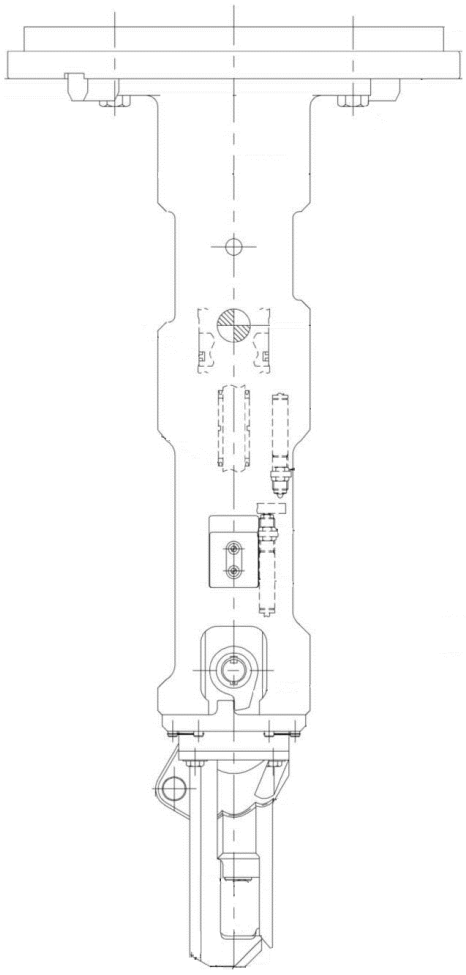
燃料把握機のフックは水圧作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で水圧源が喪失しても，フックが開とならないようにする機械的機構を有しているため，燃料集合体を確実に保持できる。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。さらに燃料取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するため，燃料把握機にインターロックを設ける。

がれき落下によるハンドル部の変形が認められる燃料集合体の一部は，通常の燃料把握機のフック（掴み具）では取り扱えないため，ハンドル部の変形状況に応じて専用の大変形用掴み具を用いる。

燃料取扱機は，運転員の誤操作を防止するため，走行，横行，昇降のそれぞれの操作について2段階の動作が必要なスイッチを設けるとともに，走行，横行，昇降を安全かつ確実に行うため各装置にインターロックを設ける。さらに，荷重計（ロードセル）を設け遠隔操作を行う運転員が荷重を確認できる設計とし，仮に過荷重となった場合にはインターロックにより上昇を阻止する設計とする。

また，燃料集合体の移送作業中における地震時においても転倒・落下することがない構造であり，走行部はレールを抱え込む構造である。

なお，燃料取扱機は崩壊熱により燃料が溶融しないよう，燃料を使用済燃料貯蔵プール水中で取り扱う設計とする。



大変形用掴み具　構造図

(2) 3号機　クレーン

クレーンは，燃料取り出し用カバー内で構内用輸送容器の移送を行うものである。

本クレーンは，構内用輸送容器の移送作業中における地震時においても転倒・落下することがない構造であり，構内用輸送容器の移送中において駆動源が喪失しても確実に保持できる。

また，重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

主巻フックは玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける。

さらに，重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

クレーンは，運転員の誤操作を防止するため，走行，横行，昇降のそれぞれの操作について２段階の動作が必要なスイッチを設ける。さらに，荷重計（ロードセル）を設け遠隔操作を行う運転員が荷重を確認できる設計とし，仮に過荷重となった場合にはインターロックにより上昇を阻止する設計とする。

2.2　3号機　燃料落下防止対策

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンは，以下に示す落下防止対策により燃料集合体を安全かつ確実に取り扱うことができる設計とする。

燃料集合体の落下防止対策を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1　燃料集合体の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

2.3　3号機　燃料取扱設備の未臨界性

燃料取扱機は，燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の未臨界性を確保する。

また，クレーンは，燃料集合体の搬出にあたって，燃料の未臨界性について評価されている構内用輸送容器に燃料集合体を収納して取り扱う。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

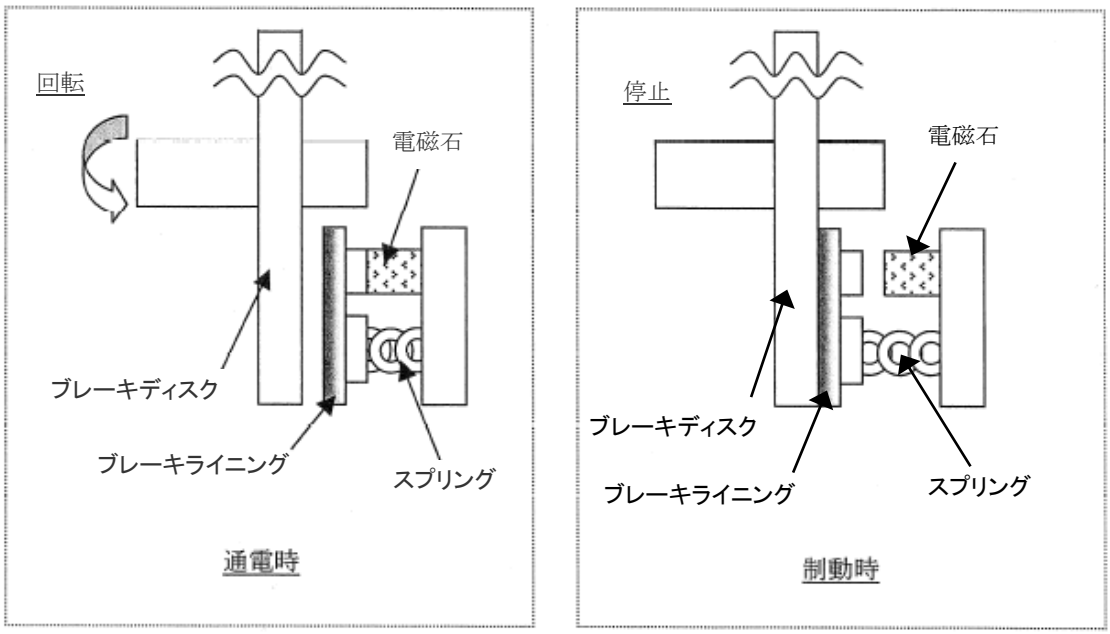
燃料取扱機の電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

電磁ディスクブレーキは，スプリング力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。電動機に通電すると，電磁コイルに電流が流れ，電磁石がスプリングの力に逆らってブレーキを解放する。

電動機を停止させると，再びスプリング力によってブレーキライニングがブレーキディスクを押しつけて制動する。電磁ディスクブレーキは，ホイストの巻上装置等に使用されている。

以下に通電（回転）時と，制動時の模式図を示す。



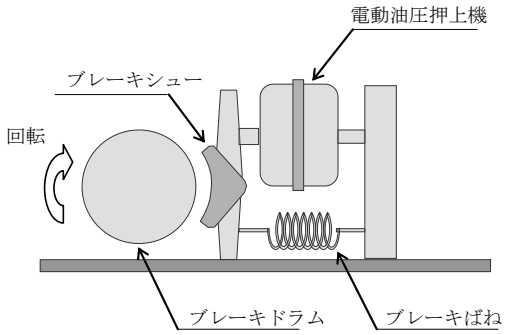
クレーンの電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電動油圧押上機ブレーキ（電動油圧押上機ドラムブレーキ）の動作原理

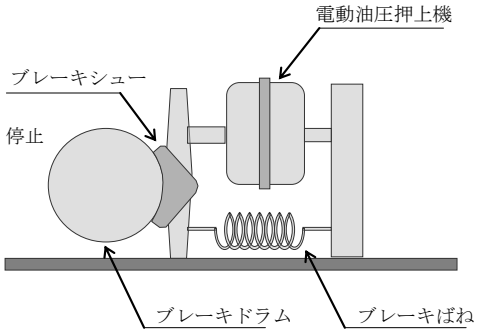
電動油圧押上機ブレーキは，ブレーキばねの力によってブレーキシューをブレーキドラムに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると，同時に電動油圧押上機にも通電され，内蔵モータにより油圧が発生し，シリンダーロッドを押上げ，ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

巻上モータを停止させると，電動油圧押上機も停止するため，再びブレーキばねの力によってブレーキシューがブレーキドラムを押しつけて制動する。

以下に通電(開放)時と，制動時の模式図を示す。



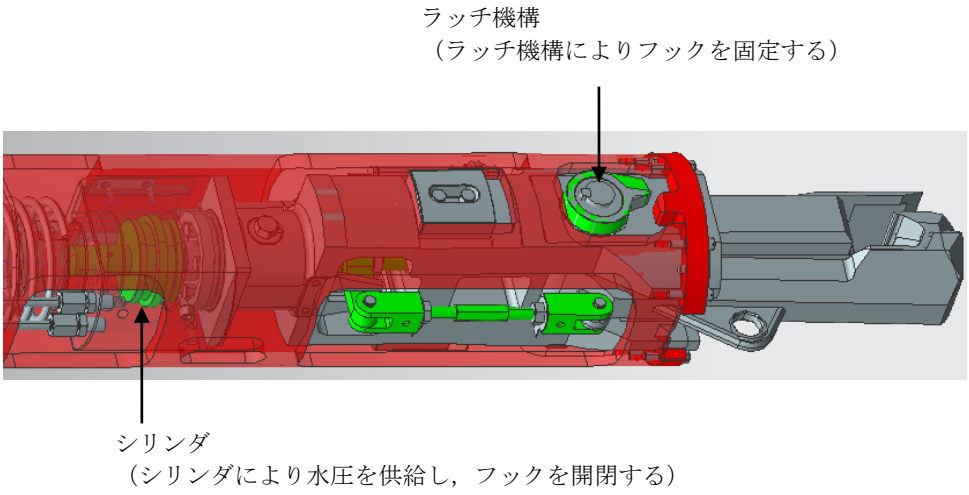
通電（開放）時



制動時

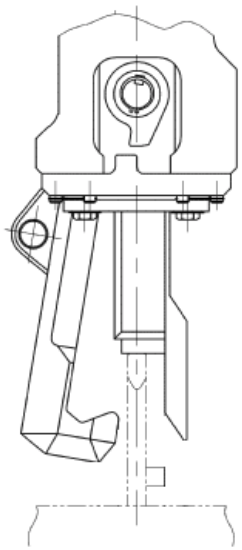
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機は、フックの駆動に用いる水圧源が喪失しても，ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。



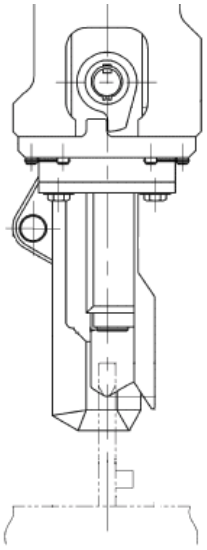
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

燃料集合体を吊った状態においては，燃料把握機はラッチ機構により固定されフックを開くことができない。また，燃料着座時には燃料集合体荷重がフックに負荷されなくなることで，フックが押し上がり，ラッチ機構が外れる機械的インターロックを備えている。



１．フック開　下降～着座

フックが開状態にて，燃料集合体へ下降，着座。



２．フック閉　着座～上昇

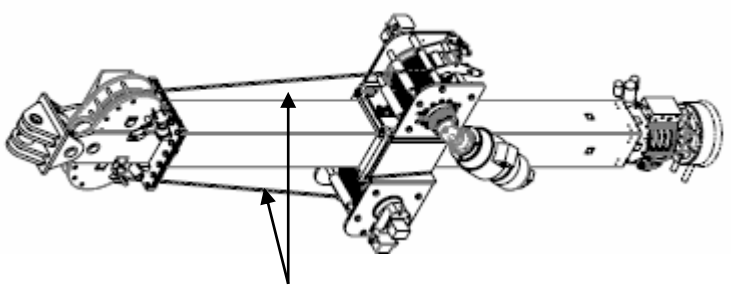
水圧駆動にてフックが閉じた後，燃料集合体を吊上げ。ラッチ機構がフックを固定。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

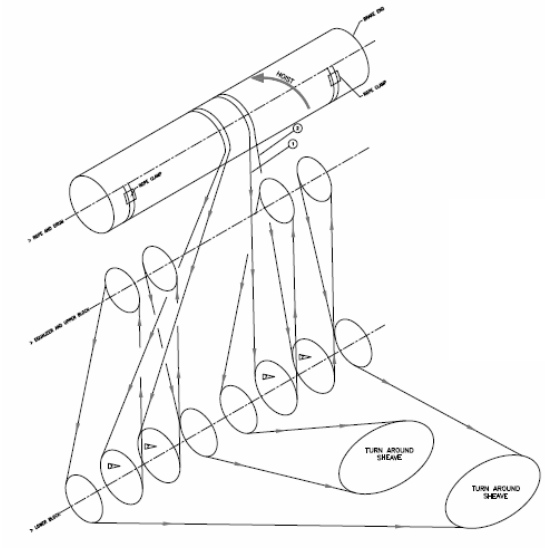
燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように，必要以上の荷重を検出した場合に，燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機及びクレーンの主巻フックは，ワイヤロープを二重化し，万一ワイヤロープが1本切断したとしても落下を防止できる設計としている。



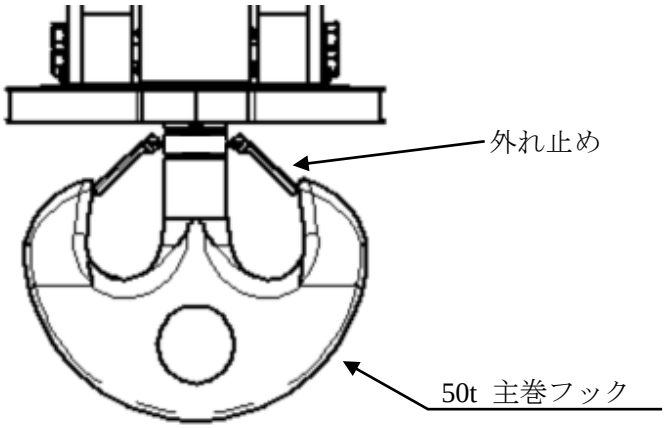
ワイヤロープ（二重）



主巻上ロープ掛け要領

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

主巻フックは、両釣形フックとし、外れ止めを有する。



3　　2号機燃料取り扱いに関する概要

3.1　概要

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンで構成し，新燃料及び使用済燃料を使用済燃料プールから取り出し，燃料取り出し用構台から搬出するまでの取り扱いを行うものである。

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

さらに，燃料取扱設備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設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 2号機　燃料取扱機

燃料取扱機は，低床ジブクレーンとし，原子炉建屋オペレーティングフロア，燃料取り出し用構台間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

旋回体には 1 体の燃料集合体をつかむ燃料把握機があり，燃料集合体を使用済燃料プール内の適切な位置に移動することができる。

燃料把握機のフックは空気圧作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で空気圧源を喪失しても，フックが開とならないようにする機械的機構を有しているため，燃料集合体を確実に保持できる。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。

燃料取扱機には，運転員の誤操作を防止するため，走行，伸縮，起伏，旋回，昇降のそれぞれ操作について 2 段階の動作が必要なスイッチを設けるとともに，走行，伸縮，起伏，旋回，昇降を安全かつ確実に行うため各装置にインターロックを設ける。さらに，荷重計（ロードセル）を設け遠隔操作を行う運転員が荷重を確認できる設計とし，仮に過荷重となった場合にはインターロックにより上昇を阻止する設計とする。

また，燃料集合体の移送作業中における地震時においても転倒・落下することがない構造であり，燃料取扱機操作時は走行台車をランウェイガーダに固定する設計とする。

(2) 2号機　クレーン

クレーンは，低床ジブクレーンとし，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内で構内用輸送容器の移送を行うものである。

本クレーンは，構内用輸送容器の移送作業中における地震時においても転倒・落下することがない構造であり，構内用輸送容器の移送中において駆動源が喪失しても当該容器を確実に保持できる。

また，重量物を移送する垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造である。

垂直吊具には構内用輸送容器トラニオン等が当該垂直吊具から外れることを防止するための装置を設ける。

さらに，重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

クレーンには，運転員の誤操作を防止するため，走行，伸縮，起伏，旋回，昇降のそれぞれの操作について2段階の動作が必要なスイッチを設ける。さらに，荷重計（ロードセル）を設け運転員が荷重を確認できる設計とし，仮に過荷重となった場合にはインターロックにより上昇を阻止する設計とする。

また，重量物の移送作業中における地震時においても転倒・落下することがない構造であり，クレーン操作時は走行台車をランウェイガーダに固定する設計とする。

3.2　2号機　燃料落下防止対策

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンは，以下に示す落下防止対策により燃料集合体を安全かつ確実に取り扱うことができる設計とする。

燃料集合体の落下防止対策を表3.2-1に示す。

表3.2-1　燃料集合体の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

3.3　２号機　燃料取扱設備の未臨界性

燃料取扱機は，燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の未臨界性を確保する。

また，クレーンは，燃料集合体の搬出にあたって，燃料の未臨界性について評価されている構内用輸送容器に燃料集合体を収納して取り扱う。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

燃料取扱機及びクレーンの巻上装置のブレーキは，駆動源喪失時にバネによりブレーキがかかり保持できるスプリングリターン機能を有している。

○スプリングリターン式ブレーキの動作原理

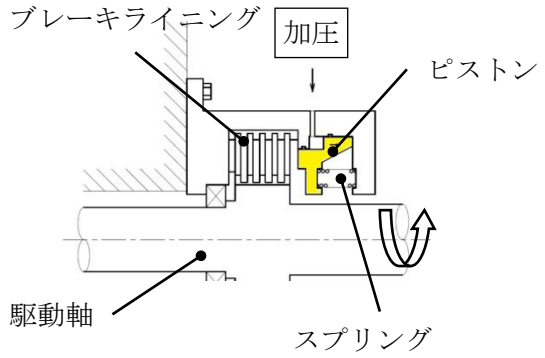
スプリングリターン式ブレーキは，スプリング力によってピストンをブレーキライニングに押しつけて巻上装置の回転を制動する。油圧シリンダが加圧されると，ピストンがスプリングの力に逆らってブレーキを解放する。

巻上装置を停止させると，再び油圧シリンダが減圧され，スプリング力によってピストンをブレーキライニングに押しつけて巻上装置の回転を制動する。

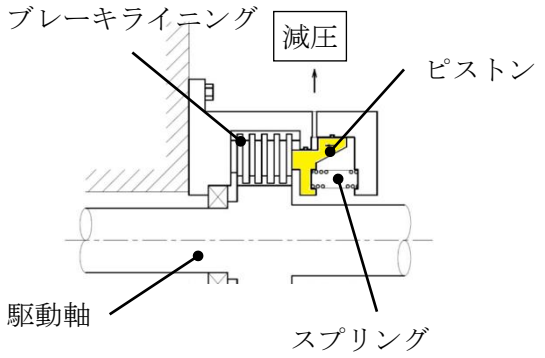
スプリングリターン式ブレーキは，燃料取扱機及びクレーンの巻上装置に使用されている。

以下にブレーキ制動時と，ブレーキ解放時の模式図を示す。

ブレーキ解放時

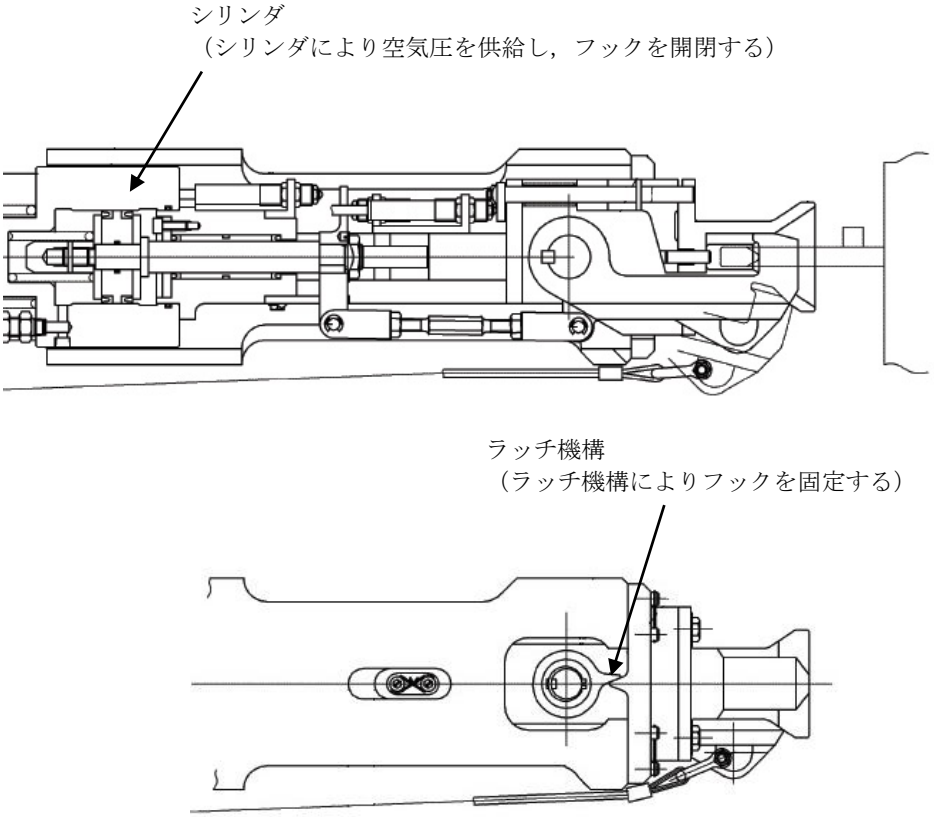


ブレーキ制動時



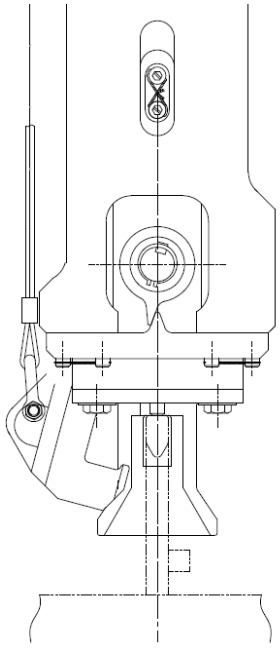
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

燃料把握機は，フックの駆動に用いる空気圧源が喪失しても，ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。

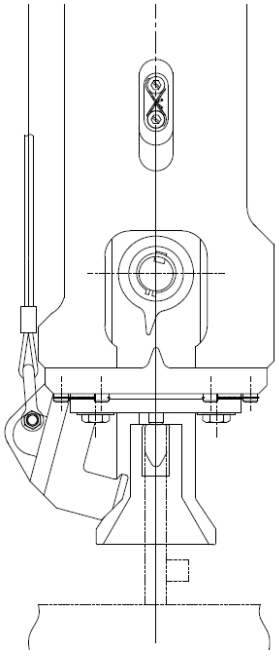


機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

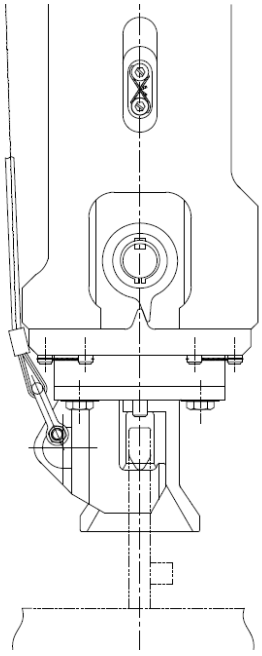
燃料集合体を吊った状態においては，燃料把握機はラッチ機構により固定されフックを開くことができない。また，燃料着座時には燃料集合体荷重がフックに負荷されなくなることでフックが押し上がり，ラッチ機構が外れる機械的インターロックを備えている。



1.フック開　下降～着座
フックが開状態にて，燃料集合体へ下降，着座。



2. 着座～ラッチ機構解除
燃料集合体に着座後，ラッチ機構解除。



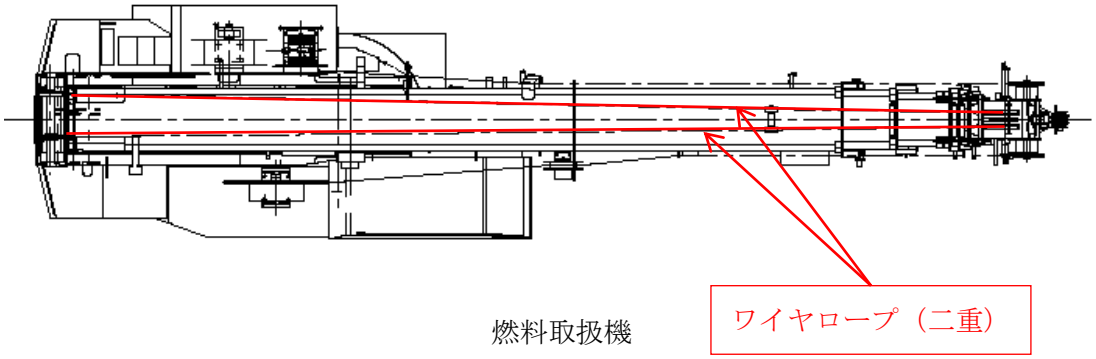
3.フック閉～上昇
空気圧駆動にてフックが閉じた後，燃料集合体を吊上げ。ラッチ機構がフックを固定。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

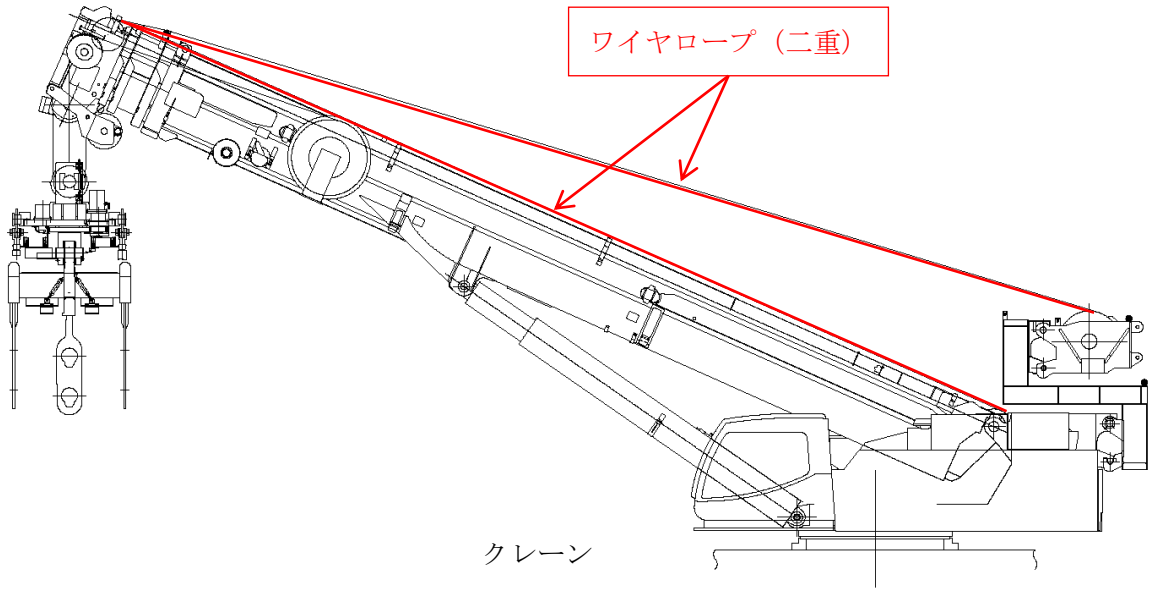
燃料把握機および垂直吊具のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように，必要以上の荷重を検出した場合に，燃料把握機および垂直吊具を上昇することができないインターロックを備えている。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

燃料取扱機及びクレーンの巻上装置は，ワイヤロープを二重化し，万一ワイヤロープが 1 本切断したとしても落下を防止できる設計としている。



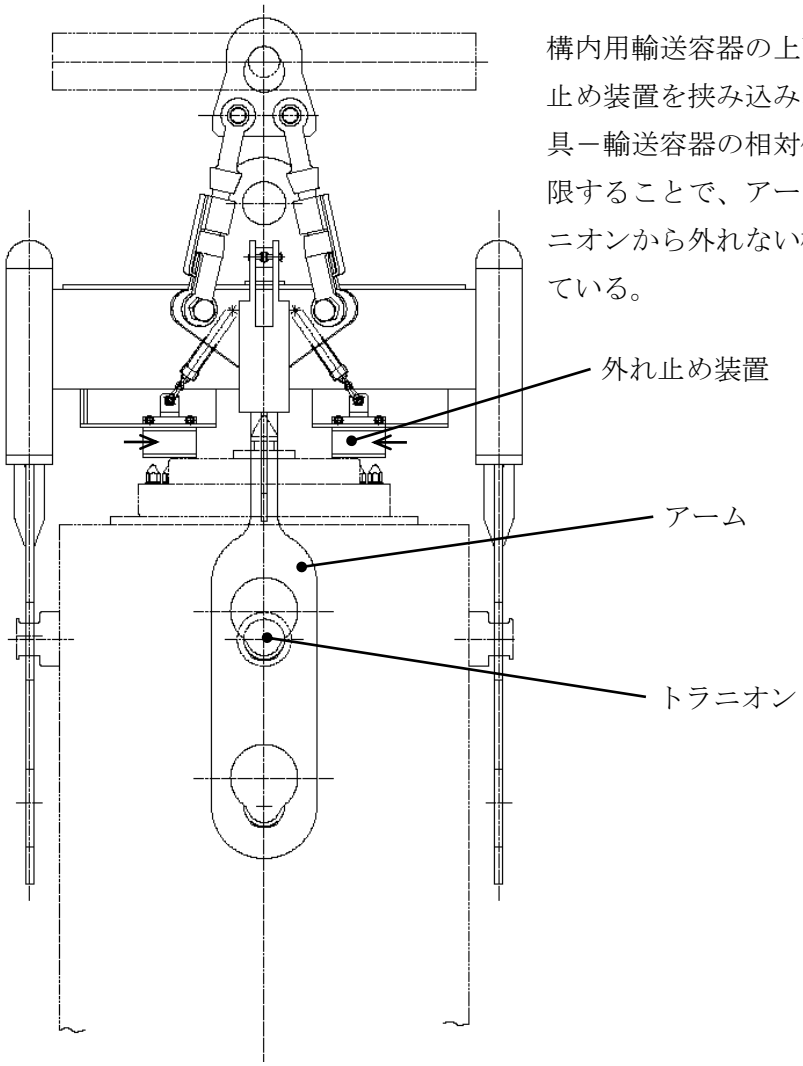
燃料取扱機



クレーン

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2)　垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4)　垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

垂直吊具は，構内用輸送容器トラニオンから垂直吊具のアームが外れることを防止する外れ止め装置を有する。



構内用輸送容器の上面に外れ止め装置を挟み込み、垂直吊具－輸送容器の相対位置を制限することで、アームがトラニオンから外れない機構としている。

垂直吊具

4　　別添

別添－１　４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

別添－２　３号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

別添－３　２号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１　４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
落下防止	機能確認		単一故障において燃料集合体を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても燃料集合体を保持し続ける構造であること。 動力源断時に電磁ブレーキで保持する構造であること。
				空気喪失時にフックが開かない構造であること。
				ラッチ機構により固定されフックを開くことができない構造であること。
				過荷重時に上昇を阻止すること。
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。
臨界防止	機能確認		燃料集合体取り扱い時の臨界防止機能について確認する。	燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造であること。
遮蔽	機能確認		燃料集合体取り扱い時の遮蔽機能について確認する。	遮蔽水深を確保した状態で取り扱えること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。 横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。

表－２　４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
落下防止	機能確認		単一故障において構内用輸送容器を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても構内用輸送容器を保持し続ける構造であること。 動力源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造であること。
				重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過させない構造であること。
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。
				フックは外れ防止装置を有する構造であること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。 横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。

３号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

３号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１　３号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
落下防止	機能確認		単一故障において燃料集合体を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても燃料集合体を保持し続ける構造であること。 動力源断時に電磁ブレーキで保持する構造であること。
				駆動水圧喪失時にフックが開かない構造であること。
				ラッチ機構により固定されフックを開くことができない構造であること。
				過荷重時に上昇を阻止すること。
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。
臨界防止	機能確認		燃料集合体取り扱い時の臨界防止機能について確認する。	燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造であること。
遮蔽	機能確認		燃料集合体取り扱い時の遮蔽機能について確認する。	遮蔽水深を確保した状態で取り扱えること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。 横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。

表－２　３号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
落下防止	機能確認		単一故障において構内用輸送容器を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても構内用輸送容器を保持し続ける構造であること。 動力源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造であること。
				重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過させない構造であること。
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。
				フックは外れ防止装置を有する構造であること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。 横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。

２号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

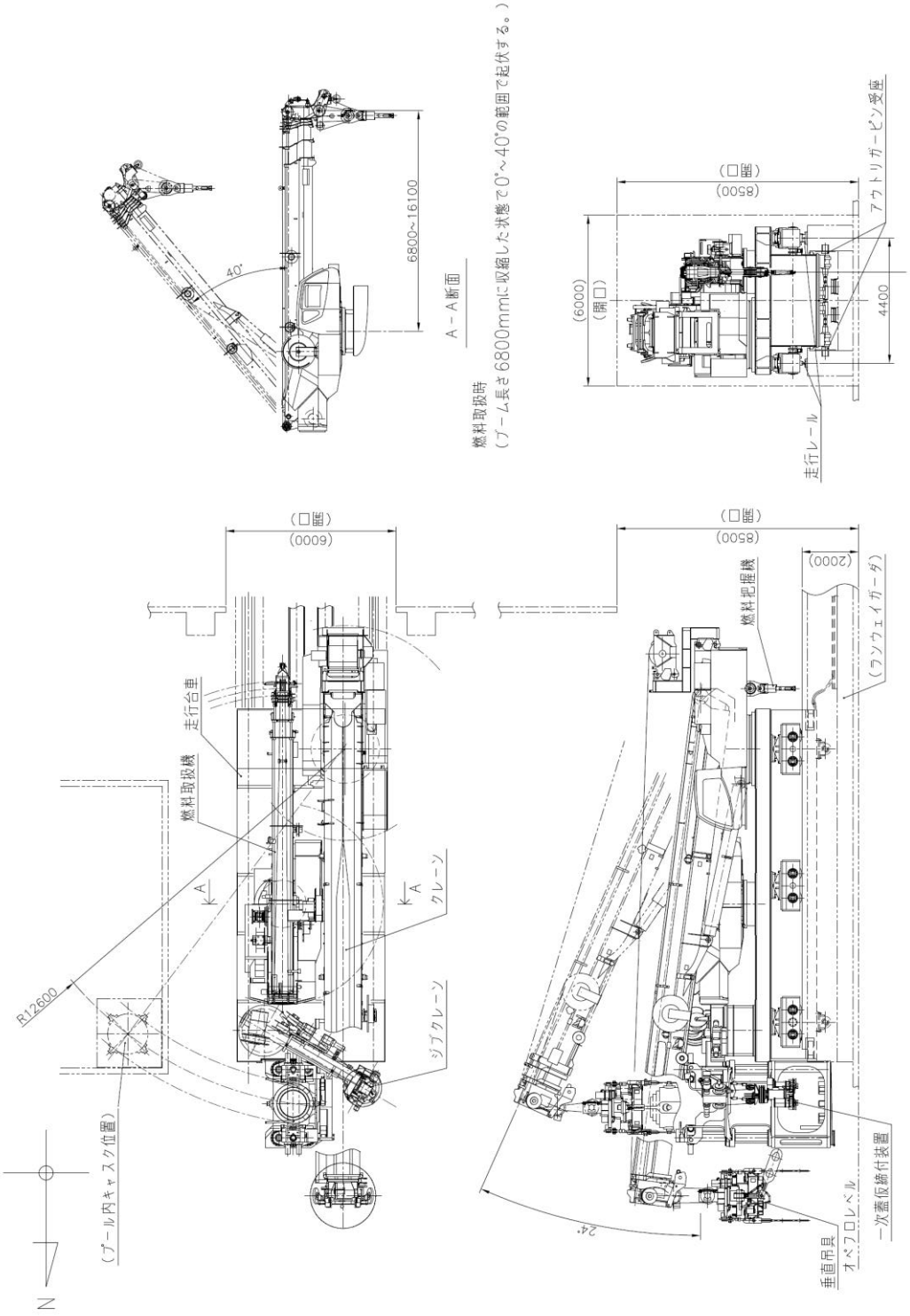
２号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。また，燃料取扱設備，燃料把握機，垂直吊具の外形図を図－１，図－２及び図―３に示す。

表－１　２号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

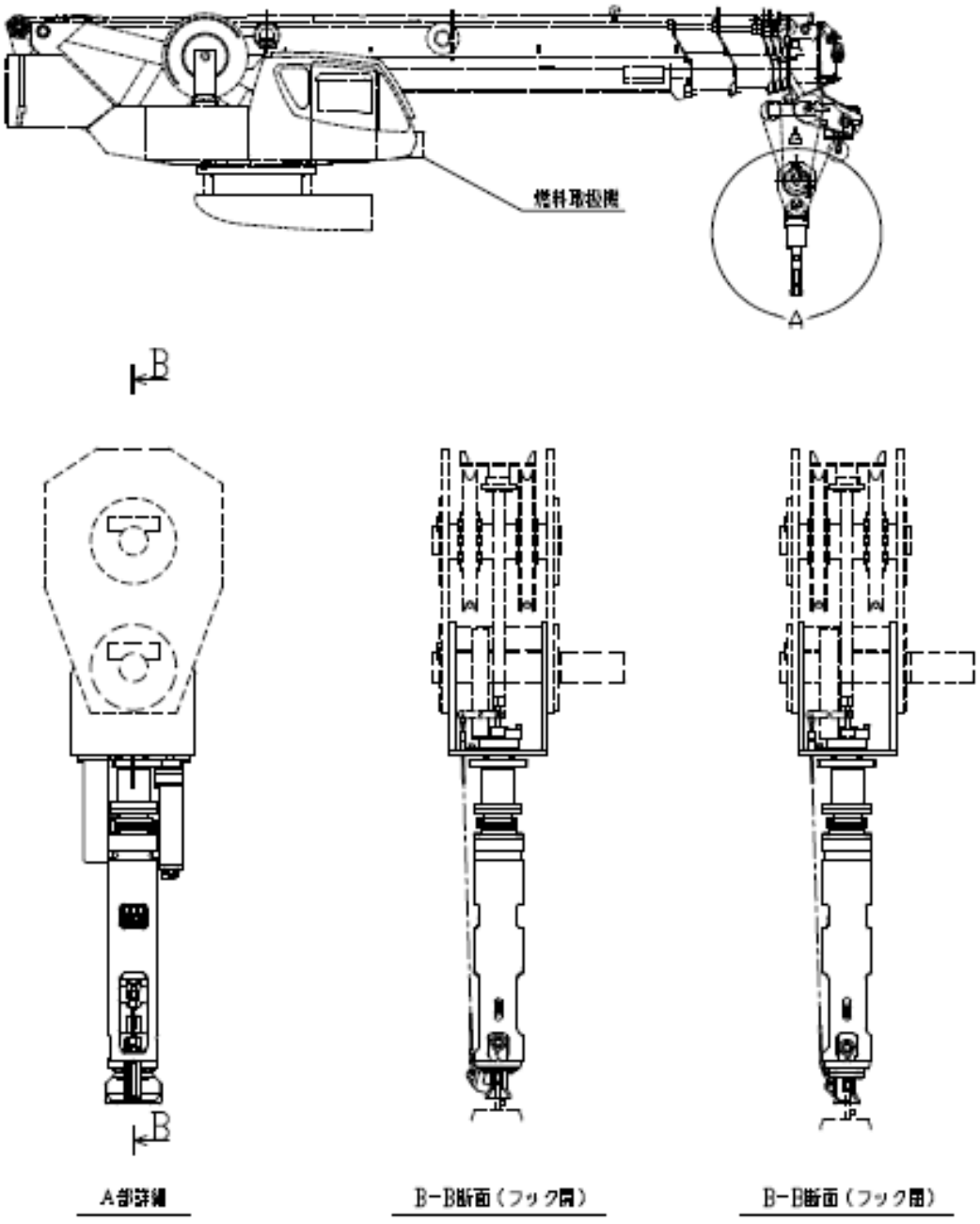
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
落下防止	機能確認		単一故障において燃料集合体を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても定格容量を保持し続ける構造であること。 動力源断時にスプリングリターン式ブレーキで保持する構造であること。	工場
				駆動空気圧喪失時にフックが開かない構造であること。	工場
				ラッチ機構により固定されフックを開くことができない構造であること。	工場
				過荷重時に上昇を阻止すること。	工場
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。	工場
臨界防止	機能確認		燃料集合体取り扱い時の臨界防止機能について確認する。	燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造であること。	工場
遮蔽	機能確認		燃料集合体取り扱い時の遮蔽機能について確認する。	遮蔽水深を確保した状態で取り扱えること。	現地
性能	機能確認	容量確認	容量について確認する。	実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。	工場
性能	性能確認	動作確認	所定の動作について確認する。	燃料集合体を取扱う状態で伸縮，起伏，旋回，昇降が可能なこと。	現地

表－２　２号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

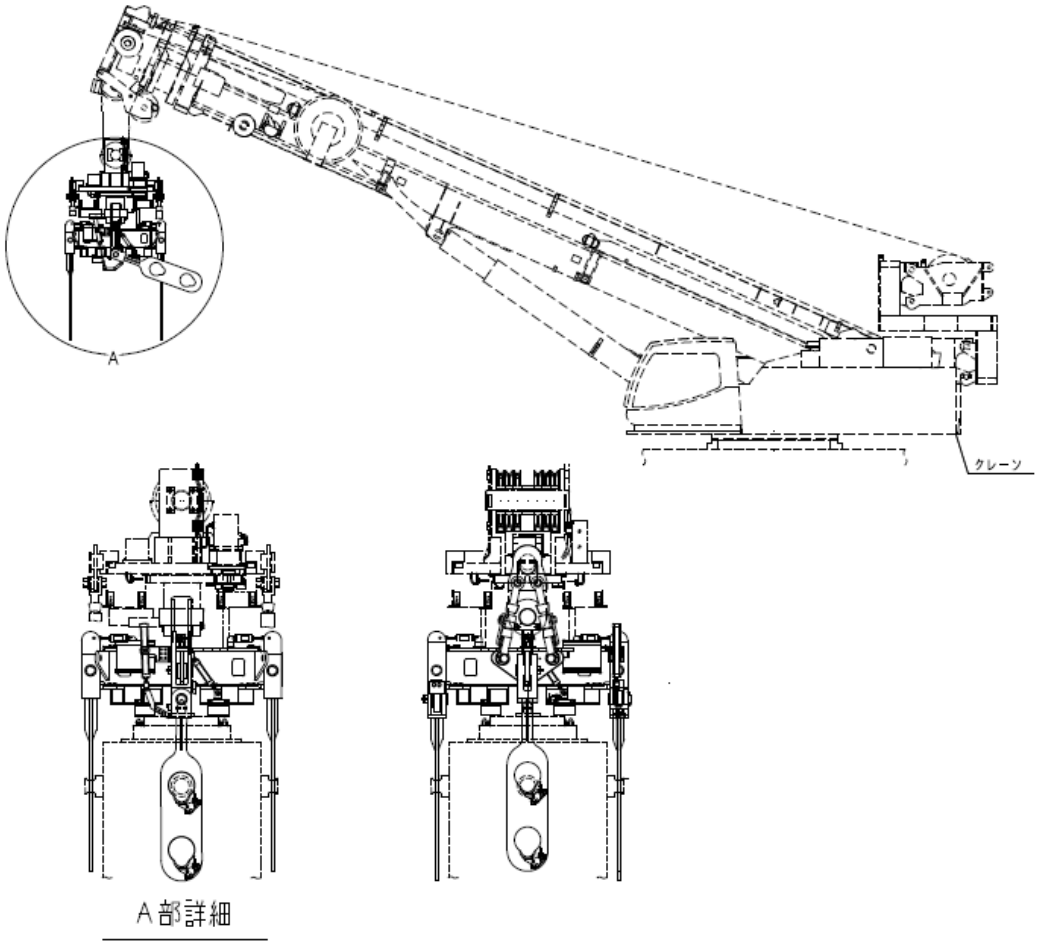
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
落下防止	機能確認		単一故障において構内用輸送容器を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても定格容量を保持し続ける構造であること。 動力源断時にスプリングリターン式ブレーキで保持する構造であること。	工場
				構内用輸送容器を取扱う状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過させない機能を有すること。	現地
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。	工場
				垂直吊具は外れ止め装置を有する構造であること。	工場
性能	機能確認	容量確認	容量について確認する。	実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。	工場
性能	性能確認	動作確認	所定の動作について確認する。	構内用輸送容器を取扱う状態で旋回，昇降が可能なこと。	現地



図－１　燃料取扱設備　外形図



図－２　燃料把握機　外形図



図－３　垂直吊具　外形図

放射線モニタリングに関する説明書

1　概要

本説明書は，放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

2　４号機放射線モニタリング

2.1　４号機放射線モニタリングの基本方針

燃料取扱時及び非常時において，エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果を計装監視設備の現場盤に集約し，現場盤のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内 PC に集約し，集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

エリア放射線モニタを含む制御回路は，無停電電源装置を有しており，瞬停時にも計測を継続可能とする。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟で指示値を確認できるものとする。また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震重要棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

表 2.1-1　４号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	10^{-3}～10mSv/h	計測範囲内で可変	４号機　原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)	2

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

2.2　4号機エリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟にて指示値を表示する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震重要棟内に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

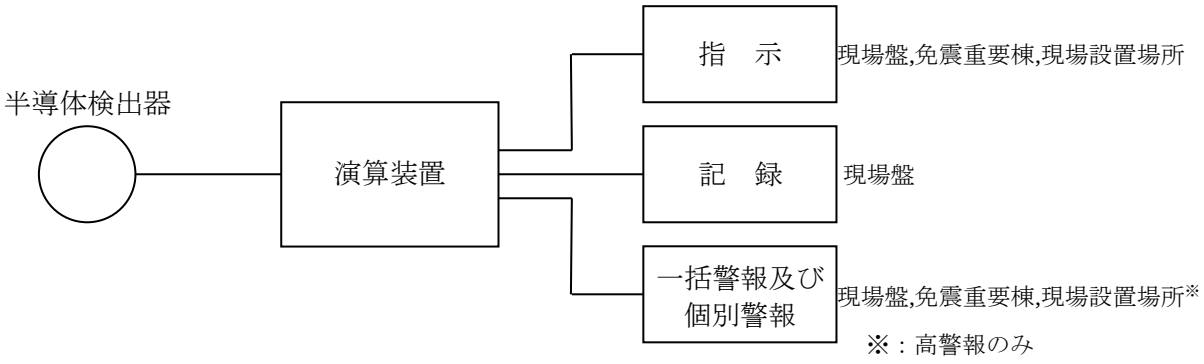


図 2.2-1　4号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

2.3　４号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタの配置

４号機使用済燃料キャスクの移動ルート（SFP 近傍／搬出入口近傍）の 2 箇所に設置する（図 2.3-1 参照）。

検出器のボトムが床から 1500±100mm となるよう壁または柱に設置する。

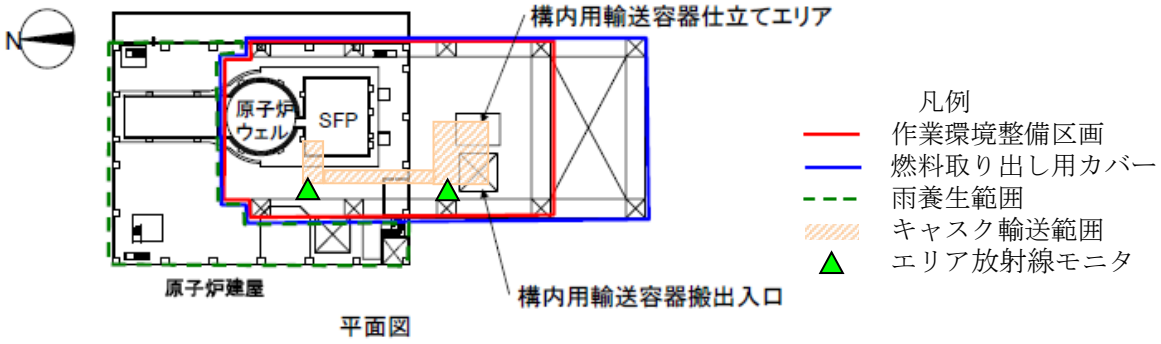


図 2.3-1　４号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

3　 3号機放射線モニタリング

3.1　3号機放射線モニタリングの基本方針

通常時及び非常時において，エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果は現場盤を介して伝送用PCに集約し，伝送用PCのデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内の監視PCに集約・表示し集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟で指示を確認できるものとする。

また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震重要棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

表3.1-1　3号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	10^{-2}～10^{2}mSv/h	計測範囲内で可変	3号機　燃料取り出し用カバー 燃料取り出し作業フロア	2

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

3.2　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟にて指示値を表示する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震重要棟に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

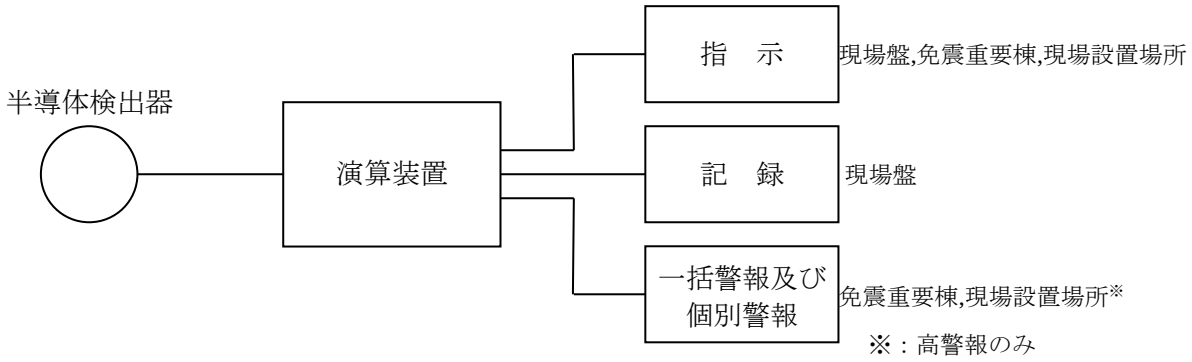


図 3.2-1　３号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

3.3　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの配置

３号機燃料取り出し用カバー　燃料取り出し作業フロア（東側メンテナンスエリア／西側メンテナンスエリア）の２箇所に設置する（図 3.3-1 参照）。

検出器のボトムが床から 1300±100㎜となるよう床から自立させて設置する。

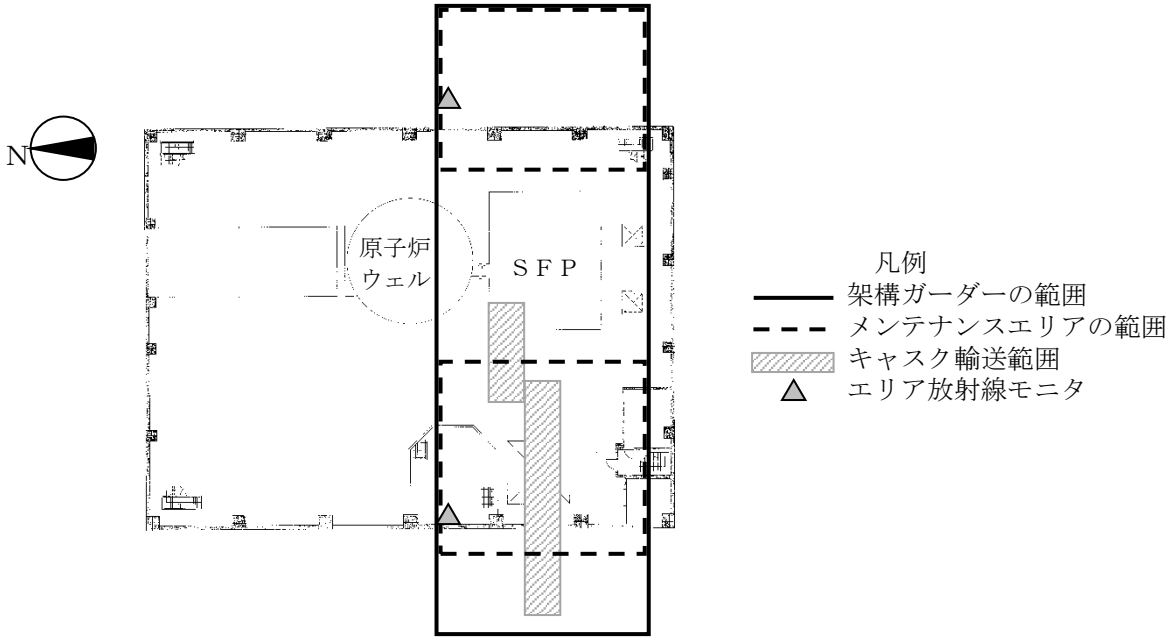


図 3.3-1　３号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

4　２号機放射線モニタリング

4.1　２号機放射線モニタリングの基本方針

通常時及び非常時において，エリア放射線モニタは燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測する目的で設置する。その計測結果は現場盤を介して伝送用 PC に集約し，伝送用 PC のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内の監視 PC に集約・表示し集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤及び現場設置場所にて指示するとともに，免震重要棟で指示及び記録するものとする。

また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震重要棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

表 4.1-1　２号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタ	半導体検出器	10^{-2}～10^{2}mSv/h	計測範囲内で可変	２号機 燃料取り出し用構台内作業エリア	2

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき，測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

4.2　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタの構成

燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤及び現場設置場所にて指示するとともに，免震重要棟にて指示及び記録する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震重要棟に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

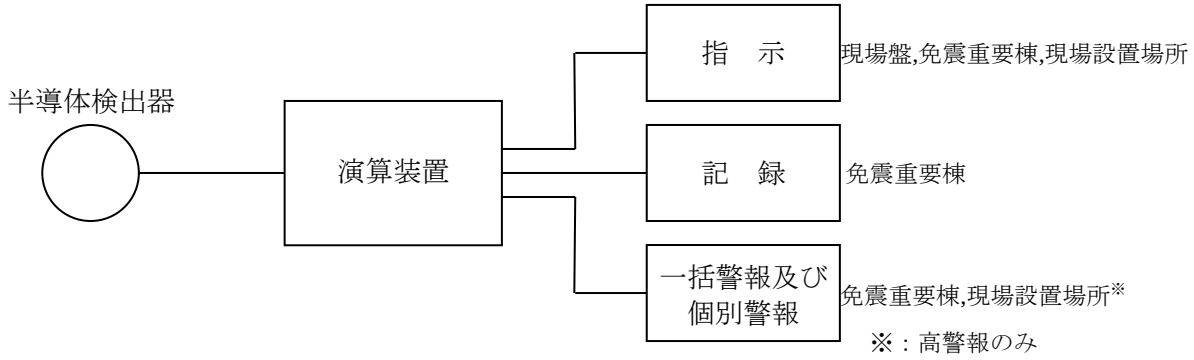


図 4.2-1　２号機燃料取り出し用構台内作業エリアのエリア放射線モニタ概略構成図

4.3　２号機燃料取り出し用構台内作業エリア放射線モニタの配置

燃料取り出し用構台内作業エリアの 2 箇所に設置する（図 4.3-1 参照）。

検出器のボトムが床から 1300±100mm となるよう床から自立させて設置する。

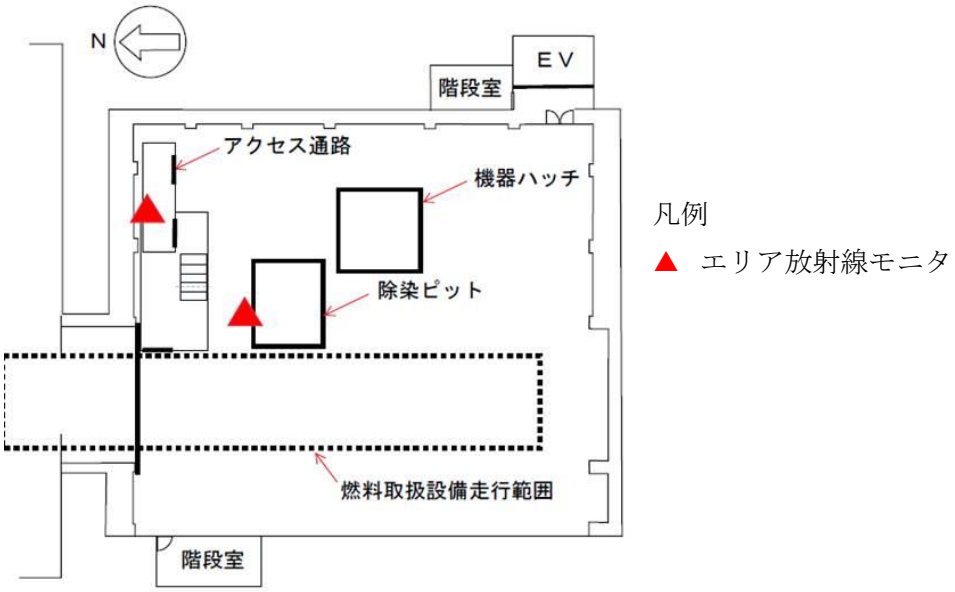


図 4.3-1　２号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図

5　別添

別添－１　４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

別添－２　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

別添－３　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。
	機能確認	警報確認	設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，データ収集装置に各校正点の基準入力を与え，その時のデータ収集装置の指示値が正しいことを確認する。	各指示値が許容範囲以内に入っていること。

３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

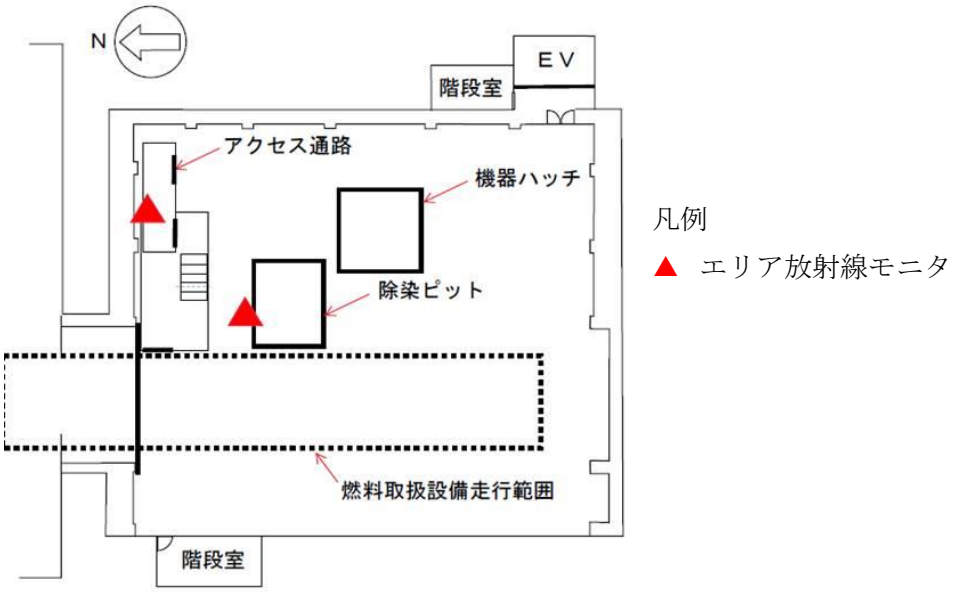
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。
	機能確認	警報確認	設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，各校正点の基準入力を与え，その時の監視ＰＣの指示値が正しいことを確認する。	各指示値が許容範囲以内に入っていること。

２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る主要な確認事項を表－１に，エリア放射線モニタの配置図を図－１に示す。

表－１　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。	現地
	機能確認	警報確認	設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。	現地
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，各校正点の基準入力を与え，その時の監視ＰＣの指示値が正しいことを確認する。	各指示値が許容範囲以内に入っていること。	現地



図－１　２号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図
（添付資料１－２　図 4.3-1 再掲）

燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書

1.　概要

福島第一１～４号機　使用済燃料プール（以下，ＳＦＰ）に貯蔵されている燃料は，海水注入等による水質環境変化，原子炉建屋爆発に伴うがれきの落下を経験しており，燃料を使用済燃料共用プール（４号機ＳＦＰに貯蔵されている新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）へ搬出する前に，取り扱いに必要な機能を有していることを確認しておく必要がある。

燃料健全性を確認するための検査としてはシッピング検査や外観検査といった検査が考えられるが，燃料検査装置が損傷していること，ＳＦＰ周辺は空間線量が高いことから，通常行われている検査を行うことは困難な状況にある。このため，海水注入等による水質環境変化についてはＳＦＰ水質を模擬した燃料部材の腐食試験等により，がれきの落下についてはがれきが衝突する上部タイプレート（以下，ＵＴＰ）の変形程度を確認することにより，燃料健全性への影響について確認する。

燃料健全性への影響がない燃料集合体は３号機においては３号機構内用輸送容器，４号機においては既存のＮＦＴ－２２Ｂ型構内輸送容器に収納し，燃料健全性への影響が疑われる燃料集合体は燃料被覆管の破損を考慮した容器に収納し，使用済燃料共用プール（４号機ＳＦＰに貯蔵されている新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）へ搬出する。

2.　震災時のＳＦＰの状況

福島第一１～４号機は地震後の津波によりプール水の冷却機能が喪失し，使用済燃料からの崩壊熱によりプール水が蒸発したが，放水車や既設のＦＰＣ配管を用いた注水によりＳＦＰ内の燃料が冠水した状態を維持することができた。１号機，３号機，４号機は水素爆発により建屋が損傷しており，水中カメラを用いて３号機，４号機のＳＦＰ内を調査したところ，がれきが散乱していることを確認している。

水質分析の結果，塩化物イオン濃度は４号機で約 2500ppm，pH は３号機で 11.2 が確認された。以下に福島第一１～４号機の震災時のＳＦＰの水質について記載する。

2.1.　１号機ＳＦＰの状況

震災発生時に１号機のＳＦＰには使用済燃料292体，新燃料100体が貯蔵されていた。震災に伴う全交流電源喪失により，平成23年3月11日にＳＦＰの冷却機能及び補給水機能が喪失したが，コンクリートポンプ車による放水（淡水）やＦＰＣ配管による注水（淡水）により，図２－１に示すとおり燃料が冠水した状態を維持することができた。平成23年8月10日に代替冷却系によるＳＦＰ冷却を開始した。冷却開始時の水温は約47℃（代替冷却系入口温度）だったが，平成23年8月27日頃には安定した状態になった。

なお，１号機ＳＦＰには海水注入を行っていない。

2.2.　２号機ＳＦＰの状況

震災発生時に２号機のＳＦＰには使用済燃料587体，新燃料28体が貯蔵されていた。震災に伴う全交流電源喪失により，平成23年3月11日にＳＦＰの冷却機能及び補給水機能が喪失したが，ＦＰＣ配管を用いた注水（海水又は淡水）により，図２－２に示すとおり燃料が冠水した状態を維持することができた。平成23年5月31日に代替冷却系によるＳＦＰ水冷却を開始した。冷却開始時の水温は70℃（ＳＦＰ温度計指示値）だったが，平成23年6月5日頃には安定した状態になった。また，平成24年1月から塩分除去作業を開始した。塩分除去開始前の塩化物イオン濃度は1600ppmであったが，平成24年7月に十分低い濃度に達したことから，塩分除去作業を完了した（保安規定制限値：100ppm)。塩分濃度の推移を図２－３に示す。

2.3.　３号機ＳＦＰの状況

震災発生時に3号機のＳＦＰには使用済燃料514体，新燃料52体が貯蔵されていた。震災に伴う全交流電源喪失により，平成23年3月11日にＳＦＰの冷却機能及び補給水機能が喪失したが，放水車，屈折放水塔車，コンクリートポンプ車による放水（海水又は淡水）や既設のＦＰＣ配管を用いた注水により図２－４に示すとおり燃料が冠水した状態を維持することができた。

ＳＦＰ水を分析したところ，落下したコンクリートからカルシウム等が溶出し，ＳＦＰ水がアルカリ性を示すことが確認された。このため，ＳＦＰ内の設備の腐食を防止するためにホウ酸水を注水して中和した。注水前には強アルカリ性（pH11.2，平成23年5月8日測定）であったが，注水後には弱アルカリ性（pH9.0，平成23年7月7日測定）になった。

平成23年6月30日に代替冷却系によるＳＦＰ水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約62℃（代替冷却系入口温度）だったが，平成23年7月7日頃には安定した状態になった。また，平成24年4月から塩分除去作業を開始した。塩分除去開始前の塩化物イオン濃度は1600ppmであったが，平成25年3月に十分低い濃度に達したことから塩分除去作業を完了した。塩分濃度の推移を図２－５に示す。

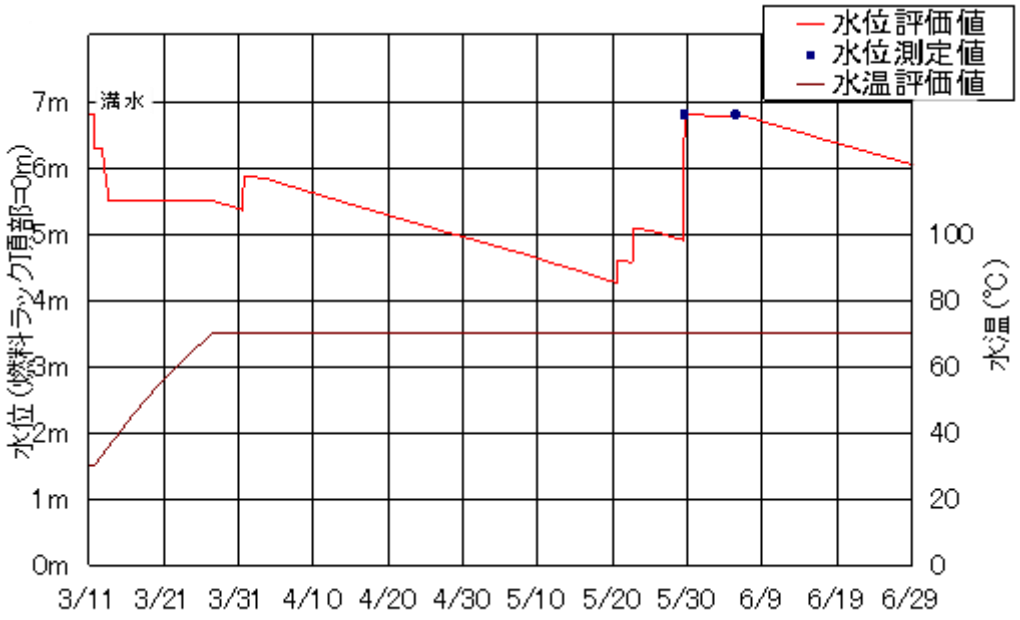
2.4.　４号機ＳＦＰの状況

震災発生時に4号機のＳＦＰには使用済燃料1331体，新燃料204体が貯蔵されていた。震災に伴う全交流電源喪失により，平成23年3月11日にＳＦＰの冷却機能及び補給水機能が喪失したが，高圧放水車，コンクリートポンプ車を用いた放水（海水又は淡水）により図２－６に示すとおり燃料が冠水した状態を維持することができた。

福島第一１～４号機ＳＦＰの中で最も発熱量が高い４号機では，平成23年3月22日より海水注水を実施しており，平成23年5月7日には約2500ppmの塩化物イオン濃度が測定された。淡水に切替えた以降は，約2000～2500ppmの塩化物イオン濃度で推移した。

平成23年7月31日に代替冷却系によるＳＦＰ水冷却を開始した。冷却開始前の水温は

90℃程度と評価されているが，冷却開始後は夏場でも40℃程度で安定的に推移した。また，平成23年8月から塩分除去作業を開始した。塩分除去開始前の塩化物イオン濃度は1944ppmであったが，平成24年10月に塩化物イオン濃度9ppm程度と十分低い濃度に達したことから塩分除去作業を完了した。塩分濃度の推移を図２－７に示す。



日付は平成 23 年の月/日を示す

図２－１　１号機ＳＦＰの評価結果

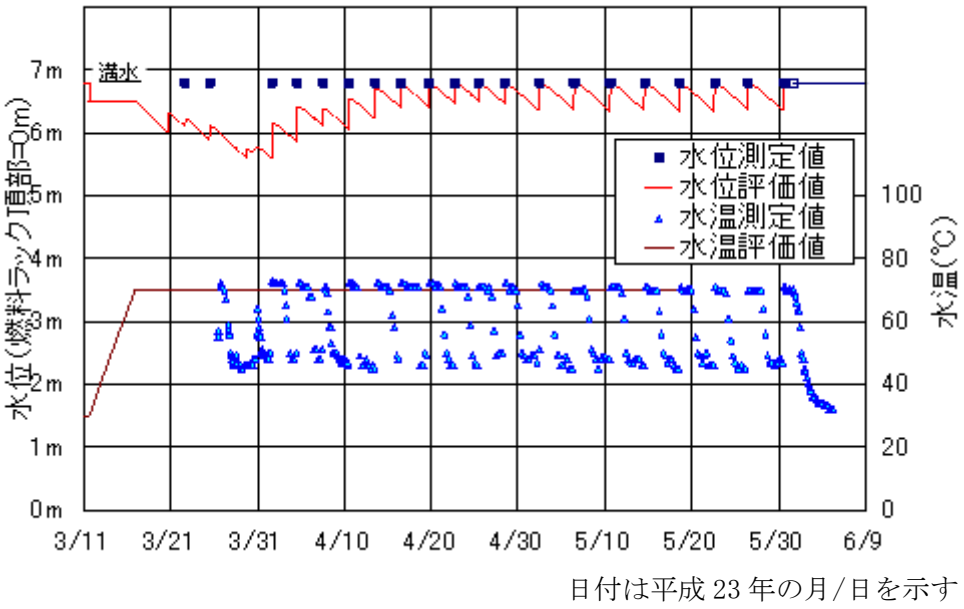


図２－２　２号機ＳＦＰの評価結果

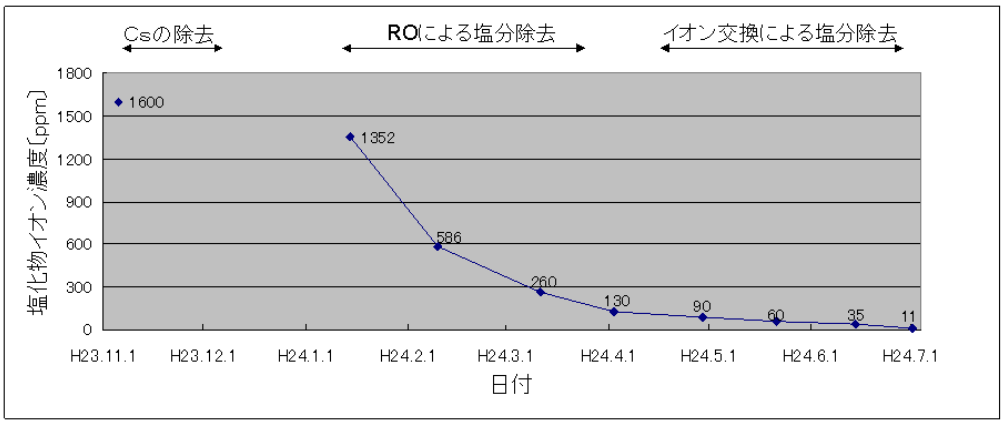
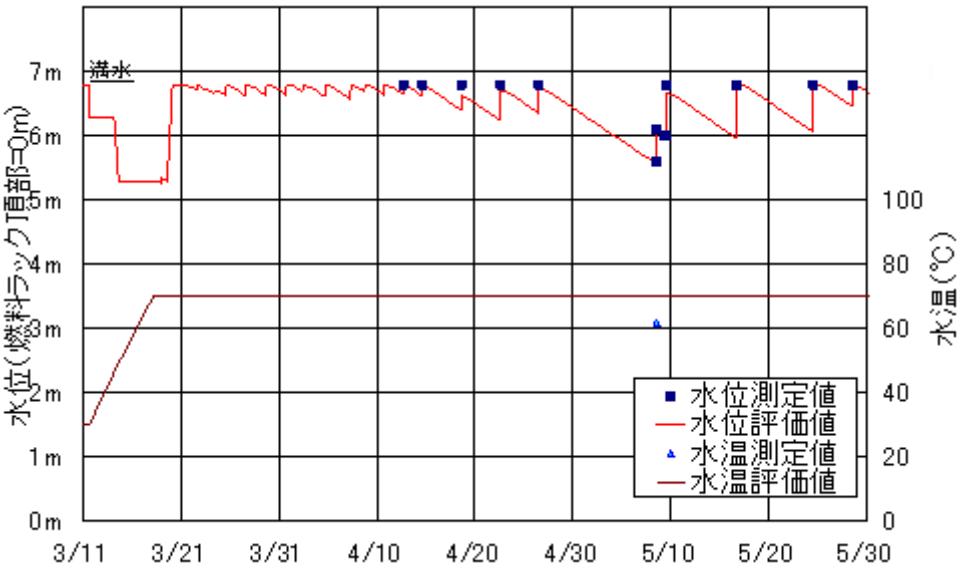


図２－３　２号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果



日付は平成 23 年の月/日を示す

図２－４　３号機ＳＦＰの評価結果

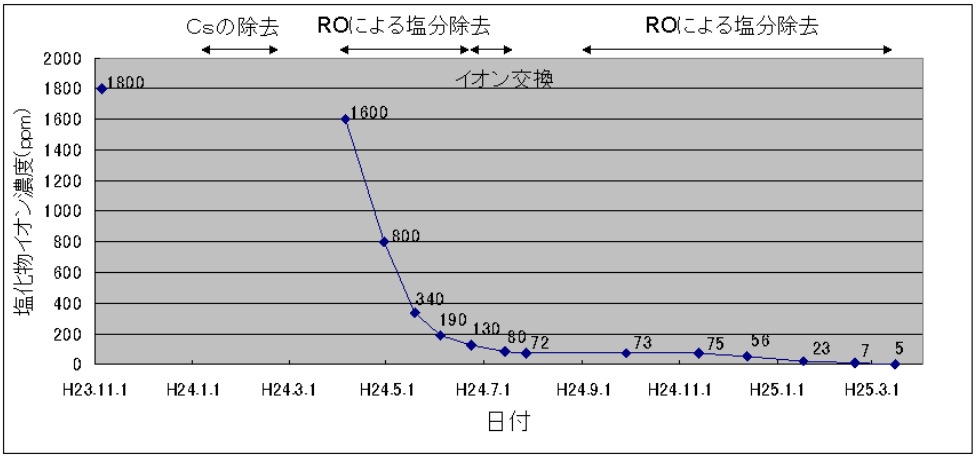
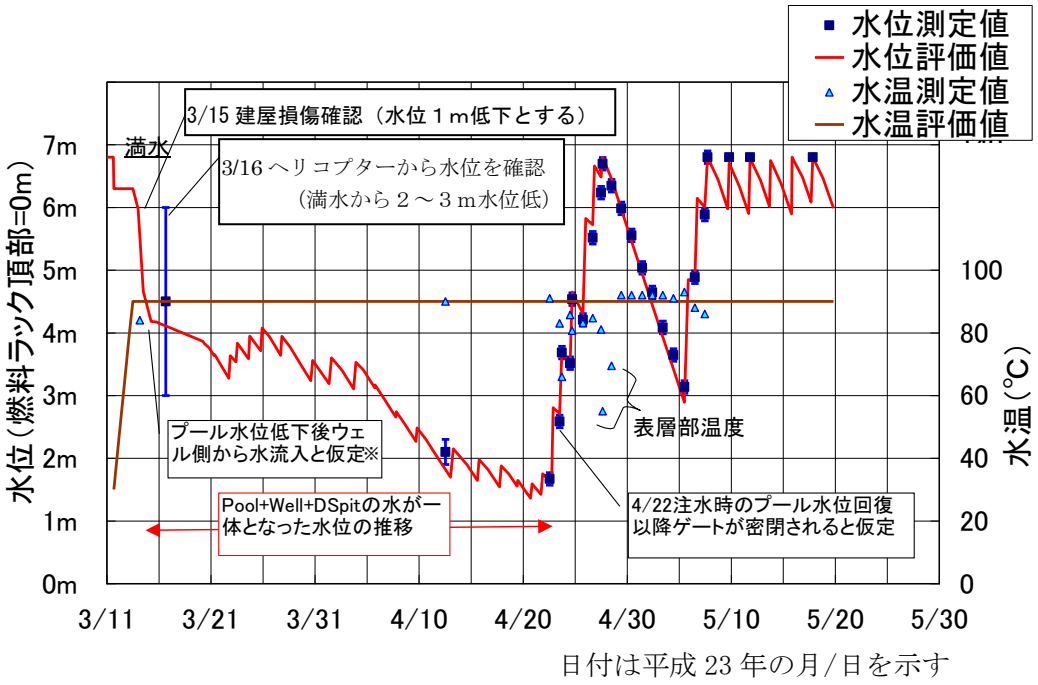


図２－５　３号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果



※　地震発生時，原子炉ウェル側は満水状態であったため，水位評価値においては，ウェル・ＤＳピット側からプール側への水の流入を考慮している。

図２－６　４号機ＳＦＰの評価結果

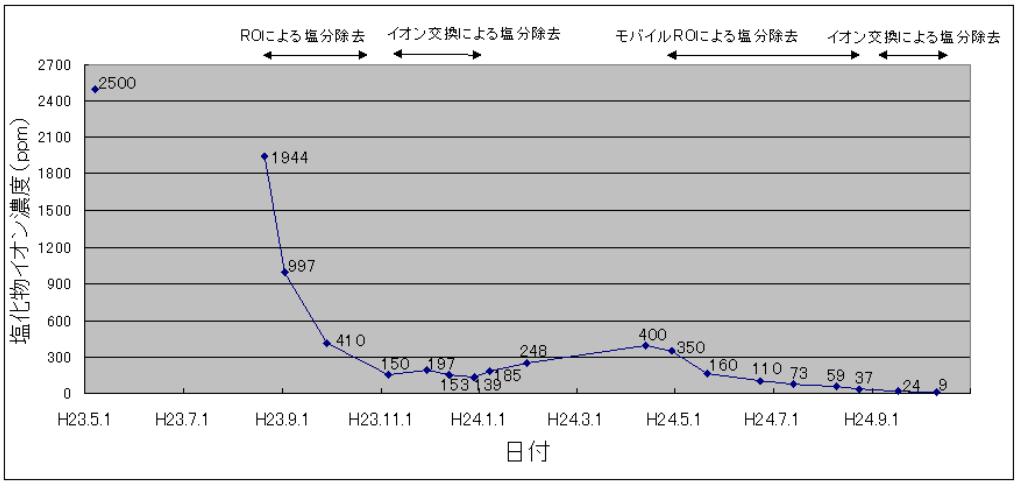


図２－７　４号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果

3.　燃料取り扱いに必要な機能

福島第一１～４号機ＳＦＰに保管されている燃料集合体は，原子炉に装荷して使用する計画はないが，使用済燃料共用プール（４号機ＳＦＰに貯蔵されている新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）へ搬出するための取り扱いに必要な機能を有している必要がある。

3.1.　燃料集合体の吊上げ

燃料取扱機は，燃料集合体のＵＴＰのハンドルを把持する。ＵＴＰは８本の結合燃料棒とナットを介して結合され，結合燃料棒の下端は下部タイプレート（以下，ＬＴＰ）に結合されている。結合燃料棒以外の燃料棒は，ＵＴＰとＬＴＰの間に挟まれているが，結合されてはいない。

結合燃料棒の引張強度は１本あたり 500kg 以上であり，ＵＴＰ，結合燃料棒１本（端栓，燃料被覆管及びナット）及びＬＴＰが健全であれば，燃料集合体（約 300kg）を吊上げることができる。

3.2.　構内用輸送容器の収納条件

３号機及び４号機ＳＦＰに貯蔵されている震災以前から存在する漏えい燃料等やハンドル部が変形し燃料健全性への影響が疑われる燃料の輸送で用いる構内用輸送容器を除く，構内用輸送容器は，燃料ペレットが燃料被覆管に密封されていることを前提として安全評価を行っている。このため，構内用輸送容器に収納する前に，燃料被覆管健全性を確認する必要がある。

4.　海水注入等による燃料構造材の腐食

燃料を構成する材料であるジルカロイ２，ステンレス鋼は腐食に強い材料であり，腐食する可能性は低い。しかしながら，念のため，ＳＦＰの水質（海水注水，pH，水温）を模擬した腐食試験と４号機ＳＦＰに保管されていた新燃料の外観点検を行った。その結果，燃料健全性に影響を与えるような腐食は確認されなかった。

このため，福島第一１～４号機ＳＦＰに貯蔵されている燃料において燃料健全性に影響する腐食はないと考える。

4.1.　腐食試験

福島第一１～４号機ＳＦＰの水質環境の影響を評価するため，腐食試験を行った。海水注水の影響確認は，最も多くの海水を注水した４号機ＳＦＰの水質環境を試験条件とした。pH は最も多くのコンクリートが混入した３号機ＳＦＰの水質環境を試験条件とした。

4.1.1.　試験条件

腐食試験の試験条件を表４－１に，試験片の形状を表４－２，表４－３，各部材の材質を

表４－４に示す。

4.1.1.1.　海水注水による影響の確認

試験片は燃料の吊り上げに必要な部材である結合燃料棒及び結合燃料棒とＵＴＰまたはＬＴＰとの結合部（ナットと膨張スプリングを含む）とした。

試験時間は４号機の温度履歴を考慮し3500時間とした。3500時間は４号機のＳＦＰに海水注入してから代替冷却系による冷却を開始するまでの期間を包絡している。また，時間に対する腐食程度の傾向を把握するために，2000時間についても実施した。

水質環境は，４号機の水質環境を模擬して３つのフェーズに分割した。

(1)　フェーズ１：平成23年3月22日～平成23年5月7日までの環境条件

平成23年5月7日には塩化物イオン濃度2500ppmが測定されている。しかしながら，水位が低かった時にはこれより濃度が高かったと考えられる。よって，保守的に人工海水の約３倍希釈とし，塩化物イオン濃度6000ppmで1200時間浸漬し，その後2500ppmで浸漬した。水温は冷却前の水温である90℃とした。

(2)　フェーズ２：平成23年5月7日以降の環境条件

平成23年5月7日には塩化物イオン濃度2500ppmが測定され，図２－７に示すとおり平成23年8月20日には1944ppmが測定された。この間，海水注入は行われていないことから，平成23年5月7日以降の環境条件を塩化物イオン濃度2500ppm，温度90℃とした。

(3)　フェーズ３：環境改善後の環境条件

図２－７に示すとおり試験条件を検討した時期（平成24年4月）に塩化物イオン濃度400ppmが測定されたため，塩化物イオン濃度400ppm，温度40℃を環境改善後の環境条件に設定した。

現在は100ppm以下で管理されている。

4.1.1.2.　アルカリ化による影響の確認

コンクリートがれきによるアルカリ化の影響を確認するため，コンクリートから溶出するアルカリ金属（Ca等）として，$Ca(OH)_2$の薬剤でpH11.2に調整した。

塩化物イオン濃度及び水温は，測定データ及び海水注水による影響評価試験の条件を考慮して2500ppm，また３号機ＳＦＰの水温70℃を設定した。試験時間は，海水注水による影響評価試験の条件を考慮して，　2000時間及び3500時間とした。

4.1.1.3.　照射影響の確認

照射材と未照射材との差異を確認するため，比較試験を実施した。照射材は，福島第二原子力発電所１号機で５サイクル照射した後に取り出した９×９燃料Ａ型少数体装荷燃料

（集合体平均燃焼度：53GWd/t）の上部端栓，下部端栓（燃料被覆管を含む）及びＬＴＰとした。

環境条件は，海水注水による影響評価試験の条件を考慮して，温度 90℃，塩化物イオン濃度 2500ppm，中性の環境を選定した。試験時間は 2000 時間とした。

4.1.2.　試験結果

図４－１～図４－５に腐食試験の代表的な結果を示す。

燃料吊り上げ時の荷重負担部位のうち，ジルカロイ製部材（端栓，被覆管）については，有意な腐食は見られなかった。図４－１ではニッケル基合金の膨張スプリングに腐食が見られるが，詳細観察の結果，膨張スプリング近傍の上部端栓，ＵＴＰの減肉は見られない。なお，膨張スプリングは吊り上げ時の荷重負担部位ではないため，吊上げ機能には影響しない。また，ジルカロイ製部材（上部端栓）とステンレス製部材（ナット）との接触部（ねじ山）に有意な腐食は見られなかった。

一方，ステンレス製の荷重負担部材（ＵＴＰ，ＬＴＰ及びナット）については，表面の軽微な腐食を示す着色が観察され，一部の試験片では部材内部に及ぶ孔食が観察された。図４－５にＵＴＰに観察された孔食を示す。孔食は単発的に発生しており，偶発的で発生頻度は限定的なものと考えられるため，腐食の集中により荷重負担部材の強度が低下する可能性は小さく，吊上げ機能には影響しないと考える。また，漏えい流制御板の押さえ板と押さえねじの接触部で腐食が観察されているが，腐食はねじ部近傍に限定されており吊上げ機能には影響しない。

図４－６，図４－７に引張試験の結果について示す。図に示すとおり，浸漬後の試験片でも浸漬してない試験片でも最大荷重に有意な差はなく，強度劣化は確認されなかった。

4.2.　４号機使用済燃料プール内に保管された新燃料の外観点検

平成 24 年 7 月に４号機ＳＦＰから未照射の新燃料を２体取り出し，うち１体について詳細な外観点検を実施した。ＵＴＰ，結合燃料棒（端栓，被覆管及びナット）及びＬＴＰに顕著な腐食は確認されなかった。

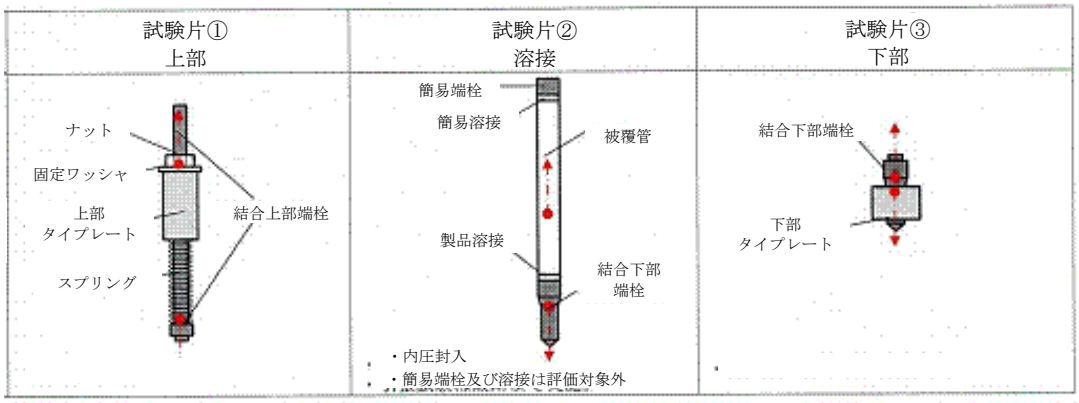
図４－８，図４－９にジルカロイ製部材（上部端栓）とステンレス製部材（ナット）の接触部を示す。ジルカロイ製部材とステンレス製部材の接触部にも腐食は確認されなかった。図４－１０にＬＴＰの観察結果を示す。ＬＴＰの一部分に僅かな錆が見られたが，全体的に有意なキズも腐食もない状況であった。尚，錆は限定的であり，腐食の集中による荷重負担部材の強度が低下する可能性は小さく，吊上げ機能には影響しないと考える。

表４－１　腐食試験の試験条件

想定項目		試験条件，温度，塩化物イオン濃度	燃料タイプ	予備酸化膜	試験片①	試験片②	試験片③	備考
海水注水による影響の確認	フェーズ１	90℃，6000 ppm で1200h の浸漬後，90℃，2500ppm で浸漬	9×9 燃料(A 型)未照射材	無	○	△	○	
				有	○	△	○	
			9×9 燃料(B 型)未照射材	無	○	－	○	
				有	○	－	○	
	フェーズ２	90℃，2500ppm	9×9 燃料(A 型)未照射材	無	○	－	○	
				有	○	－	○	
			9×9 燃料(B 型)未照射材	無	○	－	○	
	フェーズ３	40℃，400ppm	9×9 燃料(A 型)未照射材	無	○	－	○	
				有	○	－	○	
			9×9 燃料(B 型)未照射材	無	○	－	○	
アルカリ化による影響の確認		70℃，2500ppm	9×9 燃料(A 型)未照射材	無	○	－	○	高 pH
					○	－	○	比較材
照射影響の確認		90℃，2500ppm（照射影響比較試験）	9×9 燃料(A 型)照射材	照射により有	▲	－	▲	
			9×9 燃料(A 型)未照射材	無	▲	－	▲	比較材

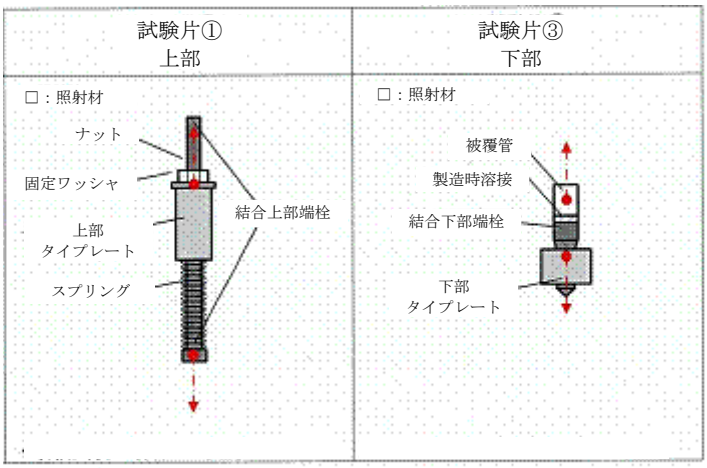
○は試験時間２条件（２０００ｈ，３５００ｈ），△は試験時間１条件（３５００ｈ），▲は試験時間１条件（２０００ｈ）を示す。

表４－２　未照射材用腐食試験片の形状



＊一点鎖線矢印（ -·-·-▶ ）は，引張試験での荷重作用方向を表わす。

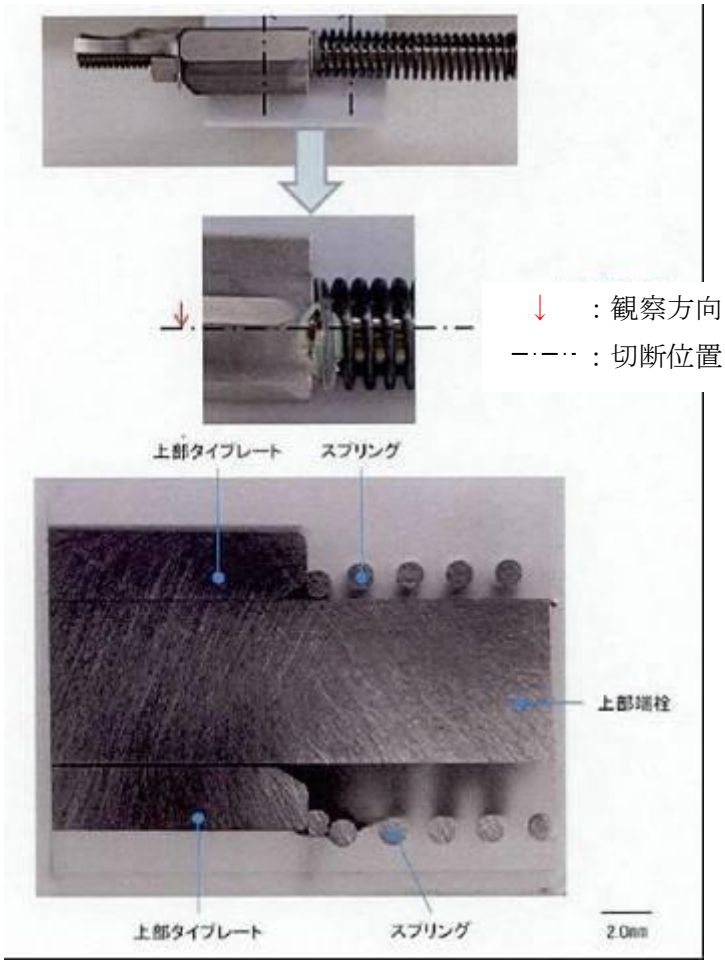
表４－３　照射材用腐食試験片の形状



＊一点鎖線矢印（ -·-·-▶ ）は，引張試験での荷重作用方向を表わす。

表４－４　各部材の材質

	部材	材質
1	結合燃料棒 （上部端栓，下部端栓）	ジルカロイ２
2	ＵＴＰ	ステンレス鋼
3	ＬＴＰ	ステンレス鋼
4	ナット	ステンレス鋼
5	膨張スプリング	ニッケル基合金
6	固定ワッシャ	ステンレス鋼



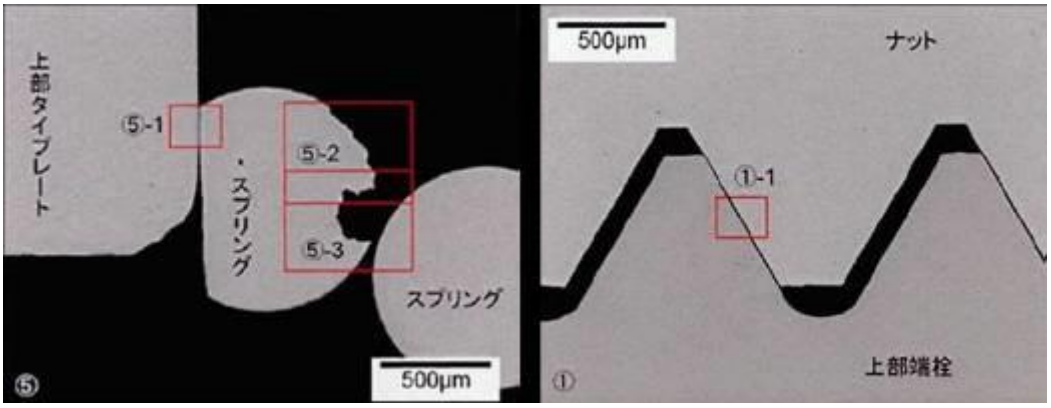


図４－１　腐食試験結果（試験片①，未照射材）：フェーズ１
（90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200 時間)，2500ppm，3500 時間浸漬）
【予備酸化無し】

浸漬試験前



(a) C65U6CZ02－全体写真

3500 時間浸漬試験後



(b) C65U6CZ02－全体写真

図４－２　腐食試験結果（試験片②，未照射材）：フェーズ１
（90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200 時間)，2500ppm，3500 時間浸漬）
【予備酸化無し】

浸漬試験前



(a) C65U7CZ11, C65U8CZ11
－全体写真

3500 時間浸漬試験後



(c) C65U7CZ11, C65U8CZ11
－全体写真

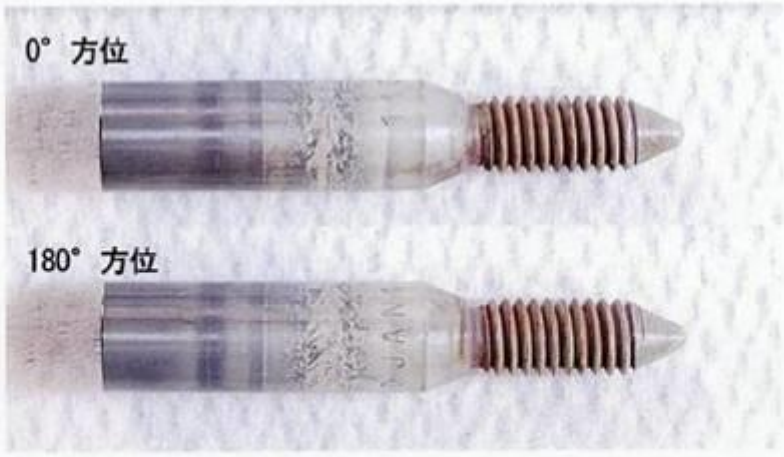
図４－３　腐食試験結果（試験片③，未照射材）：フェーズ１
（90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200 時間)，2500ppm，3500 時間浸漬）
【予備酸化無し】

浸漬試験前



(a) C65C7CZ01－全体写真

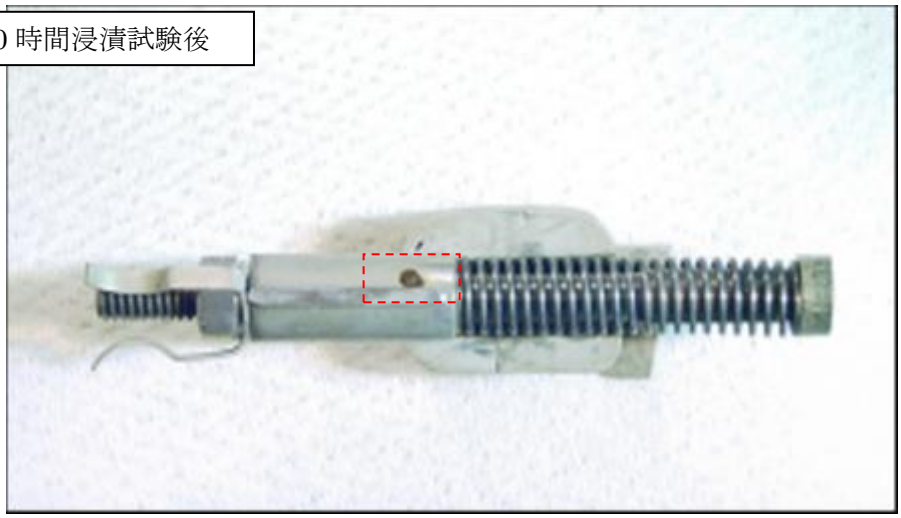
2000 時間浸漬試験後



(b) C65C7CZ01－全体写真

図４－４　腐食試験結果（被覆管付下部端栓）：照射影響の確認
（90℃ 塩化物イオン濃度：2500ppm，2000 時間浸漬）
【照射により予備酸化有り】

2000 時間浸漬試験後



2000 時間浸漬試験後（詳細）

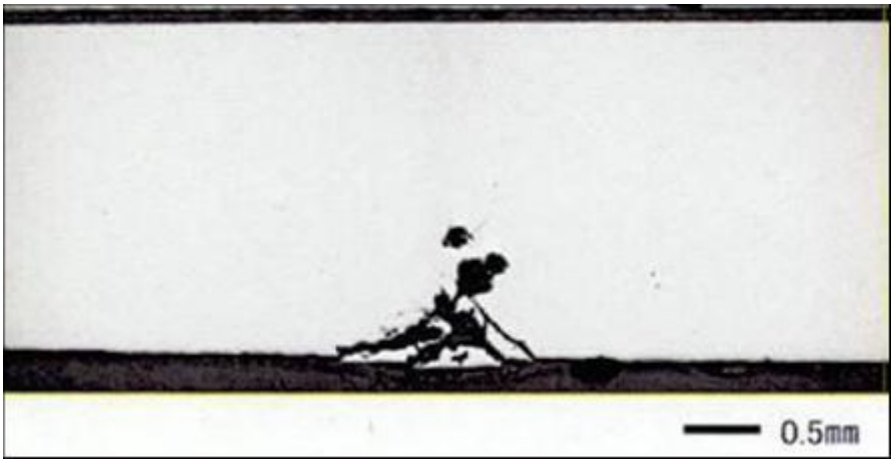


図４－５　腐食試験結果（試験片①，照射材）：照射影響の確認
（90℃ 塩化物イオン濃度：2500ppm，2000 時間浸漬）
（上部端栓は照射材，その他は未照射材）

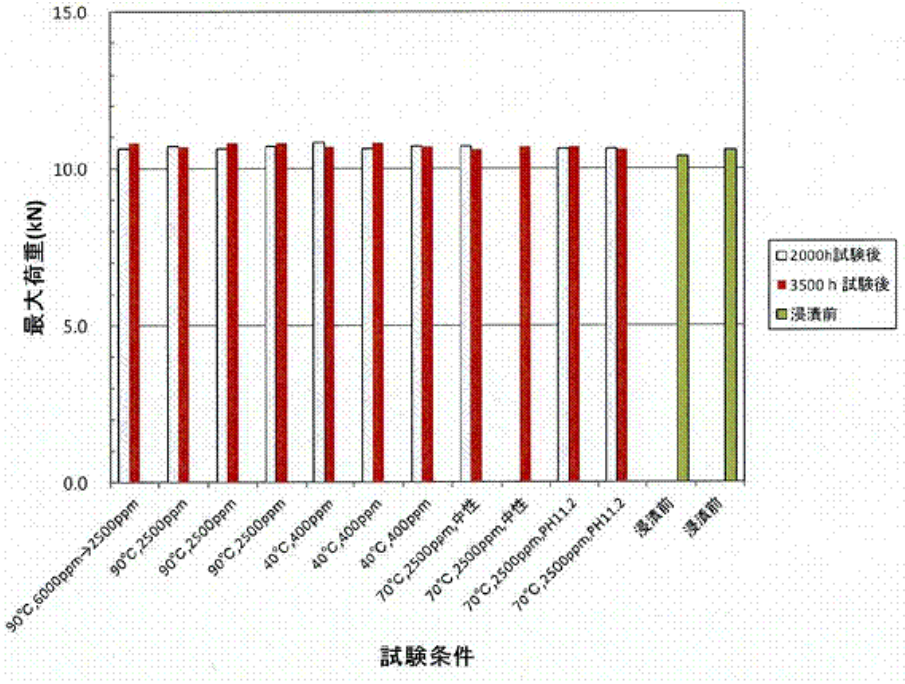


図４－６　浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
（未照射試験片①　予備酸化無し）

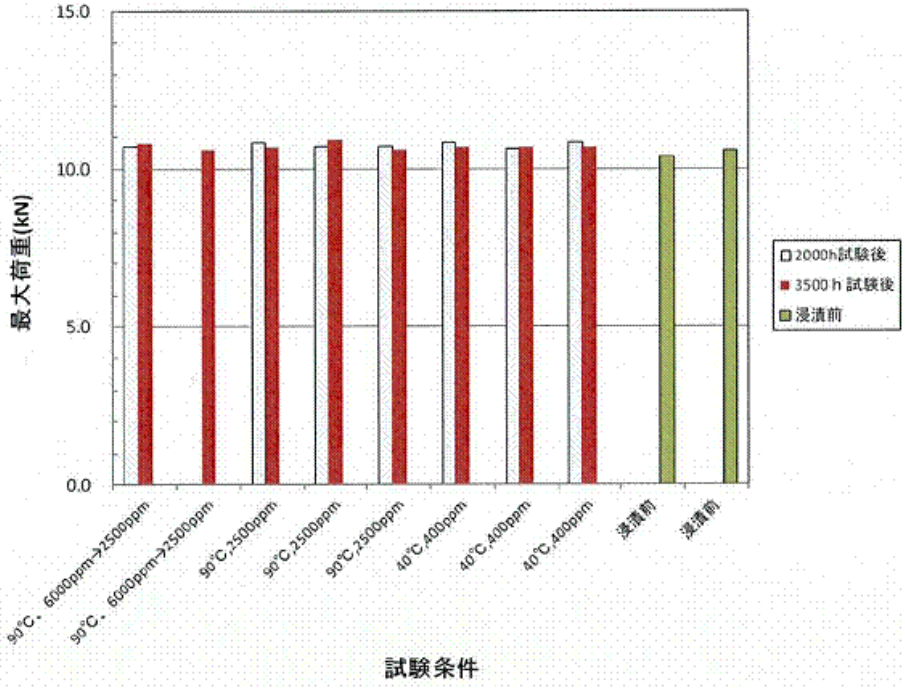


図４－７　浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
（未照射試験片①　予備酸化有り）

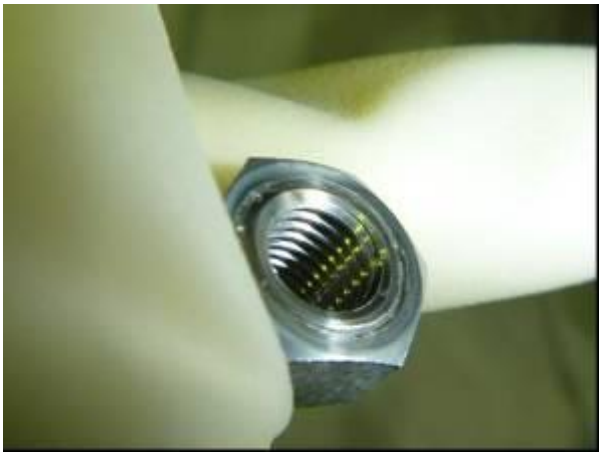


図４－８　４号機新燃料点検結果（ナット）：平成 24 年 8 月



図４－９　４号機新燃料点検結果（結合燃料棒上部端栓）：平成 24 年 8 月



白色部はメーカ機密情報が含まれるため非公開

図４－１０　４号機新燃料点検結果（下部タイプレート）：平成 24 年 8 月

5.　落下がれきによる影響

福島第一１，３，４号機は原子炉建屋爆発に伴うがれきの落下を経験している。これまでに３号機，４号機のＳＦＰ内の調査を実施しており，３号機ＳＦＰではハンドル部の変形が認められる燃料集合体が一部確認されている。

5.1.　がれき落下衝撃試験

5.1.1.　試験概要

３号機ＳＦＰ内には数多くのがれきが確認されており燃料集合体へのがれき衝撃の影響を確認するためにがれき衝突を模擬したがれき落下衝撃試験として９×９燃料（A型）を用いたハンドル部衝撃試験を行った。

5.1.2.　試験条件

がれき落下衝撃試験の試験条件を以下に示す。

試験体型式	：９×９燃料（A型）
衝撃位置	:ハンドル部
落下高さ	：５ｍ
落下体重量	:約１００ｋｇ

5.1.3.　試験結果

衝突後の燃料集合体を図５－１に示す。試験の結果，ハンドルは大きく変形し燃料棒は湾曲したものの，吊り上げ性能，燃料被覆管の密封性は確保されることを確認した。また，各測定データから，落下体がＵＴＰに衝突し，その衝撃荷重が膨張スプリングを介して全ての燃料棒に伝達すること，燃料被覆管が塑性変形するような大きな荷重が付加された場合にはＵＴＰが塑性変形した後に燃料被覆管が塑性変形することを確認した。

したがって，燃料被覆管への影響程度はＵＴＰの変形程度から把握することが出来る。

5.2.　３号機及び４号機におけるがれき落下影響に関する解析評価

４号機ＳＦＰでは落下がれき等が少ない状況が確認されており，観察した燃料集合体ではＵＴＰ ハンドルには著しい変形は観察されておらず，大部分の燃料についてはＵＴＰハンドルを把持した通常の取り扱いが可能であると考えられる。このため，４号機ＳＦＰ内の大部分の燃料は，使用済燃料共用プール（新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）へ搬出するにあたって，従来と同等設計の燃料取扱機での取り扱い，既存のＮＦＴ－２２Ｂ型構内輸送容器の使用ができると考えられる。なお，構内用輸送容器で搬出する燃料については燃料被覆管が健全であることが要求される。

３号機ＳＦＰでは大型のがれきを含めて多量のがれきが落下しており，ハンドル部の変形が認められる燃料集合体が一部確認されている。一方，これまで確認できた範囲では，水

中カメラによる映像上ハンドル部が有意に変形している燃料は一部に留まり，大多数は従来通りの取り扱いが可能であると考えられる。なお，「3.2.構内用輸送容器の収納条件」に記載の通り，構内用輸送容器で搬出する燃料については燃料被覆管が健全であることが要求される。

燃料被覆管が塑性変形していなければ，燃料被覆管健全性は維持されると考えられることから，ＵＴＰの変形程度を観察することにより，燃料健全性を判別する方法について以下のとおり検討した。なお，ハンドル部が有意に変形している燃料等，本評価手法により設定される判定基準を超過する燃料は，燃料被覆管の破損を考慮した容器に収納する。

また，３号機ＳＦＰに存在する燃料タイプと，４号機ＳＦＰに存在する燃料タイプの一覧を表５－１に示す。９×９燃料が４号機はＢ型であることに対し，３号機はＡ型であることが４号機と３号機の差異である。

5.2.1.　燃料健全性の評価方針

がれきの衝突によりＵＴＰが下降すると，燃料被覆管は圧縮荷重によりたわむと考えられるが，燃料集合体には複数の燃料被覆管が配置されているため，照射伸長している燃料被覆管が先行してたわんだとしても，残りの複数の燃料被覆管で圧縮荷重を支えることができる。一方，5.1.3 に示す試験結果からも明らかなように，燃料被覆管よりも先にＵＴＰにおいて塑性変形が発生する。したがって，燃料被覆管に発生する応力が降伏応力に達し塑性変形する場合，ＵＴＰに発生する塑性変形量を評価し，そのＵＴＰに残留する塑性変形量を測定することにより燃料被覆管の塑性変形の有無を評価できる。

なお，燃料被覆管が塑性変形したとしても直ちに燃料健全性に影響を与えることはないが，本燃料健全性評価においては，塑性変形に至らない降伏応力（0.2%耐力）以下であることを評価基準とした。

図５－２にＵＴＰに残留する塑性変形量の解析フロー，図５－３に解析モデルの概要，図５－４にＵＴＰの概要図を示す。解析モデルは，ＵＴＰ，燃料被覆管（ばね要素）及びがれき（剛体）で構成される。がれき（剛体）に下向き荷重を負荷すると，ＵＴＰ及び燃料被覆管（ばね要素）は上下から圧縮荷重を受ける。燃料被覆管（ばね要素）が降伏応力に達する直前のＵＴＰ下降量を算出するとともにＵＴＰに残留する塑性変形量を定量評価する。

本解析は汎用有限要素強度解析コードＡＮＳＹＳを用いる。ＡＮＳＹＳコードでの解析の妥当性を評価するためにＵＴＰの単体試験を実施し，図５－７のとおり試験データと解析との比較を行い，解析結果が試験データを再現できることを確認した。また，本解析において用いた照射材の物性値を表５－２，図５－５，図５－６に示す。

5.2.1.1.　ＵＴＰ塑性変形量の評価位置

図５－８及び図５－９に典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図を示す。以下にそれぞれの塑性変形の考え方について示す。

(1)　チャンネルボックス上端に対するハンドル上端の沈み込み量

がれきがハンドルに衝突すると，ハンドルが幅を広げながら沈み込むとともに，ハンドルポスト直下部分のネットワークが沈み込むように変形する。

チャンネルボックス（以下，ＣＢ）は，ネットワーク上のハンドルポストと異なるコーナー部に固定されている。このため，ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量を検出することで，ハンドル変形とネットワーク変形を評価することが出来る。

(2)　ハンドル幅拡大量

がれきがハンドルに衝突すると，ハンドル幅が広がるようにハンドルが変形する。このため，ハンドル幅を検出することで，ハンドル変形を評価することが出来る。

(3)　ＣＢ上端に対するコーナーポスト上端の沈み込み量（９×９燃料（Ｂ型）のみ）

９×９燃料（Ｂ型）はハンドルポスト付近に機械加工されたコーナーポストがあり，ハンドル上端と比較して誤差の少ない測定が可能である。このため，ＣＢ上端に対するコーナーポスト沈み込み量を検出することで，ネットワーク変形を評価することが出来る。

5.2.1.2.　燃料被覆管を模擬したばね要素のばね定数と圧縮荷重

(1)　解析方法

ＵＴＰ下面は水平に下降し一番長い燃料被覆管に最初に圧縮荷重が作用する。ＵＴＰ下降初期には，長い燃料被覆管から短い燃料被覆管へ順番に圧縮荷重が作用する。燃料被覆管は長いため圧縮荷重によりたわむ。

燃料被覆管を模擬したばね要素のばね定数と圧縮荷重の定量評価を以下のとおり実施した。

①　ＵＴＰ下降開始時

燃料被覆管の等価ばね定数（Ｋ）を算出し，燃料被覆管上端の軸方向変位（Ｘ）を用いて，個々の燃料被覆管が負担できる圧縮荷重（Ｆ）をＦ=Ｋ・Ｘ により算出する。

②　たわみ発生直前

たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重（Pcr）をオイラーの式 $Pcr=n\cdot\pi^2\cdot E\cdot I/(Lsp8)^2$ より，またその時の燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr）を $Xcr=Pcr/K$ により算出する。

③　たわみ発生以降

たわみ発生以降は，個々の燃料被覆管が負担できる圧縮荷重（Ｆ）は弾性たわみの範囲において②で算出したPcr が維持される。

$$K=\frac{E\cdot A}{L}$$

$$Pcr=\frac{n\cdot \pi^2\cdot E\cdot I}{(Lsp8)^2}$$

$$Xcr=\frac{Pcr}{K}$$

$$\sigma_{cr}=\frac{Pcr}{A}$$

ここで

K　：燃料被覆管等価ばね定数[N/mm]

E　：ジルカロイのヤング率[N/mm^2]　（91300[N/mm^2] @100℃）

A　：燃料被覆管断面積[mm^2]

L　：燃料被覆管全長[mm]

Pcr　：たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重[N]

n　：固定定数（端末条件とたわみ形に応じて 1～4 の値となり，本定量評価では１次モードとして扱い保守的に n=1 とする。）

I　：断面二次モーメント[mm^4]

Lsp8　：UTP/最上部スペーサ間長さ[mm]（膨張スプリング縮み代を考慮）

Xcr　：たわみ発生直前の燃料被覆管上端の軸方向変位[mm]

σ_{cr}　：たわみ発生直前の発生応力[N/mm^2]

(2)　解析結果

表５－３と表５－４に８×８燃料，新型８×８ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度８×８燃料，９×９燃料（Ｂ型）及び９×９燃料（Ａ型）の燃料被覆管について評価した結果を示す。

5.2.1.3.　燃料被覆管に発生する応力

(1)　解析方法

5.2.1.2で示した燃料被覆管を模擬したばね要素のばね定数と圧縮荷重の定量評価に沿って，最大発生応力の定量評価を実施した。

①　ＵＴＰ下降開始時

5.2.1.2①で算出した圧縮荷重（Ｆ）に基づいて，燃料被覆管の発生応力（σｃ）をσｃ=Ｆ/Ａにより算出する。

②　たわみ発生直前

5.2.1.2②で算出したたわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重（Pcr）に基づいて，燃料被覆管の発生応力（σcr）をσcr=Pcr/Ａにより算出する。

③　たわみ発生以降

図５－１０にたわみの幾何学的評価の模式図を示す。円弧状にたわむことを仮定して，燃料被覆管上端の軸方向変位（Xa）に対するたわみ量（B）を幾何学的に定量評価する。

$B = R \cdot \{1-\cos(\theta/2)\}$

$Xa = 2 \cdot R \cdot \{\pi \cdot (\theta/360^\circ) - \sin(\theta/2)\}$

円弧長さ＝$Lsp8 = 2 \cdot \pi \cdot R \cdot (\theta/360^\circ)$

ここで

B	：たわみ量[mm]
Xa	：たわみによる燃料被覆管上端の軸方向変位[mm]
R	：たわみ半径[mm]
θ	：円弧角度[°]

図５－１１にたわみの材料力学的評価の模式図を示す。最大発生応力（σa）は，圧縮応力であり，スパン中央高さのたわみ内側位置に生じる。

$M = Pcr \cdot B$

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$\sigma_a = \sigma_b + \sigma_{cr}$

ここで

σ_b	：たわみによる曲げ応力[N/mm^2]
M	：曲げモーメント[N・mm]
Z	：断面係数[mm^3]
σ_a	：たわみ発生以降の最大発生応力（曲げ＋圧縮）[N/mm^2]

(2)　解析結果

図５－１２に燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）に対する燃料被覆管発生応力（σa）（高燃焼度８×８燃料）を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm^2]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）は，7.7[mm]となった。

図５－１３に燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）に対する燃料被覆管発生応力（σa）（９×９燃料（Ｂ型））を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm^2]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）は，9.4[mm]となった。

図５－１４に燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）に対する燃料被覆管発生応力（σa）（９×９燃料（Ａ型））を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm^2]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）は，9.4[mm]となった。

5.2.2.　評価結果

図５－３に示した解析モデルに従い，5.2.1.2 で評価した燃料被覆管のばね特性（たわみ発生まではばね定数に基づき算出，たわみ発生以降は一定荷重負担）を基に燃料被覆管に発生する応力を評価した。

5.2.1.3 で燃料被覆管上端の軸方向変位が 7.7㎜（高燃焼度８×８燃料），9.4㎜（９×９燃料（Ｂ型）），9.4㎜（９×９燃料（Ａ型））となった時に燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力 710[N/㎟]に達すると評価された。すなわち，燃料被覆管上端の軸方向変位が上記変位に至らなければ，燃料被覆管は塑性変形に至らないことが確認された。一方，図５－１５，図５－１６に示すとおり燃料棒は照射により 3㎜[1] [2]程度の照射伸び差があるため，燃料集合体においては，ＵＴＰがそれぞれ 4.7㎜（高燃焼度８×８燃料），6.4㎜（９×９燃料（Ｂ型）），6.4㎜（９×９燃料（Ａ型））下降した場合に，燃料集合体中の燃料棒に塑性変形が生じるものと想定する。

上記のＵＴＰ下降量が発生する荷重が付加された場合に，ＵＴＰの各部位に残留する塑性変形量を評価した。また，ＵＴＰハンドルへのがれきの衝突位置として，①ハンドル上面全体に剛体接触，②ハンドル上面右半分に剛体接触，③ハンドル上面中央 45㎜に剛体接触の 3 ケースを解析対象とした。解析の一例として，図５－１７に高燃焼度８×８燃料について「②ハンドル上面右半分に剛体接触」の評価結果を示す。

燃料被覆管の健全性判定に用いるＵＴＰの塑性変形量（ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量，ハンドル幅拡大量，ＣＢ上端に対するコーナーポスト上端の沈み込み量）を評価した結果を表５－５に示す。９×９燃料（Ａ型）については，高燃焼度８×８燃料及び９×９燃料（Ｂ型）の結果を踏まえ，②ハンドル上面右半分に剛体接触のケースを解析対象とした。結果を表５－６及び図５－１８に示す。燃料健全性検査は，塑性変形量が最も小さい「②ハンドル上面右半分に剛体接触」を基に検査方法を策定する。

5.2.3.　まとめ

膨張スプリングが縮みきった後に燃料被覆管に圧縮荷重が作用する場合について，燃料体上部変形を観察して燃料被覆管を健全と判別する方法を検討した。

燃料被覆管が降伏応力を超える前にＵＴＰに検知可能な塑性変形が生じることから，燃料被覆管の健全性を判別するためのＵＴＰ変形量を評価した。

5.3.　３号機におけるハンドル変形燃料の吊り上げに関する評価

３号機ＳＦＰではハンドル部の変形が認められる燃料（以下，ハンドル変形燃料）が確認されている。また，ハンドル変形燃料のうち１体は，ＣＢ及びチャンネルファスナ（以下，ＣＦ）の有意な変形が見られる（以下，ＣＢ変形燃料）。

燃料取扱機によるハンドル変形燃料の取り扱い可否を確認するため，燃料吊り上げ時の荷重負担部材である結合燃料棒及びハンドルの健全性が保たれる吊り上げ条件を，ハンド

ル変形燃料を模擬した解析や試験より評価する。

ハンドルの外観確認を行い，燃料取扱機によるハンドル把持ができる燃料は，評価より確認された吊り上げ条件で取り扱いを行う。また，通常の燃料取扱機の掴み具によるハンドル把持ができない燃料は，大変形用掴み具にて把持する。なお，ハンドル把持ができない燃料が見つかった場合は別途評価を行い，今後本実施計画に記載した上で取り扱うこととする。

5.3.1.　がれき衝突時の結合燃料棒の健全性

(1)　解析方法

燃料ハンドル部へのがれき衝突を模擬した解析をＬＳ－ＤＹＮＡコードを用いて行い，ハンドル変形燃料の吊り上げに寄与する燃料棒への影響を確認する。

３号機のハンドル変形燃料は，ＣＦ側又は反ＣＦ側にハンドルが変形しており，がれきが斜めに衝突したと考えられる。そのため，斜め衝突のケース（斜め 45°）で衝突解析を主として行い，保守的にハンドルが 90°近くまで変形するよう重量・速度条件を調整したうえで，燃料棒の塑性歪分布の傾向を確認する。解析条件を表５－７に示す。

評価燃料は９×９燃料（Ａ型）及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料の２種類とし，８×８燃料及び高燃焼度８×８燃料は燃料棒，ＵＴＰの幾何形状の違いから保守的に新型８×８ジルコニウムライナ燃料で代表することとした。なお，本燃料健全性評価においては，塑性歪 2.8%※1未満であることを評価基準とした。

本解析に用いた未照射材及び照射材の物性値を表５－２に示す。なお，結合燃料棒の上部端栓部の中性子照射量は他の部位に比べて少ないことから，保守的に未照射材の物性値を使用した。

(2)　解析結果

がれき衝突解析の結果を図５－１９に示す。いずれの条件においても燃料棒の上部端栓部にのみ塑性歪が発生し，被覆管部，下部端栓部に塑性歪は見られなかった。

ＣＦ側と反ＣＦ側の結合燃料棒（上部端栓部）４本の塑性歪はいずれも 2.8%※1未満であることから，実力的には吊り上げ時に荷重を負担できるものと考える。この場合，中性子照射による結合燃料棒の伸びのバラツキを考慮したとしても，少なくとも３点以上でバランスを保ち吊り上げるため，結合燃料棒全体では １ｔは問題なく吊り上げられる※2ものと考える。

また，5.1 のがれき落下衝撃試験で上部端栓近傍に発生した塑性歪の測定結果を図５－２０に示す。測定の結果，ハンドルポスト直下近傍の結合燃料棒４本に発生した塑性歪と比較して，残りのＣＦ側，反ＣＦ側の結合燃料棒に発生した塑性歪は小さい値となり，がれき衝突解析と同様な傾向であった。

※１　これまでに実施された燃料被覆管（未照射材，照射材）の軸方向の引張試験に係る知見のうち破断に至った塑性歪の最小値。そのため，この値に達した場合でも必ずしも破断するわけではない。

※２　浸漬試験後引張試験の結果（図４－６，図４－７）より結合燃料棒の垂直方向の引張強度は未照射材，照射材ともに１本あたり１ｔ以上。

5.3.2.　吊り上げ時のハンドルの健全性

(1)　試験概要

燃料吊り上げ時の荷重負担箇所として，変形したハンドルについても同様に，実機相当の吊り上げ荷重負荷時の健全性を確認する必要がある。このため，３号機ＳＦＰ内に保管されている燃料と同タイプのハンドルに，がれき衝突を模擬した変形を付与したうえで引張試験を行い，有意なき裂が発生しないことを確認した。

また，ハンドルに２本あるハンドルポストの片側を模擬した引張試験を行い，有意なき裂が発生しないことを確認した。

(2)　試験条件

引張試験の試験体として，９×９燃料（Ａ型）のＵＴＰを用意した。引張試験に先立って，図５－２１に示す変形付与装置を用いて初期変形（動的荷重，静的荷重）を付与した。引張荷重は，ハンドル変形の無い燃料と同様な吊り上げ荷重として１ｔで吊り上げることを想定し，試験では燃料取扱機荷重計誤差等を考慮して 13ｋＮ とした。また，荷重上限の 2 倍（引張試験装置の上限）として燃料取扱機荷重計誤差等を考慮して 26ｋＮ の試験を実施した。なお，引張回数は，実機で想定されるハンドル変形燃料の吊り上げ回数を考慮して 10 回とした。ハンドルの引張試験装置を図５－２２に示す。

ハンドルポスト模擬試験体については，13kN 及び 26kN 試験に加えて，試験片が破断するまで荷重を付与した。

(3)　試験結果

試験の一例として，図５－２３に９×９燃料（Ａ型）のハンドルの引張試験前後の外観写真，また，図５－２４に浸透探傷試験結果を示す。これらの結果から，引張試験前後で有意なき裂が発生していないことを確認した。また，図５－２５に引張試験中の引張荷重－引張変位図を示す。本図から，引張荷重を繰り返し負荷した場合であっても，引張変位の異常な増加は無いことから，引張試験中に有意なき裂の発生及びその進展は無かったものと考える。

ハンドルポスト模擬についても，引張荷重を繰り返し負荷した場合であっても，引張変位の異常な増加は無いことから，引張試験中に有意なき裂の発生及びその進展は無かったものと考える。また，破断試験結果を表５－８に示す。破断に至るまでの最大荷重は約８．５

ｔ～９．３ｔの範囲となり，実機で想定している吊り上げ荷重（１ｔ）に対して十分な余裕があることを確認した。

5.3.3.　ＣＢ変形燃料について

ＣＢ変形燃料はハンドルだけでなく，ＣＦ及びＣＦポストがハンドル側に傾倒するように変形しており，ＣＦポスト近傍の標準燃料棒，結合燃料棒は，上部タイプレートを介して曲げ応力が発生している可能性がある。そのため，ＣＢ変形燃料について水中カメラによる確認によりがれき衝突に伴う影響を確認した。

ＣＦポスト近傍の結合燃料棒の上部端栓部は破損している可能性があるため，水中カメラ映像によりＣＢ変形燃料の結合燃料棒の状態を確認した。ＣＢ変形燃料の結合燃料棒の状態を図５－２６に示す。

ＣＢ変形燃料は，水中カメラ映像から少なくとも４本の結合燃料棒は有意な変形のない状況であり，吊り上げ時に荷重を負担できるものと考える。

この場合，中性子照射による結合燃料棒の伸びのバラツキを考慮したとしても少なくとも３点以上でバランスを保ち吊り上げるため，結合燃料棒全体では１ｔは問題なく吊り上げられるものと考える。

なお，水中カメラ映像に基づき，ＣＦの変形状態を踏まえた解析モデルを作成しＣＦポスト近傍の燃料棒に発生する塑性歪の有無をＡＮＳＹＳコードを用いて評価した。また，解析条件を表５－９に示す。

解析の結果，ＣＦポスト近傍の標準燃料棒，結合燃料棒は，いずれも上部端栓部において細径部で歪が大きくなり，曲げ角度 30°では塑性歪 2.8%を超過した。一方，被覆管部において歪は発生しなかった。したがって，いずれも上部端栓部は破損している可能性はあるものの，被覆管部に破損はないため，燃料棒からのＦＰガスのリークやペレット脱落リスクは無いと考える。

5.3.4.　評価結果

ハンドル変形燃料については，がれき衝突解析結果から，少なくとも４本の結合燃料棒が吊り上げに寄与できる。また，ＣＢ変形燃料については，ＣＦポスト近傍の結合燃料棒の上部端栓部は破損している可能性はあるが，水中カメラ映像による確認結果から少なくとも４本の結合燃料棒が吊り上げに寄与できる。したがって，少なくとも３点以上で吊り上げるため，結合燃料棒全体では１ｔは問題なく吊り上げられるものと考える。

ハンドル部については，引張試験結果から吊り上げ荷重の２倍（２ｔ）であっても機械的な強度に有意な影響が無い。

以上より，ハンドル変形燃料及びＣＢ変形燃料はハンドル変形の無い燃料と同様の吊り上げ荷重１ｔで吊り上げ可能と評価する。

表５－１　３号機ＳＦＰと４号機ＳＦＰの貯蔵燃料の差異

	７×７燃料	８×８燃料	新型８×８ジルコニウムライナ燃料	高燃焼度８×８燃料	９×９燃料（Ｂ型）	９×９燃料（Ａ型）
３号機	―	○	○	○	―	○
４号機	○※1	○	○	○	○	―

※1　４号機ＳＦＰの７×７燃料は過去の取り扱い中に変形を生じた燃料であるため，解析評価の対象外

表５－２　ジルコニウム合金の物性値[3][4]

項目	単位	物性値			
未照射／照射	－	未照射材	照射材		
照射量	n/m^2	0	2×10^{25} － 14×10^{25}		
温度	℃	室温	室温	100	300
0.2%耐力	N/mm^2	380	760	710*1	600
引張り強さ	N/mm^2	546	860	800*1	650

*1：20℃及び300℃のデータからの内挿値

表５－３　燃料被覆管の等価ばね定数

項目	単位	記号	式	８×８燃料	新型８×８ジルコニウムライナ燃料	高燃焼度８×８燃料	９×９燃料（Ｂ型）	９×９燃料（Ａ型）
ヤング率	N/mm2	E		91300	91300	91300	91300	91300
酸化減肉*1（EOL）	mm	oxd		0.01	0.01	0.01	0.01	0.01
等価ばね定数	N/mm	K	E*A/L	698	686	687	500	516

*1：酸化膜厚さ約15μm[3]の酸化減肉に相当

表５－４　たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重

項目	単位	記号	式	８×８燃料	新型８×８ジルコニウムライナ燃料	高燃焼度８×８燃料	９×９燃料（Ｂ型）	９×９燃料（Ａ型）
圧縮荷重	kN	Pcr	$\pi^2\cdot E\cdot I/(Lsp8)^2$	1.7	1.7	1.7	0.9	1.0
UTP 下降量	mm	Xcr	Pcr/K	2.5	2.5	2.4	1.9	1.9
発生応力	N/mm^2	σcr	Pcr/A	55	55	55	42	42

表５－５　ＵＴＰに残留する塑性変形量

［単位：mm］

がれき衝突位置	塑性変形評価位置	９×９燃料（Ｂ型）	高燃焼度８×８燃料	新型８×８*1 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料
①ハンドル上面全体に剛体接触	ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量	4.5	7.1	8.4
	ハンドル幅拡大量（両側）	2.1	4.8	8.1
	ＣＢ上端に対するコーナーポスト上端の沈み込み量	4.5		
②ハンドル上面右半分に剛体接触	ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量	3.5	5.5	
	ハンドル幅拡大量（両側）	1.8	4.2	
	ＣＢ上端に対するコーナーポスト上端の沈み込み量	3.8		
③ハンドル上面中央 45mm に剛体接触	ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量	8.4	10.1	
	ハンドル幅拡大量（両側）	5.4	8.5	
	ＣＢ上端に対するコーナーポスト上端の沈み込み量	4.7		

*1：新型８×８ジルコニウムライナ燃料以前の燃料は，高燃焼度８×８燃料と比較してハンドルバーが薄くハンドルポストがコーナーポストと連結していないため塑性変形量が大きい。このため，①を除く一連の解析は高燃焼度８×８燃料の結果を代表としている。

表５－６　ＵＴＰに残留する塑性変形量（９×９燃料（Ａ型））

［単位：mm］

がれき衝突位置	塑性変形評価位置	９×９燃料（Ａ型）
②ハンドル上面右半分に剛体接触	ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量	5.5
	ハンドル幅拡大量（両側）	4.0

表５－７　がれき衝突時の結合燃料棒の健全性評価における解析条件

	がれき重量(t)	がれき衝突速度(m/s)	がれき衝突角度	燃料型式
条件①	1	21	斜め 45°	９×９燃料（A型）
条件②	1	21	垂直	９×９燃料（A型）
条件③	4.5	12	垂直	９×９燃料（A型）
条件④	1	21	垂直	新型８×８ジルコニウムライナ燃料

表５－８　ハンドルポスト引張試験結果(破断試験)

初期変形時の荷重付与方法	燃料型式	破断に至るまでの最大荷重
動的荷重	高燃焼度８×８燃料，９×９燃料（A型）	91.5 kN (9.33t)
	新型８×８ジルコニウムライナ燃料	89.7 kN (9.15t)
静的荷重	高燃焼度８×８燃料，９×９燃料（A型）	91.1 kN (9.29t)
	新型８×８ジルコニウムライナ燃料	83.4 kN (8.50t)

表５－９　ＣＢ変形燃料における解析条件

項目	条件	備考
評価温度	70℃	プール水の設計温度の包絡条件として設定
ＣＦ部の傾き	30°	ＣＢ変形燃料の水中カメラ映像では，ＣＦ部の傾き角は 27 度となることから，包絡条件として設定
物性値	未照射材	照射により耐力及び引張強さが高くなる傾向があることから，保守側の試験結果が得られる

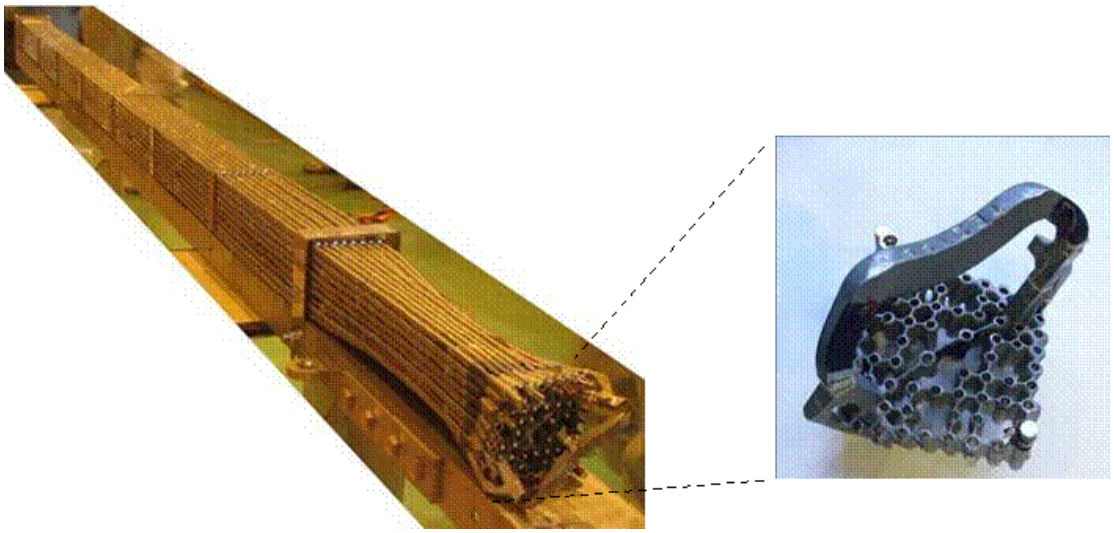


図５－１　がれき落下衝撃試験の結果

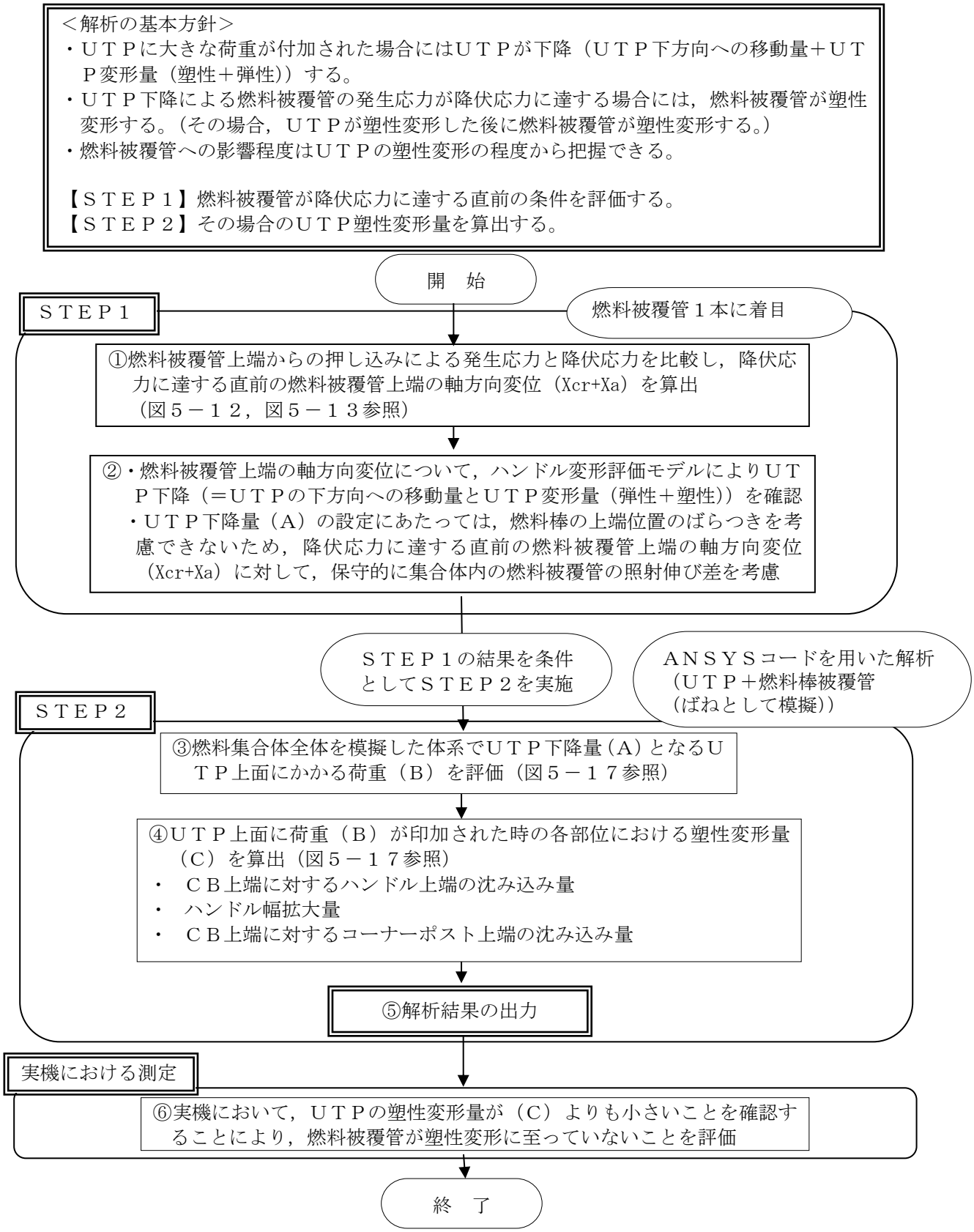


図５－２　ＵＴＰに残留する塑性変形量の解析フロー図

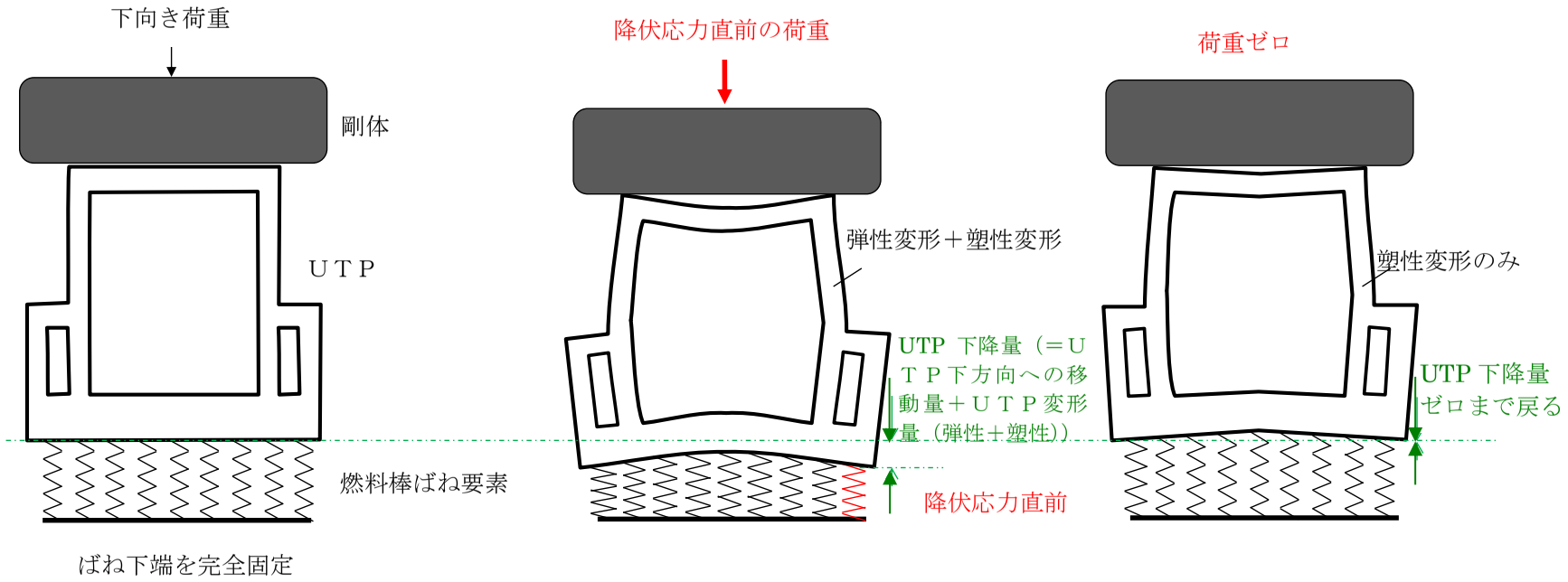
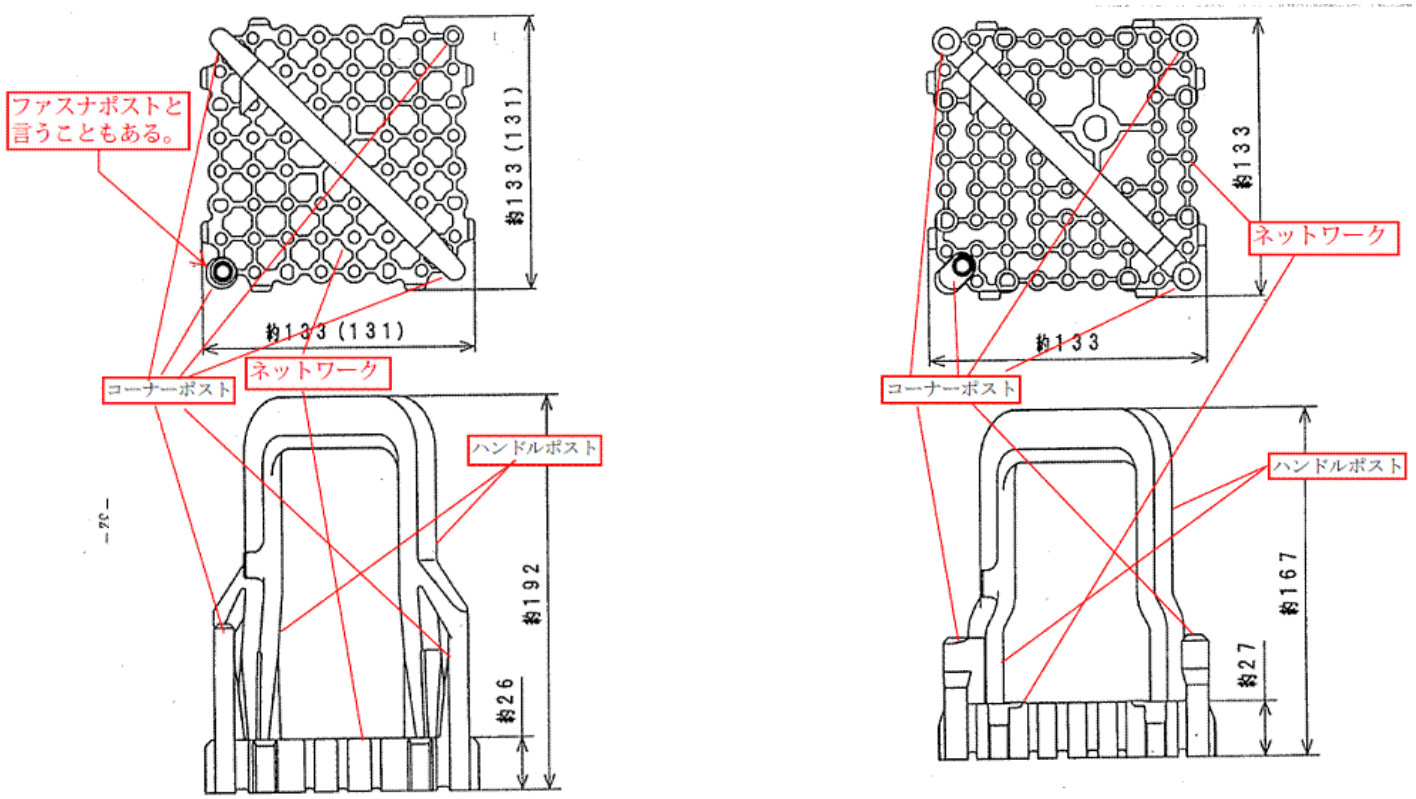


図５－３　解析モデルの概要



高燃焼度８×８燃料

９×９燃料（B型）（D格子）

（ ）はS格子
(単位：mm)

図５－４　ＵＴＰの概要図

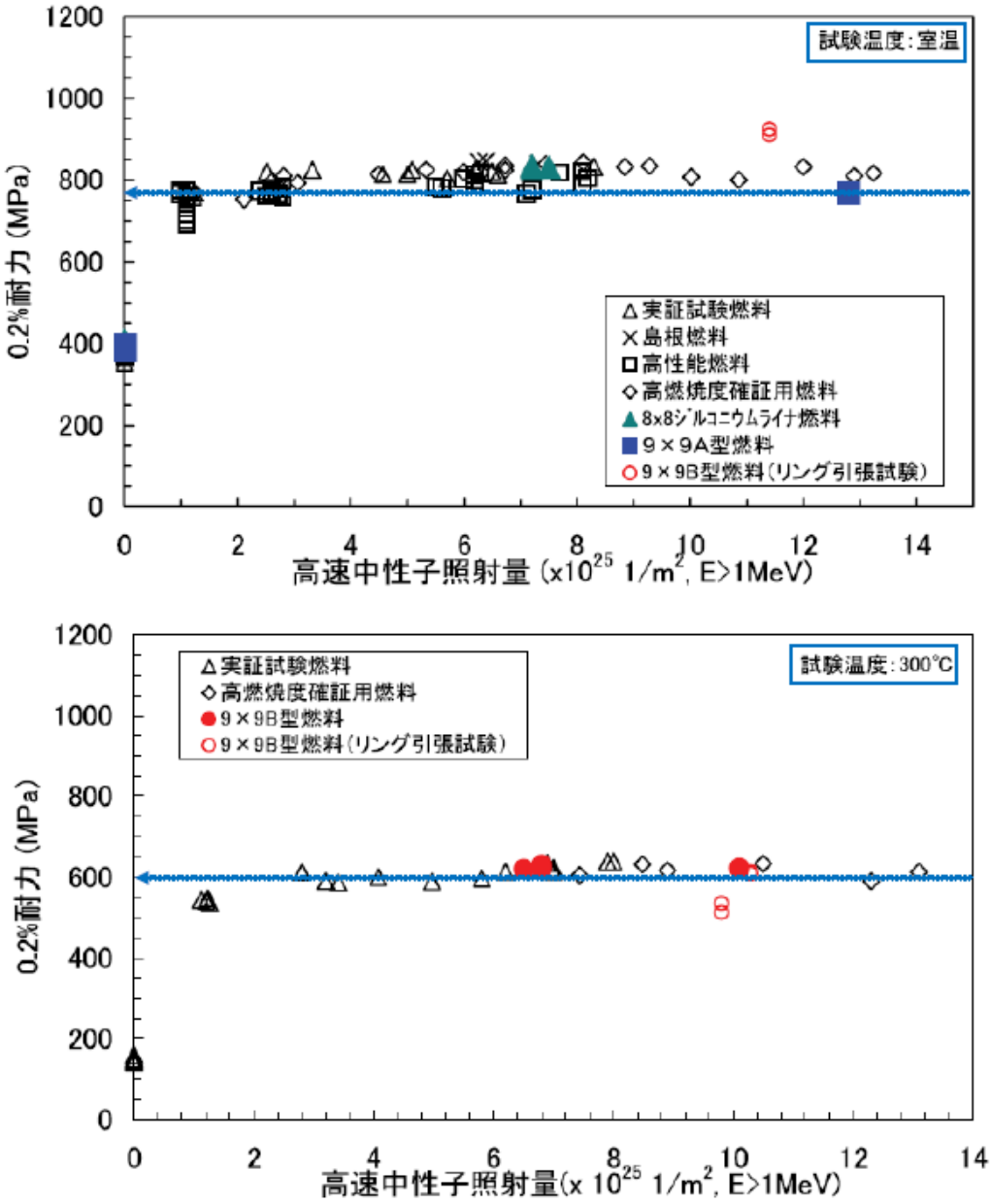


図５－５　ジルコニウム合金の降伏応力（０．２%耐力）評価[3]

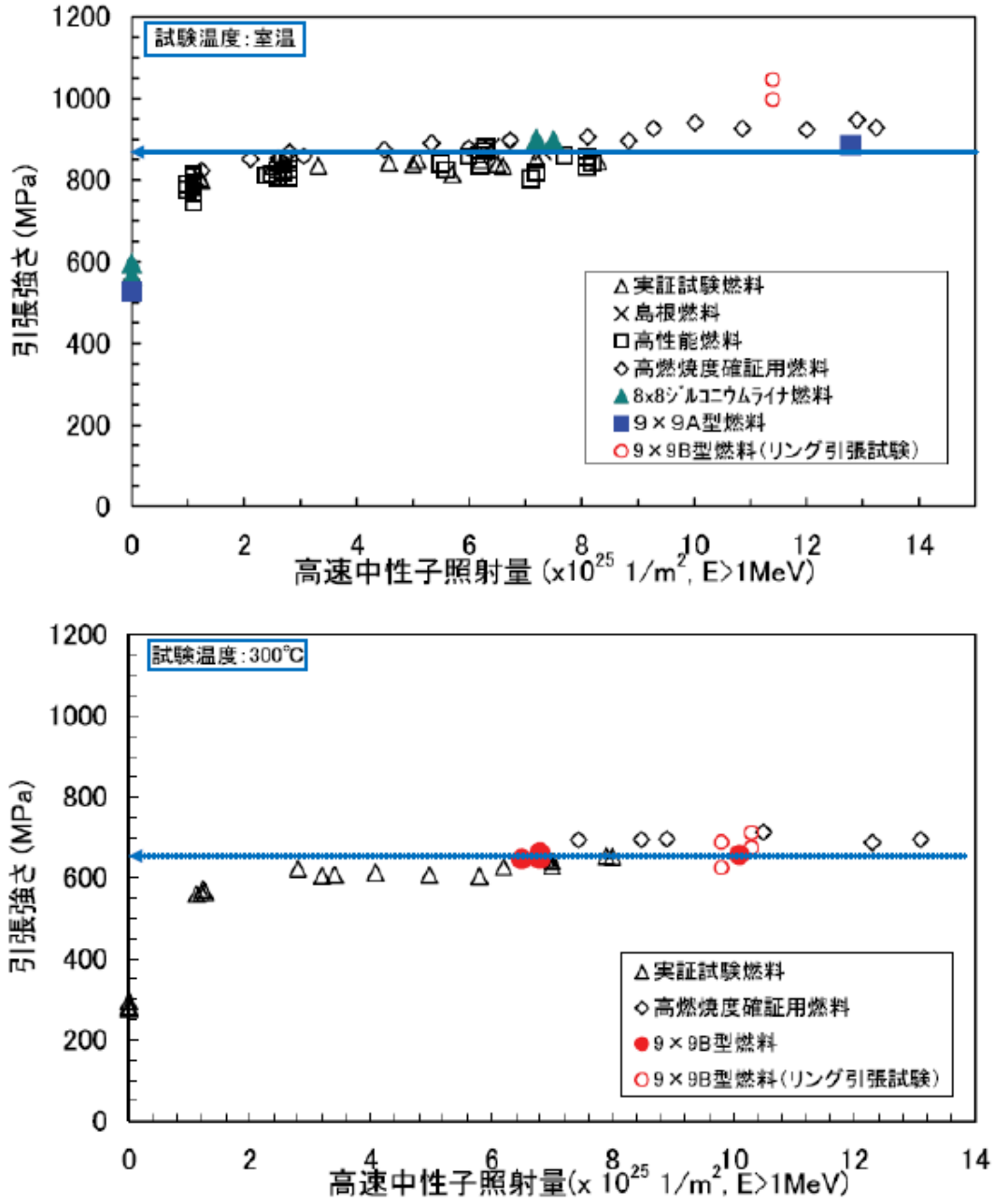
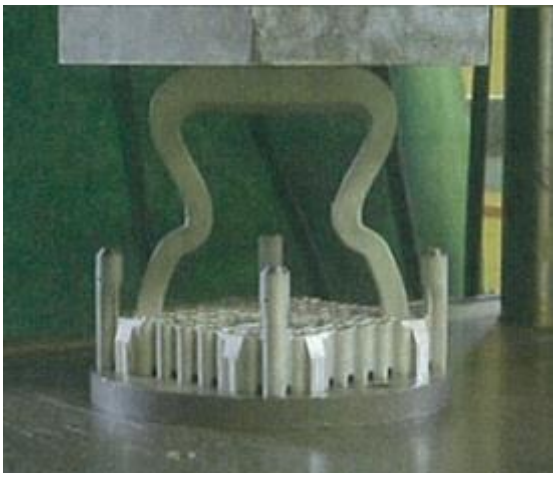
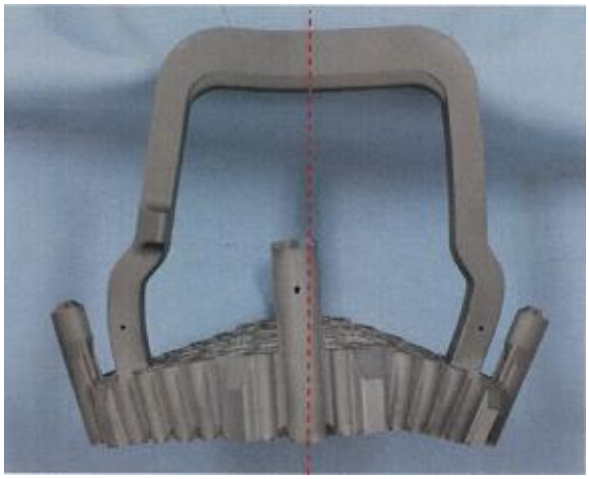


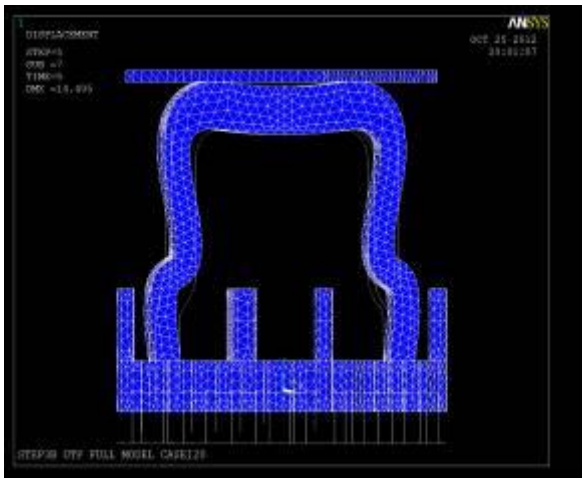
図５－６　ジルコニウム合金の引張り強さ評価[3]



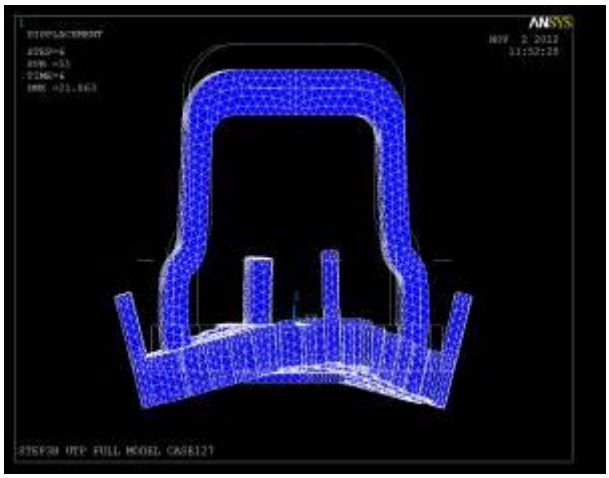
ハンドルを変形させる試験



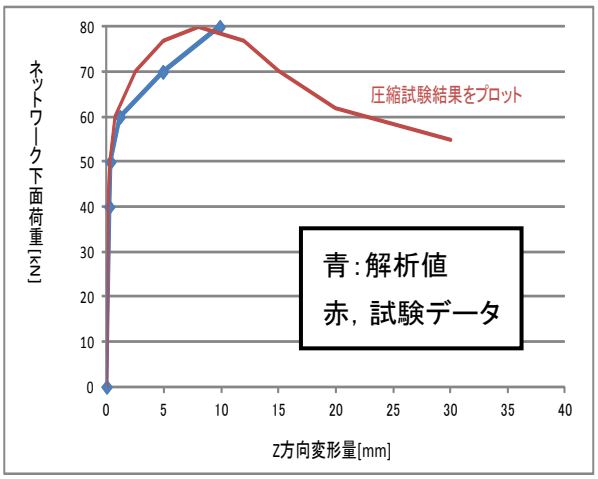
ネットワークを変形させる試験



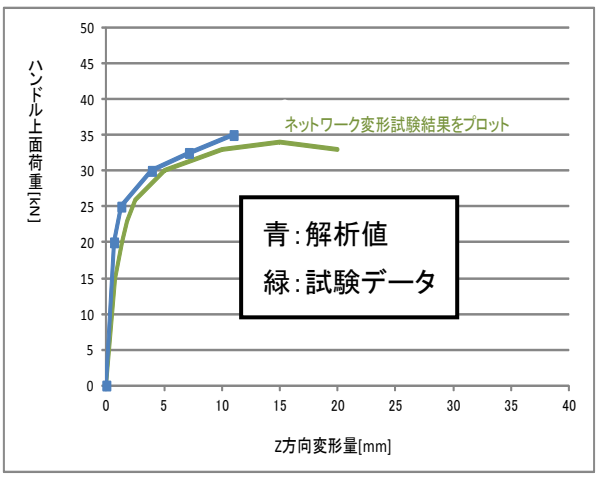
ハンドルを変形させる解析



ネットワークを変形させる解析



単体試験と解析の比較



単体試験と解析の比較

図５－７　単体試験とＡＮＳＹＳコード解析との比較

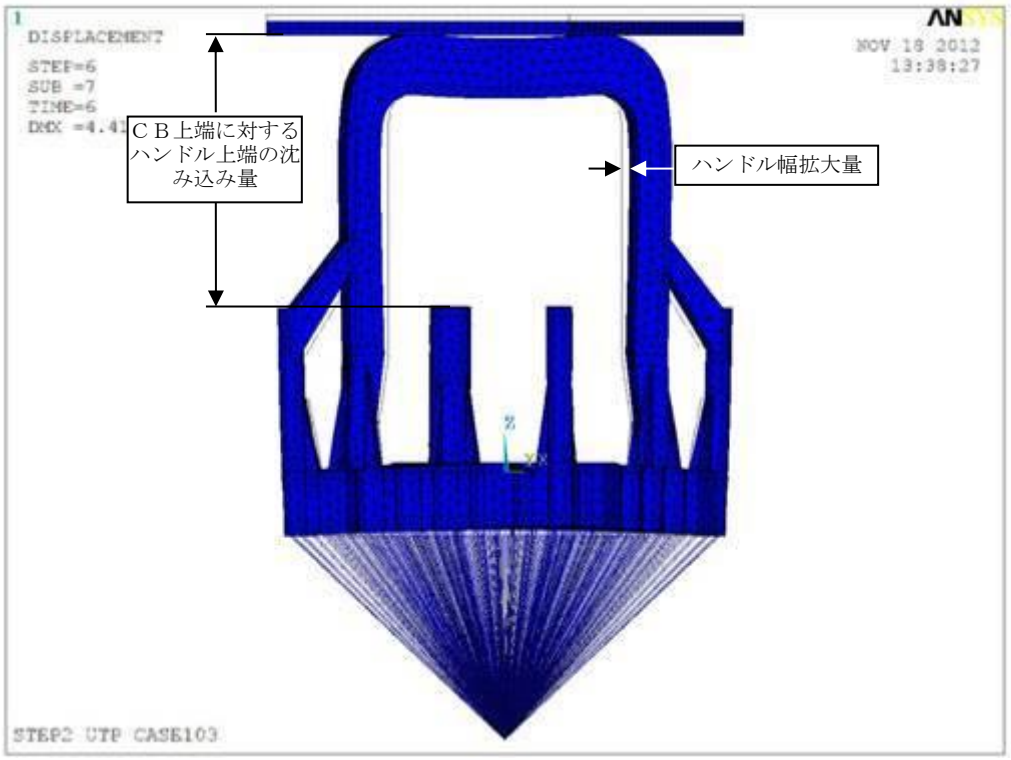


図５－８　典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図（高燃焼度８×８燃料）

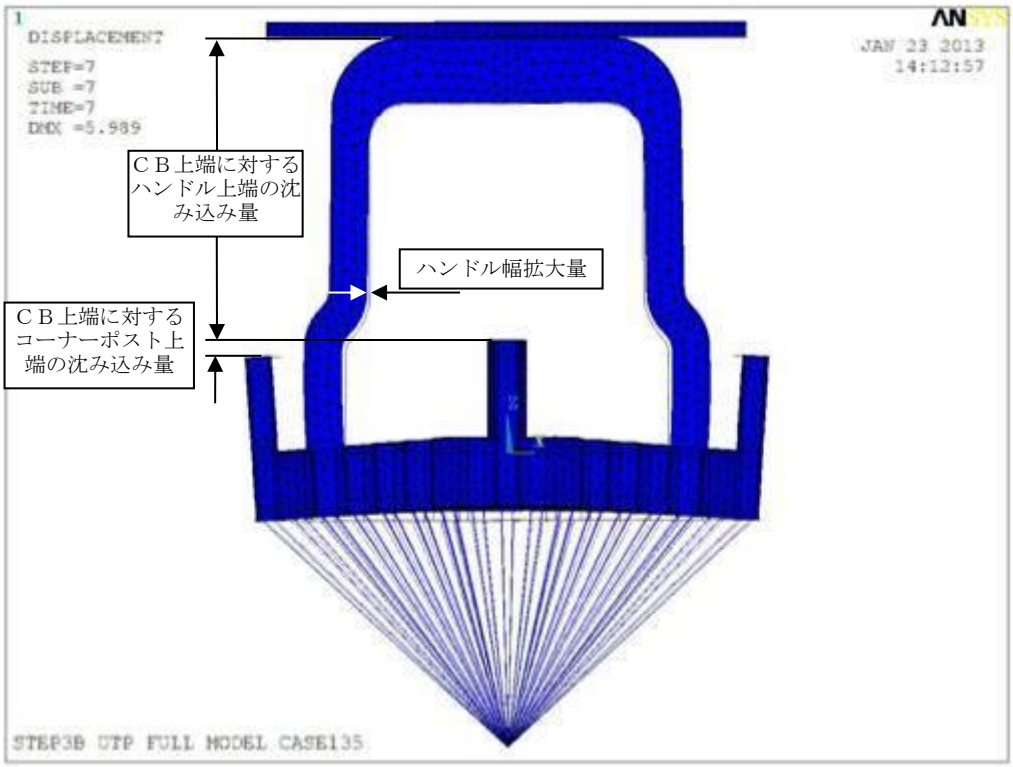


図５－９　典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図（９×９燃料（Ｂ型））

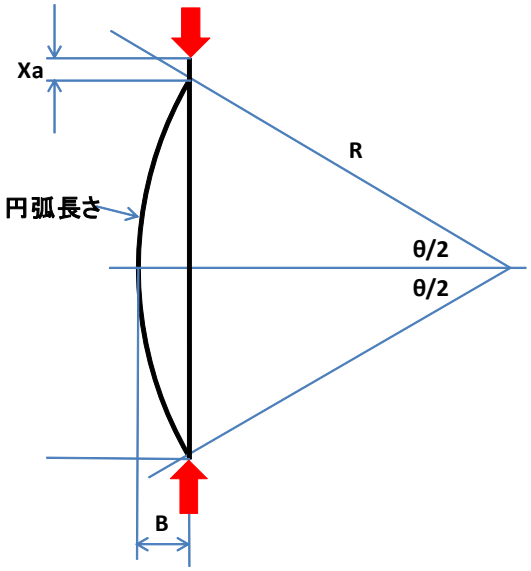


図５－１０　たわみの幾何学的評価の模式図

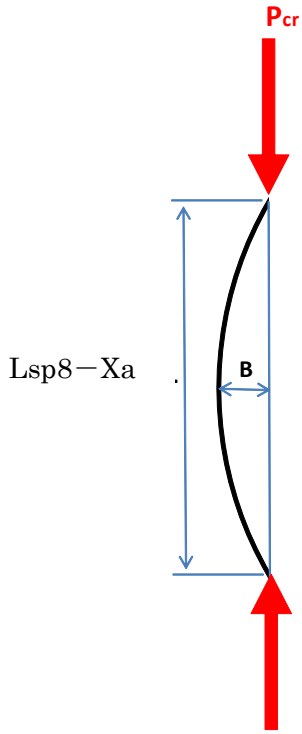


図５－１１　たわみの材料力学的評価の模式図

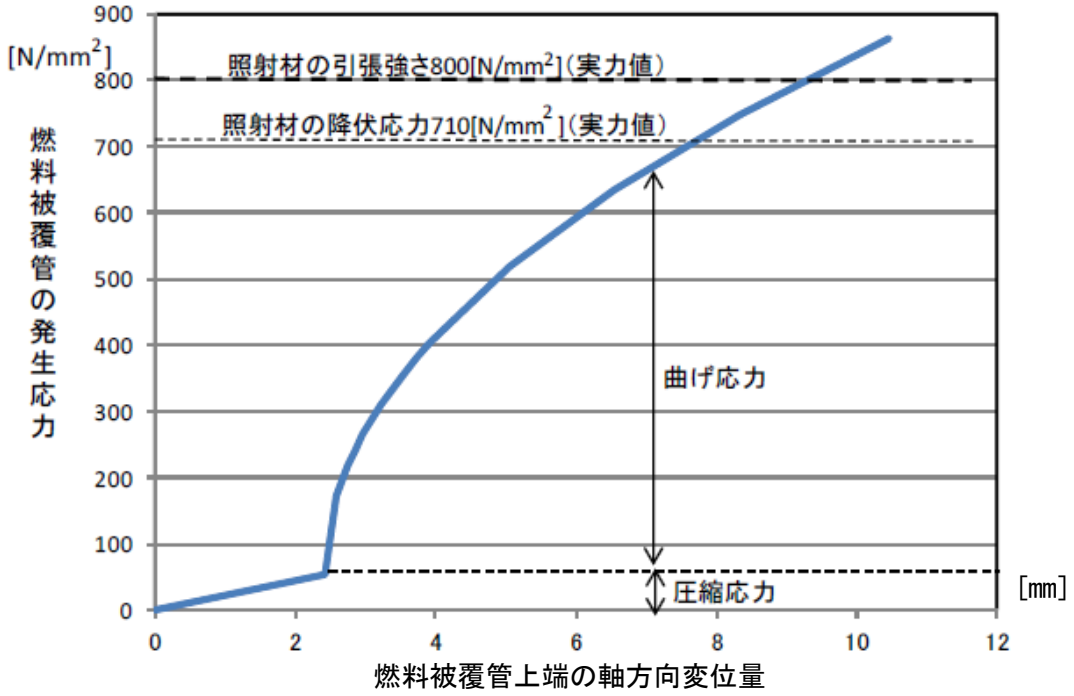


図５－１２　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（高燃焼度８×８燃料）

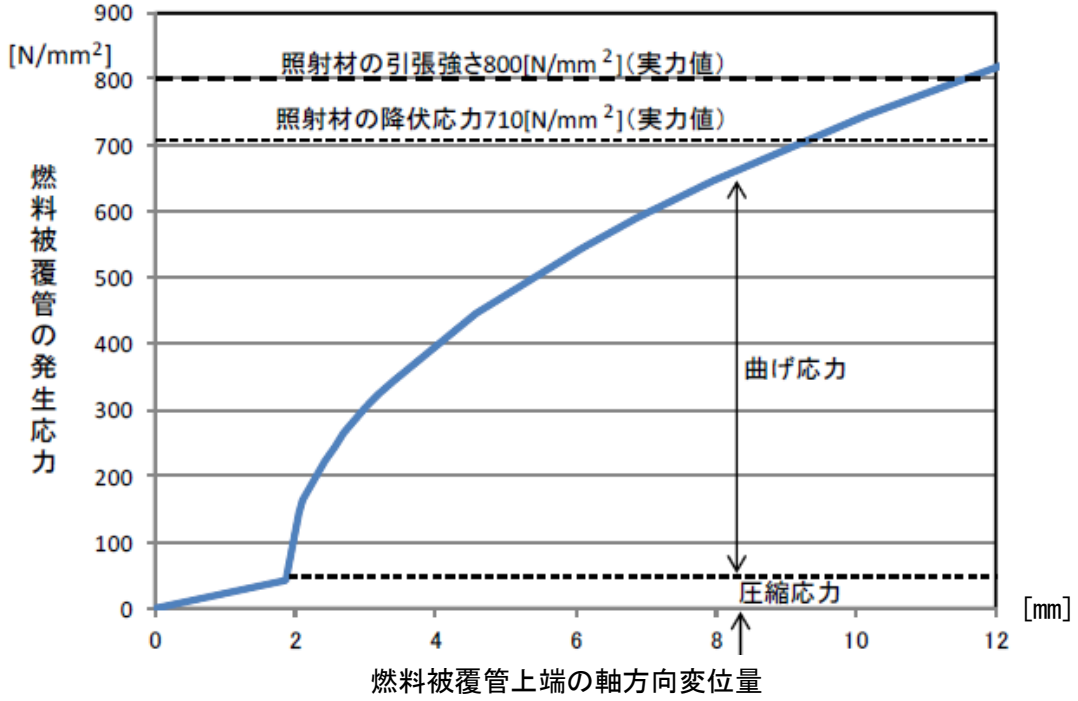


図５－１３　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（９×９燃料（Ｂ型））

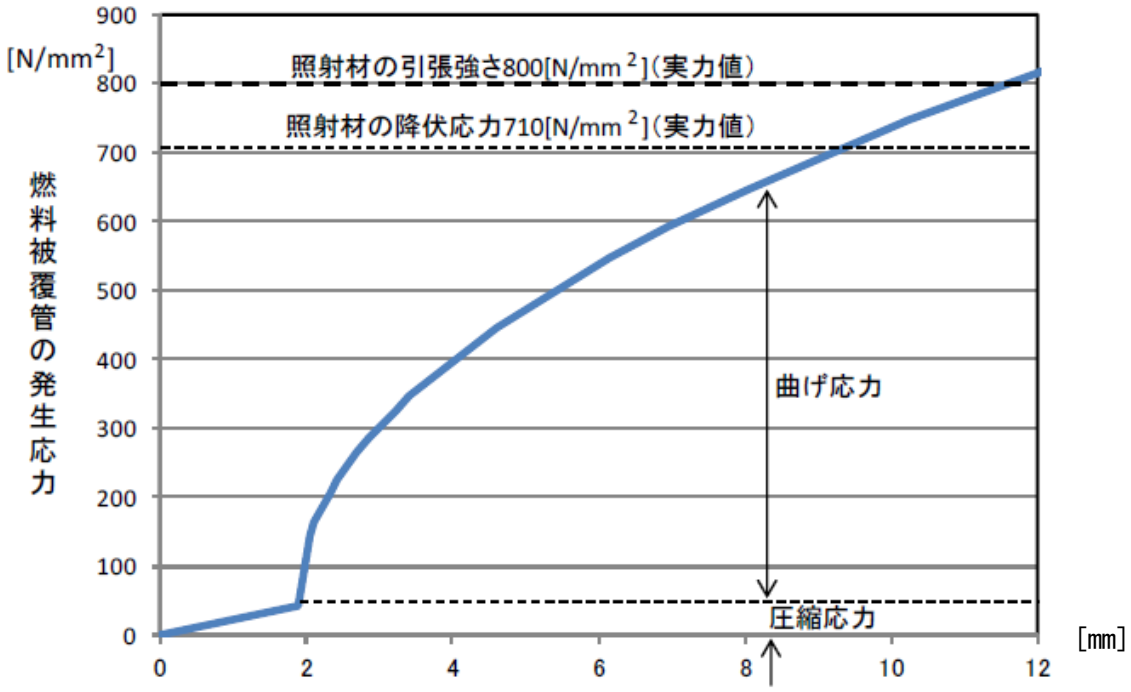
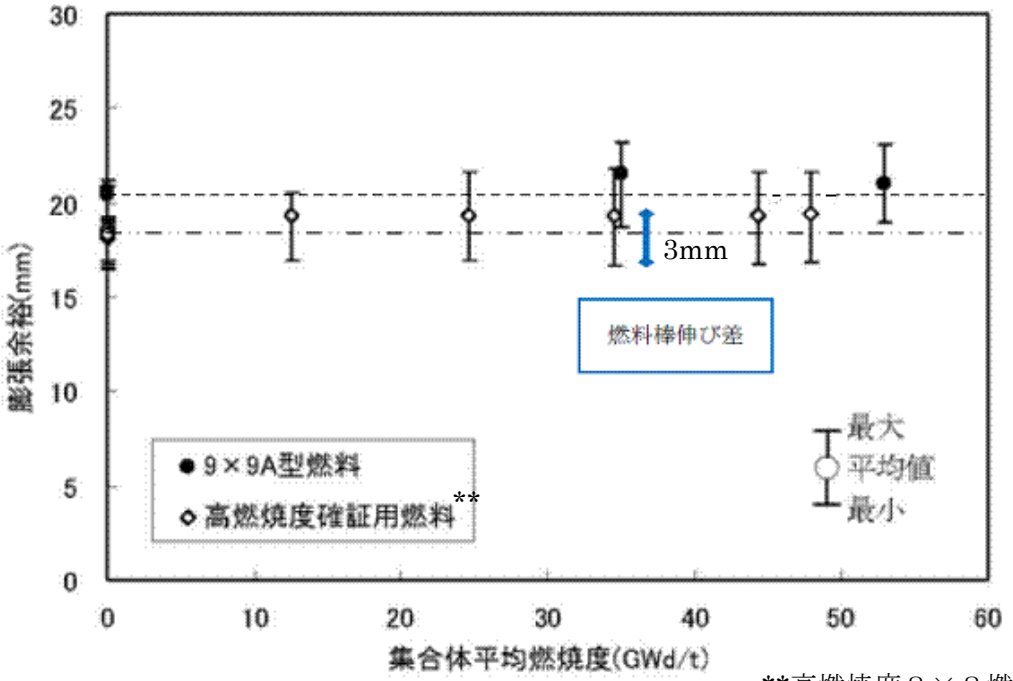


図５－１４　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（９×９燃料（Ａ型））



**高燃焼度８×８燃料のデータ

図５－１５　燃料棒伸び差の燃焼変化（膨張スプリングのデータから評価）
（９×９燃料（Ａ型）及び高燃焼度８×８燃料）[1]

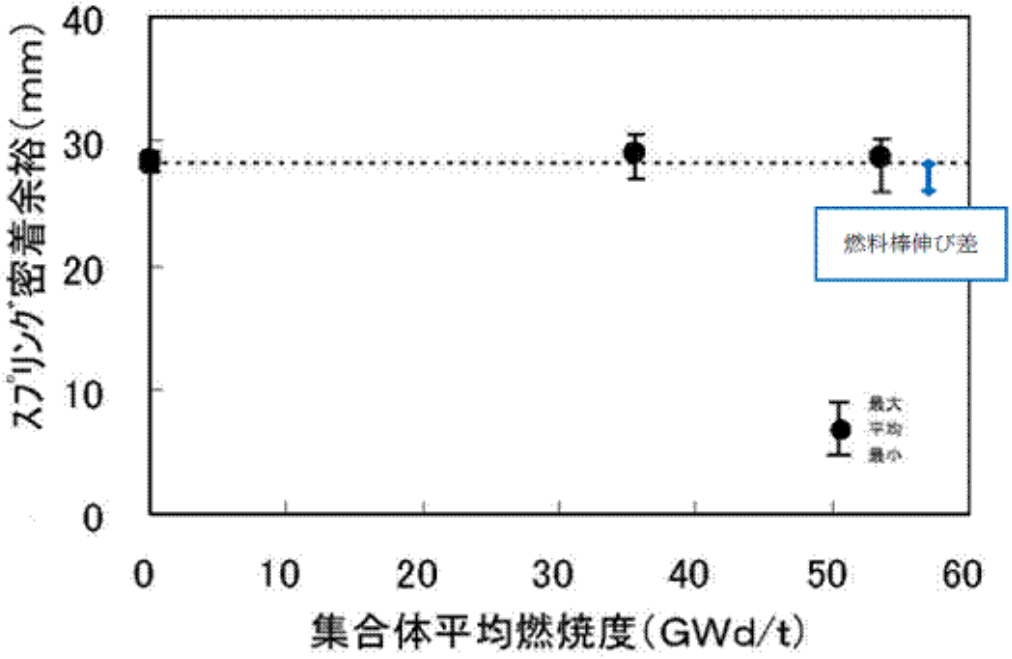
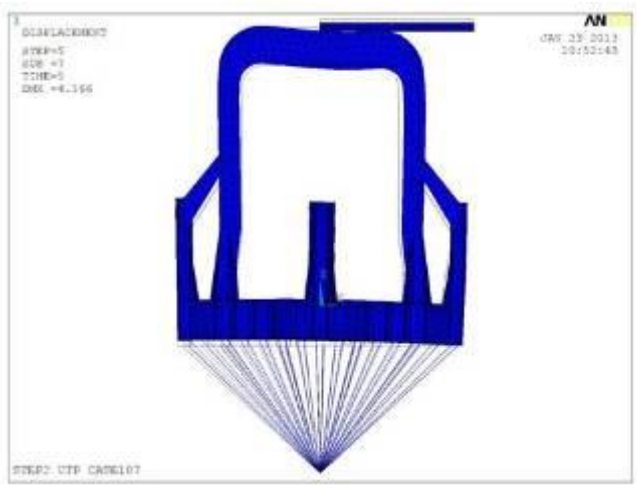
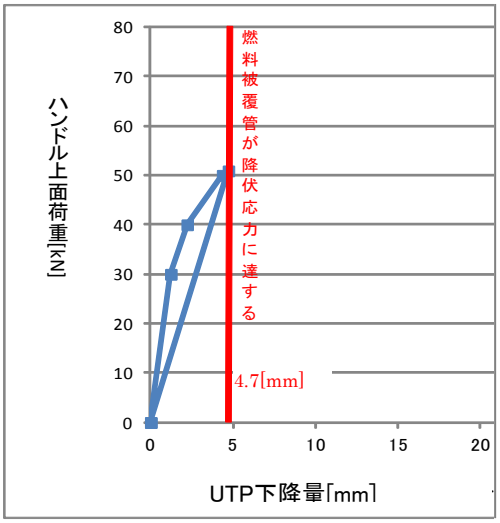
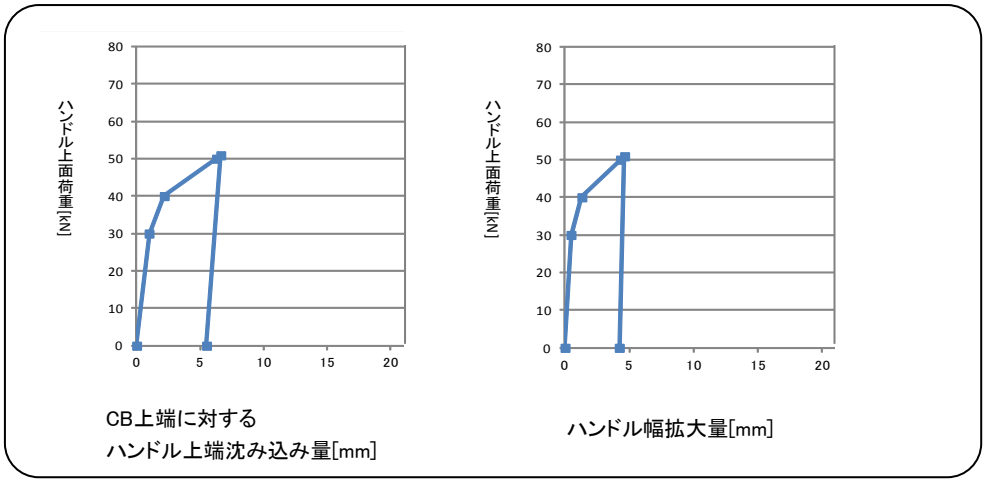


図５－１６　燃料棒伸び差の燃焼変化（膨張スプリングのデータから評価）
（９×９燃料（Ｂ型））[2]



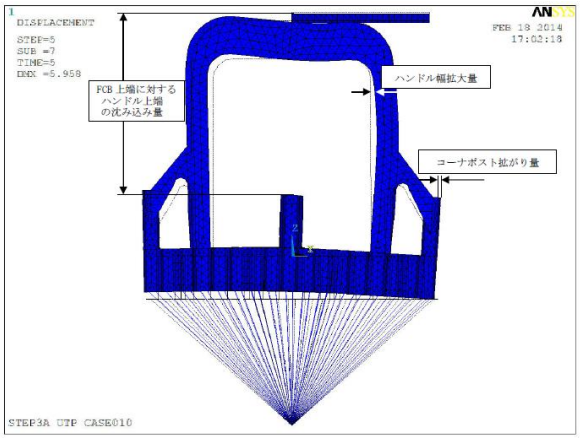


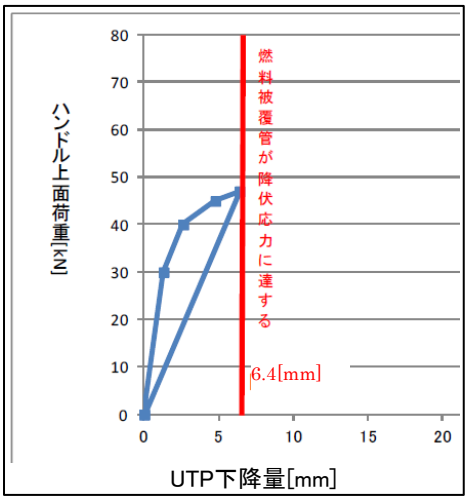
燃料被覆管が降伏応力を与えるＵＴＰ下降量に達する際にハンドル上面に付加される荷重を評価



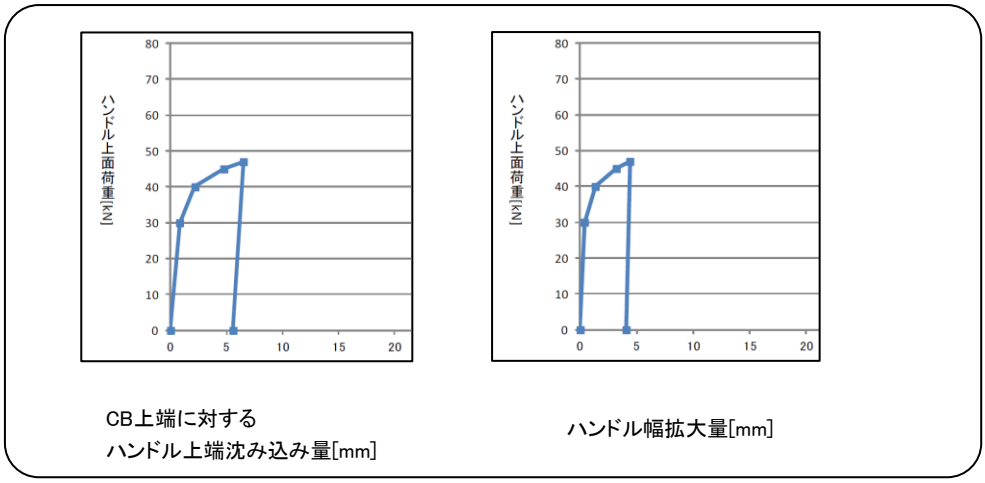
上記荷重が付加された場合のＵＴＰ各部の塑性変形を評価

図５－１７　ＵＴＰに残留する塑性変形量の評価例
（高燃焼度８×８燃料　②ハンドル上面右半分に剛体接触）





燃料被覆管が降伏応力を与えるＵＴＰ下降量に達する際にハンドル上面に付加される荷重を評価



上記荷重が付加された場合のＵＴＰ各部の塑性変形を評価

図５－１８　ＵＴＰに残留する塑性変形量の評価例
（９×９燃料（Ａ型）　②ハンドル上面右半分に剛体接触）

CF側

(単位%)

位置	A	B	C	D	E	F	G	H	J
1	1.9	1.2	1.7	1.5	1.6	1.4	1.6	1.7	1.9
2	1.4		1.3	1.2		1.5	1.7		1.9
3	2.0	1.6	1.3	1.1	1.2	1.3	1.7	1.7	1.4
4	3.2	1.9	1.4	0.9		WR 1.1	1.7	1.8	1.8
5	3.2		1.8				1.5		1.3
6	4.2	4.2	2.3	WR 1.9		1.5	1.4	1.0	0.8
7	4.5	4.7	4.6	3.6	2.2	1.6	1.3	0.7	0.3
8	5.3		4.6	4.4		1.7	1.0		0.4
9	5.5	4.9	3.9	4.4	3.4	1.5	0.5	0.5	0.3

反CF側

上部端栓の塑性歪分布（条件①）

（1t，21m/s，斜め 45°，９×９燃料（Ａ型））

■：結合燃料棒

ＣＦ側

(単位%)

位置	A	B	C	D	E	F	G	H	J
1	1.5	1.8	2.6	3.5	4.0	4.7	5.0	5.6	5.7
2	1.8		1.8	2.1		4.5	5.5		5.1
3	2.5	1.8	1.8	1.8	2.4	2.6	4.7	4.8	13.9
4	3.4	2.1	1.8	1.3		WR 2.9	3.9	4.4	4.9
5	4.0		2.4				2.5		3.7
6	4.3	4.5	2.5	WR 2.9		1.9	1.7	1.6	1.4
7	4.9	5.3	4.7	3.9	2.5	1.7	1.4	0.9	0.3
8	5.6		4.8	4.4		1.6	0.9		0.3
9	5.6	5.2	14.2	4.8	3.7	1.4	0.3	0.3	0.1

反ＣＦ側

上部端栓の塑性歪分布（条件②）

（1t，21m/s，垂直，９×９燃料（Ａ型））

■：結合燃料棒

CF側

(単位%)

位置	A	B	C	D	E	F	G	H	J
1	1.7	1.3	2.1	2.8	3.6	4.1	4.0	4.7	5.2
2	1.3		1.3	1.4		4.3	4.5		4.4
3	2.1	1.3	1.3	1.1	1.6	1.8	4.4	4.0	13.5
4	2.8	1.4	1.2	0.8		WR 1.9	3.2	3.9	4.0
5	3.5		1.5				1.6		2.8
6	3.9	4.1	1.8	WR 1.9		1.1	1.0	0.9	0.8
7	3.8	4.3	4.2	3.1	1.6	1.0	0.8	0.5	0.2
8	4.7		4.0	3.7		0.9	0.5		0.3
9	5.2	4.3	14.5	3.9	2.7	0.8	0.3	0.3	0.2

反CF側

上部端栓の塑性歪分布（条件③）

（4.5t，12m/s，垂直，９×９燃料（Ａ型））

■：結合燃料棒

CF側

(単位%)

位置	A	B	C	D	E	F	G	H
1	0.1	0.2	0.1	0.7	1.3	3.4	4.4	6.9
2	0.2	1.2	0.3	0.7	1.0	1.9	1.7	2.1
3	0.3	0.4	0.5	0.4	0.3	2.1	0.5	2.5
4	0.7	0.9	0.4	0.1	2.8	0.2	3.7	0.1
5	1.7	1.5	0.6	3.3	0.0	0.1	0.2	1.6
6	4.1	2.6	2.1	0.1	0.1	0.2	0.2	1.0
7	5.5	2.2	1.3	3.8	1.7	0.2	0.3	0.2
8	9.9	4.0	4.4	1.5	2.9	0.3	0.2	0.2

反CF側

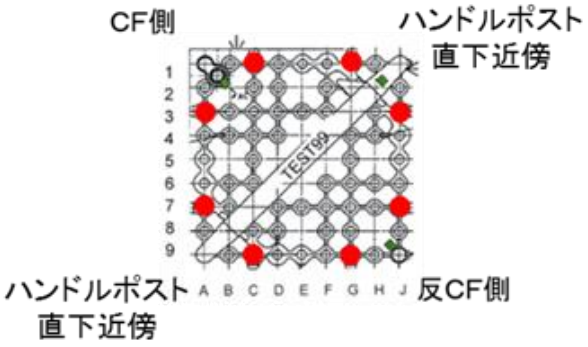
上部端栓の塑性歪分布（条件④）

（1t，21m/s，垂直，

新型８×８ジルコニウムライナ燃料）

■：結合燃料棒

図５－１９　がれき衝突解析における上部端栓の塑性歪分布



位置	A	B	C	D	E	F	G	H	J
1	0.1		0.0				0.3		1.0
2		×			×			×	
3	0.1								0.5
4					×				
5		×		×	×	×		×	
6					×				
7	0.2								0.0
8		×			×			×	
9	0.6		0.4				0.0		0.0

図５－２０　がれき落下衝撃試験で得られた上部端栓近傍における
歪ゲージによる測定結果（単位：％　●：結合燃料棒）

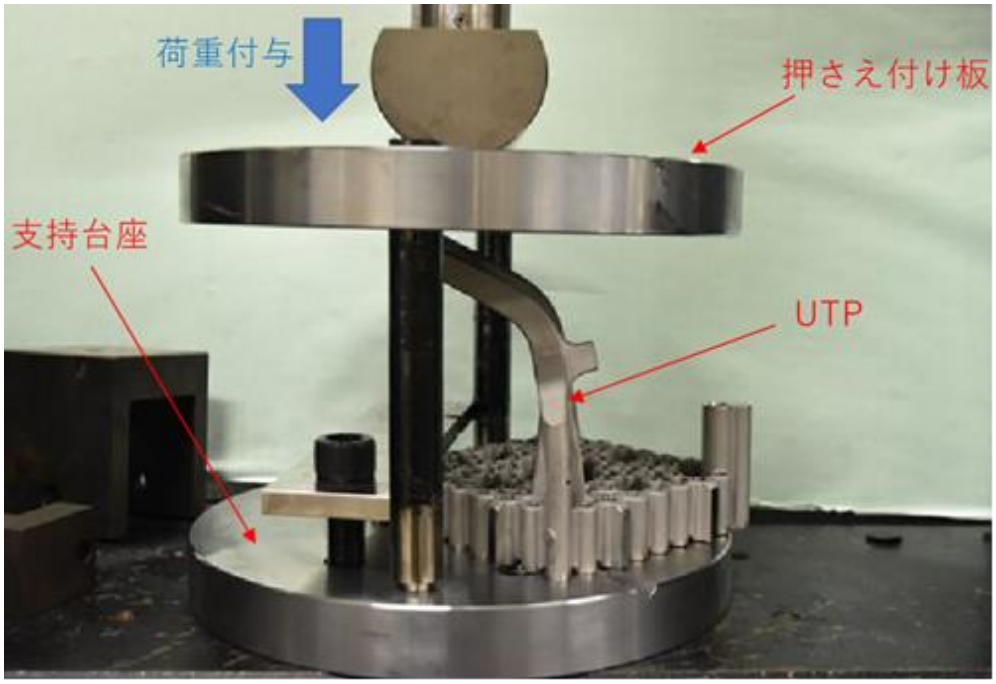


図５－２１　ハンドルへの変形付与装置

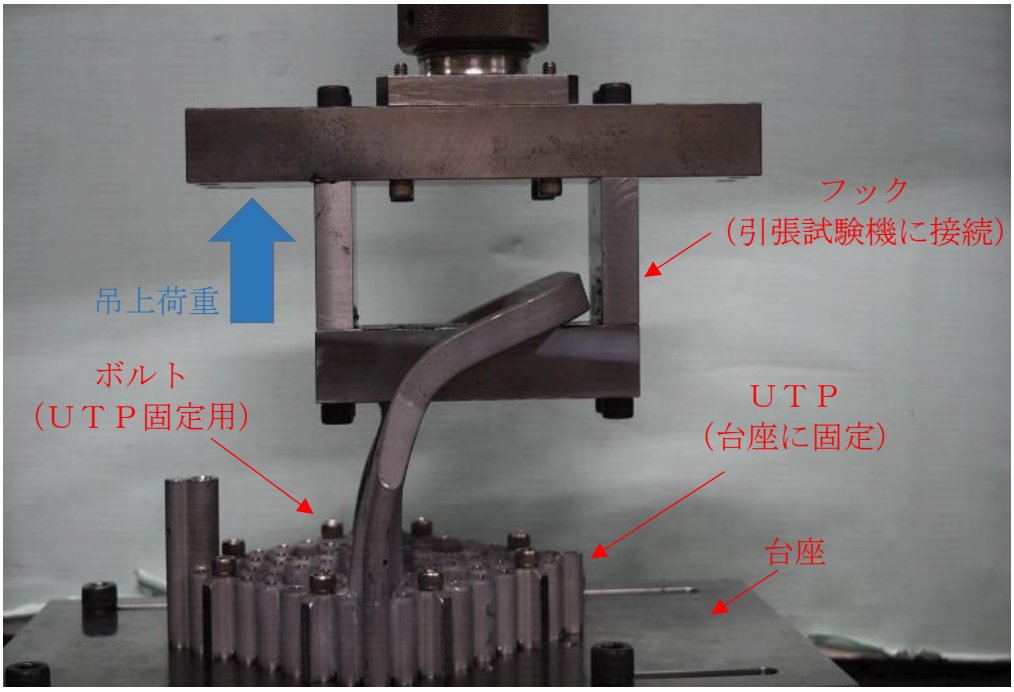


図５－２２　ハンドルの引張試験装置

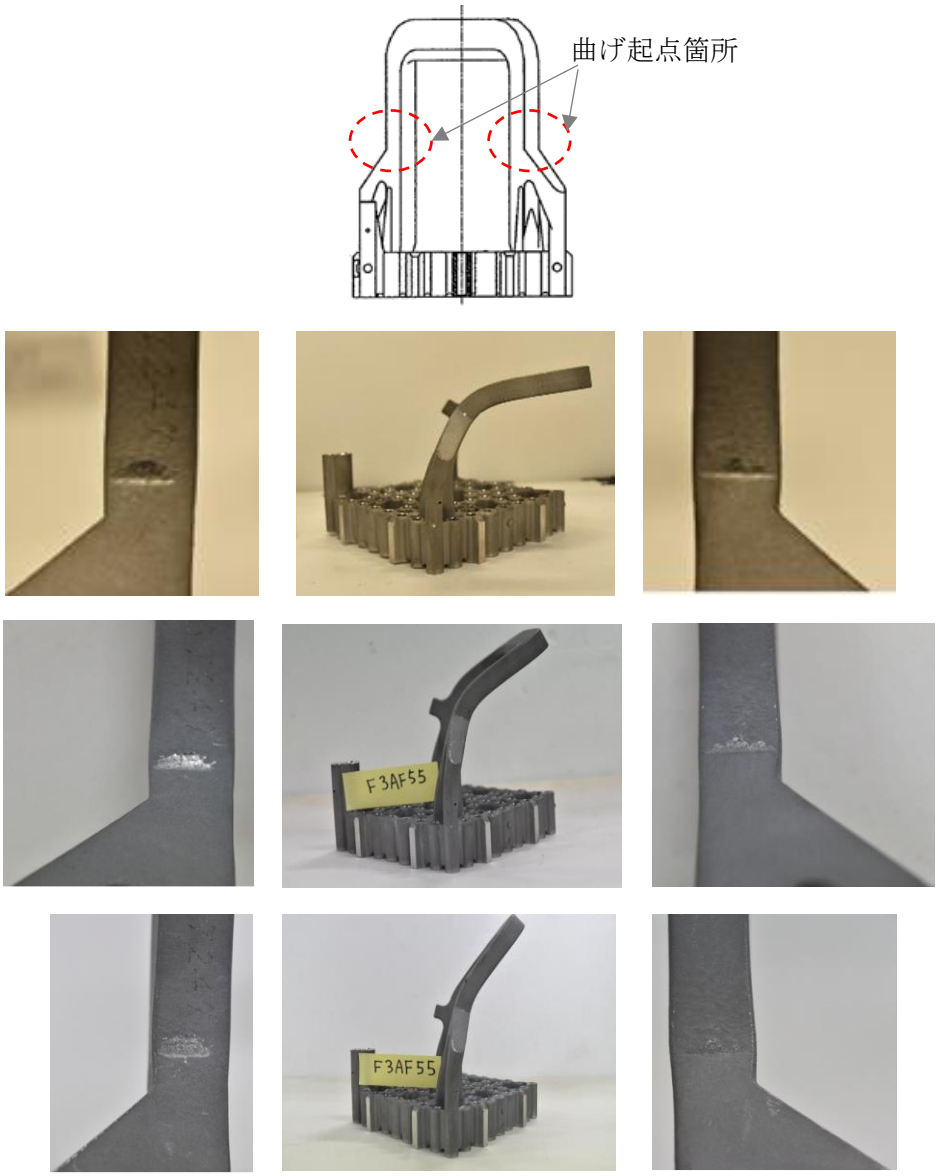


図５－２３　９×９燃料（Ａ型）ハンドルの引張試験前後の比較
（上段：引張試験前　中段：13kN 引張試験後　下段：26kN 引張試験後）

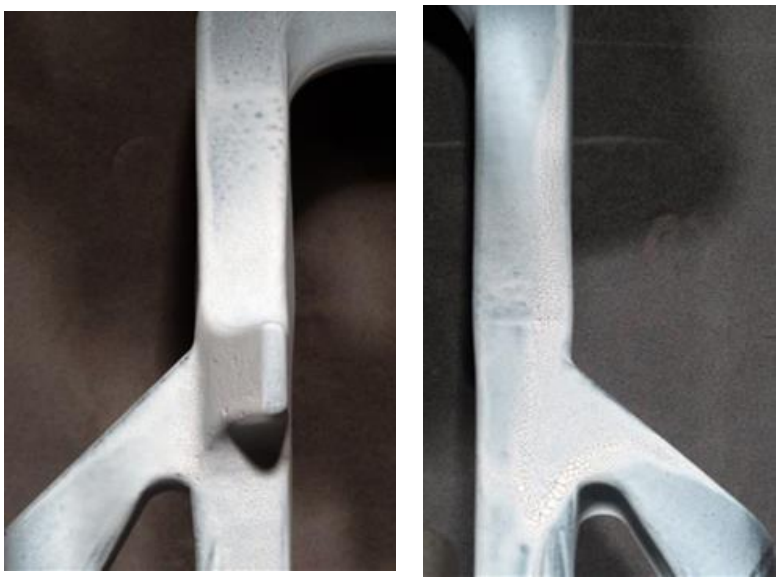


図５－２４（１）　ハンドル引張試験後の浸透探傷試験結果
（９×９燃料（Ａ型）　引張荷重 13kN）

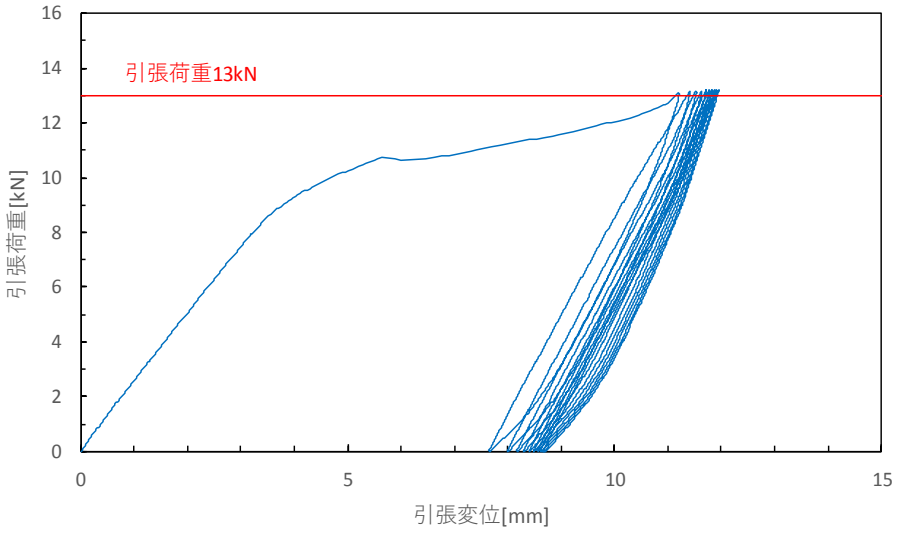


図５－２５（１）　ハンドル引張試験中の引張荷重―引張変位
（９×９燃料（Ａ型）　引張荷重 13kN）

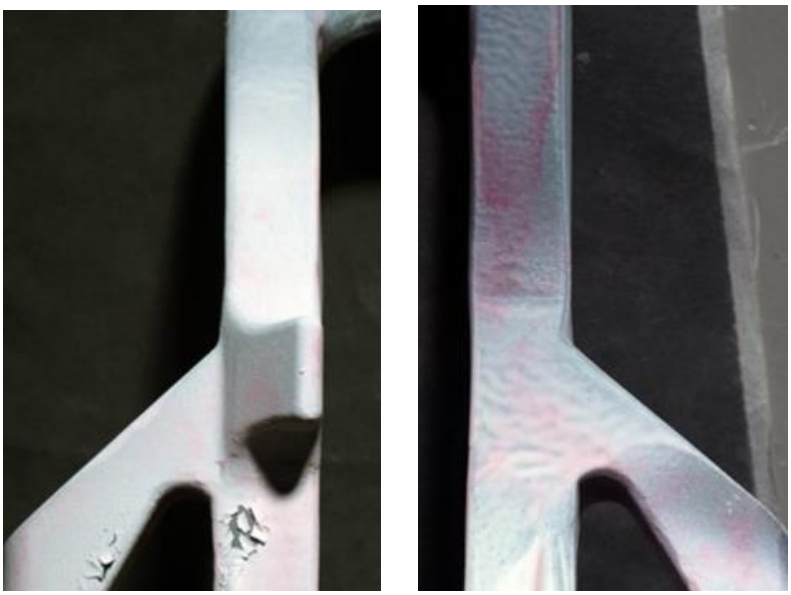


図５－２４（２）　ハンドル引張試験後の浸透探傷試験結果
（９×９燃料（A型）　引張荷重 26kN）

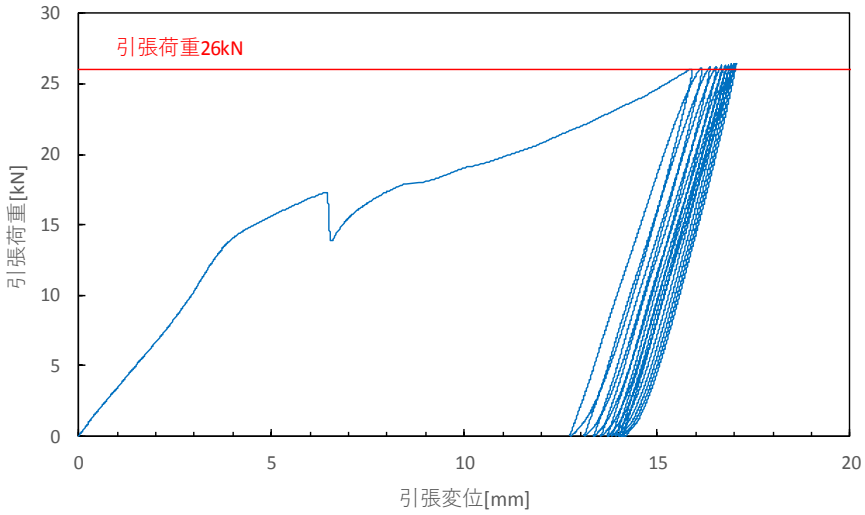


図５－２５（２）　ハンドル引張試験中の引張荷重―引張変位
（９×９燃料（A型）　引張荷重 26kN）

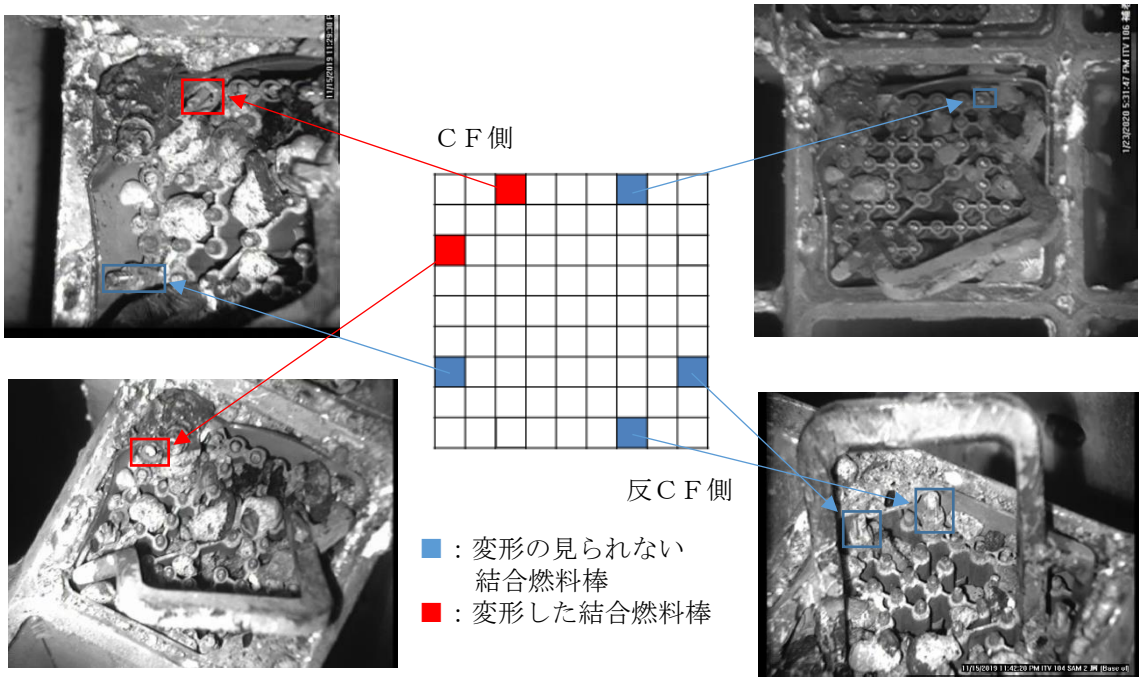


図５－２６　ＣＢ変形燃料の結合燃料棒状況

6.　燃料の取り扱い

6.1.　４号機における燃料の取り扱い

6.1.1.　燃料取り出し手順の概要

燃料取り扱いに支障となるがれきを撤去した後，がれき落下による燃料健全性への影響を確認し，燃料取扱機又はクレーンを用いて燃料の取り出しを行う。燃料の取り出しにあたってはがれきによる固着の発生防止に努めるとともに固着発生時には必要な対応を行う。がれきによる燃料健全性への影響がない燃料集合体は既存のＮＦＴ－２２Ｂ型構内輸送容器に収納し，燃料健全性への影響が疑われる燃料集合体は燃料被覆管の破損を考慮した容器に収納し，使用済燃料共用プール（新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）へ搬出する。なお，燃料取扱機又はクレーンを用いて燃料の取り出しを行うにあたっては，実施体制を確立し，事前にトレーニングを行った上で対応する。

6.1.2.　燃料健全性確認

6.1.2.1.　燃料健全性確認手順

図６－１，図６－２に水中カメラで撮影した４号機のプール内のがれき散乱状況を示す。これまでの調査からＳＦＰ水中には様々ながれきが落下しているものの，がれきで確認できない一部の燃料集合体を除いては，ＵＴＰハンドルの変形は確認されていない。

図６－５に４号機ＳＦＰ内がれきマップ及び表６－１には４号機ＳＦＰ内で確認されたがれきのリストを示す。燃料取り出し作業に先立って，がれきを撤去した後，水中カメラにてＵＴＰハンドルの変形状況をあらためて確認し，燃料健全性確認治具を用いての確認は，ＳＦＰ内で最も燃料健全性への影響があると考えられるがれき周辺の燃料に対して行う。

燃料取り出し作業は水中カメラにより作業状況を確認しつつ実施することとし，作業中に燃料集合体やＣＢに傷，変形，腐食等の顕著な異常が確認された場合には，取り出し作業を中止し，水中カメラにて傷の大きさ等について観察し健全性への影響について評価する。また，４号機ＳＦＰ内から使用済燃料共用プール（新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）に移送した後，燃料集合体はＮＦＴ－２２Ｂ型構内輸送容器から燃料を取り出す際に，ＣＢに傷，変形，腐食等の顕著な異常がないことを確認する。

6.1.2.2.　燃料健全性確認用治具

燃料健全性確認用治具の概念図を図６－３，図６－４に示す。

燃料健全性確認用治具は，5.2.2 評価結果の中で，燃料被覆管が塑性変形し，かつ，ＵＴＰ塑性変形量が最も小さいがれき衝突条件「②ハンドル上面右半分に剛体接触」を基準に製作する。また，健全性確認治具による検出性を考慮し，高燃焼度８×８燃料以前の燃料に対しては「ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量」，９×９燃料（Ｂ型）に対しては，「ＣＢ上端に対するコーナーポスト上端の沈み込み量」を検出ポイントとする。

6.1.3.　取り出し後の確認

使用済燃料共用プール（新燃料については，一部６号機ＳＦＰ）における長期的な健全性の確認や輸送・保管方法の検討のため，今後，別途点検を計画する。

6.1.4.　がれきによるＣＢの固着

6.1.4.1.　固着の発生防止

燃料集合体を使用済燃料ラックから引き抜く際に，使用済燃料ラック内に落下したがれきとＣＢが干渉して，ＣＢが固着する可能性がある。

このため，燃料取り出しに先立ち，燃料上部にあるがれきを除去する。また，燃料ラックとＣＢの隙間にあるがれきも可能な範囲で除去する。

燃料取り出しにあたっては，燃料取扱機に設置されている荷重計を確認しながら最大４５０ｋｇまでの荷重でゆっくり吊り上げることにより，固着の発生防止を図る。

6.1.4.2.　固着発生時の対応

図６－６に固着発生時の対応フローを示す。クレーンを用いた燃料の再吊上げにおいても固着が解消しない場合等に一時的に落下防止治具を取り付け燃料の落下を防止するとともに，必要に応じて固着状況の調査及び固着原因となるがれきの除去等を実施する。固着した燃料に落下防止治具を取り付けた状態で他の燃料の取り出し作業を実施する場合は，未臨界を確保するとともに固着した燃料が作業の支障とならないよう，燃料取り出し順序を見直す。

なお，ＣＢの固着した状態が長期間に亘ると判断される場合には，当該燃料集合体をワイヤ等によりオペレーティングフロア上の固定した箇所と接続することにより，安定した状態で保持する。その上で、固着状況について詳細確認を行い，燃料集合体を安全に着座させる対応について検討する。（対応例　上部タイプレートのハンドル部を吊った状態で，チャンネルファスナをはずし，ＣＢと燃料集合体を分離して燃料集合体のみをラックに吊り降ろす。）

6.1.4.3.　固着解消時に使用済燃料が落下した場合の被覆管の健全性評価

万一固着が自然解消し使用済燃料が使用済燃料貯蔵ラック内で落下した場合を想定し，燃料被覆管の健全性評価を実施した。燃料集合体が落下した場合，ＬＴＰの燃料棒との嵌合部が変形し，燃料棒が曲がることで燃料棒に応力が発生する。ここでは保守的に落下による位置エネルギーは全て燃料棒及びＬＴＰの歪みエネルギーに使用されるとして評価を行った。なお，被覆管の肉厚が薄い９×９燃料（Ｂ型）を代表として評価を実施した。

評価結果を図６－７及び図６－８に示す。燃料棒の変形が弾性範囲内で収まるＬＴＰと燃料棒嵌合部の傾き角度は約 14 度，その際の落下高さは約 34cm と評価された。

落下高さ約 34cm 以内であれば，燃料被覆管は弾性範囲内であり破損しないと考えられる

ため，落下防止治具は約 34cm よりも十分低い位置（約 15mm）でも取り付けできるようにすることで，燃料集合体落下時の安全を担保する。

6.1.4.4.　落下防止治具の特徴

図６－９に燃料集合体の落下防止治具の概念図を示す。落下防止治具は，治具トップから突出した治具アームで燃料自重を受ける構造となっており，燃料自重を受けた状態で転倒を防止する構造となっている。治具トップ及び高さ調整管は接続用ボルトによりベース２と結合される。ベース２はベース１の固定ピンでベース１と，ベース１は燃料貯蔵ラックのリフティングラグで燃料貯蔵ラックと嵌合されており，また嵌合部は極力クリアランスを排除した設計となっている。

6.1.5.　クレーン又は天井クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い

４号機ＳＦＰ及び使用済燃料共用プールにおいて燃料取扱機又は燃料取扱装置での取扱いが困難な燃料集合体は，クレーン主巻フックに支持されたチェーンブロックを用いて吊上げる。装置の概要を図６－１０に示す。

クレーン又は天井クレーンで燃料集合体を取り扱う場合においては，表６－２に示す安全対策を行う。尚，燃料集合体ＵＴＰに作用する吊り上げ荷重は燃料を損傷させることのないように１ｔまでとする。燃料吊り上げ時の荷重は結合燃料棒等に印加されるが，結合燃料棒の耐荷重は９ｔ程度あるので，1ｔは余裕をみた値となっている。

燃料貯蔵ラックとＣＢの間のがれきによって固着が発生した場合については，ＣＢの断面で吊り上げ荷重を受けることになるが，ＣＢの材質（ジルコニウム合金）の機械的強度から，側面長さ（一面）の１／１０程度の断面で１ｔの荷重を受けた場合であっても，ＣＢを損傷させることはなく，燃料に対して影響はない。また，通常の燃料取扱機の吊上げ荷重を上回る荷重を燃料集合体に付加する場合には，ファイバースコープ等により固着の状況を確認し，燃料集合体やＣＢの側面に局所的に過大な荷重がかかる状況でないことを確認する。また，燃料貯蔵ラックの材質はステンレス材であり十分な強度と重量を有していることから，吊り上げ荷重１ｔが燃料貯蔵ラックに付加されたとしても影響はない。仮にがれきによって燃料貯蔵ラックに変形が生じた場合であっても，燃料集合体はＣＢによって囲まれていることから，燃料健全性には影響が生じないものと考えられる。

6.1.6.　４号機における燃料集合体取り扱い時に放射線モニタに異常が確認された場合

仮に４号機オペレーティングフロア上での作業中に，線量率が予想より高くなった場合には，エリア放射線モニタで検知できる。異常を検知した場合は退避し，線量率が十分下がった後に作業を再開する運用により放射線業務従事者の放射線被ばくを低く抑えることが可能である。

6.2.　３号機における燃料の取り扱い

6.2.1.　燃料取り出し手順の概要

燃料取り扱いに支障となるがれきを撤去した後，がれき落下による燃料健全性への影響を確認し，燃料取扱機を用いて燃料の取り出しを行う。燃料の取り出しにあたってはがれきによる固着の発生防止に努めるとともに固着発生時には必要な対応を行う。がれきによる燃料健全性への影響がない燃料集合体は構内用輸送容器に収納し，燃料健全性への影響が疑われる燃料集合体は燃料被覆管の破損を考慮した容器に収納し，使用済燃料共用プールへ搬出する。なお，燃料取扱機を用いて燃料の取り出しを行うにあたっては，実施体制を確立し，事前にトレーニングを行った上で対応する。

３号機における燃料取扱機の操作は，原則として遠隔操作室から遠隔操作にて行う。

6.2.2.　燃料健全性確認

6.2.2.1.　燃料健全性確認手順

図６－１１に水中カメラで撮影した大型のがれき撤去後の３号機のプール内のがれき散乱状況を示す。これまでの調査からＳＦＰ水中には様々ながれきが落下しており，また図６－１２に示すとおりハンドル変形燃料が一部確認されている。

燃料取り出し作業に先立って，がれきを撤去した後，水中カメラにてＵＴＰハンドルの変形状況をあらためて確認する。また，燃料健全性確認用治具を用いての確認を，原則として全燃料に対して行う。ただし，明らかにＵＴＰハンドルに大きな変形がある燃料は除く。

燃料健全性確認用治具により，判定基準を超過することが確認された燃料，または，水中カメラで明らかにＵＴＰハンドルに大きな変形が確認された燃料は，いずれもハンドル変形燃料として扱う。

燃料取り出し作業は水中カメラにより作業状況を確認しつつ実施することとし，作業中に燃料集合体やＣＢに傷，変形，腐食等の異常が確認された場合には，必要に応じて取り出し作業を中止し，水中カメラにて傷の大きさ等について観察し健全性への影響について評価する。また，３号機ＳＦＰ内から使用済燃料共用プールに移送した後，燃料集合体は構内用輸送容器から燃料を取り出す際に，ＣＢに傷，変形，腐食等の顕著な異常がないことを確認する。

6.2.2.2.　燃料健全性確認用治具

燃料健全性確認用治具を図６－１３に示す。

燃料健全性確認用治具は，5.2.2 評価結果の中で，燃料被覆管が塑性変形し，かつ，ＵＴＰ塑性変形量が最も小さいがれき衝突条件「②ハンドル上面右半分に剛体接触」を基準に製作する。また，全ての燃料タイプに対して，「ＣＢ上端に対するハンドル上端の沈み込み量」を検出ポイントとする。

6.2.3.　取り出し後の確認

使用済燃料共用プールにおける長期的な健全性の確認や輸送・保管方法の検討のため，今後，別途点検を計画する。

6.2.4.　がれきによるＣＢの固着

6.2.4.1.　固着発生の防止

燃料集合体を使用済燃料ラックから引き抜く際に，使用済燃料ラック内に落下したがれきとＣＢが干渉して，ＣＢが固着する可能性がある。このため，燃料取り出しに先立ち，燃料上部にあるがれきを除去する。また，燃料ラックとＣＢの隙間にあるがれきも可能な範囲で除去する。燃料取り出しにあたっては，燃料取扱機に設置されている荷重計を確認しながら，最大４５０ｋｇまでの荷重でゆっくり吊り上げることにより，固着の発生防止を図る。

6.2.4.2.　固着発生時の対応

図６－１４に３号機における固着発生時の対応フローを示す。燃料ラックからの吊り上げ時にがれきとの干渉により最大４５０ｋｇの荷重で吊り上げができない場合，当該燃料は着座させ，他の燃料の取り出しを実施する。その後，必要に応じて固着状況の調査及びがれきとの干渉を解除する措置を行った上で，３号機燃料取扱機の定格荷重である最大１ｔの荷重までゆっくり吊り上げを行う。なお，最大１ｔの荷重で吊り上げる高さはチャンネルファスナが燃料ラックから抜ける範囲までとする。最大１ｔの荷重で吊り上げができない場合，がれきとの干渉を解除する措置を行う。なお，燃料集合体ＵＴＰに作用する吊り上げ荷重は燃料を損傷させることのないように１ｔまでとする。燃料吊り上げ時の荷重は結合燃料棒等に印加されるが，結合燃料棒の耐荷重は９ｔ程度あるので，１ｔは余裕をみた値となっている。燃料ラックとＣＢの間のがれきによって固着が発生した場合については，ＣＢの断面で吊り上げ荷重を受けることになるが，ＣＢの材質（ジルコニウム合金）の機械的強度から，側面長さ（一面）の１／１０程度の断面で１ｔの荷重を受けた場合であっても，ＣＢを損傷させることはなく，燃料に対して影響はない。

6.2.5.　震災以前から存在する漏えい燃料等について

３号機ＳＦＰには，表６－３に示すとおり，運転中に漏えいした燃料や，過去の取り扱い中に部材の一部に変形等を生じた燃料が存在する。これらの燃料は，他の燃料と同様に震災以前は燃料取り扱い機を用いて取り扱いを行っており，他の燃料と比べて取り扱い上の相違は無い。

一方，運転中に漏えいした燃料は，被覆管の密封性が失われているため，燃料被覆管の破損を考慮した構内用輸送容器に収納する。

スペーサが一部損傷した燃料のうち１体は，ＣＢが装着されていないため，燃料ラックから燃料を引き抜く際に燃料ラック内に混入したがれきと燃料被覆管が接触することが懸念

される。このため，運転中に漏えいした燃料と同様，ＣＢが装着されていない燃料は燃料被覆管の破損を考慮した構内用輸送容器に収納する。

6.2.6.　ハンドル変形燃料の取り扱い

ハンドル変形燃料は，健全燃料と同様に燃料取扱機を用いて取り出しを行う。ただし，ハンドルの著しい変形等により燃料取扱機にて取り扱いができない燃料が確認された場合は，今後本実施計画に記載した上で取り扱うこととする。

燃料取扱機を用いて取り出したハンドル変形燃料は，ハンドル変形の外観確認結果に応じて，構内用輸送容器内に予め装荷された使用済燃料収納缶（小）または使用済燃料収納缶（大）に収納し，使用済燃料共用プールへ搬出する。なお，使用済燃料収納缶（大）に収納する燃料は，使用済燃料収納缶（小）に入らない燃料を対象とする。

6.2.7.　ハンドル変形燃料の吊り上げ

ハンドル変形燃料については，事前に吊り上げ試験を実施し，吊り上げ試験の結果に応じて燃料と燃料ラックまたはがれきとの干渉を解除した状態にした後に取り出す。ハンドル変形燃料の吊り上げ荷重は，5.3.4 評価結果より，ハンドル変形の無い燃料と同様に最大１ｔとする。

6.3.　２号機における燃料の取り扱い

6.3.1.　燃料取り出し手順の概要

燃料取り扱いに支障となる干渉物を撤去した後，燃料取扱機を用いて燃料の取り出しを行う。燃料集合体は構内用輸送容器に収納し，使用済燃料共用プールへ搬出する。なお，燃料取扱機を用いて燃料の取り出しを行うにあたっては，実施体制を確立し，事前にトレーニングを行った上で対応する。

２号機における燃料取扱機の操作は，原則として遠隔操作室から遠隔操作にて行う。

6.3.2.　震災以前から存在する漏えい燃料等について

２号機ＳＦＰには，表６－４に示すとおり，運転中に漏えいした燃料や，過去の取り扱い中に部材の一部に変形等を生じた燃料が存在する。これらの燃料は，他の燃料と同様に震災以前は燃料取り扱い機を用いて取り扱いを行っており，他の燃料と比べて取り扱い上の相違は無い。

一方，運転中に漏えいした燃料は，被覆管の密封性が失われているため，燃料被覆管の破損を考慮した構内用輸送容器に収納する。

ワイヤ修復燃料は，外観点検等により被覆管の密封性には影響ないことが確認されているが，吊り上げ時の荷重を負担するステンレス製ワイヤが海水注水の影響を受けている可能性があるため，取り扱いについては，今後本実施計画に記載した上で取り扱うこととする。

6.4.　破損燃料を使用済燃料共用プールへ受け入れた場合の放射線被ばく影響

ここでは，被覆管が損傷した燃料が使用済燃料共用プールへ搬入された場合の放射線被ばくについて記載する。

6.4.1.　液相

使用済燃料共用プールへ搬入された燃料の被覆管に損傷があった場合には，水溶性の核分裂生成物がＳＦＰ内に溶出する。また，構内輸送容器の搬入によりＳＦＰ内の放射性物質が使用済燃料共用プールへ持ち込まれる。しかしながら，水溶性の核分裂生成物及び放射性物質は使用済燃料共用プール冷却浄化系により除去されるため，構内輸送容器の蓋開放後に使用済燃料共用プール水面上で線量率が一時的に上昇する場合でも，時間の経過とともに線量率は低下する。なお，使用済燃料共用プール冷却浄化系の浄化性能を図６－１５に示す。放射能濃度を１／１０にするために有する時間は，約２４時間程度（２系統運転時）と評価している。

仮に使用済燃料共用プール水面上での線量率が予想より高くなったとしても，エリア放射線モニタで検知でき，検知した場合は退避し，線量率が十分下がった後に作業を再開する運用により放射線業務従事者の放射線被ばくを低く抑えることが可能である。

6.4.2.　気相

ＳＦＰに保管されている燃料の被覆管に損傷があった場合，気体の核分裂生成物は既にＳＦＰ内で十分放出されているものと考えられる。このため，使用済燃料共用プールで放出される可能性は低く，気相に起因する被ばく影響はないものと考えられる。

表６－１　４号機ＳＦＰ内で確認されたがれき

名称	数量	備考
作業台車用階段	１個	約 2000mm×600mm×1000mm，約 200kg
デッキプレート	２枚	約 10000mm×600mm×50mm，約 200kg 約 300mm×600mm×50mm，約 6kg
手摺りプレート	６枚	約 2500mm×800mm×2mm（最大），約 20kg（最大）
足場板	１枚	約 1500mm×50mm×200mm，約 10kg
コンクリートがれき	－	約 0～400mm 程度（最大），約 10kg（最大）
その他	－	燃料取り出しに影響のある照明等の単品落下物

表６－２　クレーン又は天井クレーンでの燃料取り扱いに関する安全対策

安全対策	構造概要
動力源喪失時の保持機能	巻上装置は手動チェーンブロックとする。 クレーン主巻フックは電源断時においても保持する構造となっている
吊り具の二重化	二重のワイヤロープで燃料集合体を保持する構造とする（クレーンの主巻フックを使用）
外れ防止	フックは外れ止め装置を有する把持具構造とする
過荷重防止	荷重計により荷重の監視を行う 燃料集合体ＵＴＰに作用する吊上げ荷重は 1t までとする 巻上装置は手動とし，荷重を監視しながら巻上げる
臨界防止	燃料集合体を１体ずつ取り扱う把持具構造とする
遮へい	吊り上げ設備には，吊り上げ上限以上への吊り上げを阻止するロック機構を有する構造とする

表６－３　３号機ＳＦＰに震災以前から存在する漏えい燃料等

状態	数量	概要
漏えい燃料	１体	シッピング検査により漏えいを確認
スペーサ一部損傷	２体	第４，５ スペーサがコーナー部で切損、第３ スペーサは同じコーナー部で下方に傾いた状態
		第１ スペーサコーナー部の溶接個所がはずれて少し変形 ＣＢが装着されていない
スペーサずれ	１体	第２スペーサが第１スペーサ位置までずれた状態

表６－４　２号機ＳＦＰに震災以前から存在する漏えい燃料等

状態	数量	概要
漏えい燃料	１体	シッピング検査により漏えいを確認
下部タイプレート変形燃料	１体	下部タイプレート側面の部材（フィンガースプリング）が変形した状態
ワイヤ修復燃料	１体	結合燃料棒（８本）の下部端栓の折損により吊り上げ不可となったため、ワイヤで燃料を一体化して修復している状態



図６－１　４号機ＳＦＰ内の状況（その１）



図６－２　４号機ＳＦＰ内の状況（その２）

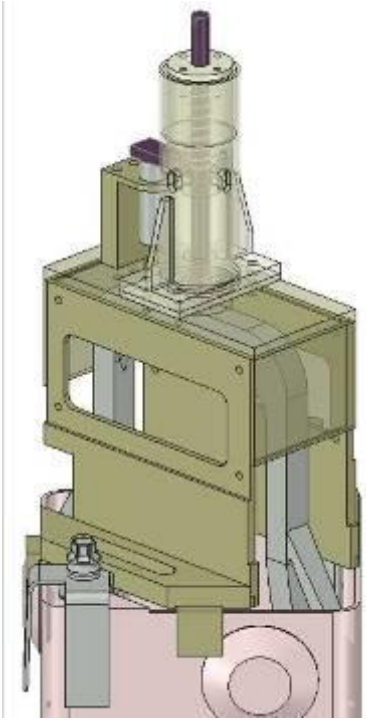


図６－３　燃料健全性確認用治具（概念図）：高燃焼度８×８燃料用

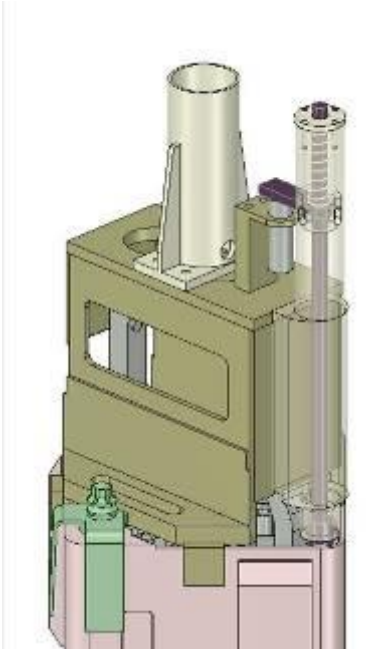


図６－４　燃料健全性確認用治具（概念図）：９×９燃料（Ｂ型）用

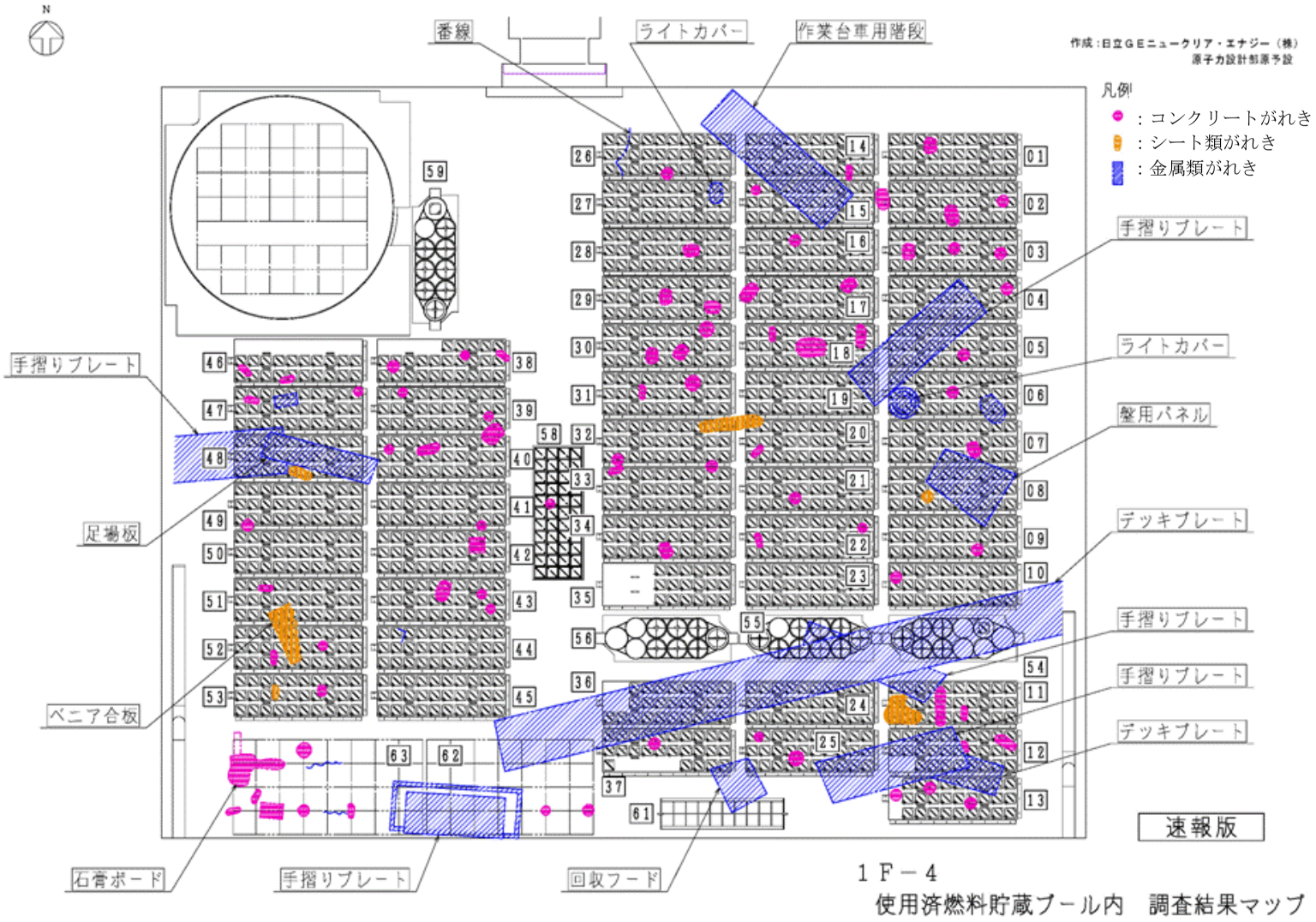
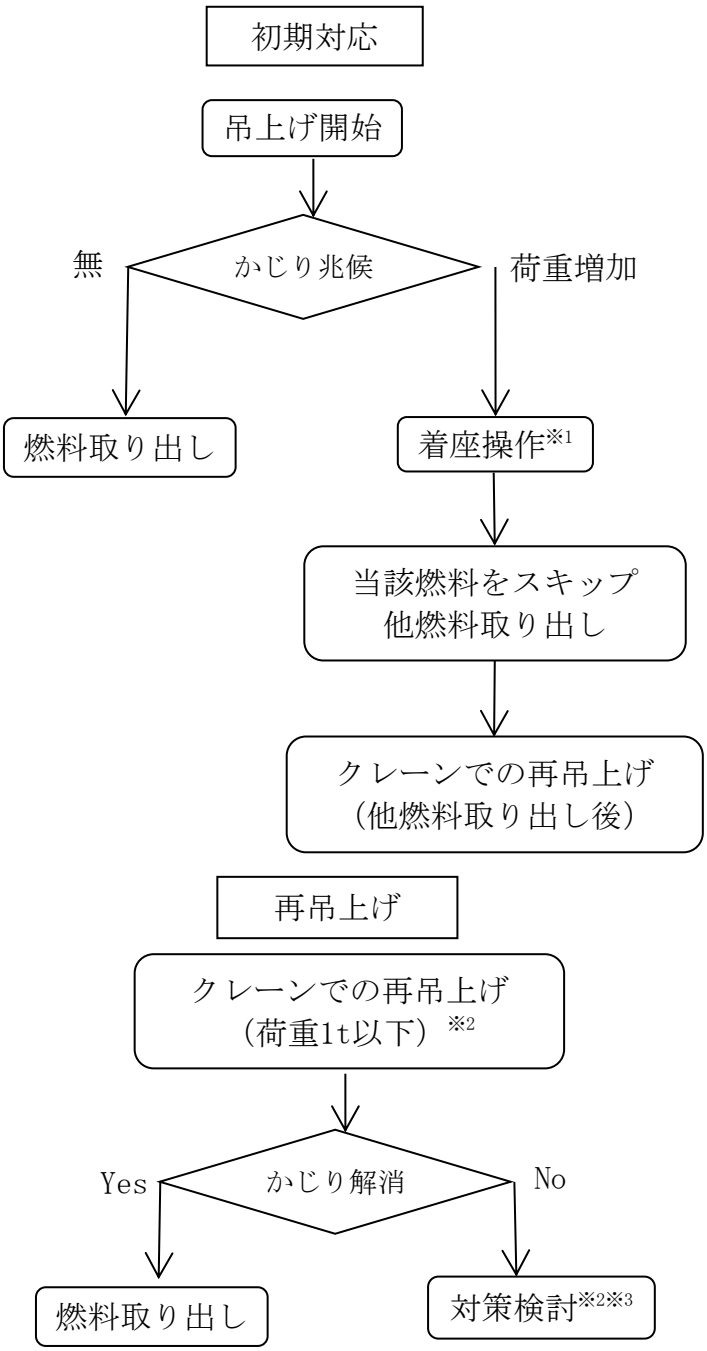


図６－５　４号機ＳＦＰ内がれきマップ



※1　燃料取扱機での燃料取り出し中に固着により吊上げ/着座操作ができなくなった場合，その位置でクレーンに吊替える。

※2　必要に応じてファイバースコープ等による固着状況の調査・がれきの除去等を実施。

※3　燃料の落下防止のため必要に応じて落下防止治具を設置。固着した状態が長期間に亘ると判断される場合には，燃料集合体を安定した状態で保持。

図６－６　固着発生時の対応フロー

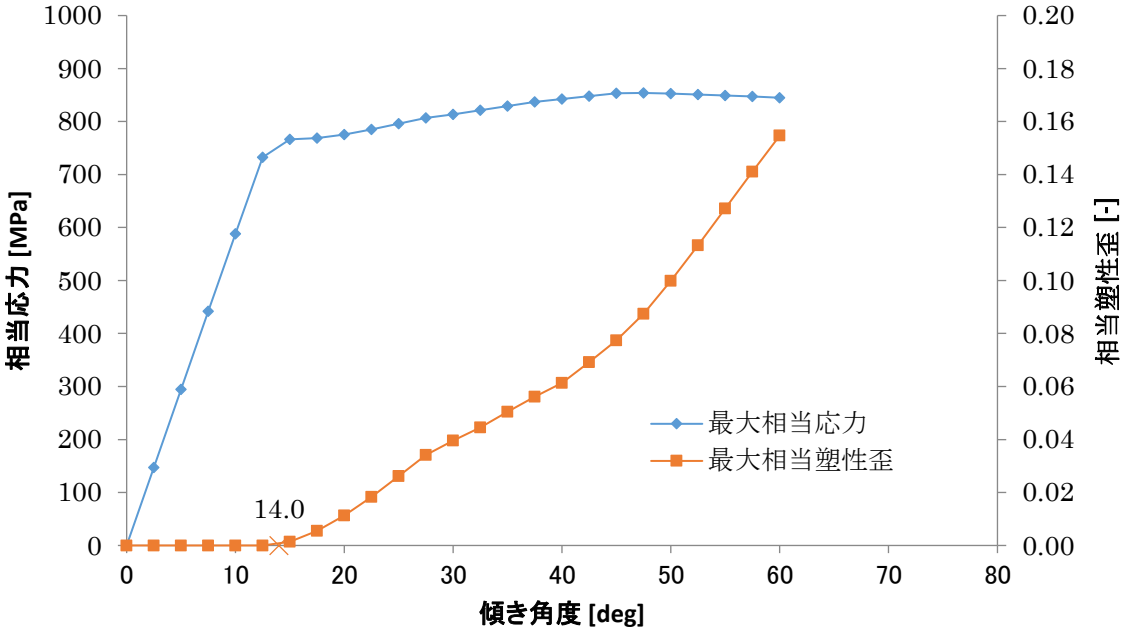


図６－７　ＬＴＰと燃料棒との嵌合部傾き角度－発生応力及び塑性歪

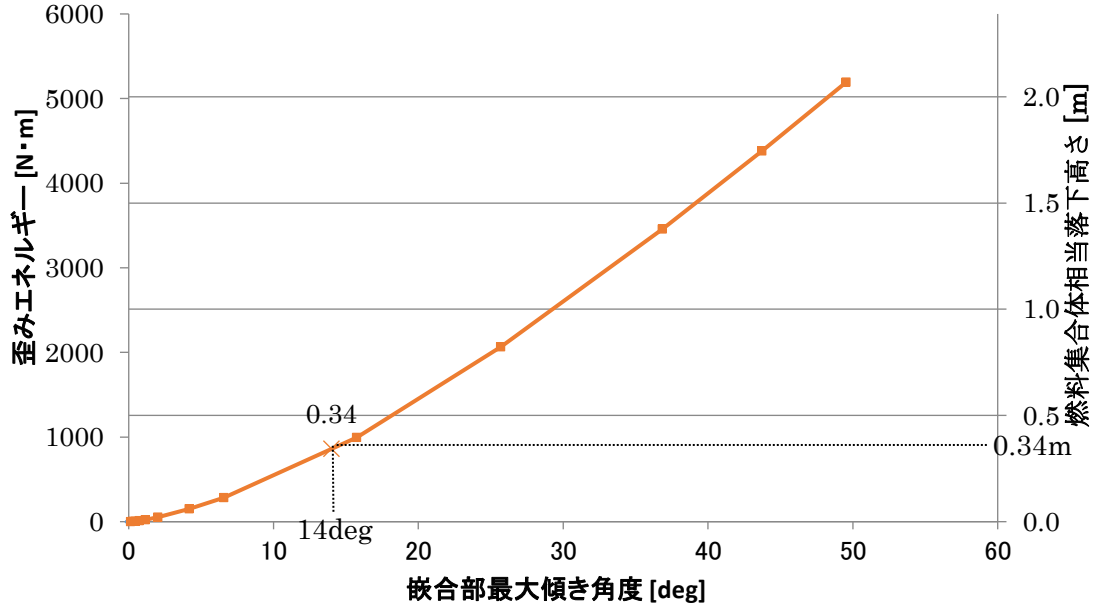


図６－８　ＬＴＰと燃料棒との嵌合部最大傾き角度－歪みエネルギー及び落下高さ

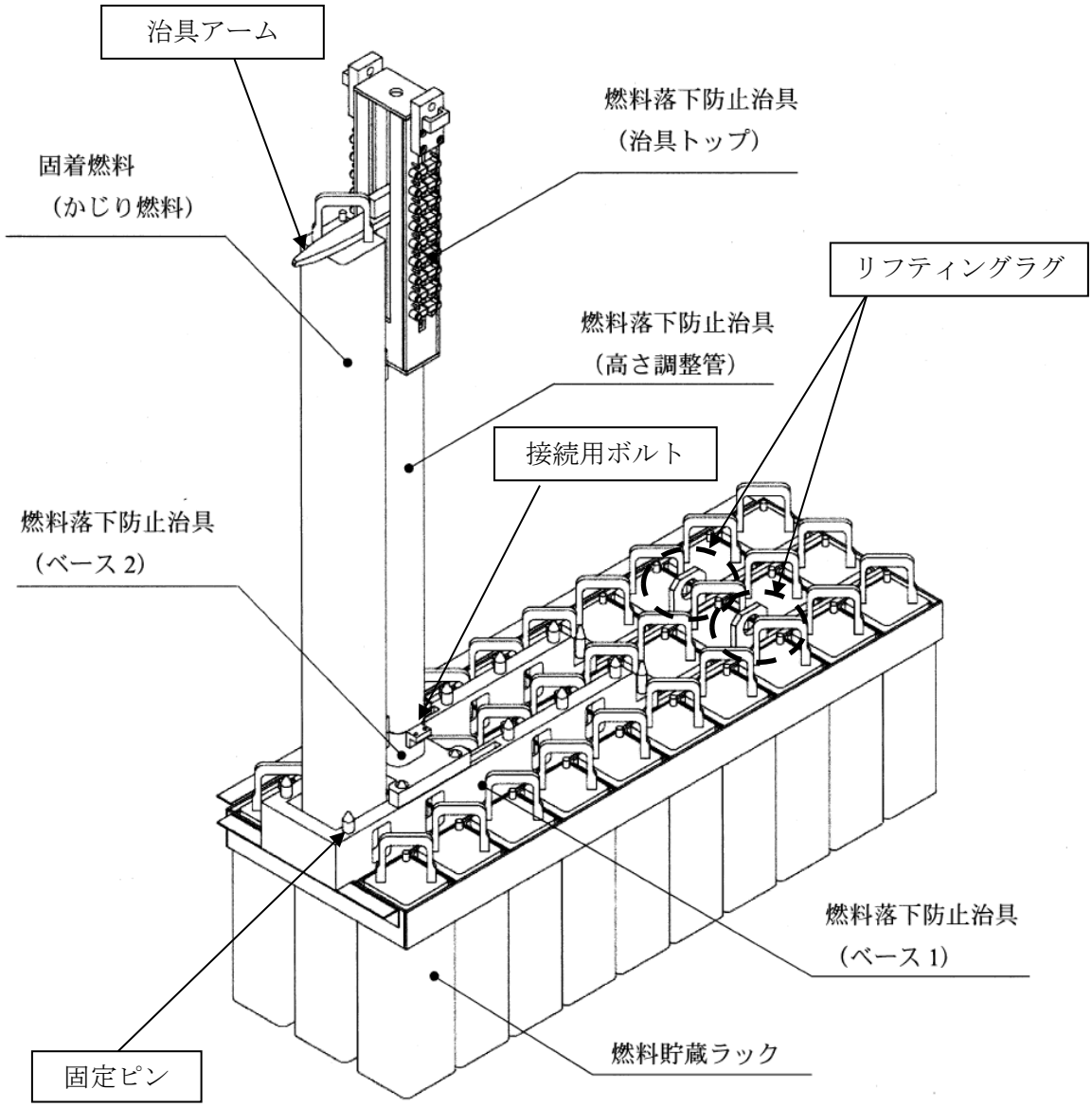


図６－９　落下防止治具概念図

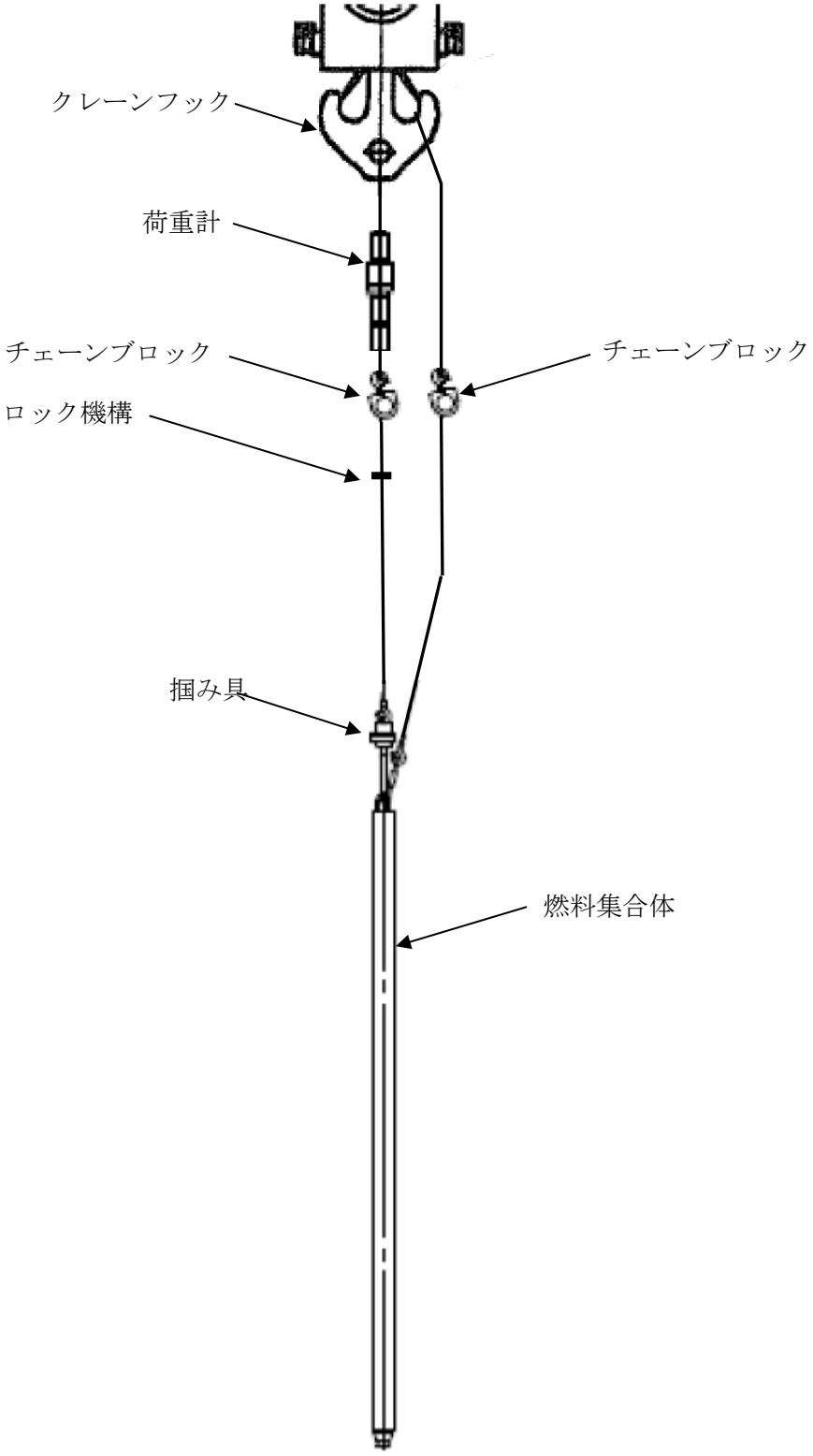


図６－１０　クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い（概念図）

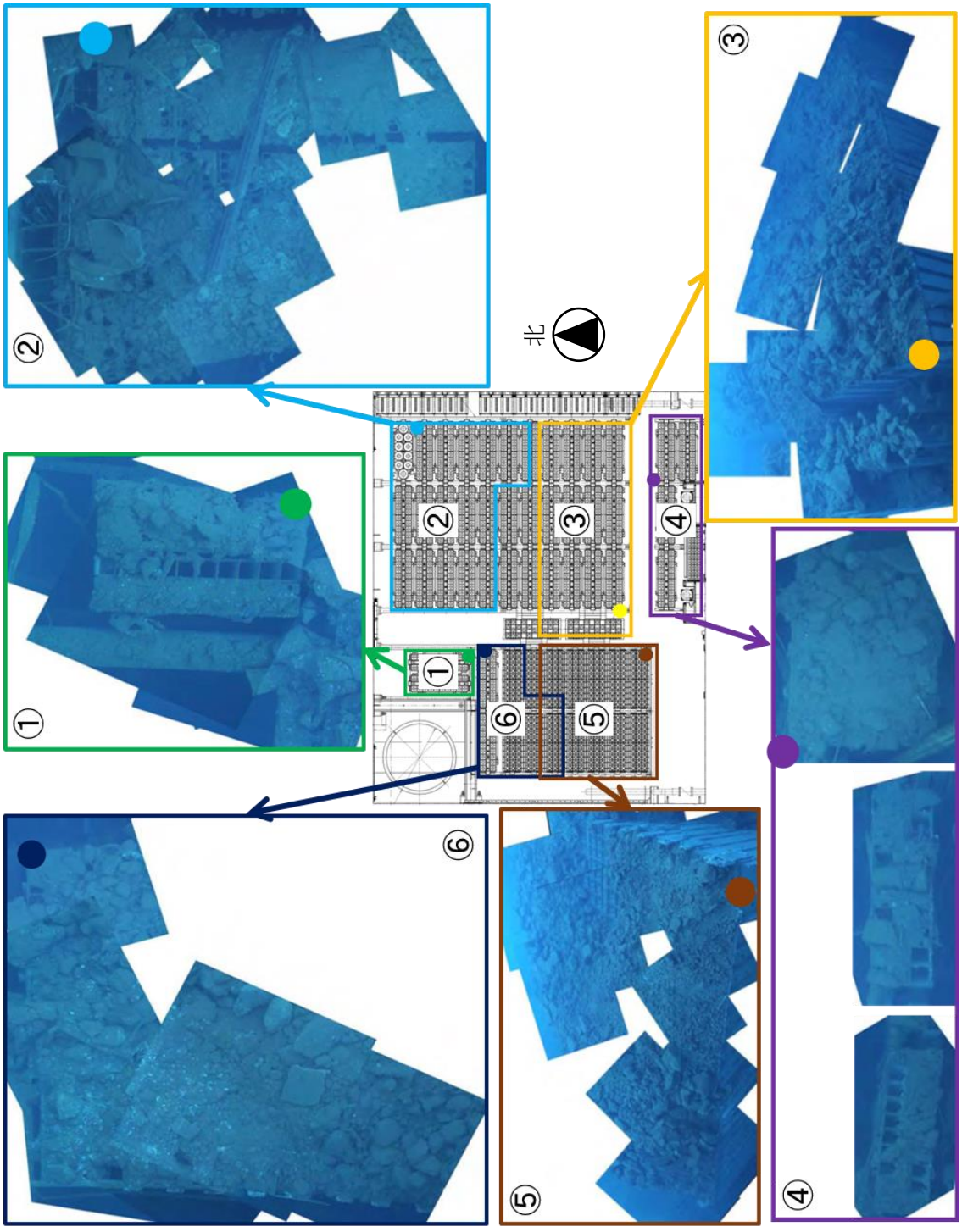
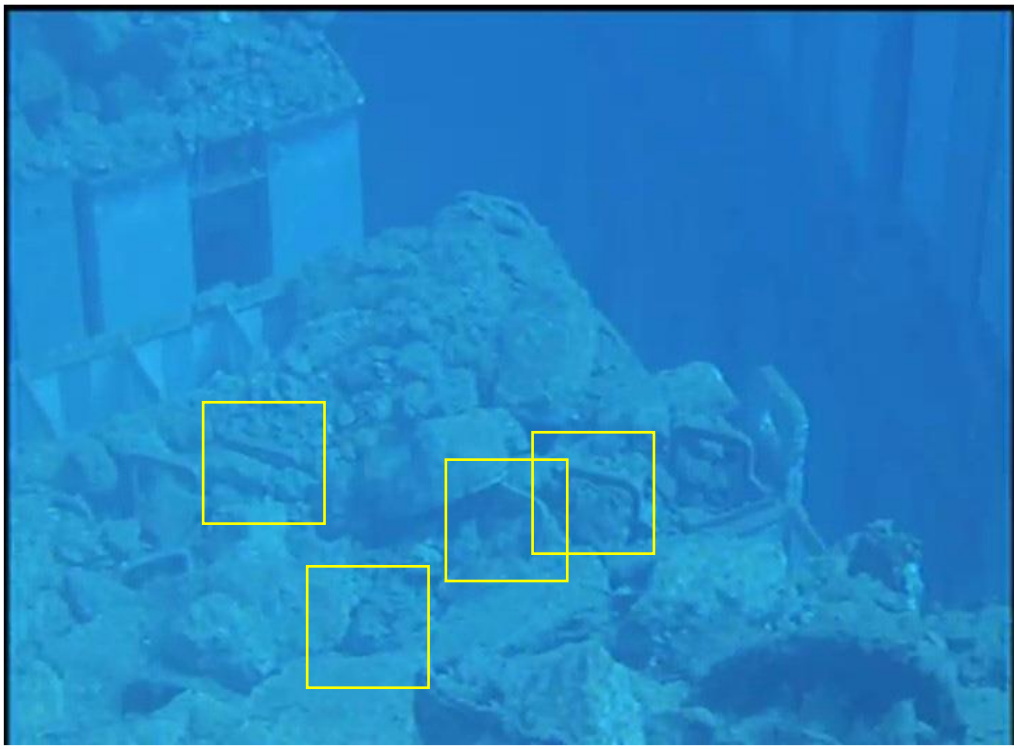


図６－１１　３号機ＳＦＰ内の状況（大型のがれき撤去後）



FHM 落下箇所



CUW ハッチ落下箇所

図６－１２　ハンドル部の変形が認められる燃料（３号機）

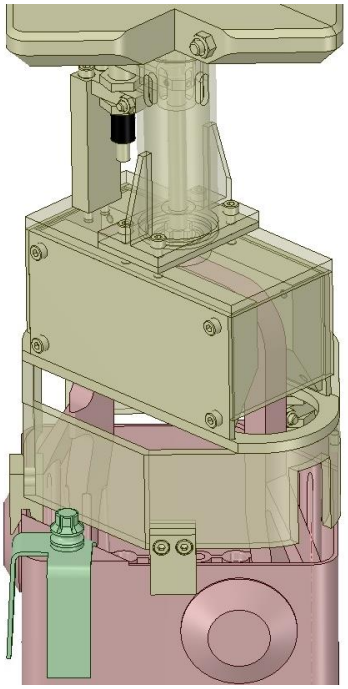
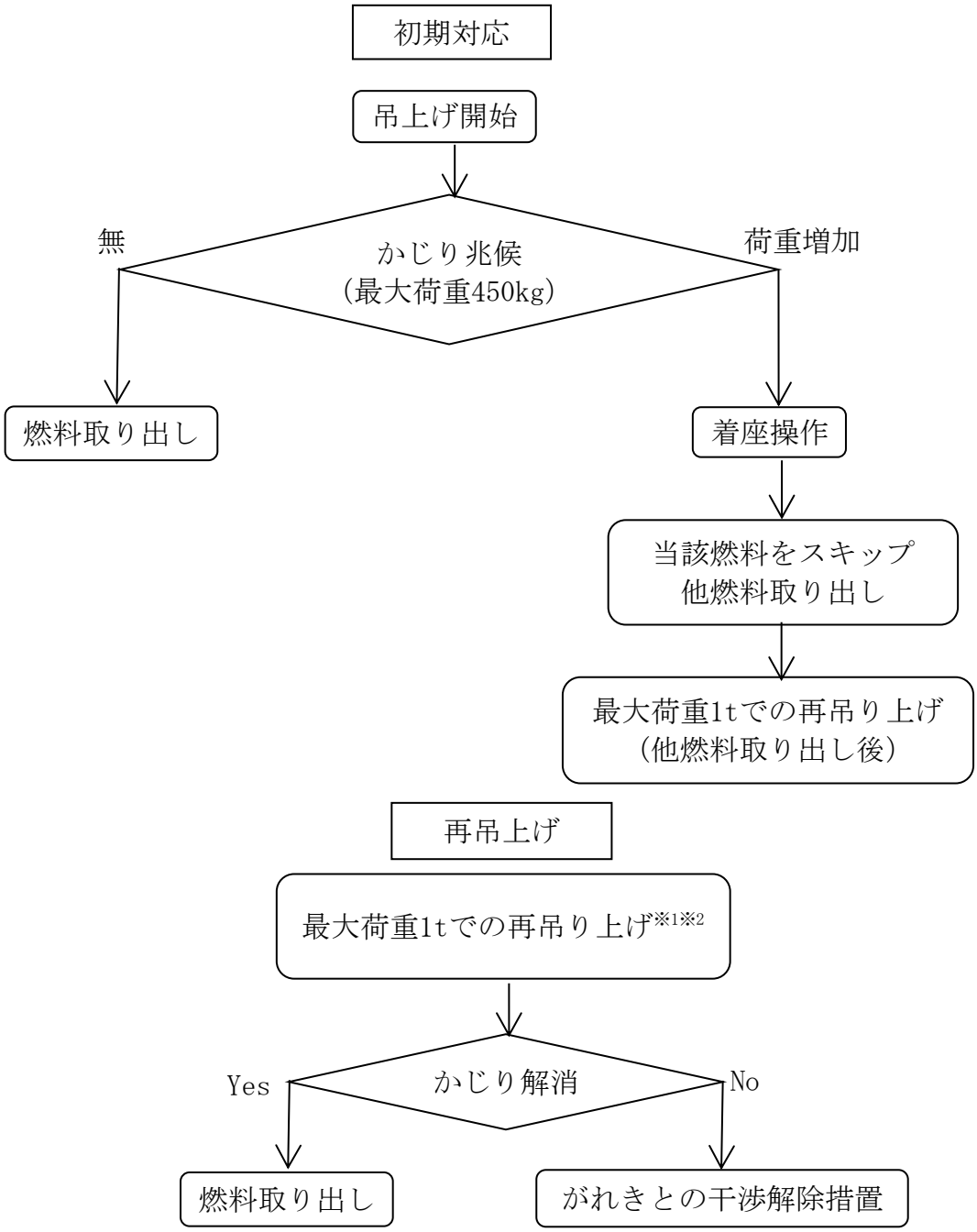


図６－１３　燃料健全性確認用治具（概念図）



※1　必要に応じて固着状況の調査及びがれきとの干渉解除措置を行う。
※2　チャンネルファスナが燃料ラックから抜ける範囲まで。

図６－１４　固着発生時の対応フロー（３号機）

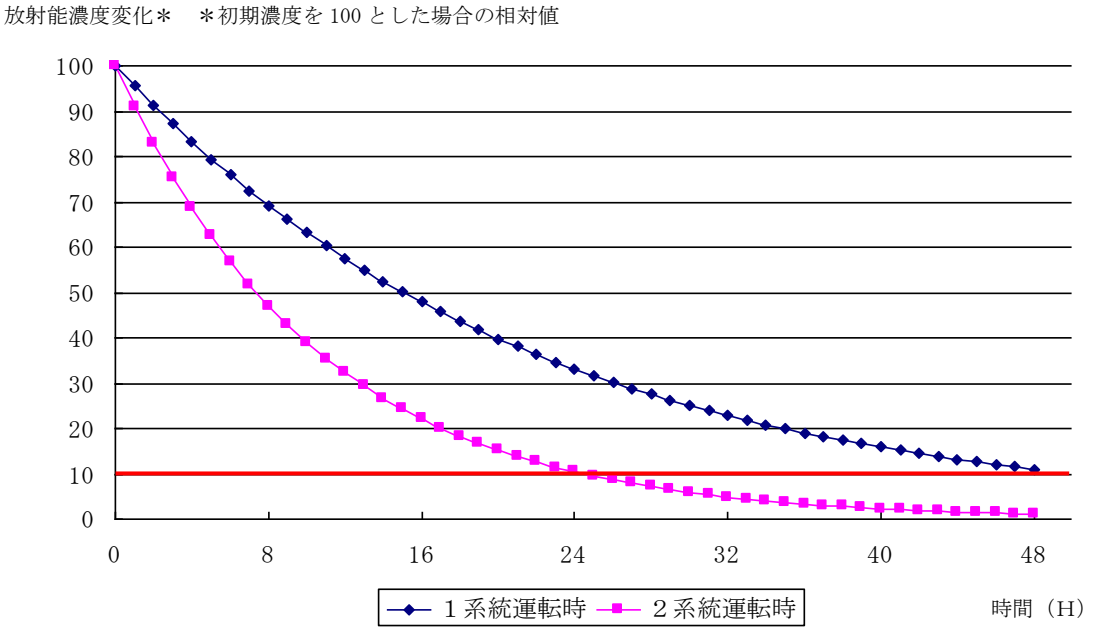


図６－１５　使用済燃料共用プール冷却浄化系ろ過脱塩装置での放射能除去評価

7. 参考資料

（1） 汎用有限要素解析コード（ＡＮＳＹＳ）について

（2） がれき衝突解析に用いるコード（ＬＳ－ＤＹＮＡ）について

8. 参考文献

[1]「平成１８年度 高燃焼度９×９型燃料信頼性実証成果報告書　付録１（９×９Ａ型燃料照射後試験結果)」, 独立行政法人　原子力安全基盤機構, 平成１９年１２月

[2]「平成１８年度 高燃焼度９×９型燃料信頼性実証成果報告書　付録２（９×９Ｂ型燃料照射後試験結果)」, 独立行政法人　原子力安全基盤機構, 平成１９年１２月

[3]「平成１８年度 高燃焼度９×９型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編)」, 独立行政法人　原子力安全基盤機構, 平成１９年１２月

[4] T.Yasuda et al. Deformation and Fracture Properties of Neutron-Irradiated Recrystallized Zircaloy-2 Cladding under Uniaxial Tension, Zirconium in the Nuclear Industry ASTM STP 939, 734 (1987)

以上

汎用有限要素解析コード（ＡＮＳＹＳ）について

(1) 概要

ＡＮＳＹＳコードは，米国 Swanson Analysis Systems, Inc.（現在の ANSYS, Inc.）で開発された有限要素法に基づく伝熱・構造解析等の汎用解析コードであり，自動車業界や航空宇宙業界，建築・土木業界等，幅広い分野において設計開発に用いられている。

(2) 機能

ＡＮＳＹＳコードは，構造解析に際して以下の機能を有している。

① 材料の非線形性（弾塑性）を扱うことが可能である。
② 材料特性として時間依存，ひずみの履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することが可能である。
③ モデルの形状は 1 次元~3 次元について取扱うことが可能である。
④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として引き継いで熱応力の評価を行う等，伝熱・構造の連成解析も可能である。
⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント等の力学的荷重の他に温度分布等の熱荷重も取扱うことが可能である。

(3) 解析フロー

ＡＮＳＹＳコードの解析フローを図１に示す。

(4) 使用実績及び検証

ＡＮＳＹＳコードは，原子力分野では，原子炉設置（変更）許可申請書添付資料八における燃料被覆管端栓部の応力解析等，これまで多くの伝熱・構造解析に対し使用実績がある。

また，ＡＮＳＹＳコードの検証は，開発元のリリースノートの例題集において，多くの解析例に対する理論解と解析結果との比較が実施されている。

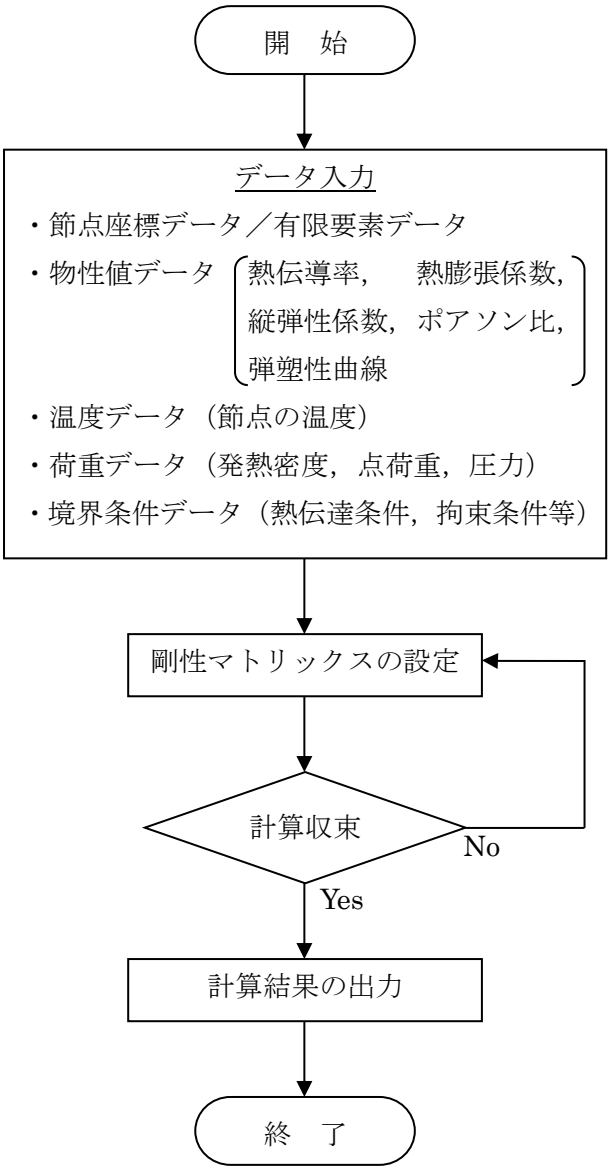


図１　ＡＮＳＹＳコードの解析フロー図

がれき衝突解析に用いるコード（ＬＳ－ＤＹＮＡ）について

(1)　概要

ＬＳ－ＤＹＮＡコードは米国 Livermore Software Technology Corporation(LSTC 社)からリリースされた汎用陽解法有限要素解析に基づく 3 次元非線形衝撃応答解析コードであり，輸送キャスクの衝撃解析等に広く利用されている。

(2)　機能

ＬＳ－ＤＹＮＡコードは，衝撃解析に際して以下の機能を有している。

① 材料の非線形性を取り扱いできるため，衝撃吸収材が衝撃時に降伏応力を超え，塑性変形することによって衝撃エネルギーを吸収することを考慮できる。

② 20 を超える接触オプションが有効であり，接触面には固着，剥離，接触，滑り，摩擦などの条件が設定できる。

③ 面と面の接触状態だけでなく，辺と辺，節点と面の接触も可能である。

④ 要素の消滅などの特殊な条件も扱うことができる。

⑤ 多数の金属，非金属材料モデルを有している。

(3)　解析フロー

ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析フローを図１に示す。

(4)　使用実績

ＬＳ－ＤＹＮＡコードは，これまで自動車分野をはじめ，多くの分野の衝撃解析に対して使用実績がある。

原子力分野では，返還ガラス固化体輸送用キャスクの核燃料輸送物設計承認書において，構造解析の解析コードとして使用されている実績がある。

(5)　検証方法

実験との比較による検証が実施されていることを確認している。

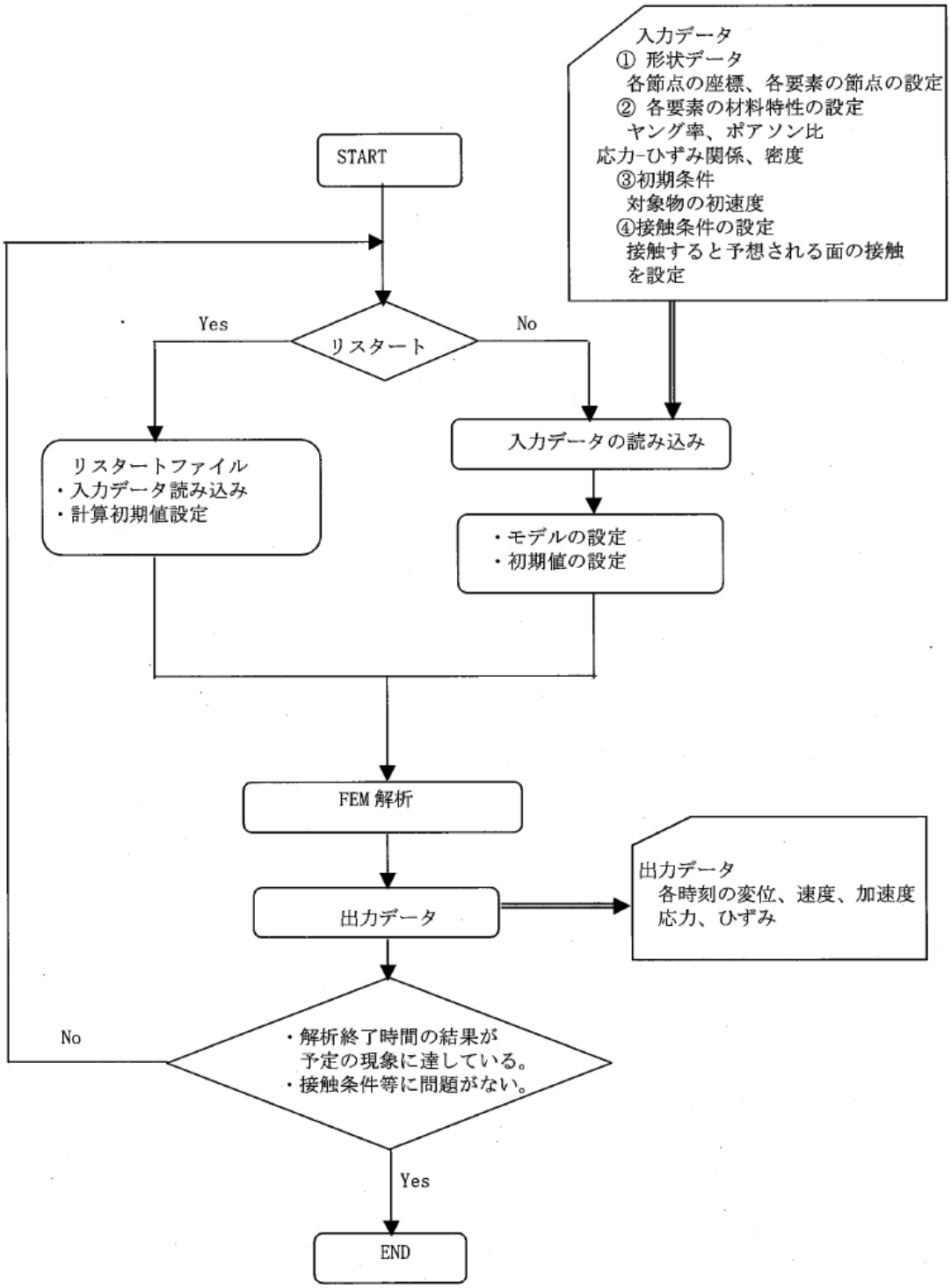


図１　ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析フロー図

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1.　構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所４号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下「燃料」という。）を共用プール，新燃料の一部を６号機へ構内輸送する際に使用する。

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで３号機から６号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）である。

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）は，使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり，容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

1.1.　構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。なお，構外輸送においては容器本体の前後に緩衝体を装着するが，構内輸送においては，作業時間を短縮して放射線業務従事者の放射線被ばくを可能な限り低減するために，緩衝体を装着しない運用とする。

構内輸送においては，従来と同様に輸送車両への構内用輸送容器の固縛，輸送車両の徐行等の措置を講じて，輸送車両からの構内用輸送容器の落下防止を図る。

1.2.　設備仕様

1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に，鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1　構内用輸送容器の仕様

項　　目	数　値　等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 91
全長（m）	約 5.5
外径（m）	約 2.1
収納体数（体）	22 以下
基数（基）	2

1.2.2.　燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2　構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

項目	燃料仕様
燃料の種類	7×7 燃料　　(燃焼度 31,500MWd/t 以下) 8×8 燃料　　(燃焼度 38,000MWd/t 以下) 新型 8×8 燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 高燃焼度 8×8 燃料 (燃焼度 50,000MWd/t 以下) 9×9 燃料　　(燃焼度 55,000MWd/t 以下)
収納体数	22 体以下
崩壊熱量	25kW 以下
放射能強度	2.04×10^{17} Bq 以下

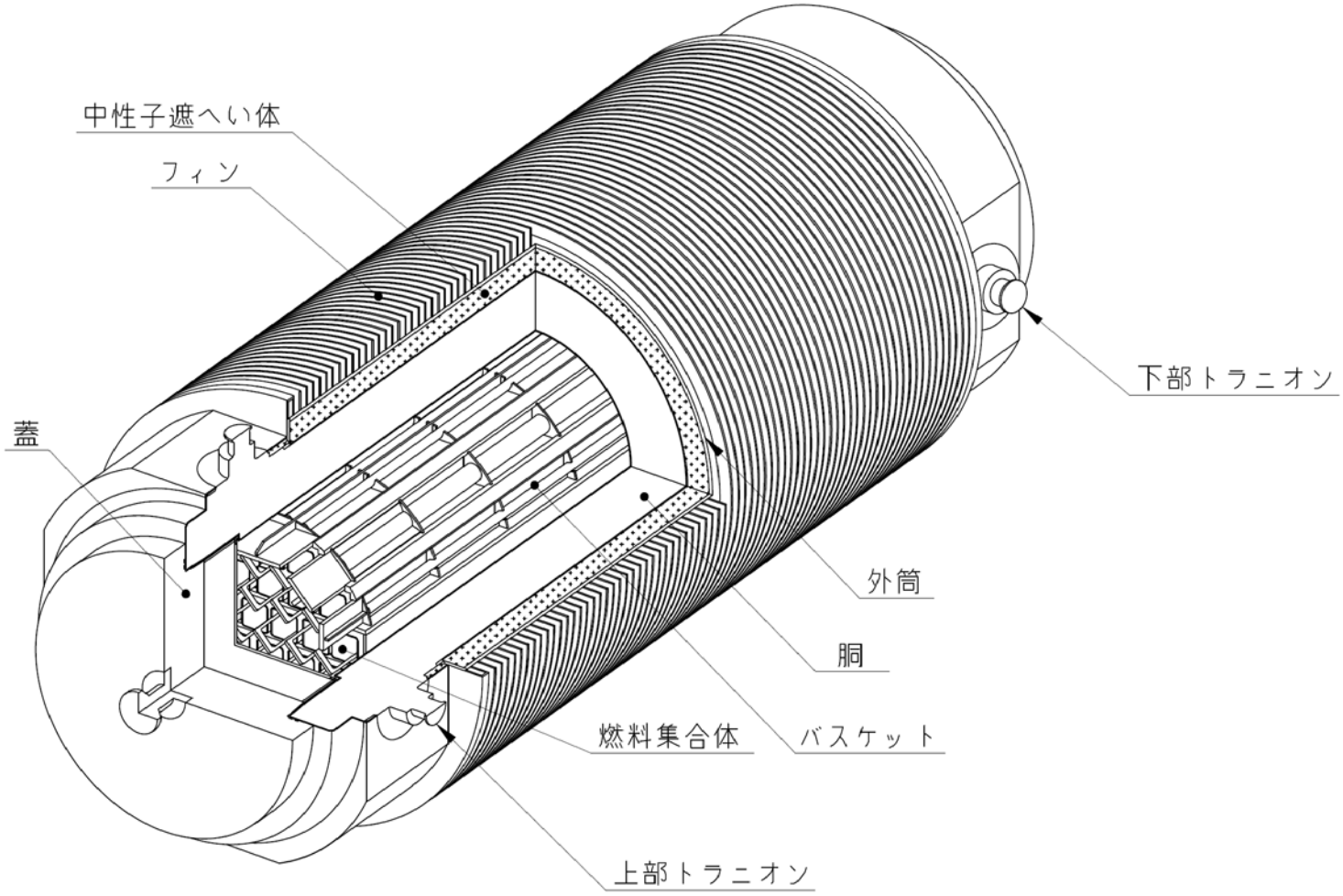


図1-1　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2.　評価の基本方針

2.1.　設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

構内用輸送容器は，これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）であり，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）の安全機能は，以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが，構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから，既存評価を引用可能な項目は引用し，新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお，構内用輸送容器は同発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，以下の書類において安全機能は評価されている。しかし，４号機使用済燃料プールに貯蔵されている 9×9 燃料の輸送については評価していないことから，既存評価として引用しない。

・福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 19 年 2 月 21 日申請，東京電力株式会社)

2.2.　安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存評価内容と構内用輸送容器での安全設計・評価の方針を示す。

なお，４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については，平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。表 2-2 に４号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様との比較を示す。これらの燃料は冷却期間が十分に長いため崩壊熱量及び放射能強度が既存評価を超えることはなく，既存評価に包絡されている。

また，構内用輸送容器に収納する燃料の健全性については，「添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」で説明する。

表2-1　構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	中期安全確保の考え方	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	－	収納する燃料の崩壊熱量が25kW以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言えるため，既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では，緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○	－		
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	－	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	－	○	線源強度は既存評価に包絡されるが，緩衝体を装着しないため，緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお，線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	－	収納する燃料の初期濃縮度が4.19wt％以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言え，既存評価においては容器配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，構内輸送での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。	
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，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。	構内用輸送容器	○	－	容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で，既存評価を引用して評価を行う。	

表 2-2　貯蔵中の燃料仕様と既存評価の燃料仕様との比較

燃料の種類	項目	4 号機貯蔵中の 燃料の性状	既存評価の 燃料仕様
9×9 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	50,600 *1	55,000
	平均燃焼度（MWd/t）	49,700 *2	50,000
	初期濃縮度（wt%）	約 3.8	4.19
	冷却期間（日）	1,035 *3	820
	崩壊熱量（kW）	19 *4	24
	放射能強度（Bq）	1.63×10^{17} *4	2.04×10^{17}
高燃焼度 8×8 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	45,400 *1	50,000
	平均燃焼度（MWd/t）	45,200 *2	44,000
	初期濃縮度（wt%）	約 3.6	3.67
	冷却期間（日）	2,012 *3	780
	崩壊熱量（kW）	10 *4	22
	放射能強度（Bq）	9.40×10^{16} *4	1.92×10^{17}
新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	34,000 *1	40,000
	平均燃焼度（MWd/t）	32,300 *2	38,000
	初期濃縮度（wt%）	約 3.0	3.3
	冷却期間（日）	4,884 *3	690
	崩壊熱量（kW）	4 *4	22
	放射能強度（Bq）	4.70×10^{16} *4	1.98×10^{17}
8×8 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	37,400 *1	38,000
	平均燃焼度（MWd/t）	36,700 *5	36,000
	初期濃縮度（wt%）	約 2.7	2.9
	冷却期間（日）	9,890 *3	1,440
	崩壊熱量（kW）	4 *6	11
	放射能強度（Bq）	3.76×10^{16} *6	1.08×10^{17}

*1 最高燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最高値

*2 平均燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料のうち上位 22 体の平均値

*3 冷却期間は 2013 年 9 月 30 日における 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最短の冷却期間

*4 崩壊熱量及び放射能強度は平均燃焼度及び冷却期間から ORIGEN2 コードにより求めた容器 1 基あたり（燃料 22 体あたり）の値

*5 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため，平均燃焼度は 4 体の平均値

*6 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため，崩壊熱量及び放射能強度は平均値の 22 倍の値

3.　安全評価

3.1.　構造強度

(1)　基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度については，既存評価の結果を基に，構内用輸送容器の構造強度が想定すべき事象（設計事象）において設計基準に適合していることを確認する。

評価部位は，安全上重要な部位として容器本体，蓋，バスケット並びに支持機能を有するトラニオンとする。また，設計基準は，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

(2)　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図 3.1-1 に示すハンドリングフローに基づき，構内用輸送容器の取扱い並びに，共用プール及び６号機までの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。

なお，従来と同様の構内用輸送容器の取扱いが可能となるよう，４号機は燃料取り出し用カバー及びクレーンを設置し，共用プールは震災前の状態に復旧する計画である。

1）設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには取扱い時の吊上げ等による応力，及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

2）設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.1-2,2-2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo. 1-6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo. 1-8,2-6）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo. 1-9,2-7）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo. 1-2,2-2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo. 1-6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo. 1-8,2-6）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo. 1-9,2-7）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo. 1-2,2-2）及び構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo. 1-6）の加速度における荷重がかかり，応力が発生する。

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤの二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

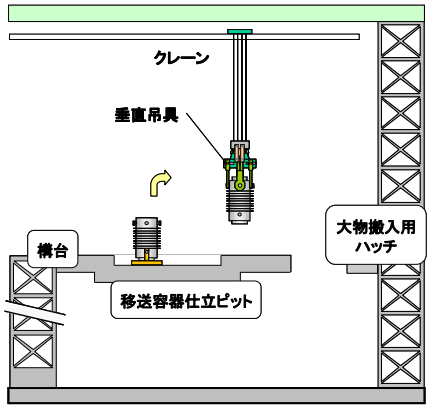
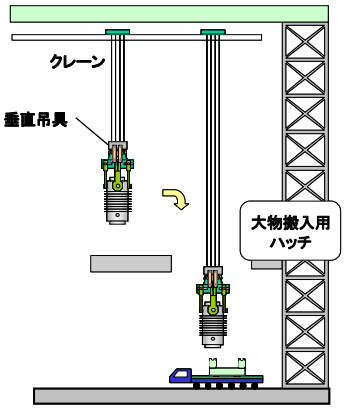
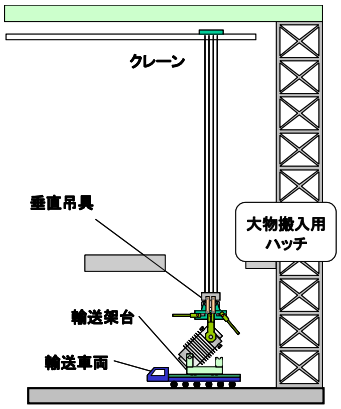
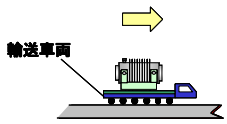
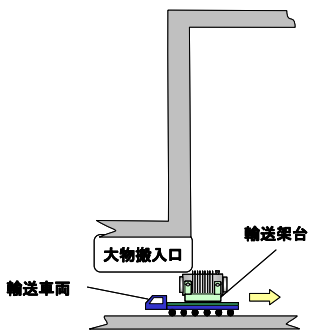
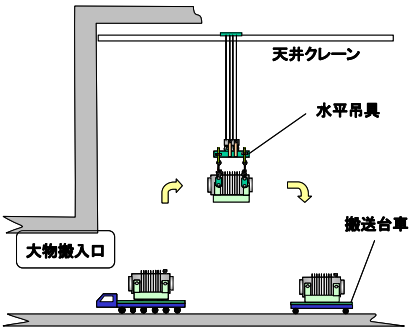
No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）	No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）
1-1	輸送容器の搬出  	1-2	輸送容器の吊下ろし 
1-3	輸送車両への積載  	1-4	構内輸送（徐行） 
1-5	共用プール建屋への搬入  	1-6	搬送台車への積載 

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/3）

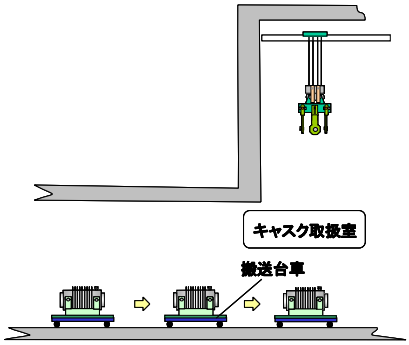
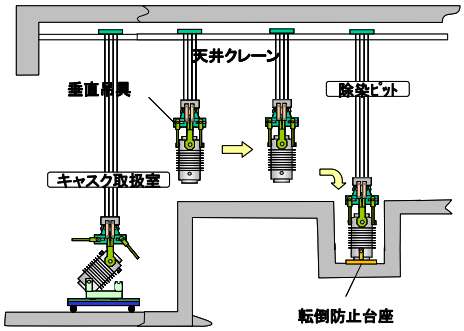
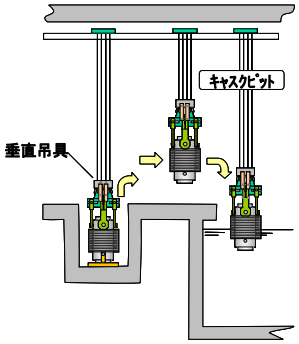
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード
（共用プールへの輸送）</th><th>No.</th><th>取扱いモード
（共用プールへの輸送）</th></tr>
<tr><td>1-7</td><td>キャスク取扱室への移動
 
</td><td>1-8</td><td>除染ピットへの移動
 
</td></tr>
<tr><td>1-9</td><td>キャスクピットへ移動
 
</td><td></td><td></td></tr>
</table>

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/3）

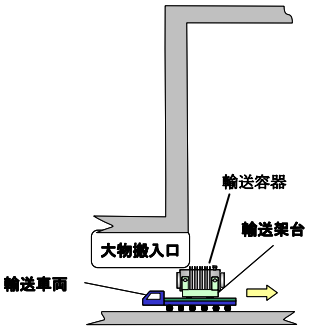
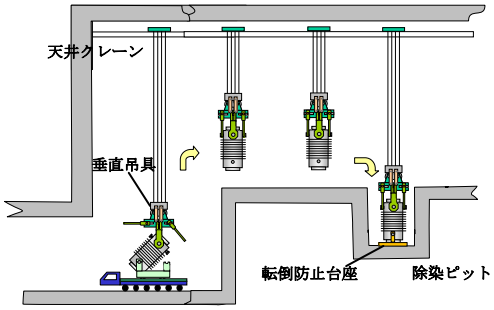
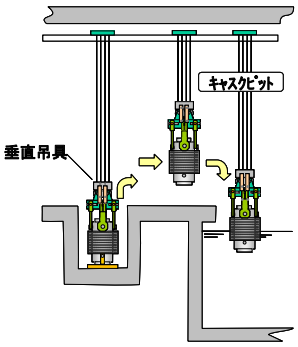
No.	取扱いモード （6 号機への輸送）	No.	取扱いモード （6 号機への輸送）
2-1 ～ 2-4	「輸送容器の搬出」，「輸送容器の吊下ろし」，「輸送車両への積載」，「構内輸送」は No. 1-1～1-4 と同じ	2-5	6 号機への搬入 
2-6	輸送容器の吊上げ，除染ピットへの移動  	2-7	キャスクピットへ移動 

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（3/3）

表 3.1-1　設計事象の抽出

起因事象（ハンドリングフローNo.）		原因	発生の可能性	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用輸送容器の落下	輸送車両取扱い時の落下 (No.1-4,2-4)	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は，輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること，輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限することから，落下しない。	×		×
	搬送台車取扱い時の落下 (No. 1-7)	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は，搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構築物等に衝突はしないため，落下しない。	×		×
	クレーン取扱時の落下 (No. 1-1,1-2,1-3, 1-6,1-8,1-9,2-1, 2-2,2-3,2-6,2-7)	吊具の取付け不良	吊具の二重化，始業前の吊具点検，取付け後の外れ止めを施すため，構内用輸送容器は落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	ワイヤーロープの二重化，始業前のワイヤーロープ点検を行うため，構内用輸送容器は落下しない。	×		×
構内用輸送容器の衝突	クレーン移動時（走行，横行）の衝突 (No. 1-1,1-2,1-3, 1-6,1-8,1-9,2-1 ,2-2,2-3,2-6,2-7)	ブレーキの故障	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い，走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
		操作員の誤操作	クレーンの横行走行範囲に制限機能を設ける。また，移動前に移動経路に障害物がないことの確認，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行うため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り）（異常着床） (No. 1-2, 1-8, 1-9 ,2-2,2-6,2-7)	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため,構内用輸送容器は輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，構内用輸送容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/sで，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する場合を，設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り）（異常着床） (No. 1-6)	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は搬送台車へ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器は巻下げ速度で搬送台車に異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/sで,輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器が搬送台車に異常着床する場合を，設計事象として抽出。	○

(3)　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する加速度を導出し，荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認する。

1）設計事象の加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，転倒防止台座，キャスクピット床面）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.1-2,2-2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

垂直姿勢で，構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台のトラニオン受けにクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，α：衝撃加速度（G）

Ｋ：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（3.01×10^{10}N/m）

Ｖ：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

ｍ：構内用輸送容器の質量（9.1×10^{4}kg）

ｇ：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は2.78Gとなり，余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

②構内用輸送容器を載せた輸送架台の搬送台車への衝突（水平姿勢：取扱いモードNo.1-6）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

構内用輸送容器を載せた輸送架台を搬送台車に積載する際に，輸送架台が搬送台車に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

搬送台車を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（6.16×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.32Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo. 1-8 No. 2-6）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プール及び６号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：共用プール転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（8.81×10^{11}N/m）

６号機転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（9.48×10^{11}N/m）

Ｖ：共用プール及び６号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は共用プールが 9.00G，６号機が 9.29G となり，余裕をみて 10.0G を評価加速度とする。

④キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo. 1-9，No. 2-7）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器がキャスクピット床面に共用プール及び６号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーをキャスクピット床面のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：共用プールキャスクピット床面のバネ定数（5.43×10^{10}N/m）

６号機キャスクピット床面のバネ定数（6.71×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プール及び６号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は共用プールが 3.21G，６号機が 3.41G となり，余裕をみて 4.0G を評価加速度とする。

2）評価結果

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表 3.1-2～表 3.1-4 に示す。なお，構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 3.1-2～表 3.1-4 に示すとおり，設計事象における「容器本体及び蓋」，「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており，評価条件は既存評価に包絡される。

表 3.1-2　荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：52.4G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	容器の吊上げ吊下げ，移動	－	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモードNo.1-6）	－	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.1-8,2-6）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモードNo.1-2,2-2） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.1-9,2-7）	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：10.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3　荷重条件の比較（バスケット）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重： 89.3G
				特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G
				特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重： 98.8G
	容器の吊上げ吊下げ，移動	－	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモードNo. 1-6）	－	輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重： 98.8G
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo. 1-8,2-6）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモードNo.1-2,2-2） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.1-9,2-7）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：10.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向
*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4　荷重条件の比較（トラニオン）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	通常の輸送条件 （固縛装置）	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	容器の吊上げ吊下げ，移動	—	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）
Ⅱ	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモード No.1-2,2-2）	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモード No.1-6）[*3]	輸送架台へのトラニオン衝突時荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突（取扱いモード No.1-2,2-2）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は２本であるのに対して，輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No.1-6）では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は４本である。このため，構内用輸送容器への荷重は取扱いモード No.1-6 の方が大きいものの，トラニオンあたりに作用する荷重は取扱いモード No.1-2,2-2 の方が大きくなる。以上から，設計事象としては取扱いモード No.1-2,2-2 が抽出される。

(4)　設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5　設計基準

評価条件等	評価部位	設計基準	設計基準の考え方
一般の試験条件	容器本体（胴） 容器本体（底板） 蓋	・発生応力を分類し，各応力強さが以下の基準値以下であること。 Ｐｍ≦Ｓｍ ＰＬ≦１．５Ｓｍ ＰＬ＋Ｐｂ≦１．５Ｓｍ ＰＬ＋Ｐｂ＋Ｑ≦３Ｓｍ ここで，Ｐｍ：一次一般膜応力強さ ＰＬ：一次局部膜応力強さ Ｐｂ：一次曲げ応力強さ Ｑ　：二次応力強さ Ｓｍ：設計・建設規格付録材料図表　Part５表１に示される設計応力強さ	旧通産省告示第501号による
	蓋ボルト	・以下の基準値以下であること。 σｍ≦２Ｓｍ σｍ＋σｂ≦３Ｓｍ ここで，σｍ：平均引張応力 σｂ：曲げ応力 Ｓｍ：設計・建設規格付録材料図表　Part５　表２に示される設計応力強さ	
特別の試験条件	バスケット	・膜応力強さが降伏応力，（膜＋曲げ）応力強さが降伏応力の1.5倍以下であること。	臨界評価上影響のある塑性変形が生じない
通常の輸送条件	トラニオン	・応力強さが降伏応力以下であること。ここで，応力強さとは主応力の差の絶対値をいう。	旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による

(5)　評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1）容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルト

構内用輸送容器の容器本体及び蓋部の構造強度評価は，想定される圧力荷重，機械的荷重，熱荷重を基に，容器の実形状をモデル化し，構造解析コードABAQUS を用いて容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価を行う。

主な構造部材の応力評価箇所を図 3.1-2 に示す。荷重条件は表 3.1-2 に示したとおりである。

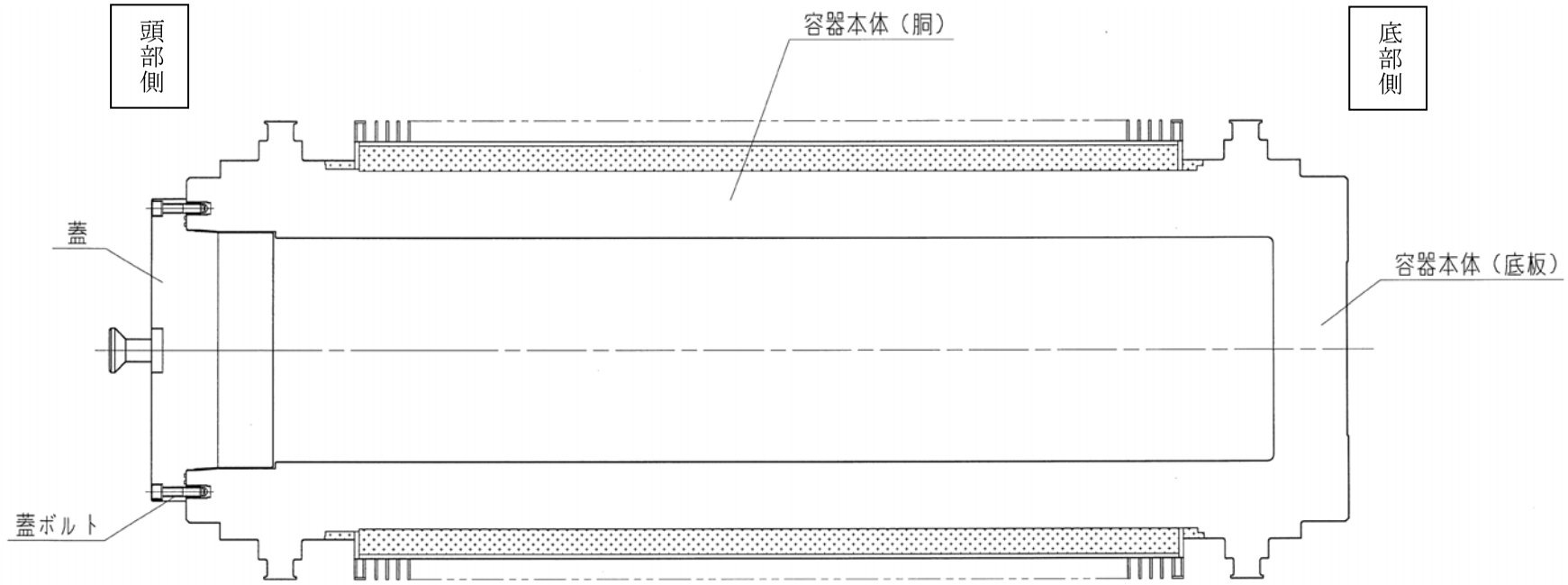


図 3.1-2　容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

2)　バスケット

バスケットの構造強度評価は，想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。頭部垂直落下時及び底部垂直落下時には上下部のスペーサに慣性力による圧縮応力が生じる。また，水平落下時に，チャンネルの横板には，慣性力により曲げ応力が生じ，チャンネルの縦板には圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図 3.1-3 に示す。荷重条件は表 3.1-3 に示したとおりである。

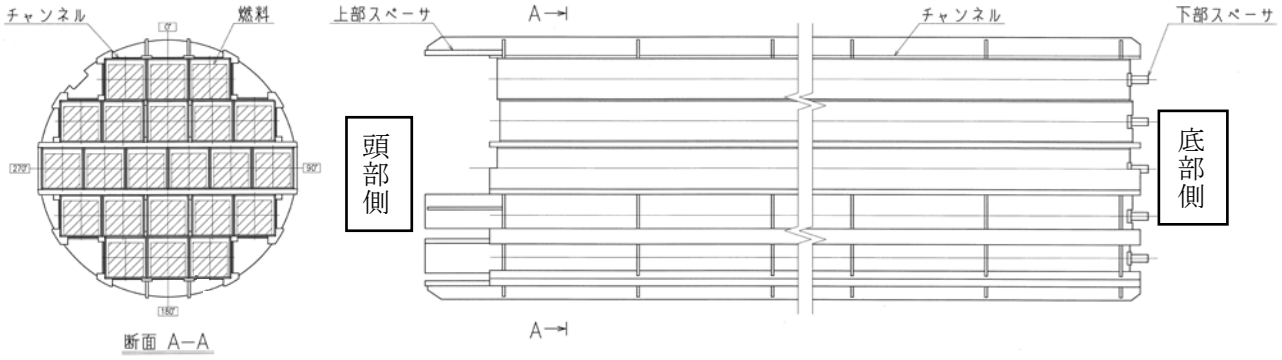


図 3.1-3　バスケットの応力評価箇所

3) トラニオン

トラニオンの構造強度評価は，吊上げ時及び固縛時に想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。吊上げ時及び固縛時のトラニオンへの荷重点を図 3.1-4 に示す。荷重条件は表 3.1-4 に示したとおりである。

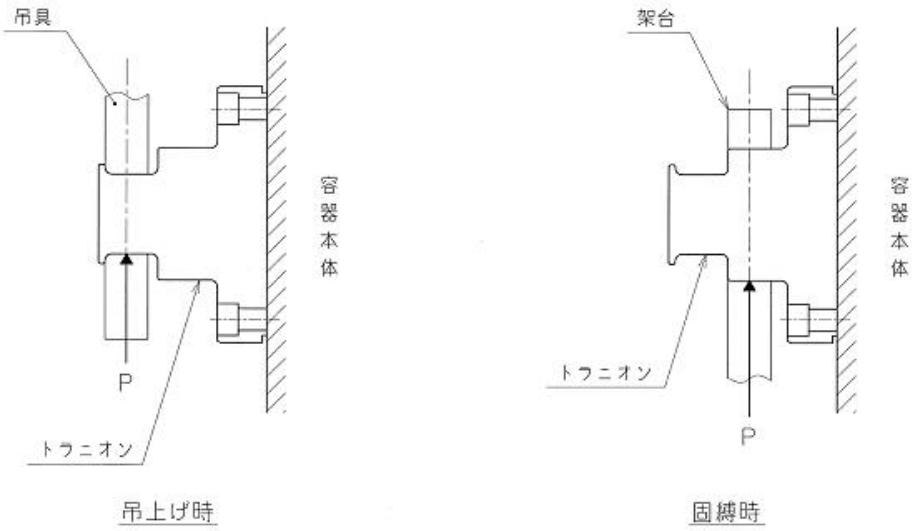


図3.1-4　トラニオンへの荷重点

(6)　評価結果

評価結果を表3.1-6～表3.1-8に示す。いずれも，解析基準値に対して十分に余裕がある。このため，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表3.1-6　容器本体及び蓋の構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
容器本体（胴）	炭素鋼	頭部垂直落下	一次応力（Pm）	Sm	124	15.7
			一次応力（PL）	1.5 Sm	185	25.9
			(一次＋二次)応力	3 Sm	371	66.6
		底部垂直落下	一次応力（Pm）	Sm	124	16.9
			一次応力（PL）	1.5 Sm	185	35.8
			(一次＋二次)応力	3 Sm	371	39.3
		水平落下	一次応力（Pm）	Sm	124	31.1
			一次応力（PL）	1.5 Sm	185	89.5
			(一次＋二次)応力	3 Sm	371	133
容器本体（底板）	炭素鋼	頭部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	187	2.90
			(一次＋二次)応力	3 Sm	373	11.8
		底部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	187	39.2
			(一次＋二次)応力	3 Sm	373	43.6
		水平落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	187	25.6
			(一次＋二次)応力	3 Sm	373	66.0
蓋	ステンレス鋼	頭部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	206	67.4
			(一次＋二次)応力	3 Sm	411	105
		底部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	206	2.56
			(一次＋二次)応力	3 Sm	411	16.0
		水平落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	206	21.4
			(一次＋二次)応力	3 Sm	411	89.8
蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼	頭部垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	74.3
			平均引張応力＋曲げ応力	3 Sm	844	126
		底部垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	127
			平均引張応力＋曲げ応力	3 Sm	844	214
		水平落下	平均引張応力	2 Sm	562	135
			平均引張応力＋曲げ応力	3 Sm	844	357

*1 旧通産省告示第501号による

*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa)	解析結果 (MPa)
バスケット 上部スペーサ	ステンレス鋼	頭部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	127
バスケット 下部スペーサ	ステンレス鋼	底部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	109
バスケット チャンネル	ボロン入りステンレス鋼	水平落下	(膜＋曲げ)応力	1.5σy	356 *3	290
			膜応力	σy	237 *3	59.9

*1 臨界評価上影響のある塑性変形が生じない

*2 設計・建設規格より引用

*3 既存評価の材料試験データ

表 3.1-8　トラニオンの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
トラニオン	析出硬化型ステンレス鋼	吊上げ	(膜＋曲げ)応力	Sy	650	444
		固縛	(膜＋曲げ)応力	Sy	650	175

*1 旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による

*2 設計・建設規格より引用

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.1-5 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

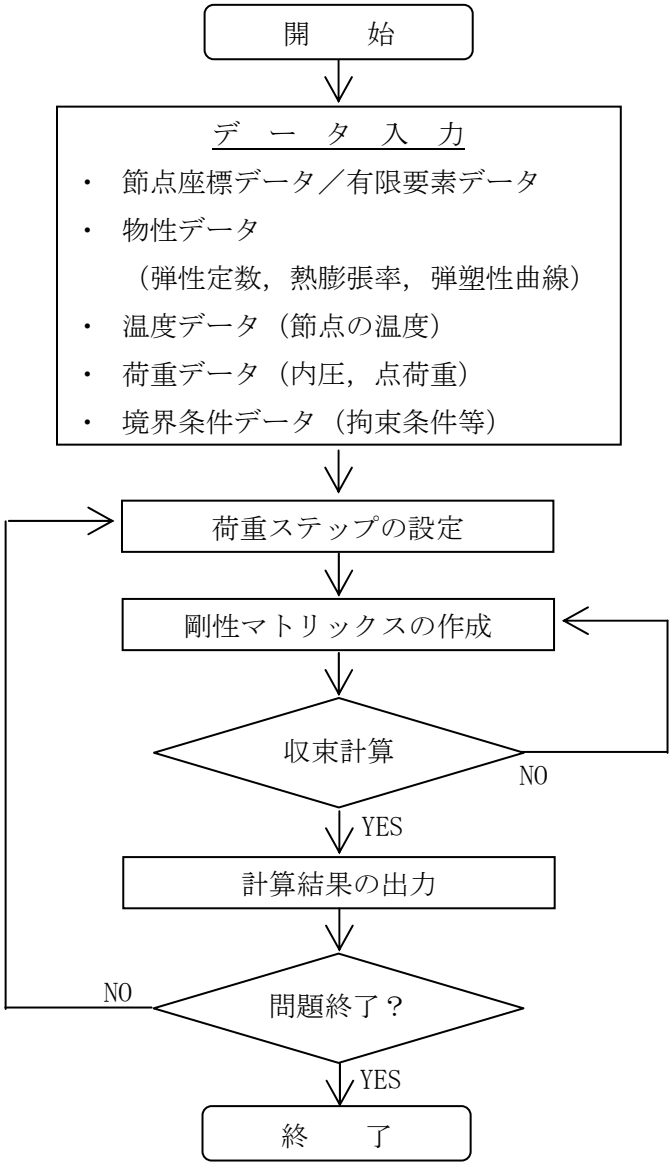


図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

3.2.　除熱機能

(1)　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a.　収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，胴内に充填した水及び空気の自然対流及び伝導により容器本体胴に伝える。
b.　容器本体胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
c.　外筒に伝えられた熱は外筒及び外筒に設置したフィンにより大気に放散する。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，環境条件には構外用輸送容器としての安全評価に用いられている条件を用い，自然冷却により冷却されるものとして各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

構内輸送では緩衝体を装着しない運用とするが，除熱設計において緩衝体は断熱の効果を有していることから，緩衝体を装着しない運用は除熱性能が向上し，容器本体の温度は既存評価における各部温度に比べて低くなる。また，表 2-2 に示したように，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており，既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	使用可能温度	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	Oリング
	炭素鋼	構造強度が確保される制限温度	375	胴
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 *1, *2	200	8×8 燃料
			300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

(3)　燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（25kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量(最大 19kW)を包絡している。

(4)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル
（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル
（以下「全体モデル」という。）

輪切り半ピッチモデル形状図を図 3.2-1 に，全体モデル形状図を図 3.2-2 に示す。
また，評価条件を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　評価条件

項目		評価条件
収納体数　　(体)		22
崩壊熱量　　(kW)		25
周囲温度　　(℃)		38
太陽熱放射 (W/m^2)	垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面（曲面）	400

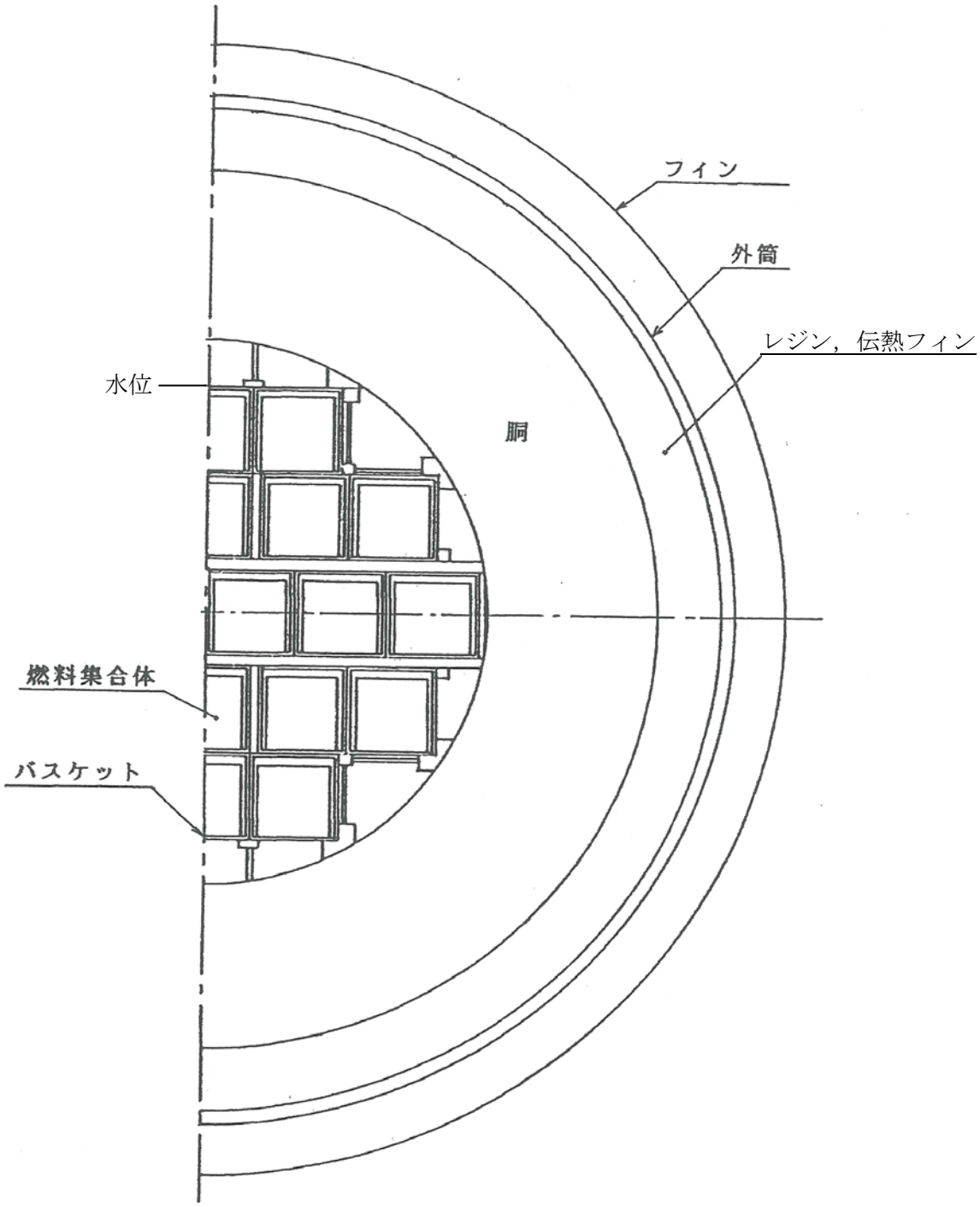
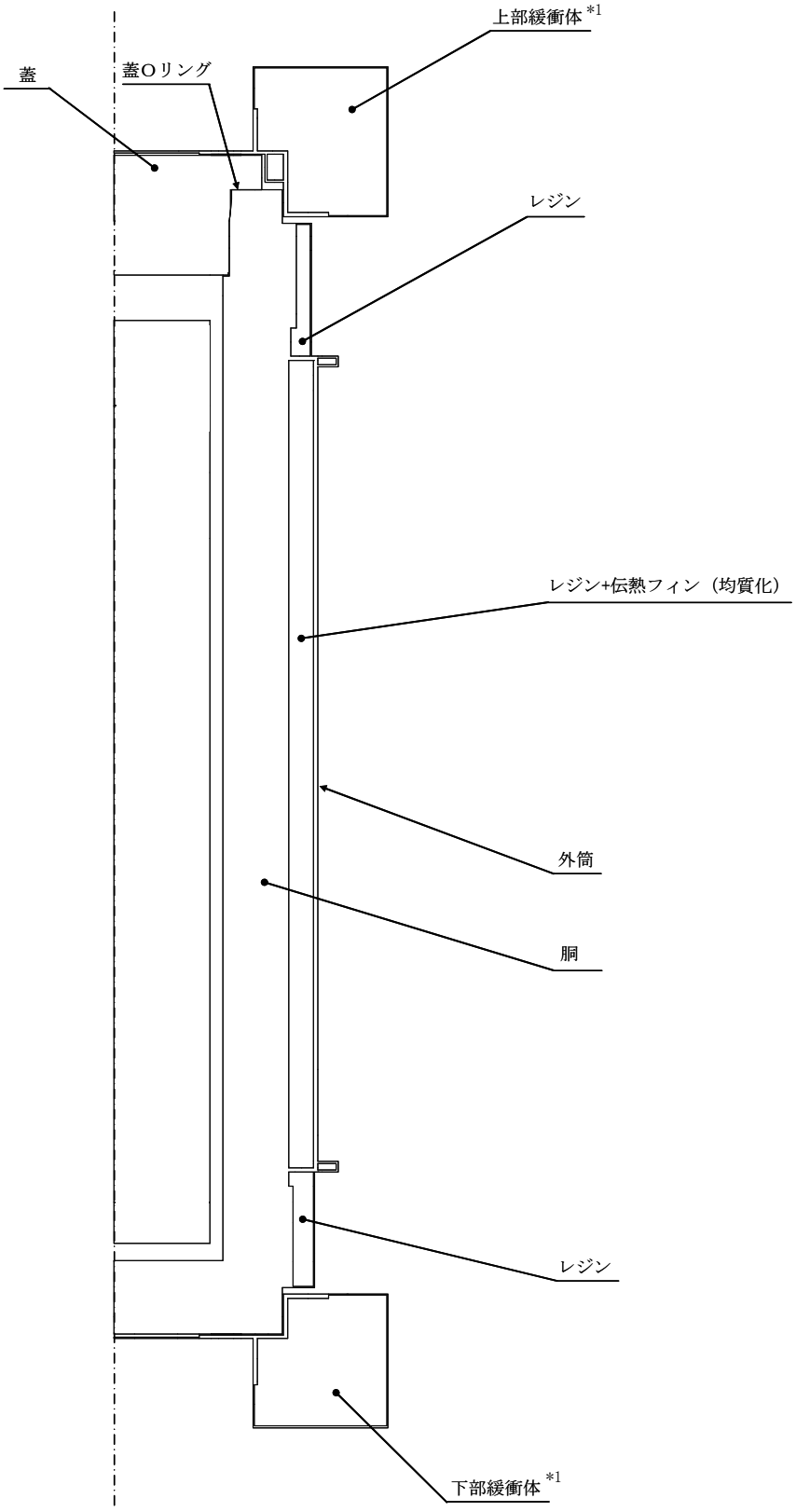


図 3.2-1　輪切り半ピッチモデル形状図



*1 構内輸送では，上部緩衝体及び下部緩衝体は装着しない。

図 3.2-2　全体モデル形状図

(5)　評価方法

軸方向を断熱とした輪切り半ピッチモデルで構内用輸送容器中央部断面の各部温度を評価する。輪切り半ピッチモデルで評価できない部位については，軸方向の温度分布が求められる全体モデルで評価する。

解析にはABAQUSコードを用いる。

(6)　評価結果

評価結果を表3.2-3に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は134℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表3.2-3 評価結果（各部温度）

対象部位	材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	112	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	115	300	Oリング
	炭素鋼	127	375	胴
	ステンレス鋼	119	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	132	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－２	134	200	8×8燃料
			300	新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料，9×9燃料

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.2-3 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

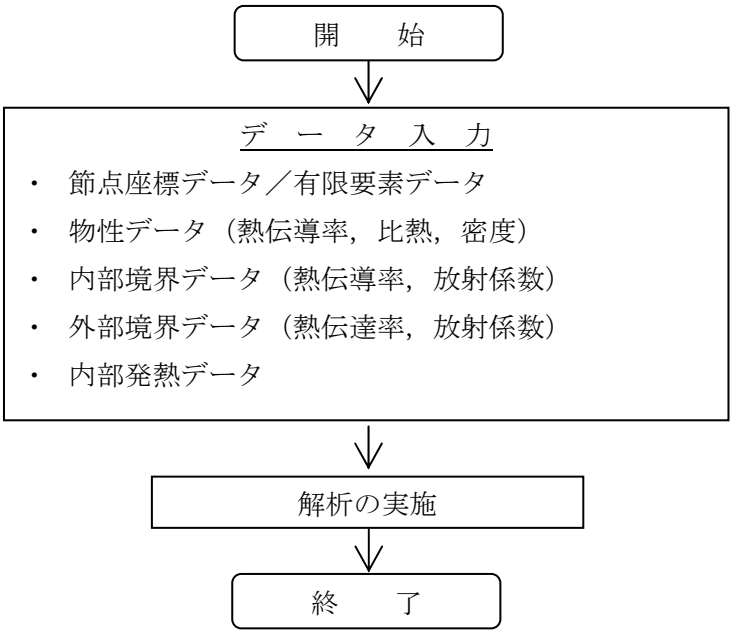


図 3.2-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.2-4 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

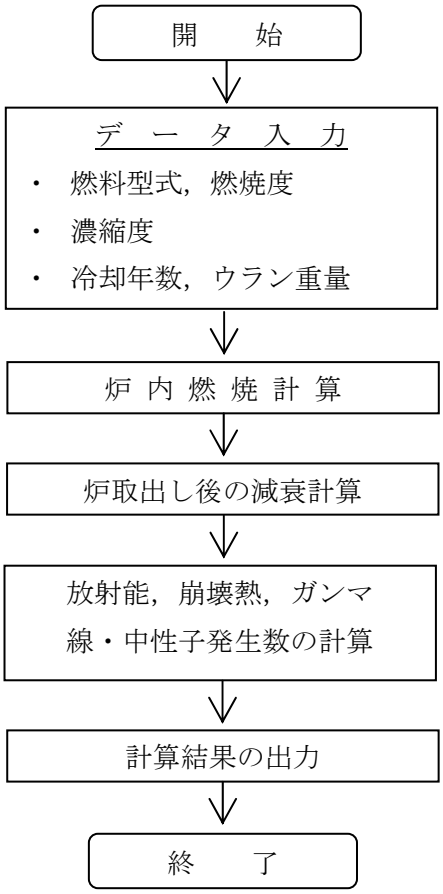


図 3.2-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

3.3. 密封機能

(1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封装置は容器本体及び蓋より構成される密封容器とこれに付属するバルブから構成される。容器本体と蓋の間，及びバルブのガスケットにはOリングが使用されている。構内用輸送容器の密封境界を図 3.3-1 に示す。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価及び除熱機能評価の結果から，構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。

(2) 評価結果

3.1 項に示したとおり，構造強度評価から蓋，蓋ボルト，胴及び底板は構内輸送における荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封装置の構造健全性に問題がないことが確認されている。

また，3.2 項に示したとおり，除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は 115℃以下であり，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

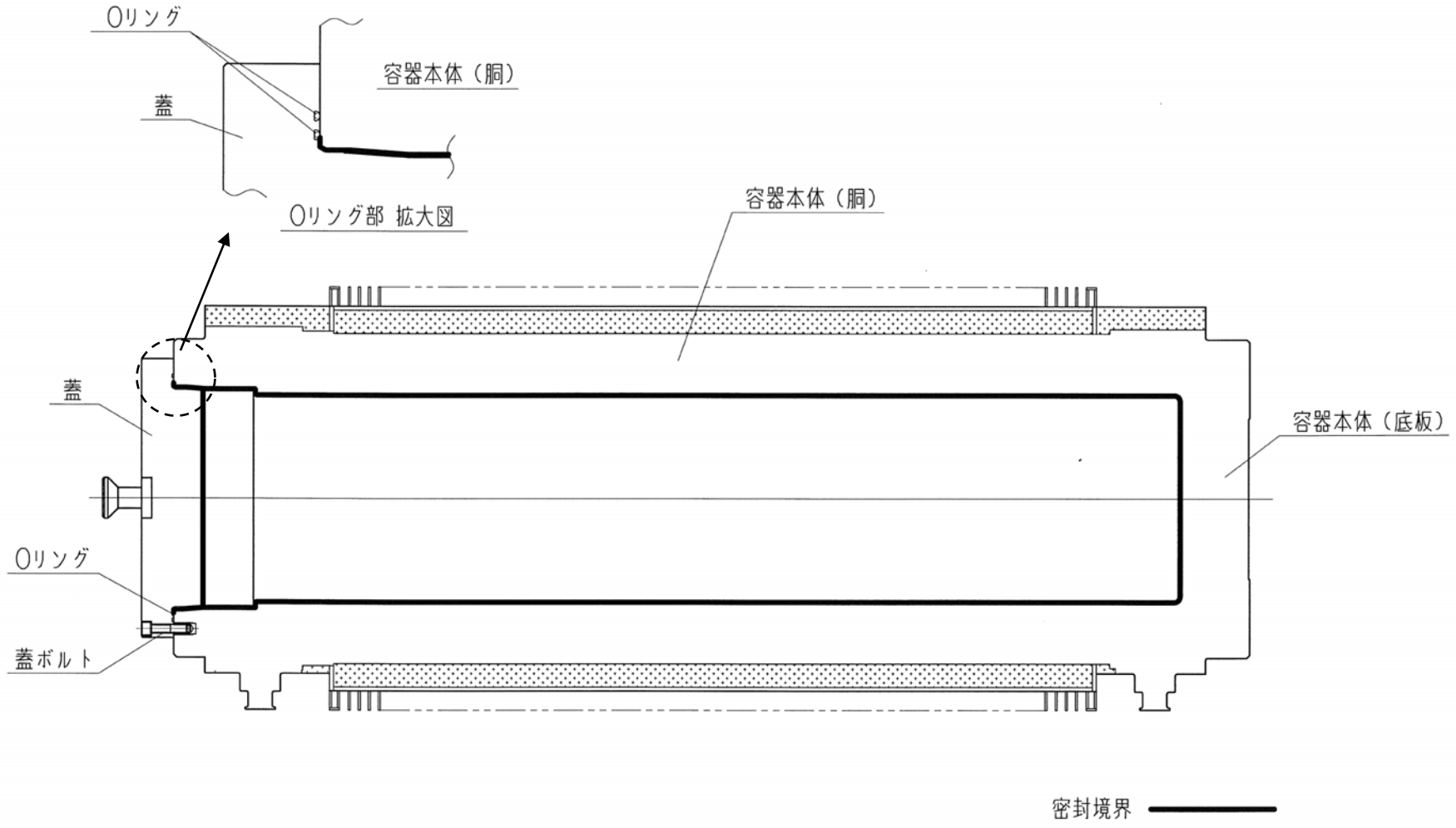


図 3.3-1 密封境界

3.4. 遮へい機能

(1) 基本的な考え方

遮へい設計にあたっては，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

b. 主要なガンマ線遮へい材は，胴，底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。

c. 主要な中性子遮へい材は，胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている評価手法を用い，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率が制限値を超えないことを評価する。

なお，表 2-2 に示したように，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されるが，構内輸送では緩衝体がない状態で運用することから，再評価を実施する。ただし，緩衝体がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし，既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.4-1 に示す。

表 3.4-1 設計基準

（単位：μSv/h）

	設計基準
構内用輸送容器　表面	2000 以下
構内用輸送容器　表面から１ｍ	100 以下

(3) 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 遮へい厚さ

（単位：mm）

	炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側部 方向	307	—	115
頭部軸方向	—	305	—
底部軸方向	338	—	—

2) 線源条件

表 2-2 に示すように，構内輸送においては 9×9 燃料を収納する場合が，最も放射能強度が大きく，遮へい上厳しい線源条件となる。なお，遮へい機能の評価においては，既存評価の燃料の線源条件で評価する。

構内用輸送容器の収納物の線源条件を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 線源条件

項目		線源条件
平均燃焼度	(MWd/t)	50,000
冷却期間	(日)	820
収納体数	(体)	22
放射能強度	(Bq)	2.04×10^{17}

3) 線源強度及びエネルギー

a. ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 3.4-4 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 3.4-5 に示す。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

σ ：2200m/s の中性子による（^{59}Co）の(n, γ)反応断面積(cm^2)

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表3.4-4　ガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

エネルギー群　数	平均エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/s)
1	0.01	5.449×10^{16}
2	0.025	1.247×10^{16}
3	0.0375	1.258×10^{16}
4	0.0575	1.118×10^{16}
5	0.085	7.725×10^{15}
6	0.125	8.303×10^{15}
7	0.225	6.758×10^{15}
8	0.375	3.839×10^{15}
9	0.575	6.581×10^{16}
10	0.85	2.387×10^{16}
11	1.25	3.830×10^{15}
12	1.75	2.132×10^{14}
13	2.25	1.937×10^{14}
14	2.75	5.750×10^{12}
15	3.5	7.341×10^{11}
16	5.0	5.153×10^{8}
17	7.0	5.943×10^{7}
18	9.5	6.828×10^{6}
合　計		2.113×10^{17}

表 3.4-5　構造材の放射化によるガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

	^{60}Co 線源強度(Bq)
ハンドル部	3.52×10^{12}
上部グリッド部	4.70×10^{13}
上部プレナム部	2.62×10^{14}
下部タイプレート部	9.59×10^{13}

b. 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 3.4-6 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルを表 3.4-7 に示す。

表 3.4-6　中性子線源強度　（輸送容器１基あたり）

		中性子線源強度(n/s)
１次中性子源	自発核分裂によるもの	1.177×10^{10}
	（α，n）反応によるもの	1.489×10^{8}
	合計	1.192×10^{10}
増倍効果を考慮した全中性子線源強度		2.785×10^{10}

表3.4-7　中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー（eV）	スペクトル
1	1.492×10^{7}	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^{7}	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^{7}	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^{6}	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^{6}	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^{6}	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^{6}	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^{6}	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^{6}	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^{6}	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^{6}	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^{6}	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{5}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{5}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{3}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{2}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{2}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{1}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{1}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{0}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{0}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

(4)　評価方法

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共にDOT3.5コードを用いて計算し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

遮へい解析モデルを図3.4-1～図3.4-3に示す。解析モデルは，構内用輸送容器の実形状を考慮した上で，構内用輸送容器の底部トラニオン周辺について中性子遮へい材の遮へい厚さが水位方向とトラニオン方向で異なることから，頭部方向，底部水位方向及び底部トラニオン方向に分けてモデル化する。

ライブラリとしては，DLC-23/CASKデータを用い，線量当量率への変換はICRP Publ.74に従う。

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

・ 胴内での燃料の軸方向の移動を考慮し,安全側に頭部方向評価モデルでは蓋方向に,底部方向評価モデルでは底方向に移動したモデルとする。
・胴内水温度は，収納物の崩壊熱量25kWにおける水温（127℃）より高い150℃に設定する。
・胴内水位は，安全側に水の膨張を考慮しない場合の水位とする。
・バスケットの最外周部は，遮へい体として考慮し，他の部分については，水没部は燃料領域に均質化し，非水没部はボイドに置換え，均質化領域から除外する。
・フィンは，空気に置換え，距離のみ考慮する。
・チャンネルボックスはボイドに置換え，均質化領域から除外する。
・各部寸法はすべてノミナル値とし，公差は密度係数として考慮する。

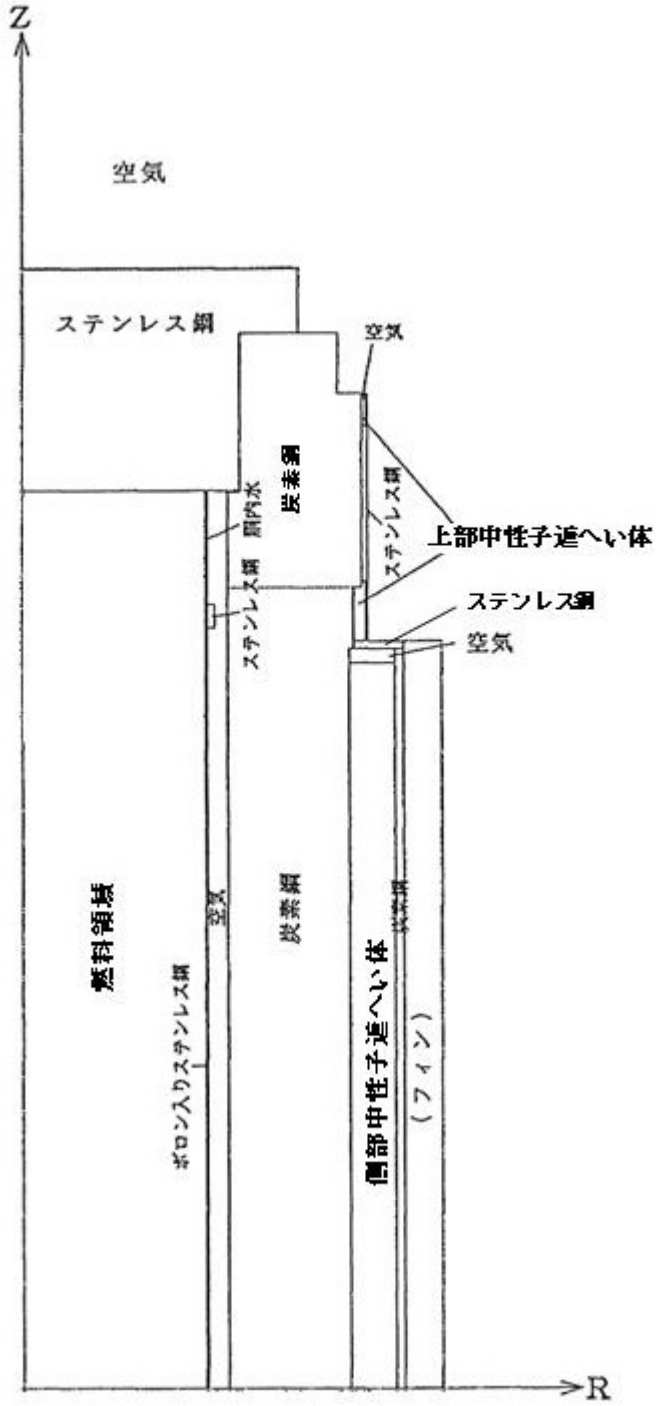


図 3.4-1 遮へい解析モデル（頭部方向）

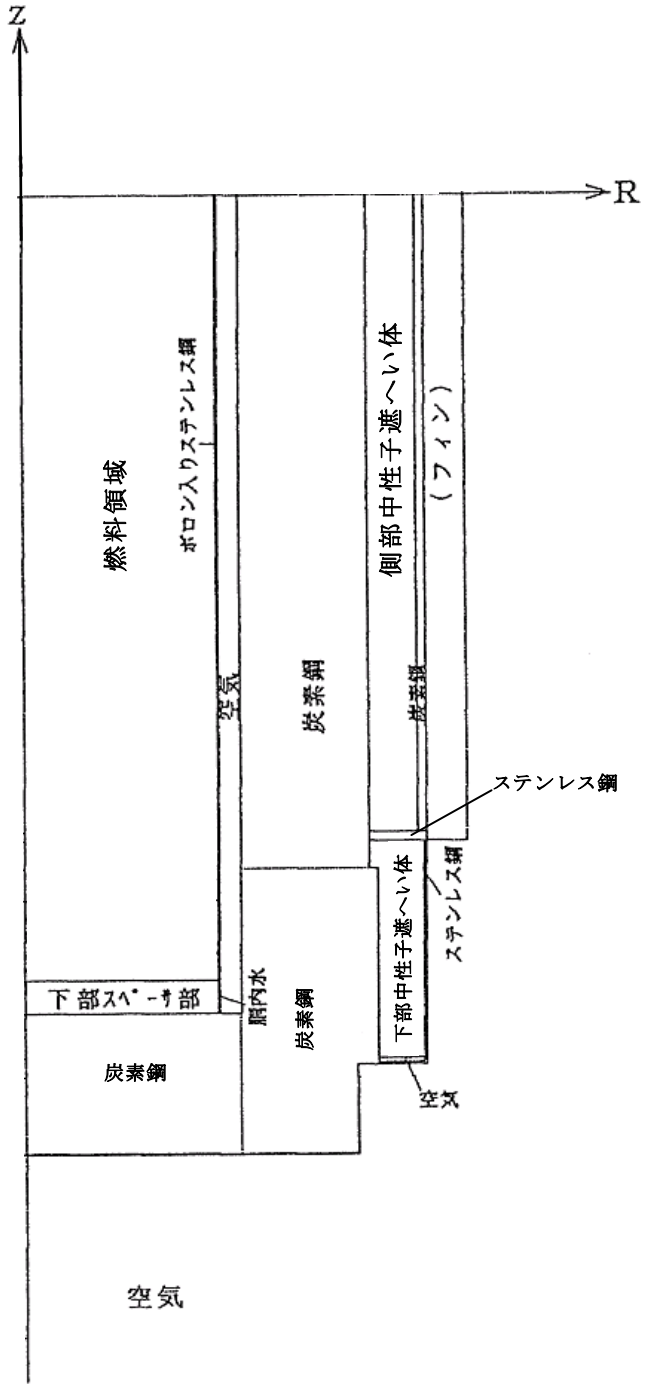


図 3.4-2 遮へい解析モデル（底部水位方向）

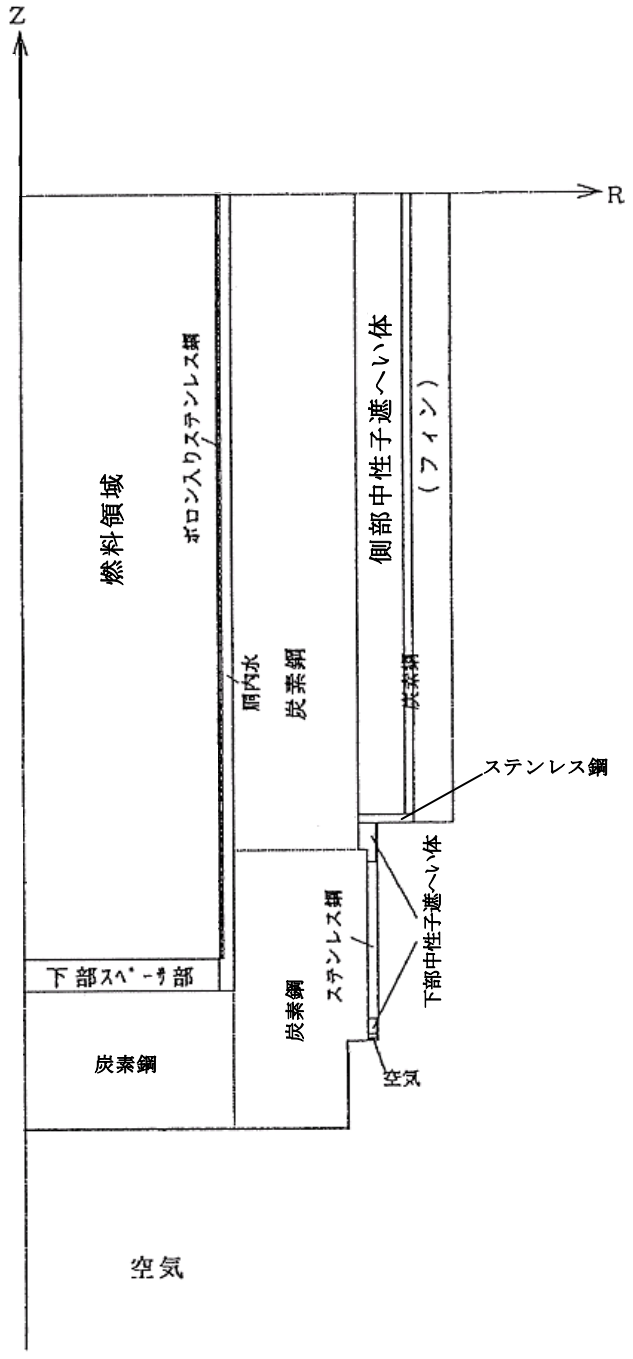


図 3.4-3 遮へい解析モデル（底部トラニオン方向）

(5)　評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 3.4-4 に，評価結果を表 3.4-8 に示す。なお，評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

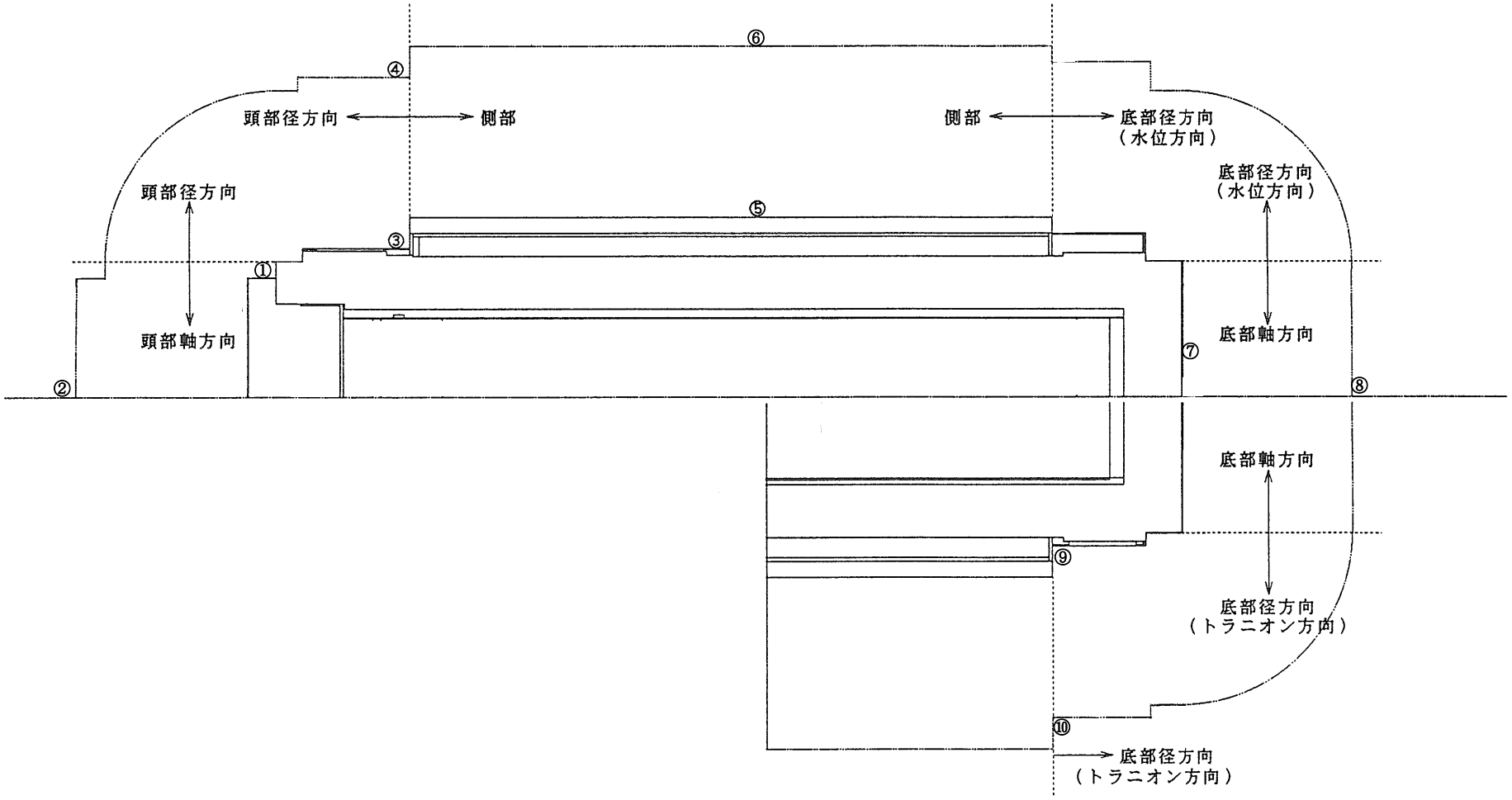


図3.4-4　　線量当量率評価位置

表3.4-8　最大線量当量率の計算結果

（単位：μSv/h）

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1628.2	416.3	225.0	137.2	631.2
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から1ｍ	計算結果	72.1	45.1	84.2	39.8	50.1
	設計基準値	100				

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.4-5 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL，“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”，CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”，1989 年 8 月

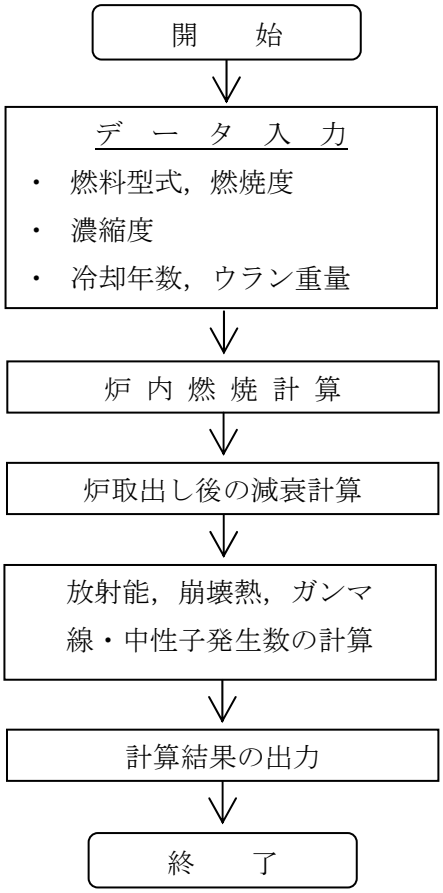


図 3.4-5　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.4-6 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

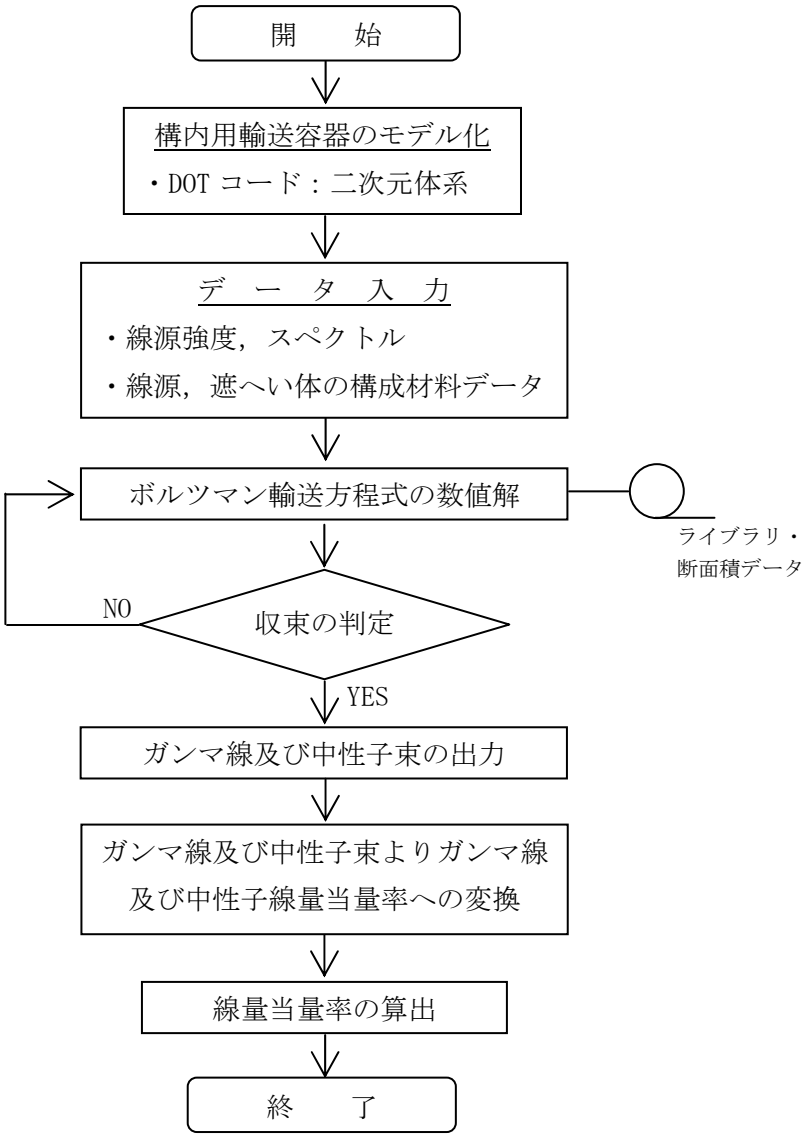


図 3.4-6　DOT コードの解析フロー図

3.5.　臨界防止機能

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，表 2-2 に示したとおり，構内用輸送容器に収納する燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（4.19wt%）に包絡されるため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2)　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。また，臨界解析モデルを図 3.5-1 及び図 3.5-2 に示す。

・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。

・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値(初期濃縮度)とする。

・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが，中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し，安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。

・燃料が構内用輸送容器の中心寄りに配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。

・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。

・チャンネルボックスを水に置換える。

・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし，上・下部タイプレート部などを水に置換える。

・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。

・中性子遮へい体及びフィンは無いものとする。

・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

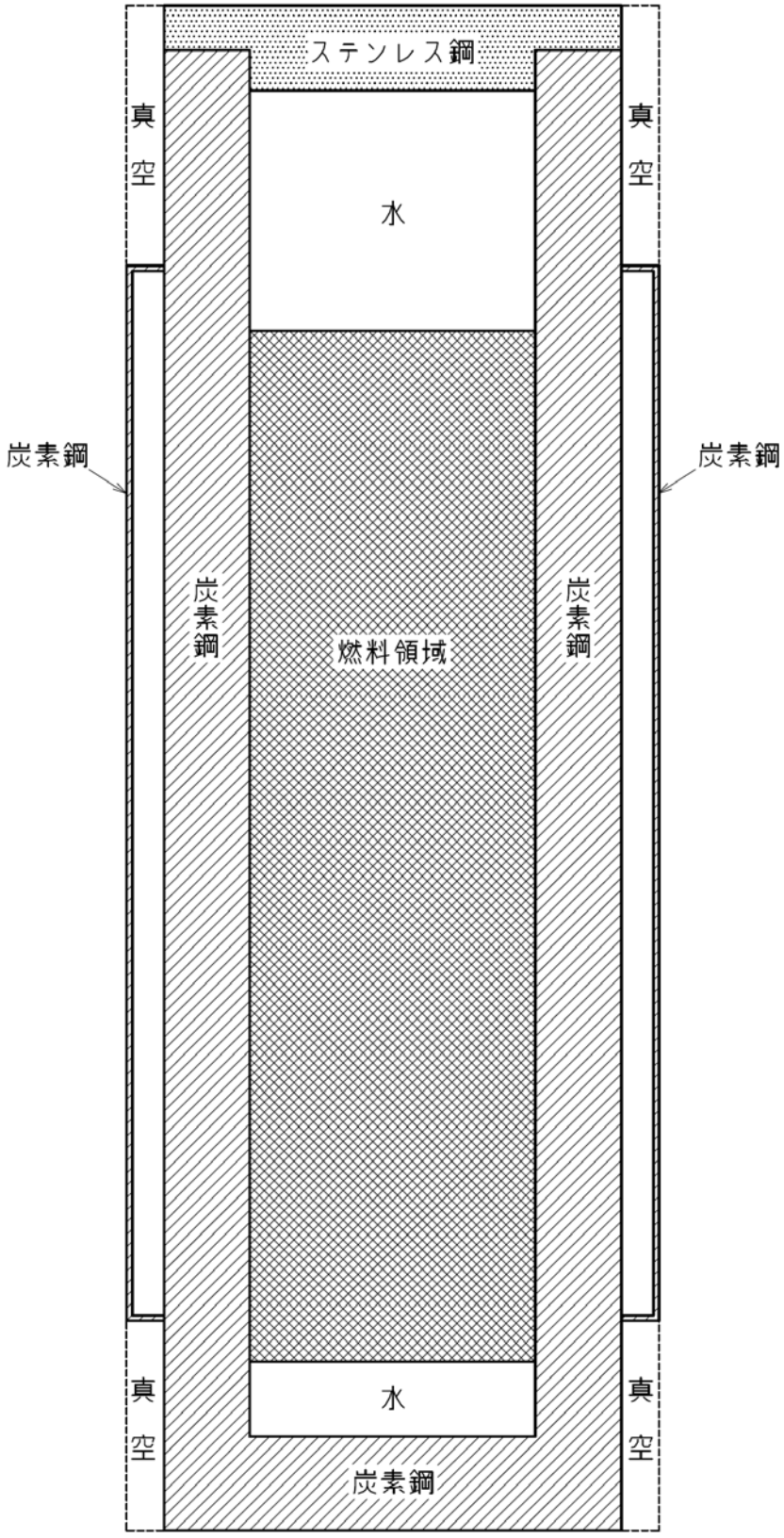
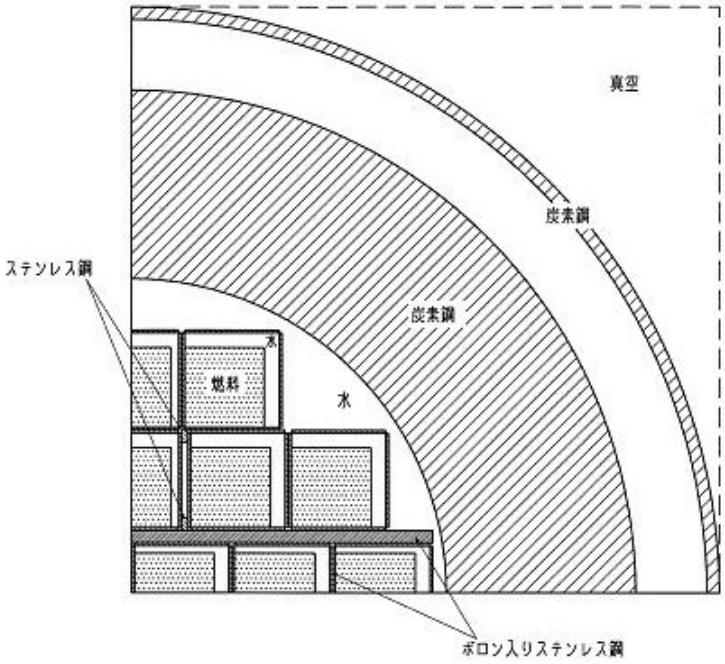
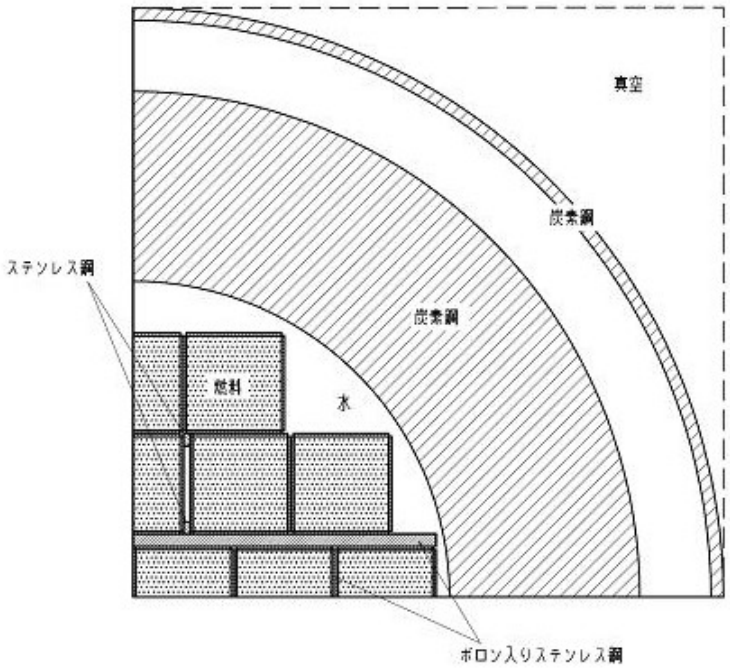


図 3.5-1　臨界解析モデル（縦断面図）



燃料棒ピッチの変化のない領域



燃料棒ピッチの変化のある領域

図 3.5-2　臨界解析モデル（燃料領域部横断面図）

(4)　評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は,燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

(5)　評価結果

評価結果を表 3.5-1 に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 3.5-1 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.91*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 3.5-3 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

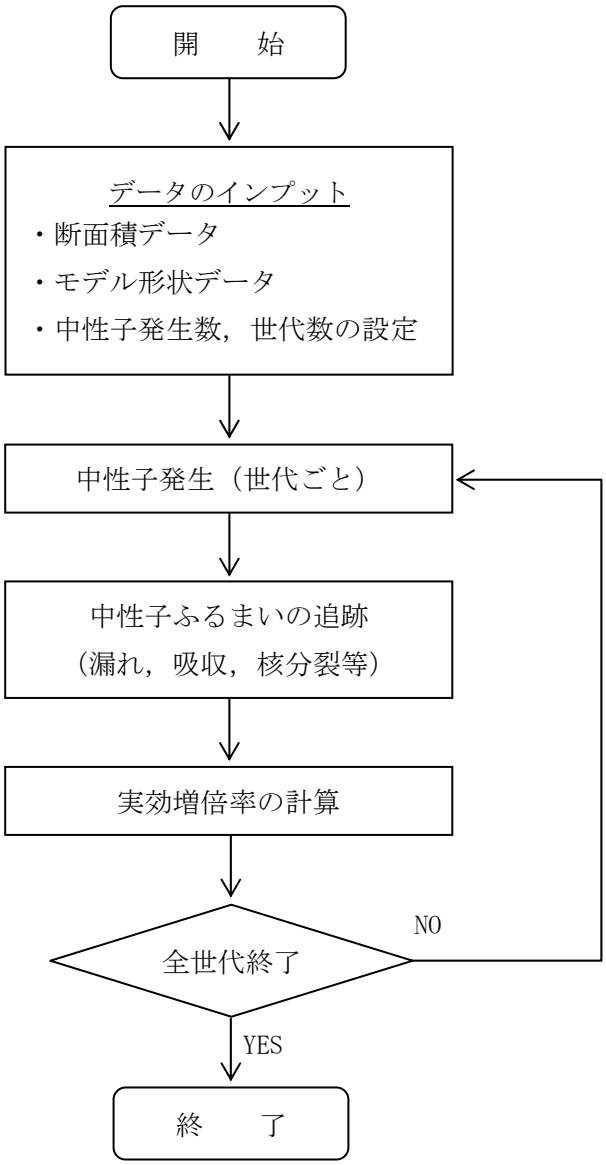


図 3.5-3　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

4.　構内用輸送容器の落下

4.1.　原因

構内用輸送容器の取り扱い中に，何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

4.2.　発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために，次のような設計及び運転上の対策を講じる。

（１）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。
（２）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。
（３）クレーン主巻フックと吊具，吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。
（４）取付け作業後の取付け状態を確認し，外れ止めを取り付ける。
（５）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。
（６）作業手順書を整備し，作業員への教育周知を行う。
（７）有資格者による設備操作，作業管理を行う体制とする。

4.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.3.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し，構内用輸送容器が落下して，構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。

b. 落下による燃料集合体の破損体数は，構内用輸送容器の収納体数 22 体とする。

(2)　評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，表 2-2 に記載のとおり燃焼度 50,000MWd/t の 9×9 燃料集合体について行う。

b. 燃料集合体の冷却期間は表 2-2 に記載のとおり 820 日とする。
なお，表 2-2 に記載のとおり，4 号機に貯蔵中の燃料集合体の冷却期間は最短で 1035 日である。

c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30%とする。

d. 放出された希ガスは，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。

e. 放出されたよう素は，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし，構内

用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3) 評価結果

上記の評価条件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 4.1 の通りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス	約 4.5×10^{14}Bq
よう素	約 2.0×10^{9}Bq

4.3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお，相対濃度（χ／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-5}s/m^3 を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-19}Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は，次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。

よう素の内部被ばくによる実効線量H_I（Sv）は，(4.1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (4.1)$$

ここで，

R ：呼吸率（m^3/s）「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）

H ：よう素(Ｉ-129)を 1Bq 吸入した場合の実効線量は ICRP Publ.72 の値を用いる。
（小児：2.0×10^{-7}Sv/Bq，成人：9.6×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　　：相対濃度（s/m^3）
Q_I　　：よう素の大気放出量（Bq）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ（Sv）は，(4.2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdots\cdots (4.2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）
D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）
Q_K　　：希ガスの大気放出量（Bq）
E_γ　　：γ線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.0022MeV)

また，希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量H_β（Sv）は，(4.3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_K \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (4.3)$$

ここで，

χ／Q　　：相対濃度（s/m^3）
Q_K　　：希ガスの大気放出量（Bq）
E_β　　：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)
W_{TS}　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。

表 4.2　構内用輸送容器の落下時の実効線量

	小児	成人
よう素のγ線による実効線量	約 1.2×10^{-3}mSv	約 2.2×10^{-3}mSv
希ガスのγ線による実効線量	約 6.7×10^{-4}mSv	約 6.7×10^{-4}mSv
希ガスのβ線による実効線量	約 2.4×10^{-3}mSv	約 2.4×10^{-3}mSv
実効線量（合計）	約 4.3×10^{-3}mSv	約 5.3×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1.　３号機の構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度

1.1.　構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は,福島第一原子力発電所３号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下,「燃料」という。）の共用プールへの輸送に使用する。

これまで，３号機から共用プールへの燃料輸送には，NFT-22B 型容器を使用してきたが，３号機に新設するクレーン（定格荷重：50ton）では NFT-22B 型容器（総重量：約 91ton）を取扱えないことから，新たに設計・製造する容器である。

1.1.1.　構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。構内用輸送容器の概要図を図1-1-1に示す。

（１）容器本体

容器本体は胴，底板，中性子遮へい体，外筒で構成される。低合金鋼の胴及び底板と蓋で放射性物質を閉じ込める耐圧バウンダリを構成する。

また，主に胴及び底板の低合金鋼がガンマ線遮へい機能を有し，胴と外筒の間および底板の底部に配置されたレジンが中性子遮へい機能を有する。

（２）蓋

蓋は一次蓋及び二次蓋で構成する。

一次蓋はステンレス鋼であり，複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。一次蓋にはゴム製のＯリングを設け容器本体フランジ面との密封性を確保する構造となっている。一次蓋のステンレス鋼がガンマ線遮へい機能を有する。

二次蓋もステンレス鋼であり，一次蓋の上から複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。二次蓋にもゴム製のＯリングを設け，容器本体フランジ面との密封性を確保できる構造となっている。

（３）バスケット

バスケットは容器内において燃料集合体を所定の位置に保持するための構造物である。また，未臨界確保のためバスケットにボロン添加ステンレス鋼を使用し，バスケット外周にボロン添加アルミニウム合金板を設置している。

燃料集合体はバスケット内に装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（小）に収

納する。

（4）トラニオン

トラニオンは容器のクレーンでの取扱い（吊上げ）及び，構内輸送時の固縛のために容器上部及び下部にボルトで取付ける。

取扱い時（縦姿勢）は容器と吊具との接続を二重化して落下を防止するために，上部トラニオンは二対（4 個）設ける。

構内輸送時（横姿勢）では上部トラニオンと下部トラニオンで架台等に固定するため，下部トラニオンは一対（2 個）設ける。

1.1.2.　設備仕様

1.1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1-1に示す。

表 1-1-1　構内用輸送容器の仕様

項目	数値等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 46.3
全長（m）	約 5.6
外径（m）	約 1.4
収納体数（体）	7
基数（基）	2※1

※１：バスケット（7体収納）は3個有する

1.1.2.2.　構内用輸送容器に収納する燃料仕様

1.1.1.(3)に記載のとおり，バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（小）（内寸153㎜）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は，３号機使用済燃料プールに貯蔵されている表1-1-2に示す燃料とする。

なお，3 号機使用済燃料プールには瓦礫等が落下しており，燃料が破損している可能性があることから，破損燃料については燃料の破損状態に応じて別途検討する。

また，燃料の健全性確認及び取り扱いについては燃料取り出し開始までに，「添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」で説明する。

表1-1-2　3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

	使用済燃料				新燃料
燃料タイプ	8×8燃料	新型8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	高燃焼度 8×8燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	－
最短冷却日数(日)※2	10,642	6,488	2,738	1,716	－

※２：平成27年3月1日時点での冷却期間

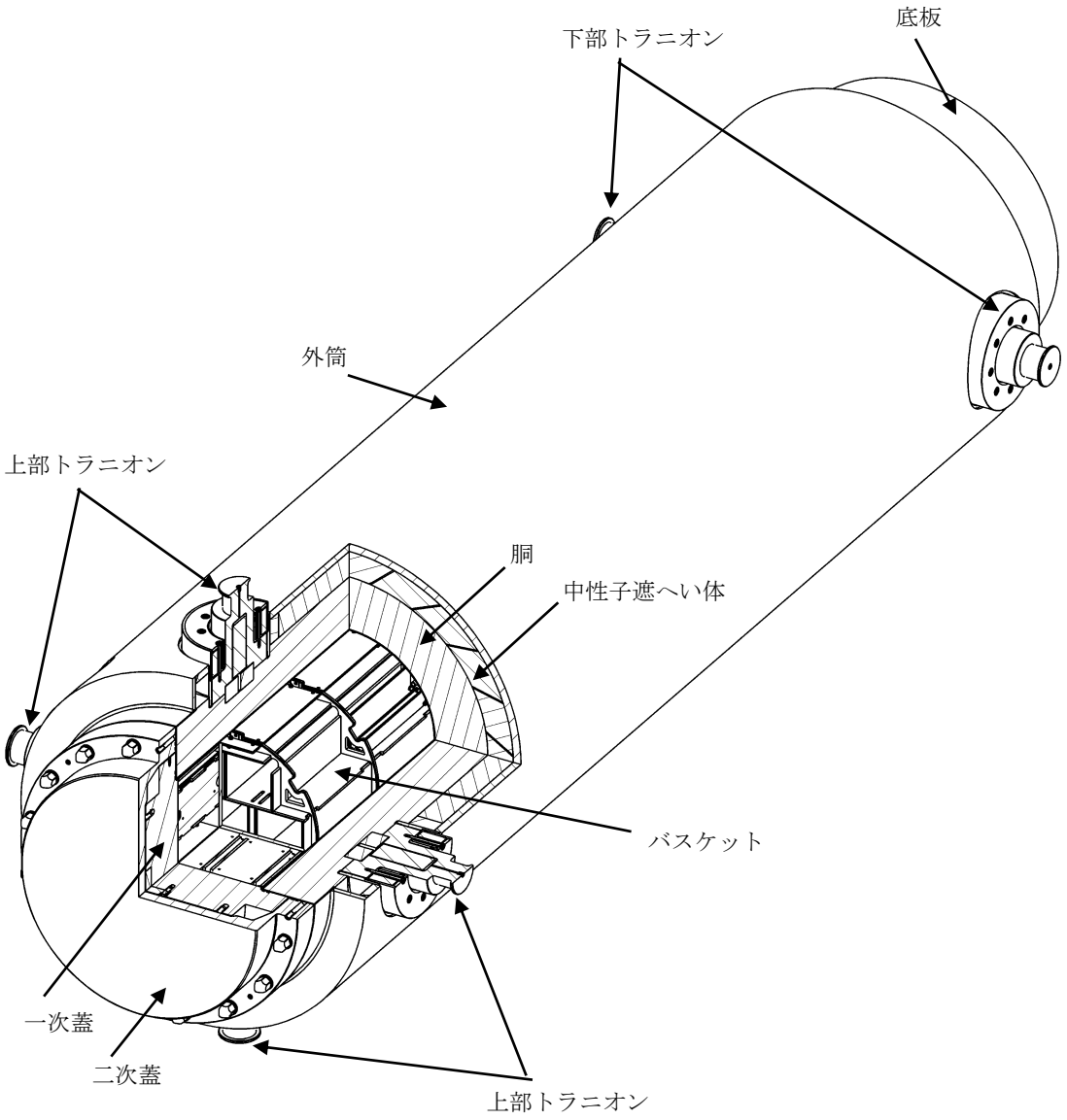


図 1-1-1 構内用輸送容器　概要図

1.2.　評価の基本方針

構内用輸送容器が本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に対する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1　構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	評価方針	備考
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃,熱等に耐え,かつ,容易に破損しない設計とする。構内用輸送容器は，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。	構内用輸送容器	構内用輸送容器の取扱手順から設計事象を抽出し，その荷重条件で発生する応力を評価する。 構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007設計・建設規格を準用する。	
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように,使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管 構内用輸送容器	収納する燃料から発生する最大崩壊熱量で容器各部及び燃料の温度を評価する。	
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し,放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう,使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において,容器密封部の健全性が維持されることを評価する。	
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため,使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	収納する燃料から発生する線源強度で容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を評価する。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	収納する燃料の濃縮度等の条件を保守的に設定して実効増倍率を評価する。	

1.3. 構造強度評価

1.3.1. 基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度の評価部位は，安全上重要な部位として容器本体（胴及び底板），蓋，バスケット及び支持機能を有するトラニオンとする。

構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007 設計・建設規格（以下，「設計・建設規格」という。）を準用する。各評価対象部位の適用基準・規格を表 1-3-1 に示す。

表 1-3-1　構造強度に係る適用基準・規格

評価対象 部位	設計・建設規格 機器区分	構造強度 評価方法	考え方
容器本体，蓋	クラス３容器	クラス１容器の規定を準用	容器本体及び蓋は設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義より，クラス３容器に区分されると考えられる。 圧力荷重についてはクラス３容器における規格計算式で評価することができるが，熱荷重や取扱時の衝撃荷重等の各種の負荷荷重が発生することから，これらの荷重については，応力解析によって発生応力を求めて評価する必要がある。 したがって，構造強度評価手法は，同様な「解析による設計」の考え方が採用されているクラス１容器を準用する。
バスケット	ノンクラス	炉心支持構造物の規定を準用	バスケットは設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義に該当しないと考えられる。 しかし，容器内において燃料を支持する部材であるため，構造強度評価手法は，炉心支持構造物を準用する。
トラニオン	クラス３支持構造物	クラス１支持構造物の規定を準用	トラニオンは容器をクレーンで取扱うための部位であり，輸送時は容器を支持することから，設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義より，クラス３支持構造物に区分されると考えられる。 しかし，容器本体との整合を取り，構造強度評価手法はクラス１支持構造物を準用する。

1.3.2.　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図 1-3-1 に示すハンドリングフローに基づき，構内用輸送容器の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 1-3-2 に示す。

1）設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには取扱い時の吊上げによる応力，及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

2）設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台への衝突（取扱いモード No.3），搬送架台への衝突（取扱いモード No.7），転倒防止台座への衝突（取扱いモード No.9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード No.10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台への衝突（取扱いモード No.3），搬送架台への衝突（取扱いモード No.7），転倒防止台座への衝突（取扱いモード No.9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード No.10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには，輸送架台への衝突（取扱いモード No.3）及び搬送架台への衝突（取扱いモード No.7）の加速度における荷重がかかり，応力が発生する。

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤ及び吊具の二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

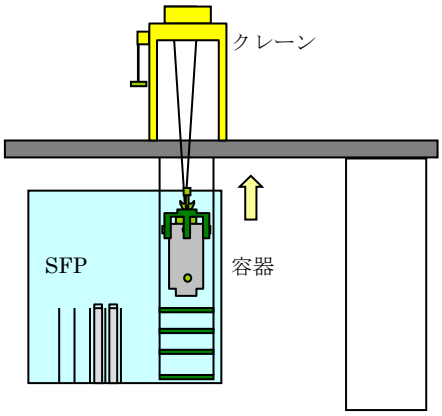
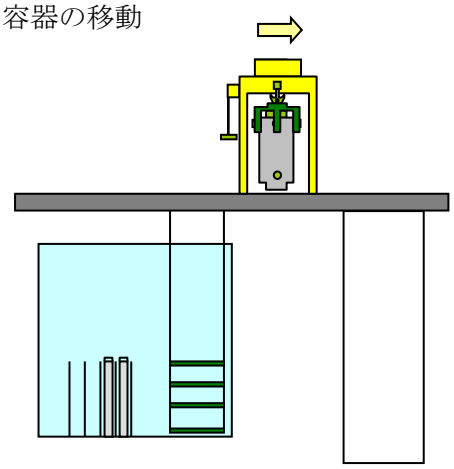
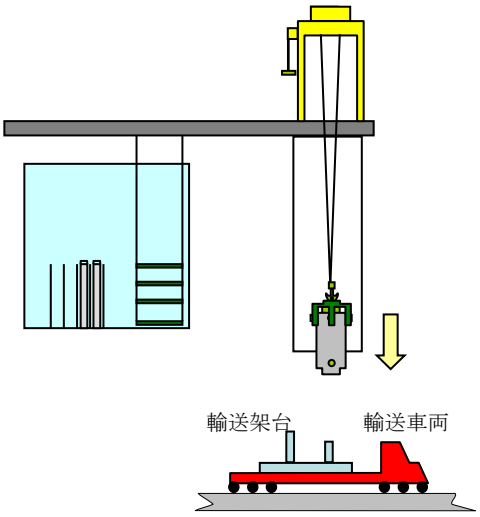
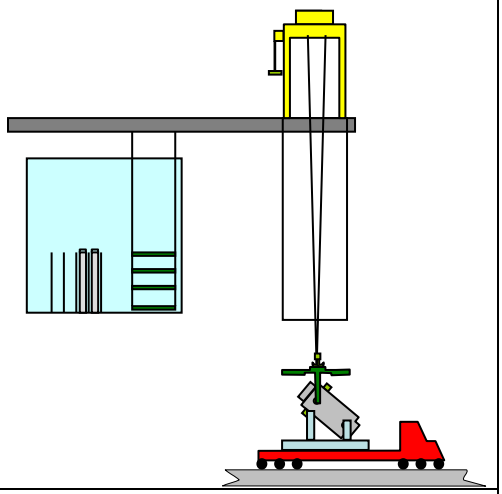
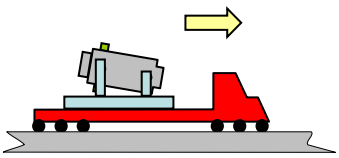
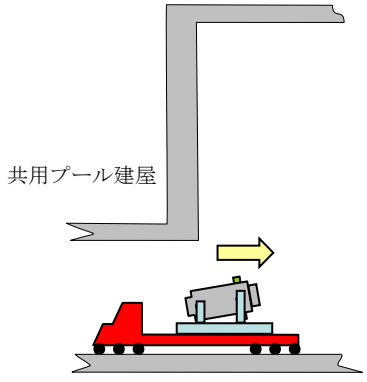
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード</th><th>No.</th><th>取扱いモード</th></tr>
<tr><td>1</td><td>プールからの容器の吊上げ
 
</td><td>2</td><td>容器の移動
  </td></tr>
<tr><td>3</td><td>容器の吊下し
 
</td><td>4</td><td>輸送車両への積載
  </td></tr>
<tr><td>5</td><td>構内輸送（３号機→共用プール）
  </td><td>6</td><td>共用プール建屋への搬入
 
</td></tr>
</table>

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

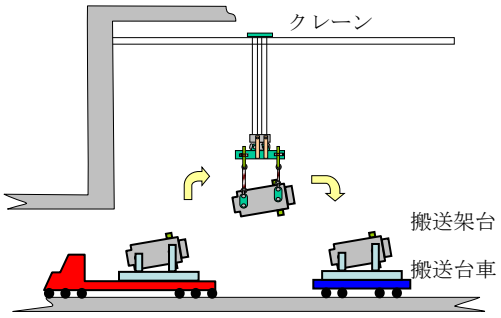
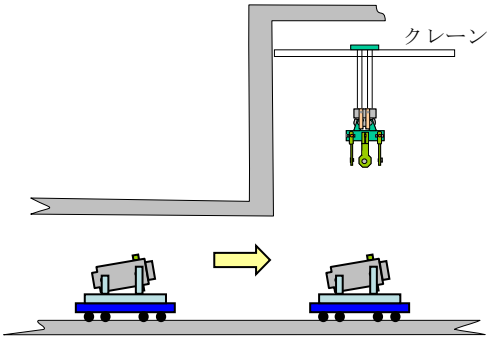
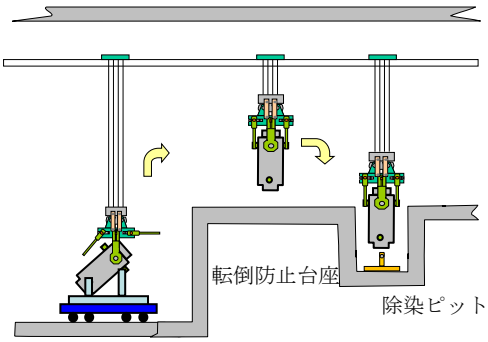
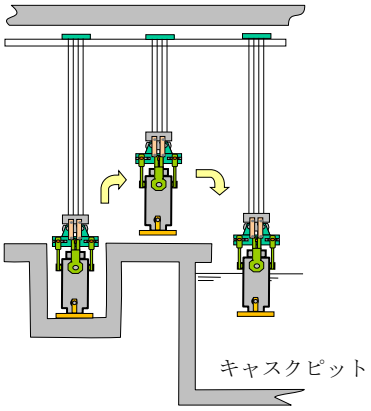
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
7	搬送台車への積載 	8	キャスク取扱室への移動 
9	除染ピットへの移動 	10	キャスクピットへの移動 

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 1-3-2　設計事象の抽出（1/2）

起因事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用輸送容器の落下	輸送車両取扱い時の落下（No. 5）	固定ボルトの取付け不良	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 容器は輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 容器は輸送車両で徐行して輸送 ● 輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限	×		×
	搬送台車取扱い時の落下（No. 8）	固定ボルトの取付け不良	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 容器は搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有している	×		×
	クレーン取扱時の落下（No. 1, 2, 3, 4, 7, 9, 10）	吊具の取付け不良（３号機）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の ITV による目視確認 ● 取付け状態の吊具アーム部のリミットスイッチによる確認 ● 地切り後の ITV による取付け状態の確認，クレーンの荷重確認	×		×
		吊具の取付け不良（共用プール）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の作業員による確認	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断（３号機）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ，吊具点検	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断（共用プール）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ，吊具点検	×		×

表 1-3-2　設計事象の抽出（2/2）

起因事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用輸送容器の衝突	クレーン移動時（走行，横行）の衝突 (No. 2, 7, 9, 10)	ブレーキの故障（３号機）	以下の対策，設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● ＩＴＶにより移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤（シーケンサ、インバータ等）による停止機能の作動	×		×
		ブレーキの故障（共用プール）	以下の対策，設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤（シーケンサ、インバータ等）による停止機能の作動	×		×
		操作員の誤操作（３号機）	以下の対策，設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● ＩＴＶにより移動経路に障害物がないことの確認	×		×
		操作員の誤操作（共用プール）	以下の対策，設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り） (No. 3, 4, 9, 10)	ブレーキの故障	以下の対策，設計により容器の輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座，キャスクピットに衝突する場合を，設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り） (No. 7)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の搬送架台へ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，容器は巻下げ速度で搬送架台に衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，容器が搬送架台に衝突する場合を，設計事象として抽出。	○

1.3.3.　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する荷重を評価する。

1）内圧

内圧は，除熱評価結果から設定した容器内部水の温度（℃）から，下記の通り設定した。

① 容器内部水及び気体の熱膨張を考慮した場合の内圧

(a) 容器本体及び一次蓋の内圧

容器本体及び一次蓋の内圧は 0.6（MPa）とする。

(b) 二次蓋の内圧

二次蓋の内圧は 0.45（MPa）とする。

② 容器内部水及び気体の熱膨張に加えて，燃料破損による燃料棒内のガス放出を考慮した場合の内圧（最高使用圧力）

(a) 容器本体及び一次蓋の最高使用圧力

容器本体及び一次蓋の最高使用圧力は 2.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の最高使用圧力

二次蓋の最高使用圧力は 1.4（MPa）とする。

③ 試験時圧力

(a) 容器本体及び一次蓋の試験時圧力

容器本体及び一次蓋の試験時圧力は 3.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の試験時圧力

二次蓋の試験時圧力は 2.1（MPa）とする。

2）熱荷重

構内用輸送容器に発生する熱応力は除熱評価結果より得られた温度分布を用いて評価する。

3）設計事象Ⅰの加速度

取扱い時及び構内輸送時の加速度

①取扱い時（吊上げ時）

構内用輸送容器を吊り上げる際に発生する加速度は以下のとおり。なお，吊上げ時の姿勢は縦姿勢である。

・容器軸方向加速度：1.32（G）

②構内輸送時

構内用輸送容器を構内輸送する際に発生する加速度は以下のとおり。なお，構内輸送時の姿勢は横姿勢である。

・前後方向加速度：2.0（G）

・上方向加速度：2.0（G）
・下方向加速度：3.0（G）（自重を考慮）
・左右方向加速度：1.0（G）

4）設計事象Ⅱの加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，搬送架台，転倒防止台座）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3）

縦姿勢で構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台後部支持脚にクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，α：衝撃加速度（G）

Ｋ：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（2.882×10^{10}N/m）

Ｖ：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

ｍ：構内用輸送容器の質量（4.63×10^{4}kg）

ｇ：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は3.25Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

②構内用輸送容器の搬送台車上の搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7）

横姿勢で構内用輸送容器を搬送台車上の搬送架台に積載する際に，構内用輸送容器が搬送台車上の搬送架台に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを搬送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：搬送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（5.738×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は4.01Gとなり，余裕をみて5.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突及びキャスクピット床面への衝突（取扱いモードNo.9，10）

縦姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速

度（0.025m/s）で衝突する場合及び，転倒防止台座を取り付けた構内用輸送容器がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（4.407×10^{11}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は8.93Gとなり，余裕をみて9.0Gを評価加速度とする。

5) 各設計事象における荷重条件

構内用輸送容器の各設計事象における荷重条件を表 1-3-3～表 1-3-5 に示す。なお，構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(1/2)

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
設計条件	設計時	－	最高使用圧力：2.0MPa (二次蓋は 1.4MPa) ボルト初期締付け力 以下の荷重のうち最大となるもの ・構内輸送時荷重 ・吊上げ時荷重 ・搬送架台への衝突時荷重 ・転倒防止台座への衝突時荷重
I	構内輸送時	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は 0.45MPa) ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重
	吊上げ時	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は 0.45MPa) ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向：1.32G （自重を考慮） 熱荷重

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(2/2)

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
Ⅱ	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）	－	内圧：0.6MPa （二次蓋は0.45MPa） ボルト初期締付け力 搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G （自重を考慮） 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.9） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.10）	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	内圧：0.6MPa （二次蓋は0.45MPa） ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：9.0G （自重を考慮） 熱荷重
試験状態	試験時	－	試験時圧力：3.0MPa （二次蓋は2.1MPa） ボルト初期締付け力

表 1-3-4　荷重条件（バスケット）

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
設計条件	設計時	－	搬送架台への衝突時荷重[*1] 下方向：5.0G （自重を考慮）
Ⅰ	構内輸送時	吊上げ時	構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
Ⅱ	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）	－	搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G （自重を考慮）
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.9） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.10）	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：9.0G （自重を考慮）

*1 設計時のうち荷重条件が最も厳しいのは搬送架台への衝突荷重である

表 1-3-5　荷重条件（トラニオン）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件			
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	―	構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	吊上げ時	―	吊上げ荷重 下方向：1.32G （自重を考慮）
Ⅱ	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）*1	輸送架台への衝突時荷重 下方向：4.0G （自重を考慮）

*1 輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は２本であるのに対して，搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7）では横姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は４本である。このため，構内用輸送容器への荷重は取扱いモード No.7 の方が大きいものの，トラニオンあたりに作用する荷重は取扱いモードNo.3の方が大きくなる。以上から，設計事象としては取扱いモードNo.3が抽出される。

1.3.4.　設計基準

1）容器本体及び蓋

容器本体及び蓋は設計・建設規格 クラス 1 容器に関する規定 PVB-3000 に準じて評価を実施する。容器本体及び蓋の許容応力を表 1-3-6～表 1-3-11 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5S_m$

(c)　一次膜＋一次曲げ応力（P_L+P_b）

$P_L+P_b \leqq 1.5S_m$

(d)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）

$P_L+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq B$

(e)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq 2S_m$

(f)　ボルトの平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）

$\sigma_m+\sigma_b \leqq 3S_m$

③ 試験状態における許容応力

試験状態における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq 0.9S_y$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5(0.9S_y)$

(c)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5(0.9S_y)$

2) バスケット

バスケットは設計・建設規格 炉心支持構造物に関する規定 CSS-3000 に準じて評価を実施する。バスケットの許容応力を表 1-3-12 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_m+P_b+Q）

$P_m+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　軸圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq f_c$

3) トラニオン

トラニオン及びトラニオン取付けボルトは以下に示すとおり，設計・建設規格 クラス 1 支持構造物に関する規定 SSB-3000 に準じて評価を実施する。

設計事象Ⅰ，Ⅱにおけるトラニオン及びトラニオン取付けボルトの許容応力を表 1-3-13，表 1-3-14 に示す。

①トラニオンの一次応力の許容応力

一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　引張応力（σ_t）

$\sigma_t \leqq f_t$

(b)　せん断応力（σ_s）

$\sigma_s \leqq f_s$

(c)　圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq f_c$

(d)　曲げ応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq f_b$

(e)　組合せ応力（σ_T）

$\sigma_T \leqq f_t$

② トラニオンの一次＋二次応力の許容応力

一次＋二次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　引張応力及び圧縮応力（σ_t）

$\sigma_t \leqq 3f_t$

(b)　せん断応力（σ_s）

$\sigma_s \leqq 3f_s$

(c)　曲げ応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq 3f_b$

③ トラニオン取付けボルトの許容応力

応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　引張応力（σ_t）

$\sigma_t \leqq f_t$

表 1-3-6　胴及び底板の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	123	
	一次局部膜応力	P_L	184	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	184	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	369	
	平均せん断応力	τ	73	
	平均支圧応力	σ_b	184	
	圧縮応力	σ_c	95	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	165	
	一次局部膜応力	P_L	247	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	247	

材質：　GLF1 相当材（ASTM A350M Gr. LF5 Cl.1）

設計温度：　135（℃）

表 1-3-7　一次蓋の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	153	
	一次局部膜応力	P_L	229	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	229	

材質：　SUSF304

設計温度：　100（℃）

表 1-3-8　ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	143	
	一次局部膜応力	P_L	214	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	214	

材質：　SUS304

設計温度：　135（℃）

表 1-3-9　二次蓋，二次蓋ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	155	
	一次局部膜応力	P_L	232	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	232	

材質：　SUSF304

設計温度：　95（℃）

表 1-3-10　一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	216	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	平均引張応力	σ_m	432	
	平均引張応力＋曲げ応力	$\sigma_m+\sigma_b$	648	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　135（℃）

表 1-3-11　二次蓋ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	223	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	平均引張応力	σ_m	446	
	平均引張応力＋曲げ応力	$\sigma_m + \sigma_b$	669	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　95（℃）

表 1-3-12　バスケットの許容応力

設計事象	応力分類		記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力		P_m	133	
	一次一般膜＋曲げ応力		P_m+P_b	199	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力		P_m+P_b+Q	399	
	平均せん断応力		τ	79	
	平均支圧応力		σ_b	150	
	軸圧縮応力	バスケット長手方向	σ_c	34	
		上記以外		84	

材質：　ボロン添加ステンレス鋼

設計温度：　170（℃）

表 1-3-13　トラニオンの許容応力

設計事象	応力分類		記号	許容値 [MPa]	備考
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次応力	引張応力	σ_t	394	
		せん断応力	σ_s	227	
		圧縮応力	σ_c	383	
		曲げ応力	σ_b	537	
		組合せ応力 （垂直応力とせん断応力）	σ_T	394	
	一次＋ 二次応力	引張応力及び圧縮応力	σ_t	1182	
		せん断応力	σ_s	681	
		曲げ応力	σ_b	1611	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　135（℃）

表 1-3-14　トラニオン取付けボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計事象Ⅰ，Ⅱ	引張応力	σ_t	318	

材質：　SNB23-3

設計温度：　135（℃）

1.3.5. 評価方法及び評価モデル

1.3.5.1. 容器本体及び蓋

容器本体及び蓋の主な構造部材の応力評価箇所を図 1-3-2～1-3-3 に示す。荷重条件は表 1-3-3 に示したとおりである。

1）設計条件

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 最高使用圧力，ボルト初期締付け力，機械的荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 最高使用圧力による応力

最高使用圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び，一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)は(2)式で計算する。なお，一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_x &= \frac{1.24 \cdot P \cdot r^2}{t^2} \\ \sigma_y &= \sigma_x \\ \sigma_z &= -P\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (2)$$

ここで，

P　：最高使用圧力

r　：ポートカバーOリング平均半径

二次蓋ポートカバーは締付けボルトピッチ円半径

t　：ポートカバー最小板厚

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力及びガスケット締付による平均引張応力

最高使用圧力におけるボルト荷重及びガスケット（Oリング）締付時のボルト荷重により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_{m1} &= \frac{W_{m1}}{A} \\ W_{m1} &= H + H_p\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (3)$$

ここで，

W_{m1}　：必要な最小ボルト荷重

A　：全数のボルト最小断面積

H　：フランジに加わる最高使用圧力による全荷重

H_p　：気密を十分保つために，Oリング又は継手接触面にかける圧縮

力（ゴム製Oリングのため Hp=0N）

また，ガスケット（Oリング）締付け時の平均引張応力（σ_{m2}）は(4)式で計算する。

$$\sigma_{m2}=\frac{W_{m2}}{A} \quad \cdots\cdots (4)$$

ここで，

W_{m2}　：ガスケット締付時に必要な最小ボルト荷重（ゴム製Oリングのため W_{m2}=0N）

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，構内輸送時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（τ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力（σ_b）は(5)式で計算する。

$$\sigma_b=\frac{m_b \cdot G_z}{A_b} \quad \cdots\cdots (5)$$

ここで，

m_b　：バスケットの質量

G_z　：後方向加速度

A_b　：接触面積

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

$$\sigma_c=\frac{m_c \cdot G_z}{A_c} \quad \cdots\cdots (6)$$

ここで，

m_c　：容器の質量

G_z　：後方向加速度

A_c　：胴の断面積

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，構内輸送時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7) 式で計算する。

$$\sigma_{m3}=\frac{F_s}{A_S} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (7)$$

ここで，

F_S　　：ボルト初期締付け力

A_S　　：ボルト最小断面積

(c) 構内輸送時に作用する加速度による平均引張応力

構内輸送時に作用する加速度により発生する平均引張応力（σ_{m4}）は(8)式で計算する。

$$\sigma_{m4}=\frac{mG}{A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (8)$$

ここで，

m　　：作用する質量

G　　：加速度

A　　：全数のボルト最小断面積

(d) 構内輸送時に作用する加速度による曲げ応力

構内輸送時に作用する加速度によって発生する曲げ応力（σ_b）は(9)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{1}{n} \cdot \frac{mG\ell_b}{8Z} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (9)$$

ここで，

n　　：ボルト本数

m　　：作用する質量

G　　：加速度

ℓ_b　　：ボルト長さ

Z　　：ボルトの断面係数

なお，二次蓋ポートカバーボルトには取付け構造上，曲げ応力は発生しない。

3）設計事象Ⅰ　吊上げ時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，吊上げ時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，吊上げ時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力

吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力

吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

4）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，搬送架台への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（τ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力（σ_b）は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，搬送架台への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する平均引張応力（σ_{m4}）は(8)式で計算する。

なお，一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトには，搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する曲げ応力（σ_b）は(9)式で計算する。

なお，二次蓋ポートカバーボルトには，搬送架台への衝突時に作用する加速度により曲げ応力（σ_b）は発生しない。

5）設計事象Ⅱ　転倒防止台座への衝突（縦姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，転倒防止台座への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，転倒防止台座への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力(σ_{m4})は発生しない。

(d) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

6）試験状態

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 試験時圧力，ボルト初期締付け力による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 試験時の圧力による応力

試験時圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び，一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)は(2)式で計算する。なお，一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

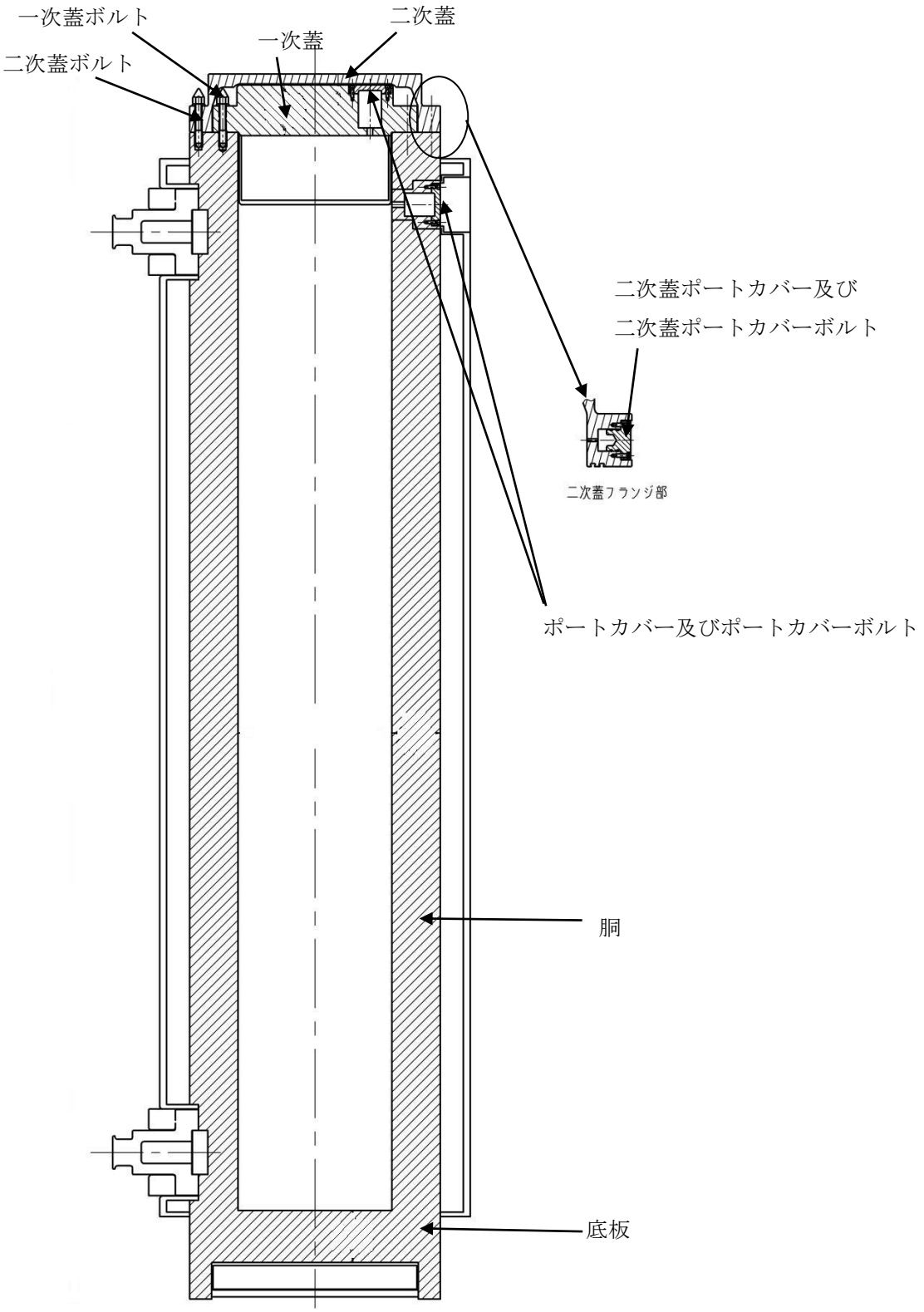


図1-3-2　容器本体及び蓋の応力評価箇所

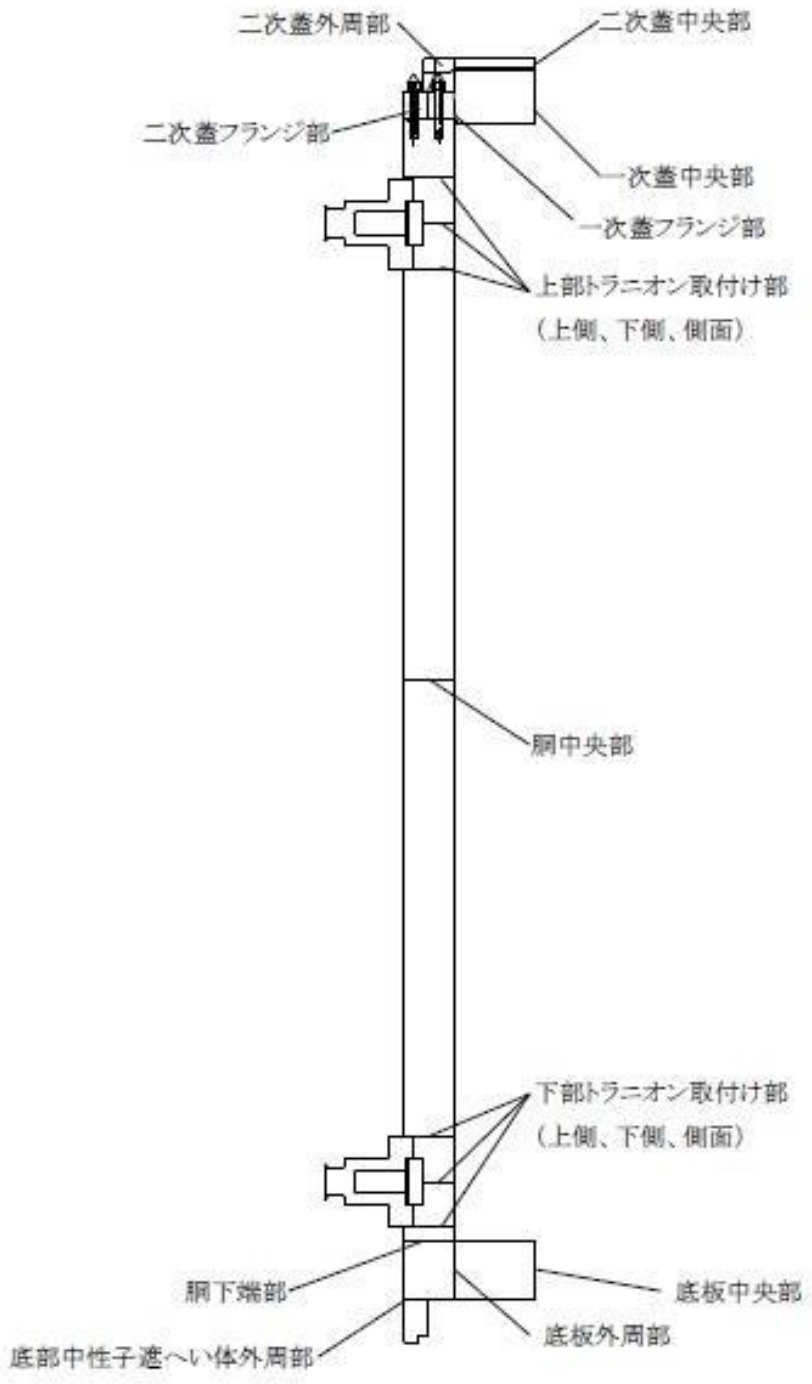


図1-3-3　容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

1.3.5.2. バスケット

バスケットの応力評価箇所を図1-3-4に示す。荷重条件は表1-3-4に示したとおりである。

1）設計条件

①一次一般膜応力

最大応力が発生する箇所は，搬送架台への衝突時の図 1-3-4 の評価点②である。評価点②の一次一般膜応力(P_m)は，(10)式で計算する。

$$P_m = \frac{m_2 G_X}{A_2} \quad \cdots\cdots (10)$$

m_2　：評価点②に作用する質量

A_2　：評価点②の断面積

G_X　：加速度

② 一次膜応力＋一次曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，搬送架台への衝突時の図 1-3-4 の評価点③である。

評価点③の一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m＋P_b)は，(11)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_3 G_X}{A_3} \\ P_b &= \frac{M_3}{Z_3} \\ M_3 &= \frac{m_3 G_X l_3}{8} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (11)$$

ここで，

m_3　：評価点③に作用する質量

G_X　：加速度

A_3　：評価点③の断面積

M_3　：評価点③に生じる曲げモーメント

Z_3　：評価点③における枠板の断面係数

l_3　：格子支持板のピッチ

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 一次＋二次応力

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(11)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点⑤(枠板の組合せ部)である。

左右方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は，(12)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_5 G_Y}{A_5} \quad \cdots\cdots (12)$$

ここで，

m_5　：評価点⑤に作用する質量

A_5　：評価点⑤の断面積

G_Y　：加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

3）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 一次＋二次応力

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(11)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

4）設計事象Ⅱ　転倒防止台座への衝突（縦姿勢）

① 一次＋二次応力

転倒防止台座への衝突時の荷重は枠板断面に均等に加わるため枠板には圧縮応力が発生する。また，熱荷重は発生しない。

転倒防止台座への衝突に発生する一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は(13)式で計算する。

$$P_m + P_b + Q = \frac{m_A G_Z}{A_A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (13)$$

ここで,

m_A　：バスケットの質量

A_A　：枠板の総断面積

G_Z　：加速度

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

平均支圧応力(σ_b)は①一次＋二次応力と同じである。

④ 軸圧縮応力

軸圧縮応力(σ_c)は①一次＋二次応力と同じである。

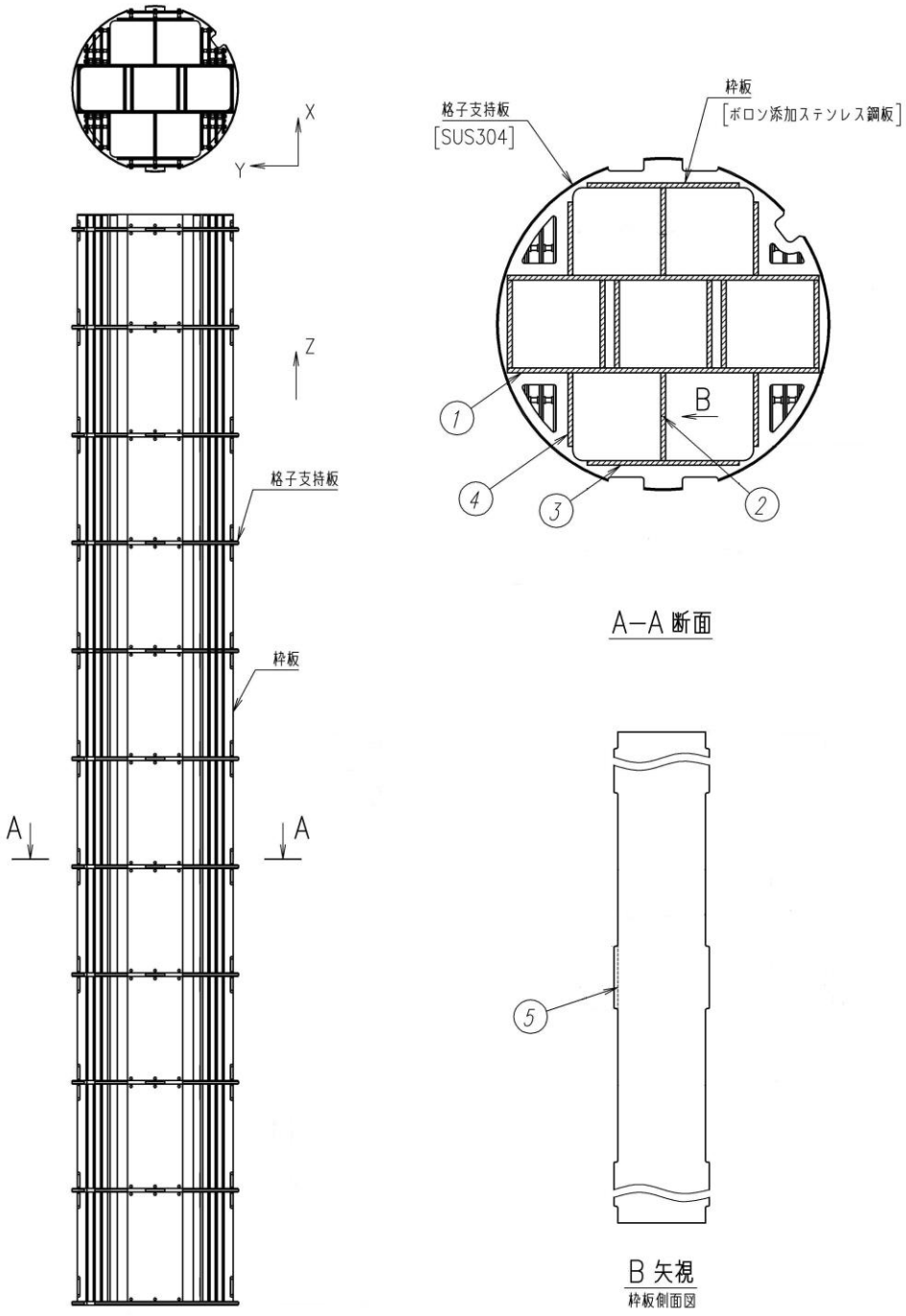


図1-3-4　バスケットの応力評価箇所

1.3.5.3. トラニオン

トラニオン応力評価箇所を図 1-3-5 に示す。荷重条件は表 1-3-5 に示したとおりである。

１）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① トラニオン

(a) せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。

前後方向加速度及び下方向加速度により発生するせん断応力（σ_s）は，(14)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_S &= \frac{F_m}{A_2} \\ F_m &= \sqrt{\left(\frac{m}{4}\cdot G_X\right)^2+\left(\frac{m}{2}\cdot G_Z\right)^2}\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (14)$$

ここで，

F_m　：構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重

m　：容器の質量

A_2　：評価点の断面積

G_X　：下方向加速度

G_Z　：前後方向加速度

(b) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。前後方向加速度及び下方向加速度により発生する曲げ応力（σ_b）は，(15)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_b &= \frac{M_2}{Z_2} \\ M_2 &= F_m \cdot L_2\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (15)$$

ここで，

M_2　：評価点に生じる曲げモーメント

Z_2　：評価点の断面係数

F_m　：構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重　(14)式のとおり

L_2　：評価点と荷重作用位置との距離

(c) 引張応力及び圧縮応力

構内輸送時は図1-3-5の上部及び下部トラニオンと輸送架台間の摩擦力により左右方向加速度による荷重を支持する。したがって引張応力と圧縮応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の評価点②である。左右方向加速度により発生する評価点②の引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は，(16)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \sigma_c = \frac{F_{m2}}{A_2}\\ F_{m2} &= \frac{m}{4}\cdot G_Y\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (16)$$

F_{m2} ：構内輸送時に上部及び下部トラニオンに作用する荷重

m ：容器の質量

A_2 ：評価点の断面積

G_Y ：左右方向加速度

(d) 組合せ応力

垂直応力(σ)とせん断応力(σ_S)との組合せ応力(σ_T)は，(17)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_T &= \sqrt{\sigma^2 + 3\cdot\sigma_S^2}\\ \sigma &= \sigma_b + \sigma_t = \sigma_b + \sigma_c\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (17)$$

ここで，

σ ：評価点における垂直応力

σ_b ：評価点における曲げ応力

σ_t，σ_c ：評価点における引張応力及び圧縮応力

σ_S ：評価点におけるせん断応力

また，圧縮応力(σ_c)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力は，(18)式で計算する。

$$\frac{|\sigma_c|}{f_c} + \frac{|{}_c\sigma_b|}{f_b} \leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_t\sigma_b| - |\sigma_c|}{f_t} \leqq 1 \quad \cdots\cdots (18)$$

ここで，$|{}_c\sigma_b| = |{}_t\sigma_b| = \sigma_b$，$|\sigma_c| = \sigma_c$である。

また，引張応力(σ_t)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力は，(19)式で計算する。

$$\frac{|\sigma_t| + |{}_t\sigma_b|}{f_t} \leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_c\sigma_b| - |\sigma_t|}{f_b} \leqq 1 \quad \cdots\cdots (19)$$

ここで，$|{}_c\sigma_b| = |{}_t\sigma_b| = \sigma_b$，$|\sigma_b| = \sigma_t$である。

(e) 一次＋二次応力

容器の熱膨張による応力は無視できるため，トラニオンに発生する一次＋二次応力は(a)せん断応力(σ_S)，(b)曲げ応力(σ_b)，(c)引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)と同じである。

② トラニオン取付けボルト

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点③である。

トラニオンにモーメント荷重及び引張荷重が作用する場合にトラニオン取付けボルトに発生する引張応力(σ_t)は，(20)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \frac{M_3}{Z_b} + \frac{1}{16}\bullet\frac{F_{m2}}{S_b}\\ M_3 &= F_m \cdot L_3\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (20)$$

ここで，

F_m　：構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重　(14)式のとおり

F_{m2}　：構内輸送時に上部及び下部トラニオンに作用する荷重

L_3　：評価点と荷重作用位置との距離

Z_b　：トラニオン取付けボルトの断面係数

S_b　：トラニオン取付けボルトの最小断面積

2）設計事象Ⅰ　吊上げ時

① トラニオン

(a) せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の上部トラニオンの評価点①である。

吊上げ荷重により発生するせん断応力(σ_S)は，(21)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_S &= \frac{F_{m3}}{A_1}\\ F_{m3} &= \frac{m}{2}\cdot G_Z\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (21)$$

ここで，

F_{m3}　：吊上げ時に上部トラニオンに作用する荷重

m　：容器の質量

A_1　：評価点の断面積

G_Z　：吊上げ加速度

(b) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の上部トラニオンの評価点①である。吊上げ荷重により発生する曲げ応力(σ_b)は，(15)式で計算する。

(c) 引張応力及び圧縮応力

吊上げ時には引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は発生しない。

(d) 組合せ応力

垂直応力(σ)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力(σ_T)は，(17)式で計算する。

(e) 一次＋二次応力

容器の熱膨張による応力は無視できるため，トラニオンに発生する一次＋二次応力は(a)せん断応力(σ_S)，(b)曲げ応力(σ_b)と同じである。

② トラニオン取付けボルト

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の上部トラニオンの評価点③である。

トラニオンにモーメント荷重が作用する場合にトラニオン取付けボルトに発生する引張応力(σ_t)は，(22)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \frac{M_3}{Z_b}\\ M_3 &= F_{m3}\cdot L_3\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (22)$$

ここで，

M_3　：評価点に生じる曲げモーメント

L_3　：評価点と荷重作用位置との距離

Z_b　：トラニオン取付けボルトの断面係数

3）設計事象Ⅱ　輸送架台への衝突

① トラニオン

(a) せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。

衝突荷重により発生するせん断応力(σ_s)は，(21)式で計算する。

(b) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。衝突荷重により発生する曲げ応力(σ_b)は，(15)式で計算する。

(c) 引張応力及び圧縮応力

輸送架台への衝突時には引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は発生しない。

(d) 組合せ応力

垂直応力(σ)とせん断応力(σ_S)との組合せ応力(σ_T)は，(17)式で計算する。

(e) 一次＋二次応力

容器の熱膨張による応力は無視できるため，トラニオンに発生する一次＋二次応力は(a)せん断応力(σ_S)，(b)曲げ応力(σ_b)と同じである。

② トラニオン取付けボルト

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点③である。

トラニオンにモーメント荷重が作用する場合にトラニオン取付けボルトに発生する引張応力(σ_t)は，(22)式で計算する。

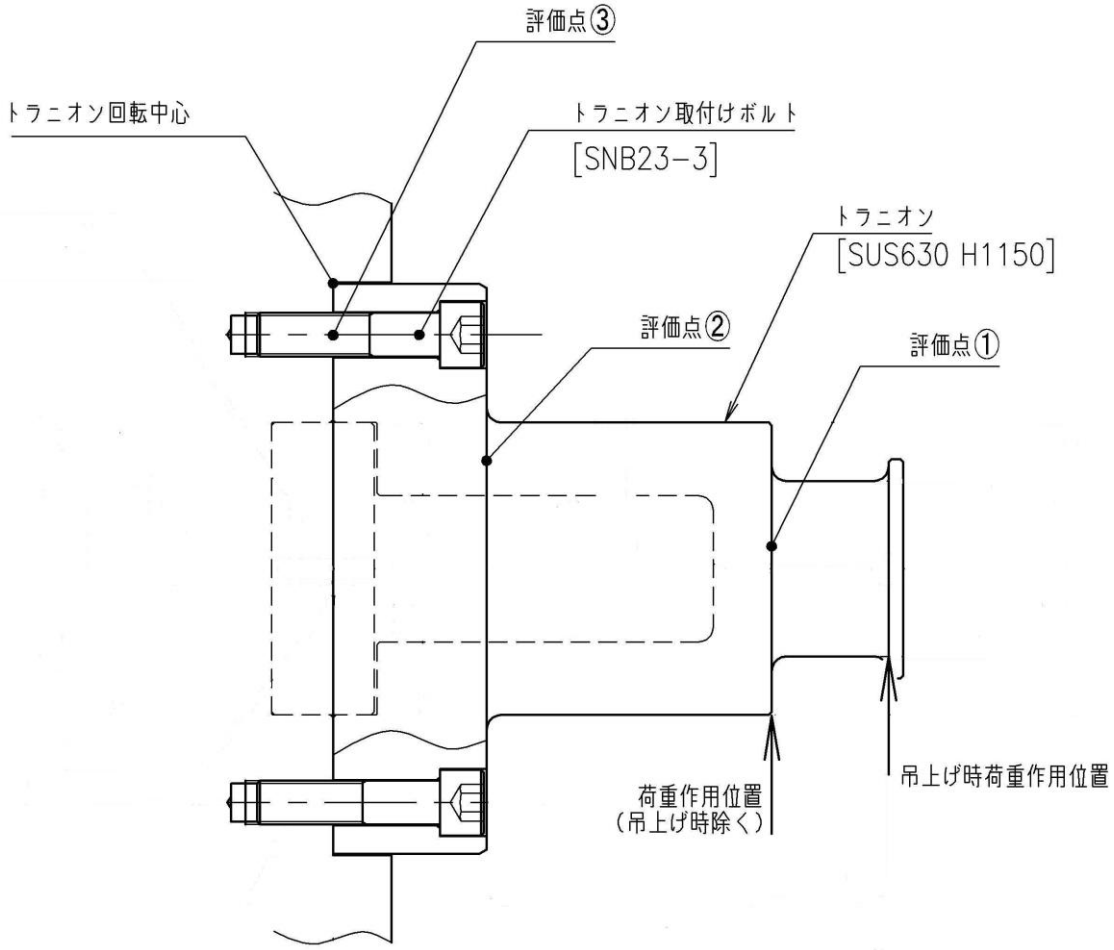


図1-3-5　トラニオンの応力評価箇所

1.3.6.　評価結果

評価結果を表1-3-15～表1-3-23に示す。いずれも，許容応力に対して十分に余裕がある。

このため，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表 1-3-15　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　1/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力(P_m)		一次局部膜応力(P_L)		一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)		一次＋二次応力(P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴中央部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	8	123	－	－	9	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	369
		試験状態	7	165			－	－	9	247	－	－
底板中央部		設計条件	5	123	－	－	10	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	21	369
		試験状態	3	165	－	－	－	－	6	247	－	－
底板外周部		設計条件	－	－	5	184	11	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	10	369
		試験状態	－	－	3	247	－	－	6	247	－	－
胴下端部		設計条件	－	－	13	184	23	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	17	369
		試験状態	－	－	5	247	－	－	10	247	－	－
底部中性子遮へい体外周部		設計条件	－	－	10	184	13	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	369
		試験状態	－	－	6	247	－	－	10	247	－	－
上部トラニオン取付け部		設計条件			11	184	22	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	21	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	10	247	－	－

表 1-3-15　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　2/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次局部膜応力 (P_L)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
下部トラニオン取付け部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	－	－	18	184	32	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	32	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	9	247	－	－
一次蓋中央部	SUSF304	設計条件	3	137	－	－	9	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	4	411
		試験状態	3	153	－	－	－	－	10	229	－	－
一次蓋フランジ部		設計条件	－	－	7	205	9	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	8	411
		試験状態	－	－	8	229	－	－	8	229	－	－
二次蓋中央部		設計条件	61	137			102	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	34	411
		試験状態	92	155	－	－	－	－	154	232	－	－
二次蓋外周部		設計条件	－	－	36	205	64	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	411
		試験状態	－	－	46	232	－	－	95	232	－	－
二次蓋フランジ部		設計条件			9	205	18	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	411
		試験状態	－	－	13	232	－	－	27	232	－	－

表 1-3-16　容器本体及び蓋の評価結果（ポートカバー）

（単位：MPa）

部位	材質	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
ポートカバー	SUS304	設計条件	2	137	17	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	17	411
		試験状態	3	143	－	－	26	214		
二次蓋 ポートカバー	SUSF304	設計条件	2	137	7	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	7	411
		試験状態	3	155	－	－	11	232	－	－

表 1-3-17　容器本体及び蓋の評価結果（ボルト）

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	平均引張応力（σ_m）		平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋ボルト	SUS630 H1150	設計条件	101	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	320	432	350	648
二次蓋ボルト		設計条件	125	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	334	432	352	648
ポートカバーボルト		設計条件	39	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	227	432	229	648
二次蓋ポートカバーボルト		設計条件	21	223	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	216	446	216	669

表 1-3-18　容器本体及び蓋の評価結果（平均支圧応力及び圧縮応力）

（単位：MPa）

部位	設計事象	平均支圧応力（σb）		圧縮応力（σc）	
		計算値	許容応力	計算値	許容応力
底板	Ⅰ，Ⅱ	2	184	－	－
胴	Ⅰ，Ⅱ	－	－	7	95

表 1-3-19　バスケットの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計条件		設計事象Ⅰ		設計事象Ⅱ				許容応力
					構内輸送時		搬送架台への衝突		転倒防止台座への衝突		
			計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	
バスケット	一次一般膜応力(Pm)		52	②	—	—	—	—	—	—	133
	一次一般膜＋一次曲げ応力(Pm+Pb)		159	③	—	—	—	—	—	—	199
	一次＋二次応力(Pm+Pb+Q)		—	—	103	③	159	③	5	—	399
	平均せん断応力（τ）		—	—	1	⑤	—	—	—	—	79
	平均支圧応力（σb）		—	—	34	②	52	②	5	—	150
	軸圧縮応力（σc）	バスケット長手方向	—	—	—	—	—	—	5	—	34
		上記以外	—	—	34	②	52	②	—	—	84

表 1-3-20　トラニオンの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計事象Ⅰ				設計事象Ⅱ		許容応力
			構内輸送時		吊上げ時		輸送架台への衝突		
			計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	
トラニオン	一次応力	引張応力（σ_t）	5	②	—	—	—	—	394
		せん断応力（σ_S）	27	②	27	①	39	②	227
		曲げ応力（σ_b）	165	②	143	①	243	②	537
		圧縮応力（σ_c）	5	②	—	—	—	—	383
		組合せ応力（σ_T）	177	②	151	①	253	②	394
	一次＋二次応力	引張応力及び圧縮応力（σ_t）	5	②	—	—	—	—	1182
		せん断応力（σ_S）	27	②	27	①	39	②	681
		曲げ応力（σ_b）	165	②	143	①	243	②	1611

表 1-3-21　トラニオンの評価結果

評価点②の組合せ応力（圧縮応力＋曲げ応力）

評価式	σ_c（MPa）	σ_b ＊（MPa）	計算値	基準値
$\frac{\lvert\sigma_c\rvert}{f_c}+\frac{\lvert{}_c\sigma_b\rvert}{f_b}$	5	165	0.32	≦1
$\frac{\lvert{}_t\sigma_b\rvert-\lvert\sigma_c\rvert}{f_t}$	5	165	0.41	≦1

注記 ＊：$\lvert{}_c\sigma_b\rvert=\lvert{}_t\sigma_b\rvert=\sigma_b$である。

表 1-3-22　トラニオンの評価結果

評価点②の組合せ応力（引張応力＋曲げ応力）

評価式	σｔ（MPa）	σｂ＊（MPa）	計算値	基準値
$\frac{\lvert\sigma_t\rvert+\lvert{}_t\sigma_b\rvert}{f_t}$	5	165	0.44	≦1
$\frac{\lvert{}_c\sigma_b\rvert-\lvert\sigma_t\rvert}{f_b}$	5	165	0.30	≦1

注記 ＊：$\lvert{}_c\sigma_b\rvert=\lvert{}_t\sigma_b\rvert=\sigma_b$である。

表 1-3-23　トラニオン取付けボルトの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計事象Ⅰ		設計事象Ⅱ	許容応力
			構内輸送時	吊上げ時	輸送架台への衝突	
			計算値	計算値	計算値	
トラニオン取付けボルト	一次応力	引張応力	168	96	228	318

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-3-6 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

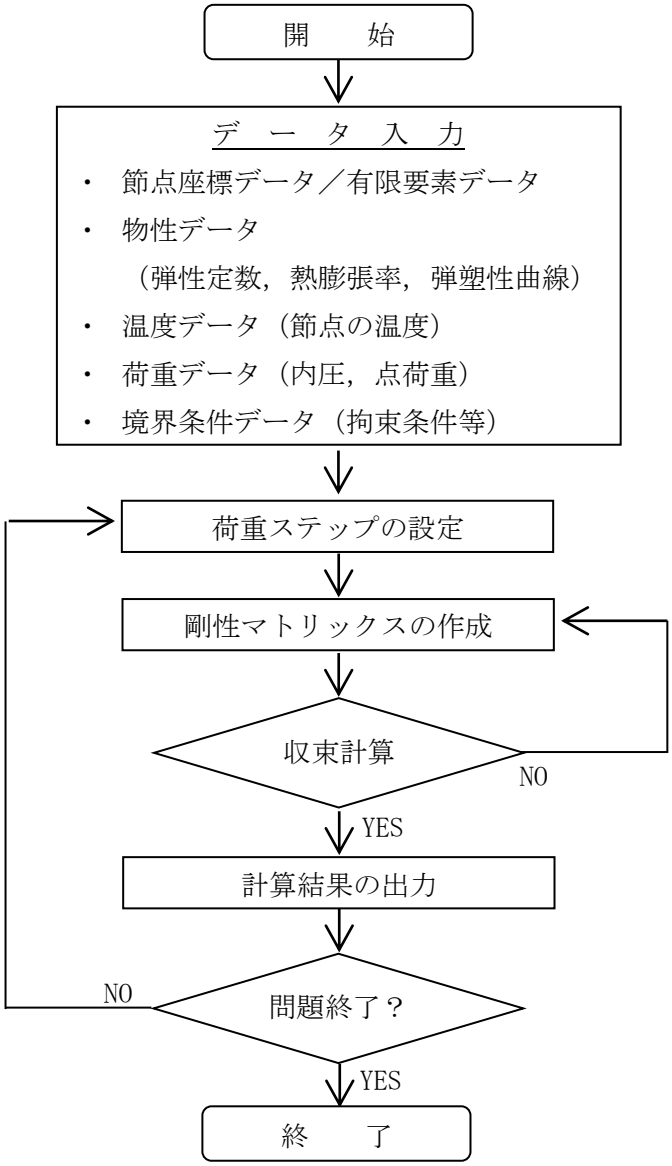


図 1-3-6 ABAQUS コードの応力解析フロー図

参考資料

容器内水の放射線分解による水素ガス発生について

１．容器内水の放射線分解による水素ガス発生

本構内用輸送容器のような密閉した槽内での容器内水の放射線分解により発生する水素ガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは，水素ガス発生評価を以下に示す。

２．評価方法

「添付資料－２－１－３ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機)」(NFT-12B 型)と同じく，類似の環境下における水の放射線分解による水素ガス定常濃度評価*1 をベースに，液相定常水素ガス濃度が照射線量率の平方根に比例する*2 として，水素ガス濃度の評価を行う。

３．評価結果および 4 号機構内用輸送容器(NFT-12B 型)との比較

水素ガス濃度の評価結果および，4 号機構内用輸送容器(NFT-12B 型)との比較を以下に示す。

	ガンマ線照射線量	水素ガス濃度
3 号機 構内用輸送容器	0.29Gy/s	1.24%
4 号機 構内用輸送容器(NFT-12B)	1Gy/s	2.4%

3 号機 構内用輸送容器のガンマ線照射量は，4 号機構内用輸送容器(NFT-12B 型)のガンマ線照射量より低く，水素ガス濃度も低くなっている。

水素ガス濃度 1.24%は，水素の爆発下限である空気との混合比 4%に対して十分低い値であり問題ない。

＊1 Sunaryo, 1993, “A Study on Yields and Chemical Behavior of Radiolysis Products of High Temperature Water”, University of Tokyo.

＊2 Y.Fujita, M.Ebihara, ″EVALUATION OF HYDROGEN YIELD IN SPENT FUEL TRANSPORT PACKAGE″ The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8 2010, London, UK Poster Session 210 (2010)

1.4.　除熱機能

1.4.1.　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a. 収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，容器内に充填した水及び空気の自然対流及び熱伝導により胴に伝える。
b. 胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
c. 外筒に伝えられた熱は外筒から大気に放散する。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，自然冷却により冷却されるものとして，除熱条件が厳しくなる横姿勢（輸送時）の各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

1.4.2.　設計基準

設計基準を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1　設計基準

対象部位		材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	中性子遮へい材	レジン	使用可能温度	149	
	Oリング	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	
	胴	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	
	蓋	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	
	バスケット	ボロン添加ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	
燃料被覆管		ジルカロイ－２	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度*1, *2	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料， 高燃焼度 8×8 燃料， 9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

1.4.3.　燃料仕様および崩壊熱量

表 1-1-2 に示す３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を包絡する条件で崩壊熱量を ORIGEN2 コードにより評価する。燃料条件及び崩壊熱量を表 1-4-2 に示す。

表 1-4-2　燃料条件及び崩壊熱量

燃料タイプ	９×９燃料
燃焼度(MWd/t)	52,000
冷却期間(日)	1716
収納体数(体)	7
崩壊熱量(kW)	3.91

1.4.4.　評価条件

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

・輪切り断面モデル

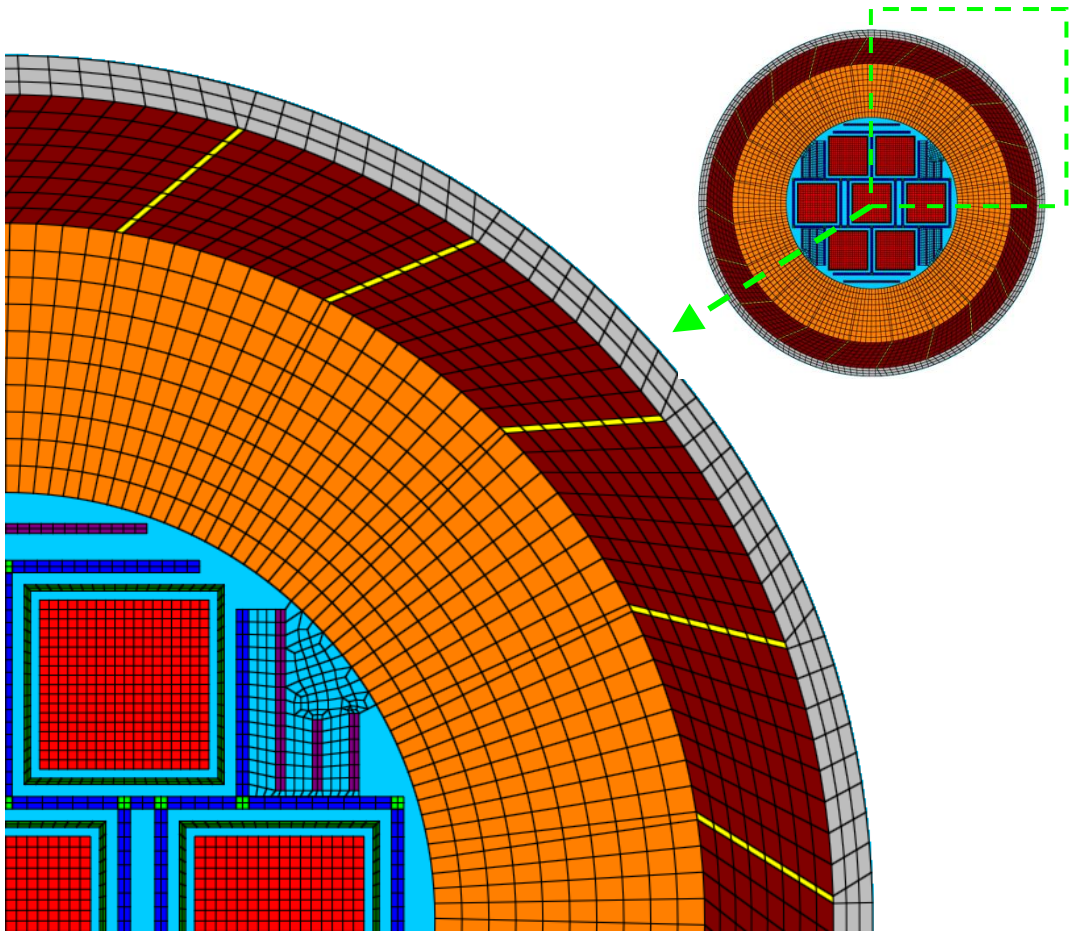
・軸対称断面モデル

輪切り断面モデル形状図を図 1-4-1 に，軸対称断面モデル形状図を図 1-4-2 に示す。また，評価条件を表 1-4-3 に示す。

表 1-4-3　評価条件

項目		横姿勢 (輸送時)
収納体数　(体)		7
崩壊熱量　(kW)		3.91
周囲温度　(℃)		38
太陽熱放射(W/m^2)*1	垂直に輸送される表面	200
	その他の表面（曲面）	400

*1：太陽熱放射は１日につき１２時間ごと，７日間受ける



■：外筒
■：中性子遮へい体
■：伝熱フィン
■：胴体
■：バスケット
■：バスケット交差部
■：中性子吸収材
■：水
■：使用済燃料収納缶（小）
■：燃料領域（均質化）

図 1-4-1　輪切り断面モデル形状図

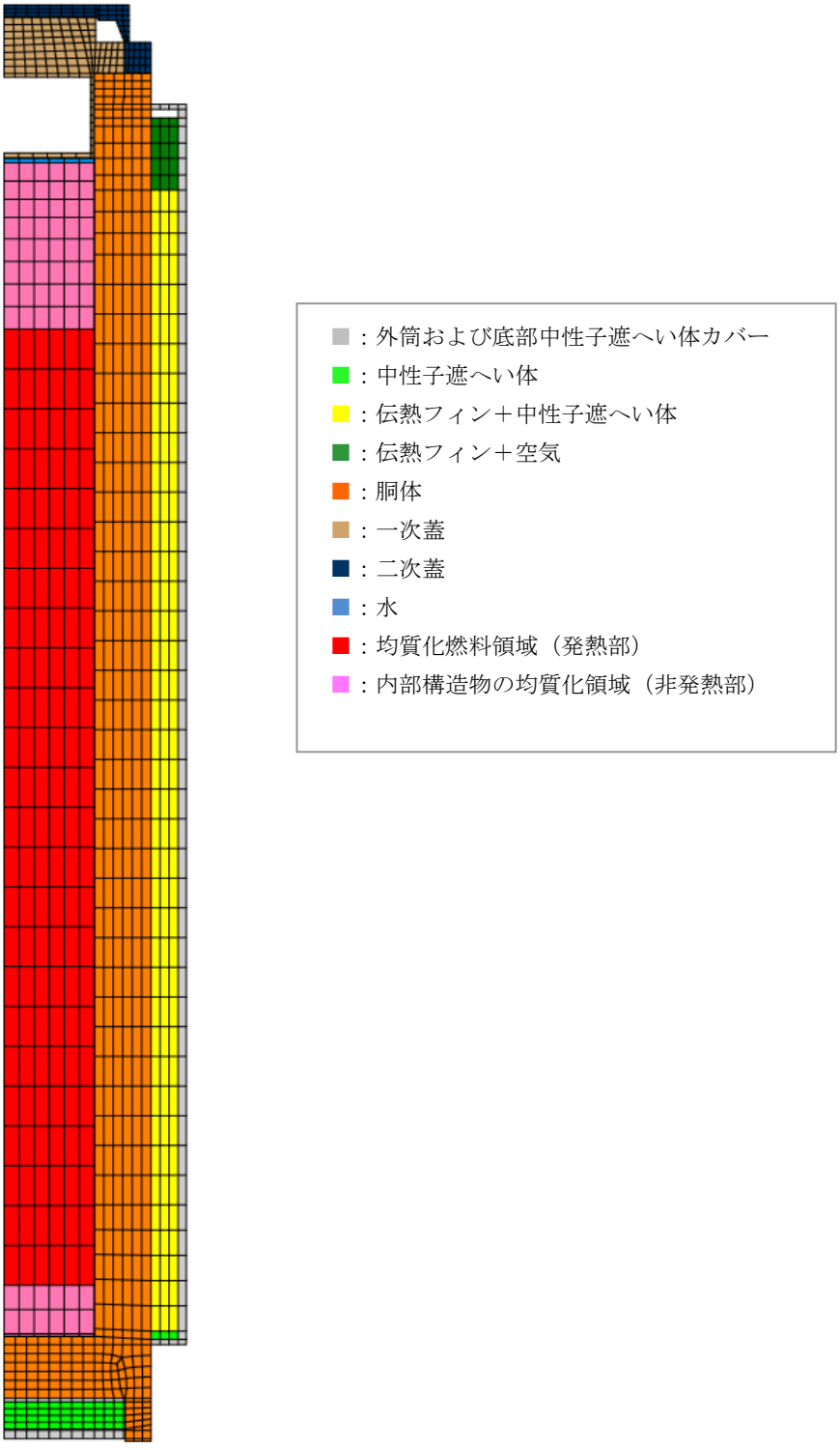


図 1-4-2　軸対称断面モデル形状図

1.4.5.　評価方法

輪切り断面モデルで容器中央部断面の燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の温度を評価する。輪切り断面モデルで評価できない部位については，軸方向の温度分布が求められる軸対称断面モデルで評価する。解析には ABAQUS コードを用いる。

1.4.6.　評価結果

評価結果を表 1-4-4 に示す。表 1-4-4 に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は 169℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表 1-4-4 評価結果（各部温度）

対象部位		材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	中性子遮へい材	レジン	96	149	
	Oリング	ふっ素ゴム	82	300	
	胴	低合金鋼	100	350	
	蓋	ステンレス鋼	96	425	
	バスケット	ボロン添加ステンレス鋼	152	200	
燃料被覆管		ジルカロイ－2	169	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料 高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-4-3 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

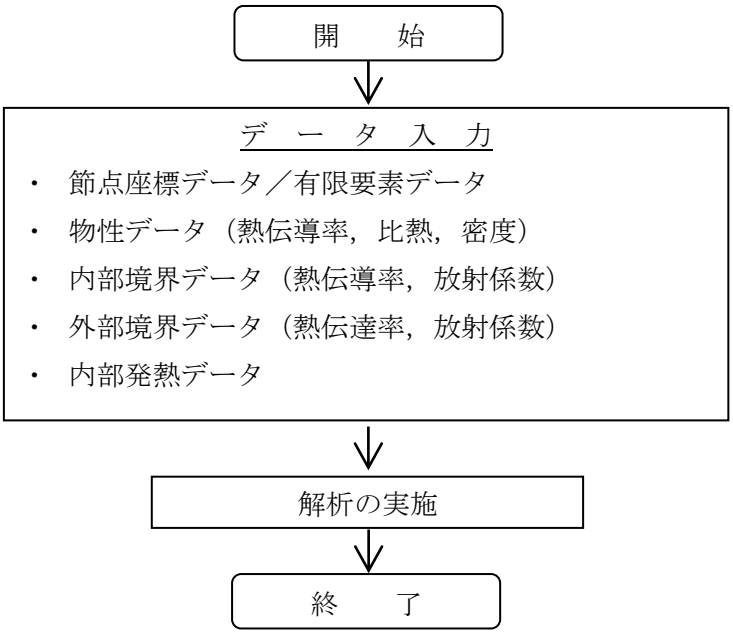


図 1-4-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-4-4 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

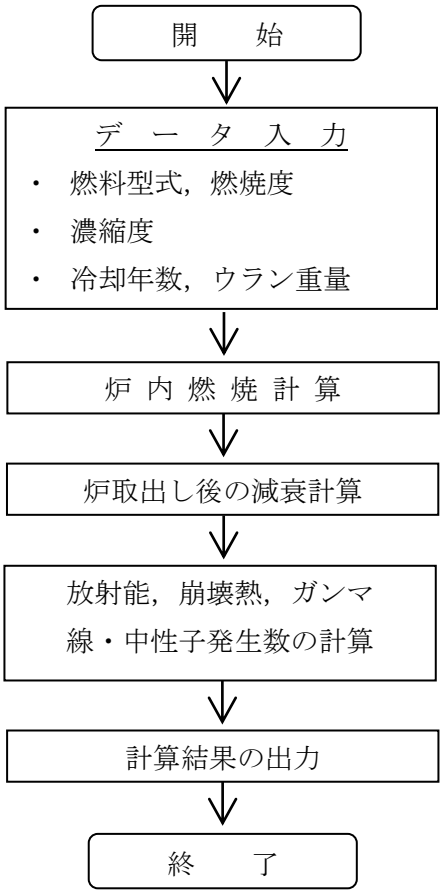


図 1-4-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.5. 密封機能

1.5.1. 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封は容器本体及び一次蓋より構成される密封容器とこれに付属するポート部のカバーから構成される。容器本体と一次蓋，各ポートカバーのガスケットにはゴム製Oリングが使用されている。一次蓋で構成される構内用輸送容器の密封境界を図1-5-1に示す。

また，一次蓋を覆う形で二次蓋を容器本体に取付ける構造となっており，容器本体と二次蓋のガスケットはゴム製Oリングが使用され，一次蓋に漏えいが発生しても二次蓋で密封を確保できる構造となっている。二次蓋で構成される構内用輸送容器の密封境界を図1-5-2に示す。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価結果，除熱機能評価結果，容器構造から，構内用輸送容器の密封機能が維持されることを確認する。

1.5.2. 評価結果

(1)構造強度評価結果

1.3項に示したとおり，構造強度評価から構内用輸送容器の密封境界を構成する胴，底板，一次蓋，一次蓋ボルト，二次蓋，二次蓋ボルト，ポートカバー及びポートカバーボルトは想定される荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封境界の構造健全性に問題がないことが確認されている。

(2)除熱評価結果

1.4項に示したとおり，除熱機能評価からOリングの最高温度は82℃で，設計基準温度である300℃を大きく下回ることから，密封境界の熱的健全性に問題ないことが確認されている。

(3)容器構造

構内用輸送容器の密封境界を構成する一次蓋及び各ポートカバーは，ガスケットにゴム製のOリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付ける構造であり，締付けトルクの管理により密封機能を担保する。

各ポートカバーは3号機に空の容器を移動する前に，共用プールで締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

一次蓋は3号機で燃料装填後に容器本体に締付ける際に，締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

二次蓋も一次蓋と同様にガスケットにゴム製のOリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付けトルクを管理して締付ける構造であり，万が一，一次蓋の密封機能が喪失した場合でも，二次蓋で密封機能を担保する。

(4)まとめ

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

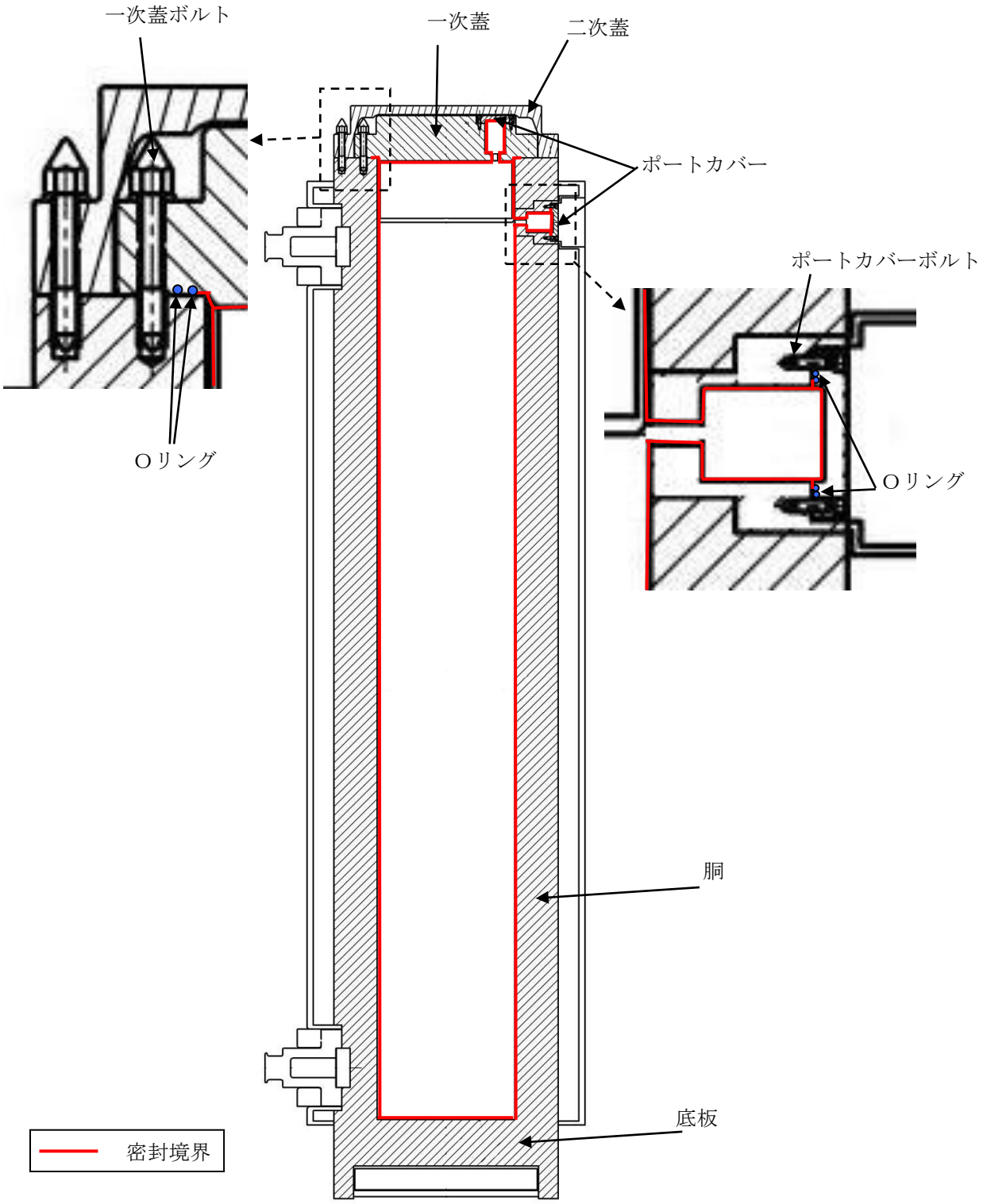


図 1-5-1　一次蓋で構成する容器密封境界

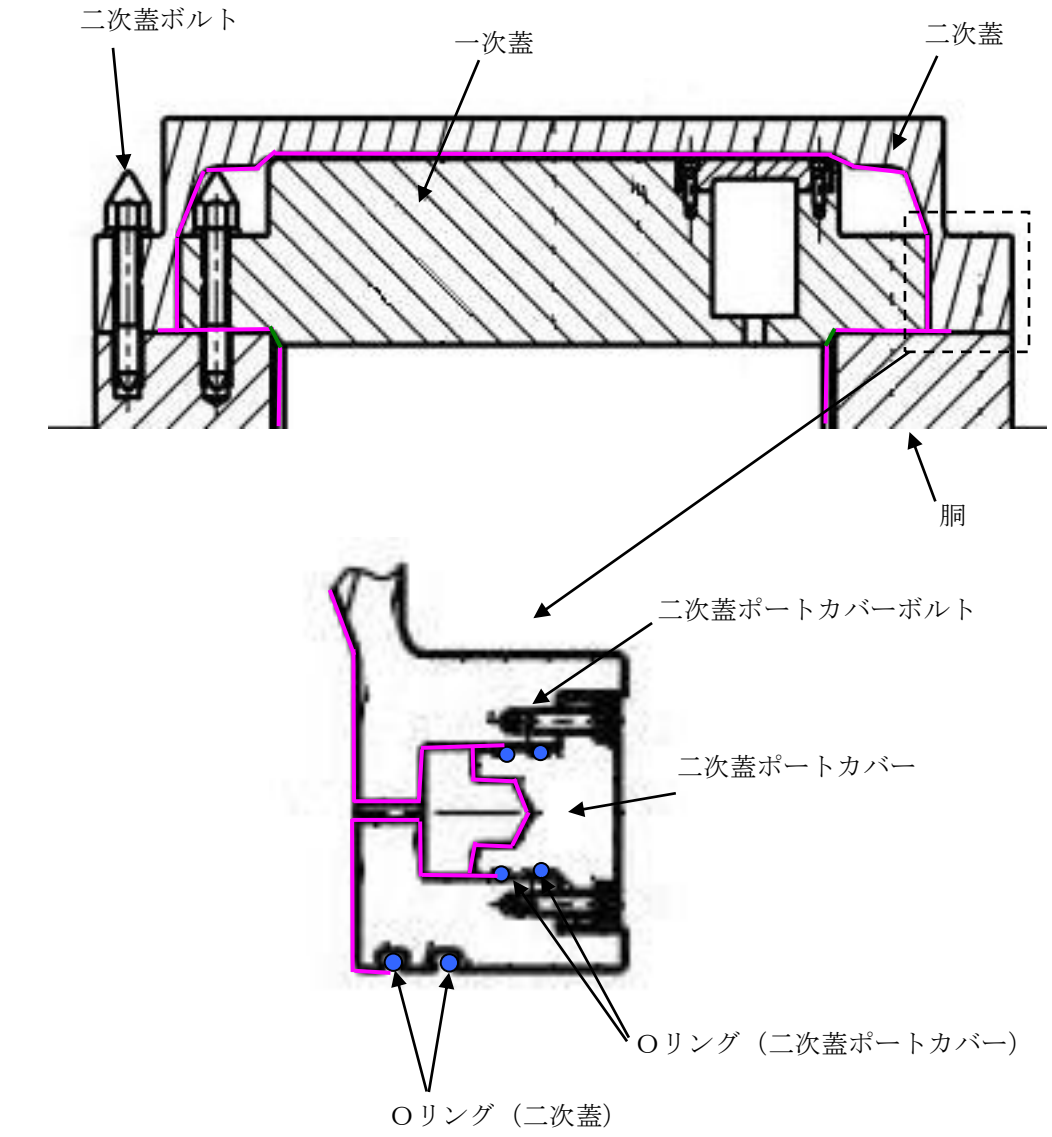


図 1-5-2　二次蓋で構成する密封境界

1.6. 遮へい機能

1.6.1. 基本的な考え方

収納した使用済燃料から発生する放射線を遮へいするための構内用輸送容器の遮へい設計の基本的な考え方は以下のとおりである。

- 使用済燃料から発生するガンマ線及び中性子を遮へいするために，構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有するものとする
- 主要なガンマ線遮へい材は，胴及び底板の低合金鋼，外筒の炭素鋼，蓋のステンレス鋼とする
- 主要な中性子遮へい材は，内水及び胴と外筒間，底板底部のレジンとする

1.1 に記載のとおり，構内用輸送容器は３号機に新設するクレーン（定格荷重：50ton）で取扱えるよう，収納する燃料を含む総重量を 46.3ton として設計した容器であり，容器の取扱作業に従事する放射線業務従事者の作業環境からの被ばく低減を図るため，収納体数を７体として遮へい厚さを設定している。

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率を評価する。

1.6.2. 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 1-6-1 に示す。

表 1-6-1　遮へい厚さ

（単位：cm）

	低合金鋼・炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側面方向	約 25	－	約 10
上部方向	－	約 23	－
下部方向	約 28	－	約 10

2) 線源条件

遮へい評価の線源条件は表 1-1-2 に示す 3 号機使用済燃料プールに保管されている燃料の条件を包絡する条件とする。線源条件を表 1-6-2 に示す。

表 1-6-2　線源条件

項目	線源条件
燃料タイプ	9×9 燃料
平均燃焼度　(MWd/t)	52,000
冷却期間　(日)	1716
収納体数　(体)	7

3) 線源強度及びエネルギー

① ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 1-6-3 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 1-6-4 に示す。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

σ ：2200m/s の中性子による（^{59}Co）の(n, γ)反応断面積(cm^2)

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表1-6-3　ガンマ線源強度

（容器１基あたり）

光子エネルギー群		集合体7体あたり (ph/s/7体)
群	代表エネルギー(MeV)	
1	1.00E-02	5.9E+15
2	2.50E-02	1.3E+15
3	3.75E-02	1.5E+15
4	5.75E-02	1.2E+15
5	8.50E-02	7.7E+14
6	1.25E-01	8.3E+14
7	2.25E-01	6.4E+14
8	3.75E-01	3.6E+14
9	5.75E-01	1.1E+16
10	8.50E-01	3.1E+15
11	1.25E+00	5.9E+14
12	1.75E+00	1.9E+13
13	2.25E+00	6.7E+12
14	2.75E+00	2.9E+11
15	3.50E+00	3.7E+10
16	5.00E+00	1.3E+08
17	7.00E+00	1.5E+07
18	9.50E+00	1.7E+06

表 1-6-4　構造材の放射化によるガンマ線源強度

（容器１基あたり）

	^{60}Co 線源強度(Bq)
ハンドル部	1.2×10^{12}
上部グリッド部	5.2×10^{12}
上部端栓部	5.0×10^{11}
下部タイプレート部	2.3×10^{13}

② 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 1-6-5 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルは Pu-239 の核分裂スペクトルとし，表 1-6-6 に示す。

表 1-6-5　中性子線源強度

（容器１基あたり）

		中性子線源強度(n/s)
１次中性子源	自発核分裂によるもの	3.0×10^{9}
	（α，n）反応によるもの	3.6×10^{7}
実効増倍率		0.95
実効増倍効果を考慮した全中性子線源強度		6.0×10^{10}

表1-6-6　中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー（eV）	スペクトル
1	1.492×10^{7}	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^{7}	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^{7}	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^{6}	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^{6}	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^{6}	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^{6}	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^{6}	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^{6}	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^{6}	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^{6}	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^{6}	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{5}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{5}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{3}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{2}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{2}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{1}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{1}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{0}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{0}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

1.6.3. 評価モデル

遮へい評価のモデルを図 1-6-1～図 1-6-2 に示す。計算モデルは，構内用輸送容器の実形状を模擬して２次元Ｒ－Ｚ体系で評価する。また，トラニオン取付け部は局所的な中性子遮へい体の欠損が生じるため詳細評価を行う。

評価モデルは以下の条件を考慮する。

・ 主要な遮へい体の厚さは製造公差を考慮した寸法とし，遮へい体の密度はノミナル値とする。

1.6.4. 評価方法

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共に DOT3.5 コードを用いて計算し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

ライブラリとしては，DLC-23/CASK データを用い，線量当量率への変換は ICRP Publ.74 に基づく 1cm 線量当量率への換算係数を用いる。

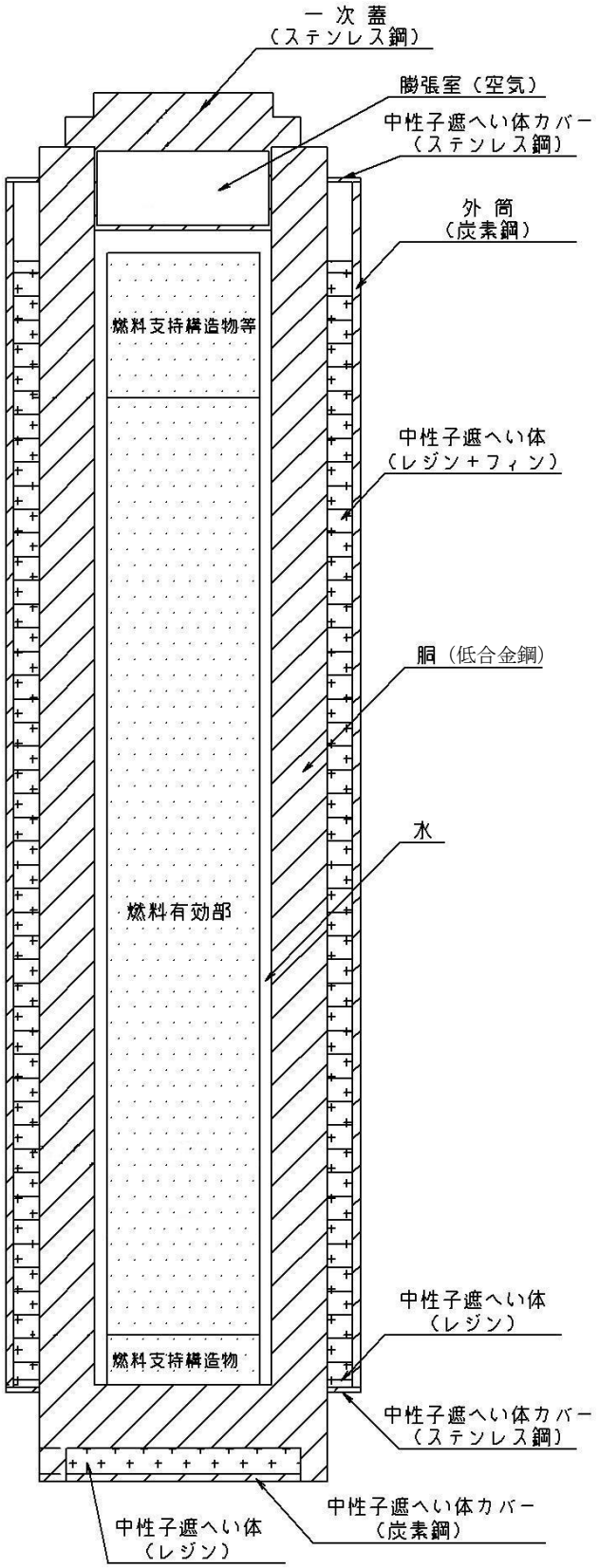


図 1-6-1　遮へい解析モデル（全体　Ｒ－Ｚ体系）

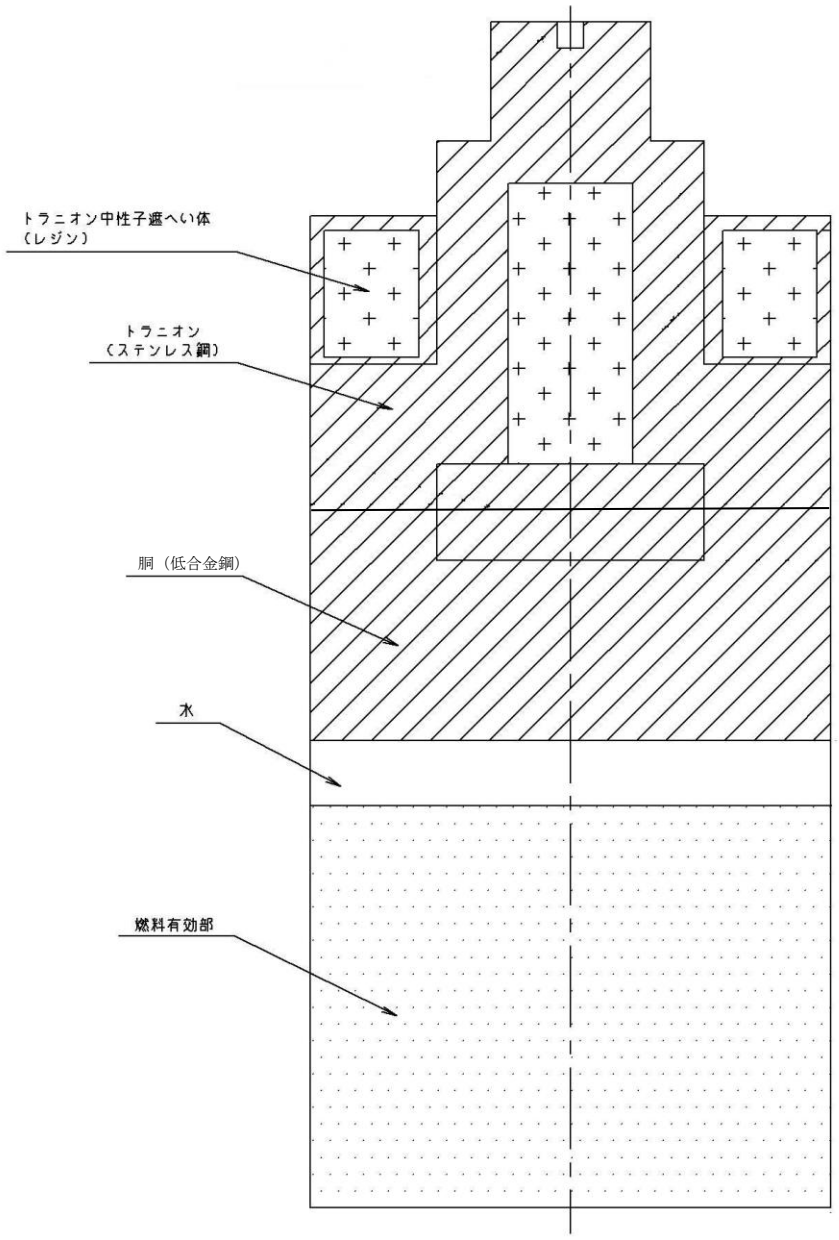


図 1-6-2　遮へい解析モデル（トラニオン部　Ｒ－Ｚ体系）

1.6.5.　評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 1-6-3 に，評価結果を表 1-6-7 に示す。評価結果は容器上部，上部中性子遮へい体欠損部，容器側面，下部中性子遮へい体欠損部，容器下部における線量当量率の最大値を示しており，容器表面の線量当量率は容器側面で最大 1.5mSv/h，容器表面から 1m の線量当量率は容器側面で最大 0.34mSv/h となっている。

線量当量率が最大となるのは容器側面であり，容器取扱時には追加遮へい体設置等の放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる計画としている。

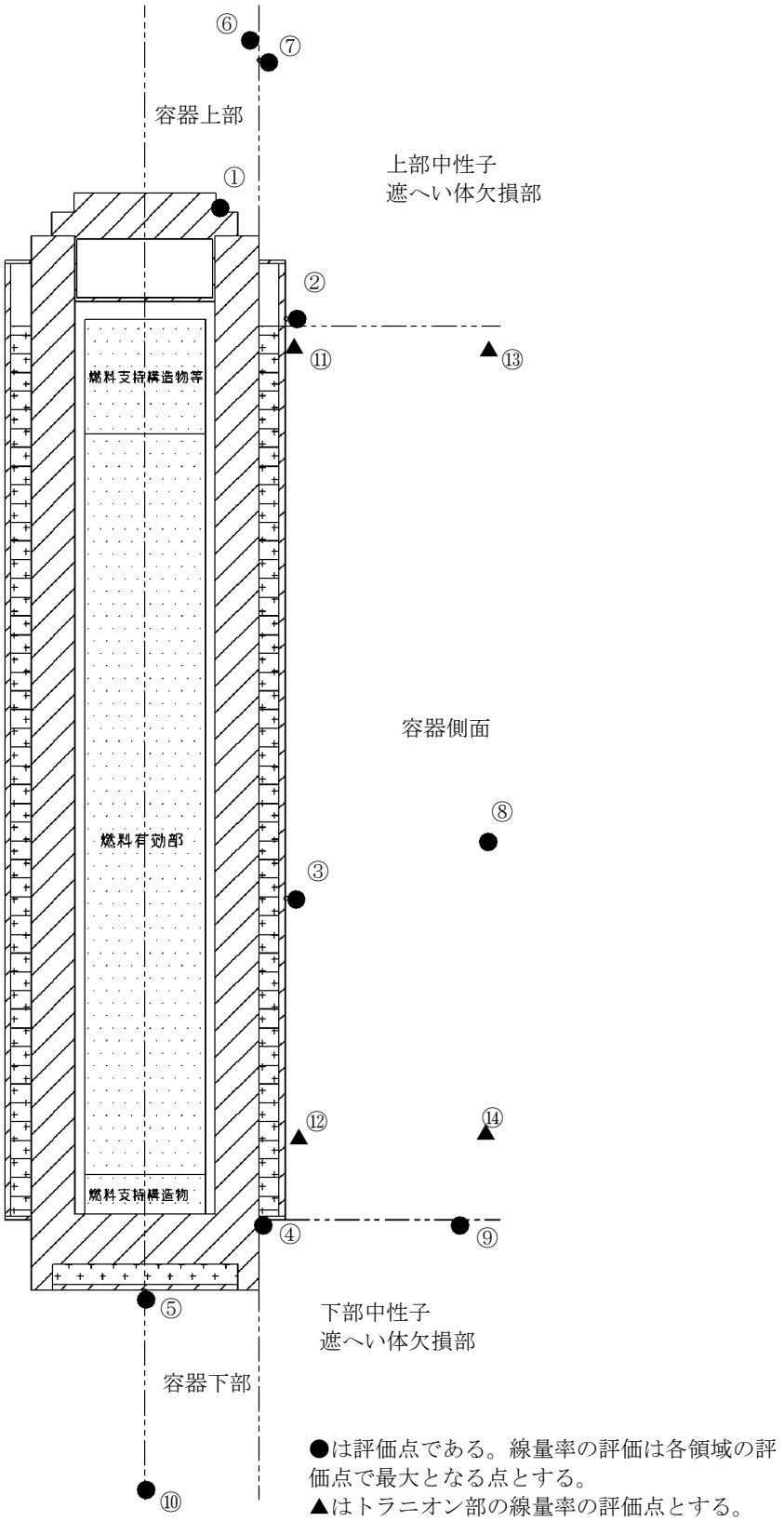


図 1-6-3　線量評価点（容器全体）

表 1-6-7　最大線量当量率の評価結果

（単位：mSv/h）

		容器上部	上部中性子遮へい体欠損部	容器側面	下部中性子遮へい体欠損部	容器下部
表面	評価点	①	②	③	④	⑤
	結果	1.4	5.1E-2	1.5	1.1	1.7E-1
表面から１ｍ	評価点	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
	結果	4.6E-2	5.2E-2	3.4E-1	1.0E-1	2.1E-2

（単位：mSv/h）

		上部トラニオン	下部トラニオン
表面	評価点	⑪	⑫
	結果	5.4E-2	7.5E-1
表面から１ｍ	評価点	⑬	⑭
	結果	6.4E-2	1.9E-1

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-6-4 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは,輸送容器,核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

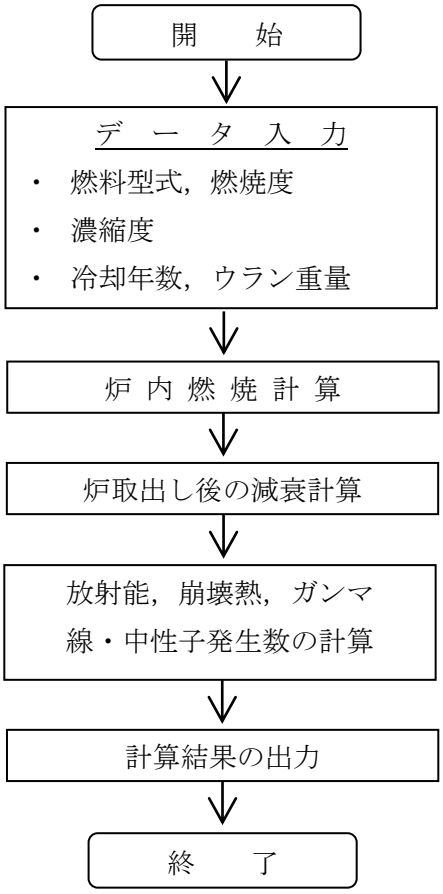


図 1-6-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 1-6-5 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

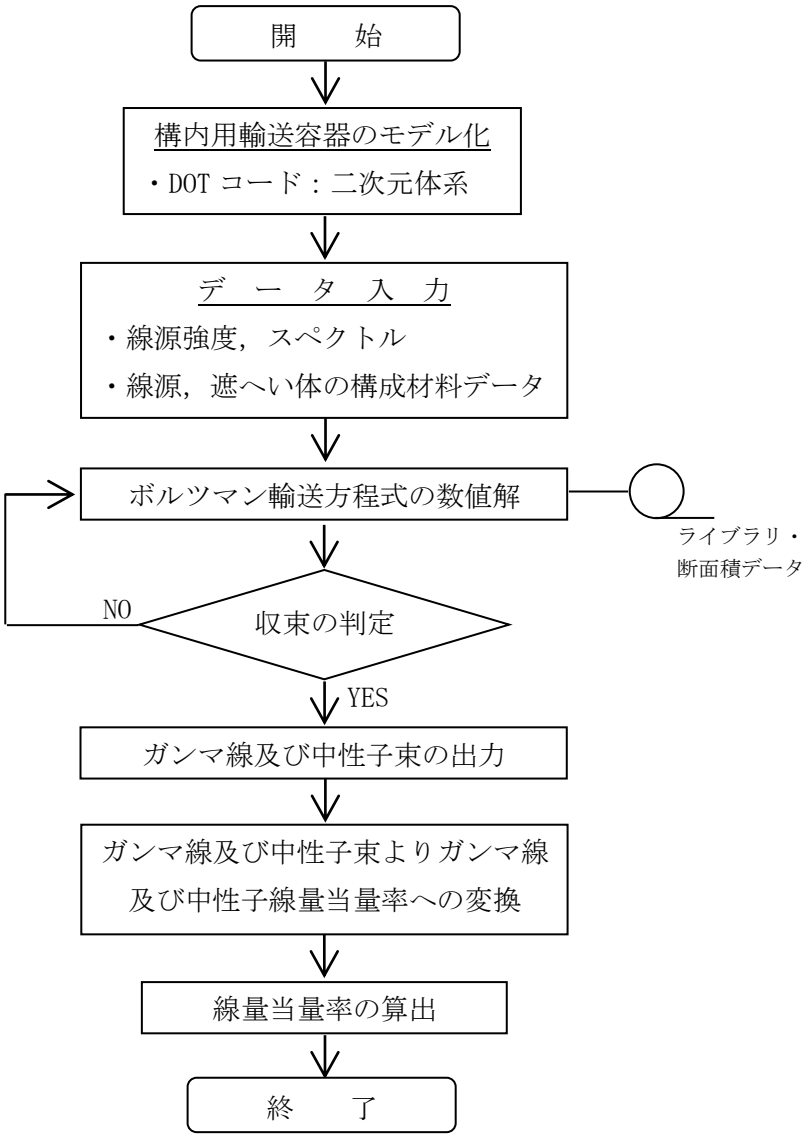


図 1-6-5　DOT コードの解析フロー図

1.7.　臨界防止機能

1.7.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- 燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン添加ステンレス鋼を使用し，バスケット外周部にボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.7.2.　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.7.3.　評価条件

1)燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。臨界評価モデルを図 1-7-1 に示す。

・燃料タイプは表 1-1-2 に示す燃料条件を包絡する条件として，最も U-235 の濃縮度の高い９×９燃料とする
・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，９×９燃料の集合体平均値 3.9wt%とする。
・燃料には可燃性毒物として Gd を添加した燃料が含まれるが，中性子吸収断面積の大きい Gd を無視する。
・燃料の変形を考慮して使用済燃料収納缶（小）内で燃料棒が最適な状態に広がった配列とする。
・燃料を装填した使用済燃料収納缶(小)がバスケット内で最適に偏心した状態とする。
・バスケット材料のボロン添加ステンレス鋼材中及びバスケット外周に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
・構内用輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
・評価モデルは２次元体系とする。

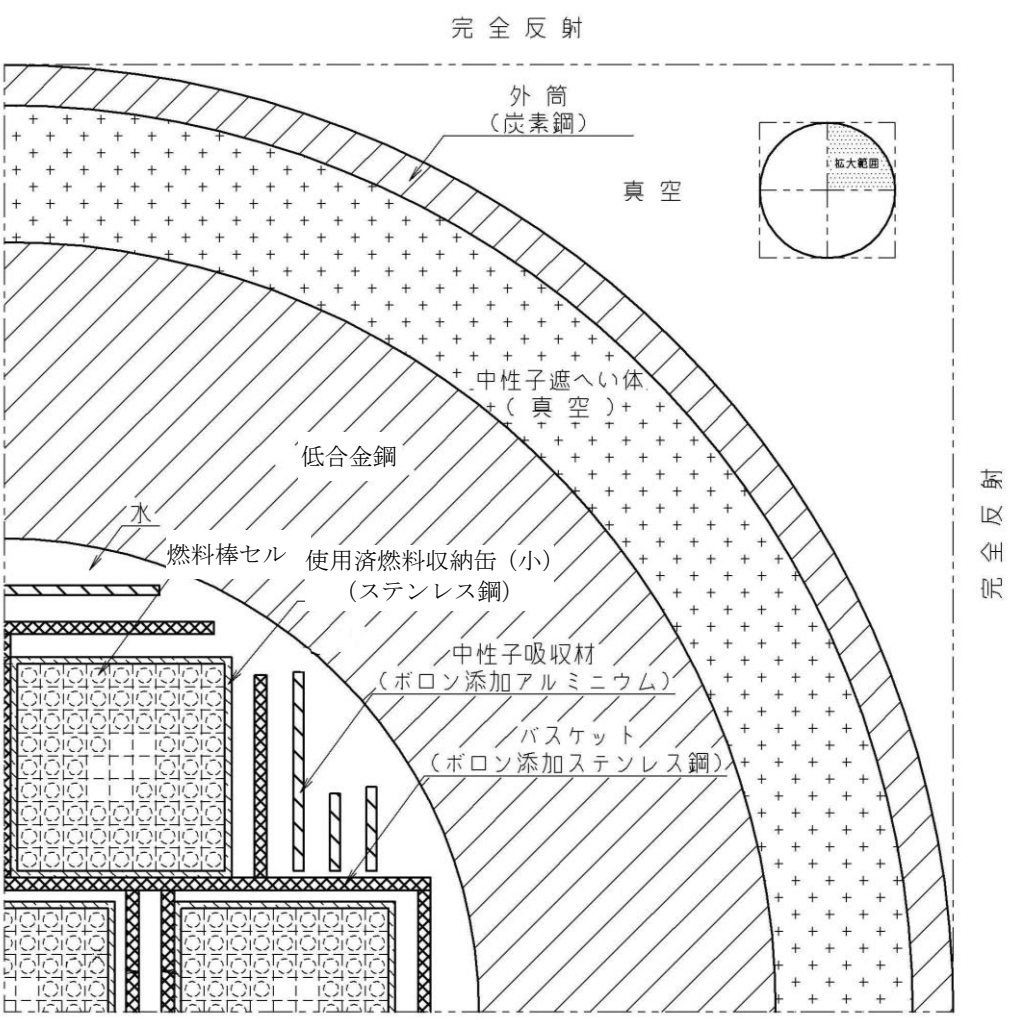

完全反射
外筒
（炭素鋼）
真空
拡大範囲
中性子遮へい体
（真空）
低合金鋼
水
燃料棒セル
使用済燃料収納缶（小）
（ステンレス鋼）
中性子吸収材
（ボロン添加アルミニウム）
バスケット
（ボロン添加ステンレス鋼）
完全反射

図 1-7-1 臨界評価体系

1.7.4.　評価方法

構内用輸送容器の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

1.7.5.　評価結果

評価結果を表 1-7-1 に示す。表 1-7-1 に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-7-1 評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.77	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 1-7-2 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

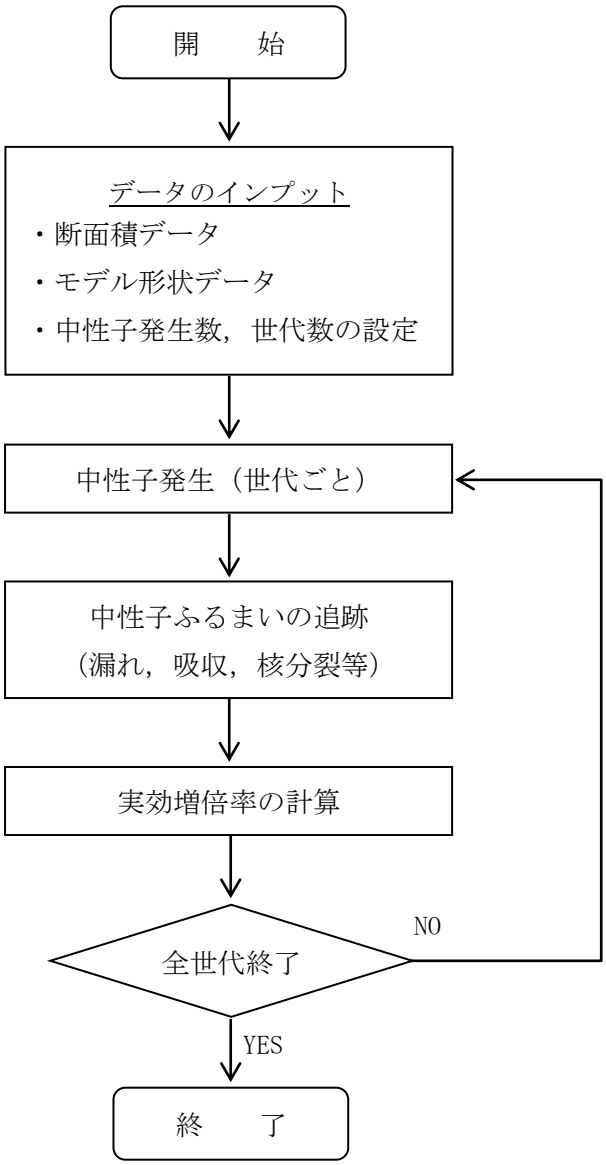


図 1-7-2　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

1.8.　構内用輸送容器の落下

1.8.1.　原因

構内用輸送容器の取扱い中に，何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

1.8.2.　発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために，次のような設計及び手順の対策を講じる。

（１）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。

（２）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。

（３）クレーン主巻フックと吊具，吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。

（４）取付け作業後の取付け状態を ITV にて確認し，外れ止めを取り付ける。

（５）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。

（６）作業手順書を整備し，作業員への教育訓練を行う。

1.8.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

1.8.3.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し，構内用輸送容器が落下して，構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。

b. 落下による燃料集合体の破損体数は，構内用輸送容器の収納体数 7 体とする。

(2)　評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，表 1-1-2 の燃料条件を包絡する条件として燃焼度 52,000MWd/t の 9×9 燃料集合体について行う。

b. 燃料集合体の冷却期間は表 1-1-2 の燃料条件を包絡する条件として 1716 日とする。

c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30%とする。

d. 放出された希ガスは，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。

e. 放出されたよう素は，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし，構内用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3)　評価結果

上記の評価条件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 1-8-1 の通りである。

表 1-8-1　核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス	約 1.3×10^{14}Bq
よう素	約 6.6×10^{8}Bq

1.8.3.2.　線量当量の評価

(1)　評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお，相対濃度（χ／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の４号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-5}s/m^3 を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の４号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-19}Gy/Bq を適用する。

(2)　評価方法

敷地境界外における実効線量は，次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。

よう素の内部被ばくによる実効線量H_I（Sv）は，(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/s）「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）

H　：よう素(Ｉ-129)を 1Bq 吸入した場合の実効線量は ICRP Publ.72 の値を用いる。
（小児：2.0×10^{-7}Sv/Bq，成人：9.6×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（Bq）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ（Sv）は，(2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdots\cdots (2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）

Q_K　　：希ガスの大気放出量（Bq）

E_γ　　：γ線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.0022MeV)

また，希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量H_β（Sv）は，(3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_K \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (3)$$

ここで，

χ／Q　　：相対濃度（s/m^3）

Q_K　　：希ガスの大気放出量（Bq）

E_β　　：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)

W_{TS}　　：皮膚の組織荷重係数はICRP Publ.60の値を用いる。(0.01)

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 1-8-2 の通りである。

表 1-8-2　構内用輸送容器の落下時の実効線量

	小児	成人
よう素のγ線による実効線量	約 3.9×10^{-4}mSv	約 7.1×10^{-4}mSv
希ガスのγ線による実効線量	約 1.9×10^{-4}mSv	約 1.9×10^{-4}mSv
希ガスのβ線による実効線量	約 6.7×10^{-4}mSv	約 6.7×10^{-4}mSv
実効線量（合計）	約 1.3×10^{-3}mSv	約 1.6×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

2.　別添

別添－１　３号機構内用輸送容器に係る確認事項について

別添－２　３号機構内用輸送容器の保守について

３号機　構内用輸送容器に係る確認事項について

３号機　構内用輸送容器の設置工事および溶接に係る主要な確認項目を表－1～表－2 に示す。

表－1　安全機能及び構造強度に関する確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	強度・漏えい確認	耐圧・漏えい確認	確認圧力で保持した後，確認圧力に耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後，耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	確認圧力に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。 また，耐圧部から著しい漏えいがないこと。
構造強度 遮へい機能	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
除熱機能	機能確認	伝熱確認	代表１基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ，温度を確認する。	周囲温度を補正した容器各部の温度が最高使用温度を超えないこと。
密封機能	機能確認	取合確認	密封境界を構成する蓋等が容器と取合い密封境界の構成に問題が無いことを確認する。	密封境界を構成する蓋等が容器と取合うこと。
臨界防止機能	機能確認	材料確認 寸法確認 外観確認	バスケットの材料及び主要寸法が，実施計画評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し，バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・材料が実施計画どおりであり，寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形，破損等の異常がないこと。

表－2　溶接部に関する確認事項

確認項目	確認内容	判定基準
材料確認	使用材料を材料証明書により確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。
開先確認	開先面の溶接に悪影響を及ぼす欠陥，付着物の有無を確認する。	開先面の溶接に悪影響を及ぼす傷，欠陥，付着物がないこと。
	開先形状，寸法について確認する。	開先形状，寸法が溶接規格に適合していること。
溶接作業確認	溶接施工法が，溶接規格第２部に定める溶接施工法認証標準に基づく確認試験を実施し合格したものであることを確認する。	溶接施工法が，溶接規格第２部に定める溶接施工法認証標準に基づく確認試験を実施し合格したものであること。
	溶接士は，実機作業が可能となる資格を有し，同資格が有効期限内であることを確認する。	溶接士は，実機作業が可能となる資格を有し，同資格が有効期限内であること。
	溶接設備が溶接施工法に適したものであることを確認する。	溶接設備が溶接施工法に適したものであること。
	溶接が，あらかじめ決められた溶接施工法によって，溶接士が保有する資格の作業範囲内で行われていることを確認する。	溶接が，あらかじめ決められた溶接施工法で行われていること。 溶接士が保有する資格の作業範囲内で行われていること。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法，熱処理設備の種類及び容量が溶接規格に適合するものであることを確認する。	溶接後熱処理の方法，熱処理設備の種類及び容量が溶接規格に適合するものであること。
非破壊確認	放射線透過試験または浸透探傷試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合することを確認する。	放射線透過試験または浸透探傷試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合すること。
機械確認	機械試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合することを確認する。	機械試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合すること。
耐圧確認	溶接規格に規定する試験圧力で，一定時間以上保持した後，試験圧力に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。	目視により各溶接部を検査し，漏えいのないこと。
外観確認	溶接部の形状，外観及び状態について溶接規格に適合することを目視で確認する。	目視により溶接部の仕上がり形状を確認し，溶接規格に適合していること。

３号機構内用輸送容器の保守について

３号機構内用輸送容器は，本文 2.11.1.4 供用期間中に確認する項目に記載のとおり，「除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること」を供用期間中，確認する。

輸送容器は，共用プールにおいて，輸送毎に以下の検査を実施する。なお，合格基準は，表－3 に示す。また，検査の結果，必要に応じて消耗品の交換，補修を実施する。

（１）外観検査
輸送容器の外表面を目視で確認する。
（２）気密漏えい検査
輸送容器密封部の圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。
（３）遮へい検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。
（４）未臨界検査
輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。
（５）吊上検査
輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。
（６）作動確認検査
バルブの開閉を行い，作動性を確認する。
（７）熱検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。

表－3　検査項目，検査方法及び合格基準

検査項目	検査方法	合格基準
外観検査	輸送容器の外表面を目視で確認する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.9MPaG以上の圧力を加え，圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。	一次蓋，二次蓋及びポートカバーの各部の漏えい率が 9×10^{-1} ref cm^3/s を超えないこと。
遮へい検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。
未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。
吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。
作動確認検査	バルブの開閉を行い，作動性を確認する。	作動性に異常のないこと。
熱検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1.　構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所第４号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する。

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第１号機から第２号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）を用いる。

使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）は，使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり，容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

本構内用輸送容器は，震災前の原子炉運転中に被覆管から放射性物質の漏えいのあった燃料（以下「漏えい燃料」という。）（２体），及び震災前の取り扱い中にハンドル及びチャンネルボックスが変形した燃料（以下「変形燃料」という。）（１体）を輸送する。これらの燃料を輸送するにあたって既存の核燃料輸送物設計承認書の条件に該当しない事項については，新たに評価を行う。

また，構内用輸送容器は上記漏えい燃料，変形燃料以外の健全と確認された燃料についても合わせて輸送する。

なお，本構内用輸送容器は，核燃料輸送物としての設計承認及び容器承認を取得しており，容器の仕様を長期にわたって保証できる保守条件を定め（核燃料輸送物設計変更承認申請書別紙ニ章　輸送容器の保守及び核燃料物質の取扱方法，平成２４年１月承認），定期点検※を実施している。

※定期点検については，平成２６年６月に実施し異常の無いことを確認している。

1.1.　構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。なお，構外輸送においては容器本体の前後に緩衝体を装着するが，構内輸送においては，作業時間を短縮して放射線業務従事者の放射線被ばくを可能な限り低減するために，緩衝体を装着しない運用とする。

構内輸送においては，従来と同様に輸送車両への構内用輸送容器の固縛，輸送車両の徐行等の措置を講じて，輸送車両からの構内用輸送容器の落下防止を図る。

1.2.　設備仕様

1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

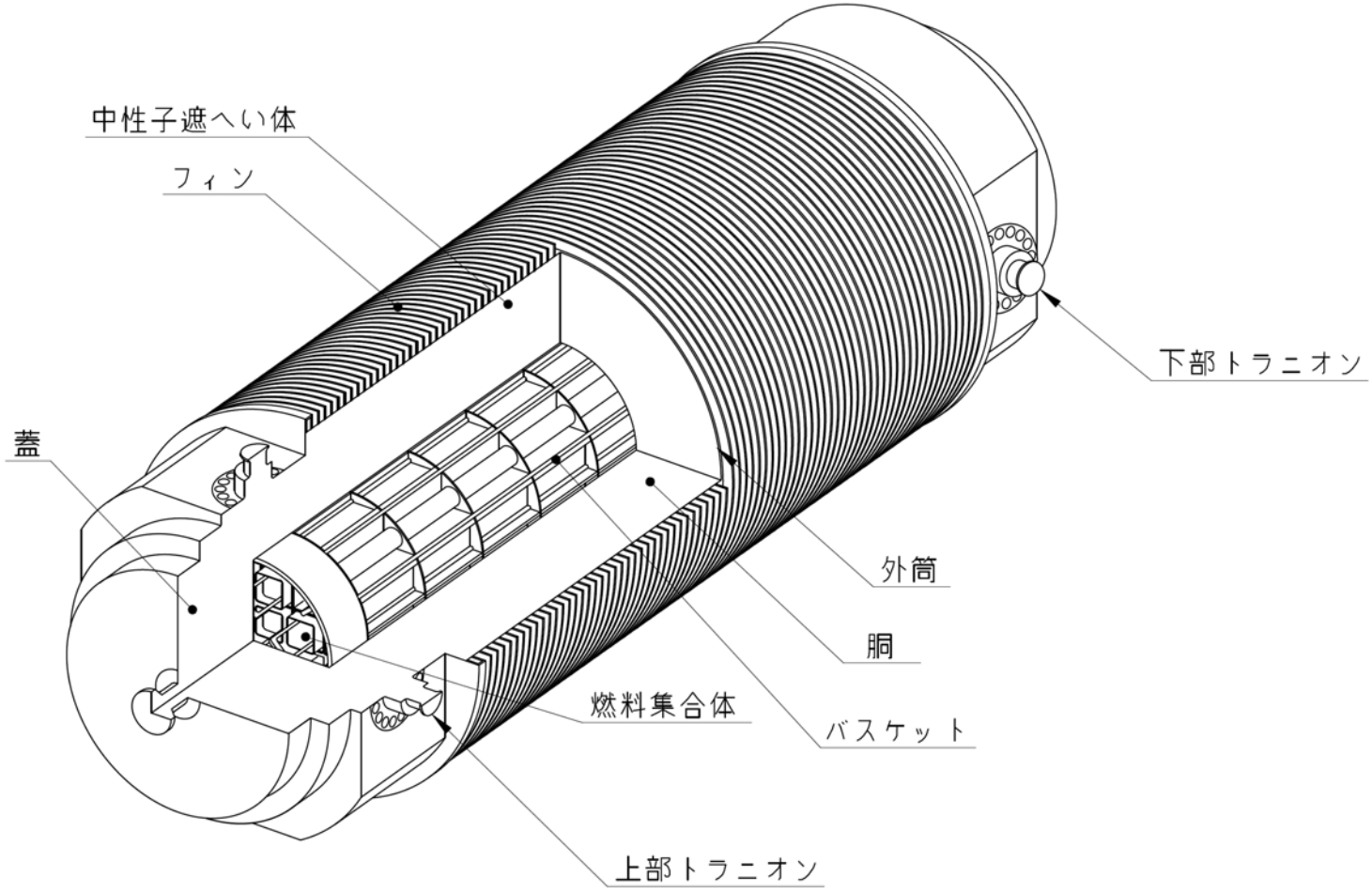
構内用輸送容器の仕様を表－１に，鳥瞰図を図－１に示す。

表－１　構内用輸送容器の仕様

項　　目	数　値　等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 68
全長（m）	約 5.5
外径（m）	約 1.8
収納体数（体）	12 以下
基数（基）	2

1.2.2.　燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様は，核燃料輸送物設計承認書に示されている。



図－１　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2.　評価の基本方針

2.1.　設計方針

2.1.1.　基本的安全機能

構内用輸送容器は，これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）であり，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2.　構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）の安全機能は，以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが，構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから，既存評価を引用可能な項目は引用し，新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-12B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお，構内用輸送容器は同発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，以下の書類において安全機能は評価されている。しかし，４号機使用済燃料プールに貯蔵されている 9×9 燃料の輸送については評価していないことから，既存評価として引用しない。

・福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 19 年 2 月 21 日申請，東京電力株式会社)

2.2.　安全設計・評価方針

表－２に評価すべき各安全機能に関する既存評価内容と構内用輸送容器での安全設計・評価の方針を示す。

なお，４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については，平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。４号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様を比較し，４号機の燃料は冷却期間が十分に長いため崩壊熱量及び放射能強度が既存評価を超えることはなく，既存評価に包絡されていることを確認している。

また，４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料には，漏えい燃料及び変形燃料がある。

構内用輸送容器には健全燃料のみを収納する場合と，健全燃料と漏えい燃料及び変形燃料を同時に収納する場合があり，変形燃料については，通常の燃料輸送時に用いる大口格子に設置されている燃料収納スペーサを抜き取り，大口格子にスツールと共に収納する。燃料を混載する場合には，必要に応じ新規評価を実施することとする。

3. 構内用輸送容器に収納する燃料

構内用輸送容器に収納する燃料は，漏えい燃料（２体），変形燃料（１体），及び健全と確認された燃料である。なお，燃料の健全性の確認方法等については，「添付資料１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」に記載している。

3.1. 漏えい燃料（２体）

漏えい燃料は，原子炉停止後シッピング検査により漏えいが確認された燃料である*1。２体とも震災前に使用済燃料プールにおいて超音波装置を用いて漏えい燃料棒が特定されている。ファイバースコープ装置による漏えい燃料棒の観察の結果，漏えい燃料棒の漏えい孔及び被覆管の亀裂は２体とも確認されていないが，水素化による被覆管の膨れが一部に確認されており，また２体のうち１体は漏えいの原因と推定される金属らしき異物が確認されている。

3.2. 変形燃料（１体）

変形燃料は，過去の震災前の取り扱いによりチャンネルボックス及びハンドルが変形した燃料である*2。事象発生当時に当該燃料についてシッピングを実施した結果，放射性物質の漏えいは確認されていない。そのため，当該燃料の燃料被覆管の密封性能は維持されているものと考えられる。また，2013 年 12 月に当該燃料について吊上げチャンネルボックスの曲がり状況を確認し，チャンネルボックスの曲がりを考慮した最大寸法は測定誤差を加味し 156mm であることを確認している*3。

*1 報告書番号 2006-東京-M006，2007-東京-M015（ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー））

*2 報告書番号 1982-東京-T003（ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー））

*3 福島第一原子力発電所４号機使用済燃料プール内の変形が確認されている燃料集合体の調査結果について（平成２６年１月３０日，東京電力株式会社）

表－２　構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	－	収納する燃料の崩壊熱量が既存評価以下であるため，既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では，緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○	－		
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	－	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	－	○	線源強度は既存評価に包絡されるが，緩衝体を装着しないため，緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお，線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。漏えい燃料については，ペレット放出を考慮した評価を実施する。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	○	収納する燃料の初期濃縮度は既存評価以下である。既存評価においては容器配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，構内輸送での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。漏えい燃料については，保守的にペレットが容器内に放出された状態での評価を実施する。変形燃料については，保守的に燃料棒の変形を考慮した状態での評価を実施する。	
構造強度	構内用輸送容器は取り扱い中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。構内用輸送容器は，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。	構内用輸送容器	○	－	容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で，既存評価を引用して評価を行う。	
		大口格子用スツール	－	○	変形燃料輸送時には大口格子にスツールを装荷するため，スツールの強度評価を行う。	

参考資料

核燃料輸送物設計変更承認申請書に記載の輸送容器の保守について

核燃料輸送物設計変更承認申請書に記載の輸送容器の保守について，該当箇所の抜粋を以下に記載する。

B．　保守条件

輸送容器の仕様を長期にわたって保証できる保守条件について定める。

輸送容器は、定期点検として、(ニ)－第B．１表の項目に示す定期自主検査、定常検査、基本検査及び総合検査を実施する。また、定期点検の結果、必要に応じて補修を実施する。なお、１年以上使用する計画のない輸送容器については、保管状態に置くことができる。

（１）定期自主検査

外観検査（Ⅰ）、気密漏えい検査、未臨界検査（Ⅰ）、吊上検査（Ⅰ）、作動確認検査を１年に１回以上実施する。なお、保管期間中には、外観検査（Ⅲ）のみを実施する。

但し、年間使用回数が 10 回を超えるものにあっては、使用回数 10 回に１回以上実施する。

（２）定常検査

外観検査（Ⅰ）、気密漏えい検査、未臨界検査（Ⅰ）、吊上検査（Ⅰ）、作動確認検査を輸送前毎に実施する。

（３）基本検査

外観検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、気密漏えい検査、未臨界検査（Ⅰ）、吊上検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、作動確認検査を５年に１回実施する。

但し、前回の検査から使用回数が 30 回を超えるものにあっては、使用回数 30 回に１回実施する。

（４）総合検査

外観検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、耐圧検査、気密漏えい検査、遮蔽検査、未臨界検査（Ⅰ）・（Ⅱ）・（Ⅲ）、熱検査、吊上検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、作動確認検査を 10 年に１回実施する。

但し、前回の検査から使用回数が 60 回を超えるものにあっては、使用回数 60 回に１回実施する。なお、遮蔽検査及び熱検査については検査期限を過ぎた場合、期限を過ぎた初回の燃料輸送時(燃料装荷から燃料取出)に実施する。

（５）定期点検の期限管理

定期点検の有効期間は、前回の各々の定期点検終了日を起点とし、有効期間内に次の定期点検を開始する。

基本検査及び総合検査の有効期間の期限が輸送容器の保管期間中になる場合は、各々の検査を省略することができる。

（６）補修

（１）・（２）・（３）・（４）の検査の結果、補修が必要と判定された部位については、補修を行う。

（７）輸送容器保管状態の管理

輸送容器を保管状態に置くに当たっては、定期自主検査を実施する。輸送容器は必要な養生を行った上で保管する。

（８）保管期間終了後の検査

保管期間終了後に輸送容器を再使用する前に、定期自主検査に加え、保管期間中に省

略した他の定期点検を行う。

（9）記録の保管

製作時検査記録、定期自主検査記録、定常検査記録、基本検査記録及び総合検査記録などの定期点検記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

(ニ)－第Ｂ．１表　定期点検の項目、検査方法、合格基準及び検査区分

検査項目	検査方法	合格基準	検査区分			
			定期自主検査	定常検査	基本検査	総合検査
外観検査（Ⅰ）	輸送容器の外表面を目視で検査する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。	○	○	○	○
外観検査（Ⅱ）	輸送容器の構成部品である蓋部、バルブ及びシール面について外観を目視で検査する。	表面の形状に異常な傷又は割れがないこと。	－	－	○	○
外観検査（Ⅲ）	輸送容器の外表面を目視で検査する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。	○*1	－	－	－
耐圧検査	0.75MPaGの水圧（輸送容器製作時の耐圧検査圧力）を加え、輸送容器の外表面を目視で検査する。	異常な変形、ひび、割れ等がないこと。	－	－	－	○
気密漏えい検査	輸送容器密封部に 0.66MPaG 以上の圧力を加え、圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。	各部の漏えい率の合計が 3×10^{-2} ref cm^3/s を超えないこと。	○	○	○	○
遮蔽検査	収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の線量当量率測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の線源強度で行った評価結果を比較する。	遮蔽能力に劣化のないこと。	－	－	－	○*2
未臨界検査（Ⅰ）	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。	○	○	○	○
未臨界検査（Ⅱ）	バスケットの格子枠について、寸法確認用スルーゲージを挿入する。	スルーゲージが支障なく挿入できること。	－	－	－	○
未臨界検査（Ⅲ）	中性子吸収による中性子吸収材の減損について計算により評価する。	臨界防止性能に影響を及ぼす減損がないこと。	－	－	－	○
熱検査	収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の温度測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の発熱量で行った評価結果を比較する。	伝熱性能に劣化のないこと。	－	－	－	○*2
吊上検査（Ⅰ）	輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で検査する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。	○	○	○	○
吊上検査（Ⅱ）	上部トラニオン部について浸透探傷試験を行う。	有害な傷による浸透指示模様のないこと。	－	－	○	○
作動確認検査	バルブの開閉を行い、作動性を検査する。	作動性に異常がないこと。	○	○	○	○

*1：外観検査（Ⅲ）は、保管期間中に実施する。
*2：総合検査の有効期間 10 年を過ぎた場合には、初回の燃料輸送時(燃料装荷から燃料取出)に実施する。

Ｂ．１　外観検査

外観検査（Ⅰ）は、輸送容器の外表面を目視で検査する。

外観検査（Ⅱ）は、輸送容器の構成部品である蓋部、バルブ及びシール面について外観を目視で検査する。

外観検査（Ⅲ）は、保管状態の輸送容器の外表面を目視で検査する。

Ｂ．２　耐圧検査

0.75MPaGの水圧（輸送容器製作時の耐圧検査圧力）を加えて、輸送容器の外表面を目視で検査する。

Ｂ．３　気密漏えい検査

輸送容器密封部に0.66MPaG以上の圧力を加え、圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。

Ｂ．４　遮蔽検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の線量当量率測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の線源強度で行った評価結果を比較する。

Ｂ．５　未臨界検査

未臨界検査（Ⅰ）は、輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。

未臨界検査（Ⅱ）は、バスケットの格子枠について、寸法確認用スルーゲージを挿入する。

未臨界検査（Ⅲ）は、中性子吸収による中性子吸収材の減損について計算により評価する。

Ｂ．６　熱検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の温度測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の発熱量で行った評価結果を比較する。

Ｂ．７　吊上検査

吊上検査（Ⅰ）は、輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で検査する。

吊上検査（Ⅱ）は、上部トラニオン部について浸透探傷試験を行う。

Ｂ．８　作動確認検査

バルブの開閉を行い、作動性を検査する。

B．9　補助系の保守

該当なし。

B．10　密封装置の弁、ガスケット等の保守

輸送容器の弁の保守は、分解点検を原則として１年に１回実施する。また、輸送容器の弁、Ｏリング及びボルトは、定期点検及び輸送物発送前検査においても交換が必要となった場合に、その都度新品と取り替える。なお、輸送容器が保管期間中の場合は、輸送容器の弁の保守を省略することができる。

上記に係わらず、(ニ)－第Ｂ．２表に示す部品については同表の交換頻度で無条件に交換する。部品交換又は補修後は、当該部位の再検査を行う。定期点検の実績、部品交換や安全機能に係る部位の補修については、記録し、輸送容器存続中保存する。

(ニ)－第Ｂ．２表　部 品 交 換 頻 度

部 品 名	交換頻度	備考
Ｏリング	実使用期間（燃料装荷期間）の合計で１年に１回以上	密封境界に係る部位とする

B．11　輸送容器の保管

B．11．１　保管状態の管理

輸送容器を保管状態に置くに当たっては、定期自主検査を実施する。輸送容器は必要な養生を行った上で保管する。

B．11．２　保管期間終了後の検査・補修

保管期間終了後に輸送容器を再使用する場合は、保管開始前に行った定期点検から再使用までの保管状況に応じて、定期点検及び補修を行う。

B．12　記録の保管

製作時検査記録、定期自主検査記録、定常検査記録、基本検査記録及び総合検査記録などの定期点検記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

B．13　その他

該当なし。

4.　安全評価

4.1.　構造強度

(1)　基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度については，既存評価の結果を基に，構内用輸送容器の構造強度が想定すべき事象（設計事象）において設計基準に適合していることを確認する。

評価部位は，安全上重要な部位として容器本体，蓋，バスケット及び支持機能を有するトラニオン，並びに大口格子用スツールとする。また，設計基準は，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

(2)　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図－２に示すハンドリングフローに基づき，構内用輸送容器の取り扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表－３に示す。

a. 設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取り扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取り扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには取り扱い時の吊上げ等による応力，及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

大口格子用スツールには，取り扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

b. 設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

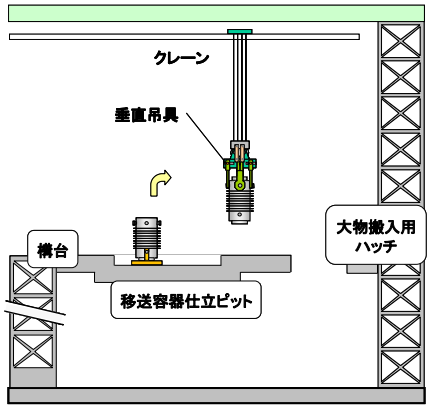
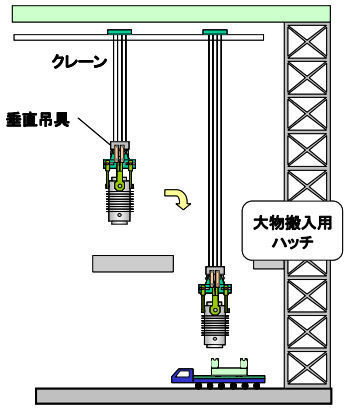
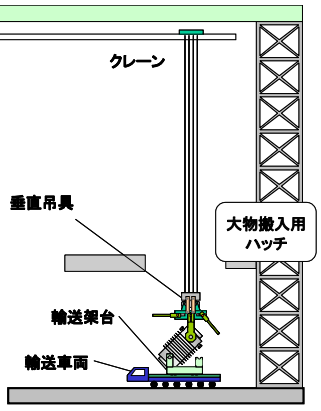
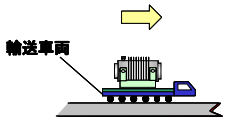
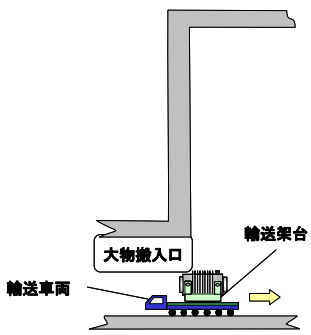
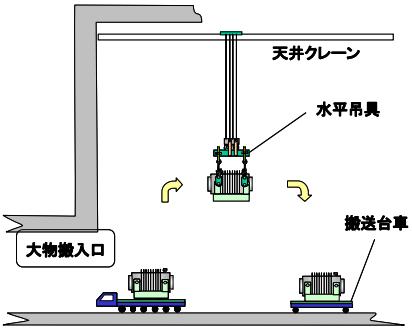
バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2）及び構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6）の加速度における荷重がかかり，応力が発生する。

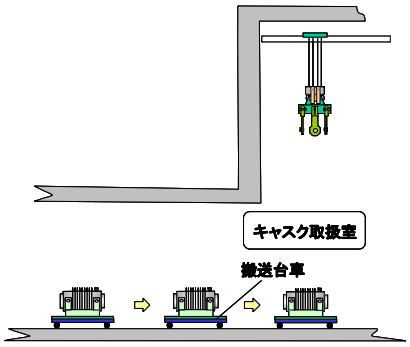
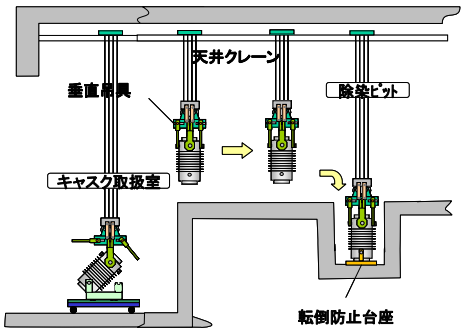
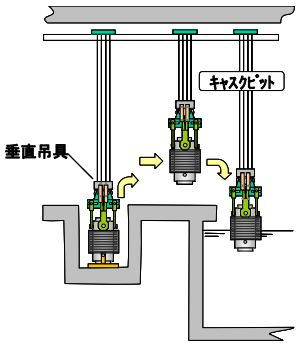
大口格子用スツールには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

c. 設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取り扱う設備及び運用においては，ワイヤーロープの二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1	輸送容器の搬出 	2	輸送容器の吊下ろし 
3	輸送車両への積載 	4	構内輸送（徐行） 
5	共用プール建屋への搬入 	6	搬送台車への積載 

図－２　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
7	キャスク取扱室への移動 	8	除染ピットへの移動 
9	キャスクピットへ移動 		

図－２　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表－３　設計事象の抽出

起因事象（ハンドリングフローNo.）		原因	発生の可能性	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用輸送容器の落下	輸送車両取り扱い時の落下（No.4）	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は，輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること，輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限することから，落下しない。	×		×
	搬送台車取り扱い時の落下（No.7）	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は，搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構築物等に衝突はしないため，落下しない。	×		×
	クレーン取り扱い時の落下（No.1,2,3,6,8,9）	吊具の取付け不良	吊具の二重化，始業前の吊具点検，取付け後の外れ止めを施すため，構内用輸送容器は落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	ワイヤーロープの二重化，始業前のワイヤーロープ点検を行うため，構内用輸送容器は落下しない。	×		×
構内用輸送容器の衝突	クレーン移動時（走行，横行）の衝突（No.1,2,3,6,8,9）	ブレーキの故障	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い，走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
		操作員の誤操作	クレーンの横行走行範囲に制限機能を設ける。また，移動前に移動経路に障害物がないことの確認，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行うため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り）（異常着床）（No.2,8,9）	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，構内用輸送容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度0.025m/sで，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する場合を，設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り）（異常着床）（No.6）	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は搬送台車へ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器は巻下げ速度で搬送台車に異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度0.025m/sで，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器が搬送台車に異常着床する場合を，設計事象として抽出。	○

(3)　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する加速度を導出し，容器本体及び蓋，バスケット，トラニオンについては荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認し，大口格子用スツールについては設計加速度を設定する。

a. 設計事象の加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，転倒防止台座，キャスクピット床面）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

(a) 輸送架台への衝突（垂直姿勢：取り扱いモードNo.2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン，大口格子用スツール

垂直姿勢で，構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台のトラニオン受けにクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。ここで，（１）式より衝撃加速度は質量が小さいほうが保守的な結果となる。また，変形燃料混載時の質量は燃料収納スペーサを抜くため健全燃料輸送時よりも小さい。よって，構内用輸送容器の質量は，変形燃料混載時の質量を用いる。

$$\alpha = 1+\sqrt{1+\frac{K\cdot V^2}{m\cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，α：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（2.17×10^{10}N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：構内用輸送容器の質量（6.87×10^{4}kg）

g：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は2.75Gとなり，余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

(b) 構内用輸送容器を載せた輸送架台の搬送台車への衝突（水平姿勢：取り扱いモードNo.6）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン，大口格子用スツール

構内用輸送容器を載せた輸送架台を搬送台車に積載する際に，輸送架台が搬送台車に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

搬送台車を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（4.54×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.30Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

(c) 転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取り扱いモードNo.8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，大口格子用スツール

垂直姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（8.81×10^{11}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は10.2Gとなり，余裕をみて11.0Gを評価加速度とする。

(d) キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取り扱いモードNo.9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，大口格子用スツール

垂直姿勢で構内用輸送容器がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーをキャスクピット床面のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，Ｋ：キャスクピット床面のバネ定数（4.33×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.26Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

b. 評価結果

(a) 容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表－４～表－６に示す。なお，構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表－４～表－６に示すとおり，設計事象における「容器本体及び蓋」，「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており，評価条件は既存評価に包絡される。また，構造強度評価における設計基準，評価条件，評価方法は既存評価と同様である。従って，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

(b) 大口格子用スツール

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件を表－７に，設計加速度を表－８に示す。大口格子用スツールは既存評価がないため，以降で構造健全性を確認する。

表－４　荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.2G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.7G 熱荷重
	容器の吊上げ，吊下げ，移動	－	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取り扱いモードNo.6）	－	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.7G 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取り扱いモードNo.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取り扱いモードNo.2） キャスクピットへの衝突 （取り扱いモードNo.9）	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：11.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表－５　荷重条件の比較（バスケット）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重：93.0G
				特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重：89.1G
				特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重：89.5G
	容器の吊上げ，吊下げ，移動	－	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重：89.1G
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取り扱いモードNo.6）	－	輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重：89.5G
	転倒防止台座への衝突 （取り扱いモードNo.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取り扱いモードNo.2） キャスクピットへの衝突 （取り扱いモードNo.9）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：11.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重：89.1G

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表－６　荷重条件の比較（トラニオン）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	通常の輸送条件 （固縛装置）	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	容器の吊上げ，吊下げ，移動	—	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）
Ⅱ	輸送架台へのトラニオン衝突 （取り扱いモードNo.2）	輸送架台の搬送台車への衝突 （取り扱いモードNo.6）[*3]	輸送架台へのトラニオン衝突時荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突（取り扱いモード No.2）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は２本であるのに対して，輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモード No.6）では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は４本である。

このため，構内用輸送容器への荷重は取り扱いモード No.6 の方が大きいものの，トラニオンあたりに作用する荷重は取り扱いモードNo.2 の方が大きくなる。

以上から，設計事象としては取り扱いモードNo.2 が抽出される。

表－７　荷重条件（大口格子用スツール）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件			
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	容器の吊上げ， 吊下げ，移動	－	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）
Ⅱ	輸送架台の 搬送台車への衝突 （取り扱いモード No.6）	－	輸送架台の搬送台車への 衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮）
	転倒防止台座 への衝突 （取り扱いモード No.8）	輸送架台への トラニオン衝突 （取り扱いモード No.2） キャスクピットへの 衝突 （取り扱いモード No.9）	転倒防止台座への 衝突時荷重 下方向[*2]：11.0G （自重を考慮）

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

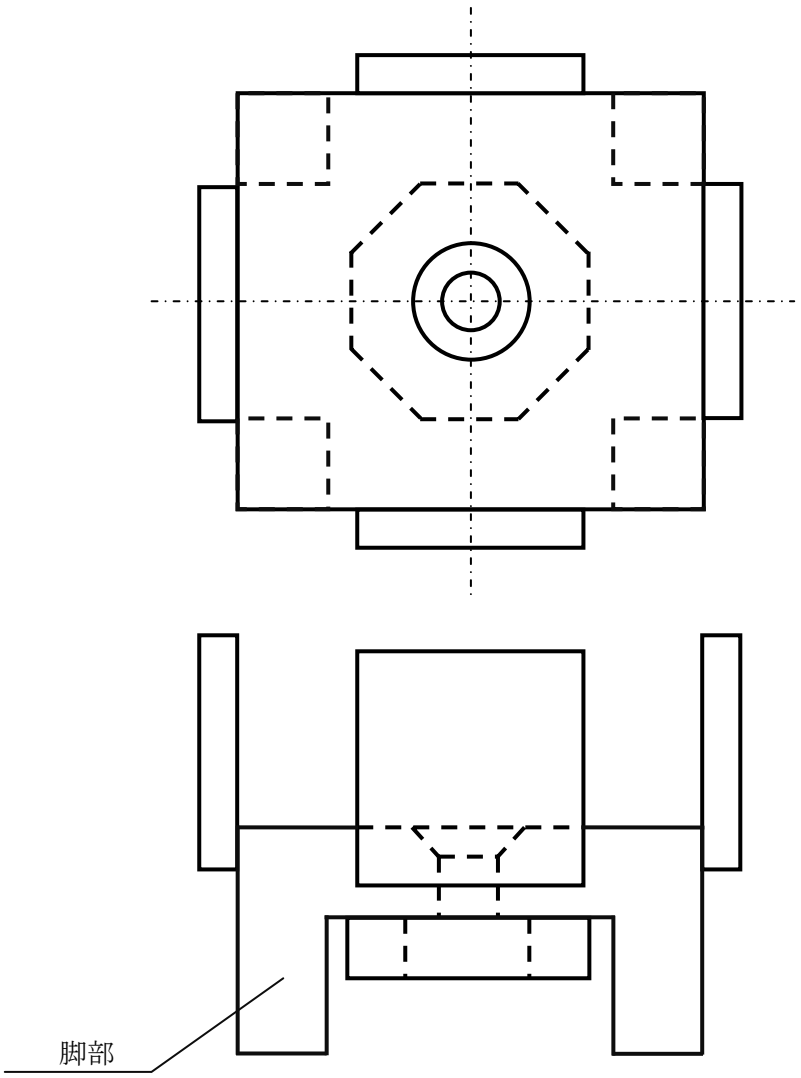
表－８　設計加速度（大口格子用スツール）

方向	設計加速度	備考
構内用輸送容器 軸方向	11.0G （108m/s^2）	以下の荷重の最大値 ・構内輸送時荷重：前後方向 ・吊上げ荷重：下方向 ・転倒防止台座への衝突時荷重：下方向

(4)　大口格子用スツールの構造強度評価

大口格子用スツールの設計基準は，既存評価のスツールに用いられている設計基準を用いる。塑性変形が生じないように，膜応力強さが降伏応力以下であることとする。

大口格子用スツールの構造強度評価は，想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。構内用輸送容器軸方向に慣性力が作用した場合には大口格子用スツールの脚部に慣性力による圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図－３に示す。



図－３　大口格子用スツールの応力評価箇所

構内用輸送容器軸方向に慣性力が作用した場合に大口格子用スツールの脚部に作用する圧縮応力（σc）は，次のようになる。

$\sigma c = W \cdot Gv / A$

$= 9.93\mathrm{MPa}$

ただし，W：燃料（チャンネルボックス含む）重量（320 kg）＋大口格子用スツール重量

Gv：構内用輸送容器軸方向の設計加速度（$108\mathrm{m/s^2}$）

A：大口格子用スツール脚部の全断面積

130℃におけるステンレス鋼の設計降伏点 Sy は 161MPa であるので，大口格子用スツールは塑性変形しない。また，脚部は細長比が小さいので座屈することもない。

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３）解析フロー

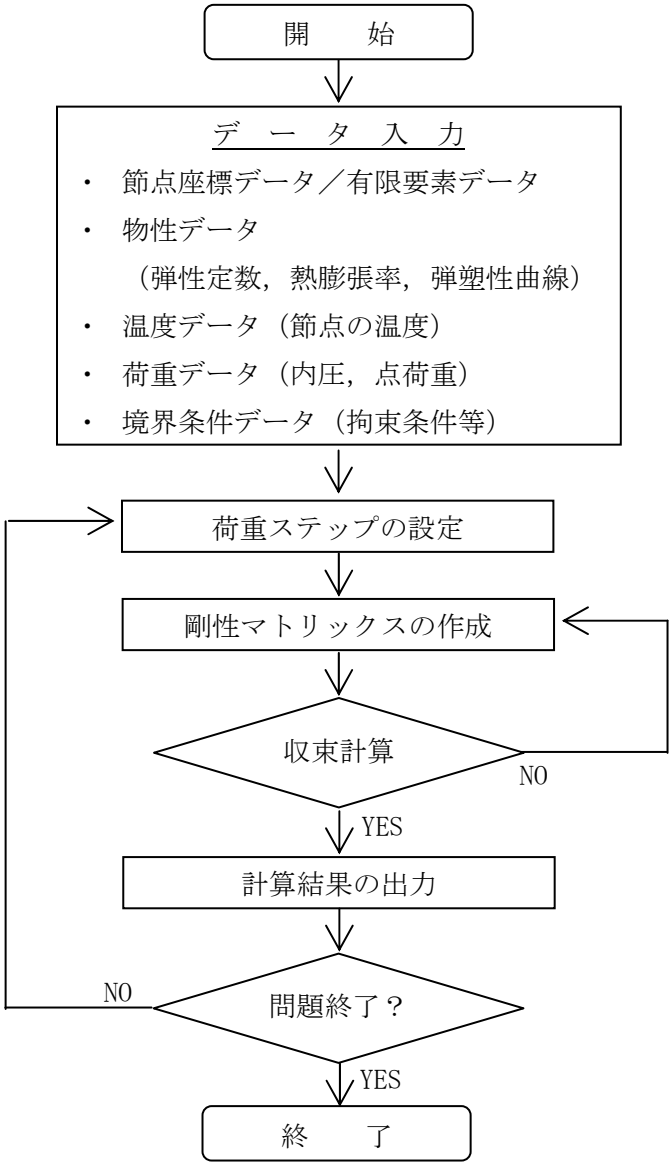
ABAQUS コードの解析フローを図－４に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。



図－４　ABAQUS コードの応力解析フロー図

参考資料

容器内水の放射線分解による圧力上昇について

本構内用輸送容器（NFT-12B 型）の核燃料輸送物設計変更承認書別紙（以下，「SAR」という。）には，NFT-14P 型及び NFT-38B 型を例として，実輸送後の輸送容器内の水素ガス濃度の測定結果及び容器内のガンマ線照射線量から求めた評価結果が示されている。

SAR（参考資料　ロ章 B　容器内水の放射線分解による圧力上昇について）では，ガンマ線照射量を保守的に NFT-12B 型を含む NFT 型輸送物を包含する 1Gy/s(3,600Gy/h)を仮定しても，水素ガス濃度の評価値は小さく（2.4%と評価），容器内圧の上昇として無視できるものであることが示されている。

NFT-12B 型は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を対象にしており，容器内のガンマ線照射量は SAR の燃料仕様に基づくガンマ線照射線量（約 0.8Gy/s(2,910Gy/h)）に比べてさらに小さくなると考えられることから，SAR において評価された水素発生量を超えることは無く，新規に水素発生対策を追加する必要はないと考えられる。

また，SAR の該当箇所の抜粋を以下に記載する。

Ｂ．２　容器内水の放射線分解による圧力上昇について

輸送容器内のような密閉した槽内での水の放射線分解により発生するガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは、ＮＦＴ－１４Ｐ型及びＮＦＴ－３８Ｂ型を例として、実輸送後に輸送容器内の水素ガス濃度を測定した結果[1)]及びＮＦＴ型輸送物の評価を以下に示す。

１．ＮＦＴ型輸送容器内の水素ガス濃度測定結果

(1) 測定対象輸送容器

測定対象輸送容器は、ＰＷＲ燃料輸送用のＮＦＴ－１４Ｐ型及びＢＷＲ燃料用のＮＦＴ－３８Ｂ型とし、各１基の測定を行った。収納物は、漏えいのない健全な使用済燃料であり、ガンマ照射線量はそれぞれ 640Gy/h 及び 844Gy/h である（中性子による照射線量は全照射線量の 10^{-5} 程度であるため評価の上で無視した）。

(2) 輸送容器内ガスのサンプリング

ＮＦＴ型輸送容器の内部ガスは、蓋膨張室内とキャビティ内に分かれているため、それぞれからガスのサンプリングを行なった。サンプリングは、ＮＦＴ型輸送容器からの使用済燃料の取り出し作業の過程で行った。

まず、輸送容器縦起こし状態にて、蓋のバルブを通して、蓋膨張室内のガスをサンプリングタンクに回収し、検知器にガスを吸入して測定した（(ロ)－第Ｂ．参１図）。

次に、輸送容器縦起こし状態にて、輸送容器をプールに入水し、蓋を取り外す際に、輸送容器にガス捕集フードを取付け、サンプリングラインを通してサンプリングバッグに回収し、サンプリングバッグから検知器にキャビティ内のガスを吸入して測定した（(ロ)－第Ｂ．参２図）。

(3) 水素ガス濃度測定

水素濃度の測定は、ガス検知管により行った。実測結果を(ロ)－第Ｂ．参１表に示す。ＮＦＴ－１４Ｐ型及びＮＦＴ－３８Ｂ型の水素濃度測定値は、いずれも発火下限の水素濃度４％を下回る結果であった。

(ロ)－第Ｂ．参１表　水素ガス濃度測定結果[1)]

輸送物	水素ガス濃度	
	蓋膨張室	キャビティ
ＮＦＴ－１４Ｐ型	0.50%	1.24%
ＮＦＴ－３８Ｂ型	0.14%	0.43%

２．ＮＦＴ型輸送容器内の水素ガス濃度評価

(1) 水素ガス濃度を測定したＮＦＴ型輸送容器に対する評価

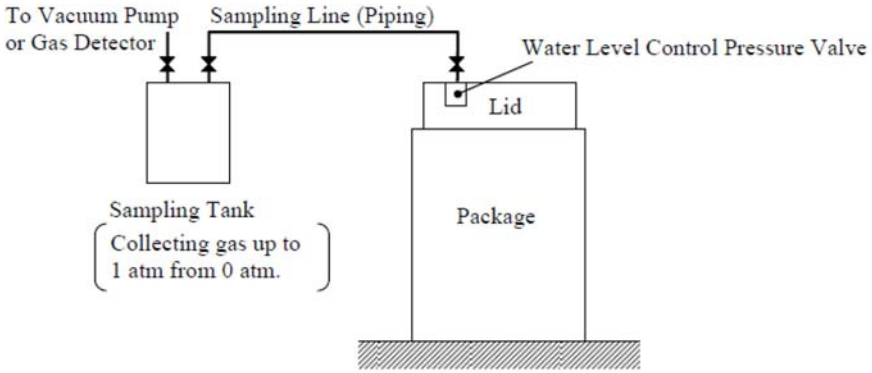
参考文献(1)では、計算評価値として、類似の環境下における水の放射線分解による水素定常濃度評価結果をベースに、水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして、水素ガス濃度の概算計算を行っている。その評価結果を(ロ)－第Ｂ．参２表に示す。ＮＦＴ－１４Ｐ型では計算値が実験値を若干下回っており、ＮＦＴ－３８Ｂ型では計算値が実験値を上回っているが、比較的よい一致を示している。

(ロ)－第Ｂ．参２表　水素ガス濃度評価結果[1)]

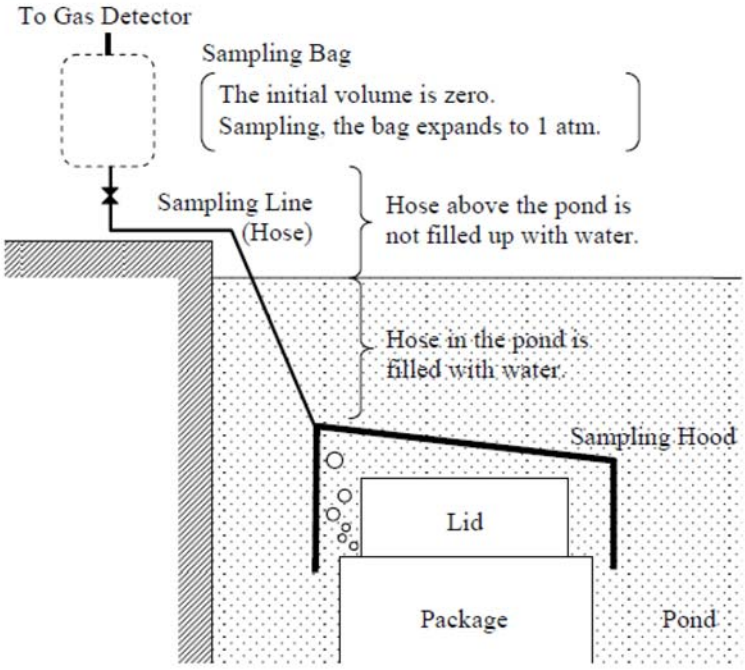
輸送物	ガンマ線照射線量	水素ガス濃度
ＮＦＴ－１４Ｐ型	640Gy/h	0.99%
ＮＦＴ－３８Ｂ型	844Gy/h	1.14%

(2) ＮＦＴ型輸送物における線源条件に対する評価

ＮＦＴ型輸送物において、最もガンマ線源強度が大きいＮＦＴ－１４Ｐ型においても、ガンマ線照射量は約 0.7Gy/s であるが、仮にガンマ線照射線量を保守側に 1Gy/s (3600Gy/h) としても、(1)で示した値を同様に水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして補正すると、水素ガス濃度は 2.4%となる。この値は、水素ガスの爆発下限である空気との混合比 4%に対して十分小さい値であり、容器内圧の上昇としても無視できるものである。



（ロ）－第Ｂ．参１図　蓋膨張室内ガスのサンプリング方法[1)]



（ロ）－第Ｂ．参２図　輸送容器キャビティ内ガスのサンプリング方法[1)]

<参考文献>

1）Y.Fujita, M.Ebihara, “Evaluation of Hydrogen Yield in Spent Fuel Transport Package”, The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8, 2010, London, UK, Poster Session 210 (2010).

4.2.　除熱機能

4.2.1.　健全燃料輸送時

(1)　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a.　収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，胴内に充填した水及び空気の自然対流及び伝導により容器本体胴に伝えられる。
b.　容器本体胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝えられる。
c.　外筒に伝えられた熱は外筒及び外筒に設置したフィンにより大気に放散される。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，環境条件には構外用輸送容器としての安全評価に用いられている条件を用い，自然冷却により冷却されるものとして各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

構内輸送では緩衝体を装着しない運用とするが，既存評価の除熱設計において緩衝体は断熱の効果を有していることから，緩衝体を装着しない運用は除熱性能が向上し，容器本体の温度は既存評価における各部温度に比べて低くなる。また，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており，既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表－９に示す。

表－９　設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	使用可能温度	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	Ｏリング
	炭素鋼	構造強度が確保される制限温度	375	胴
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－２	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 *1，*2	200	7×7 燃料，8×8 燃料
			300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

(3)　燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（15kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量(最大 8kW)を包絡している。

(4)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は，以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル
（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル
（以下「全体モデル」という。）

評価条件を表－１０に示す。

表－１０　評価条件

項目		評価条件
収納体数　　(体)		12
崩壊熱量　　(kW)		15
周囲温度　　(℃)		38
太陽熱放射 (W/m^2)	垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面（曲面）	400

(5)　評価方法

軸方向を断熱とした輪切り半ピッチモデルで構内用輸送容器中央部断面の各部温度を評価する。輪切り半ピッチモデルで評価できない部位については，軸方向の温度分布が求められる全体モデルで評価する。

解析にはABAQUSコードを用いる。

(6)　評価結果

評価結果を表－１１に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は123℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表－１１　評価結果（各部温度）

対象部位	材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	104	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	106	300	Ｏリング
	炭素鋼	116	375	胴
	ステンレス鋼	110	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	120	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－２	123	200	7×7燃料，8×8燃料
			300	新型8×8ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度8×8燃料，9×9燃料

4.2.2.　漏えい・変形燃料混載時

構内用輸送容器に収納する漏えい・変形燃料の燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており，既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため，評価結果は前項の健全燃料輸送時の評価に包絡される。

なお，万が一輸送容器の取り扱い中に漏えい燃料棒が破損し，漏えい燃料棒からペレットが放出されたとしても，放出ペレットの発熱量は設計発熱量の 0.1%未満であり，構内用輸送容器の構成部材及び燃料の健全性に影響はない。

また，既存評価の解析モデルには燃料収納スペーサをモデル化しているが，燃料収納スペーサがない場合でも上記と同様に崩壊熱量は十分低いものとなっていることから，構内用輸送容器の構成部材及び燃料の健全性に影響はない。

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図－５に示す。

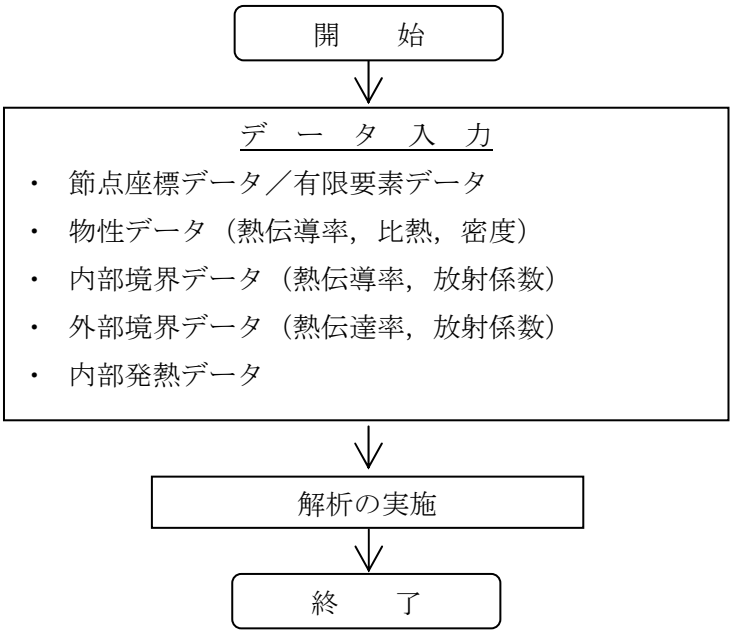
（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)



図－５　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図－６に示す。

（４） 使用実績

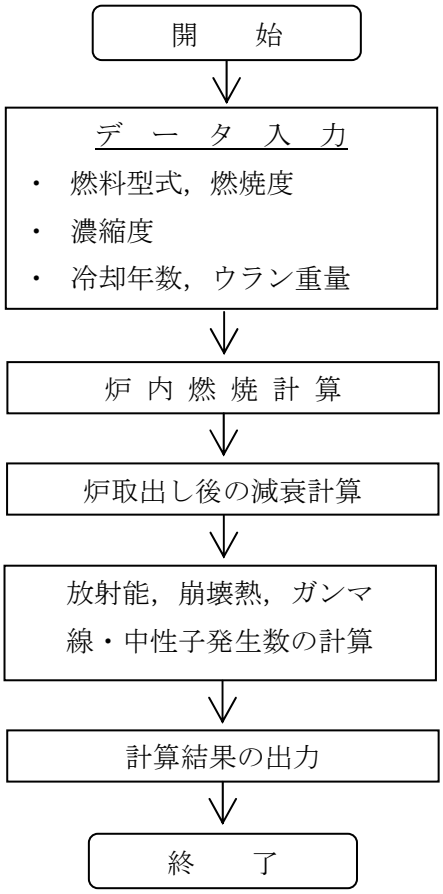
ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。
大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2（社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月



図－６　ORIGEN2 コードの計算フロー図

4.3.　密封機能

(1)　基本的な考え方

構内用輸送容器の密封装置は，容器本体及び蓋より構成される密封容器とこれに付属するバルブから構成される。容器本体と蓋の間，及びバルブのガスケットにはOリングが使用されている。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価及び除熱機能評価の結果から，構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。

(2)　評価結果

4.1.項に示したとおり，構造強度評価から蓋，蓋ボルト，胴及び底板は構内輸送における荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封装置の構造健全性に問題がないことが確認されている。

また，4.2.項に示したとおり，除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は 106℃以下であり，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

4.4.　遮へい機能

4.4.1.　健全燃料輸送時

(1)　基本的な考え方

遮へい設計にあたっては，内部に燃料を入れた場合に放射線障害を阻止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

a．構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

b．主要なガンマ線遮へい材は，胴，底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。

c．主要な中性子遮へい材は，胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている評価手法を用い，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率が設計基準を超えないことを評価する。

なお，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されるが，構内輸送では緩衝体がない状態で運用することから，再評価を実施する。ただし，緩衝体がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし，既存評価書の内容を引用する。

(2)　設計基準

設計基準を表－１２に示す。

表－１２　設計基準

（単位：μSv/h）

	設計基準
構内用輸送容器　表面	2000 以下
構内用輸送容器　表面から１ｍ	100 以下

(3)　評価条件

評価条件は既存評価と同一である。

(4)　評価方法

遮へい計算は，既存評価と同様に，ガンマ線，中性子共にDOT3.5コードを用いて計算し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

遮へい解析モデルは既存評価モデルから，緩衝体のないモデルに変更する。その他の条件は，既存評価と同様である。

ライブラリとしては，DLC-23/CASKデータを用い，線量当量率への変換はICRP Publ.74に従う。

(5)　評価結果

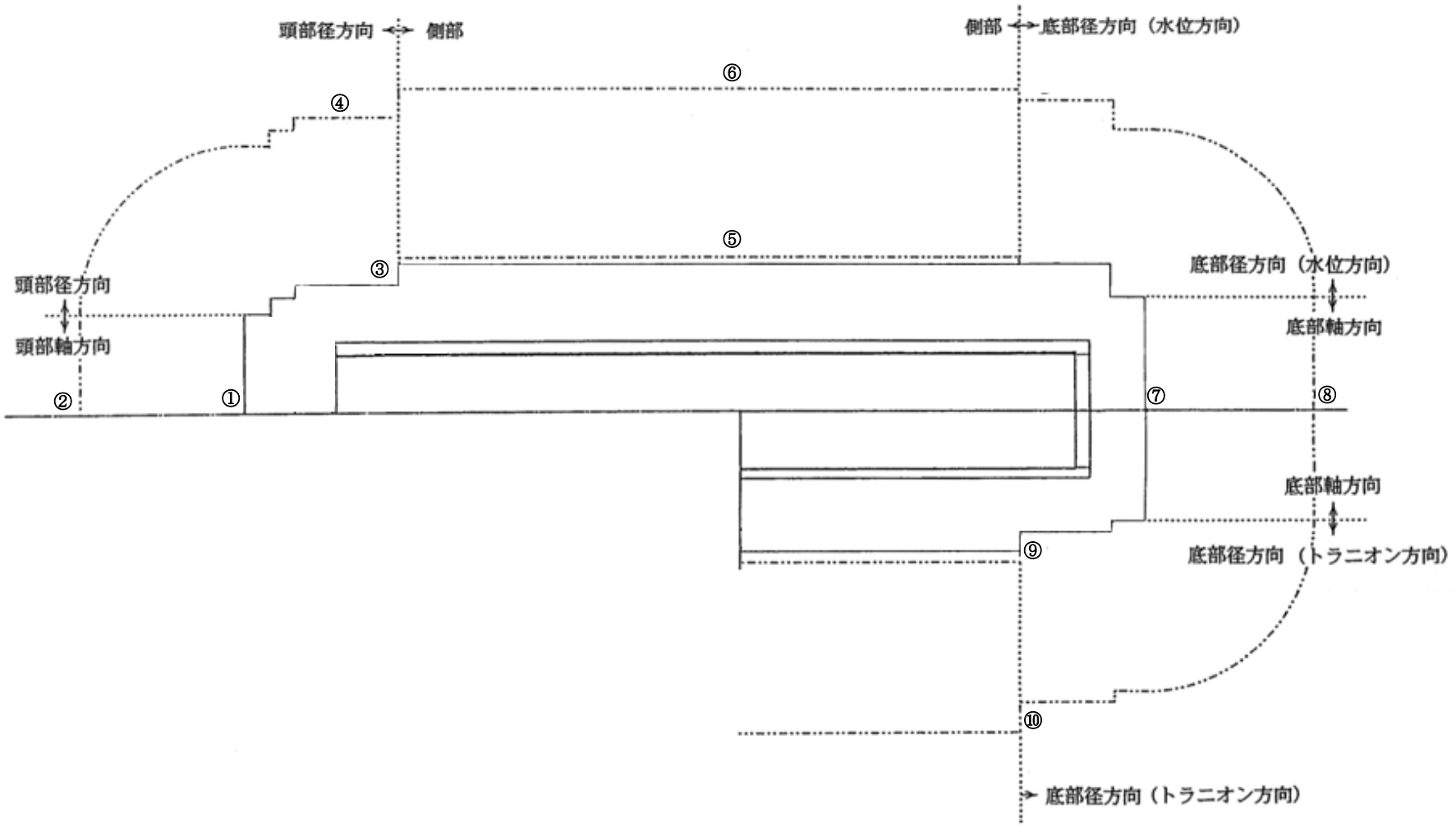
構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図－７に,評価結果を表－１３に示す。なお,評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

表－１３　最大線量当量率の計算結果

（単位：μSv/h）

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	984.6	549.9	236.9	165.1	928.8
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から１ｍ	計算結果	38.3	44.5	79.5	31.5	57.6
	設計基準値	100				



図－７　　線量当量率評価位置

4.4.2.　漏えい・変形燃料混載時

(1)　基本的な考え方

漏えい・変形燃料混載時の遮へい機能の評価においては，構外用輸送容器としての安全評価（漏えい燃料収納時）に用いられている評価手法を用い，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率が設計基準を超えないことを評価する。

なお，構内輸送では燃料収納缶を用いずに運用することから，再評価を実施する。ただし，燃料収納缶がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし，既存評価書の内容を引用する。

(2)　設計基準

設計基準は健全燃料と同様であり，表－１２に示すとおりである。

(3)　評価条件

漏えい燃料２体については，漏えい燃料の冷却期間，平均燃焼度により放射能強度を求め，評価を行う。

なお，変形燃料については冷却期間，平均燃焼度は既存評価の条件に包絡されるため，本評価では変形燃料は安全側に健全燃料として扱うこととする。

(4)　評価方法

漏えい燃料については，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒 2 本分のペレットが容器内の任意の位置に存在するものとして線量当量率を求める。

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共に ANISN コードを用いて燃料棒２本分のペレットに対する線量当量率を求め，安全側に健全燃料（変形燃料含む）のみ収納時の線量当量率に加算して，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

解析モデルは一次元球モデルとし，健全燃料の解析モデルにおける遮へい解析結果が厳しい位置に存在すると仮定する。

なお，ライブラリは，健全燃料と同様に DLC-23/CASK データを用い，線量当量率への変換は ICRP Publ.74 に従う。

(5)　評価結果

漏えい・変形燃料混載時の評価結果を表－１４に示す。なお，評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，漏えい・変形燃料混載時においても構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

なお，線量当量率評価位置については，健全燃料収納時と同様であり，図－７に示すとおりである。

表－１４　最大線量当量率の計算結果（漏えい・変形燃料混載時）

（単位：μSv/h）

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1010.0	607.7	238.3	237.2	986.6
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から１ｍ	計算結果	40.7	47.7	79.8	35.4	60.8
	設計基準値	100				

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図－８に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

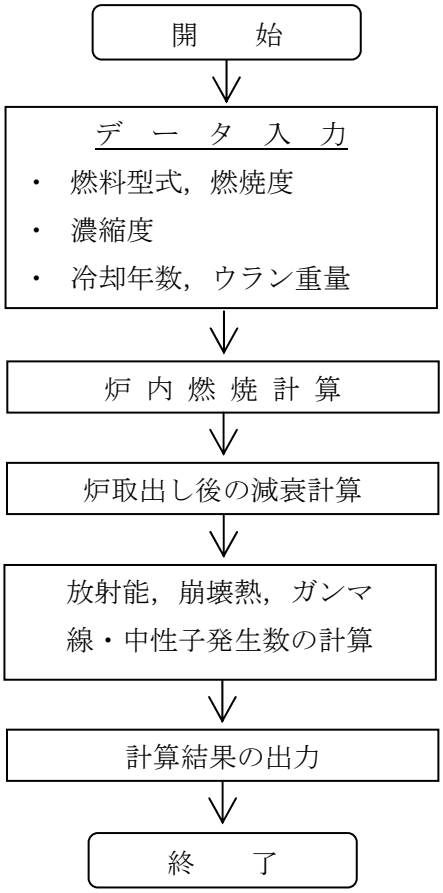
（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL，“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”，CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”，1989 年 8 月



図－８　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図－９に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

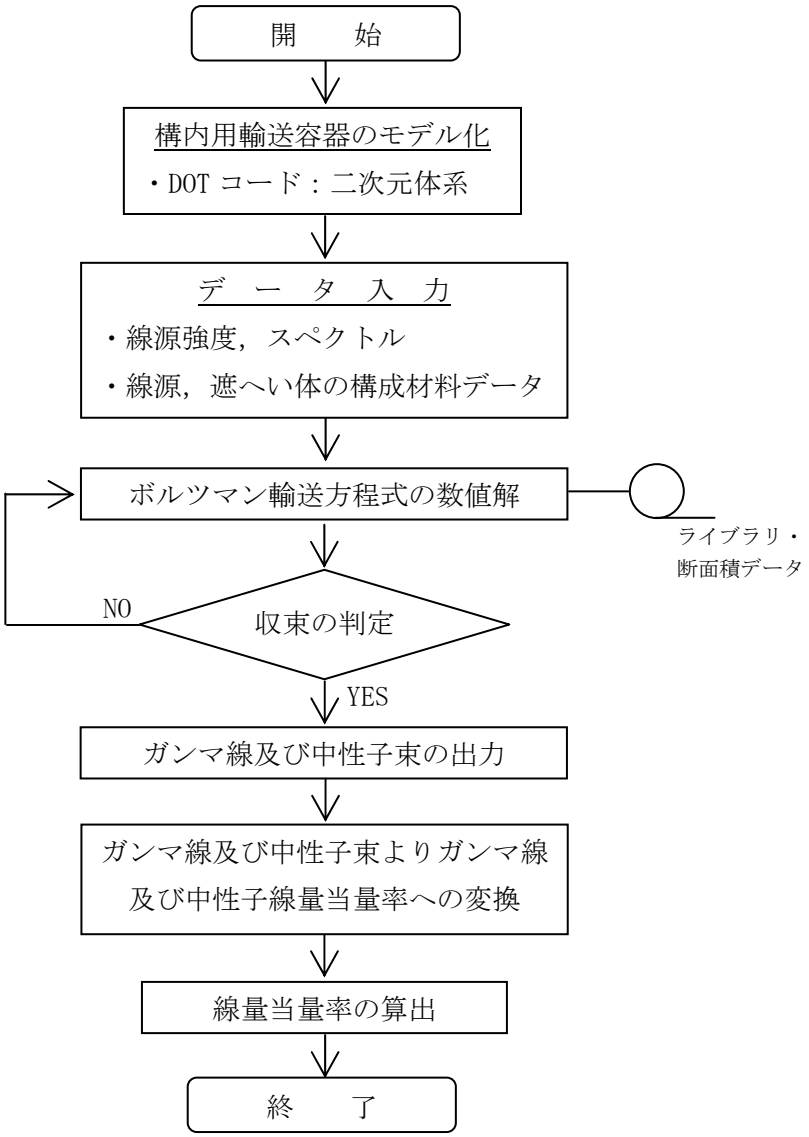
（５）検証

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月



図－９　DOT コードの解析フロー図

4.5.　臨界防止機能

4.5.1.　健全燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，構内用輸送容器に収納する健全燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。
・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値（初期濃縮度）とする。
・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが，中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し，安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。
・燃料は反応度が最も高くなるように配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。
・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
・チャンネルボックスを水に置換える。
・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし，上・下部タイプレート部などを水に置換える。
・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。
・中性子遮へい体及びフィンはないものとする。
・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１５に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１５　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.900[*1]	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

4.5.2.　漏えい・変形燃料混載時

4.5.2.1.　健全燃料及び漏えい燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，構内用輸送容器に収納する健全燃料及び漏えい燃料の初期濃縮度は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため，健全燃料及び漏えい燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。さらに，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒 2 本分のペレットが構内用輸送容器内に放出されるものとして，既存評価の条件に追加する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，ペレットの放出を考慮する以外は健全燃料輸送時と同様とする。

放出されたペレットはペレットと水が混ざった状態とし，燃料領域以外の水領域に存在するものと仮定する。また，ペレットと水は水／ウラン比及びペレット粒径が最適な状態とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料及びペレットのウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１６に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１６　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.903*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

4.5.2.2.　健全燃料及び変形燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，構内用輸送容器に収納する健全燃料は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため，健全燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。また，安全側に変形燃料の燃料棒の変形を考慮して評価する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，9×9 燃料 11 体，7×7 燃料 1 体について行うこと及び燃料収納スペーサを無視すること以外は健全燃料輸送時と同様とする。

変形燃料は大口格子に収納し，反応度が最も高くなるように配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される変形燃料について全領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１７に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１７　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.895*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

4.5.2.3.　健全燃料，漏えい燃料及び変形燃料混載時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，4.5.2.1.と同様に健全燃料及び漏えい燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。また，4.5.2.2.と同様に安全側に変形燃料の燃料棒の変形を考慮して評価する。さらに，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒2本分のペレットが構内用輸送容器内に放出されるものとして，4.5.2.2.の条件に追加する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が0.95以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，ペレットの放出を考慮する以外は健全燃料及び変形燃料輸送時と同様とする。

放出されたペレットは健全燃料及び漏えい燃料輸送時と同様にペレットと水が混ざった状態とし，燃料領域以外の水領域に存在するものと仮定する。また，ペレットと水は水／ウラン比及びペレット粒径が最適な状態とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料及びペレットのウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１８に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１８　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.898*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-V.a）について

(1) 概要

KENO-V.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-V.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図－１０に示す。

(4) 使用実績

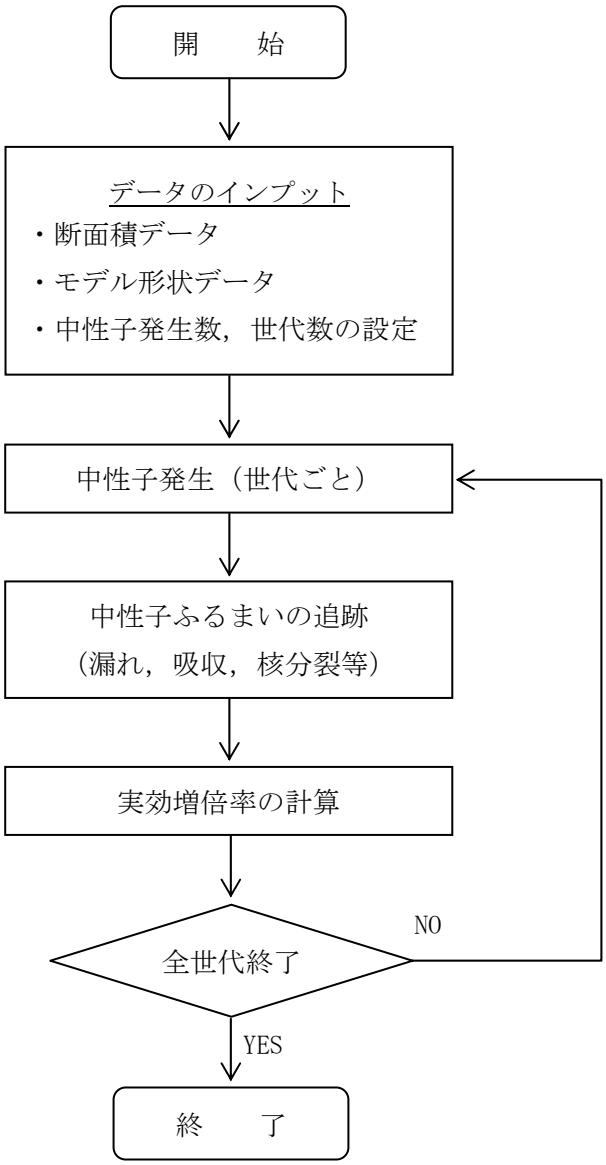
KENO-V.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1の中から16種類の臨界体系をベンチマーク試験*2として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.



図－１０　KENO-V.a コードの解析フロー図

5.　構内用輸送容器の落下

5.1.　原因

構内用輸送容器の取り扱い中に，何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

5.2.　発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために，次のような設計及び運転上の対策を講じる。

（１）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。

（２）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。

（３）クレーン主巻フックと吊具，吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。

（４）取付け作業後の取付け状態を確認し，外れ止めを取り付ける。

（５）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。

（６）作業手順書を整備し，作業員への教育周知を行う。

（７）有資格者による設備操作，作業管理を行う体制とする。

5.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

本構内用輸送容器は，最大 12 体の燃料を輸送することが可能な容器である。これは既に構内用輸送容器として用いている NFT-22B 型の燃料収納体数 22 体より少ない。

従って，核分裂生成物の放出量及び線量の評価は「添付資料－２－１　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）」の評価に包絡される。

４号機　構内用輸送容器（NFT-12B 型）に係る確認事項について

４号機 構内用輸送容器（NFT-12B 型）の確認事項を表―1～表―2 に示す。

表－1　確認事項（構内用輸送容器（NFT-12B 型））

確認項目	確認内容	判定基準
寸法確認	変形燃料を収納する大口格子の内寸を確認する。	実施計画のとおりであること。
挿入確認	変形燃料を収納する大口格子に挿入ゲージ※が円滑に挿入,取出しできることを確認する。	挿入ゲージの挿入，取出しが円滑に行えること。

※2013 年 12 月に当該燃料について吊上げチャンネルボックスの曲がり状況を確認し，チャンネルボックスの曲がりを考慮した最大寸法は測定誤差を加味し 156mm であることを確認している。このため，挿入ゲージは１辺 156mm 以上とする。

表―２　確認事項（構内用輸送容器（NFT-12B 型）のうち，大口格子用スツール）

確認項目	確認内容	判定基準
寸法確認	実施計画に記載されている主な寸法について確認する。	実施計画のとおりであること。
材料確認	実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
外観確認	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。

破損燃料用輸送容器（7 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1.　３号機の破損燃料用輸送容器（7 体）に係る安全機能及び構造強度

1.1.　破損燃料用輸送容器（7 体）の概要

３号機使用済燃料プールには，「添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書　6.2.　３号機における燃料の取り扱い」に示すとおり，震災以前から存在する漏えい燃料等やハンドル部が変形し燃料健全性への影響が疑われる燃料（以下，「破損燃料」という。）が存在し，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定する。破損燃料用輸送容器は，これらの破損燃料を共用プールへ輸送する際に使用する。

破損燃料用輸送容器は，既存の３号機構内用輸送容器に対して破損燃料を評価条件とした安全評価を行い，安全機能及び構造強度を確認した上で破損燃料用輸送容器として使用する。

また，破損燃料用輸送容器は，収納する燃料のハンドル部の変形の程度に応じて，バスケットを取り替えることにより，変形が小さい燃料を 7 体収納できる容器（以下，「破損燃料用輸送容器（7 体）」という。）と，変形が大きい燃料を 2 体収納できる容器（以下，「破損燃料用輸送容器（2 体）」という。）に使い分けることが可能である。

なお，後者の破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度については，「添付資料２－２－２　破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）」で説明する。

1.1.1.　破損燃料用輸送容器（7 体）の構成

「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.1.1.　構内用輸送容器の構成」を参照。

1.1.2.　設備仕様

1.1.2.1.　破損燃料用輸送容器（7体）の仕様

「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.1.2.1.　構内用輸送容器の仕様」を参照。

1.1.2.2.　破損燃料用輸送容器（7体）に収納する燃料仕様

バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（小）（内寸153㎜）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は，震災以前から存在する漏えい燃料，チャンネルボックスが装

着されていないスペーサー部損傷燃料及びハンドル部の変形が小さい燃料，並びに健全燃料とする。

なお，破損燃料用輸送容器（7体）で輸送可能な３号機の破損燃料は，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定される燃料に限る。

３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様を表1-1-1に示す。

表1-1-1　３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

	使用済燃料				新燃料
燃料タイプ	8×8燃料	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	高燃焼度 8×8 燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	－
最短冷却日数(日)※1	12,133	7,979	4,229	3,207	－

※１：平成 31 年 3 月 31 日時点での冷却期間

1.2.　評価の基本方針

破損燃料用輸送容器（7 体）が本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

なお，既存の３号機構内用輸送容器の安全機能及び構造強度は「添付資料－２－１－２構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）」（以下，「既存評価」という。）で確認されているため，1.1.2.2.項に示す３号機の破損燃料が既存評価の評価条件に該当しない事項について，新たに評価を行う。

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に対する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1　破損燃料用輸送容器（7体）安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	新評価実施要否	評価方針
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，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。	破損燃料用輸送容器（7体）	－	震災以前から存在する漏えい燃料等は，燃料被覆管の軽微な損傷または損傷の可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。また，ハンドル部が変形した燃料についても落下がれきにより燃料上部が損傷している可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから，設計事象の荷重条件が既存評価と同等であると言えるため，新評価は不要。
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	－	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから，評価条件が既存評価と同等であると言えるため，新評価は不要。
		破損燃料用輸送容器（7体）	－	
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	－	構造強度及び除熱機能の評価結果が既存評価と同等であり，容器構造も同一であるため，新評価は不要。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	－	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから，評価条件が既存評価と同等であると言えるため，新評価は不要。
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	○	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定するが，万一臨界に至った場合の影響緩和が困難であることから，保守的に燃料棒の形状が維持されていないと仮定して実効増倍率を評価する。

1.3.　臨界防止機能

1.3.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- 燃料を収納するバスケットは格子構造として,燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン添加ステンレス鋼を使用し，バスケット外周部にボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.3.2.　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.3.3.　評価条件

1)燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。臨界評価モデルを図 1-3-1 に示す。

・燃料棒の形状が維持されていないと仮定し，以下の条件を設定する。
  ・燃料被覆管が破損しペレットが使用済燃料収納缶（小）内に放出され，さらに使用済燃料収納缶（小）外にペレットが漏えいすることを仮定し，容器内にペレットと水が非均質に混ざった状態とする。
  ・水／ウラン比，ペレット粒径が最適な状態とする。
  ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，９×９燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%とする。また，中性子吸収断面積の大きい Gd は無視する。
・バスケット内の使用済燃料収納缶（小）配置は，格子間の範囲で偏心配置（バスケット中心寄り）を考慮する。
・バスケット材料のボロン添加ステンレス鋼材中及びバスケット外周に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}Ｂ含有量は，製造下限値とする。
・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
・破損燃料用輸送容器（7 体）外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
・評価モデルは３次元体系とする。

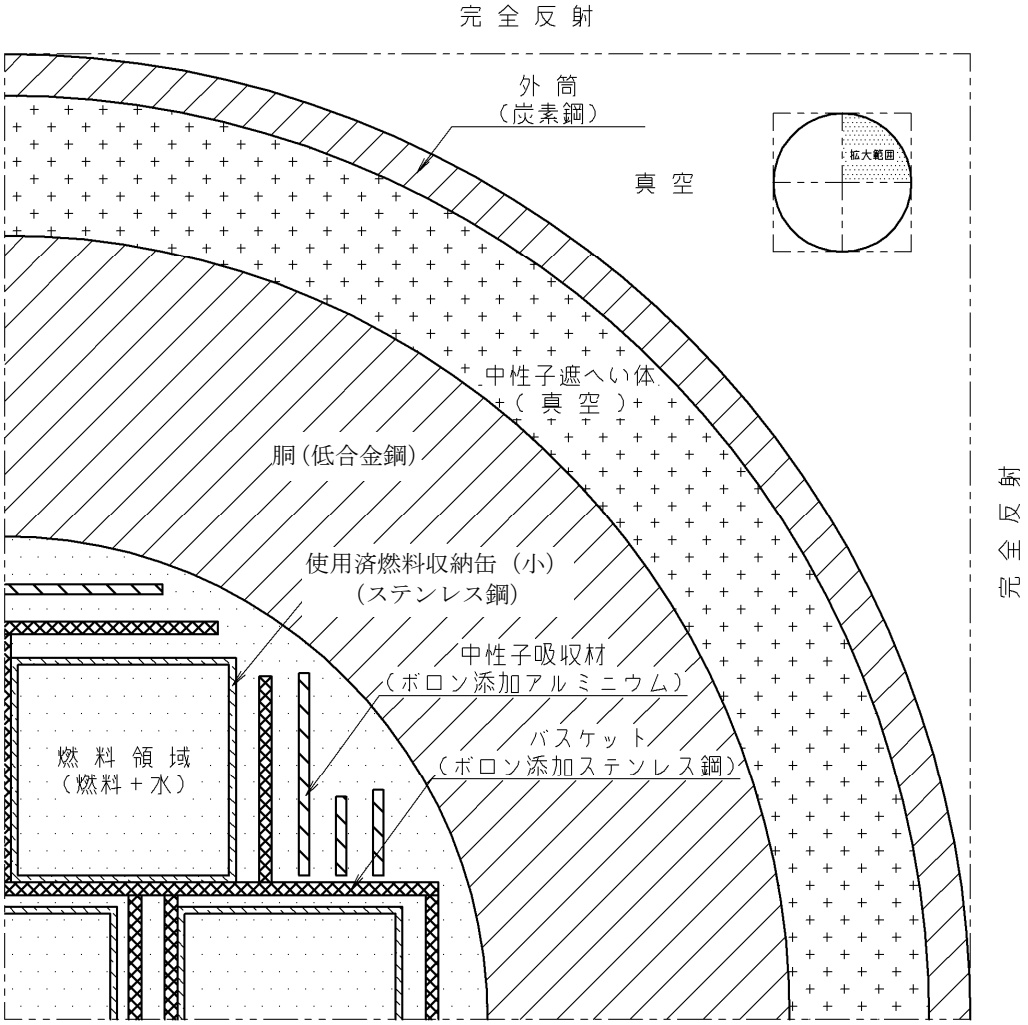

完 全 反 射
外 筒
（炭素鋼）
真 空
拡大範囲
中性子遮へい体
（ 真 空 ）
胴（低合金鋼）
使用済燃料収納缶（小）
（ステンレス鋼）
中性子吸収材
（ボロン添加アルミニウム）
バスケット
（ボロン添加ステンレス鋼）
燃 料 領 域
（燃料＋水）
完 全 反 射

図 1-3-1　臨界評価体系

1.3.4.　評価方法

破損燃料用輸送容器（7 体）の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

1.3.5.　評価結果

評価結果を表 1-3-1 に示す。表 1-3-1 に示すとおり，破損燃料用輸送容器（7 体）の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-3-1　評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.94	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 1-3-2 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

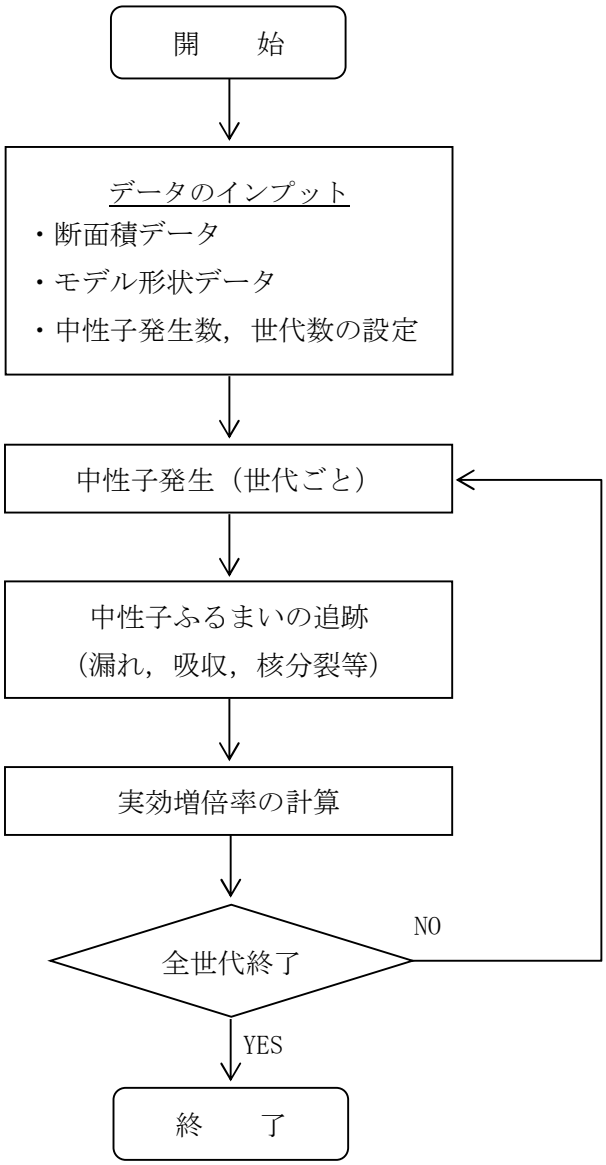


図 1-3-2　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

1.4.　破損燃料用輸送容器（7 体）の落下

「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.8.　構内用輸送容器の落下」を参照。

破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1.　３号機の破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度

1.1.　破損燃料用輸送容器（2 体）の概要

３号機使用済燃料プールにあるハンドル部の変形が認められる燃料のうち,ハンドル部の変形が大きく破損燃料用輸送容器（7 体）に収納できない燃料については，内のりの大きいバスケット（2 体収納）に取り替えた破損燃料用輸送容器（2 体）を使用して，共用プールへ輸送する。なお，バスケット（2 体収納）は 3 基ある３号機構内用輸送容器のいずれに対しても取り替えることができる。

1.1.1.　破損燃料用輸送容器（2 体）の構成

破損燃料用輸送容器（2 体）は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。なお，バスケット以外の構成部材は破損燃料用輸送容器（7 体）から流用して用いる。破損燃料用輸送容器（2 体）の概要図を図 1-1-1 に示す。

（１）容器本体

容器本体は胴，底板，中性子遮へい体，外筒で構成される。低合金鋼の胴及び底板と蓋で放射性物質を閉じ込める耐圧バウンダリを構成する。

また，主に胴及び底板の低合金鋼がガンマ線遮へい機能を有し，胴と外筒の間および底板の底部に配置されたレジンが中性子遮へい機能を有する。

（２）蓋

蓋は一次蓋及び二次蓋で構成する。

一次蓋はステンレス鋼であり，複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。一次蓋にはゴム製のＯリングを設け容器本体フランジ面との密封性を確保する構造となっている。一次蓋のステンレス鋼がガンマ線遮へい機能を有する。

二次蓋もステンレス鋼であり，一次蓋の上から複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。二次蓋にもゴム製のＯリングを設け，容器本体フランジ面との密封性を確保できる構造となっている。

（３）バスケット

バスケットは容器内において燃料集合体を所定の位置に保持するための構造物である。また，未臨界確保のためバスケット外周にボロン添加アルミニウム合金板を設置している。

燃料集合体はバスケット内に装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（大）に収納する。

（4）トラニオン

トラニオンは容器のクレーンでの取扱い（吊上げ）及び，構内輸送時の固縛のために容器上部及び下部にボルトで取付ける。

取扱い時（縦姿勢）は容器と吊具との接続を二重化して落下を防止するために，上部トラニオンは二対（4個）設ける。

構内輸送時(横姿勢)では上部トラニオンと下部トラニオンで架台等に固定するため，下部トラニオンは一対（2個）設ける。

1.1.2.　設備仕様

1.1.2.1.　破損燃料用輸送容器（2体）の仕様

破損燃料用輸送容器（2体）の仕様を表1-1-1に示す。

表 1-1-1　破損燃料用輸送容器（2 体）の仕様

項目	数値等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 44.3
全長（m）	約 5.6
外径（m）	約 1.4
収納体数（体）	2
基数（基）	1※1

※１：バスケット（2体収納）は1個有する

1.1.2.2.　破損燃料用輸送容器（2体）に収納する燃料仕様

1.1.1.(3)に記載のとおり，バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（大）（内寸209㎜）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は，破損燃料用輸送容器（7体）に収納できない破損燃料，並びに健全燃料とする。

なお，破損燃料用輸送容器（2体）で輸送可能な３号機の破損燃料は，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定される燃料に限る。

３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様を表1-1-2に示す。

表1-1-2　３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

	使用済燃料				新燃料
燃料タイプ	8×8燃料	新型８×８ ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	高燃焼度 ８×８燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	－
最短冷却日数(日)※2	12,133	7,979	4,229	3,207	－

※２：平成 31 年 3 月 31 日時点での冷却期間

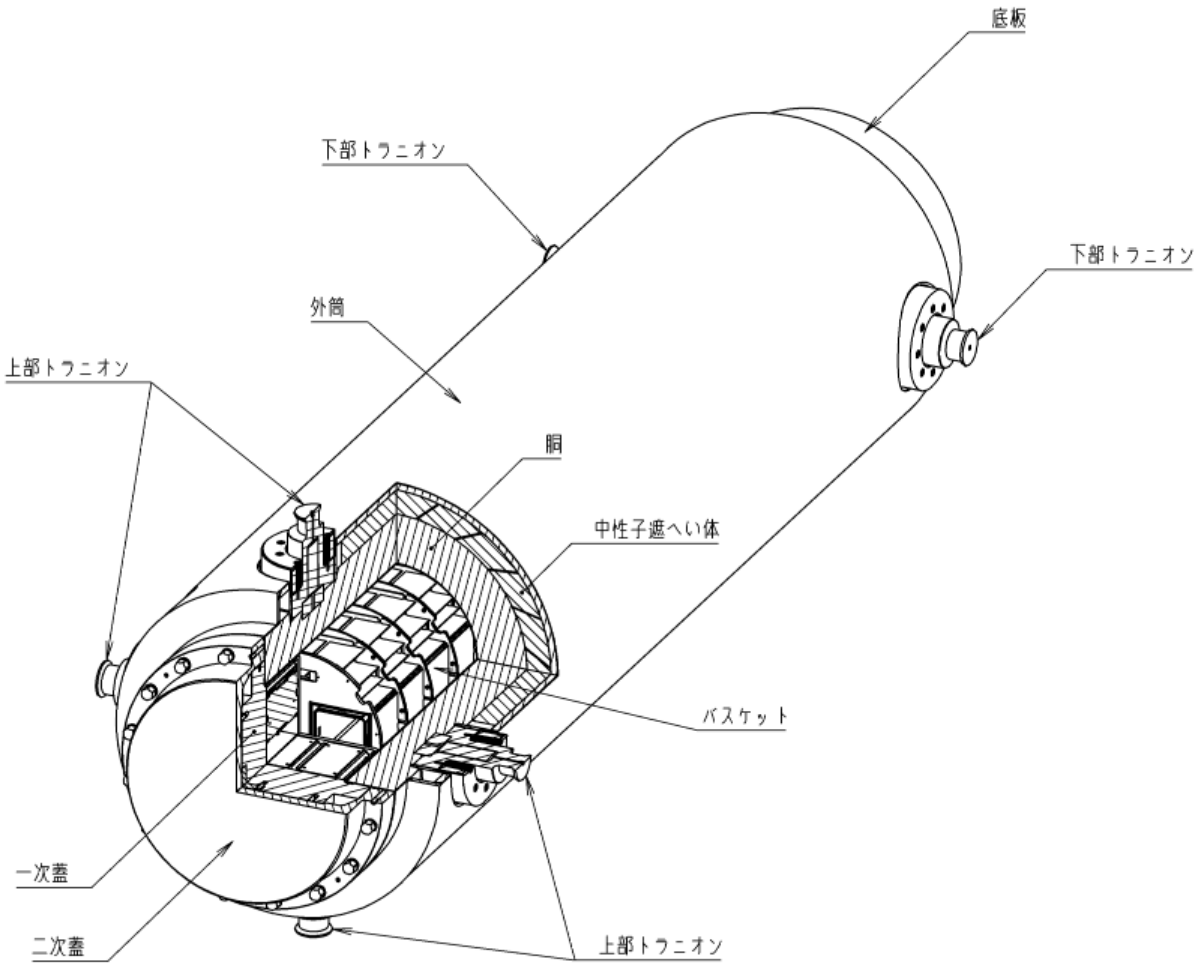


図 1-1-1　破損燃料用輸送容器（2 体）　概要図

1.2.　評価の基本方針

破損燃料用輸送容器（2 体）が，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に関する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1　破損燃料用輸送容器（2体）安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	評価方針
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，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。	破損燃料用輸送容器（2体）	落下がれきにより燃料上部が損傷している可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。 ３号機構内用輸送容器の取扱手順から設計事象を抽出し，その荷重条件で発生する応力を評価する。 構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007設計・建設規格を準用する。
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管 破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定し，収納する燃料から発生する最大崩壊熱量で容器各部及び燃料の温度を評価する。
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器密封部の健全性が維持されることを評価する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定し，収納する燃料から発生する線源強度で容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を評価する。
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定するが，万一臨界に至った場合の影響緩和が困難であることから，保守的に燃料棒の形状が維持されていないと仮定して実効増倍率を評価する。

1.3.　構造強度評価

1.3.1.　基本的な考え方

破損燃料用輸送容器（2 体）の構造強度の評価部位は，安全上重要な部位として容器本体（胴及び底板），蓋，バスケット，支持機能を有するトラニオンとする。

ただし，バスケットを除く構成部材は３号機構内用輸送容器と同一であり，収納体数は３号機構内用輸送容器の 7 体より少ないため容器質量は小さい。よって，容器の支持部材であるトラニオンについては,「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機） 1.3.　構造強度評価」に包絡される。

従って，容器本体（胴及び底板），蓋，バスケットの各部の構造強度を評価する。

構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007 設計・建設規格（以下,「設計・建設規格」という。）を準用する。各評価対象部位の適用基準・規格を表 1-3-1 に示す。

表 1-3-1　構造強度に係る適用基準・規格

評価対象 部位	設計・建設規格 機器区分	構造強度 評価方法	考え方
容器本体，蓋	クラス３容器	クラス１容器の規定を準用	容器本体及び蓋は設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義より，クラス３容器に区分されると考えられる。 圧力荷重についてはクラス３容器における規格計算式で評価することができるが，熱荷重や取扱時の衝撃荷重等の各種の負荷荷重が発生することから，これらの荷重については，応力解析によって発生応力を求めて評価する必要がある。 したがって，構造強度評価手法は，同様な「解析による設計」の考え方が採用されているクラス１容器を準用する。
バスケット	ノンクラス	炉心支持構造物の規定を準用	バスケットは設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義に該当しないと考えられる。 しかし，容器内において燃料を支持する部材であるため，構造強度評価手法は，炉心支持構造物を準用する。

1.3.2.　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，破損燃料用輸送容器（2体）の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図 1-3-1 に示すハンドリングフローに基づき，破損燃料用輸送容器（2 体）の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 1-3-2 に示す。

1）設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

2）設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3），搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7），転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3），搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7），転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

破損燃料用輸送容器（2 体）を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤ及び吊具の二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，破損燃料用輸送容器（2 体）の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

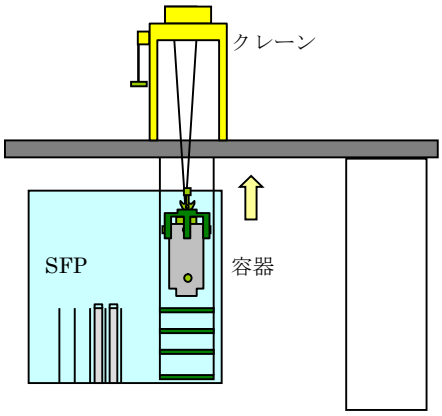
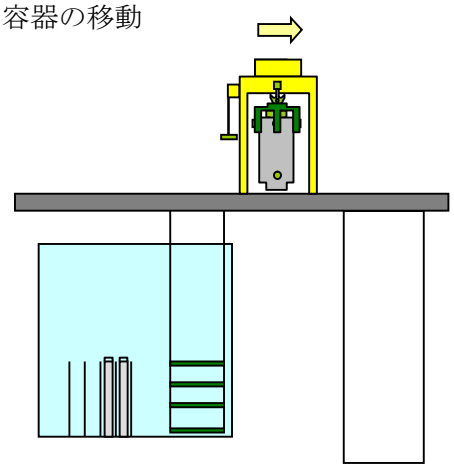
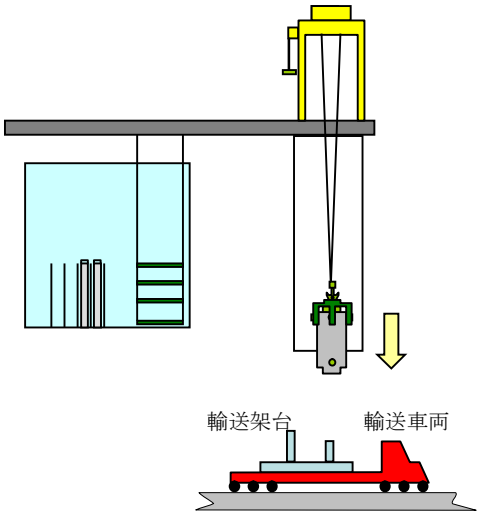
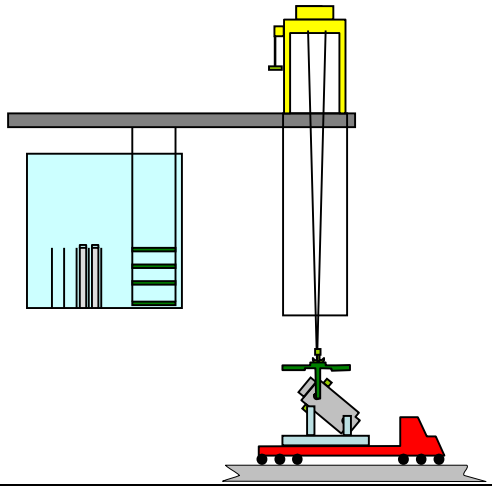
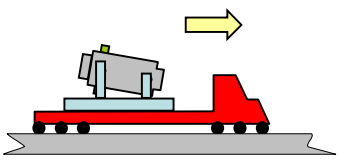
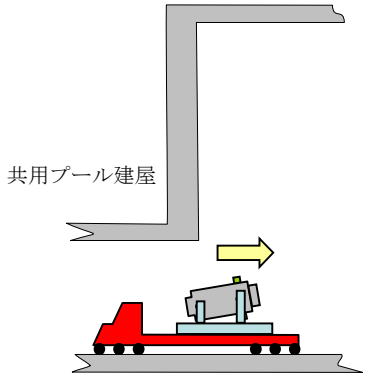
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード</th><th>No.</th><th>取扱いモード</th></tr>
<tr><td>1</td><td>プールからの容器の吊上げ
 
</td><td>2</td><td>容器の移動
  </td></tr>
<tr><td>3</td><td>容器の吊下し
 
</td><td>4</td><td>輸送車両への積載
  </td></tr>
<tr><td>5</td><td>構内輸送（３号機→共用プール）
  </td><td>6</td><td>共用プール建屋への搬入
 
</td></tr>
</table>

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

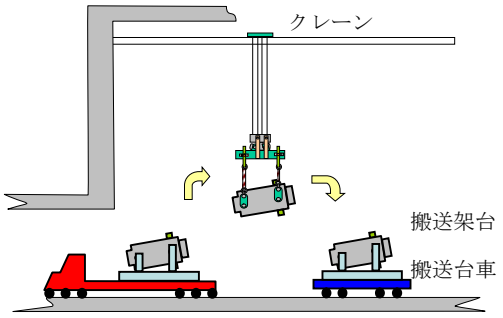
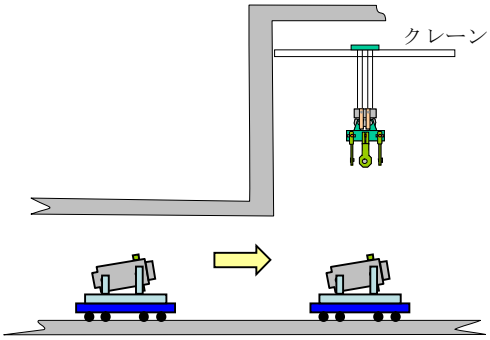
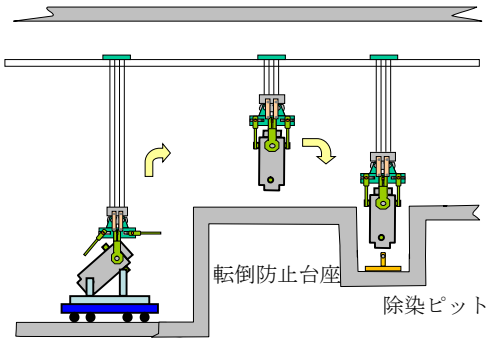
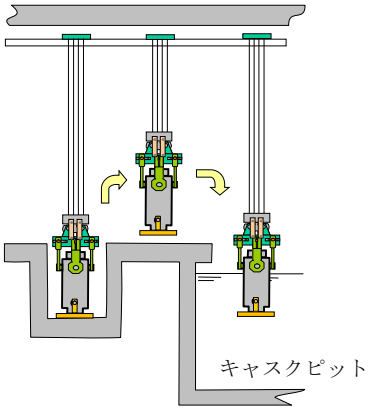
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
7	搬送台車への積載 	8	キャスク取扱室への移動 
9	除染ピットへの移動 	10	キャスクピットへの移動 

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 1-3-2　設計事象の抽出（1/2）

起因事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
破損燃料用輸送容器（2 体）の落下	輸送車両取扱い時の落下（No. 5）	固定ボルトの取付け不良	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 容器は輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 容器は輸送車両で徐行して輸送 ● 輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限	×		×
	搬送台車取扱い時の落下（No. 8）	固定ボルトの取付け不良	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 容器は搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有している	×		×
	クレーン取扱時の落下（No. 1, 2, 3, 4, 7, 9, 10）	吊具の取付け不良（３号機）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の ITV による目視確認 ● 取付け状態の吊具アーム部のリミットスイッチによる確認 ● 地切り後の ITV による取付け状態の確認，クレーンの荷重確認	×		×
		吊具の取付け不良（共用プール）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の作業員による確認	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断（３号機）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ，吊具点検	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断（共用プール）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ，吊具点検	×		×

表 1-3-2　設計事象の抽出（2/2）

起因事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
破損燃料用輸送容器（2 体）の衝突	クレーン移動時（走行，横行）の衝突 (No. 2, 7, 9, 10)	ブレーキの故障（３号機）	以下の対策，設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● ＩＴＶにより移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤（シーケンサ、インバータ等）による停止機能の作動	×		×
		ブレーキの故障（共用プール）	以下の対策，設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤（シーケンサ、インバータ等）による停止機能の作動	×		×
		操作員の誤操作（３号機）	以下の対策，設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● ＩＴＶにより移動経路に障害物がないことの確認	×		×
		操作員の誤操作（共用プール）	以下の対策，設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り） (No. 3, 4, 9, 10)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座，キャスクピットに衝突する場合を，設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り） (No. 7)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の搬送架台へ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，容器は巻下げ速度で搬送架台に衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，容器が搬送架台に衝突する場合を，設計事象として抽出。	○

1.3.3.　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，破損燃料用輸送容器（2 体）に発生する荷重を評価する。

1）内圧

内圧は，除熱評価結果から設定した容器内部水の温度（℃）から，下記の通り設定した。

① 容器内部水及び気体の熱膨張を考慮した場合の内圧

(a) 容器本体及び一次蓋の内圧

容器本体及び一次蓋の内圧は 0.6（MPa）とする。

(b) 二次蓋の内圧

二次蓋の内圧は 0.45（MPa）とする。

② 容器内部水及び気体の熱膨張に加えて，燃料破損による燃料棒内のガス放出を考慮した場合の内圧（最高使用圧力）

(a) 容器本体及び一次蓋の最高使用圧力

容器本体及び一次蓋の最高使用圧力は 2.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の最高使用圧力

二次蓋の最高使用圧力は 1.4（MPa）とする。

③ 試験時圧力

(a) 容器本体及び一次蓋の試験時圧力

容器本体及び一次蓋の試験時圧力は 3.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の試験時圧力

二次蓋の試験時圧力は 2.1（MPa）とする。

2）熱荷重

破損燃料用輸送容器（2 体）に発生する熱応力は，３号機構内用輸送容器における除熱評価で得られた温度分布を用いて評価する。

3）設計事象Ⅰの加速度

取扱い時及び構内輸送時の加速度

①取扱い時（吊上げ時）

破損燃料用輸送容器(2 体)を吊り上げる際に発生する加速度は以下のとおり。なお，吊上げ時の姿勢は縦姿勢である。

・容器軸方向加速度：1.32（G）

②構内輸送時

破損燃料用輸送容器（2 体）を構内輸送する際に発生する加速度は以下のとおり。な

お，構内輸送時の姿勢は横姿勢である。

・前後方向加速度：2.0（G）
・上方向加速度：2.0（G）
・下方向加速度：3.0（G）（自重を考慮）
・左右方向加速度：1.0（G）

4）設計事象Ⅱの加速度の導出

事象発生時に破損燃料用輸送容器（2 体）が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，搬送架台，転倒防止台座）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3）

縦姿勢で破損燃料用輸送容器（2 体）の下部トラニオンが輸送架台後部支持脚にクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

破損燃料用輸送容器（2 体）の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，(1)式で破損燃料用輸送容器（2 体）に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1+\sqrt{1+\frac{K\cdot V^2}{m\cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，α：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（2.882×10^{10}N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：破損燃料用輸送容器（2 体）の質量（4.43×10^{4}kg）

g：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は3.29Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

②破損燃料用輸送容器（2 体）の搬送台車上の搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7）

横姿勢で破損燃料用輸送容器（2 体）を搬送台車上の搬送架台に積載する際に，破損燃料用輸送容器（2 体）が搬送台車上の搬送架台に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

破損燃料用輸送容器（2 体）を剛体として，破損燃料用輸送容器（2 体）の有する運動エネルギーを搬送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，(1)式で破損燃料用輸送容器（2 体）に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：搬送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（5.738×10^{10}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は4.07Gとなり，余裕をみて5.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突及びキャスクピット床面への衝突（取扱いモードNo.9，10）

縦姿勢で破損燃料用輸送容器（2体）が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合及び，転倒防止台座を取り付けた破損燃料用輸送容器（2体）がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，(1)式で破損燃料用輸送容器（2体）に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（4.407×10^{11}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は9.10Gとなり，余裕をみて10Gを評価加速度とする。

5）各設計事象における荷重条件

破損燃料用輸送容器（2体）の各設計事象における荷重条件を表1-3-3，表1-3-4に示す。なお，破損燃料用輸送容器（2体）の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(1/2)

設計 事象	代表事象	包絡される 事象	荷重条件
設計 条件	設計時	－	最高使用圧力：2.0MPa (二次蓋は 1.4MPa) ボルト初期締付け力 以下の荷重のうち最大となるもの ・構内輸送時荷重 ・吊上げ時荷重 ・搬送架台への衝突時荷重 ・転倒防止台座への衝突時荷重
I	構内輸送時	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は 0.45MPa) ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重
	吊上げ時	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は 0.45MPa) ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向：1.32G （自重を考慮） 熱荷重

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(2/2)

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
Ⅱ	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は0.45MPa) ボルト初期締付け力 搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G （自重を考慮） 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.9） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.10）	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	内圧：0.6MPa (二次蓋は0.45MPa) ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：10G （自重を考慮） 熱荷重
試験状態	試験時	－	試験時圧力：3.0MPa (二次蓋は2.1MPa) ボルト初期締付け力

表 1-3-4　荷重条件（バスケット）

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
設計条件	設計時	－	転倒防止台座への衝突時荷重[*1] 下方向：10G （自重を考慮）
Ⅰ	構内輸送時	吊上げ時	構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
Ⅱ	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）	－	搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G （自重を考慮）
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.9） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.10）	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：10G （自重を考慮）

*1 設計時のうち荷重条件が最も厳しいのは転倒防止台座への衝突荷重である

1.3.4.　設計基準

1）容器本体及び蓋

容器本体及び蓋は設計・建設規格 クラス 1 容器に関する規定 PVB-3000 に準じて評価を実施する。容器本体及び蓋の許容応力を表 1-3-5～表 1-3-10 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5S_m$

(c)　一次膜＋一次曲げ応力（P_L+P_b）

$P_L+P_b \leqq 1.5S_m$

(d)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）

$P_L+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq B$

(e)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq 2S_m$

(f)　ボルトの平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）

$\sigma_m+\sigma_b \leqq 3S_m$

③ 試験状態における許容応力

試験状態における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq 0.9S_y$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5(0.9S_y)$

(c)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5(0.9S_y)$

2) バスケット

バスケットは設計・建設規格 炉心支持構造物に関する規定 CSS-3000 に準じて評価を実施する。バスケットの許容応力を表 1-3-11 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_m+P_b+Q）

$P_m+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　軸圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq f_c$

表 1-3-5　胴及び底板の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	123	
	一次局部膜応力	P_L	184	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	184	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	369	
	平均せん断応力	τ	73	
	平均支圧応力	σ_b	184	
	圧縮応力	σ_c	95	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	165	
	一次局部膜応力	P_L	247	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	247	

材質：　GLF1 相当材（ASTM A350M Gr. LF5 Cl.1）

設計温度：　135（℃）

表 1-3-6　一次蓋の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	153	
	一次局部膜応力	P_L	229	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	229	

材質：　SUSF304

設計温度：　100（℃）

表 1-3-7　ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	143	
	一次局部膜応力	P_L	214	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	214	

材質：　SUS304

設計温度：　135（℃）

表 1-3-8　二次蓋，二次蓋ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	155	
	一次局部膜応力	P_L	232	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	232	

材質：　SUSF304

設計温度：　95（℃）

表 1-3-9　一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	216	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	平均引張応力	σ_m	432	
	平均引張応力＋曲げ応力	$\sigma_m+\sigma_b$	648	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　135（℃）

表 1-3-10　二次蓋ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	223	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	平均引張応力	σ_m	446	
	平均引張応力＋曲げ応力	$\sigma_m + \sigma_b$	669	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　95（℃）

表 1-3-11　バスケットの許容応力

設計事象	応力分類		記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力		P_m	133	
	一次一般膜＋曲げ応力		P_m+P_b	199	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力		P_m+P_b+Q	399	
	平均せん断応力		τ	79	
	平均支圧応力		σ_b	150	
	軸圧縮応力	枠板 長手方向	σ_c	96	
		枠板 長手方向以外		88	
		格子支持板外周部 0°－180°方向		56	
		格子支持板外周部 90°－270°方向		129	
		スペーサ		129	

材質：　SUS304

設計温度：　170（℃）

1.3.5. 評価方法及び評価モデル

1.3.5.1. 容器本体及び蓋

容器本体及び蓋の主な構造部材の応力評価箇所を図 1-3-2，図 1-3-3 に示す。荷重条件は表 1-3-3 に示したとおりである。

1）設計条件

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 最高使用圧力，ボルト初期締付け力，機械的荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 最高使用圧力による応力

最高使用圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び，一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)は(2)式で計算する。なお，一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_x &= \frac{1.24 \cdot P \cdot r^2}{t^2} \\ \sigma_y &= \sigma_x \\ \sigma_z &= -P\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (2)$$

ここで，

P　：最高使用圧力

r　：ポートカバーＯリング平均半径

二次蓋ポートカバーは締付けボルトピッチ円半径

t　：ポートカバー最小板厚

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力及びガスケット締付による平均引張応力

最高使用圧力におけるボルト荷重及びガスケット（Ｏリング）締付時のボルト荷重により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_{m1} &= \frac{W_{m1}}{A} \\ W_{m1} &= H + H_p\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (3)$$

ここで，

W_{m1}　：必要な最小ボルト荷重

A　：全数のボルト最小断面積

H　：フランジに加わる最高使用圧力による全荷重

H_p　：気密を十分保つために，Ｏリング又は継手接触面にかける圧縮

力（ゴム製Oリングのため Hp=0N）

また，ガスケット（Oリング）締付け時の平均引張応力（σ_{m2}）は(4)式で計算する。

$$\sigma_{m2}=\frac{W_{m2}}{A} \quad \cdots\cdots (4)$$

ここで，

W_{m2}　：ガスケット締付時に必要な最小ボルト荷重（ゴム製Oリングのため W_{m2}=0N）

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，構内輸送時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

$$\sigma_b=\frac{m_b \cdot G_z}{A_b} \quad \cdots\cdots (5)$$

ここで，

m_b　：バスケットの質量

G_z　：後方向加速度

A_b　：接触面積

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

$$\sigma_c=\frac{m_c \cdot G_z}{A_c} \quad \cdots\cdots (6)$$

ここで，

m_c　：容器の質量

G_z　：後方向加速度

A_c　：胴の断面積

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，構内輸送時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7) 式で計算する。

$$\sigma_{m3}=\frac{F_s}{A_S} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (7)$$

ここで，

F_S　：ボルト初期締付け力

A_S　：ボルト最小断面積

(c) 構内輸送時に作用する加速度による平均引張応力

構内輸送時に作用する加速度により発生する平均引張応力（σ_{m4}）は(8)式で計算する。

$$\sigma_{m4}=\frac{mG}{A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (8)$$

ここで，

m　：作用する質量

G　：加速度

A　：全数のボルト最小断面積

(d) 構内輸送時に作用する加速度による曲げ応力

構内輸送時に作用する加速度によって発生する曲げ応力（σ_b）は(9)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{1}{n} \cdot \frac{mG\ell_b}{8Z} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (9)$$

ここで，

n　：ボルト本数

m　：作用する質量

G　：加速度

ℓ_b　　：ボルト長さ

Z　　：ボルトの断面係数

なお，二次蓋ポートカバーボルトには取付け構造上，曲げ応力は発生しない。

3）設計事象Ⅰ　吊上げ時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，吊上げ時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，吊上げ時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力

吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力

吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

4）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，搬送架台への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（τ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力（σ_b）は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，搬送架台への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する平均引張応力（σ_{m4}）は(8)式で計算する。

なお，一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトには，搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する曲げ応力（σ_b）は(9)式で計算する。

なお，二次蓋ポートカバーボルトには，搬送架台への衝突時に作用する加速度により曲げ応力（σ_b）は発生しない。

5）設計事象Ⅱ　転倒防止台座への衝突（縦姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，転倒防止台座への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，転倒防止台座への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力(σ_{m4})は発生しない。

(d) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

６）試験状態

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 試験時圧力，ボルト初期締付け力による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 試験時の圧力による応力

試験時圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び，一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)は(2)式で計算する。なお，一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

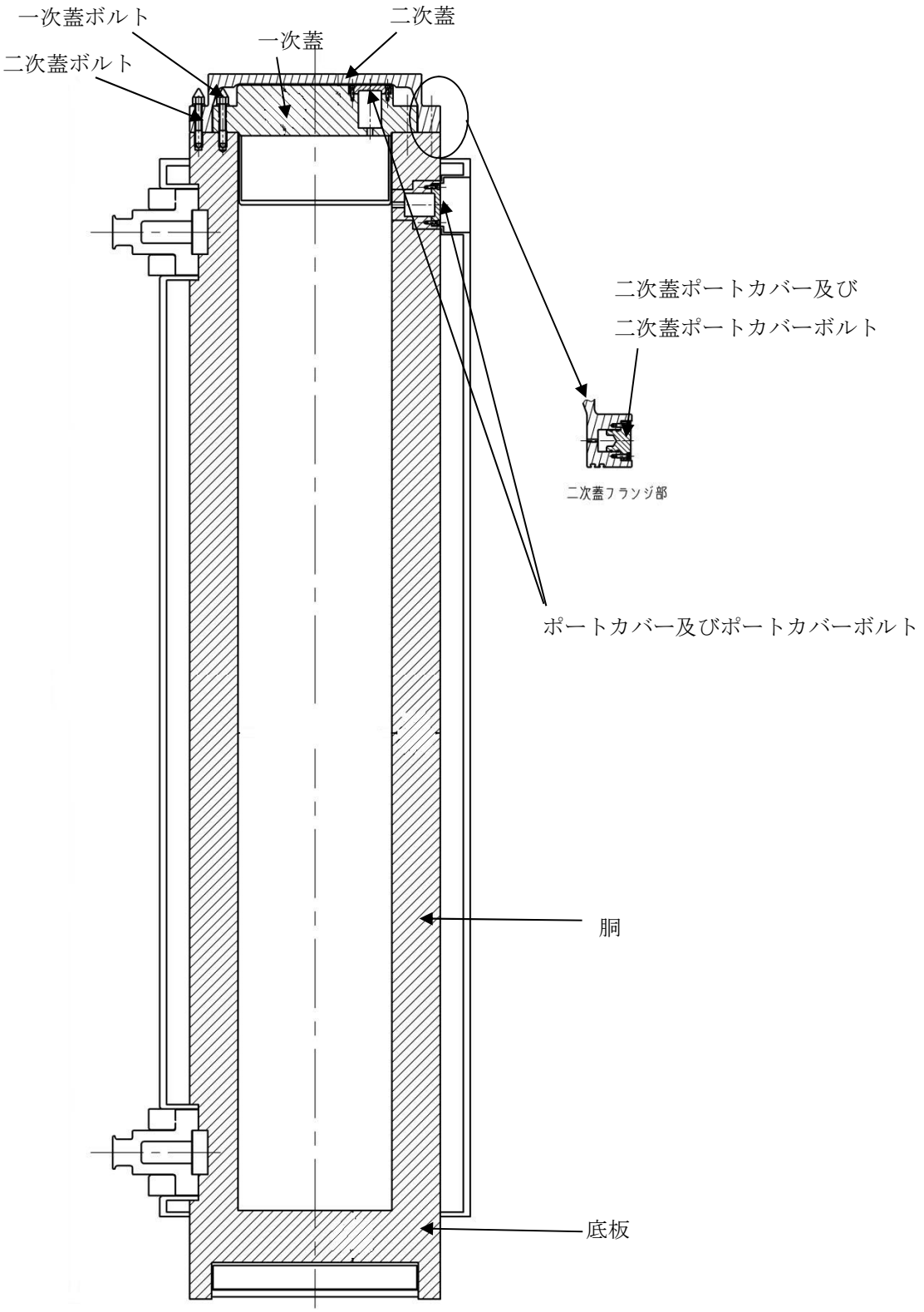


図1-3-2　容器本体及び蓋の応力評価箇所

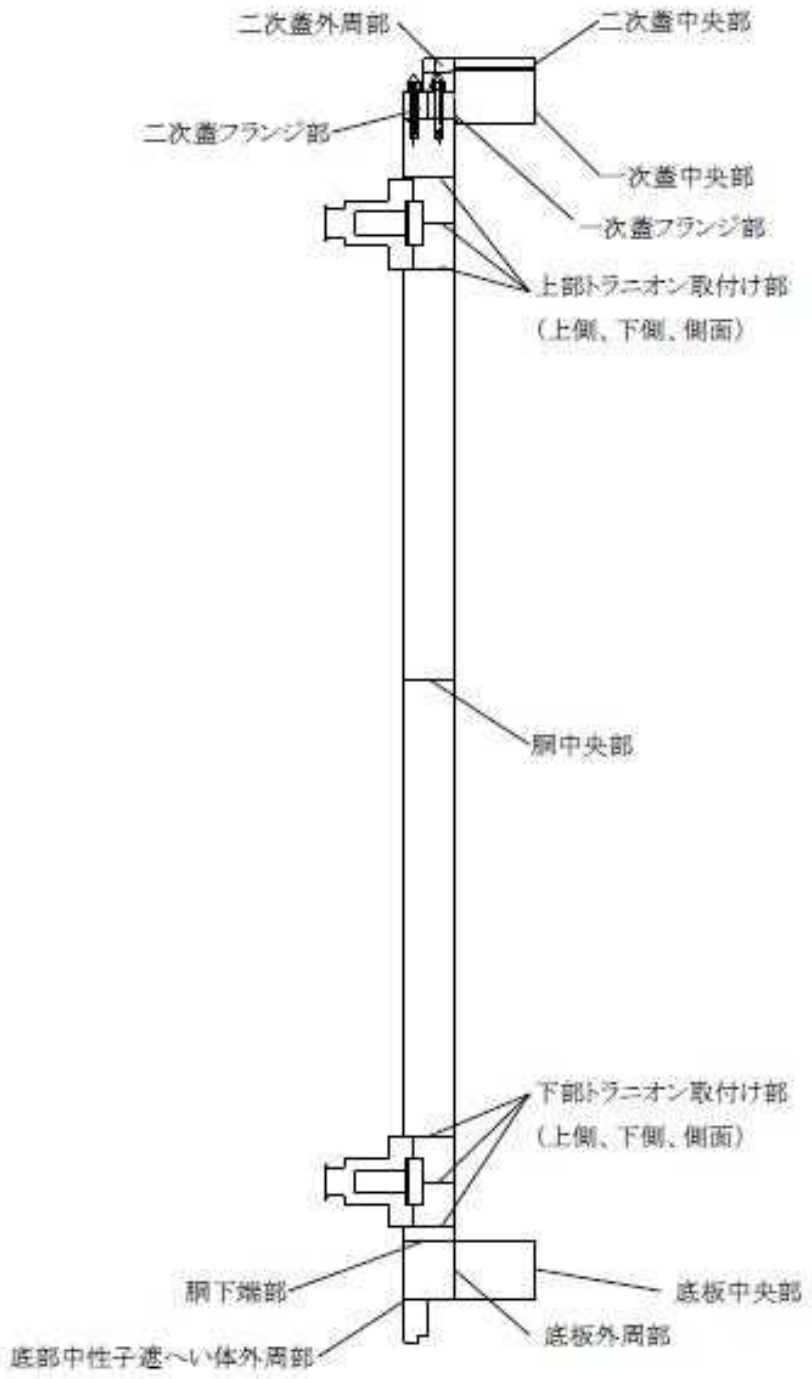


図1-3-3　容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

1.3.5.2. バスケット

バスケットの応力評価箇所を図1-3-4に示す。荷重条件は表1-3-4に示したとおりである。

1）設計条件

①一次一般膜応力

最大応力が発生する箇所は，転倒防止台座への衝突時の図 1-3-4 の評価点①及び⑦である。評価点①及び⑦の一次一般膜応力(P_m)は，(10)式で計算する。

$$P_m = \frac{m_{1,7} G_Z}{A_{1,7}} \quad \cdots\cdots (10)$$

ここで，

$m_{1,7}$ ：評価点①及び⑦に作用する総質量

$A_{1,7}$ ：評価点①及び⑦の総断面積

G_Z ：加速度

② 一次膜応力＋一次曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，転倒防止台座への衝突時の図 1-3-4 の評価点④である。

評価点④の一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)は，(11)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned} P_m+P_b &= \frac{M_4}{Z_4} \\ M_4 &= \frac{m_4 G_Z l_4}{24} \end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (11)$$

ここで，

m_4 ：評価点④に作用する質量

G_Z ：加速度

M_4 ：評価点④に生じる曲げモーメント

Z_4 ：評価点④における枠板の断面係数

l_4 ：評価点④における等分布荷重が作用する長さ

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 一次＋二次応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点①である。

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(12)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_{1,7}G_Z}{A_{1,7}} \\ P_b &= \frac{1}{n_{span}} \cdot \frac{m_1 G_X l_{pitch}}{12Z_1} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (12)$$

ここで,

$m_{1,7}$ ：評価点①及び⑦に作用する総質量
m_1 ：評価点①に作用する質量
$A_{1,7}$ ：評価点①及び⑦の総断面積
G_X, G_Z ：加速度
Z_1 ：評価点①における枠板の断面係数
n_{span} ：格子支持板によって支持されるスパンの数
l_{pitch} ：枠板の支持ピッチ

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点④である。

左右方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は，(13)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_4 G_Y}{A_4} \cdots\cdots (13)$$

ここで,

m_4 ：評価点④に作用する質量
A_4 ：評価点④の断面積
G_Y ：加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①，③及び⑦である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び⑦である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

3）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 一次＋二次応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点①である。

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(14)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_1 G_X}{A_1} \quad , \quad \frac{m_{1,7} G_Z}{A_{1,7}} \\ P_b &= \frac{1}{n_{span}} \cdot \frac{m_1 G_X l_{pitch}}{12 Z_1} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (14)$$

ここで，

$m_{1,7}$　：評価点①及び⑦に作用する総質量

m_1　：評価点①に作用する質量

$A_{1,7}$　：評価点①及び⑦の総断面積

A_1　：評価点①の断面積

G_X, G_Z　：加速度

Z_1　：評価点①における枠板の断面係数

n_{span}　：格子支持板によって支持されるスパンの数

l_{pitch}　：枠板の支持ピッチ

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点⑦である。

前後方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は，(15)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_7 G_X}{A_7} \cdots\cdots (15)$$

ここで，

m_7　：評価点⑦に作用する質量

A_7　：評価点⑦の断面積

G_X　：加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び④である。平均支圧応力(σ_b)は(16)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{m_1 G_X}{A_1} \quad \cdots\cdots\cdots\

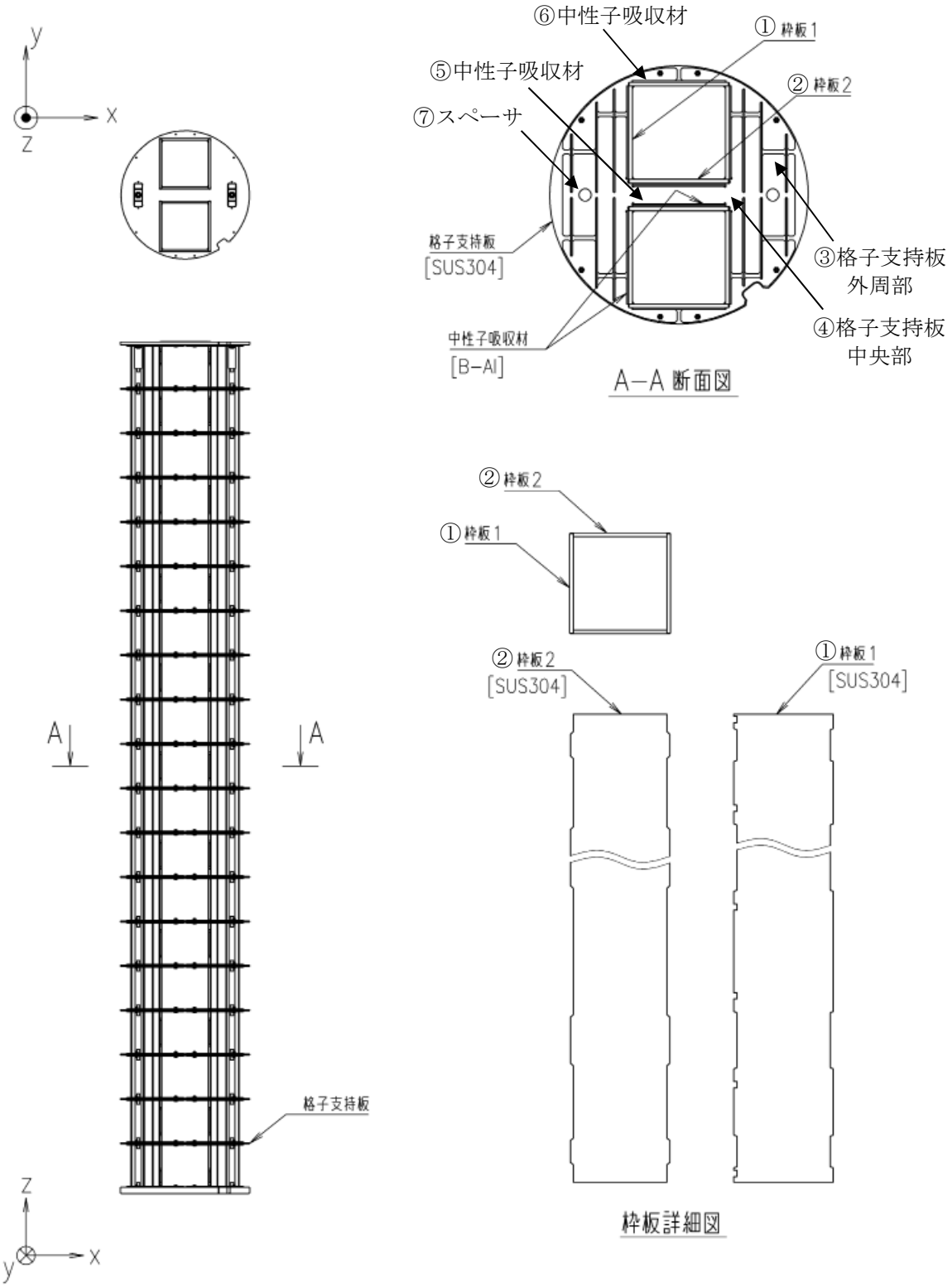


図1-3-4　バスケットの応力評価箇所

1.3.6.　評価結果

評価結果を表1-3-12～表1-3-16に示す。いずれも，許容応力に対して十分に余裕がある。

このため，破損燃料内用輸送容器（2体）の構造健全性は維持される。

表 1-3-12　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　1/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力(P_m)		一次局部膜応力(P_L)		一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)		一次＋二次応力(P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴中央部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	8	123	－	－	9	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	369
		試験状態	7	165			－	－	9	247	－	－
底板中央部		設計条件	5	123	－	－	9	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	21	369
		試験状態	3	165	－	－	－	－	6	247	－	－
底板外周部		設計条件	－	－	5	184	10	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	10	369
		試験状態	－	－	3	247	－	－	6	247	－	－
胴下端部		設計条件	－	－	12	184	22	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	16	369
		試験状態	－	－	5	247	－	－	10	247	－	－
底部中性子遮へい体外周部		設計条件	－	－	10	184	13	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	369
		試験状態	－	－	6	247	－	－	10	247	－	－
上部トラニオン取付け部		設計条件			11	184	22	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	20	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	10	247	－	－

表 1-3-12　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　2/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次局部膜応力 (P_L)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
下部トラニオン取付け部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	－	－	18	184	31	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	30	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	9	247	－	－
一次蓋中央部	SUSF304	設計条件	3	137	－	－	8	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	4	411
		試験状態	3	153	－	－	－	－	10	229	－	－
一次蓋フランジ部		設計条件	－	－	7	205	8	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	7	411
		試験状態	－	－	8	229	－	－	8	229	－	－
二次蓋中央部		設計条件	61	137			102	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	34	411
		試験状態	92	155	－	－	－	－	154	232	－	－
二次蓋外周部		設計条件	－	－	36	205	64	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	411
		試験状態	－	－	46	232	－	－	95	232	－	－
二次蓋フランジ部		設計条件			9	205	18	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	411
		試験状態	－	－	13	232	－	－	27	232	－	－

表 1-3-13　容器本体及び蓋の評価結果（ポートカバー）

（単位：MPa）

部位	材質	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
ポートカバー	SUS304	設計条件	2	137	17	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	17	411
		試験状態	3	143	－	－	26	214		
二次蓋 ポートカバー	SUSF304	設計条件	2	137	7	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	7	411
		試験状態	3	155	－	－	11	232	－	－

表 1-3-14　容器本体及び蓋の評価結果（ボルト）

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	平均引張応力（σ_m）		平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋ボルト	SUS630 H1150	設計条件	101	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	316	432	346	648
二次蓋ボルト		設計条件	125	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	325	432	343	648
ポートカバーボルト		設計条件	39	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	227	432	229	648
二次蓋ポートカバーボルト		設計条件	21	223	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	216	446	216	669

表 1-3-15　容器本体及び蓋の評価結果（平均支圧応力及び圧縮応力）

（単位：MPa）

部位	設計事象	平均支圧応力（σb）		圧縮応力（σc）	
		計算値	許容応力	計算値	許容応力
底板	Ⅰ，Ⅱ	1	184	－	－
胴	Ⅰ，Ⅱ	－	－	7	95

表 1-3-16　バスケットの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計条件		設計事象Ⅰ		設計事象Ⅱ				許容応力
					構内輸送時		搬送架台への衝突		転倒防止台座への衝突		
			計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	
バスケット	一次一般膜応力(Pm)		13	①，⑦	—	—	—	—	—	—	133
	一次一般膜＋一次曲げ応力(Pm+Pb)		31	④	—	—	—	—	—	—	199
	一次＋二次応力（Pm+Pb+Q)		—	—	13	①	16	①	31	④	399
	平均せん断応力（τ）		—	—	1	④	1	⑦	0	④，⑦	79
	平均支圧応力（σb)		—	—	3	①,③,⑦	2	①,④	13	①,③,⑦	150
	軸圧縮応力（σc）	枠板 長手方向	—	—	3	①	1	①	13	①	96
		枠板 長手方向以外	—	—	2	①	2	①	0	①，②	88
		格子支持板外周部 0°－180°方向	—	—	2	③	2	③	0	③	56
		格子支持板外周部 90°－270°方向	—	—	1	③	0	③	0	③	129
		スペーサ	—	—	3	⑦	1	⑦	13	⑦	129

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-3-5 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

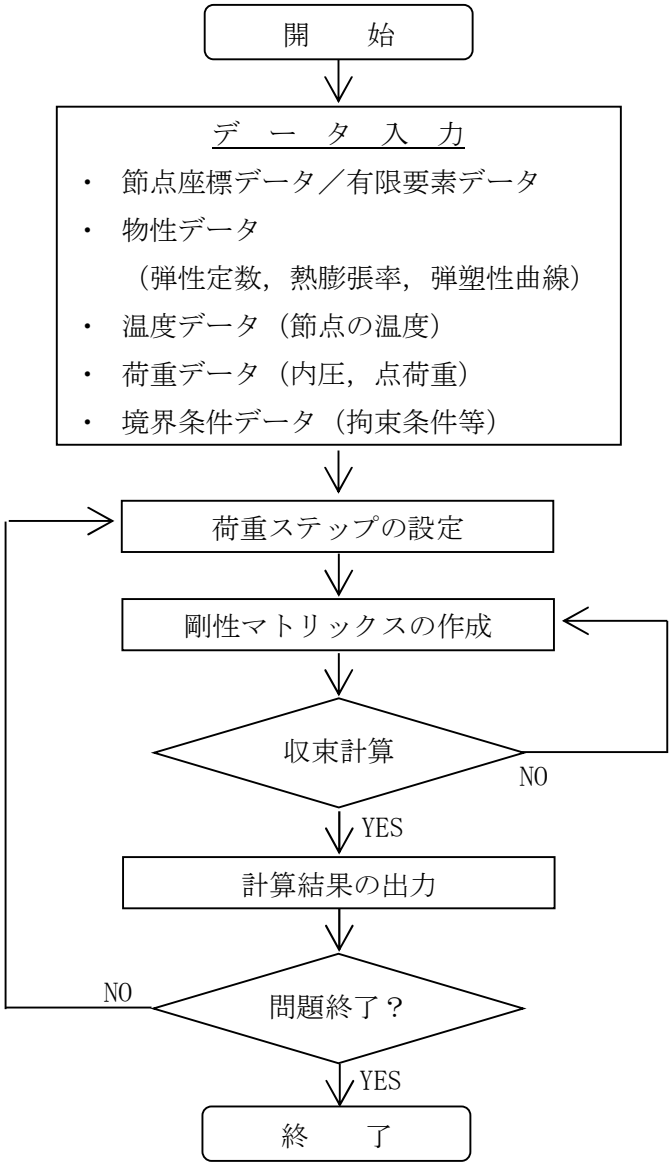


図 1-3-5　ABAQUS コードの応力解析フロー図

参考資料

容器内水の放射線分解による水素ガス発生について

１．容器内水の放射線分解による水素ガス発生

本破損燃料用輸送容器のような密閉した槽内での容器内水の放射線分解により発生する水素ガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは，水素ガス発生評価を以下に示す。

２．評価方法

「添付資料－２－１－３ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機)」と同じく，類似の環境下における水の放射線分解による水素ガス定常濃度評価*1をベースに，液相定常水素ガス濃度が照射線量率の平方根に比例する*2として，水素ガス濃度の評価を行う。

３．評価結果

破損燃料用輸送容器（2 体）は３号機構内用輸送容器より燃料収納体数が少ないことから，照射線量率は３号機構内用輸送容器より小さい。

従って，水素ガスの水中濃度は「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機)」の評価に包絡されるため，水素の爆発下限である空気との混合比 4%に対して十分低い値であり問題ない。

＊1 Sunaryo, 1993, “A Study on Yields and Chemical Behavior of Radiolysis Products of High Temperature Water”, University of Tokyo.

＊2 Y.Fujita, M.Ebihara, ″EVALUATION OF HYDROGEN YIELD IN SPENT FUEL TRANSPORT PACKAGE″ The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8 2010, London, UK Poster Session 210 (2010)

1.4.　除熱機能

1.4.1.　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び破損燃料用輸送容器（2 体）の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a. 収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，容器内に充填した水及び空気の自然対流及び熱伝導により胴に伝える。
b. 胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
c. 外筒に伝えられた熱は外筒から大気に放散する。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，自然冷却により冷却されるものとして，除熱条件が厳しくなる横姿勢（輸送時）の各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

ただし，バスケットを除く構成部材は３号機構内用輸送容器と同一であり，収納体数は３号機構内用輸送容器の７体より少なく崩壊熱量は小さい。また，軸方向の評価対象部位であるＯリング及び蓋については，３号機構内用輸送容器の評価において最も保守的な条件で評価しているため，「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.4.　除熱機能」の評価に包絡される。

従って，径方向の評価対象部位である燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の各部の温度を評価する。

1.4.2.　設計基準

設計基準を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1　設計基準

対象部位		材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
破損燃料用輸送容器（2 体）	中性子遮へい材	レジン	使用可能温度	149	
	胴	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	
	バスケット	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	
燃料被覆管		ジルカロイ－2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度*1, *2	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料， 高燃焼度 8×8 燃料， 9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

1.4.3.　燃料仕様および崩壊熱量

表 1-1-2 に示す３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を包絡する条件で崩壊熱量を ORIGEN2 コードにより評価する。燃料条件及び崩壊熱量を表 1-4-2 に示す。

表 1-4-2　燃料条件及び崩壊熱量

燃料タイプ	９×９燃料
燃焼度(MWd/t)	52,000
冷却期間(日)	3,207
収納体数(体)	2
崩壊熱量(kW)	1.18

1.4.4.　評価条件

破損燃料用輸送容器（2 体）の除熱評価は輪切り断面モデルを用いて行う。輪切り断面モデル形状図を図 1-4-1 に示す。

また，評価条件を表 1-4-3 に示す。

表 1-4-3　評価条件

項目		横姿勢 (輸送時)
収納体数　(体)		2
崩壊熱量　(kW)		1.18
周囲温度　(℃)		38
太陽熱放射(W/m^2)*1	水平に輸送される表面（曲面）	400

*1：太陽熱放射は１日につき１２時間ごと，７日間受ける

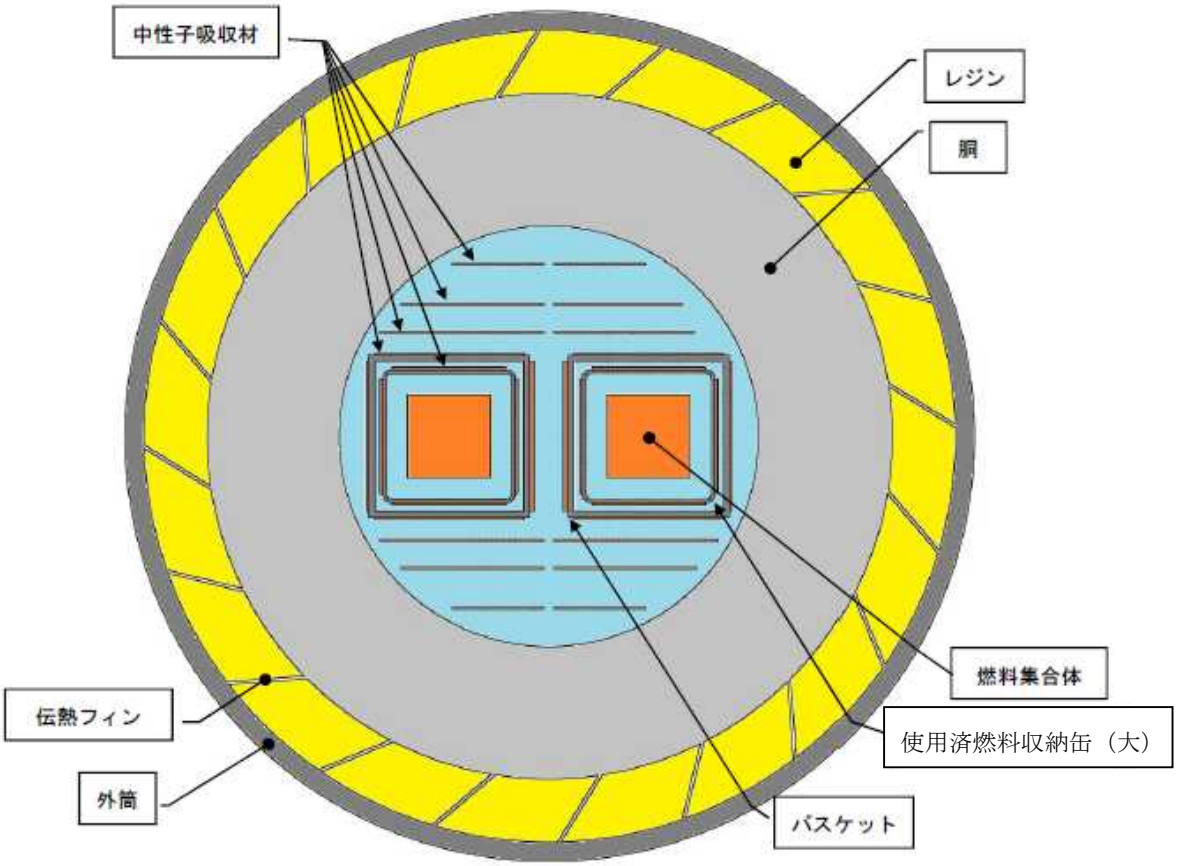


図 1-4-1　輪切り断面モデル形状図

1.4.5.　評価方法

輪切り断面モデルで容器中央部断面の燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の温度を評価する。解析にはABAQUSコードを用いる。

1.4.6.　評価結果

評価結果を表1-4-4に示す。表1-4-4に示すとおり，破損燃料用輸送容器（2体）を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は110℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表1-4-4 評価結果（各部温度）

対象部位		材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
破損燃料用輸送容器（2体）	中性子遮へい材	レジン	72	149	
	胴	低合金鋼	71	350	
	バスケット	ステンレス鋼	89	425	
燃料被覆管		ジルカロイ－2	110	200	8×8燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料 高燃焼度8×8燃料，9×9燃料

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-4-2 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

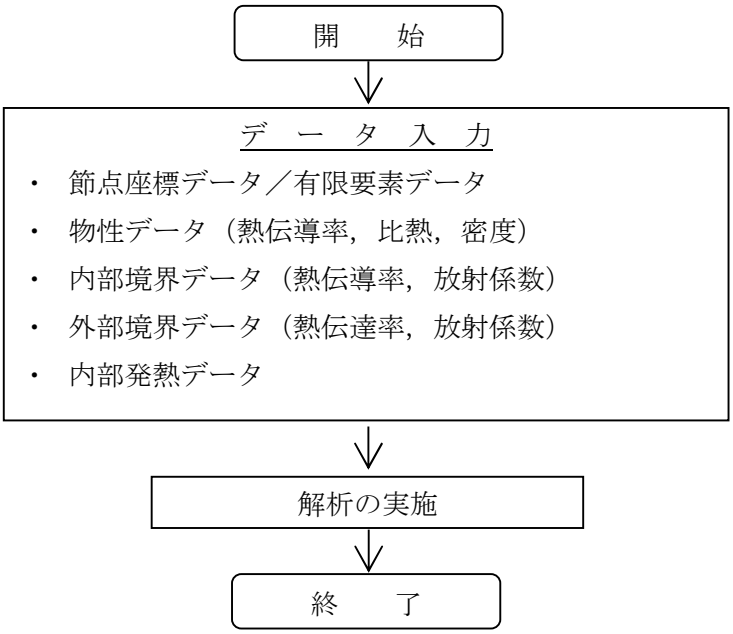


図 1-4-2　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-4-3 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

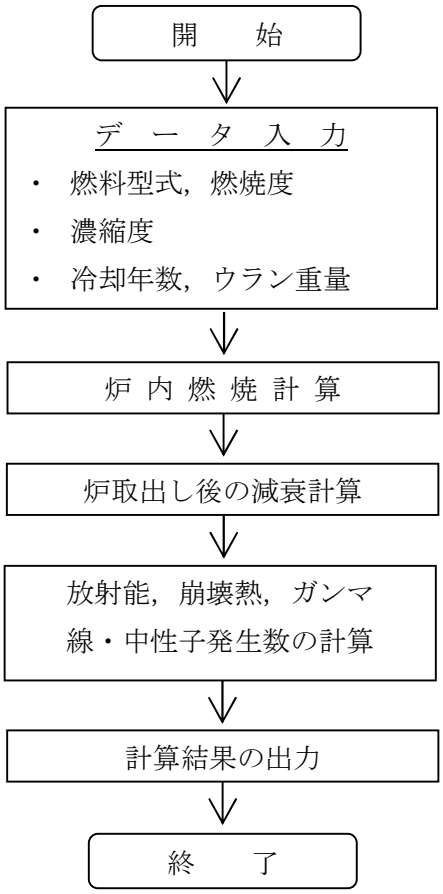


図 1-4-3　ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.5. 密封機能

1.5.1. 基本的な考え方

破損燃料用輸送容器（2 体）の密封は容器本体及び一次蓋より構成される密封容器とこれに付属するポート部のカバーから構成される。容器本体と一次蓋，各ポートカバーのガスケットにはゴム製Ｏリングが使用されている。一次蓋で構成される破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を図 1-5-1 に示す。

また，一次蓋を覆う形で二次蓋を容器本体に取付ける構造となっており，容器本体と二次蓋のガスケットはゴム製Ｏリングが使用され，一次蓋に漏えいが発生しても二次蓋で密封を確保できる構造となっている。二次蓋で構成される破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を図 1-5-2 に示す。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価結果，除熱機能評価結果，容器構造から，破損燃料用輸送容器（2 体）の密封機能が維持されることを確認する。

1.5.2. 評価結果

(1)構造強度評価結果

1.3 項に示したとおり，構造強度評価から破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を構成する胴，底板，一次蓋，一次蓋ボルト，二次蓋，二次蓋ボルト，ポートカバー及びポートカバーボルトは想定される荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封境界の構造健全性に問題がないことが確認されている。

(2)除熱評価結果

1.4 項に示したとおり，除熱機能評価からＯリングの最高温度は 82℃以下で，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，密封境界の熱的健全性に問題ないことが確認されている。

(3)容器構造

破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を構成する一次蓋及び各ポートカバーは，ガスケットにゴム製のＯリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付ける構造であり，締付けトルクの管理により密封機能を担保する。

各ポートカバーは３号機に空の容器を移動する前に，共用プールで締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

一次蓋は３号機で燃料装填後に容器本体に締付ける際に，締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

二次蓋も一次蓋と同様にガスケットにゴム製のＯリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付けトルクを管理して締付ける構造であり，万が一，一次蓋の密封機能が喪失した場合でも，二次蓋で密封機能を担保する。

(4)まとめ

以上から，破損燃料用輸送容器（2 体）の密封性能は維持される。

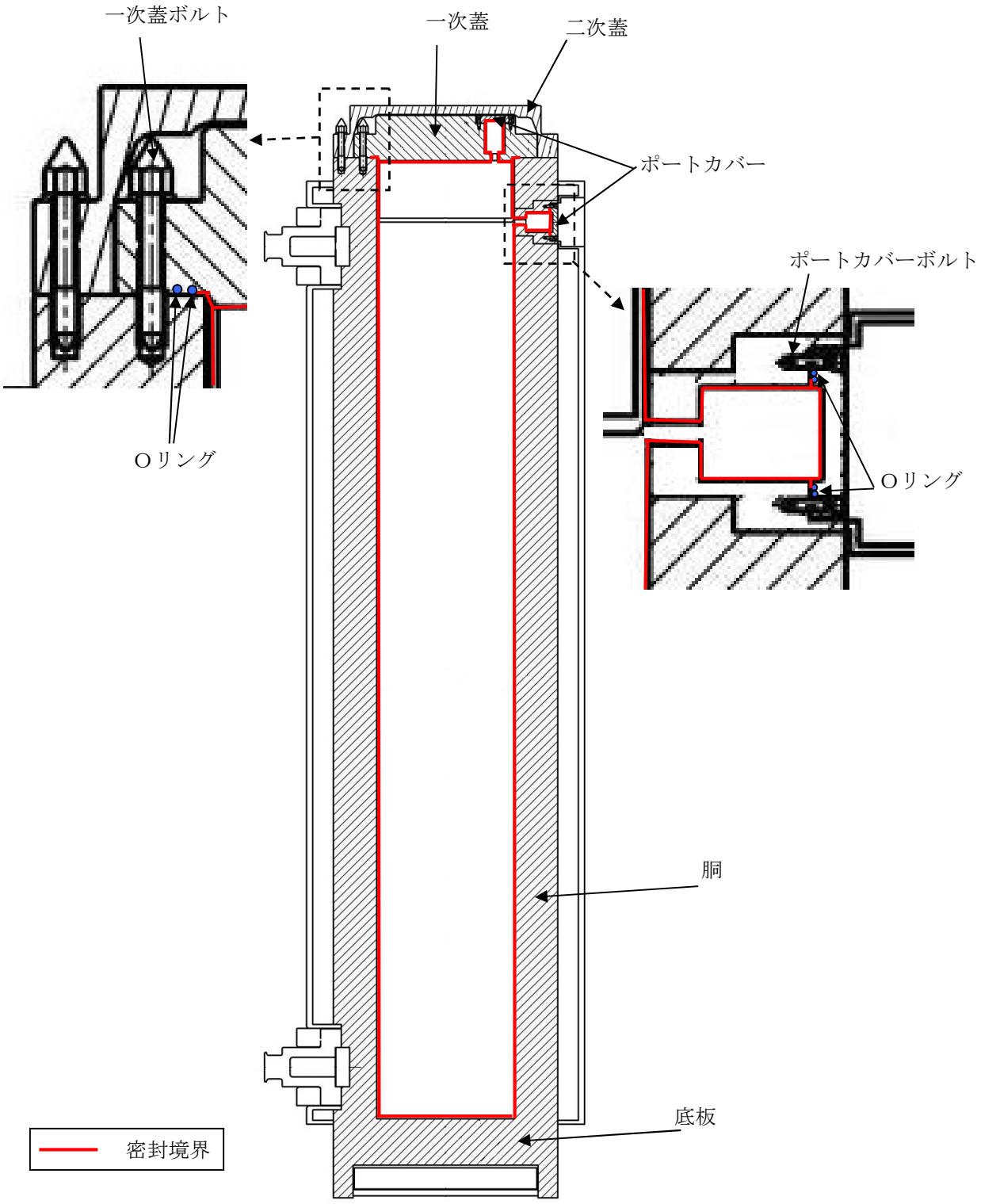


図 1-5-1　一次蓋で構成する容器密封境界

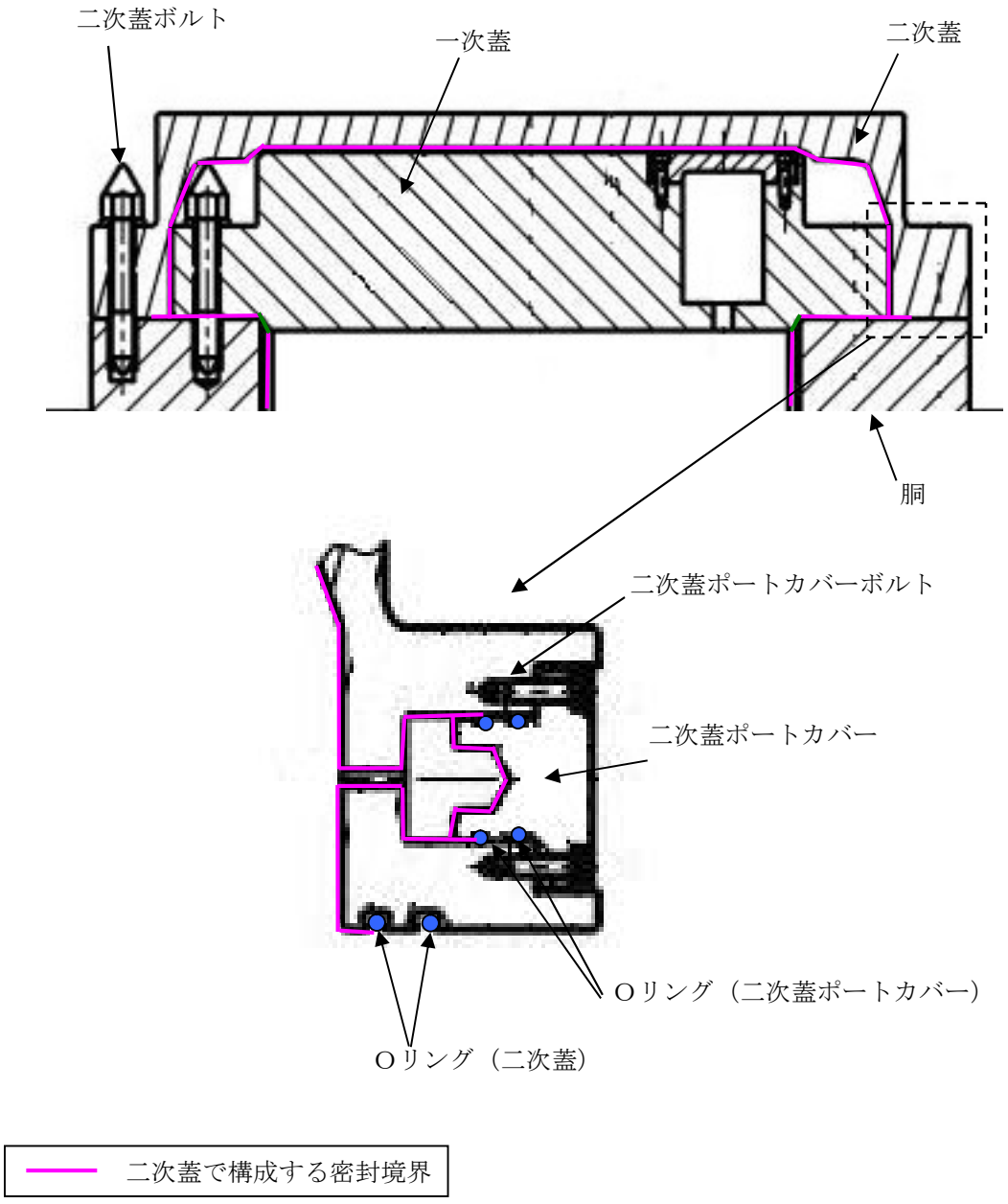


図 1-5-2　二次蓋で構成する密封境界

1.6. 遮へい機能

1.6.1. 基本的な考え方

収納した使用済燃料から発生する放射線を遮へいするための破損燃料用輸送容器(2 体)の遮へい設計の基本的な考え方は以下のとおりである。

- 使用済燃料から発生するガンマ線及び中性子を遮へいするために，破損燃料用輸送容器（2 体）はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有するものとする
- 主要なガンマ線遮へい材は，胴及び底板の低合金鋼，外筒の炭素鋼，蓋のステンレス鋼とする
- 主要な中性子遮へい材は，内水及び胴と外筒間，底板底部のレジンとする

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，破損燃料用輸送容器（2 体）表面及び表面から１ｍにおける線量当量率を評価する。

ただし，破損燃料用輸送容器（2 体）の構成部材はバスケットを除いて３号機構内用輸送容器と同一である。また，線源条件について，冷却期間は３号機構内用輸送容器の条件よりも長く，収納体数は３号機構内用輸送容器の 7 体より少ないため，「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機） 1.6. 遮へい機能」の評価に包絡されることを確認する。

収納燃料は３号機構内用輸送容器と同一であるため，軸方向の燃焼度分布も同一である。

従って，軸方向の燃焼度分布が最大となる高さにおける水平断面の径方向の線量分布が３号機構内用輸送容器に包絡されていれば，いずれの高さ方向における評価点位置についても包絡されていることがわかる。以上から，径方向の線量評価を行う。

1.6.2. 評価条件

1）遮へい厚さ

破損燃料用輸送容器（2 体）の遮へい厚さを表 1-6-1 に示す。

表 1-6-1　遮へい厚さ　　（単位：cm）

	低合金鋼・炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側面方向	約 25	－	約 10
上部方向	－	約 23	－
下部方向	約 28	－	約 10

2）線源条件

遮へい評価の線源条件は表 1-1-2 に示す３号機使用済燃料プールに保管されている燃料の条件を包絡する条件とする。線源条件を表 1-6-2 に示す。

表 1-6-2　線源条件

項目	線源条件
燃料タイプ	9×9 燃料
平均燃焼度　(MWd/t)	52,000
冷却期間　(日)	3,207
収納体数　(体)	2

3) 線源強度及びエネルギー

① ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 1-6-3 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。破損燃料用輸送容器（2 体）では，冷却期間及び収納体数が 3 号機構内用輸送容器よりも小さいため，構造材の放射化によるガンマ線源強度は包絡される。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

σ ：2200m/s の中性子による（^{59}Co）の(n, γ)反応断面積(cm^2)

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表1-6-3　ガンマ線源強度

（容器１基あたり）

光子エネルギー群		集合体２体あたり (ph/s/2 体)
群	代表エネルギー(MeV)	
1	1.00E-02	1.3E+15
2	2.50E-02	2.6E+14
3	3.75E-02	3.6E+14
4	5.75E-02	2.4E+14
5	8.50E-02	1.5E+14
6	1.25E-01	1.7E+14
7	2.25E-01	1.2E+14
8	3.75E-01	5.8E+13
9	5.75E-01	2.6E+15
10	8.50E-01	3.6E+14
11	1.25E+00	1.1E+14
12	1.75E+00	3.0E+12
13	2.25E+00	8.6E+10
14	2.75E+00	6.8E+09
15	3.50E+00	9.6E+08
16	5.00E+00	5.6E+07
17	7.00E+00	6.4E+06
18	9.50E+00	7.4E+05

② 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 1-6-4 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルは Pu-239 の核分裂スペクトルとし，表 1-6-5 に示す。

表 1-6-4　中性子線源強度

（容器１基あたり）

		中性子線源強度(n/s)
１次中性子源	自発核分裂によるもの	1.3×10^{9}
	（α，n）反応によるもの	1.5×10^{7}
実効増倍率		0.95
実効増倍効果を考慮した全中性子線源強度		2.6×10^{10}

表1-6-5　中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー（eV）	スペクトル
1	1.492×10^{7}	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^{7}	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^{7}	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^{6}	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^{6}	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^{6}	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^{6}	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^{6}	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^{6}	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^{6}	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^{6}	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^{6}	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{5}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{5}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{3}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{2}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{2}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{1}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{1}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{0}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{0}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

1.6.3. 評価モデル

破損燃料用輸送容器（2 体）の実形状を模擬して２次元Ｒ－θ体系で評価する。

評価モデルは以下の条件を考慮する。

・ 主要な遮へい体の厚さは製造公差を考慮した寸法とし，遮へい体の密度はノミナル値とする。

1.6.4. 評価方法

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共に DOT3.5 コードを用いて計算し，破損燃料用輸送容器（2 体）表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

ライブラリとしては，DLC-23/CASK データを用い，線量当量率への変換は ICRP Publ.74 に基づく 1cm 線量当量率への換算係数を用いる。

1.6.5.　評価結果

破損燃料用輸送容器（2 体）の容器側面における評価結果を表 1-6-6 に示す。評価結果から，３号機構内用輸送容器に包絡されることを確認できる。

また，容器側面以外の評価点（容器上部，上部中性子遮へい体欠損部，下部中性子遮へい体欠損部，容器下部，上部トラニオン，下部トラニオン）についても，破損燃料用輸送容器(2 体)の構成部材はバスケットを除いて３号機構内用輸送容器と同一であり，遮へい効果も同じとなるため線量の大小関係は変わらず,容器側面と同様に包絡される。

３号機構内用輸送容器と同様に，容器取扱時には追加遮へい体設置等の放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる計画としている。

表 1-6-6　最大線量当量率の評価結果

（単位：mSv/h）

		容器側面
表面	7体収納	1.5
	2体収納	8.5E-1
表面から１ｍ	7体収納	3.4E-1
	2体収納	1.6E-1

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-6-1 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは,輸送容器,核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

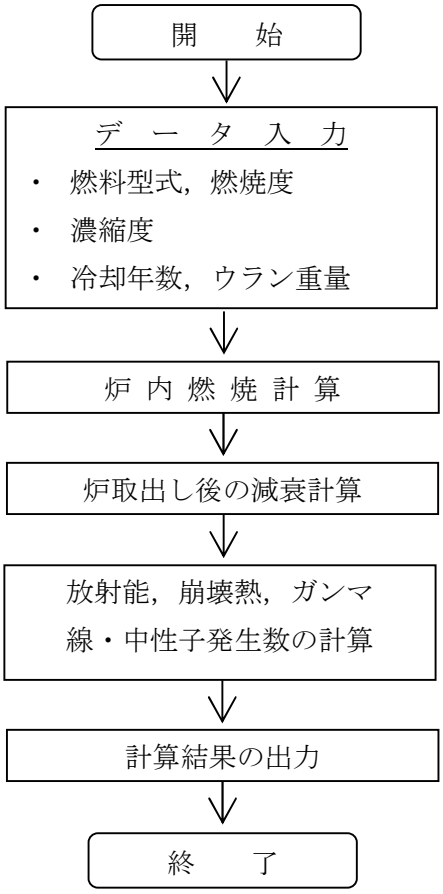


図 1-6-1　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 1-6-2 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

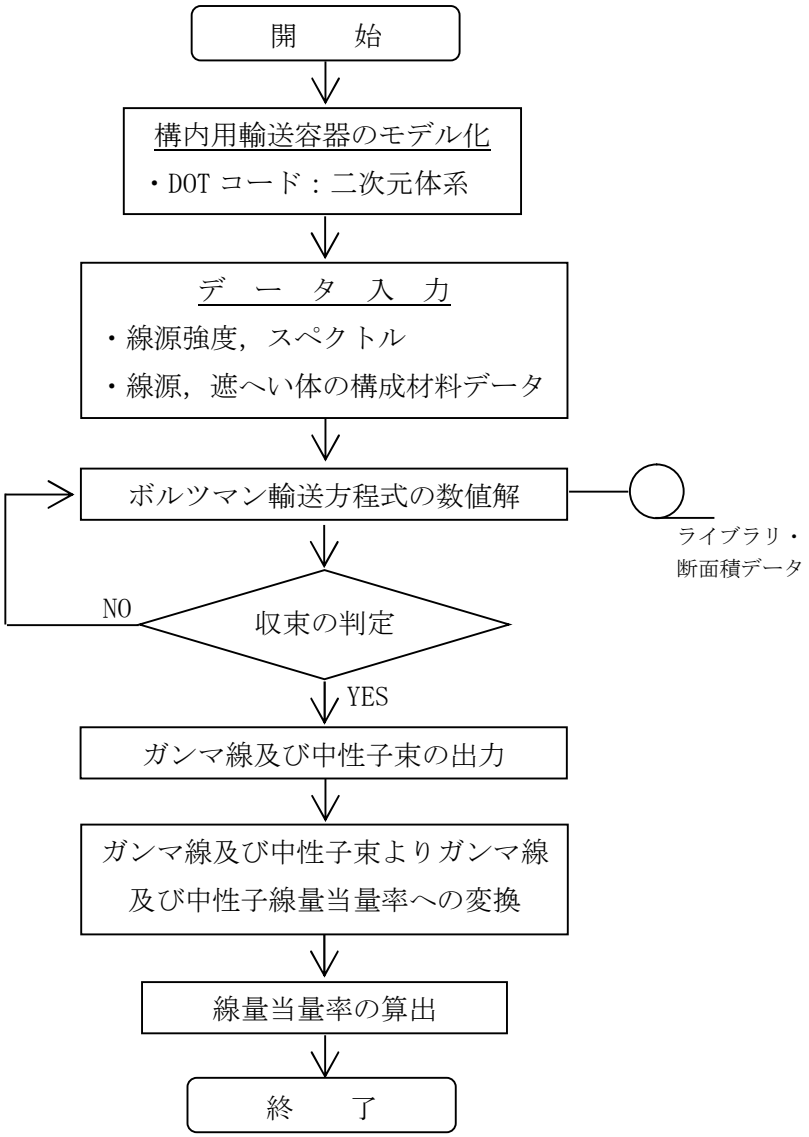


図 1-6-2　DOT コードの解析フロー図

1.7.　臨界防止機能

1.7.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- 燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- バスケット外周部及び使用済燃料収納缶（大）側面には，中性子を吸収するボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.7.2.　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.7.3.　評価条件

1)燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。

・燃料棒の形状が維持されていないと仮定し，以下の条件を設定する。
  ・燃料被覆管が破損しペレットが使用済燃料収納缶（大）内に放出され，さらに使用済燃料収納缶（大）外にペレットが漏えいすることを仮定し，容器内にペレットと水が非均質に混ざった状態とする。
  ・水／ウラン比，ペレット粒径が最適な状態とする。
  ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，９×９燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%とする。また，中性子吸収断面積の大きい Gd は無視する。
・バスケット内の使用済燃料収納缶（大）配置は，格子間の範囲で偏心配置（バスケット内側の格子隅角部寄り）を考慮する。
・バスケット外周部及び使用済燃料収納缶（大）側面に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
・破損燃料用輸送容器（2 体）外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
・評価モデルは３次元体系とする。

1.7.4.　評価方法

破損燃料用輸送容器（2 体）の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

1.7.5.　評価結果

評価結果を表 1-7-1 に示す。表 1-7-1 に示すとおり，破損燃料用輸送容器（2 体）の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-7-1　評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.93	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 1-7-1 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

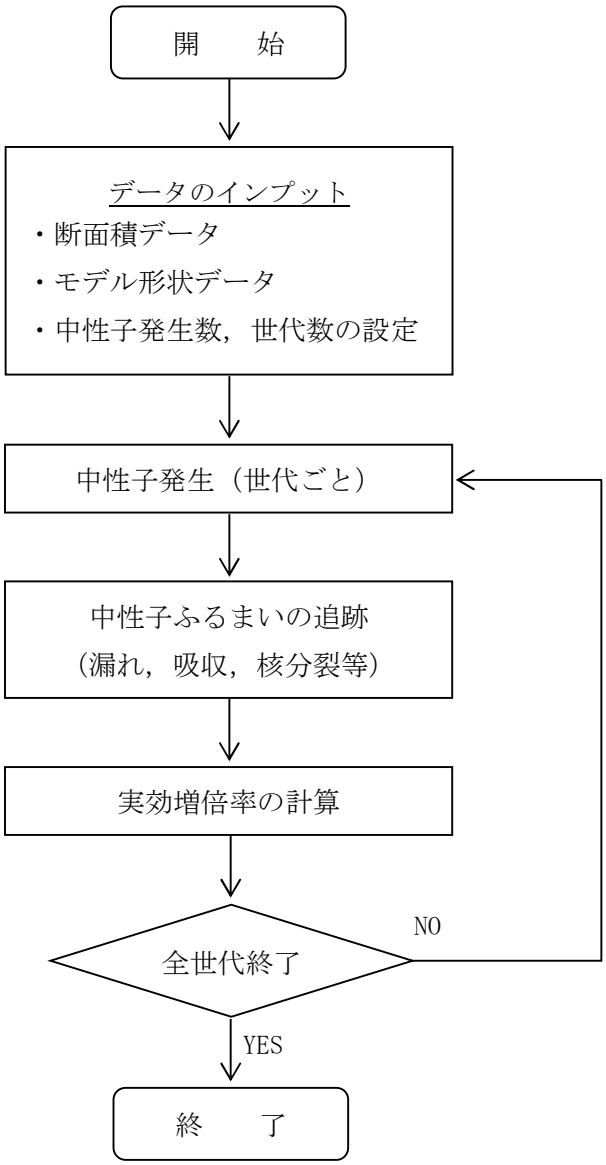


図 1-7-1　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

1.8.　破損燃料用輸送容器（2 体）の落下

1.8.1.　原因

破損燃料用輸送容器（2 体）の取扱い中に，何らかの原因で破損燃料用輸送容器（2 体）が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

1.8.2.　発生防止対策

破損燃料用輸送容器（2 体）の落下を防止するために，次のような設計及び手順の対策を講じる。

（1）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。

（2）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。

（3）クレーン主巻フックと吊具，吊具と破損燃料用輸送容器（2 体）の取付けを二重化する。

（4）取付け作業後の取付け状態を ITV にて確認し，外れ止めを取り付ける。

（5）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。

（6）作業手順書を整備し，作業員への教育訓練を行う。

1.8.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

本破損燃料用輸送容器は，最大 2 体の燃料を輸送することが可能な容器である。これは既に構内輸送に用いている 3 号機構内用輸送容器の燃料収納体数 7 体より少ない。

従って，核分裂生成物の放出量及び線量の評価は「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.8.　構内用輸送容器の落下」の評価に包絡される。

2.　別添

別添－１　破損燃料用輸送容器（2 体）に係る確認事項について

別添－２　破損燃料用輸送容器（2 体）の保守について

破損燃料用輸送容器（2 体）に係る確認事項について

破損燃料用輸送容器（2 体）の設置工事に係る主要な確認項目を表－1 に示す。

表－1　安全機能及び構造強度に関する確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度	材料確認		実施計画に記載されているバスケットの主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
構造強度 遮へい 機能	構造 確認	寸法確認	実施計画に記載されているバスケットの主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	バスケットの各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
密封機能	機能 確認	取合確認	密封境界を構成する蓋等が容器と取合い密封境界の構成に問題が無いことを確認する。	密封境界を構成する蓋等が容器と取合うこと。
臨界防止 機能	機能 確認	材料確認 寸法確認 外観確認	バスケットの材料及び主要寸法が,実施計画評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し,バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・材料が実施計画どおりであり，寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形，破損等の異常がないこと。

破損燃料用輸送容器（2 体）の保守について

破損燃料用輸送容器（2 体）は，本文 2.11.1.4 供用期間中に確認する項目に記載のとおり，「除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること」を供用期間中，確認する。

輸送容器は，共用プールにおいて，輸送毎に以下の検査を実施する。なお，合格基準は，表－2 に示す。また，検査の結果，必要に応じて消耗品の交換，補修を実施する。

（１）外観検査
輸送容器の外表面を目視で確認する。
（２）気密漏えい検査
輸送容器密封部の圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。
（３）遮へい検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。
（４）未臨界検査
輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。
（５）吊上検査
輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。
（６）作動確認検査
バルブの開閉を行い，作動性を確認する。
（７）熱検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。

表－2　検査項目，検査方法及び合格基準

検査項目	検査方法	合格基準
外観検査	輸送容器の外表面を目視で確認する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.9MPaG以上の圧力を加え，圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。	一次蓋，二次蓋及びポートカバーの各部の漏えい率が 9×10^{-1} ref cm^3/s を超えないこと。
遮へい検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。
未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。
吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。
作動確認検査	バルブの開閉を行い，作動性を確認する。	作動性に異常のないこと。
熱検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。

構内輸送時の措置に関する説明書（４号機）

１．構内輸送の概要

第４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は，使用済燃料プールで燃料取扱機またはクレーンを使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし，輸送車両に積載し，共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第４号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型），およびこれまで第１号機および２号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）を用いる。

２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅲ.3.3.1　放射線防護及び管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，保安規定により４号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第 88 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが，周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから，周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため，運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては，作業実施時の最新の保安規定，社内マニュアル等に基づき管理する。

構内輸送時の措置に関する説明書（３号機）

１．構内輸送の概要

第３号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は，使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし，輸送車両に積載し，共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は，新たに設計・製造した容器（密封式円筒形）を用いる。

２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅲ特定原子力施設の保安　第３編　3.1.1 放射線防護及び 3.1.2 放射線管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，「Ⅲ特定原子力施設の保安　第１編　45 条」により３号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は，「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則の第 14 条の２（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施する。

添付資料－３

燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

1　本説明書の記載範囲

本説明書は，１号機，２号機，３号機及び４号機燃料取り出し用カバーの設計等について，「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（平成 24 年 11 月 7 日原子力規制委員会決定。以下，「措置を講ずべき事項」という。)」等の規制基準への適合性を記載するものである。

2　措置を講ずべき事項への適合性について

（１）放射性固体廃棄物の保管・管理

燃料取り出し用カバーの設置に伴い発生する瓦礫類の処理・保管・管理については，実施計画Ⅲ特定原子力施設の保安 第３編「2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」の規定に基づく，発電所全体の方針に従うものとする。

具体的には，瓦礫類の想定発生量に対して，十分な保管容量を計画的に確保するとともに，これらの瓦礫類については，表面線量率に応じたエリアにおいて保管し，定期的に巡視，保管量の確認等を行う。

（２）放射性気体廃棄物の処理・管理

燃料取り出し用カバーは，同カバー内で発生が想定される放射性気体廃棄物の処理に当たって，その性状に応じ，当該廃棄物の放出量を抑制するとともに，換気設備の設置や定期的な放出管理により放射性気体廃棄物の適切な処理・管理を行い，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する設計とする。

（３）放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

燃料取り出し用カバーは，同カバー内から大気中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施することにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する設計とする。特に同施設内に保管される発災以降に発生した瓦礫類による敷地境界における実効線量（施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量の評価値）が，１mSv/年未満となるような設計とする（実施計画Ⅲ3.2.2 参照)。

（４）作業者の被ばく線量の管理等

燃料取り出し用カバーの設置等においては，実施計画Ⅱ特定原子力施設の設計，設備「1.12　作業者の被ばく線量の管理等」及び実施計画Ⅲ特定原子力施設の保安 第３編「3 放射線管理に係る補足説明」の規定に基づき，現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して，高線量エリアでの遮蔽，遠隔操作，除染等の所要の放射線防護上の措

置に加え，作業時における放射線被ばく管理措置（防護具の着用等）や低線量エリアでの構造物のブロック化等を講じることにより，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を達成できる限り低減する設計及び運用とする。

（５）緊急時対策

燃料取り出し用カバーの設置等に当たっては，大規模な地震，津波等の事態に備え，事故時において必要な安全避難通路等の他，事故時に施設内に居るすべての人に対し的確に指示ができる適切な警報系（ページング，スピーカ等）及び通信連絡設備（PHS 等）を整備する。

（６）設計上の考慮

①　準拠規格及び基準

燃料取り出し用カバーの設計，材料の選定，製作及び検査については，日本産業規格（JIS）等の適切と認められる規格及び基準によるものとする。

②　自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された燃料取り出し用カバーについては，この限りでない。

a-1.　燃料取り出し用カバー（１号機）

燃料取り出し用カバー（１号機）は，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果，原子炉建屋上部の瓦礫類の飛散等による実効線量は 50 μSv/事象以下と評価されることから，耐震 C クラスと位置付けるとともに，当該クラスに適用される設計用地震力（水平方向の静的地震力 1.0Ci）に対して十分耐えられる設計とする。

また，燃料取り出し用カバー（１号機）は，検討用地震動（最大加速度 900gal。以下「Ss900」という。）に対する地震応答解析を実施し，Ss900 に対する耐震性を確保することにより，地震時においても安全上重要な設備である使用済燃料プール等に対して波及的影響を及ぼさない設計とする。

a-2.　燃料取り出し用構台（２号機）

燃料取り出し用構台（２号機）は，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方及び当該構台自体には直接的な安全機能がないことを踏まえ，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響はない。

ただし，燃料取り出し用構台（２号機）については，耐震 B+クラスに分類される２号機燃料取扱設備の間接支持構造物として，耐震 B+クラス相当の地震力に対して耐えられる設計とする。

a-3.　燃料取り出し用カバー（３号機）

燃料取り出し用カバー（３号機）は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」上，耐震 B クラスに分類される３号機燃料取扱設備の間接支持構造物として，耐震 B クラス相当の地震力に対して耐えられる設計とする。

また，燃料取り出し用カバー（３号機）は，基準地震動 Ss（最大加速度 600gal。以下「Ss600」という。）に対する地震応答解析を実施し，Ss600 に対する耐震性を確保することにより，地震時においても原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさない設計とする。

a-4.　燃料取り出し用カバー（４号機）

燃料取り出し用カバー（４号機）は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」上，耐震 B クラスに分類される４号機燃料取扱設備の間接支持構造物として，耐震 B クラス相当の地震力に対して耐えられる設計とする。

また，燃料取り出し用カバー（４号機）は，基準地震動 Ss（最大加速度 600gal。以下「Ss600」という。）に対する地震応答解析を実施し，Ss600 に対する耐震性を確保することにより，地震時においても原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさない設計とする。

b. 地震以外に想定される自然現象(津波，豪雨，台風，竜巻等)に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないよう設計する。

具体的に，津波，豪雨，強風（台風等）に対しては，津波到達時の波力を受けにくい閉空間のない構造とすること，建築基準法及び関係法令等に基づく風荷重に耐えられる設計とすること等により，施設の安全性が損なわれないよう設計する。また，その他竜巻等の自然現象に対しては，施設の破損等の発生を想定して，作業を中断し，計画を立てて速やかに復旧することにより，施設の安全性を確保する。

③　外部人為事象に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，想定される外部人為事象によって，施設の安全性を損なうことのない設計とする。また，第三者の不法な接近等に対し，これを防御するため，適切な措置を講じた設計とする。

④　火災に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，火災の発生を防止し，火災の検知及び消火を行い，並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより，火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする。

⑤　環境条件に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。特に，燃料取り出し用カバーの設計及び設置においては，事故や地震等により被災した原子炉建屋の健全性を十分に評価し，必要な対策を講じる。

⑥　運転員操作に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計とする。

⑦　信頼性に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，その安全上の重要度等を考慮して，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計とする。

⑧　検査可能性に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは，そ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。

放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

1　本説明書の記載範囲

本説明書は，１号機，２号機，３号機及び４号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

2　４号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.1　燃料取り出し用カバーについて

2.1.1　概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

2.1.2　燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。（図 2-1　燃料取り出し用カバー概略図参照）

2.1.3　換気設備

2.1.3.1　系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ，排風機等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，換気風量約 25,000m^3/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m^3/h の換気風量で運転する。

また，燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図，図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照)

なお，４号機での燃料取り出し作業は，有人での作業を計画していることから，燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため，給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは，プレフィルタ，送風機，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは，換気風量約 25,000m^3/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m^3/h の換気風量で運転する。

表 2-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
給気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 送風機 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
給気吹出口	配置：カバー内の側部に設置
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） 排風機 フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^0～10^4s^{-1} 台数　排気フィルタユニット入口　1 台 排気フィルタユニット出口　2 台

2.1.3.2　換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また，カバー内での燃料取り出し作業は，有人による作業を計画していることから，作業エリアには，局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められ約50,000m^3/hとなる。

$Q=q/(Cp \cdot \rho \cdot (t1-t2) \cdot 1/3600)$

Q　：換気（排気）風量（m^3/h）

q　：設計用熱負荷，約143（kW）（機器発熱）※1

Cp　：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ　：密度，1.2（kg/m^3）

t1　：カバー内温度，40（℃）

t2　：設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1　10%の余裕を含む

※2　28.5℃（小名浜気象台で観測された1971年～1975年の5年間の観測データにおける累積出現率が99%となる最高温度）+約3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

2.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は，屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により送風機・排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，送風機・排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。また，免震重要棟でも同様に，送風機・排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

2.1.3.4　異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，４号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：4.5×10^{0}Bq/cm^3，Cs-137：6.6×10^{0}Bq/cm^3（平成 24 年 1 月 30 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，燃料取り出し用カバー換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，送風機，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

2.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.2.1　排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 2-2 に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 2-2 に示す放射性物質濃度のうち，濃度の高い４号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 2-3 の通りとなる。

表 2-2　発電所敷地内の放射性物質濃度　　(Bq/cm^3)

核種	4 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）	福島第一原子力発電所西門の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）※
Cs-134	約 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-6}

※現在は，検出限界値以下であるが，4 号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため，平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

Q=C・(1-f)

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 2-2 参照）

f　：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ　97%）

表 2-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 3.6×10^{-6}
Cs-137	約 3.3×10^{-6}

以上の結果，表 2-2 及び表 2-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

2.2.2　敷地境界線量（本換気設備は，2013 年 11 月に運用開始しており，運用後の放出管理及び線量評価は「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」により行っている。）

2.2.2.1　評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が，表 2-2 に示す 4 号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請

書で採用したものと同じ気象データを使用する。

2.2.2.2　評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

2.2.2.3　放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 2\text{-}1$$

ここで，

D　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/y）

K_1　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis）

μ_{en}　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数（m^{-1}）

r　：放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点（x，y，0）までの距離（m）

$B(\mu r)$　：空気に対するγ線の再生係数

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

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeVのγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

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

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

なお，$\chi(x', y', z')$は，次式により計算する。

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

ここで，　Q　　：放射性物質の放出率（Bq/s）

U　　：放出源高さを代表する風速（m/s）

H　　：放出源の有効高さ（m）

σ_y　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z　：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（z’= H）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（z’= 0）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は，計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲のγ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}) \quad \cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}3$$

ここで，　H_γ　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（μSv/y）

K_2　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8μSv/μGy）

f_h　：家屋の遮蔽係数（1.0）

f_0　：居住係数（1.0）

$(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1})$　：計算地点を含む方位(L)及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均のγ線による空気カーマ(μGy/y)。これらは2-1式から得られる空気カーマ率Dを放出モード，大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

2.2.2.4　吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度$\overline{\chi}$は，2-2式を用い，隣接方位からの寄与も考慮して，次式により計算する。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}4$$

ここで，　j　：大気安定度（A～F）

L　：計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は，次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}6$$

ここで，　H_I　：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/y）

365　：年間日数への換算係数（d/y）

K_{Ii}　：核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Ii}　：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

M_a　：人間の呼吸率（m^3/d）

（成人の 1 日平均の呼吸率：22.2m^3/d を使用）

$\overline{\chi}_i$　：核種 i の年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

表 2-4　吸入摂取による成人の実効線量換算係数（μSv/Bq）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

2.2.2.5　地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し，放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度$\overline{\chi}$は，2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}8$$

ここで，　H_G　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する

年間の実効線量（μSv/y）

K_{Gi}　：核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数（$\frac{\mu\text{Sv/y}}{\text{Bq/m}^2}$）

S_{0i}　：核種ｉの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

V_g　：沈着速度（0.01m/s）

λ_i　：核種ｉの物理的減衰係数（s^{-1}）

T_o　：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の５年を想定）

f_1　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 2-5　核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（$(Sv/s)/(Bq/m^2)$）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

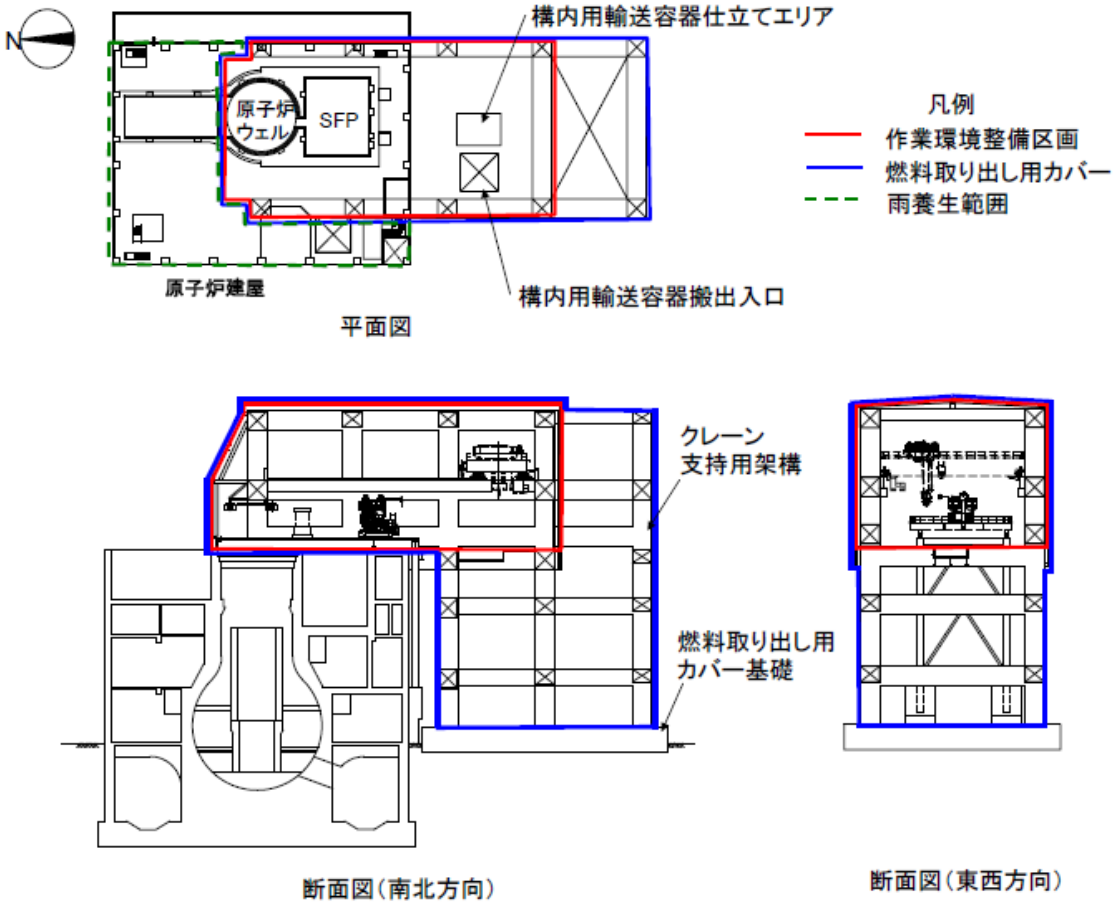
2.2.2.6　評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 2-6 参照）

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第３編　2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}



【燃料取り出し用カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- 換気対象範囲外とする。

図 2-1　燃料取り出し用カバー概略図

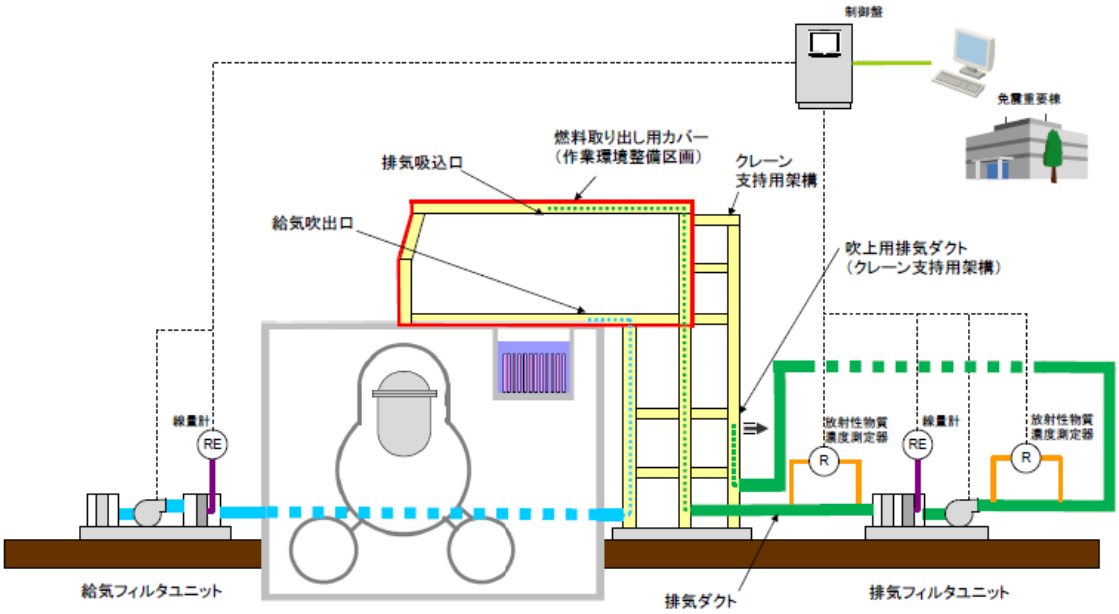


図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

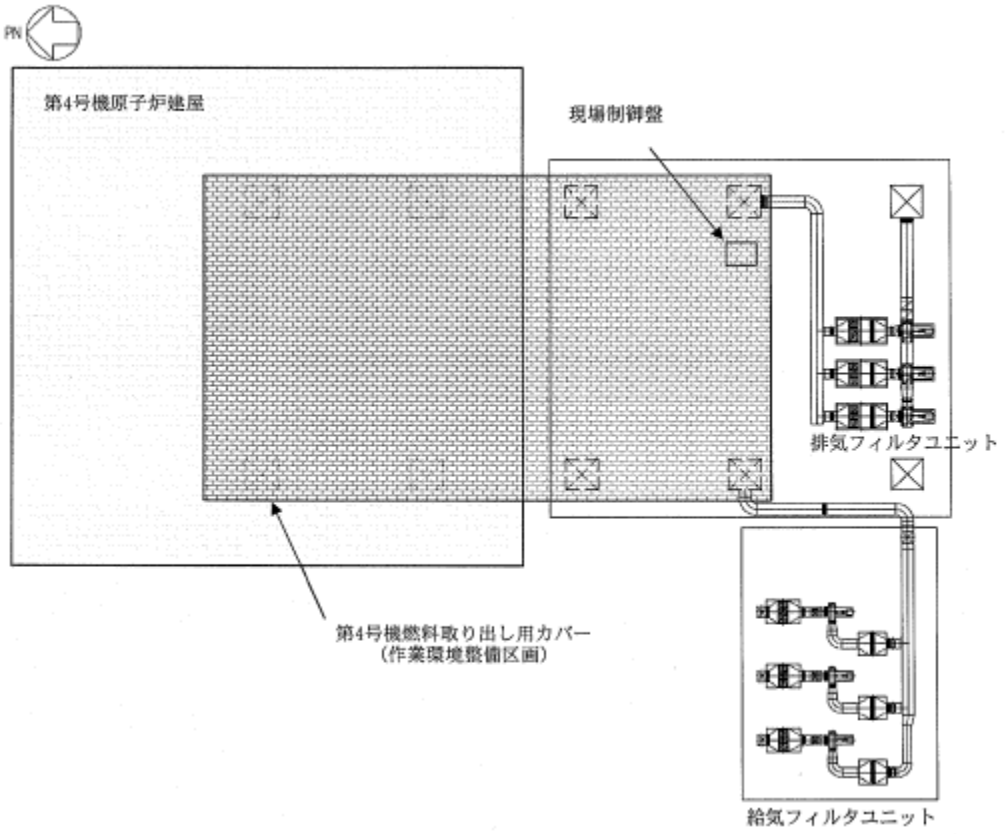


図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

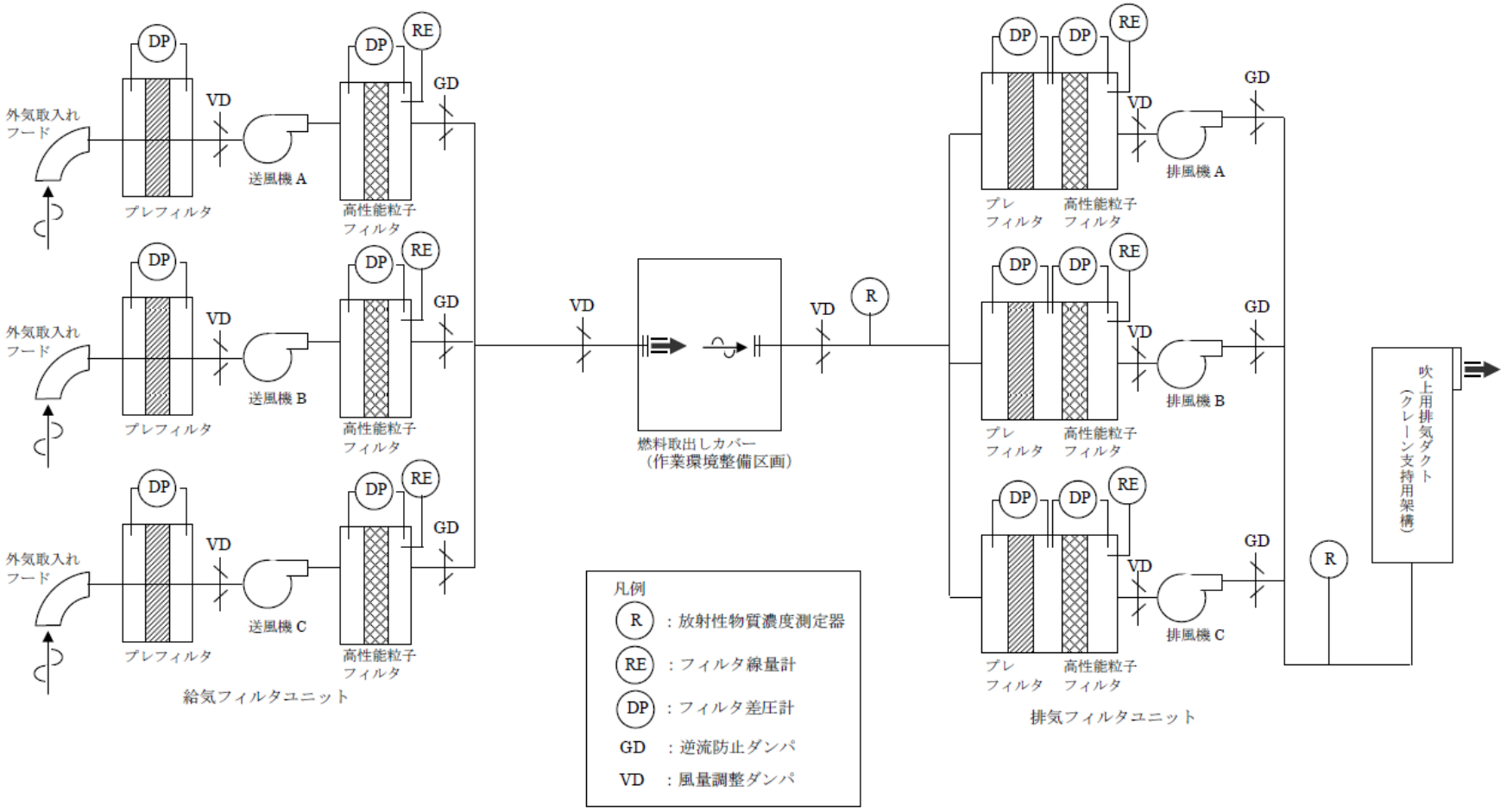
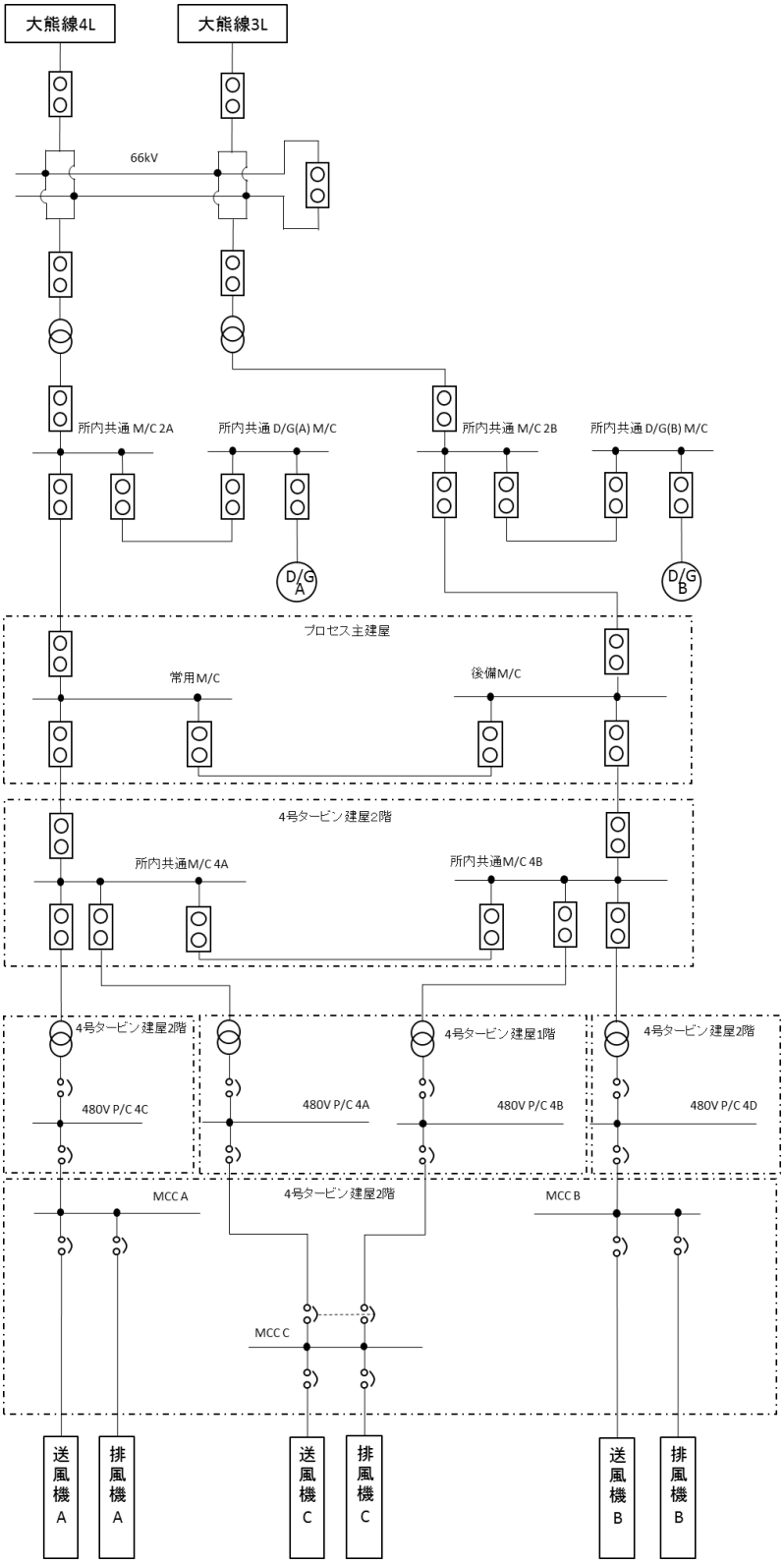


図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3　３号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.1　燃料取り出し用カバーについて

3.1.1　概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

3.1.2　燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，ドーム状の屋根を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図参照）

3.1.3　換気設備

3.1.3.1　系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，約 10,000m^3/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備），排風機は，換気風量約 30,000m^3/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 30,000m^3/h の 換気風量で運転する。

また，燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図，図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　1 台 排気フィルタユニット出口　2 台

3.1.3.2　換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m^3/h とする。

$Q=q/(Cp \cdot \rho \cdot (t1-t2) \cdot 1/3600)$

Q：換気（排気）風量（m^3/h）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m^3）

t1：カバー内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

3.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。また，免震重要棟でも同様に，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

3.1.3.4　異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，３号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：2.4×10^{3}Bq/cm^{3}，Cs-137：3.9×10^{3}Bq/cm^{3}（平成 24 年 9 月 24 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，燃料取り出し用カバー換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，送風機，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

3.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.2.1　排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。(Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照)

表 3-2 に３号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2　３号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 5.2×10^{-4}
Cs-137	約 8.0×10^{-4}

※平成 24 年 9 月 6 日測定

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 3-2 参照）

f　：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ　97%）

表 3-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 1.6×10^{-5}
Cs-137	約 2.4×10^{-5}

以上の結果，表 3-2 及び表 3-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

3.2.2　敷地境界線量（本換気設備は，2018 年 8 月に運用開始しており，運用後の放出管理及び線量評価は「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」により行っている。）

3.2.2.1　評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が，表 3-2 に示す３号機オペレーティングフロア上の放射性

物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同じ気象データを使用する。

3.2.2.2　評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

3.2.2.3　放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 3\text{-}1$$

ここで，　D　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/h)

K_1　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis)

μ_{en}　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数（m^{-1}）

r　：放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点（x，y，0）までの距離（m）

$B(\mu r)$：空気に対するγ線の再生係数

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

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeVのγ線に対する値を用い，以下の

とおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

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

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

なお，$\chi(x',y',z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x',y',z')=\frac{Q}{2\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot U}\cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}}\cdot\left\{e^{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}}+e^{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}}\right\}\quad\cdot\ 3\text{-}2$$

ここで，　Q　　：放射性物質の放出率（Bq/s）

U　　：放出源高さを代表する風速（m/s）

H　　：放出源の有効高さ（m）

σ_y　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z　：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（z’= H）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（z’= 0）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は，計算地点を含む方位に向かう放射性雲のγ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot \overline{D}_L \qquad \cdot\cdot\cdot\cdot\cdot\cdot\cdot\cdot \qquad 3\text{-}3$$

ここで，　H_γ　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（μSv/y）

K_2　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8μSv/μGy）

f_h　：家屋の遮蔽係数（1.0）

f_0　：居住係数（1.0）

$\overline{D}_L$　：計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均のγ線による空気カーマ(μGy/y)。

3.2.2.4　吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度$\overline{\chi}$は，3-2 式を用い，隣接方位からの寄与も考慮して，次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_{j} \overline{\chi}_{jL} + \sum_{j} \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_{j} \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}4$$

ここで，　j　：大気安定度（A～F）

L　：計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は，次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_{i} K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}6$$

ここで，　H_I　：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/y）

365　：年間日数への換算係数（d/y）

K_{Ii}　：核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Ii}　：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

M_a　：人間の呼吸率（m^3/d）

（成人の 1 日平均の呼吸率：22.2m^3/d を使用）

$\overline{\chi}_i$　：核種 i の年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

表 3-4　吸入摂取による成人の実効線量換算係数（μSv/Bq）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5　地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し，放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度$\bar{\chi}$は，3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_{i} K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}8$$

ここで,　H_G　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する
年間の実効線量（μSv/y）

K_{Gi}　：核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

S_{0i}　：核種ｉの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

V_g　：沈着速度（0.01m/s）

λ_i　：核種ｉの物理的減衰係数（s^{-1}）

T_o　：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の５年を想定）

f_1　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 3-5　核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

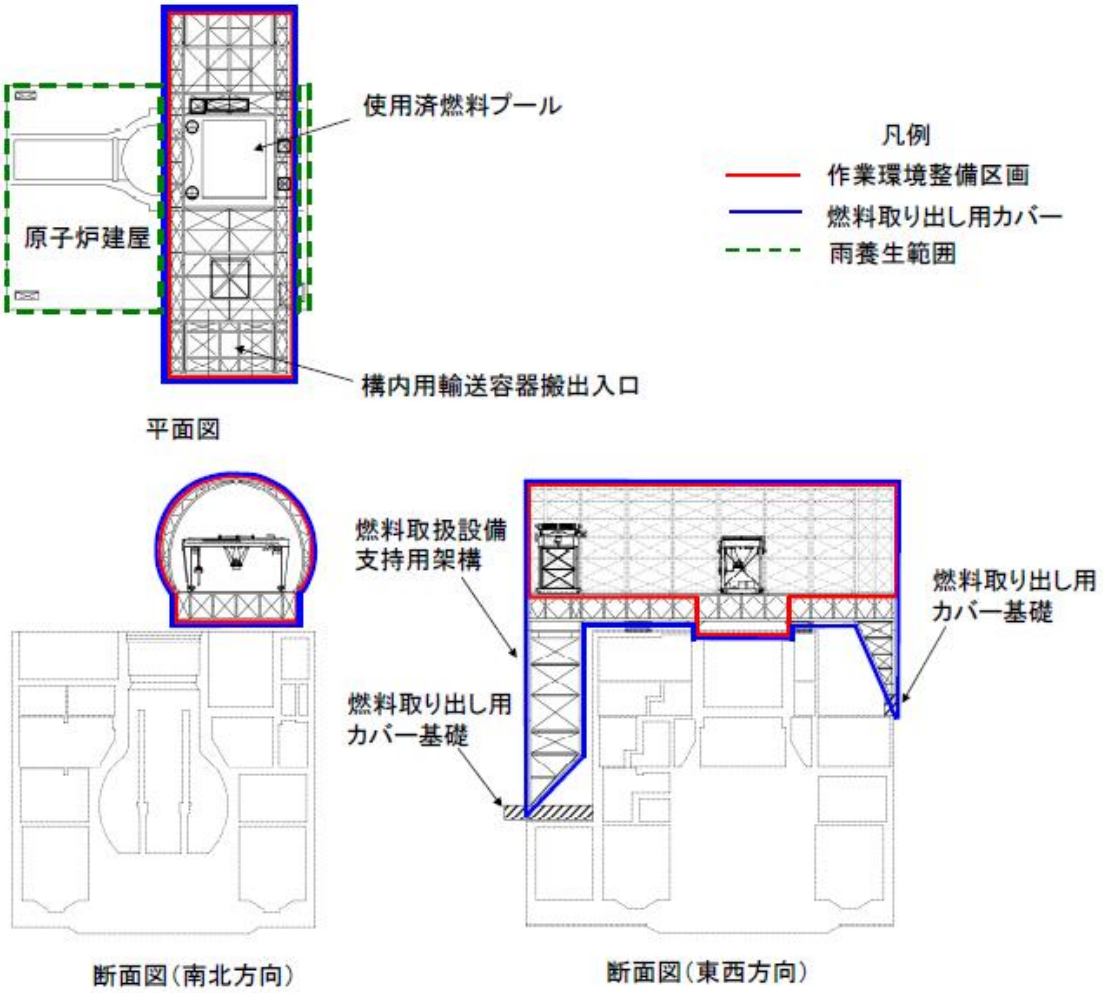
3.2.2.6　評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.015mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 3-6 参照）

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第３編　2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 3-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}



【燃料取り出し用カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- 換気対象範囲外とする。

図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図

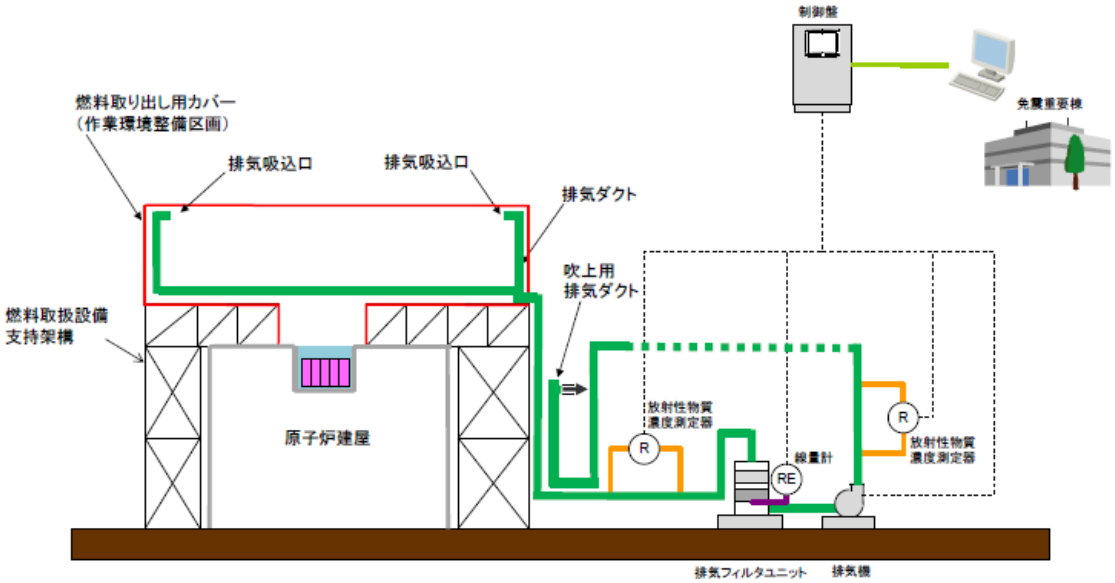


図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

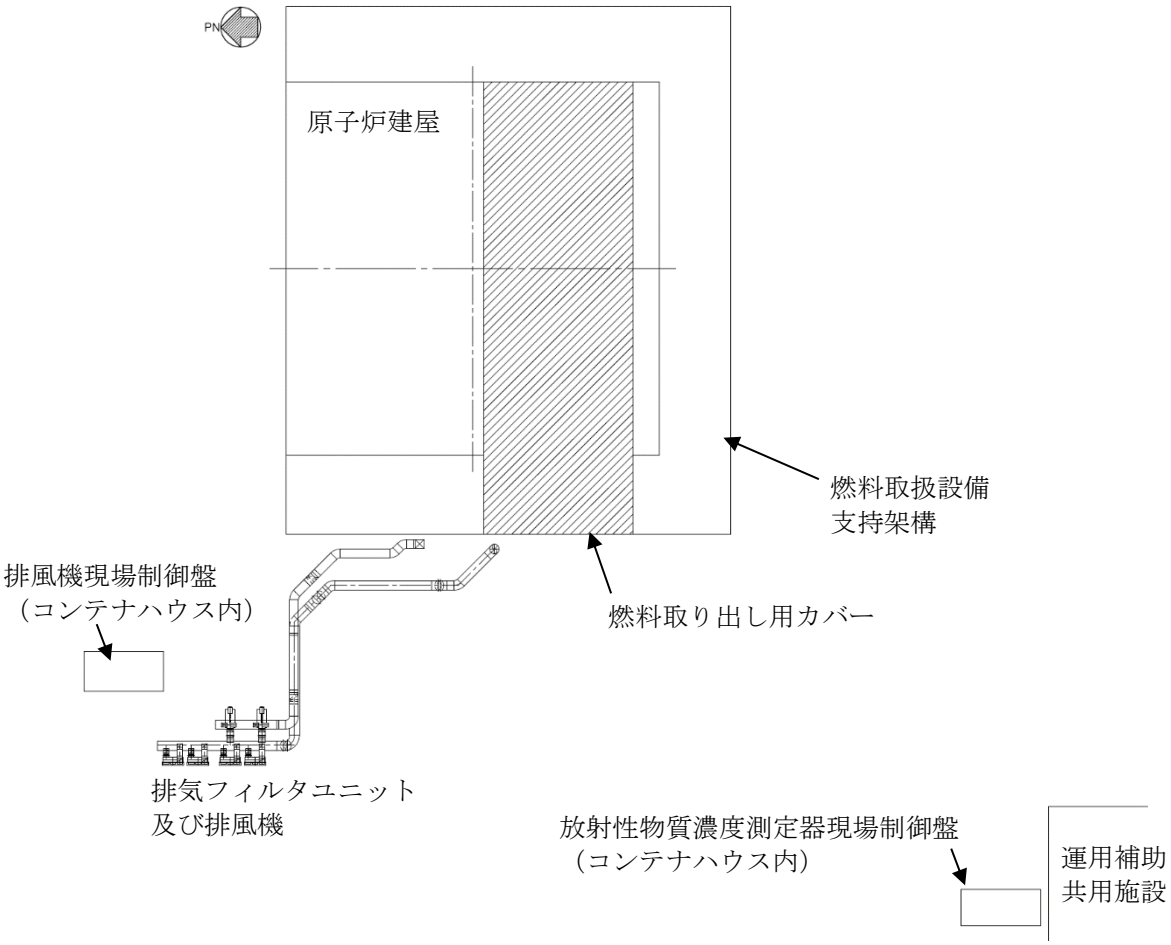


図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

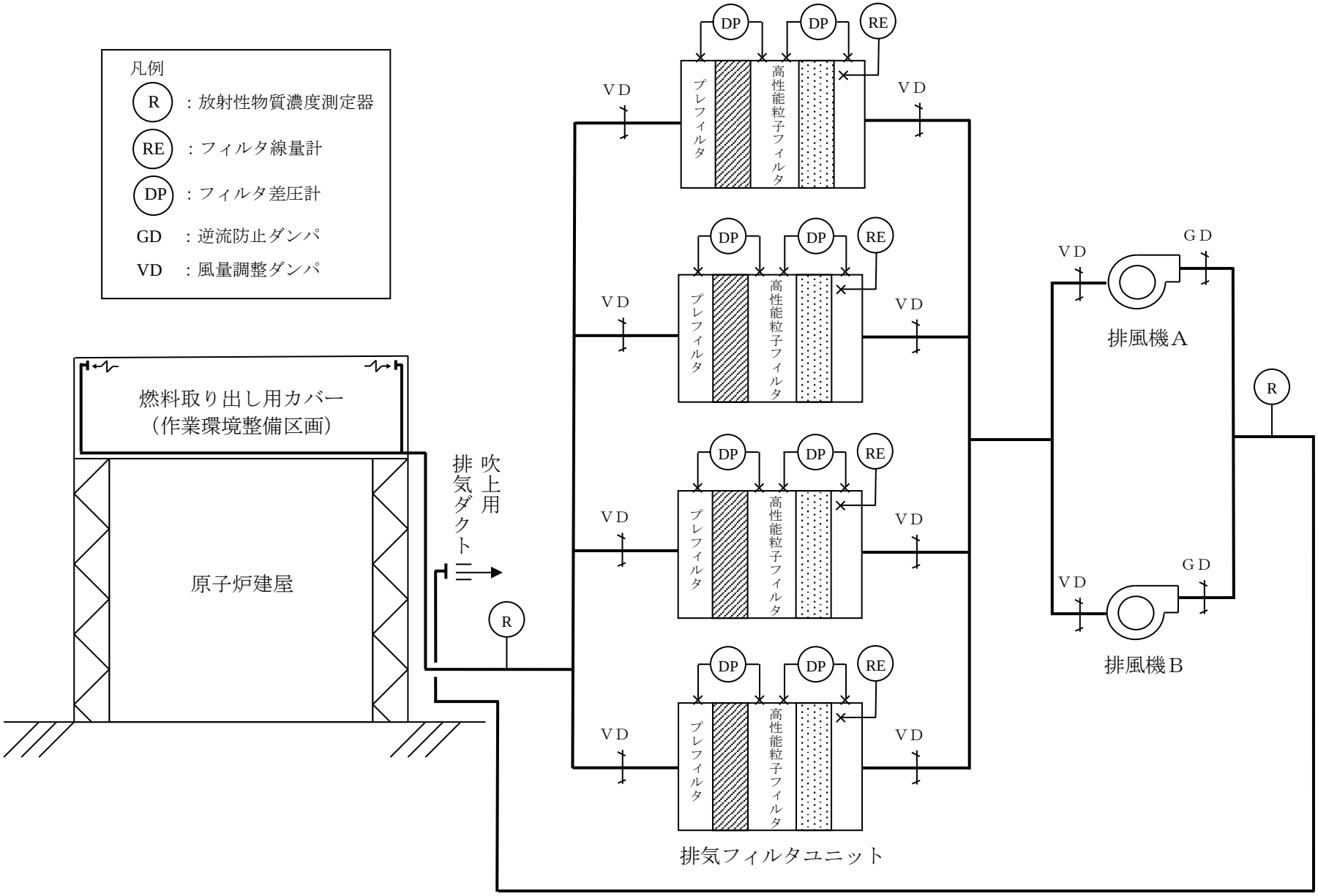
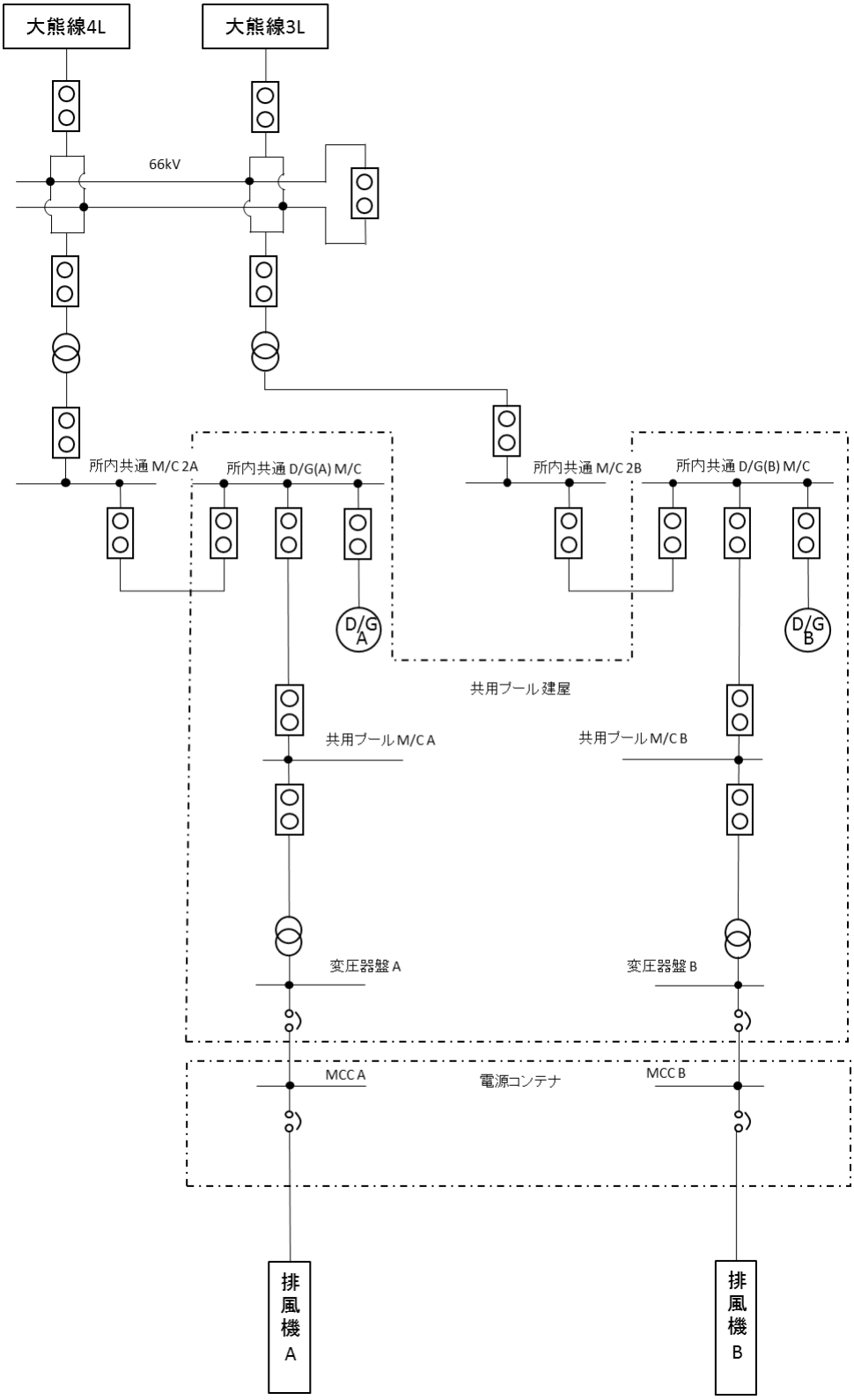


図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4　２号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.1　燃料取り出し用構台について

4.1.1　概要

燃料取り出し用構台は，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用構台は隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

4.1.2　燃料取り出し用構台

燃料取り出し用構台の大きさは，約 33m（南北）×約 27m（東西）×約 45m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，燃料取り出し用構台作業エリアの壁面及び屋根面を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 4-1　燃料取り出し用構台概略図参照）

4.1.3　換気設備

4.1.3.1　系統構成

換気設備は，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用構台地上階に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，約 10,000m^3/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備），排風機は，換気風量約 30,000m^3/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台作業エリアを約 30,000m^3/h の換気風量で運転する。

また，原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備概略構成図，図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図，図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図参照）

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 4-5　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図参照）

表 4-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：原子炉建屋オペレーティングフロア壁面及び燃料取り出し用構台床上に設置
排気フィルタユニット	配置：燃料取り出し用構台地上階に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ／高性能粒子フィルタ （効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（各排気フィルタユニットに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置:燃料取り出し用構台地上階に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　4 台 (原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側 2 台ずつ) 排気フィルタユニット出口　2 台

4.1.3.2　換気風量について

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m^3/h とする。

$$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m^3/h）

q：設計用熱負荷，約 80（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ ：密度，1.2（kg/m^3）

t1：燃料取り出し用構台内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

4.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，免震重要棟集中監視室で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，現場の放射性物質監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（排気フィルタユニットに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

4.1.3.4　異常時の措置

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，２号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，２号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：1.42×10^4Bq/L，Cs-137：5.89×10^5Bq/L（令和 2 年 10 月 15 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

4.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.2.1　排気フィルタによる低減効果

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%(粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，２号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 4-2 に２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が表 4-2 に示す放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 4-3 の通りとなる。

表 4-2　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

核種	オペレーティングフロア上の濃度（令和１年８月～令和２年８月の検出濃度の平均値）
Cs-134	約 7.6×10^{-6}
Cs-137	約 5.0×10^{-5}

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 4-2 参照）

f　：フィルタ効率（プレフィルタ／高性能粒子フィルタ　97%）

表 4-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 2.3×10^{-7}
Cs-137	約 1.5×10^{-6}

以上の結果，表 4-2 及び表 4-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

4.2.2　敷地境界線量

4.2.2.1　評価条件

(1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が，表 4-2 に示す２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」で示したものと同じ気象データを使用する。

4.2.2.2　評価方法

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

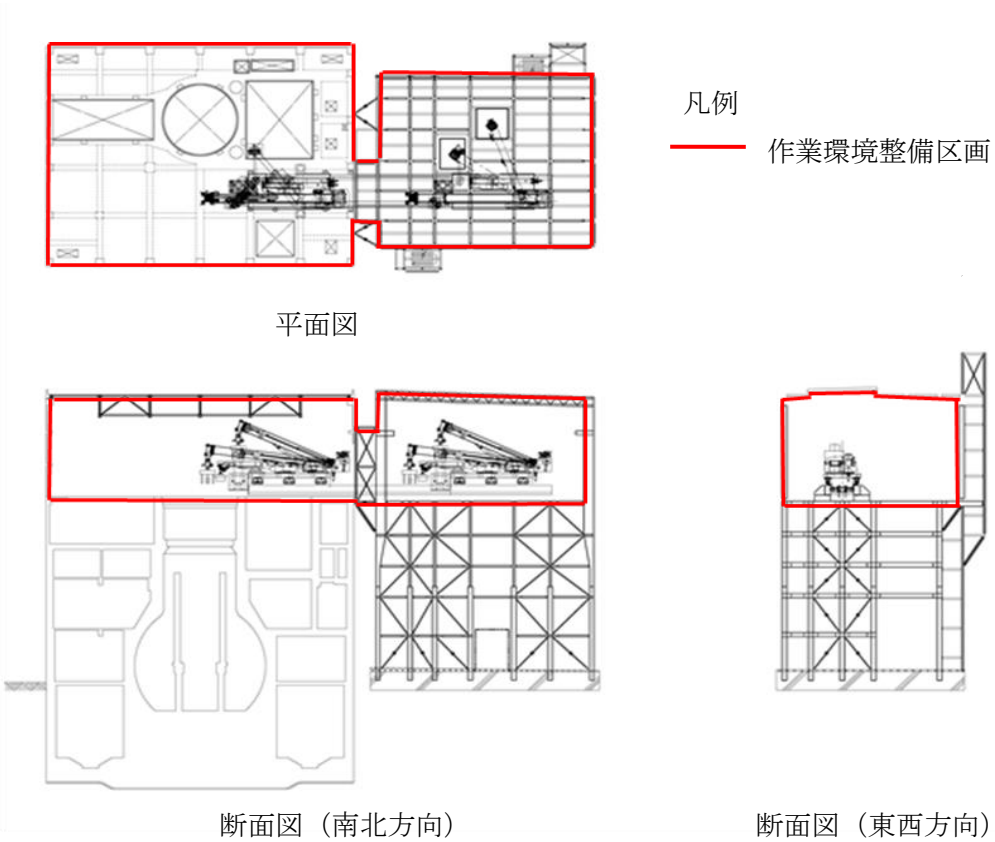
4.2.2.3　評価結果

表 4-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.00029mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される（表 4-4 参照）。

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.0088mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}	約 2.9×10^{-4}



【燃料取り出し用構台】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用構台のうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

図 4-1　燃料取り出し用構台概略図

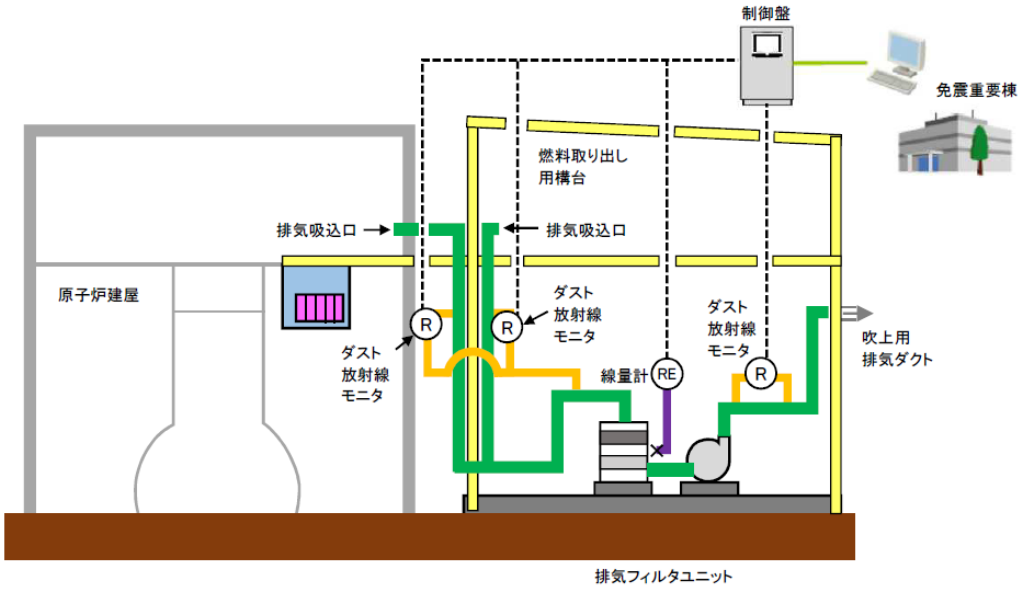


図 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備　概略構成図

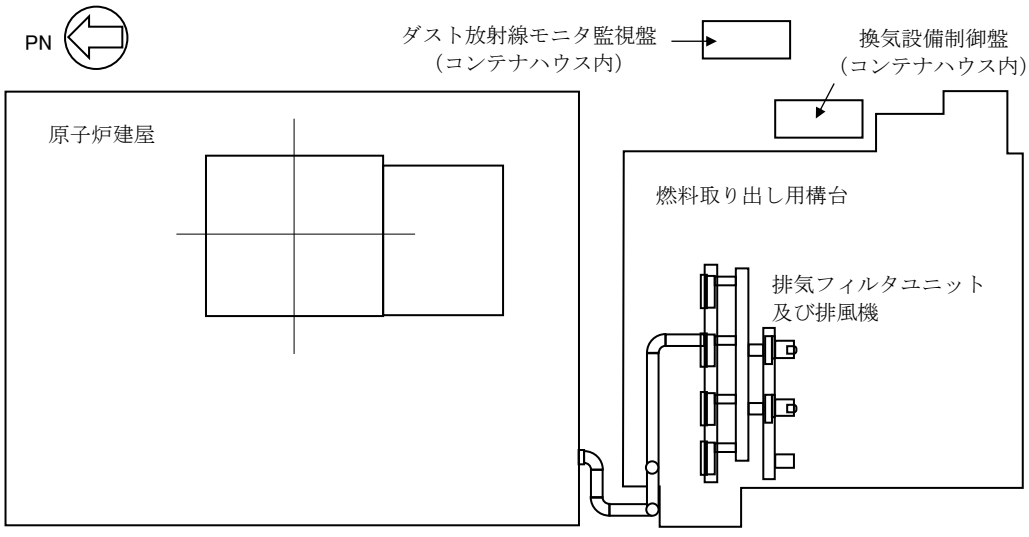


図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

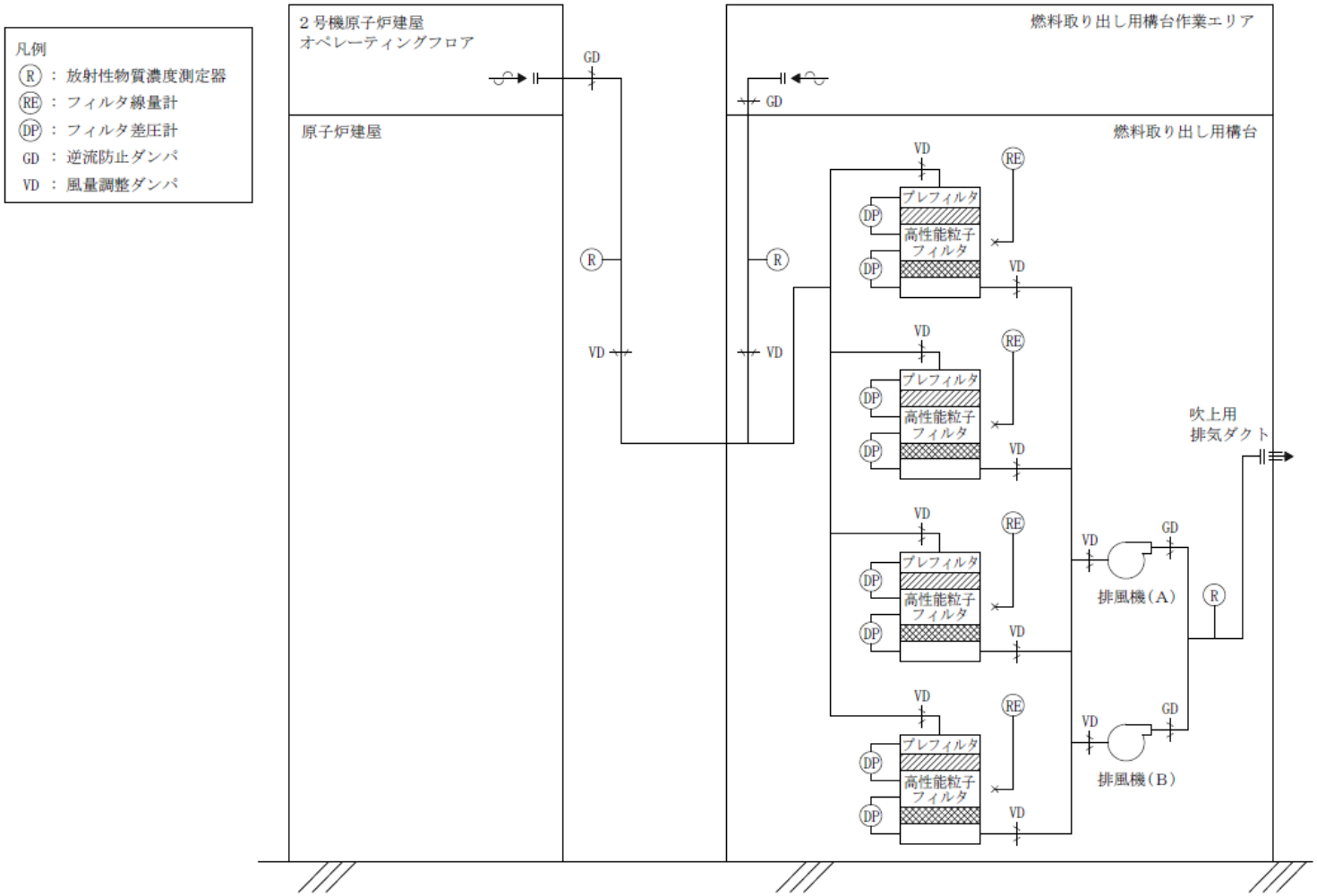
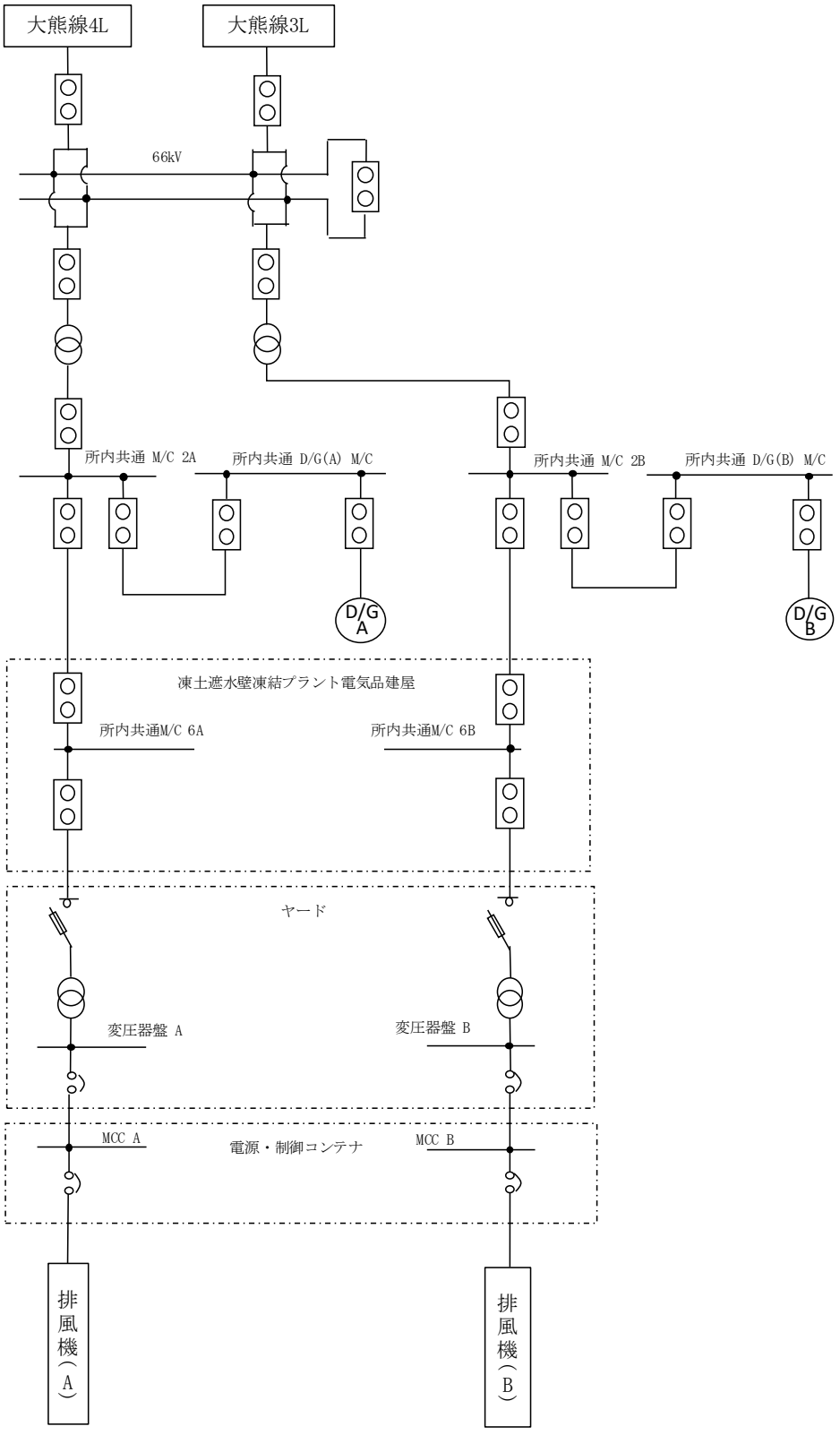


図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図



※令和 4 年 7 月時点

図 4-5　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図

5　1号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.1　大型カバーについて

5.1.1　概要

大型カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，オペレーティングフロア上にあるガレキ撤去時の放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，大型カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

5.1.2　大型カバー

大型カバーの大きさは，約66m（南北）×約56m（東西）×約68m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，作業エリアの壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。（図 5-1　大型カバー概略図参照）

5.1.3　換気設備

5.1.3.1　系統構成

換気設備は，大型カバー内の気体を吸引し，排気ダクトを経由して大型カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，換気風量約30,000m^3/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し，約30,000m^3/hの換気風量で運転する。

また，大型カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図5-2　大型カバー換気設備概略構成図，図5-3　大型カバー換気設備配置図，図5-4　大型カバー換気設備系統図参照）

大型カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図5-5　大型カバー換気設備電源系統図参照）

表 5-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：大型カバー壁面に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：大型カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{0}～$10^{4}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　2 台 排気フィルタユニット出口　2 台

5.1.3.2　換気風量について

大型カバー内の環境は，ガレキ撤去用天井クレーン及び電源盤等の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

大型カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m^3/h とする。

$Q=q/(Cp・\rho・(t1-t2)・1/3600)$

Q　：換気（排気）風量（m^3/h）

q　：設計用熱負荷，約 103（kW）（機器発熱）※1

Cp　：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ　：密度，1.2（kg/m^3）

t1　：カバー内温度，40（℃）

t2　：設計用外気温度，29.7（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 2015 年～2019 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

5.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，免震重要棟集中監視室で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，大型カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備についてはオペレーティングフロア上のガレキ撤去作業時に運転が必要な設備であり，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，現場の放射性物質濃度監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し，機器の故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

5.1.3.4　異常時の措置

大型カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，１号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，１号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：2.32×10^{5}Bq/L，Cs-137：7.02×10^{6}Bq/L（令和 3 年 4 月 23 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，大型カバー換気設備は，機器の故障が発生した場合を想定して，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

5.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.2.1　排気フィルタによる低減効果

大型カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，１号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

１号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率は，下式により求められ表 5-2 の通りとなる。

$R_1=Sd\cdot A\cdot S/h$

R_1　：ガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率（Bq/h）

Sd　：崩落屋根鉄骨の表面汚染密度，1.69×10^{8}（Bq/cm^2）※1

A　：ガレキ撤去（鉄骨切断）に伴う欠損面積，約 190（cm^2）

S　：飛散率，0.02（%）※2

h　：1 切断にかかる作業時間，0.23（h）

※1　2016 年 10 月に実施した 1 号機オペレーティングフロア上の空間線量率の測定結果から遮蔽計算コードにて表面汚染密度へ換算

※2　（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響ハンドブック（第 3 次版）」（平成 19 年 3 月）より引用

表 5-2　１号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去時の放射性物質の放出率（Bq/h）

放出率
約 2.8×10^{7}

仮に，ガレキ撤去実施に伴い大型カバー内で放射性物質が表 5-2 に示す放出率で飛散する場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質の放出率は下式により求められ表 5-3 の通りとなる。

$R_2=R_1\cdot(1-f)\cdot h_1/h_2$

R_2　：フィルタ通過後の放射性物質の放出率（Bq/h）

R_1　：大型カバー内の放射性物質の放出率（Bq/h）（表 5-2 参照）

f　：フィルタ効率（プレフィルタ／高性能粒子フィルタ　97%）

h_1　：1 月あたりのガレキ撤去作業時間，約 100（h/月）

h_2　：1 月の総時間数，720（h/月）

表 5-3　フィルタ通過後の放射性物質の放出率（Bq/h）

核種	放出率※
Cs-134	約 6.8×10^{3}
Cs-137	約 1.1×10^{5}

※核種比を考慮して算出

5.2.2　敷地境界線量

5.2.2.1　評価条件

(1) ガレキ撤去実施時において，大型カバー内が，表 5-2 に示す放出率で放射性物質が飛散した場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 大型カバーの供用期間である 6 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」で示したものと同じ気象データを使用する。

5.2.2.2　評価方法

大型カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

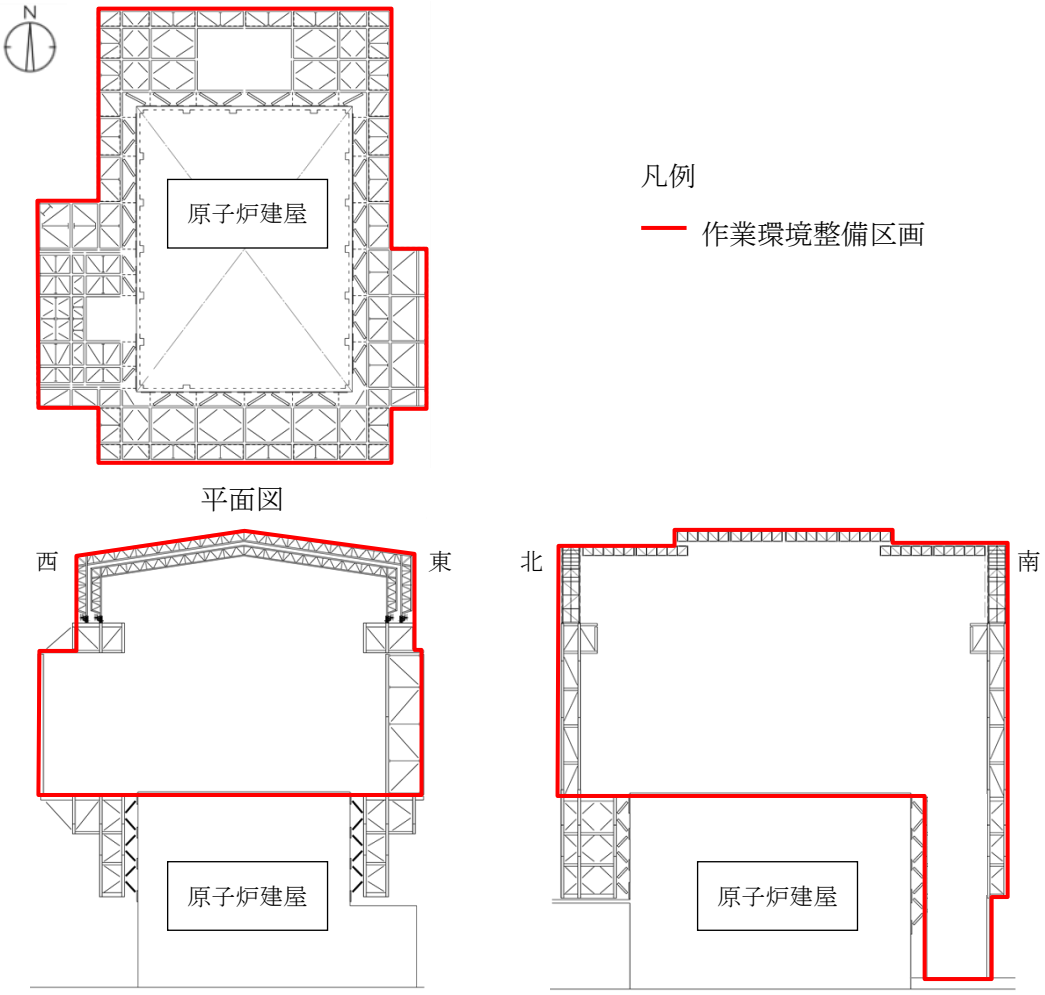
5.2.2.3　評価結果

表 5-3 に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である 6 年間(想定)続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.00070mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される（表 5-4 参照)。

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.0088mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 5-4　大型カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 3.5×10^{-8}	約 3.0×10^{-5}	約 6.7×10^{-4}	約 7.0×10^{-4}



【大型カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 大型カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

図 5-1　大型カバー概略図

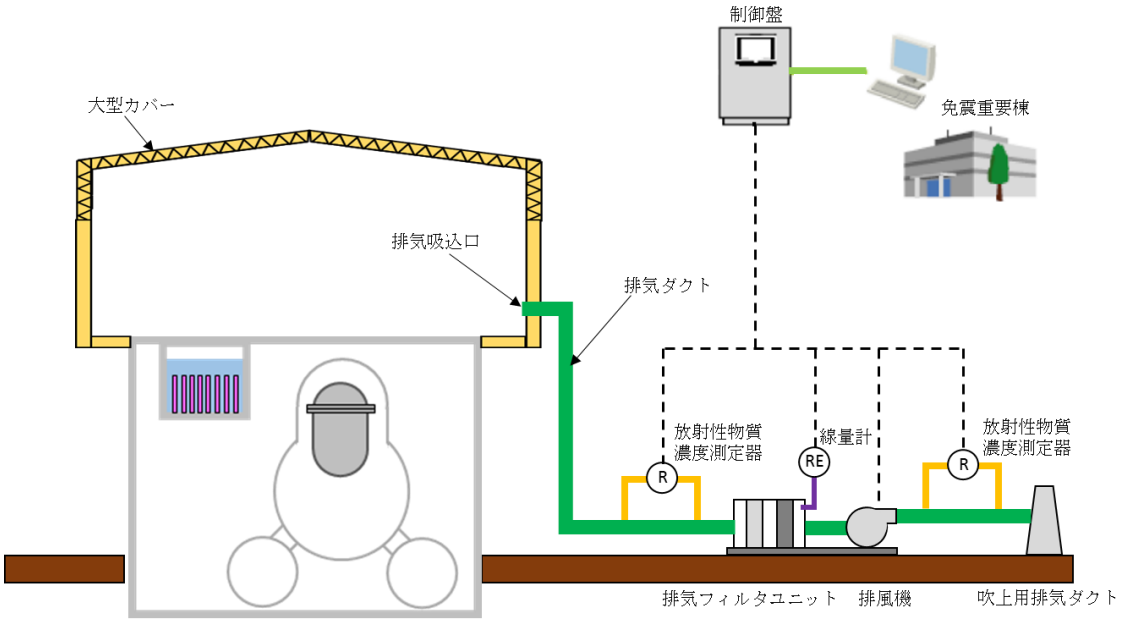


図 5-2　大型カバー換気設備概略構成図

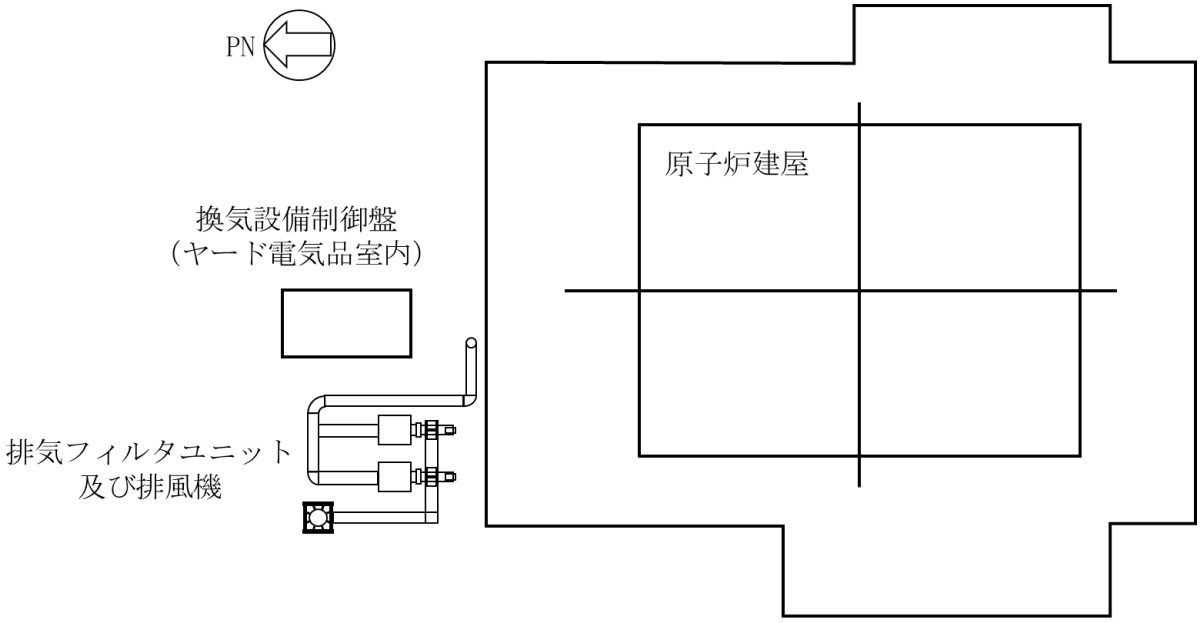


図 5-3　大型カバー換気設備配置図

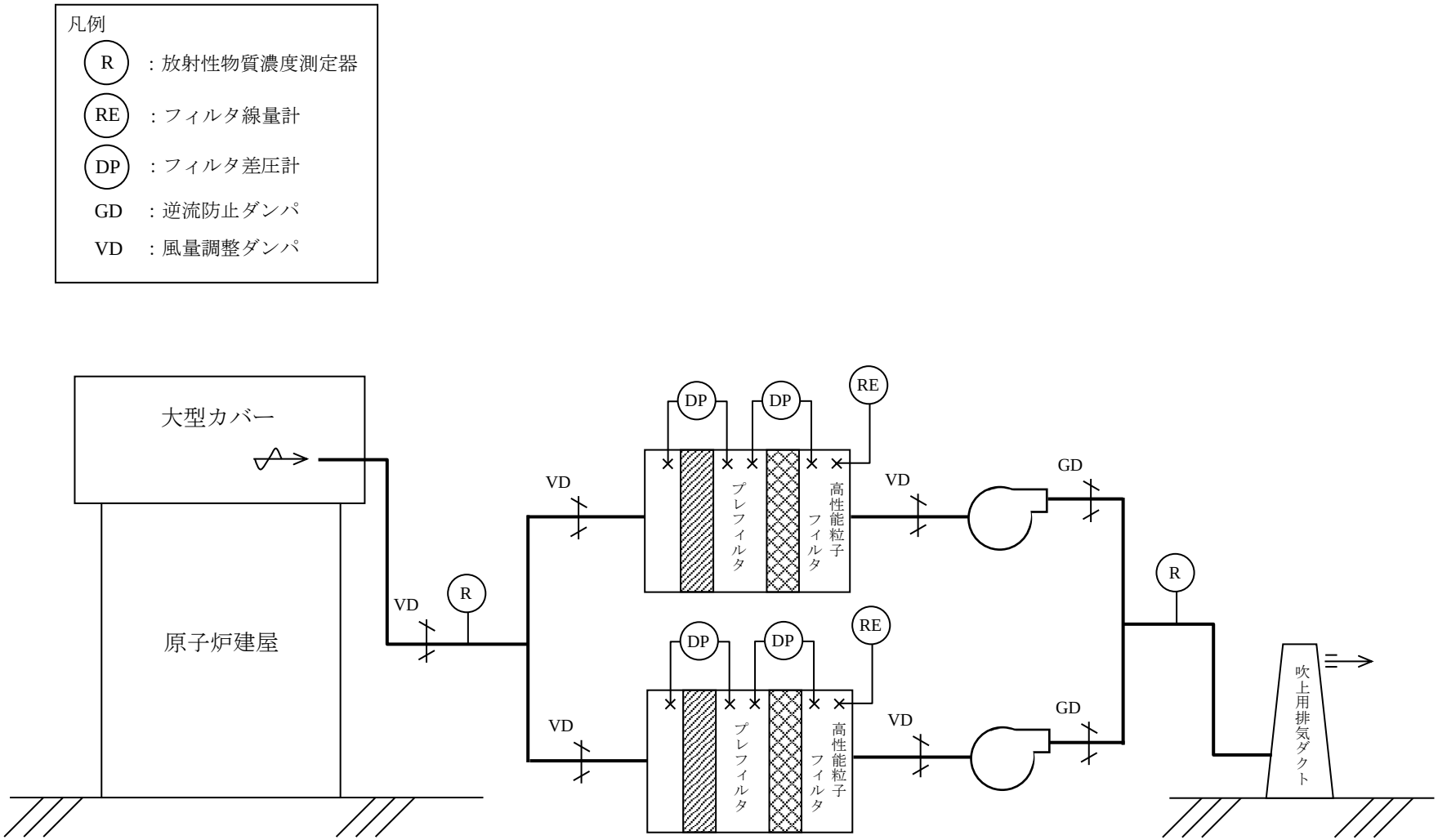
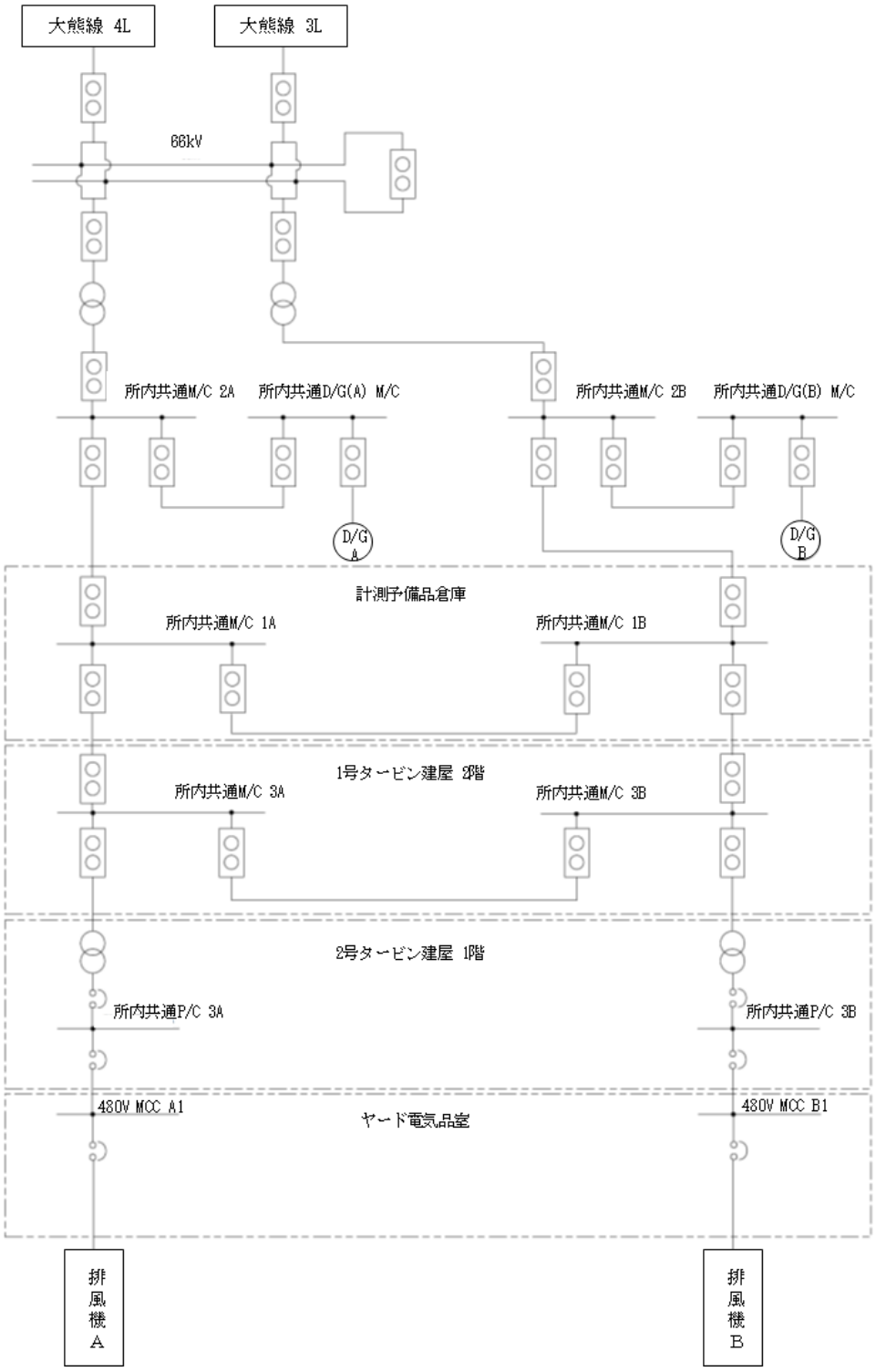


図 5-4　大型カバー換気設備系統図



※令和３年８月時点

図 5-5　大型カバー換気設備電源系統図

6　別添

別添－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

別添－２　３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

別添－３　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

別添－４　１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を確認する。	送風機・排風機が１台当たり 25,000m^3/h 以上であること。
				送風機・排風機が定格運転（２台運転１台予備）において，50,000m^3/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。

３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

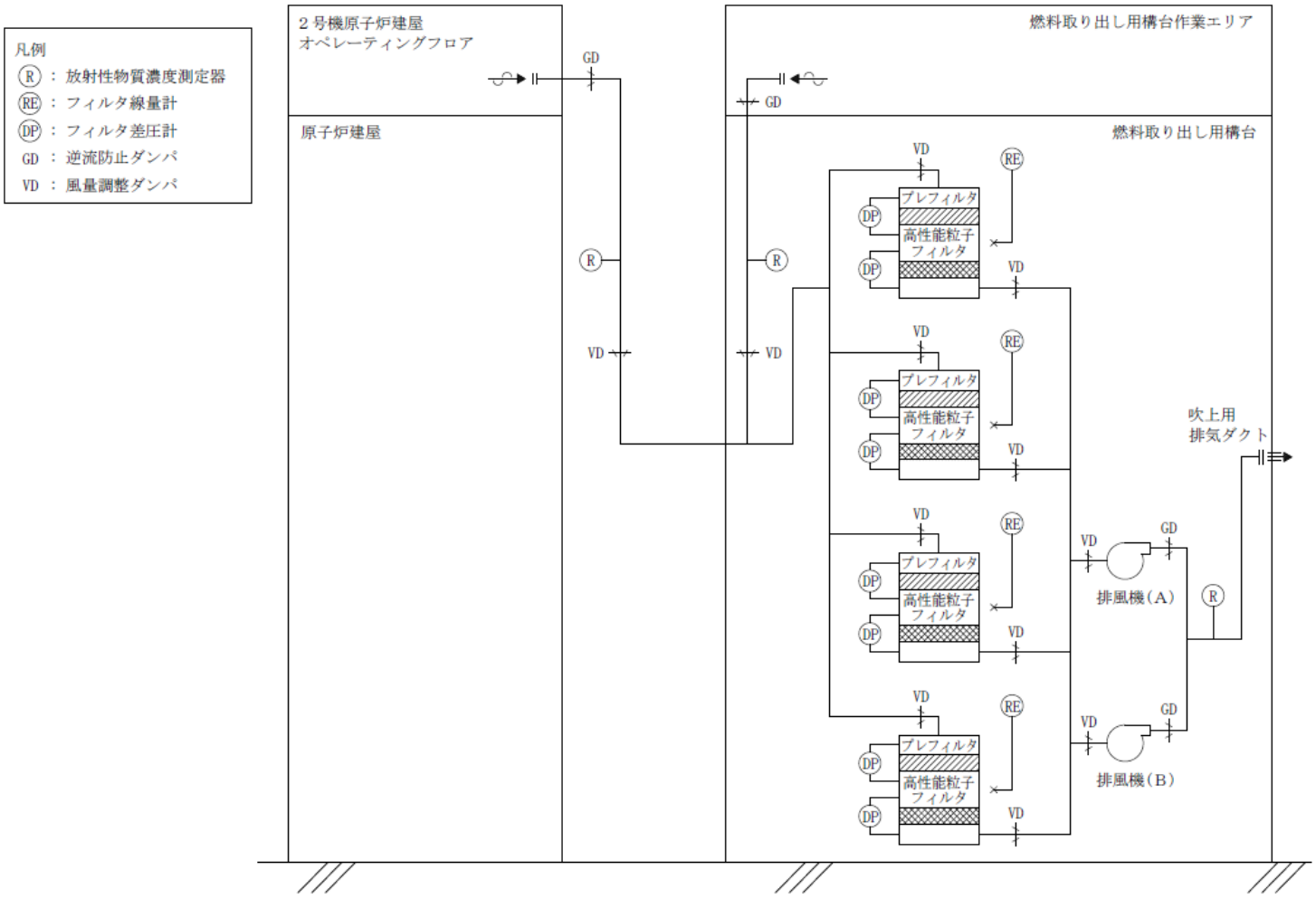
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	各指示値が許容値範囲以内に入っていること。

２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

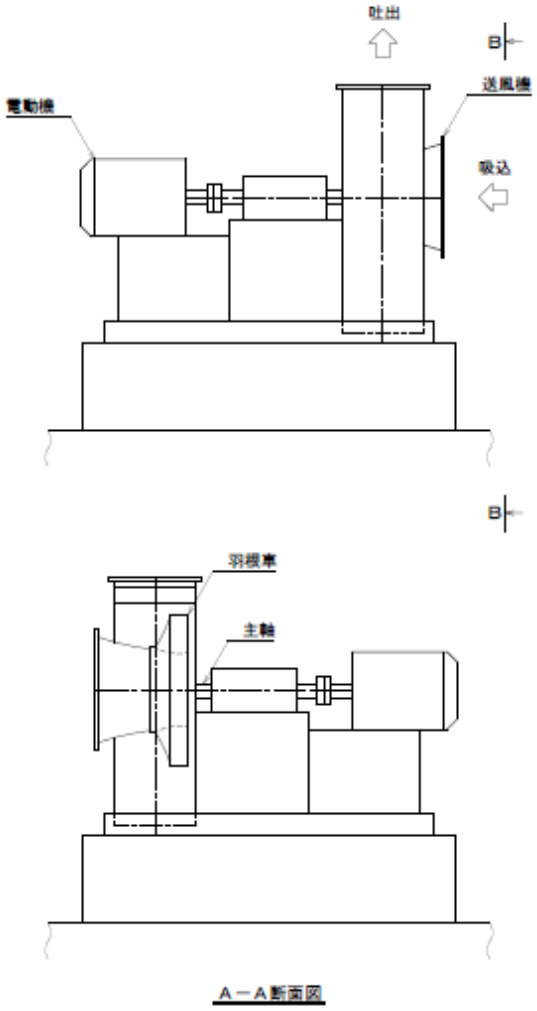
２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－１，図―２，図―３に示す。

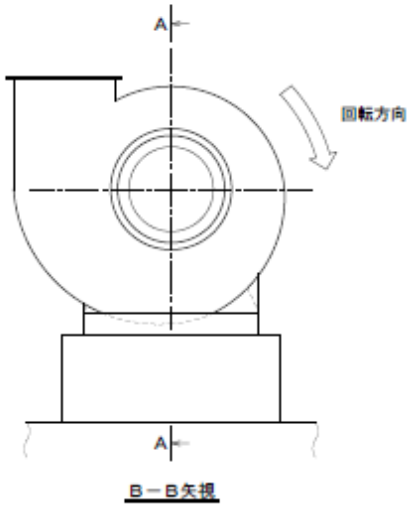
表－１　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
放出抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－１の通りであること。	現地
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。	現地
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径 0.3μm)以上であること。	現地
		監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	現地
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	現地
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	現地



図－１　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図（添付３－１　図４－４再掲）

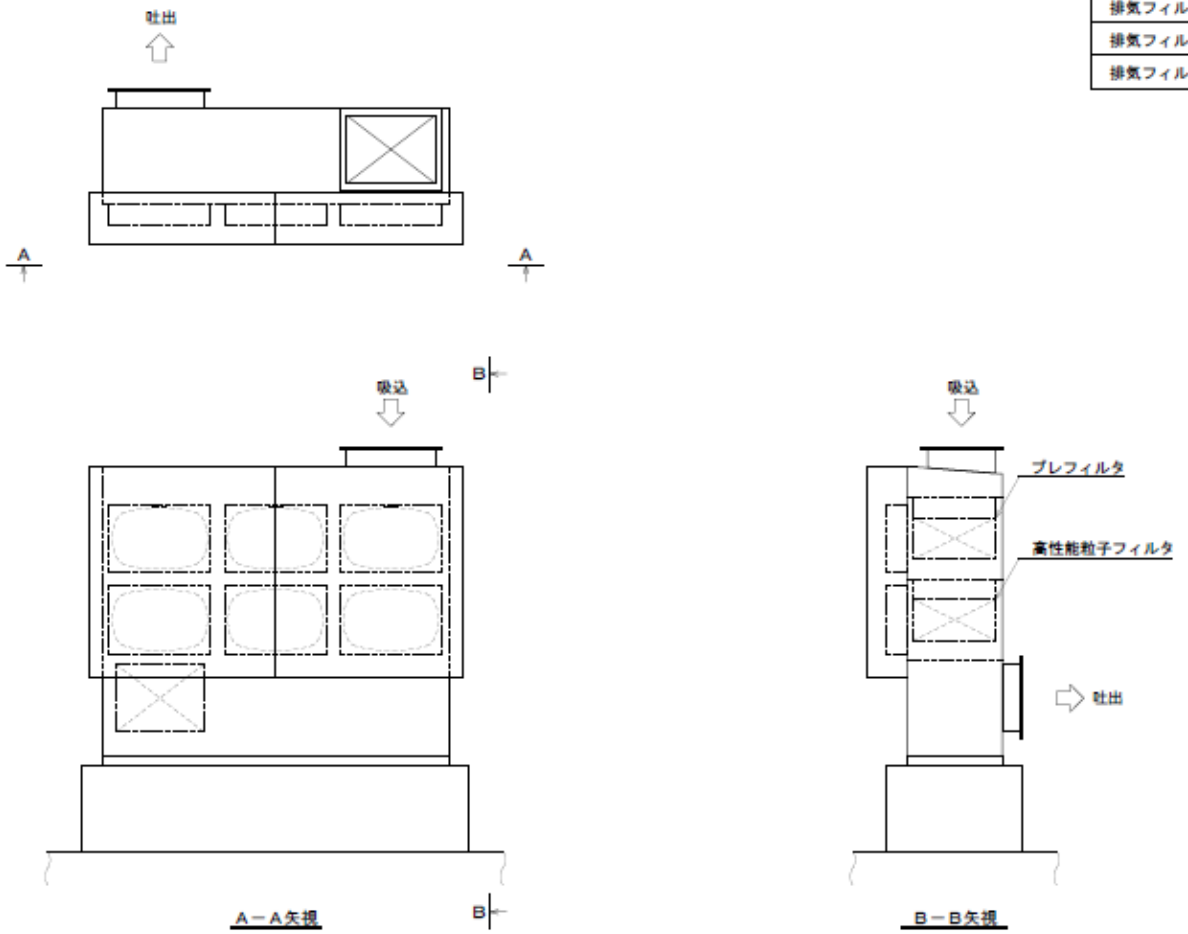




機器名称
排風機（A）
排風機（B）

図－２　排風機　外形図

機器名称
排気フィルタユニット（A）
排気フィルタユニット（B）
排気フィルタユニット（C）
排気フィルタユニット（D）



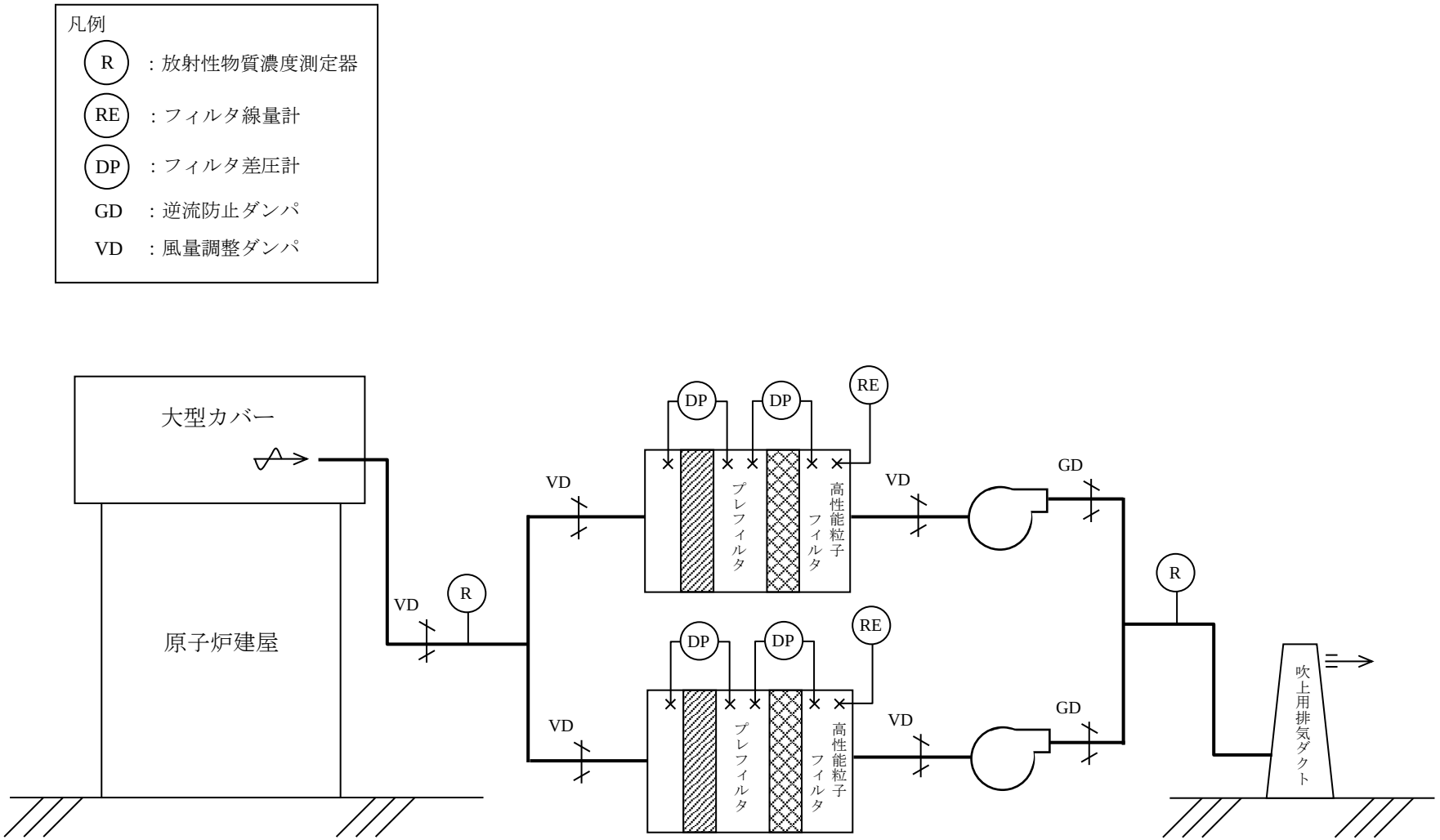
図－３　排気フィルタユニット　外形図

１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

１号機大型カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，大型カバー換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1，図－２，図－３に示す。

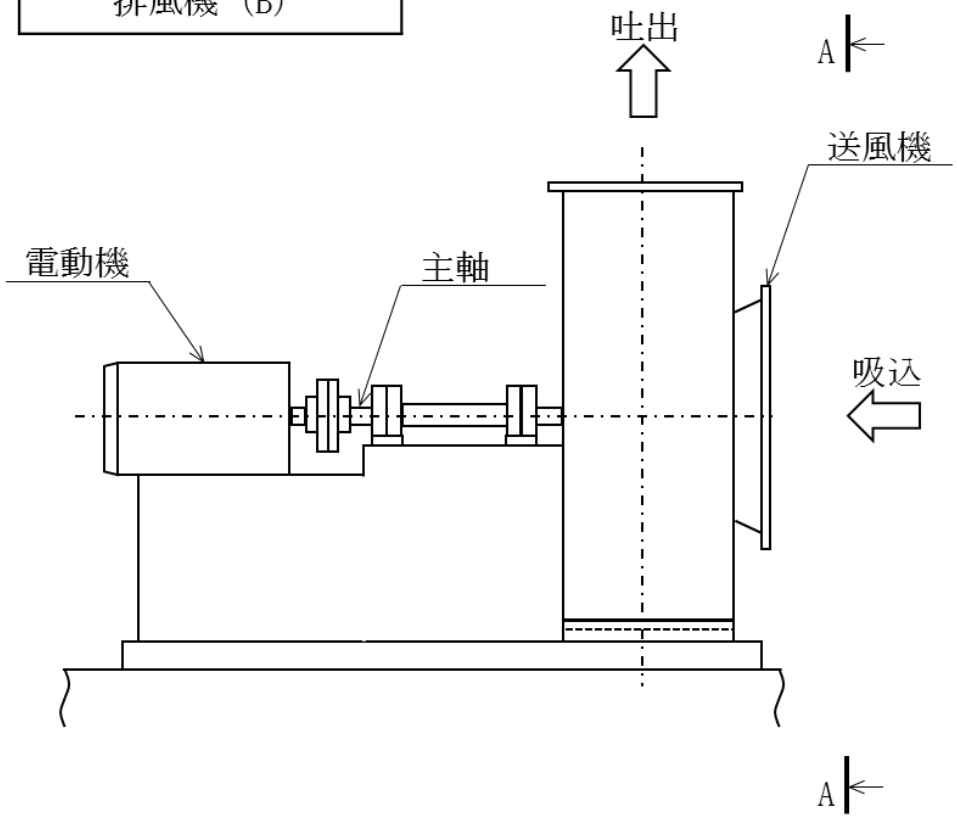
表－１　１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

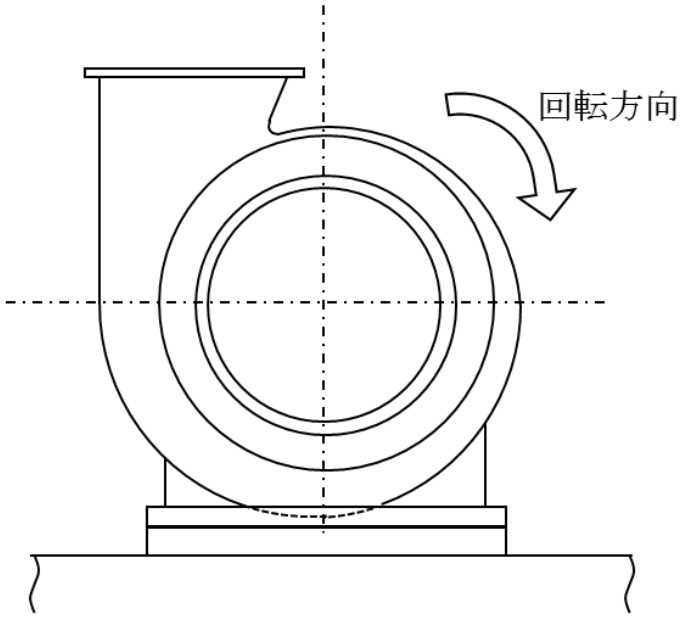
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
放出抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－１の通りであること。	
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり 30,000m^3/h 以上であること。	
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%(粒径 0.3μm)以上であること。	
		監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	



図－１　大型カバー換気設備系統図（添付３－１　図５－４再掲）

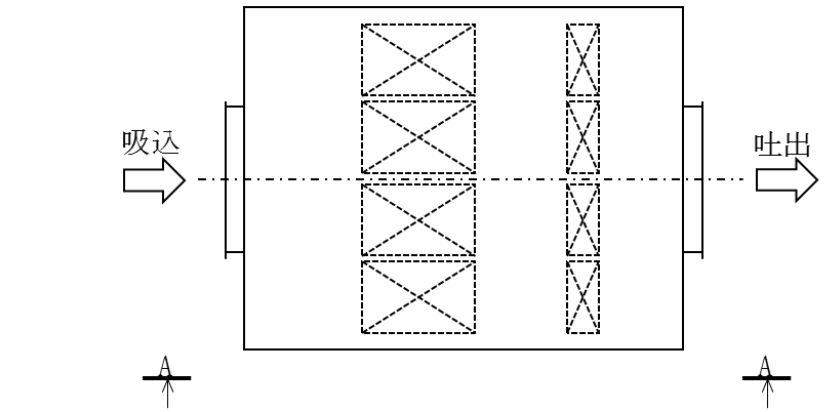
機器名称
排風機（A）
排風機（B）



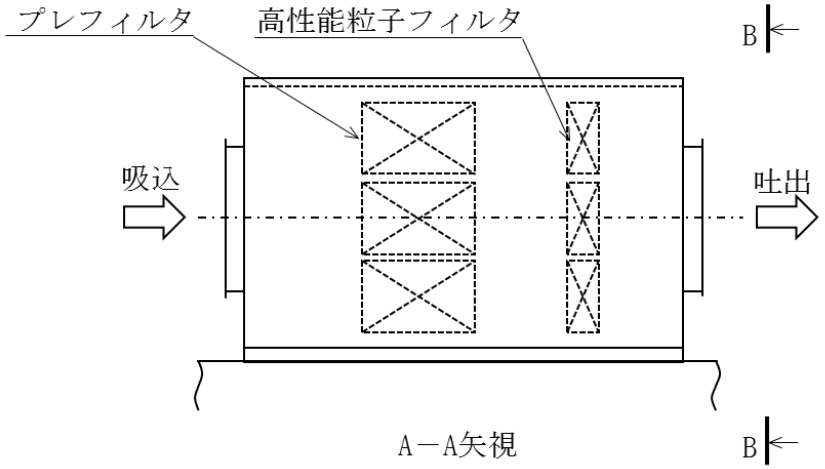


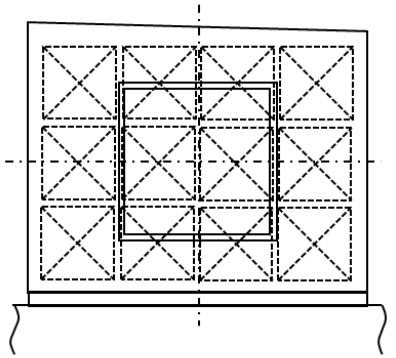
A－A矢視

図－２　排風機　外形図



機器名称
排気フィルタユニット（A）
排気フィルタユニット（B）





図－３　排気フィルタユニット　外形図

移送操作中の燃料集合体の落下

1. 原因

福島第一２～４号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に，何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し，放射性物質が環境に放出される。

2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため，次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

(1) 燃料取扱機は，燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。

(2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。

(3) 燃料把握機は，圧縮空気等の駆動源が喪失した場合，燃料集合体が外れないフェイル・セイフ設計とする。

(4) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には，吊上げができないようなインターロックを設ける。

(5) 運転要領を十分整備し，よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。

(6) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(7) 燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する場合には，破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により，放射性物質の飛散・拡散を防止する。

3. 第４号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

a. 燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

b. 落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸

送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

b. 燃料取り出し作業は，原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお，第４号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり，使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 11 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。

c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。

d. 放出された希ガスは，全量が水中から燃料取り出し用カバーの空気中へ移行するものとする。

e. 燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。

f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件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 3.1 の通りである。

表 3.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^{6}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{7}Bq

3.2. 線量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a.　敷地境界外の地表空気中濃度は,「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の計算方法により求めた相対濃度（χ／Q：9.7×10^{-5}s/m^3）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b.　敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は,「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の計算方法により求めた相対線量（D／Q：8.2×10^{-19}Gy/Bq）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2)　評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots (3.2\text{-}1)$$

ここで,

R　：呼吸率（m^3/s）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）を秒当たりに換算して用いる。

H_∞　：よう素（Ⅰ-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（I-131，小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq，成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：事故期間中のよう素の大気放出量（Bq）（Ⅰ-131 等価量）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots (3.2\text{-}2)$$

ここで,

K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（K＝1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β（Sv）は，(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (3.2\text{-}3)$$

ここで,

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_β　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）

E_β　：β線のエネルギ（MeV）（0.251MeV　Kr-85 実効エネルギ）

W_{TS}　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication.60 の値を用いる。
（0.01）

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2　燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 2.1×10^{-3}mSv	約 2.1×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して 1 桁以上減少しているが，その原因は，原子炉設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが，今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

3.3.　判断基準への適合性の検討

3.1，3.2 に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.　第３号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

a.　燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

b.　落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2)　評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a.　燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

b.　燃料取り出し作業は，原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお，第３号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は 2010 年 6 月 18 日に発電停止したものであり，使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 3 年程度後の 2014 年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約 1600 日となる。

c.　破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。

d.　放出された希ガスは，全量が水中から燃料取り出し用カバーの空気中へ移行するものとする。

e.　燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。

f.　水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3)　評価結果

上記の評価条件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 4.1 の通

りである。

表 4.1　核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^{6}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{7}Bq

4.2.　線量の評価

(1)　評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a.　敷地境界外の地表空気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対濃度（χ／Q：8.1×10^{-5}s/m^3）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b.　敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対線量（D／Q：7.3×10^{-19}Gy/Bq）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2)　評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad \cdots\cdots (4.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/s）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）を秒当たりに換算して用いる。

H_∞　：よう素（Ⅰ-131）を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量
（I-131，小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq，成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：事故期間中のよう素の大気放出量（Bq）（Ⅰ-131 等価量）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \quad \cdots\cdots (4.2\text{-}2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（K＝1Sv/Gy）
D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）
Q_{γ}　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_{β}（Sv）は，(4.2-3)式で計算する。

$$H_{\beta}=6.2\times10^{-14}\cdot\chi／Q\cdot Q_{\beta}\cdot E_{\beta}\cdot W_{TS}\cdots\cdots\cdots\cdots\quad(4.2\text{-}3)$$

ここで，

$\chi／Q$　　：相対濃度（s/m^3）
Q_{β}　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
E_{β}　　：β線のエネルギ（MeV）（0.251MeV　Kr-85 実効エネルギ）
W_{TS}　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication.60 の値を用いる。（0.01）

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。

表 4.2　燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 1.8×10^{-3}mSv	約 1.8×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して１桁以上減少しているが，その原因は，原子炉設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが，今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

4.3.　判断基準への適合性の検討

4.1，4.2 に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

5.　第２号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

5.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

a.　燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

b.　落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 2m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2)　評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a.　燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は,原子炉熱出力 2483MW(定格出力の約 105%)で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。

b.　燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。

c.　破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30%とする。

d.　放出された希ガスは，全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。

e.　燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて原子炉建屋および燃料取り出し用構台内に移行するものとする。

f.　水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3)　評価結果

上記の評価条件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 5.1 の通りである。

表 5.1　核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.4×10^{6}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{7}Bq

5.2.　線量の評価

(1)　評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a.　敷地境界外の地表空気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対濃度（χ／Q：$6.9\times10^{-5}s/m^3$）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b.　敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対線量（D／Q：$6.6\times10^{-19}Gy/Bq$）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2)　評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

敷地境界外における実効線量は，次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。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(5.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/s）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
（小児：$0.31m^3/h$，成人：$1.2m^3/h$）

H_∞　：よう素（I-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（小児：$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$，成人：$2.0\times10^{-8}Sv/Bq$）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（Bq）（I-131 等価量）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(5.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5.2\text{-}2)$$

ここで，

K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　：希ガスの大気放出量（Bq）（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値）

また，希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β（Sv）は，(5.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5.2\text{-}3)$$

ここで,

χ／Q	：相対濃度（s/m^3）
Q_β	：希ガスの大気放出量（Bq）
E_β	：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
W_{TS}	：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5.2 の通りである。

表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 1.6×10^{-3}mSv	約 1.6×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故での評価（6.4×10^{-2}mSv）と比較して１桁以上減少しているが，その原因は，原子炉設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが，今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

5.3. 判断基準への適合性の検討

5.1，5.2 に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

添付資料－４－１

燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1　本説明書の記載範囲

本説明書は，２号機，３号機及び４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について記載するものである。

2　４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

2.1　概要

2.1.1 一般事項

４号機燃料取扱設備は，燃料取扱機とクレーンを有し，それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は，検討に用いる地震動として基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取扱機が使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は燃料取扱機が落下に至らないことを確認する。

クレーンの構造強度及び耐震性は，検討に用いる地震動として弾性設計用地震動 Sd に対する地震応答解析を実施し，クレーンが使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，クレーンが落下に至らないことを確認する。

弾性設計用地震動 Sd は，基準地震動 Ss の１／２として評価する。

なお，キャスクの縦揺れについては，キャスクの荷重に対して，クレーンのワイヤが切断しない(キャスクが落下しない)ことを確認している。また，キャスクの横揺れについては，クレーンの水平方向固有周期と比較し，ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから，クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は，下記に準拠して行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）
(4) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1-2005）
(5) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2007 年追補版）（JSME S NC1-2007）

2.1.2 燃料取扱機

燃料取扱機は，燃料取扱機支持用架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，東西方向を長手方向として２本のガーダが配置され，南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され，東西方向に走行する。燃料取扱機フレームは，ガーダ，サドル，トロリで構成される。燃料取扱機の概要を図 2.1.2-1 に示す。

ブリッジ及びトロリは，各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時，走行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4 個であり，そのうち各々2 個は摩擦を受ける駆動輪であり，他の 2 個は従動輪である。ゆえに，最大静止摩擦係数を μ=0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×μ ×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 である。

ブリッジ及びトロリは，走行方向に直角な方向に対しては，脱線防止ラグによって荷重を支持する。

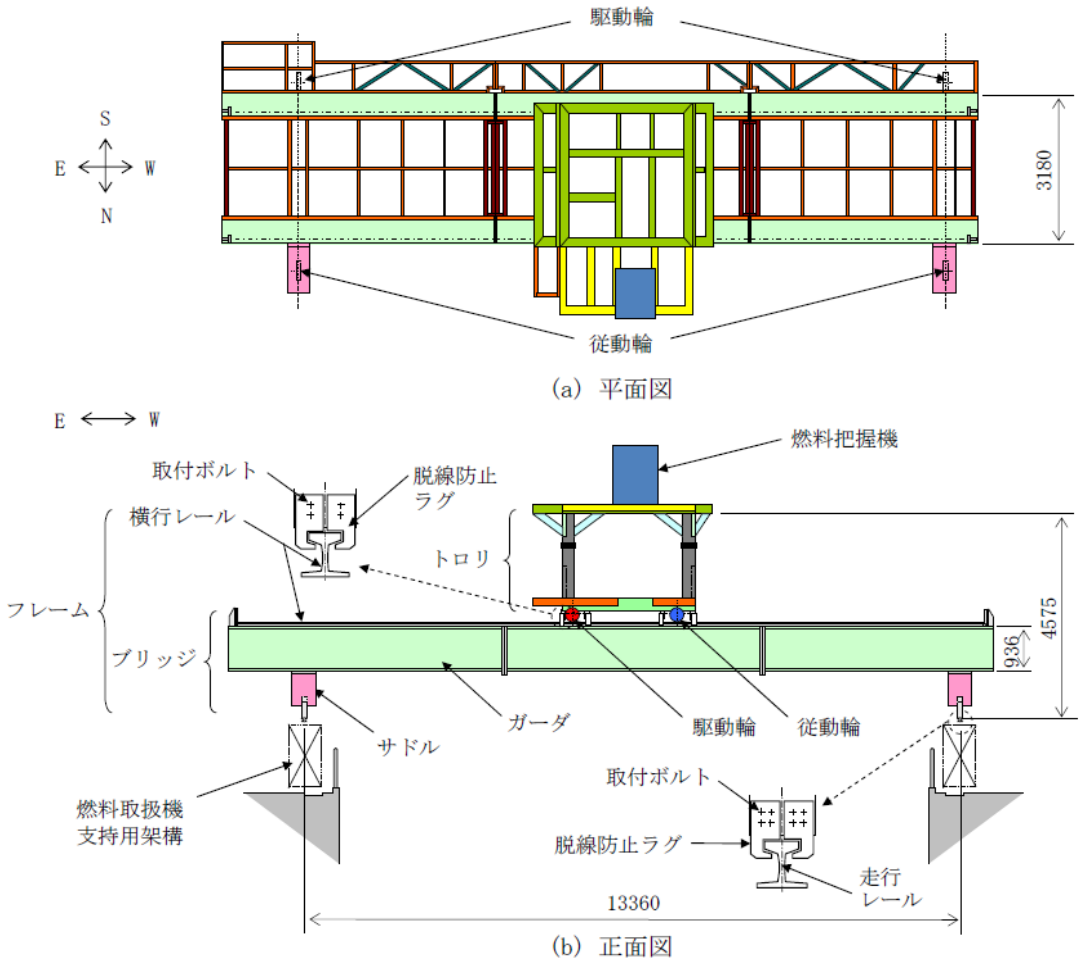


図 2.1.2-1　燃料取扱機の概要

2.1.3 クレーン

クレーンは，クレーン支持用架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，南北方向に２本のガーダが配置され，南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され，東西方向に走行する。クレーンは，ガーダ，サドル，トロリで構成される。クレーンの概要を図 2.1.3-1 に示す。

クレーンは，各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時，走行方向及び横行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ガーダの車輪は８個であり，そのうち２個は摩擦を受ける駆動輪であり，他の６個は従動輪である。ゆえに，最大静止摩擦係数をμ＝0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×μ×2/8＝鉛直方向荷重×0.075 である。

トロリの車輪は４個であり，そのうち２個は摩擦を受ける駆動輪であり，他の２個は従動輪である。ゆえに，最大静止摩擦係数をμ＝0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×μ×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 である。

ガーダ及びトロリは，走行方向に直角な方向に対しては，脱線防止ラグ，トロリストッパによって荷重を支持する。

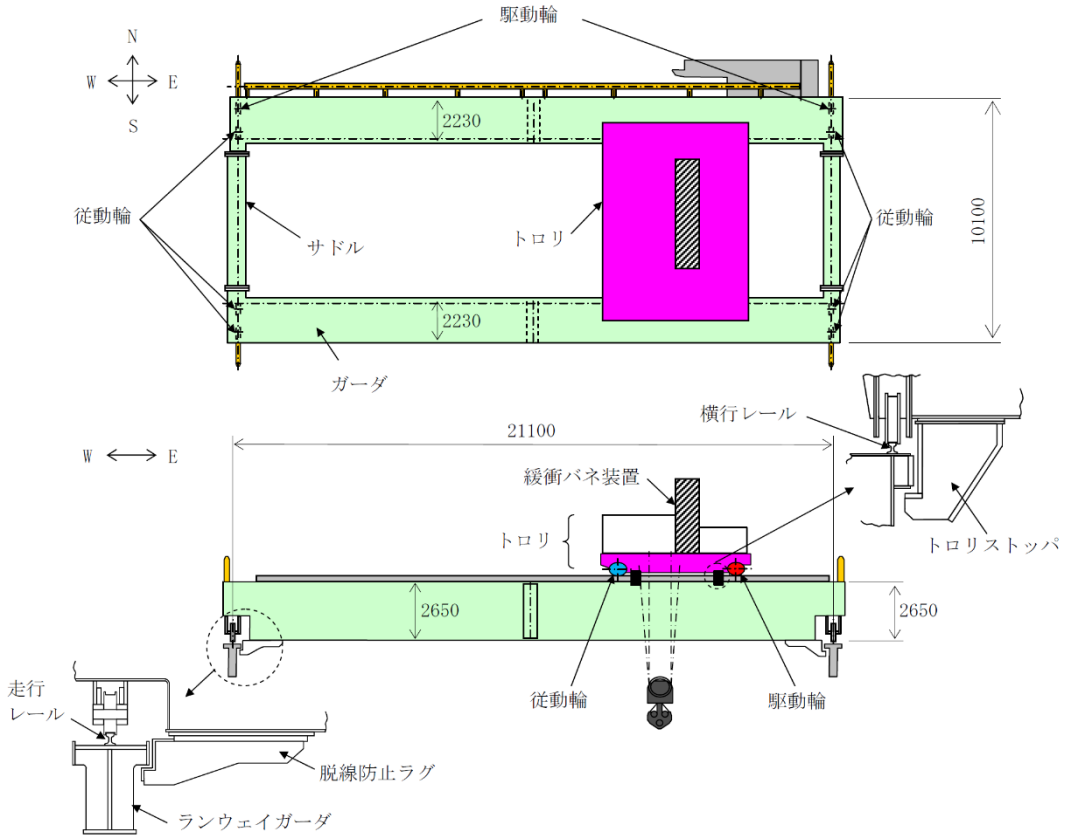


図 2.1.3-1　クレーンの概要

2.2　燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1)　使用材料及び許容応力

燃料取扱機の物性値及び許容応力を表 2.2-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から，曲げと組合せは設計引張強さＳｕを許容応力とする。せん断応力は，JEAG 4601・補-1984 に従い引張応力から換算して，設計引張強さＳｕを 1/√3 倍して用いる。

表 2.2-1　物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
燃料取扱機構造物 フレーム	SS400 STKR400	201,000	0.3	50

許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
燃料取扱機構造物 フレーム		SS400 STKR400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
ブリッジ	脱線防止ラグ	SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
トロリ	脱線防止ラグ	SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
走行レール		レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	1080
			せん断	623
			組合せ	1080
横行レール		レール鋼 (1 類　AR 30A)	曲げ	690
			せん断	398
			組合せ	690

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 Ss による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

・死荷重＋水平地震（NS 方向）＋鉛直地震

・死荷重＋水平地震（EW 方向）＋鉛直地震

ブリッジ質量	42,000(kg)
トロリ質量※	17,000(kg)

※吊り荷質量（450(kg)含む）

(2) 燃料取扱機の地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「SAP－Ⅳ」を用いたモーダル解析による応答スペクトル法により行う。

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 G.L.+30.77m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは，燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

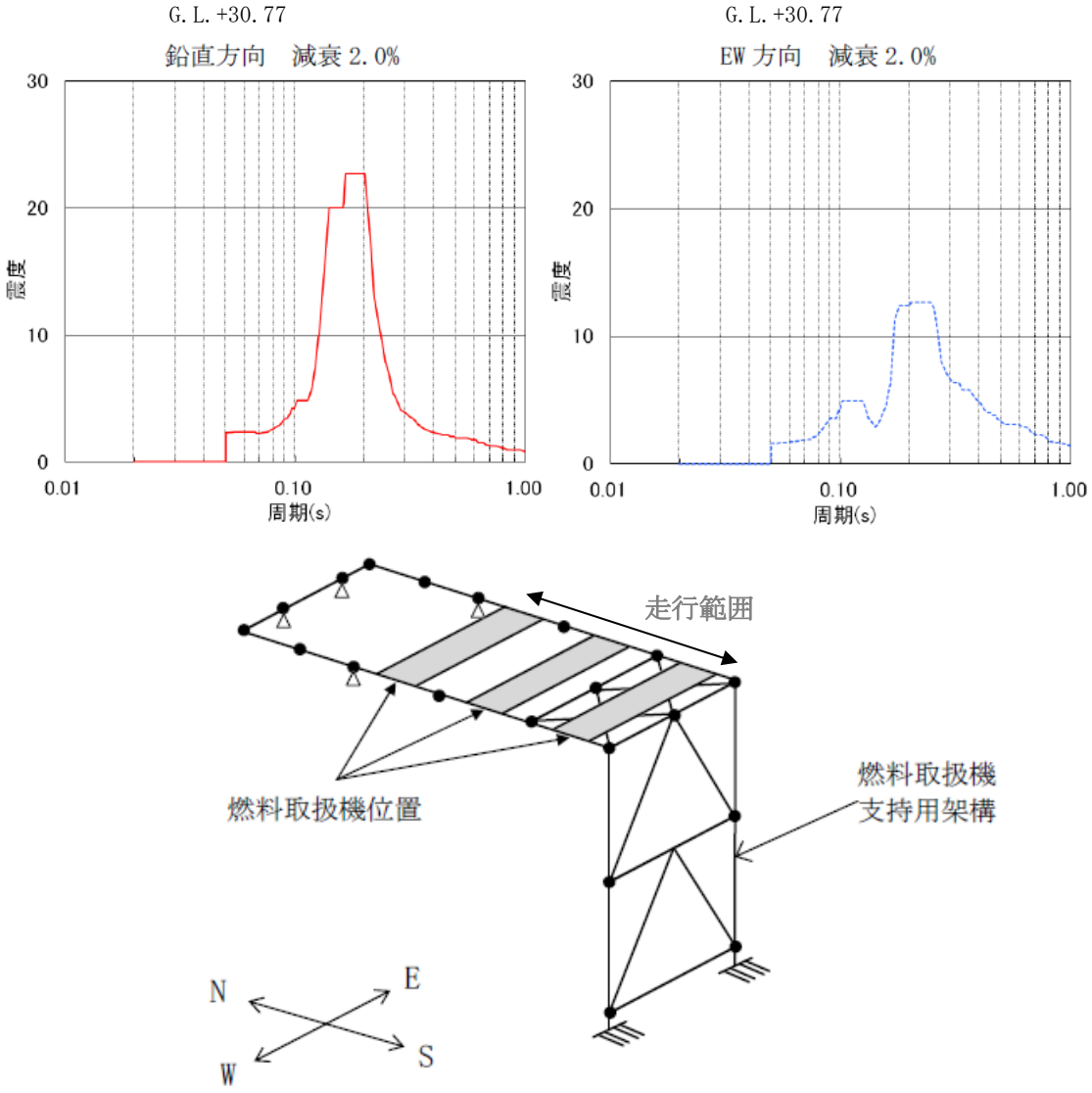


図 2.2-1　床応答スペクトル

2)　地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 2.2-2 に示す。

解析モデルはビームでモデル化しており，ブリッジ脱線防止ラグ下端が架構側との取り合い点であり，脱線防止ラグにより浮上りを押さえる構造としているため，そこを拘束点とする。

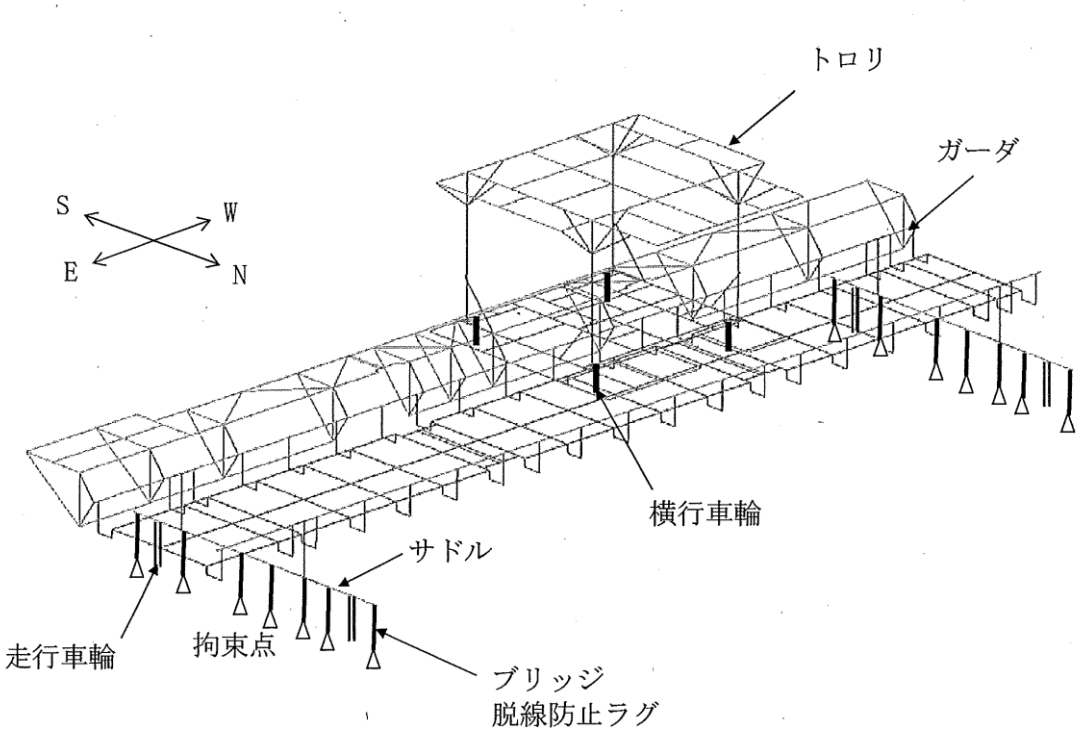


図 2.2-2　地震応答解析モデル

3) 設計震度

・死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

・地震荷重は，図 2.2-1 に示す床応答スペクトルを入力する。ただし，レールと車輪の走行方向のすべりを考慮し，ブリッジの NS 方向及びトロリの NS，EW 方向については，2.1.2 項で述べた最大静止摩擦係数より求めた値を水平方向設計震度とする。

			固有周期（s）	設計震度
水平方向	ブリッジ	NS 方向	－	0.15※
		EW 方向	0.034	1.76
	トロリ	NS 方向	－	0.15※
		EW 方向	－	0.15※
鉛直方向			0.065	2.34

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4)　地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を図 2.2-3 に示す。

これは死荷重，水平地震及び鉛直地震の荷重を加算して，各部材毎に応力を求めて表示したものである。

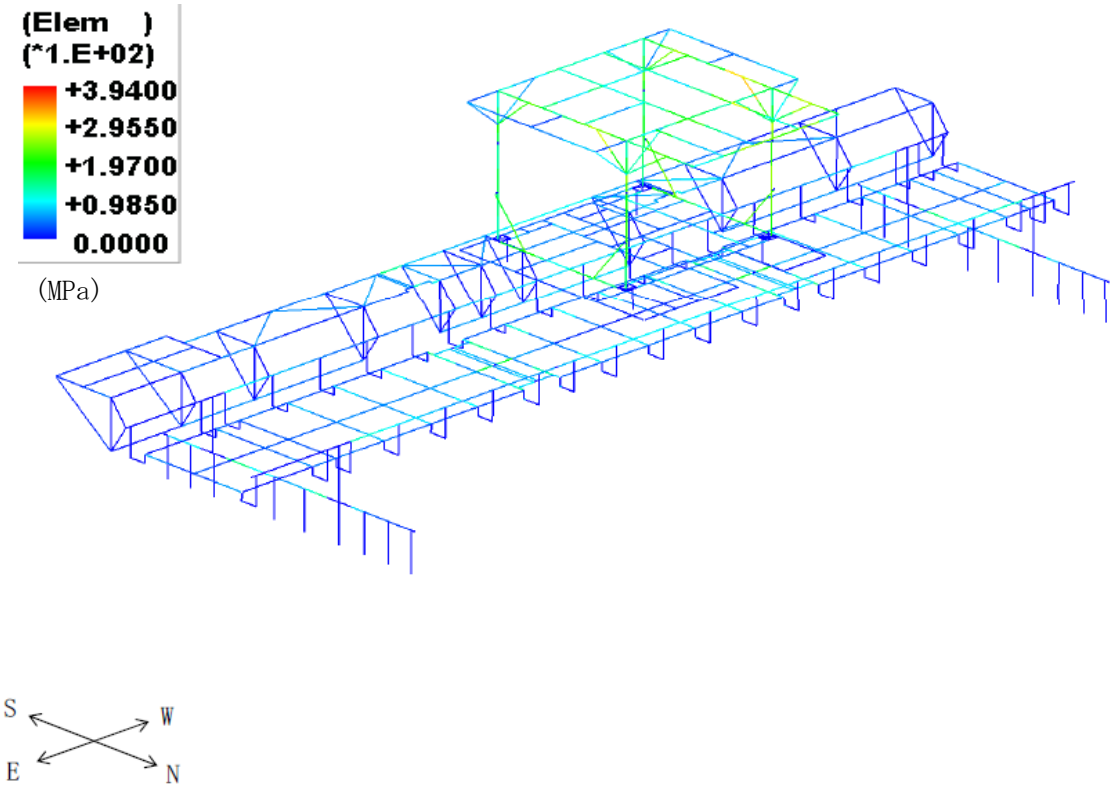


図 2.2-3　地震応答解析結果

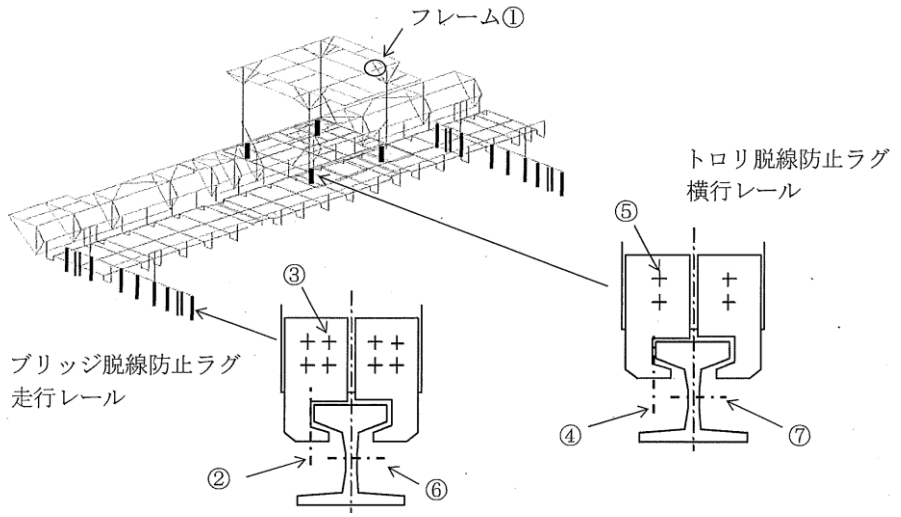
(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 2.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，燃料取扱機は基準地震動 Ss に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.2-2　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
燃料取扱機構造物フレーム①		SS400 STKR400	曲げ	316	394
			せん断	13	227
			組合せ	316	394
ブリッジ	脱線防止ラグ②	SS400	曲げ	125	394
			せん断	38	227
			組合せ	140	394
	取付ボルト③	SCM435	せん断	66	523
トロリ	脱線防止ラグ④	SS400	曲げ	90	394
			せん断	35	227
			組合せ	107	394
	取付ボルト⑤	SCM435	せん断	139	523
走行レール⑥		レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	531	1080
			せん断	42	623
			組合せ	535	1080
横行レール⑦		レール鋼 (1 類　AR 30A)	曲げ	568	690
			せん断	24	398
			組合せ	569	690



2.3　クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1)　使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 2.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から，曲げと組合せは設計引張強さＳｕを許容応力とする。せん断応力は JEAG4601・補-1984 に従い引張応力から換算して，設計引張強さＳｕを 1/√3 倍して用いる。

表 2.3-1　物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
クレーン本体 ガーダ	SM490A	201,000	0.3	50

許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
クレーン本体 ガーダ	中央	SM490A	曲げ	480
	端部	SM490A	せん断	277
脱線防止ラグ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
トロリストッパ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動 Sd による荷重であり，水平 2 方向の地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

・死荷重＋水平地震（NS，EW 方向）＋鉛直地震

クレーン本体ガーダ質量	170,000(kg)
トロリ質量	103,000(kg)
吊り荷質量	100,000(kg)

(2) クレーンの地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「ABAQUS」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う

1) 解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は，弾性設計用地震動 Sd を入力した時のクレーン支持用架構の地震応答計算から得られる G.L.+40.22m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波形を図 2.3-1 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，クレーンに対し最も影響を与えるものである。

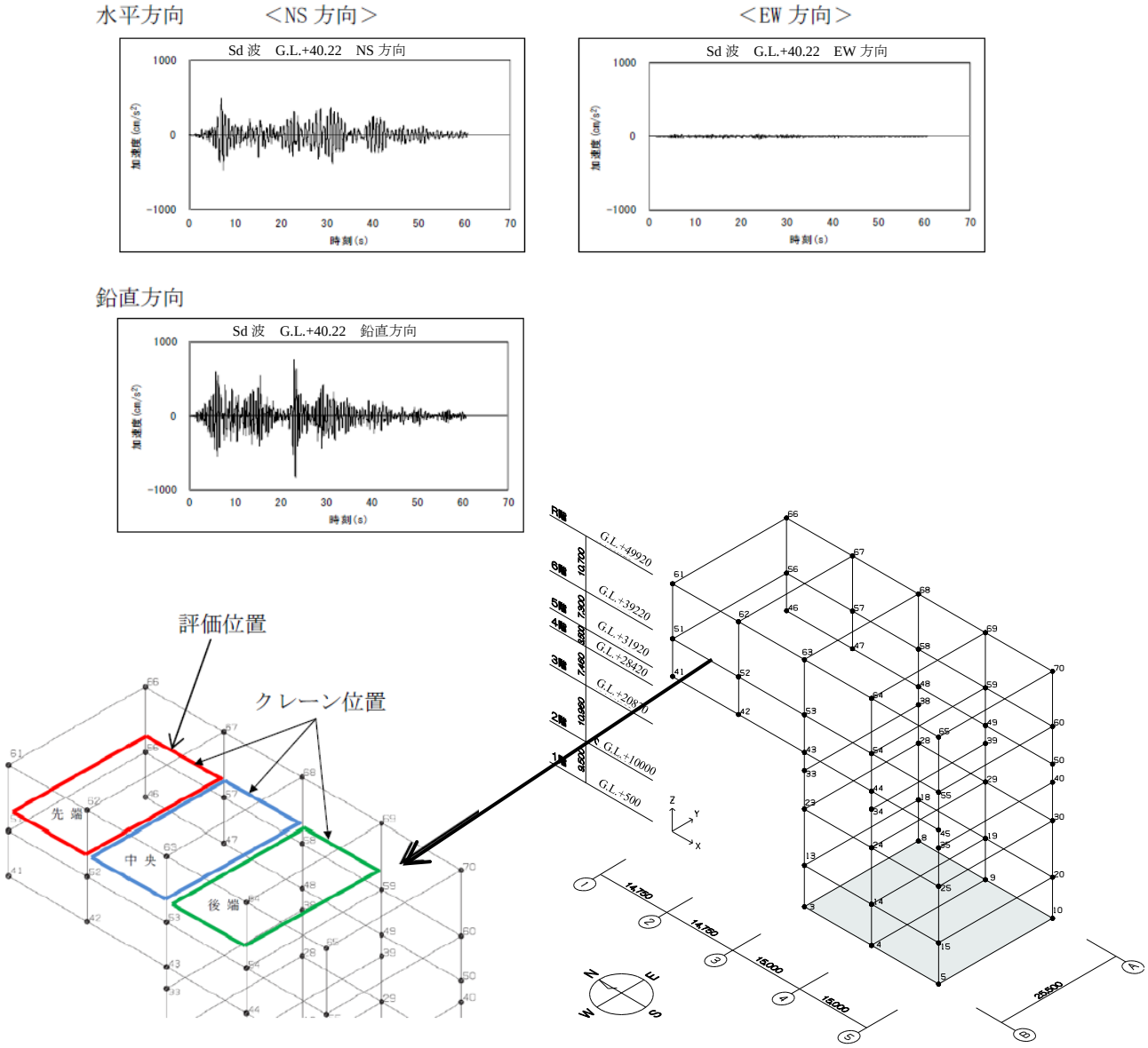


図 2.3-1 時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 2.3-2 に示す。

解析モデルは，ビーム及び非線形要素でモデル化しており，走行車輪部下端がクレーン支持用架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

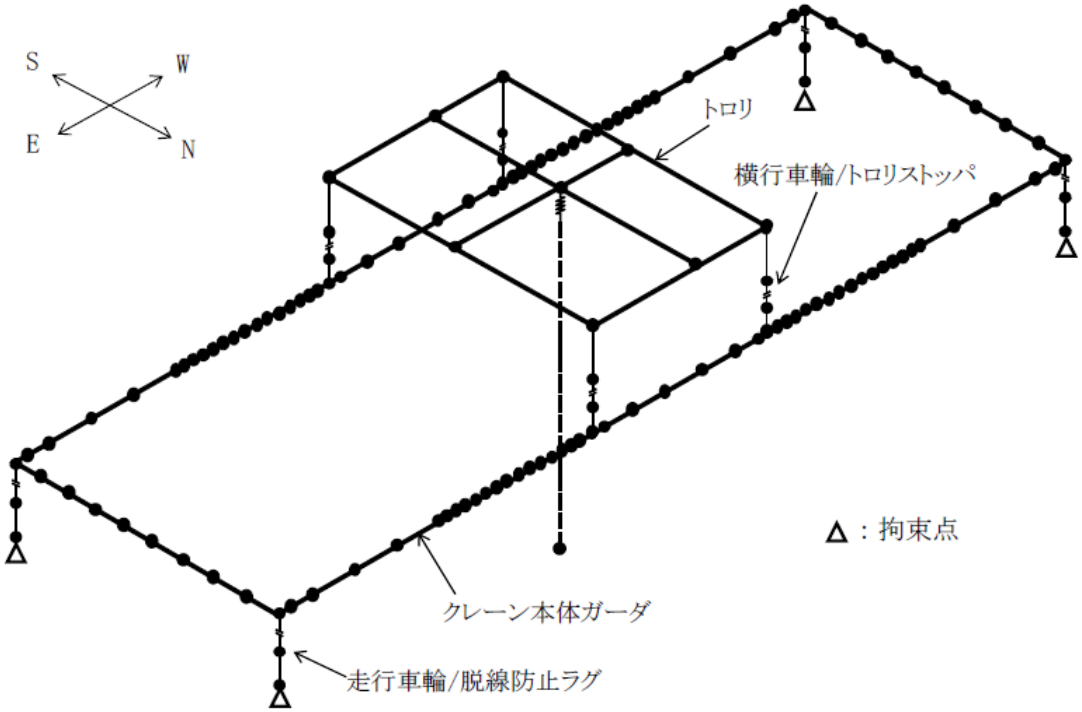


図 2.3-2　地震応答解析モデル

3) 設計地震

脱線防止ラグ及びトロリストッパの評価において，設計震度は以下とする。

	固有周期（s）	設計震度
走行方向（NS 方向）	－	0.075※
横行方向（EW 方向）	0.020	0.89

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4)　地震動の入力方法の考え方

クレーンに入力される時刻歴波は，クレーン周囲のクレーン支持用架構の節部分からランウェイガーダ／走行レールを経由してクレーン車輪部に入力されることとなるが，クレーンの位置により時刻歴波が異なることから，クレーン重心位置に応じて平均化した時刻歴波を入力地震動とする。

5)　地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 2.3-2 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 2.3-2　クレーンの地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
クレーン本体ガーダ	中央	曲げモーメント(N･mm)	鉛直	1.707×10^{10}
			水平	8.429×10^{8}
	端部	せん断力(N)	鉛直	2.372×10^{6}
脱線防止ラグ		圧縮力(N)	鉛直	2.779×10^{5}
トロリストッパ			鉛直	1.877×10^{5}

注：絶対値にて表示している。

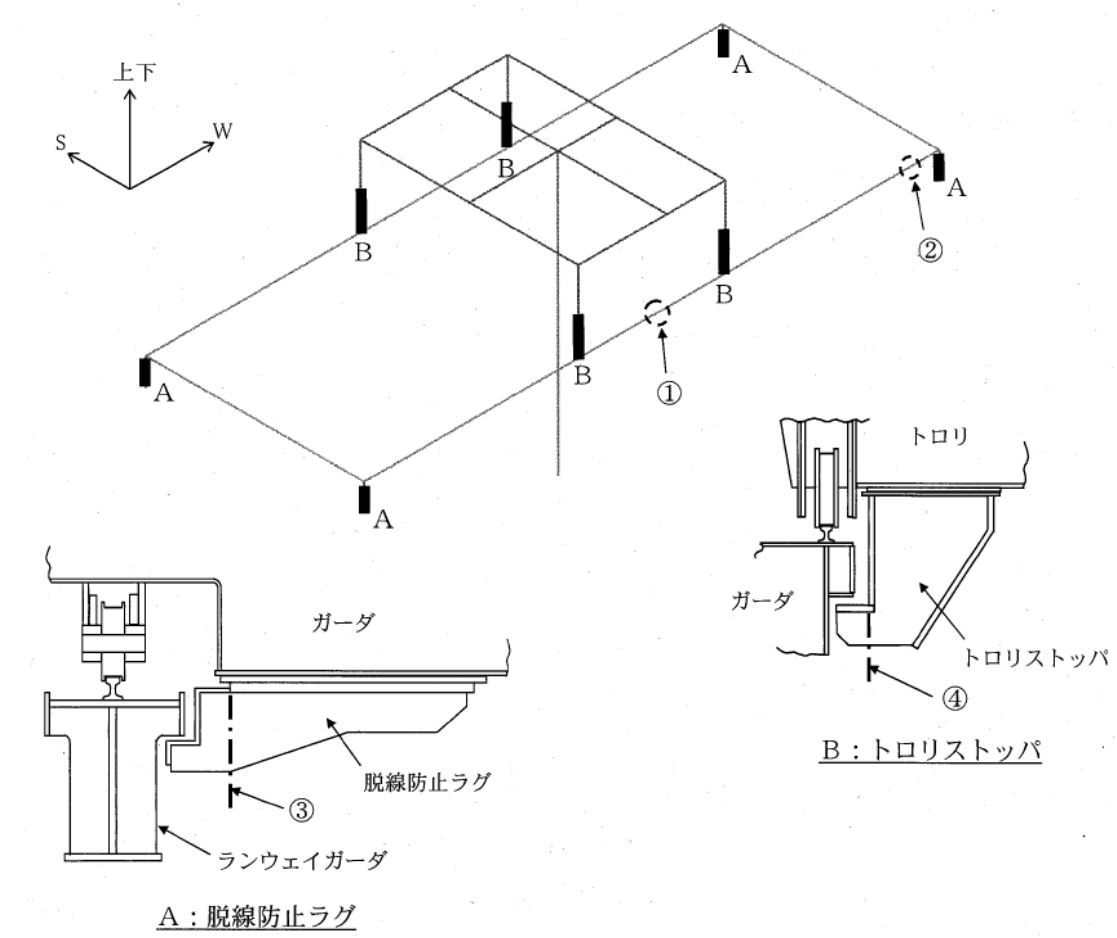
(3) クレーンの構造強度評価結果

クレーンの構造強度評価結果を表 2.3-3 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，クレーンは弾性設計用地震動 Sd に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.3-3　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
クレーン本体ガーダ	中央①	SM490A	曲げ	140	480
	端部②	SM490A	せん断	60	277
脱線防止ラグ③		SS400	曲げ	87	394
			せん断	12	227
			組合せ	89	394
トロリストッパ④		SS400	曲げ	30	394
			せん断	9	227
			組合せ	34	394



A：脱線防止ラグ

B：トロリストッパ

3　３号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

3.1　概要

3.1.1　一般事項

３号機燃料取扱設備は，燃料取扱機とクレーンを有し，それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。燃料取扱機とクレーンの耐震設計上の重要度分類は，B クラス相当とする。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は，検討に用いる地震動として基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取扱機が使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は燃料取扱機が転倒・落下に至らないことを確認する。

クレーンの構造強度及び耐震性は，検討に用いる地震動として弾性設計用地震動 Sd に対する地震応答解析を実施し，クレーンが使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，クレーンが転倒・落下に至らないことを確認する。

弾性設計用地震動 Sd は，基準地震動 Ss の１／２として評価する。

なお，キャスクの縦揺れについては，キャスクの荷重に対して，クレーンのワイヤが切断しない(キャスクが落下しない)ことを確認している。また，キャスクの横揺れについては，クレーンの水平方向固有周期と比較し，ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから，クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は，下記に準拠して行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）

(2) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）

(3) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1-2005）

(4) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2007 年追補版）（JSME S NC1-2007）

3.1.2　燃料取扱機

燃料取扱機は，門型架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，南北方向を長手方向としてブリッジが配置され，東西方向に走行する。このブリッジ上にトロリが設置され，南北方向に走行する。燃料取扱機フレームは，ブリッジ，テンシルトラストロリで構成される。燃料取扱機の概要を図3.1.2-1に示す。

ブリッジは，走行レール上に乗っているので地震時，走行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

テンシルトラストロリは，横行レール上に乗っているので地震時，横行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4個であり，そのうち摩擦を受ける駆動輪は，ブリッジは2個，トロリは4個であり，駆動輪で水平力を受ける。

ゆえに，最大静止摩擦係数をμ=0.3 とすれば，ブリッジ水平力は鉛直方向荷重×μ×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 であるが，保守的に鉛直方向荷重×0.3 とする。

ブリッジは，走行方向に水平直角な方向に対して，ガイドフレームによって荷重を支持され，鉛直上向き方向に対して，脱線防止ラグによって支持される。

トロリは，走行方向に水平直角及び鉛直上向きな方向に対しては，脱線防止ラグによって荷重を支持する。

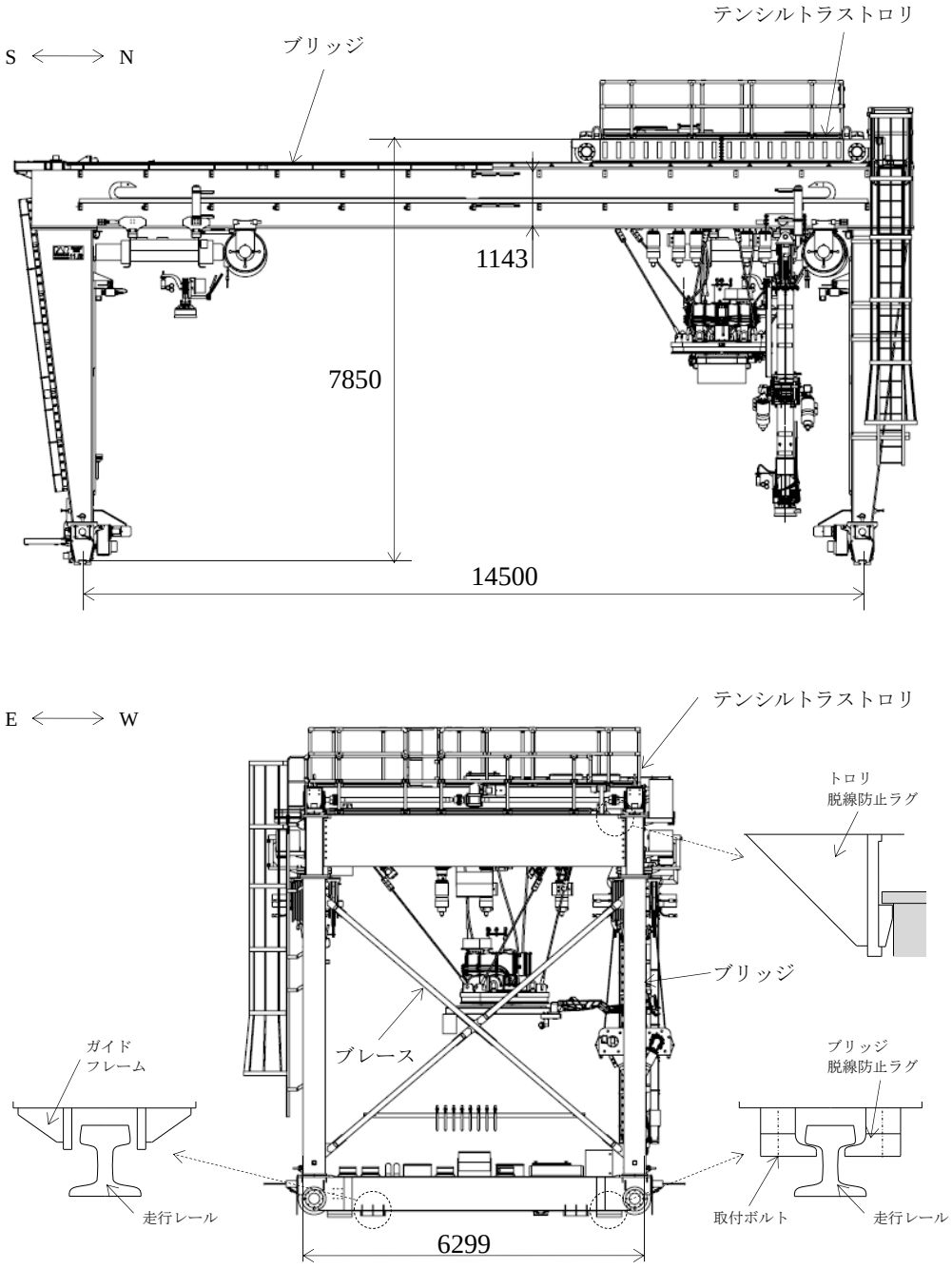


図 3.1.2-1　燃料取扱機の概要

3.1.3　クレーン

クレーンは，門型架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，南北方向を長手方向としてブリッジが配置され，東西方向に走行する。このブリッジ上にトロリが設置され，南北方向に走行する。クレーンは，ブリッジ，トロリで構成される。クレーンの概要を図 3.1.3-1 に示す。

ブリッジは，走行レール上に乗っているので地震時，走行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

トロリは，横行レール上に乗っているので地震時，横行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4 個であり，そのうち摩擦を受ける駆動輪は，ブリッジ，トロリ共に各々2 個であり，駆動輪で水平力を受ける。

ゆえに，最大静止摩擦係数をμ＝0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×μ×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 であるが，保守的に鉛直方向荷重×0.3 とする。

ブリッジは，走行方向に水平直角な方向に対して，ガイドフレームによって荷重を支持され，鉛直上向き方向に対して，脱線防止ラグによって支持される。

トロリは，走行方向に水平直角及び鉛直上向きな方向に対しては，脱線防止ラグによって荷重を支持する。

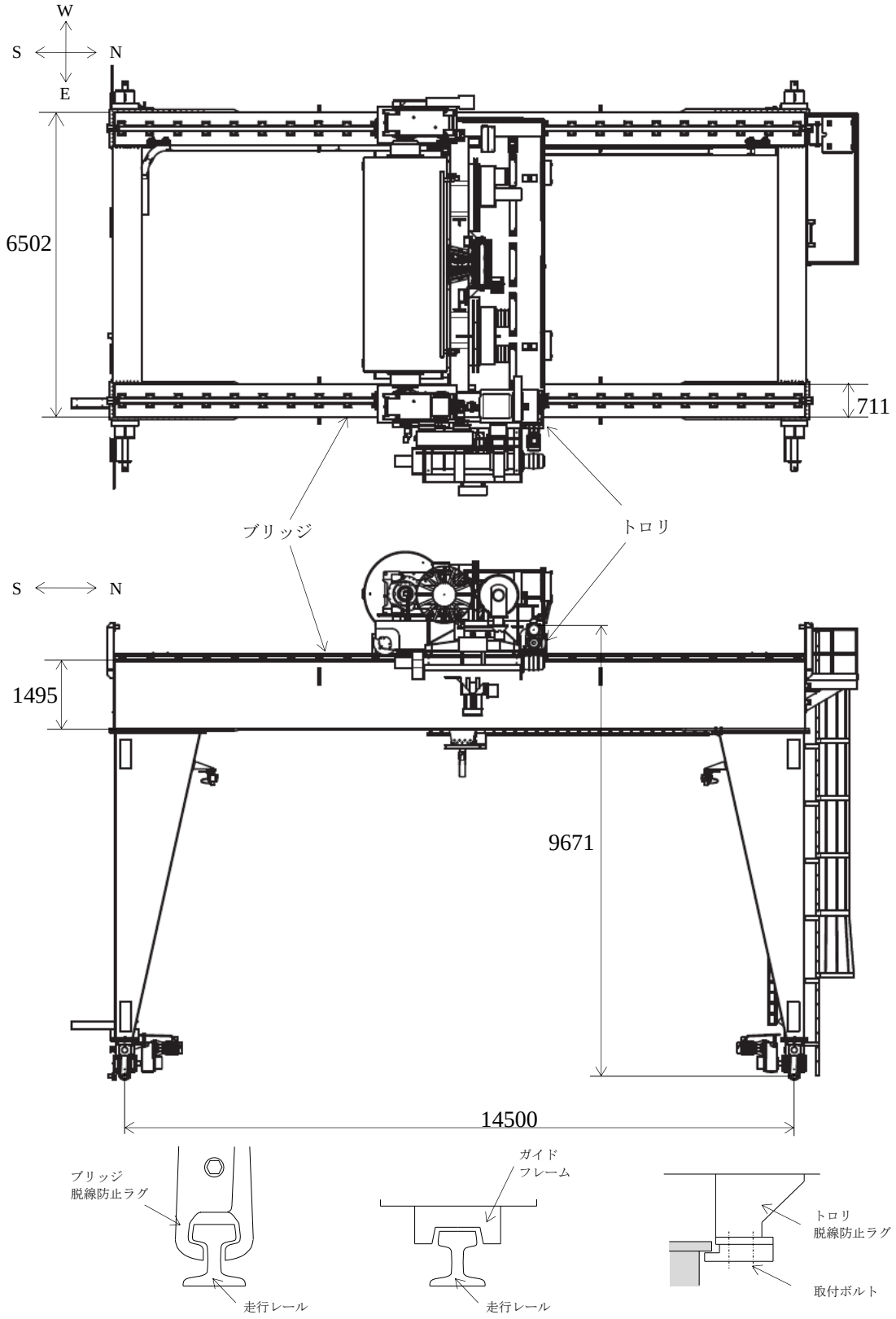


図 3.1.3-1　クレーンの概要

3.2　燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1)　使用材料及び許容応力

燃料取扱機の物性値及び許容応力を表 3.2-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。曲げ，組合せ，せん断の許容応力は，JEAC 4601-2008 に従い用いる。

表 3.2-1　物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
燃料取扱機構造物 フレーム	ASTM A572 GR50	201,000	0.3	50
	ASTM A500 GR B	201,000	0.3	50

許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
燃料取扱機構造物 フレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
	ASTM A500 GR B	曲げ	280
		せん断	161
		組合せ	280
ブリッジ 脱線防止ラグ	ASTM A514 GR H	曲げ	483
		せん断	278
		組合せ	483
ブリッジ脱線防止ラグ 取付ボルト	ISO898-1 8.8	引張	420
ガイドフレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
トロリ 脱線防止ラグ	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		引張	315
		組合せ	315
走行レール	レール鋼 (ASTM A759)	曲げ	537
		せん断	310
		組合せ	537

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 Ss による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を二乗和平方根（SRSS）法で組み合わせる。具体的には次の通りである。

・ $((\text{水平地震(NS 方向)})^2+(\text{水平地震(EW 方向)})^2+(\text{鉛直地震})^2)^{1/2}$

ブリッジ質量	43,000(kg)
テンシルトラストロリ質量※1	26,300(kg)
マストトロリ質量	3,500(kg)
西側補助ホイストトロリ質量※2	6,650(kg)
東側補助ホイストトロリ質量※2	6,650(kg)

※1：吊り荷質量（1,500(kg)）含む

※2：吊り荷質量（4,900(kg)）含む。但し，評価は 5,000kg で行った。

(2) 燃料取扱機の地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「NX Nastran」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う。

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機の入力地震動は，基準地震動 Ss を入力した時の門型架構地震応答計算から得られる G.L.+36m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波は燃料取扱機，クレーンの門型架構上の位置（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」図 3.2-1 参照）によって異なるため，時刻歴加速度波の各床応答スペクトルの内，燃料取扱機の固有周期で最も大きな値をとる床応答スペクトルの時刻歴加速度波を用いる。

門型架構上での燃料取扱機の位置を表 3.2-2，時刻歴加速度波形を図 3.2-1，図 3.2-2 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波は燃料取扱機の走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，燃料取扱機に対し最も影響を与えるものである。

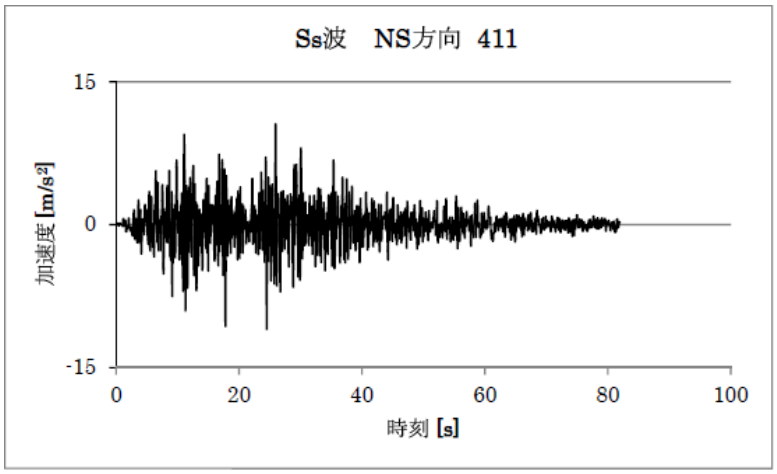
表 3.2-2　門型架構上での燃料取扱機の位置

トロリがブリッジの中央にある場合の解析ケース

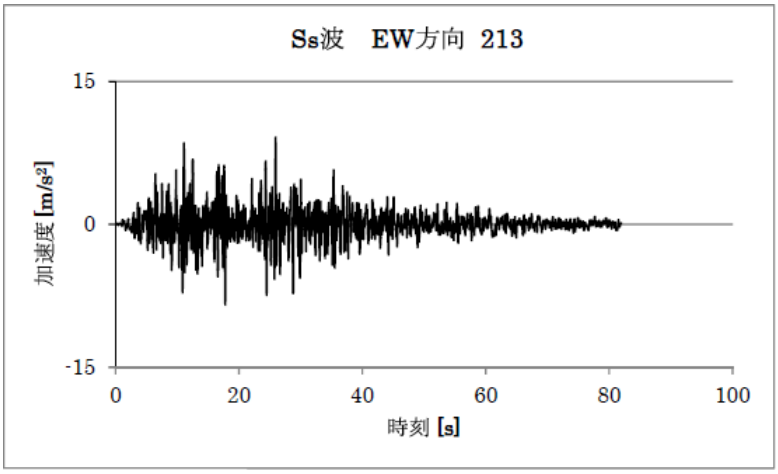
時刻歴加速度波	門型架構上での 燃料取扱機の位置
ＮＳ方向	中央
ＥＷ方向	東端
ＵＤ方向	東端

トロリがブリッジの端部にある場合の解析ケース

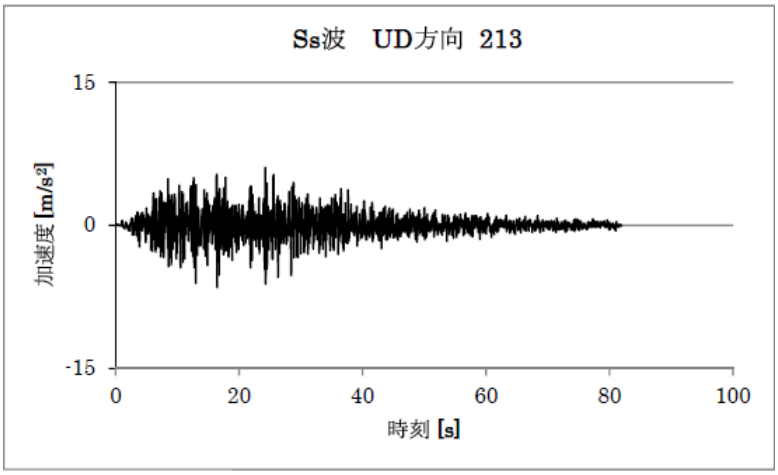
時刻歴加速度波	門型架構上での 燃料取扱機の位置
ＮＳ方向	中央
ＥＷ方向	中央
ＵＤ方向	中央



水平方向＜NS 方向＞

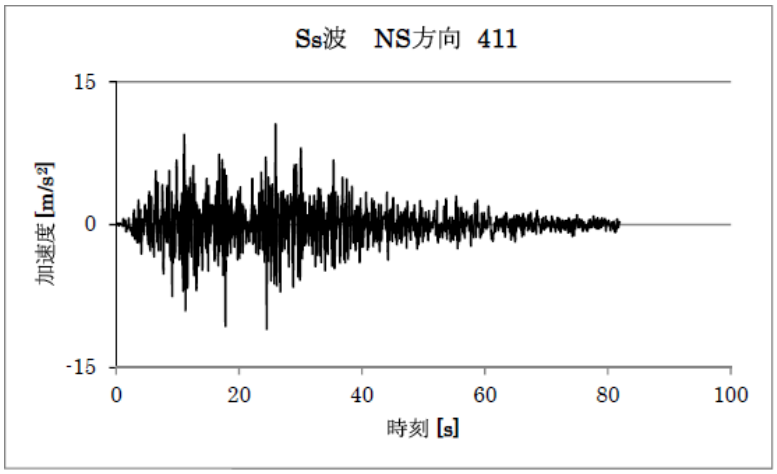


水平方向＜EW 方向＞

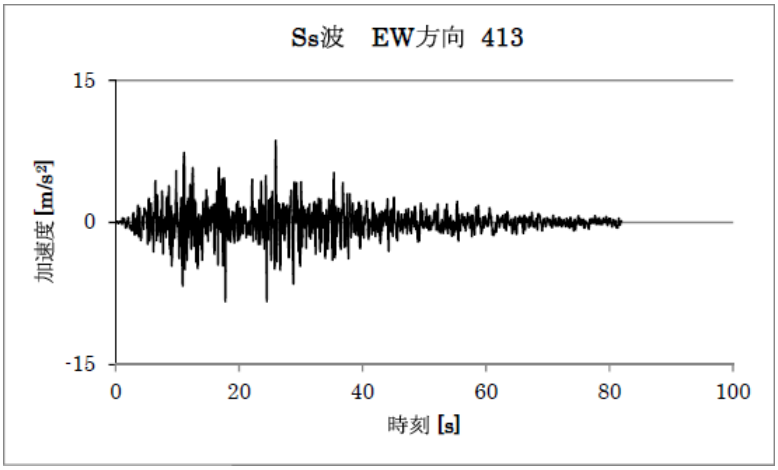


鉛直方向

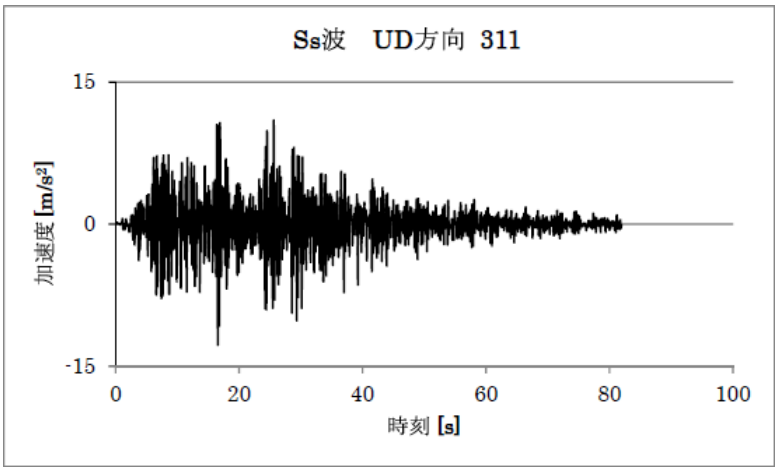
図 3.2-1　トロリがブリッジの中央にある場合の時刻歴加速度波形



水平方向＜NS 方向＞



水平方向＜EW 方向＞



鉛直方向

図 3.2-2　トロリがブリッジの端部にある場合の時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 3.2-3 に示す。

解析モデルは，ビーム，非線形要素及びシェルでモデル化しており，走行車輪部下端が門型架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

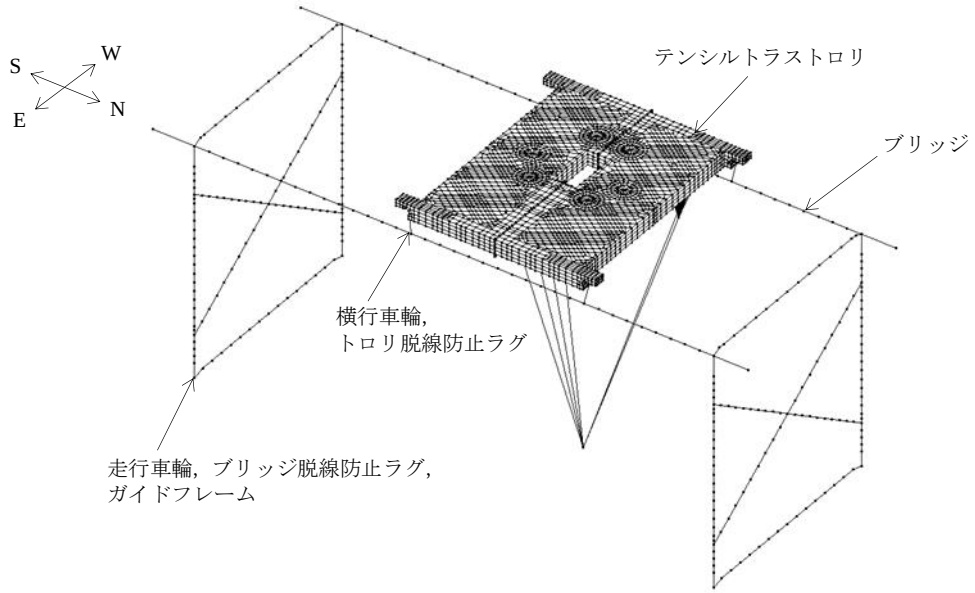


図 3.2-3　地震応答解析モデル

3)　地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を表 3.2-3 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 3.2-3　燃料取扱機の地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
燃料取扱機構造物	脚部	曲げモーメント(N･mm)	水平	2.064×10^{9}
	ブリッジガーダ	せん断力(N)	水平	7.301×10^{4}
			鉛直	5.478×10^{5}
ブリッジ脱線防止ラグ		圧縮力(N)	鉛直	1.669×10^{5}
ガイドフレーム		圧縮力(N)	水平	3.394×10^{5}
トロリ脱線防止ラグ		圧縮力(N)	水平	1.110×10^{5}
		圧縮力(N)	鉛直	1.317×10^{5}
走行レール		圧縮力(N)	水平	3.394×10^{5}

注：絶対値にて表示している。

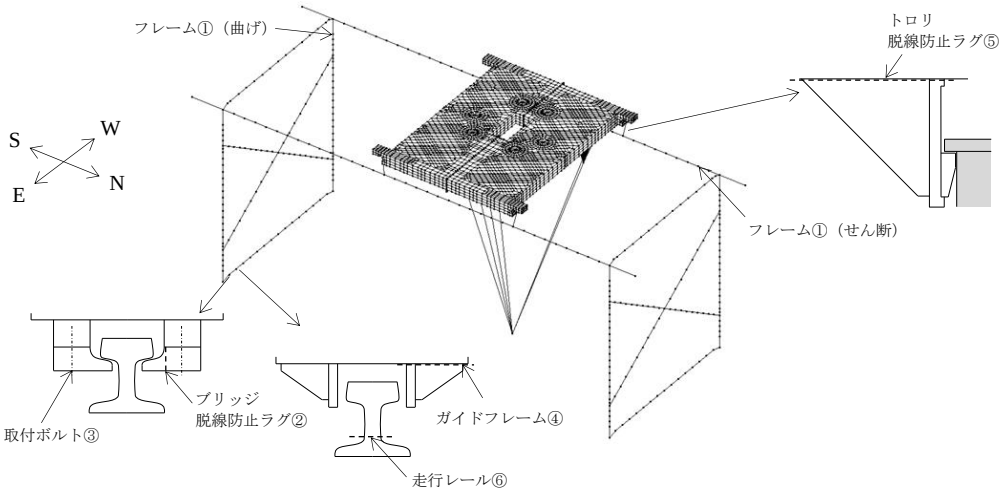
(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 3.2-4 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，燃料取扱機は基準地震動 Ss に対して転倒・落下に至らないことを確認した。

表 3.2-4　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位	使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
燃料取扱機構造物 フレーム①	ASTM A572 GR50	曲げ	140	315
		せん断	41	181
		組合せ	153	315
ブリッジ 脱線防止ラグ②	ASTM A514 GR H	曲げ	41	483
		せん断	8	278
		組合せ	44	483
ブリッジ脱線防止ラグ 取付ボルト③	ISO898-1 8.8	引張	222	420
ガイドフレーム④	ASTM A572 GR50	曲げ	170	315
		せん断	27	181
		組合せ	177	315
引張トロリ 脱線防止ラグ⑤	ASTM A572 GR50	曲げ	16	315
		せん断	5	181
		引張	6	315
		組合せ	24	315
走行レール⑥	レール鋼 (ASTM A759)	曲げ	305	537
		せん断	14	310
		組合せ	306	537



3.3　クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1)　使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 3.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。曲げ，組合せ，せん断の許容応力は，JEAC 4601-2008 に従い用いる。

表 3.3-1　物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
クレーン構造物 フレーム	ASTM A572 GR50	201,000	0.3	50
	ASTM A500 GR C	201,000	0.3	50

許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
クレーン構造物 フレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
	ASTM A500 GR C	曲げ	297
		せん断	171
		組合せ	297
ガイドフレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
トロリ 脱線防止ラグ	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		引張	315
		組合せ	315
トロリ脱線防止ラグ 取付ボルト	ASTM A325	引張	433
走行レール	レール鋼 (ASTM A759)	曲げ	537
		せん断	310
		組合せ	537

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動 Sd による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を二乗和平方根（SRSS）法で組み合わせる。具体的には次の通りである。

・ $((\text{水平地震(NS 方向)})^2+(\text{水平地震(EW 方向)})^2+(\text{鉛直地震})^2)^{1/2}$

ブリッジ質量	54,600(kg)
トロリ質量※	85,400(kg)

※吊り荷質量（50,000(kg)）含む

(2) クレーンの地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「NX Nastran」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う。

1) 解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は，弾性設計用地震動 Sd を入力した時の門型架構地震応答計算から得られる G.L.+36m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波は燃料取扱機，クレーンの門型架構上の位置（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」図 3.2-1 参照）によって異なるため，時刻歴加速度波の各床応答スペクトルの内，クレーンの固有周期で最も大きな値をとる床応答スペクトルの時刻歴加速度波を用いる。

門型架構上でのクレーンの位置を表 3.3-2，時刻歴加速度波形を図 3.3-1，図 3.3-2 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，クレーンに対し最も影響を与えるものである。

表 3.3-2　門型架構上でのクレーンの位置

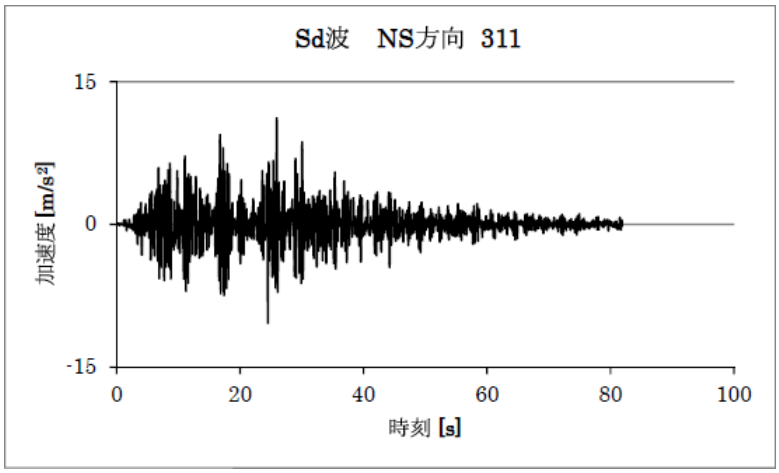
トロリがブリッジの中央にある場合の解析ケース

時刻歴加速度波	門型架構上での クレーンの位置
ＮＳ方向	西端
ＥＷ方向	西端
ＵＤ方向	西端

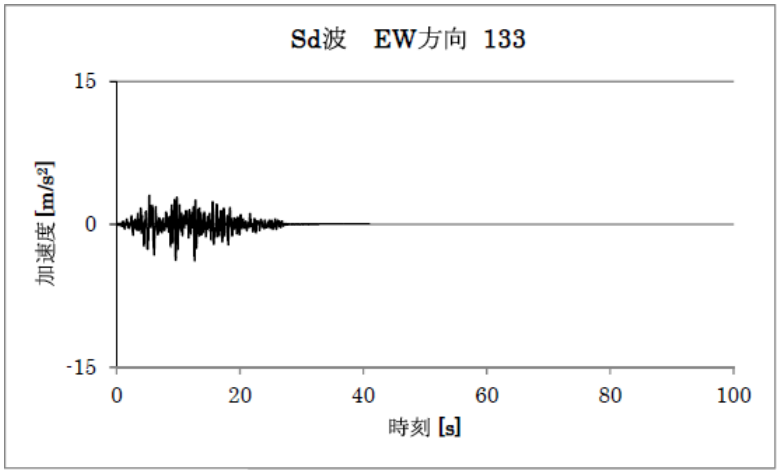
トロリがブリッジの端部※にある場合の解析ケース

時刻歴加速度波	門型架構上での クレーンの位置
ＮＳ方向	西端
ＥＷ方向	西端
ＵＤ方向	西端

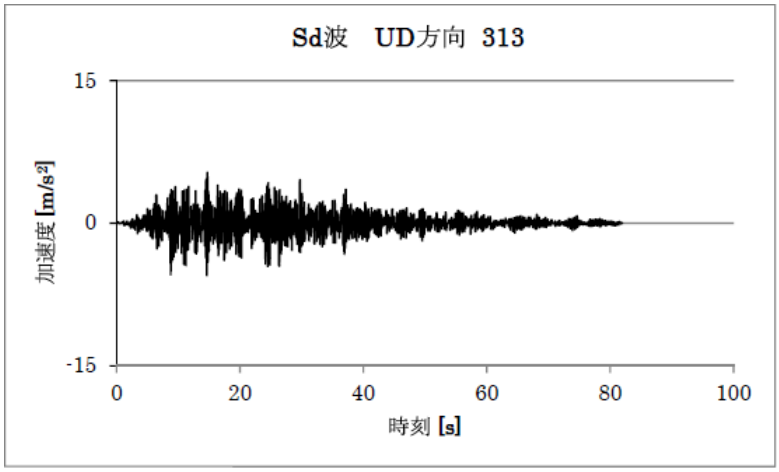
※：構内用輸送容器取扱モードの中でトロリが最も北側に位置する状態



水平方向＜NS 方向＞

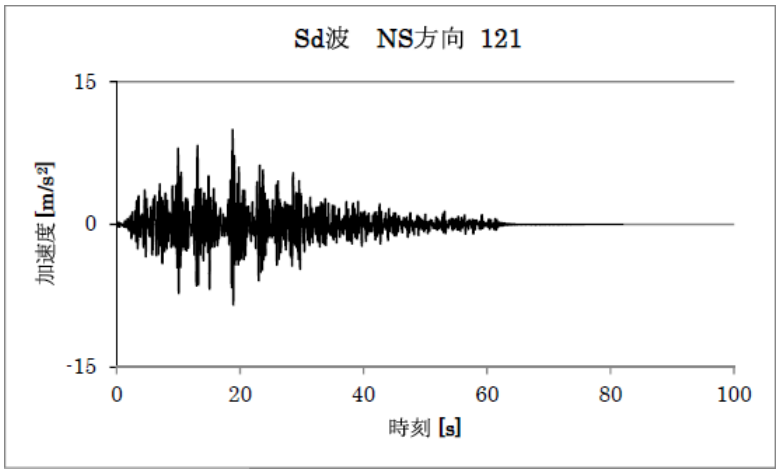


水平方向＜EW 方向＞

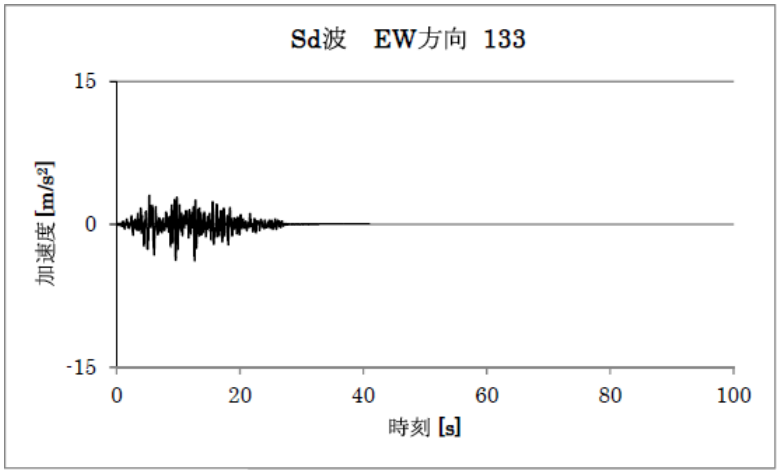


鉛直方向

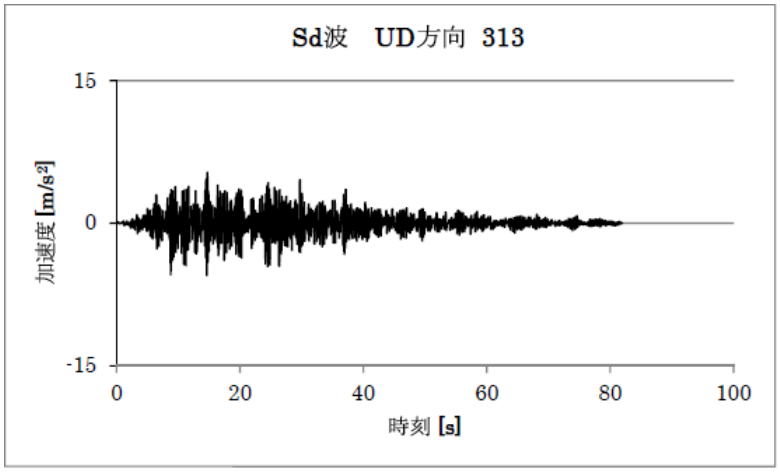
図 3.3-1　トロリが中央にある場合の時刻歴加速度波形



水平方向＜NS 方向＞



水平方向＜EW 方向＞



鉛直方向

図 3.3-2　トロリが中間位置にある場合の時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 3.3-3 に示す。

解析モデルは，ビーム及び非線形要素でモデル化しており，走行車輪部下端が門型架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

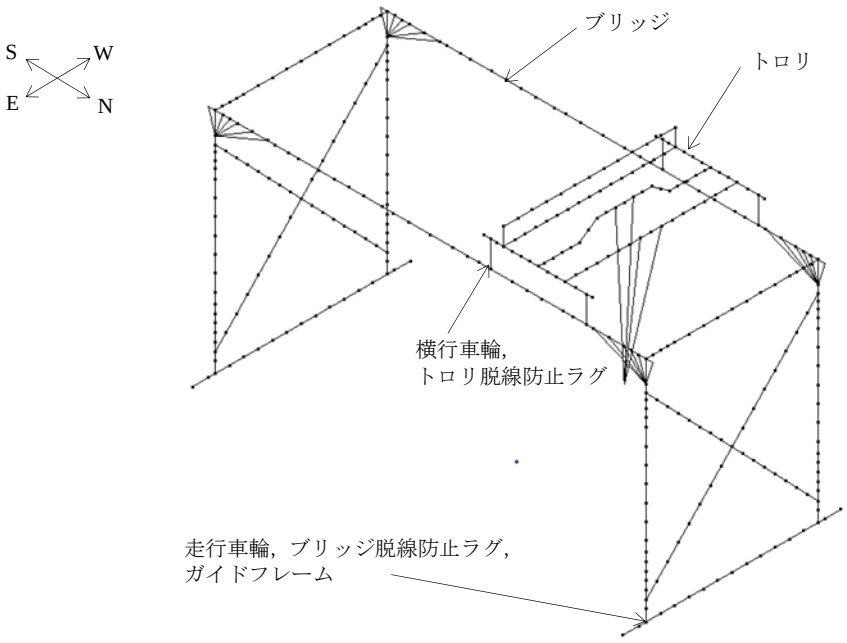


図 3.3-3　地震応答解析モデル

3)　地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 3.3-3 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 3.3-3　クレーンの地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
クレーン構造物	トロリ	曲げモーメント(N･mm)	水平	2.775×10^{7}
			鉛直	1.157×10^{9}
		せん断力(N)	水平	2.585×10^{4}
			鉛直	8.182×10^{5}
ガイドフレーム		圧縮力(N)	水平	5.357×10^{5}
トロリ脱線防止ラグ		圧縮力(N)	水平	1.977×10^{5}
		圧縮力(N)	鉛直	2.145×10^{5}
走行レール		圧縮力(N)	水平	5.357×10^{5}

注：絶対値にて表示している。

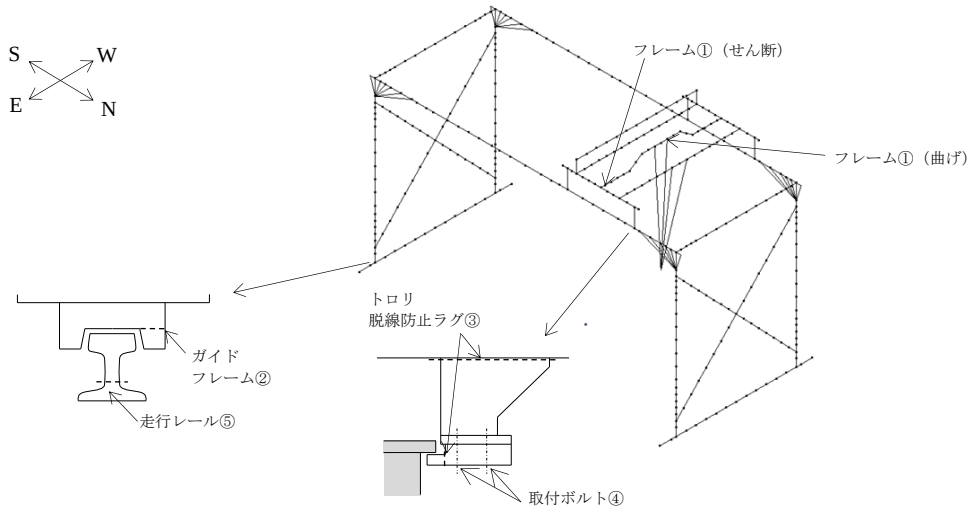
(3) クレーンの構造強度評価結果

クレーンの応力評価結果を表 3.3-4 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，クレーンは弾性設計用地震動 Sd に対して転倒・落下に至らないことを確認した。

表 3.3-4　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位	使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
クレーン構造物 フレーム①	ASTM A572 GR50	曲げ	127	315
		せん断	113	181
		組合せ	234	315
ガイドフレーム②	ASTM A572 GR50	曲げ	93	315
		せん断	11	181
		組合せ	95	315
トロリ 脱線防止ラグ③	ASTM A572 GR50	曲げ	39	315
		せん断	14	181
		引張	10	315
		組合せ	52	315
トロリ脱線防止ラグ 取付ボルト④	ASTM A325	引張	131	433
ブリッジ 脱線防止ラグ	ASTM A572 GR50	—	—	—
走行レール⑤	レール鋼 (ASTM A759)	曲げ	273	537
		せん断	12	310
		組合せ	274	537



4　２号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

4.1　概要

4.1.1　一般事項

２号機燃料取扱設備は，燃料取扱機とクレーンを有し，それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は原子炉建屋オペレーティングフロアと燃料取り出し用構台にわたり設置するランウェイガーダ上に設置される。

燃料取扱機及びクレーンの構造強度及び耐震性は，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とし，具体的には B+クラスの地震力に対する耐震評価を行う。なお，耐震クラス分類に係わる被ばく評価については，「別冊２８　２号機 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明」（以下，別冊２８と記載）P113～P130 参照。

地震動として検討用地震動（最大加速度 900gal）の 1/2 の最大加速度 450gal の地震動（以下，1/2Ss450 と記載）に対する地震応答解析を実施し，燃料取扱設備が使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は燃料取扱機及びクレーンが落下に至らないことを確認する。検討用地震動（最大加速度 900gal）は「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」（東京電力株式会社 平成 26 年 10 月 3 日 特定原子力施設監視・評価検討会（第 27 回））にて提示した地震動とする。

なお，キャスクの縦揺れについては，キャスクの荷重に対して，クレーンのワイヤロープが切断しない（キャスクが落下しない）ことを確認している。また，キャスクの横揺れについては，クレーンの水平方向固有周期と比較し，ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから，クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は，下記に準拠して行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601・補-1984）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）
(3) 原子力発電所耐震設計技術指針 追補版（JEAG4601-1991）
(4) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2015）
(5) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2012）

4.1.2　燃料取扱機

燃料取扱機は，ランウェイガーダ上に設置される。燃料取扱機は低床ジブクレーンとし，南北方向に走行する走行台車とその上に設置する旋回体で構成される。燃料取扱機の概要を図 4.1.2-1 に示す。

燃料取扱機のブームは起伏角度 0°の状態で旋回輪中心からみて 6800mm から 16100mm の範囲で伸縮し，ブーム長さ 6800mm に収縮した状態で 0°から 40°の範囲で起伏する。ブームは旋回体内のブーム根元支持ピンにて支持される。旋回体と走行台車は旋回輪軸受取付ボルトによって支持される。また，燃料取り扱い作業時，ランウェイガーダにアウトリガーピンを挿入し，走行方向，鉛直方向の荷重を支持する。

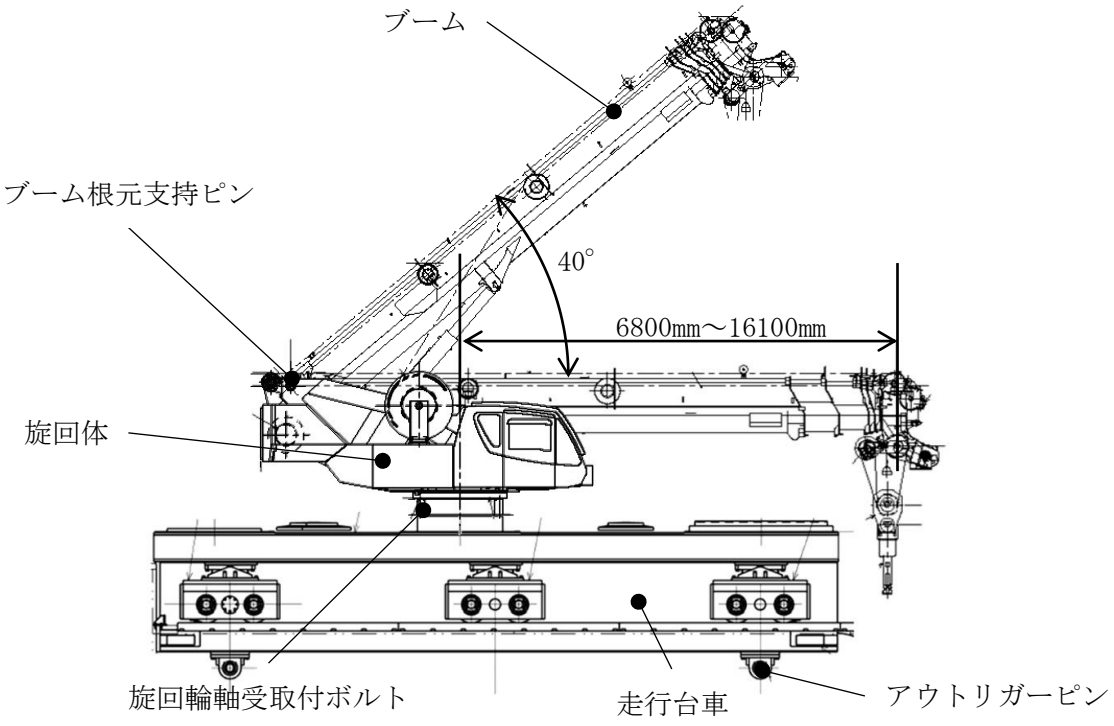


図 4.1.2-1　燃料取扱機の概要

4.1.3　クレーン

クレーンは，ランウェイガーダ上に設置される。クレーンは低床ジブクレーンとし，南北方向に走行する走行台車とその上に設置する旋回体で構成される。クレーンの概要を図4.1.3-1に示す。

クレーンは原子炉建屋内ではブーム起伏角度24°，作業半径12600㎜の状態にて揚重作業を行う。ブームは旋回体内のブーム根元支持ピンにて支持される。旋回体と走行台車は旋回輪軸受取付ボルトによって支持される。また，キャスク取り扱い作業時，ランウェイガーダにアウトリガーピンを挿入し，走行方向，鉛直方向の荷重を支持する。

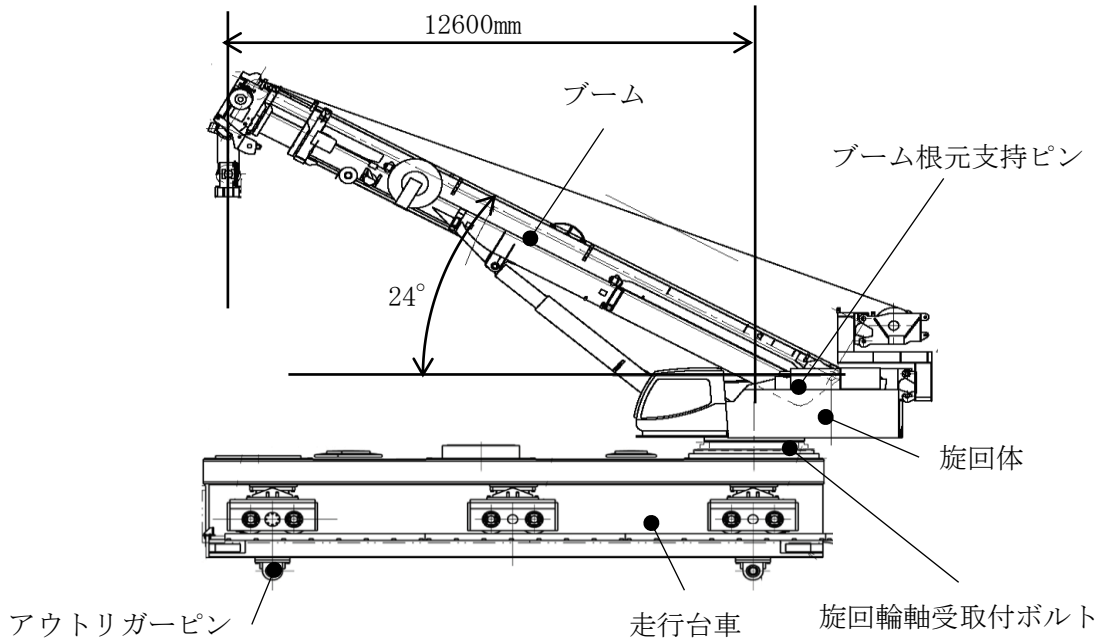


図4.1.3-1　クレーンの概要

4.2　燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1)　使用材料及び許容応力

燃料取扱機の許容応力を表 4.2-1 に示す。温度は運転エリアの環境温度 40℃とする。許容応力は，JEAC 4601-2015 に従う。

表 4.2-1　許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
ブーム	WEL-TEN980RE/ WEL-TEN980E	引張	686
		せん断	396
		曲げ	686
		組合せ	686
ブーム根元支持ピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798
旋回輪軸受取付ボルト (内側)	SUS630	引張	917
		せん断	529
旋回輪軸受取付ボルト (外側)		引張	917
		せん断	529
走行台車	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
アウトリガーピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱設備自身の質量による荷重である。

地震荷重は 1/2Ss450 による荷重であり，水平 2 方向及び鉛直方向地震荷重が同時に作用する場合を考慮する。

燃料取扱機質量※	258,000 (kg)
吊り荷質量	1,000 (kg)

※クレーンを含む

(2) 燃料取扱機の地震応答解析

燃料取扱機のうち，旋回体については地震応答解析モデルにより計算機コード「ANSYS」を用いたモーダル解析による応答スペクトル解析により行う。走行台車については，解析から得られた旋回体からの反力を考慮し，応力評価式を用いて評価する。

1) 設計震度

旋回体への入力地震動は，1/2Ss450 を入力したときのランウェイガーダの原子炉建屋側走行台車停止位置の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 4.2-1 に示す。この床応答スペクトルは，走行台車各車輪位置で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

走行台車は剛性が高いため，ランウェイガーダ上の最大応答加速度の 1.2 倍の加速度を用いて設計震度を設定する。

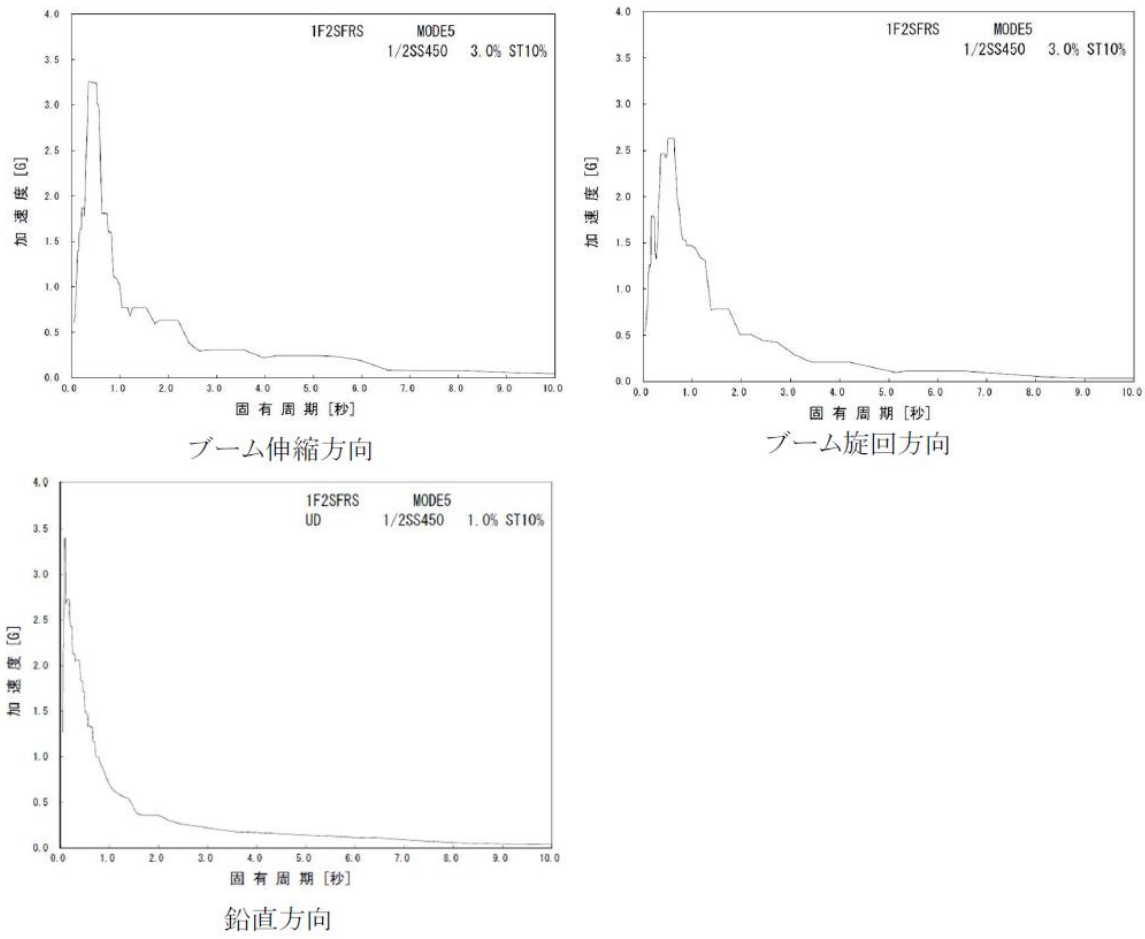


図 4.2-1 床応答スペクトル

2)　地震応答解析モデル

解析モデルは，旋回輪軸受取付ボルトを取り合い点として，旋回体と走行台車に分割して評価する。旋回体の地震応答解析モデルを図 4.2-2 に示す。旋回体はビームとシェルでモデル化し，旋回輪軸受取付ボルトを拘束点とする。走行台車はＨ型又は箱型断面を有するフレームにて構成し，旋回体からの反力を考慮するものとする。

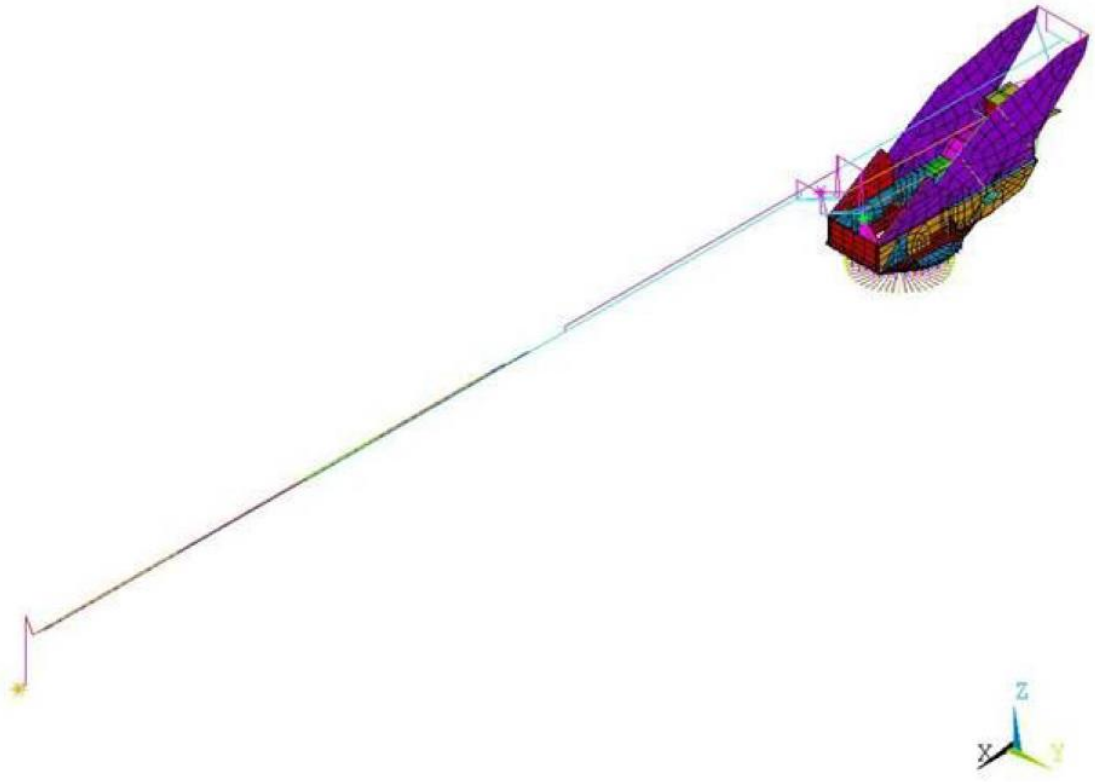


図 4.2-2　地震応答解析モデル

(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 4.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，燃料取扱機は 1/2Ss450 に対して落下に至らないことを確認した。

表 4.2-2　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
ブーム		WEL-TEN980RE/ WEL-TEN980E	引張	115	686
			せん断	15	396
			曲げ	355	686
			組合せ	471	686
ブーム根元支持ピン		SNB23-1	せん断	153	460
			曲げ	112	1088
			組合せ	288	798
旋回輪軸受取付ボルト	内側	SUS630	引張	187	917
			せん断	53	529
	外側		引張	237	917
			せん断	66	529
走行台車		SM490B	引張	1	343
			せん断	10	198
			曲げ	38	343
			組合せ	43	343
アウトリガーピン		SNB23-1	せん断	169	460
			曲げ	150	1088
			組合せ	329	798

4.3　クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1)　使用材料及び許容応力

クレーンの許容応力を表4.3-1に示す。温度は運転エリアの環境温度40℃とする。許容応力は，JEAG 4601・補-1984に従う。

表4.3-1　許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力（MPa）
ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875
		せん断	505
		曲げ	875
		組合せ	875
ブーム根元支点ピン	42CrMoS4	せん断	303
		曲げ	525
		組合せ	525
旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917
走行台車	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
アウトリガーピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱設備自身の質量による荷重である。

- 地震荷重は 1/2Ss450 による荷重であり，水平 2 方向及び鉛直方向地震荷重が同時に作用する場合を考慮する。

クレーン質量※	258,000 (kg)
吊り荷質量	47,000 (kg)

※燃料取扱機を含む

(2) クレーンの地震応答解析

クレーンのうち，旋回体については地震応答解析モデルにより計算機コード「ANSYS」を用いたモーダル解析による応答スペクトル解析により行う。走行台車については，解析から得られた旋回体からの反力を考慮し，応力評価式を用いて評価する。

1) 設計震度

旋回体への入力地震動は，1/2Ss450 を入力したときのランウェイガーダの原子炉建屋側走行台車停止位置の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 4.3-1 に示す。この床応答スペクトルは，走行台車各車輪位置で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

走行台車は剛性が高いため，ランウェイガーダ上の最大応答加速度の 1.2 倍の加速度を用いて設計震度を設定する。

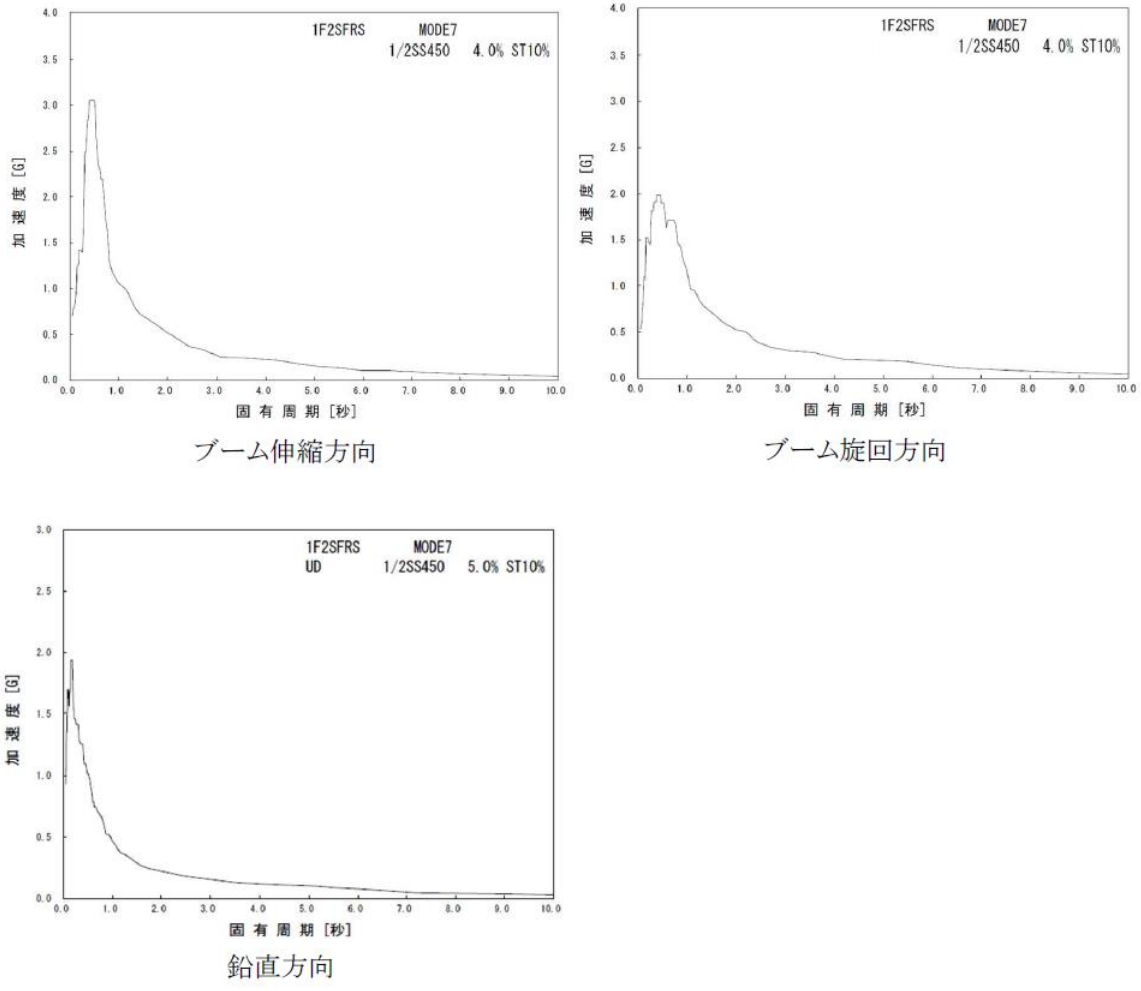


図 4.3-1 床応答スペクトル

2)　地震応答解析モデル

解析モデルは，旋回輪軸受取付ボルトを取り合い点として，旋回体と走行台車に分割して評価する。旋回体の地震応答解析モデルを図 4.3-2 に示す。旋回体はビームとシェルでモデル化し，旋回輪軸受取付ボルトを拘束点とする。走行台車はＨ型又は箱型断面を有するフレームにて構成し，旋回体からの反力を考慮するものとする。

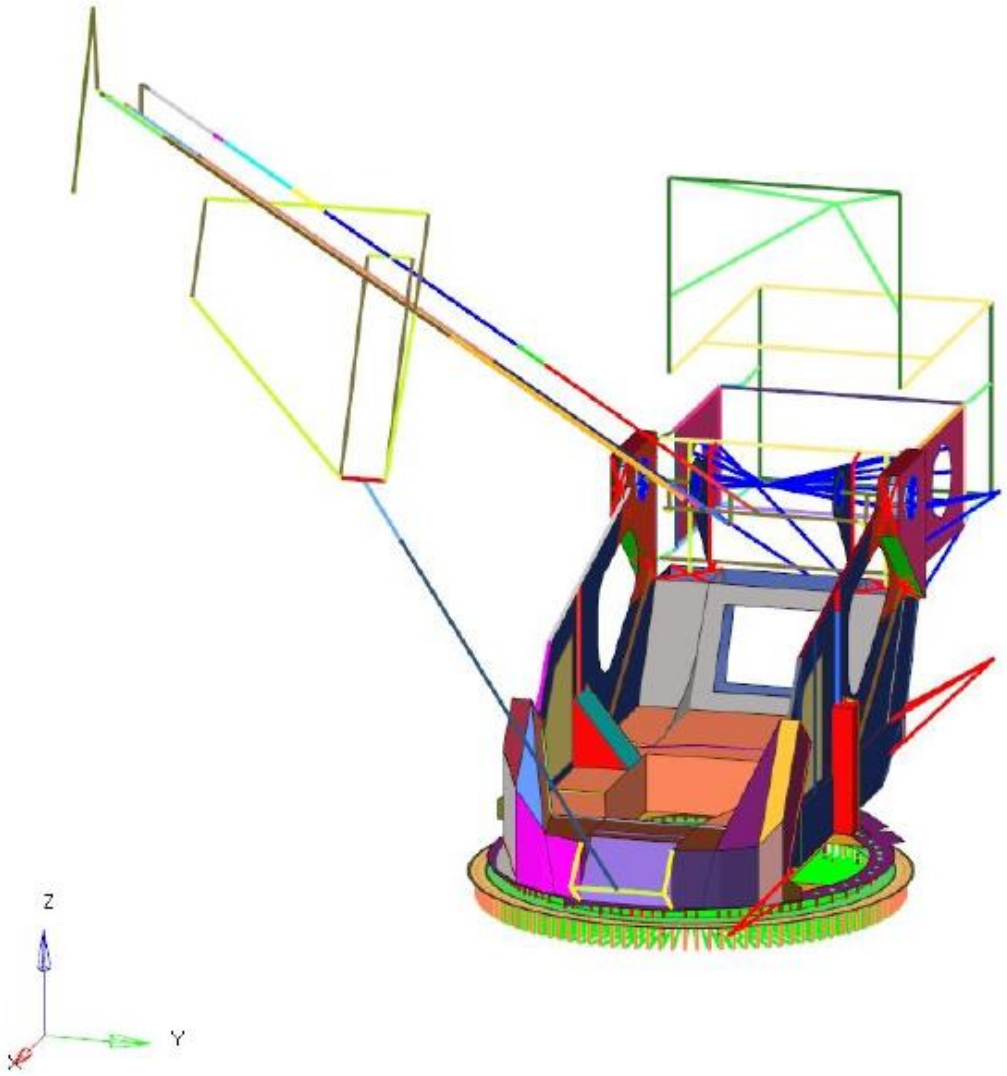


図 4.3-2　地震応答解析モデル

(3) クレーンの構造強度評価結果

クレーンの応力評価結果を表 4.3-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，クレーンは 1/2Ss450 に対して落下に至らないことを確認した。

表 4.3-2　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位	使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	108	875
		せん断	18	505
		曲げ	297	875
		組合せ	407	875
ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	153	303
		曲げ	58	525
		組合せ	272	525
旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	815	917
走行台車	SM490B	引張	2	343
		せん断	40	198
		曲げ	229	343
		組合せ	242	343
アウトリガーピン	SNB23-1	せん断	169	460
		曲げ	151	1088
		組合せ	330	798

5　別添

別添－１　４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

別添－２　３号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

別添－３　２号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の耐震性に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１　４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（燃料取扱機）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	実施計画通りの材料を使用していること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	実施計画の通りに施工・据付がなされていること。

表－２　４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	実施計画通りの材料を使用していること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	実施計画の通りに施工・据付がなされていること。

３号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

３号機燃料取扱設備の耐震性に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１　３号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（燃料取扱機）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	実施計画通りの材料を使用していること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	実施計画の通りに施工・据付がなされていること。

表－２　３号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	実施計画通りの材料を使用していること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	実施計画の通りに施工・据付がなされていること。

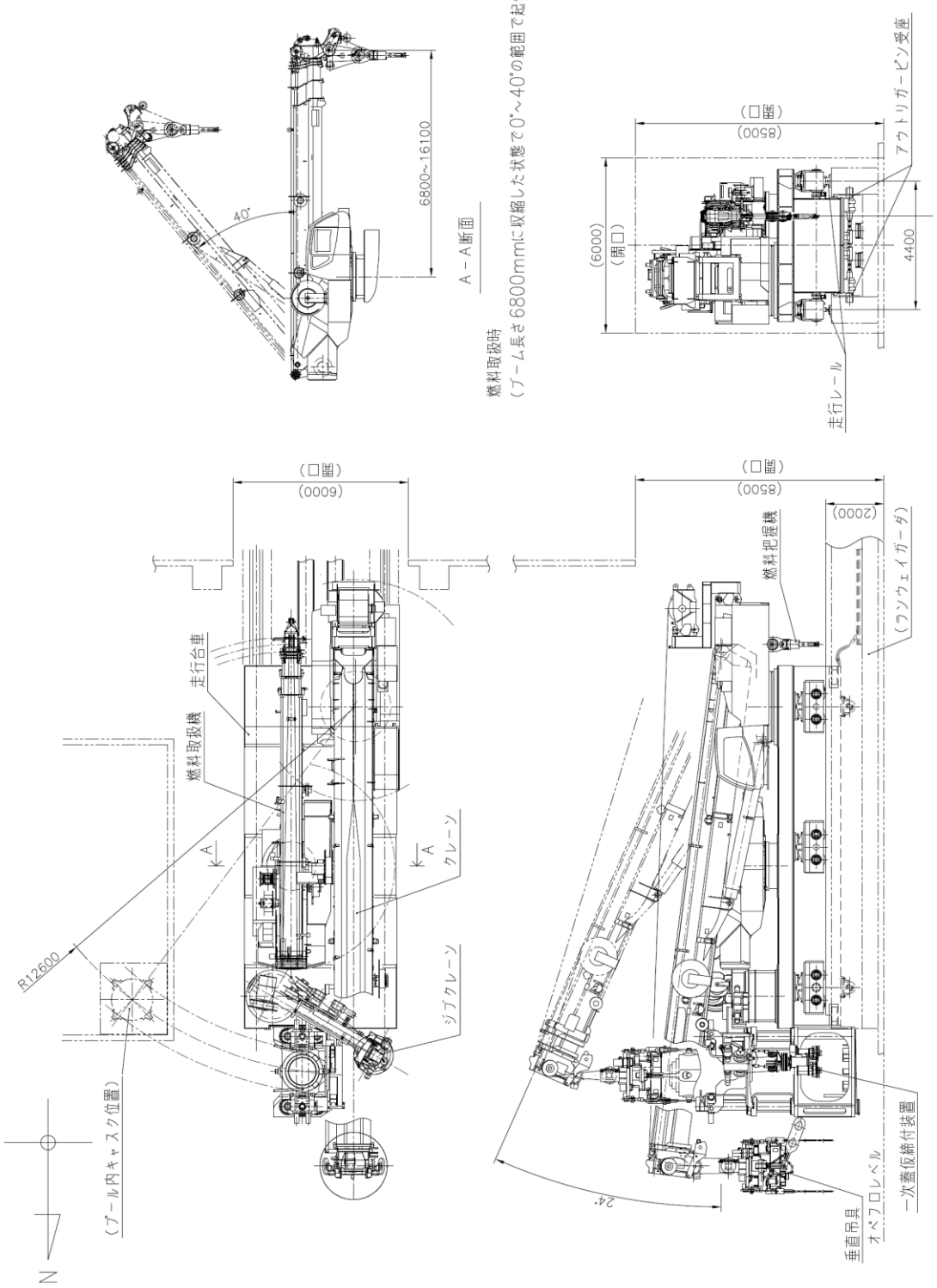
２号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

２号機燃料取扱設備の耐震性に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，燃料取扱設備の外形図を図－１に，燃料取扱設備主要部材一覧を表－２に示す。

表－１　２号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	表―２に記載の材料を使用していること。	工場
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	図－１に記載の寸法が許容範囲内であること。	工場 現地*)
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	工場
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	図－1の通りに施工・据付がなされていること。	工場

*) レール間寸法のみ現地で確認する。



図－１　燃料取扱設備　外形図

表―２　燃料取扱設備　主要部材一覧

部位	使用材料
燃料取扱機（旋回体）　ブーム	WEL-TEN980RE/WEL-TEN980E
燃料取扱機（旋回体）　ブーム根元支持ピン	SNB23-1
燃料取扱機（旋回体）　旋回輪軸受取付ボルト（内側）	SUS630
燃料取扱機（旋回体）　旋回輪軸受取付ボルト（外側）	SUS630
クレーン（旋回体）　ブーム	WELDOX1100E(STRENX1100E)
クレーン（旋回体）　ブーム根元支持ピン	42CrMoS4
クレーン（旋回体）　旋回輪軸受取付ボルト	SUS630
燃料取扱機／クレーン（走行台車部）　構造物フレーム	SM490B
燃料取扱機／クレーン（走行台車部）　アウトリガーピン	SNB23-1

参考資料（１）

耐震解析に用いるコード（SAP－Ⅳ）について

コード名 項目	SAP－Ⅳ
開発機関	米国カリフォルニア大学
使用したバージョン	導入時バージョンのまま
開発時期	1973 年
計算機コードの概要	本計算機コードは，有限要素法による静的・動的解析汎用プログラムである。 1970 年に SAP の初版が発表された後，SOLID SAP（SAP－Ⅱ），SAP－Ⅲを経て，全面的改訂を加えられ 1973 年に SAP－Ⅳとして公開された。 以下に示す構造に対し，4 種類の解析を行うことができる。 ＜構造＞ １．トラス構造問題 ２．ラーメン構造問題 ３．平面応力／平面ひずみ問題，軸対象固体問題 ４．固体問題 ５．厚肉殻 ６．板曲げ及び薄肉殻問題 ７．配管系問題 ＜解析＞ １．静的解析 ２．固有値解析 ３．動的応答解析 ４．スペクトル解析
検証方法	・ 別計算機コード「構造解析用計算機コード（NASTRAN 2005.0.0)」による検証が実施されていることを確認した。 ・ 理論解による検証が実施されていることを確認した。（詳細は添付 1 参照）

添付 1　解析及び計算機コードの検証

1.　解析の検証

1.1　解析フローチャート

本資料において使用した計算機コード「SAP－Ⅳ」を用いて得られた計算結果の妥当性を確認し，本計算機コードの検証を行うものである。また，本計算機コードを用いた計算のフローを図 1-1 に示す。

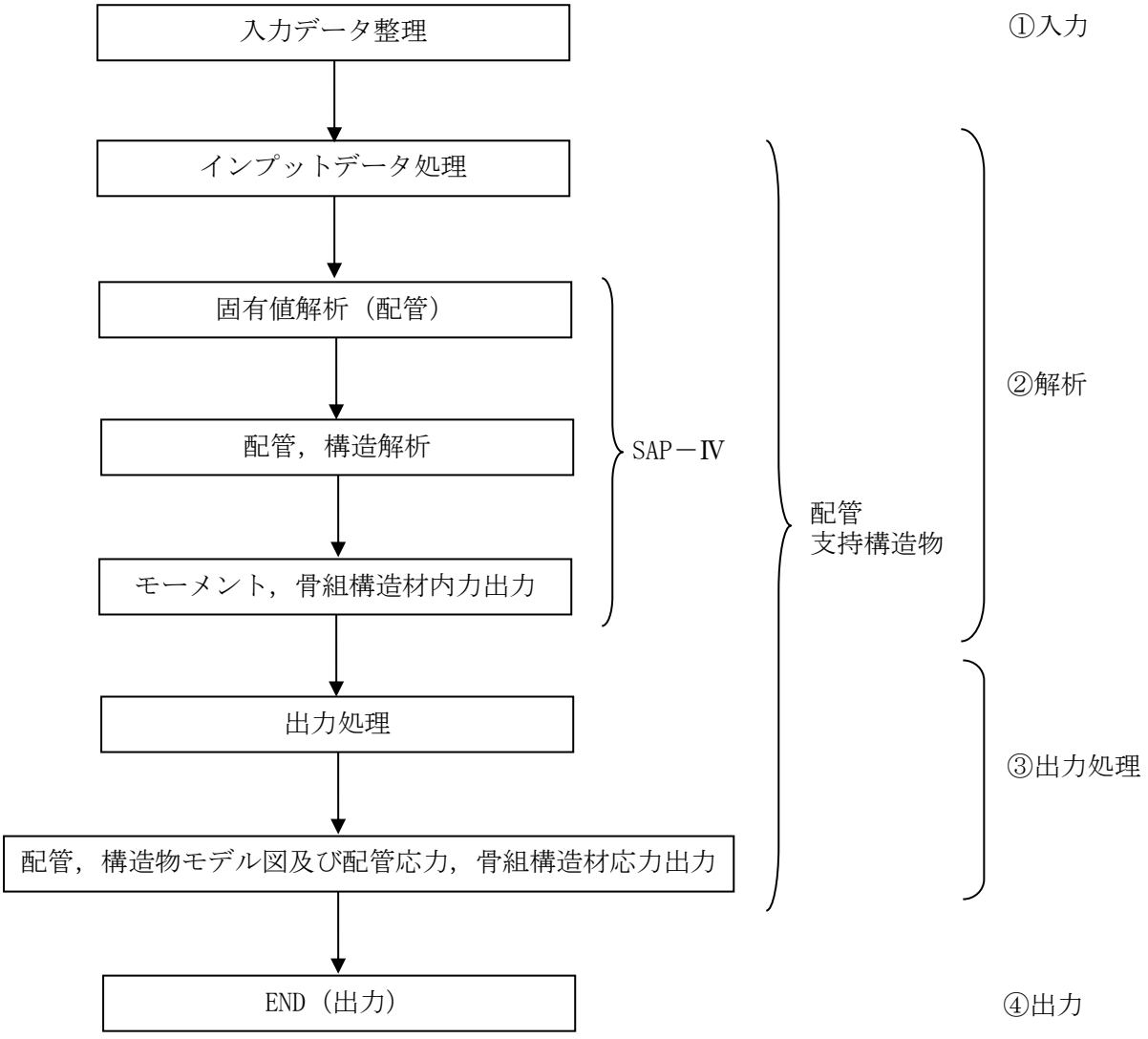


図 1-1　計算フロー

1.2　解析の検証

図 1-1 に示した各フローにおける検証方法を以下に示す。

・「①入力」

材料，弁質量及び骨組材断面性能等の解析条件の入力に対し，正しく条件が入力されていることの確認を行った。

・「②解析」

配管については，別の構造解析用計算機コードを用いて，代表的な配管検証用モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって，計算結果の妥当性の確認を行った（2.1　配管参照）。

支持構造物については，材料力学に基づく手計算手法を用いて，代表的な簡易骨組モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって計算結果の妥当性の確認を行った（2.2　支持構造物参照）。

・「①入力」＋「②解析」＋「③出力処理」＋「④出力」

「SAP－Ⅳ」により出力されたモーメントは応力に変換され，正しく出力されていることを確認した。これらの処理は，手計算によりその妥当性について確認を行った。

1.3　結論

以上より，解析結果の検証を行い，手順①～④の妥当性を確認した。

2.　計算機コードの検証

2.1　配管

(1)　検証の概要

計算機コード「SAP－Ⅳ」による計算結果の検証用に用いた構造解析用計算機コード「NASTRAN」はNASAで開発されたプログラムであり，1965年開発後，これまで約40年の使用実績があり，世界的に使用実績及びクライアント数の多いプログラムの一つである。「SAP－Ⅳ」と「NASTRAN」を用いて代表的な配管検証用モデルを対象に解析を行い，得られた結果を比較することにより，検証を行った。

(2)　検証解析

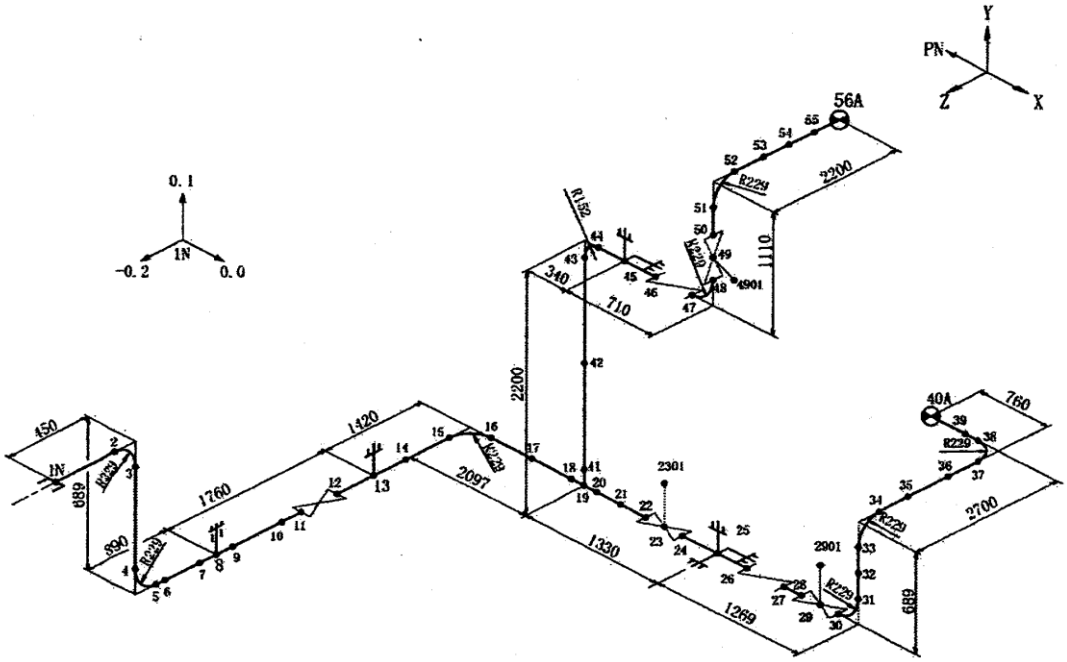
代表的な配管検証用モデルについて，「SAP－Ⅳ」及び「NASTRAN」を用いて解析し，両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

解析内容	検証項目
静的解析（自重・熱膨張）	拘束点反力

(3)　解析条件

以下に解析モデル及び設計条件を示す。

・解析モデル



鳥瞰図記号凡例

記　　号	内　　容
●	質　　点
⊗	ア　ン　カ
	レストレイント
	リジットハンガ
Y(mm) Z(mm)　X(mm)	主要機器取合点等の移動量
	注：鳥瞰図中の寸法の単位はmmである。

弁部の質量

質量	対応する評価点	質量	対応する評価点
278.4kg/m	11～12	59.9kg	22～23
59.9kg	23～24	185.4kg/m	26～27
59.7kg	28～29	127.4kg	29～30
185.4kg/m	46～47	127.9kg	48～49
59.9	49～50	119.9kg	2301
119.4kg	2901	119.9kg	4901

・設計条件

以下に示す荷重条件のもとで，配管系の静的な解析を行った。

a. 自重

b. 熱膨張

解析範囲									
管番号	対応する評価点	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	運転温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	縦弾性係数* (MPa)	熱膨張係数* ($\times 10^{-6}$mm/mm℃)
1	1N～11,12～22 24～26,27～28 19～43,44～46 47～48	1.04	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
2	30～40A	0.43	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
3	43～44	1.04	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
4	50～56A	1.04	93	40	165.2	7.1	SUS304TP	193667	15.4

注記*：運転温度における縦弾性係数及び熱膨張係数を示す。

(4)解析結果の比較

表 2-1　拘束点反力（「SAP－Ⅳ」と「NASTRAN」の比較）

自重　　（単位：N）

節点	SAP－Ⅳ			NASTRAN		
	Fx	Fy	Fz	Fx	Fy	Fz
1N	10	442	-99	20	452	-99
8	0	1001	0	0	981	0
13	0	1991	0	0	2021	0
25	599	7365	344	618	7385	344
40A	-89	1226	-89	-89	1226	-99
45	275	4649	0	246	4629	0
56A	-795	1373	-148	-785	1354	-148

熱膨張　　（単位：N）

節点	SAP－Ⅳ			NASTRAN		
	Fx	Fy	Fz	Fx	Fy	Fz
1N	99	-138	-148	99	-138	-148
8	0	50	0	0	50	0
13	0	383	0	0	383	0
25	-89	1030	-246	-89	1030	-246
40A	-89	-148	246	-89	-148	246
45	363	-991	0	363	-991	0
56A	-295	-187	148	-295	-197	148

(5)　検証結果

表 2-1 における自重及び熱膨張による拘束点反力の比較結果のとおり，両者でよく一致している。

以上の結果から，代表的な配管検証用モデルを用いた両者の解析結果はほぼ同等であり，「SAP－Ⅳ」の妥当性が確認された。

2.2　支持構造物

(1)　検証の概要

材料力学に基づく手計算手法を用いて，代表的な簡易骨組構造モデルに対する計算を行い，得られた結果を比較することにより検証を行った。

(2)　検証解析

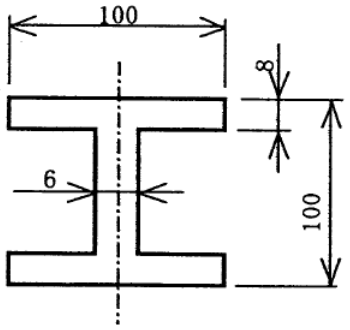
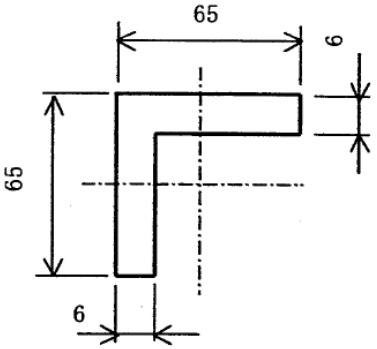
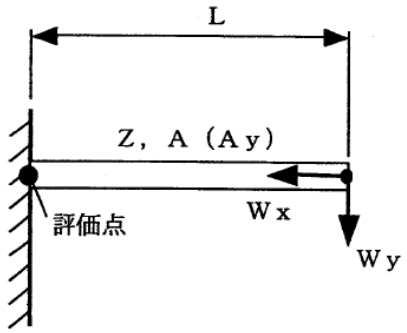
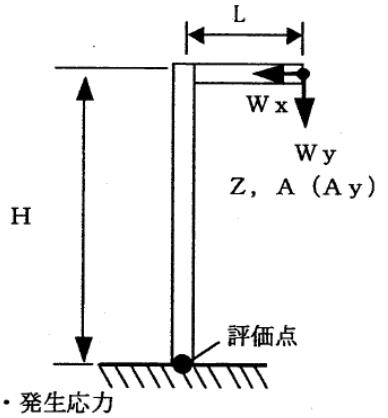
代表的な支持構造物検証用モデル「H 形鋼材」及び「L 形鋼材」について，「SAP－Ⅳ」及び「手計算手法」を用いて，両者の比較評価をする。

以下に，計算内容及び検証項目を示す。

計算内容	検証項目
圧縮応力，曲げ応力，せん断応力	発生応力

(3)　解析条件

・解析モデル　　（単位：mm）

評価１　H形鋼材片持ち梁構造	評価２　L形鋼材L型構造
 H鋼断面	 L鋼断面
 ・発生応力 圧縮応力：Wx*g/A 曲げ応力：Wy*g*L/Z せん断応力：Wy*g/Ay	 ・発生応力 圧縮応力：Wy*g/A 曲げ応力：(Wy*g*L-Wx*g*H)/Z せん断応力：Wx*g/Ay

・設計条件

			評価１	評価２
付加質量	Wx	kg	0	0
	Wy	kg	61	36
梁長さ	L	mm	300	67.5
柱高さ	H	mm	－	292.5
重力加速度	g	m/s^2	9.80665	9.80665
断面係数	Z	mm^3	67800	6270
断面積	A	mm^2	2190	752.7
有効断面積（せん断面積）	Ay	mm^2	504	354

(4) 評価結果の比較

表 2-2 発生応力（「SAP－Ⅳ」と「手計算手法」の比較）

H 形鋼材

	SAP－Ⅳ			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	0	3	2	0	2.7	1.2

L 形鋼材

	SAP－Ⅳ			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	1	4	0	0.5	3.9	0

(5) 検証結果

表 2-2 における H 形鋼材及び L 形鋼材による発生応力の比較結果のとおり，両者でよく一致している。

以上の結果から，代表的な簡易骨組構造モデルを用いた両者の計算結果はほぼ同等であり，「SAP－Ⅳ」の妥当性が確認された。

参考資料（２）

耐震解析に用いるコード（ABAQUS）について

コード名 項目	ABAQUS
開発機関	ABAQUS 社
使用したバージョン	Version 6.5.4
開発時期	2005 年（初版開発時期　1978 年）
計算機コードの概要	本計算機コードは,有限要素法による線形／非線形の静的・動的解析汎用プログラムである。以下に示す解析機能及び要素を有している。 ＜解析機能＞ １．線形・非線形静的応力／変位解析 ２．動的／変位解析 ３．非定常の動的／変位解析 ４．定常・非定常の伝熱解析 ５．弾塑性解析 ６．大変形解析 ＜要素＞ １．軸対象 ２．平面ひずみ／平面応力 ３．三次元ソリッド ４．三次元シェル ５．トラス ６．はり
検証方法	・ 振動試験結果とコードによる地震応答計算結果を比較して検証*が実施されていることを確認した。

注記：以下の文献を確認し，検証されたコードであることを確認した。

＊：平成 19 年度　原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査
動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書
（平成 21 年 1 月　独立行政法人　原子力安全基盤機構）

参考資料（３）

耐震解析に用いるコード（NX Nastran）について

1. 概要

Nastranは，40年以上にわたって利用されている，動的・静的解析用の業界標準の汎用有限要素法ソルバーである。米国NASAにより，宇宙開発プロジェクト・サターンⅤ型ロケットの設計のために開発され，1972 年に最初のコマーシャルバージョンがリリース（MSC.Nastran）された。その後，2003年にSiemens PLM Software社のNX Nastranに分かれて，開発・販売を継続している汎用ソフトウェアである。

2. 機能

NX Nastranは，構造解析に関して主に以下の機能を有する。

① 三次元の梁モデル，シェルモデル及びソリッドモデルによる構造解析を行うことができる

② 固有値解析を行うことができ，固有振動数及び各固有振動モードに対する刺激係数や有効質量を算出できる

③ 静的解析，固有値解析，スペクトル応答解析，動的応答解析を行うことができる

3. 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認した。

4. 使用したバージョン

NX Nastran Version 8.1

5.　解析及び計算機コードの検証

5.1.　解析の検証

5.1.1.　解析フローチャート

本計算機コードを用いた計算のフローを図 5.1-1 に示す。

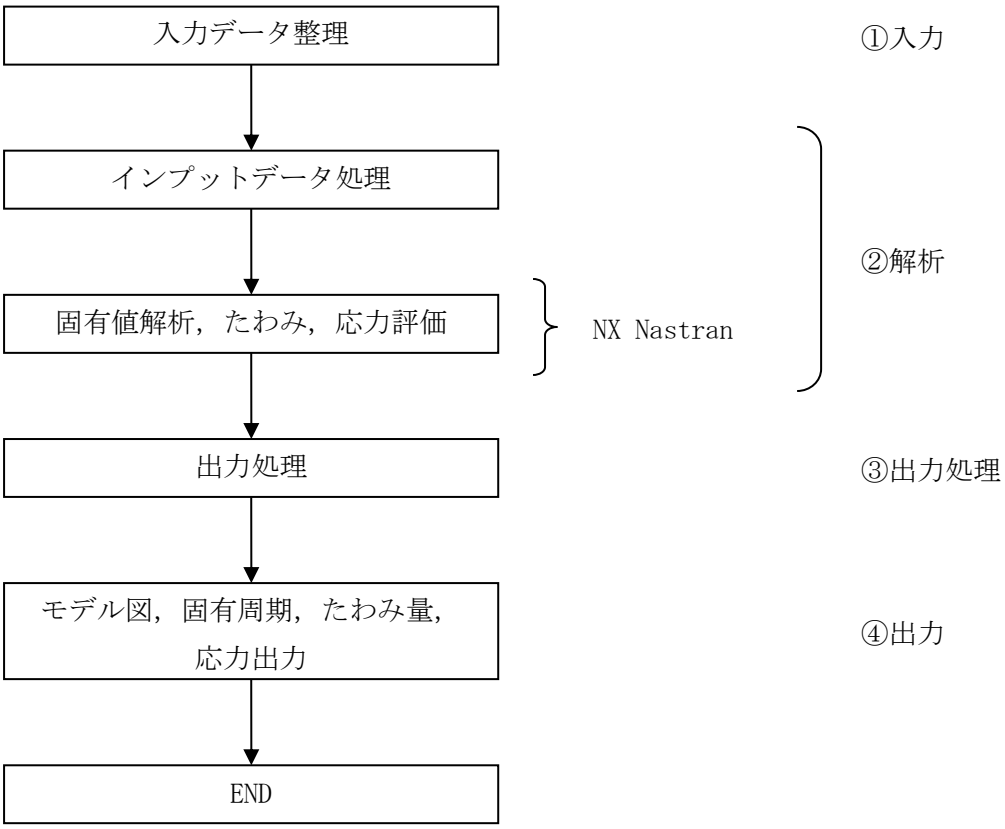


図 5.1-1　計算フロー

5.1.2.　解析の検証

図 5.1-1 に示した各フローにおける検証方法を以下に示す。

・「①入力」

寸法，物性値等の解析条件の入力に対して，正しく条件が入力されていることを確認した。

・「②解析」

両端固定梁，片持ち平板の固有振動数について，材料力学に基づく手計算手法を用いて計算を行い，「NX Nastran」の固有値解析の結果と比較を行うことによって解析結果の妥当性の確認を行った。

片持ち梁のたわみ量，応力について，材料力学に基づく手計算手法を用いて計算を行い，「NX Nastran」の結果と比較を行うことによって解析結果の妥当性の確認を行った（「5.2.　計算機コードの検証」参照）。

・「①入力」＋「②解析」＋「③出力処理」＋「④出力」

「NX Nastran」による解析結果が正しく出力されていることを確認した。

5.1.3.　結論

以上より，解析結果の検証を行い，手順①～④の妥当性を確認した。

5.2. 計算機コードの検証

5.2.1. 検証の概要

「NX Nastran」を用いて，基本的な構造の解析を行い，得られた結果と理論解との比較を行うことにより，検証を行った。

5.2.2. 検証解析

以下に示す構造を「NX Nastran」で解析を行い，理論解との結果を比較評価する。

解析内容	検証項目
両端固定梁	固有振動数
片持ち平板	固有振動数
片持ち梁	たわみ，応力

両端固定梁の解析モデルを図 5.2.2-1 に,片持ち平板の解析モデルを図 5.2.2-2 に,片持ち梁の解析モデルを図 5.2.2-3 に示す。

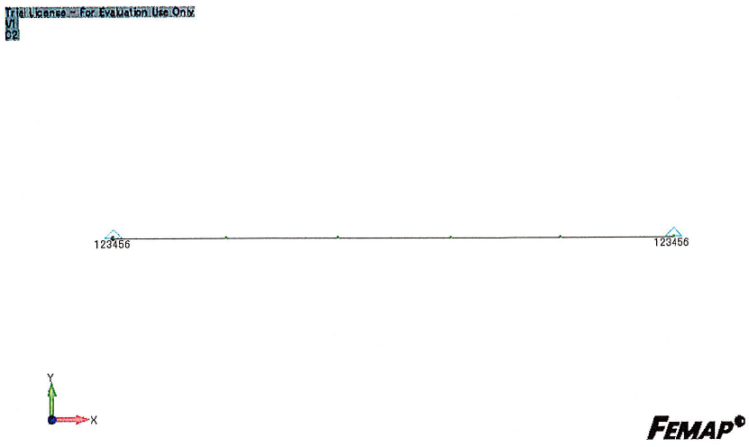


図 5.2.2-1　両端固定梁の解析モデル

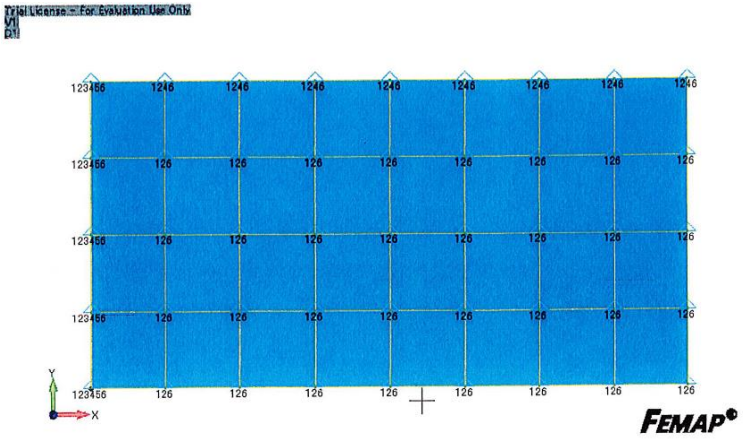


図 5.2.2-2　片持ち平板の解析モデル



図 5.2.2-3　片持ち梁の解析モデル

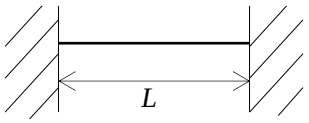
5.2.3.　理論解

(1)　両端固定梁の固有振動数

固定梁の軸に対して直角方向に梁が振動する場合の固有振動数は

$$f_n = \frac{\lambda_n^2}{2\pi L^2}\sqrt{\frac{EI}{\rho A}}$$

で表される。



ここで,

$\lambda_1 = 4.730$

$L = 10$［m］　　（梁の長さ）

$E = 200000$［MPa］　　（ヤング率）

$$I = \frac{2\times 2^3}{12}$$　　（断面二次モーメント）

$= 1.333$［m^4］

$\rho = 8000$［kg/m^3］　　（単位体積当たりの質量）

$A = 2\times 2 = 4$［m^2］　　（梁の面積）

とすると，固定梁の固有振動数は

$$f_1 = \frac{\lambda_1^2}{2\pi L^2}\sqrt{\frac{EI}{\rho A}}$$

$$= \frac{4.730^2}{2\cdot\pi\cdot 10^2}\sqrt{\frac{200000\cdot 10^6\times 1.333}{8000\times 4}}$$

$= 102.7774$［Hz］

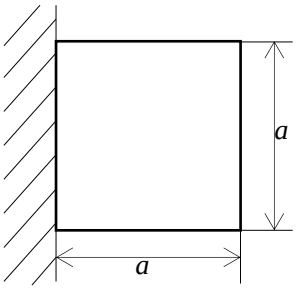
となる。

(2)　片持ち平板の固有振動数

片持ち平板が振動する場合の固有振動数は

$$f_n = \frac{\lambda_n}{2\pi a^2}\sqrt{\frac{D}{\rho h}}$$

で表される。



ここで,

$\lambda_1 = 3.494$

a = 10［m］　　（板の各辺の寸法）

h = 0.05［m］　　（平板の厚さ）

E = 200000［MPa］　　（ヤング率）

ν = 0.3　　（ポアソン比）

$$D = \frac{Eh^3}{12(1-\nu^2)}$$　　（曲げ剛性）

$$= \frac{200000\times10^6\times0.05^3}{12(1-0.3^2)}$$

$= 2.289\times10^6$［N･m］

ρ = 8000［kg/m^3］（単位体積当たりの質量）

とすると，固定梁の固有振動数は

$$f_1 = \frac{\lambda_1}{2\pi a^2}\sqrt{\frac{D}{\rho h}}$$

$$= \frac{3.494}{2\cdot\pi\cdot10^2}\sqrt{\frac{2.289\times10^6}{8000\times0.05}}$$

$= 0.420665$［Hz］

となる。

(3)　片持ち梁のたわみ，応力

片持ち梁のたわみは

$$v = \frac{Wl^3}{3EI}$$

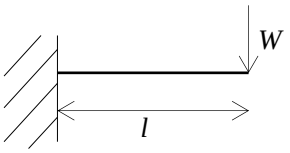
で表される。

ここで，

W = 50000［N］　　（荷重）

l = 480［m］　　（梁の長さ）

E = 30000000［Pa］　　（ヤング率）



b = 30［m］

h = 30［m］

$$I = \frac{bh^3}{12}$$　　（断面二次モーメント）

$$= \frac{30 \cdot 30^3}{12}$$

= 67500［m^4］

とすると，片持ち梁のたわみは

$$v = \frac{Wl^3}{3EI}$$

$$= \frac{50000 \cdot 480^3}{3 \cdot 30000000 \cdot 67500}$$

= 0.91［m］

となる。

片持ち梁に発生する応力は

$$Z = \frac{bh^2}{6}$$　　（断面係数）

$$= \frac{30 \cdot 30^2}{6}$$

= 4500［m^3］

とすると，

$$\sigma = \frac{W \cdot l}{Z}$$

$$= \frac{50000 \cdot 480}{4500}$$

= 5334［N/m^2］

となる。

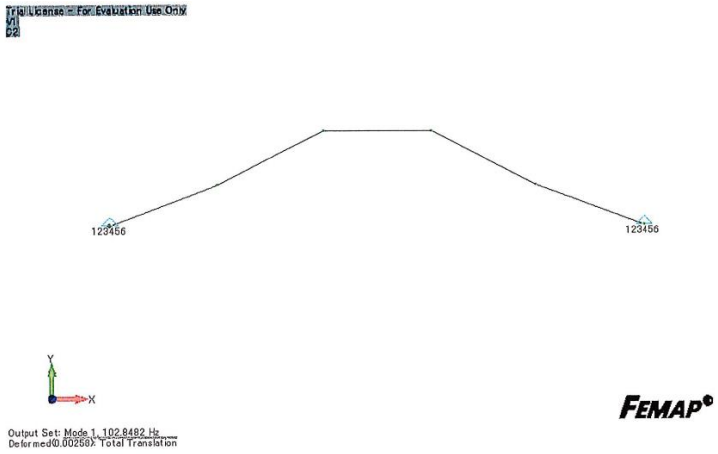
5.2.4.　検証結果

「NX Nastran」による解析結果を図 5.2.4-1～3 に示す。「NX Nastran」による解析結果と理論解の比較を表 5.2.4-1 に示す。

「NX Nastran」による解析結果と手計算の結果がよく一致していることを確認した。

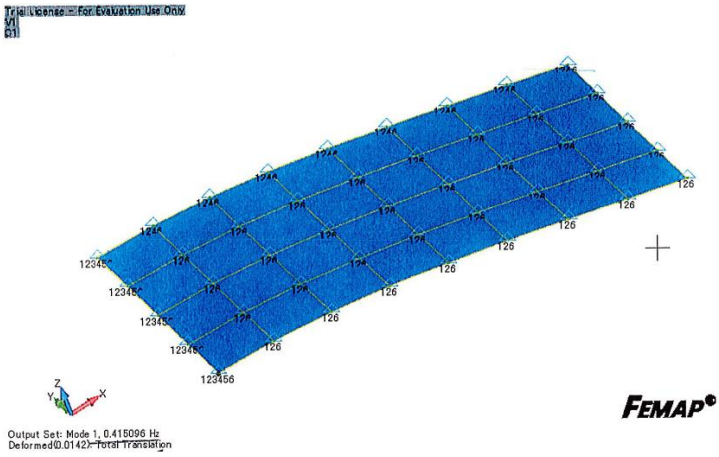
表 5.2.4-1　「NX Nastran」による解析結果と理論解の比較

解析内容	項目	「NX Nastran」による解析結果	理論解
両端固定梁	固有振動数[Hz]	102.8482	102.7774
片持ち平板	固有振動数[Hz]	0.415096	0.420665
片持ち梁	たわみ[m]	0.91	0.91
	応力[N/m^2]	5333	5334



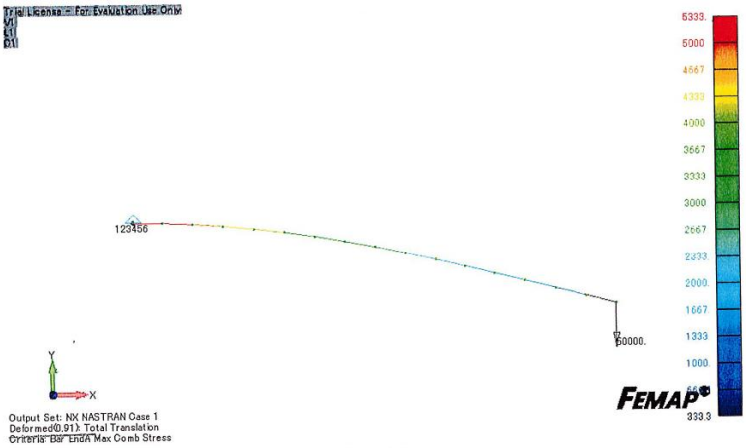
1次モード

図 5.2.4-1　両端固定梁の解析結果（固有振動数）



1次モード

図 5.2.4-2　片持ち平板の解析結果（固有振動数）



変形状態

図 5.2.4-3　片持ち梁の解析結果（たわみ・応力）

参考資料（4）

耐震解析に用いるコード（ANSYS について）

コード名 / 項目	ANSYS
開発機関	Swanson Analysis Systems 社（現 ANSYS 社）
使用したバージョン	14.5
開発時期	2012 年(初版開発時期　1970 年)
解析コードの概要	ANSYS(以下,「本解析コード」という。)は Swanson Analysis Systems 社（現 ANSYS 社）により開発された有限要素解析法による計算機プログラムである。 本解析コードは，広範囲に亘る多目的有限要素解析法による計算機プログラムであり，静的及び動的構造力学問題のシミュレーションならびに解析を実施するものである。 本解析コードは，ISO9001 及び ASME NQA-1 を取得し，アメリカ合衆国規制委員会による 10CFR Part 50 ならびに 10CFR21 の要求を満たしており，数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，機械，建築，土木等の様々な分野の構造解析に広く利用されている。
検証及び妥当性確認	【検証】 本解析コードの検証の内容は次の通りである。 ・　本解析コードの検証は，開発元のリリースノートの例題集において，解析例に対する理論解と解析結果との比較が実施されている。 ・　本解析コードが適正であることは，コード配布時に同梱された Verification Testing Package により確認している。 ・　本解析コードの運用環境について，開発元から提示された要件を満足していることを確認している。 【妥当性確認】 本解析コードの妥当性確認の内容は次の通りである。 ・　本解析コードは，数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，機械，建築，土木等の様々な分野の構造解析に広く利用されていることを確認している。 ・　本解析コードは，原子力分野では，原子炉設置（変更）許可申請書における応力解析等，これまで多くの構造解析に対し使用実績があることを確認している。

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

1.　本説明書の記載範囲

本説明書は，１号機，２号機，３号機及び４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。

2.　４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

2.1　概要

2.1.1　一般事項

4 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，クレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有し，それぞれについて構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

燃料取り出し用カバーの構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取り出し用カバーの損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 2.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

なお，一部損壊した原子炉建屋に接合される燃料取扱機支持用架構の施工前において，本説明書で想定しているように，原子炉建屋の接合部が施工に十分な状態かどうか確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には，適切に補修等を実施する。

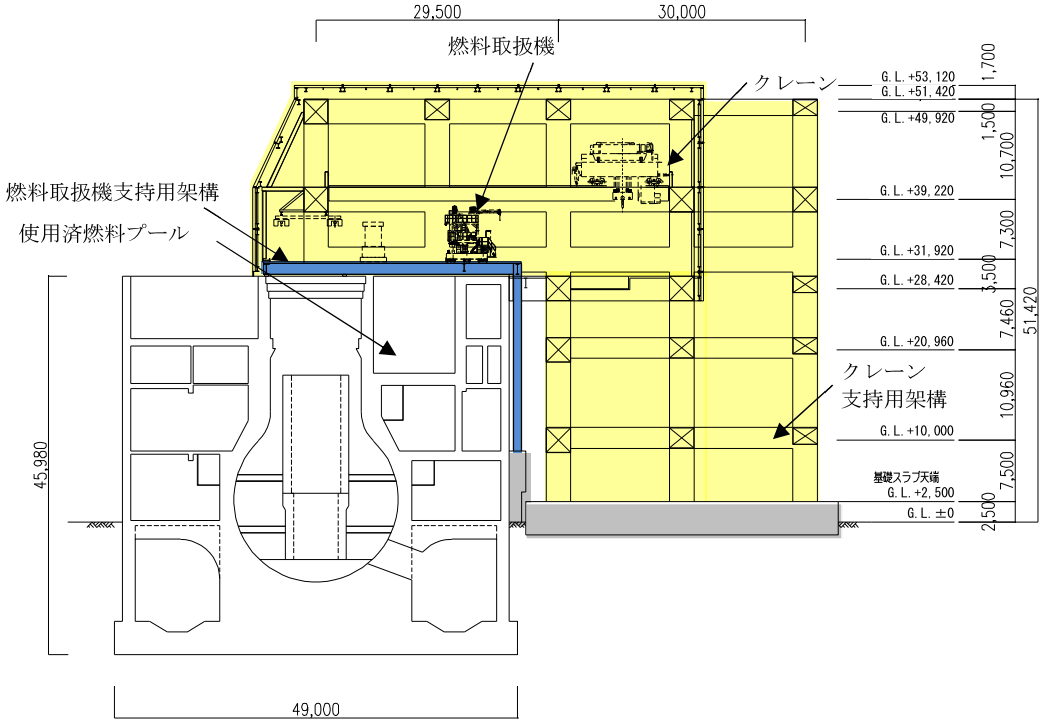


図 2.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 建築基礎構造設計指針（日本建築学会，2001 改定）
(6) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行）
(7) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，1975 発行）
(8) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事（日本建築学会，1996 改定）
(9) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定）
(4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定）

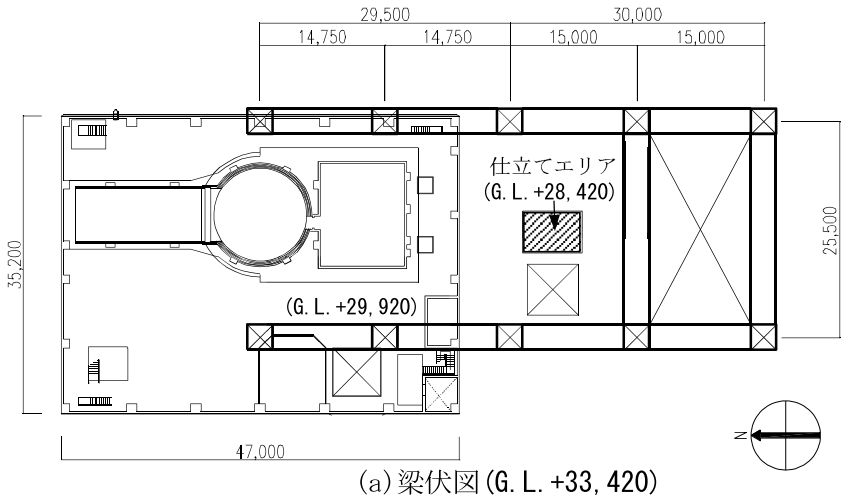
添付資料－4－2 では，G.L.±0mm＝T.P.8,564(※)とする。
(※)震災後の地盤沈下量(-709mm)と，O.P.から T.P.への
読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜ 換算式 ＞ T.P.＝旧 O.P.-1,436mm

2.1.2　クレーン支持用架構

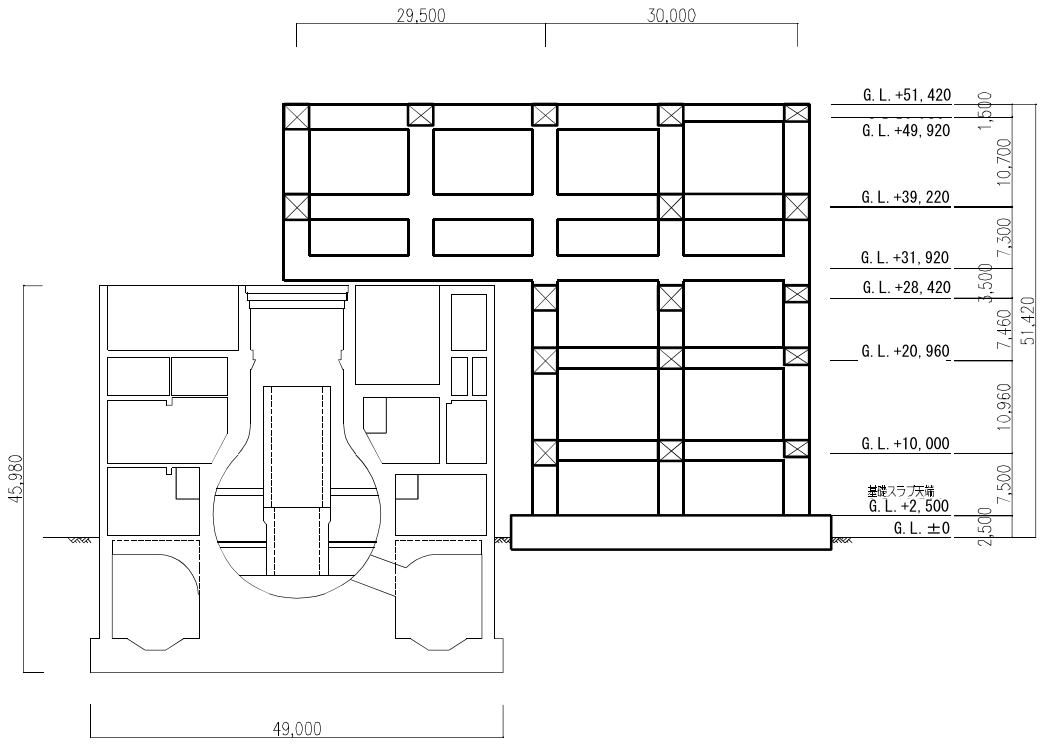
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で，南北方向に 30.00m，東西方向に 25.50m，地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と，北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。柱，大梁には，箱型断面部材を用いる。

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし，地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い，基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に，基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

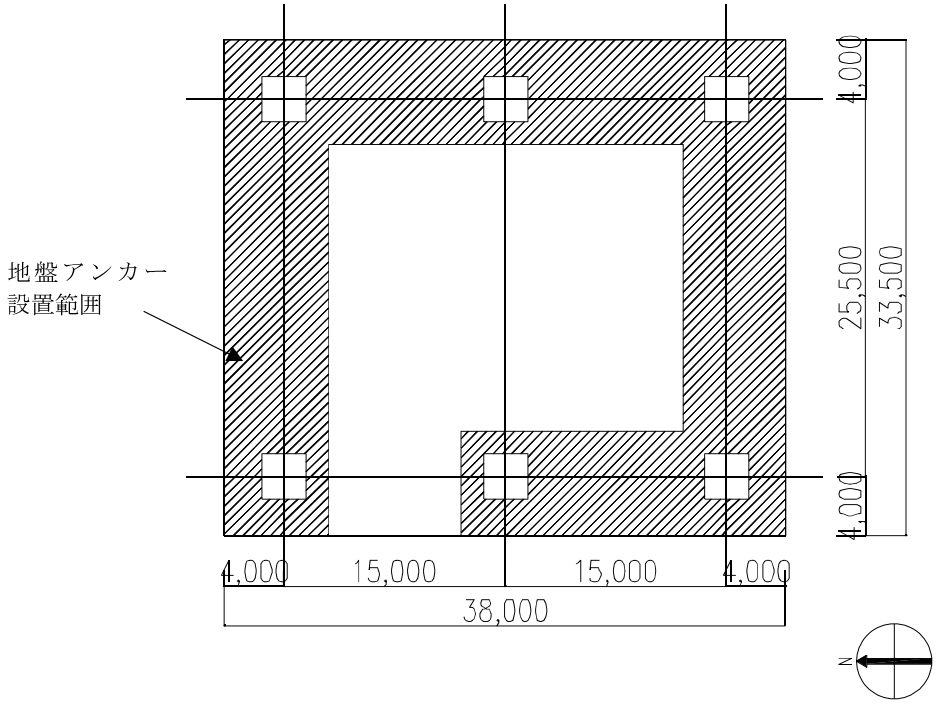


(a) 梁伏図 (G.L.+33,420)

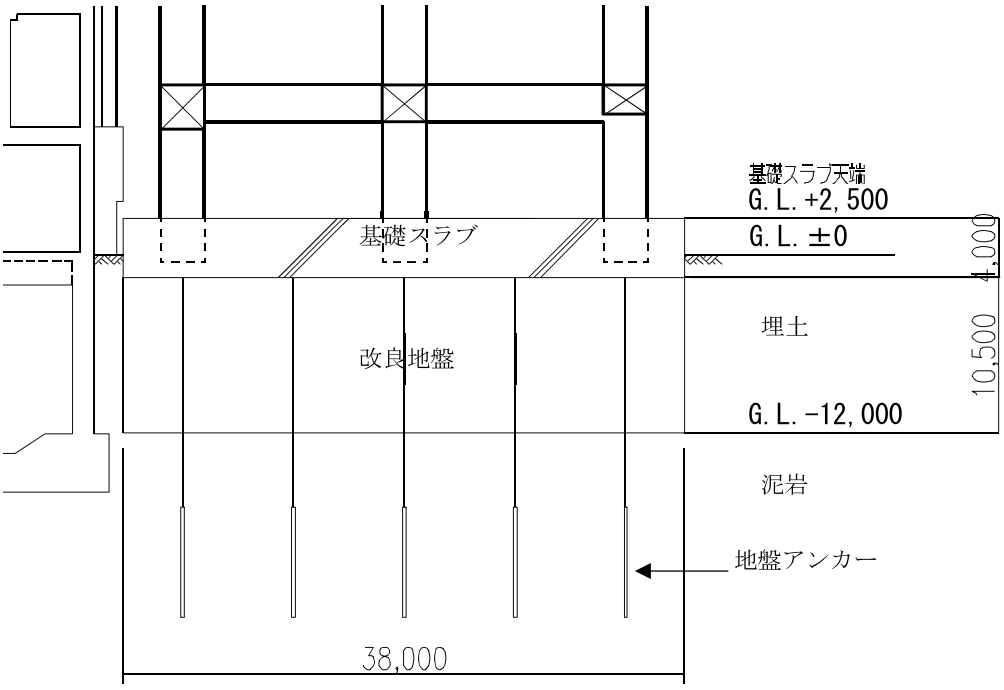


(b) 軸組図

図 2.1.2-1　クレーン支持用架構の概要（単位：mm）



(a) 基礎伏図



(b) 基礎断面図

図 2.1.2-2　基礎スラブ及び改良地盤の概要（単位：mm）

2.1.3　燃料取扱機支持用架構

燃料取扱機支持用架構は燃料取扱機を支持する架構で，南北方向に 30.50m，東西方向に 13.36m，地盤面からの高さが 30.77m の柱及び梁からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。

支持形式は，原子炉建屋シェル壁上端及び 1 階から 2 階の南側外壁に支持する構造である。燃料取扱機支持用架構の概要を図 2.1.3-1(1)及び図 2.1.3-1(2)に示す。

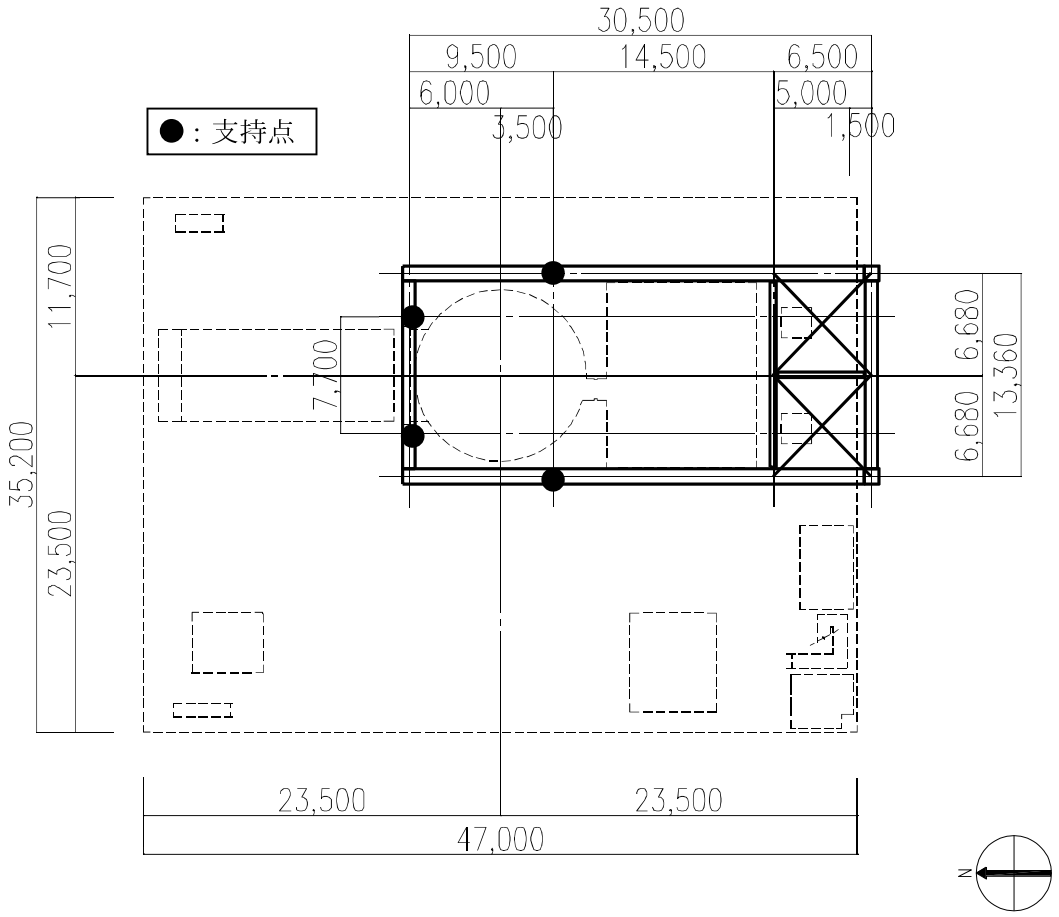
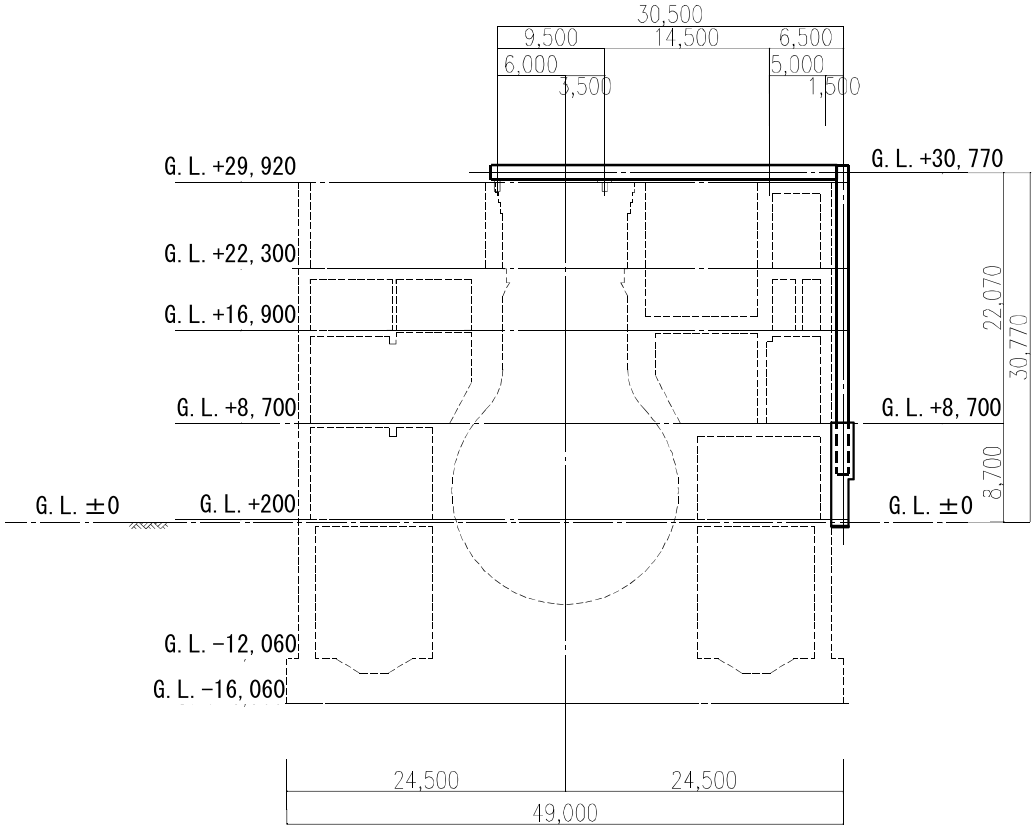
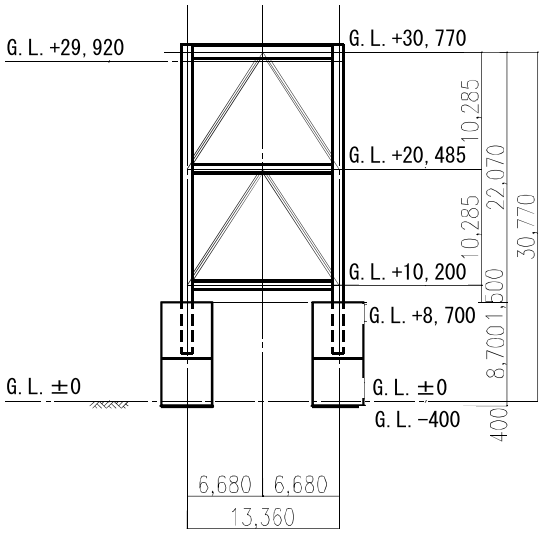


図 2.1.3-1(1)　燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図（G.L.+31,420）)（単位：mm）



(a)断面図



(b)立面図

図 2.1.3-1(2)　燃料取扱機支持用架構の概要（単位：mm）

2.2　クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

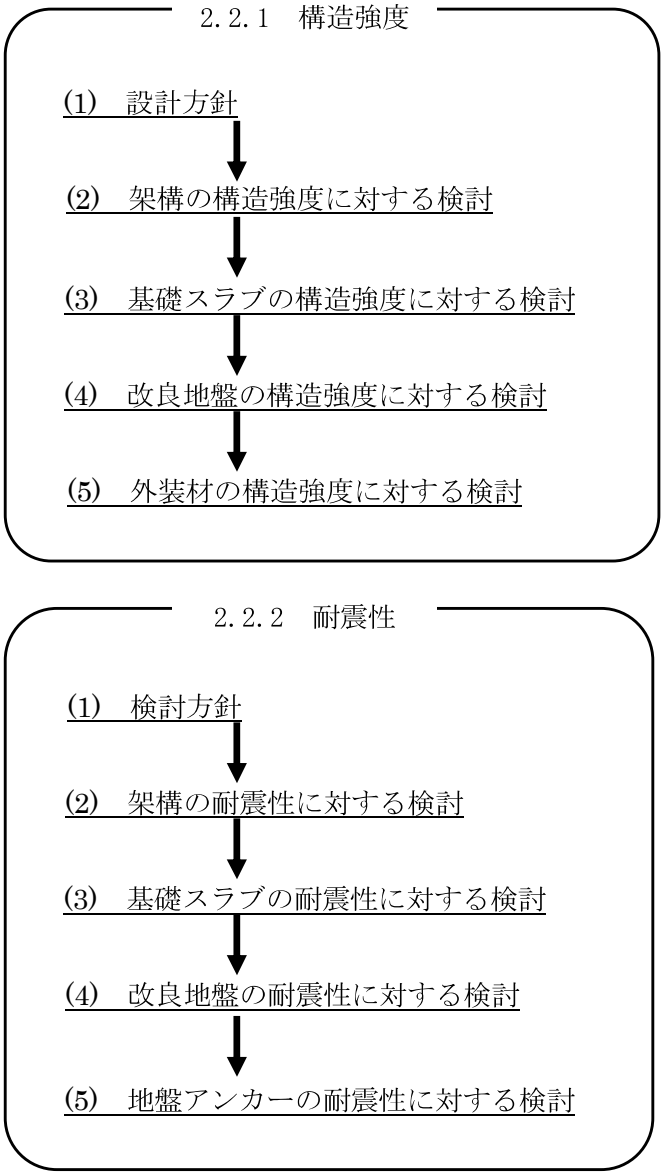


図 2.2-1　クレーン支持用架構の検討フロー

2.2.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1)及び表 2.2.1-1(2)に示す。

表 2.2.1-1(1)　クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/mm²）	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ（kN/m³）
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

	長期			短期		
設計基準強度＝30	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	－	0.790	20.0	－	1.185

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm²）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			
SD390	D29 未満	215	195	390	390
	D29 以上	195			

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
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B	325	
T≦40mm	SM520B	355	

表 2.2.1-1(2)　改良地盤，支持地盤の物性値及び許容応力度

改良地盤の許容応力度　（単位：kN/m²）

設計基準強度=2300*1	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	766	－	153	1533	－	306
断面欠損を考慮*2	750	－	114	1502	－	229

*1：施工結果を反映した

*2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　（単位：kN/m²）

種別	長期*1	短期*1
泥岩（岩盤）	1960	3920

*1：「福島第一原子力発電所第４号機工事計画認可申請書」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

クレーン支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重，積載荷重及び地盤アンカーの効果を考慮した荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

天井クレーンによる荷重を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-2　クレーン荷重一覧表

クレーン自重	1666 kN
トロリ自重	1010 kN
吊荷	980 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-3 に示す。

表 2.2.1-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m²)
52.73	1.28	2.00	3.28	30	1769

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

・地震荷重（K）

水平地震力はG.L.±0mを基準面として，下式により算定し，算定結果を表2.2.1-4に示す。

$$Qi=n \cdot Ci \cdot Wi$$
$$Ci=Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

Rt ：振動特性係数（Rt=1.0）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 ：標準せん断力係数（C_0=0.2）

表2.2.1-4　水平地震力の算定結果

階	G.L.(m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n・Ci		Qi (kN)	
				NS方向	EW方向	NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
R	+51.42	10569	－	－	－	－	－	－	－
6	+40.72～+51.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	+33.42～+40.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	+29.92～+33.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	+22.46～+29.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	+11.50～+22.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	+2.50～+11.50	－	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に，荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

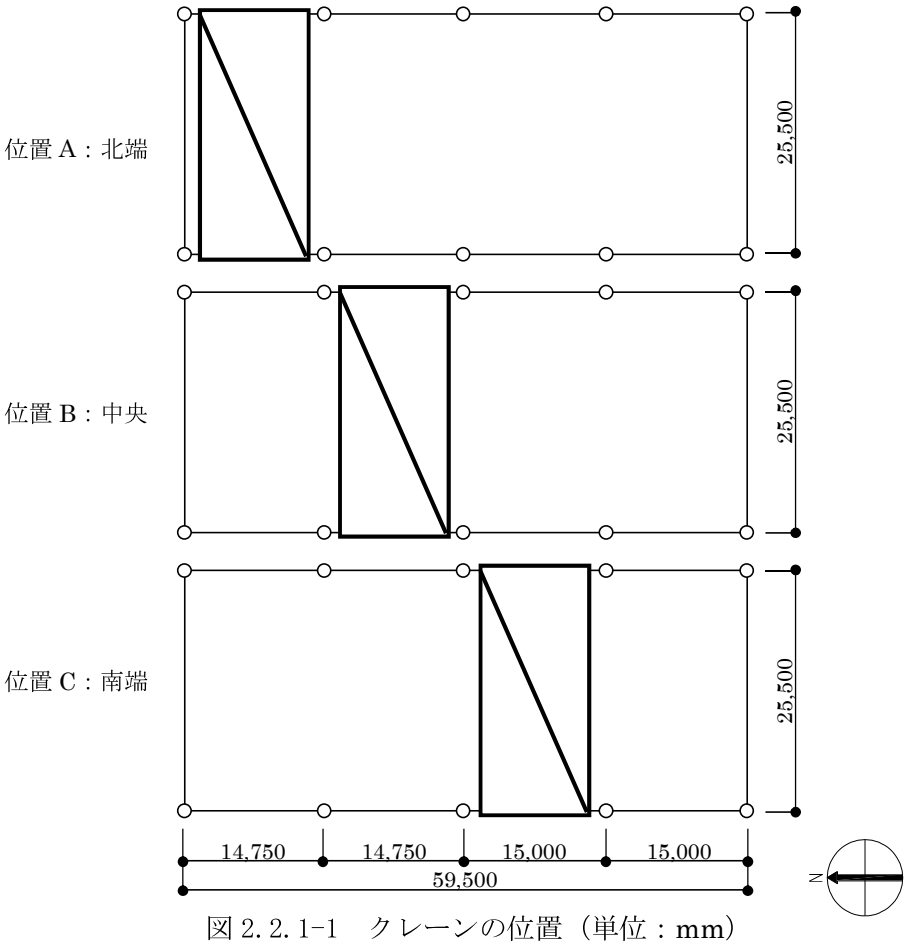


図 2.2.1-1　クレーンの位置（単位：mm）

表 2.2.1-5　クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(＋NS)*2	
	E2	VL+CL*1+K(－NS)*2	
	E3	VL+CL*1+K(＋EW)*2	
	E4	VL+CL*1+K(－EW)*2	

*1：　吊荷重量は，常時，積雪時及び暴風時はクレーン位置，地震時は仕立てエリアにて考慮する。

*2：　地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3：　短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2.2.1-2 に示す。図 2.2.1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

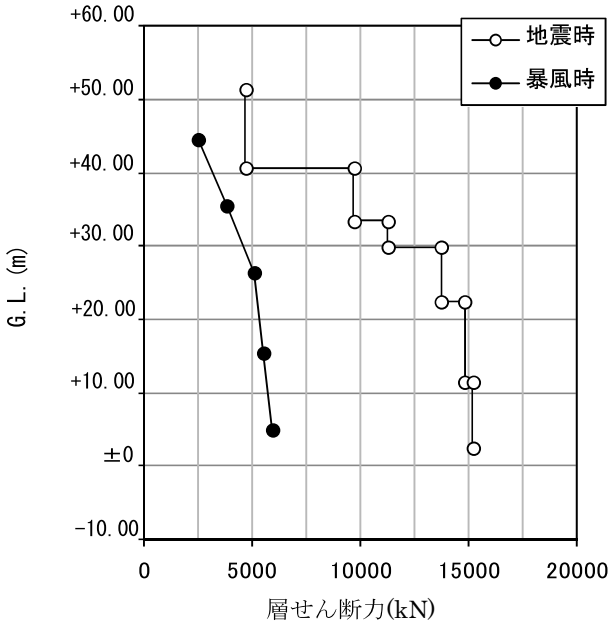


図 2.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは，基礎スラブ厚中央（G.L.+0.5m）より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁の部材端部の条件は剛接，柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.2.1-3 に示す。ここに，使用する材質は SM490A とする。

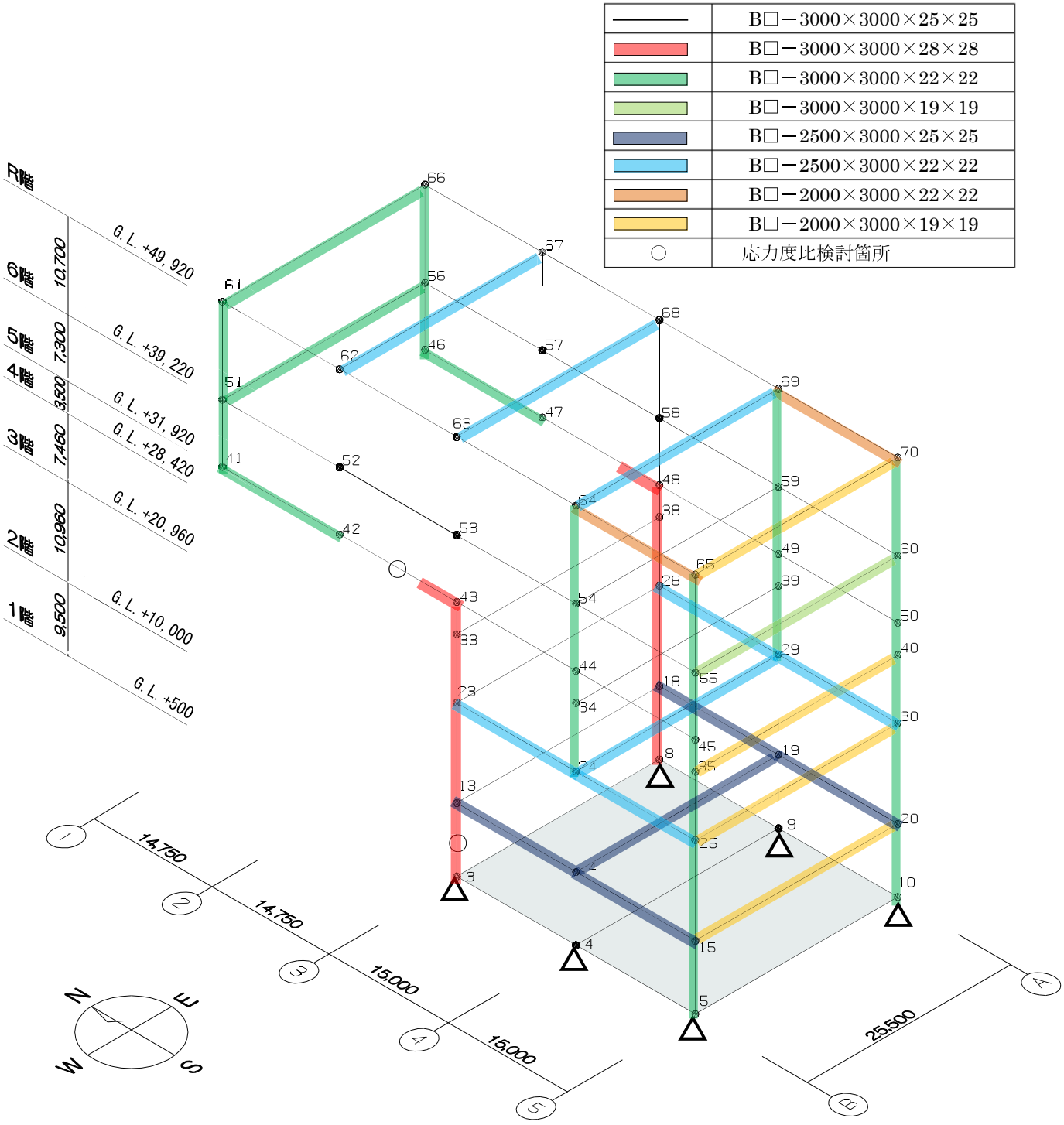
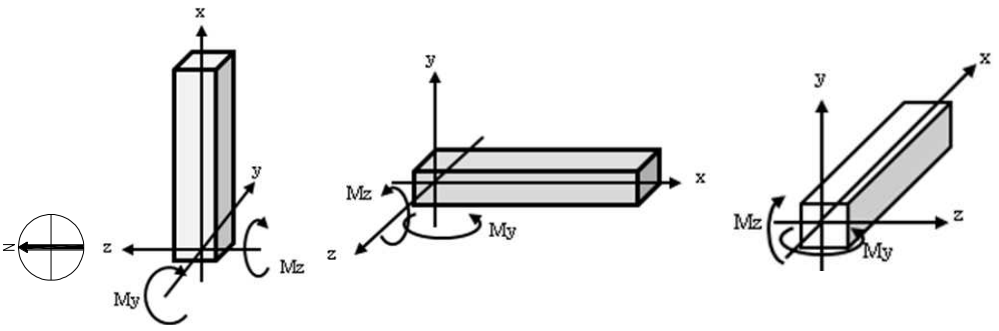


図 2.2.1-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.2.1-4 に示すように考慮する。



柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.2.1-4　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

σ_c：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

σ_{bz}：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝M_z／Z_z）

M_z，Z_z：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by}：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝M_y／Z_y）

M_y，Z_y：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c：許容圧縮応力度

f_b：許容曲げ応力度

f_t：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

τ_z：部材 z 軸方向せん断応力度（＝Q_z／A_{wz}）

Q_z，A_{wz}：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y：部材 y 軸方向せん断応力度（＝Q_y／A_{wy}）

Q_y，A_{wy}：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.2.1-6 及び表 2.2.1-7 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.1-6　断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	37.3	216.7	0.52	OK
				曲げ My	8.4	216.7		
				圧縮 N	65.1	213.6		
				せん断 Qz	0.8	125.1		
				せん断 Qy	8.9	125.1		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	93.0	216.7	0.55	OK
				曲げ My	0.4	216.7		
				圧縮 N	19.2	214.1		
				せん断 Qz	0.4	125.1		
				せん断 Qy	20.1	125.1		

*1：クレーンの位置を示す

表 2.2.1-7　断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	160.6	325.0	0.86	OK
				曲げ My	31.9	325.0		
				圧縮 N	79.5	320.4		
				せん断 Qz	7.9	187.6		
				せん断 Qy	37.1	187.6		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	93.1	325.0	0.55	OK
				曲げ My	58.9	325.0		
				圧縮 N	20.0	321.1		
				せん断 Qz	8.3	187.6		
				せん断 Qy	20.5	187.6		

*1：クレーンの位置を示す

(3)　基礎スラブの構造強度に対する検討

1)　解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い，解析モデルは図 2.2.1-5 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

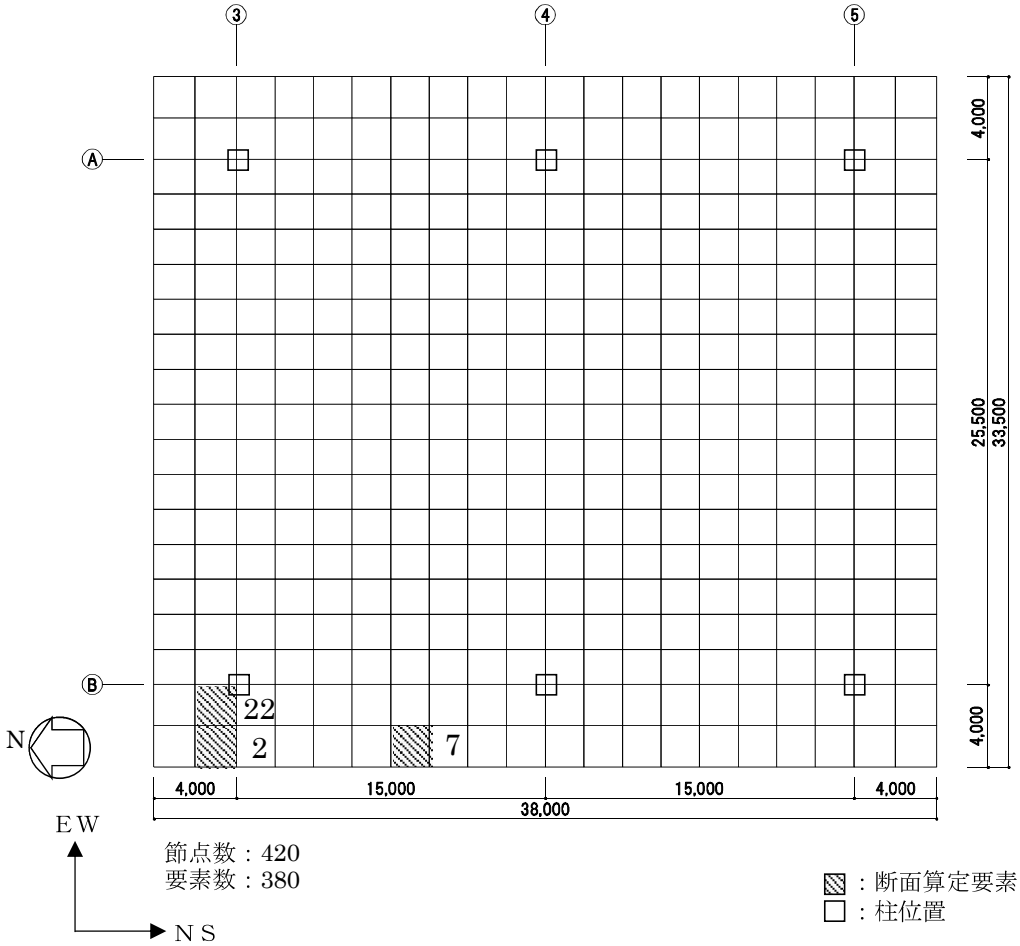


図 2.2.1-5　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 2.2.1-8 に示し，必要鉄筋比が最大となる要素を含む EW 方向の配筋図を図 2.2.1-6 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 2.2.1-8　基礎スラブの断面算定表

要素番号	方向	荷重ケース(位置)*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D) *2 (×10^{-2}N/mm^2)	M/(b・D^2) (×10^{-2}N/mm^2)	P_t (%)	a_t (mm^2/m)	設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm^2/m] (pt:%) 下段：下端筋 [断面積 mm^2/m] (pt:%)	荷重ケース(位置)*1	設計面外せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 f_s・b・j (kN/m)	判定
2	NS	C(A)	-53	2397	-1.4	15.0	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	126	2627	OK
		E3(A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	215	3940	OK
	EW	C(A)	16	1589	0.4	10.0	0.06	2400	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(A)	1583	2627	OK
		E3(A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200		E3(A)	1925	3940	OK
7	NS	C(A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	245	2627	OK
		E2(A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(C)	396	3940	OK
	EW	C(C)	-2	40	-0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	C(B)	135	2627	OK
		E4(A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(A)	154	3940	OK
22	NS	C(A)	13	2582	0.4	16.2	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	104	2627	OK
		E2(A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	541	3940	OK
	EW	C(A)	77	2818	2.0	17.7	0.10	4000	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(C)	575	2627	OK
		E3(A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800		E4(A)	1227	3940	OK

＊1：クレーンの位置を示す
＊2：圧縮を正とする

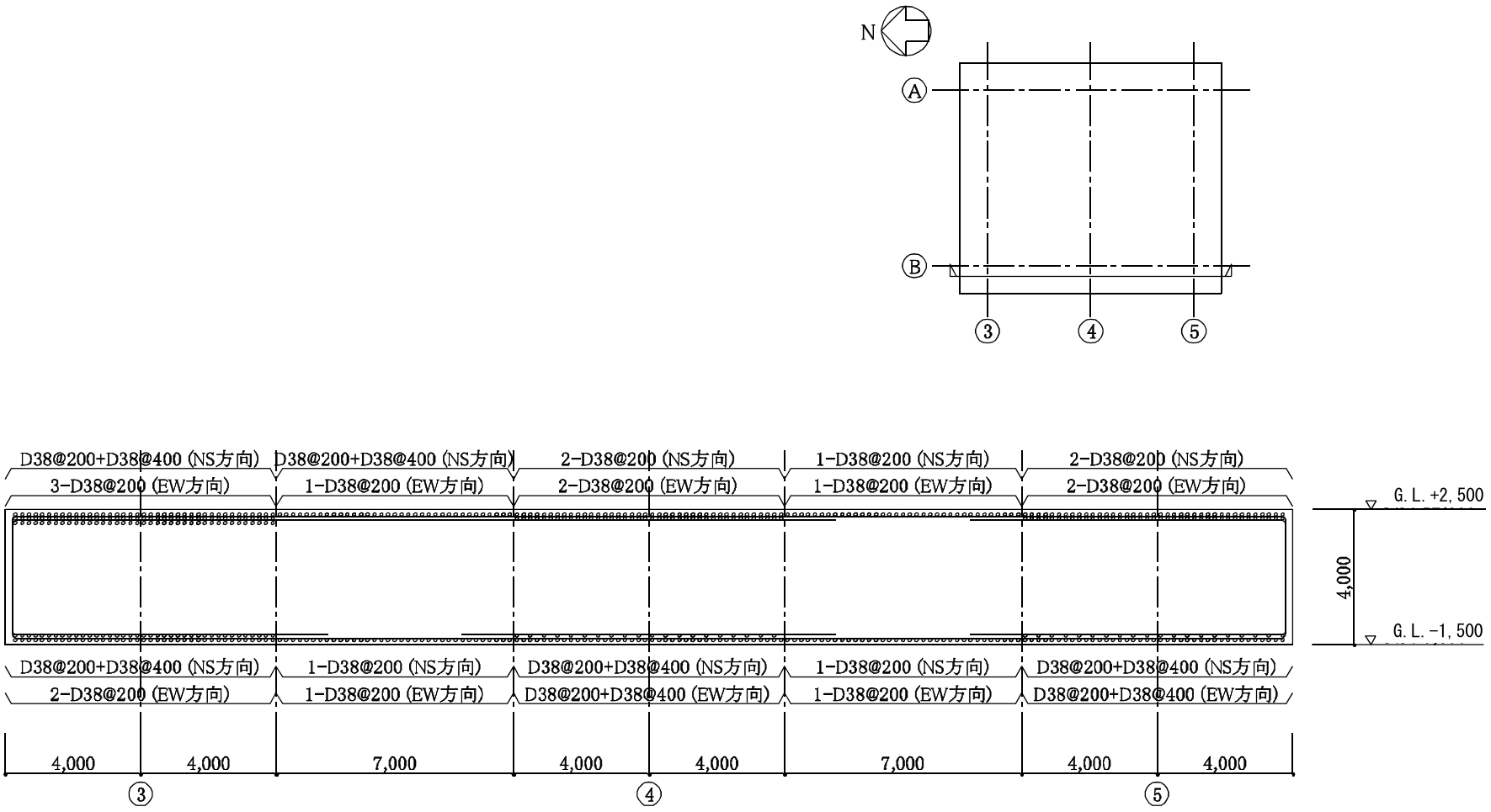


図 2.2.1-6　基礎スラブの配筋図（B 通り）（単位：mm）

(4)　改良地盤の構造強度に対する検討

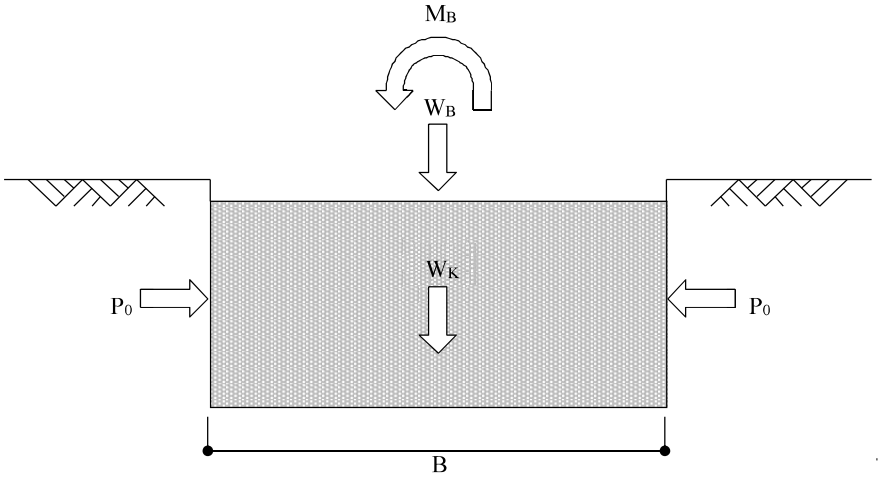
1)　設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は，基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m，東西方向に 33.5m，改良厚さ 10.5m とし，G.L.-12.0ｍの泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2)　常時に対する検討

・改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。



W_B：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_K：改良地盤の自重

M_B：架構の偏心による転倒モーメント

P_0：長期設計用土圧

B：改良幅

図 2.2.1-7　作用荷重（常時）

改良地盤の荷重負担範囲は，面積 $A=1273m^2$，断面係数 $Z=8062m^3$ となり，改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W=W_B+W_K=607373kN$

転倒モーメントの合計　　$\Sigma M=M_B=666480kNm$

改良地盤の最大接地圧　　$q_r=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=560kN/m^2$

改良地盤に生じる最大接地圧（q_r）は，改良地盤の長期許容圧縮応力度（$_Lf_{sc}$）以下であることを確認した。

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lf_{SC}=750kN/m^2$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_r）が，改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度（$_Lq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　　$q_r=560kN/m^2$

支持地盤の長期許容支持力度　$_Lq_a=1960\ kN/m^2$

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lq_a=1960\ kN/m^2$

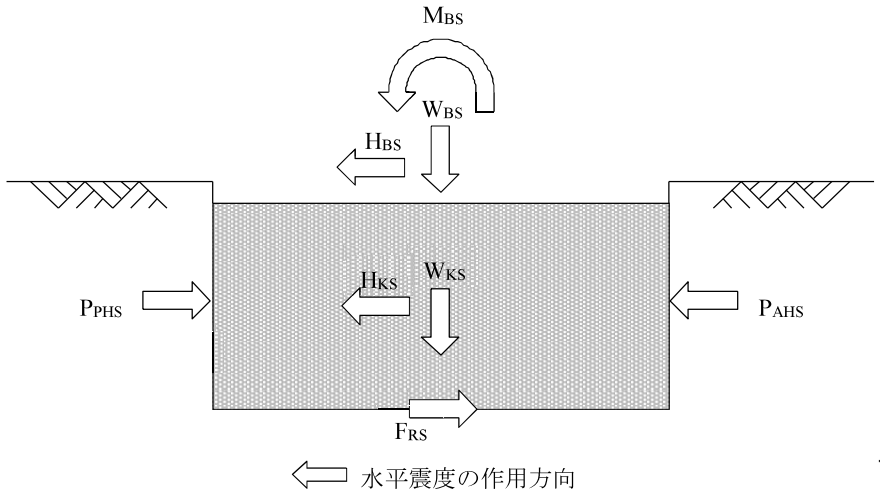
・沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため，沈下の検討は不要である。

3)　地震時に対する検討

・改良地盤の検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-8 に作用荷重を示す。



W_{BS}：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_{KS}：改良地盤の自重

H_{BS}：架構による水平力＋基礎スラブによる水平力

M_{BS}：架構と基礎スラブによる改良地盤底面における転倒モーメント

H_{KS}：改良地盤の慣性力（地中震度 0.15）

P_{AHS}：地震時主働土圧による水平力

P_{PHS}：地震時受働土圧による水平力

F_{RS}：支持地盤のせん断抵抗力

図 2.2.1-8　作用荷重（地震時）

改良地盤の荷重負担範囲は，面積 A=1273m^2，断面係数 Z=8062m^3 となり，改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は下式にて求める。

鉛直力の合計　$\Sigma W=W_{BS}+W_{KS}=607373kN$

水平力の合計　$\Sigma H= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}=94687kN$

転倒モーメントの合計　$\Sigma M=M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}=1944139kNm$

ここに，　M_{KS}　：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧　$q_{1S}=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=719kN/m^2$

改良地盤底面の最大せん断応力　$\tau_{max}=1.2\times\Sigma H/A=90kN/m^2$

改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は短期許容応力度（$_sf_{sc}$ 及び $_sf_{ss}$）以下であることを確認した。

$q_{1S}=719kN/m^2 \leqq {}_sf_{SC}=1502\ kN/m^2$

$\tau_{max}=90kN/m^2 \leqq {}_sf_{SS}=229\ kN/m^2$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_{1S}）が，改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度（$_sq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　$q_{1S}=719kN/m^2$

支持地盤の短期許容支持力度　$_sq_a=3920\ kN/m^2$

$q_{1S}=719kN/m^2 \leqq {}_sq_a=3920\ kN/m^2$

(5)　外装材の構造強度に対する検討

1)　設計方針

クレーン支持用架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，鋼板パネルを用いる。設計荷重は暴風時の影響が支配的であることから積雪時及び地震時の検討は省略し，暴風時の応力が短期許容応力度以下になることを確認する。なお，許容応力度は製造メーカの推奨値を，屋根面のたわみは「鋼板製屋根構法標準（SSR2007）」（社団法人日本金属屋根協会，2007），壁面のたわみは「建築工事標準仕様書・同解説　JASS14　カーテンウォール工事」に準じて設定した。

2)　設計用荷重

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 および建設省告示第 1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-9 に，ピーク風力係数を表 2.2.1-10 に，風力係数の算定箇所を図 2.2.1-9 に示す。

表 2.2.1-9　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	基準風速 Vo (m/s)	平均速度圧 $\bar{q}$ (N/m²)
52.73	1.28	30	885

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

表 2.2.1-10　ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面			壁面	
	一般部	周縁部	隅角部	一般部	隅角部
52.73	-2.5	-3.2	-4.3	-2.11	-2.62

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

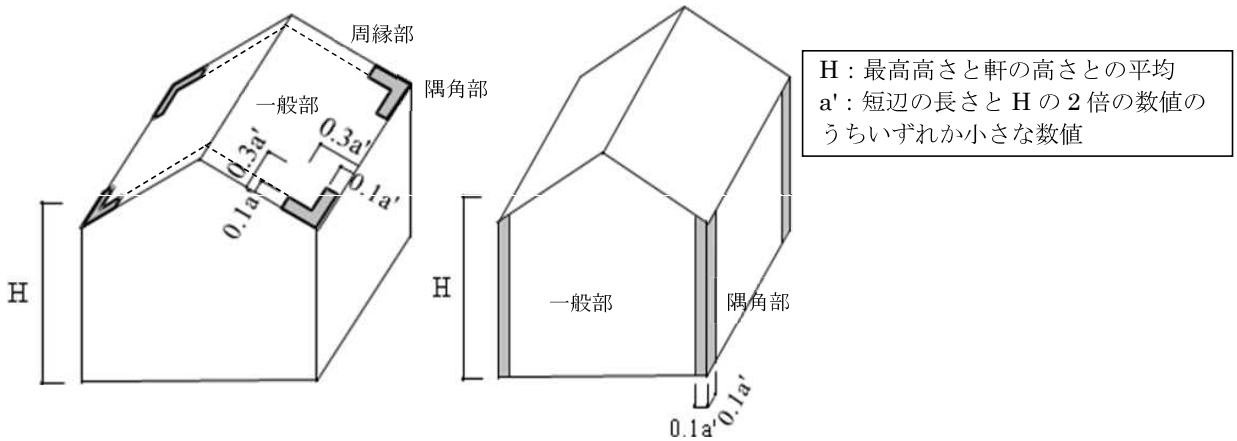


図 2.2.1-9　風力係数の算定箇所のイメージ

3)　外装材の強度検討

検討は応力が厳しくなる図 2.2.1-9 に示す隅角部について行う。ここでは，鋼板パネルの自重は考慮しないものとする。

a. 屋根材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.8m で連続支持されているものとし，暴風時の応力度とたわみに対して検討を行う。屋根材の材料諸元を表 2.2.1-11 に示す。

表 2.2.1-11　屋根材の材料諸元

表面材						芯材		
ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	せん断断面積 As (mm²)	形状係数	許　容応力度 f_b (N/mm²)	断面係数 Z (mm³)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	断面積 A (mm²)	形状係数
2.06×10^5	7.92×10^4	210.7	0.022	59.8	26.3×10^3	3.92	4.40×10^4	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2/8 = (0.885\times4.3)\times1.8^2/8 = 1.542\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M/Z = 1.542\times10^6/26.3\times10^3 = 58.7\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{58.7}{59.8} = 0.982 \leqq 1.0 \quad \cdots\cdots \mathrm{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し，屋根材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

＊:「鋼板製屋根構法標準（SSR2007)」（社団法人日本金属屋根協会，2007）による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.522}{180} = \frac{1}{344} \leqq \frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \mathrm{OK}$$

検討の結果，作用応力は屋根材の短期許容応力度以下であり，たわみは屋根材の短期許容変形以下であることを確認した。

b.　壁材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.2m で連続支持されているものとし，暴風時の応力とたわみに対して検討を行う。壁材の材料諸元を表 2.2.1-12 に示す。

表 2.2.1-12　壁材の材料諸元

表面材				芯材		
ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	許容応力度 f_b (N/mm^2)	断面係数 Z (mm^3)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	断面積 A (mm^2)	形状係数
2.06×10^5	7.92×10^4	58.8	17.0×10^3	4.90	35000	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2 / 8 = (0.885\times2.62)\times1.2^2 / 8 = 0.418\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418\times10^6 / 17.0\times10^3 = 24.6\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leqq 1.0 \quad \cdots\cdots \mathrm{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し，壁材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

*：「建築工事標準仕様書・同解説　JASS14　カーテンウォール工事」による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leqq \frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \mathrm{OK}$$

検討の結果，作用応力は壁材の短期許容応力度以下であり，たわみは壁材の短期許容変形以下であることを確認した。

2.2.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び地盤アンカーについて行い，基準地震動 Ss に対して，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び周辺地盤の応答性状を適切に表現できる地震応答解析モデルを設定して実施する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「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」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)に示す。

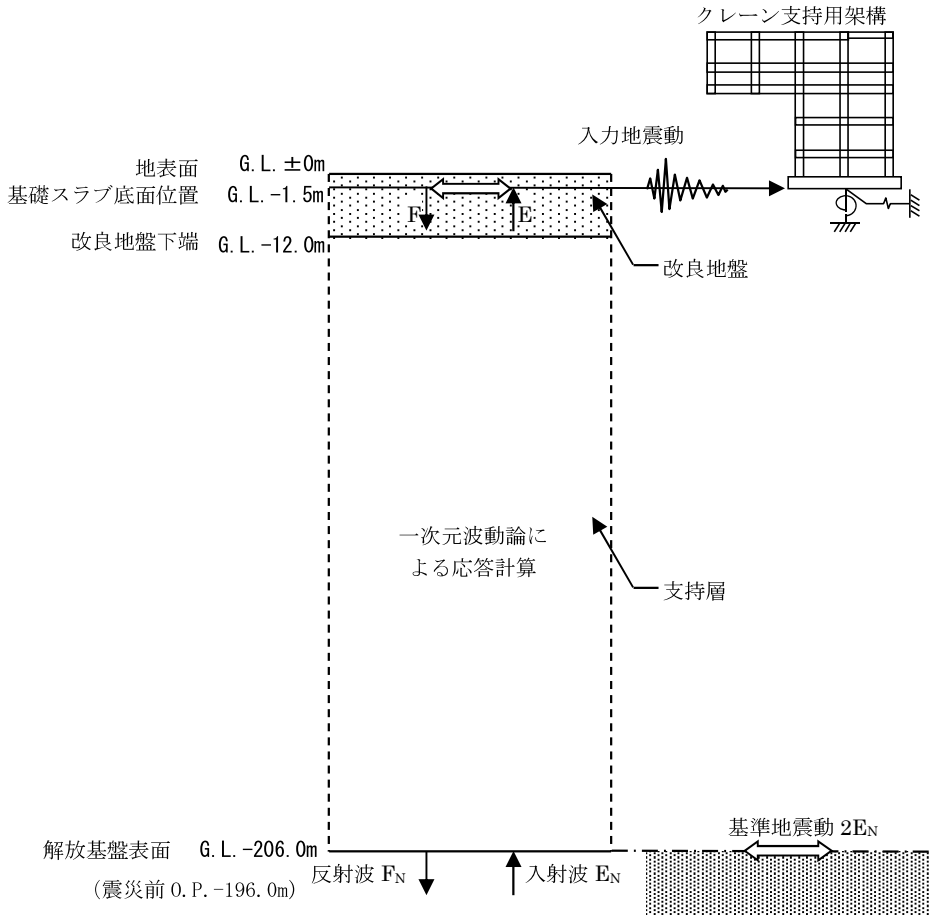
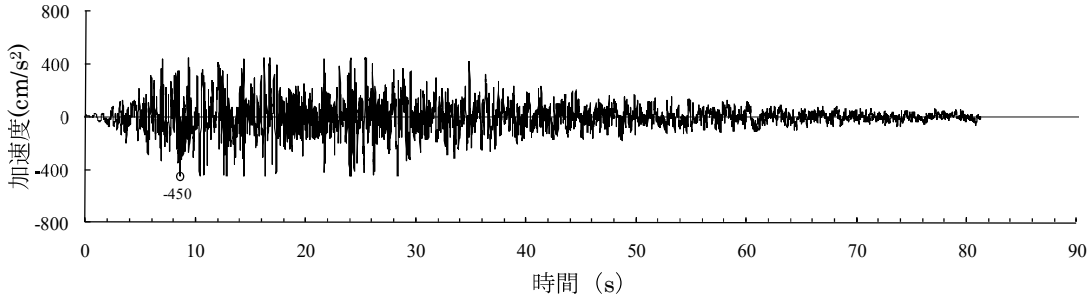
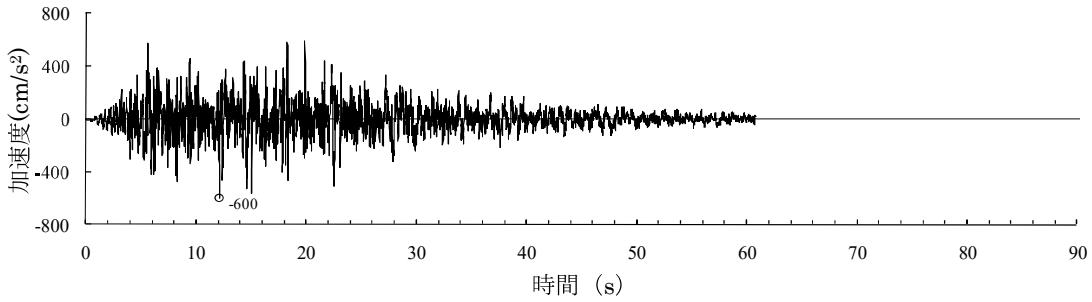


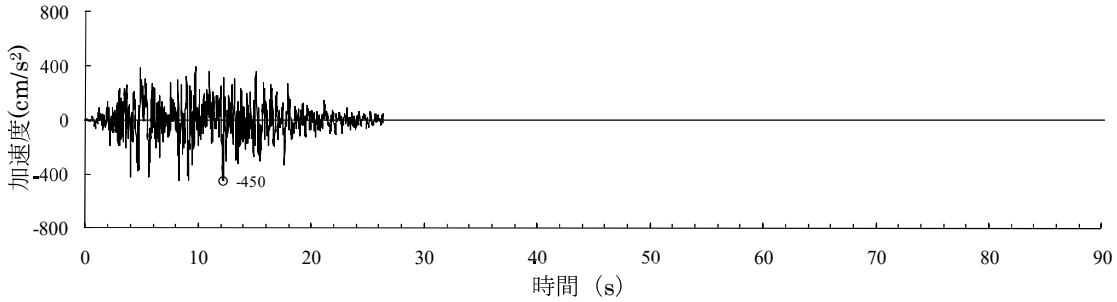
図 2.2.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

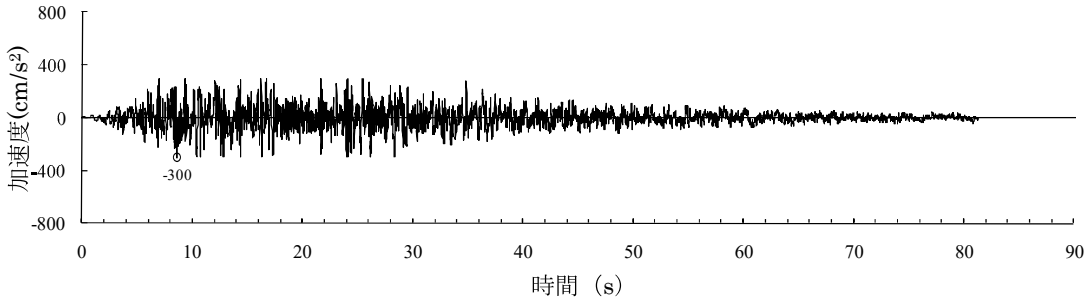


(Ss-3H)

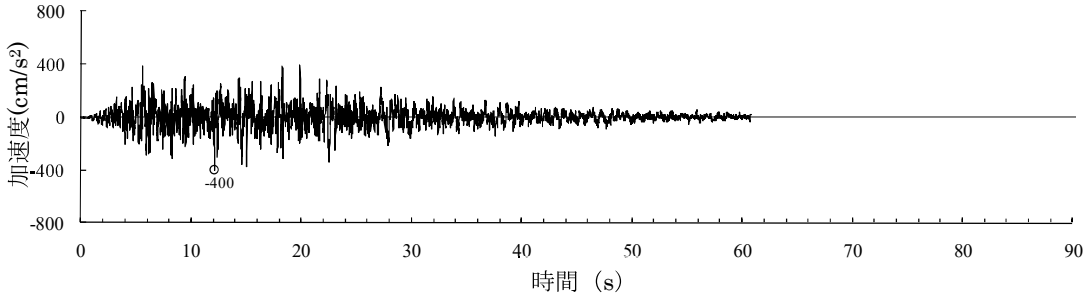
○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(1)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形

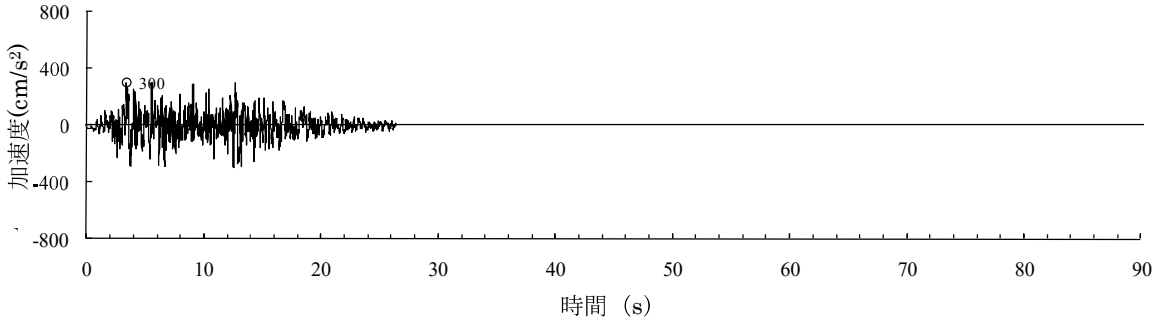
(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは,図 2.2.2-3 に示す柱及び梁を立体的にモデル化した立体架構モデルとし,地盤を等価なばねで評価した建屋ー地盤連成系モデルとする。

地震応答解析に用いる物性値を表 2.2.2-1 に，層間変形角が最大となるクレーンを北端に設置した場合の地震応答解析モデルの質点重量を表 2.2.2-2 に，クレーン支持用架構の復元力特性の設定を図 2.2.2-4 に示す。復元力特性の設定は「鋼構造塑性設計指針」に準じた。

地震応答解析に用いる地盤定数は，「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」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）を参考に，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。改良地盤の諸元を表 2.2.2-3 に，地盤のひずみ依存性を図 2.2.2-5 に，地盤定数の設定結果を表 2.2.2-4 に示す。基礎底面の地盤ばねについては,「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論により評価した。

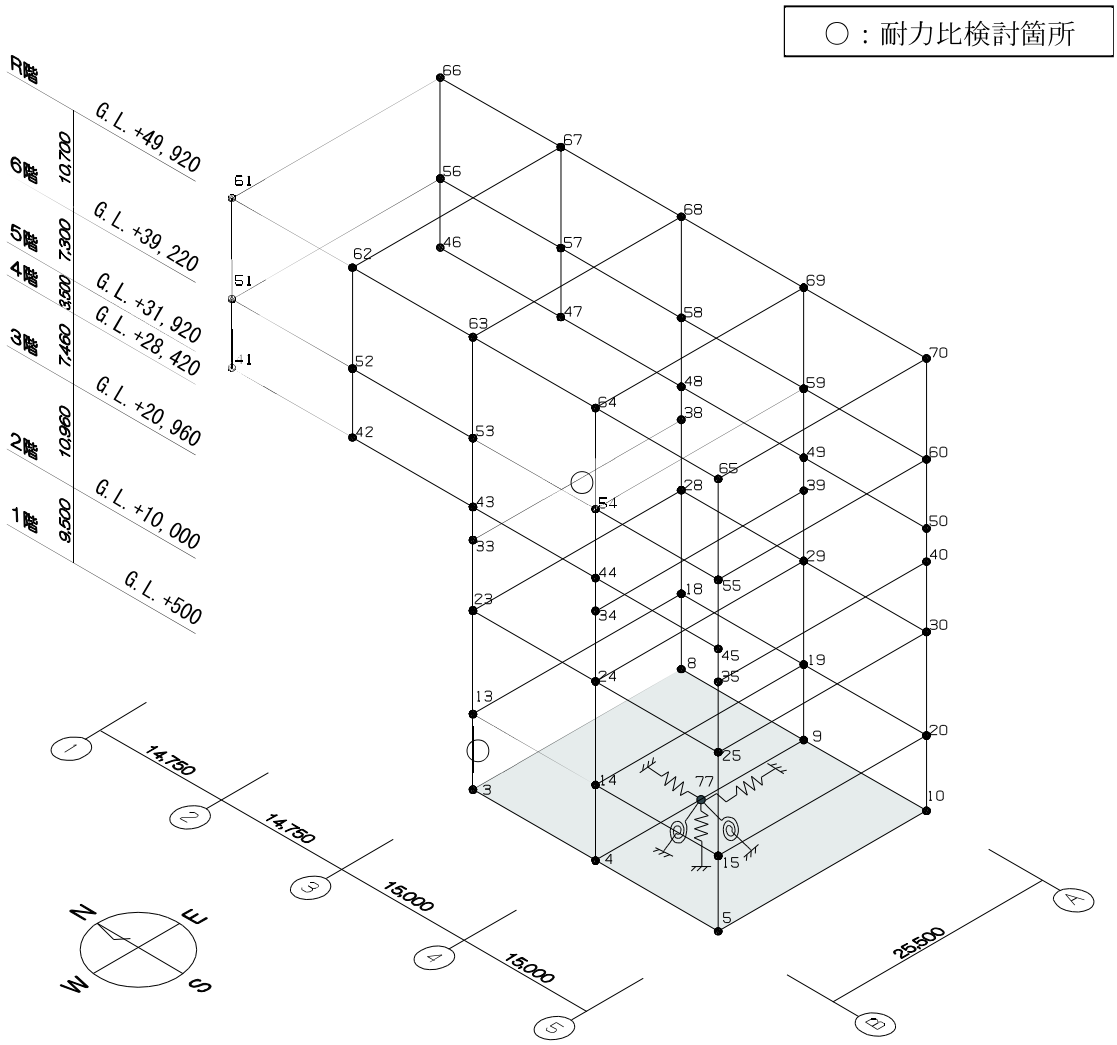


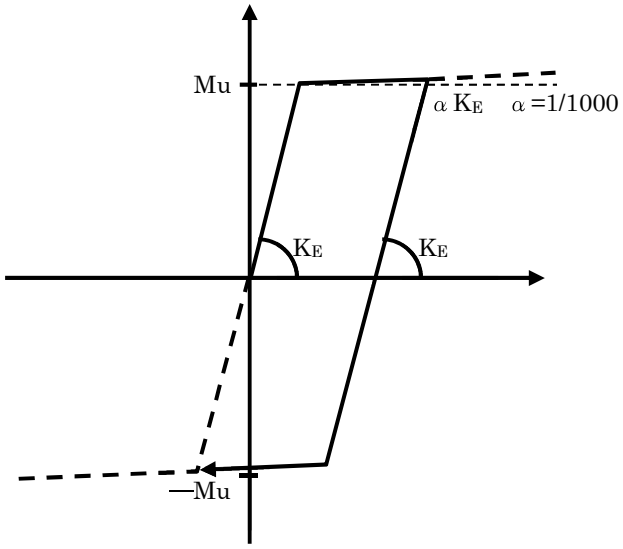
図 2.2.2-3　クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

表 2.2.2-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m³)	減衰定数 h(%)	備考
クレーン支持用架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SM490A
基礎スラブ	ｺﾝｸﾘｰﾄ	2.44×10^4	0.2	24.0	5	設計基準強度 30(N/mm²)

表 2.2.2-2　地震応答解析モデルにおける質点重量

階	節点番号	重量(kN)
R	61	1129
	62	1221
	63	1225
	64	1200
	65	502
	66	1132
	67	1225
	68	1229
	69	1202
	70	503
6	51	2152
	52	1894
	53	1094
	54	1567
	55	718
	56	1629
	57	1538
	58	1094
	59	1375
	60	718
5	41	393
	42	600
	43	657
	44	598
	45	321
	46	377
	47	605
	48	700
	49	622
	50	321
4	33	2235
	34	2135
	35	374
	38	2176
	39	1726
	40	374
3	23	897
	24	1647
	25	635
	28	819
	29	1178
	30	607
2	13	1044
	14	1722
	15	700
	18	920
	19	1315
	20	689
1	3	26894
	4	41540
	5	21558
	8	26896
	9	41034
	10	21268
	77	0
合　計		229924



ここに,

Mu：全塑性モーメント

$$M_{uy}=\left\{A_{fy}(b-t_1)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wy}(b-2t_1)\sigma_y\right\} \qquad M_{uz}=\left\{A_{fz}(d-t_2)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wz}(d-2t_2)\sigma_y\right\}$$

A_{fy}＝d・t_1　　A_{fz}=b・t_2

A_{wy}=2・(b－2・t_1)・t_2　　A_{wz}=2・(d－2・t_2)・t_1

A=b・d－(b－2・t_1)・(d－2・t_2)　　σ_y：降伏強度

なお，せん断耐力は下式とする。

Qu：せん断耐力

$$Q_{uy}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wz}\cdot\sigma_y \qquad Q_{uz}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wy}\cdot\sigma_y$$

A_{fy}＝d・t_1　　A_{fz}=b・t_2

A_{wy}=2・(b－2・t_1)・t_2　　A_{wz}=2・(d－2・t_2)・t_1

A=b・d－(b－2・t_1)・(d－2・t_2)　　σ_y：降伏強度

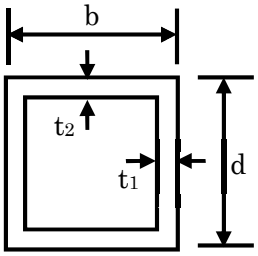


図 2.2.2-4　クレーン支持用架構の復元力特性の設定

表 2.2.2-3　改良地盤の諸元

せん断波速度* Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比* ν	初期せん断弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m²)
800	17.7	0.31	11.52

＊:『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機　建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答)』（平成 22　年 2 月 19 日 東京電力株式会社), 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料

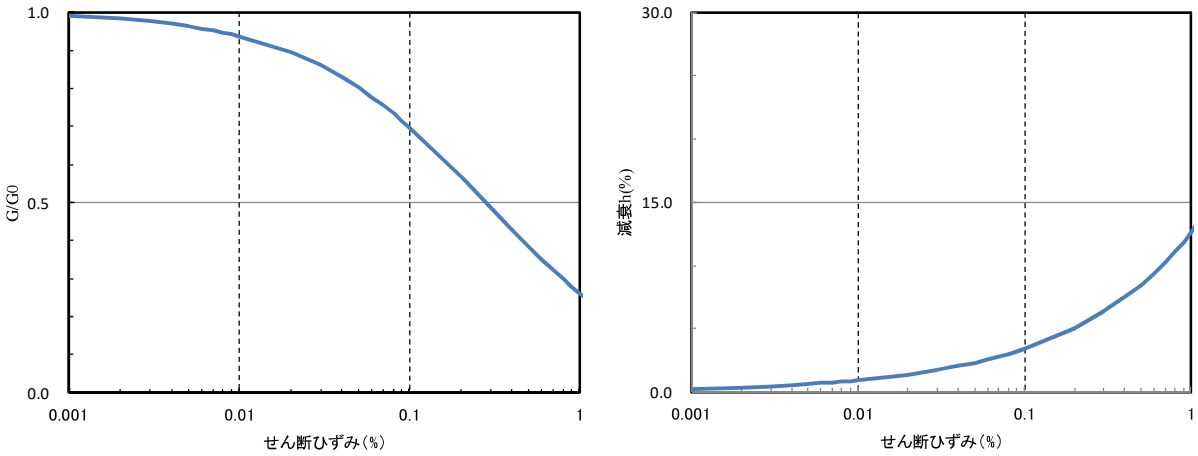


図 2.2.2-5　地盤のひずみ依存性(泥岩)*

＊:『福島第一原子力発電所３号機「新耐震指針に照らした耐震安全性評価（中間報告)」に関する補足説明資料（コメント回答資料）ー建物・構築物ー』（平成 22　年 6 月 29 日　東京電力株式会社), 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 26 回）A サブグループ会合資料

表 2.2.2-4　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-12.0										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

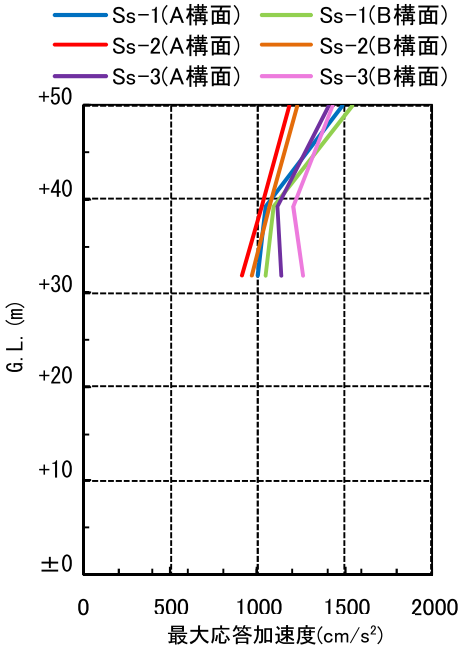
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-12.0										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

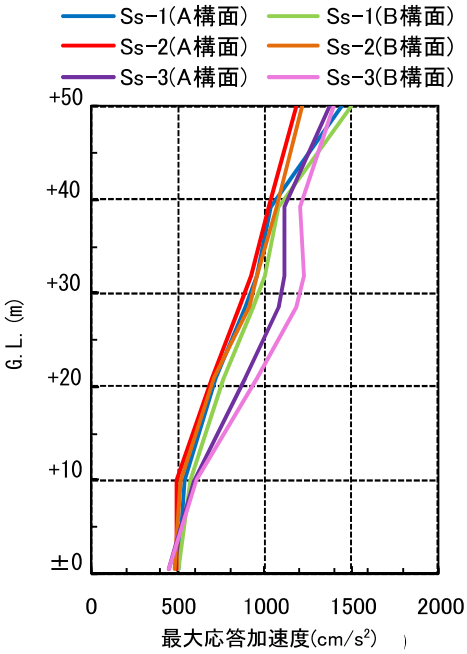
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-12.0										
	泥岩	450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を同時入力した。最大応答加速度を図 2.2.2-6 及び図 2.2.2-7 に示す。

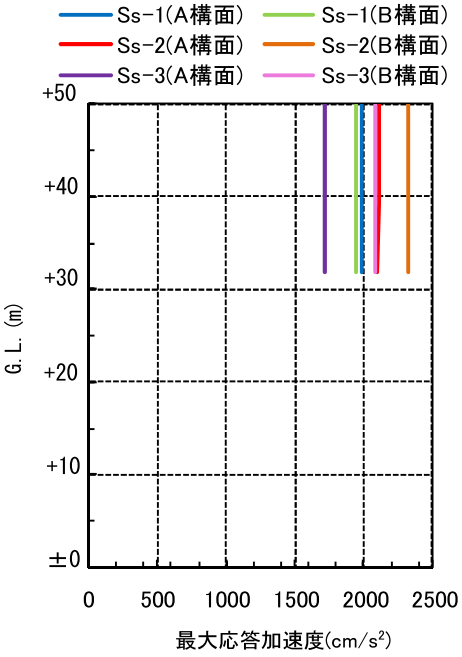


（１通り）

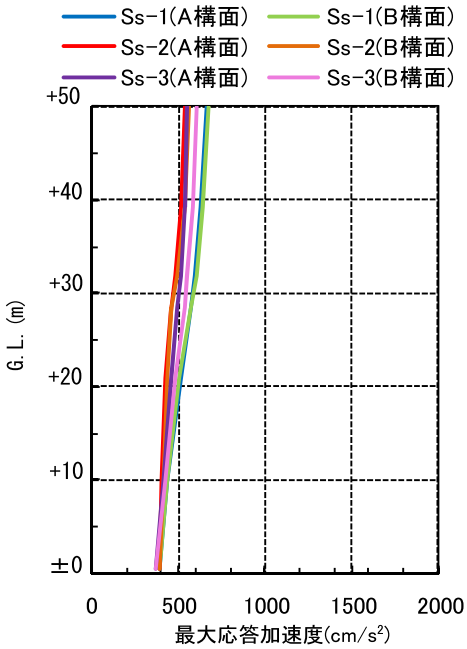


（３通り）

(a)最大応答加速度（水平(NS)成分）



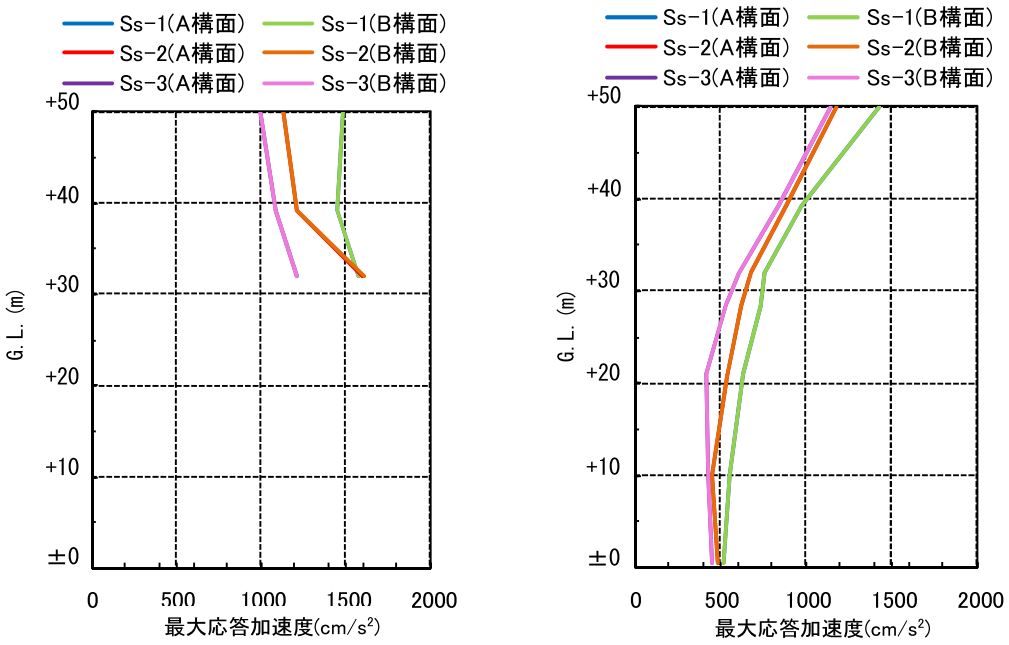
（１通り）



（３通り）

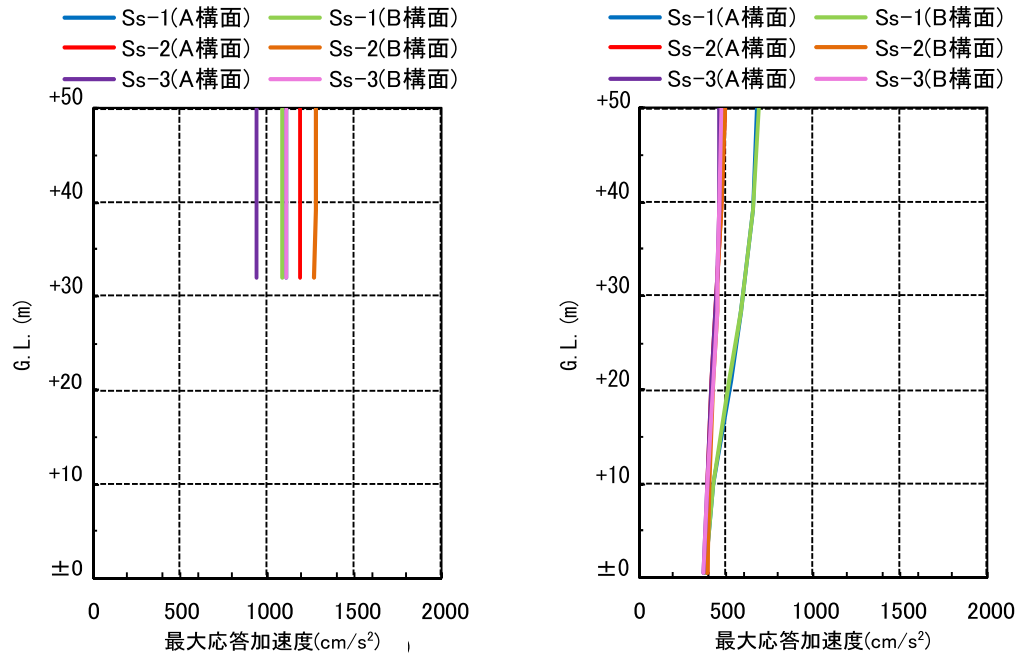
(b)最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-6　最大応答加速度（NS 方向入力時）



（１通り）　　（３通り）

(a) 最大応答加速度（水平(EW)成分）



（１通り）　　（３通り）

(b) 最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-7　最大応答加速度（EW 方向入力時）

4)波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

層間変形の評価はクレーン支持用架構の剛心位置で評価し，表 2.2.2-5 に検討結果を示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-5　層間変形角の検討結果

検討箇所	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
6 階	1/256	1/278	1/229	1/298	1/356	1/352	1/75	OK
5 階	1/240	1/266	1/220	1/239	1/295	1/288	1/75	OK
4 階	1/228	1/249	1/225	1/207	1/243	1/252	1/75	OK
3 階	1/194	1/205	1/199	1/196	1/233	1/237	1/75	OK
2 階	1/206	1/211	1/194	1/187	1/224	1/229	1/75	OK
1 階	1/357	1/359	1/317	1/329	1/397	1/409	1/75	OK

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.2.2-6 に検討結果を示す。

表 2.2.2-6 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-6　耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.85	OK
			Ss-3	NS	M_y/M_{uy}	0.86	
			Ss-3	NS	Q_z/Q_{uz}	0.27	
			Ss-1	EW	Q_y/Q_{uy}	0.37	
梁	4 階 3/A-B	B□-3000×3000 ×25×25	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.80	OK
					M_y/M_{uy}	0.01	
					Q_z/Q_{uz}	0.00	
					Q_y/Q_{uy}	0.32	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値　　Q_{uz}：　部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値　　Q_{uy}：　部材 y 軸方向のせん断耐力

(3)　基礎スラブの耐震性に対する検討

1)解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，図 2.2.2-8 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

検討は組合せ係数法にて行い，荷重組合せケースを表 2.2.2-7 に示す。

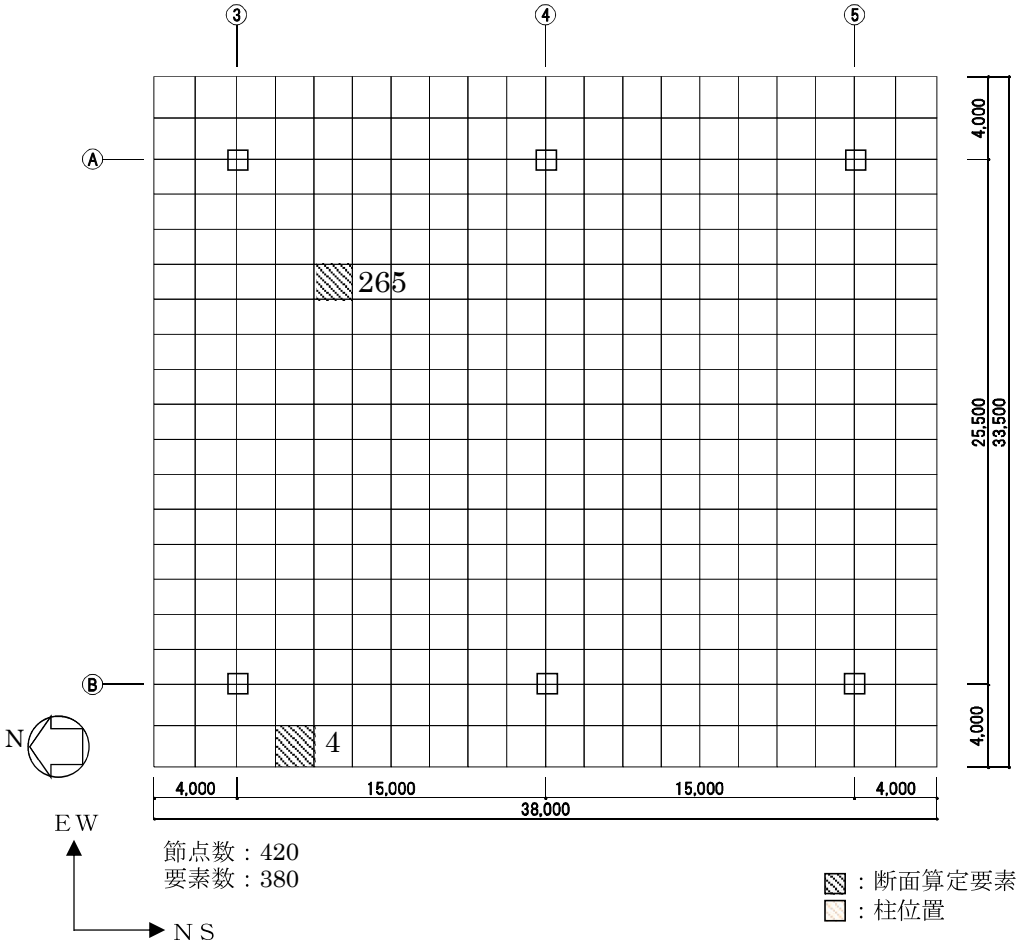


図 2.2.2-8　解析モデル図（単位：mm）

表 2.2.2-7　荷重組合せケース一覧表

荷重ケース	地震力の作用方向					
	鉛直方向		水平方向			
	上向き	下向き	N→S	S→N	E→W	W→E
Dn		○	○			
Ds		○		○		
De		○			○	
Dw		○				○
Un	○		○			
Us	○			○		
Ue	○				○	
Uw	○					○

2)　断面検討

各要素に対して，検討用応力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。曲げ終局強度及びせん断終局強度の算定は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による柱の終局強度算定式に準拠する。なお，鉄筋の引張強度は，平成 12 年建設省告示第 2464 号に定められた基準強度の 1.1 倍を用いる。検討用曲げモーメントを曲げ終局強度で除した値が最大となる箇所及び検討用せん断力をせん断終局強度で除した値が最大となる箇所の基礎スラブの断面検討結果を表 2.2.2-8 に示す。

断面検討の結果，検討用曲げモーメントは曲げ終局強度を下回り，検討用せん断力はせん断終局強度を下回ることを確認した。

表 2.2.2-8　基礎スラブの断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース	検討用応力			設計配筋 上段：上端筋［断面積 mm²/m］（pt:%） 下段：下端筋［断面積 mm²/m］（pt:%）	部材の終局強度		M/Mu	Q/Qu	判定
			N*1 (kN/m)	M (kN･m/m)	Q (kN/m)		Mu (kN･m/m)	Qu (kN/m)			
4	NS	De	129	1317	3958	D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)	11995	6778	0.11	0.59	OK
	EW	De	61	1415	1507	3-D38@200 ［17100］ (0.43) 2-D38@200 ［11400］ (0.29)	15772	7294	0.09	0.21	OK
265	NS	Ds	24	3316	52	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	7873	2215	0.43	0.03	OK
	EW	Dw	-349	4927	76	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	7267	2184	0.68	0.04	OK

＊1：圧縮を正とする

(4)　改良地盤の耐震性に対する検討

1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，基準地震動 Ss により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2)　地震応答解析モデル

応力算定用の地震応答解析モデルを図 2.2.2-9 に示す。改良地盤及び支持地盤の物性は表 2.2.2-4 を用いた。

周辺地盤の物性は，一次元波動論であらかじめ実施した等価線形解析結果をもとに改良地盤及び周辺地盤のひずみレベルに応じた等価なせん断剛性，減衰を設定した。

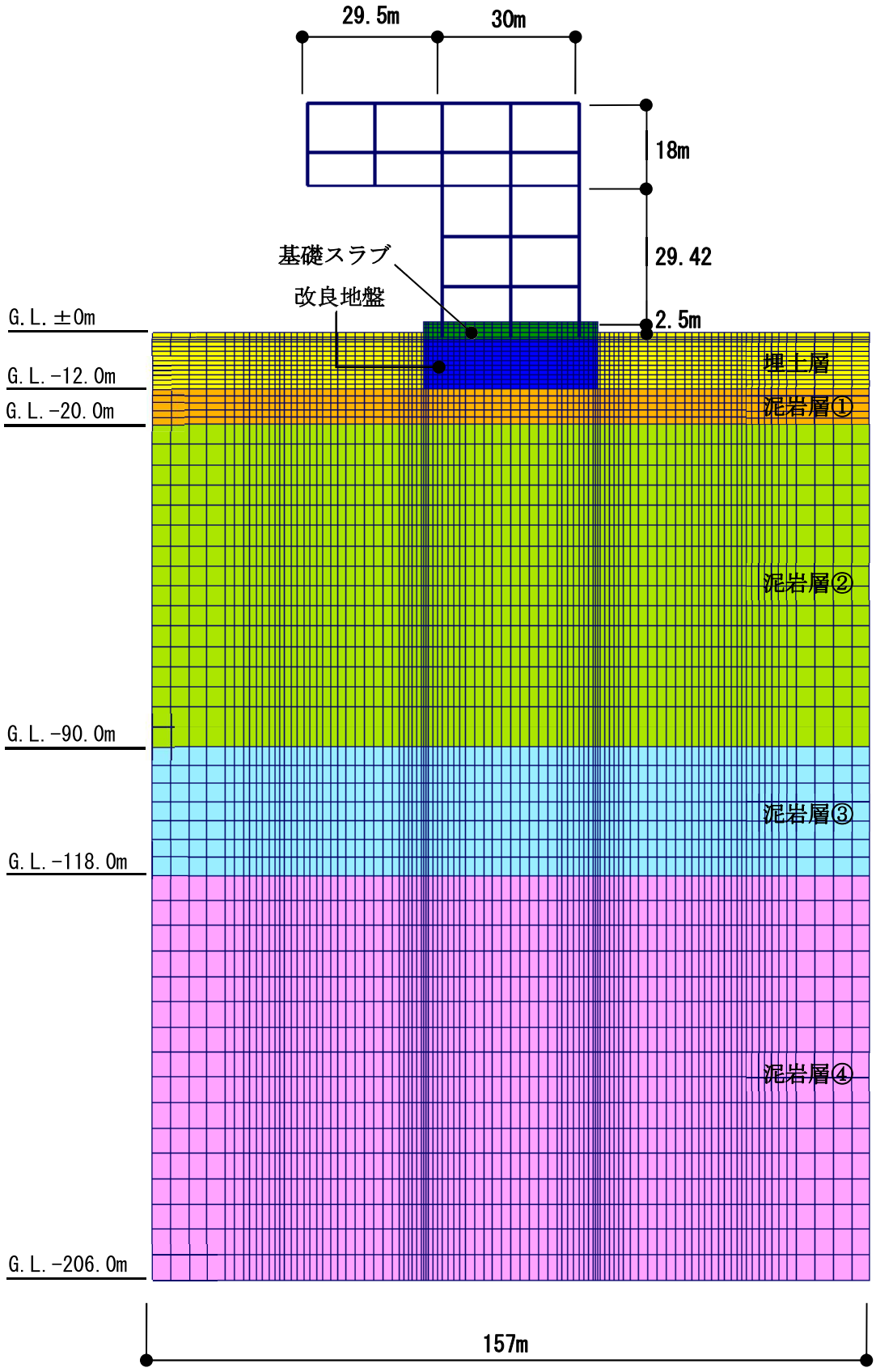


図 2.2.2-9　応力算定用地震応答解析モデル

3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

・改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを下式により確認する。

$$\frac{{}_{ss}f_{sc}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

ここで，　　$_{ss}f_{sc}$　：改良地盤の圧縮強度

σ_{ymax}　：有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（$_{ss}f_{sc}$）は，「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度4498kN/m²（断面欠損2%を考慮する）を改良地盤の圧縮強度として検討を行う。

安全率の検討結果を表2.2.2-9に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の1.5以上の安全率を有していることを確認した。

表2.2.2-9　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

（改良地盤底部）

地震波	最大鉛直応力 $\sigma_{y\,max}$(kN/m²)	圧縮強度 $_{ss}f_{sc}$(kN/m²)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	1809	4498	2.48	1.50	OK
Ss-2	1453	4498	3.09	1.50	OK
Ss-3	1821	4498	2.47	1.50	OK

・改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し，各時刻（t）における改良地盤に作用する水平方向せん断力 $F_H(t)$と改良地盤の水平抵抗力 $F_R(t)$を評価し，そのせん断に対する安全率 $F_S(t)$が 1.5 以上であることを下式により確認する。

$$F_S(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geqq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum{}_i F_R(t) = \sum \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum{}_i F_H(t) = \sum \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

ここで，　$F_S(t)$　：せん断に対する安全率

$F_R(t)$　：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$　：せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$\tau_{Ri}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗力（kN/m²）

$\tau_{Ri}(t)$は上載圧による強度増加は無視して設定し，せん断強度 $_{ss}f_{ss}$ を用いる。なお，せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない

$\tau_{Si}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力（kN/m²）

l_i　：解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ（要素 i の長さ）（m）

$_{ss}f_{ss}$　：改良地盤のせん断強度（kN/m²）

改良地盤のせん断強度（$_{ss}f_{ss}$）は下式より設定する。

$$_{ss}f_{ss} = \frac{1}{5} {}_{ss}f_{sc}$$

ここで，　$_{ss}f_{ss}$　：688kN/m²　（断面欠損 25%を考慮する）

安全率の検討結果を表 2.2.2-10 及び表 2.2.2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお，解析は二次元でモデル化しているため，単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2.2.2-10　改良地盤のせん断力に対する検討

（基礎スラブ下端）

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	3635	21156	5.82	1.50	OK
Ss-2	3052	22188	7.26	1.50	OK
Ss-3	3548	20640	5.81	1.50	OK

表 2.2.2-11　改良地盤のせん断力に対する検討

（改良地盤底部）

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	7741	24080	3.11	1.50	OK
Ss-2	7481	24424	3.26	1.50	OK
Ss-3	6494	24080	3.70	1.50	OK

4)　支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤底部における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

ここで，　R_u　：極限鉛直支持力度

V　：地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（6860kN/m²）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊：「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設）」による

$$6860\text{kN/m}^2 \ / \ 1821\ \text{kN/m}^2 \ = \ 3.76 \ \geqq \ 1.50 \ \cdots\cdot\text{OK}$$

(5)　地盤アンカーの耐震性に対する検討

1)　検討方針

地盤アンカーは，図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし，泥岩層 G.L.-17.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 Ss 時に自由長部に発生する応力が規格降伏耐力以下及び定着長部の設計定着長が必要定着長以上であることを確認する。検討は，旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日）における設計マニュアルに基づき実施する。

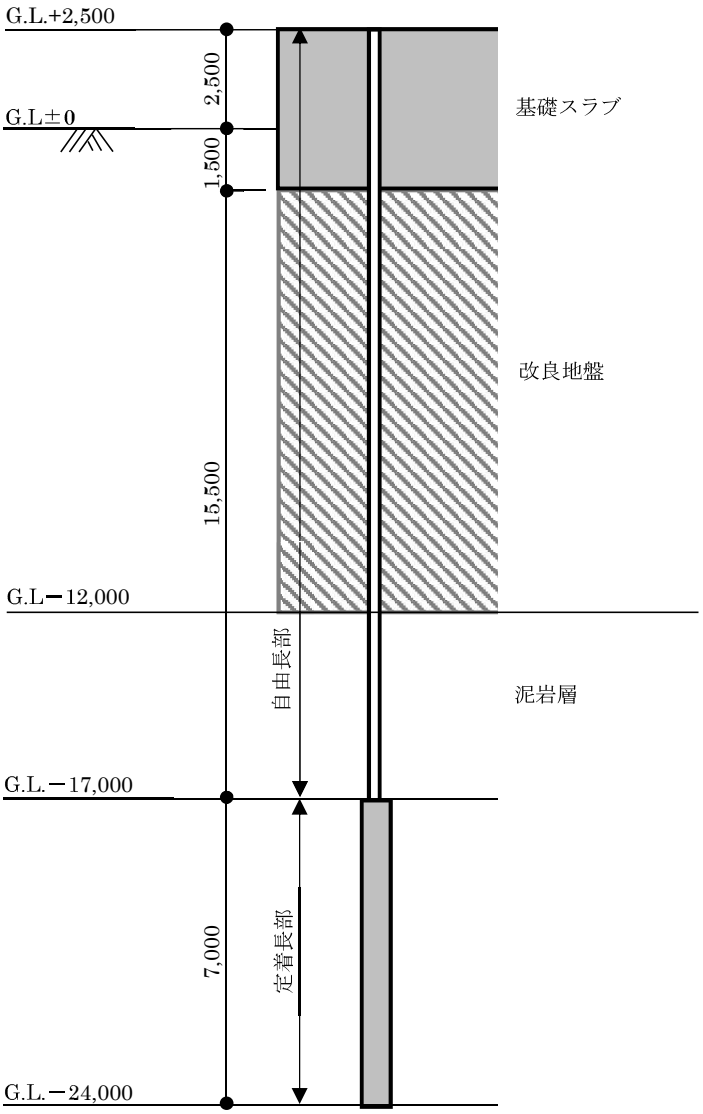


図 2.2.2-10　地盤アンカー設置計画（単位：mm）

2)　地盤アンカーの検討

・自由長部の検討

地盤アンカーに発生する応力と規格降伏耐力を比較した結果を表 2.2.2-12 に示す。地盤アンカーは STK-200 (SWPR19 4-φ21.8)を用いる。

検討の結果，耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.2-12　自由長部の検討結果

発生応力 T_{max} (kN/本)	規格降伏耐力 T_{ys} (kN/本)	耐力比 $T_{max}／T_{ys}$	判定
1590	1981	0.81	OK

・定着長部の検討

定着長部の検討は，地盤アンカーの規格降伏耐力と地盤の極限摩擦抵抗力から求める必要定着長が，設計定着長を下回ることを確認する。結果を表 2.2.2-13 に示す。

検討の結果，検定比が 1 以下になることを確認した。

$$L_a = \frac{T_{ys} \times F}{\tau_u \times \pi \times D_d}$$

ここで，

La　：必要定着長（cm）

T_{ys}　：地盤アンカーの規格降伏耐力（1981kN）

F　：安全率（=1.0）

τ_u　：地盤の極限摩擦抵抗力（N/cm²）（137N/cm²）*

＊：旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日），設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

D_d　：地盤アンカー体の設計径（17cm）

表 2.2.2-13　定着長の検討結果

必要定着長 L_a (cm)	設計定着長 L_d (cm)	検定比 $L_a／L_d$	判定
271	700	0.39	OK

2.3　燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

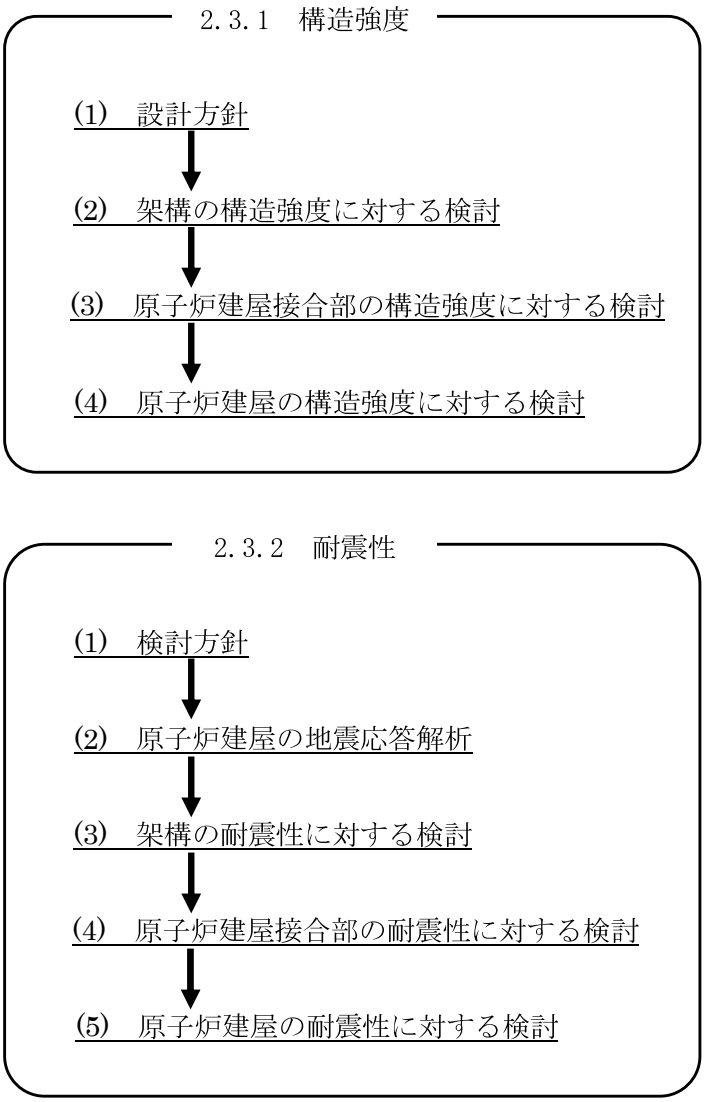


図 2.3-1　燃料取扱機支持用架構の検討フロー

2.3.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1　燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ（kN/m^3）
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基礎構造	コンクリート	2.44×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm^2）

	長期			短期		
設計基準強度= 30	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	－	0.790	20.0	－	1.185

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm^2）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40 mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T≦40 mm	SM490A	325	
T＞40 mm	TMCP325B*，TMCP325C*	325	
－	BCP325	325	
－	BCR295	295	
－	SNR490B	325	

＊：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2，平成 14 年 5 月 7 日）による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取扱機支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

吊荷荷重を含む燃料取扱機による荷重を表 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2　クレーン荷重一覧表

燃料取扱機	735 kN
作業台車	196 kN

・地震荷重（K）

燃料取扱機支持用架構に作用させる地震荷重は，G.L.-12.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し，算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi：水平地震力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取扱機支持用架構の設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と燃料取扱機支持用架構を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 2.3.1-3 に示す。

表 2.3.1-3　原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*1	1078100
瓦礫撤去による軽減重量	-39810
燃料取扱機支持用架構の付加重量	+6490
燃料取扱機支持用架構設計用原子炉建屋全体重量	1044780

*1　「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）にて用いた原子炉建屋重量(1069320kN)に使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事による重量(8780kN)を加算したもの

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，燃料取扱機支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

表 2.3.1-4　原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

階	G.L. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n･Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	+29.92	77700	－	－	－	－	－
4	+29.92～+22.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	+22.30～+16.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	+16.90～+8.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	+8.70～+0.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	+0.20～-12.06	－	625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.497)及び EW 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.533)より，水平震度を Ki=n・Ci として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1-5　水平地震力の算定結果

G.L. (m)	各階重量 (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)
+30.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
+20.485	298	0.497	148	0.533	159
+10.20	188	0.497	93	0.533	100

ここに，燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく，原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから，燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく，地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 2.3.1-1 に，荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお，燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため，積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

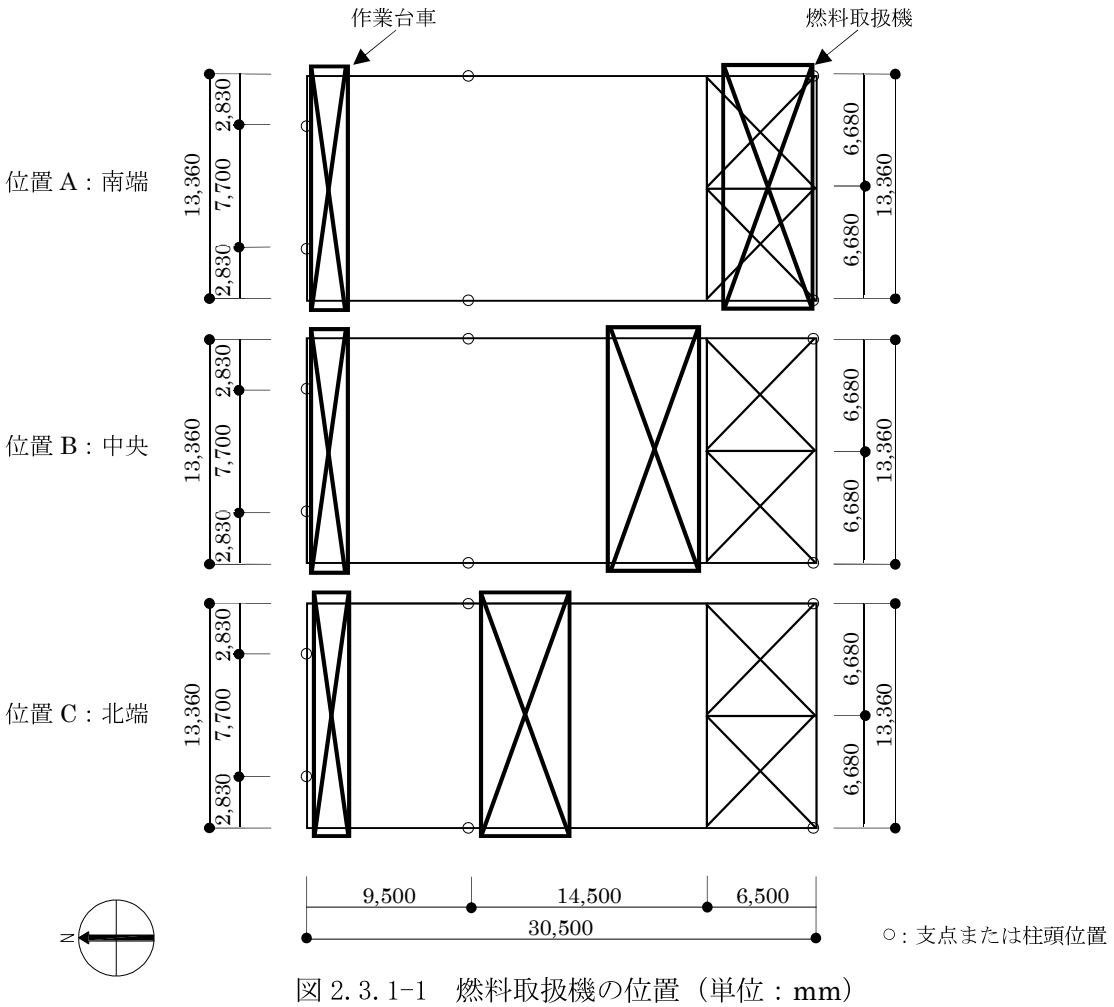


図 2.3.1-1　燃料取扱機の位置（単位：mm）

表 2.3.1-6　燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL＋CL	長期
地震時	E1	VL＋CL＋K(＋NS)*1	短期
	E2	VL＋CL＋K(－NS)*1	
	E3	VL＋CL＋K(＋EW)*1	
	E4	VL＋CL＋K(－EW)*1	

*1：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは，G.L.+8.70m より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁端部の境界条件は剛接，原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

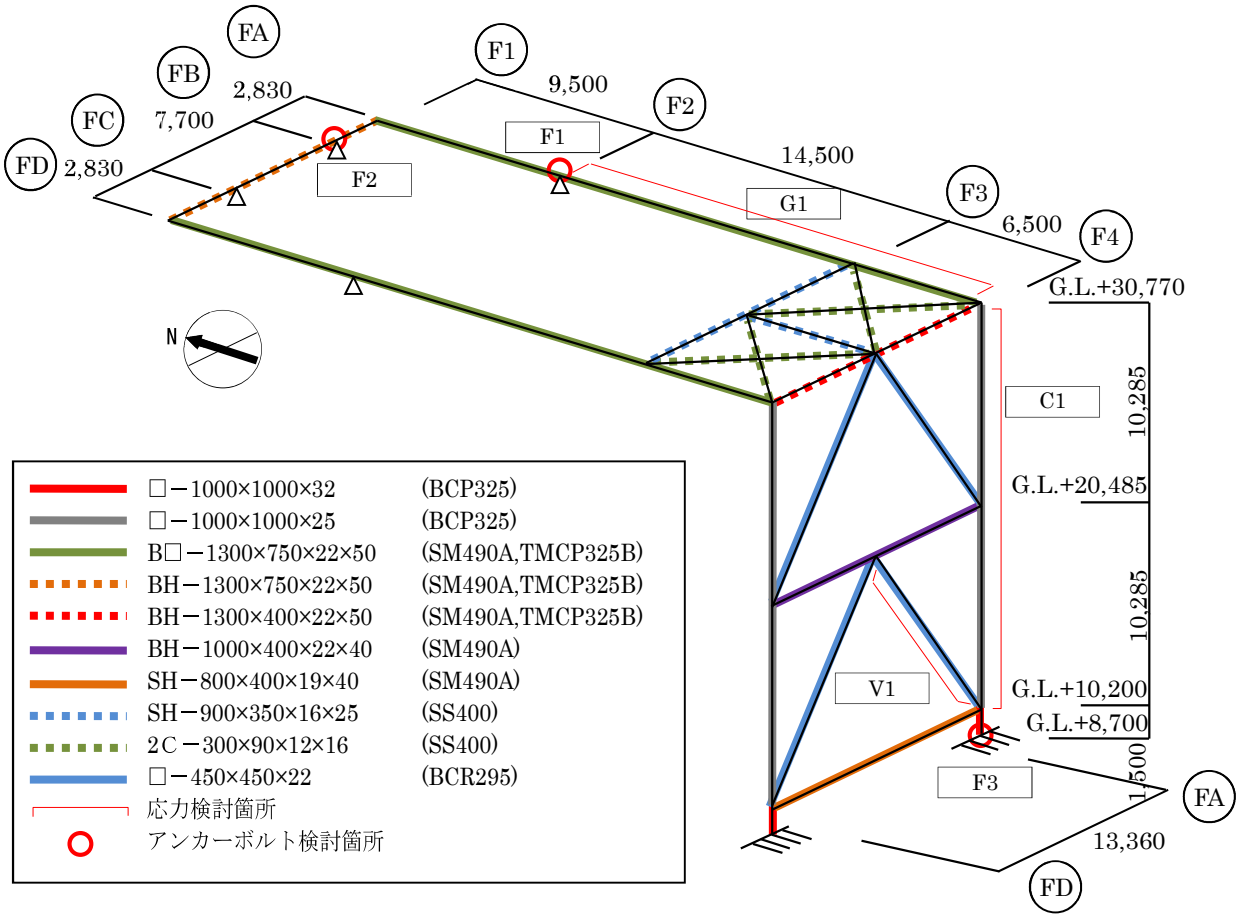
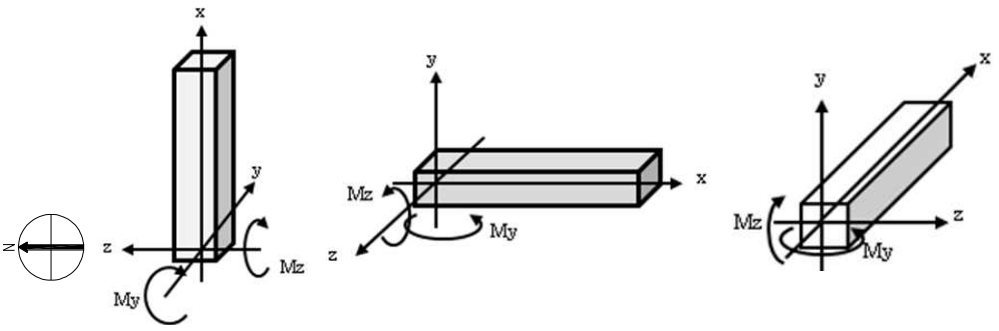


図 2.3.1-2　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.3.1-3 に示すように考慮する。



柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.3.1-3　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

σ_c：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

σ_{bz}：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝M_z／Z_z）

M_z，Z_z：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by}：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝M_y／Z_y）

M_y，Z_y：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c：許容圧縮応力度

f_b：許容曲げ応力度

f_t：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は，下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z{}^2}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y{}^2}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

τ_z：部材 z 軸方向せん断応力度（＝Q_z／A_{wz}）

Q_z，A_{wz}：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y：部材 y 軸方向せん断応力度（＝Q_y／A_{wy}）

Q_y，A_{wy}：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.3.1-7 及び表 2.3.1-8 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.1-7　断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	C (B)	曲げ Mz	0.3	216.7	0.13	OK
				曲げ My	20.0	216.7		
				圧縮 N	4.2	150.1		
				せん断 Qz	0.9	125.1		
				せん断 Qy	0.0	125.1		
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	C (B)	曲げ Mz	36.6	216.7	0.18	OK
				曲げ My	1.2	216.7		
				圧縮 N	0.4	134.0		
				せん断 Qz	0.2	125.1		
				せん断 Qy	0.5	125.1		
ブレース	V1	□-450×450 ×22	C (B)	曲げ Mz	0.0	196.7	0.02	OK
				曲げ My	1.5	196.7		
				圧縮 N	1.5	135.1		
				せん断 Qz	0.1	113.5		
				せん断 Qy	0.0	113.5		

*1：燃料取扱機の位置を示す

表 2.3.1-8　断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	E2 (B)	曲げ Mz	0.2	325.0	0.10	OK
				曲げ My	25.1	325.0		
				圧縮 N	4.3	225.2		
				せん断 Qz	1.7	187.6		
				せん断 Qy	0.0	187.6		
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	E3 (C)	曲げ Mz	34.2	325.0	0.21	OK
				曲げ My	28.5	325.0		
				圧縮 N	1.2	201.0		
				せん断 Qz	3.4	187.6		
				せん断 Qy	10.2	187.6		
ブレース	V1	□-450×450 ×22	E3 (A)	曲げ Mz	2.8	295.0	0.13	OK
				曲げ My	0.0	295.0		
				圧縮 N	23.9	202.7		
				せん断 Qz	0.0	170.3		
				せん断 Qy	0.2	170.3		

*1：燃料取扱機の位置を示す

(3)　原子炉建屋接合部の構造強度に対する検討

1)　許容耐力の算定

燃料取扱機支持用架構の原子炉建屋上の支点は接着系アンカーボルトを用いて一体化が図られる。接着系アンカーボルトの許容耐力は「各種合成構造設計指針・同解説」に従い，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて下式によって求め，計算結果を表 2.3.1-9 に示す。

$$p_a = \min(p_{a1},\ p_{a3})$$
$$q_a = \min(q_{a1},\ q_{a2},\ q_{a3})$$

ここで，

p_a　：接着系アンカーボルトの許容引張力

p_{a1}　：アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力

p_{a3}　：付着力により決まる許容引張力

q_a　：接着系アンカーボルトの許容せん断力

q_{a1}　：アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力

q_{a2}　：躯体の支圧強度により決まる許容せん断力

q_{a3}　：躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2.3.1-9　接着系アンカーボルトの許容耐力

箇所			シェル壁上端（F1，F2）	南側外壁(F3)
高さ		m	G.L.+29.92	G.L.-0.40～G.L.+8.70
鋼材種類			M27	D25
			SNR490B	SD345
埋め込み長さ		mm	700	450
アンカーボルトの間隔		mm	300	400
長期	許容引張力(p_{aL})	kN/本	58	51
	許容せん断力(q_{aL})	kN/本	53	58
短期	許容引張力(p_{aS})	kN/本	116	102
	許容せん断力(q_{aS})	kN/本	104	116

2)　シェル壁上端位置の検討

燃料取扱機支持用架構とシェル壁との接合部の概要を図 2.3.1-4 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-10 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

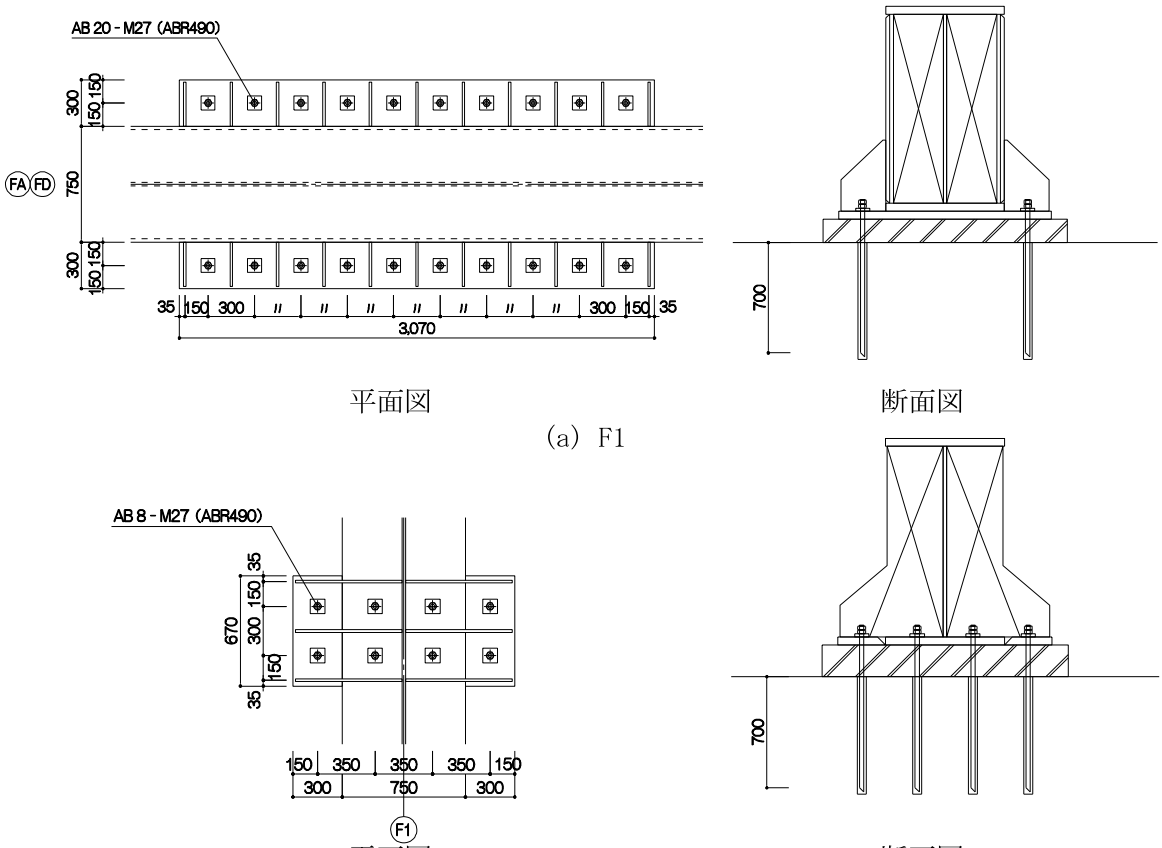


図 2.3.1-4　シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-10　　シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数) *1	荷重ケース (位置) *2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	C (B)	0	41	1160	1060	0.04	OK
	E2 (B)	0	669	2320	2080	0.33	OK
F2 (8)	C (A)	0	10	464	424	0.03	OK
	E3 (A)	0	94	928	832	0.12	OK

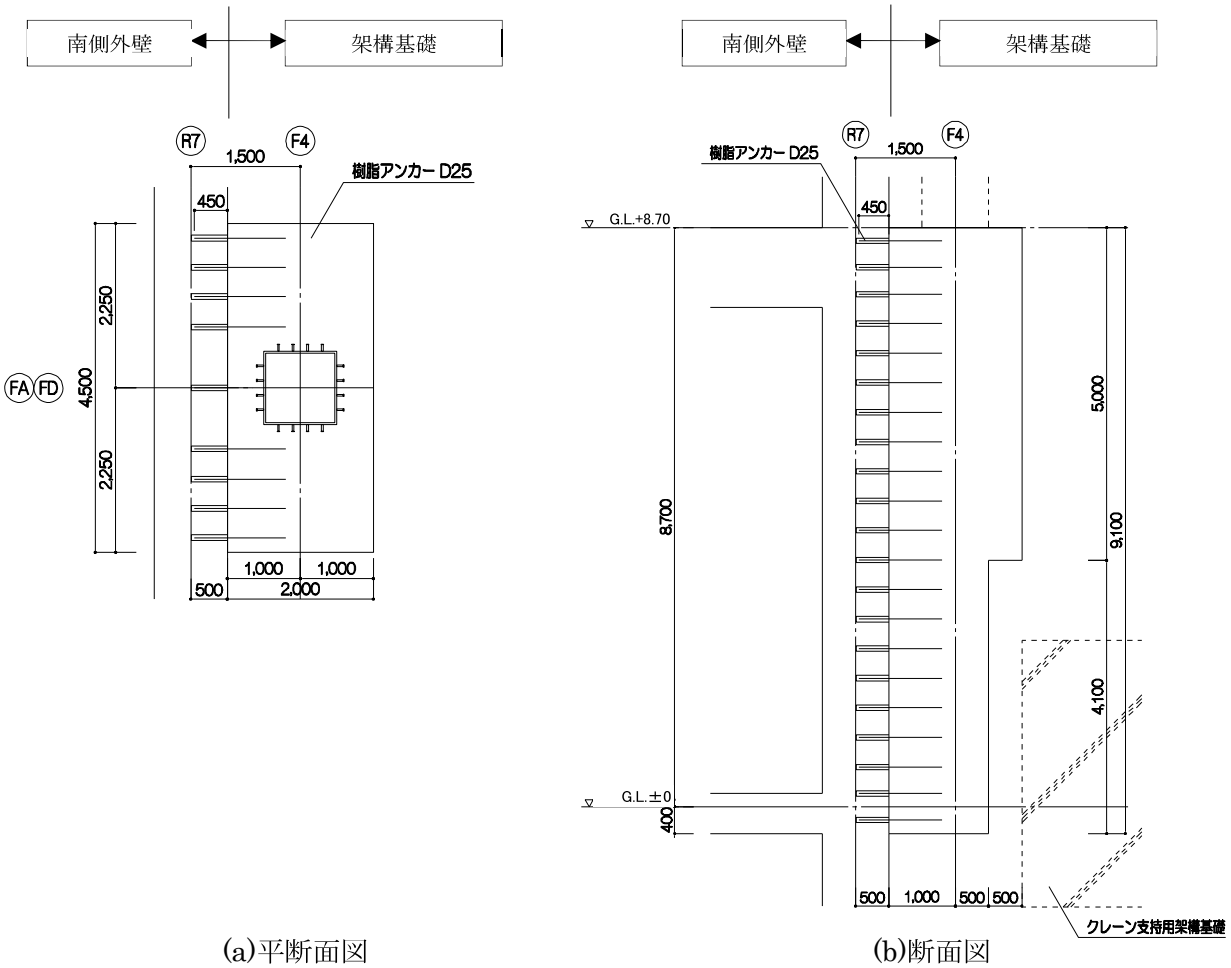
*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

*2：燃料取扱機の位置を示す

3)　南側外壁位置の検討

燃料取扱機支持用架構と南側外壁との接合部の概要を図 2.3.1-5 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-11 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。



(a)平断面図　　(b)断面図

図 2.3.1-5　南側外壁位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-11　南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (ｱﾝｶｰ本数)*1	荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	C (A)	552	2622	1224	5742	0.46	OK
	E1 (A)	951	2613	2448	11484	0.39	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	C (A)	24	2622	765	5742	0.46	OK
	E3 (A)	412	4049	1530	11484	0.36	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

*2：燃料取扱機の位置を示す

(4)　原子炉建屋の構造強度に対する検討

1)　検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では，当該躯体建設時の設計用応力*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が，許容応力度以下になることを確認する。ここで，燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから，検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は，架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお，シェル壁については G.L.+8.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

*1：原子炉建屋全体重量は，瓦礫撤去の効果（−39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（＋6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり，地震時応力は低減されるが，安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

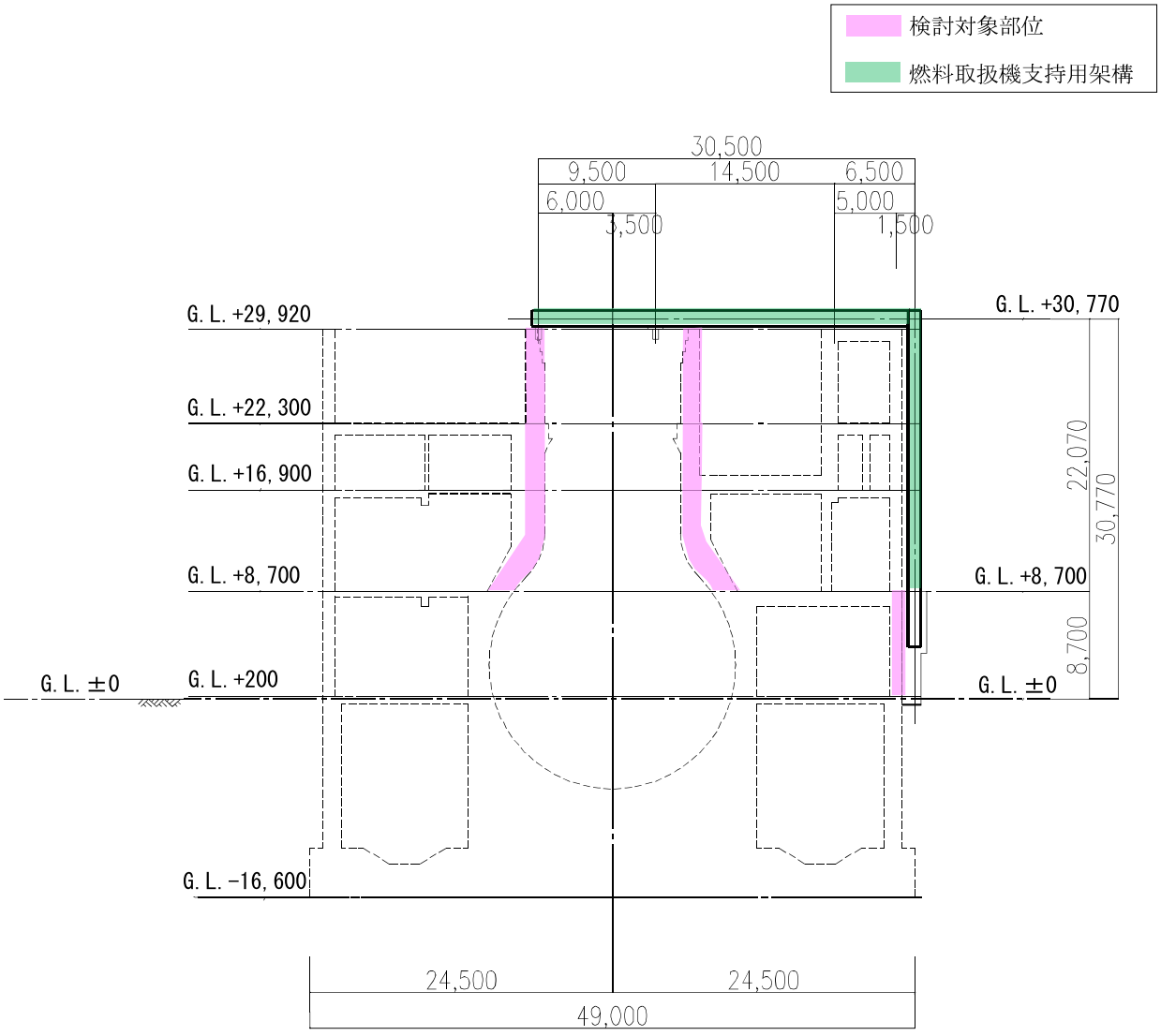


図 2.3.1-6　既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2)　断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い，設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて行う。

シェル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に，せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に，面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。また，燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は，建設時の設計用応力の 10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12　シェル壁の断面検討結果(1)
(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

G.L. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 a_t(cm²/m) P_g(%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+29.92～ +22.30	1.50	a_t=87.7 P_g=1.16	58.1	2.0	0.17	OK
+22.30～ +16.90	1.85	a_t=87.7 P_g=0.94	80.1	3.4	0.24	OK
+16.90～ +8.70	2.08	a_t=171.0 P_g=1.64	64.3	3.7	0.19	OK

表 2.3.1-13　シェル壁の断面検討結果(2)
(せん断に対する検討)

G.L. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 a_t(cm²/m) P_g(%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+29.92～ +22.30	1.50	a_t =87.7 P_g =1.16	86.3	0.26	OK
		a_t =76.0 P_g =1.01	99.1	0.29	OK
+22.30～ +16.90	1.85	a_t =87.7 P_g =0.94	117.1	0.34	OK
		a_t =76.0 P_g =0.82	134.2	0.39	OK
+16.90～ +8.70	2.08	a_t =171.0 P_g =1.64	125.0	0.37	OK
		a_t =171.0 P_g = 1.64	125.0	0.37	OK

表 2.3.1-14　南側外壁の断面検討結果(1)
(面内方向)

G.L. (m)	壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 P_g (%)	せん断 鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント 鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+8.70 ～ +0.20	1.00	2-D32@200 P_g=0.79 2-D32@200 P_g=0.79	278.5	0.0	2.0	0.81	OK

表 2.3.1-15　南側外壁の断面検討結果(2)
(面外方向)

G.L. (m)	壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 P_g (%)	せん断 ｺﾝｸﾘｰﾄの最大 せん断応力度 τ_s (N/mm²)	せん断 応力 度比 τ_s / f_s	せん断 判定	曲げモーメント 鉄筋の最大 引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント ｺﾝｸﾘｰﾄの最大 圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	曲げモーメント 応力 度比 σ_t / f_t	曲げモーメント 判定
+8.70 ～ +0.20	1.00	2-D32@200 P_g =0.79	0.1	0.10	OK	110.8	2.1	0.33	OK

2.3.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して燃料取扱機支持用架構及び原子炉建屋の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

(2)　原子炉建屋の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「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」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss（図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)参照）とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。

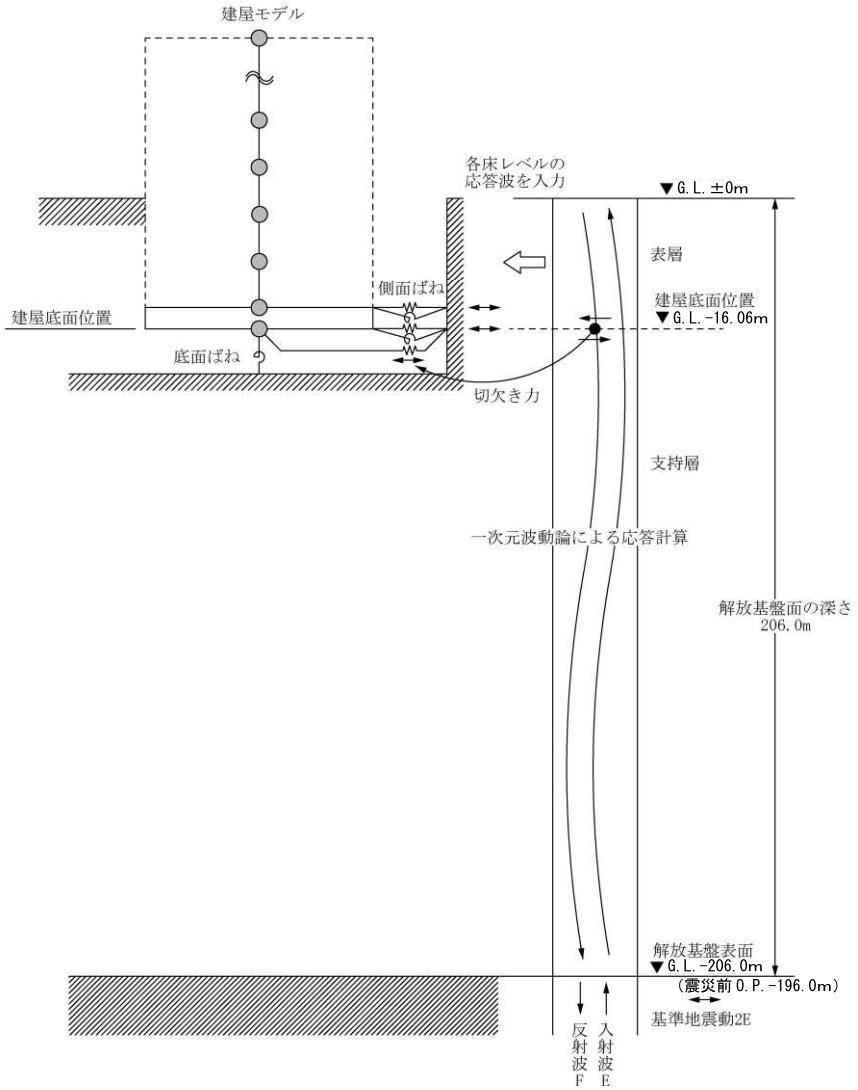


図 2.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 2.3.2-2 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋ー地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）に示される内容に，使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事，瓦礫撤去及び新規に設置する燃料取扱機支持用架構の重量を考慮した。解析諸元を表 2.3.2-1(1)及び表 2.3.2-1(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。地盤定数の設定結果を表 2.3.2-2 に示す。基礎底面の地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

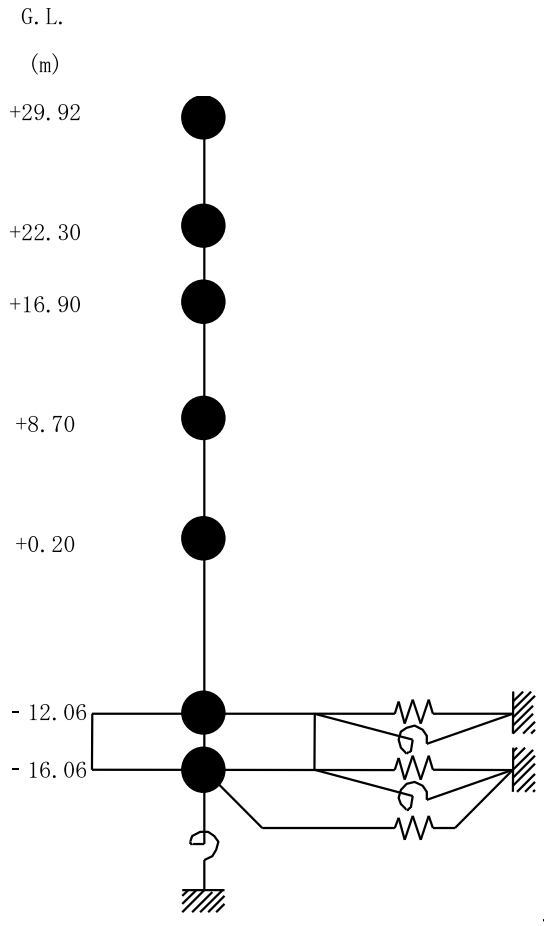


図 2.3.2-2　原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2.3.2-1(1)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

G.L.(m)	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m²）	せん断断面積 As（m²）	断面二次モーメント I（m⁴）
+29.92	77700	141.73		
			150.8	13068
+22.30	88770	163.44		
			103.4	15942
+16.90	122210	224.92		
			223.4	45026
+8.70	127700	244.14		
			175.4	46774
+0.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-12.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-16.06	132390	264.88		
合計	1044780			

ヤング係数 Ec　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%

(b)水平（EW）方向

G.L.(m)	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m²）	せん断断面積 As（m²）	断面二次モーメント I（m⁴）
+29.92	77700	78.78		
			90.4	6491
+22.30	88770	91.66		
			105.8	6388
+16.90	122210	224.92		
			167.5	32815
+8.70	127700	232.88		
			166.4	46303
+0.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-12.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-16.06	132390	346.27		
合計	1044780			

ヤング係数 Ec　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%

表 2.3.2-1(2)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

（鉛直方向）

G.L. (m)	質点重量 W（kN）	軸断面積 A_N（m^2）	軸ばね剛性 K_A（$\times 10^8$ kN /m^2）
+29.92	77700		
		222.6	7.41
+22.30	88770		
		218.1	10.58
+16.90	122210		
		380.4	11.92
+8.70	127700		
		340.6	10.30
+0.20	208960		
		654.7	13.72
-12.06	287050		
		2812.6	180.71
-16.06	132390		
合計	1044780		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)

せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)

ポアソン比 ν　0.20

減衰 h　5%

表 2.3.2-2　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

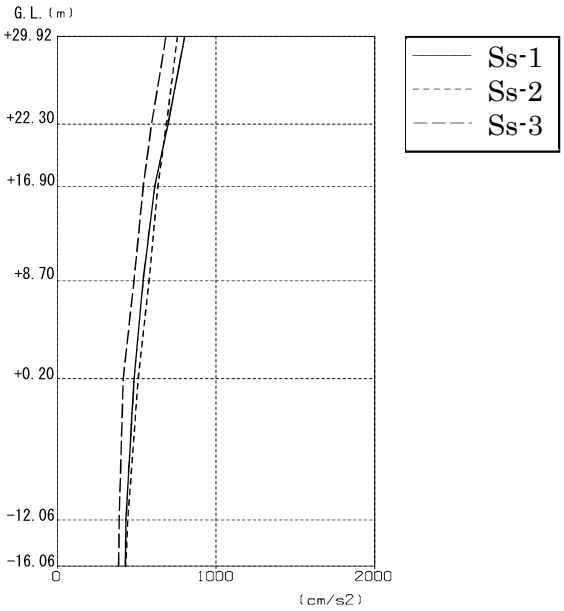
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

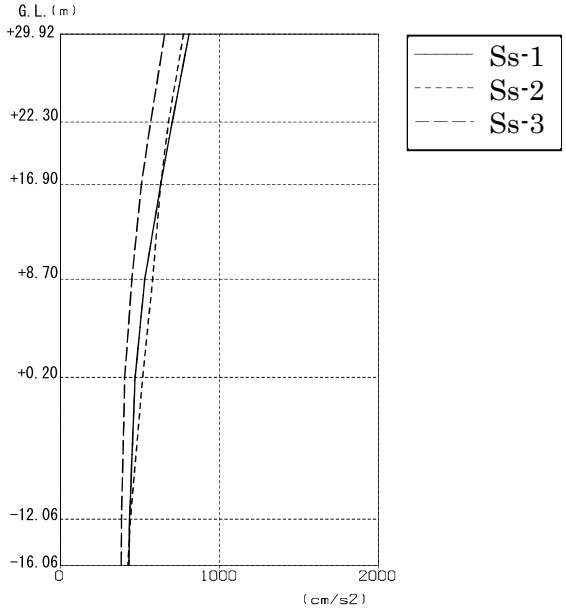
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

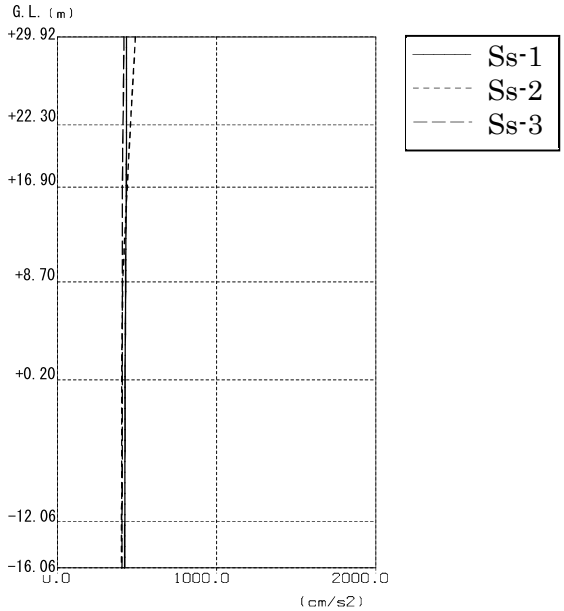
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2.3.2-3 に示す。



(a)水平（NS）方向



(b)水平（EW）方向



(c)鉛直方向

図 2.3.2-3　原子炉建屋の最大応答加速度分布

(3)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機支持用架構への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの原子炉建屋 G.L.+29.92m と G.L.+8.70m の時刻歴応答変位を用い，水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に，層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

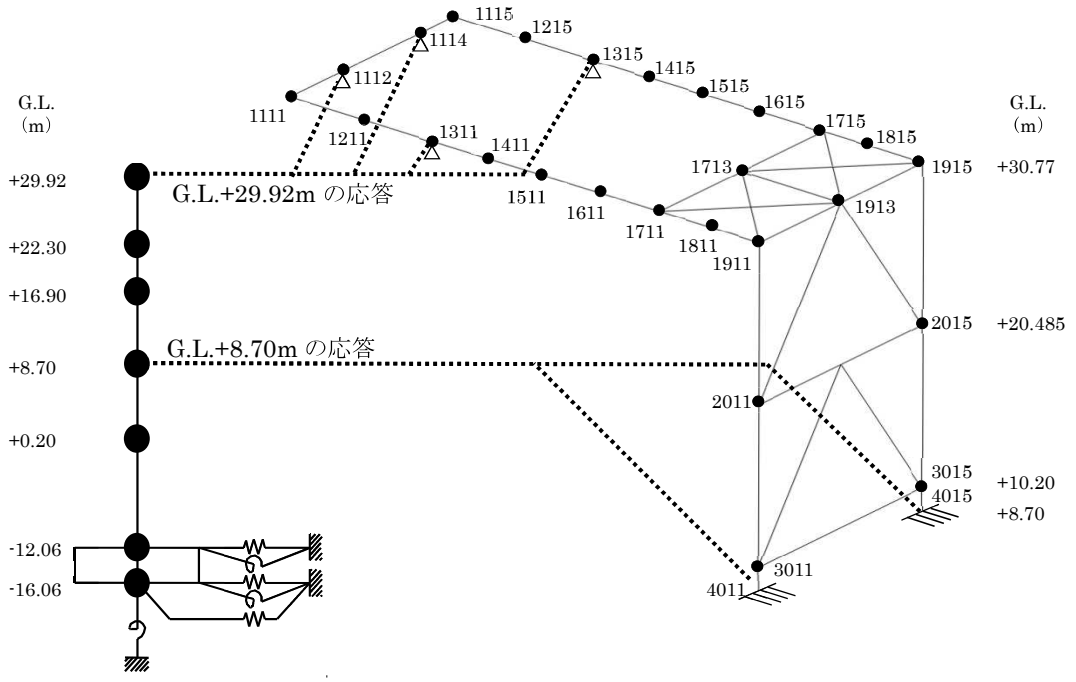


図 2.3.2-4　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

G.L.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
+30.77	1111	57
	1211	89
	1311	79
	1411	68
	1511	68
	1611	68
	1711	78
	1811	62
	1911	97
	1115	57
	1215	89
	1315	79
	1415	68
	1515	68
	1615	68
	1715	78
	1815	62
	1915	97
	1112	46
	1114	46
	1713	37
	1913	94
	9001	49
	9002	49
	9003	49
	9004	49
	9501	184
	9502	184
	9601	184
	9602	184
+20.485	2011	149
	2015	149
+10.20	3011	94
	3015	94
合　計		2973

3)　波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4　層間変形角の検討結果

G.L. (m)	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
+20.485～+30.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706	1/75	OK
+8.70～+20.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5　耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	C1	□-1000×1000×25×25	Ss-1	NS	Mz/Muz	0.01	OK
					My/Muy	0.10	
					Qz/Quz	0.03	
					Qy/Quy	0.01	
梁	G1	B□-1300×750×22×50	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.12	OK
					My/Muy	0.06	
					Qz/Quz	0.02	
					Qy/Quy	0.09	
ブレース	V1	□-450×450×22	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.02	OK
					My/Muy	0.02	
					Qz/Quz	0.01	
					Qy/Quy	0.01	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値　　Q_{uz}：　部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値　　Q_{uy}：　部材 y 軸方向のせん断耐力

(4) 原子炉建屋接合部の耐震性に対する検討

接着系アンカーボルトの耐震性の検討は，短期許容引張力及び短期許容せん断力を許容耐力とし，応力度比が 1 以下になることを確認する。

1) シェル壁上端位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-6 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-6 シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数)*1	地震波	入力方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期許容引張力 p_a (kN)	短期許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	Ss-1	NS	0	1105	2320	2080	0.54	OK
F2 (8)	Ss-1	EW	104	168	928	832	0.21	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

2) 南側外壁位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-7 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (ｱﾝｶｰ本数)*1	地震波	入力方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期許容引張力 p_a (kN)	短期許容せん断力 q_a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	Ss-1	NS	1568	3214	2448	11484	0.65	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	Ss-1	EW	863	5793	1530	11484	0.57	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

(5)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1）検討方針

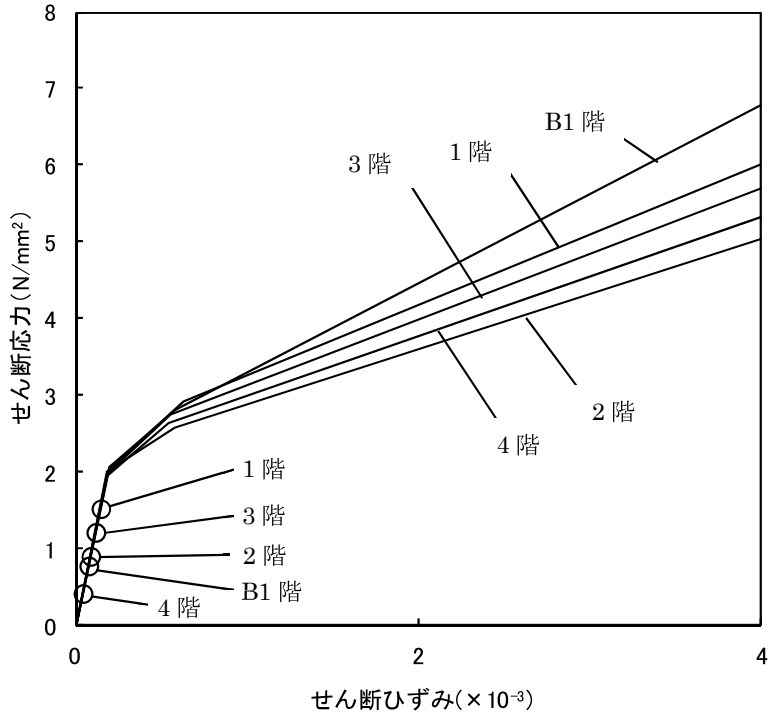
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

ここで，耐震壁のせん断ひずみは，「(2)原子炉建屋の地震応答解析」で実施した地震応答解析結果の値とする。

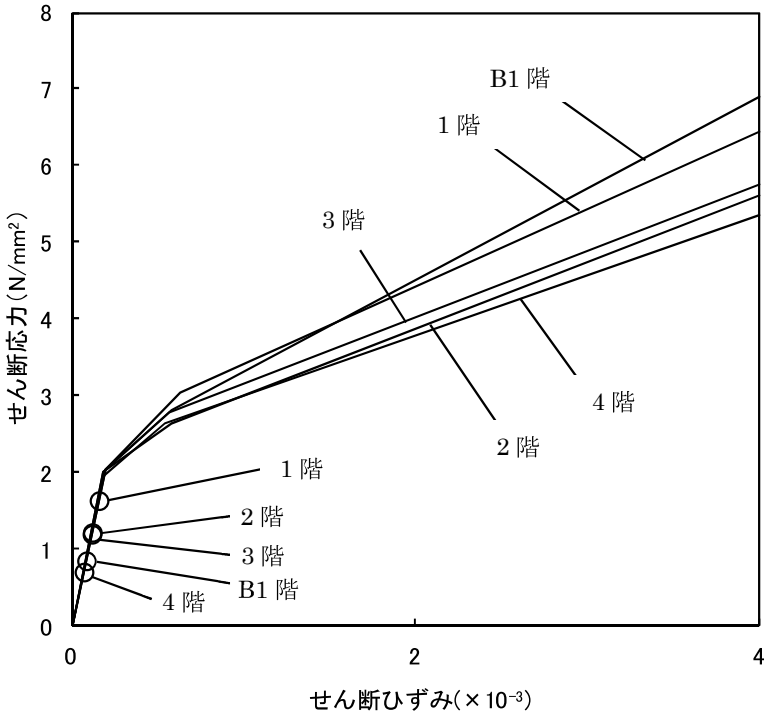
2）検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 2.3.2-5 から図 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。

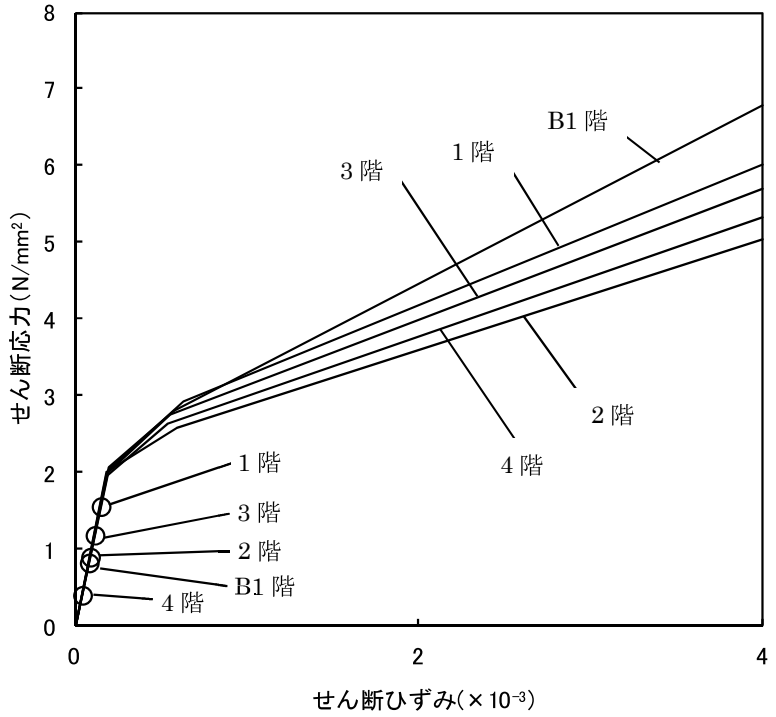


(a)NS 方向

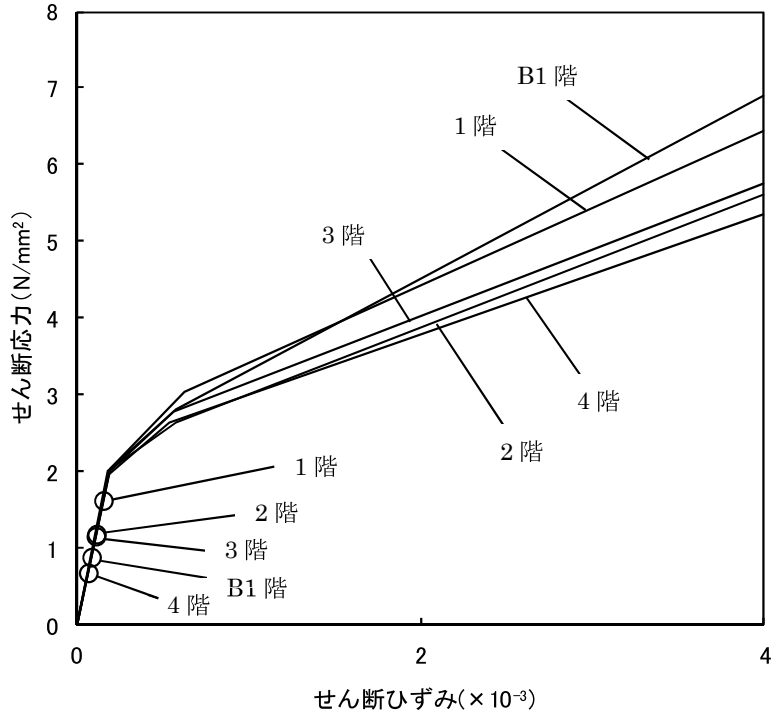


(b)EW 方向

図 2.3.2-5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

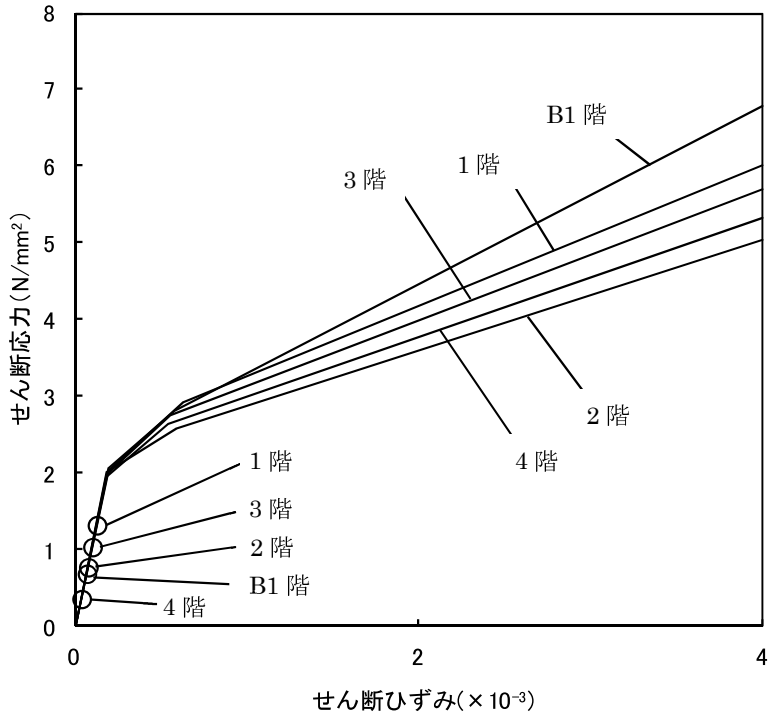


(a)NS 方向

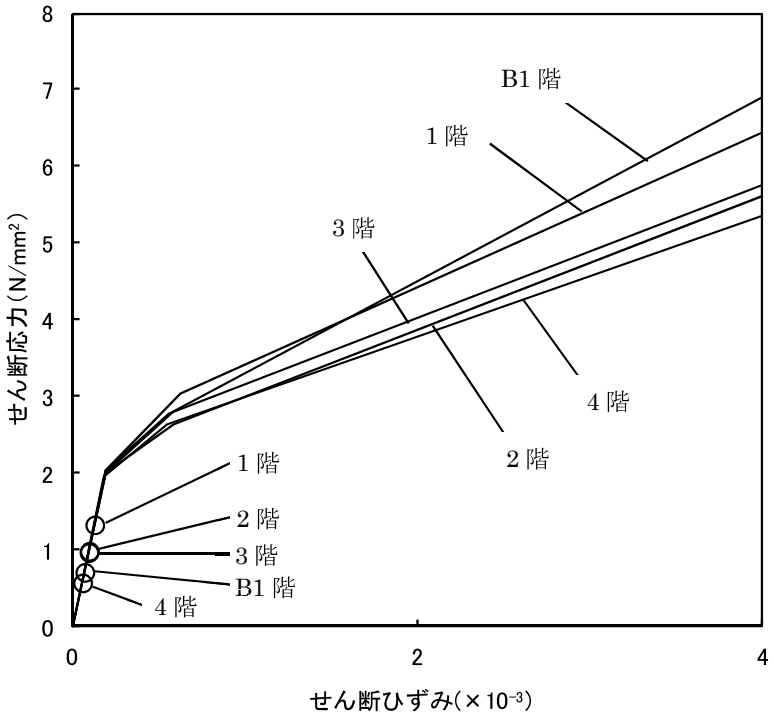


(b)EW 方向

図 2.3.2-6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）



(a)NS 方向



(b)EW 方向

図 2.3.2-7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

3.　3 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

3.1　概要

3.1.1　一般事項

3 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり，構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，架構の損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

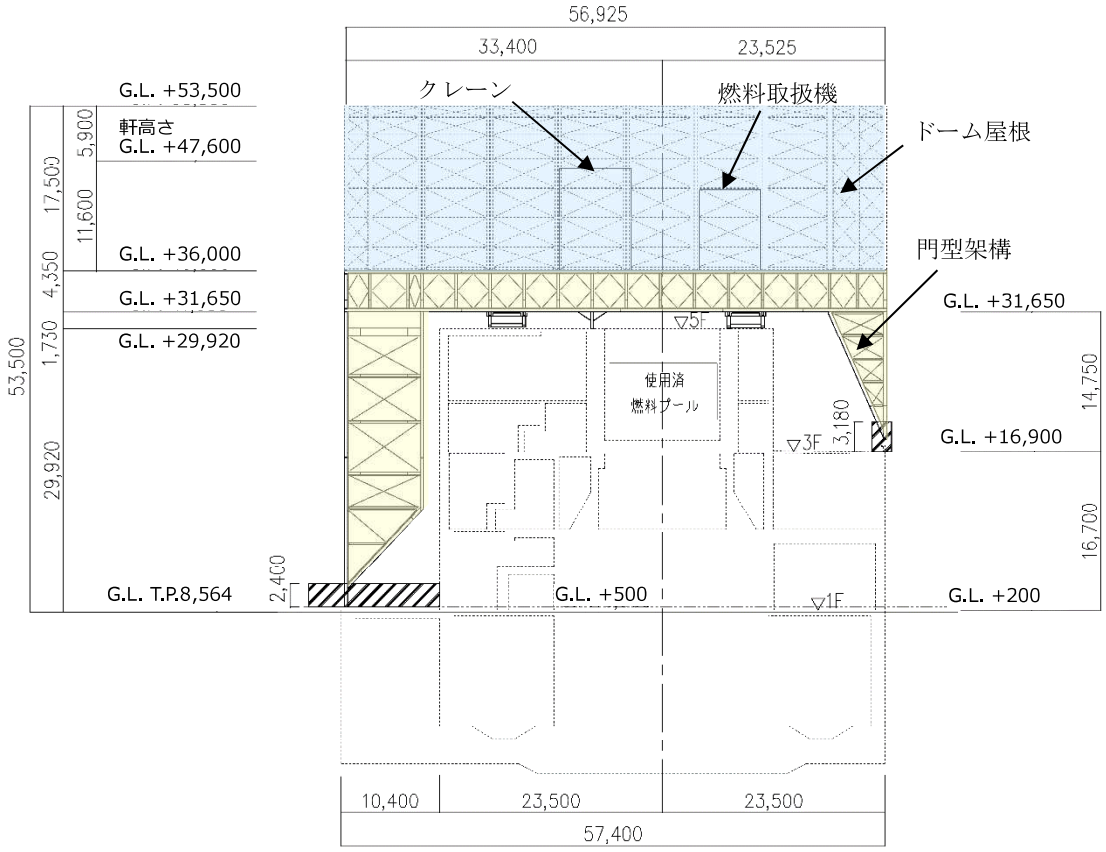


図 3.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行）
(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
(7) 現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)（日本建築学会，2002 制定）
(8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

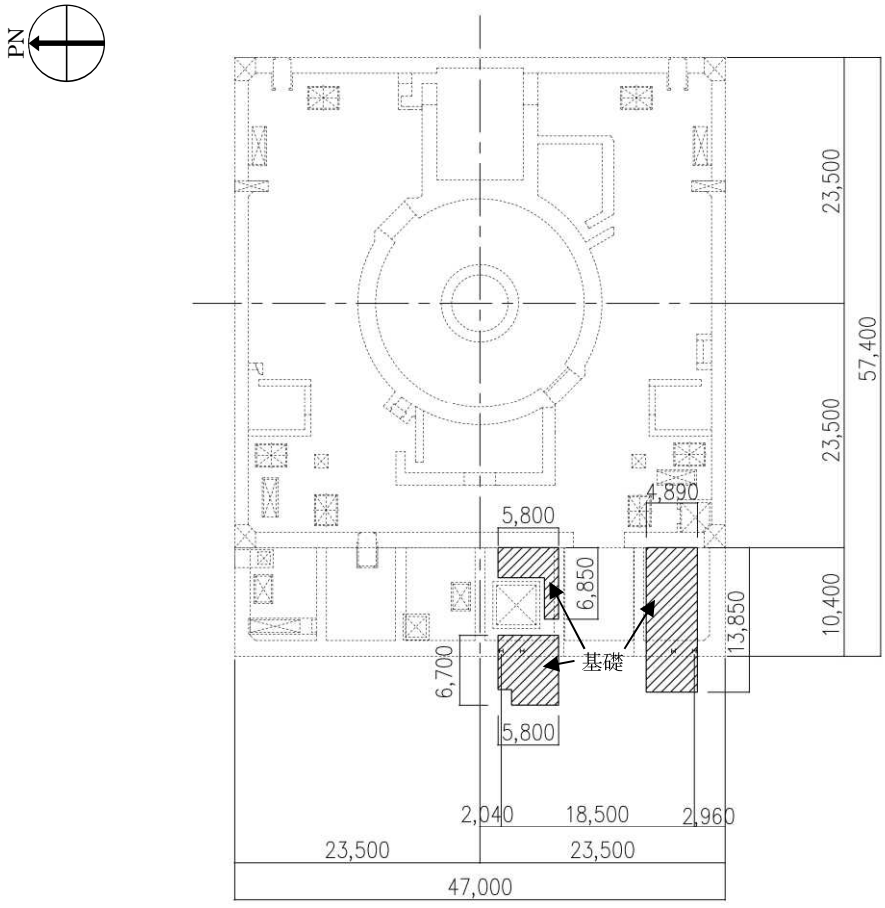
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会　原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定）

3.1.2　構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で，南北方向に 18.50m，東西方向に 56.925m，地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で，構造種別は鉄骨造である。

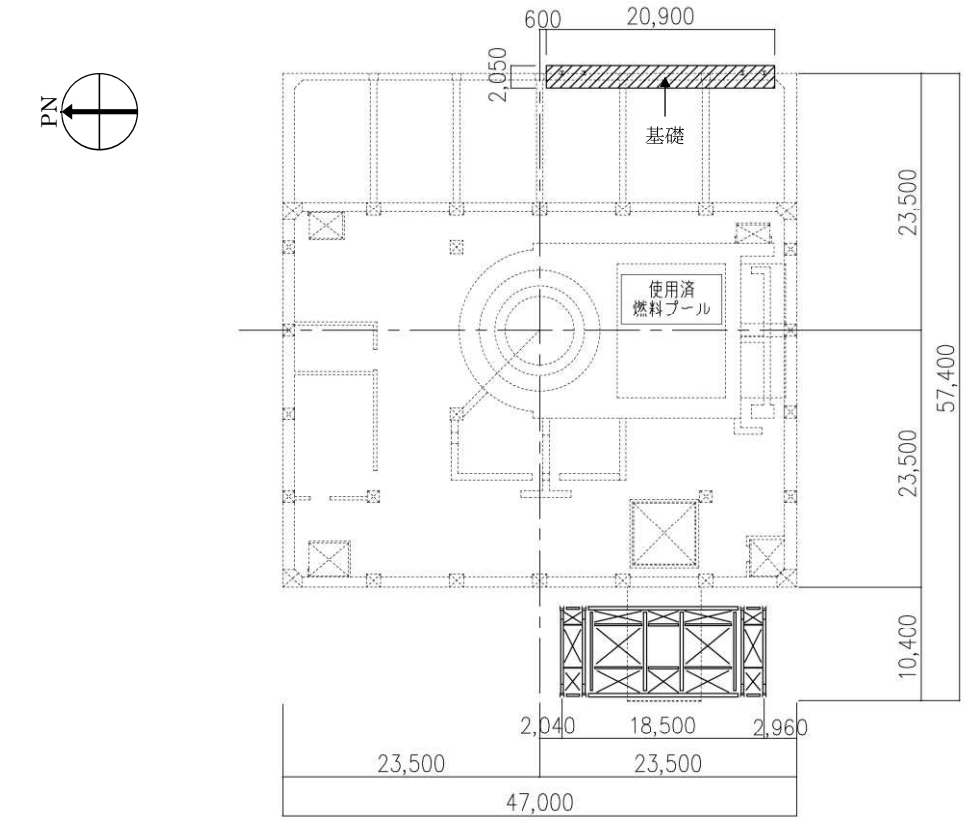
燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋の 1 階，3 階及び 5 階に支持される構造である。なお，5 階の原子炉建屋躯体支持点においては，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。

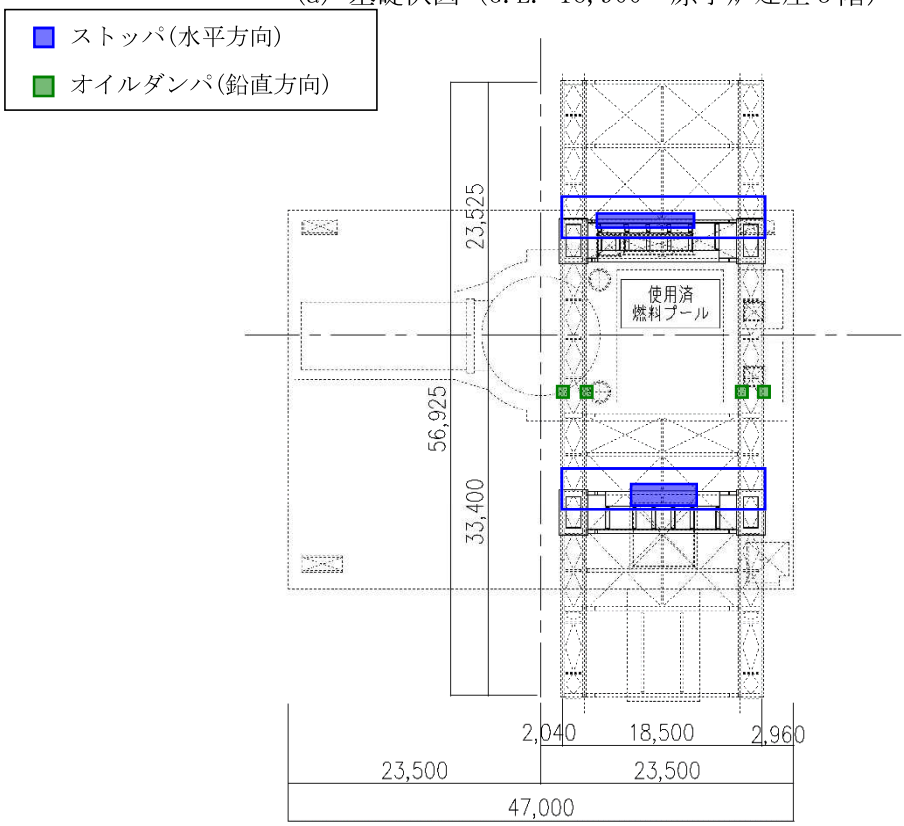


(a) 基礎伏図（G.L.+500　原子炉建屋 1 階レベル+300mm）

図 3.1.2-1　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

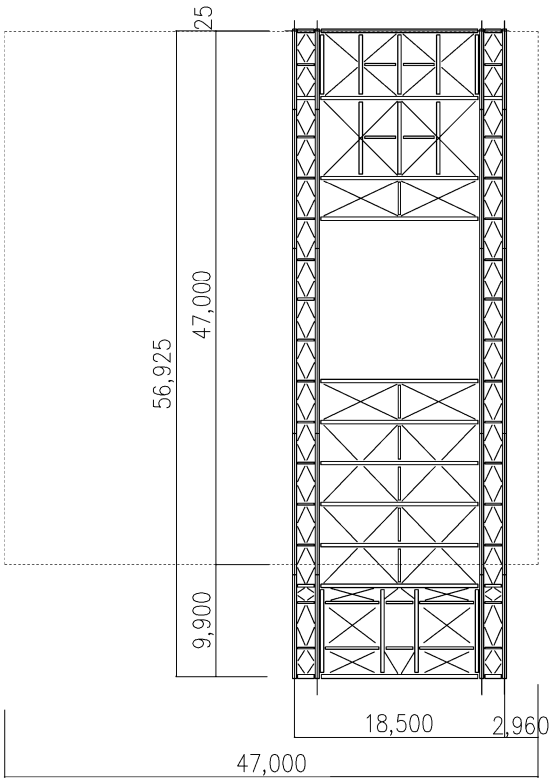


(a) 基礎伏図 (G.L.+16,900　原子炉建屋3階)

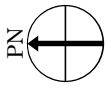


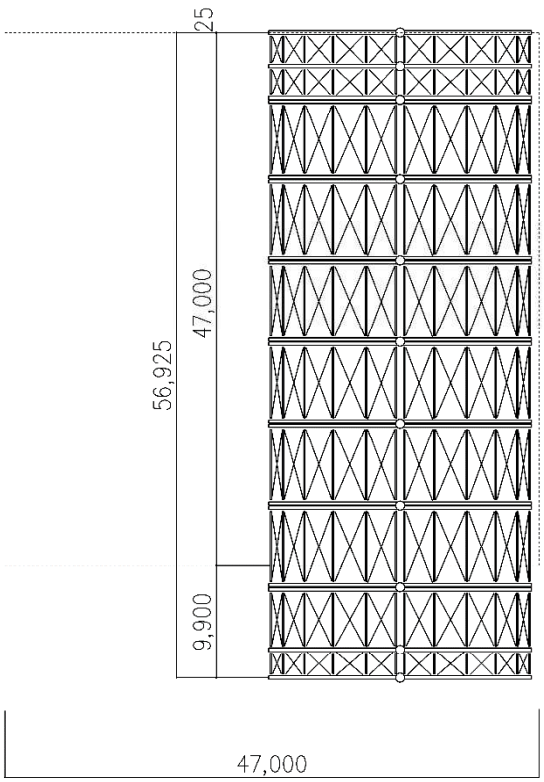
(b)梁伏図 (G.L.+29,920　原子炉建屋5階)

図3.1.2-2　燃料取り出し用カバーの概要 (単位：mm)



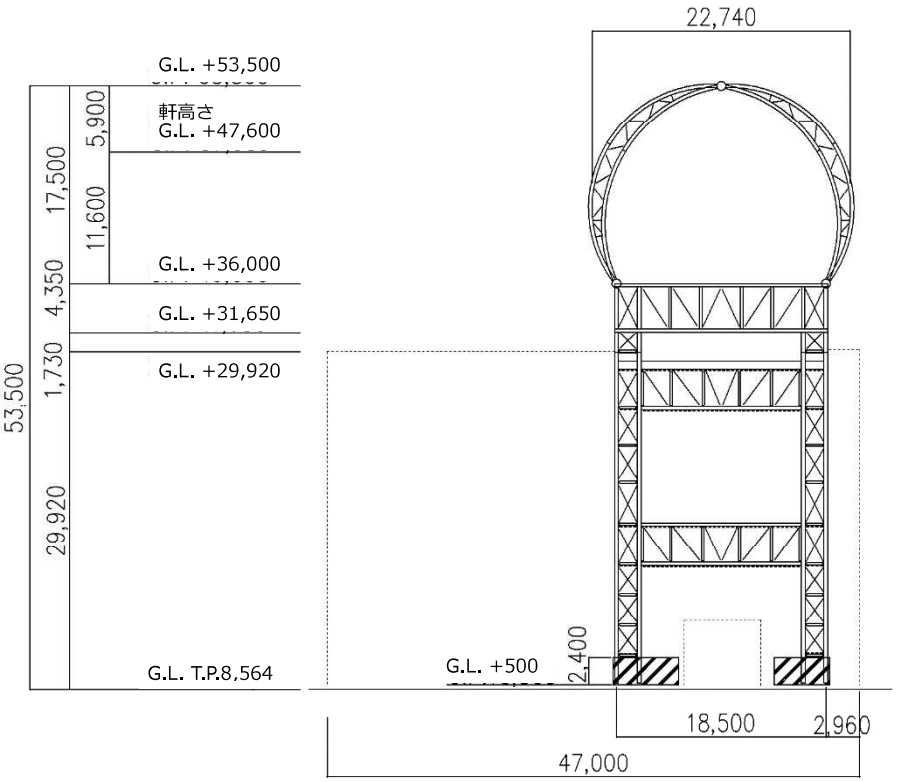
(a)架構ガーダー部平面図(G.L.+36,000)



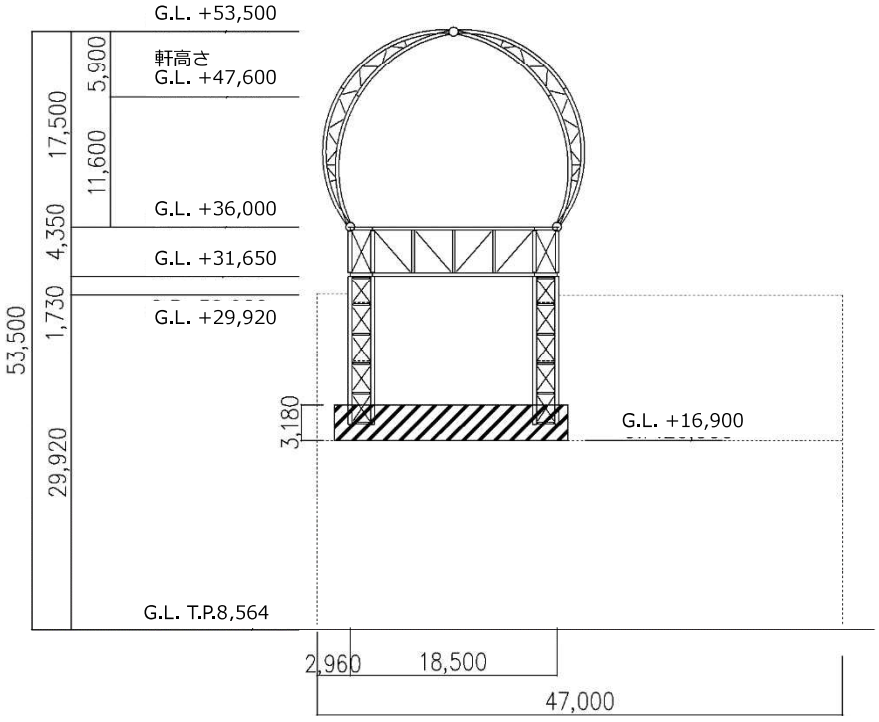


(b)屋根伏図

図 3.1.2-3　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

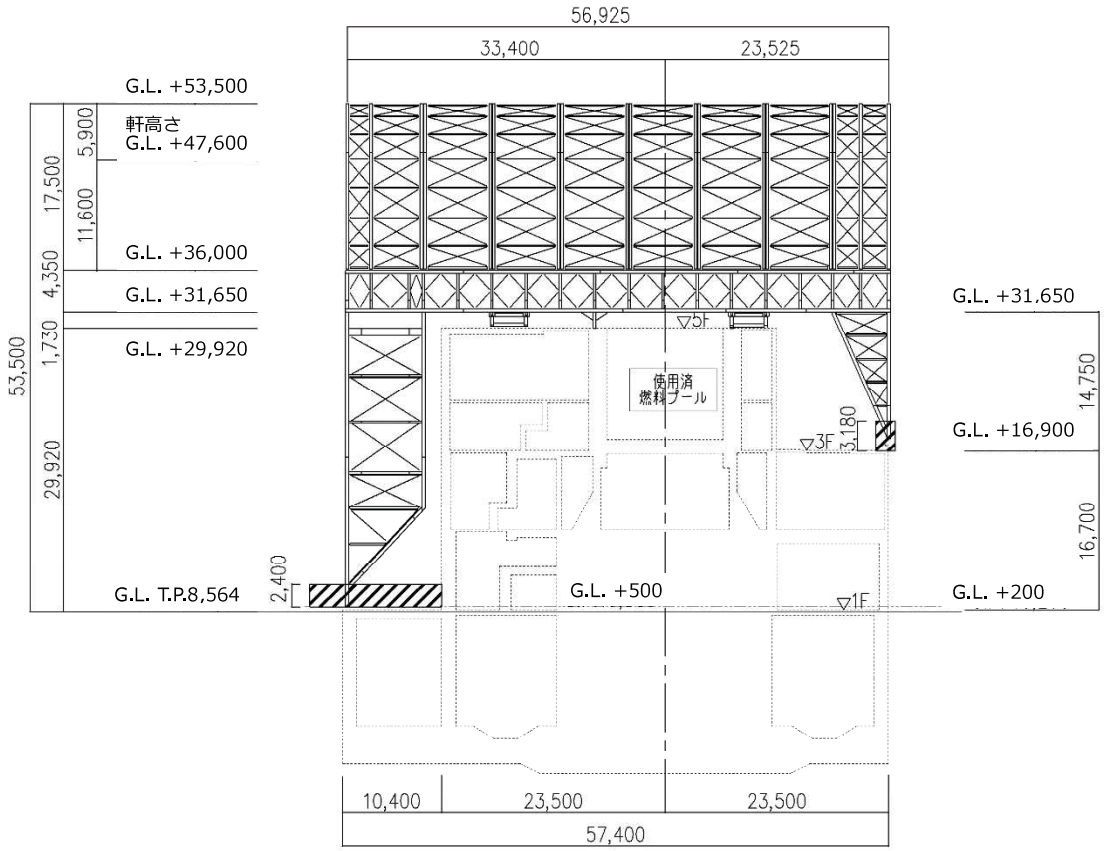


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3.1.2-4　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）



(a)南軸組図

図 3.1.2-5　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

3.1.3　検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

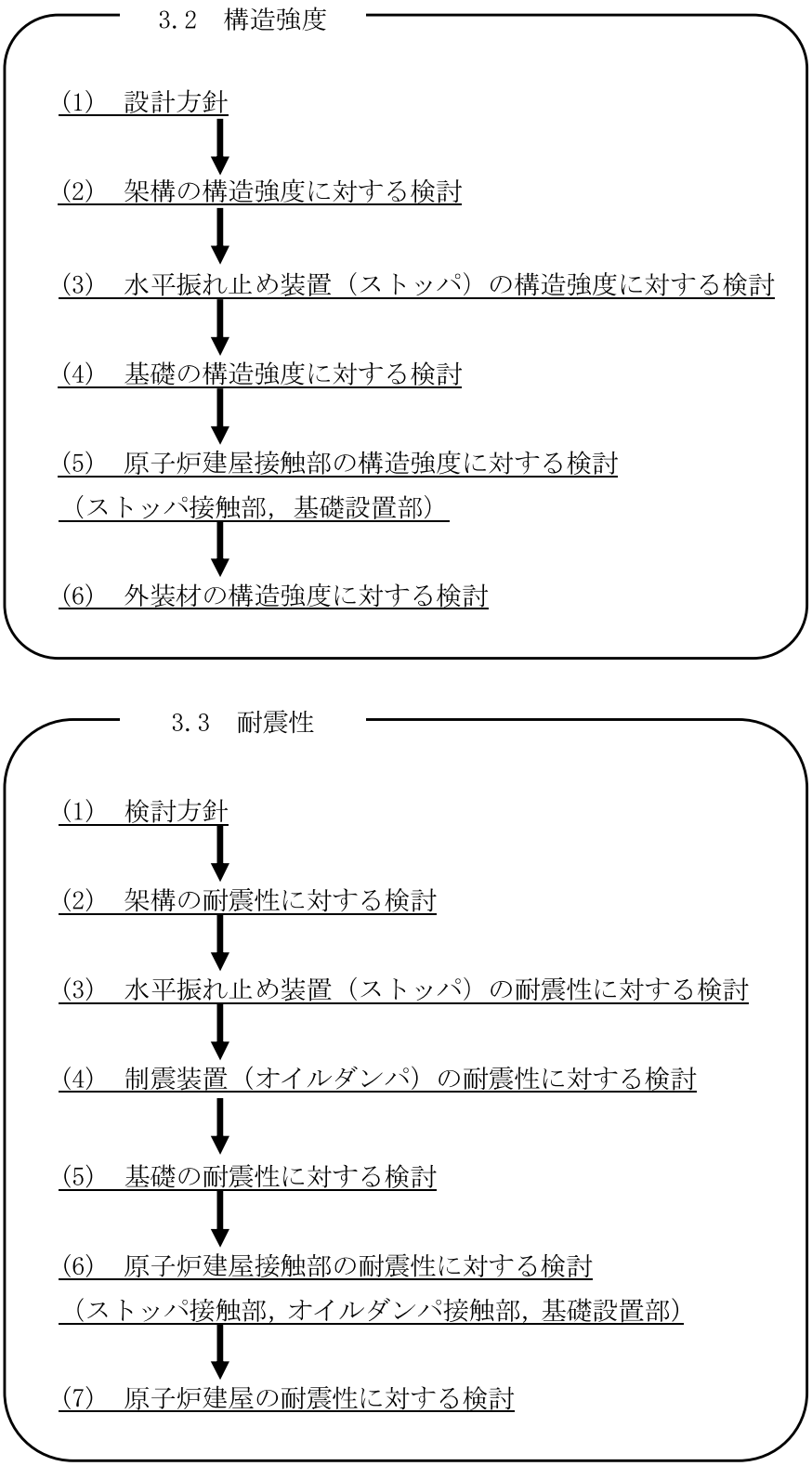


図 3.1.3-1　燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，門型架構及びドーム屋根，水平振れ止め装置（ストッパ），基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基　　礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm^2）

	長期			短期		
設計基準強度＝24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	－	0.73	16.0	－	1.095

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm^2）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B，STK490	325	
－	STKT590	440*	

＊：　「JIS G 3474-2008」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱設備による荷重を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　燃料取扱設備荷重一覧表

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^2/cm

・風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

＊：　建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，G.L.-12.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し，算定結果を表 3.2-5 及び表 3.2-6 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi ：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取り出し用カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と遮へい体及び燃料取り出し用カバーを新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 3.2-4 に示す。

表 3.2-4　原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*	1092200
瓦礫撤去による軽減重量	-24640
遮へい体設置による付加重量	+18000
燃料取り出し用カバー等の付加重量	+44750
燃料取り出し用カバー設計用原子炉建屋全体重量	1130310

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量の総計

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

Rt ：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 ：標準せん断力係数（C_0=0.2）

i 層の水平震度 ki は，下式によって算定する。

$$Pi=Q_i-Q_{i-1}$$

$$ki=Pi/wi$$

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震力の差（kN）

wi：各階重量（kN）

表 3.2-5　原子炉建屋の水平震度の算定結果（NS 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	+29.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	+29.92～+22.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	+22.30～+16.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	+16.90～+8.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	+8.70～+0.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	+0.20～-12.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6　原子炉建屋の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	+29.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	+29.92～+22.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	+22.30～+16.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	+16.90～+8.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	+8.70～+0.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	+0.20～-12.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 1 階，3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし，水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は，建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7　水平地震力の算定結果

標高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)
+53.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
+36.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
+16.90	200	0.286	57	0.272	54
+0.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3.2-1 に，荷重組合せを表 3.2-8 に示す。

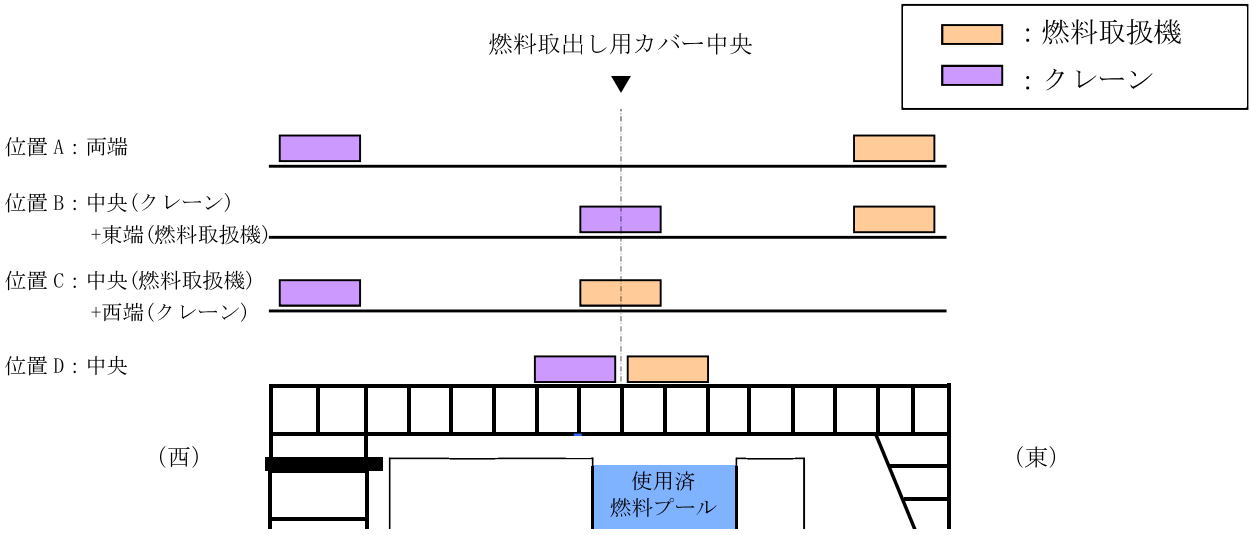


図 3.2-1　燃料取扱設備の位置

表 3.2-8　燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS) *2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS) *2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW) *2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW) *2	

＊1：吊荷荷重は，常時，積雪時及び暴風時は図 3.2-1 に示すクレーンの位置，地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

＊2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

＊3：短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時の架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

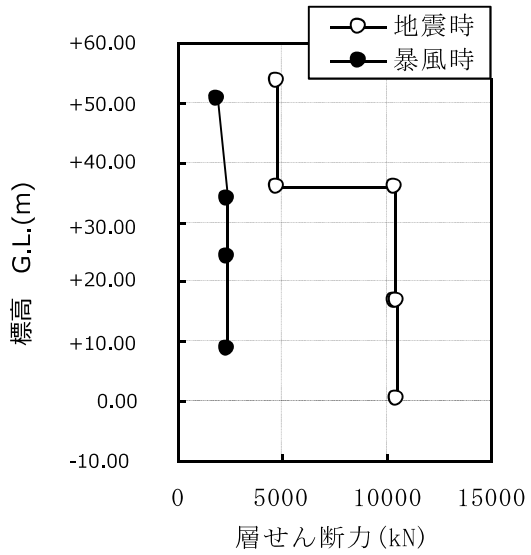


図 3.2-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3.2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。

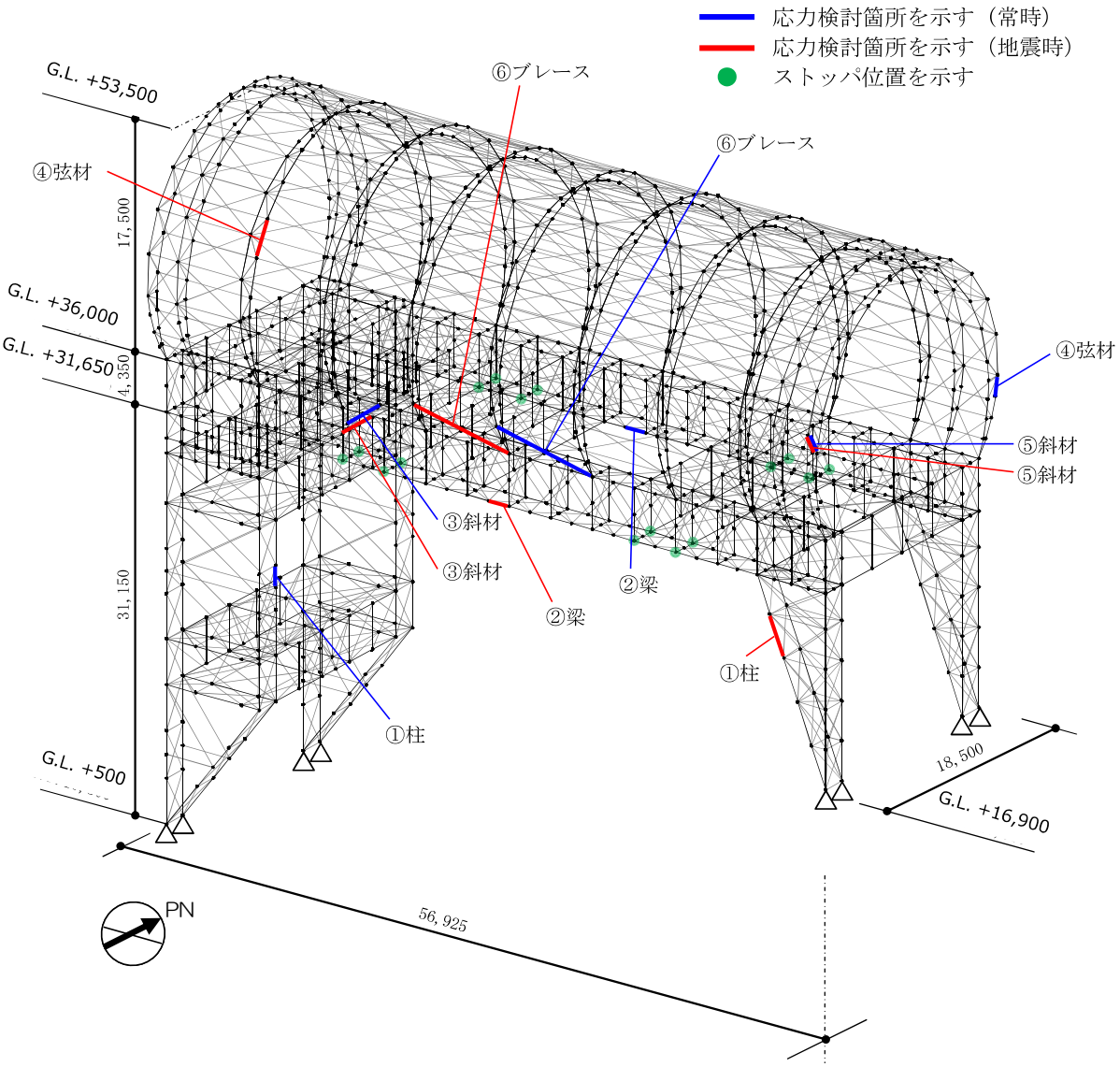


図 3.2-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力に対して下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　　$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　　$\frac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

ここで，　　σ_c，σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

表 3.2-9 及び表 3.2-10 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-9　断面検討結果（常時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O.K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 〈STKT590〉	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O.K.

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

表 3.2-10　断面検討結果（地震時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O.K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O.K.

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

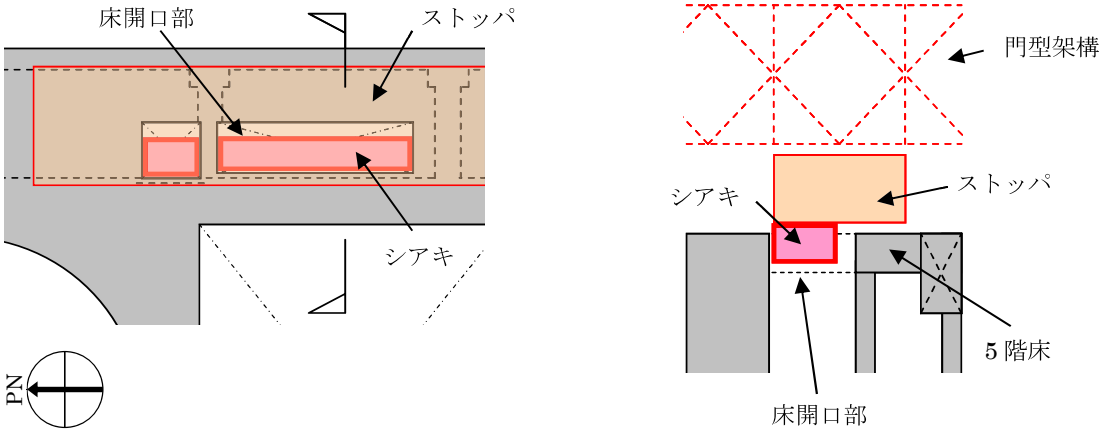
＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 2 か所に鋼製のストッパを設置し，架構に発生する水平力を，ストッパを介して原子炉建屋に支持させる。原子炉建屋へは，5 階床の床開口部に突出させた強固なシアキにより水平力を伝達させる。図 3.2-4 にストッパ概要図を示す。

ストッパについては，架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



(a)伏図　　(b)断面図

図 3.2-4　ストッパ概要図

シアキの許容せん断力は下式より算定し，表 3.2-11 に応力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに，

Qa：短期許容せん断力(kN)

A：シアキの断面積（mm^2）

f_s：短期許容せん断応力度(N/mm^2)（SM490A）

表 3.2-11　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(4)　基礎の構造強度に対する検討

架構の基礎は独立フーチング基礎とし，西側柱脚部は原子炉建屋の地下 1 階壁の直上に設置し，

東側柱脚部は原子炉建屋２階壁の直上に設置して基礎反力が原子炉建屋を介して地盤に伝わるようにする。ここでは，基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が０以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，特に先打ちコンクリート表面に処理をしない場合の後打ちコンクリートとの境界面で設定する 0.6(普通コンクリートの場合)とする。

表 3.2-12 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が０以上であることを確認した。

表 3.2-12　基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 （北側）	E1 (C)	1990	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

許容摩擦力は下式より算定し，表 3.2-13 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が１以下になることを確認した。

$$V_a = \mu(N + R)$$

ここに，

Va：許容摩擦力(kN)

μ ：摩擦係数（μ=0.6）

N：基礎重量(kN)

R：基礎上端の架構の鉛直反力(kN)

表 3.2-13　基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	O.K.
	E4 (D)	2430	4580	0.54	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1)　ストッパ接触部

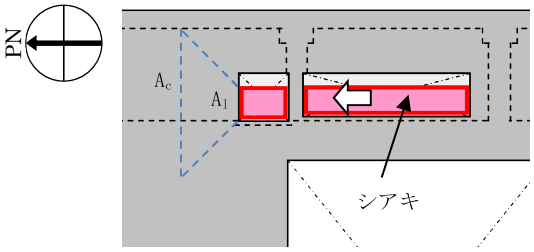
ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

短期許容支圧力 Na は下式より算定し，表 3.2-14 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_a = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$



ここに，

f_n ：短期許容支圧応力度(N/mm²)

f_{na} ：$F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm²)

F_{ci} ：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm²　(F_{ci}=22.1N/mm²)

A_c ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm²)

A_l ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm²)

表 3.2-14　ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2 (B)	3980	10300	0.39	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル（G.L.+0.2m）で支持し，東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル（G.L.+16.9m）で支持している。基礎設置部については，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 Na は下式より算定し，表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_l \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_l$$

ここに，

${}_L f_c$ ：長期許容圧縮応力度(N/mm²)　(${}_L f_c$=22.1×1/3=7.4)

${}_S f_c$ ：短期許容圧縮応力度(N/mm²)　(${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7)

A_l ：　柱脚部支配面積(mm²)

表 3.2-15　壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚 （南側）	C (B)	4280	12900	0.34	O.K.
	E1 (B)	6540	25900	0.26	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　外装材の構造強度に対する検討

1)　検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお，短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

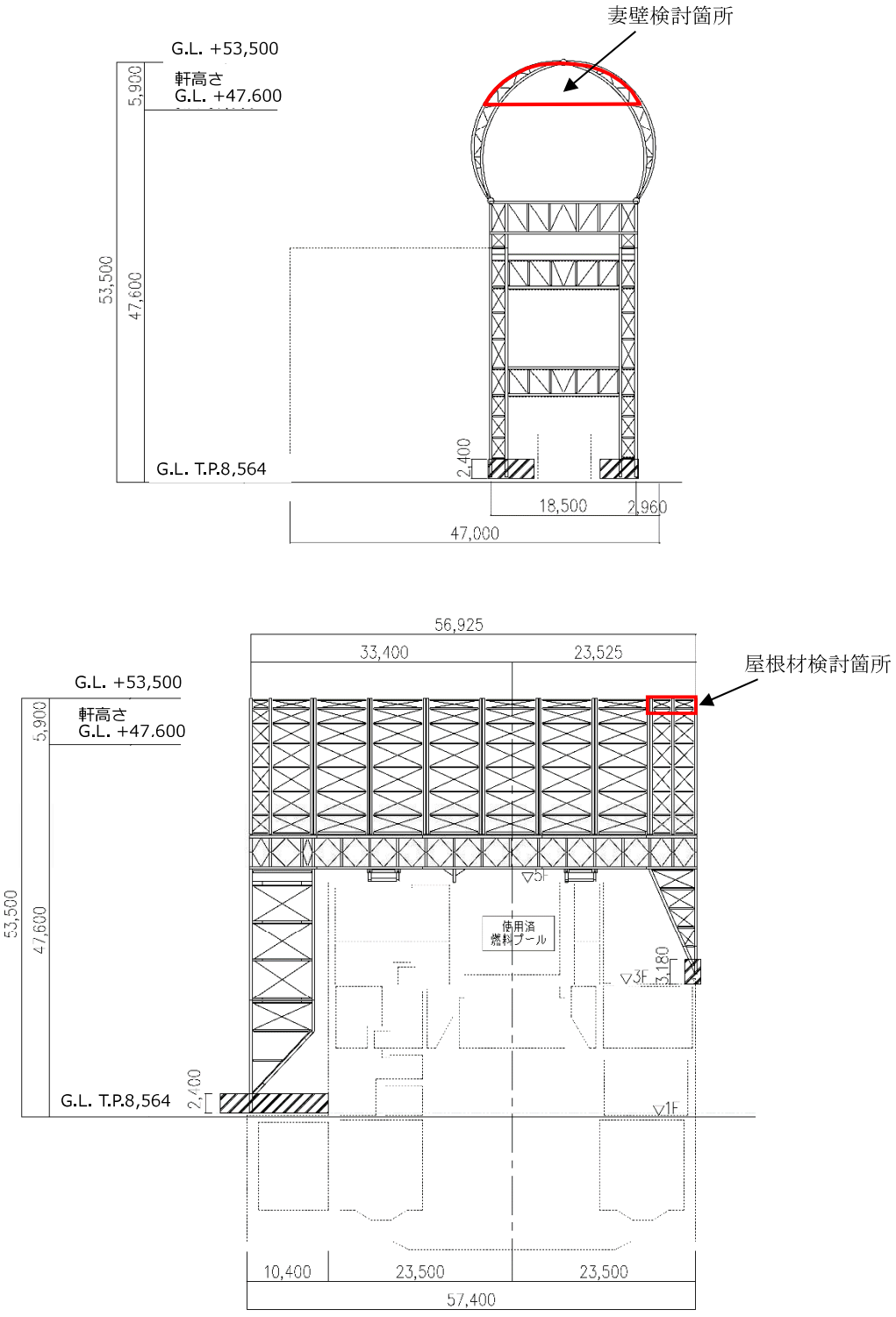


図 3.2-5　外装材検討箇所（単位：mm）

2)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 および建設省告示第 1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に，ピーク風力係数を表 3.2-17 に，風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16　速度圧の算定結果

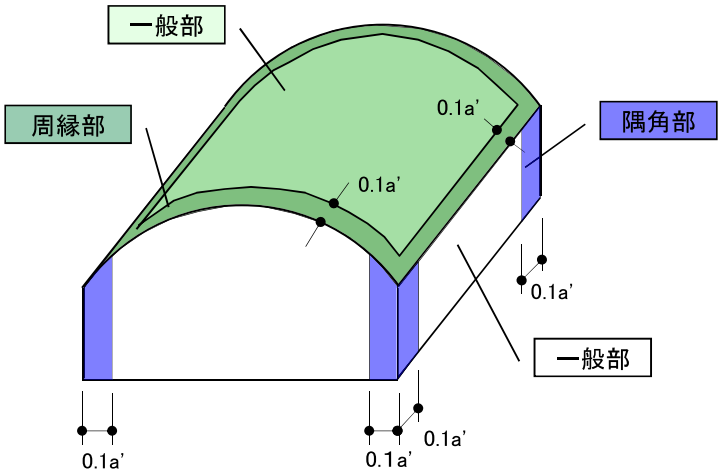
建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	30	871

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

表 3.2-17　ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面		妻壁面	
	一般部	周縁部	一般部	隅角部
50.55	-2.5	-3.2	-2.02	-2.5

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした



a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか小さな数値（30 を超えるときは，30 とする）（単位：m）

図 3.2-6　風力係数の算定箇所

3)　外装材の強度検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔はドーム屋根が 3.4m で連続支持，妻壁が 4.0m で単純支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 3.2-18 に示す。また，検討結果を表 3.2-19 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-18　屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.8	118	360	43.6(13.1*)	347	40.6(12.2*)

＊：括弧内の数値は折曲加工部を示す

表 3.2-19　応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O.K.
妻壁	109	205*	0.54	O.K.

＊：「JIS G 3321-2010」による

・応力度に対する検討

①ドーム屋根

$w = 871 \times (-3.20) = -2790 (N/m^2)$

$M = (9/128) \times w \times L^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^6 / (12.2 \times 10^3) = 189 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 189/205 = 0.93 \leqq 1.0$　　OK

②妻壁

$w = 871 \times (-2.50) = -2180 (N/m^2)$

$M = (1/8) \times w \times L^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 109 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 109/205 = 0.54 \leqq 1.0$　　OK

3.3　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「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」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.3-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（G.L.-206.0m(震災前 O.P.-196.0m)）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 3.3-2(1)及び図 3.3-2(2)に示す。

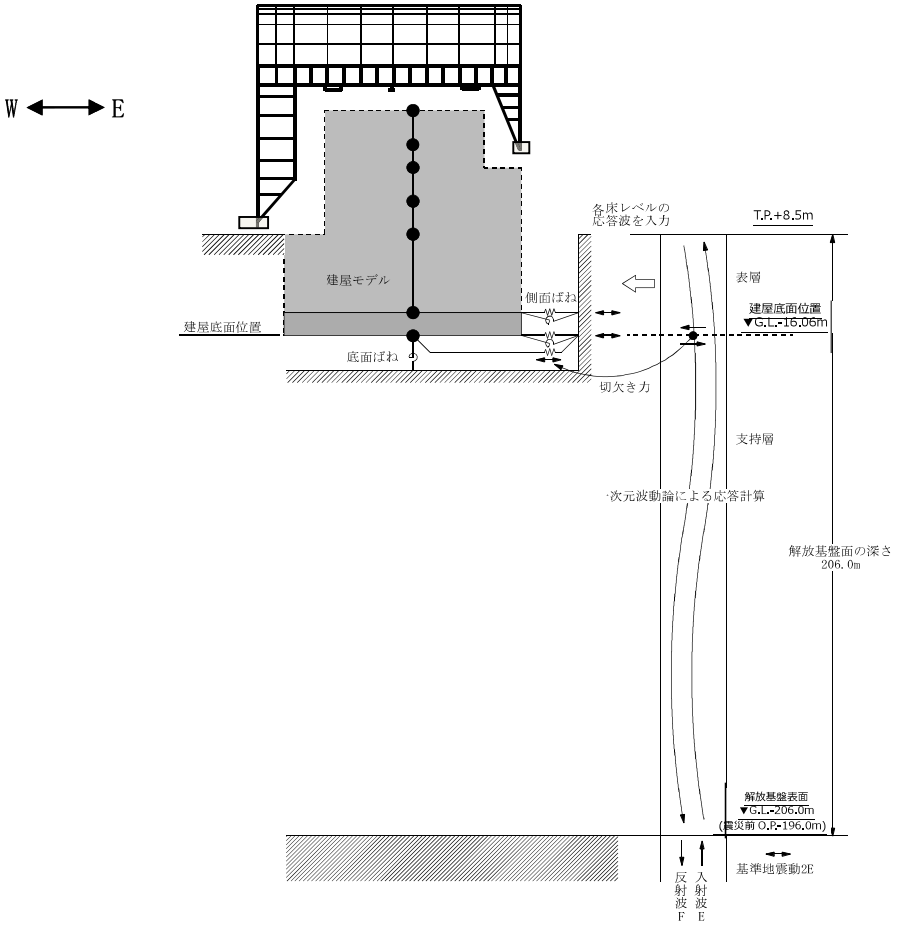
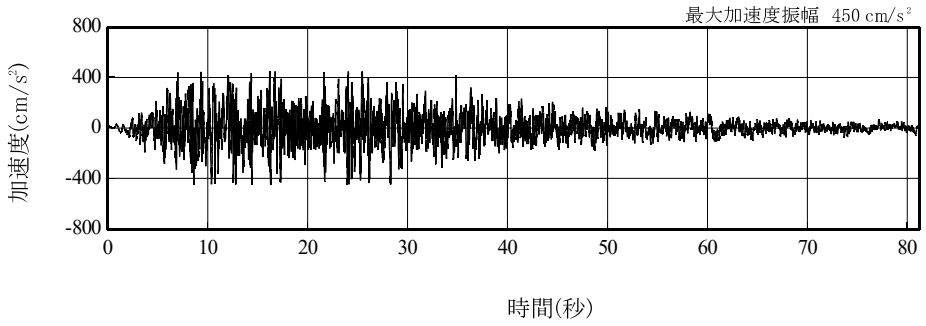
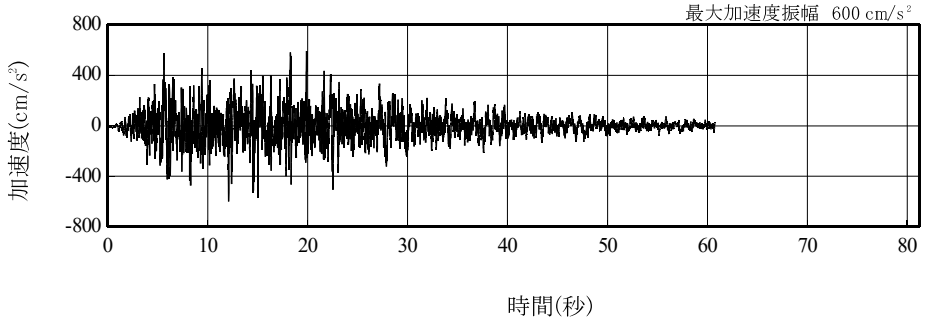


図 3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

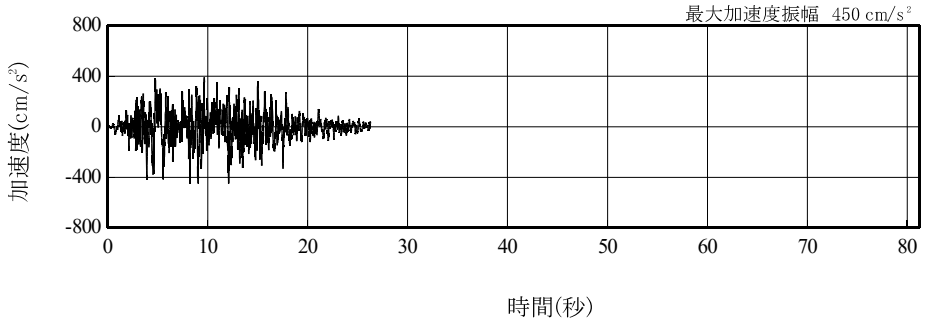
本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



(Ss-1H)

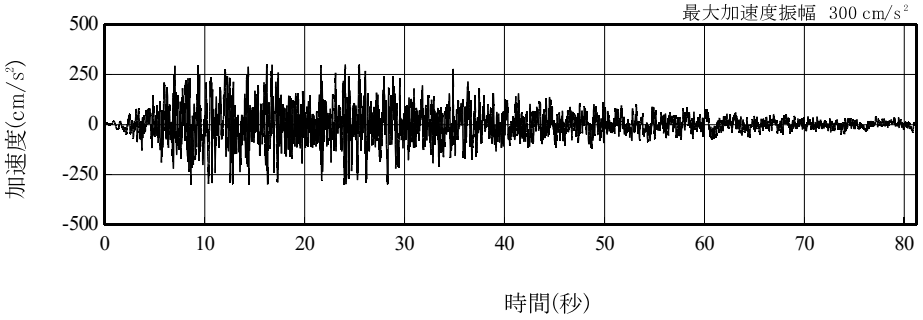


(Ss-2H)

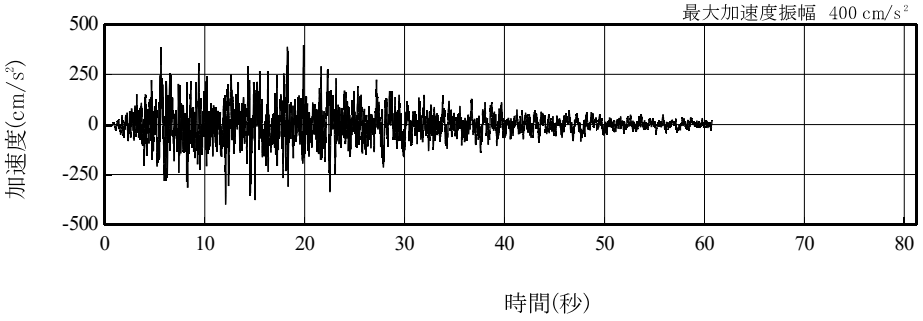


(Ss-3H)

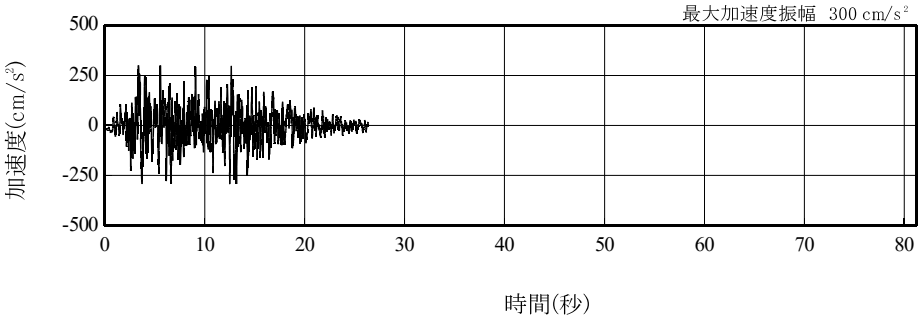
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

図 3.3-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（鉛直方向）

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3.3-3 に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋ー地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋 5 階質点（G.L.+29.92m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3.3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3.3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」(日本建築学会構造工学論文集 37B 号　1991 年 3 月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG　4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は，「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」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 3.3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG　4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

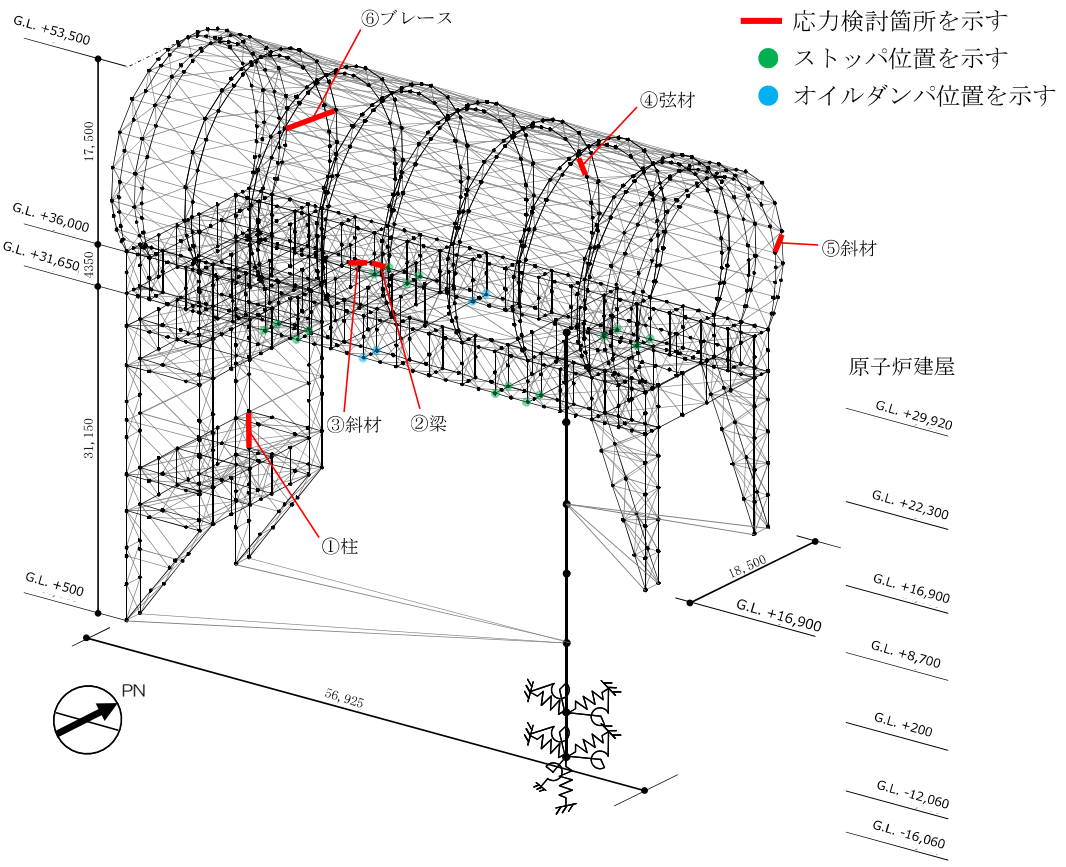


図 3.3-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

表 3.3-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400,SM490A STK490,STKT590

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	72990	76.95		
			145.3	9598
+22.3	119490	238.33		
			146.1	29271
+16.9	111140	204.58		
			237.3	56230
+8.7	130160	239.58		
			208.6	60144
+0.2	252510	464.88		
			458.7	112978
-12.06	301020	554.17		
			2697.8	496620
-16.06	127000	233.79		
合計	1114310			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b)水平（EW）方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	72990	56.10		
			61.9	5665
+22.3	119490	124.49		
			123.4	12460
+16.9	111140	204.58		
			204.1	41352
+8.7	130160	239.58		
			226.6	61084
+0.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-12.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-16.06	127000	348.72		
合計	1114310			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7（kN/m^2）
せん断弾性係数 G　1.07×10^7（kN/m^2）
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

(c)鉛直方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	軸断面積 A_N（m^2）	軸ばね剛性 K_A（$\times 10^8$ kN/m）
+29.92	72990		
		192.0	6.48
+22.3	119490		
		266.3	12.67
+16.9	111140		
		431.7	13.53
+8.7	130160		
		423.0	12.79
+0.2	252510		
		691.2	14.49
-12.06	301020		
		2697.8	173.33
-16.06	127000		
合計	1114310		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7（kN/m^2）
せん断弾性係数 G　1.07×10^7（kN/m^2）
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-3　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0 (震災前 O.P.-196.0)	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

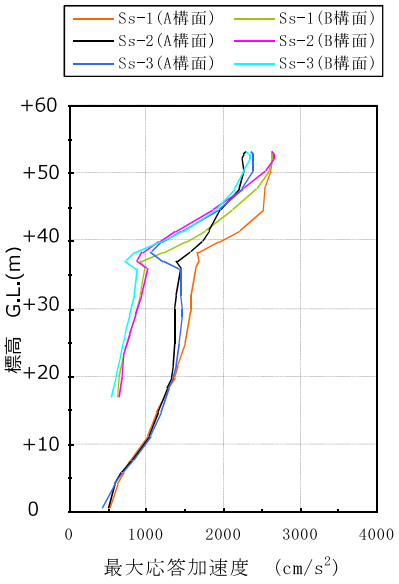
標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0 (震災前 O.P.-196.0)	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

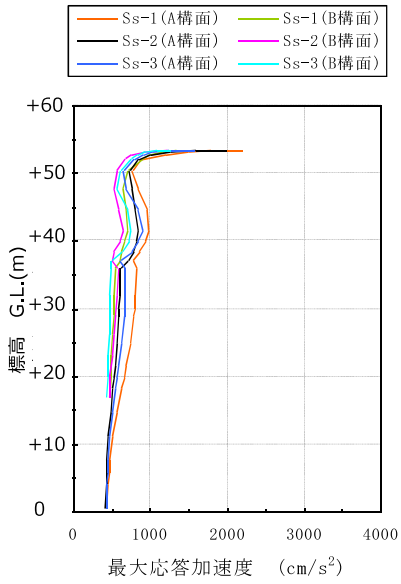
標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0 (震災前 O.P.-196.0)	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

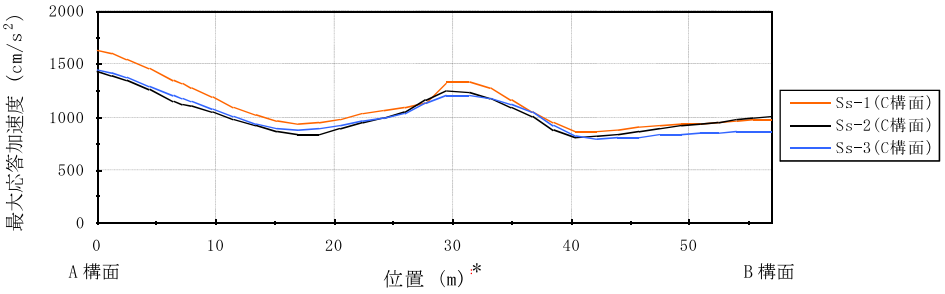
最大応答加速度分布を図 3.3-4(1)及び図 3.3-4(2)に示す。



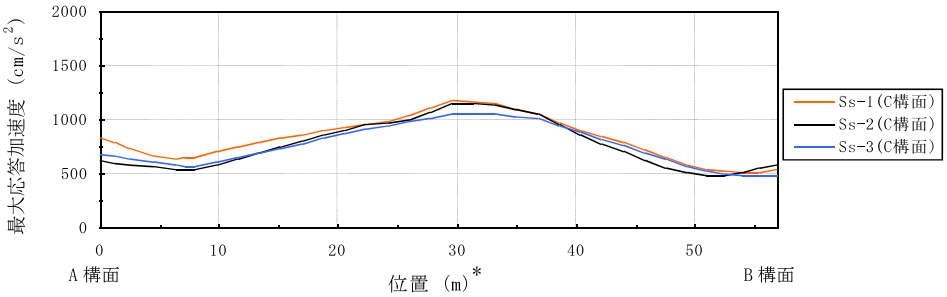
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

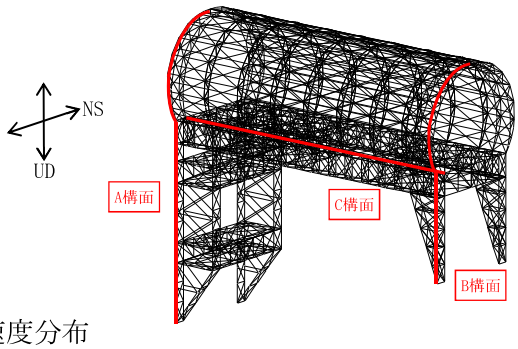


水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

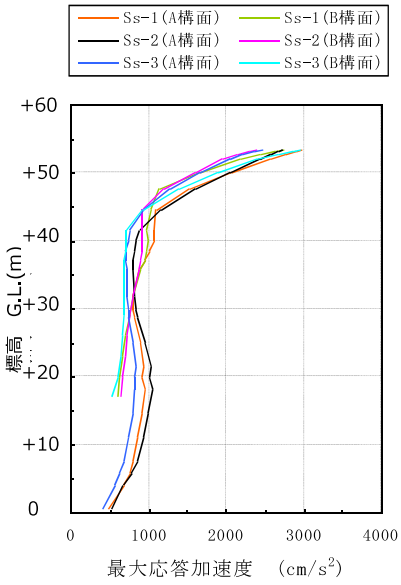
(NS 方向)



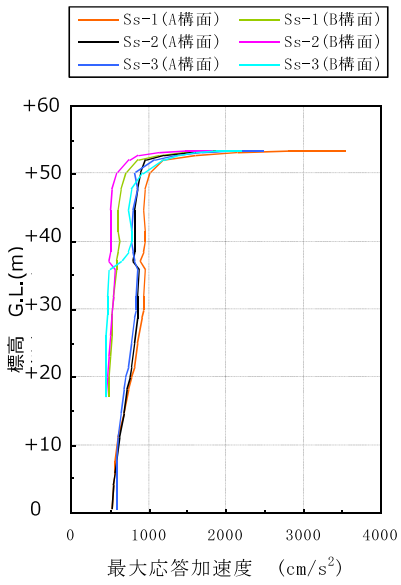
注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
(図 3.2-1 の位置 D) を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

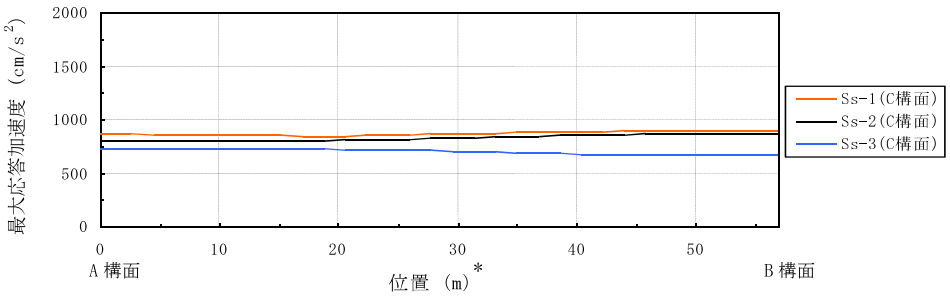
図 3.3-4(1)　最大応答加速度分布



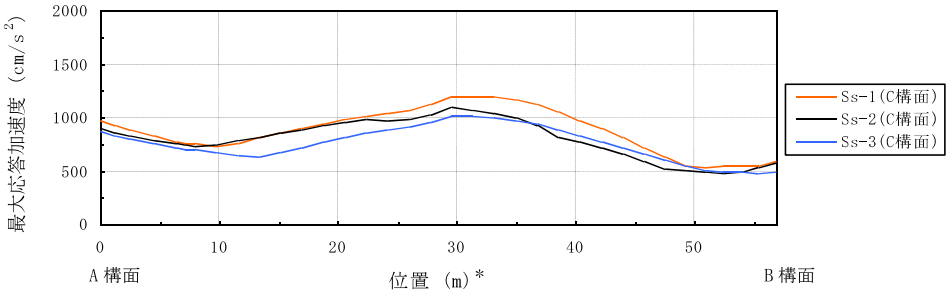
水平(EW)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）



水平(EW)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

（EW 方向）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

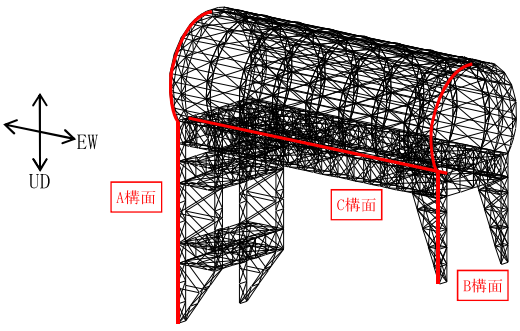


図 3.3-4(2)　最大応答加速度分布

4)　波及的影響の評価

門型架構は，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA 性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-4　最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向(位置)＊	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
東側 G.L.+36.00(m) ～G.L.+16.90(m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	O.K.
		EW (B)	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
西側 G.L.+36.00(m) ～G.L.+0.50(m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1800	1/75	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

・塑性率の検討

部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。最大軸力時のひずみが引張耐力または座屈耐力時のひずみ未満の場合は弾性であり塑性率は 1 未満となる。最大応答軸力を引張耐力または座屈耐力で除した値を耐力比と定義し，表 3.3-5 に検討結果を示す。なお，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度（STKT590 材を除く）は「平成 19 年国土交通省告示第 625 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 3.3-5 より全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-5　耐力比の検討結果

部位*1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

＊1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C ：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T ：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

ストッパ（鋼製）の耐震性に対する検討は，材料強度を基準強度 F 値の 1.1 倍としたせん断耐力とし，耐力比が 1 以下になることを確認する。図 3.3-5 にストッパ概要図を示す。

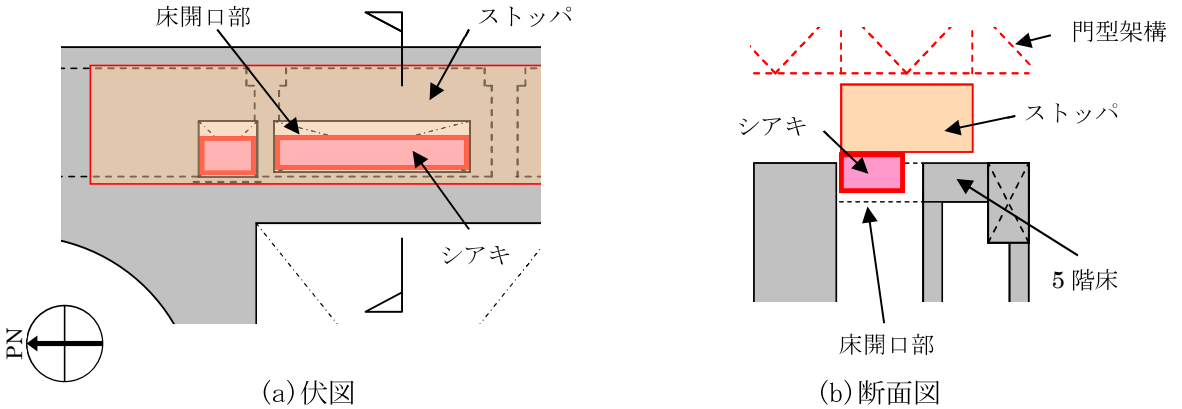
表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-6　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答ストッパ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a)伏図　　(b)断面図

図 3.3-5　ストッパ概要図

(4)　制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に設置するオイルダンパ概念図を図 3.3-6 に示す。

オイルダンパの耐震性に対する検討は，架構と原子炉建屋 5 階床がオイルダンパを介して各々変形する時の相対的な応答値がオイルダンパの許容値以下であることを確認する。

表 3.3-7 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

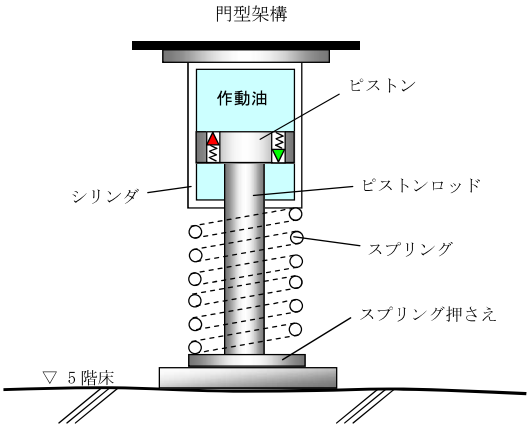


図 3.3-6　オイルダンパ概念図

表 3.3-7　オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向 （位置）＊	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	NS (D)	72	±100	O.K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認する。

1)　基礎浮き上がりの検討

表 3.3-8 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上になることを確認した。

表 3.3-8　基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 （北側）	Ss-3	NS (C)	227	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎すべりの検討

表 3.3-9 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-9　基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1)　ストッパ接触部

ストッパ接触部の耐震性の検討では，最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-10 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-10　ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大ストッパ 水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS (C)	10400	19600	0.54	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　オイルダンパ接触部

オイルダンパ接触部の耐震性の検討では，最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-11 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0 \ *$$

ここに，

f_n ：短期許容支圧応力度(N/mm^2)

f_{na} ：$F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm^2)

F_{ci} ：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm^2　(F_{ci}=22.1N/mm^2)

A_c ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm^2)

A_l ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm^2)

(500×500=2.50×10^{5}mm^2)

表 3.3-11　オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大オイルダンパ 鉛直反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
南側端部	Ss-1	NS (D)	1250	6620	0.19	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

3)　基礎設置部

基礎設置部の耐震性の検討では，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

表 3.3-12 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_S f_c$：短期許容圧縮応力度(N/mm^2)（${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7）

A_1：柱脚部支配面積(mm^2)

表 3.3-12　壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚 （南側）	Ss-3	NS (B)	7430	25900	0.29	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(7)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1)　検討方針

架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

2)　原子炉建屋の地震応答解析

・解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり，モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋ー地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その 2)」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

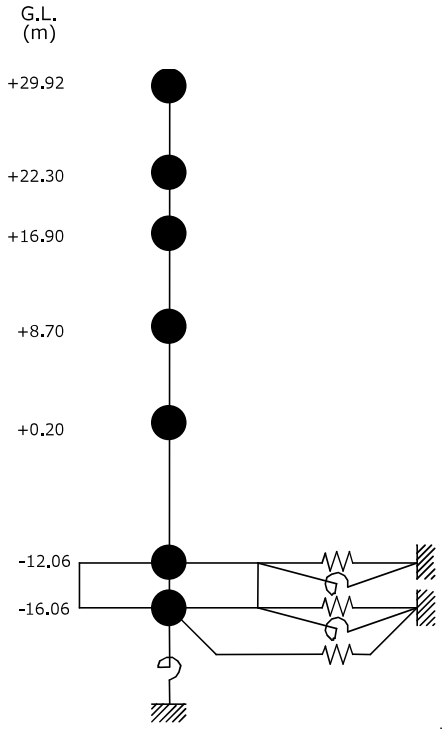


図 3.3-7　原子炉建屋の地震応答解析モデル

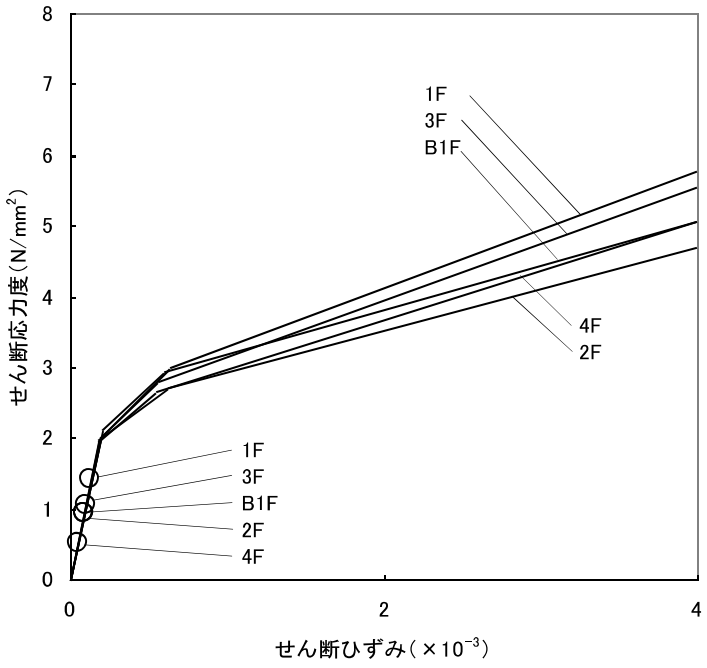
表 3.3-13　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	
		水平(NS)方向	水平(EW 方向)
+29.92	87590	92.34	67.32
+22.3	119490	238.33	124.49
+16.9	111340	204.95	204.95
+8.7	130160	239.58	239.58
+0.2	253710	467.09	696.62
-12.06	301020	554.17	826.50
-16.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

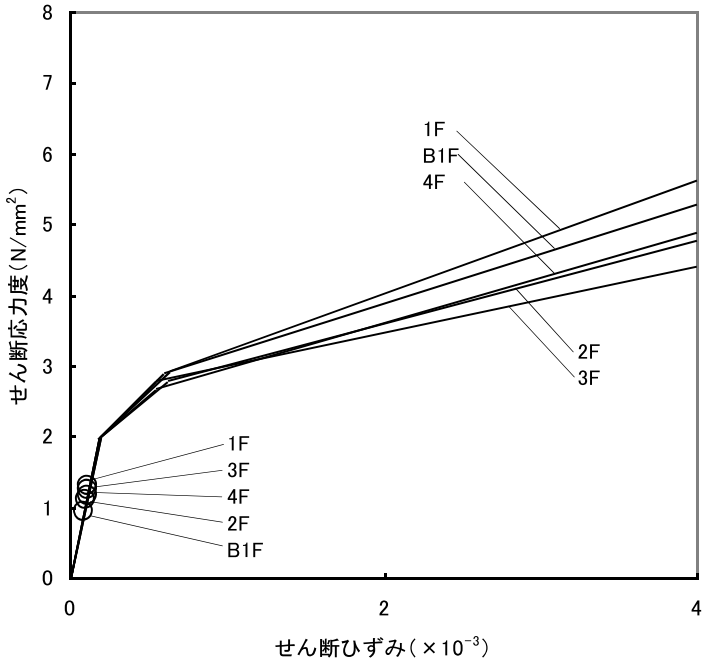
3) 検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。

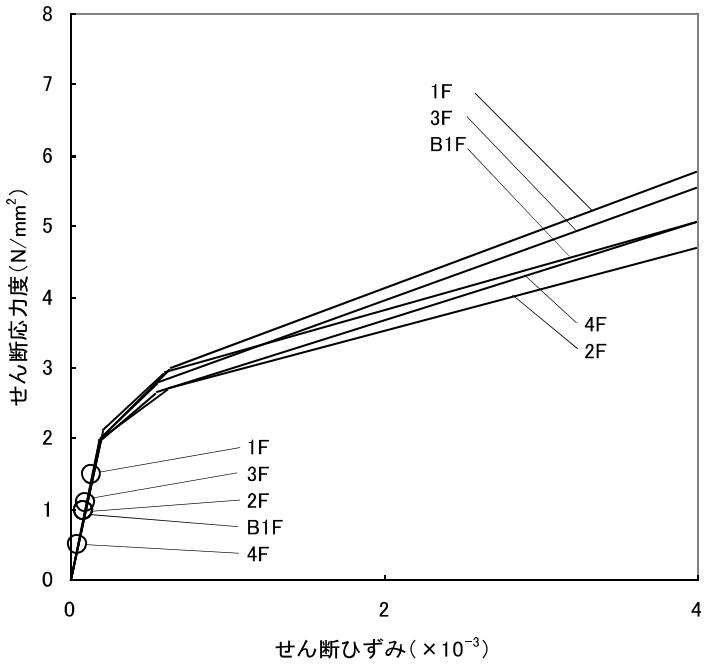


(a) NS 方向

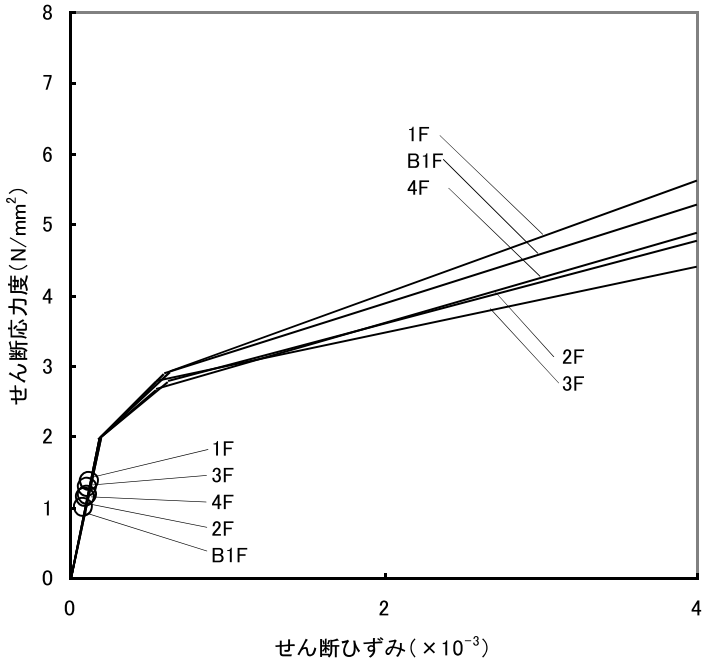


(b) EW 方向

図 3.3-8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

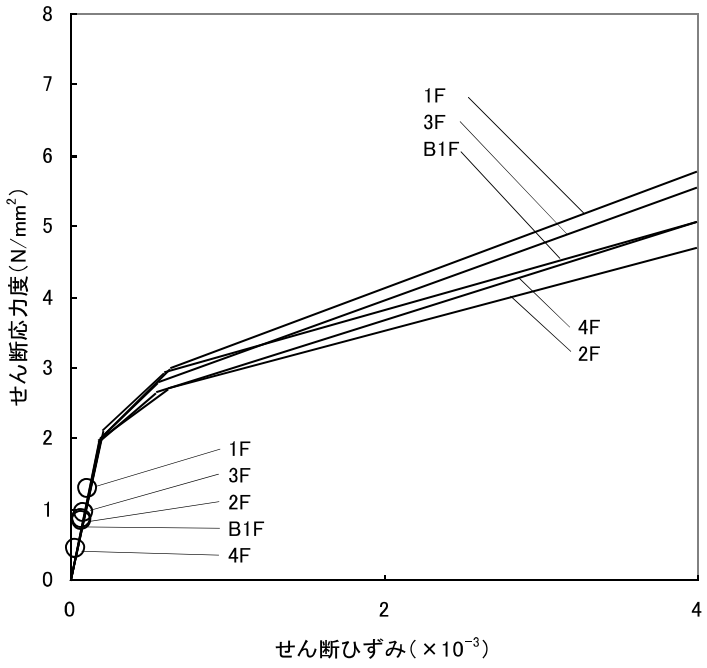


(a) NS 方向

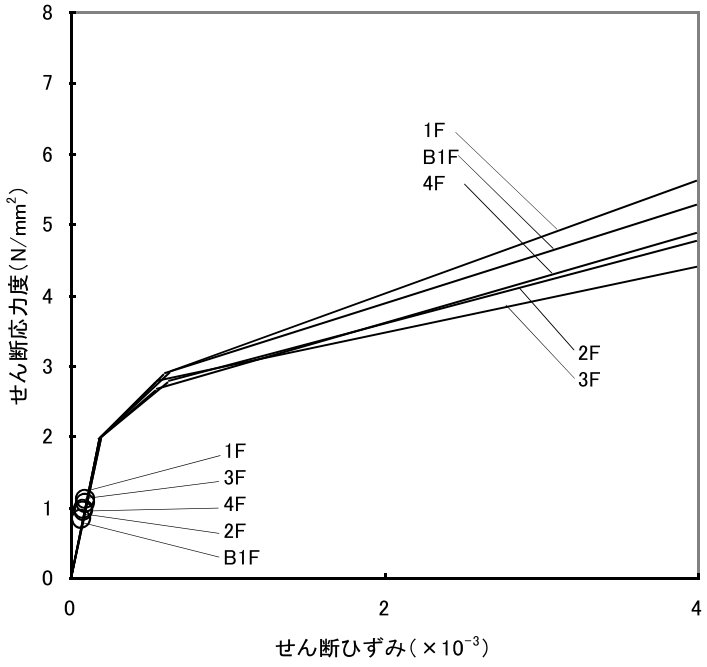


(b) EW 方向

図 3.3-9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 3.3-10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

4.　2 号機燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性について

4.1　概要

4.1.1　一般事項

2 号機燃料取り出し用構台は，原子炉建屋の南側に設置される基礎・構台・前室と，原子炉建屋に延伸して設置されるランウェイガーダ，弾性支承，オイルダンパから構成され，改良地盤上に設置する。また，ランウェイガーダ上を燃料取扱設備が走行する。ここでは，本燃料取り出し用構台の構造強度と耐震性について検討を行う。なお，2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とし，具体的には B+クラスに分類される燃料取出設備の間接支持構造物として，B+クラス相当の地震力に対する耐震評価を行う。なお，耐震クラス分類に係わる被ばく評価については，「別冊２８　２号機　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明」（以下，別冊２８と記載）P113～P130 参照。

燃料取り出し用構台の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は検討用地震動（最大加速度 900gal）の 1/2 の最大加速度 450gal の地震動（以下，1/2Ss450 と記載）に対する地震応答解析を実施し，燃料取り出し用構台の損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，燃料取り出し用構台が崩壊機構に至らないことを確認する。検討用地震動（最大加速度 900gal）は「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」（東京電力株式会社，平成 26 年 10 月 3 日，特定原子力施設監視・評価検討会（第 27 回））にて提示した地震動とする。

なお，2 号機燃料取り出し用構台については，実施計画変更認可申請の審査期間中に，適用地震動見直しが行われたことから，一部の評価については，「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」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される新規制基準によらない従来の Ss（最大加速度 600gal）（以下，Ss600 と記載）に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。図 4.1.1-1 に燃料取り出し用構台のイメージを示す。

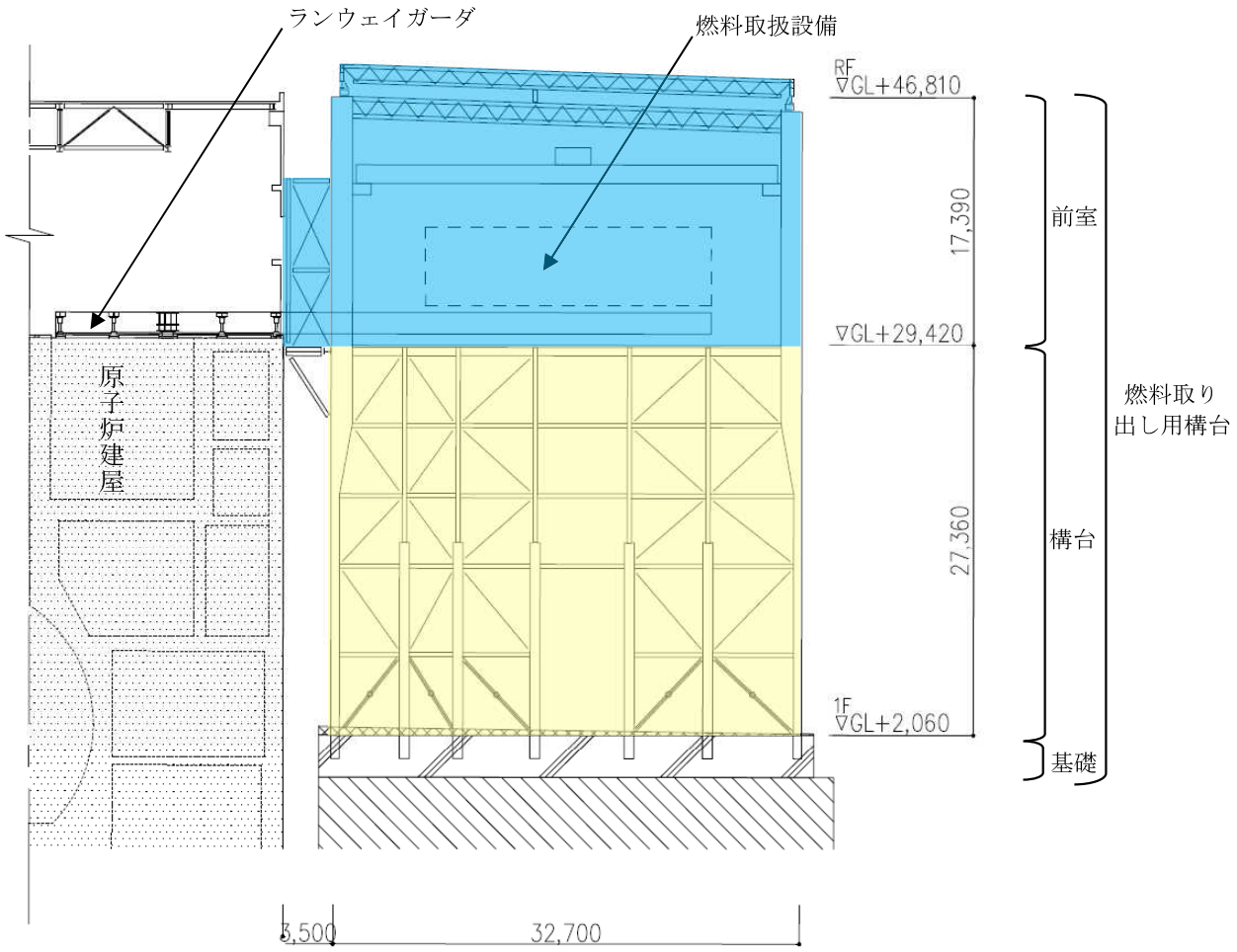


図 4.1.1-1　燃料取り出し用構台のイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用構台の検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示

(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，改訂版 2013 年８月発行）

(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2018 年 12 月）

(4) 鋼構造設計規準ー許容応力度設計法ー（日本建築学会，2005 年 9 月）

(5) 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2015 年)

(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）

(7) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）

(8) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）

(9) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2015)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 27 年 6 月 改定）

(10) 乾式キャスク使用済燃料中間建屋の基礎構造の設計技術規程(JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 22 年 4 月 発刊）

4.1.2　構造概要

燃料取り出し用構台は，東西方向 27.0m，南北方向 32.7m，高さ 44.75m の矩形架構で構造種別は鉄骨造である。燃料取り出し用構台の概要を以下に示す。なお，オイルダンパ，弾性支承の設置目的及び役割については，別冊２８ P6 参照。

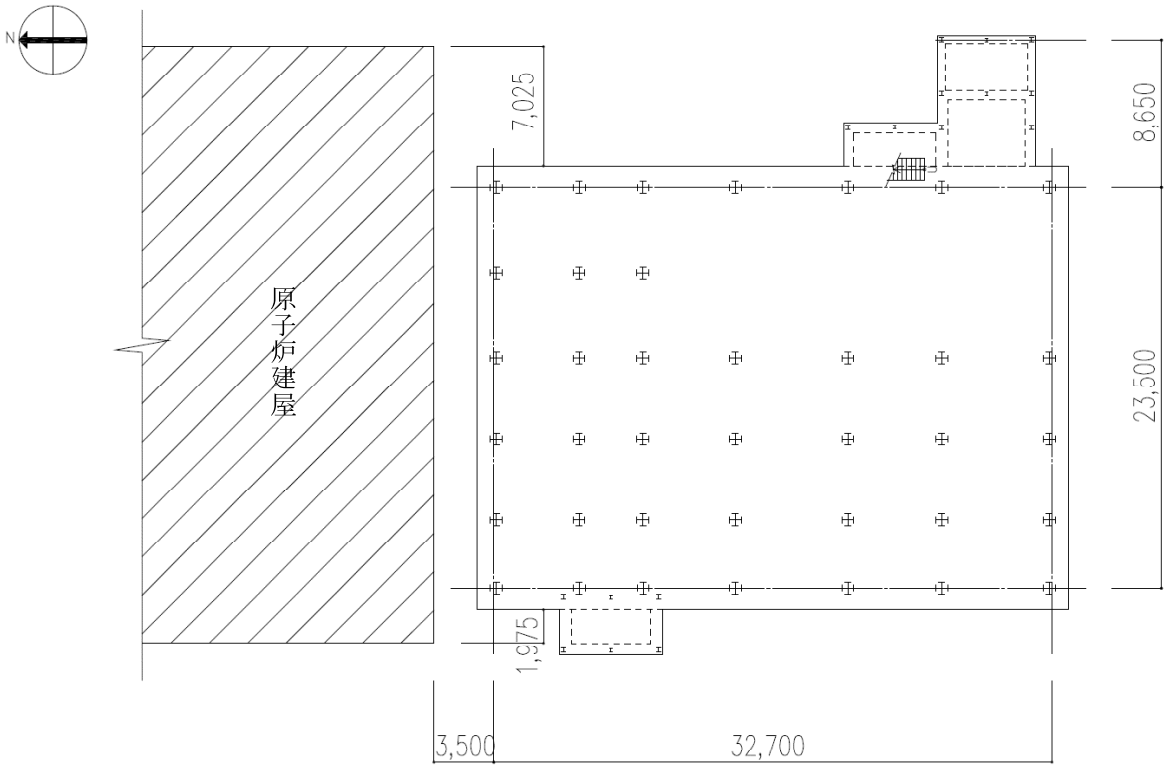
(1) 原子炉建屋と燃料取り出し用構台の間にオイルダンパ（水平棟間）を設置する。

(2) 構台は 5 層の柱・梁・ブレース及びオイルダンパ（鉛直）から成る架構とし，オイルダンパ（鉛直）はブレース状に配置する。

(3) 前室は，柱・梁・ブレース及び屋根トラスから成る架構とする。

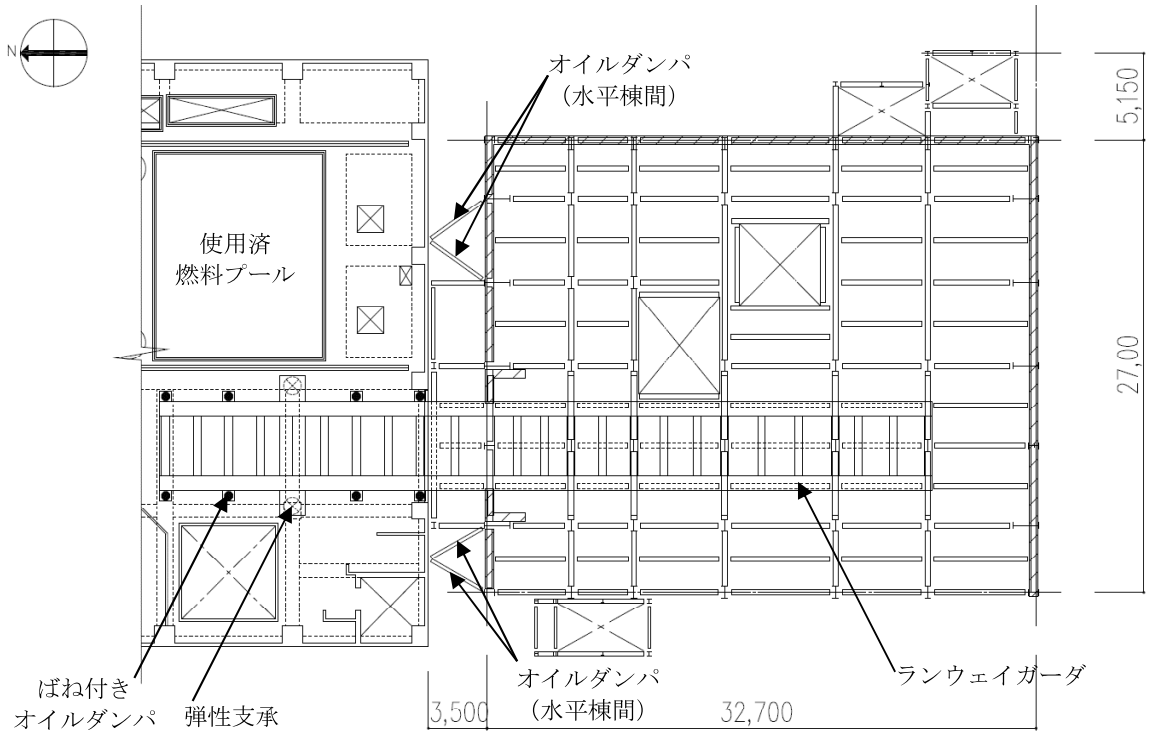
(4) ランウェイガーダは，原子炉建屋南側外壁に開口を設け，構台と原子炉建屋に跨がる形で設置する。構台内では EW 方向の大梁に接続し，水平方向，鉛直方向ともに支持する。原子炉建屋内では水平方向の支持は行わないため，構台からの片持形式であり，鉛直方向は弾性支承で支持する。なお，弾性支承と原子炉建屋床面の固定は行わない。また，ランウェイガーダと原子炉建屋床面との間にばね付きオイルダンパを設置する。ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材を取付け，原子炉建屋床面上に設置したすべり板との間で接触させ，水平方向に滑動可能な構造とする。

燃料取り出し用構台の概要図を図 4.1.2-1～図 4.1.2-3 に示す。

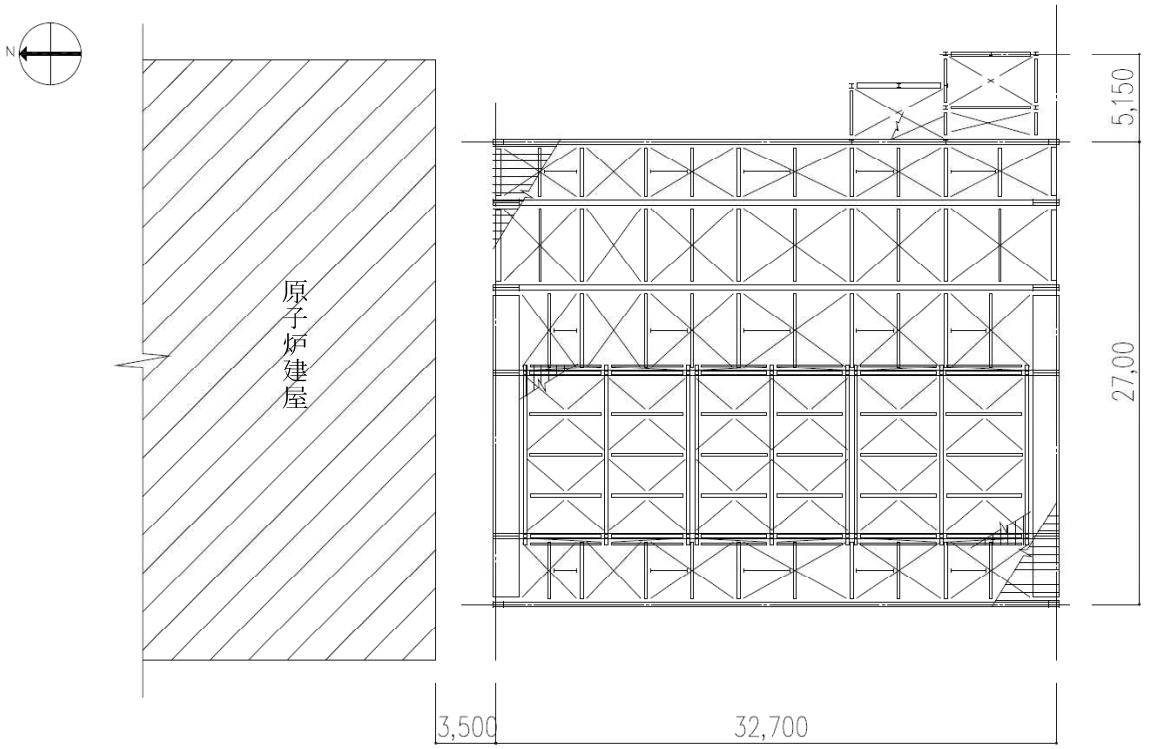


(a) 1F 伏図(G.L.2,020)

図 4.1.2-1　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

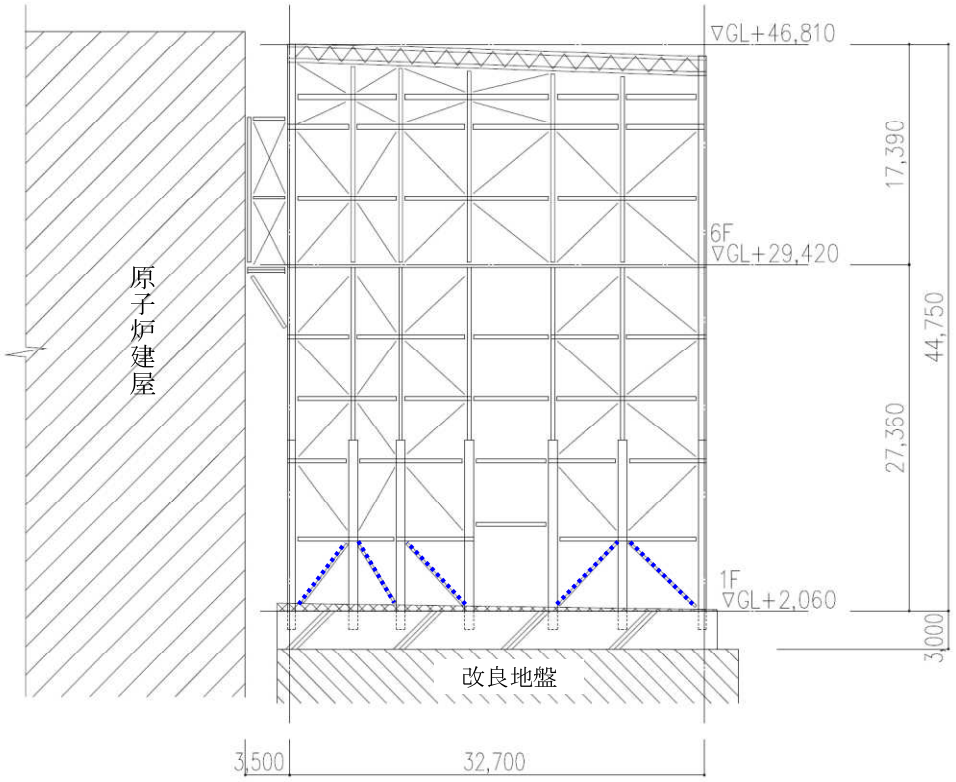


(a) 6F 伏図 (G. L. 29, 420)

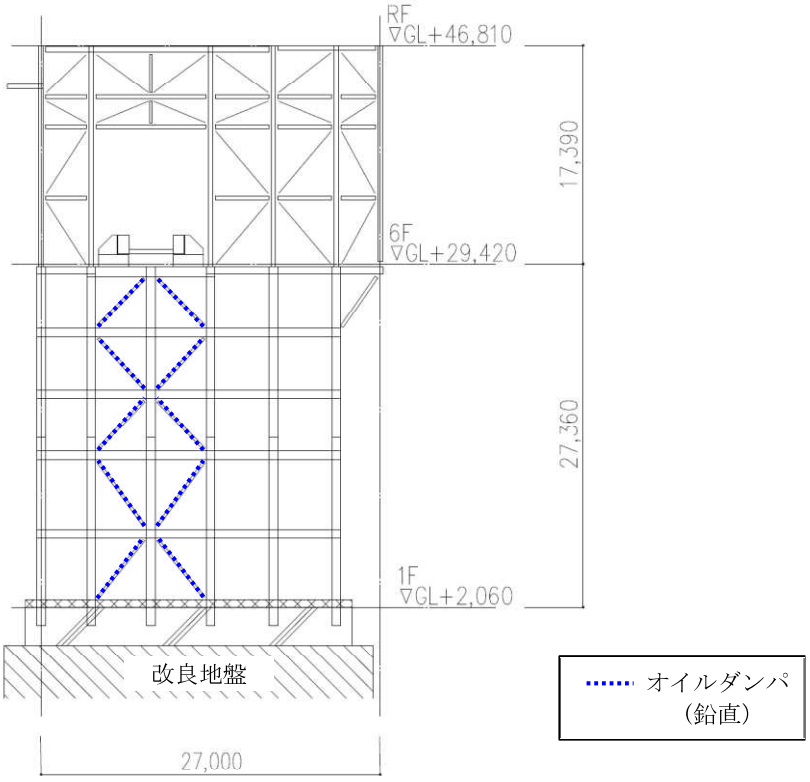


(b) 屋根伏図

図 4.1.2-2　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）



(a) 構台最西側軸組図



(b) 構台最北側軸組図

図 4.1.2-3　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

4.1.3　検討フロー

燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性の検討フローを図 4.1.3-1 に示す。

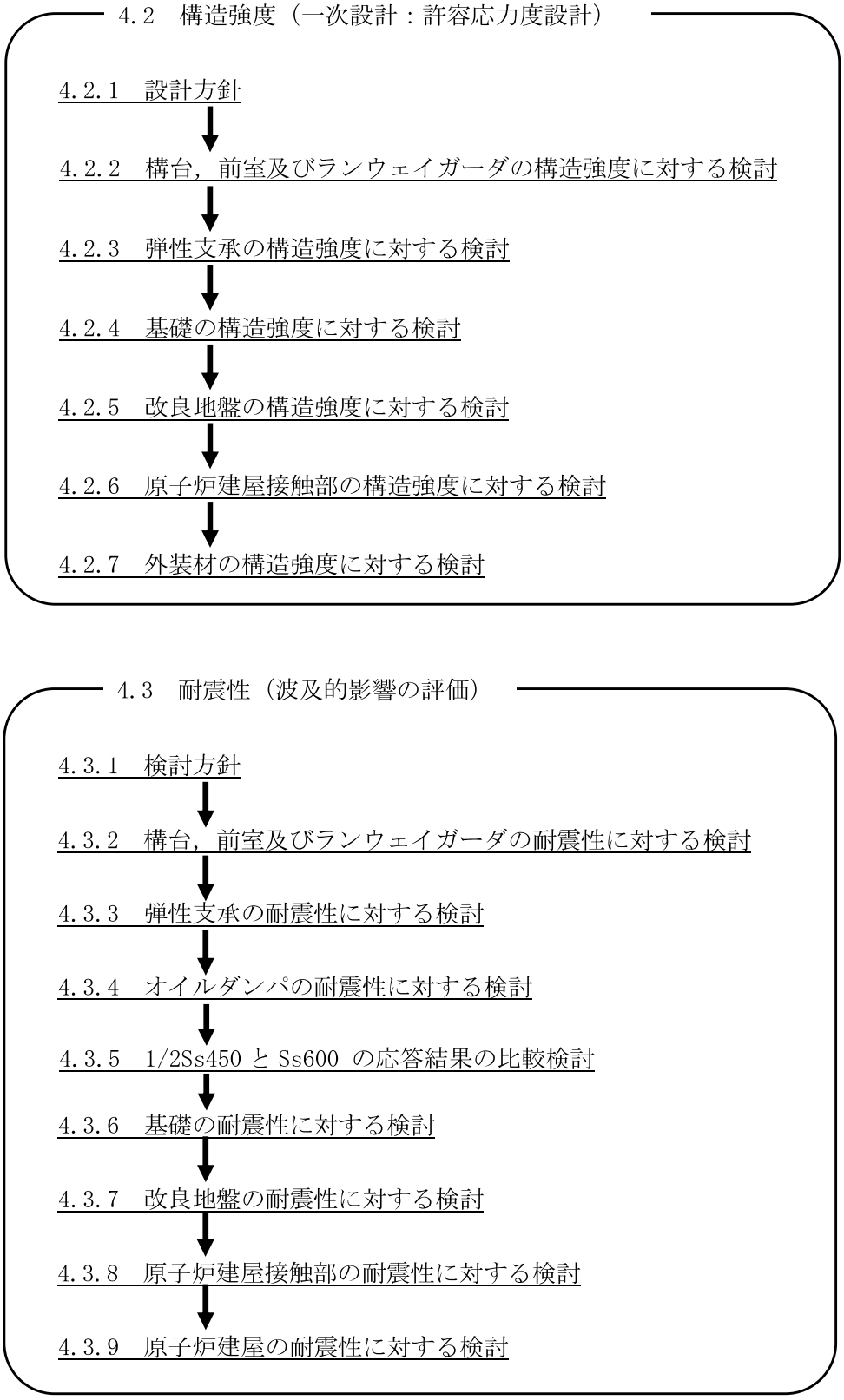


図 4.1.3-1　燃料取り出し用構台の検討フロー

4.2　構造強度

4.2.1　設計方針

構造強度の検討は，構台，前室及びランウェイガーダ，弾性支承，基礎及び改良地盤について許容応力度設計を実施する。

(1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 4.2.1-1～表 4.2.1-3 に示す。なお，弾性支承の詳細仕様については，別冊２８ P46，P47 参照。

表 4.2.1-1　燃料取り出し用構台の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
床・基礎スラブ	コンクリート	2.27×10^4	0.2	23.0

コンクリートの許容応力度　(単位：N/mm^2)

設計基準強度	長期			短期		
24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	―	0.73	16.0	―	1.095

鉄筋の許容応力度　(単位：N/mm^2)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295	―	195	195	295	295
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　(単位：N/mm^2)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SGLCC	205	JIS G 3321 に従い，左記 F の値（降伏点又は耐力）より求める
	SS400	235 *	「建設省告示第 2464 号」に従い，左記 F の値より求める *:終局強度は基準強度 F 値の 1.1 倍とする。
	SM490A，STK490	325 *	
	SN490B，SN490C	325 *	
T＞40mm	SN490B	295 *	
	TMCP325	325 *	

表 4.2.1-2　弾性支承の物性値

弾性支承の物性値

種別	ゴム			鋼　材	
積層ゴム	ゴム径 (mm)	鉛直剛性 ($\times 10^3$ kN/m)	水平剛性 ($\times 10^3$ kN/m)	フランジ プレート	内部鋼板
	750	2140	0*	SS400	SS400

＊：ローラー支承と仮定

表 4.2.1-3　改良地盤・支持地盤の許容応力度

改良地盤の許容応力度　　(単位：kN/m^2)

設計基準強度=3000*1	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	1000	―	200	2000	―	400
断面欠損を考慮*2	980	―	150	1960	―	300

＊1：設計圧縮強度 = 5000kN/m^2

＊2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　　(単位：kN/m^2)

種別	長期*3	短期*3
泥岩（岩盤）	1960	3920

＊3：「福島第一原子力発電所第４号機工事計画認可申請書」による

(2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1)　鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用構台に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱設備による荷重を表 4.2.1-4 に示す。なお，燃料取扱設備位置の選定根拠については，別冊２８ P52～P54 参照。

構内用輸送容器揚重時を想定し，構内用輸送容器を含んだ重量とする。

表 4.2.1-4　燃料取扱設備荷重

位　置	合計重量(t)
原子炉建屋内(A)	310
前室内(B)	310

2)　積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令第 86 条及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

なお，国土交通省告示 594 号による多雪区域以外の区域における積雪後の降雨を見込んだ割増係数を乗じた積雪荷重を考慮する。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^2/cm

3)　風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 4.2.1-5 に示す。

表 4.2.1-5　速度圧の算定結果

建物高さ* H(m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo(m/s)	速度圧 q(N/m^2)
46.81	1.26	2.00	3.16	30	1707

＊：建物高さは，安全側に水上鉄骨天端とする

4)　地震荷重（K）

燃料取り出し用構台に作用させる地震荷重は，G.L.+2.06m（構台基礎上端レベル）を基準面とした構台の水平地震力の算定結果より設定する。水平地震力は下式より算定し，算定結果を表4.2.1-6および表4.2.1-7に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：層せん断力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi ：当該部分が支える重量（kN）

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，燃料取り出し用構台の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

i層の水平震度kiは，下式によって算定する。

$Pi=Q_i-Q_{i-1}$

$ki=Pi/wi$

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震力の差（kN）

wi：各階重量（kN）

表 4.2.1-6　燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果（NS 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
R	46.81	3523.2	—	—	—	—	1068	0.304
8	46.81～40.42	2275.1	3523.2	1.263	0.303	1068	655	0.288
7	40.42～34.82	1316.1	5798.3	1.238	0.297	1722	354	0.269
6	34.82～29.42	22168.4	7114.4	1.216	0.293	2076	5631	0.254
5	29.42～24.30	2805.8	29282.8	1.097	0.263	7707	638	0.228
4	24.30～19.38	2426.8	32088.5	1.084	0.260	8345	487	0.201
3	19.38～14.46	2957.4	34515.3	1.066	0.257	8832	524	0.178
2	14.46～8.26	3530.4	37472.7	1.040	0.249	9356	484	0.138
1	8.26～2.06	—	41003.1	1.000	0.240	9841	—	—

表 4.2.1-7　燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
R	46.81	3523.2	—	—	—	—	1147	0.326
8	46.81～40.42	2275.1	3523.2	1.357	0.326	1147	719	0.317
7	40.42～34.82	1316.1	5798.3	1.341	0.323	1866	376	0.286
6	34.82～29.42	22168.4	7114.4	1.313	0.315	2242	6033	0.273
5	29.42～24.30	2805.8	29282.8	1.178	0.282	8276	609	0.217
4	24.30～19.38	2426.8	32088.5	1.154	0.278	8884	394	0.163
3	19.38～14.46	2957.4	34515.3	1.120	0.269	9278	339	0.115
2	14.46～8.26	3530.4	37472.7	1.069	0.257	9617	224	0.064
1	8.26～2.06	—	41003.1	1.000	0.240	9841	—	—

5)　荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱設備の位置を図 4.2.1-1 に，荷重組合せを表 4.2.1-8 に示す。

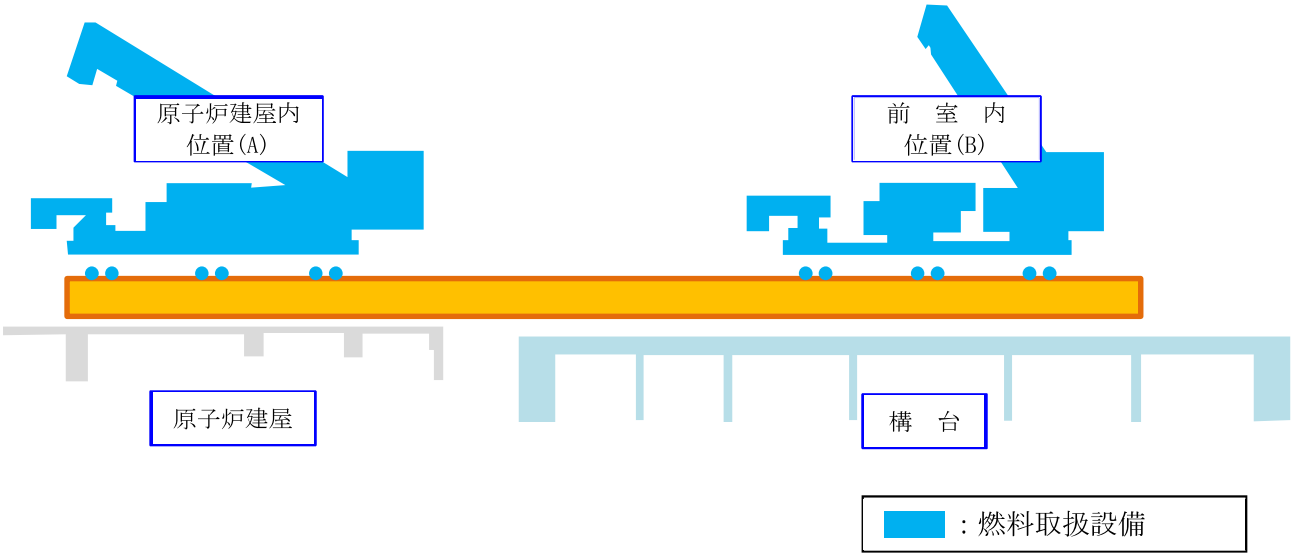


図 4.2.1-1　燃料取扱設備の位置

表 4.2.1-8　荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL	長期
積雪時	S	VL+SL	短期
暴風時	W	VL+WL	
地震時	E1	VL+K(+NS)	
	E2	VL+K(-NS)	
	E3	VL+K(+EW)	
	E4	VL+K(-EW)	

注：各荷重ケースにおいて，燃料取扱設備の位置は原子炉建屋内位置(A)と前室内位置(B)の 2 ケース考慮する。

地震時と暴風時の燃料取り出し用構台の層せん断力について，風荷重の受圧面積が大きい EW 方向で比較した結果を図 4.2.1-2 に示す。図 4.2.1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

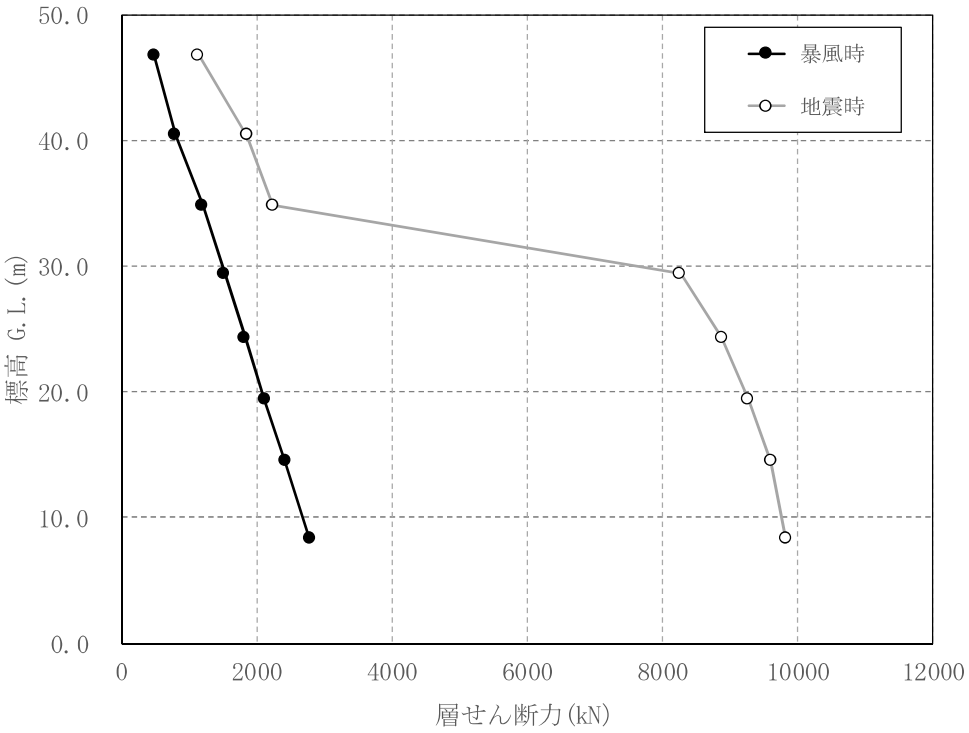


図 4.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較（EW 方向）

4.2.2　構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

(1) 解析モデル

架構の解析モデルは，構台及び前室とランウェイガーダを構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 4.2.2-1 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部は固定とする。

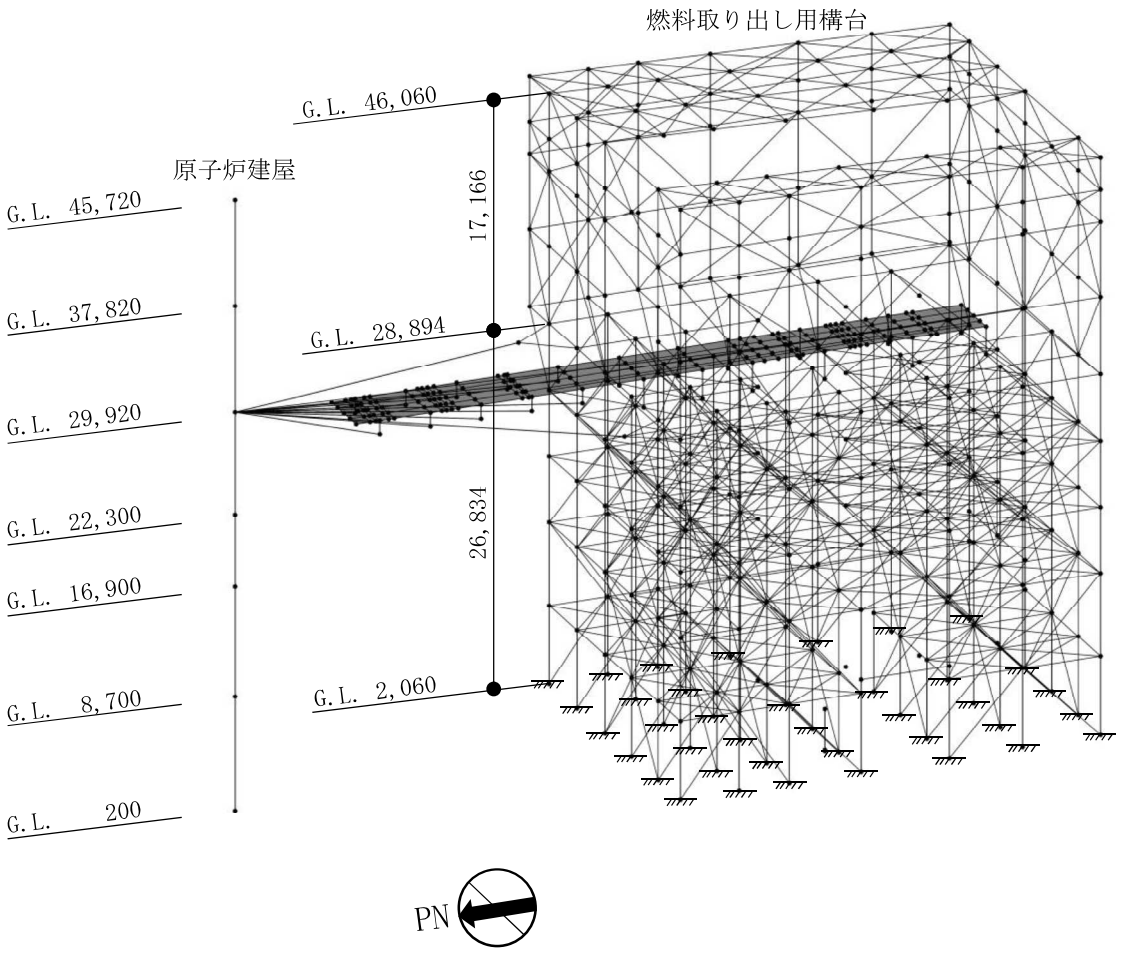


図 4.2.2-1　解析モデル

(2)　断面検討

1)　柱及び梁部材の検討

部材の応力度比は，「鋼構造設計規準」に従い，2 方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表される。

・軸圧縮の場合　　$\sqrt{\left(\frac{\sigma_c}{f_c}+\frac{\sigma_{by}}{f_{by}}+\frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2+\left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\sqrt{\left(\frac{\sigma_t}{f_t}+\frac{\sigma_{by}}{f_{by}}+\frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2+\left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2}\leqq 1$

ここで，　　σ_c，σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

σ_{by}，σ_{bz}：強軸まわりの曲げ応力度（M_y/Z_y）

及び弱軸まわりの曲げ応力度（M_z/Z_z）(N/mm^2)

M_y，Z_y：強軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm^3)

M_z，Z_z：弱軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm^3)

τ：せん断応力度（Q/A_s）(N/mm^2)

Q：せん断力(N)，A_s：せん断断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

f_{by}：強軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm^2)

f_{bz}：弱軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm^2)

f_s：許容せん断応力度(N/mm^2)

2)　トラス梁の斜材，ブレースの検討

応力度比の検討は，軸力に対し下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　　$\frac{\sigma_c}{f_c}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\frac{\sigma_t}{f_t}\leqq 1$

ここで，　　σ_c，σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

表 4.2.2-1 に常時に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を，図 4.2.2-2 に応力度比が最大となる部材を示した図を示す。同様に，表 4.2.2-2 に地震時に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を，図 4.2.2-3 に応力度比が最大となる部位を示した図を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 4.2.2-1　断面検討結果（常時）

部　位		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-1500×400 ×16×32 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_c	7.4	f_c	203	0.32	O.K.
				σ_{by}	49.7	f_{by}	211		
				σ_{bz}	9.4	f_{bz}	216		
				τ	4.6	f_s	125		
	ⓑ梁	H-1500×500 ×19×40 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_t	0.2	f_t	216	0.11	O.K.
				σ_{by}	5.1	f_{by}	193		
				σ_{bz}	16.0	f_{bz}	216		
				τ	1.2	f_s	125		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 〈STK490〉	C (A,B)	σ_c	30.2	f_c	157	0.20	O.K.
	ⓓ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_c	76.4	f_c	174	0.45	O.K.
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216		
				τ	0.2	f_s	125		
	ⓔ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	C (A,B)	σ_c	59.9	f_c	136	0.45	O.K.
	ⓕランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈TMCP325〉	C (B)	σ_c	0.0	f_c	216	0.23	O.K.
				σ_b	45.7	f_b	216		
				τ	9.2	f_s	125		
構台	ⓖ柱	H-700×300 ×16×32 〈SM490A〉	C (B)	σ_c	48.7	f_c	144	0.48	O.K.
				σ_{by}	20.5	f_{by}	161		
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216		
				τ	3.8	f_s	125		
	ⓗ梁	H-800×350 ×19×36 〈SM490A〉	C (B)	σ_c	0.0	f_c	200	0.44	O.K.
				σ_{by}	59.0	f_{by}	207		
				σ_{bz}	0.0	f_{bz}	216		
				τ	41.4	f_s	125		
	①鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 〈STK490〉	C (B)	σ_c	21.4	f_c	142	0.16	O.K.

＊1：ⓐ～①の符号は図 4.2.2-2 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

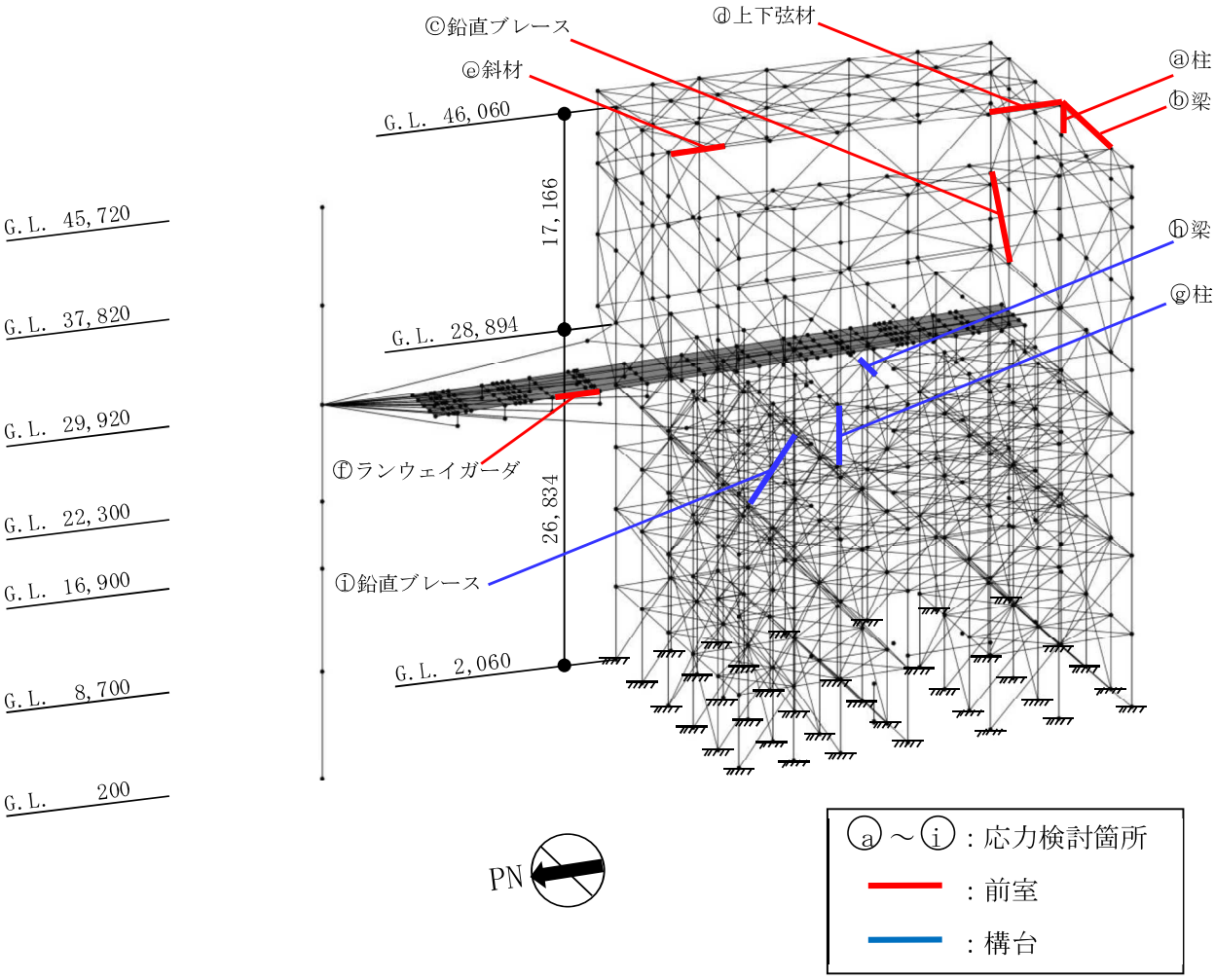


図 4.2.2-2　応力度比が最大となる部材（常時）

表 4.2.2-2　断面検討結果（地震時）

部　位		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-1500×400 ×16×32 〈SM490A〉	E3 (B)	σ_c	7.8	f_c	304	0.25	O.K.
				σ_{by}	48.5	f_{by}	316		
				σ_{bz}	21.1	f_{bz}	324		
				τ	4.4	f_s	187		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	E3 (B)	σ_t	9.2	f_t	192	0.17	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	220		
				σ_{bz}	37.5	f_{bz}	324		
				τ	0.6	f_s	187		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-406.4×12.7 〈STK490〉	E3 (A)	σ_c	76.2	f_c	253	0.31	O.K.
	ⓓ水平ブレース	2[s-150×75×9 ×12.5 〈SS400〉	E3 (A)	σ_t	35.8	f_t	234	0.16	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	E4 (A)	σ_c	80.3	f_c	261	0.35	O.K.
				σ_{bz}	10.5	f_{bz}	324		
				τ	0.3	f_s	187		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	E2 (A,B)	σ_c	61.0	f_c	204	0.30	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈TMCP325〉	E3 (B)	σ_c	14.3	f_c	324	0.20	O.K.
				σ_b	45.7	f_b	324		
				τ	9.2	f_s	187		
構台	ⓗ柱	(X)H-700×300 ×40×40 (Y)H-700×350 ×40×40 〈SM490A〉	E1 (A)	σ_c	42.5	f_c	285	0.67	O.K.
				σ_{by}	11.2	f_{by}	312		
				σ_{bz}	154.4	f_{bz}	324		
				τ	7.3	f_s	187		
	ⓘ梁	H-700×350 ×19×36 〈SM490A〉	E3 (A)	σ_c	1.0	f_c	241	0.57	O.K.
				σ_{by}	134.0	f_{by}	261		
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	324		
				τ	38.1	f_s	187		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	E2 (A)	σ_t	83.8	f_t	231	0.37	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	E1 (A)	σ_t	44.5	f_t	234	0.20	O.K.

＊1：ⓐ～ⓚの符号は図 4.2.2-3 の応力検討箇所を示す

＊2：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

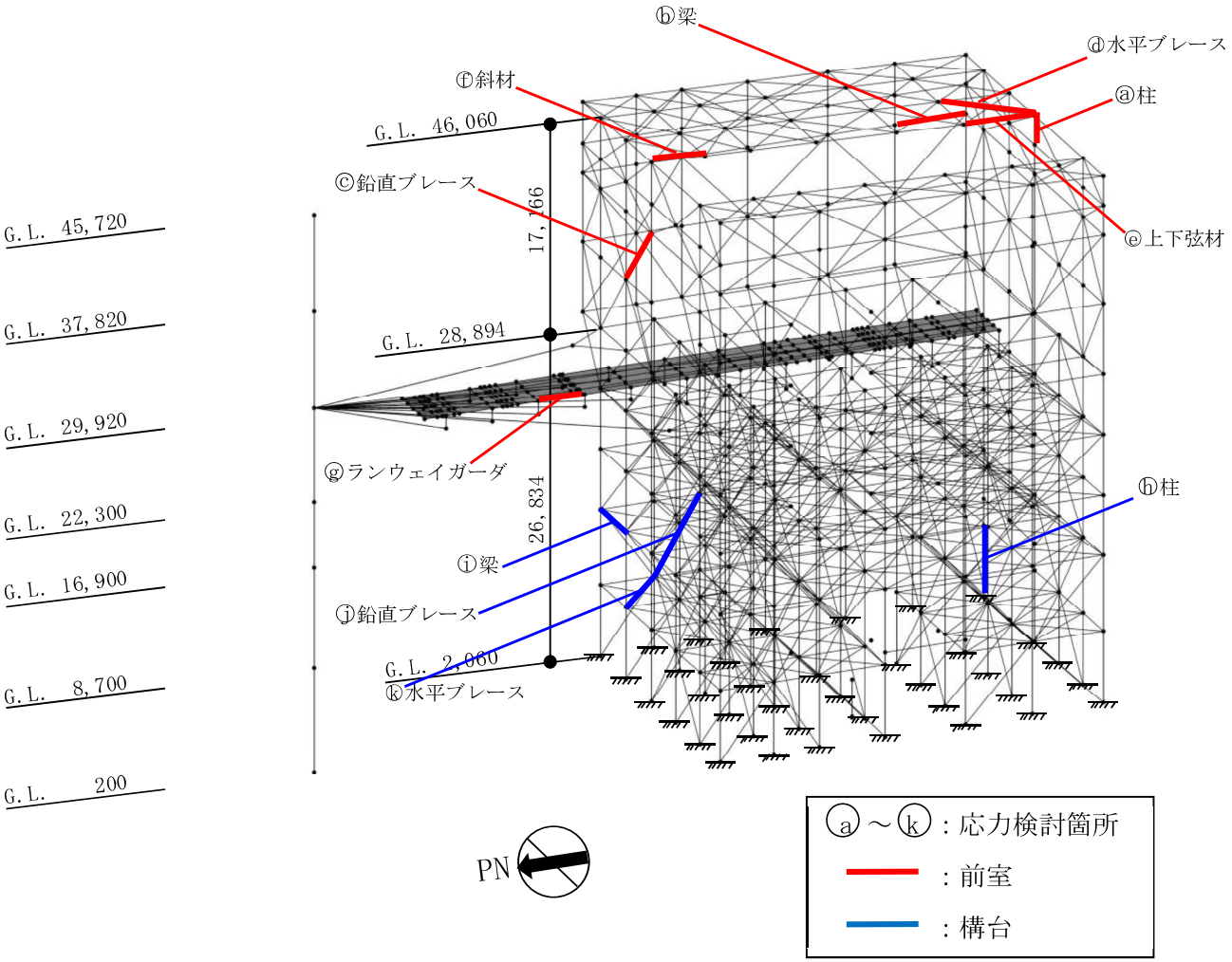


図 4.2.2-3　応力度比が最大となる部材（地震時）

4.2.3　弾性支承の構造強度に対する検討

弾性支承に作用する圧縮力による面圧が，弾性支承の圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

検討の結果，最大圧縮面圧が圧縮限界強度以下となることを確認した。

表 4.2.3-1　弾性支承の構造強度に対する検討結果

設置位置	最大面圧発生ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D(N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	E2(A)	43.00	6.37	0.15	O.K.
東側	E2(A)	43.00	6.36	0.15	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

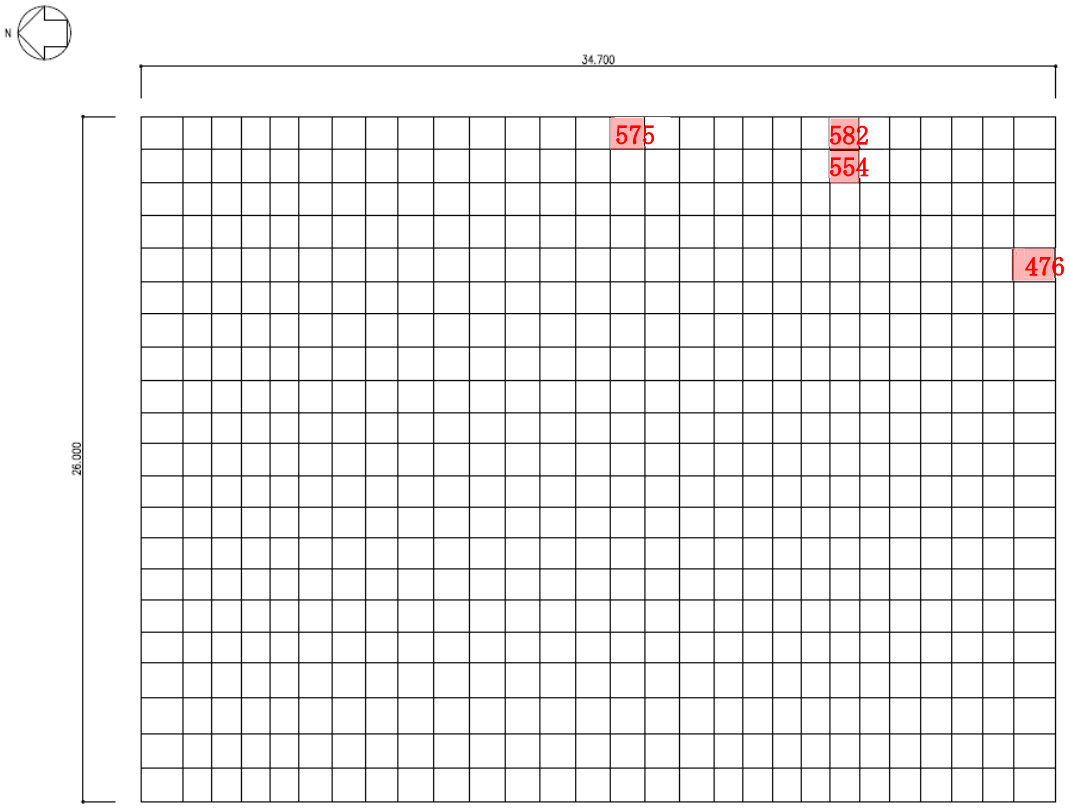
4.2.4　基礎の構造強度に対する検討

(1)　設計方針

基礎の応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い，解析モデルは図4.2.4-1 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。但し，浮き上がった場合は，ばねの剛性が０となる。

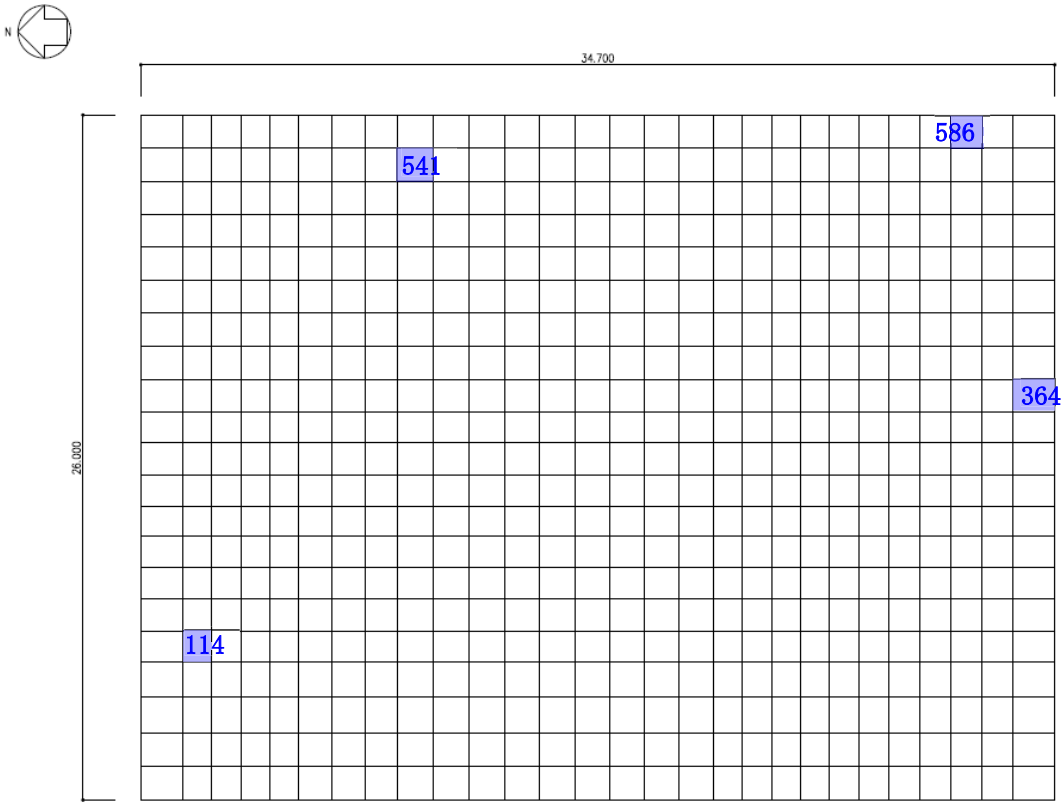
(2)　解析モデル

解析モデルを図 4.2.4-1，図 4.2.4-2 に示す。



凡例　###：断面算定要素(常時:C)（数字は要素番号）

図 4.2.4-1　解析モデル図(常時:C)（単位：mm）



凡例　###　：断面算定要素(地震時:E1～E4)（数字は要素番号）

図 4.2.4-2　解析モデル図（単位：mm）

(3)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 4.2.4-1，表 4.2.4-2 に示し，配筋図を図 4.2.4-3 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 4.2.4-1　断面検討結果（常時:C）

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力		N/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
575	NS	C(B)	-0.5	408.2	0.000	0.045	0.026	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	75.5	1775	O.K.
476	EW	C(B)	-0.8	798.1	0.000	0.089	0.051	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	101.1	1775	O.K.
582	NS	C(B)	1.6	75.3	0.001	0.008	0.005	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	466.3	1775	O.K.
554	EW	C(B)	-0.7	22.0	0.000	0.002	0.001	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	488.7	1775	O.K.

表 4.2.4-2　断面検討結果（地震時:E1～E4 ）

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力		N/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
541	NS	E2(B)	-119.5	969.9	0.040	0.108	0.061	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	50.8	2616	O.K.
114	EW	E4(A)	-104.7	1140.3	0.035	0.127	0.046	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	14.4	2663	O.K.
586	NS	E3(A)	29.4	316.8	0.010	0.035	0.010	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	748.8	2663	O.K.
364	EW	E1(B)	26.5	109.7	0.009	0.012	0.003	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	677.2	2663	O.K.

*1：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

*2：圧縮を正とする。

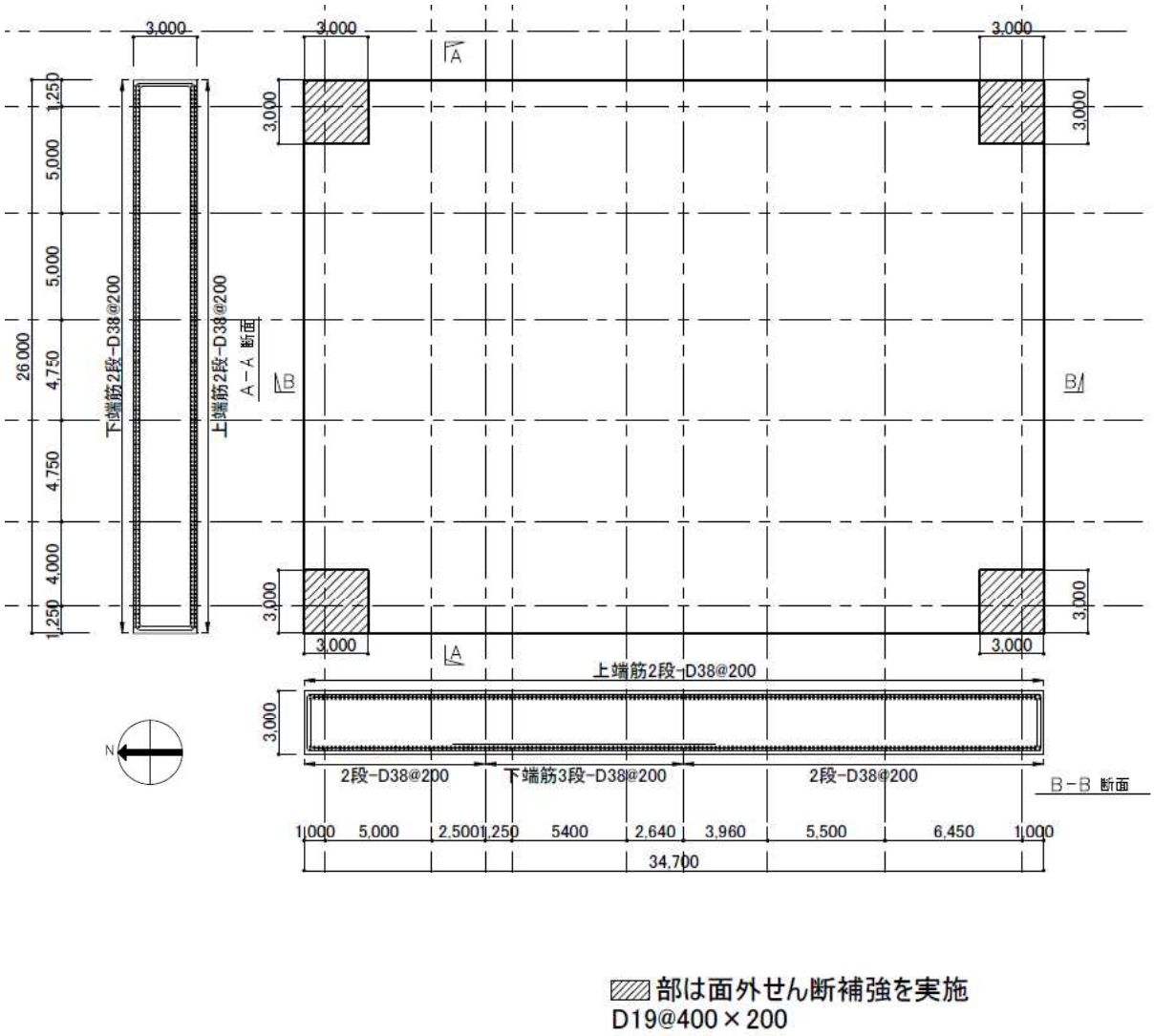


図 4.2.4-3　基礎の配筋図（単位：mm）

4.2.5　改良地盤の構造強度に対する検討

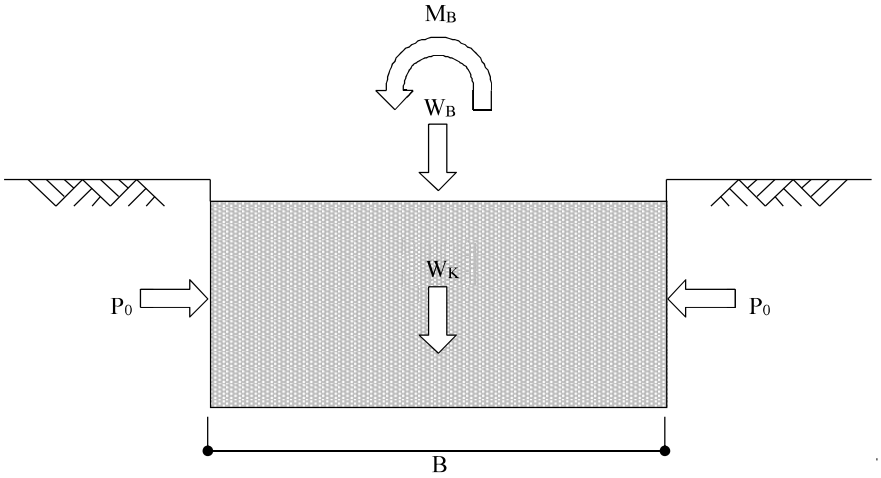
(1)　設計方針

燃料取り出し用構台を支持する改良地盤は，基礎直下の地盤を南北方向に 34.7m，東西方向に 26.0m，改良厚さ 7.16m とし，G.L.-8.1m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

(2)　常時に対する検討

1)　改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 4.2.5-1 に作用荷重を示す。



W_B：燃料取り出し用構台荷重

W_K：改良地盤の自重

M_B：燃料取り出し用構台の偏心による転倒モーメント

P_o：長期設計用土圧

B：改良幅

図 4.2.5-1　作用荷重（常時:C）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = WB+WK = 233360$ kN

転倒モーメントの合計　　$\Sigma M_{BX} = 32707$ kNm（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_{BY} = 58936$ kNm（Y 軸回り:NS 方向加力）

改良地盤の最大接地圧　　$qr = \Sigma W/A + \Sigma M_{BX}/Z_X + \Sigma M_{BY}/Z_Y = 279$ kN/m^2

改良地盤に生じる最大接地圧（qr）は，改良地盤の長期許容圧縮応力度（$_Lfsc$）以下であることを確認した。

$qr = 279$ kN/m^2 ≦ $_Lf_{SC} = 980$ kN/m^2

2)　支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（qr）が，改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度（$_Lqa$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　　$qr = 279$ kN/m^2

支持地盤の長期許容支持力度　　$_Lqa = 1960$ kN/m^2

$qr = 279$ kN/m^2 ≦ $_Lqa = 1960$ kN/m^2

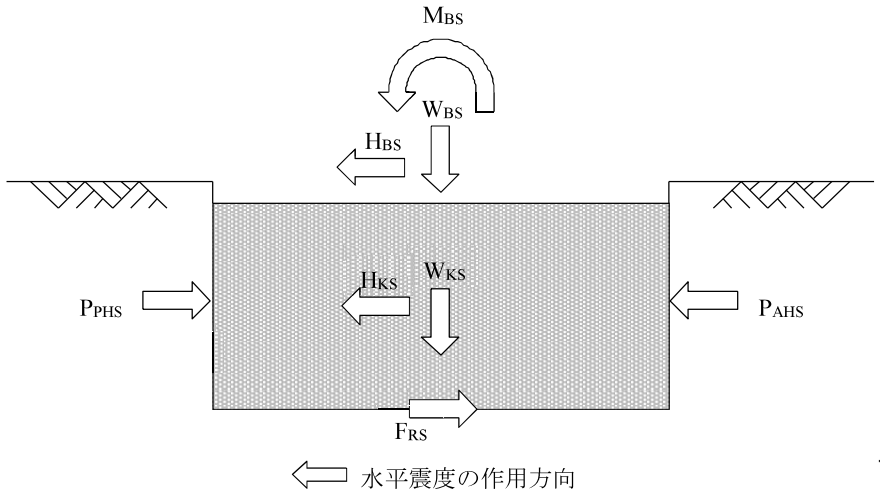
3)　沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため，沈下の検討は不要である。

(3)　地震時に対する検討

1)　改良地盤の検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 4.2.5-2 に作用荷重を示す。



W_{BS}：燃料取り出し用構台荷重

W_{KS}：改良地盤の自重

H_{BS}：燃料取り出し用構台による水平力

M_{BS}：燃料取り出し用構台による改良地盤底面における転倒モーメント

H_{KS}：改良地盤の慣性力（地中震度 0.15）

P_{AHS}：地震時主働土圧による水平力

P_{PHS}：地震時受働土圧による水平力

F_{RS}：支持地盤のせん断抵抗力

図 4.2.5-2　作用荷重（地震時:E1～E4）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τmax）は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = W_{BS}+W_{KS} = 233360$ kN

水平力の合計　　$\Sigma H_X = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS} = 37007$ kN（NS 方向）

$\Sigma H_Y = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS} = 37391$ kN（EW 方向）

転倒モーメントの合計　$\Sigma M_X = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS} = 629283$ kNm（X 軸回り：EW 方向加力）

$\Sigma M_Y = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS} = 611209$ kNm（Y 軸回り：NS 方向加力）

ここに，　M_{KS}：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧　$q_{1SX} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y = 396$ kN/m^2

$q_{1SY} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X = 440$ kN/m^2

改良地盤底面の最大せん断応力　$\tau_{Xmax} = 1.2\times\Sigma H_X/A = 50$ kN/m^2

$\tau_{Ymax} = 1.2\times\Sigma H_Y/A = 50$ kN/m^2

改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は短期許容応力度（${}_sf_{sc}$ 及び ${}_sf_{ss}$）以下であることを確認した。

$q_{1S} = 440$ kN/m^2 ≦ ${}_sf_{SC} = 1960$ kN/m^2

$\tau_{max} = 50$ kN/m^2 ≦ ${}_sf_{SS} = 300$ kN/m^2

2)　支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_{1S}）が，改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度（${}_sq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　$q_{1S} = 440$ kN/m^2

支持地盤の短期許容支持力度　${}_sq_a = 3920$ kN/m^2

$q_{1S} = 440$ kN/m^2 ≦ ${}_sq_a = 3920$ kN/m^2

4.2.6　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

(1)　弾性支承反力に対する検討

弾性支承からの反力によって原子炉建屋 RC 梁に生じるせん断力が，梁の許容せん断耐力以下となることを確認する。

弾性支承の反力は基本的に，プール壁及び下階柱に直接かかるように配置するが，一部梁端に作用するため，それを考慮する。

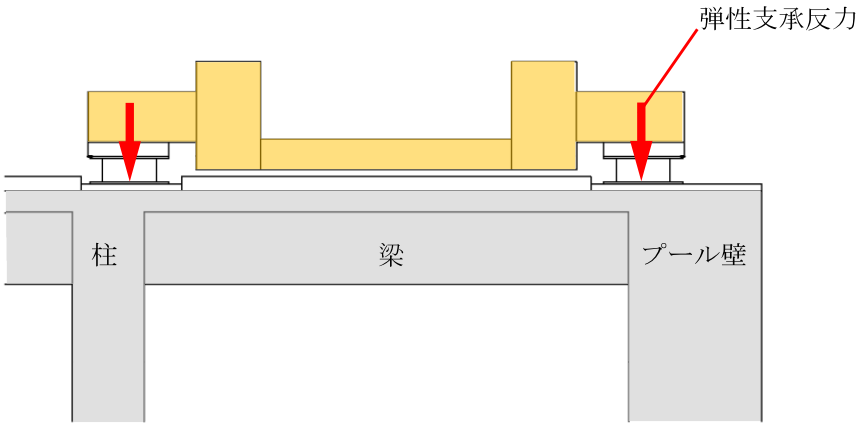


図 4.2.6-1　弾性支承からの反力

検討の結果，梁の発生せん断力が長期許容せん断力以下になることを確認した。

表 4.2.6-1　弾性支承反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	梁端せん断力 Q(kN)	長期許容せん断力 Qa(kN)	耐力比 Q/Qa	判定
弾性支承受梁	C (A)	760	1486	0.52	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

4.2.7　外装材の構造強度に対する検討

(1)　設置目的

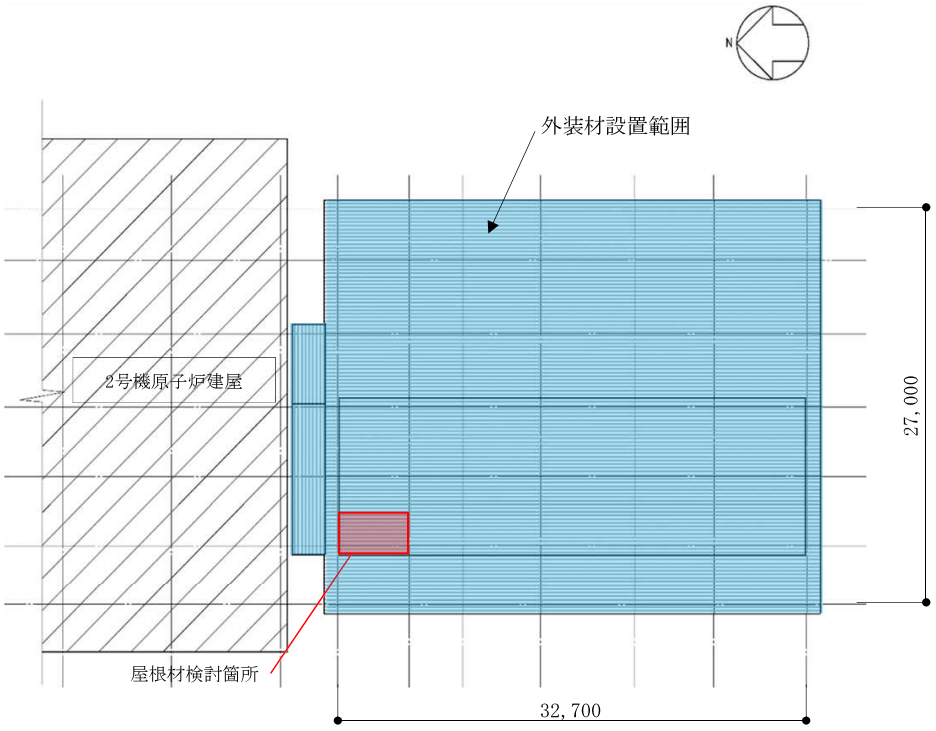
燃料取り出し用構台前室周囲には，燃料取り出し作業環境の整備並びに放射性物質の飛散・拡散防止のため，外装材を設置する。

(2)　評価方針

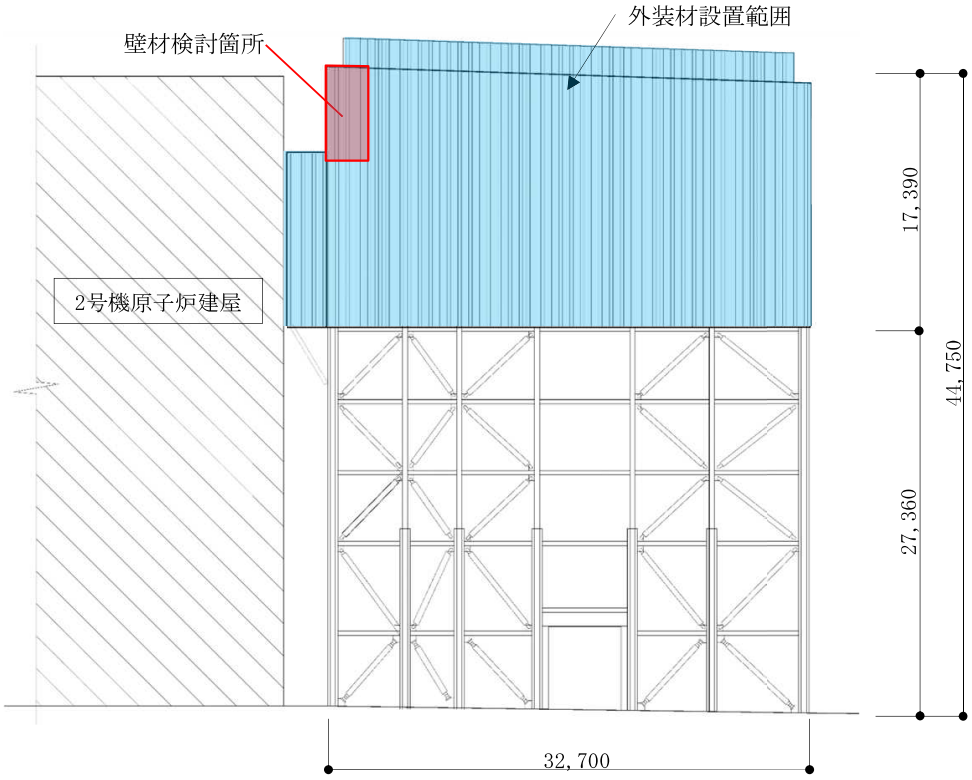
架構の屋根材，壁材には金属製外装材を用いる。断面検討は，屋根材，壁材それぞれに風圧力によって生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。

(3)　検討箇所

短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 4.2.7-1 に示す。



a. 屋根伏図



b. 西側立面

図 4.2.7-1　外装材検討箇所（単位：mm）

(3)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 及び建設省告示第 1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

表 4.2.7-1　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 Er	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
47	1.258	30	855

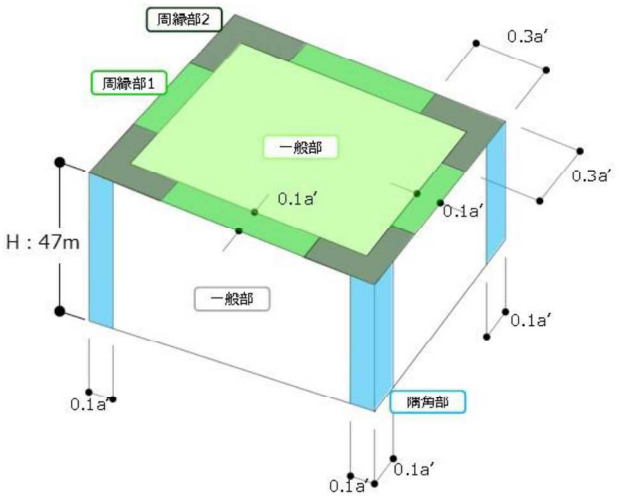
表 4.2.7-2　ピーク風力係数（屋根）

建物高さ* H (m)	正圧	負圧		
		一般部	周縁部 1	周縁部 2
47	0.50	-2.50	-3.20	-4.30

表 4.2.7-3　ピーク風力係数（壁）

建物高さ* H (m)	正圧	負圧	
		一般部	隅角部
47	2.60	-1.88	-2.31

＊：建物高さは，安全側に建築物の高さと軒の高さ(水上側鉄骨天端)との平均値以上とした



a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか
小さな数値（30 を超えるときは，30 とする）（単位：m）

図 4.2.7-2　風力係数の算定箇所

(4)　外装材の断面検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，外装材の自重は考慮しないものとする。外装材の支持間隔は，保守的な評価となるように最長スパンを用いて評価するものとし，屋根材の間隔は，3.3m で連続支持，壁材は 0.75m で連続支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 4.2.7-4 及び表 4.2.7-5 に示す。また，検討結果を表 4.2.7-6 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 4.2.7-4　屋根材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.8	118	360	43.6	347	40.6

表 4.2.7-5　壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.6	59	2.31	1.67	2.31	1.67

表 4.2.7-6　応力度に対する検討結果

部位	材料	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
屋根材	SGLCC*1	124	205*2	0.61	O.K.
壁　材	SGLCC*1	96	205*2	0.47	O.K.

＊1：溶融 55%アルミニウム－亜鉛合金めっき鋼板

＊2：「JIS G 3321」の「降伏点又は耐力」とする

4.3　耐震性

4.3.1　検討方針

耐震性の検討は，構台，前室及びランウェイガーダ，弾性支承，オイルダンパ，基礎，改良地盤，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，1/2Ss450 に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。1/2Ss450 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力する。また，前述の通り 2 号機燃料取り出し用構台については，実施計画変更認可申請の審査期間中に適用地震動見直しが行われたことから，一部の評価については，Ss600 に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。Ss600 を用いた地震応答解析は水平 1 方向及び鉛直方向を同時に入力する。

4.3.2　構台，前室及びランウェイガーダの耐震性に対する検討

(1)　解析に用いる入力地震動

解析に用いる地震動は，2 波ある 1/2Ss450 のうち振幅の大きな検討用地震動①の 1/2 の地震動および Ss600 を用いる。

1/2Ss450 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力するが，全く同じ地震動が同時に水平 2 方向に入力されることは現実的に考えにくいことから，応答スペクトルに基づく検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で，目標とする応答スペクトルに適合する位相の異なる模擬地震波（別冊２８ P98，P99 参照）を利用する。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 4.3.2-1 に示す。なお，入力地震動策定の詳細については，別冊２８ P25，上下動の解析モデルへの入力方法の妥当性については，別冊２８ P26，P27 参照。

解放基盤表面位置（G.L.-206.0m）（震災前 O.P.-196.0m)における 1/2Ss450 と，Ss600 の 3 波の加速度時刻歴波形を図 4.3.2-2，図 4.3.2-3 及び図 4.3.2-4 に示す。

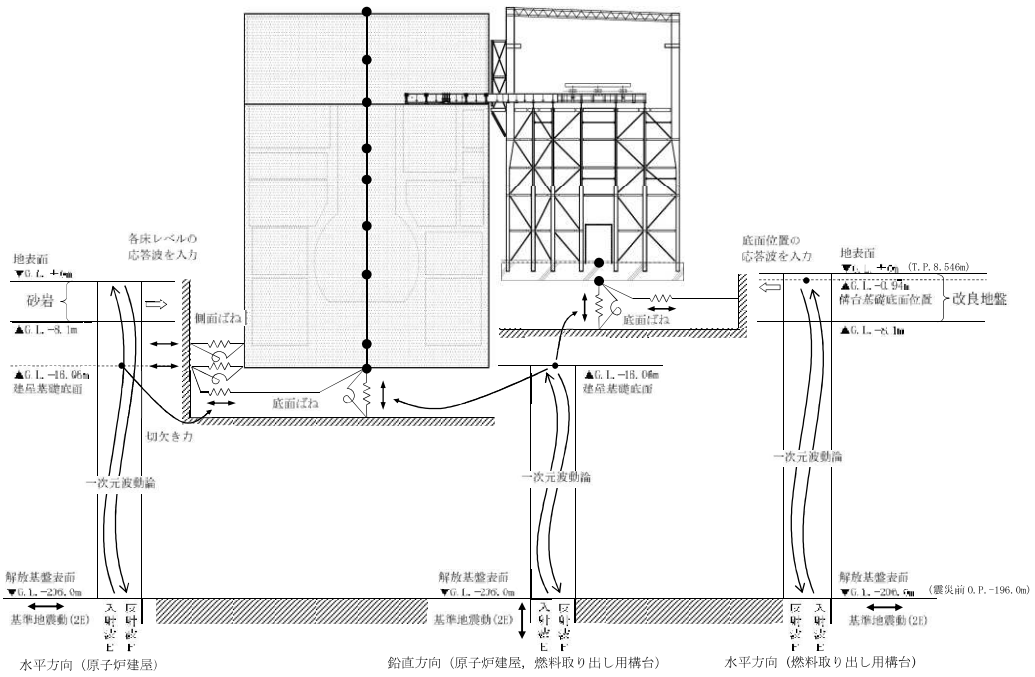
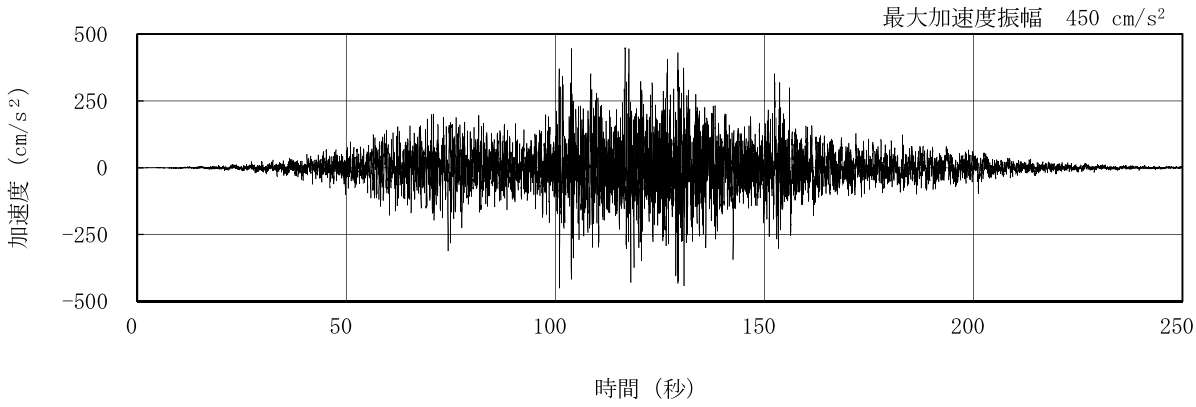
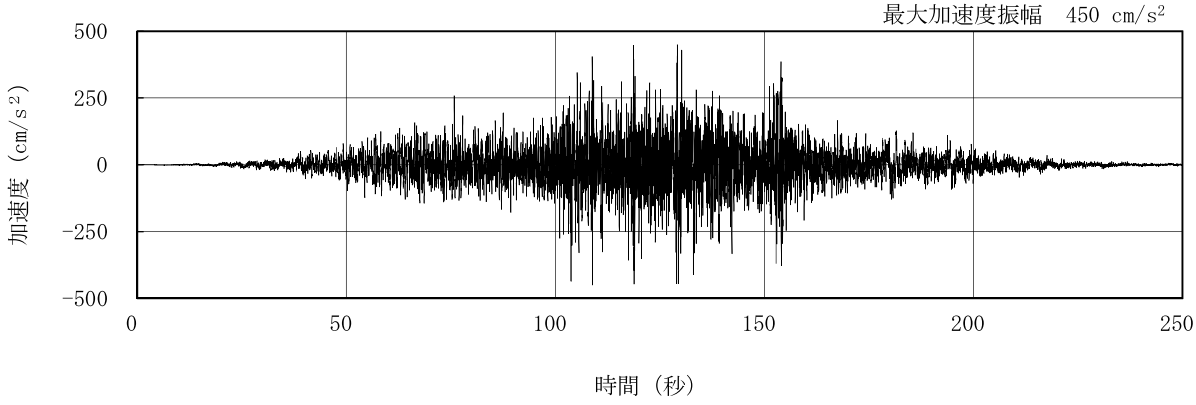


図 4.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

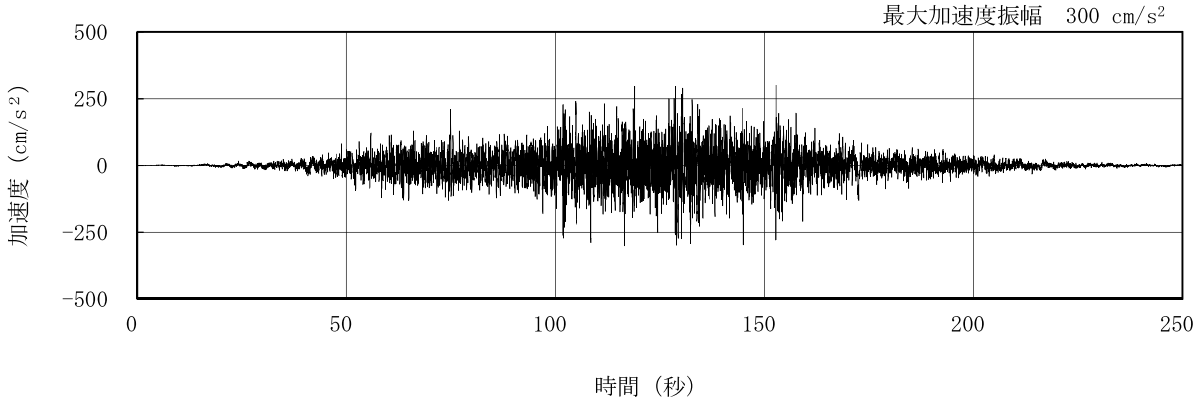
本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



（水平）

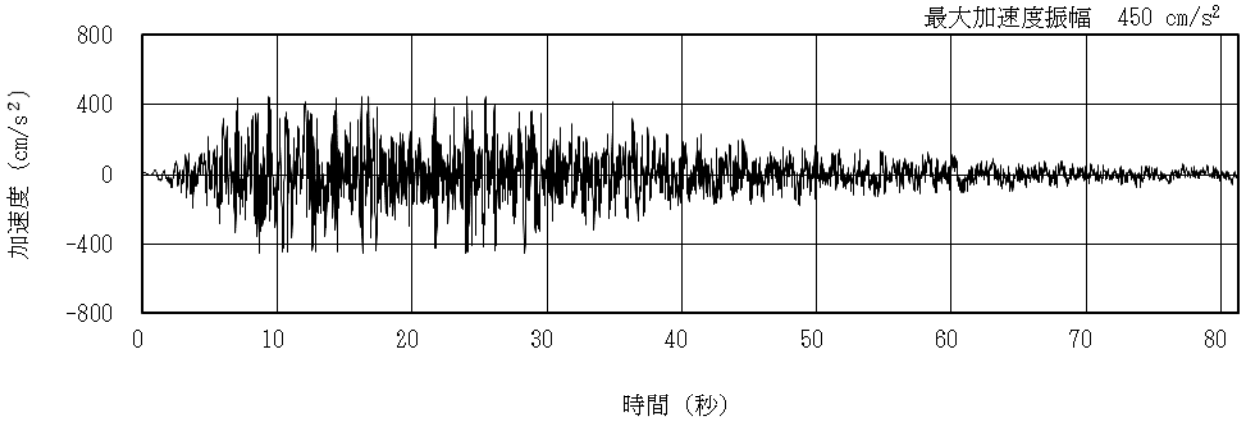


（水平，位相の異なる模擬地震波）

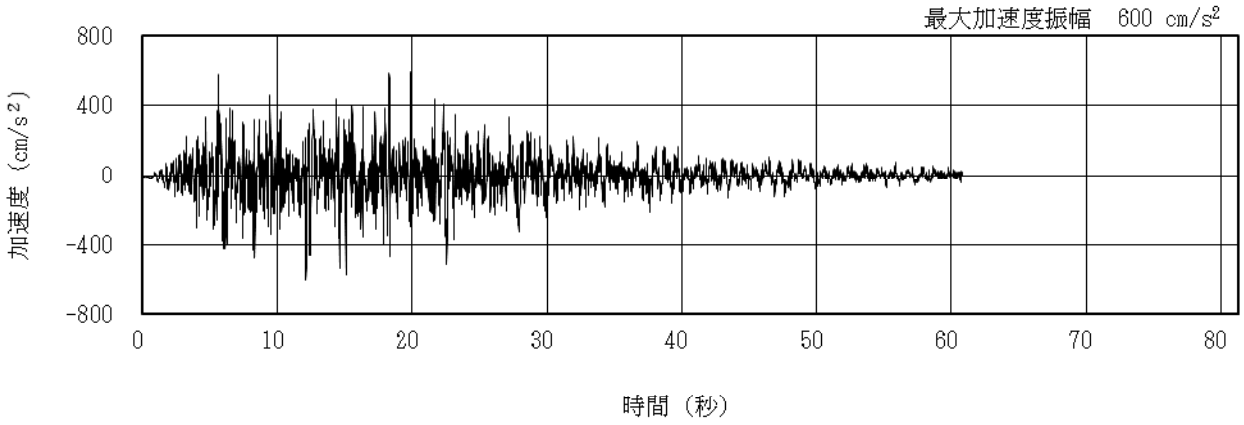


（鉛直）

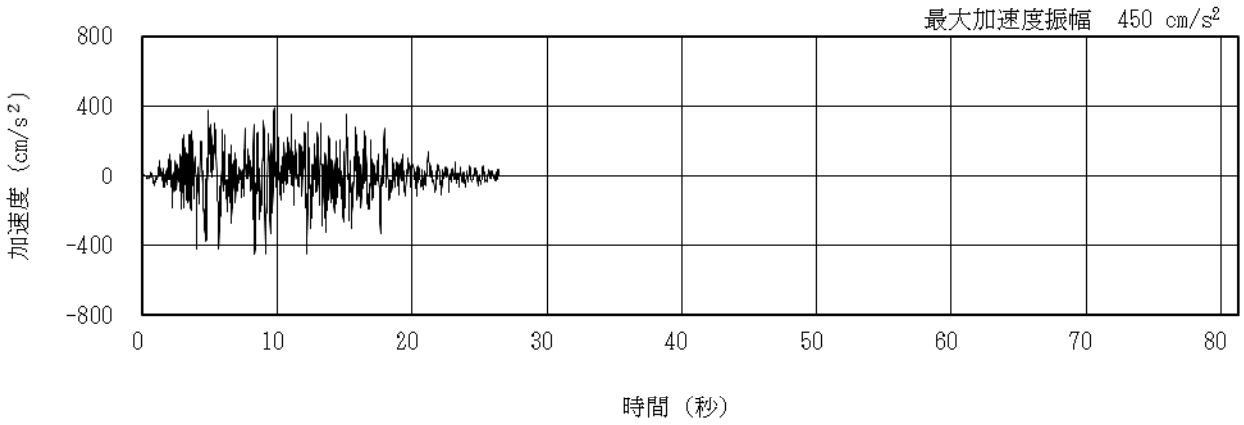
図 4.3.2-2　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（1/2Ss450）



（従来の Ss-1H）

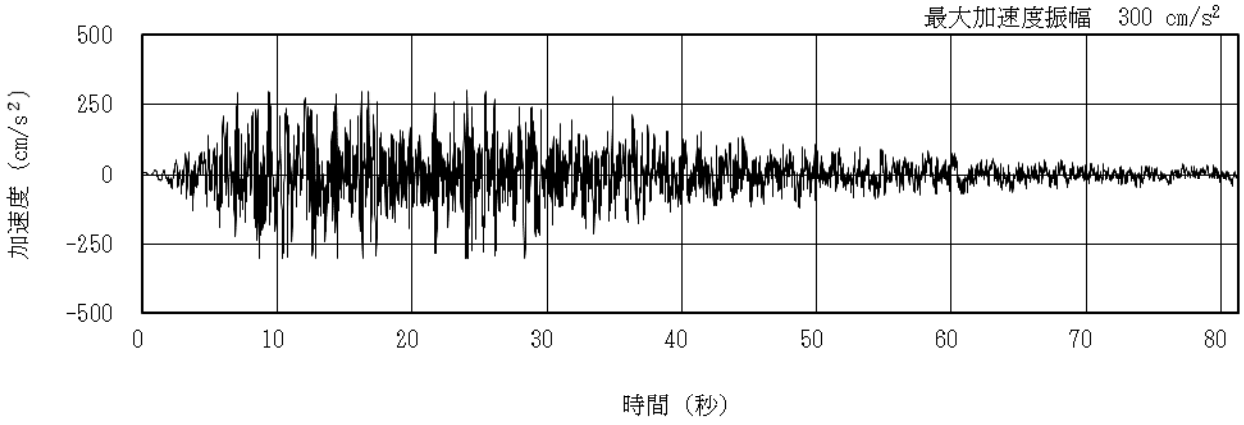


（従来の Ss-2H）

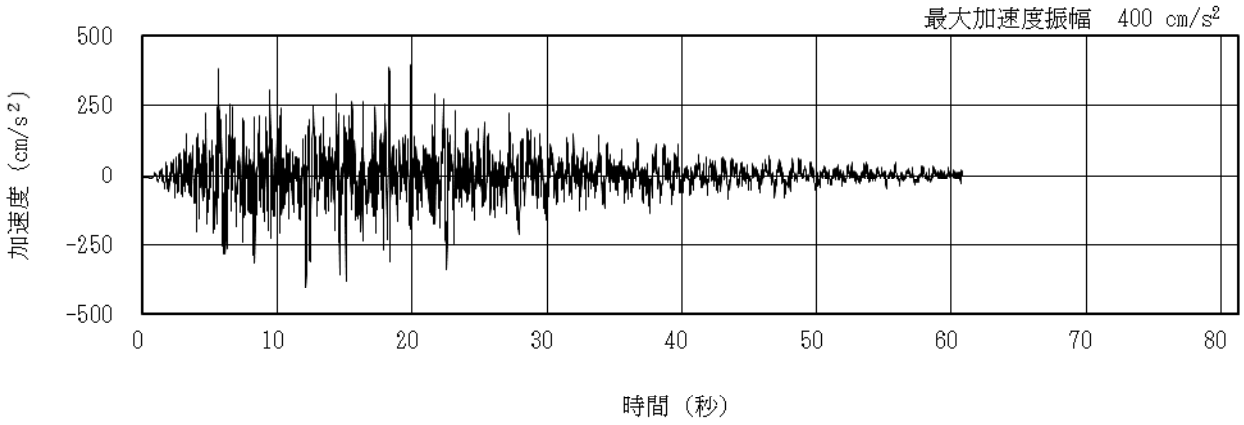


（従来の Ss-3H）

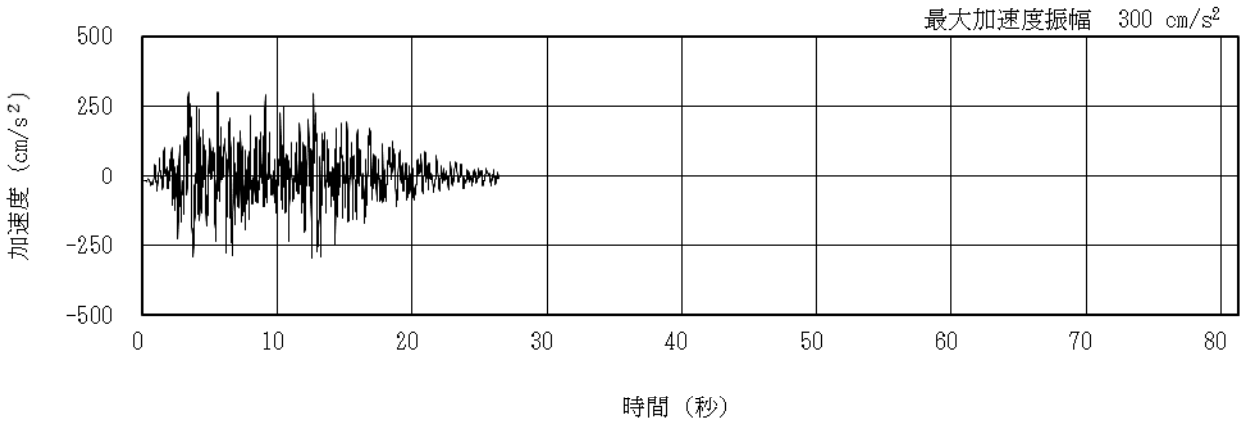
図 4.3.2-3　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（Ss600，水平方向）



（従来の Ss-1V）



（従来の Ss-2V）



（従来の Ss-3V）

図 4.3.2-4　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（Ss600，鉛直方向）

(2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，曲げ，せん断剛性及び軸剛性を考慮した原子炉建屋の質点系モデルの質点に，三次元立体骨組でモデル化した燃料取り出し用構台を接続し，地盤との相互作用を考慮した建屋－地盤連成系モデルとする。原子炉建屋のモデルは「Ⅱ章 2.11　添付資料－７　別添－１第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性」で用いた解析モデルを基本に，南側外壁開口や遮蔽コンクリート等の設置（別冊２８　P13 参照）を考慮して，重量や剛性を増減させたモデル（別冊２８　P34，P35 参照）とする。なお，原子炉建屋の質点は炉心位置にモデル化する。解析モデルを図 4.3.2-5 及び図 4.3.2-6 に示す。

地震応答解析に用いる鉄骨およびオイルダンパの物性値を表 4.3.2-1，表 4.3.2-2 に示す。燃料取り出し用構台の部材接合部の節点は機器荷重・仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は表 4.3.2-3 に示す重量とする。燃料取り出し用構台の柱，梁は弾性部材の梁要素，鉛直ブレースは弾性部材のトラス要素とする。

構台と原子炉建屋南側壁間，構台鉛直面，およびランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置するオイルダンパは，減衰要素とばね要素を直列に結合したモデルとする。ランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置する弾性支承の鉛直方向は軸ばねとし，水平方向はローラーとする。なお，床上のオイルダンパ・弾性支承とも，圧縮専用ばねを原子炉建屋質点との間に設けることにより浮き上りを許容したモデルとする。なお，弾性支承及びバネ付きオイルダンパを含めた原子炉建屋～構台間の接続条件については，別冊２８　P29，P30，弾性支承及びバネ付きオイルダンパの設置条件および境界条件設定の妥当性については，それぞれ，別冊２８　P48，別冊２８　P50，P51，弾性支承及びバネ付きオイルダンパ下部に設置するすべり材の耐放射線性については，それぞれ別冊２８ P49，別冊２８　P51 参照。また，原子炉建屋の質点系モデルは，軸方向は弾性とし，曲げとせん断に非線形特性を考慮する。

燃料取り出し用構台の地盤定数は，「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」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）を参考に，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。改良地盤の諸元を表 4.3.2-4 に，非線形特性を図 4.3.2-7 に，地盤定数の設定結果を表 4.3.2-5 に示す。また，原子炉建屋の地盤定数は，1/2Ss450 に対しては上記報告書を参考に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，Ss600 に対しては上記報告書と同様として定めた。原子炉建屋の地盤定数を表 4.3.2-6 に示す。なお，改良地盤物性の設定及び改良地盤部の地中構築物の影響については，別冊２８ P40～P42 参照。

地盤ばねは，「JEAG 4601-1991 追補版」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねとして評価する。なお，燃料取り出し用構台は改良地盤への埋込がほとんどないため，底面地盤ばねのみ考慮する。

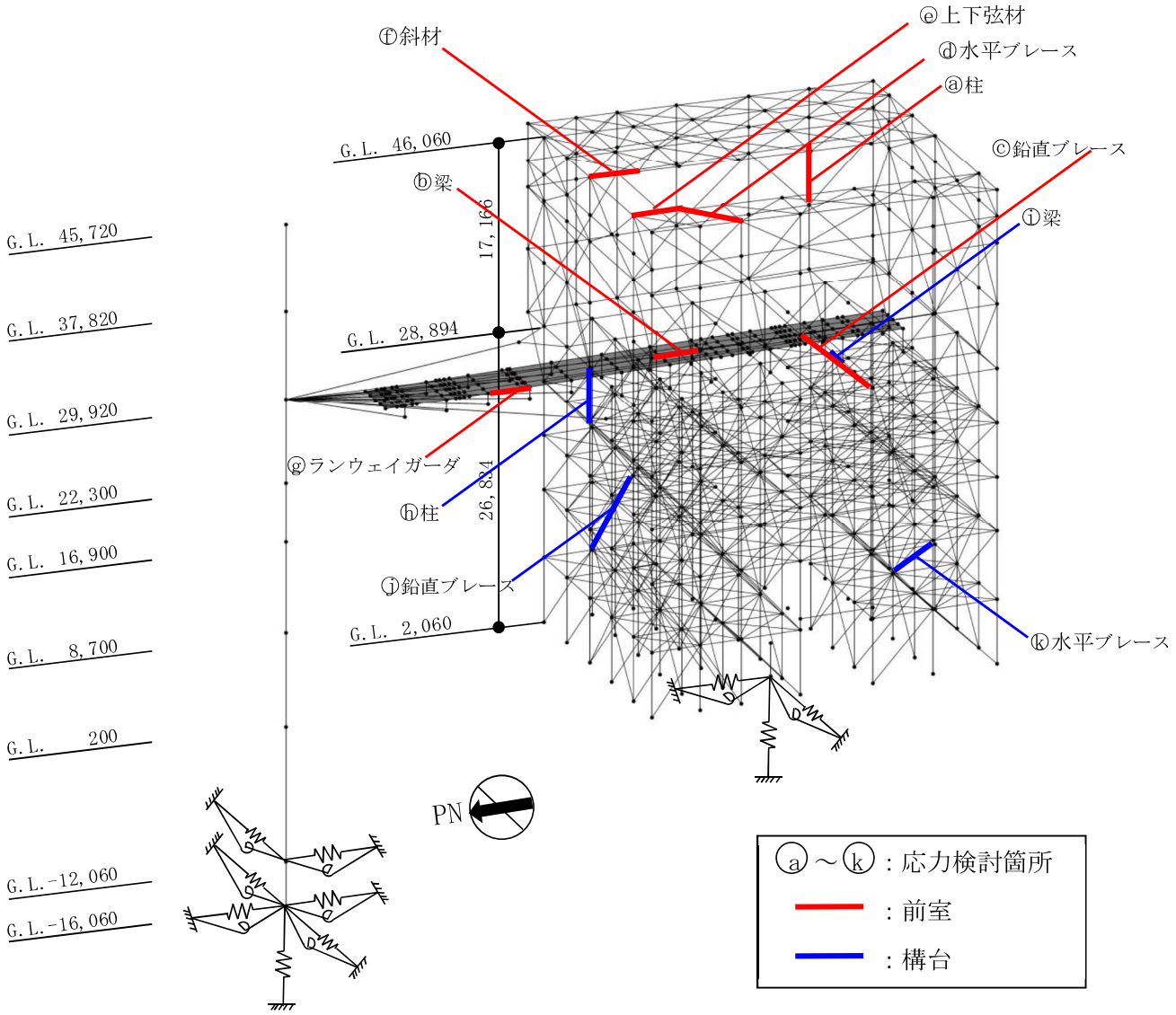


図 4.3.2-5　地震応答解析モデル（単位：mm）（1/2Ss450 応力検討箇所記載）

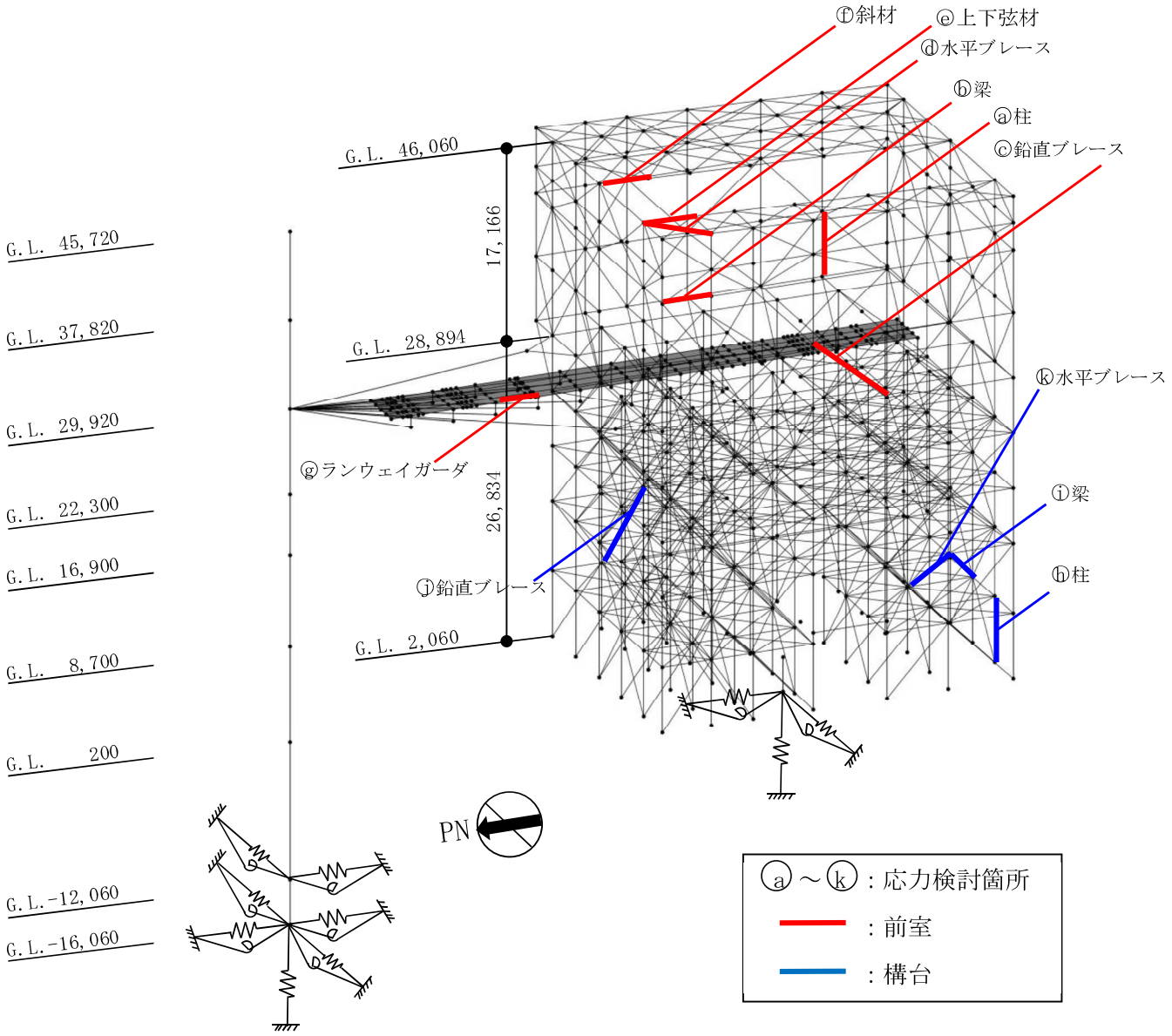


図 4.3.2-6　地震応答解析モデル（単位：mm）（Ss600 応力検討箇所記載）

表 4.3.2-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
燃料取り 出し用構台	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400，SM490A，SN490B， SN490C，STK490，TMCP325

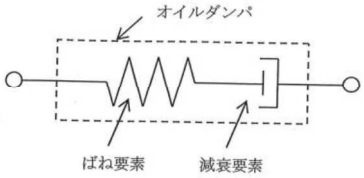
表 4.3.2-2　オイルダンパの物性値及び許容値

オイルダンパ（水平棟間）

	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ	1970	1700	0.7	12000	490	±100

オイルダンパ（鉛直）

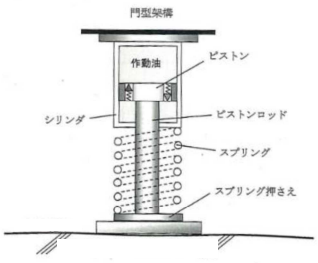
	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ	2060	1600	0.5	40000	1000	±60



オイルダンパのモデル化

ばね付きオイルダンパ

	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
ばね付き オイルダンパ	1500	1200	1.0	5000	395	±100



ばね付きオイルダンパ概念図

表 4.3.2-3(1)　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
45.72	12880	23.28		
			18.6	10154
37.82	10220	18.53		
			16.1	10626
29.92	74470	134.76		
			184.3	22551
22.3	79440	143.78		
			166.8	24629
16.9	107720	194.96		
			249.3	44401
8.7	116670	211.14		
			157.1	40661
0.2	201190	364.11		
			456.8	110444
-12.06	341290	617.55		
			2656.2	480675
-16.06	125030	226.24		
合計	1068910			

ヤング係数 Ec	2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%

表 4.3.2-3(2)　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b)水平（EW）方向

標高 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
45.72	12880	13.18		
			13.6	5926
37.82	10220	10.40		
			12.6	6255
29.92	74470	76.06		
			108.2	11927
22.3	79440	81.06		
			117.3	14199
16.9	107720	194.96		
			185.7	33796
8.7	116670	211.14		
			173.1	41960
0.2	201190	544.79		
			418.1	132121
-12.06	341290	923.98		
			2656.2	719166
-16.06	125030	338.53		
合計	1068910			

ヤング係数 Ec	2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%

表 4.3.2-3(3)　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(c)鉛直方向

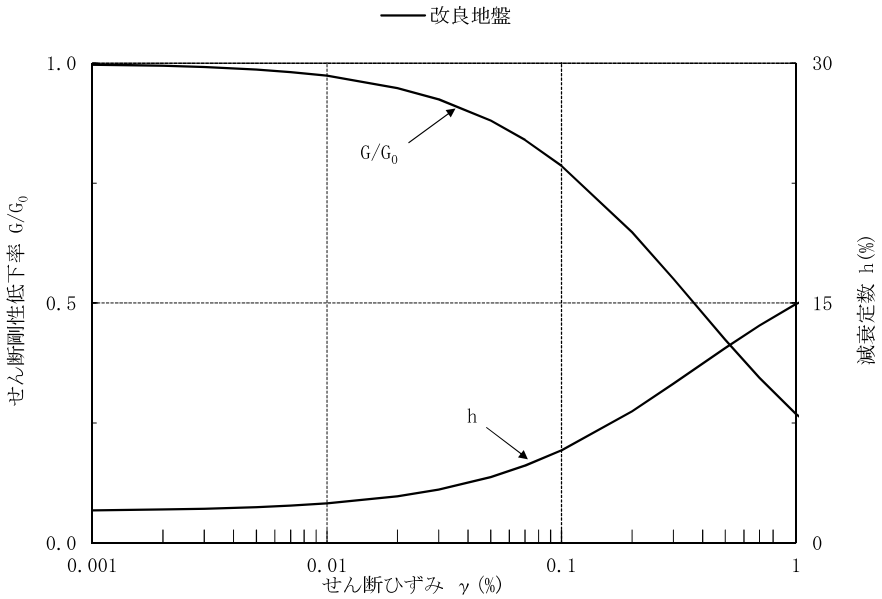
標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^8$ kN/m)
45.72	12880		
		43.0	1.40
37.82	10220		
		42.5	1.38
29.92	74470		
		291.9	9.84
22.3	79440		
		295.1	14.04
16.9	107720		
		437.5	13.71
8.7	116670		
		359.4	10.87
0.2	201190		
		627.4	13.15
-12.06	341290		
		2656.2	170.66
-16.06	125030		
合計	1068910		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

表 4.3.2-4　改良地盤の諸元

せん断波速度*	単位体積重量	ポアソン比*	初期せん断弾性係数
Vs (m/s)	γ (kN/m^3)	ν	G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)
800	17.7	0.31	11.52

＊:『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機　建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答)』(東京電力株式会社，平成 22 年 2 月 19 日，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料)



＊:『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機　建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答)』(東京電力株式会社，平成 22 年 2 月 19 日，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料)

図 4.3.2-7　改良地盤の非線形特性

表 4.3.2-5(1)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）

(a) 1/2Ss450

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 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)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	－	－	－	－

表 4.3.2-5(2)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）

(b)従来の Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 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)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) 従来の Ss-2

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 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)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(d) 従来の Ss-3

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 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)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.63	3.41	0.77	7.70	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.36	4.36	0.77	9.78	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.34	5.63	0.77	12.55	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.03	6.53	0.77	14.51	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 4.3.2-6(1)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）

(a) 1/2Ss450

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 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)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	－	－	－	－

表 4.3.2-6(2)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）

(b) 従来の Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) 従来の Ss-2

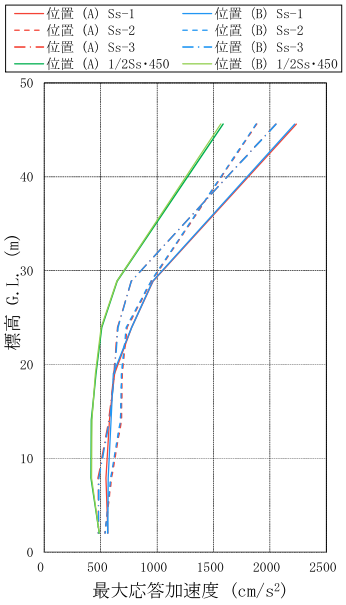
標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(d) 従来の Ss-3

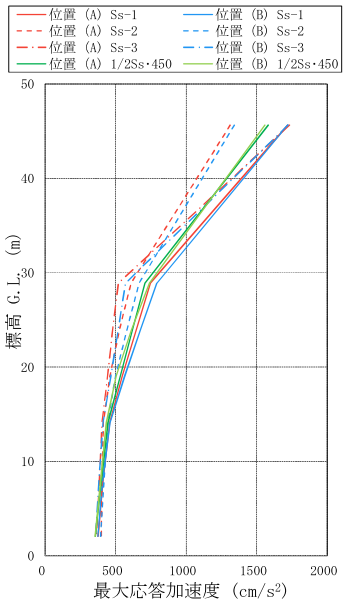
標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(3)　地震応答解析結果

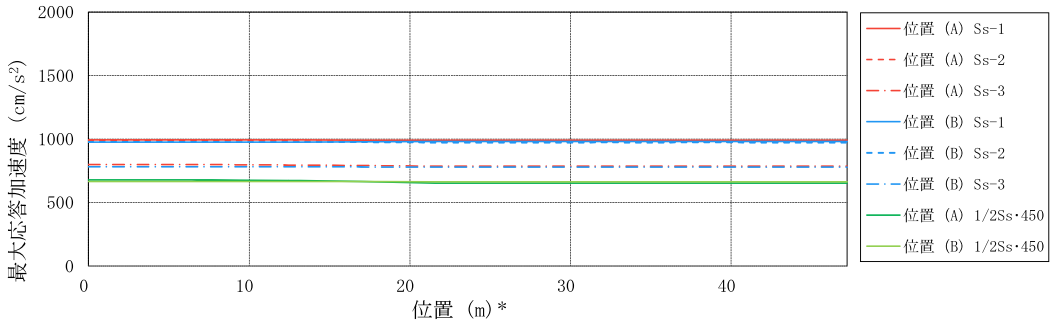
最大応答加速度分布を図 4.3.2-8(1) 及び図 4.3.2-8(2) に示す。



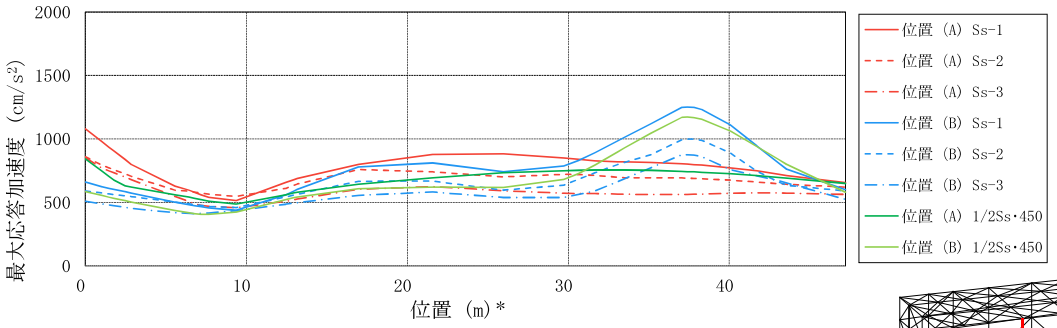
(a) 水平(NS)成分 (構台+前室)



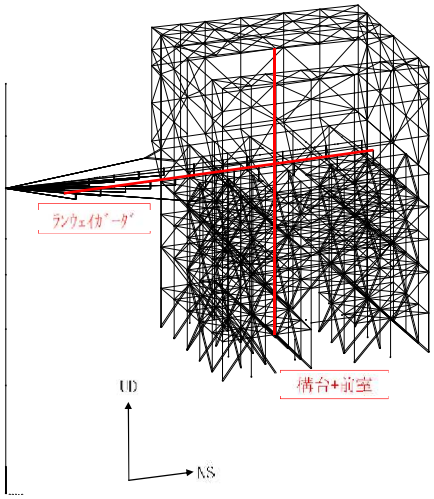
(b) 鉛直成分 (構台+前室)



(c) 水平(NS)成分 (ランウェイガーダ)



(d) 鉛直成分 (ランウェイガーダ)

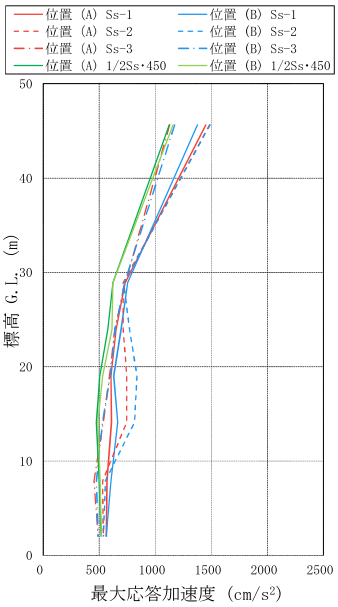


注：凡例位置の条件は表 4.2.1-4 に示す

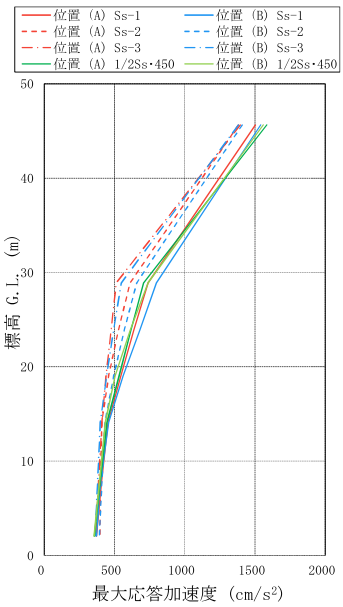
＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す

図 4.3.2-8(1)　最大応答加速度分布

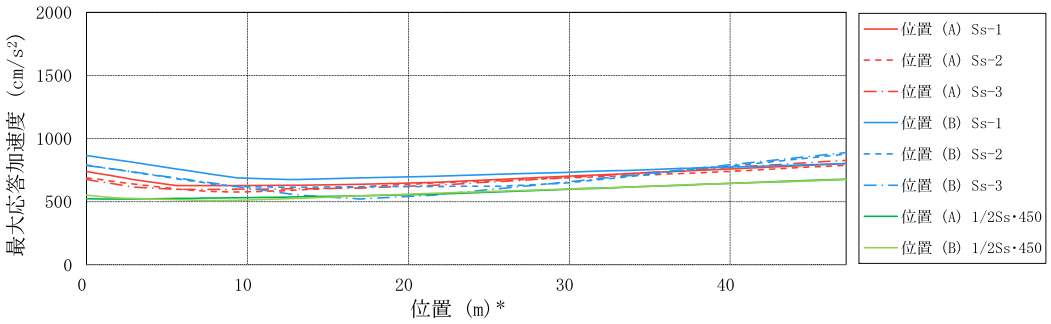
(Ss600：NS 及び UD 方向加力時，1/2Ss450：3 方向加力時)



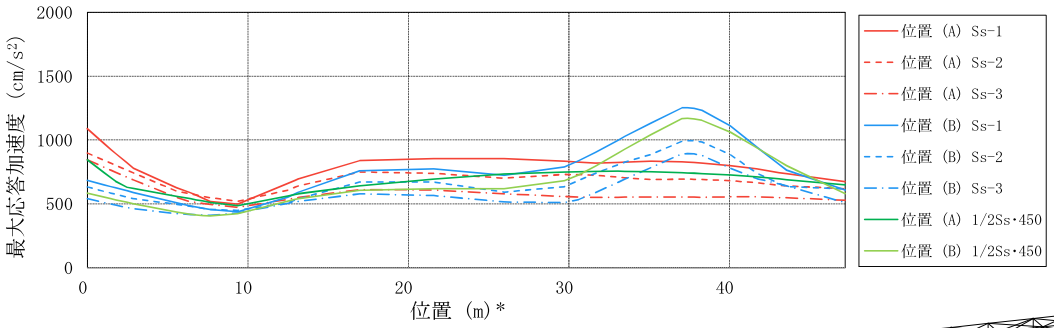
(a) 水平(EW)成分 (構台+前室)



(b) 鉛直成分 (構台+前室)



(c) 水平(EW)成分 (ランウェイガーダ)



(d) 鉛直成分 (ランウェイガーダ)

注：凡例位置の条件は表 4.2.1-4 に示す
＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す

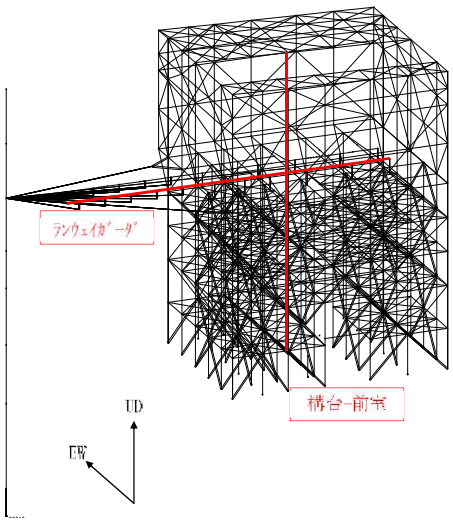


図 4.3.2-8(2)　最大応答加速度分布
(Ss600：EW 及び UD 方向加力時，1/2Ss450：3 方向加力時)

(4)　波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

1)　層間変形角の検討

最大応答層間変形角を表 4.3.2-7 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.2-7(1)　最大応答層間変形角の検討結果（1/2Ss450）

検討箇所	地震波	入力方向（位置）*	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
前室	1/2Ss450	NS（A）	1/604	1/75	O.K.
		EW（B）	1/624	1/75	O.K.
構台		NS（B）	1/741	1/75	O.K.
		EW（B）	1/386	1/75	O.K.

*：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

表 4.3.2-7(2)　最大応答層間変形角の検討結果（Ss600）

検討箇所	地震波	入力方向（位置）*	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
前室	従来の Ss-1	NS（A）	1/431	1/75	O.K.
		EW（A）	1/484	1/75	O.K.
	従来の Ss-2	NS（A）	1/433	1/75	O.K.
		EW（A）	1/472	1/75	O.K.
	従来の Ss-3	NS（B）	1/442	1/75	O.K.
		EW（A）	1/551	1/75	O.K.
構台	従来の Ss-1	NS（B）	1/443	1/75	O.K.
		EW（B）	1/320	1/75	O.K.
	従来の Ss-2	NS（B）	1/461	1/75	O.K.
		EW（B）	1/280	1/75	O.K.
	従来の Ss-3	NS（A）	1/591	1/75	O.K.
		EW（B）	1/262	1/75	O.K.

*：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

2)　断面検討

部材の応答結果が塑性していないため，断面検討結果を応力度比で示す。部材の応力度比は，2方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表される。表 4.3.2-8 に断面検討結果を示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 4.3.2-8 より全てのケースで応力度比が 1 以下になり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.2-8(1)　断面検討結果（前室）(1/2Ss450)

部　位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	燃料取扱 設備位置*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-700×300 ×14×28 〈SM490A〉	A	σ_c	24.2	f_c	310	0.71	O.K.
				σ_{by}	180.8	f_{by}	313		
				σ_{bz}	17.9	f_{bz}	357		
				τ	3.0	f_s	205		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	B	σ_t	3.8	f_t	357	0.70	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	273		
				σ_{bz}	243.8	f_{bz}	357		
				τ	4.2	f_s	205		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 〈STK490〉	B	σ_c	128.8	f_c	279	0.47	O.K.
	ⓓ水平 ブレース	2[s-150×75×9 ×12.5 〈SS400〉	B	σ_t	129.7	f_t	258	0.51	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	B	σ_c	169.2	f_c	316	0.66	O.K.
				σ_{bz}	43.7	f_{bz}	357		
				τ	0.7	f_s	205		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	A	σ_c	117.1	f_c	239	0.49	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈TMCP325〉	A	σ_c	20.4	f_c	357	0.26	O.K.
				σ_b	69.8	f_b	357		
				τ	12.5	f_s	205		

*1：ⓐ～ⓖの符号は図 4.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.2-8(2)　断面検討結果（構台）(1/2Ss450)

部　位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	燃料取扱 設備位置*2	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
構台	ⓗ柱	(X)H-1500×400 ×16×32 (Y)H- 700×350 ×16×32 〈SM490A〉	B	σ_c	41.6	f_c	348	0.83	O.K.
				σ_{by}	120.5	f_{by}	303		
				σ_{bz}	108.5	f_{bz}	357		
				τ	12.8	f_s	205		
	ⓘ梁	H-800×350 ×19×36 〈SM490A〉	B	σ_c	0.1	f_c	342	0.69	O.K.
				σ_{by}	152.4	f_{by}	339		
				σ_{bz}	0.7	f_{bz}	357		
				τ	106.1	f_s	205		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	B	σ_c	137.7	f_c	294	0.47	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	B	σ_t	36.1	f_t	258	0.14	O.K.

*1：ⓗ～ⓚの符号は図 4.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.2-8(3)　断面検討結果（前室）（Ss600）

部　位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-700×300 ×14×28 〈SM490A〉	従来の Ss-1 -EW+UD (A)	σ_c	13.7	f_c	310	0.82	O.K.
				σ_{by}	223.5	f_{by}	298		
				σ_{bz}	3.6	f_{bz}	357		
				τ	27.6	f_s	205		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	従来の Ss-1 +EW-UD (B)	σ_t	6.8	f_t	357	0.91	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	273		
				σ_{bz}	314.6	f_{bz}	357		
				τ	5.5	f_s	205		
	ⓒ鉛直 ブレース	ϕ-355.6×9.5 〈STK490〉	従来の Ss-2 +NS+UD (A)	σ_c	199.6	f_c	279	0.72	O.K.
	ⓓ水平 ブレース	2[s-200×90×8 ×13.5 〈SS400〉	従来の Ss-1 +EW-UD (B)	σ_t	178.7	f_t	258	0.70	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	従来の Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	221.0	f_c	316	0.80	O.K.
				σ_{bz}	33.3	f_{bz}	357		
				τ	0.5	f_s	205		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	従来の Ss-1 -NS+UD (B)	σ_c	148.7	f_c	239	0.63	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈TMCP325〉	従来の Ss-1 +NS-UD と +EW-UD と の包絡 (A)	σ_c	24.2	f_c	357	0.32	O.K.
				σ_b	85.4	f_b	357		
				τ	14.9	f_s	205		

*1：ⓐ～ⓖの符号は図 4.3.2-6 の応力検討箇所を示す

*2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

表 4.3.2-8(4)　断面検討結果（構台）（Ss600）

部　位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
構台	ⓗ柱	(X)H-700×300 ×36×36 (Y)H-700×350 ×36×40 〈SM490A〉	従来の Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	43.4	f_c	343	0.91	O.K.
				σ_{by}	246.2	f_{by}	337		
				σ_{bz}	17.1	f_{bz}	357		
				τ	18.8	f_s	205		
	ⓘ梁	H-750×350 ×40×40 〈SM490A〉	従来の Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	24.1	f_c	350	0.87	O.K.
				σ_{by}	265.9	f_{by}	352		
				σ_{bz}	5.0	f_{bz}	357		
				τ	41.5	f_s	205		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	従来の Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	214.2	f_c	294	0.73	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	従来の Ss-3 -EW+UD (B)	σ_t	63.3	f_t	258	0.25	O.K.

*1：ⓗ～ⓚの符号は図 4.3.2-6 の応力検討箇所を示す

*2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

4.3.3　弾性支承の耐震性に対する検討

弾性支承に作用する圧縮力による面圧が，圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

検討の結果，最大圧縮面圧が圧縮限界強度以下となることを確認した。

表 4.3.3-1(1)　弾性支承の耐震性に対する検討結果（1/2Ss450）

設置位置	燃料取扱設備位置*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	A	43.00	8.80	0.21	O.K.
東側	A	43.00	8.86	0.21	O.K.

*：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.3-1(2)　弾性支承の耐震性に対する検討結果（Ss600）

設置位置	荷重ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	従来の Ss-1 +NS-UD (A)	43.00	10.83	0.26	O.K.
東側	従来の Ss-1 +NS-UD (A)	43.00	10.83	0.26	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

4.3.4　オイルダンパの耐震性に対する検討

各部位で用いられるオイルダンパの耐震性に対する検討は，地震応答解析における最大応答値が許容値以下であることを確認する。

表 4.3.4-1 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

表 4.3.4-1(1)　オイルダンパの検討結果（1/2Ss450）

種類	検討項目	燃料取扱設備位置*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（水平棟間）	変位（mm）	A	40	±100	O.K.
	速度（m/s）	A	0.42	0.70	O.K.
オイルダンパ（鉛直）	変位（mm）	B	13	±60	O.K.
	速度（m/s）	B	0.07	0.50	O.K.
ばね付きオイルダンパ	変位（mm）	A	14	±100	O.K.
	速度（m/s）	A	0.10	1.00	O.K.

＊：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.4-1(2)　オイルダンパの検討結果（Ss600）

種類	検討項目	荷重ケース（位置）*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（水平棟間）	変位（mm）	従来の Ss-1 NS (B)	50	±100	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-2 NS (B)	0.54	0.70	O.K.
オイルダンパ（鉛直）	変位（mm）	従来の Ss-3 EW (B)	18	±60	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-1 NS (B)	0.16	0.50	O.K.
ばね付きオイルダンパ	変位（mm）	従来の Ss-1 NS (A)	18	±100	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-1 NS (A)	0.14	1.00	O.K.

＊：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

4.3.5　1/2Ss450 と Ss600 の応答結果の比較検討

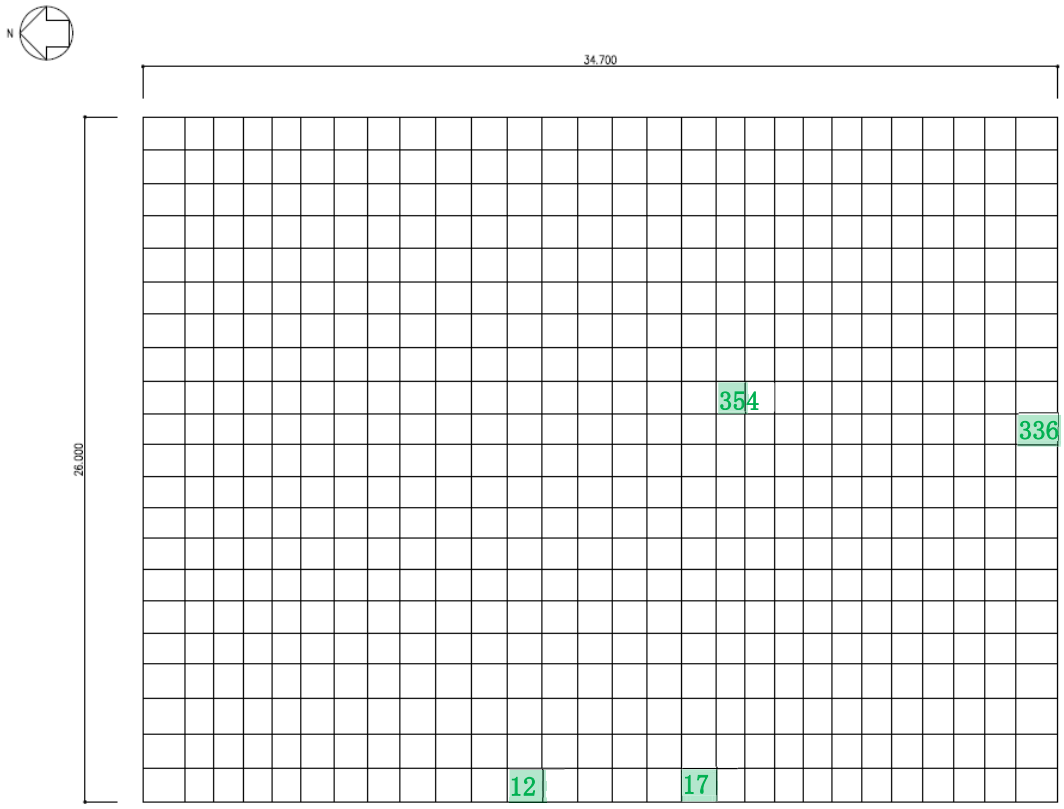
前述の通り，最大応答層間変形角，部材の断面検討結果，弾性支承の最大圧縮面圧およびオイルダンパの最大応答の全てにおいて，1/2Ss450 評価結果が Ss600 評価結果を下回り，1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことをことを確認した。（別冊２８ P97～P103 参照）

4.3.6　基礎の耐震性に対する検討

(1)　解析モデル

基礎の応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，図 4.3.6-1 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。但し，浮き上がった場合は，ばねの剛性が 0 となる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。



凡例　###　：Ss600 時断面算定要素（数字は要素番号）

図 4.3.6-1　基礎モデル(Ss600 時)

(2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 4.3.6-1 に示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 4.3.6-1　断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース (位置)*1	設計応力		N/(b・D)*2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋　(pt:%) 下段：下端筋　(pt:%)	設計面外 せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
12	NS	従来のSs-1 +NS-UD (A)	382.3	11137.8	0.127	1.238	0.378	2-D38@200　(0.38) 3-D38@200　(0.57)	542.8	2616	O.K.
336	EW	従来のSs-3 +EW-UD (B)	702.3	8453.6	0.234	0.939	0.261	2-D38@200　(0.38) 2-D38@200　(0.38)	513.9	2663	O.K.
17	NS	従来のSs-1 +NS-UD (A)	485.8	3585.9	0.162	0.398	0.099	2-D38@200　(0.38) 2-D38@200　(0.38)	2048.4	2663	O.K.
354	EW	従来のSs-2 -EW+UD (B)	700.2	4994.3	0.233	0.555	0.139	2-D38@200　(0.38) 2-D38@200　(0.38)	1806.0	2663	O.K.

*1：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）
*2：圧縮を正とする。

4.3.7　改良地盤の耐震性に対する検討

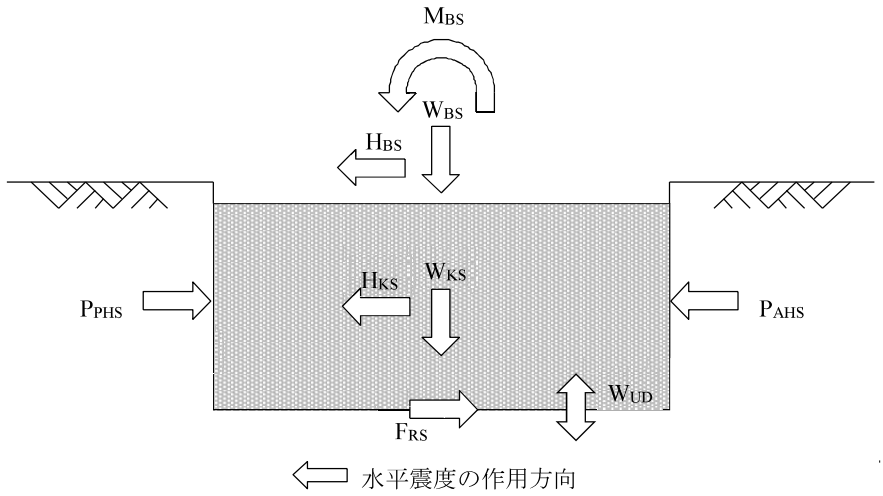
(1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，地震により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

(2)　地震時に対する検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力以下であることを確認する。図 4.3.7-1 に作用荷重を示す。



W_{BS}：燃料取り出し用構台荷重
W_{KS}：改良地盤の自重
H_{BS}：燃料取り出し用構台による水平力
M_{BS}：燃料取り出し用構台による改良地盤底面における
　　転倒モーメント
H_{KS}：改良地盤の慣性力
P_{AHS}：地震時主働土圧による水平力
P_{PHS}：地震時受働土圧による水平力
F_{RS}： 支持地盤のせん断抵抗力
W_{UD}： 上下動による鉛直応力

図 4.3.7-1　作用荷重（Ss600 時）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 A=902.2m^2，断面係数 Z_X=3909m^3，Z_Y=5217m^3 として算定する。改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ max）は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = W_{BS}+W_{KS}$

水平力の合計　　$\Sigma H_X = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}$ （NS 方向）

$\Sigma H_Y = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}$ （EW 方向）

転倒モーメントの合計　$\Sigma M_X = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}$ （X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_Y = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}$ （Y 軸回り:NS 方向加力）

ここに，　M_{KS}：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧

$q_{2SX+} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y+W_{UD}/A$

$q_{2SX-} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y-W_{UD}/A$

$q_{2SY+} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X+W_{UD}/A$

$q_{2SY-} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X-W_{UD}/A$

ここに，　W_{UD}：上下動による鉛直応力

(3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

1)　改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討結果

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が 1.5 以上であることを確認する。

$$\frac{{}_{SS}f_{SC}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

ここで，　${}_{SS}f_{SC}$　：改良地盤の圧縮強度

σ_{ymax}　：有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（${}_{SS}f_{SC}$）は，「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度 5000 kN/m^2 とし，断面欠損を考慮した場合 4900 kN/m^2 とする。

安全率の検討結果を表 4.3.7-1 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 4.3.7-1　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

方向	最大鉛直応力 σ_{ymax}(kN/m^2)	最大鉛直応力発生地震波	圧縮強度 $_{SS}f_{SC}$(kN/m^2)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	761	従来の Ss-1	4900	6.43	1.50	OK
EW	793	従来の Ss-2	4900	6.17	1.50	OK

2)　改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は，改良地盤の基礎直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し，せん断に対する安全率 $F_S(t)$ が 1.5 以上であることを確認する。

$$F_S(t)=\frac{F_R(t)}{F_H(t)}\geqq 1.5$$

ここで，　$F_S(t)$：せん断に対する安全率
$F_R(t)$：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）
$F_H(t)$：せん断面上の地盤のせん断力（kN）
$_{SS}f_{SS}$：改良地盤のせん断強度（kN/m^2）

改良地盤のせん断強度（$_{SS}f_{SS}$）は下式より設定する。

$$_{SS}f_{SS}=\frac{1}{5}{}_{SS}f_{SC}$$

ここで，　$_{SS}f_{SS}$：1000 kN/m^2
断面欠損を考慮し
$_{SS}f_{SS}$：　750 kN/m^2

安全率の検討結果を表 4.3.7-2，表 4.3.7-3 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 4.3.7-2　改良地盤のせん断力に対する検討結果（基礎下端）

方向	最大せん断力発生地震波	最大せん断力 F_H (kN)	水平抵抗力 F_R (kN)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	従来の Ss-2	56816	676650	11.90	1.50	OK
EW	従来の Ss-1	55076	676650	12.28	1.50	OK

表 4.3.7-3　改良地盤のせん断力に対する検討結果（改良地盤下端）

方向	最大せん断力発生地震波	最大せん断力 F_H (kN)	水平抵抗力 F_R (kN)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	従来の Ss-2	105335	676650	6.42	1.50	OK
EW	従来の Ss-1	106956	676650	6.32	1.50	OK

3)　支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤下端における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

ここで，　R_u:極限鉛直支持力度

V:地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（ 6860 kN/m^2）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊:「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設)」による

NS 方向：6860 kN/m^2 ／ 761 kN/m^2 ＝ 9.01 ≧ 1.50 ・・・・OK

EW 方向：6860 kN/m^2 ／ 793 kN/m^2 ＝ 8.65 ≧ 1.50 ・・・・OK

4.3.8　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

(1)　弾性支承反力に対する検討

地震応答解析で得られる弾性支承に生ずる最大圧縮軸力の反力として原子炉建屋の RC 梁に生じるせん断力が，梁の許容せん断耐力以下となることを確認する。なお，原子炉建屋接触部の状況については，別冊２８ P64 参照。

弾性支承の反力は基本的に，プール壁及び下階柱に直接かかるように配置するが，一部梁端に作用するため，それを考慮する。この時，地震時の鉛直方向震度を下向きに考慮する。鉛直震度は，時刻歴解析時のオペフロ床質点の鉛直方向最大加速度を震度換算して算定する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

検討の結果，梁のせん断力が許容せん断耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-1　弾性支承反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	梁端せん断力 Q(kN)	許容せん断耐力 Qa(kN)	耐力比	判定
弾性支承受梁	従来の Ss-1 NS (A)	1203	2313	0.52	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

(2)　ばね付きオイルダンパの反力に対する検討

ばね付きオイルダンパの反力を受ける原子炉建屋床架構を有限要素法を用いてモデル化し弾性解析を行う。床スラブは板要素で，大梁は線材でモデル化する。

ばね付きオイルダンパの反力は，地震応答解析における各支点での最大鉛直方向反力値を取り出し静的に作用させる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

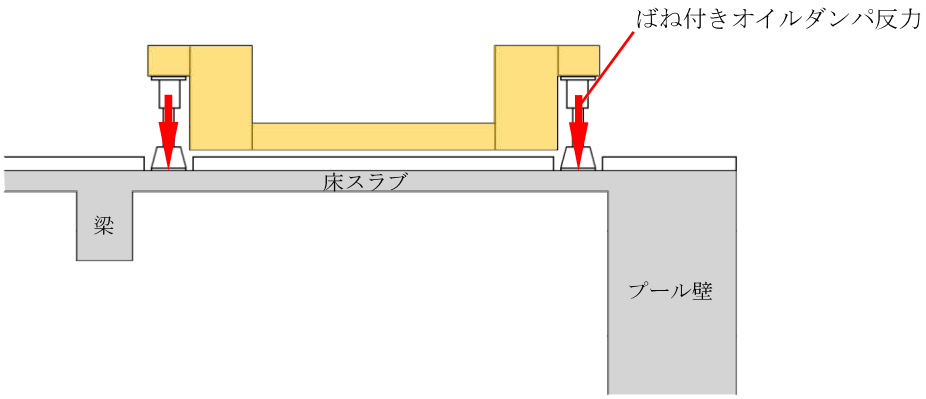


図 4.3.8-1　ばね付きオイルダンパ反力概要図

検討の結果，床スラブの発生応力が許容耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-2　ばね付きオイルダンパの反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置) ＊	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
ばね付きオイルダンパ 受け床スラブ	従来の Ss-1 NS (A)	曲げ M (kN・m)	79	216	0.37	O.K.
		せん断 Q(kN)	321	420	0.77	O.K.

＊：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

(3)　オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討

オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける原子炉建屋南側外壁（壁・大梁及び柱）を有限要素法を用いてモデル化し，弾性解析を行う。

床スラブ・壁付梁は板要素で，柱は線材でモデル化する。

オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける箇所は 2 箇所あるが，面外方向の反力値が大きく，躯体断面の小さい西側での検定比が支配的となるため西側での検討を代表として行う。

オイルダンパ（水平棟間）の反力は，地震応答解析において発生した最大反力を取り出し静的に作用させる。

この時，地震時の水平方向震度を考慮する。水平震度は，時刻歴解析の原子炉建屋床質点の水平方向最大加速度を震度換算して算定し，慣性力として架構面外に作用させる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

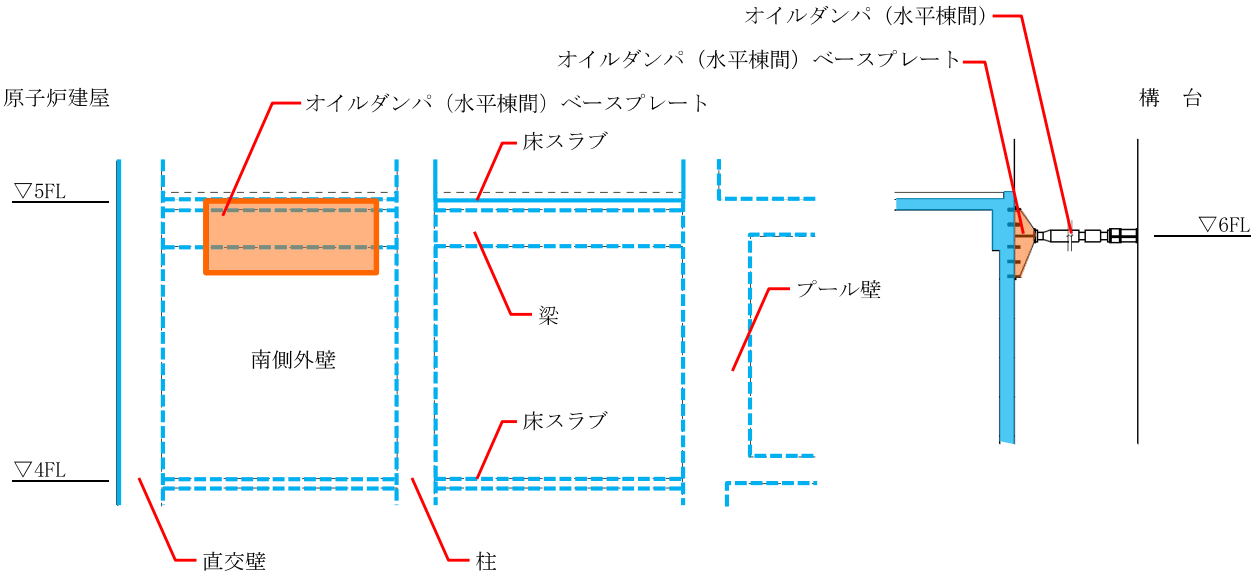


図 4.3.8-2　オイルダンパ（水平棟間）ベースプレート概要図

検討の結果，原子炉建屋南側外壁の発生応力が許容耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-3　オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
オイルダンパ (水平棟間) 受け外壁	従来の Ss-2 NS (B)	曲げ M (kN・m)	206	422	0.49	O.K.
		せん断 Q(kN/m)	273	589	0.47	O.K.

＊：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

(4)　オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討

オイルダンパ（水平棟間）は，原子炉建屋南側外壁のオペフロ床より少し下がった位置で，あと施工アンカー（M30及びM60 の2種類）を用いて壁面に固定されたベースプレートと接続している。取り合い部の詳細を図 4.3.8-3 に示す。なお，あと施工アンカーの適用性については，別冊２８ P63 参照。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

あと施工アンカーは，地震応答解析で得られたオイルダンパ（水平棟間）の反力（引張及びせん断方向）の最大値に対して短期許容強度以下となることを確認した。

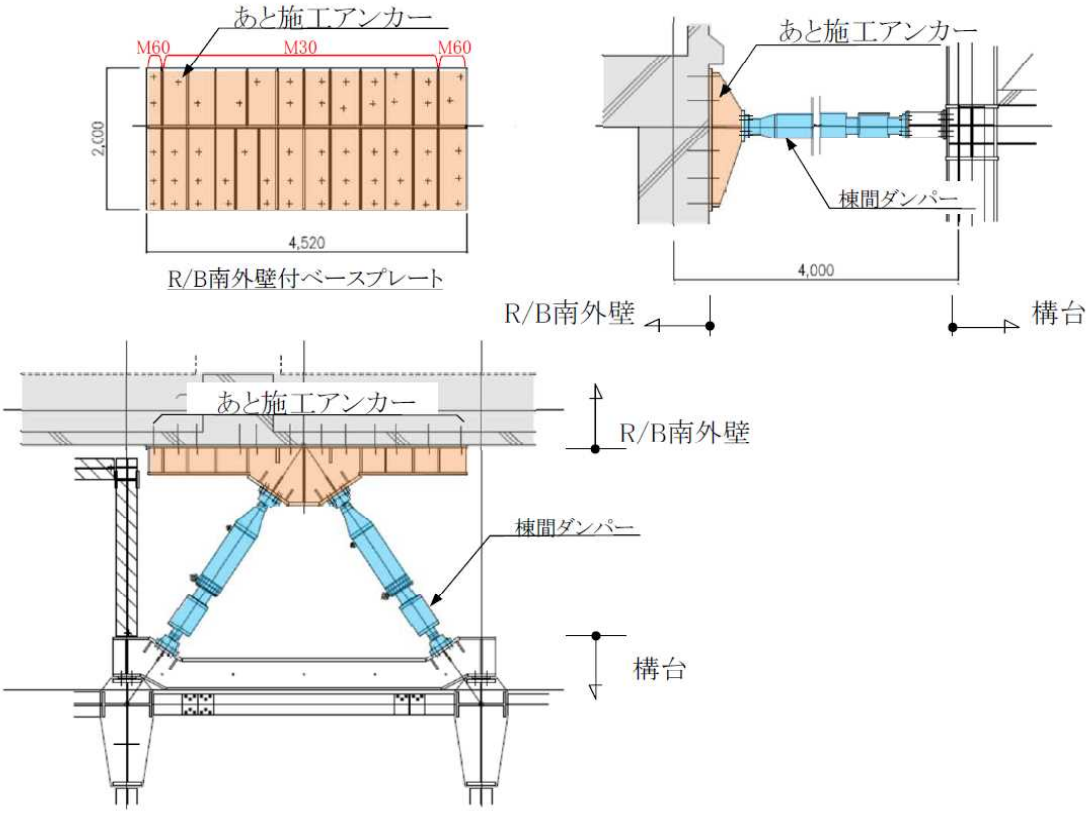


図 4.3.8-3　取り合い部の詳細

表 4.3.8-4　オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討結果

一般あと施工アンカー及び FM ボルトの許容耐力

種　類	径	有効埋込長	短期許容強度	
一般あと施工アンカー	M30	300 mm	73 kN/本	引張
FM ボルト	M60	265 mm	329 kN/本	せん断

検討結果

種　類	作用応力(kN)	許容耐力(kN)	耐力比	判定
引張	3203	3285	0.98	O.K.
せん断	2219	3290	0.68	O.K.

4.3.9　原子炉建屋の耐震性に対する検討

(1)　検討方針

燃料取り出し用構台を支持する原子炉建屋の耐震性の検討は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，原子炉建屋の耐震壁及び屋根トラス（以下，原子炉建屋上部架構）の健全性について行い，Ss600 に対して原子炉建屋上部架構の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

(2)　原子炉建屋上部架構の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

原子炉建屋上部架構の地震応答解析に用いる入力地震動は，Ss600 を入力したときの原子炉建屋 G.L.29.92m の時刻歴応答加速度とし，水平方向，回転方向及び鉛直方向の同時入力とする。入力地震動の概念図を図 4.3.9-1 に示す。

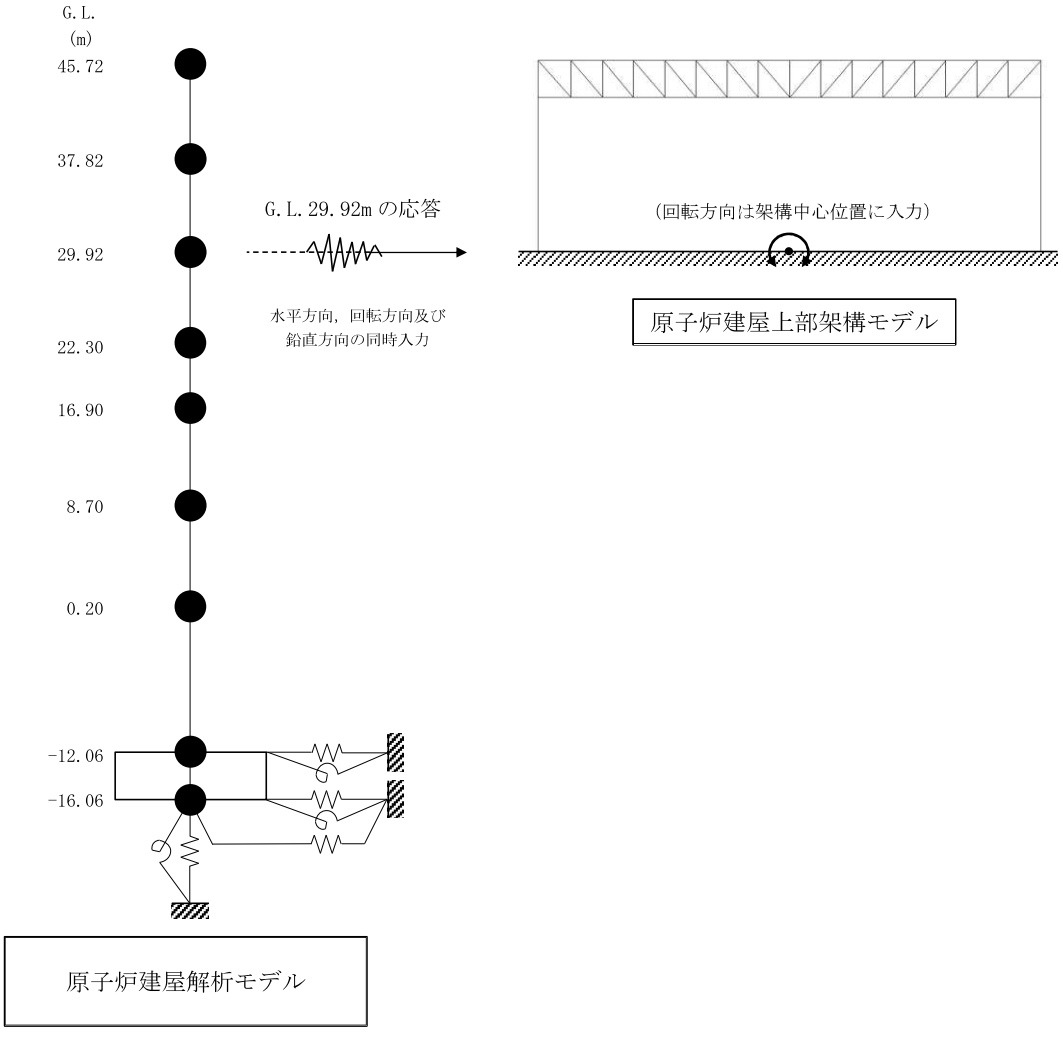


図 4.3.9-1　入力地震動の概念図

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデルは，G.L.29.92m より上部の鉄骨造の屋根と鉄筋コンクリート造の柱，梁及び耐震壁を組み込んだ立体架構モデルとし，境界条件は柱及び耐震壁脚を固定とする。解析モデルを図 4.3.9-2 に，物性値を表 4.3.9-1 に示す。

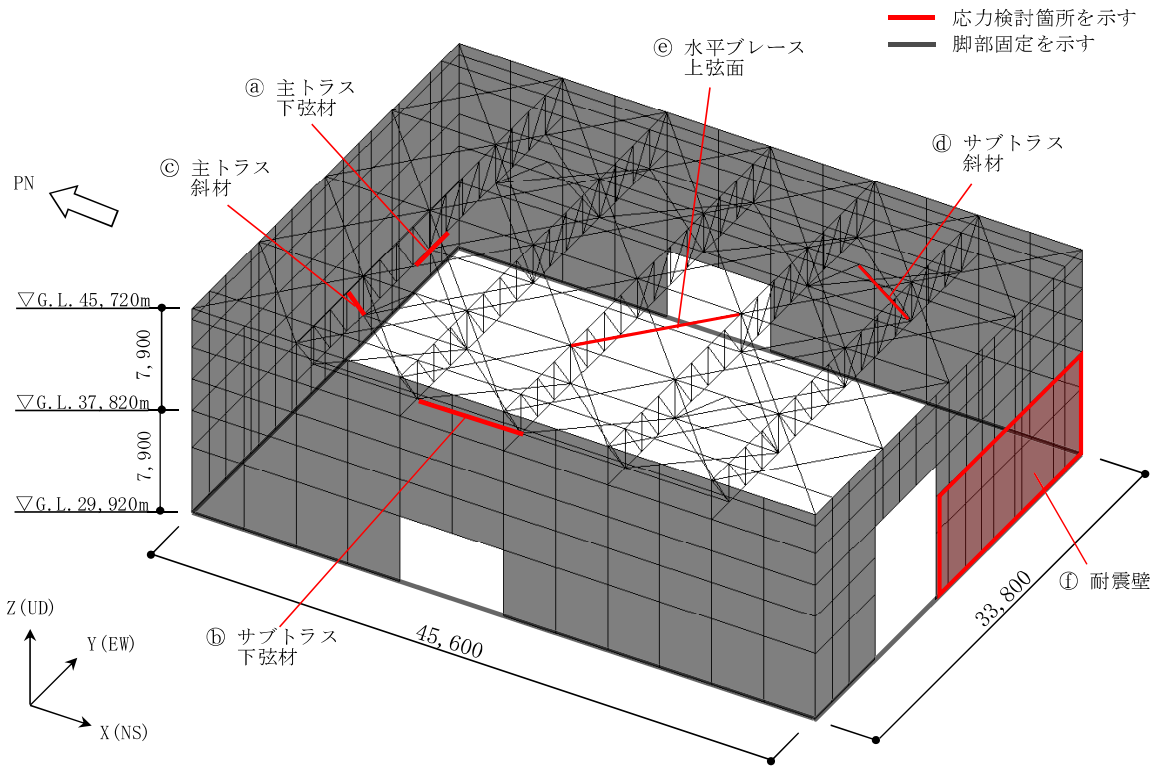


図 4.3.9-2　原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

表 4.3.9-1　地震応答解析に用いる物性値

部　位	材　料	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 (%)
屋根	鉄骨	2.05×10^5	7.90×10^4	2
外周部	コンクリート*	2.57×10^4	1.07×10^4	5

＊：実強度(Fc35)に基づく物性値を示す。

(3)　波及的影響の評価

原子炉建屋上部架構の変形は，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリアとして，鉄骨造部材は，塑性率が 5 以下を満足することを確認する。

耐震壁のせん断ひずみは，鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

1)　応力度比及び塑性率の検討

部材の応力度比は，2 方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表され，部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。表 4.3.9-2 及び表 4.3.9-3 に応力度比及び塑性率が最大となる部位の検討結果を示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 4.3.9-2 より応力度比は 1 以下，表 4.3.9-3 より塑性率は 5 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-2　応力度比の検討結果

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
主トラス	ⓐ	下弦材	H-400×400 ×13×21 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	σ_t	108.4	258	0.72	O.K.
					σ_{by}	49.7	190		
					σ_{bz}	7.4	258		
					τ	5.0	148		
サブ トラス	ⓑ	下弦材	H-248×249 ×8×13 〈SS400〉	従来の Ss-1 +EW-UD (A)	σ_c	53.1	142	0.38	O.K.
					σ_{by}	0.0	157		
					σ_{bz}	0.0	258		
					τ	0.0	148		

＊1：ⓐ，ⓑの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す
＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

σ_t　：引張応力度の最大値
σ_c　：圧縮応力度の最大値
σ_{by}　：強軸まわりの曲げ応力度の最大値ｂ
σ_{bz}　：弱軸まわりの曲げ応力度の最大値
τ　　：せん断応力度の最大値

表 4.3.9-3　塑性率の検討結果

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	塑性率		判定
主トラス	ⓒ	斜材	2Ls-100×100×13 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	T/Tu	0.82	O.K.
サブ トラス	ⓓ	斜材	2Ls-100×100×7 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	C/Cu	0.58	O.K.
水平 ブレース	ⓔ	上弦面	CT-125×250×9× 14 〈SS400〉	従来の Ss-2 +EW-UD (A)	C/Cu	1.68	O.K.

＊1：ⓒ～ⓔの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

C　：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu ：座屈耐力

T　：部材軸方向の引張力の最大値

Tu ：引張耐力

2)　耐震壁のせん断ひずみの検討

原子炉建屋上部架構の耐震壁の最大せん断ひずみを表 4.3.9-4 に示す。

検討の結果，耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

また，「4.3.2　構台，前室及びランウェイガーダの耐震性に対する検討」で実施した地震応答解析による原子炉建屋の最大せん断ひずみを，「JEAG 4601-1991 追補版」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を図 4.3.9-3 に示す。

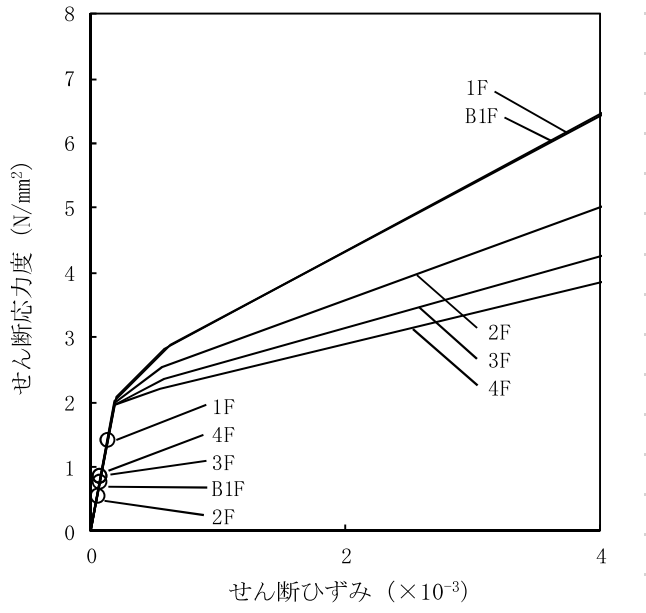
検討の結果，耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-4　耐震壁の最大せん断ひずみの検討結果

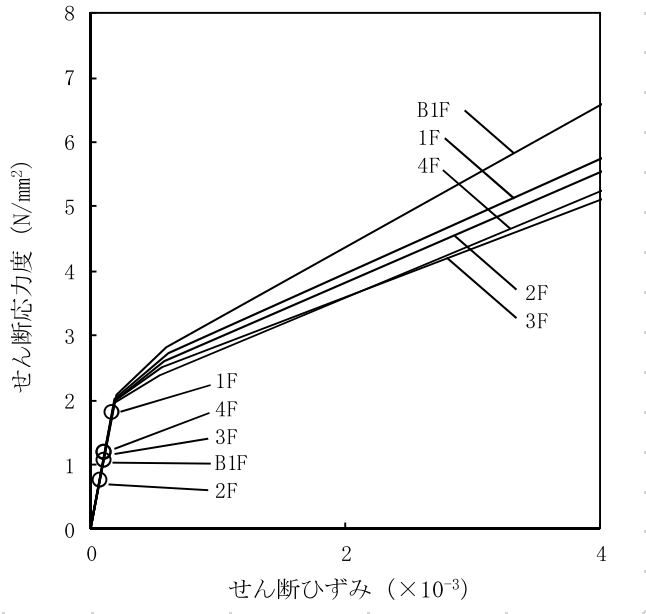
部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	せん断ひずみ ($\times10^{-3}$)	判定
耐震壁	ⓕ	建屋南側 5F	t=200 〈Fc22.1〉	従来の Ss-1 +EW+UD (A)	0.24	O.K.

＊1：ⓕの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)



（a）NS 方向



（b）EW 方向

図 4.3.9-3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値

5.　1 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

5.1　概要

5.1.1　一般事項

1 号機燃料取り出し用カバーは，大型カバーと内部カバーから構成されている。ここでは，大型カバーの構造強度と機能維持及び波及的影響の防止について検討を行う。

大型カバーは，原子炉建屋オペレーティングフロアを覆う構造としており，屋根部，一般部及び燃料取扱設備支持部から構成され，オペレーティングフロア上にあるガレキを撤去するガレキ撤去用天井クレーンを有する。また，大型カバーの燃料取扱設備支持部は燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持する。

大型カバーおよびガレキ撤去用天井クレーンの耐震クラス分類は，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合における公衆への被ばく影響を評価した結果，C クラスとなる。なお，燃料取扱設備支持部が燃料取扱設備の間接支持構造物であることから，大型カバーに適用する地震力は B+クラス相当とする。

大型カバーの構造強度は，B+クラスの設備に要求される静的地震力に対して許容応力度設計を実施し，耐震性のうち機能維持の検討は，基準地震動 Ss（最大加速度 900gal。以下，「Ss900」という。）の 1/2 の最大加速度 450gal の地震動（以下，「1/2Ss450」という。）に対する地震応答解析を実施し，燃料取扱設備の間接支持機能が維持されることを確認する。

ガレキ撤去用天井クレーンの構造強度は，C クラスの設備に要求される静的地震力に対して許容応力度設計を実施する。

大型カバーとガレキ撤去用天井クレーンの耐震性のうち波及的影響の防止の検討は，Ss900 に対する地震応答解析を実施し，大型カバーおよびガレキ撤去用天井クレーンの損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，大型カバー及びガレキ撤去用天井クレーンが崩壊機構に至らないことを確認する。図 5.1.1-1 に大型カバーのイメージを示す。

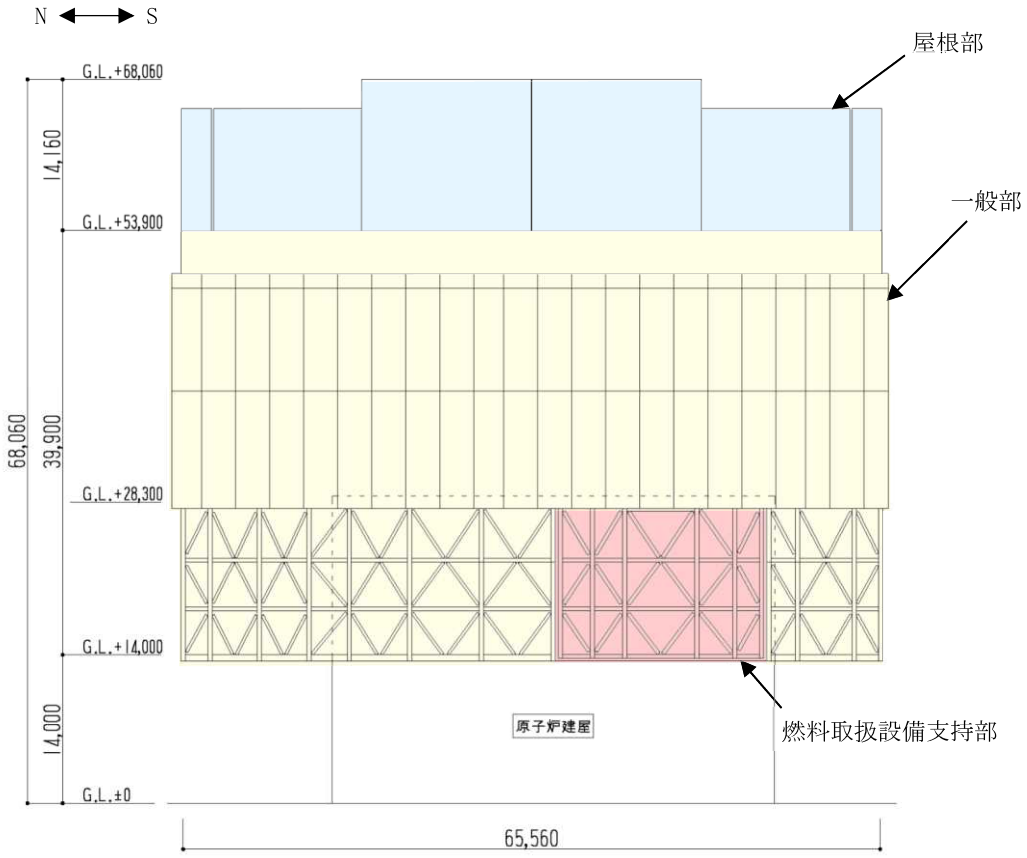


図 5.1.1-1　大型カバーのイメージ（単位：mm）

本章では，G.L.±0m=T.P.8,564mm*とする。
また，記載の寸法は現場状況に応じて変更する場合がある。
*：震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞T.P.=旧 O.P.-1,436mm

大型カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，改定版 2013 年）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2018 年）
(4) 鋼構造設計規準－許容応力度設計法－（日本建築学会，2005 年）
(5) 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2015 年)
(6) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 年）
(7) クレーン等安全規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 34 号）
(8) クレーン構造規格（平成 7 年 12 月 26 日労働省令第 134 号）
(9) 日本産業規格（JIS）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

(10) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年）
(11) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年）
(12) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2015)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 27 年）

5.1.2　構造概要

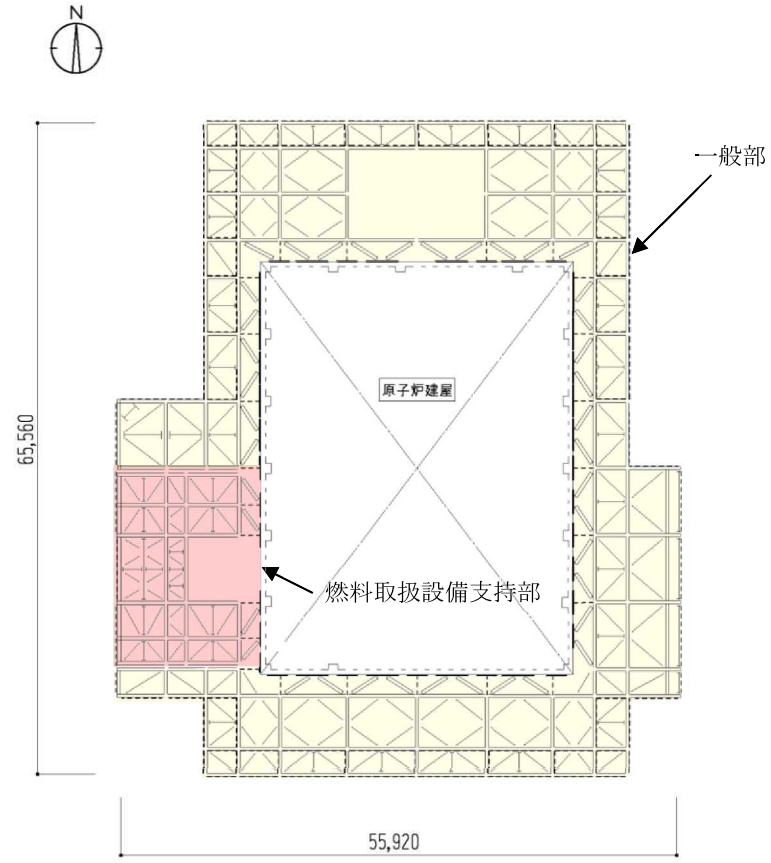
大型カバーは，東西方向 55.92m，南北方向 65.56m，高さ 68.06m の構造物で，構造形式はトラス構造，構造種別は鉄骨造である。また，一般部と燃料取扱設備支持部は構造的に分離している。大型カバー頂部付近は，水平剛性を高めるため，鋼板による箱桁架構とし，屋根は可動式としている。

大型カバーは，原子炉建屋に支持される構造物である。原子炉建屋との取り合い部においては，アンカーボルトにより接続している。

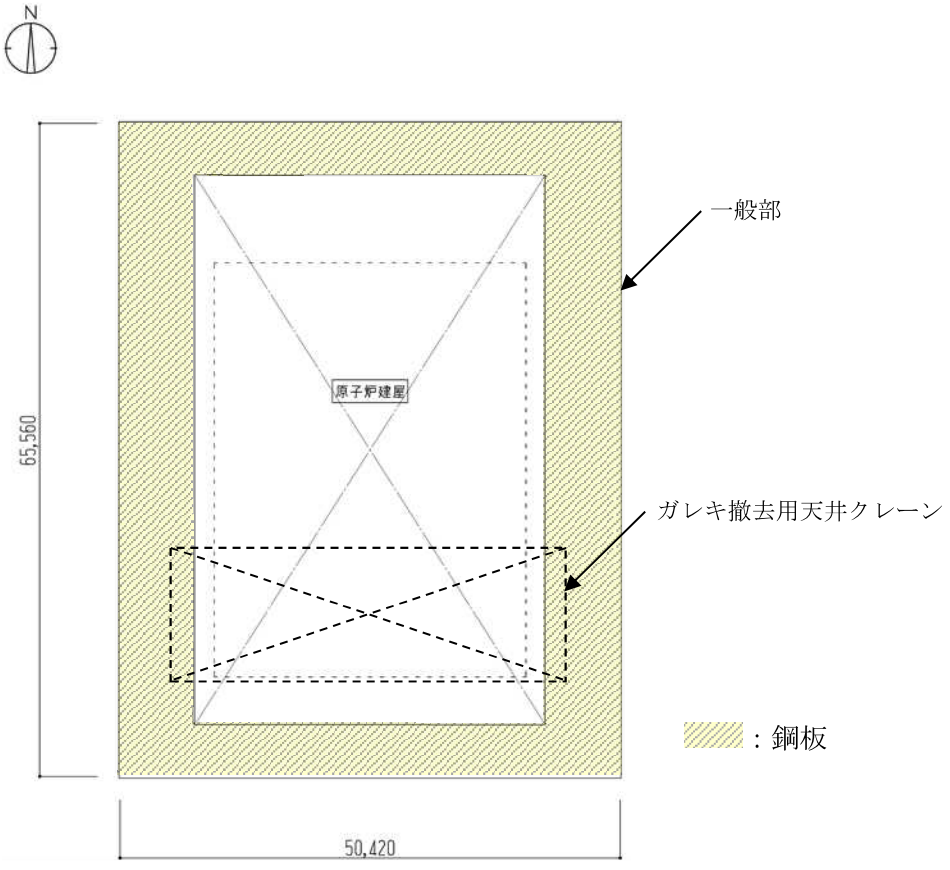
屋根は，４つの架構（中央の２つを「大屋根」，大屋根の外側の２つを「小屋根」という。また，小屋根の外側の稼働しない部分を「妻壁」という。）から構成され，それぞれが可動する構造である。屋根と大型カバーは構造的に分離されており，屋根は通常時，固定ピンを介して大型カバーに固定されている。また，屋根は固定ピンを外すことによって，南北方向へ動くことが可能となる。なお，屋根の逸走を防止するための逸走防止受けを大型カバー頂部にある鋼板部（以下，「箱桁架構」という）に設置し，屋根が動く際には屋根の落下防止材として機能する。

大型カバー内部にあるガレキ撤去用天井クレーンは，箱桁架構を南北方向に走行する。また，ガレキ撤去用天井クレーンを構成する２本のクレーンガーダ上に２台のトロリーがあり，これらが東西方向に移動する。

大型カバーの概要図を図 5.1.2-1 及び図 5.1.2-2 に示す。ガレキ撤去用天井クレーンの概要図を図 5.1.2-3 に示す。屋根伏図を図 5.1.2-4 に，断面図を図 5.1.2-5 に示す。屋根部の落下防止の概要図を図 5.1.2-6 に示す。

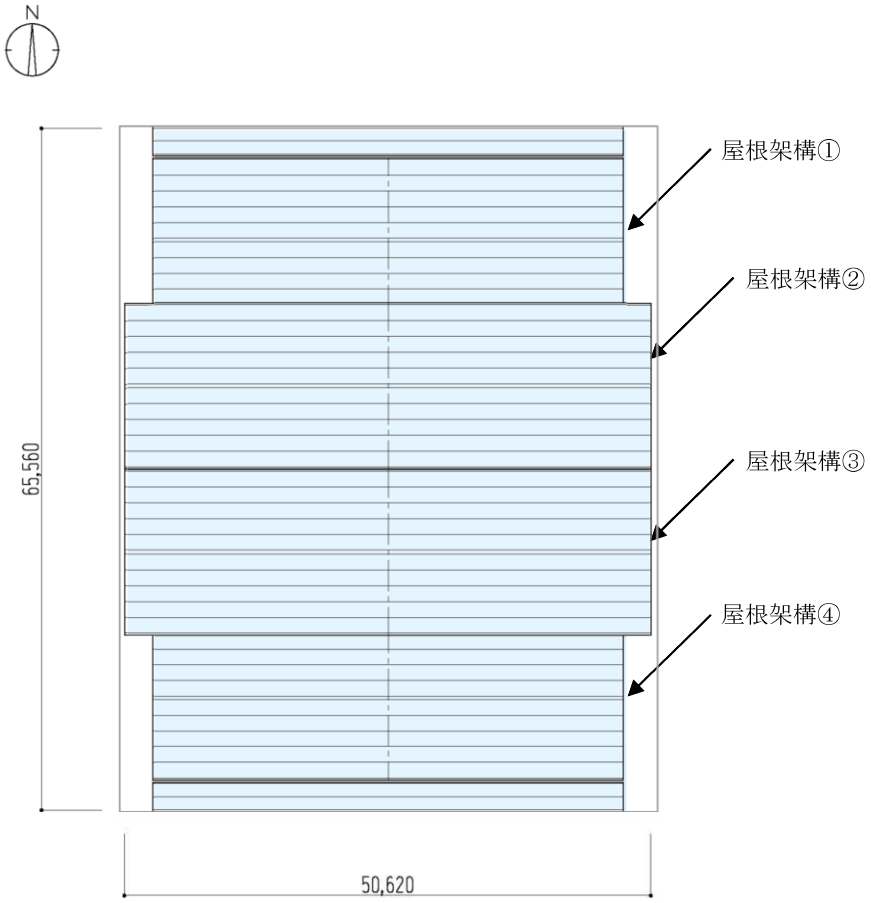


(a)伏図(G.L.+28,300)



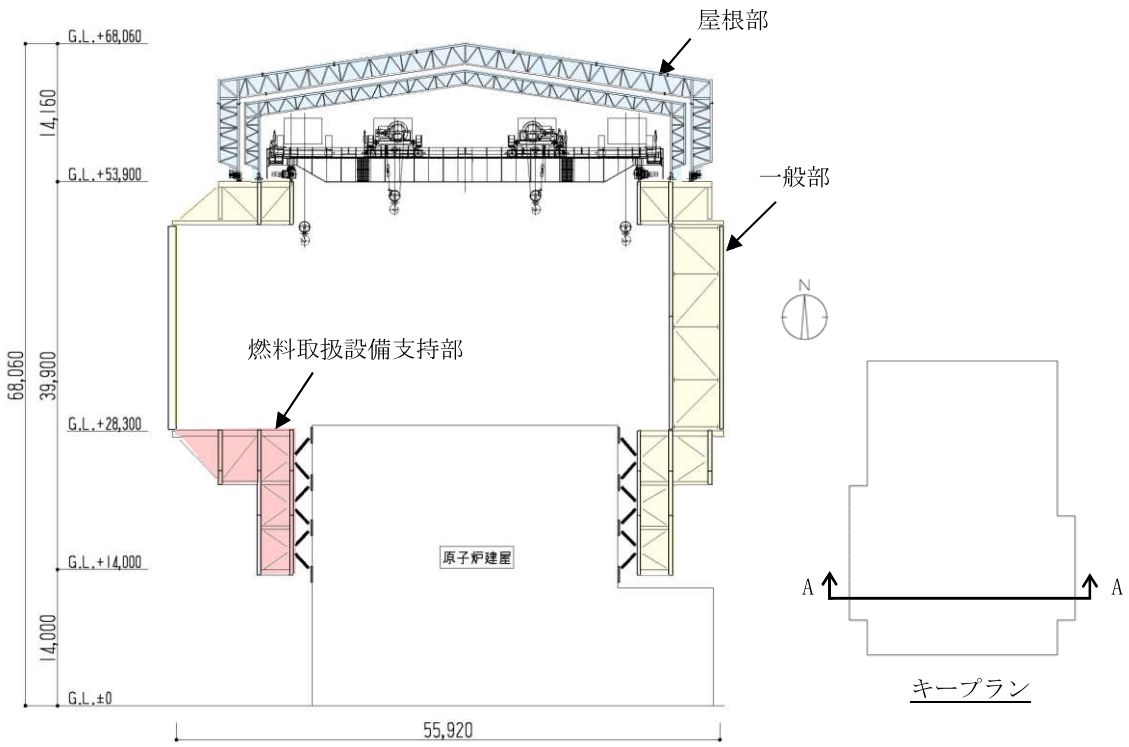
(b)伏図(G.L.+53,900)

図 5.1.2-1(1)　大型カバーの概要（単位：mm）

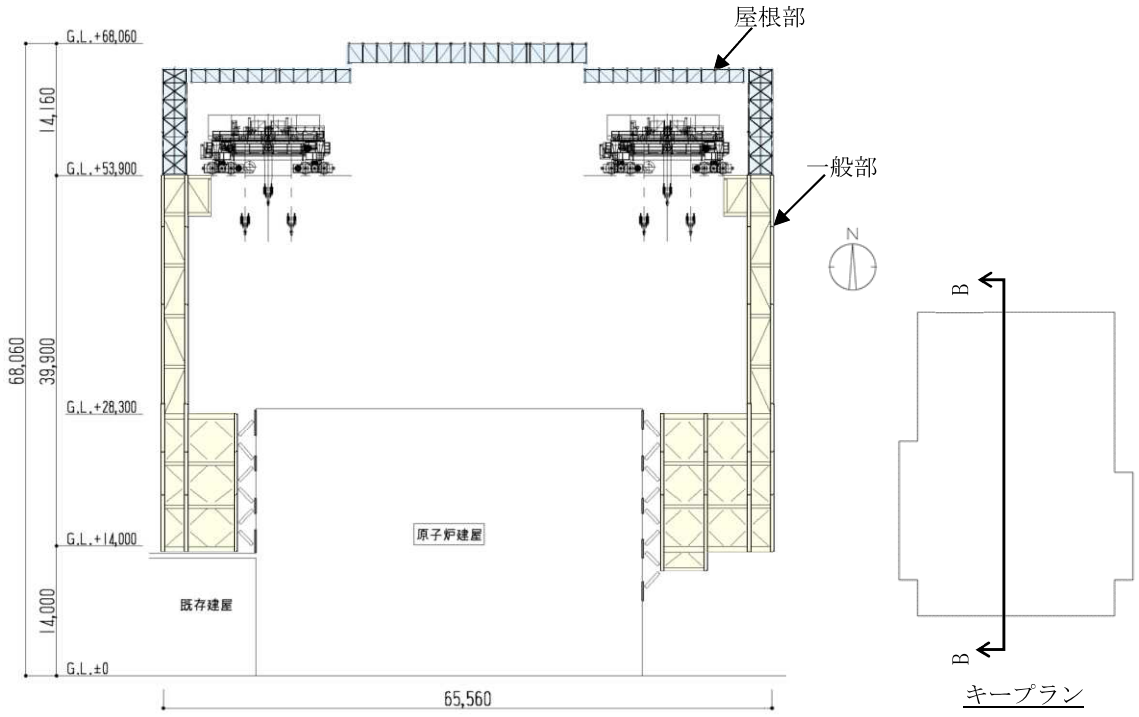


屋根伏図

図 5.1.2-1(2)　大型カバーの概要（単位：mm）

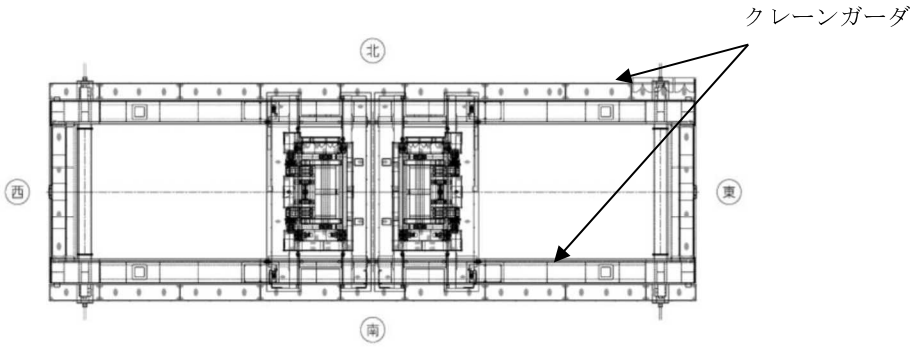


(a) 大型カバーA-A 断面図

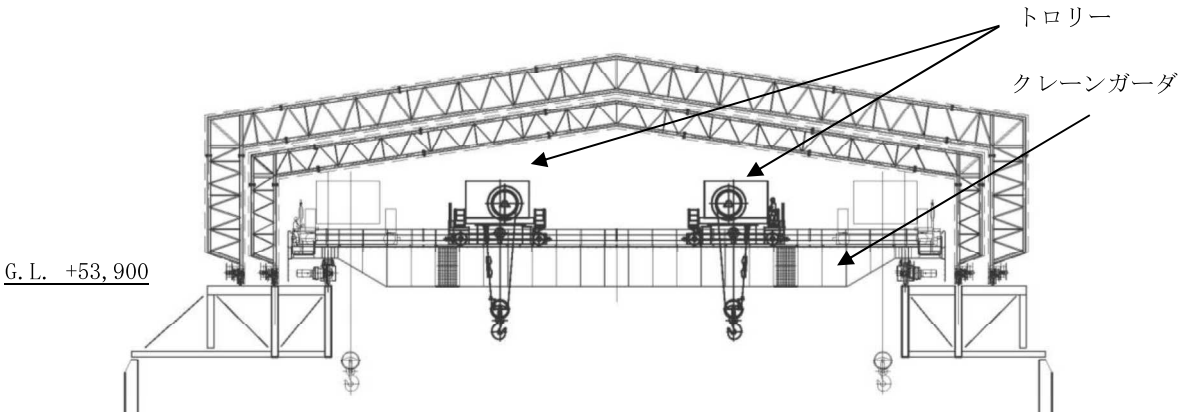


(b) 大型カバーB-B 断面図

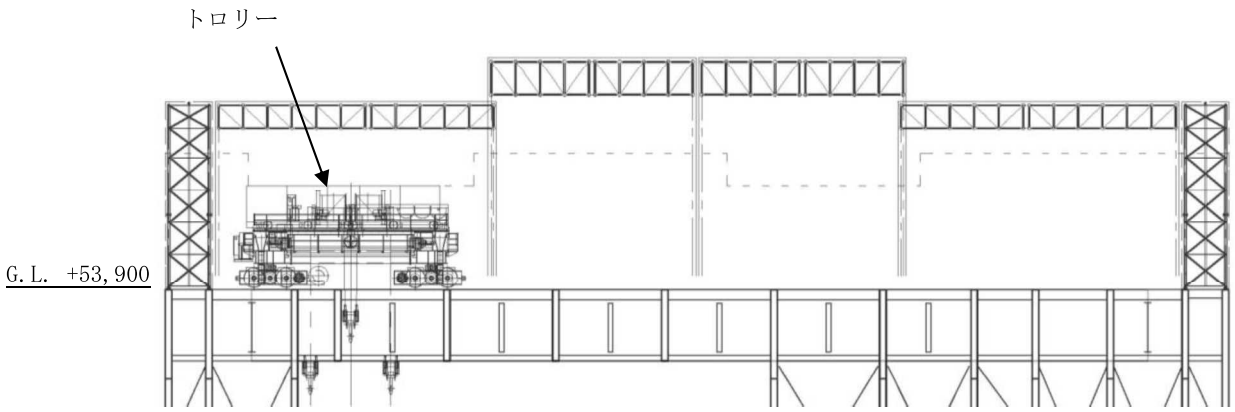
図 5.1.2-2　大型カバーの概要（単位：mm）



平面図



東西立面図



南北立面図

図 5.1.2-3　ガレキ撤去用天井クレーン概要図

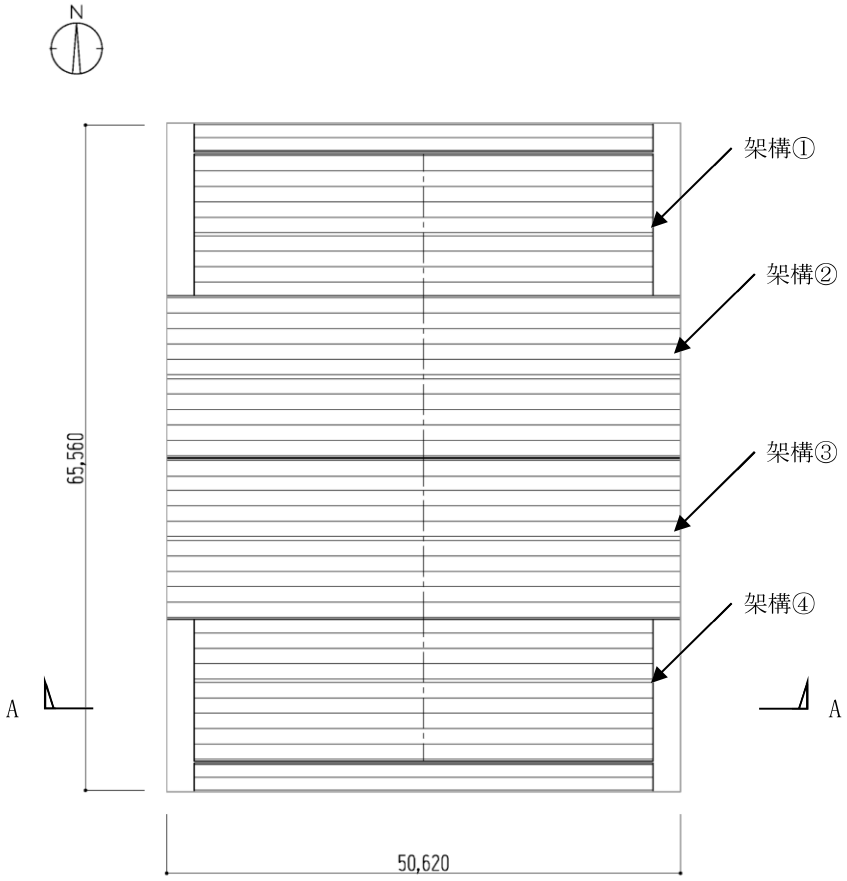


図 5.1.2-4　屋根伏図（単位：mm）

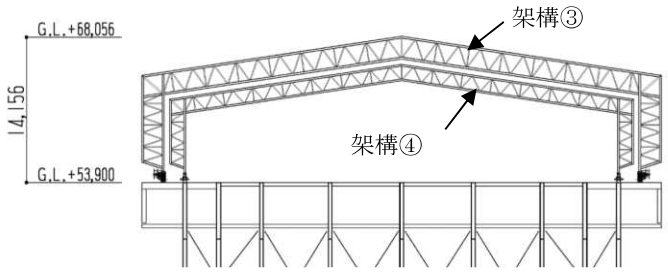


図 5.1.2-5　A-A 断面図（単位：mm）

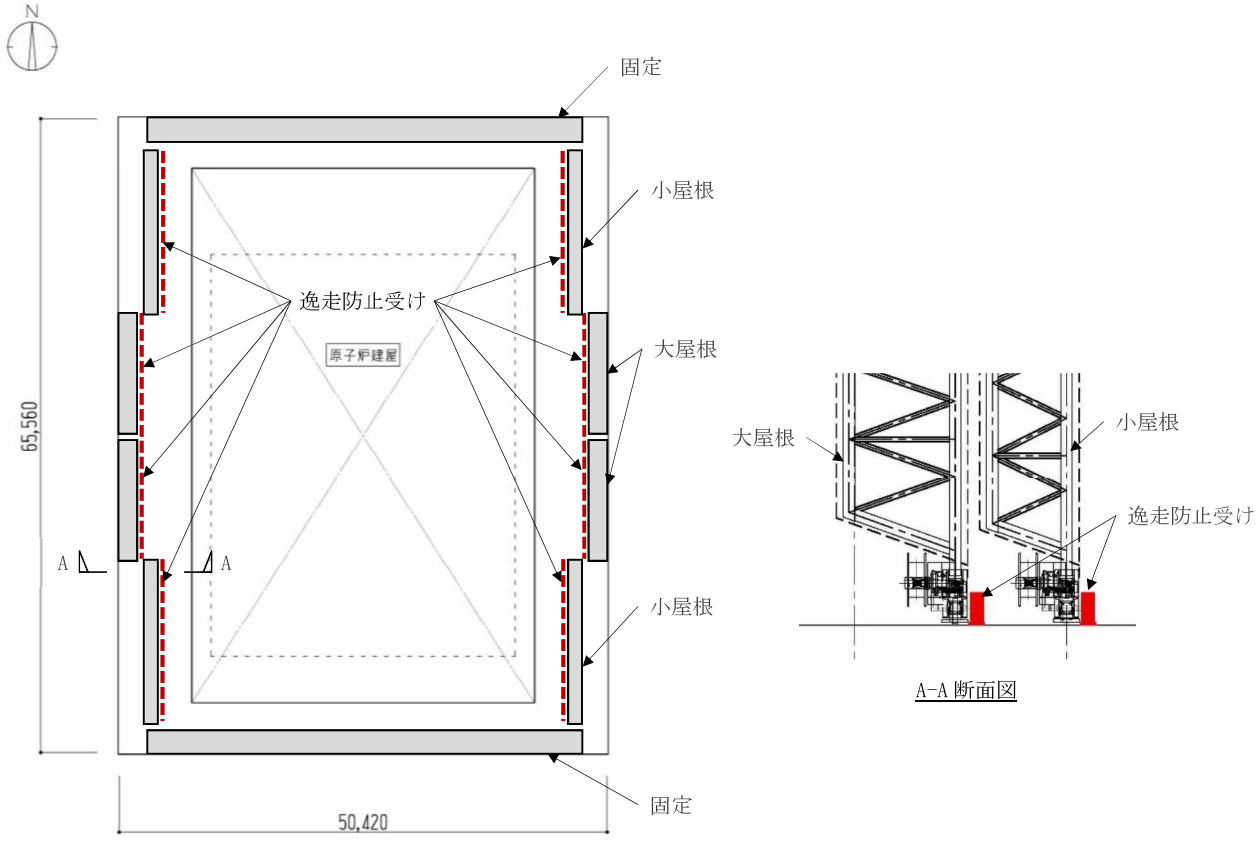
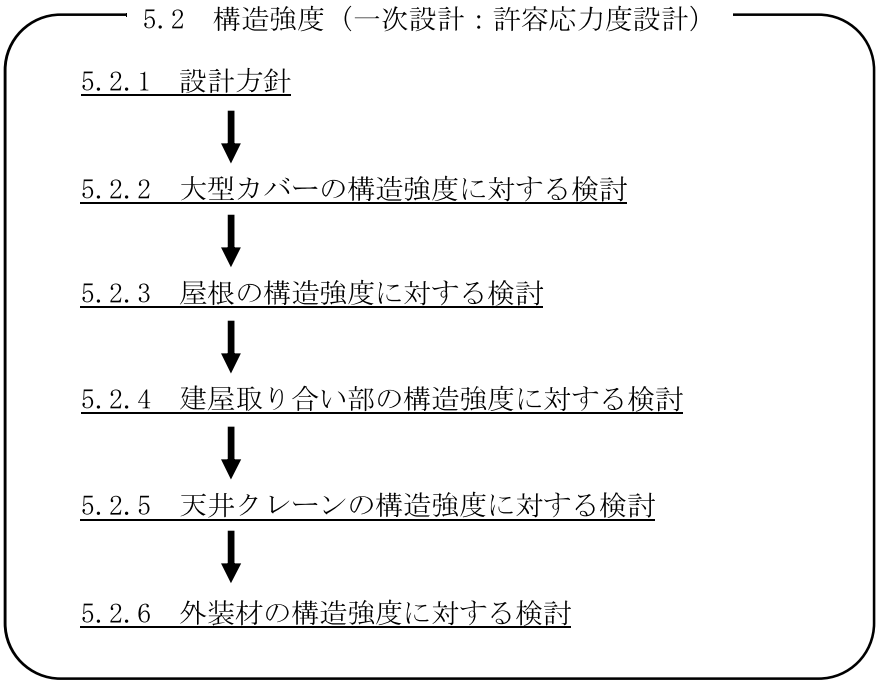


図 5.1.2-6　屋根部の落下防止概要図

5.1.3　検討フロー

大型カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 5.1.3-1～2 に示す。検討に当たっては，大型カバーを設置し，原子炉建屋上のガレキを撤去しようとする状態（以下，「ガレキ撤去時」という）と，ガレキを撤去した後に，燃料取扱設備を設置した状態（以下，「燃料取り出し時」という）を評価する。



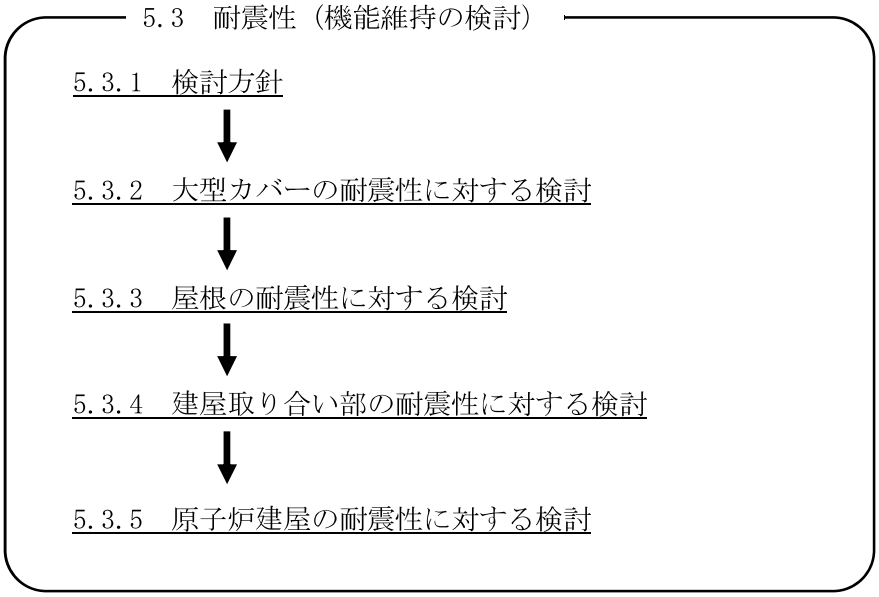


図 5.1.3-1　大型カバーの検討フロー

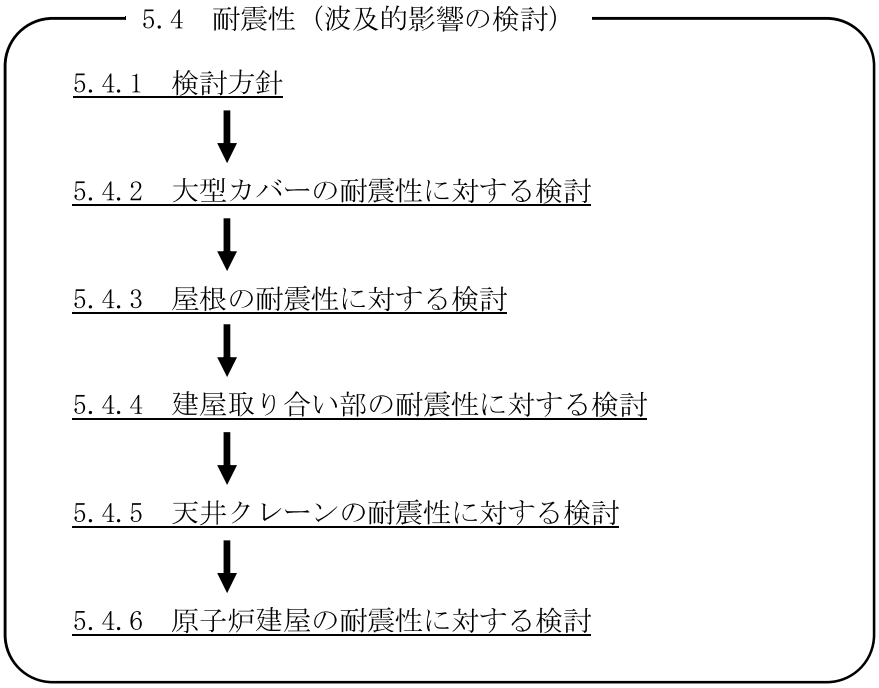


図 5.1.3-2　大型カバーの検討フロー

5.2　構造強度

5.2.1　設計方針

構造強度の検討は，大型カバー，屋根，建屋取り合い部，天井クレーン及び外装材について許容応力度設計を実施する。

(1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 5.2.1-1 に示す。

表 5.2.1-1　使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
大型カバー	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
原子炉建屋	コンクリート	$2.57\times10^{4*}$	0.2	24.0

＊：実強度に基づく剛性

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm^2）

設計基準強度	長期			短期		
22.1	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
(225) ＊	7.4	―	0.71	14.8	―	1.07

＊：建設時の設計基準強度（単位：kgf/cm^2）

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm^2）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度*3
T≦40mm	SS400, SN400B, STK400	235	建築基準法及び国土交通省告示に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A, SN490B, STKN490B STK490, SNR490B	325	
T＞40mm	TMCP325B	325*1	
－	S45C	490*2	

*1：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2, 平成 14 年 5 月 7 日又は国住指第 1208-2, 1209-2, 平成 15 年 7 月 31 日）による

*2：「JIS G 4051-2005」による

*3：終局強度は許容応力度を 1.1 倍とする

(2)　解析モデル

大型カバーの解析モデルは，原子炉建屋を質点系とし，一般部，燃料取扱設備支持部及び屋根部を構成する主要な鉄骨部材をモデル化した立体架構モデルとする。また，ガレキ撤去用天井クレーンもモデル化する。図 5.2.1-1 に立体解析モデルを示す。

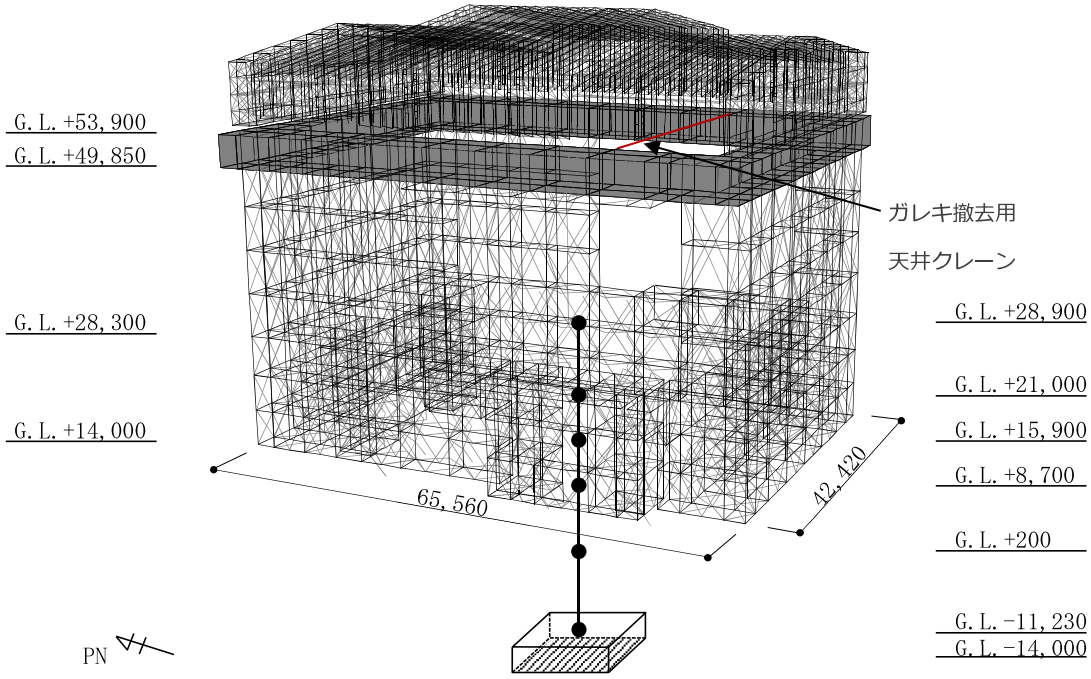


図 5.2.1-1　解析モデル

(3)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1)　鉛直荷重（VL）

大型カバー及び原子炉建屋に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。主な鉛直荷重を表 5.2.1-2 及び表 5.2.1-3 に示す。

表 5.2.1-2　大型カバーに作用する主な鉛直荷重(kN)

	ガレキ撤去時	燃料取り出し時
屋根	3800	3800
外装材	5800	4360
遮蔽体	1050	6430
ガレキ撤去用天井クレーン	4200	4200
遠隔解体重機	2600	0
配管	500	830

表 5.2.1-3　原子炉建屋に作用する主な鉛直荷重(kN)

	ガレキ撤去時	燃料取り出し時
ガレキ	12130	0
機器等	4260	43540
遮蔽体	0	21110

2)　積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令第 86 条及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し，以下の条件とする。

なお，国土交通省告示第594号による多雪区域以外の区域における積雪後の降雨を見込んだ割増係数を乗じた積雪荷重を考慮する。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^2/cm

3)　風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 5.2.1-4 に示す。

表 5.2.1-4　速度圧の算定結果

建物高さ* H(m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度区 分による係数 E	基準風速 Vo(m/s)	速度圧 q(N/m^2)
66.2	1.32	2.00	3.51	30	1900

*：建物高さは，軒高さ（64.3m）と最高高さ（68.1m）の平均値とした

4)　地震荷重（K）

大型カバーに作用させる地震荷重は，G.L.+0.20m（原子炉建屋1階床）を基準面とした水平地震力の算定結果より設定する。水平地震力は下式より算定する。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi：層せん断力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

なお，天井クレーンに関しては1.2倍を考慮する。

Ci：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

ここに，大型カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，ガレキ撤去の効果と大型カバー等を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表5.2.1-5に示す。

表5.2.1-5　原子炉建屋の全体重量(kN)

	ガレキ撤去時	燃料取り出し時
原子炉建屋の全体重量	701430	701430
ガレキ撤去による軽減重量	0	-12130
大型カバー設置等の付加重量	+82500	+143090
大型カバー設計用原子炉建屋全体重量	783930	832390

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_0：標準せん断力係数（C_0=0.2）

i層の水平震度kiは，下式によって算定する。

$$Pi=Q_i-Q_{i-1}$$

$$ki=P_i/w_i$$

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震荷重の差（kN）

wi：各階重量（kN）

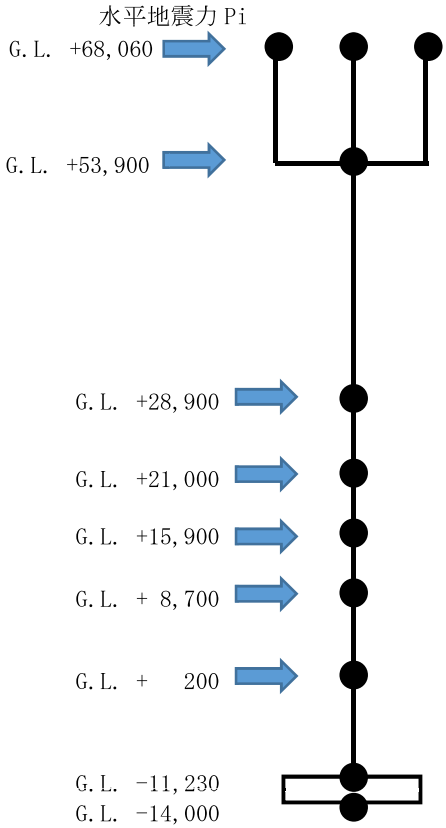
算定した水平地震力を原子炉建屋，大型カバー一般部，燃料取扱設備支持部及び屋根の重量比に基づいて分配し，それぞれに作用させる水平地震力を算定する。屋根については各架構が構造

的に分離されていることから，大屋根，小屋根，妻壁の３種類に分けて水平地震力を算定する。なお，高さ方向に関しては，原子炉建屋の各階の高さと大型カバーの節点の高さが異なるため，高さ毎に区分けを行った上で重量比を計算する。図5.2.1-2に大型カバーに作用させる水平地震力の概要図を示す。

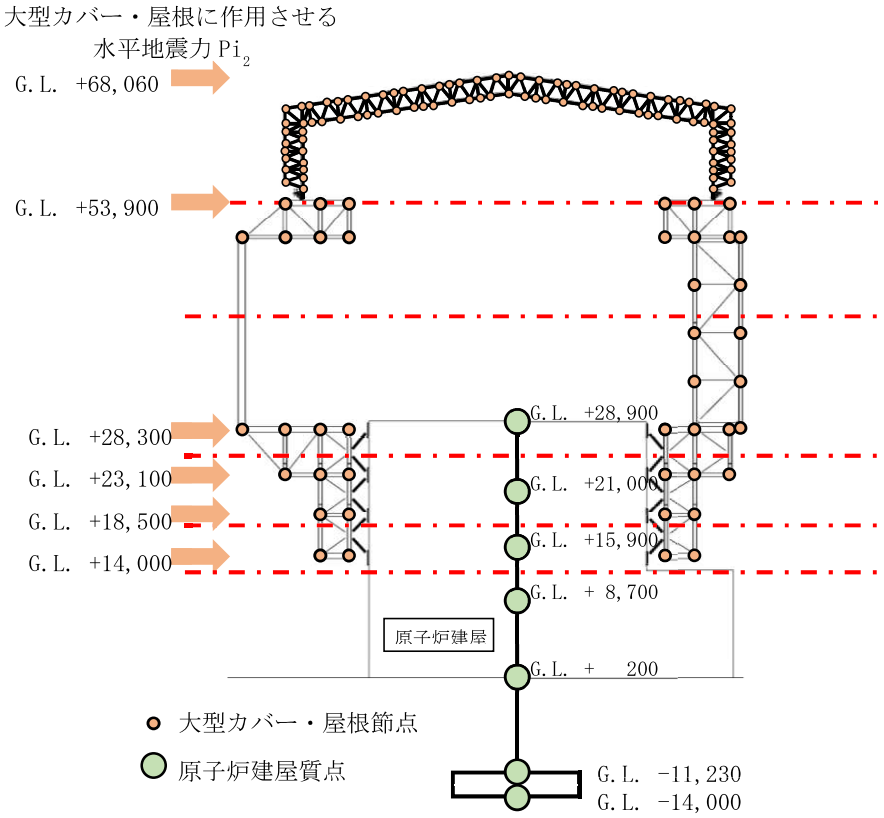
Pi_2=Pi×（i 層の大型カバー（一般部又は燃料取扱設備支持部）の重量／i 層の原子炉建屋及び大型カバーの重量）

Pi_2：当該階とその直下階の大型カバー（一般部又は燃料取扱設備支持部）に作用させる水平地震荷重の差（kN）

n=1.5 とした算定結果を表 5.2.1-6 及び表 5.2.1-7 に示し，n=1.2 とした算定結果を表 5.2.1-8 及び表 5.2.1-9 に示す。



原子炉建屋と大型カバー集約質点系モデル



大型カバーの解析モデル

図 5.2.1-2　大型カバーの水平地震力の概要図（単位：mm）

表 5.2.1-6(1)　ガレキ撤去時の水平地震力の算定結果（大型カバー検討用）(NS 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	―	5.473	1.314	―	2365	1.314
	小屋根	1400	―	5.283	1.268	―	1775	1.268
	妻壁	600	―	5.220	1.253	―	752	1.253
+68.06～+53.9		21050	3800	―	―	4892	20828	0.989
+53.9～+28.9		88990	24850	4.314	1.035	25720	11506	0.129
+28.9～+21.0		83750	113840	1.360	0.327	37226	18494	0.221
+21.0～+15.9		88690	197590	1.172	0.282	55720	18570	0.209
+15.9～+8.7		87240	286280	1.082	0.260	74290	15355	0.176
+8.7～+0.2		―	373520	1.000	0.240	89645	―	―

＊：n=1.5 とした算定結果を示す

表 5.2.1-6(2)　ガレキ撤去時の水平地震力の算定結果（大型カバー検討用）(EW 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	―	6.617	1.589	―	2859	1.588
	小屋根	1400	―	7.115	1.707	―	2390	1.707
	妻壁	600	―	6.441	1.547	―	928	1.547
+68.06～+53.9		21050	3800	―	―	6177	20027	0.951
+53.9～+28.9		88990	24850	4.391	1.055	26204	13071	0.147
+28.9～+21.0		83750	113840	1.437	0.345	39275	17631	0.211
+21.0～+15.9		88690	197590	1.200	0.288	56906	17813	0.201
+15.9～+8.7		87240	286280	1.089	0.261	74719	14926	0.171
+8.7～+0.2		―	373520	1.000	0.240	89645	―	―

＊：n=1.5 とした算定結果を示す

表 5.2.1-6(3)　ガレキ撤去時の大型カバーの地震荷重の算定結果（大型カバー検討用）

（NS・EW 方向）

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	NS 方向			EW 方向		
			Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)	Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)
+68.06	大屋根	1800	2400	2400	—	2900	2900	—
	小屋根	1400	1800	1800	—	2400	2400	—
	妻壁	600	800	800	—	1000	1000	—
+53.9		21050	21000	21000	—	20100	20100	—
+28.3		88990	11900	3300	600	13500	3700	700
+23.1		83750	18600	1300	300	17900	1300	300
+18.5				1000	200		1000	200
+14.0		88690	18700	1100	250	18000	1100	250

＊：n=1.5 とした算定結果を示す

表 5.2.1-7(1)　燃料取り出し時の水平震度の算定結果（大型カバー検討用）(NS 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	―	5.901	1.416	―	2549	1.416
	小屋根	1400	―	5.650	1.356	―	1898	1.356
	妻壁	600	―	5.602	1.344	―	806	1.343
+68.06～+53.9		20510	3800	―	―	5253	22023	1.074
+53.9～+28.9		137080	24310	4.678	1.122	27276	24530	0.179
+28.9～+21.0		83750	161390	1.338	0.321	51806	18427	0.220
+21.0～+15.9		88680	245140	1.191	0.287	70233	16894	0.191
+15.9～+8.7		87810	333820	1.090	0.261	87127	14064	0.160
+8.7～+0.2		―	421630	1.000	0.240	101191	―	―

＊：n=1.5 とした算定結果を示す

表 5.2.1-7(2)　燃料取り出し時の水平震度の算定結果（大型カバー検討用）(EW 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	―	6.546	1.571	―	2827	1.571
	小屋根	1400	―	5.982	1.436	―	2010	1.436
	妻壁	600	―	5.788	1.389	―	833	1.388
+68.06～+53.9		20510	3800	―	―	5670	20402	0.995
+53.9～+28.9		137080	24310	4.466	1.073	26072	27429	0.200
+28.9～+21.0		83750	161390	1.384	0.332	53501	18202	0.217
+21.0～+15.9		88680	245140	1.216	0.293	71703	16425	0.185
+15.9～+8.7		87810	333820	1.099	0.264	88128	13063	0.149
+8.7～+0.2		―	421630	1.000	0.240	101191	―	―

＊：n=1.5 とした算定結果を示す

表 5.2.1-7(3)　燃料取り出し時の大型カバーの地震荷重の算定結果（大型カバー検討用）

（NS・EW 方向）

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	NS 方向			EW 方向		
			Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)	Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)
+68.06	大屋根	1800	2600	2600	－	2900	2900	－
	小屋根	1400	1900	1900	－	2100	2100	－
	妻壁	600	900	900	－	900	900	－
+53.9		20510	22300	22300	－	20600	20600	－
+28.3		137080	24800	4300	900	27600	4700	1000
+23.1		83750	18600	1300	300	18400	1300	300
+18.5				1000	200		1000	200
+14.0		88680	17200	1100	250	16700	1000	250

＊：n=1.5 とした算定結果を示す

表 5.2.1-8(1)　ガレキ撤去時の水平地震力の算定結果（天井クレーン検討用）(NS 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	—	5.473	1.051	—	1892	1.051
	小屋根	1400	—	5.283	1.014	—	1420	1.014
	妻壁	600	—	5.220	1.002	—	601	1.002
+68.06～+53.9		21050	3800	—	—	3913	16663	0.792
+53.9～+28.9		88990	24850	4.314	0.828	20576	9205	0.103
+28.9～+21.0		83750	113840	1.360	0.262	29781	14795	0.177
+21.0～+15.9		88690	197590	1.172	0.226	44576	14856	0.168
+15.9～+8.7		87240	286280	1.082	0.208	59432	12284	0.141
+8.7～+0.2		—	373520	1.000	0.192	71716	—	—

＊：n=1.2 とした算定結果を示す

表 5.2.1-8(2)　ガレキ撤去時の水平地震力の算定結果（天井クレーン検討用）(EW 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	—	6.617	1.271	—	2287	1.271
	小屋根	1400	—	7.115	1.366	—	1912	1.366
	妻壁	600	—	6.441	1.237	—	742	1.237
+68.06～+53.9		21050	3800	—	—	4941	16022	0.761
+53.9～+28.9		88990	24850	4.391	0.844	20963	10457	0.118
+28.9～+21.0		83750	113840	1.437	0.276	31420	14105	0.168
+21.0～+15.9		88690	197590	1.200	0.230	45525	14250	0.161
+15.9～+8.7		87240	286280	1.089	0.209	59775	11941	0.137
+8.7～+0.2		—	373520	1.000	0.192	71716	—	—

＊：n=1.2 とした算定結果を示す

表 5.2.1-8(3)　ガレキ撤去時の大型カバーの地震荷重の算定結果（天井クレーン検討用）

（NS・EW 方向）

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	NS 方向			EW 方向		
			Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)	Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)
+68.06	大屋根	1800	1900	1900	—	2300	2300	—
	小屋根	1400	1500	1500	—	2000	2000	—
	妻壁	600	700	700	—	800	800	—
+53.9		21050	16800	16800	—	16100	16100	—
+28.3		88990	9500	2600	500	10800	3000	500
+23.1		83750	14900	1100	200	14300	1100	200
+18.5				800	150		800	150
+14.0		88690	15100	1000	200	14400	900	200

＊：n=1.2 とした算定結果を示す

表 5.2.1-9(1)　燃料取り出し時の水平震度の算定結果（天井クレーン検討用）(NS 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	―	5.901	1.133	―	2039	1.133
	小屋根	1400	―	5.650	1.085	―	1519	1.085
	妻壁	600	―	5.602	1.075	―	645	1.075
+68.06～+53.9		20510	3800	―	―	4203	17618	0.859
+53.9～+28.9		137080	24310	4.678	0.898	21821	19624	0.143
+28.9～+21.0		83750	161390	1.338	0.257	41445	14741	0.176
+21.0～+15.9		88680	245140	1.191	0.229	56186	13516	0.152
+15.9～+8.7		87810	333820	1.090	0.209	69702	11251	0.128
+8.7～+0.2		―	421630	1.000	0.192	80953	―	―

＊：n=1.2 とした算定結果を示す

表 5.2.1-9(2)　燃料取り出し時の水平震度の算定結果（天井クレーン検討用）(EW 方向)

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
+68.06	大屋根	1800	―	6.546	1.256	―	2262	1.257
	小屋根	1400	―	5.982	1.148	―	1608	1.149
	妻壁	600	―	5.788	1.111	―	667	1.112
+68.06～+53.9		20510	3800	―	―	4537	16321	0.796
+53.9～+28.9		137080	24310	4.466	0.858	20858	21943	0.160
+28.9～+21.0		83750	161390	1.384	0.265	42801	14562	0.174
+21.0～+15.9		88680	245140	1.216	0.234	57363	13140	0.148
+15.9～+8.7		87810	333820	1.099	0.211	70503	10450	0.119
+8.7～+0.2		―	421630	1.000	0.192	80953	―	―

＊：n=1.2 とした算定結果を示す

表 5.2.1-9(3)　燃料取り出し時の大型カバーの地震荷重の算定結果（天井クレーン検討用）

（NS・EW 方向）

G.L.(m)		各階重量 wi(kN)	NS 方向			EW 方向		
			Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)	Pi (kN)	屋根 一般部 Pi_2(kN)	燃料取扱 設備支持部 Pi_2(kN)
+68.06	大屋根	1800	2100	2100	－	2300	2300	－
	小屋根	1400	1600	1600	－	1700	1700	－
	妻壁	600	700	700	－	700	700	－
+53.9		20510	17700	17700	－	16400	16400	－
+28.3		137080	20000	3500	800	22200	3900	800
+23.1		83750	14900	1100	200	14700	1100	200
+18.5				800	150		800	150
+14.0		88680	13800	900	200	13400	900	200

＊：n=1.2 とした算定結果を示す

5)　荷重組合せ

設計で考慮する荷重組合せを表 5.2.1-10 に示す。また，ガレキ撤去時におけるガレキ撤去用天井クレーンの位置を図 5.2.1-3 に，燃料取り出し時における燃料取扱設備の位置を図 5.2.1-4 に示す。なお，燃料取り出し時にはガレキ撤去用天井クレーンの位置は北側とする。

表 5.2.1-10　荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース*1	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL	長期
積雪時*2	S	VL+SL	短期
暴風時*2	W	VL+WL	
地震時	E1	VL+K(+NS)	
	E2	VL+K(-NS)	
	E3	VL+K(+EW)	
	E4	VL+K(-EW)	

*1：ガレキ撤去時は case1 及び case2，燃料取り出し時は case3 及び case4 の状態とする。
*2：短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対して検討を行う。

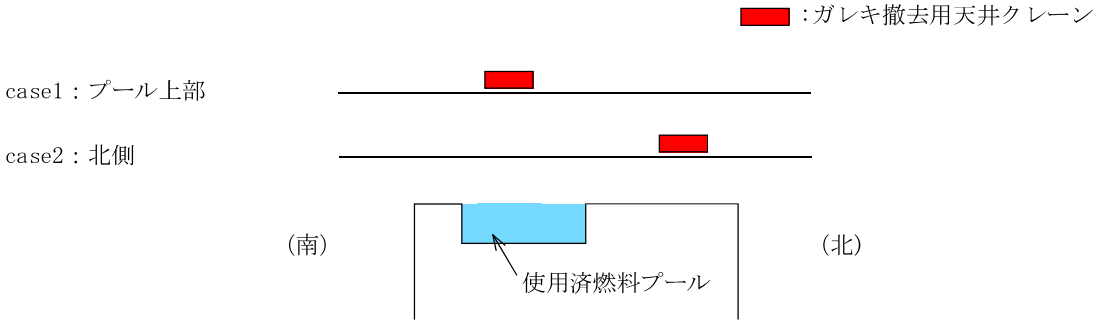
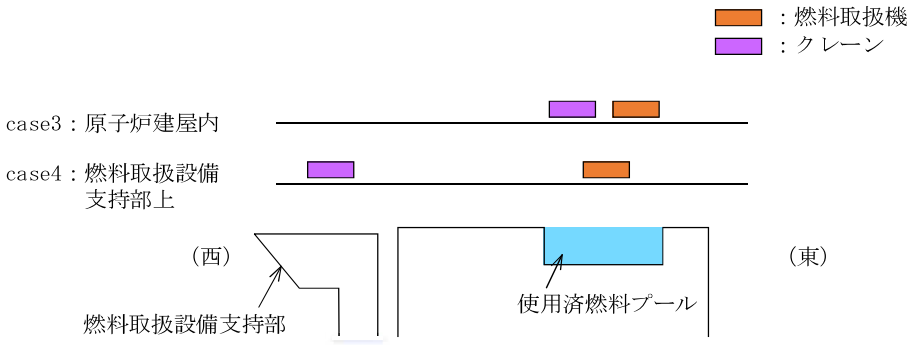


図 5.2.1-3　ガレキ撤去用天井クレーンの位置



※：原子炉建屋オペレーティングフロア上で，燃料取扱機及びクレーンを用い燃料をキャスクに入れる。その後，クレーンを用いキャスクを燃料取扱設備支持部に移動させ地上に下ろす。従って，燃料取扱機とクレーンの両方が原子炉建屋内にいるケースと燃料取扱機が原子炉建屋内，クレーンが燃料取扱設備支持部上にいるケースの 2 ケースとなる。
※：燃料取り出し時のガレキ撤去用天井クレーン位置は北側とする。

図 5.2.1-4　燃料取扱設備の位置

地震時と暴風時の大型カバーの層せん断力について，風荷重の受圧面積が大きい EW 方向で比較した結果を図 5.2.1-5 に示す。図 5.2.1-5 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

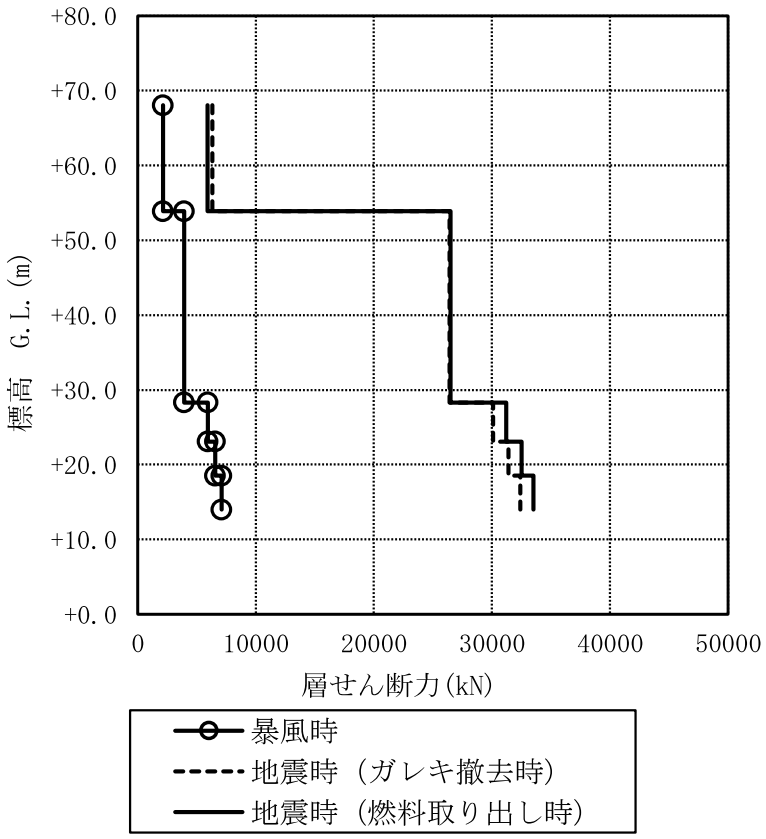


図 5.2.1-5　地震時と暴風時の層せん断力の比較（EW 方向）

5.2.2　大型カバーの構造強度に対する検討

(1)　断面検討

1)　柱，梁，水平・鉛直ブレース

部材の応力度比は，「鋼構造設計規準」に従い，軸力に対して下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　　$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　　$\frac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

ここで，　σ_c　：圧縮応力度（N/A）(N/mm^2)

σ_t　：引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

f_c　：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t　：許容引張応力度(N/mm^2)

2)　大型カバー頂部鋼板部

応力度比の検討は，「鋼構造設計規準」に従い，面内力に対し下式にて検討を行う。

・組合せ応力の場合　$\frac{{\sigma_x}^2+{\sigma_y}^2-\sigma_x\cdot\sigma_y+3{\tau_{xy}}^2}{{f_t}^2} \leqq 1$

ここで，　σ_x　：X 方向圧縮応力度（Nx/A）(N/mm^2)

σ_y　：Y 方向圧縮応力度（Ny/A）(N/mm^2)

Nx：X 方向面内力(N)，Ny：Y 方向面内力(N)，A：断面積(mm^2)

τ_{xy}　：せん断応力度（Nxy/As）(N/mm^2)

Nxy：面内せん断力(N)，As：せん断断面積(mm^2)

f_t　：許容引張応力度(N/mm^2)

3)　ガレキ撤去時

表 5.2.2-1 及び表 5.2.2-2 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 5.2.2-1(1)　断面検討結果（一般部，常時）上部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	荷重 ケース （位置）*3	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)		応力 度比	判定
①	柱	H-400×400×13×21	C (case1)	σ_c	96.1	f_c	170.9	0.57	O.K.
②	梁	B[-300×220×16×25	C (case1)	σ_t	47.8	f_t	216.6	0.23	O.K.
③	鉛直 ブレース	φ-267.4×6.6	C (case2)	σ_c	61.6	f_c	173.0	0.36	O.K.
④	鋼板	PL-16 〈SN400B〉	C (case1)	σ_x	1.9	f_t	156.0	0.31	O.K.
				σ_y	4.1				
				τ_{xy}	27.2				

表 5.2.2-1(2)　断面検討結果（一般部，常時）下部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	荷重 ケース （位置）*3	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)		応力 度比	判定
⑤	柱	H-400×400×13×21	C (case2)	σ_c	102.4	f_c	202.7	0.51	O.K.
⑥	梁	H-588×300×12×20	C (case1)	σ_c	52.9	f_c	201.1	0.27	O.K.
⑦	鉛直 ブレース	φ-267.4×6.6	C (case1)	σ_c	153.7	f_c	203.0	0.76	O.K.
⑧	接続部 水平ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	C (case1)	σ_c	110.8	f_c	187.5	0.60	O.K.
⑨	接続部 鉛直ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	C (case2)	σ_c	123.6	f_c	197.7	0.63	O.K.

表 5.2.2-1(3)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，常時）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	荷重 ケース (位置)*3	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑩	柱	H-400×400×13×21	C (case1)	σ_c	15.1	f_c	183.1	0.09	O.K.
⑪	梁	H-800×300×14×26	C (case1)	σ_c	20.3	f_c	175.8	0.12	O.K.
⑫	水平 ブレース	十字 PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	C (case1)	σ_t	40.8	f_t	216.6	0.19	O.K.
⑬	鉛直 ブレース	φ-355.6×7.9	C (case1)	σ_c	58.7	f_c	207.7	0.29	O.K.

*1：①～⑬の符号は図 5.2.2-1 の応力検討箇所を示す

*2：各部材の使用材料は，特記なき限り，鋼管：STKN490B，その他 SN490B

*3：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

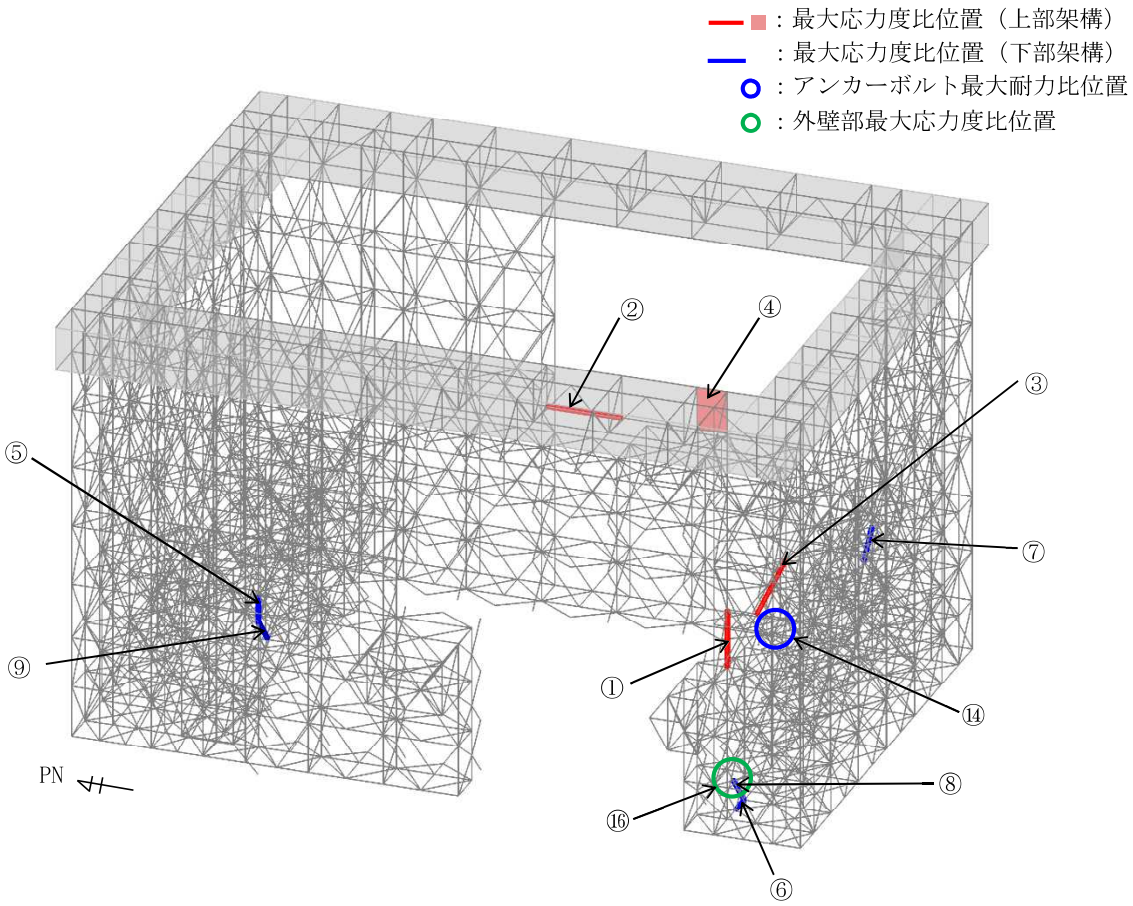


図 5.2.2-1(1)　最大応力度比位置図(一般部，常時)

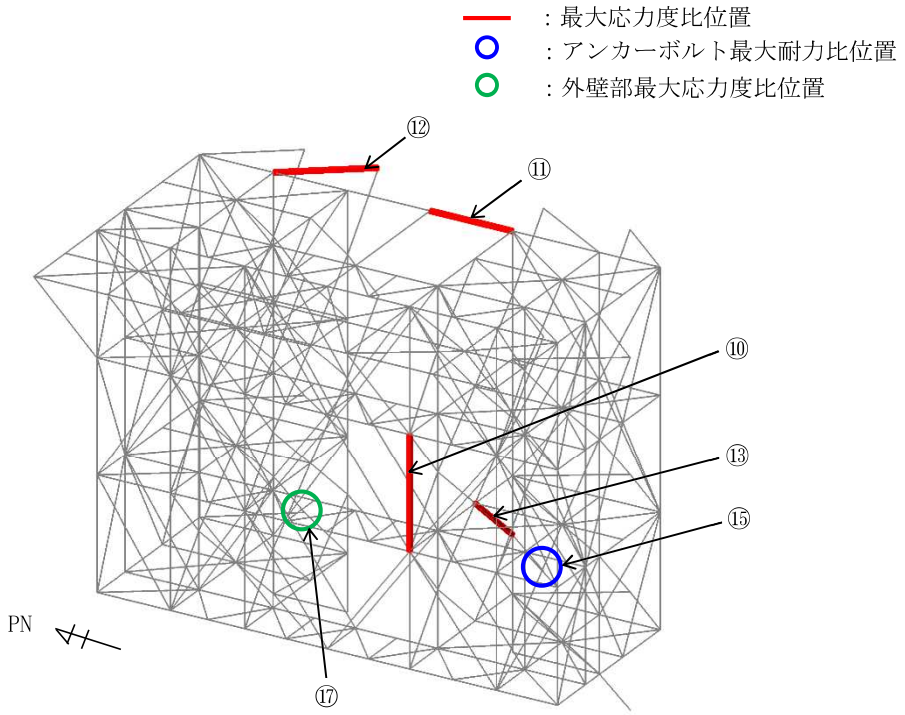


図 5.2.2-1(2)　最大応力度比位置図(燃料取扱設備支持部，常時)

表 5.2.2-2(1)　断面検討結果（一般部，地震時）上部架構

部位*1		部材形状（mm）<使用材料*2>	荷重ケース(位置)*3	作用応力度(N/mm²)		許容応力度(N/mm²)		応力度比	判定
①	柱	H-400×400×13×21	E4 (case1)	σ_c	142.0	f_c	256.4	0.56	O.K.
②	梁	B[-300×220×16×25	E1 (case1)	σ_c	85.4	f_c	269.9	0.32	O.K.
③	鉛直ブレース	φ-355.6×9.5	E1 (case1)	σ_c	259.5	f_c	282.0	0.93	O.K.
④	鋼板	PL-16 <SN400B>	E2 (case1)	σ_x	1.9	f_t	235.0	0.35	O.K.
				σ_y	9.2				
				τ_{xy}	46.9				

表 5.2.2-2(2)　断面検討結果（一般部，地震時）下部架構

部位*1		部材形状（mm）<使用材料*2>	荷重ケース(位置)*3	作用応力度(N/mm²)		許容応力度(N/mm²)		応力度比	判定
⑤	柱	H-400×400×13×21	E1 (case2)	σ_c	179.6	f_c	304.1	0.60	O.K.
⑥	梁	H-588×300×12×20	E4 (case1)	σ_c	136.9	f_c	301.6	0.46	O.K.
⑦	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	E1 (case2)	σ_t	301.3	f_t	325.0	0.93	O.K.
⑧	接続部水平ブレース	十字PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	E4 (case2)	σ_t	306.2	f_t	325.0	0.95	O.K.
⑨	接続部鉛直ブレース	十字PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	E1 (case2)	σ_c	266.8	f_c	297.4	0.90	O.K.

表 5.2.2-2(3)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，地震時）

部位[*1]		部材形状（mm） 〈使用材料[*2]〉	荷重 ケース (位置)[*3]	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑩	柱	H-400×400×13×21	E4 (case1)	σ_c	15.9	f_c	274.7	0.06	O.K.
⑪	梁	H-800×300×14×26	E4 (case1)	σ_c	23.5	f_c	263.7	0.09	O.K.
⑫	水平 ブレース	十字 PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	E1 (case1)	σ_t	56.0	f_t	325.0	0.18	O.K.
⑬	鉛直 ブレース	φ-355.6×7.9	E1 (case1)	σ_c	68.4	f_c	311.5	0.22	O.K.

*1：①～⑬の符号は図 5.2.2-2 の応力検討箇所を示す

*2：各部材の使用材料は，特記なき限り，鋼管：STKN490B，その他 SN490B

*3：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

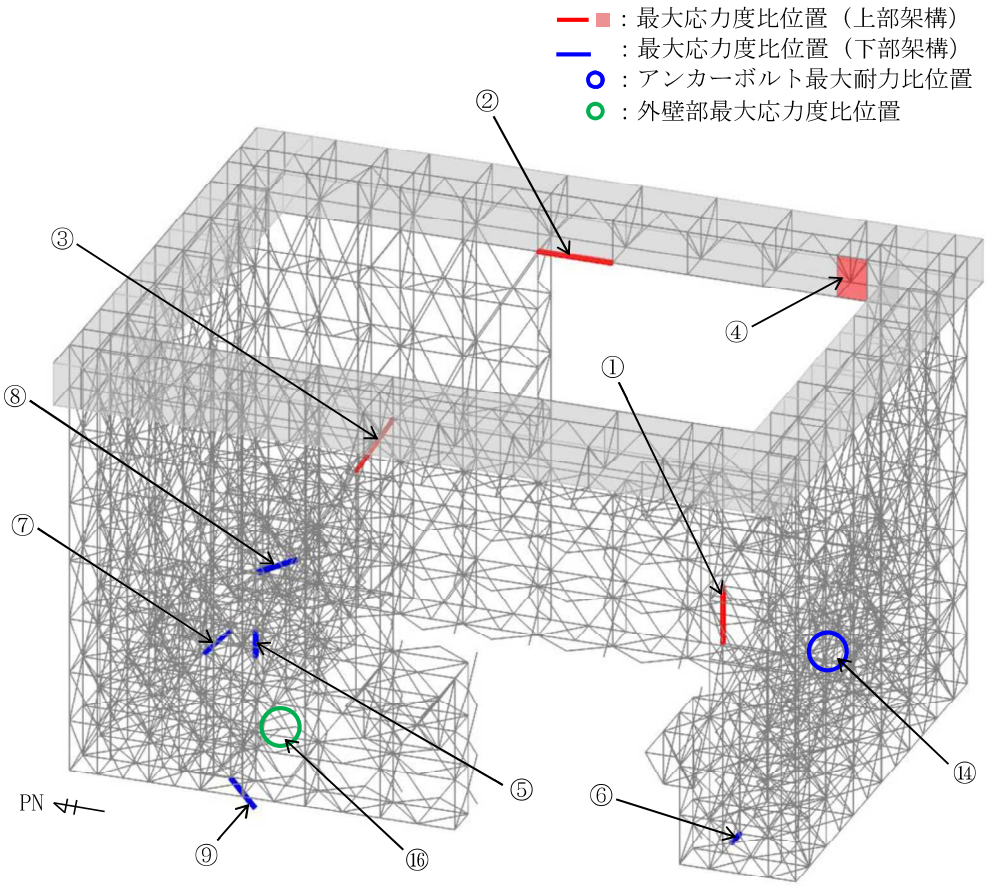


図 5.2.2-2(1)　最大応力度比位置図(一般部，地震時)

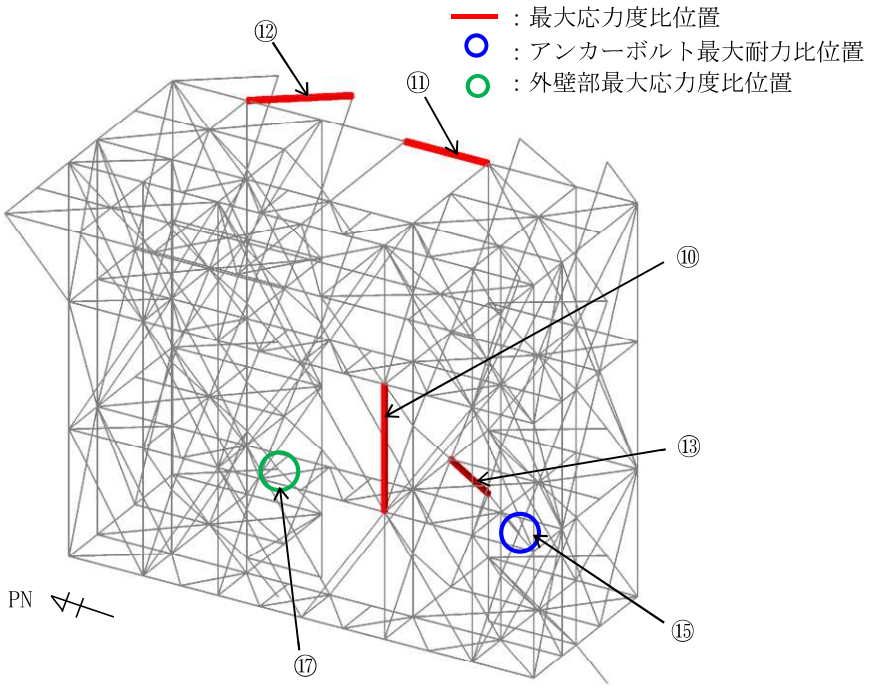


図 5.2.2-2(2)　最大応力度比位置図(燃料取扱設備支持部，地震時)

4)　燃料取り出し時

表 5.2.2-3 及び表 5.2.2-4 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 5.2.2-3(1)　断面検討結果（一般部，常時）上部架構

部位[*1]		部材形状（mm）<使用材料[*2]>	荷重ケース(位置)[*3]	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
①	柱	H-400×400×13×21	C (case4)	σ_c	68.8	f_c	170.9	0.41	O.K.
②	梁	B[-300×220×16×25	C (case4)	σ_c	17.9	f_c	179.9	0.10	O.K.
③	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	C (case4)	σ_c	57.0	f_c	173.0	0.33	O.K.
④	鋼板	PL-16 <SN400B>	C (case4)	σ_x	0.0	f_t	156.0	0.17	O.K.
				σ_y	9.5				
				τ_{xy}	13.8				

表 5.2.2-3(2)　断面検討結果（一般部，常時）下部架構

部位[*1]		部材形状（mm）<使用材料[*2]>	荷重ケース(位置)[*3]	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
⑤	柱	H-400×400×13×21	C (case4)	σ_c	93.1	f_c	202.7	0.46	O.K.
⑥	梁	H-350×350×12×19	C (case4)	σ_c	49.5	f_c	183.8	0.27	O.K.
⑦	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	C (case4)	σ_c	122.8	f_c	196.2	0.63	O.K.
⑧	接続部水平ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	C (case4)	σ_c	90.1	f_c	187.5	0.49	O.K.
⑨	接続部鉛直ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	C (case4)	σ_c	112.4	f_c	197.7	0.57	O.K.

表 5.2.2-3(3)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，常時）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	荷重 ケース (位置)*3	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑩	柱	H-400×400×13×21	C (case4)	σ_c	34.7	f_c	202.7	0.18	O.K.
⑪	梁	H-350×350×12×19	C (case4)	σ_c	29.1	f_c	201.5	0.15	O.K.
⑫	水平 ブレース	十字 PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	C (case4)	σ_t	42.9	f_t	216.6	0.20	O.K.
⑬	鉛直 ブレース	φ-355.6×7.9	C (case4)	σ_c	93.6	f_c	207.7	0.46	O.K.

*1：①～⑬の符号は図 5.2.2-3 の応力検討箇所を示す

*2：各部材の使用材料は，特記なき限り，鋼管：STKN490B，その他 SN490B

*3：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

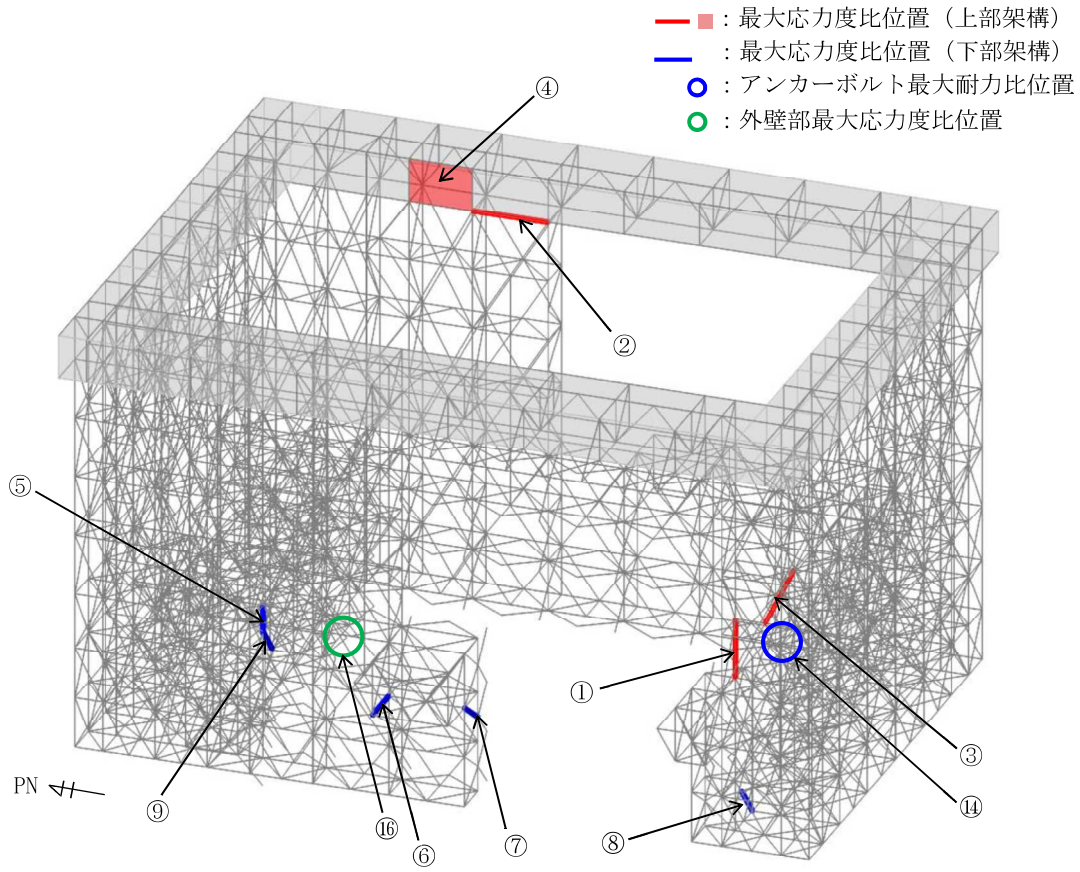


図 5.2.2-3(1)　最大応力度比位置図(一般部，常時)

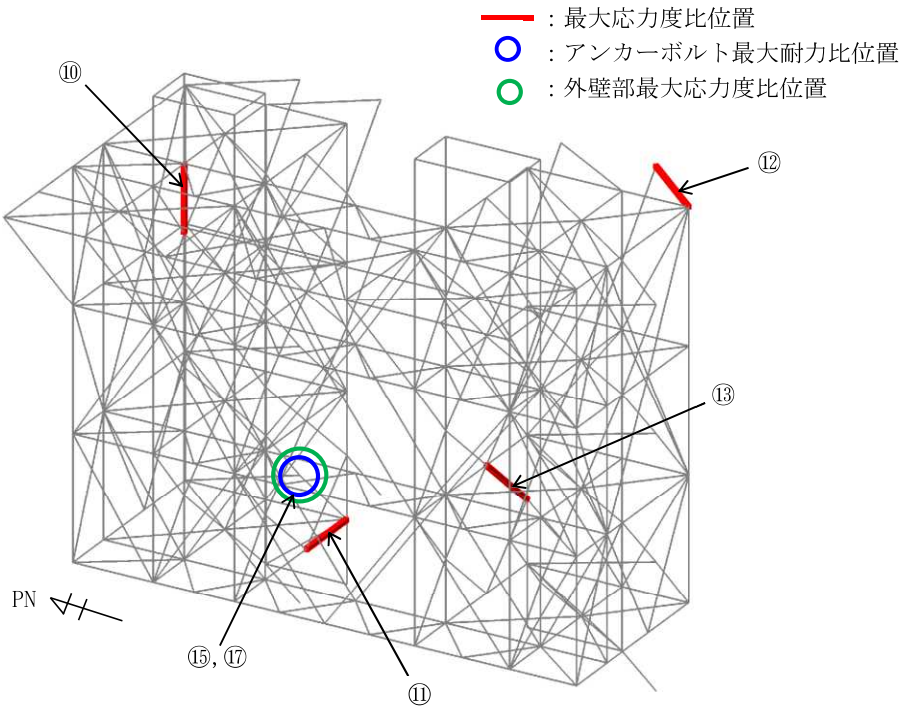


図 5.2.2-3(2)　最大応力度比位置図(燃料取扱設備支持部，常時)

表 5.2.2-4(1)　断面検討結果（一般部，地震時）上部架構

部位*1		部材形状（mm）<使用材料*2>	荷重ケース（位置）*3	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
①	柱	H-400×400×13×21	E2 (case4)	σ_c	136.8	f_c	256.4	0.54	O.K.
②	梁	B[-300×220×16×25	E1 (case4)	σ_c	67.5	f_c	269.9	0.26	O.K.
③	鉛直ブレース	φ-355.6×9.5	E1 (case4)	σ_c	245.5	f_c	282.0	0.88	O.K.
④	鋼板	PL-16 <SN400B>	E4 (case4)	σ_x	28.0	f_t	235.0	0.33	O.K.
				σ_y	9.1				
				τ_{xy}	41.6				

表 5.2.2-4(2)　断面検討結果（一般部，地震時）下部架構

部位*1		部材形状（mm）<使用材料*2>	荷重ケース（位置）*3	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
⑤	柱	H-400×400×13×21	E1 (case4)	σ_c	176.0	f_c	304.1	0.58	O.K.
⑥	梁	H-588×300×12×20	E1 (case4)	σ_t	138.0	f_t	325.0	0.43	O.K.
⑦	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	E1 (case4)	σ_t	298.9	f_t	325.0	0.92	O.K.
⑧	接続部水平ブレース	十字 PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	E4 (case4)	σ_t	298.8	f_t	325.0	0.92	O.K.
⑨	接続部鉛直ブレース	十字 PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	E2 (case4)	σ_c	269.3	f_c	296.6	0.91	O.K.

表 5.2.2-4(3)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，地震時）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	荷重 ケース (位置)*3	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑩	柱	H-400×400×13×21	E4 (case4)	σ_c	33.0	f_c	274.7	0.13	O.K.
⑪	梁	H-350×350×12×19	E1 (case4)	σ_c	38.7	f_c	302.3	0.13	O.K.
⑫	水平 ブレース	十字 PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	E1 (case4)	σ_t	60.6	f_t	325.0	0.19	O.K.
⑬	鉛直 ブレース	φ-355.6×7.9	E1 (case4)	σ_c	106.1	f_c	311.5	0.35	O.K.

*1：①～⑬の符号は図 5.2.2-4 の応力検討箇所を示す

*2：各部材の使用材料は，特記なき限り，鋼管：STKN490B，その他 SN490B

*3：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

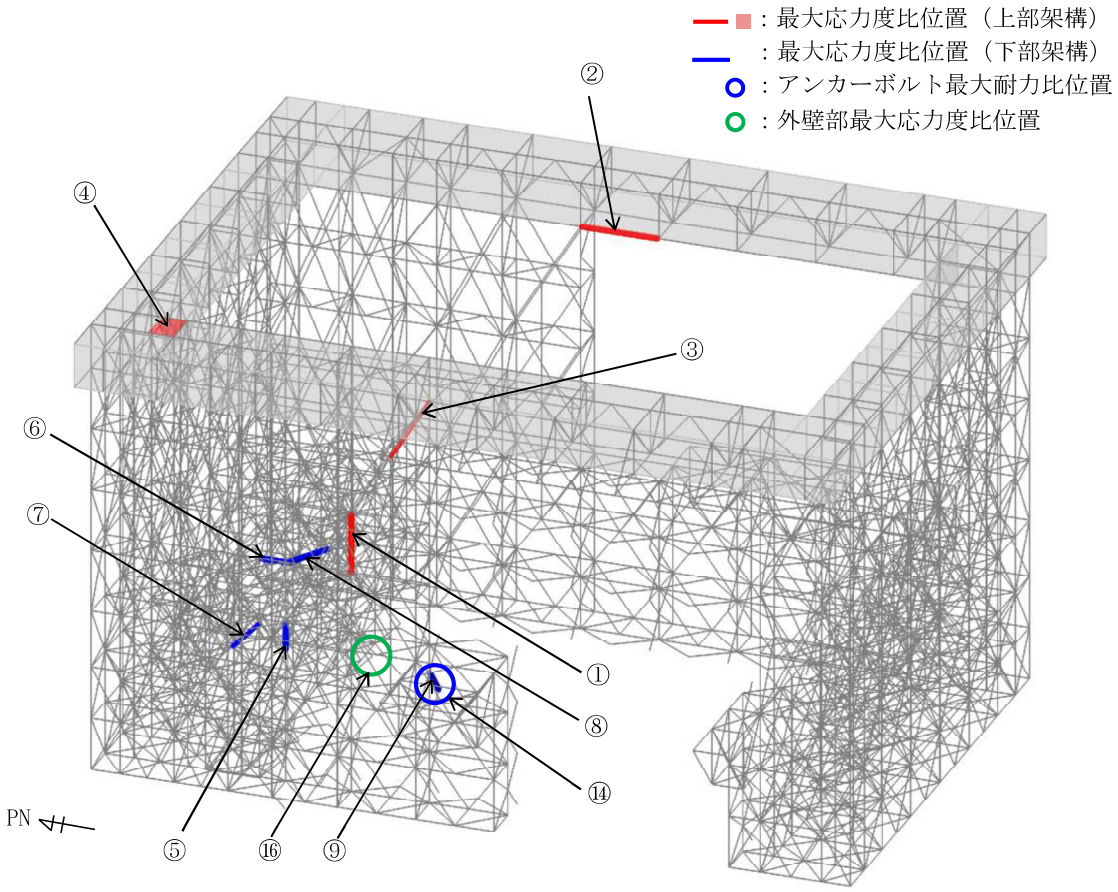


図 5.2.2-4(1)　最大応力度比位置図(一般部，地震時)

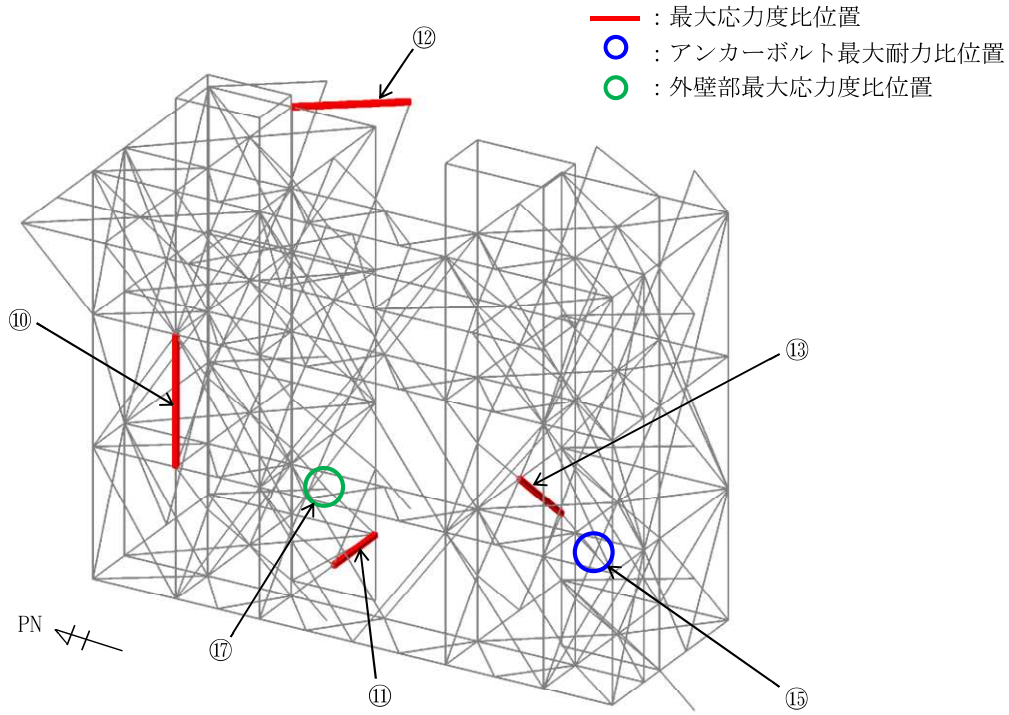


図 5.2.2-4(2)　最大応力度比位置図(燃料取扱設備支持部，地震時)

5.2.3　屋根の構造強度に対する検討

(1)　断面検討

1)　弦材，斜材，ブレース

部材の応力度比は，「鋼構造設計規準」に従い，下記にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　　$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　　$\frac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

ここで，　　σ_c ：圧縮応力度 (N/A) (N/mm^2)

σ_t ：引張応力度 (T/A) (N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

f_c ：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t ：許容引張応力度(N/mm^2)

2)　検討結果

表 5.2.3-1 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 5.2.3-1(1)　断面検討結果（常時，ガレキ撤去時）

部位*1		部材形状 (mm)	荷重 ケース (位置)*2	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
①	弦材	P-216.3φ×7.0t <STK490>	C (case1)	σ_c	48.2	f_c	213.1	0.23	O.K.
②	斜材	P-89.1φ×3.2t <STK400>	C (case1)	σ_t	42.3	f_t	156.7	0.27	O.K.
③	ブレース	1-M30 <SNR490B>	C (case1)	σ_t	107.7	f_t	216.7	0.50	O.K.

*1：①～③の符号は図 5.2.3-1 の応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

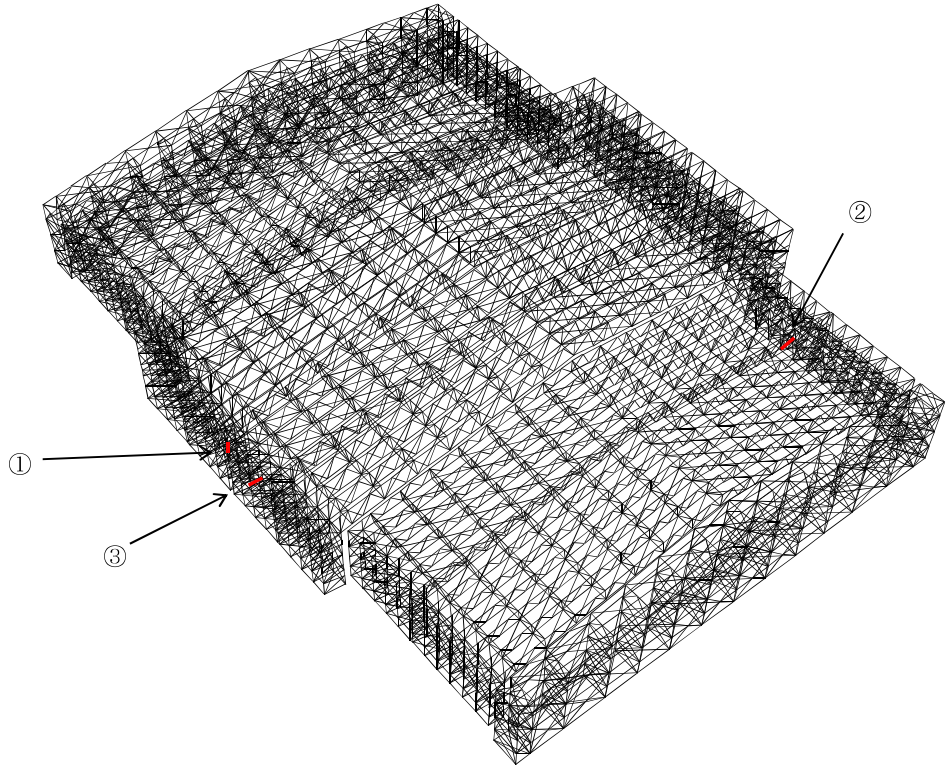


図 5.2.3-1　最大応力度比位置図

表 5.2.3-1(2)　断面検討結果（常時，燃料取り出し時）

部位*1		部材形状 (mm)	荷重 ケース (位置)*2	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
①	弦材	P-216.3φ×6.0t <STK490>	C (case4)	σ_c	23.4	f_c	214.1	0.11	O.K.
②	斜材	P-89.1φ×3.2t <STK400>	C (case4)	σ_t	32.6	f_t	156.7	0.21	O.K.
③	ブレース	1-M27 <SNR490B>	C (case4)	σ_t	75.0	f_t	216.7	0.35	O.K.

*1：①～③の符号は図 5.2.3-2 の応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

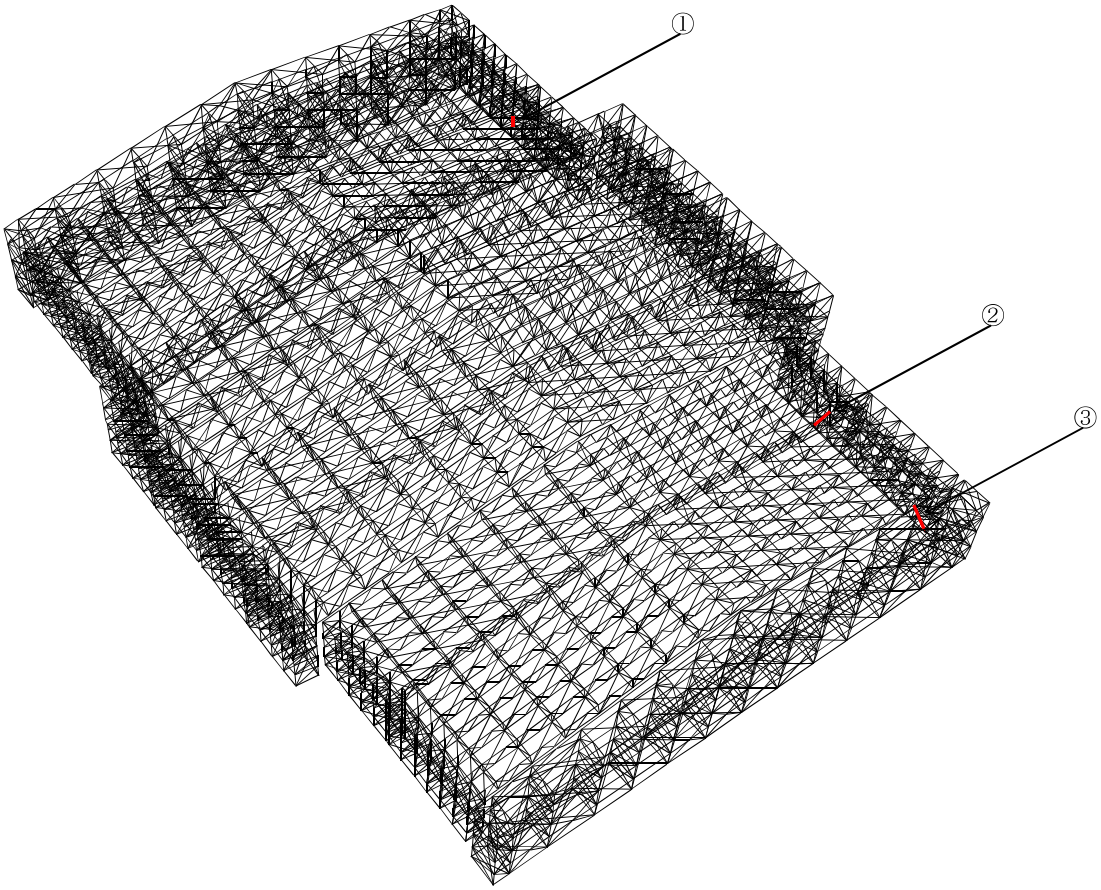


図 5.2.3-2　最大応力度比位置図

表 5.2.3-1(3)　断面検討結果（地震時,ガレキ撤去時）

部位*1		部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
①	弦材	P-216.3φ×7.0t <STK490>	E2 (case1)	σ_c	99.2	f_c	319.7	0.32	O.K.
②	斜材	P-89.1φ×3.2t <STK400>	E3 (case2)	σ_t	159.2	f_t	235.0	0.68	O.K.
③	ブレース	1-M27 <SNR490B>	E1 (case1)	σ_t	299.7	f_t	325.0	0.93	O.K.

*1：①～③の符号は図 5.2.3-3 の応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

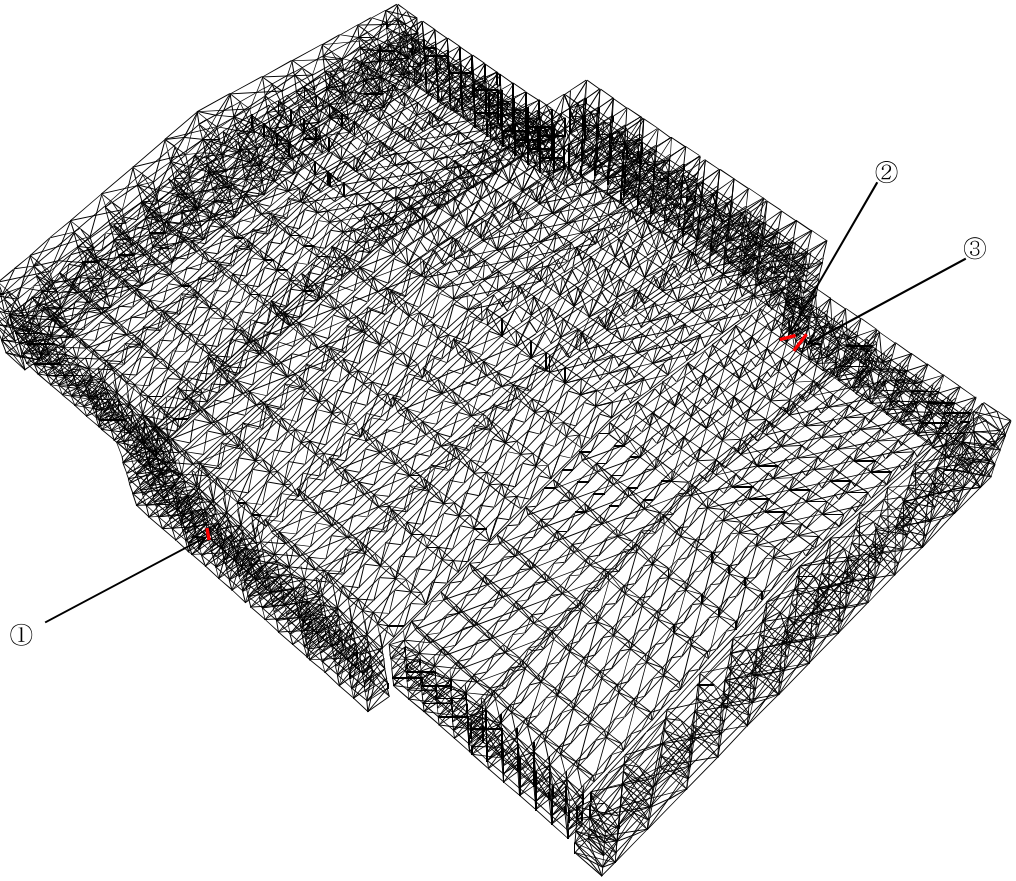


図 5.2.3-3　最大応力度比位置図

表 5.2.3-1(4)　断面検討結果（地震時,燃料取り出し時）

部位*1		部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
①	弦材	P-216.3φ×7.0t <STK490>	E2 (case4)	σ_t	81.6	f_t	325.0	0.26	O.K.
②	斜材	P-89.1φ×3.2t <STK400>	E3 (case4)	σ_t	154.2	f_t	235.0	0.66	O.K.
③	ブレース	1-M30 <SNR490B>	E1 (case4)	σ_t	261.0	f_t	325.0	0.81	O.K.

*1：①～③の符号は図 5.2.3-4 の応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

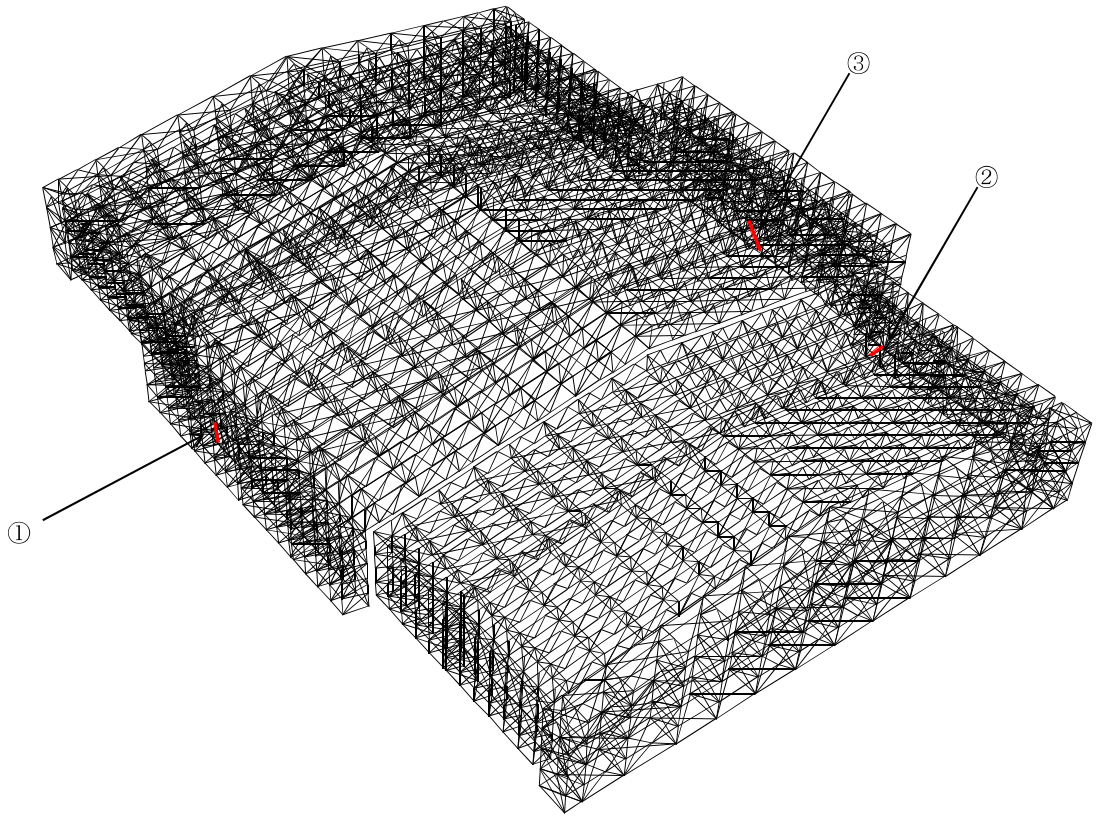


図 5.2.3-4　最大応力度比位置図

5.2.4　建屋取り合い部の構造強度に対する検討

(1)　アンカーボルトの検討（引抜き，せん断）

大型カバーはアンカーボルトにより原子炉建屋外壁に取り付く。アンカーボルトの仕様は，M33（SNR490B）の接着系アンカーボルトとし，許容耐力は「あと施工アンカー施工指針（案）（一般社団法人日本建築あと施工アンカー協会)」,「各種合成構造設計指針・同解説」に従い，原子炉建屋の設計基準強度を用いて下式によって求める。表 5.2.4-1 にアンカーボルトの許容耐力を，図 5.2.4-1 にアンカー標準図を示す。

$$pa = \min(\phi_1 \cdot pa_1,\ \phi_2 \cdot pa_2,\ \phi_3 \cdot pa_3)$$

$$qa = \min(\phi_1 \cdot qa_1,\ \phi_2 \cdot qa_2)$$

ϕ_1～ϕ_3：低減係数（長期，短期）

pa　：接着系アンカーボルトの許容引張力（kN/本）

pa_1　：アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力（kN/本）

pa_2　：躯体のコーン状破壊により決まる許容引張力（kN/本）

pa_3　：付着力により決まる許容引張力（kN/本）

qa　：接着系アンカーボルトの許容せん断力（kN/本）

qa_1　：アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力（kN/本）

qa_2　：躯体の支圧強度により決まる許容せん断力（kN/本）

表 5.2.4-1 接着系アンカーボルトの許容耐力

部位		一般部	燃料取扱設備支持部	
			GL+13.7	
タイプ		標準	標準	
鋼材種類		M33	M33	
		SNR490B	SNR490B	
埋め込み長さ　(mm)		345	345	
アンカーボルト間隔　(mm)		400	400	
長期	許容引張力(pa_L)　(kN/本)	78	106	92
	許容せん断力(qa_L)　(kN/本)	76	76	76
短期	許容引張力(pa_S)　(kN/本)	156	212	185
	許容せん断力(qa_S)　(kN/本)	152	152	152

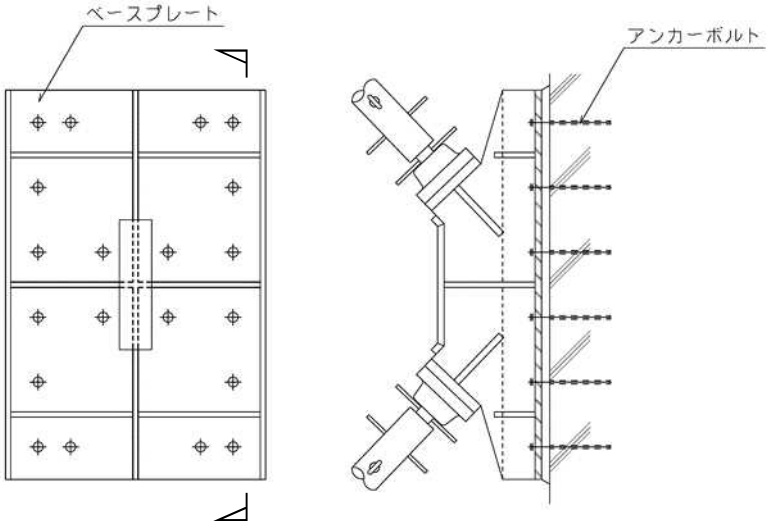
アンカーボルトの検討は，建屋取り合い部に生じる最大支点反力に対し，下式にて検討を行う。

$$\frac{P}{P_a} \leqq 1$$

$$\frac{Q}{Q_a} \leqq 1$$

$$\left(\frac{P}{P_a}\right)^2+\left(\frac{Q}{Q_a}\right)^2 \leqq 1$$

Pa：アンカーボルトの許容引張耐力（kN）
Qa：アンカーボルトの許容せん断耐力（kN）
P ：アンカーボルトの引張力（kN）
Q ：アンカーボルトのせん断力（kN）



立面図　　断面図

図 5.2.4-1　アンカー標準図

1)　ガレキ撤去時

表 5.2.4-2 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，アンカーボルトの最大耐力比は 1 以下になることを確認した。

表 5.2.4-2(1)　アンカーボルトの検討結果（一般部，常時）

部位*1（アンカー本数）		荷重ケース（位置）*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa(kN)	許容せん断力 Qa(kN)		
⑭	アンカーボルト (12)	C (case1)	36	749	936	912	0.83	O.K.

表 5.2.4-2(2)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，常時）

部位*1（アンカー本数）		荷重ケース（位置）*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa(kN)	許容せん断力 Qa(kN)		
⑮	アンカーボルト (12)	C (case1)	0	349	1272	912	0.39	O.K.

*1：図 5.2.2-1 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

表 5.2.4-2(3)　アンカーボルトの検討結果（一般部，地震時）

部位*1 （アンカー本数）		荷重 ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容 引張力 Pa(kN)	許容 せん断力 Qa(kN)		
⑭	アンカー ボルト (34)	E3 (case1)	0	3412	5304	5168	0.67	O.K.

表 5.2.4-2(4)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，地震時）

部位*1 （アンカー本数）		荷重 ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容 引張力 Pa(kN)	許容 せん断力 Qa(kN)		
⑮	アンカー ボルト (12)	E1 (case1)	0	474	2544	1824	0.26	O.K.

*1：図 5.2.2-2 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

2)　燃料取り出し時

表 5.2.4-3 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，アンカーボルトの最大耐力比は 1 以下になることを確認した。

表 5.2.4-3(1)　アンカーボルトの検討結果（一般部，常時）

部位*1（アンカー本数）		荷重ケース（位置）*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa(kN)	許容せん断力 Qa(kN)		
⑭	アンカーボルト (12)	C (case4)	0	744	936	912	0.82	O.K.

表 5.2.4-3(2)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，常時）

部位*1（アンカー本数）		荷重ケース（位置）*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa(kN)	許容せん断力 Qa(kN)		
⑮	アンカーボルト (16)	C (case4)	0	770	1472	1216	0.64	O.K.

*1：図 5.2.2-3 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

表 5.2.4-3(3)　アンカーボルトの検討結果（一般部，地震時）

部位*1 (アンカー本数)		荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa(kN)	許容せん断力 Qa(kN)		
⑭	アンカーボルト (36)	E2 (case4)	0	3537	5616	5472	0.65	O.K.

表 5.2.4-3(4)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，地震時）

部位*1 (アンカー本数)		荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		耐力比	判定
			引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa(kN)	許容せん断力 Qa(kN)		
⑮	アンカーボルト (12)	E1 (case4)	0	695	2544	1824	0.39	O.K.

*1：図 5.2.2-4 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

(2)　原子炉建屋外壁部の検討

原子炉建屋外壁部に生じる最大圧縮反力に対し，下式にて検討を行う。

図 5.2.4-2 にベースプレート標準図を示す。

$$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$$

ここで，　σ_c：圧縮応力度（N/A）（N/mm^2）

N：圧縮力(N)，A：ベースプレート面積（B×H）（mm^2）

f_c：許容応力度(N/mm^2)

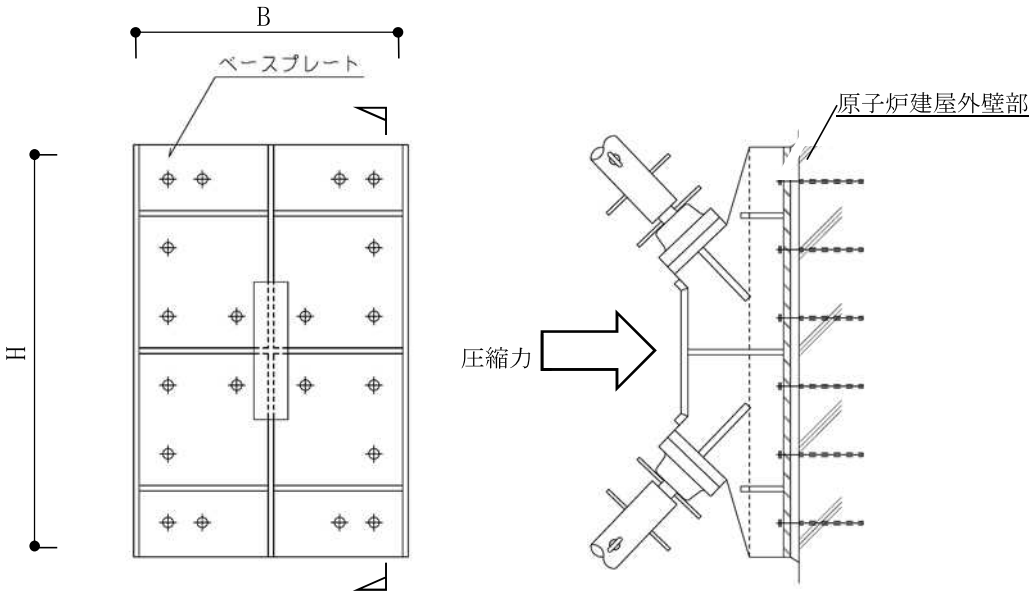


図 5.2.4-2　ベースプレート標準図

1)　ガレキ撤去時

表 5.2.4-4 及び表 5.2.4-5 に応力度比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，原子炉建屋外壁部の最大応力度比は 1 以下になることを確認した。

表 5.2.4-4(1)　外壁部の検討結果（一般部，常時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑯	外壁	C (case1)	0.3	7.4	0.05	O.K.

表 5.2.4-4(2)　外壁部の検討結果（燃料取扱設備支持部，常時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑰	外壁	C (case2)	0.3	7.4	0.05	O.K.

*1：図 5.2.2-1 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

表 5.2.4-5(1)　外壁部の検討結果（一般部，地震時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑯	外壁	E1 (case2)	0.6	14.8	0.05	O.K.

表 5.2.4-5(2)　外壁部の検討結果（燃料取扱設備支持部，地震時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑰	外壁	E1 (case2)	0.3	14.8	0.03	O.K.

*1：図 5.2.2-2 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

2)　燃料取り出し時の検討

表 5.2.4-6 及び表 5.2.4-7 に応力度比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，原子炉建屋外壁部の最大応力度比は 1 以下になることを確認した。

表 5.2.4-6(1)　外壁部の検討結果（一般部，常時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑯	外壁	C (case4)	0.3	7.4	0.05	O.K.

表 5.2.4-6(2)　外壁部の検討結果（燃料取扱設備支持部，常時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑰	外壁	C (case4)	0.4	7.4	0.06	O.K.

*1：図 5.2.2-3 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

表 5.2.4-7(1)　外壁部の検討結果（一般部，地震時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑯	外壁	E1 (case4)	0.6	14.8	0.05	O.K.

表 5.2.4-7(2)　外壁部の検討結果（燃料取扱設備支持部，地震時）

部位*1		荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
⑰	外壁	E1 (case4)	0.5	14.8	0.04	O.K.

*1：図 5.2.2-4 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

5.2.5　天井クレーンの構造強度に対する検討

(1)　断面検討

1)　クレーンガーダ

部材の応力度比は，「鋼構造設計規準」に従い，曲げモーメントに対して下式にて検討を行う。

$$\frac{\sigma_b}{f_b} \leqq 1$$

ここで，　　σ_b　：曲げ応力度（M/Z）（N/mm^2）

f_b　：許容曲げ応力度(N/mm^2)

2)　検討結果

2.1)　ガレキ撤去時

表 5.2.5-1 に断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 5.2.5-1(1)　断面検討結果（常時）

部位		部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (鉛直) (N/mm^2)		許容応力度 (鉛直) (N/mm^2)		応力度比	判定
①	クレーンガーダ	□-1500×2700 <SM490>	C (case1)	σ_b	82.3	f_b	216.7	0.38	O.K.

*1：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

表 5.2.5-1(2)　断面検討結果（地震時）

部位		部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (鉛直) (N/mm^2)		許容応力度 (鉛直) (N/mm^2)		応力度比	判定
①	クレーンガーダ	□-1500×2700 <SM490>	E2 (case1)	σ_b	82.3	f_b	325.0	0.26	O.K.

*1：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

2.2)　燃料取り出し時

表 5.2.5-2 に断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 5.2.5-2(1)　断面検討結果（常時）

部位		部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (鉛直) (N/mm²)		許容応力度 (鉛直) (N/mm²)		応力度比	判定
①	クレーンガーダ	□-1500×2700 <SM490>	C (case4)	σ_b	55.6	f_b	216.7	0.26	O.K.

*1：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

表 5.2.5-2(2)　断面検討結果（地震時）

部位		部材形状 (mm)	荷重ケース (位置) *1	作用応力度 (鉛直) (N/mm²)		許容応力度 (鉛直) (N/mm²)		応力度比	判定
①	クレーンガーダ	□-1500×2700 <SM490>	E2 (case4)	σ_b	55.6	f_b	325.0	0.18	O.K.

*1：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

5.2.6　外装材の構造強度に対する検討

(1)　検討箇所

大型カバーの側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，外装材に風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお，短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 5.2.6-1 に示す。

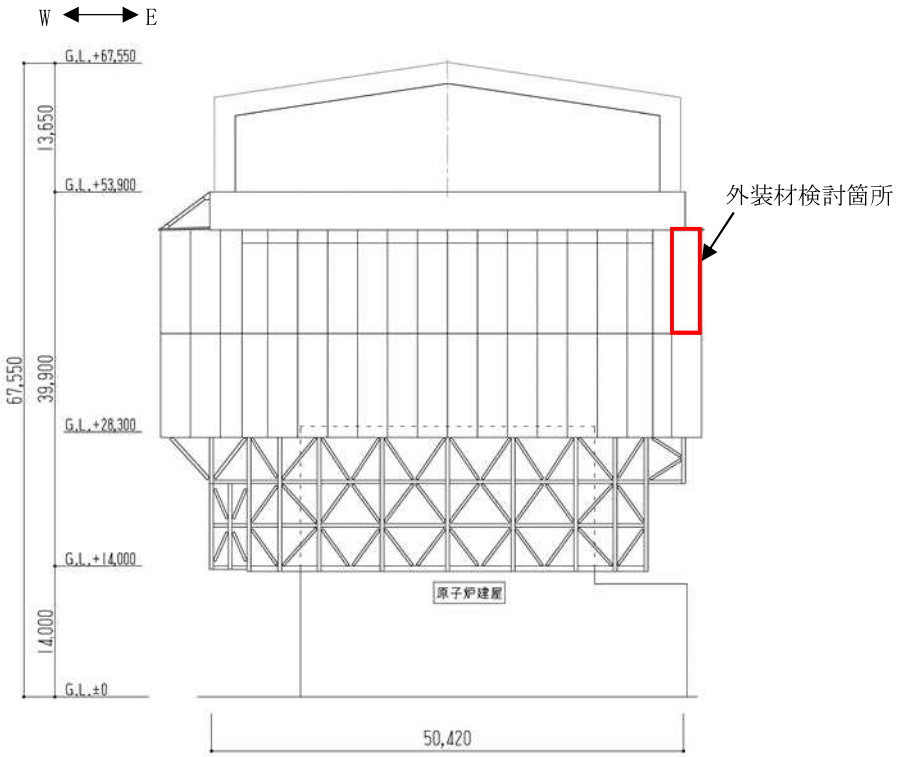


図 5.2.6-1　外装材検討箇所（単位：mm）

(2)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 及び建設省告示第 1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 5.2.6-1 に，ピーク風力係数を表 5.2.6-2 に，風力係数の算定箇所を図 5.2.6-2 に示す。

表 5.2.6-1　速度圧の算定結果

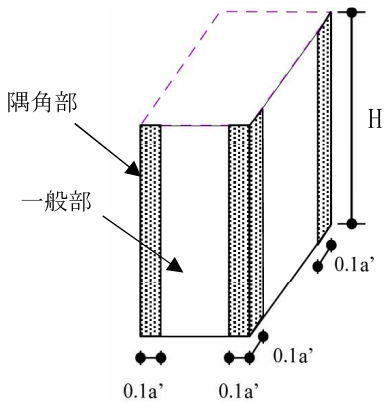
高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の 分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
49.9	1.32	30	945

*：高さは外装材の最頂部の高さとした

表 5.2.6-2　ピーク風力係数

高さ* H (m)	壁面		
	正圧	負圧(一般部)	負圧(隅角部)
49.9	2.43	-2.40	-3.00

*：高さは外装材の最頂部の高さとした



a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか小さな数値
(30 を超えるときは，30 とする)（単位：m）

図 5.2.6-2　風力係数の算定箇所のイメージ

(3)　外装材の強度検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔は 0.6m で単純支持されているものと仮定する。

外装材の材料諸元を表 5.2.6-3 に示す。また，検討結果を表 5.2.6-4 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 5.2.6-3　外装材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.6	59	2.31	1.67	2.31	1.67

表 5.2.6-4　応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度* (N/mm^2)	応力度比	判定
外装材	78	137	0.57	O.K.

*：「JIS G 3321-2010」による

・応力度に対する検討

壁面

$w=945\times(-3.00)=-2835(N/m^2)$

$M=(1/8)\times w\times L^2=(1/8)\times(-2835)\times 0.6^2\times 10^{-3}=-0.13(kNm/m)$

$\sigma_b=M/Z=0.13\times 10^6/(1.67\times 10^3)=78(N/mm^2)$

$\sigma_b/f_b=78/137=0.57\leqq 1.0$　　O.K.

5.3　耐震性（機能維持の検討）

5.3.1　検討方針

耐震性のうち機能維持の検討は，大型カバー，屋根，建屋取り合い部及び原子炉建屋について行い，1/2Ss450 に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向の 3 方向の地震動を同時に入力する。

(1)　解析に用いる入力地震動

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 5.3.1-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される地震動 1/2Ss450 に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（G.L.-206.0m（震災前 O.P.-196.0m））における地震動 1/2Ss450 Ss-1 及び Ss-2 の加速度時刻歴波形を図 5.3.1-2～図 5.3.1-4 に示す。

地震波の入力方向は下記のように表し，3 方向の組合せを表現する。

+NS：建屋北側から南側方向への地震入力

-NS：建屋南側から北側方向への地震入力

+EW：建屋東側から西側方向への地震入力

-EW：建屋西側から東側方向への地震入力

+UD：建屋上側から下側方向への地震入力

-UD：建屋下側から上側方向への地震入力

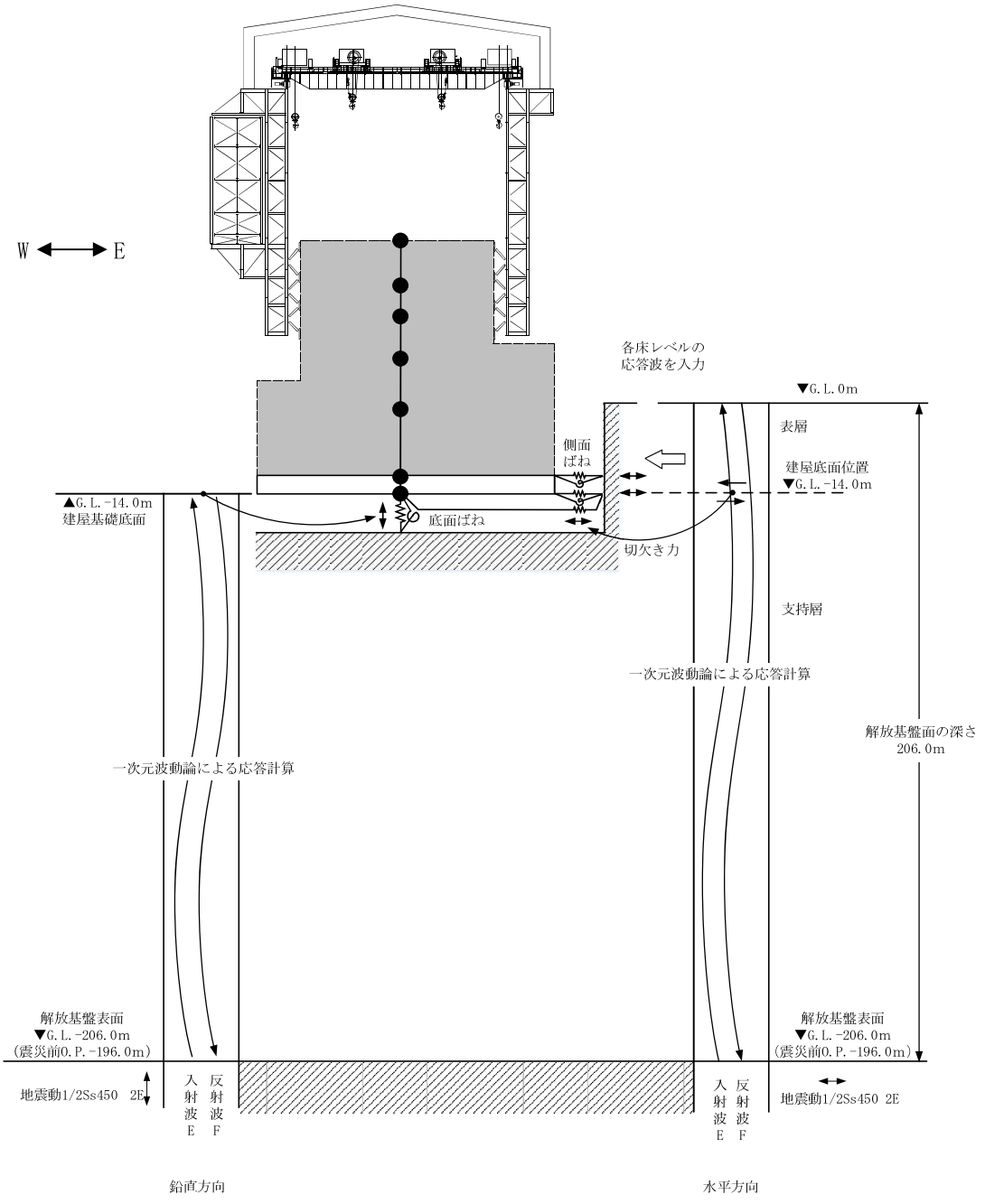
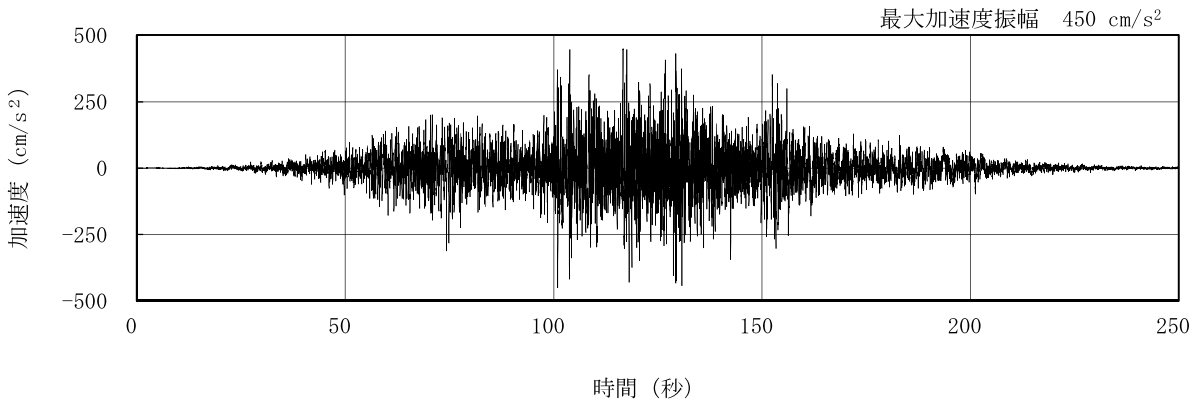
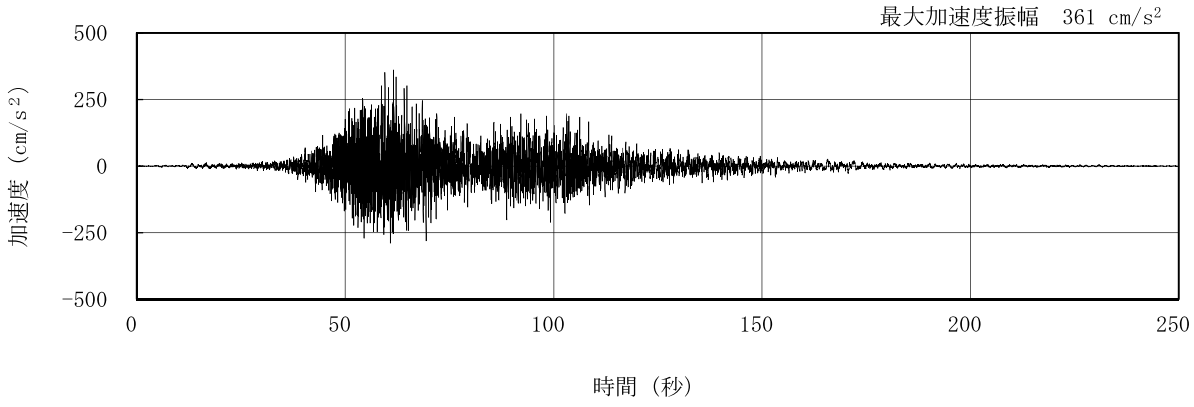


図 5.3.1-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

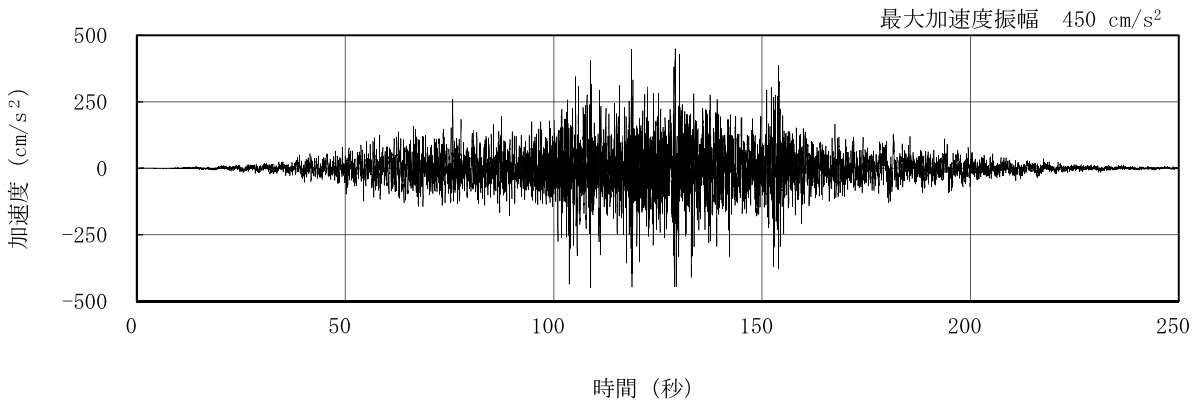


（1/2Ss450-1 NS 方向）

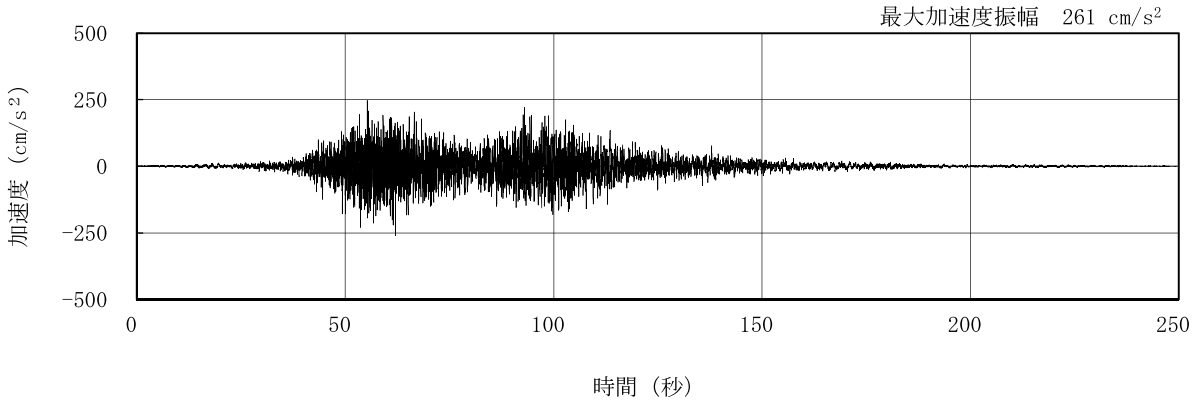


（1/2Ss450-2 NS 方向）

図 5.3.1-2　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（NS 方向）

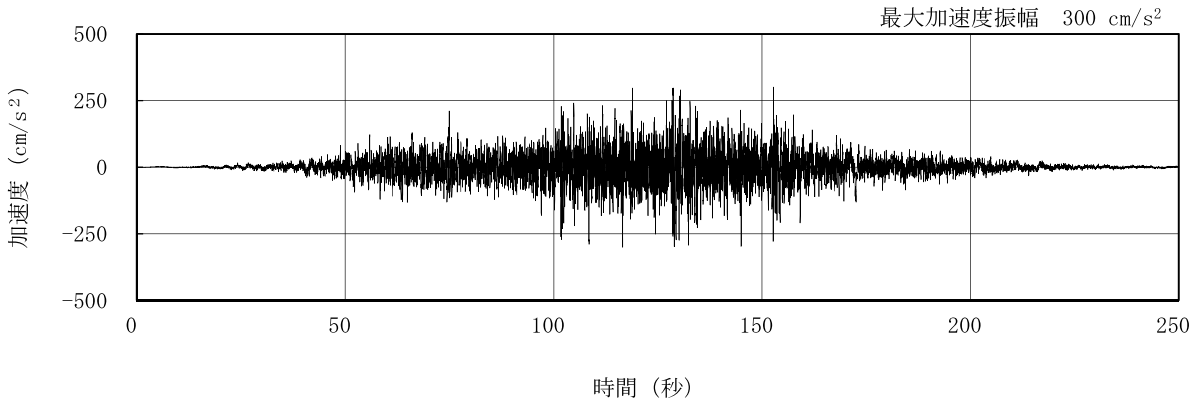


（1/2Ss450-1 EW 方向）

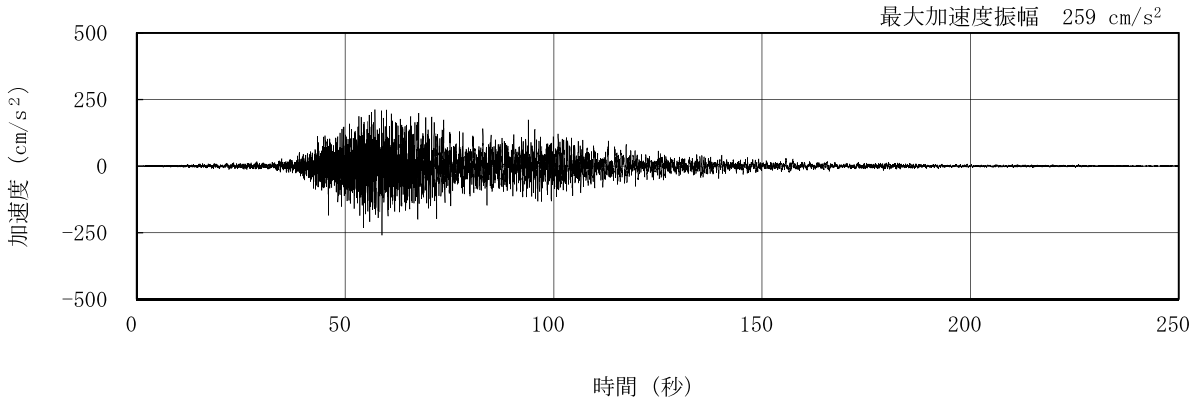


（1/2Ss450-2 EW 方向）

図 5.3.1-3　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（EW 方向）



（1/2Ss450-1 UD 方向）



（1/2Ss450-2 UD 方向）

図 5.3.1-4　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（鉛直方向）

(2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，曲げ，せん断剛性及び軸剛性を考慮した原子炉建屋の質点系モデルの質点に，立体架構でモデル化した大型カバーを接続し，地盤との相互作用を考慮した建屋－地盤連成系モデルとする。なお，原子炉建屋の質点は炉心位置にモデル化する。解析モデルを図5.3.1-5に示す。

地震応答解析に用いる鉄骨の物性値を表5.3.1-1に示す。大型カバーの部材接合部の節点は機器荷重・仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の諸元は表5.3.1-2～表5.3.1-3に示す諸元とする。大型カバーの柱・梁・鋼板は弾性部材とし，大型カバーのブレースは「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号1991年3月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋の質点系モデルは，軸方向は弾性とし，曲げとせん断に「JEAG4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

大型カバーの地盤定数は，「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」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）と同様とし，その結果を表5.3.1-4に示す。

原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねとして評価する。NS方向，EW方向，UD方向の3方向全ての地盤ばねが取り付いた解析モデルを用いる。

表5.3.1-1　地震応答解析に用いる物性値

材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400，SN400B，SM490A，SN490B，STKN490B，TMCP325B，S45C

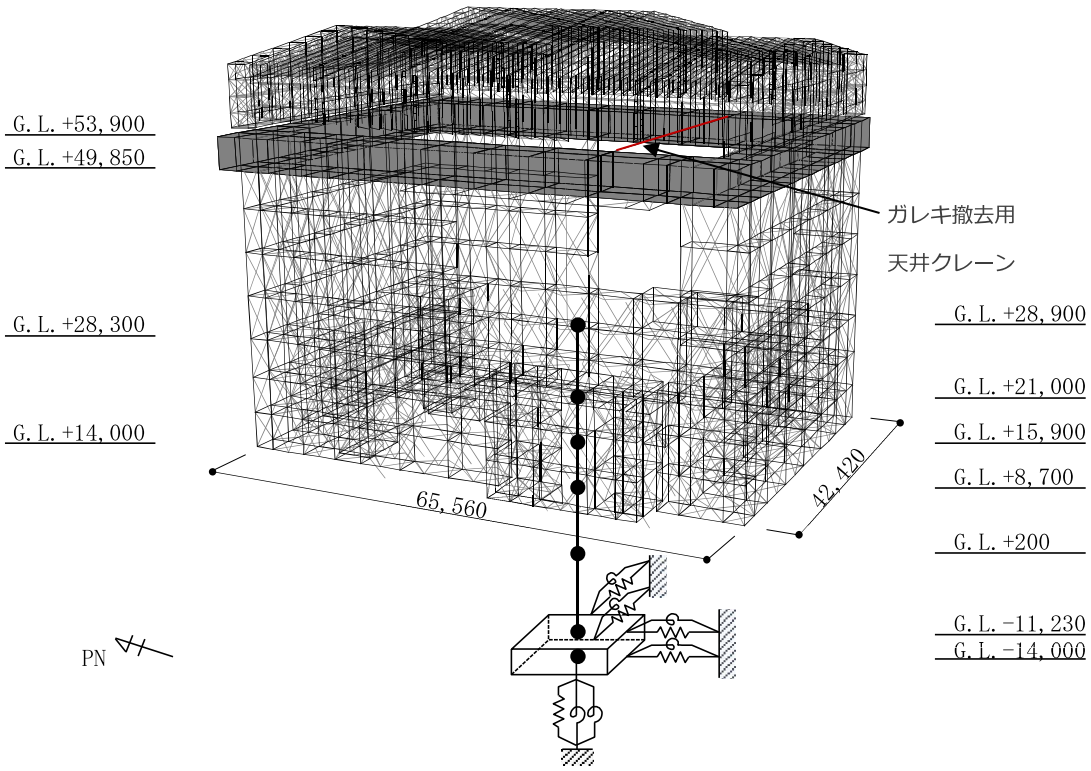

G. L. +53, 900
G. L. +49, 850
G. L. +28, 300
G. L. +14, 000
ガレキ撤去用
天井クレーン
G. L. +28, 900
G. L. +21, 000
G. L. +15, 900
G. L. +8, 700
G. L. +200
G. L. -11, 230
G. L. -14, 000
65, 560
42, 420
PN

図 5.3.1-5　解析モデル

表 5.3.1-2(1)　ガレキ撤去時の原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

G.L.(m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	せん断断面積 As (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
+28.90	58690	84.43		
			135.0	16012
+21.00	72170	103.90		
			160.8	21727
+15.90	77220	111.11		
			132.8	24274
+8.70	87200	125.53		
			155.6	36481
+0.20	162800	234.31		
			294.0	52858
-11.23	185210	266.64		
			1914.3	275530
-14.00	62400	89.83		
合計	705690			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

(b)水平（EW）方向

G.L.(m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	せん断断面積 As (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
+28.90	58690	48.33		
			102.7	9702
+21.00	72170	59.41		
			163.9	13576
+15.90	77220	63.55		
			131.6	14559
+8.70	87200	125.53		
			197.8	36427
+0.20	162800	234.31		
			294.0	52858
-11.23	185210	327.39		
			1914.3	338428
-14.00	62400	110.32		
合計	705690			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

＊:「Ⅱ.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　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全評価）」において用いた各階重量

表 5.3.1-2(2)　ガレキ撤去時の原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(c)鉛直方向

G.L.(m)	質点重量* W (kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^8$ kN/m)
+28.90	58690		
		151.1	4.92
+21.00	72170		
		205.0	10.33
+15.90	77220		
		221.7	7.91
+8.70	87200		
		301.0	9.10
+0.20	162800		
		495.7	11.15
-11.23	185210		
		1914.3	177.61
-14.00	62400		
合計	705690		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7 (kN/m^2)

せん断弾性係数 G　1.07×10^7 (kN/m^2)

ポアソン比 ν　0.20

減衰 h　5%

*:「Ⅱ.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　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全評価)」において用いた各階重量

表 5.3.1-3(1)　燃料取り出し時の原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

G.L.(m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I_G (×10^5 kN･m^2)	せん断断面積 As (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
+28.90	106080	152.60		
			135.0	16012
+21.00	72170	103.90		
			160.8	21727
+15.90	77220	111.11		
			132.8	24274
+8.70	87730	126.29		
			155.6	36481
+0.20	163140	234.80		
			294.0	52858
-11.23	185210	266.64		
			1914.3	275530
-14.00	62400	89.83		
合計	753950			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

(b)水平（EW）方向

G.L.(m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I_G (×10^5 kN･m^2)	せん断断面積 As (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
+28.90	106080	87.35		
			102.7	9702
+21.00	72170	59.41		
			163.9	13576
+15.90	77220	63.55		
			131.6	14559
+8.70	87730	126.29		
			197.8	36427
+0.20	163140	234.80		
			294.0	52858
-11.23	185210	327.39		
			1914.3	338428
-14.00	62400	110.32		
合計	753950			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

＊:「Ⅱ.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　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全評価)」において用いた各階重量にガレキ撤去等による重量増減を考慮した数値

表 5.3.1-3(2)　燃料取り出し時の原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(c)鉛直方向

G.L.(m)	質点重量* W (kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^8$ kN/m)
+28.90	106080		
		151.1	4.92
+21.00	72170		
		205.0	10.33
+15.90	77220		
		221.7	7.91
+8.70	87730		
		301.0	9.10
+0.20	163140		
		495.7	11.15
-11.23	185210		
		1914.3	177.61
-14.00	62400		
合計	753950		

ヤング係数 Ec	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%

*:「Ⅱ.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　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全評価）」において用いた各階重量にガレキ撤去等による重量増減を考慮した数値

表 5.3.1-4　地盤定数の設定結果

(a) 1/2Ss450-1

G.L. (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 (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) 1/2Ss450-2

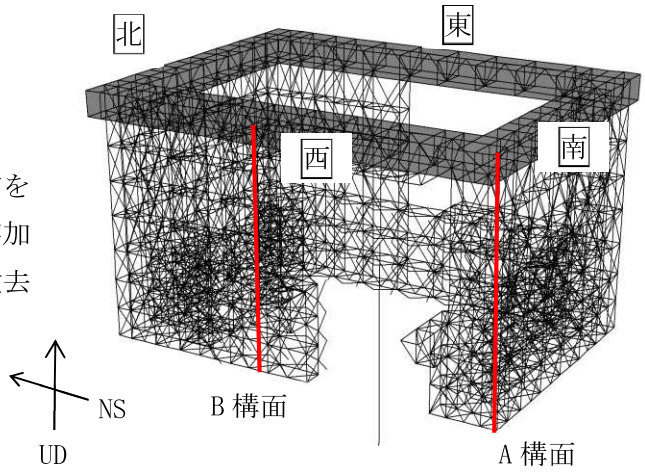
G.L. (m)	地質	せん断 波速度 Vs (m/s)	単位体 積重量 γ (kN/m^3)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.33	2.62	0.89	6.86	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	3.03	3.41	0.89	8.87	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.88	4.36	0.89	11.29	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	5.01	5.63	0.89	14.49	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.81	6.53	0.89	16.76	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

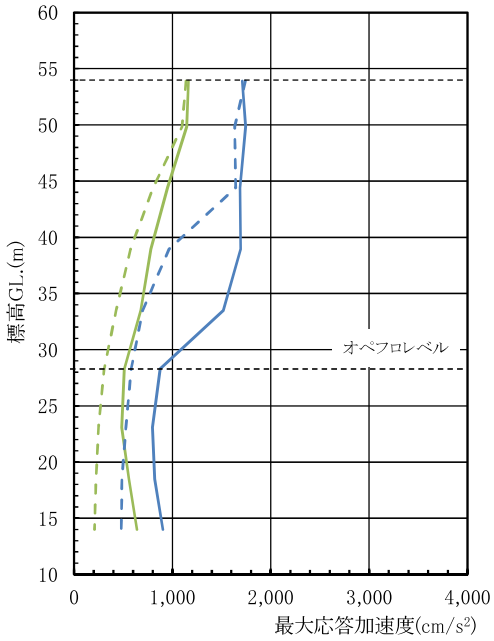
5.3.2　大型カバーの耐震性に対する検討

(1)　地震応答解析結果

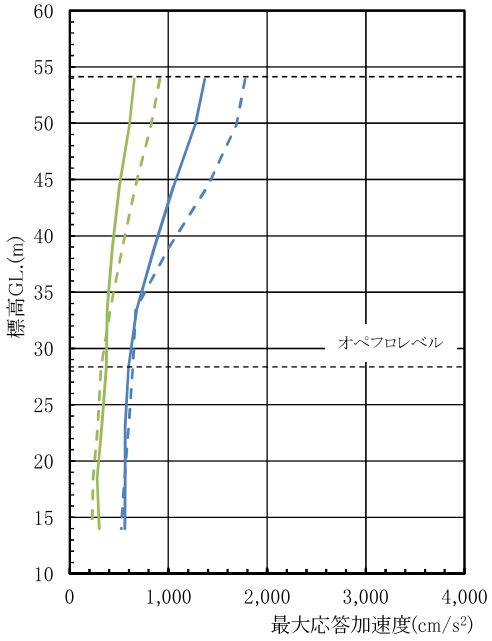
1)　ガレキ撤去時

ガレキ撤去時の一般部の最大応答加速度分布を図 5.3.2-1 に，燃料取扱設備支持部の最大応答加速度分布を図 5.3.2-2 に示す。なお，ガレキ撤去用天井クレーン位置は case1 とする。

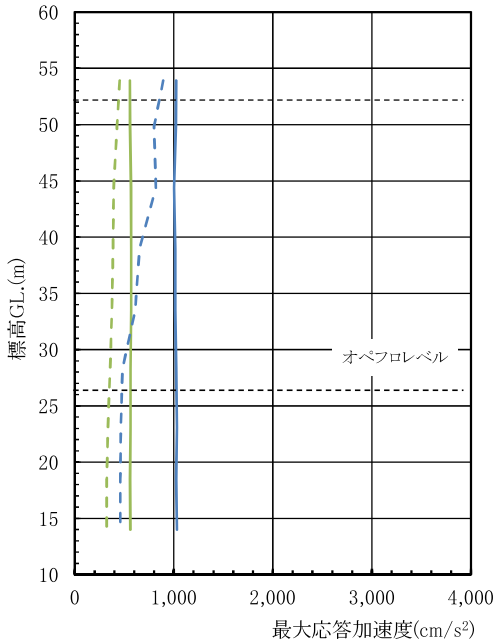




(a) 水平(NS)成分　(A，B構面)



(b) 水平(EW)成分　(A，B構面)



(c) 鉛直(UD)成分　(A，B構面)

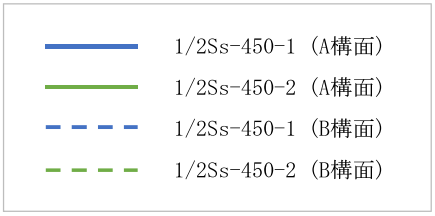


図 5.3.2-1(1)　NS・EW・UD 方向　最大応答加速度分布(一般部)

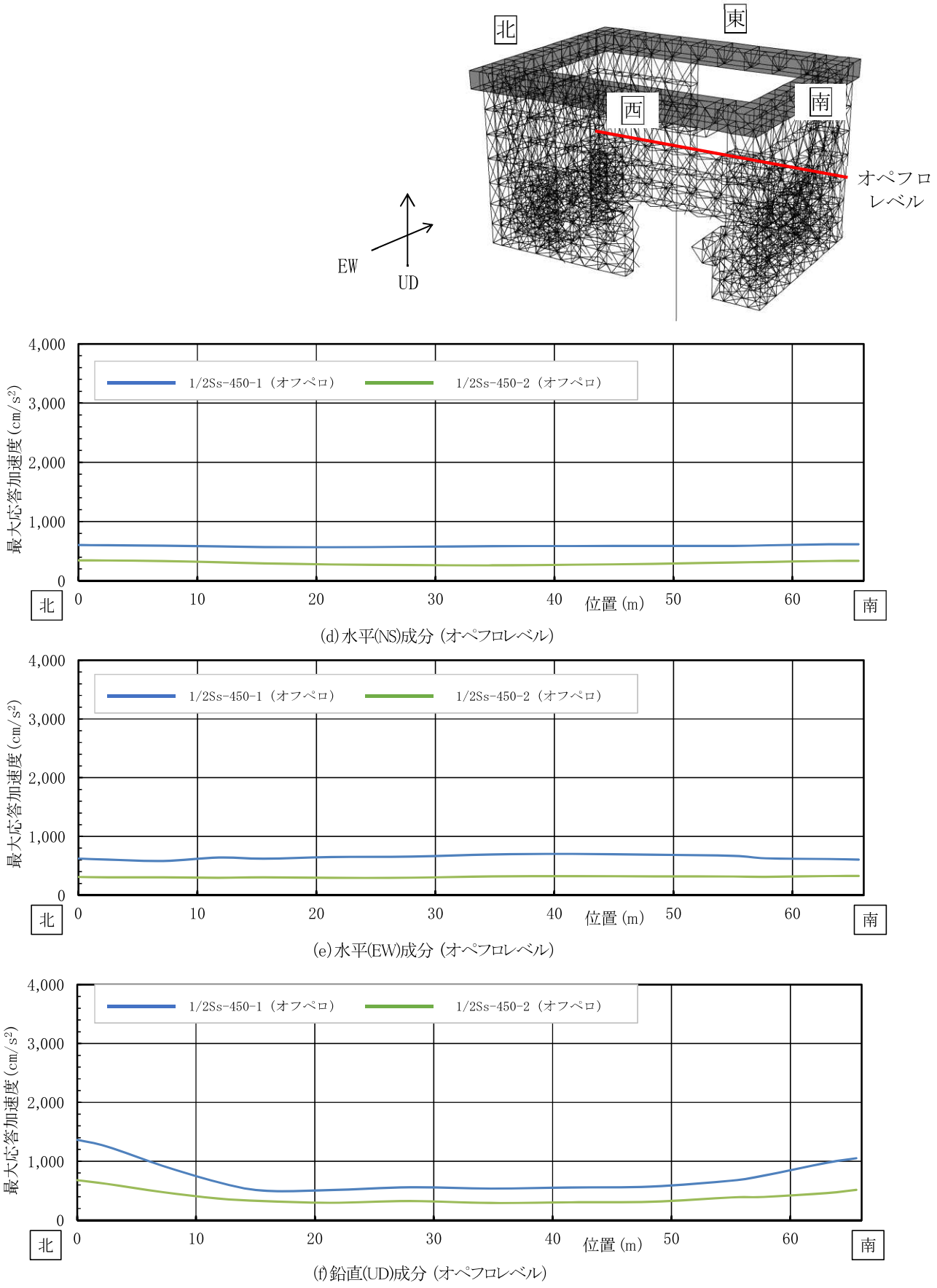
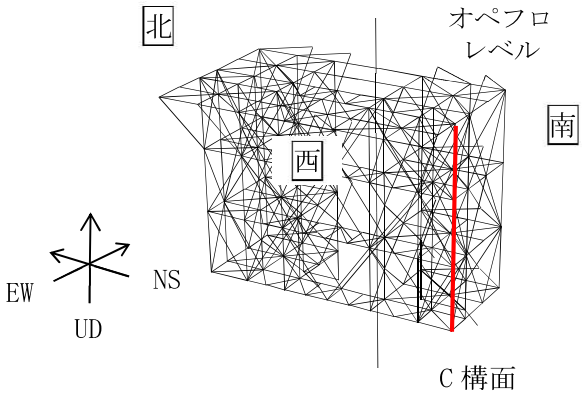
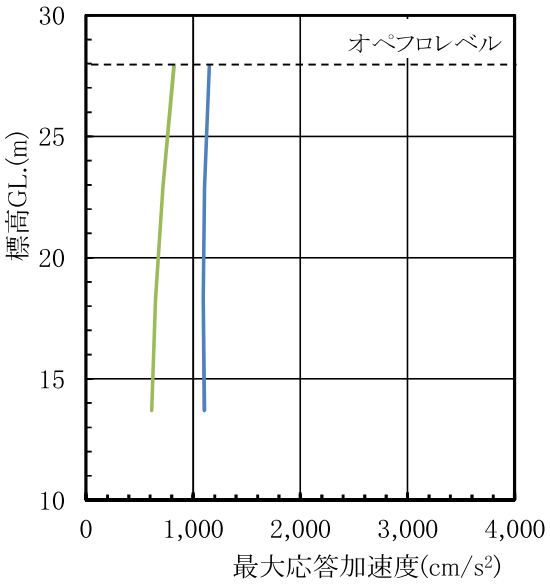
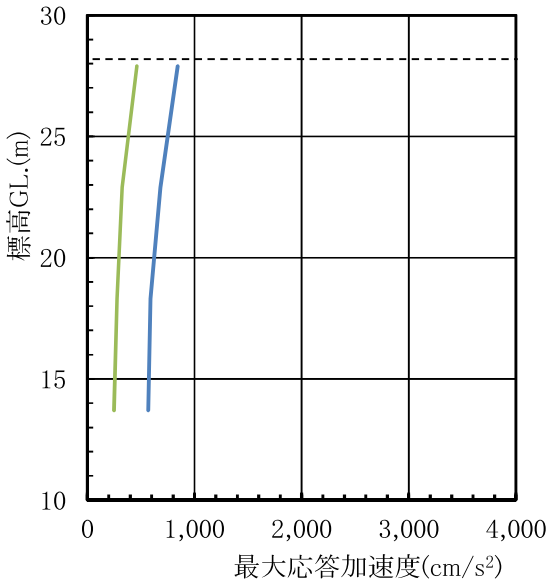


図 5.3.2-1(2)　NS・EW・UD 方向　最大応答加速度分布(一般部)

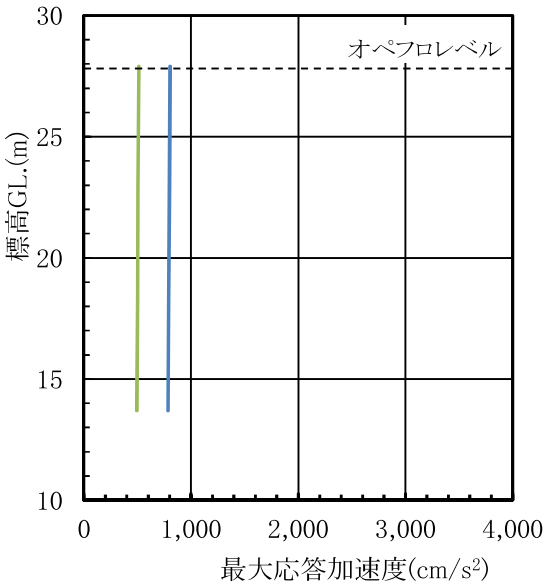




(a)水平(NS)成分 (C構面)



(b)水平(EW)成分 (C構面)



(c)鉛直(UD)成分 (C構面)

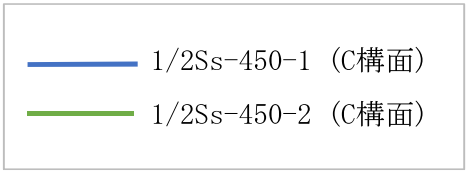
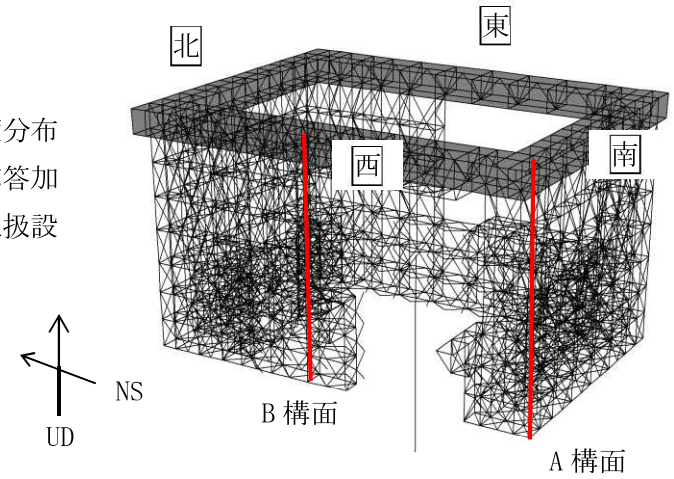
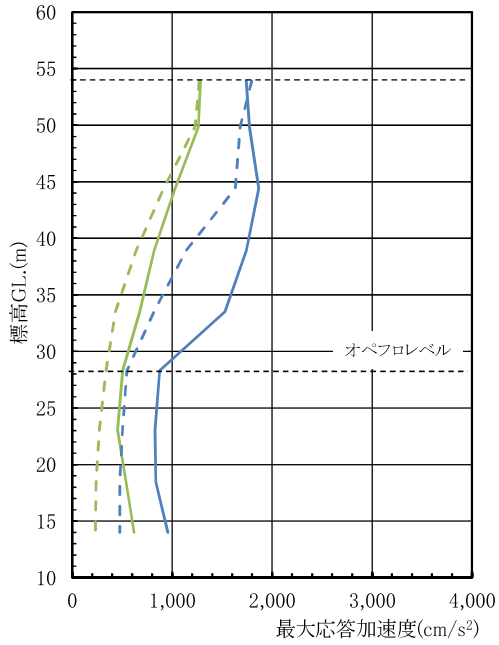


図 5.3.2-2　NS・EW・UD 方向　最大応答加速度分布(燃料取扱設備支持部)

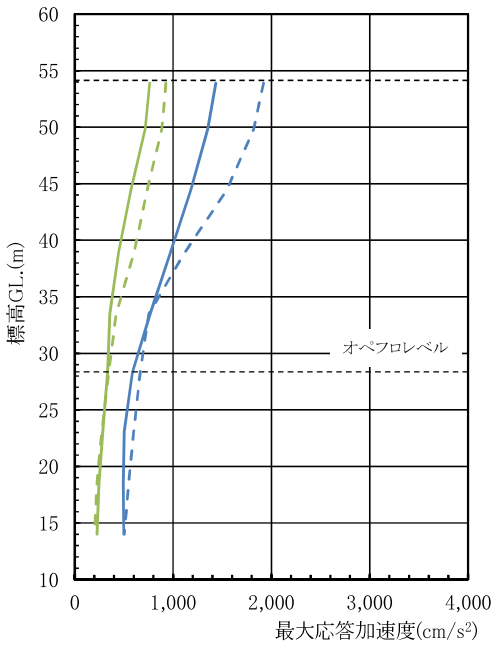
2)燃料取り出し時

燃料取り出し時の一般部の最大応答加速度分布を図 5.3.2-3 に，燃料取扱設備支持部最大応答加速度分布を図 5.3.2-4 に示す。なお，燃料取扱設備位置は case4 とする。

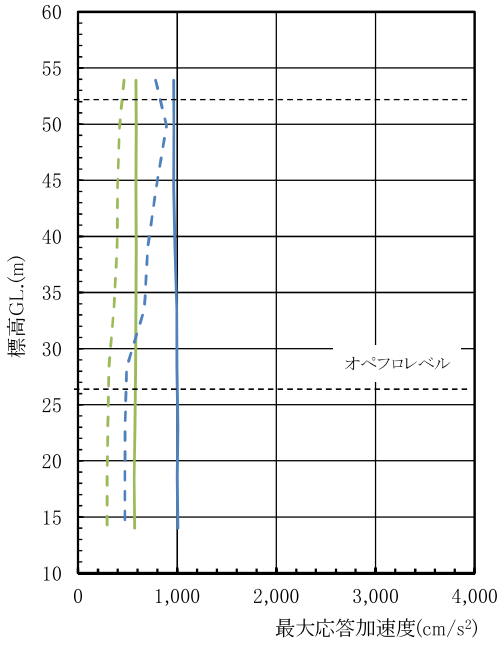




(a) 水平(NS)成分 （A，B構面）



(b) 水平(EW)成分 （A，B構面）



(c) 鉛直(UD)成分 （A，B構面）

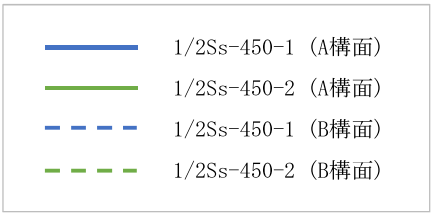


図 5.3.2-3(1)　NS・EW・UD 方向　最大応答加速度分布(一般部)

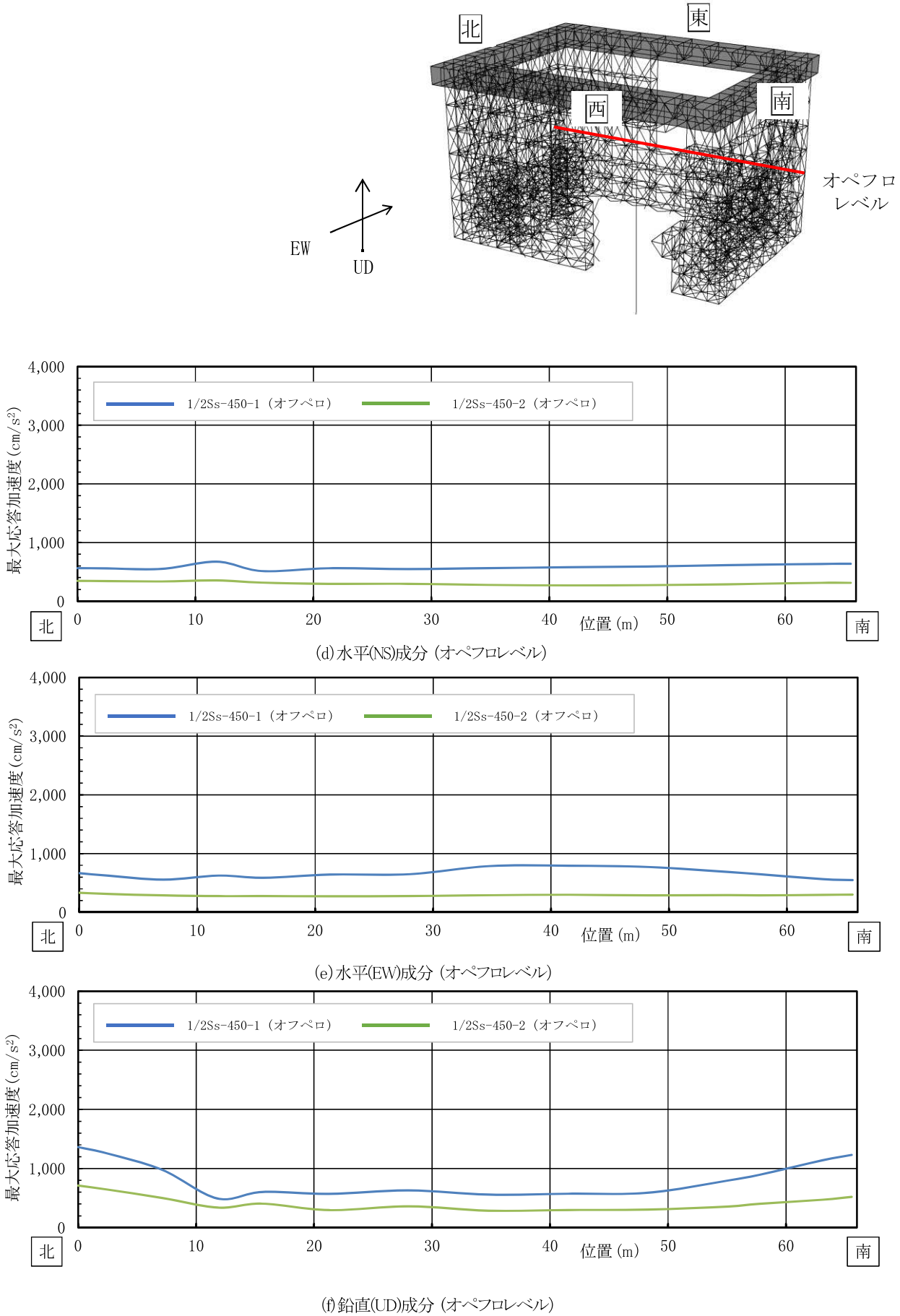
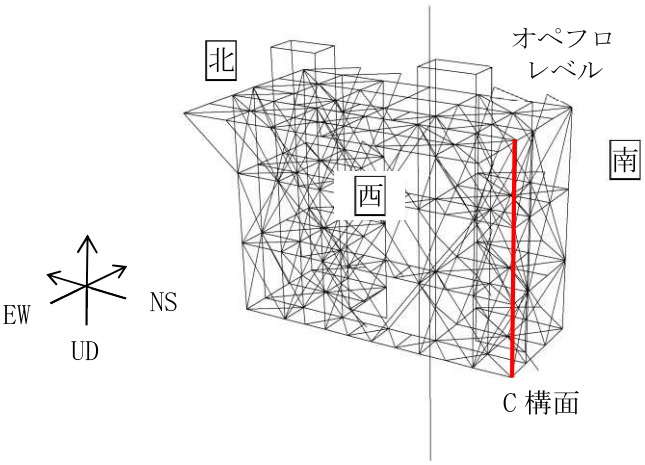
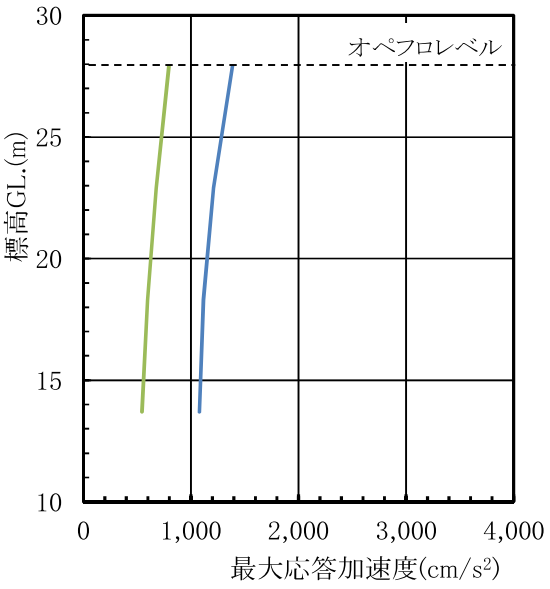
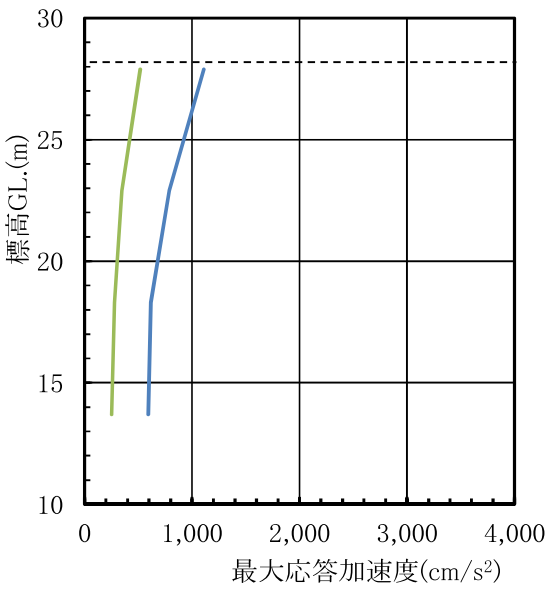


図 5.3.2-3(2)　NS・EW・UD 方向　最大応答加速度分布(一般部)

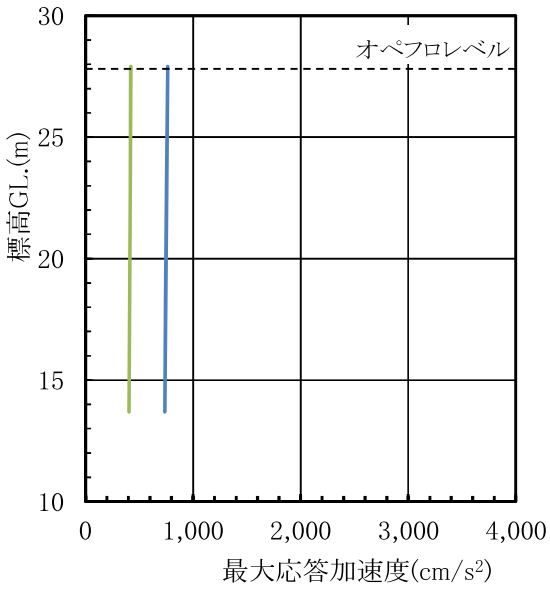




(a)水平(NS)成分 (C構面)



(b)水平(EW)成分 (C構面)



(c)鉛直(UD)成分 (C構面)

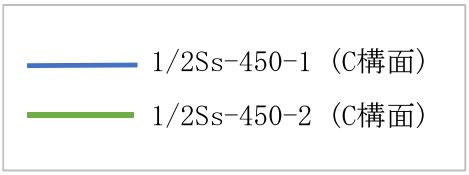


図 5.3.2-4　NS・EW・UD 方向　最大応答加速度分布(燃料取扱設備支持部)

(2)　機能維持の検討

地震応答解析結果が，JSCA 性能設計説明書 2017 年版（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*を満足することを確認する。なお，大型カバーは立体架構による検討のため，JSCA 性能メニューのうち層の塑性率の評価を省略する。

また，主要架構（柱，梁）の解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

1)　層間変形角の検討

a)　ガレキ撤去時

最大応答層間変形角を表 5.3.2-1 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 5.3.2-1　一般部の最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波 (位置)*1	方向	応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
南北側 G.L.+53.9(m) ～G.L.+28.3(m) h =25.6(m)	1/2Ss450-1 (case1)	NS	1/167	1/75	O.K.
東西側 G.L.+53.9(m) ～G.L.+28.3(m) h =25.6(m)	1/2Ss450-1 (case1)	EW	1/176	1/75	O.K.

*1：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

b)　燃料取り出し時

最大応答層間変形角を表 5.3.2-2 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 5.3.2-2　一般部の最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波 (位置)*1	方向	応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
南北側 G.L.+53.9(m) ～G.L.+28.3(m) h=25.6(m)	1/2Ss450-1 (case4)	NS	1/160	1/75	O.K.
東西側 G.L.+53.9(m) ～G.L.+28.3(m) h=25.6(m)	1/2Ss450-1 (case4)	EW	1/163	1/75	O.K.

*1：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

2)　断面検討

部材の応答結果が塑性化する箇所があるため，断面検討結果は応力度比または塑性率で示す。

部材の応力度比は，軸力と各許容応力度との比で表される。部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力又は座屈耐力時のひずみで除した値で表される。表 5.3.2-3 及び 5.3.2-4 に断面検討結果を示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

a) ガレキ撤去時

表 5.3.2-3 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。断面検討の結果，全ての部材の応力度比が 1 以下または，塑性率が 5 以下になることを確認した。

表 5.3.2-3(1)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，応力度比）上部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
①	柱	H-428×407×20×35	1/2Ss450-1 (case1)	-NS-EW-UD	σ_c	286.2	f_c	344.0	0.84	O.K.
②	梁	B[-300×220×16×25	1/2Ss450-1 (case1)	-NS-EW+UD	σ_c	175.1	f_c	322.9	0.55	O.K.
③	ブレース	φ-355.6×7.9	1/2Ss450-1 (case1)	-NS+EW+UD	σ_c	251.3	f_c	337.2	0.75	O.K.
④	鋼板	PL-16 〈SN400B〉	1/2Ss450-1 (case1)	+NS+EW+UD	σ_x	45.9	f_t	258.0	0.63	O.K.
					σ_y	15.0				
					τ_{xy}	90.7				

表 5.3.2-3(2)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，塑性率）上部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	塑性率	判定
⑤	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	1/2Ss450-1 (case1)	+NS-EW-UD	2.15	O.K.

表 5.3.2-3(3)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，応力度比）下部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑥	柱	H-400×400×13×21	1/2Ss450-1 (case1)	-NS+EW-UD	σ_c	273.6	f_c	320.4	0.86	O.K.
⑦	梁	H-588×300×12×20	1/2Ss450-1 (case1)	+NS+EW+UD	σ_t	235.8	f_t	357.5	0.66	O.K.

表 5.3.2-3(4)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，塑性率）下部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	塑性率	判定
⑧	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	1/2Ss450-1 (case1)	+NS+EW-UD	2.42	O.K.
⑨	接続部水平ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	1/2Ss450-1 (case1)	+NS-EW-UD	2.82	O.K.
⑩	接続部鉛直ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	1/2Ss450-1 (case1)	+NS+EW+UD	1.96	O.K.

表 5.3.2-3(5)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時，応力度比）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑪	柱	H-400×400×13×21	1/2Ss450-1 (case1)	-NS-EW+UD	σ_c	37.9	f_c	326.1	0.12	O.K.
⑫	梁	H-350×350×12×19	1/2Ss450-1 (case1)	+NS-EW-UD	σ_t	77.5	f_t	357.5	0.22	O.K.
⑬	水平 ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	1/2Ss450-1 (case1)	+NS-EW-UD	σ_t	167.1	f_t	357.5	0.47	O.K.
⑭	鉛直 ブレース	φ-355.6×7.9	1/2Ss450-1 (case1)	+NS-EW-UD	σ_c	144.2	f_c	349.6	0.42	O.K.

*1：①～⑭の符号は図 5.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：特記なき限り，各部材の使用材料は，鋼管：STKN490B，その他は SN490B

*3：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

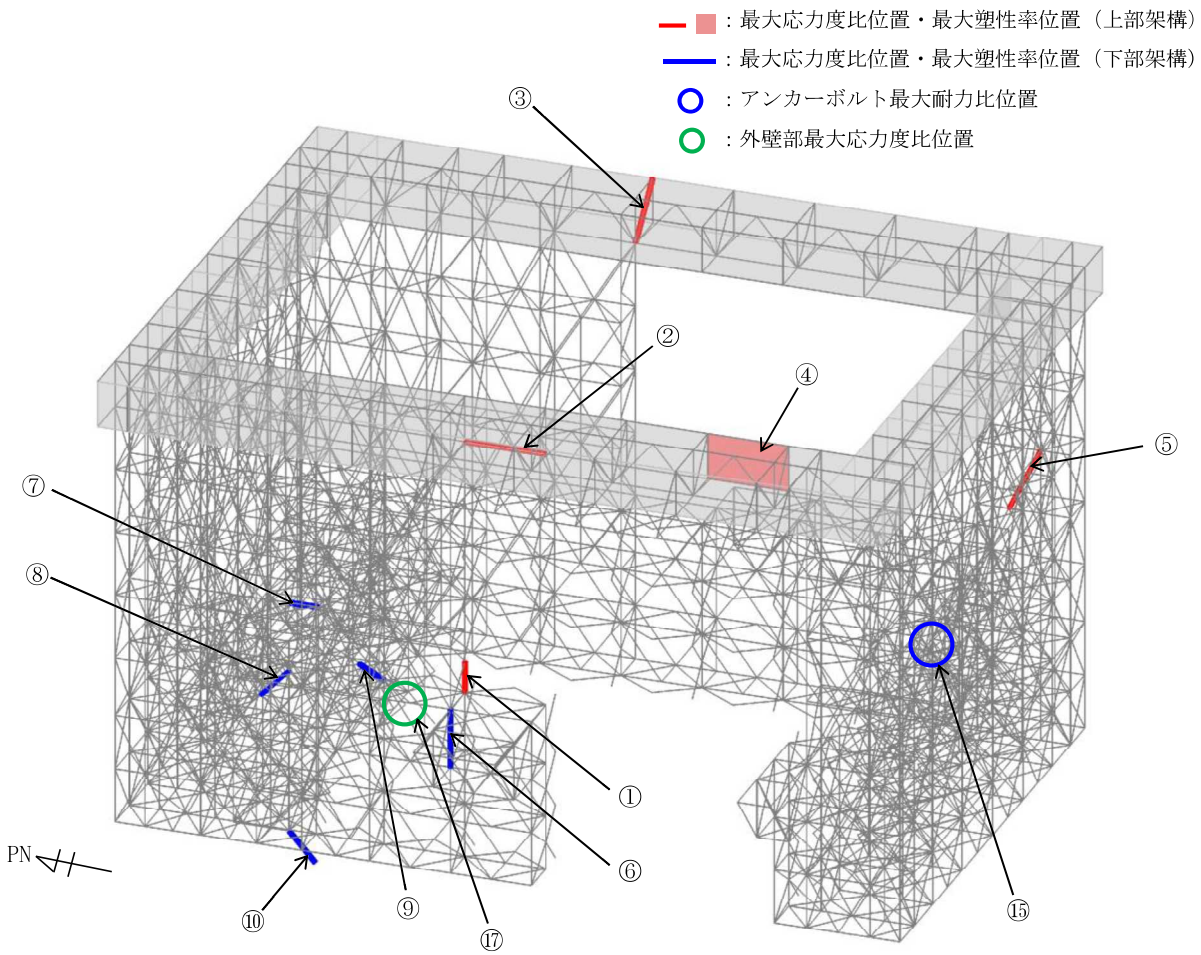


図 5.3.2-5(1)　最大応力度比位置図(一般部，1/2Ss450 地震時)

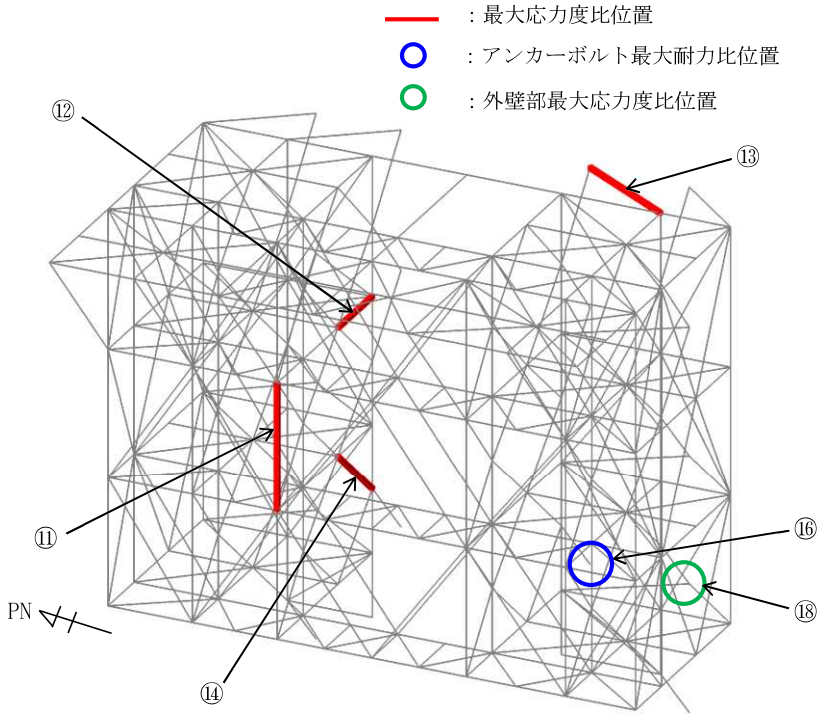


図 5.3.2-5(2)　最大応力度比位置図(燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時)

b) 燃料取り出し時

表 5.3.2-4 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。断面検討の結果，全ての部材の応力度比が 1 以下又は，塑性率が 5 以下になることを確認した。

表 5.3.2-4(1)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，応力度比）上部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
①	柱	H-428×407×20×35	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW+UD	σ_c	281.2	f_c	344.0	0.82	O.K.
②	梁	B[-300×220×16×25	1/2Ss450-1 (case4)	-NS+EW-UD	σ_c	142.2	f_c	322.9	0.45	O.K.
③	ブレース	φ-355.6×7.9	1/2Ss450-1 (case4)	+NS+EW+UD	σ_c	271.3	f_c	337.2	0.81	O.K.
④	鋼板	PL-16 〈SN400B〉	1/2Ss450-1 (case4)	+NS+EW-UD	σ_x	88.4	f_t	258.0	0.58	O.K.
					σ_y	56.9				
					τ_{xy}	72.4				

表 5.3.2-4(2)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，塑性率）上部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	塑性率	判定
⑤	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	1/2Ss450-1 (case4)	+NS-EW-UD	2.23	O.K.

表 5.3.2-4(3)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，応力度比）下部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑥	柱	H-400×400×13×21	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW-UD	σ_c	309.6	f_c	345.1	0.90	O.K.
⑦	梁	H-588×300×12×20	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW+UD	σ_t	238.9	f_t	357.5	0.67	O.K.

表 5.3.2-4(4)　断面検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時，塑性率）下部架構

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	塑性率	判定
⑧	鉛直ブレース	φ-267.4×6.6	1/2Ss450-1 (case4)	+NS+EW+UD	2.86	O.K.
⑨	接続部水平ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	1/2Ss450-1 (case4)	+NS-EW-UD	3.20	O.K.
⑩	接続部鉛直ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW-UD	2.20	O.K.

表 5.3.2-4(5)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時，応力度比）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料*2〉	地震波 (位置)*3	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
⑪	柱	H-400×400×13×21	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW+UD	σ_c	70.4	f_c	326.1	0.22	O.K.
⑫	梁	H-350×350×12×19	1/2Ss450-1 (case4)	+NS-EW+UD	σ_t	116.3	f_t	357.5	0.33	O.K.
⑬	水平 ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	1/2Ss450-1 (case4)	+NS-EW-UD	σ_t	199.0	f_t	357.5	0.56	O.K.
⑭	鉛直 ブレース	φ-355.6×7.9	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW+UD	σ_c	222.0	f_c	349.6	0.64	O.K.

*1：①～⑭の符号は図 5.3.2-6 の応力検討箇所を示す

*2：特記なき限り，各部材の使用材料は，鋼管：STKN490B，その他は SN490B

*3：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

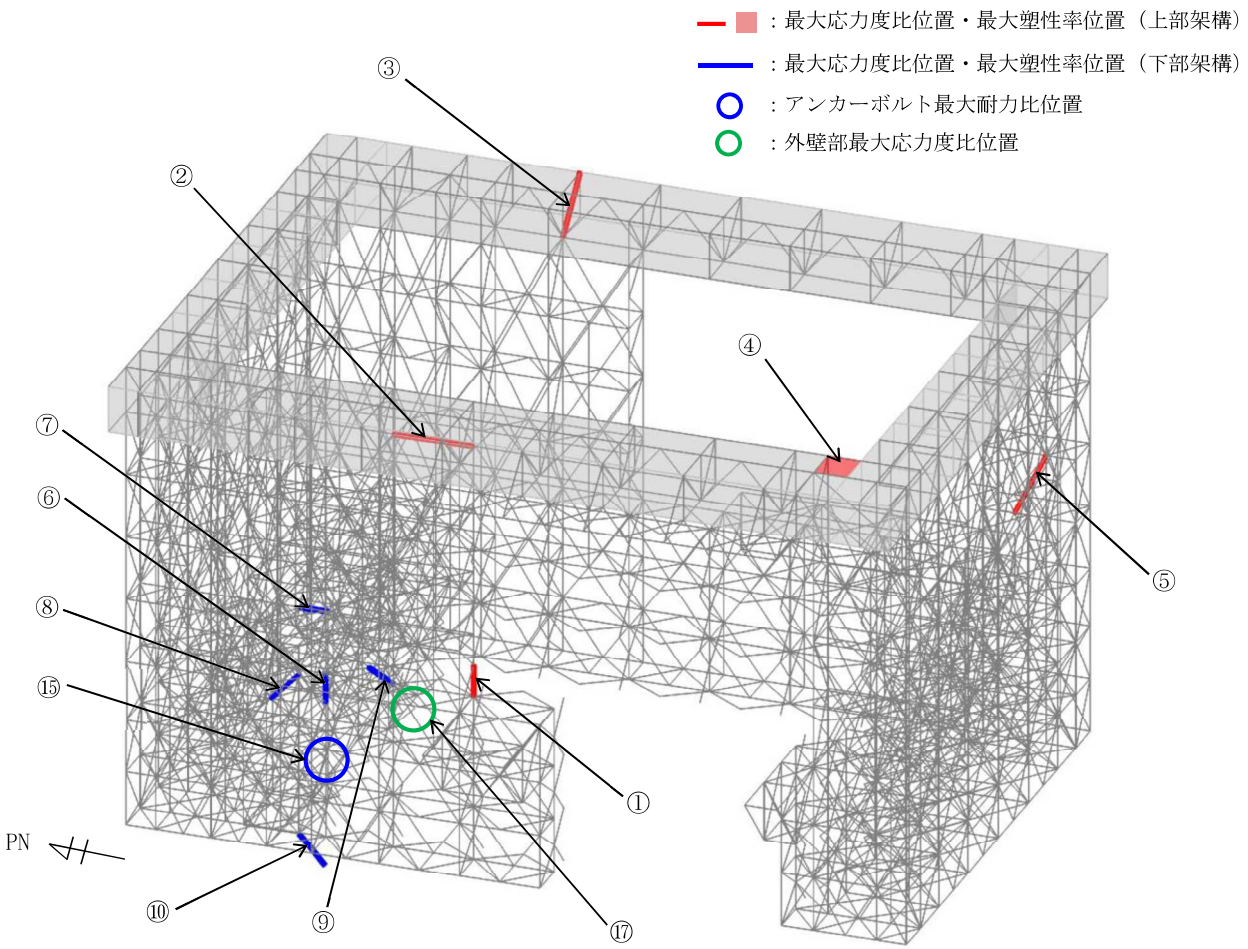


図 5.3.2-6(1)　最大応力度比位置図(一般部，1/2Ss450 地震時)

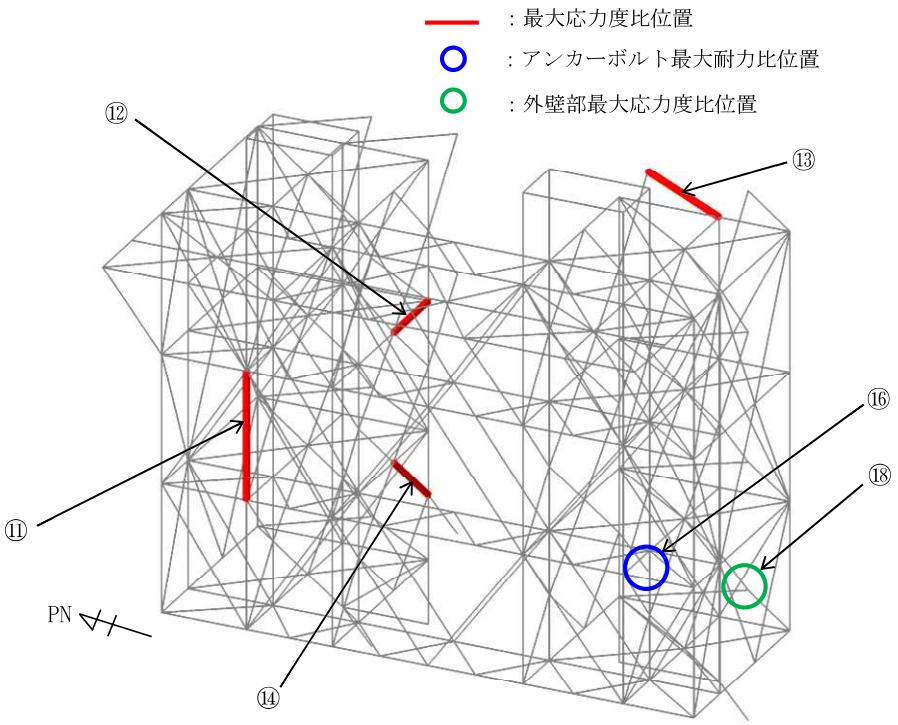


図 5.3.2-6(2)　最大応力度比位置図(燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時)

5.3.3　屋根の耐震性に対する検討

(1)　断面検討

部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。表 5.3.3-1 及び表 5.3.3-2 に断面検討結果を示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

1)　ガレキ撤去時

表 5.3.3-1 に塑性率が最大となる部位の断面検討結果を示す。断面検討の結果，全ての部材の塑性率が 5 以下になることを確認した。

表 5.3.3-1　断面検討結果（屋根部，1/2Ss450 地震時）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料〉	地震波 （位置）*2	塑性率	判定
①	弦材	P-190.7φ×5.3t 〈STK490〉	1/2Ss450-1 (case1)	0.62	O.K.
②	斜材	P-89.1φ×3.2t 〈STK400〉	1/2Ss450-1 (case1)	4.22	O.K.
③	ブレース	1-M16 〈SNR400B〉	1/2Ss450-1 (case1)	2.61	O.K.

*1：①～③の符号は図 5.3.3-1 の応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

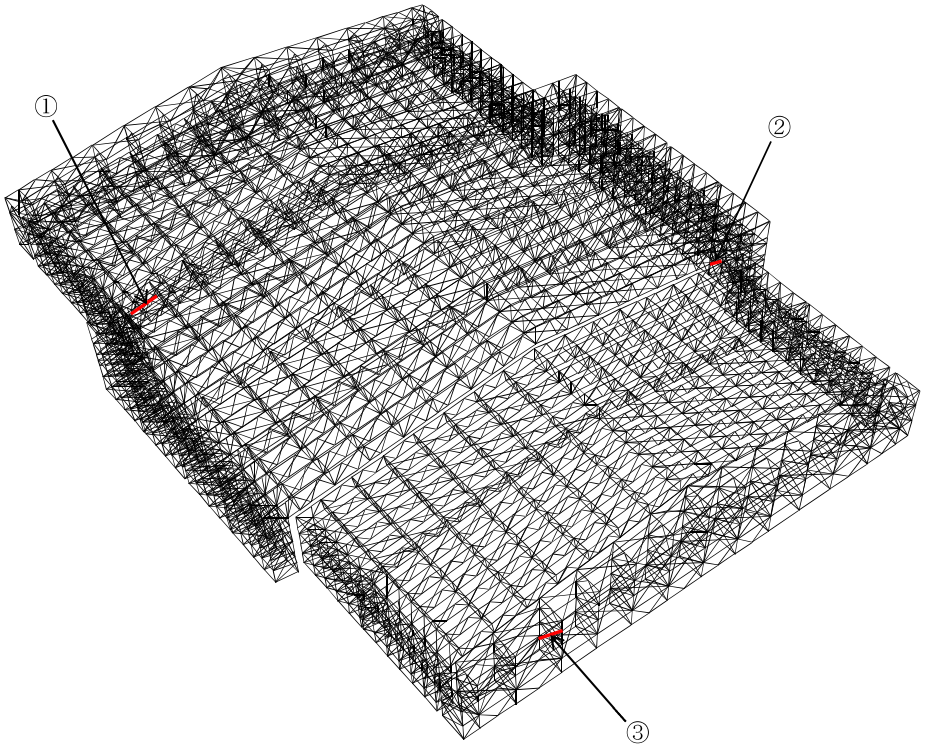


図 5.3.3-1　最大塑性率位置図

2)　燃料取り出し時

表 5.3.3-2 に塑性率が最大となる部位の断面検討結果を示す。断面検討の結果，全ての部材の塑性率が 5 以下になることを確認した。

表 5.3.3-2　断面検討結果（屋根部，1/2Ss450 地震時）

部位*1		部材形状（mm） 〈使用材料〉	地震波 （位置）*2	塑性率	判定
①	弦材	P-190.7φ×5.3t 〈STK490〉	1/2Ss450-1 (case4)	0.60	O.K.
②	斜材	P-89.1φ×3.2t 〈STK400〉	1/2Ss450-1 (case4)	4.47	O.K.
③	ブレース	1-M16 〈SNR400B〉	1/2Ss450-1 (case4)	2.59	O.K.

*1：①～③の符号は図 5.3.3-2 の応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

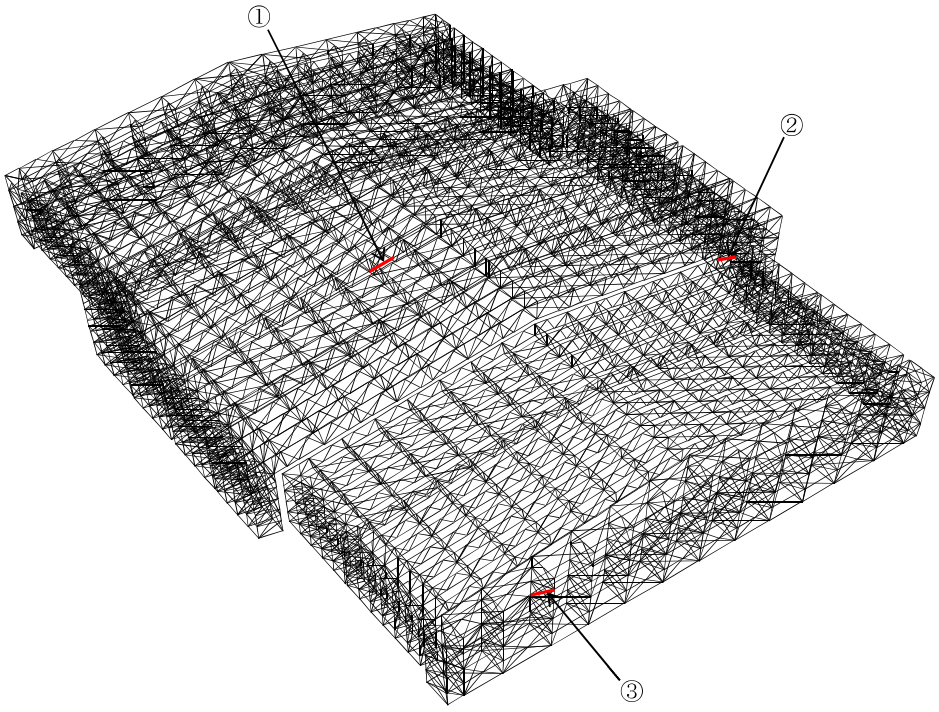


図 5.3.3-2　最大塑性率位置図

5.3.4　建屋取り合い部の耐震性に対する検討

(1)　アンカーボルトの検討（引抜き，せん断）

大型カバーはアンカーボルトにより原子炉建屋外壁に取り付く。アンカーボルトの仕様は，M33（SNR490B）の接着系アンカーボルトとし，終局耐力は「あと施工アンカー施工指針（案）（一般社団法人日本建築あと施工アンカー協会)」に従い，原子炉建屋の設計基準強度を用いて下式によって求める。表 5.3.4-1 にアンカーボルトの終局耐力を示す。

$$pu = \min(pu_1,\ pu_2,\ pu_3)$$

$$qu = \min(qu_1,\ qu_2)$$

pu　：接着系アンカーボルトの終局引張力（kN/本）

pu_1　：アンカーボルトの降伏により決まる終局引張力（kN/本）

pu_2　：躯体のコーン状破壊により決まる終局引張力（kN/本）

pu_3　：付着力により決まる終局引張力（kN/本）

qu　：接着系アンカーボルトの終局せん断力（kN/本）

qu_1　：アンカーボルトのせん断強度により決まる終局せん断力（kN/本）

qu_2　：躯体の支圧強度により決まる終局せん断力（kN/本）

表 5.3.4-1 接着系アンカーボルトの終局耐力

部位		一般部	燃料取扱設備 支持部
			GL+13.7
タイプ		標準	標準
鋼材種類		M33	M33
		SNR490B	SNR490B
埋め込み長さ　(mm)		345	345
アンカーボルト間隔　(mm)		400	400
終局	許容引張力(pu)　(kN/本)	234	318
	許容せん断力(qu)　(kN/本)	193	193

アンカーボルトの検討は，建屋取り合い部に生じる最大支点反力に対し，下式にて検討を行う。

$$\frac{P}{P_u} \leqq 1$$

$$\frac{Q}{Q_u} \leqq 1$$

$$\left(\frac{P}{P_u}\right)^2+\left(\frac{Q}{Q_u}\right)^2 \leqq 1$$

Pu：アンカーボルトの終局引張耐力（kN）

Qu：アンカーボルトの終局せん断耐力（kN）

P ：アンカーボルトの引張力（kN）

Q ：アンカーボルトのせん断力（kN）

1)　ガレキ撤去時

表 5.3.4-2 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，アンカーボルトの最大耐力比は 1 以下になることを確認した。

表 5.3.4-2(1)　アンカーボルトの検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時）

部位*1（アンカー本数）		地震波（位置）*2	入力方向	作用応力		終局耐力		耐力比	判定
				引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張耐力 Pu(kN)	せん断耐力 Qu(kN)		
⑮	アンカーボルト (34)	1/2Ss450-1 (case1)	-NS+EW+UD	565	5056	7956	6562	0.78	O.K.

表 5.3.4-2(2)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時）

部位*1（アンカー本数）		地震波（位置）*2	入力方向	作用応力		終局耐力		耐力比	判定
				引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張耐力 Pu(kN)	せん断耐力 Qu(kN)		
⑯	アンカーボルト (12)	1/2Ss450-1 (case1)	-NS-EW-UD	354	1191	3816	2316	0.52	O.K.

*1：図 5.3.2-5 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

2)　燃料取り出し時

表 5.3.4-3 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，アンカーボルトの最大耐力比は 1 以下になることを確認した。

表 5.3.4-3(1)　アンカーボルトの検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時）

部位*1（アンカー本数）		地震波（位置）*2	入力方向	作用応力		終局耐力		耐力比	判定
				引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張耐力 Pu(kN)	せん断耐力 Qu(kN)		
⑮	アンカーボルト (32)	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW-UD	604	5145	7488	6176	0.84	O.K.

表 5.3.4-3(2)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時）

部位*1（アンカー本数）		地震波（位置）*2	入力方向	作用応力		終局耐力		耐力比	判定
				引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張耐力 Pu(kN)	せん断耐力 Qu(kN)		
⑯	アンカーボルト (12)	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW+UD	527	1635	3816	2316	0.71	O.K.

*1：図 5.3.2-6 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

(2)　原子炉建屋外壁部の検討

「5.2.4(2)　原子炉建屋外壁部の検討」と同様に，壁面の圧縮応力度が許容応力度以下となることを確認する。

1)　ガレキ撤去時

表 5.3.4-4 に応力度比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，原子炉建屋外壁部の最大応力度比は 1 以下になることを確認した。

表 5.3.4-4(1)　外壁部の検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時）

部位*1		地震波 (位置)*2	入力 方向	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力 度比	判定
⑰	外壁	1/2Ss450-1 (case1)	+NS-EW-UD	1.0	22.1	0.05	O.K.

表 5.3.4-4(2)　外壁部の検討結果（燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時）

部位*1		地震波 (位置)*2	入力 方向	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力 度比	判定
⑱	外壁	1/2Ss450-1 (case1)	-NS+EW+UD	0.6	22.1	0.03	O.K.

*1：図 5.3.2-5 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-3 にガレキ撤去用天井クレーンの位置を示す

2)　燃料取り出し時

表 5.3.4-5 に応力度比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，原子炉建屋外壁部の最大応力度比は 1 以下になることを確認した。

表 5.3.4-5(1)　外壁部の検討結果（一般部，1/2Ss450 地震時）

部位*1		地震波 (位置)*2	入力 方向	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力 度比	判定
⑰	外壁	1/2Ss450-1 (case4)	+NS-EW+UD	1.1	22.1	0.05	O.K.

表 5.3.4-5(2)　外壁部の検討結果（燃料取扱設備支持部，1/2Ss450 地震時）

部位*1		地震波 (位置)*2	入力 方向	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力 度比	判定
⑱	外壁	1/2Ss450-1 (case4)	-NS-EW+UD	1.0	22.1	0.05	O.K.

*1：図 5.3.2-6 に応力検討箇所を示す

*2：図 5.2.1-4 に燃料取扱設備の位置を示す

5.3.5　原子炉建屋の耐震性に対する検討

(1)　検討方針

大型カバーの設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，燃料取扱設備の間接支持機能維持の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の許容限界に対応した評価基準値（2.0×10^{-3}）以下になることを確認する。また，最大接地圧が地盤の許容限界を超えないことを確認する。

(2)　原子炉建屋の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「5.3.1　検討方針」で示した 1/2Ss450 とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 5.3.1-1 と同様である。

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図5.3.5-1に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋ー地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「Ⅱ.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　添付資料ー２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全評価)」に示される内容に，ガレキ撤去等による重量増減及び新規に設置する大型カバー，燃料取扱設備等の重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元の質点重量および回転慣性重量を表 5.3.5-1 に示す。

地盤定数は，「5.3.1　検討方針」で示した地盤定数と同一である。

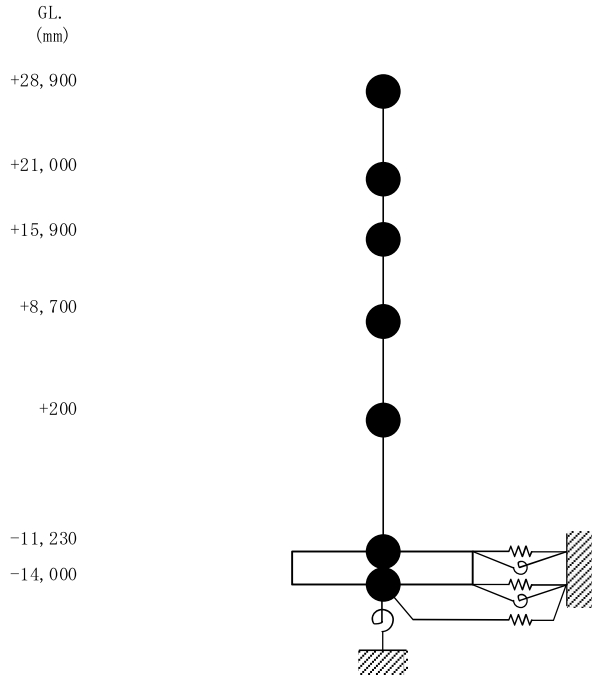


図 5.3.5-1　原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 5.3.5-1(1)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向，ガレキ撤去時）

G.L.(m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	
		水平(NS)方向	水平(EW 方向)
+28.90	113830	163.75	93.73
+21.00	81500	117.34	67.09
+15.90	90680	130.48	74.63
+8.70	87510	125.98	125.98
+0.20	162800	234.31	234.31
-11.23	185210	266.64	327.39
-14.00	62400	89.83	110.32
合計	783930		

表 5.3.5-1(2)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向，燃料取り出し時）

G.L.(m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	
		水平(NS)方向	水平(EW 方向)
+28.90	161390	232.17	132.90
+21.00	81500	117.34	67.09
+15.90	90670	130.46	74.62
+8.70	88080	126.80	126.80
+0.20	163140	234.80	234.80
-11.23	185210	266.64	327.39
-14.00	62400	89.83	110.32
合計	832390		

(3) 検討結果

1/2Ss450 に対する最大応答値を，「JEAG4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 5.3.5-2 及び図 5.3.5-3 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（2.0×10^{-3}）以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

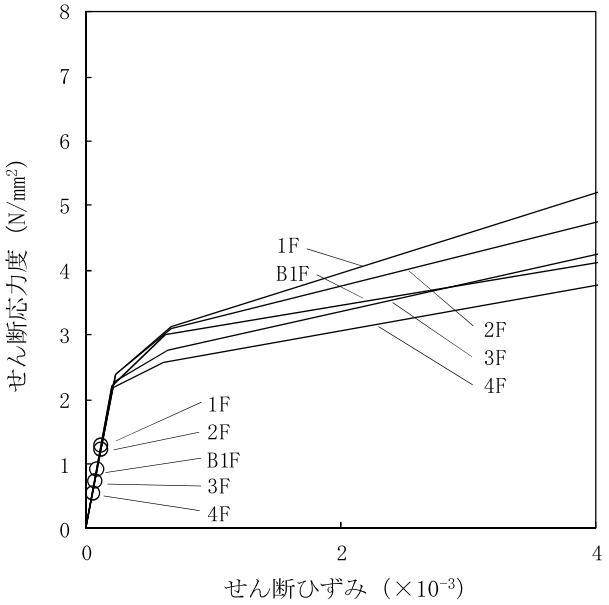
また，1/2Ss450 に対する最大接地圧を，表 5.3.5-2 に示す。最大接地圧は，地盤の極限支持力度（9800kN/m^2） を超えないことを確認した。

表 5.3.5-2(1) 1/2Ss450 に対する最大接地圧（ガレキ撤去時）

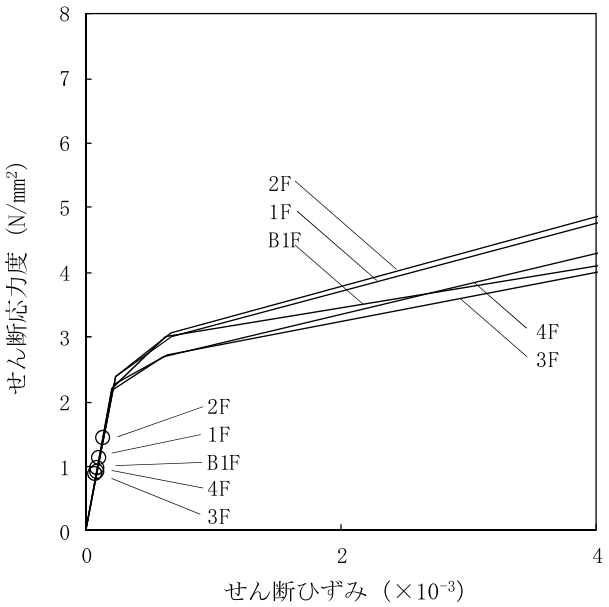
	NS 方向	EW 方向
地震波	1/2Ss450-1	1/2Ss450-1
鉛直力N ($\times10^5$kN)	9.1	9.1
転倒モーメントM ($\times10^6$kN･m)	8.0	9.1
最大接地圧 (kN/m^2)	1210	1310

表 5.3.5-2(2) 1/2Ss450 に対する最大接地圧（燃料取り出し時）

	NS 方向	EW 方向
地震波	1/2Ss450-1	1/2Ss450-1
鉛直力N ($\times10^5$kN)	9.7	9.7
転倒モーメントM ($\times10^6$kN･m)	9.2	10.0
最大接地圧 (kN/m^2)	1380	1440

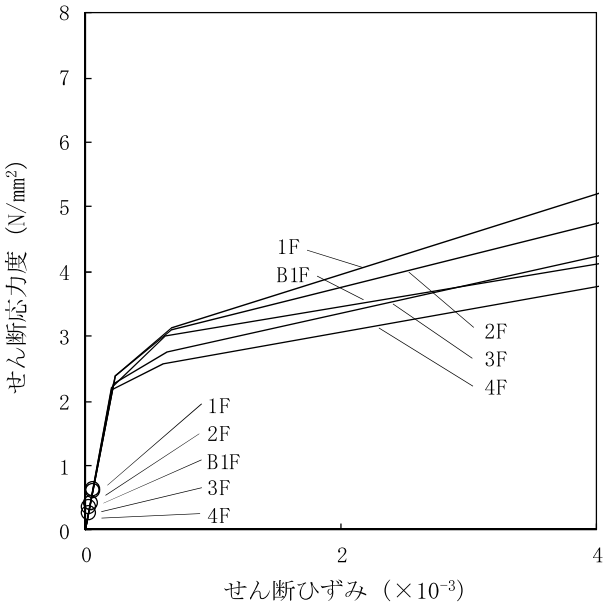


（a）NS 方向

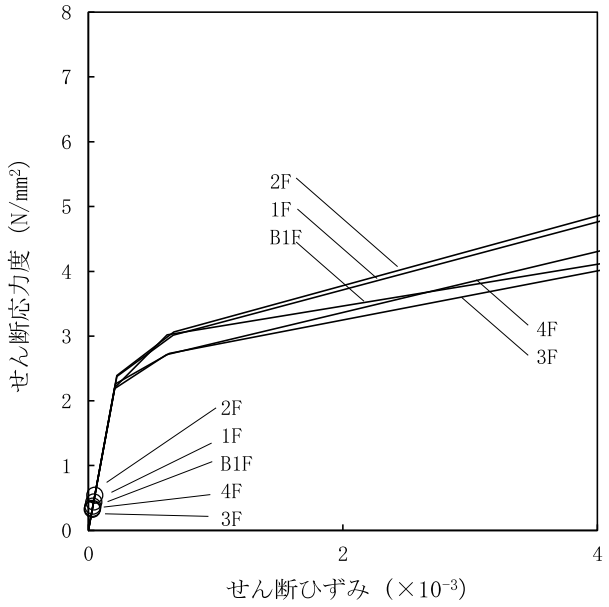


（b）EW 方向

図 5.3.5-2(1)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（1/2Ss450-1）（ガレキ撤去時）

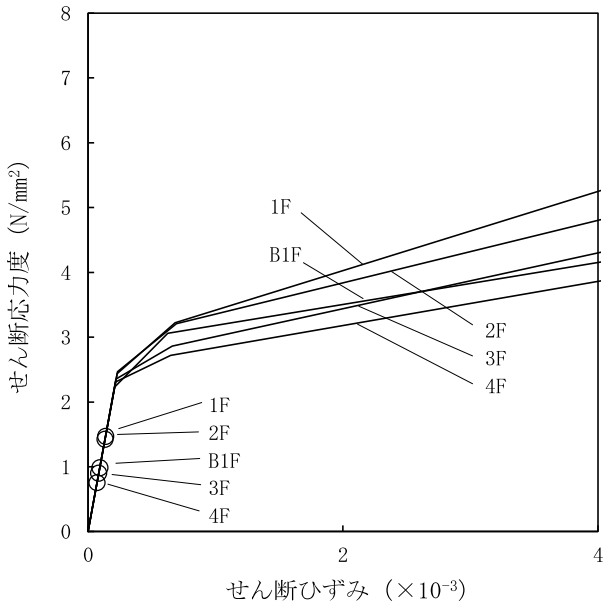


（a）NS 方向

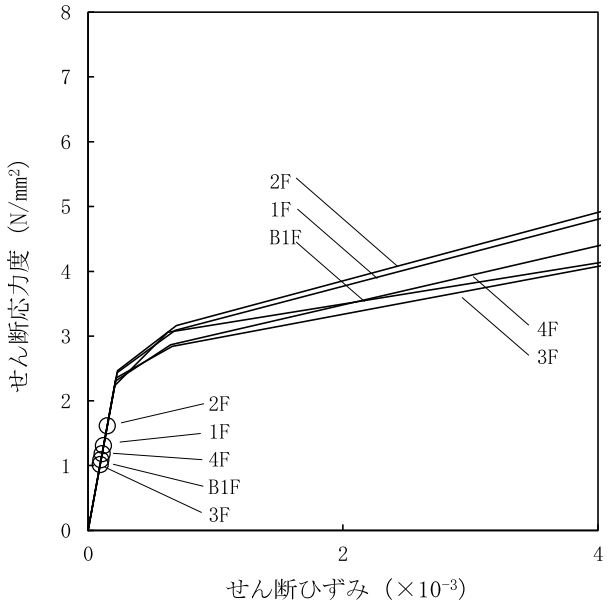


（b）EW 方向

図 5.3.5-2(2)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（1/2Ss450-2）（ガレキ撤去時）

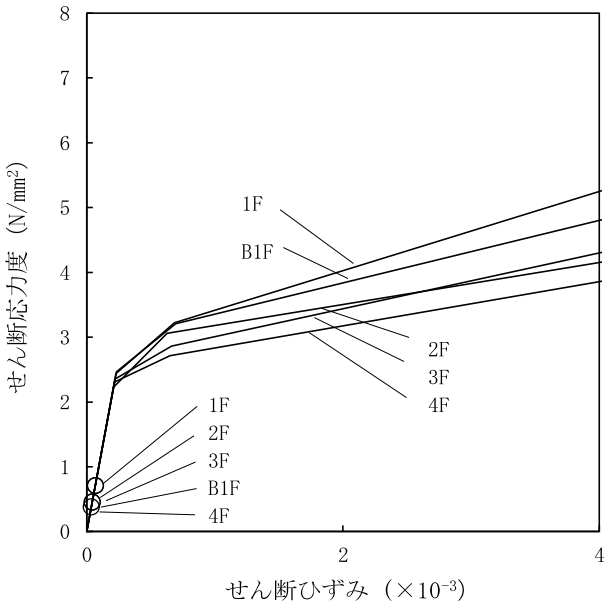


（a）NS 方向

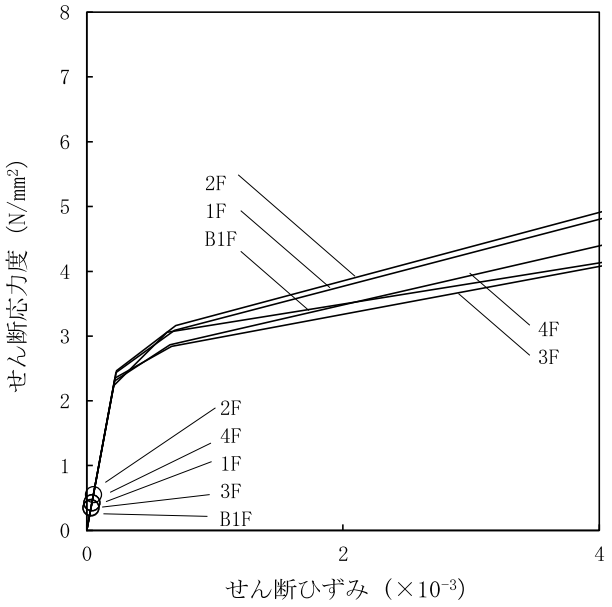


（b）EW 方向

図 5.3.5-3(1)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（1/2Ss450-1）（燃料取り出し時）



（a）NS 方向



（b）EW 方向

図 5.3.5-3(2)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（1/2Ss450-2）（燃料取り出し時）

5.4　耐震性（波及的影響の検討）

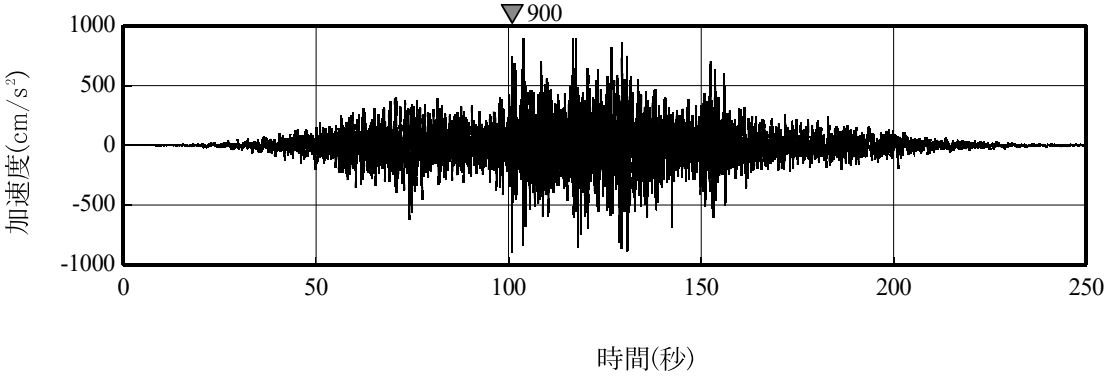
5.4.1　検討方針

耐震性のうち波及的影響の検討は，大型カバー，屋根，建屋取り合い部，ガレキ撤去用天井クレーン及び原子炉建屋について行い，Ss900 に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直の 3 方向の地震動を同時に入力する。

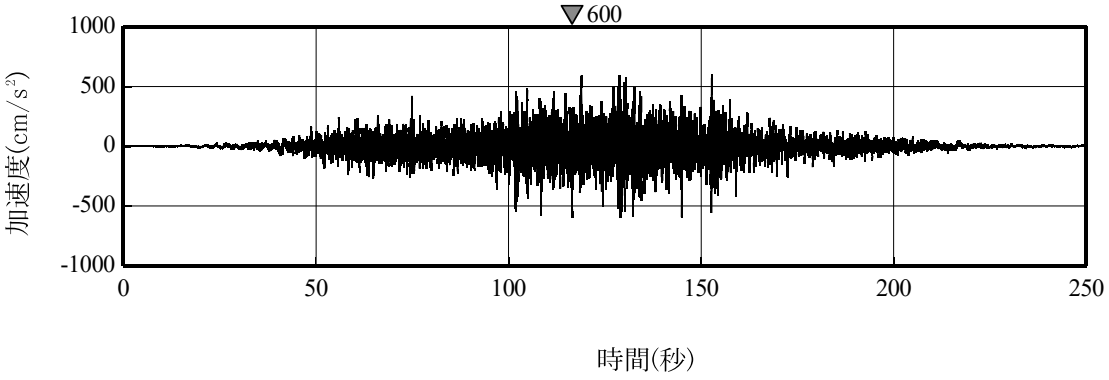
(1)　解析に用いる入力地震動

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 5.3.1-1 と同一である。モデルに入力する地震動は，2 波ある Ss900 のうち振幅の大きな検討用地震動①を用いる。Ss900 の加速度時刻歴波形を図 5.4.1-1～図 5.4.1-2 に示す。

Ss900 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力するが，全く同じ地震動が同時に水平 2 方向に入力されることは現実的に考えにくい。このため，応答スペクトルに基づく検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で，目標とする応答スペクトルに適合し，Ss900-1 と直交する位相を用いた模擬地震波を利用する。検討用地震動①と組み合わせる模擬地震波の加速度時刻歴波形を図 5.4.1-3 に示す。

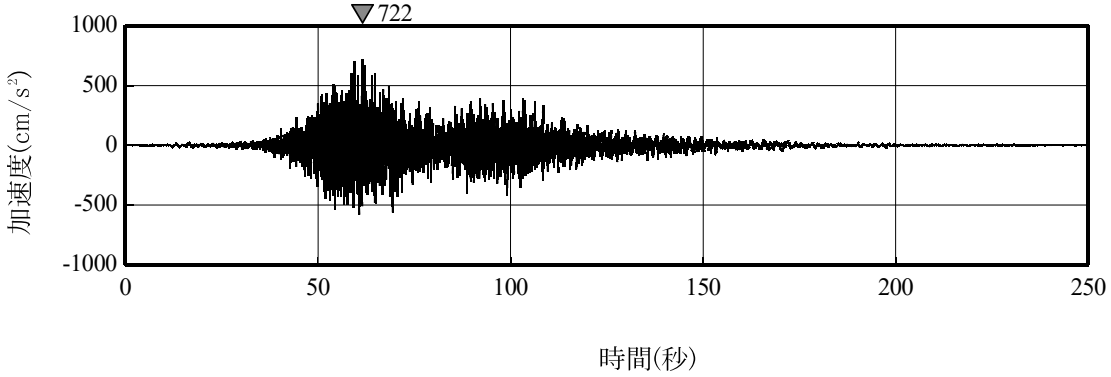


(a)　水平方向

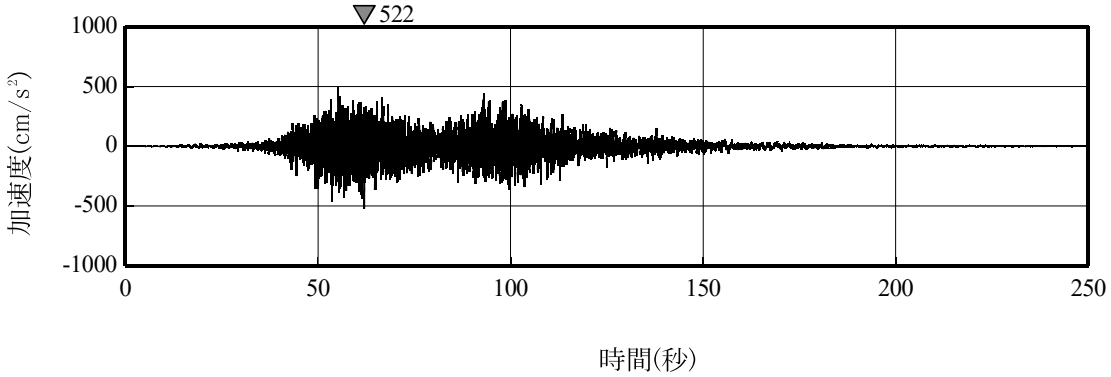


(b)　鉛直方向

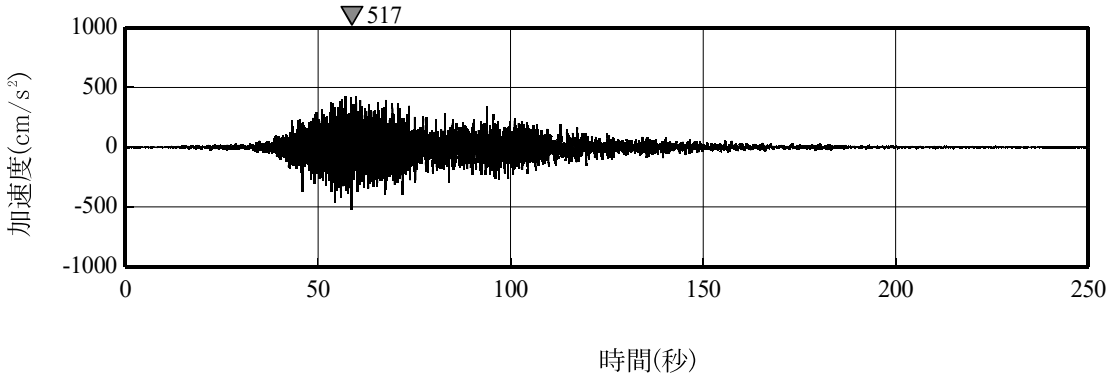
図 5.4.1-1　Ss900 のうち検討用地震動①



(a)　NS 方向



(b)　EW 方向



(c)　鉛直方向

図 5.4.1-2　Ss900 のうち検討用地震動②

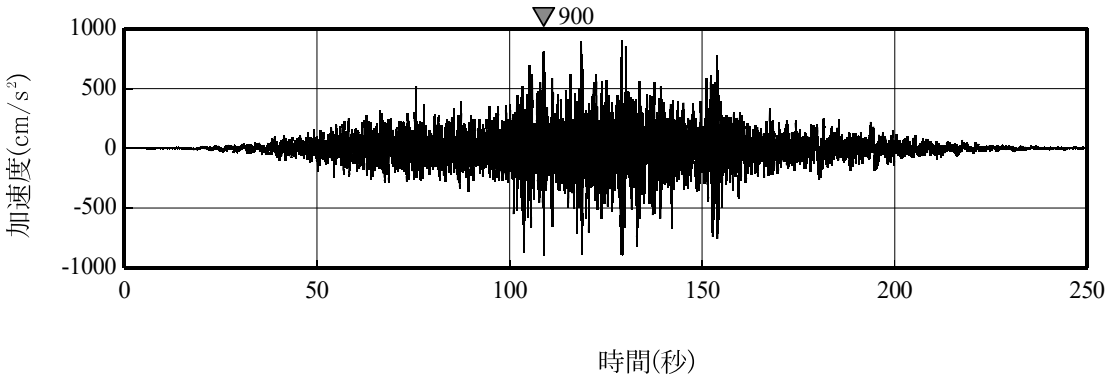


図 5.4.1-3　検討用地震動①（水平方向）と組み合わせる模擬地震波

(2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデル，地震応答解析に用いる鉄骨の物性値及び原子炉建屋の諸元は，「5.3.1(2) 地震応答解析モデル」と同一である。

大型カバーの地盤定数は，「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」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 5.4.1-1 に示す。

表 5.4.1-1　等価地盤物性

G.L. (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 (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.04	2.62	0.78	6.01	4	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.32	3.41	0.68	6.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	2.96	4.36	0.68	8.61	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	3.83	5.63	0.68	11.08	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	4.44	6.53	0.68	12.80	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(3)　解析ケース

ガレキ撤去時と燃料取り出し時の 2 ケースについて地震応答解析を行う。

ガレキ撤去時は，使用済み燃料プール上部にガレキ撤去用天井クレーンを配置し，定格荷重相当のガレキを吊った状態を想定する。

燃料取り出し時は，ガレキ撤去用天井クレーンの使用頻度は低いため，北側配置で吊り荷なしの状態を想定する。

表 5.4.1-2　解析ケース

ケース No.	状態	入力地震動 (3 方向同時入力)			ガレキ撤去用天井クレーン状態
		NS 方向	EW 方向	UD 方向	
1	ガレキ撤去時	Ss900 +NS (N→S)	Ss900 +EW (E→W)	Ss900 +UD (U→D)	プール上部配置 吊り荷考慮 (case1)
2	燃料取り出し時	同上	同上	同上	北側配置 吊り荷なし (case2)

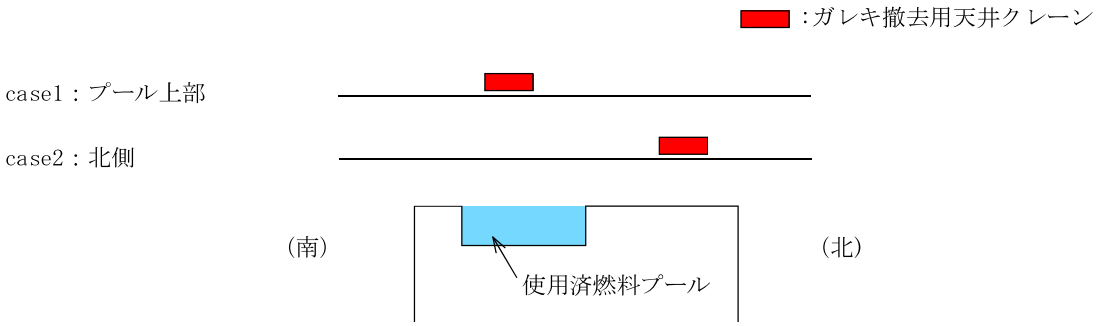


図 5.4.1-4　ガレキ撤去用天井クレーンの位置

(4)　評価項目とクライテリア

波及的影響の検討は，表 5.4.1-3 に示す項目について評価を行う。

表 5.4.1-3(1)　大型カバーのクライテリア

部位	考え方	許容限界
大型カバー架構 （一般部）	最大層間変形角が波及的影響を及ぼさないための許容限界を超えないことを確認	層間変形角 1/30※1
大型カバー架構 （柱梁・鋼板） （屋根弦材）	部材に生じる応力が許容限界を超えないことを確認，超える場合はエネルギー一定則による評価を実施し，塑性率の許容限界を超えないことを確認	弾性限界強度または 塑性率 5.0※2
大型カバー架構 （ブレース） （屋根斜材・ 屋根ブレース）	部材に生じる塑性率が許容限界を超えないことを確認，超える場合は応答による繰り返し回数が許容限界に対して十分な裕度を有することを確認	塑性率 5.0 または 評価最大ひずみ度に対する 破断寿命 1.0
大型カバー架構 アンカーボルト	引張とせん断の二乗累加則により検定し許容限界に至らないことを確認	終局強度に対する検定比 1.0

※1：「震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針（(財) 日本建築防災協会)」を参考に許容限界を設定している。なお，被災度区分判定基準においては，柱の残留傾斜角が 1/30 を超えた場合に大破と判定しているが，保守的に最大層間変形角を用いて評価を行う。

※2：JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア
（北村他：「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，PP183-191，2006.6）

表 5.4.1-3(2)　ガレキ撤去用天井クレーンのクライテリア

部位	考え方	許容限界
ガレキ撤去用 天井クレーン クレーンガーダ	東西レール間の最大相対水平変位がクレーンの水平かかり代に比べ小さいことを確認	東西レール間相対変位 2300mm
	クレーンガーダの最大応答値が全塑性モーメントを超える不安定状態に至らないことを確認	全塑性モーメント Mp
ガレキ撤去用 天井クレーン トロリー	クレーンガーダの最大応答変位がトロリ脱落防止材の鉛直かかり代に比べ小さいことを確認	鉛直変位 259mm
	トロリの水平力による脱落防止材の発生応力が弾性限界強度を超えないことを確認	弾性限界せん断強度 149N/mm^2(SS400)

5.4.2　大型カバーの耐震性に対する検討

(1)　層間変形角の検討結果

大型カバー一般部の層間変形角を表 5.4.2-1 に示す。

ガレキ撤去時及び燃料取り出し時の最大層間変形角は，許容限界である 1/30 を超えないことを確認した。

表 5.4.2-1(1)　最大応答層間変形角（ガレキ撤去時）

方向	地震条件	検討箇所	最大層間変形角	許容限界	判定
南北方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/87	1/30	O.K.
東西方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/84	1/30	O.K.

表 5.4.2-1(2)　最大応答層間変形角（燃料取り出し時）

方向	地震条件	検討箇所	最大層間変形角	許容限界	判定
南北方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/73	1/30	O.K.
東西方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/78	1/30	O.K.

(2)　断面検討結果

1)　一般部

大型カバー一般部の断面検討結果を表 5.4.2-2 に示す。

柱，梁は一部で弾性限界を超えるものの，エネルギー一定則による評価で最大塑性率が 5 を超えないことを確認した。なお，弾性限に対する検定比は（）内に示す。また，ブレース，鋼板の最大塑性率は 5 を超えないことを確認した。

接続部ブレース及び下部ブレースは最大塑性率が 5 を超えることから，破断寿命評価を実施し，部材が破断しないことを確認した。

表 5.4.2-2(1)　断面検討結果（一般部，ガレキ撤去時）

部位	部材形状（mm）	地震条件		最大応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		最大塑性率	判定
柱	H-400×400×13×21	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	343.0	f_c	320.4	1.08(1.08)	O.K.
梁	H-800×300×14×26	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	212.7	f_c	184.1	1.17(1.16)	O.K.
ブレース	φ-355.6×7.9	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	—	f_c	337.2	2.09	O.K.
鋼板	PL-12	Ss900	+NS+EW+UD	σ_x	18.8	f_t	258.0	0.97	O.K.
				σ_y	256.6				
				τ_{xy}	19.8				

表 5.4.2-2(2)　断面検討結果（一般部，燃料取り出し時）

部位	部材形状（mm）	地震条件		最大応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		最大塑性率	判定
柱	H-400×400×13×21	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	423.5	f_c	345.1	1.26(1.23)	O.K.
梁	H-800×300×14×26	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	260.5	f_c	184.1	1.50(1.42)	O.K.
ブレース	φ-355.6×7.9	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	—	f_c	337.2	2.20	O.K.
鋼板	PL-12	Ss900	+NS+EW+UD	σ_x	17.3	f_t	258.0	0.91	O.K.
				σ_y	239.5				
				τ_{xy}	19.5				

表 5.4.2-2(3)　断面検討結果（一般部，ガレキ撤去時）

部位	部材形状（mm）	地震条件		最大塑性率 （破断寿命評価）	判定
接続部ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	Ss900	+NS+EW+UD	19.40 (0.37)	O.K.
下部ブレース	φ-267.4×6.6	Ss900	+NS+EW+UD	15.84 (0.69)	O.K.

表 5.4.2-2(4)　断面検討結果（一般部，燃料取り出し時）

部位	部材形状（mm）	地震条件		最大塑性率 （破断寿命評価）	判定
接続部ブレース	十字 PL（PL-28×210 +2PL-28×91）	Ss900	+NS+EW+UD	10.64 (0.04)	O.K.
下部ブレース	φ-318.5×6.9	Ss900	+NS+EW+UD	16.57 (0.86)	O.K.

なお，大型カバーと燃料取扱設備支持部との地震時の干渉について，一般部と燃料取扱設備支持部のクリアランス 30cm に対して最大相対変位が 18.9cm（燃料取り出し時）であることから，地震時に衝突しないことを確認している。

2) 燃料取扱設備支持部

大型カバー燃料取扱設備支持部の断面検討結果を表 5.4.2-3 に示す。

ガレキ撤去時，燃料取り出し時共に，応力度比 1.0 を超えないことを確認した。

表 5.4.2-3(1)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，ガレキ撤去時）

部位	部材形状（mm） 〈使用材料〉	地震波 （位置）	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
柱	H-400×400×13×21	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	51.5	f_c	326.1	0.16	O.K.
梁	H-350×350×12×19	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	102.2	f_c	344.0	0.30	O.K.
接続部 ブレース	十字 PL（PL-28×10 +2PL-28×91）	Ss900	+NS+EW+UD	σ_t	240.3	f_t	357.5	0.68	O.K.
下部 ブレース	φ-355.6×7.9	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	202.4	f_c	349.6	0.58	O.K.

表 5.4.2-3(2)　断面検討結果（燃料取扱設備支持部，燃料取り出し時）

部位	部材形状（mm） 〈使用材料〉	地震波 （位置）	入力 方向	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)		応力 度比	判定
柱	H-400×400×13×21	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	89.9	f_c	326.1	0.28	O.K.
梁	H-350×350×12×19	Ss900	+NS+EW+UD	σ_t	135.5	f_t	357.5	0.38	O.K.
接続部 ブレース	十字 PL（PL-28×10 +2PL-28×91）	Ss900	+NS+EW+UD	σ_t	246.2	f_t	357.5	0.69	O.K.
下部 ブレース	φ-406.4×9.5	Ss900	+NS+EW+UD	σ_c	279.8	f_c	351.3	0.80	O.K.

5.4.3　屋根の耐震性に対する検討

大型カバー屋根部の断面検討結果を表5.4.3-1に示す。弦材，ブレースは最大塑性率5を超えないことを確認した。斜材は最大塑性率が5を超えることから，破断寿命評価を実施し，部材が破断しないことを確認した。

表5.4.3-1(1)　断面検討結果（ガレキ撤去時）

部位	部材形状（mm）	地震条件		最大塑性率 （破断寿命評価）	判定
弦材	P-190.7φ×5.3t	Ss900	+NS+EW+UD	0.80	O.K.
斜材	P-89.1φ×3.2t	Ss900	+NS+EW+UD	15.72 (0.26)	O.K.
ブレース	1-M30	Ss900	+NS+EW+UD	4.12	O.K.

表5.4.3-1(2)　断面検討結果（燃料取り出し時）

部位	部材形状（mm）	地震条件		最大塑性率 （破断寿命評価）	判定
弦材	P-261.3φ×7.0t	Ss900	+NS+EW+UD	0.94	O.K.
斜材	P-89.1φ×3.2t	Ss900	+NS+EW+UD	20.90 (0.39)	O.K.
ブレース	1-M27	Ss900	+NS+EW+UD	4.69	O.K.

5.4.4　建屋取り合い部の耐震性に対する検討

大型カバーのアンカーボルトの終局強度に対する検定比を表5.4.4-1に示す。ガレキ撤去時及び燃料取り出し時ともに，検定比1.0を超えないこと確認した。

表5.4.4-1(1)　アンカーボルトの検討結果（一般部，ガレキ撤去時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカー ボルト (16)	Ss900	+NS+EW+UD	1860	2329	3744	3088	0.83	O.K.

表5.4.4-1(2)　アンカーボルトの検討結果（一般部，燃料取り出し時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカー ボルト (16)	Ss900	+NS+EW+UD	1802	2350	3744	3088	0.84	O.K.

表5.4.4-1(3)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，ガレキ撤去時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカー ボルト (12)	Ss900	+NS+EW+UD	906	1606	3816	2316	0.70	O.K.

表5.4.4-1(4)　アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部，燃料取り出し時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカー ボルト (24)	Ss900	+NS+EW+UD	3577	2964	5832	4632	0.80	O.K.

5.4.5　天井クレーンの耐震性に対する検討

地震応答解析より得られた東西レール間の最大相対水平変位は，ガレキ撤去時 39mm，燃料取り出し時 41mm で，クレーン端部の水平かかり代 2300mm に比べ小さく，ガレキ撤去用天井クレーンが落下する危険性はないことを確認した。

地震応答解析より得られたガレキ撤去用天井クレーンガーダの水平方向（NS 方向）および鉛直方向の最大応答曲げモーメントを表 5.4.5-1 に示す。

ガレキ撤去時，燃料取り出し時ともに，クレーンガーダの全塑性曲げモーメント Mp を超える不安定状態には至らないことを確認した。

表 5.4.5-1(1)　ガレキ撤去用天井クレーンガーダの断面検討結果（ガレキ撤去時）

部位		部材形状 (mm)	荷重 ケース	最大応答曲げ モーメント (鉛直) ($\times 10^6$Nm)		全塑性 モーメント (鉛直) ($\times 10^6$Nm)		応力 度比	判定
①	クレーン ガーダ	□-1500×2700 〈SM490〉	Ss900	M	149.2	Mp	168.0	0.89	O.K.

表 5.4.5-1(2)　ガレキ撤去用天井クレーンガーダの断面検討結果（燃料取出し時）

部位		部材形状 (mm)	荷重 ケース	最大応答曲げ モーメント (鉛直) ($\times 10^6$Nm)		全塑性 モーメント (鉛直) ($\times 10^6$Nm)		応力 度比	判定
①	クレーン ガーダ	□-1500×2700 〈SM490〉	Ss900	M	107.9	Mp	168.0	0.65	O.K.

地震応答解析より得られたクレーンガーダの最大鉛直変位は，ガレキ撤去時 174mm，燃料取り出し時 119mm となり，トロリの脱落防止材の鉛直かかり代 259mm に比べ小さいことを確認した。

ガレキ撤去用天井クレーンの最大応答水平加速度にトロリ重量（56ton)を乗じ求めた水平力に対し，トロリの脱落防止材に生じるせん断応力度を求めた結果を表 5.4.5-2 に示す。

ガレキ撤去時，燃料取り出し時ともに，トロリの脱落防止材に発生する応力は弾性限界強度を超えないことを確認した。

表 5.4.5-2(1)　脱落防止材の断面検討結果（ガレキ撤去時）

天井クレーン 最大水平応答加速度 (m/s^2)	トロリー脱落防止材 水平力 (kN)	トロリー脱落防止材 せん断応力度 (N/mm^2)	弾性限界応力度 (N/mm^2)	検定比	判定
45.7	2559	94.8	149	0.64	O.K.

表 5.4.5-2(2)　脱落防止材の断面検討結果（燃料取り出し時）

天井クレーン 最大水平応答加速度 (m/s^2)	トロリー脱落防止材 水平力 (kN)	トロリー脱落防止材 せん断応力度 (N/mm^2)	弾性限界応力度 (N/mm^2)	検定比	判定
42.0	2352	87.1	149	0.58	O.K.

5.4.6　原子炉建屋の耐震性に対する検討

(1)　検討方針

大型カバー設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。最大接地圧が地盤の許容限界を超えないことを確認する。

また，大型カバーを設置する前後でのオペフロでの最大応答加速度を比較する。

(2)　原子炉建屋の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「5.4.1　検討方針」で示したSs900とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図5.3.1-1と同様である。

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析に用いるモデルは，図5.4.6-1に示すように建屋を質点系とし地盤を等価なばねで評価した建屋ー地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「5.3.5　原子炉建屋の耐震性に対する検討」と同一である。

大型カバー設置前の原子炉建屋の建屋の諸元は「1/2Ss450gal 検討」に示す。また，地盤定数は，「5.3.1　検討方針」で示した地盤定数と同一である。

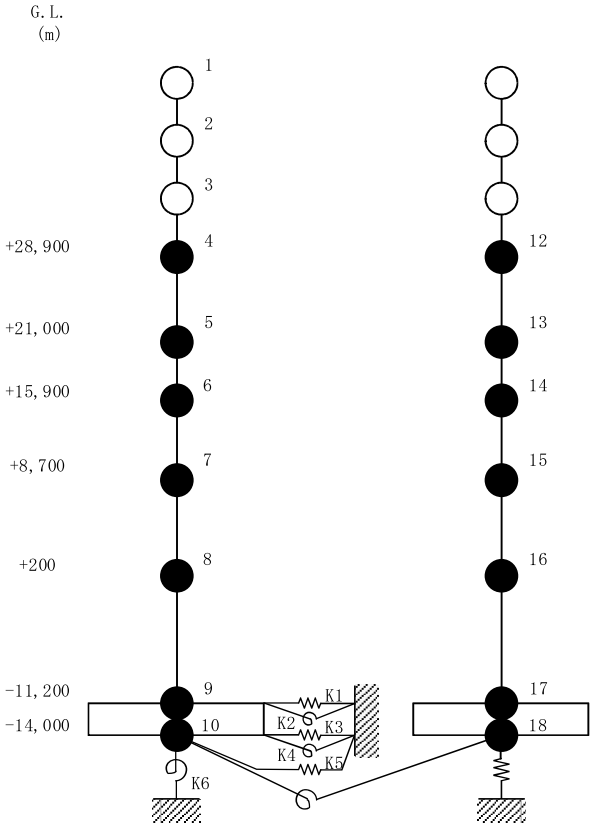


図5.4.6-1　原子炉建屋の地震応答解析モデル

(3)　検討結果

大型カバー設置後のSs900に対する最大応答値を，「JEAG4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を図5.4.6-2に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

Ss900 に対する最大接地圧を，表 5.4.6-1 に示す。最大接地圧は，地盤の極限支持力度（9800kN/m^2） を超えないことを確認した。

また，カバー設置前とカバー設置後のガレキ撤去時及び燃料取り出し時の最大応答加速度の比較を図5.4.6-3に示す。各階の最大応答加速度は大きな違いが見られず，大型カバーを設置した影響は小さい。

表 5.4.6-1(1)　 Ss900 に対する最大接地圧（ガレキ撤去時）

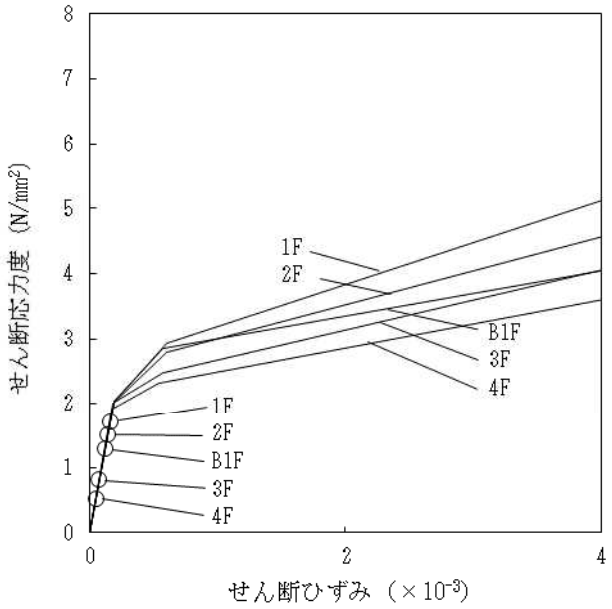
	NS 方向*1	EW 方向*1
地震波	Ss900-1	Ss900-1
鉛直力N （×10^{5}kN）	10.4	10.4
転倒モーメントM （×10^{6}kN･m）	13.2	13.4
最大接地圧 （kN/m^2）	3480	3000

*1：誘発上下動考慮の結果を示す。

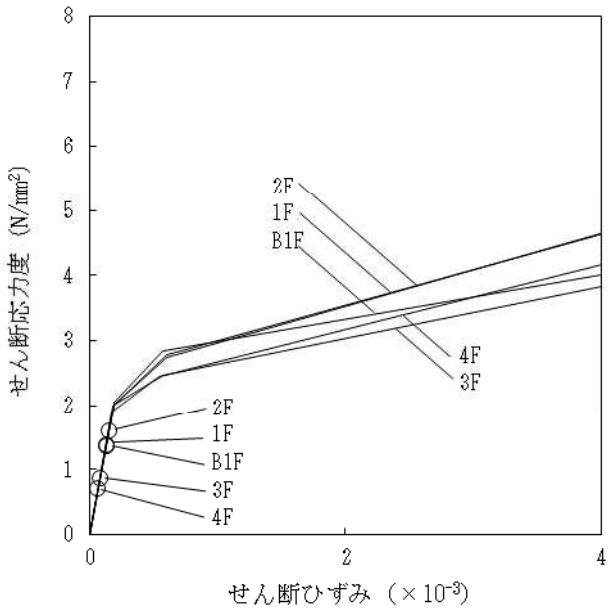
表 5.4.6-1(2)　 Ss900 に対する最大接地圧（燃料取り出し時）

	NS 方向*1	EW 方向*1
地震波	Ss900-1	Ss900-1
鉛直力N （×10^{5}kN）	11.0	11.0
転倒モーメントM （×10^{6}kN･m）	13.2	14.8
最大接地圧 （kN/m^2）	2950	3680

*1：誘発上下動考慮の結果を示す。

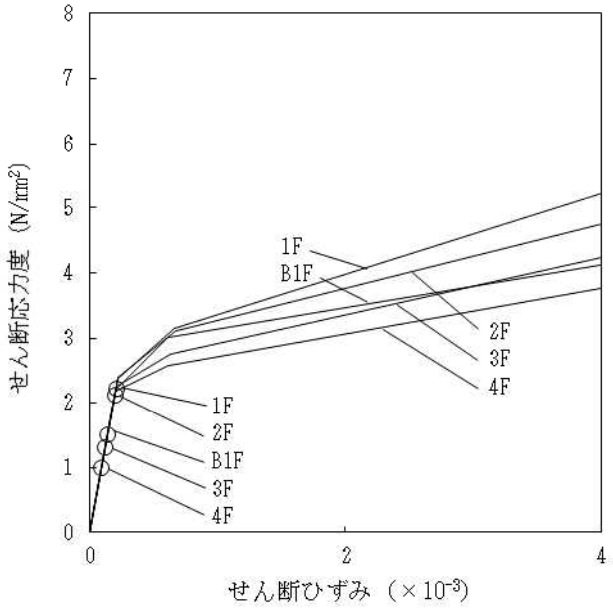


(a) NS 方向

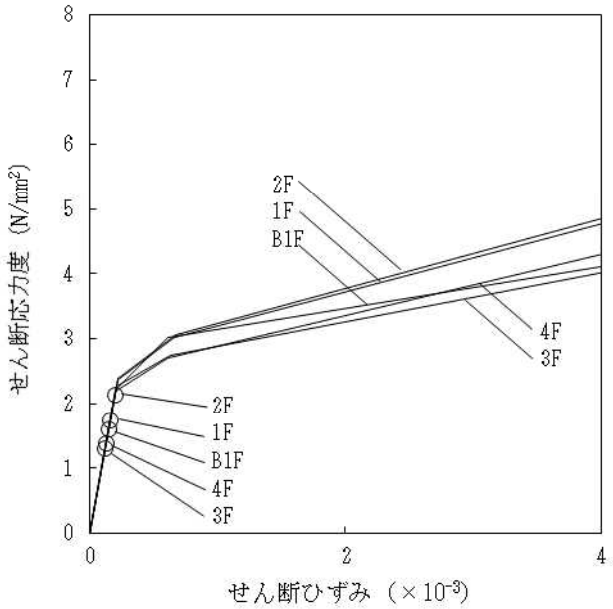


(b) EW 方向

図 5.4.6-2(1)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（大型カバー設置前）

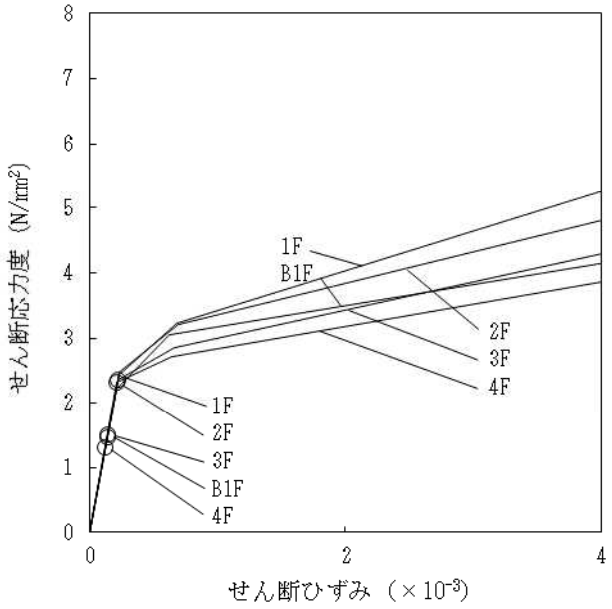


(a) NS 方向

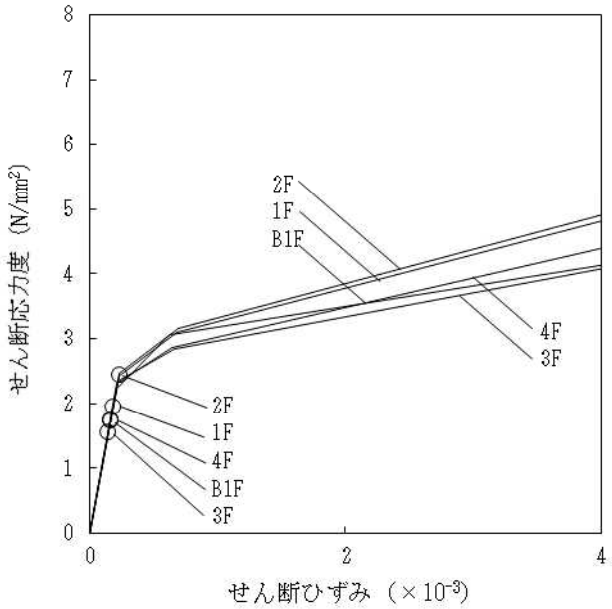


(b) EW 方向

図 5.4.6-2(2)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（ガレキ撤去時）

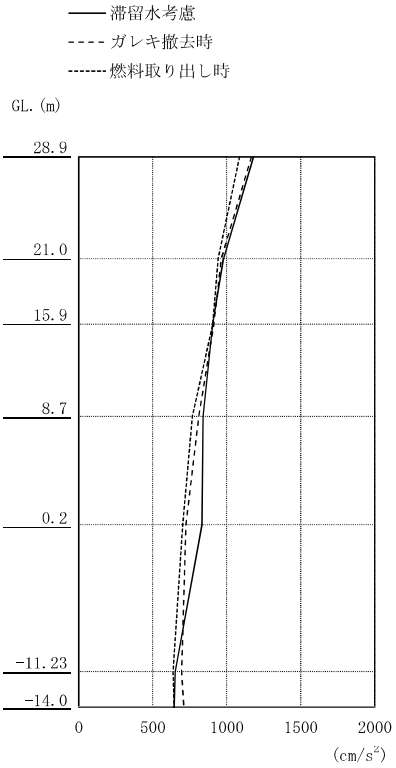


(a) NS 方向



(b) EW 方向

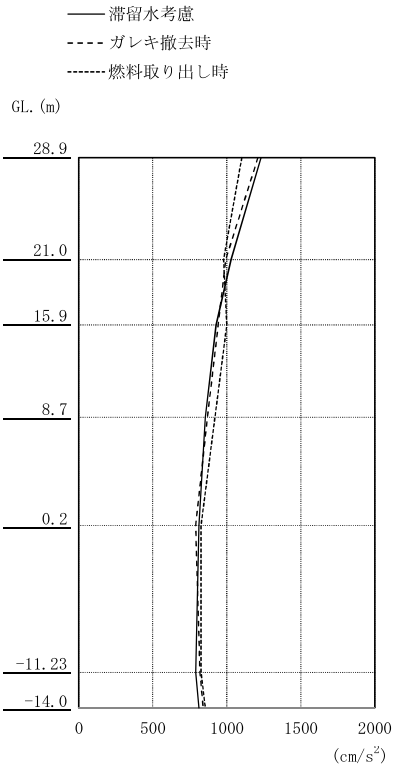
図 5.4.6-2(3)　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（燃料取出し時）



(cm/s²)

滞留水考慮	ガレキ撤去時	燃料取り出し時
1185	1167	1087
977	966	940
909	916	905
840	813	766
832	725	706
654	699	637
648	709	647

(a) NS 方向



(cm/s²)

滞留水考慮	ガレキ撤去時	燃料取り出し時
1232	1212	1099
1031	990	981
926	944	999
856	867	922
812	789	828
793	816	827
813	844	856

(b) EW 方向

図 5.4.6-3　最大応答加速度の比較

6.　別添

別添－１　福島第一原子力発電所　３号機大型カバーの構造強度及び耐震性について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４）

別添－２　福島第一原子力発電所　３号機大型カバーの構造強度及び耐震性について（コメント回答）（東京電力株式会社，平成２５年３月８日，特定原子力施設監視・評価検討会（第６回）資料５）

別添－３　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

別添－４　３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

別添－５　３号機原子炉建屋の躯体状況調査結果を反映した使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果

別添－６　３号機原子炉建屋 遮へい体設置における滑動対策について

別添－７　２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項

別添－８　２号機原子炉建屋 オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の落下防止について

別添－９　１号機大型カバーに係る確認事項

別添－１０　水平２方向及び鉛直方向地震力の同時入力時に用いる模擬地震波について

別添－１１　１号機大型カバーの構造強度及び耐震性に関する補足説明

別添－１２　１号機原子炉建屋外壁の３次元 FEM 解析による耐震安全性評価

特定原子力施設監視・
評価検討会（第４回）
資料4
（第3回資料4を一部改定）

福島第一原子力発電所
３号機燃料取り出し用カバーの
構造強度及び耐震性について

平成２５年2月21日
東京電力株式会社

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1．施設概要と要求機能
2．構造概要
3．設計概要
4．解析モデル
5．耐震性に対する検討結果
6．建屋損傷の反映状況と今後の対応
・　コメント回答
・　参考資料

東京電力 TEPCO

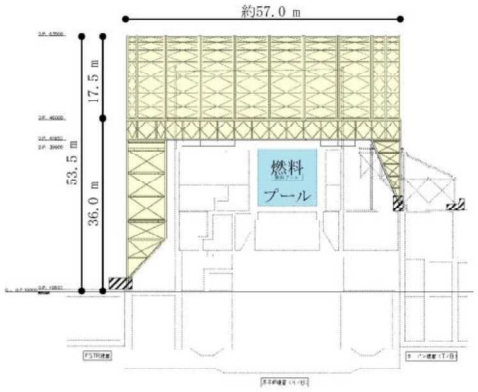
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

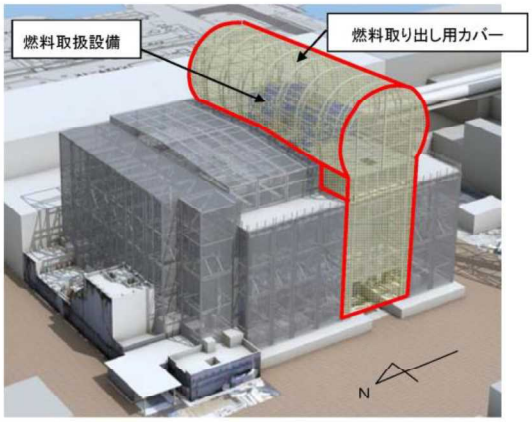
1．施設概要と要求機能

（1）施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5m の鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。



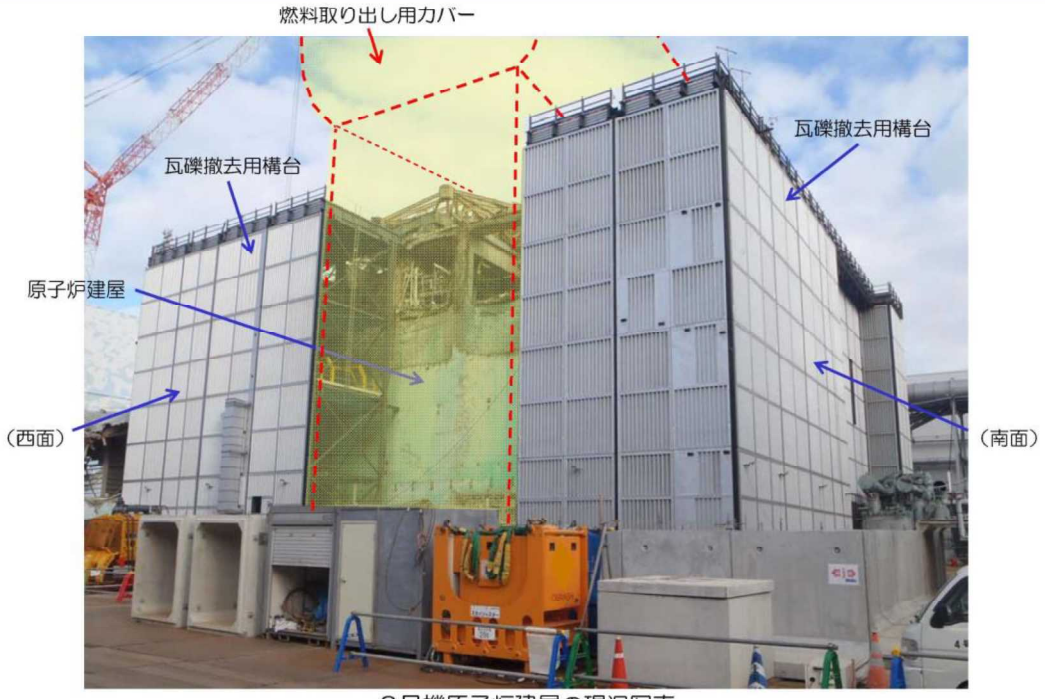
東西断面図



完成イメージ図（北西側外観）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1．施設概要と要求機能



3号機原子炉建屋の現況写真
（南西面、2013年1月8日撮影）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

1．施設概要と要求機能

（2）要求機能

1．作業環境保持

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る構造とする。

2．飛散・拡散抑制

外周覆いの隙間を低減し、排気設備によりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる構造とする。

3．燃料取扱設備の支持

燃料取扱設備を支持できる構造とする。

（3）使用期間

ロードマップに示した燃料取り出し作業に支障がない期間とする。

ロードマップ（2012年7月）



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．構造概要

（1）構造概要

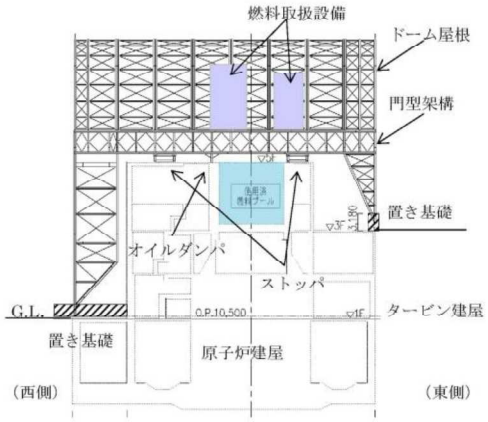
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 軽量の鉄骨トラス構造を採用し、建屋上部に予め大組みした鉄骨ブロックをクレーンで吊り込むことで、現地作業の低減をはかる。
- 建屋との取り合い部は、アンカー等による固縛が不要な構造とし、現地作業の低減をはかる。

② 建屋１、３階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱い設備を支持する門型架構を構築する。

③ 門型架構の中央部にはストッパおよびオイルダンパを配置し、地震時の建屋との一体挙動を確保する。

④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。

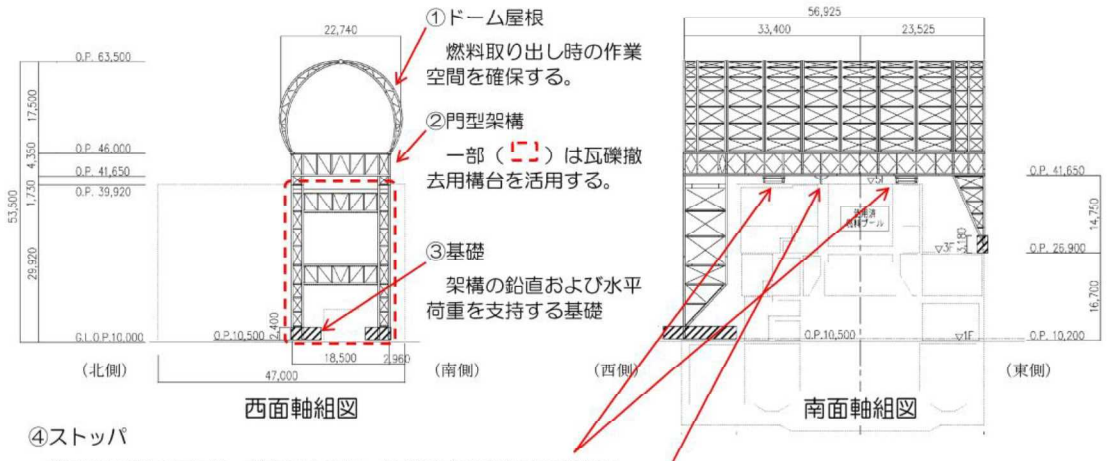


東西断面図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

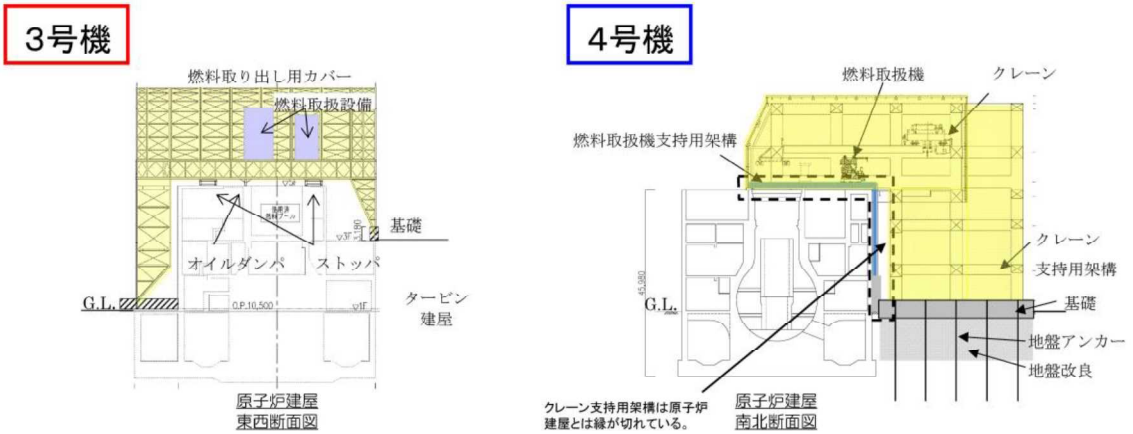
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

2. 構造概要



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

2. 構造概要 （2）４号機との比較



放射線量の高い作業環境（数m～数百mSv/h）	⇔	放射線量の比較的低い作業環境（1.0mSv/h程度）
軽量の鉄骨トラス構造物とし、建屋上部に設置	⇔	大型の鉄骨柱・梁構造物とし、建屋と分離設置
小型の基礎、ストッパ等を介し建屋と一体化	⇔	地盤改良等による独立基礎で支持
		建屋と一体の燃料取扱機支持用架構を別途設置

現地作業を低減し作業員の被ばくを最小限とする

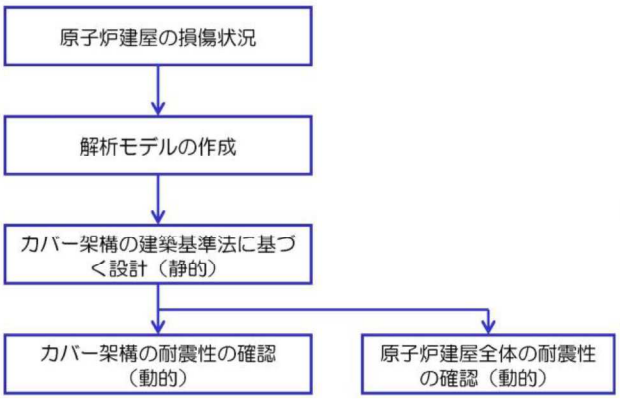
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

3. 設計概要

設計方針

- 耐震クラスは、燃料取り出し用カバーは安全機能を有しないため定めない。
- 設計は、建築基準法（地震*1、風圧力*2、積雪）に基づく。
- 基準地震動Ssに対して耐震性*3を確認する。



*1：建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

*2：基準風速30m/s（10分間平均風速、最大瞬間風速50m/s相当）

*3：原子炉建屋、使用済み燃料プールおよび使用済み燃料貯蔵ラックに波及的影響を与えないこと。

（注記）その他の荷重に対する考え方

津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

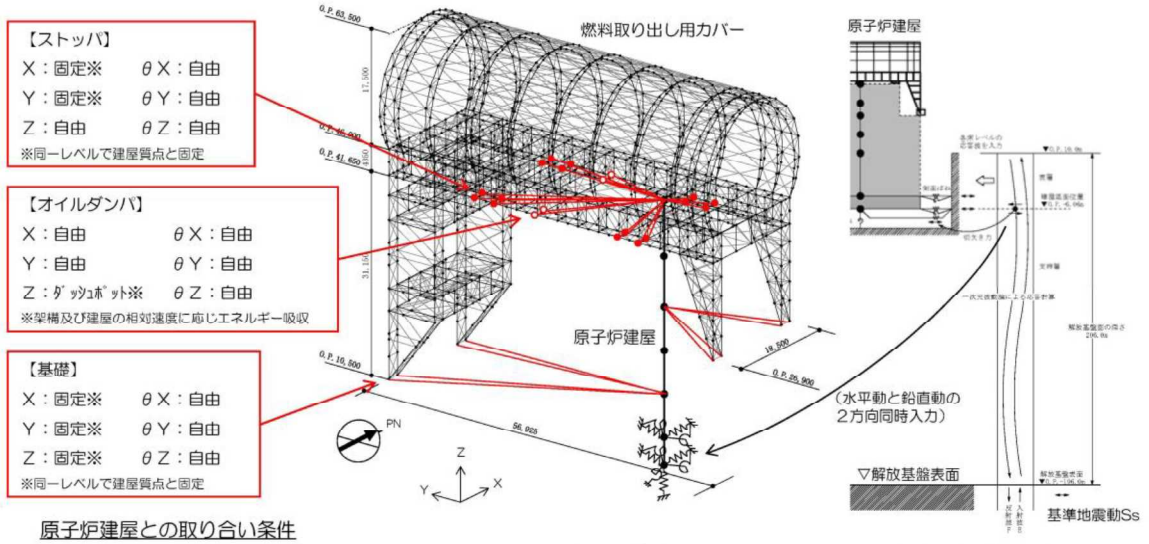
暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

4. 解析モデル

基準地震動Ssに対する耐震性評価モデル

- 立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続したモデルとし、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。



原子炉建屋との取り合い条件　　解析モデル　　入力動の概念図

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（1）架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下	OK
オイルダンパ	相対変位	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	0.59	1.0以下	OK

（2）原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3}以下	OK

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

（1）建屋損傷の反映状況

・外壁　：損傷状況を解析モデルに反映

・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認



①西面



②東面

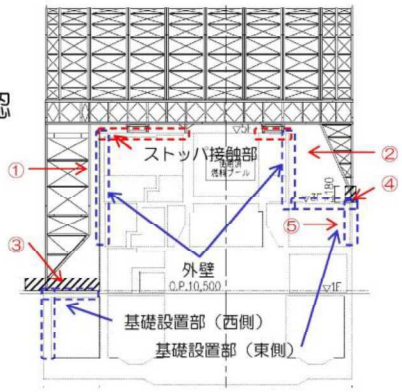
外壁



③基礎設置部（西側）



④基礎設置部（東側、外部）





⑤基礎設置部（東側、内部）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

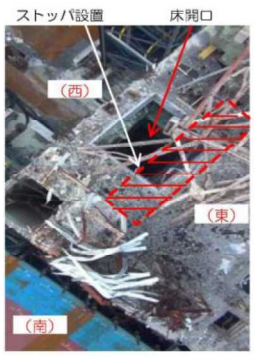
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

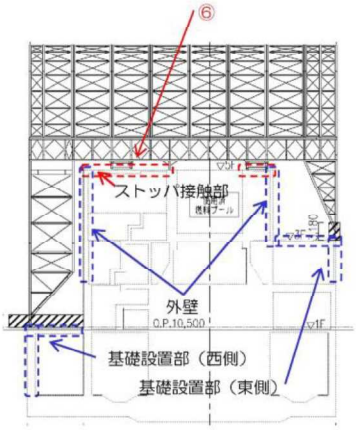
・ストッパ接触部：瓦礫撤去後にカメラ等による無人調査を予定

（2）今後の予定

今後、燃料取出し開始前に、瓦礫撤去後予定する建屋オペフロ床の調査結果を基に、安全性の再確認を実施する。



⑥ストッパ接触部（南西部）





無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

コメント回答①

①使用期間と設計のクライテリアは密接に関係することから、３号機燃料取り出し用カバーの使用期間を明確に記載すること。仮に、燃料取り出し後も継続使用するのであれば、竜巻、あるいは地震・津波に関わる新安全設計基準にどのように対応するつもりなのかを明確にすること。

使用期間

３号機燃料取り出し用カバーの使用期間は、ロードマップに示した「使用済み燃料」取り出し作業に支障がない期間（2017年度頃まで）としている。

その後に計画している「デブリ燃料」取り出し作業に関しては、別の構造体を構築することを想定している。当該構造体については、別途申請する予定である。

ロードマップ（2012年7月）



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

コメント回答②

②ＪＳＣＡのクライテリア（層間変形角１／７５、層の塑性率４以下、部材の塑性率５以下を満足すること）については、一般の建築物に採用するクライテリアであるため、使用期間及び耐震安全性の観点から、リスク評価の観点から検討し、燃料取り出し用カバーの設計に適用して支障ないことを説明すること。特に、①とも関係し、ドーム屋根の塑性率に対する検定比が0.90となっていることは、仮に損傷を受けた場合に、補修方法も含めて問題がないか説明すること。

1．評価には、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアを用いている。

日本建築センターのクライテリアは、層間変形角１／１００以下、層の塑性率２以下、部材の塑性率４以下とされており、これを越える場合には、水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認するものとされている。

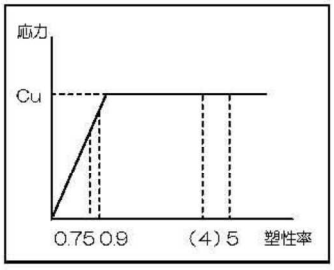
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答②

2．評価結果は、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアに対し十分余裕がある結果となっており、十分な耐震安全性を確保している。

部位	評価項目	最大応答値	評価クライテリア	耐震余裕
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下 （1/100以下）	9.6倍 （7.2倍）
門型架構	塑性率	0.75	5以下 （4以下）	6.6倍 （5.3倍）
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下 （4以下）	5.5倍 （4.4倍）

（注）（ ）は、日本建築センター「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」の判定基準に基づく値を示す。



門型架構、ドーム屋根の最大塑性率

（注）Cuは、建築学会鋼構造設計規準、建築基準法告示を基に算定した座屈荷重

3．本構造物の使用期間は、前述の通り一般の建築物に比べ短い。

⇨ 2つのクライテリアを用いること、両者のクライテリアに対し十分余裕があること、使用期間が一般の建築物に比べ短いことから、３号機燃料取り出し用カバーの耐震性評価に適用して支障がないと考えている。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

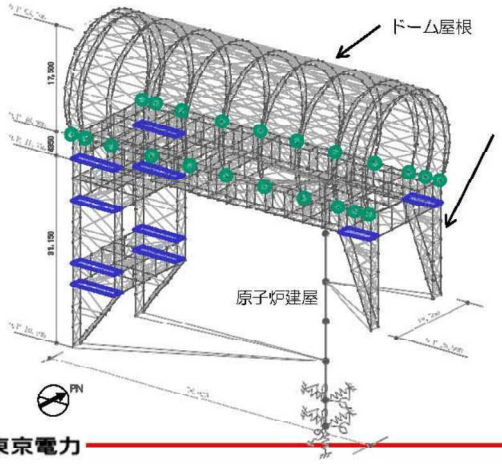
コメント回答③

③鋼構造において接合部等の詳細設計は耐震安全性を判断する上で重要な審査項目であるので、接合部等の詳細設計結果を追加報告すること。

1．接合部の設計方針

・原則として、保有耐力接合（接合部で破断させない設計）とする。

・高線量下での作業となる一部の現地接合部については、発生応力に対する強度設計を行う。（強度余裕確保）



現地接合箇所	接合部設計方針
：門型架構現地接合部（柱部）	発生応力に対する強度設計
：ドーム屋根現地接合部（脚部）	
無印：その他の接合箇所	⇨ 保有耐力接合

（注）「保有耐力接合」：母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部破断耐力>母材耐力」となるように破断の検討を行うこと

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答③

2．基準地震動Ssに対する接合部の検討結果

架構	検討部位	設計	検定比（最大箇所）	耐震余裕
門型架構	現地接合部（柱部）	発生応力に対する強度設計	0.60≦1.0（フランジプレート）	1.6倍
ドーム屋根	現地接合部（脚部）	発生応力に対する強度設計	0.36≦1.0（スプライスプレート）	2.7倍
門型架構 ドーム屋根	その他の接合部	保有耐力接合	接合部では破断しない	

（注）検定比＝発生応力／接合部破断耐力

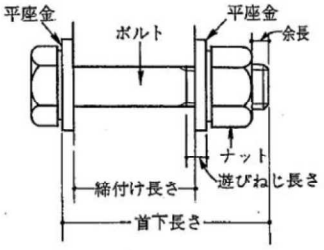
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答④

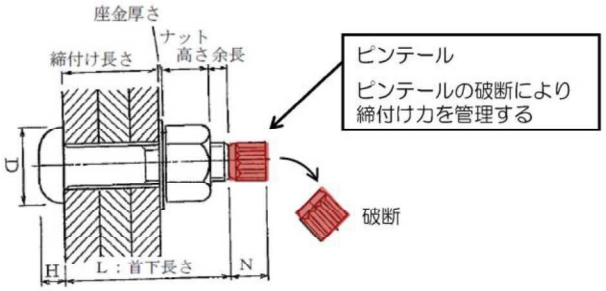
④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

1．有人にて現地作業が行えるよう、除染、遮へいにより作業環境を確保する。

2．ボルト接合部については、短時間の現地作業によって安定した品質確保及び品質管理が可能なトルシア型の高力ボルト接合工法を採用する。



一般的なボルトの例



今回採用を予定しているトルシア型高力ボルト

3．施工品質の管理は、作業完了後に、施工会社（協力会社）が現場環境を考慮し、全数確認（遠隔操作室からのカメラまたはその他のカメラ、あるいは目視）を実施し、東京電力は抜き取りで確認を実施する。

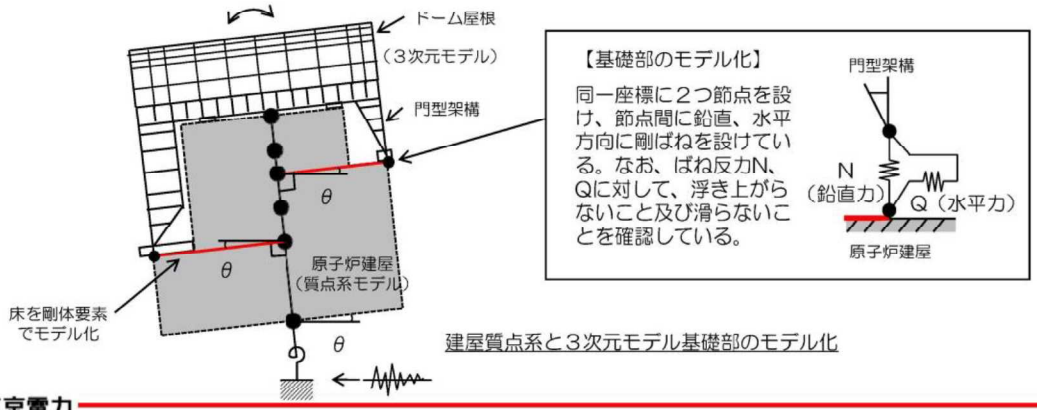
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑤

⑤燃料取り出し用カバーの３次元モデルと原子炉建屋の質点系モデルを連成した地震応答解析モデルにおいて、原子炉建屋の剛体的なロッキング運動による燃料取り出し用カバーへの影響（架構基礎部からの鉛直動入力及び柱脚基礎部の相対変位）を反映されていることについて説明すること。

・建屋のロッキング運動による影響を摸擬するため、距離効果を表現できる剛体要素で建屋質点系モデルと３次元モデルの基礎部を連結する。

・さらに、基礎との連結部には鉛直と水平方向に剛ばねを設け、建屋から架構基礎への入力伝達が表現できる境界条件となっている。



建屋質点系と３次元モデル基礎部のモデル化

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

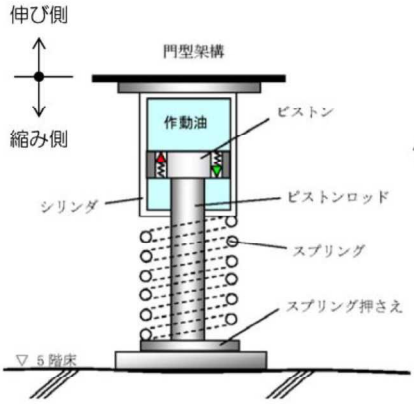
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

コメント回答⑥

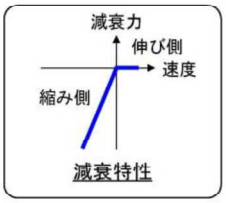
⑥オイルダンパーの機構が分かりにくいので確認したい。資料に示された復元力特性は、横軸が速度で良いかについて確認したい。

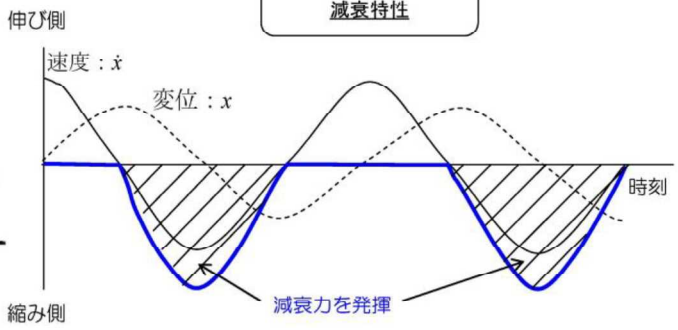
オイルダンパの減衰特性の横軸は速度を示している。

オイルダンパは、地震時に上下方向の縮み側に変形する場合に減衰力が発生し、伸び側に変形する場合にフリーとなる機構を有している。



オイルダンパ概念図





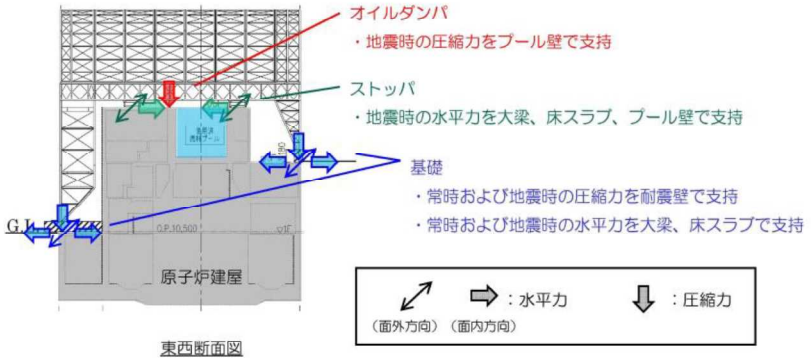
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑦

⑦今回設置する構造物の荷重が原子炉建屋にどのようにかかるのか。建屋カバー（燃料取り出し用カバー）を考慮した場合と考慮しない場合の建屋の耐震上の余裕の変化を主要な部分についてまとめて示して欲しい。

・燃料取り出し用カバーからの荷重は、ストッパ接触部、オイルダンパ接触部、基礎設置部から原子炉建屋に作用する。

・接触部の原子炉建屋躯体については、耐震安全性を確認している。（構造強度 p.43、耐震性p.67）



東西断面図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

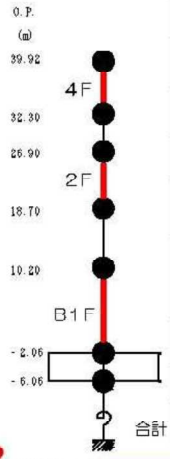
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

コメント回答⑦

・カバー設置前後の、原子炉建屋重量および、建屋の主要な耐震安全指標として、基準地震動Ssによる耐震壁の評価結果を以下に示す。

・原子炉建屋に対して、カバー設置による影響はほとんど見られない。

原子炉建屋質点重量の比較



質点重量 W (kN)		設置後
カバー設置前	カバー設置後	設置前
78,130	87,590	1.12
119,490	119,490	1.00
109,640	111,340	1.02
130,160	130,160	1.00
226,760	253,710	1.12
301,020	301,020	1.00
127,000	127,000	1.00
1,092,200	1,130,310	1.03

耐震壁の耐震安全性評価結果（単位：$\times 10^{-3}$）

部位	最大応答せん断ひずみ		評価クライテリア
	カバー設置前	カバー設置後	
4F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
2F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
B1F	0.09 (44.4)	0.10 (40.0)	4.0

注）（ ）内は裕度（評価クライテリア／最大応答値）を示す。

（出典）カバー設置前の数値は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社、平成23年7月13日による。

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

コメント回答⑧

⑧燃料取り出し用カバー東側の２つの支点を支える置き基礎の直下、あるいはダンパの直下の既存コンクリート接触部の鉛直耐力は局所的な損傷等を考慮し十分な余裕を見ているか。あるいは補強などは行わないのか。

・燃料取り出し用カバーの基礎およびオイルダンパの支点は、直下に強固な耐震壁（オイルダンパ部はプール壁）のある部分に設定している。

・Ｓｓ地震時の評価結果は、以下に示す通り３倍以上の余裕のある結果となっている。

原子炉建屋接触部の耐震安全性評価結果

部位	検討用応力 (kN)	耐力 (kN)	耐力比	裕度
東側基礎	7130	25900	0.29	3.1
オイルダンパ	1250	6620	0.19	5.2

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

コメント回答⑨

⑨東側置き基礎の滑り摩擦抵抗は直下に接する既存コンクリート部の損傷、凹凸など考慮したものになっているか。

・基礎は現地で既存コンクリート上部にコンクリートを流し込む方法で構築している。従って、凹凸などに対し密着性を確保している。

・日本建築学会「現場打ち同等型プレキャストコンクリート構造設計指針(案)・同解説（2002）」に様々な条件下での摩擦係数が規定されている。今回の基礎底面の摩擦抵抗は凹凸などは考慮せず、コンクリートーコンクリート間に相当すると考え、摩擦係数として0.6を採用している。

境界面の状態	摩擦係数
コンクリートーコンクリート間	0.6
目荒ししたコンクリートーコンクリート間	1.0
一体で打設したコンクリートーコンクリート間	1.4

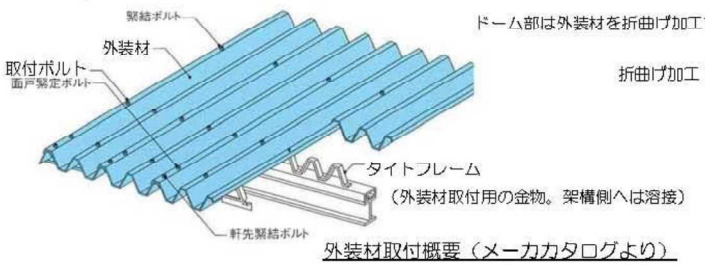
・なお、米国規準（ＡＣＩ 318）でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑩

⑩燃料取り出し用カバーの外装材の耐震性は大丈夫か（地震時の層間変形に対して安全な構法か、特に東西面の円形部分）。

・外装材は下図に示す通り、ボルトを用いてタイトフレームを介して直接架構に取付ける納まりとなっている。



外装材取付概要（メーカカタログより）

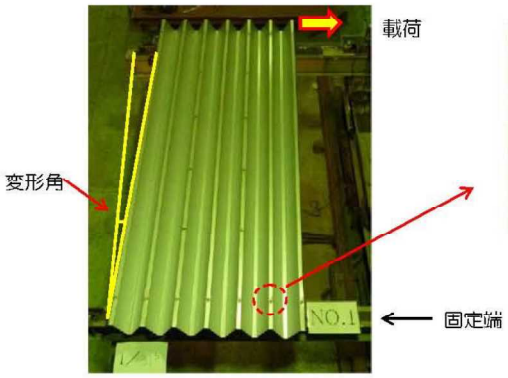


ドーム部外装材　加工試作

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑩

・変形に対する外装材の追従性の確認試験を行い、外装材の変形角1/30でも外装材は外れず、地震時の変形に対して追従性があることを確認している。



外装材せん断試験結果（変形角1/30）



（損傷なし）

取付け部詳細

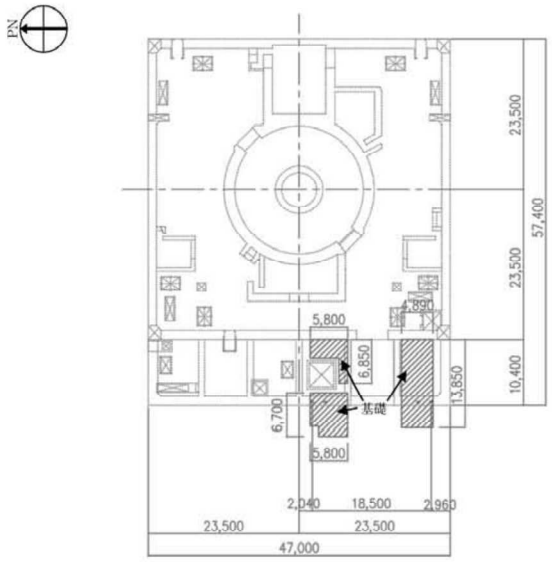
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

【参考資料】

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考１　構造概要

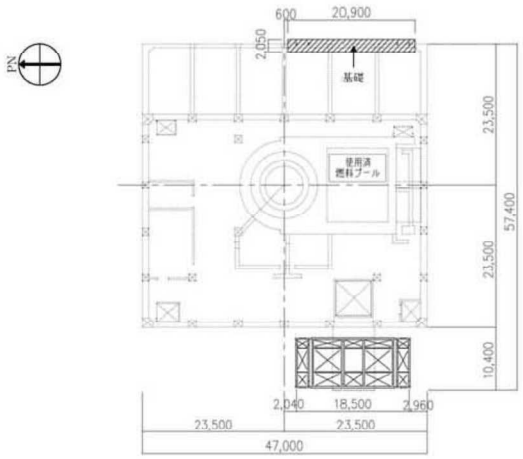


（a）　基礎伏図（O.P.10,500 原子炉建屋１階レベル+300mm）

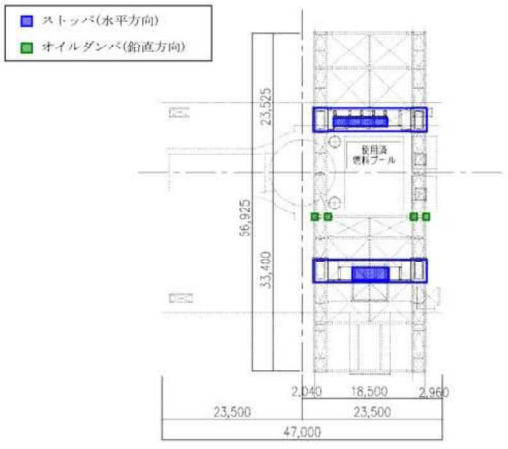
燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　構造概要



（a）　基礎伏図（O.P.26,900　原子炉建屋３階）



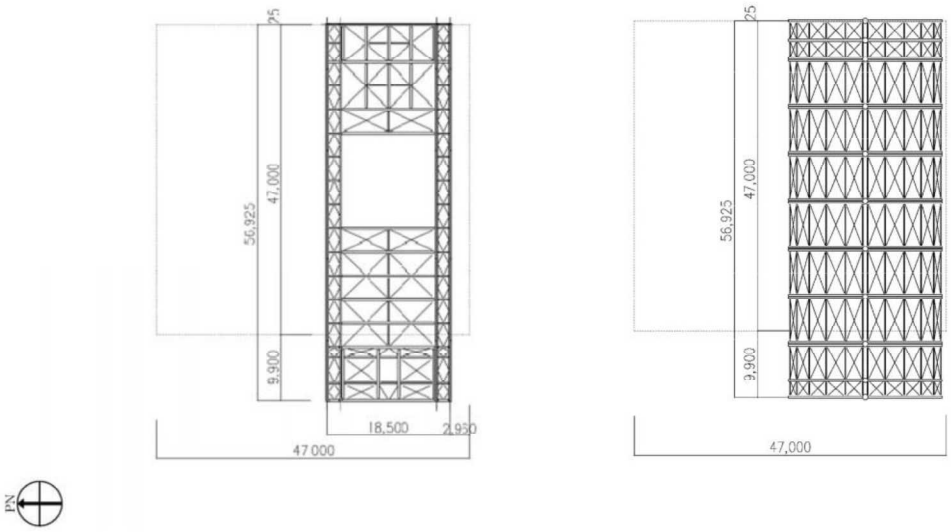
（b）　梁伏図（O.P.26,900　原子炉建屋５階）

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考１　構造概要

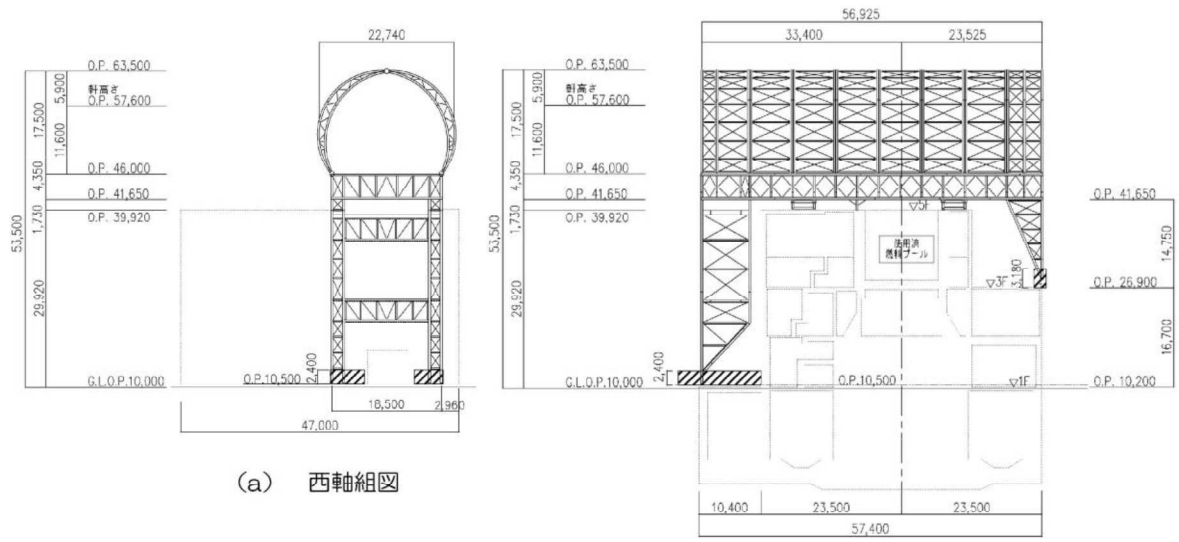


（a）　架構ガーダー部平面図（O.P.46,000 ）　　（b）　屋根伏図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　構造概要

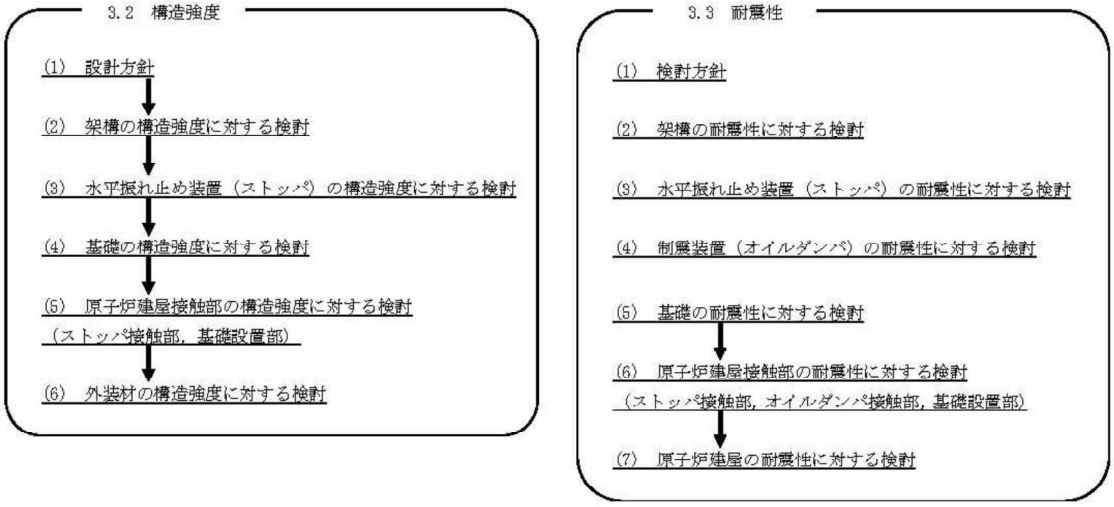


（a）　西軸組図　　（b）　南軸組図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考２　検討フロー



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（1） 設計方針

1）使用材料及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m³)
架　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基　礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　(単位：N/mm²)

	長期			短期		
設計基準強度＝24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	—	0.73	16.0	—	1.095

鉄筋の許容応力度　(単位：N/mm²)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29未満	215	195	345	345
	D29以上	195			

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
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記Fの値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B，STK490	325	
—	STKT590	440*	

＊「JIS G 3474-2008」による

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力（WL）

建築基準法施行令第87条に基づき，基準風速を30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

建物高さ* H (m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	ガスト影響係数 Gf	建物高さと粗度区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m²)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

※：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定する。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

Qi　：水平地震力（kN）
n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）
　　建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。
Ci　：地震層せん断力係数
Z　：地震地域係数（Z=1.0）
Rt　：振動特性係数（Rt=1.0）
Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、
　　原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）より求める。
C_o　：標準せん断力係数（C_o=0.2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

i層の水平震度は下式より算定する。

$$Pi = Q_i - Q_{i-1}$$

$$ki = Pi / wi$$

Pi　：当該階とその直下の水平地震力の差（kN）
wi　：各階重量（kN）

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋1階、3階及び5階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第1389号に基づく1.0に1.5を乗じて用いる。表3.2-7に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

水平地震力の算定結果

標高 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	NS方向		EW方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

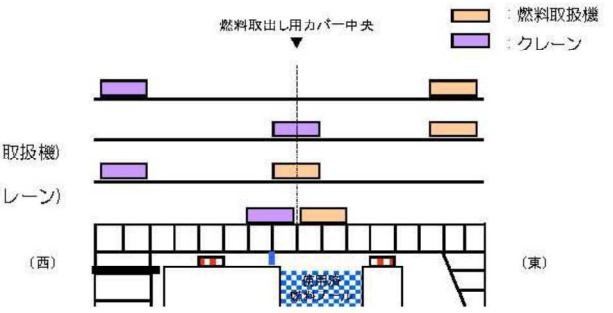
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

位置A：両端
位置B：中央(クレーン)+東端(燃料取扱機)
位置C：中央(燃料取扱機)+西端(クレーン)
位置D：中央



燃料取扱設備の位置

燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS) *2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS) *2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW) *2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW) *2	

＊1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は上図に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。
＊2：地震荷重はNS方向及びEW方向を考慮する。
＊3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。
ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

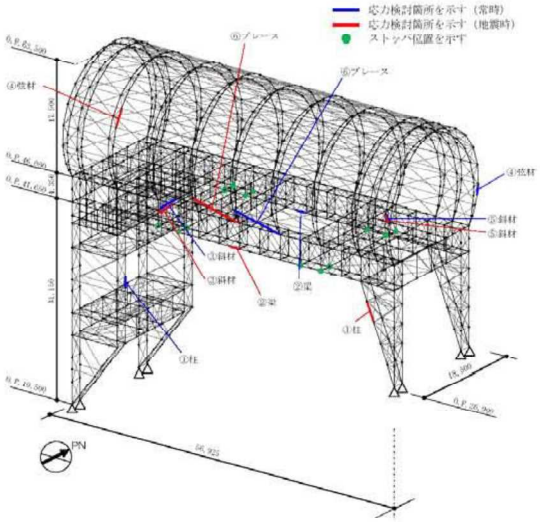
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

１）解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。下図に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。



解析モデル図（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

２）断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，検討を行う。

全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部　位*1			部材形状 (mm) ＜使用材料＞	荷重ケース（位置）*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型架構	①	柱	H-350×350×12×19 ＜SM490＞	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O.K.
	②	梁	H-350×350×12×19 ＜SM490＞	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75×6.5×10 ＜SM490＞	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O.K.
ドーム屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 ＜STKT590＞	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 ＜STK490＞	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 ＜STK490＞	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O.K.

*1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

*2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

２）断面検討

断面検討結果（地震時）

部　位*1			部材形状 (mm) <使用材料>	荷重ケース （位置）*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 <SM490>	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 <SM490>	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 <SM490>	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O.K.
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 <STKT590>	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O.K.

＊1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

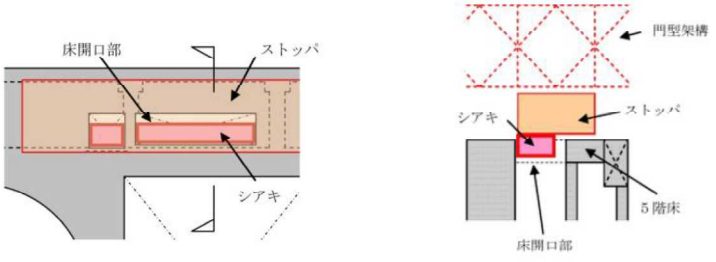
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（３） 水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，設置前において，本説明書で想定しているように，施工に十分な状況かどうか，雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら，可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



（a）　伏図　　（b）　断面図

ストッパ概要図

全てのストッパに対する応力比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（４）基礎の構造強度に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。
なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，0.6とする。
基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚（北側）	E1（C）	1990	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C（D）	2410	5270	0.46	O.K.
	E4（D）	2430	4580	0.54	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

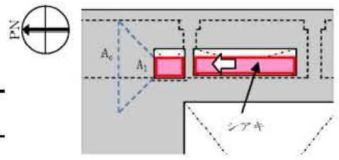
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（５）原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

１）ストッパ接触部

ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。
全てのストッパ接触部に対する応力比が1以下になることを確認した。



ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2（B）	3980	10300	0.39	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。
全ての基礎設置部に対する応力比が1以下になることを確認した。

壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚（南側）	C（B）	4280	12900	0.34	O.K.
	E1（B）	6540	25900	0.26	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

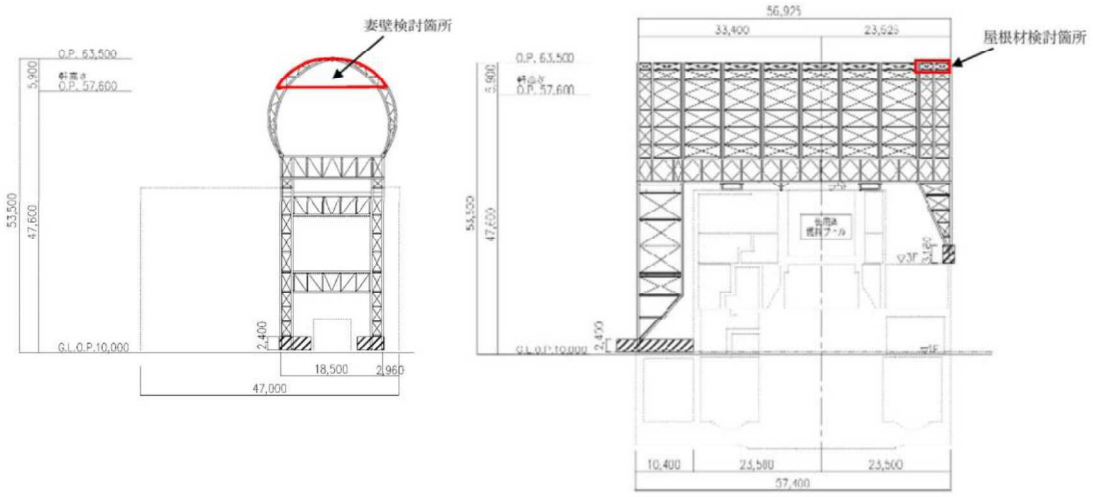
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考３　構造強度

（６）外装材の構造強度に対する検討

１）検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。



外装材検討箇所（単位：mm）

参考３　構造強度

（６）外装材の構造強度に対する検討

３）外装材の強度検討

全ての外装材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面2次モーメント	断面係数	断面2次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m²)	I_x (cm⁴/m)	Z_x (cm³/m)	I_x (cm⁴/m)	Z_x (cm³/m)
0.8	118	360	43.6（13.1*）	347	40.6（12.2*）

＊：括弧内の数値は折曲加工部を示す

応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm²)	許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O.K.
妻壁	109	205*	0.54	O.K.

＊：「JIS G 3321-2010」による

（注）ドーム屋根外装材については、設計風圧力の約４倍の耐力を有することを試験により確認している。

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考４　耐震性

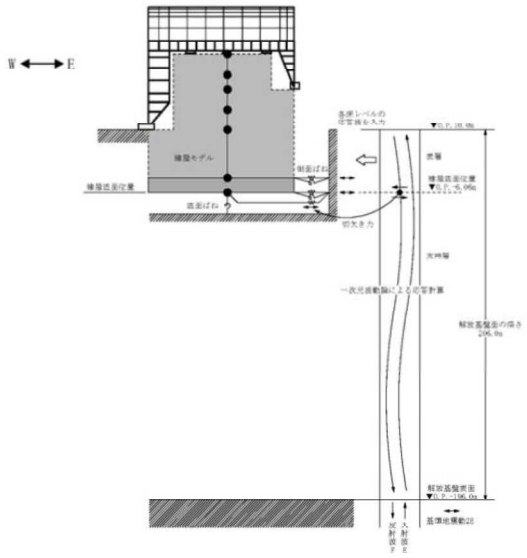
（１）検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動Ssに対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

（２）架構の耐震性に対する検討

１）解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「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」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを用いる。



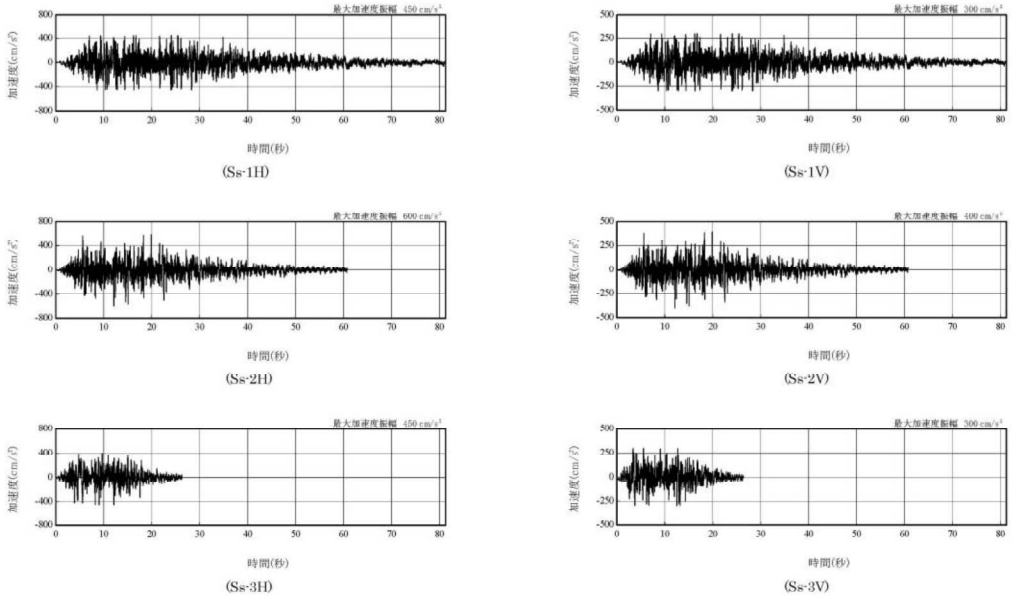
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

１）解析に用いる入力地震動



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)

解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(鉛直方向)

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

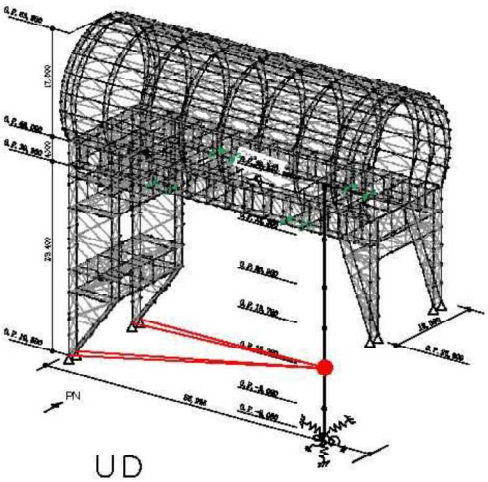
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

１）解析に用いる入力地震動

建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

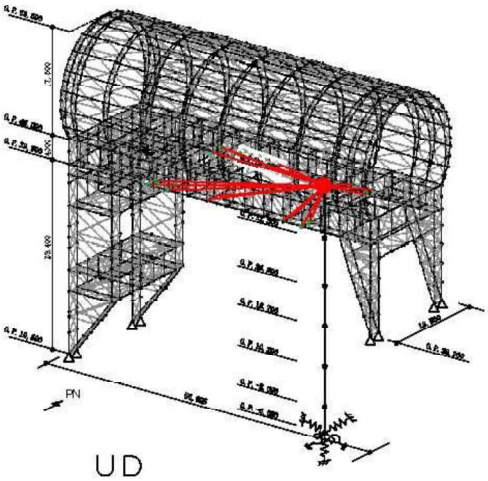
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

１）解析に用いる入力地震動

建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

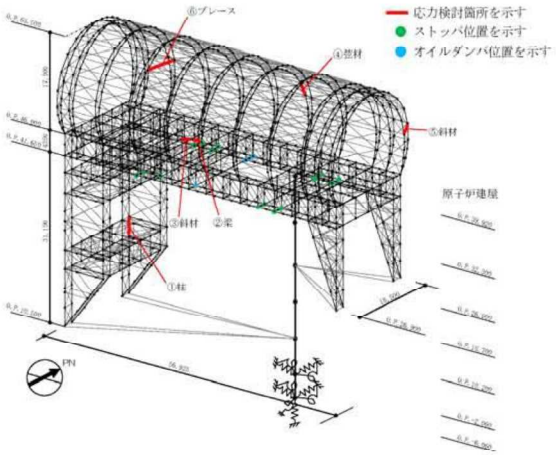
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した下図に示すモデルとし，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。ストッパ取り付き部は原子炉建屋5階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の5階床上面4箇所に門型架構と5階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。



地震応答解析モデル（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる物性値を下表に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映したP38に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号　1991年3月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ(kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400,SM490A STK490,STKT590

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 O.P.(m)	質点重量* W(kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^6$ kN·m²)	せん断断面積 As(m²)	断面二次モーメント I(m⁴)
39.92	72990	7.695		
32.3	119490	23.833	145.3	9598
26.9	111140	20.458	146.1	29271
18.7	130160	23.958	237.3	56230
10.2	252510	46.488	208.6	60144
-2.06	301020	55.417	458.7	112978
-6.06	127000	23.379	2697.8	496620
合計	1114310			

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%

＊　「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量12800kN及びドーム屋根重量3200kNは含まない）

地盤定数は，「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」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）と同様とする。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねを評価した。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

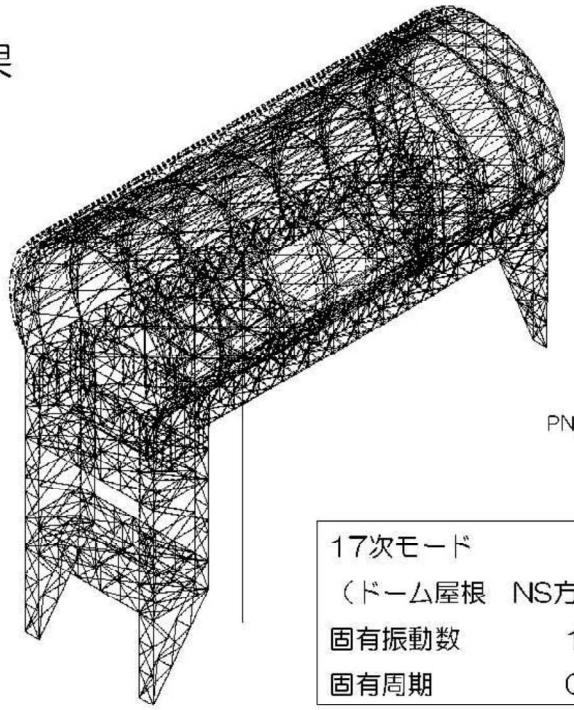
２）地震応答解析モデル
固有値解析結果

次数	固有振動数 (Hz)	固有周期 (秒)	刺激係数 NS方向 (X方向)	刺激係数 EW方向 (Y方向)	刺激係数 UD方向 (Z方向)	備考
17	1.35	0.742	3.034	-0.001	-0.019	ドーム屋根NS方向1次
25	1.78	0.561	-0.056	2.478	0.422	ドーム屋根EW方向1次
33	2.53	0.396	2.914	-0.031	-0.045	門型架構・原子炉建屋NS方向1次
34	2.65	0.377	-0.111	-7.751	-0.073	門型架構・原子炉建屋EW方向1次
35	2.94	0.340	2.165	-0.950	4.500	門型架構UD方向1次
54	4.30	0.233	-0.428	0.038	-40.498	原子炉建屋UD方向1次

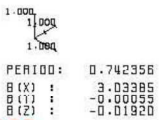
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



17次モード
（ドーム屋根　NS方向　1次）
固有振動数　　1.35　Hz
固有周期　　0.742 秒

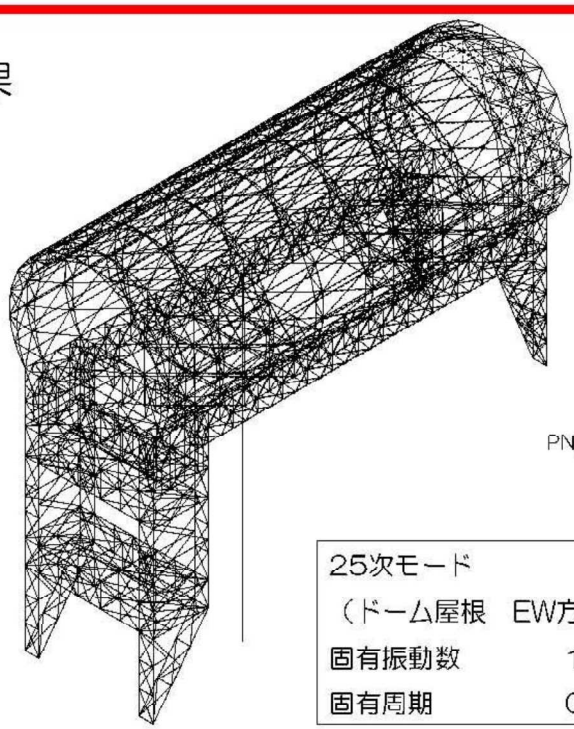


東京電力 TEPCO

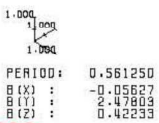
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



25次モード
（ドーム屋根　EW方向　1次）
固有振動数　　1.78　Hz
固有周期　　0.561 秒

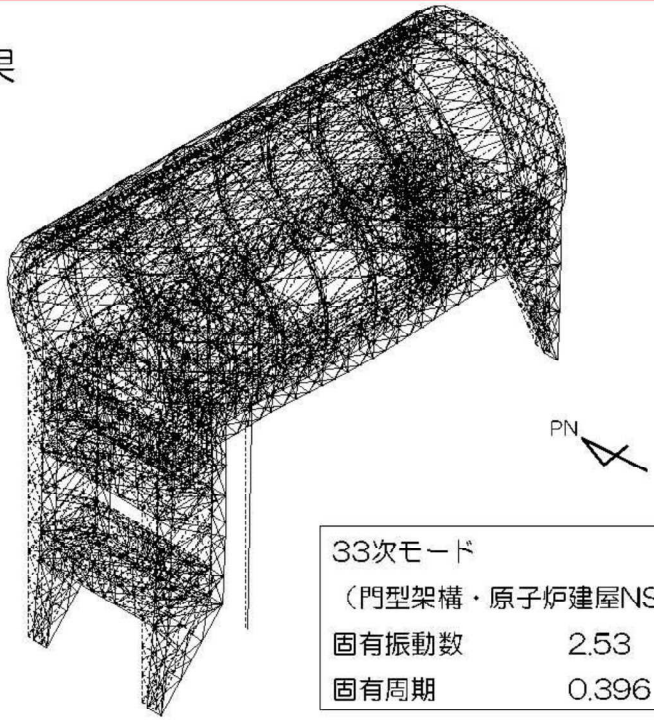


東京電力 TEPCO

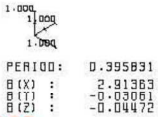
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



33次モード
（門型架構・原子炉建屋NS方向1次）
固有振動数　2.53　Hz
固有周期　0.396 秒

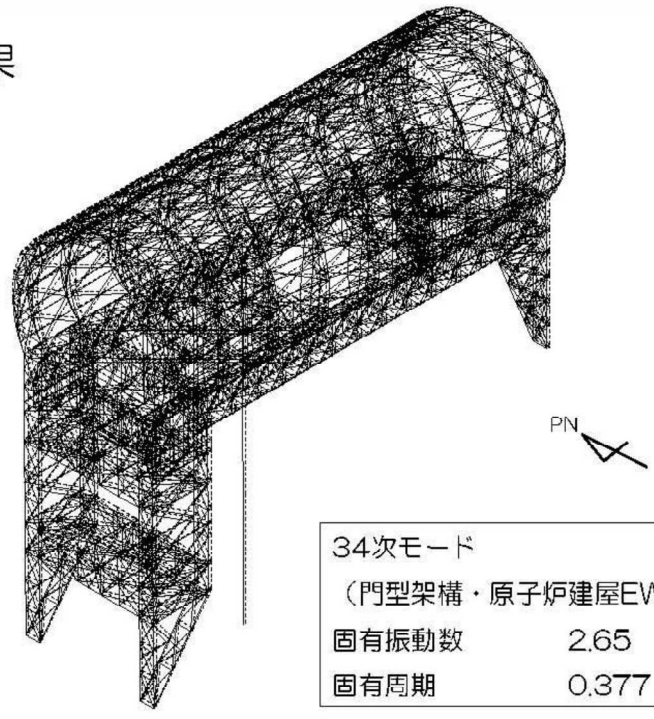


東京電力 TEPCO

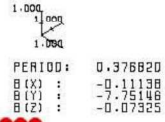
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



34次モード
（門型架構・原子炉建屋EW方向1次）
固有振動数　2.65　Hz
固有周期　0.377 秒

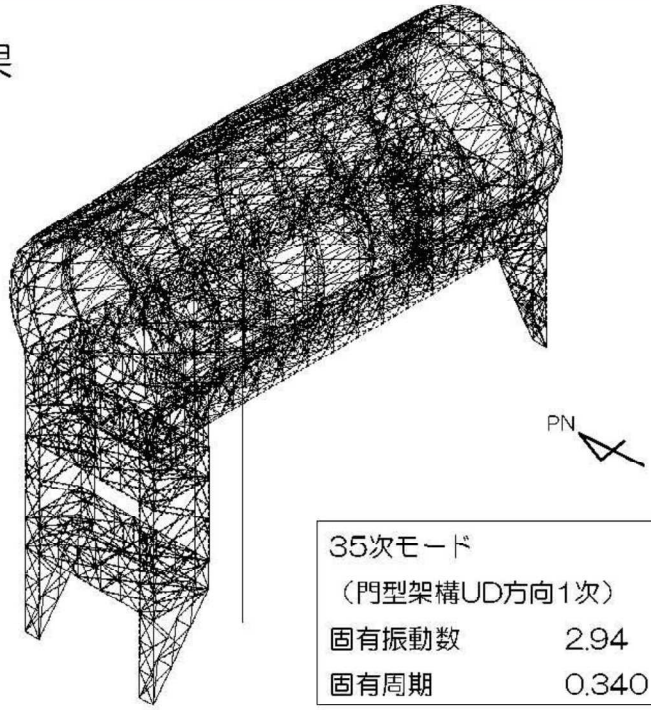


東京電力 TEPCO

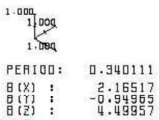
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



35次モード
（門型架構UD方向1次）
固有振動数　2.94　Hz
固有周期　0.340 秒

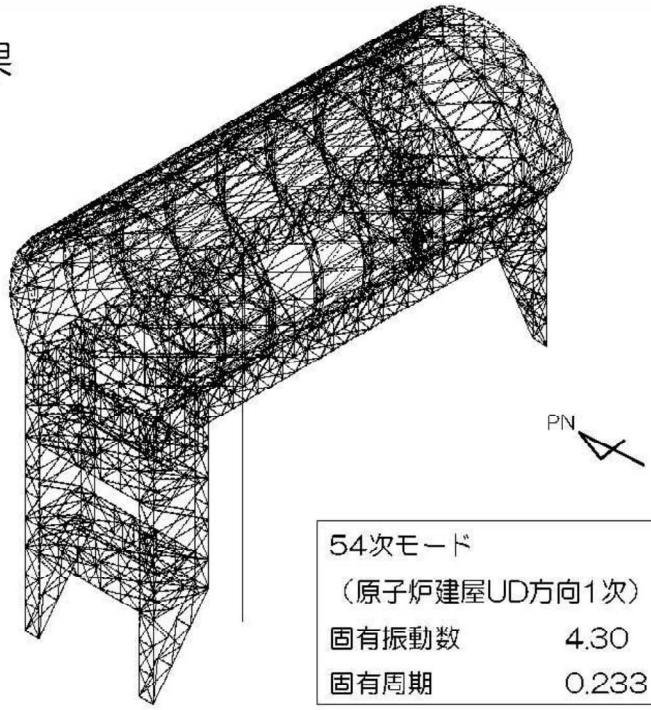


東京電力 TEPCO

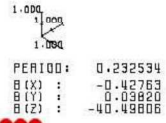
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



54次モード
（原子炉建屋UD方向1次）
固有振動数　4.30　Hz
固有周期　0.233 秒



東京電力 TEPCO

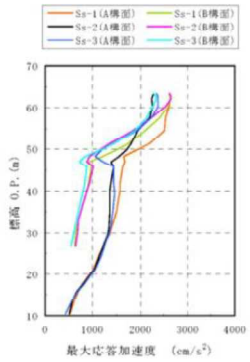
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

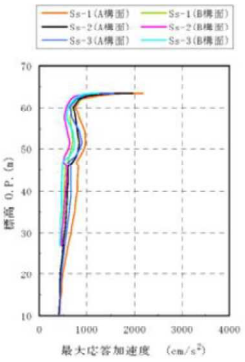
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

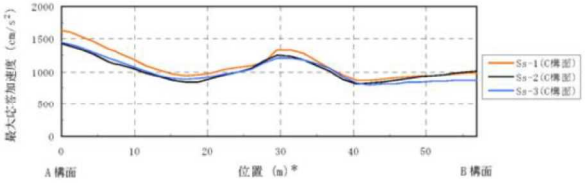
３）地震応答解析結果



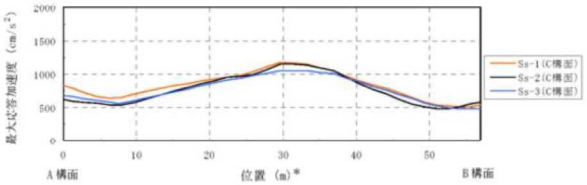
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

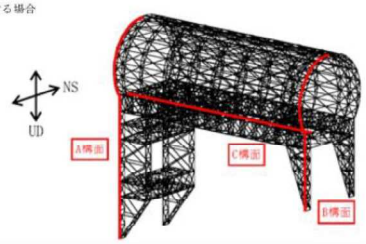


水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す
＊：位置は A 構面側からの距離を示す



最大応答加速度分布

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

門型架構は，JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75以下，層の塑性率は4以下，部材の塑性率は5以下」＊）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。
なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成19年7月20日）に示されるクライテリア（層間変形角は1/100以下，層の塑性率は2以下，部材の塑性率は4以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第604号，2006年6月

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・層間変形角の検討

最大応答層間変形角は1/75以下となりクライテリアを満足することを確認した。

最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答値	クライテリア	判定
東側 O.P.46.00(m) ～O.P.26.90(m)	Ss-1	NS（A）	1/820	1/75	O.K.
		EW（B）	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（B）	1/990	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（B）	1/990	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1000	1/75	O.K.
西側 O.P.46.00(m) ～O.P.10.50(m)	Ss-1	NS（A）	1/720	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（C）	1/860	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（C）	1/800	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1800	1/75	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・塑性率の検討

全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

耐力比の検討結果

部位＊1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向（位置）＊2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

＊1：①～⑥の符号はP36の応力検討箇所を示す
＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

C　：部材軸方向の圧縮力の最大値
Cu：座屈耐力
T　：部材軸方向の引張力の最大値
Tu：引張耐力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

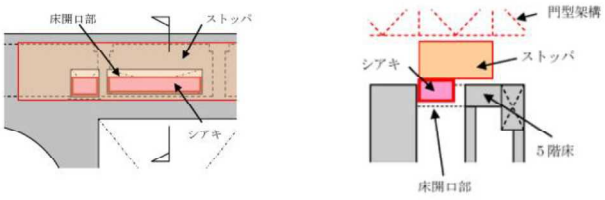
（３）水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

全てのストッパに対する耐力比が1以下になることを確認した。

ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）	最大応答ストッパ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW（D）	3970	9480	0.42	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a)伏図　　(b)断面図

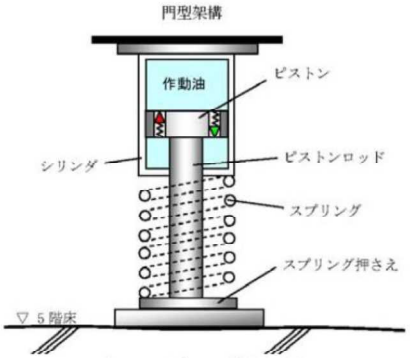
ストッパ概要図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（４）制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。



オイルダンパ概念図

オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位（mm）	Ss-3	NS（D）	72	±100	O.K.
オイルダンパ速度（m/s）	Ss-1	NS（D）	0.48	1.00	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（５）基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認した。

１）基礎浮き上がりの検討

基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚（北側）	Ss-3	NS（C）	227	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）基礎すべりの検討

基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW（D）	2810	4780	0.59	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（６）原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

１）ストッパ接触部

最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大ストッパ水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS（C）	10400	19600	0.54	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）オイルダンパ接触部

最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW（D）	2810	4780	0.59	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

３）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚（南側）	Ss-3	NS（B）	7430	25900	0.29	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

１）検討方針

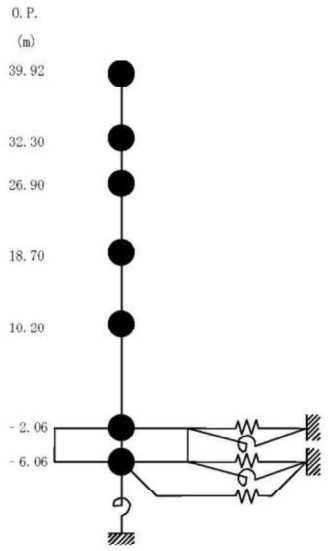
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

２）原子炉建屋の地震応答解析

・入力地震動　基準地震動Ss

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，右図に示すように質点系でモデル化し，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。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

２）原子炉建屋の地震応答解析

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times10^5$ kN·m^2)	
		水平(NS)方向	水平(EW方向)
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

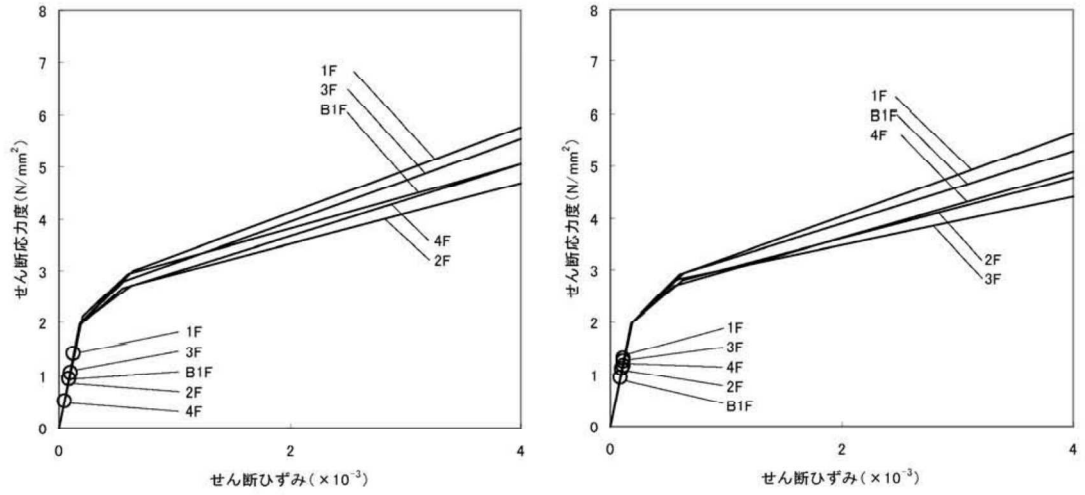
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果

地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。



(a) NS方向　　(b) EW方向

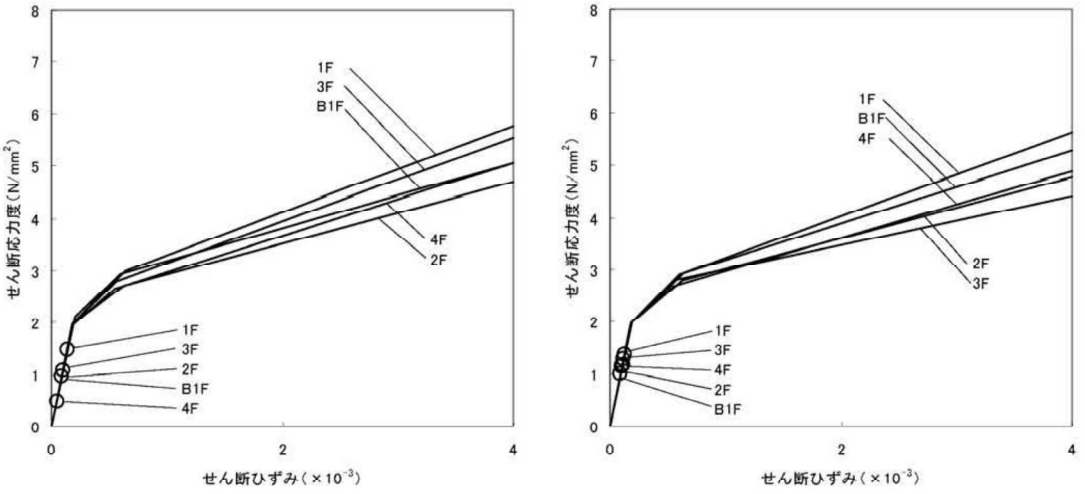
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果



(a) NS方向　　(b) EW方向

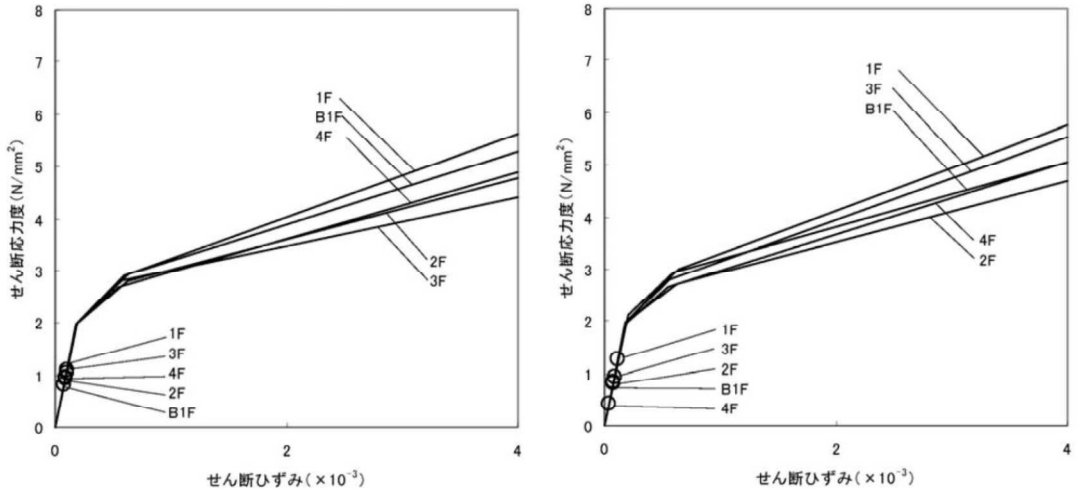
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果

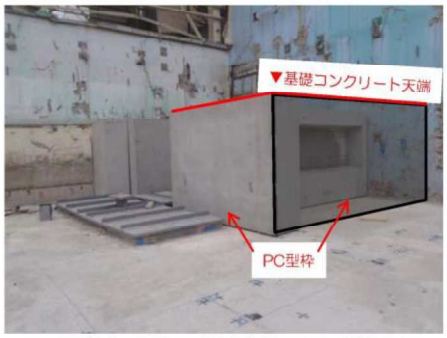


(a) NS方向　　(b) EW方向

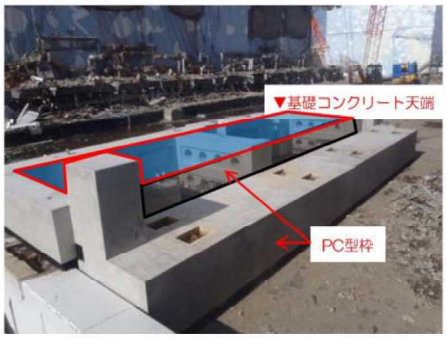
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　瓦礫撤去用構台基礎の施工状況



瓦礫撤去用構台西側基礎部　PC型枠設置



瓦礫撤去用構台東側基礎部　PC型枠設置



瓦礫撤去用構台西側基礎部　コンクリート打設



瓦礫撤去用構台東側基礎部　コンクリート打設

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

特定原子力施設監視・
評価検討会（第6回）
資料5

福島第一原子力発電所
３号機燃料取り出し用カバーの
構造強度及び耐震性について
（コメント回答）

東京電力株式会社

平成２５年３月8日

東京電力 TEPCO

目次

・コメント回答①　地震・津波・竜巻等への対応について　・・・P.2
・コメント回答②　耐震性の検討結果（表）の記載について　・・・P.4
・コメント回答③　作業環境の確保について　・・・P.6
・コメント回答④　オイルダンパの機構および損傷時の対応について・・・P.7

コメント回答①

①３号機燃料取り出し用カバーの使用期間が短いとしても、地震・津波に関わる新安全設計基準への対応あるいは竜巻などの想定外事象に対する安全性や修復性は確保しなくてよいのか、既にされているのかを説明すること。（林教授）

・現在、国により策定中の新安全設計基準への対応については今後となるが、以下を念頭に計画している。

・地震：各部の検討において、可能な限り余裕を確保した計画*1としている。また、脆性的な破壊を生じないよう、原則として保有耐力接合*2 *3としている。

・津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

*1　5ページ参照。例えば、ドーム屋根は基準地震動Ssに対し、約５倍の裕度がある。

*2　母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部の破断耐力＞母材耐力」となるように破断の検討を行うこと 。

*3　特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4 16ﾍﾟｰｼﾞ参照

コメント回答①

・竜巻：ドーム屋根の外装材は、設計風圧力の約４倍以上の耐力を有することを確認しており、最大瞬間風速100m/s程度の暴風に対しても飛散しない計画となっている。

・修復性については、除染・遮へい対策を施す計画（コメント回答③参照）であり、現地へのアクセスは可能であると考えている。また、オペレーティングフロア上のガレキ撤去に用いたクレーン等により、遠隔操作による作業も可能であると考えている。

コメント回答②

②特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４の10ページの耐震性の検討結果の表は、検定比なのか、最大応答値なのかを区別できるように明確にすること。（林教授）

・評価項目欄が、「耐力比」もしくは「抵抗比」となっている項目が「検定比」で評価している項目であり、その他が「最大応答値」で評価している項目である。

・「検定比」か「最大応答値」かが分かるように、結果欄に追記した。

（次ページ参照）

東京電力 TEPCO

5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（１）架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値		評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	最大応答値	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	最大応答値	0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	最大応答値	0.90	5以下	OK
オイルダンパ	相対変位	最大応答値	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	最大応答値	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	検定比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	最大応答値	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	検定比	0.59	1.0以下	OK

（２）原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値		評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	検定比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	検定比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	検定比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	最大応答値	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3}以下	OK

東京電力 TEPCO

コメント回答③

③立ち入りが難しい場所で有人にて接合部などの現地作業が行えるように、作業環境をどのように確保するのかについて説明すること。（林教授）

・線量的に、立入りが最も厳しい箇所はオペレーティングフロア上部と考えている。当該部における有人作業ができるように、有人作業が発生するまでに、線量低減対策として、遠隔操作重機による下記３段階の作業を計画している。

1．瓦礫撤去作業（現在実施中）
オペレーティングフロア上部に残存する瓦礫（鉄骨、コンクリート、機械設備等）を撤去する。

2．除染作業
オペレーティングフロア上部の瓦礫撤去後に、床面はつり装置や吸引装置等を使用し、除染作業を実施する。

3．遮へい体設置作業
除染作業後にオペレーティングフロア上部に遮へい体（鉄板等）を設置する。

なお、作業中は適宜、雰囲気線量を計測し、慎重に作業を実施する。

コメント回答④

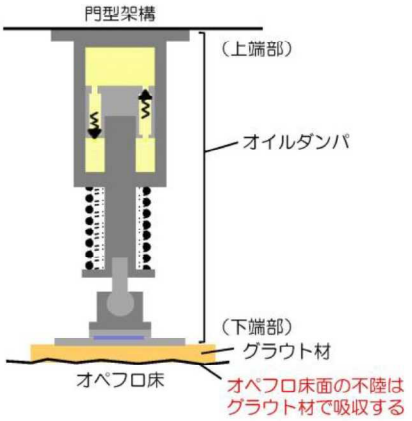
④オイルダンパについては、５階床面の不陸や門型架構の変形などにより、５階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

・５階床面は躯体の不陸が想定される。

・オイルダンパは上端部を架構側に接合し、下端部とオペフロ床とのＧＡＰ部にグラウト材を充填し、床面の不陸を吸収する計画としている。

・オイルダンパが故障や損傷した場合は、修理・取替をする計画としている。

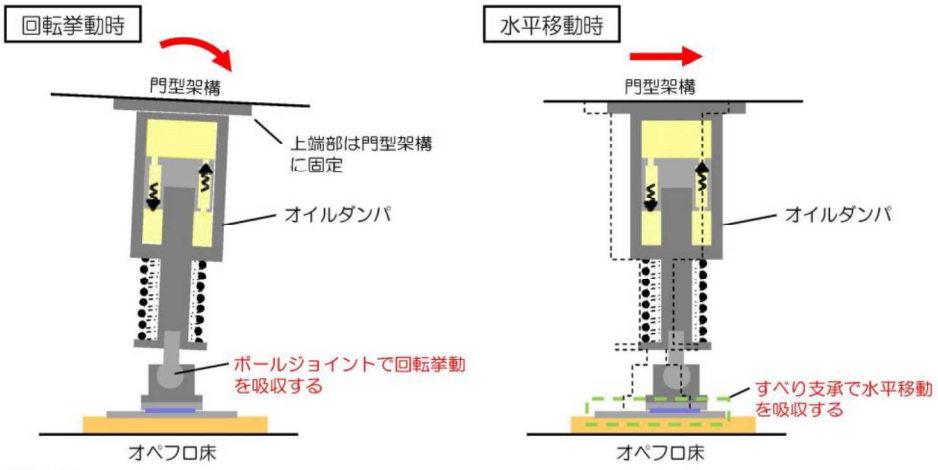
・グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



コメント回答④

・門型架構とオペフロ床間の挙動が平行ではなくなった場合に備え、オイルダンパ下端部にはボールジョイントとすべり支承を取り付けている。

・ボールジョイントとすべり支承により、オイルダンパの機構損傷が生じないようにしている。



東京電力

別添－３

４号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

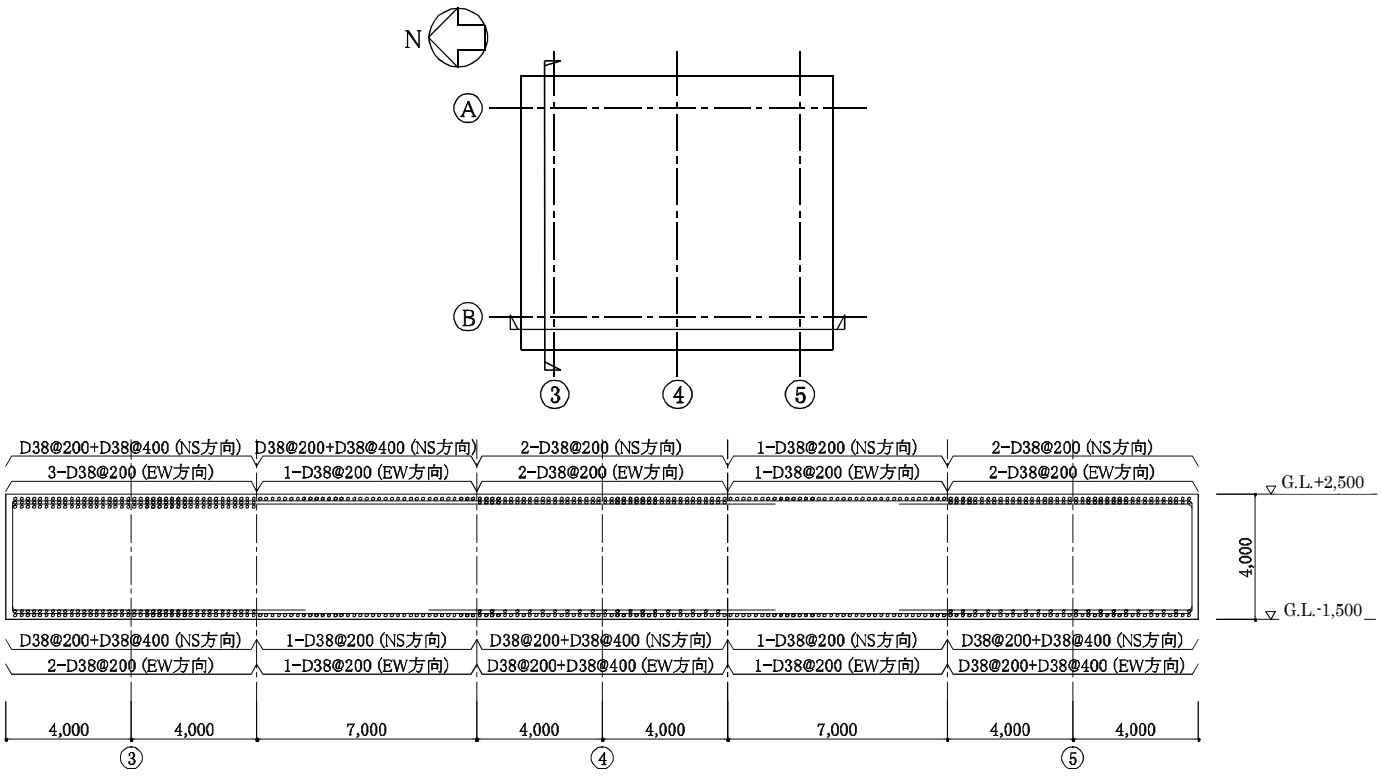
４号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１および表－２に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（クレーン支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の一軸圧縮強さが、実施計画に記されている設計基準強度に対してJEAC4616-2009の基準を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5Nの基準を満足すること。
		鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3112に適合すること。
		地盤アンカーの材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3536　JIS G 3502に適合すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3106又は建築基準法第37条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		高力ボルトの締め付け張力を確認する。	特殊ボルト（ワンサイドボルト）について、導入張力試験をJASS 6に準じて実施し、所定の張力が得られること。
		外装材の仕様を確認する。	実施計画に記載されている材料諸元に適合することを，検査証明書，出荷証明書及びメーカー技術資料により確認する。
	寸法確認	地盤アンカー長を確認する。	地盤アンカー長が26.75m以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持層に着底していること。
		鉄筋の径，間隔（図－1参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図－２～４参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
		外装材の施工状況を確認する。	外装材の設置範囲が，図－７～９の通りであること。

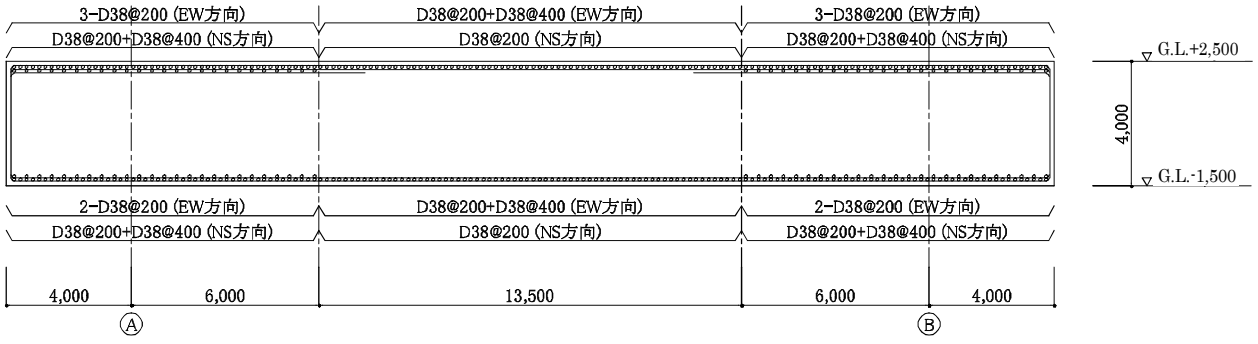
表－２　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5Nの基準を満足すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3106又は建築基準法第37条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分（床面）を確認する。	JIS G 3138に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分（壁面）を確認する。	JIS G 3112に適合すること。
	寸法確認	アンカーボルト埋め込み長さ（床面）を確認する。	有効埋め込み長さが700㎜以上かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが3山以上であること。
		アンカーボルト埋め込み長さ（壁面）を確認する。	有効埋め込み長さが450㎜以上であること。
	据付確認	接合部（図－５，６参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。



かぶり厚さ 7cm 以上

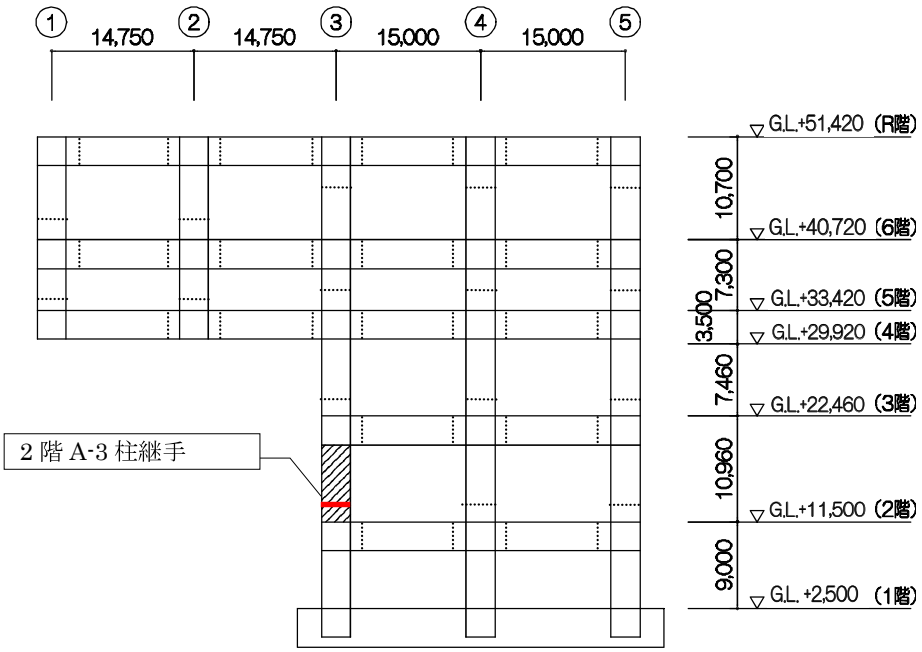
クレーン支持用架構　基礎配筋図(B 通り)



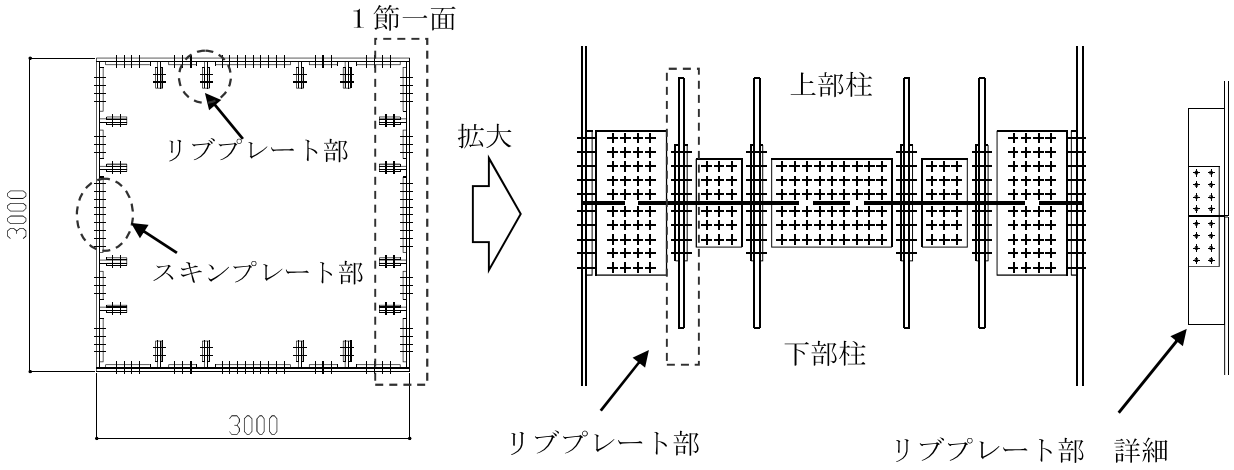
かぶり厚さ 7cm 以上

クレーン支持用架構　基礎配筋図(3 通り)

図－1　クレーン支持用架構　基礎配筋図



（１）接合部位置（Ａ通り軸組図）

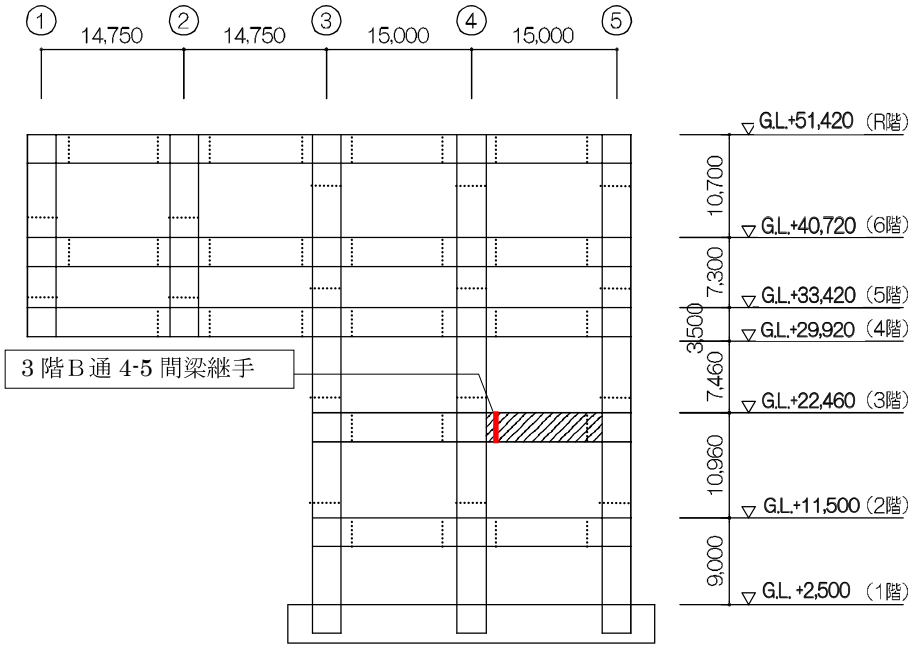


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：85 本×2（1 面あたり）

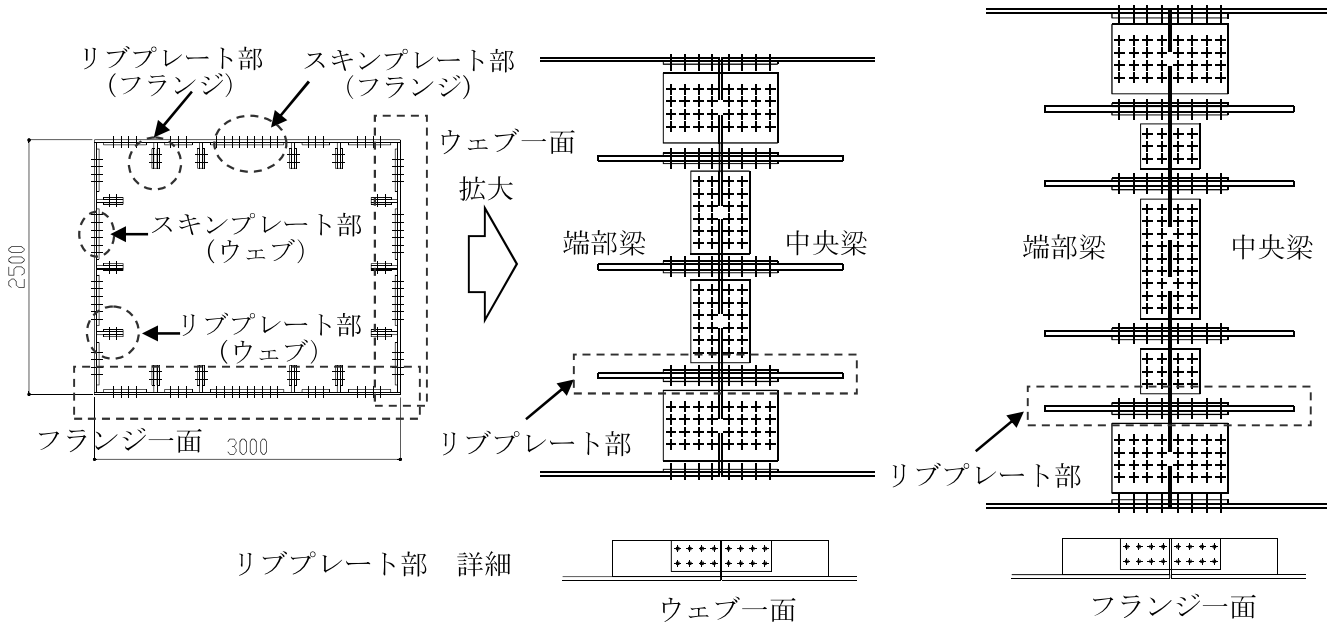
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）クレーン支持用架構　接合部詳細

図－２　クレーン支持用架構　接合部①



（１）　クレーン支持用架構　接合部位置（Ｂ通り軸組図）

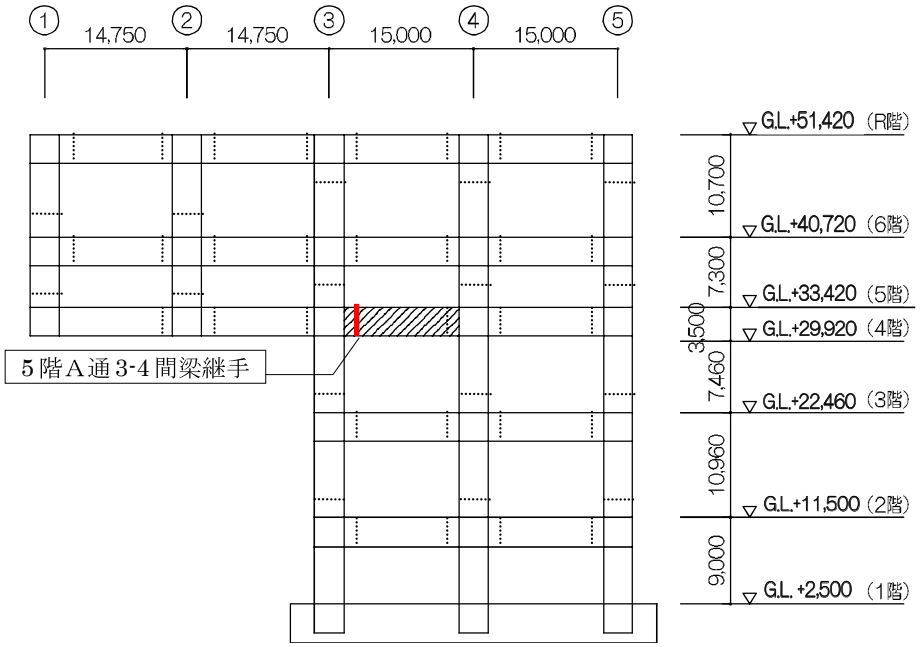


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：62 本×2（フランジ 1 面あたり）
本数：56 本×2（ウェブ 1 面あたり）

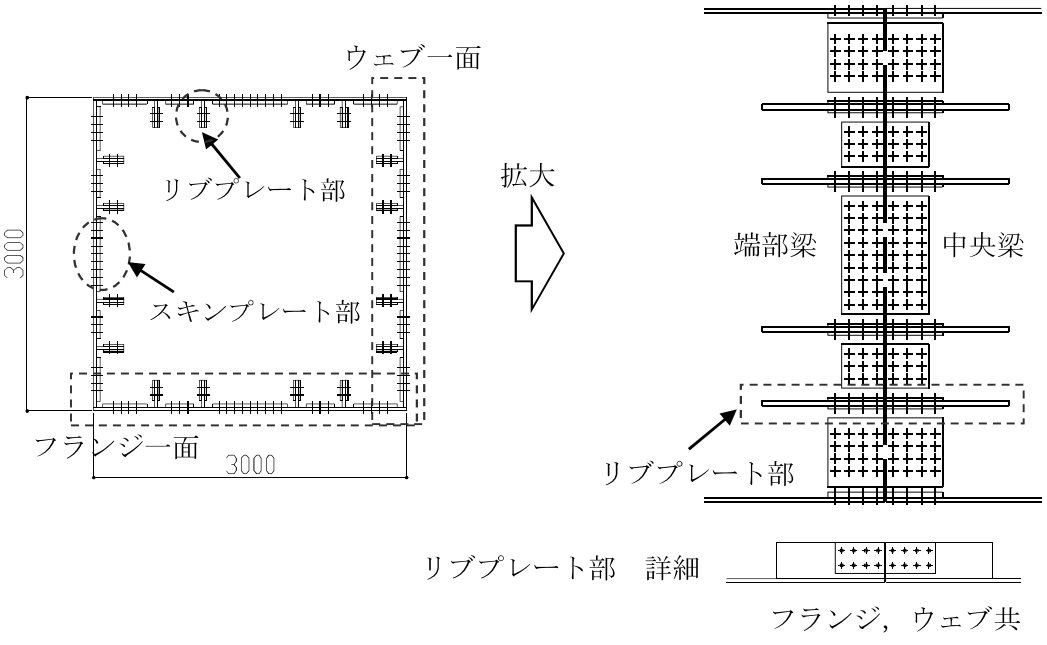
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）　接合部詳細(3 階Ｂ通 4-5 間梁)

図－３　クレーン支持用架構　接合部②



（１）接合部位置（A通り軸組図）

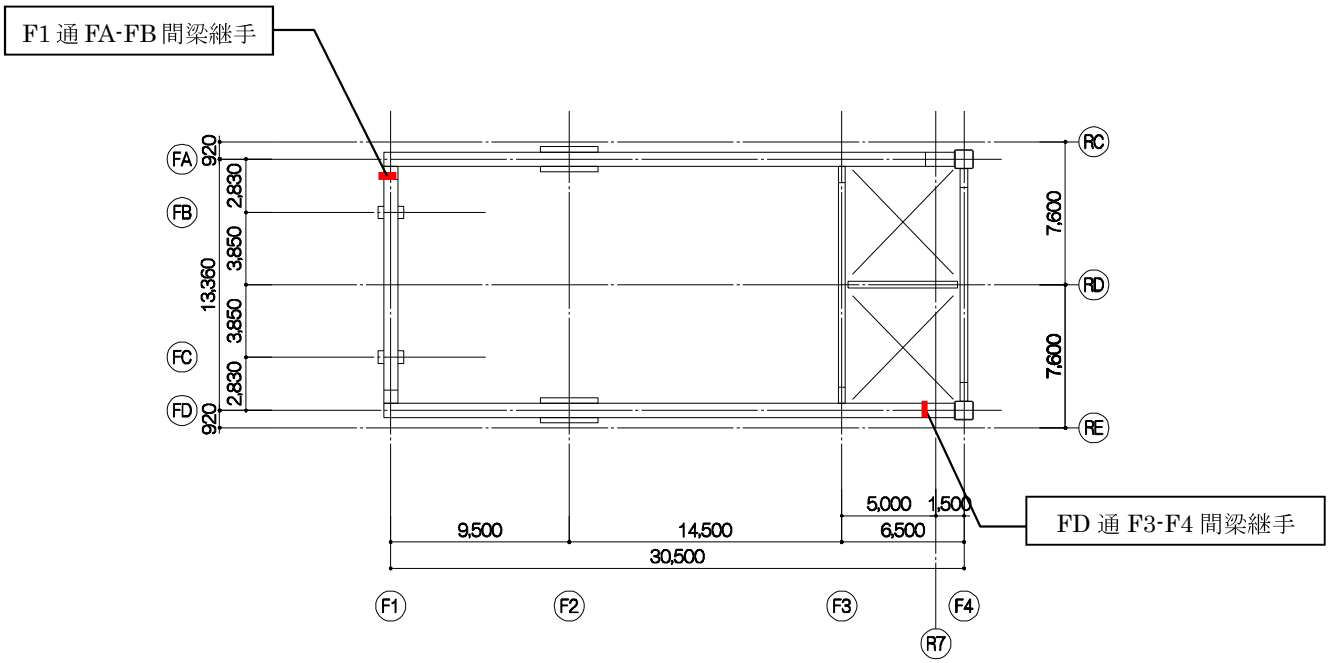


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：77 本×2（フランジ，ウェブ共 1 面あたり）

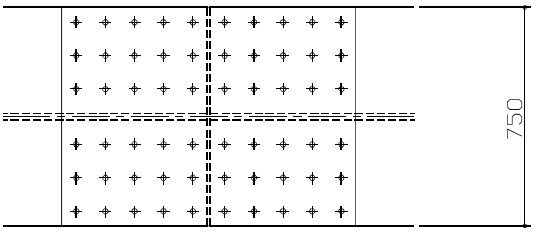
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）接合部詳細(5 階A通 3-4 間梁)

図－４　クレーン支持用架構　接合部③

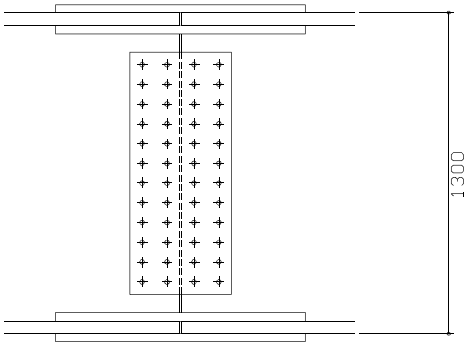


（１）接合部位置



(a)フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト本数：30 本×2

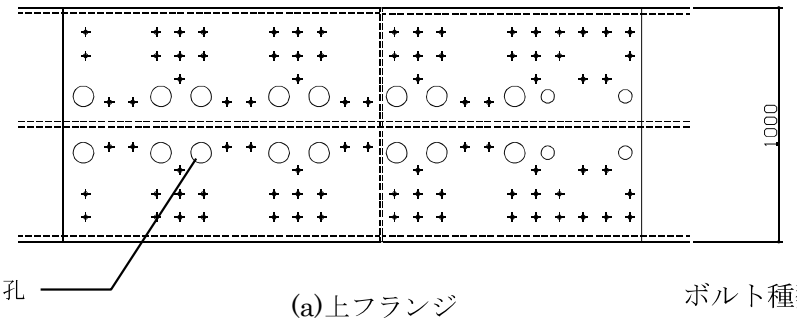


(b)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

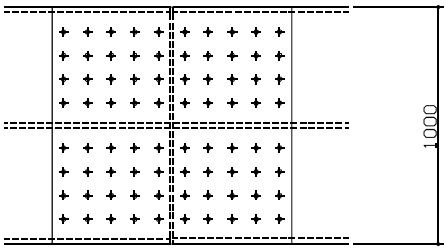
（２）接合部詳細図（F1 通 FA-FB 間梁継手）

図－５　燃料取扱機支持用架構　接合部図①



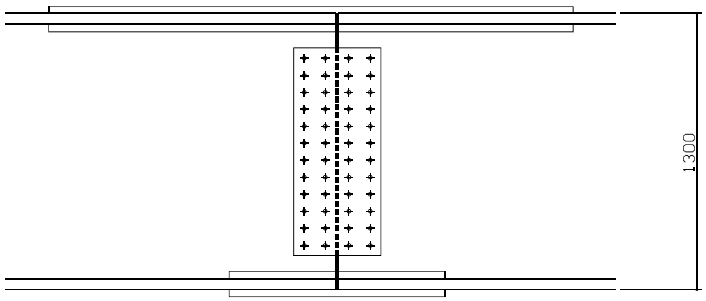
(a)上フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：44 本×2



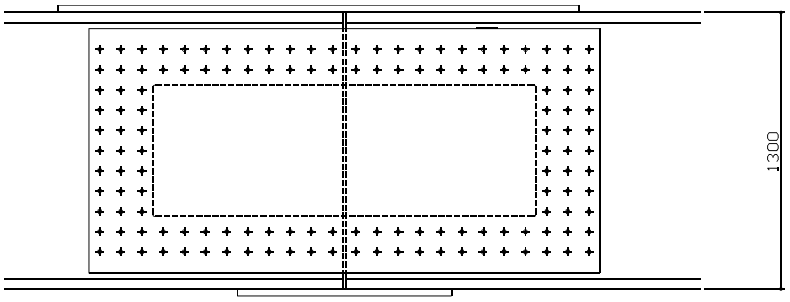
(b)下フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：40 本×2



(c)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

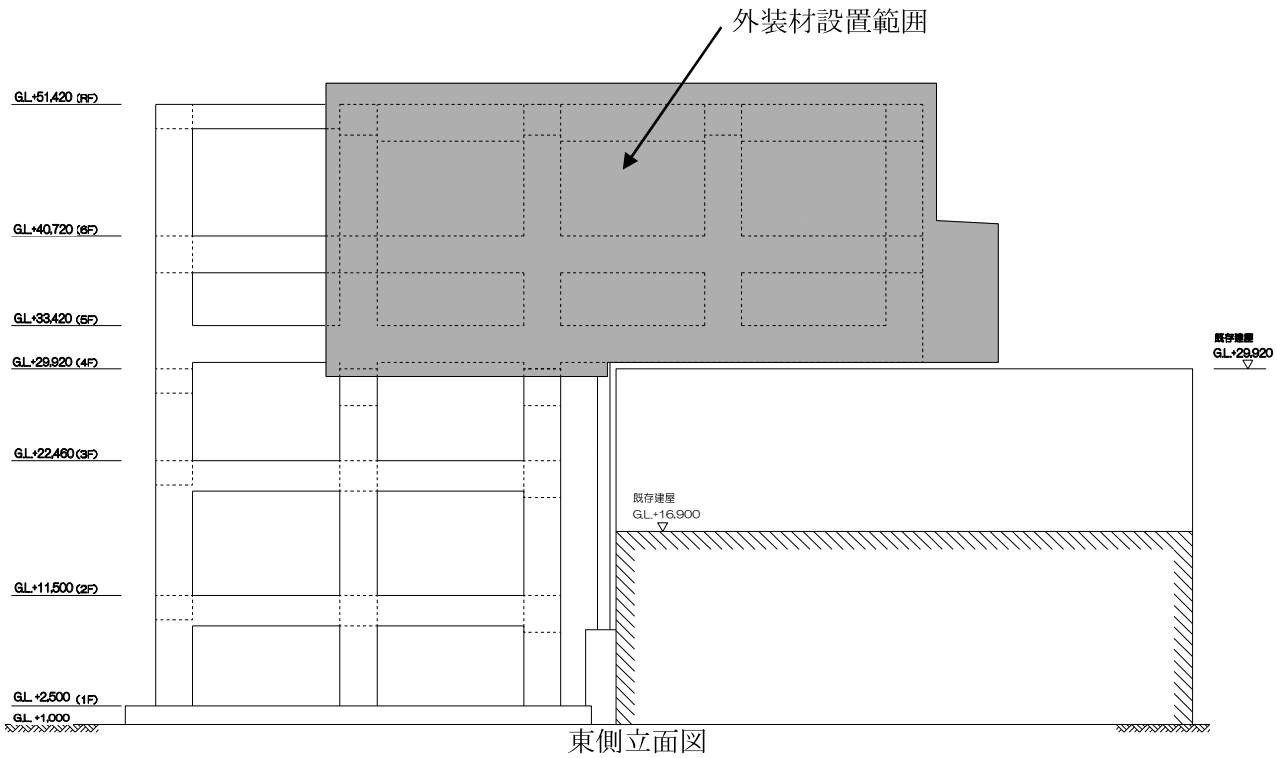


(d)側面プレート

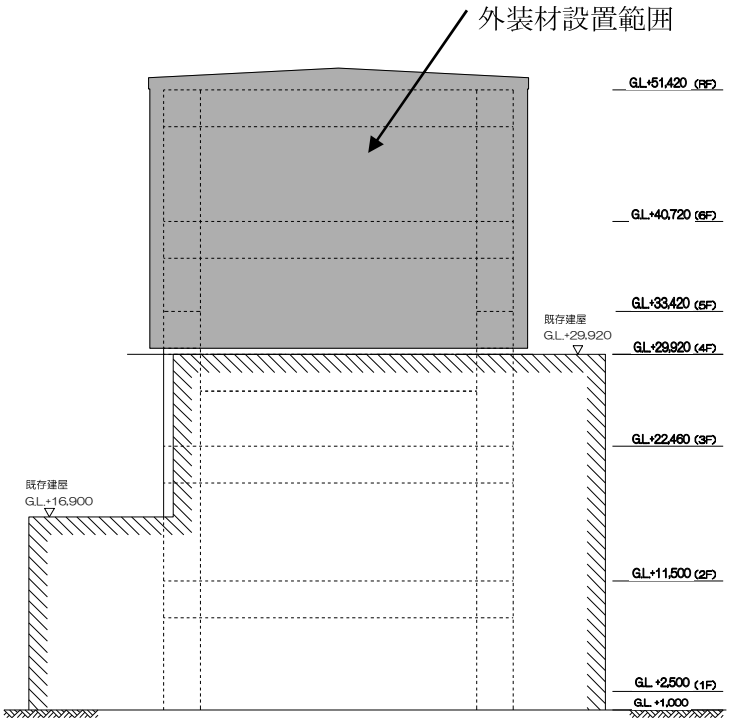
ボルト種類：MUTF27
ボルト数：69 本×2

接合部詳細図（FD 通 F3-F4 間梁継手）（接合部位置は図―５参照）

図－６　燃料取扱機支持用架構　接合部図②

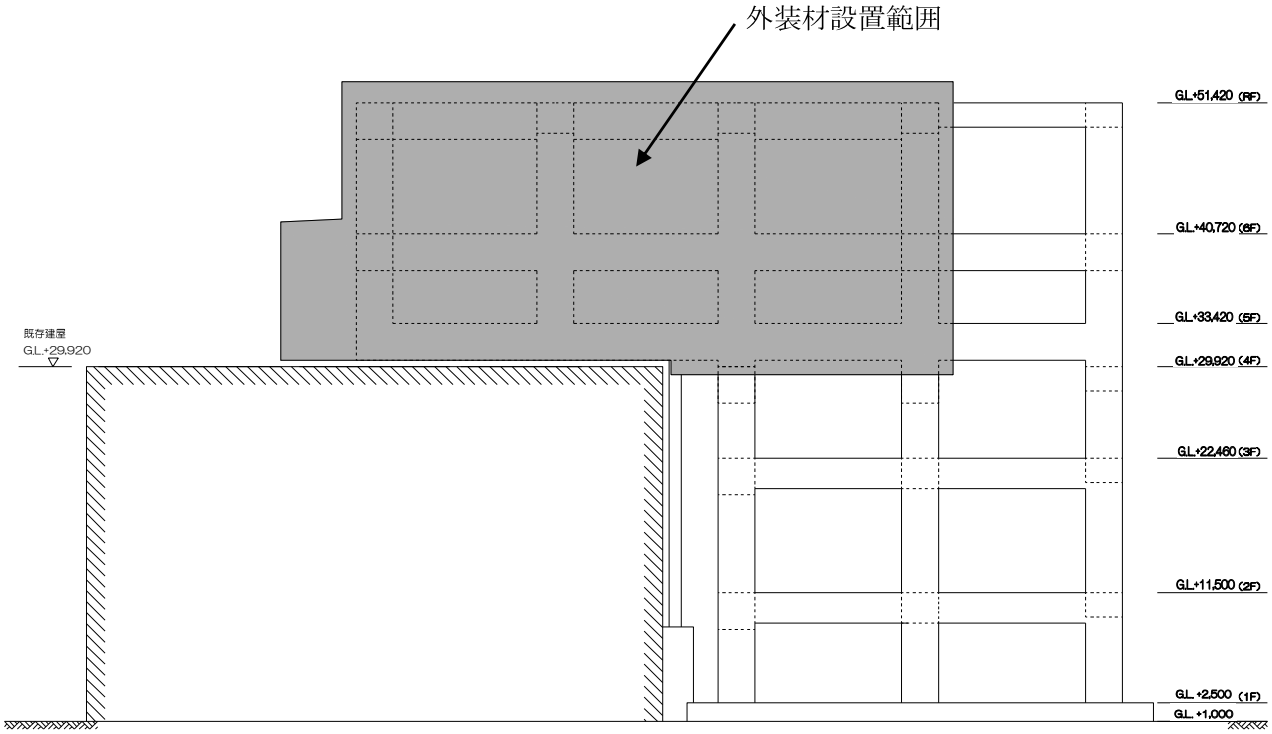


東側立面図

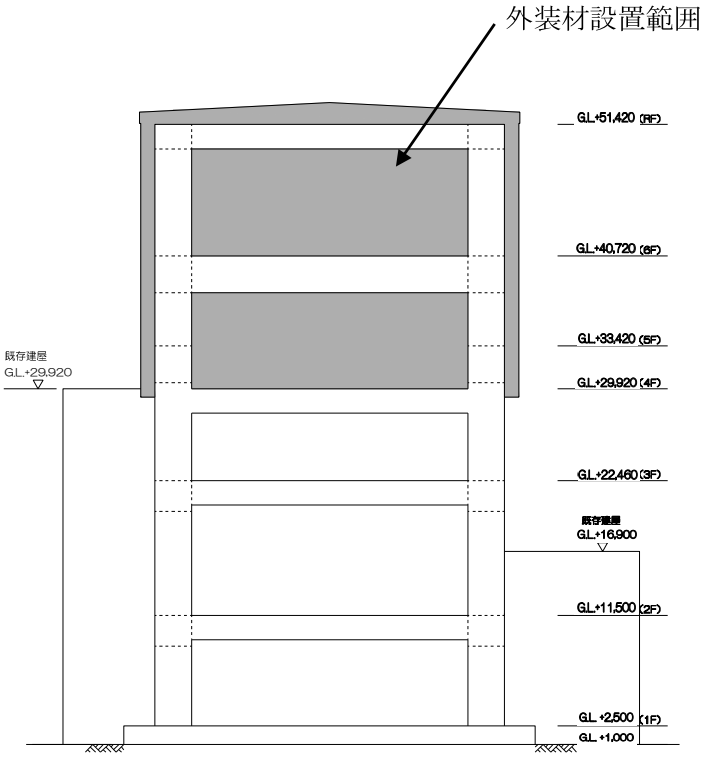


北側立面図

図－７　外装材設置範囲図①

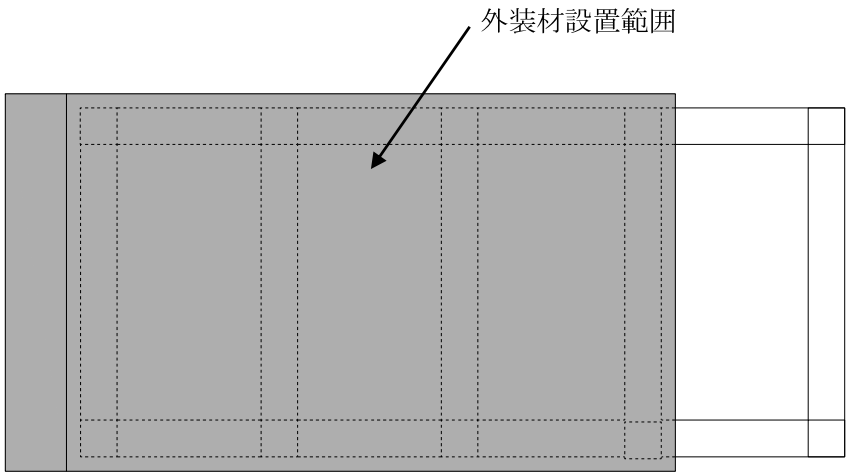


西側立面図



南側立面図

図－８　外装材設置範囲図②



屋根伏図

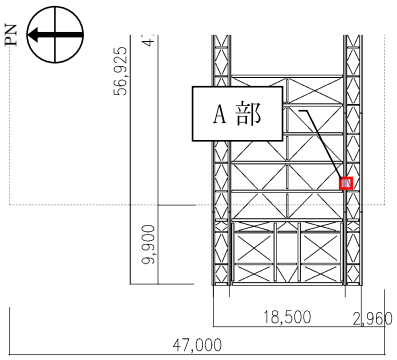
図－９　外装材設置範囲図③

３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

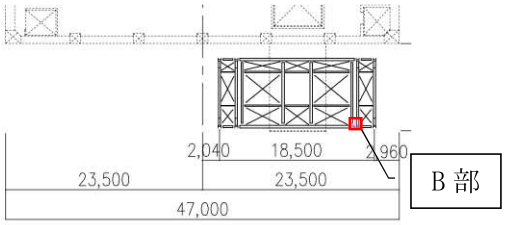
３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－１　３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る確認項目

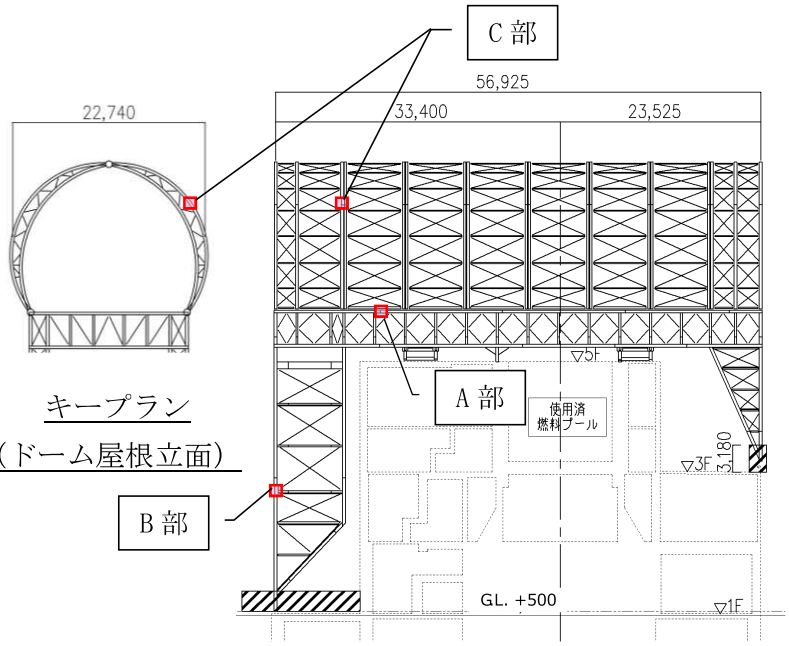
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136，JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3474 に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（C_1=50×10^5 N・s/m，C_2= 3.95×10^5 N・s/m）が±10％以内であること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)の仕様を確認する。	建築基準法 68 条の 26 第 1 項の規定に基づき、同法第 37 条第二号の規定に適合すること。
	据付確認	接合部（図－１参照）の施工状況を確認する。	SHTB が所定の本数・種類であること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。
		ドーム屋根に取付ける外装材の外観を確認する。	外装材の設置範囲が、図－２の通りであること。



キープラン（G.L.+36.000 伏図）

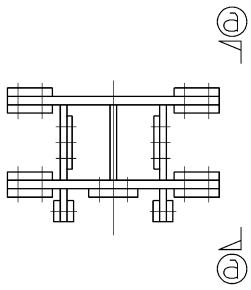


キープラン（G.L.+16.900 伏図）

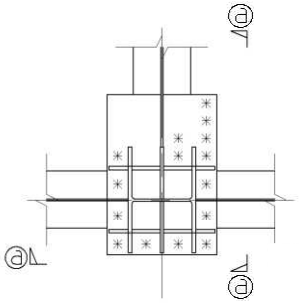


キープラン（ドーム屋根立面）

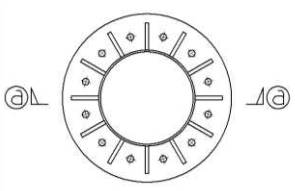
キープラン（東西断面図）



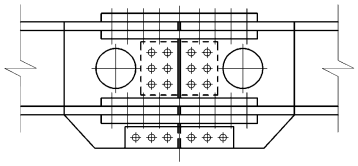
断面図



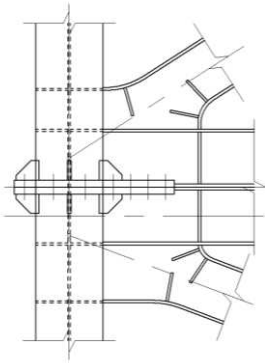
伏図



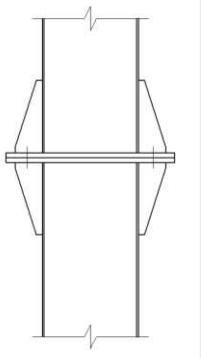
断面図



ⓐ-ⓐ断面図



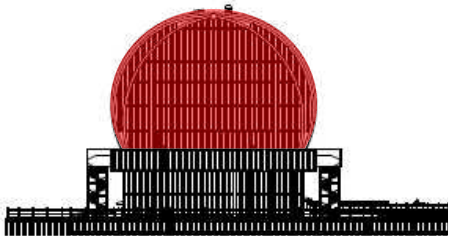
ⓐ-ⓐ断面図



ⓐ-ⓐ断面図

ボルト種類 ： SHTB M24 本数 58×2	ボルト種類 ： SHTB M24 本数 15	ボルト種類 ： SHTB M22 本数 12
(a) ガーダ上弦材（A 部）	(b) 柱材（B 部）	(c) 弦材（C 部）

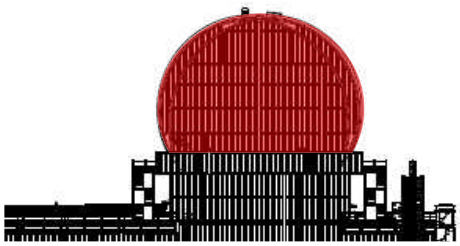
図－１　接合部詳細



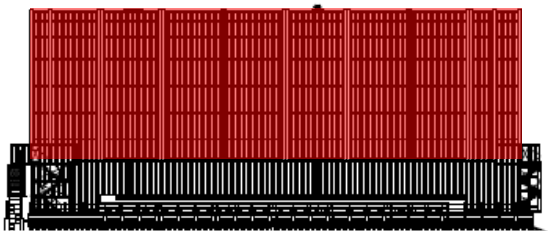
東立面図



北立面図



西立面図



南立面図

ドーム屋根外装材設置箇所

図－２　３号機燃料取り出し用カバーのドーム屋根外装材設置範囲

別添－５

３号機原子炉建屋の躯体状況調査結果を反映した使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果

1. はじめに

３号機原子炉建屋では，現在，瓦礫撤去及び燃料取り出し用カバーの施工が進捗している。瓦礫撤去に伴い，新たな損傷調査が可能になり，躯体の詳細な損傷状況が明らかになった。一方で，燃料取り出し用カバーには，使用済燃料プール部近傍のオペレーティングフロア（５階床）を支持点として，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）の設置や，同じくオペレーティングフロアの随所に，作業の安全のため遮へい体の設置などが計画されている。

本報告書では，燃料取り出し用カバー設置に際し，使用済燃料プール，オペレーティングフロア（以下，オペフロとする）及び１～５階の最新の損傷状況調査結果と，その損傷状況を反映し，かつ使用済燃料の取り出し時の荷重状態を想定した原子炉建屋の３次元ＦＥＭ解析により，使用済燃料プール等（使用済み燃料プール壁床，プールを拘束するシェル壁，オペフロ床）の耐震安全性評価結果を報告する。

2. 損傷状況の調査結果

原子炉建屋の瓦礫撤去に伴い，損傷状況の調査を行った。調査は耐震安全性に関わる内外壁及び床を対象に，クレーン吊りの遠隔操作カメラによる映像分析及び遠隔操作ロボットによる建屋内調査の映像分析により実施した。主にクレーン吊りカメラではオペフロ床面及びオペフロ南西部に位置する大物搬入用の床開口から２～５階の開口周辺部の使用済燃料プール壁を含む壁，床を確認した。遠隔操作ロボットによる建屋内調査映像ではクレーン吊りカメラでは確認できない１階，２階のシェル壁を含むエリアの壁，床の状況を確認した。調査結果として，通りスパンごとに損傷の程度を３段階（損傷なし，一部損傷，全壊）に分類した。図-2.1～図-2.10 に原子炉建屋内の各階における損傷状況を，図-2.11 に建屋外壁状況写真をそれぞれ示す。

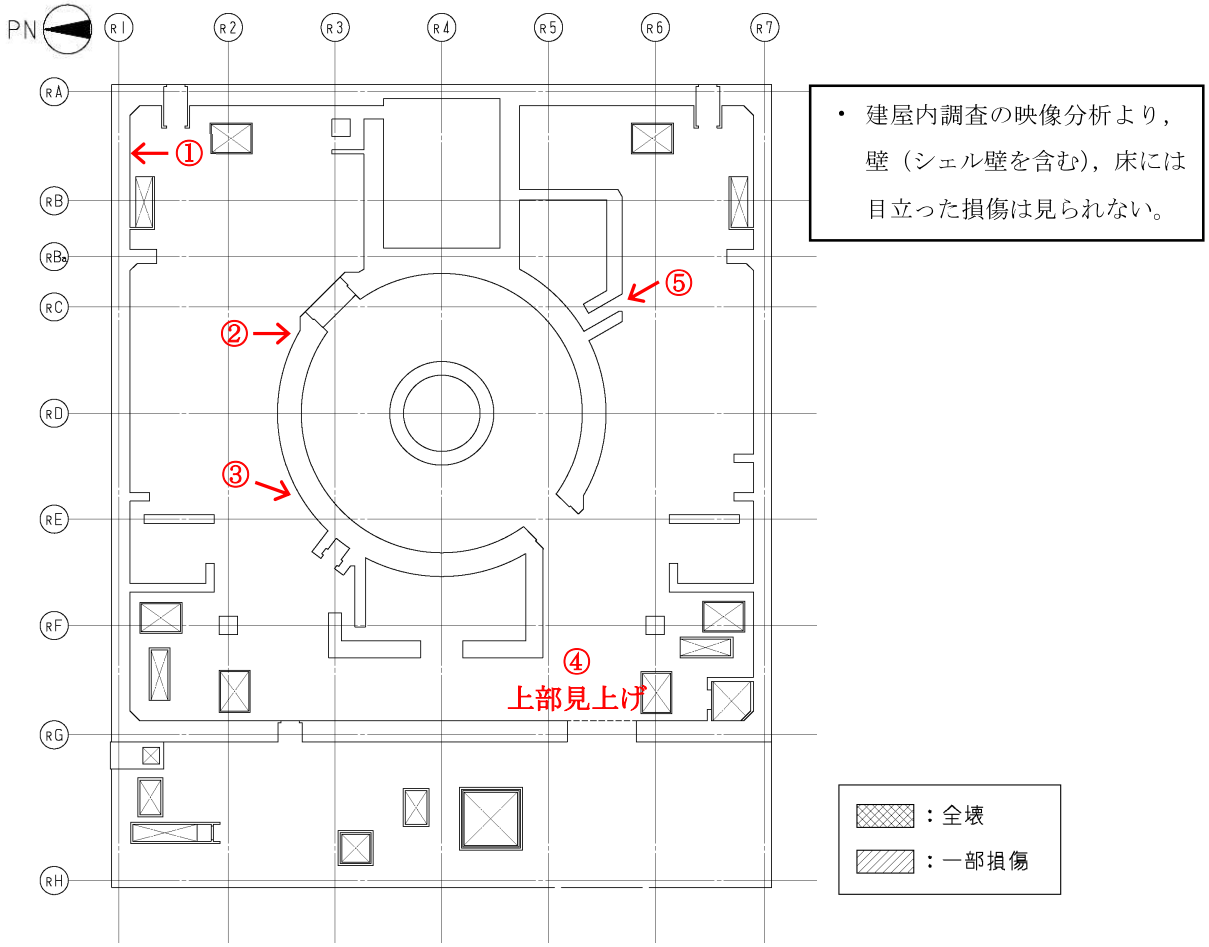


図-2.1　損傷状況（１階）

①1F北側外壁



②1Fシェル壁

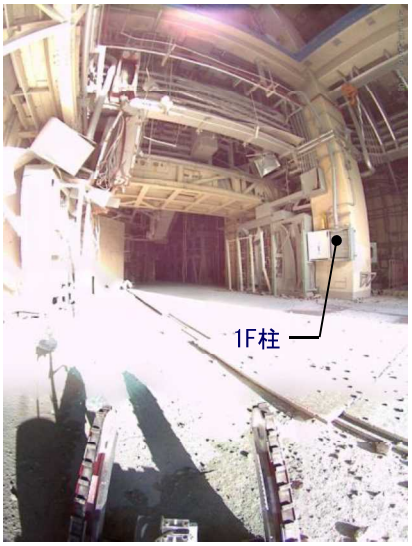


③1Fシェル壁及び1F床



図-2.2(1)　建屋内状況写真（１階）

④1F大物搬入口付近



⑤1Fシェル壁



図-2.2(2)　建屋内状況写真（１階）

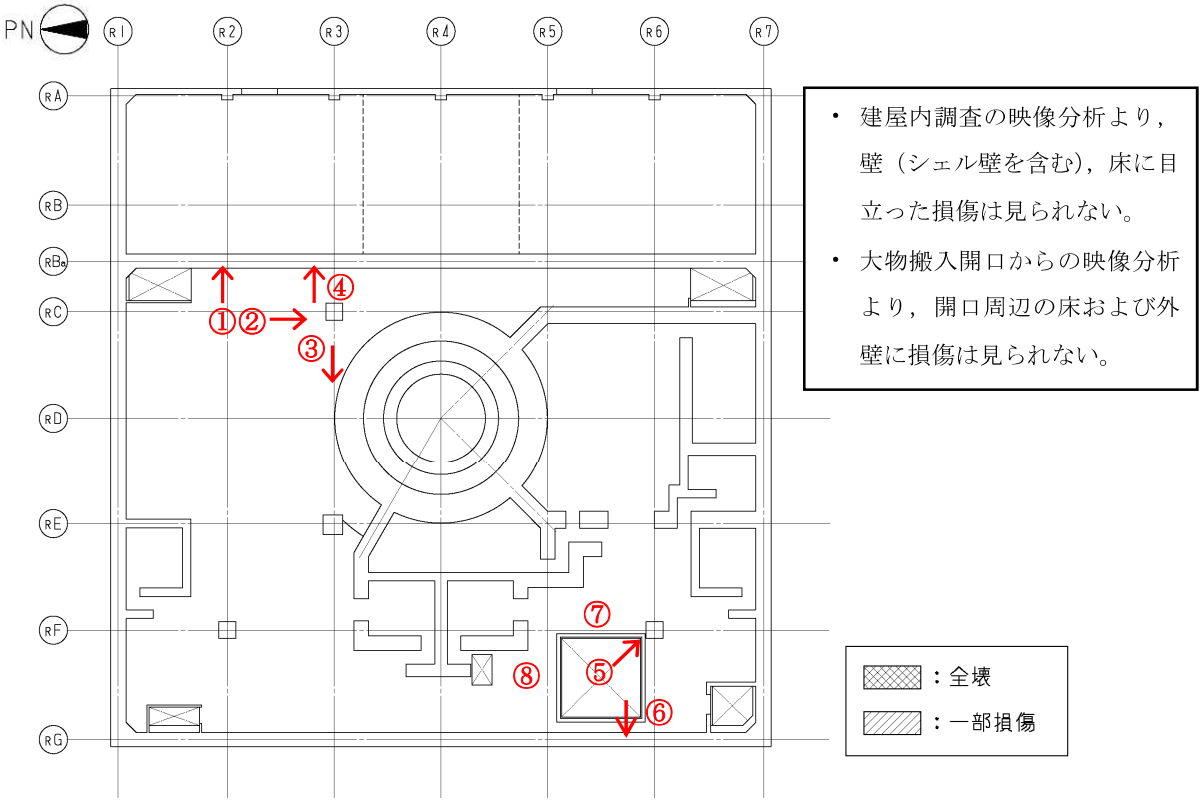


図-2.3　損傷状況（２階）

①2F階段口東側外壁

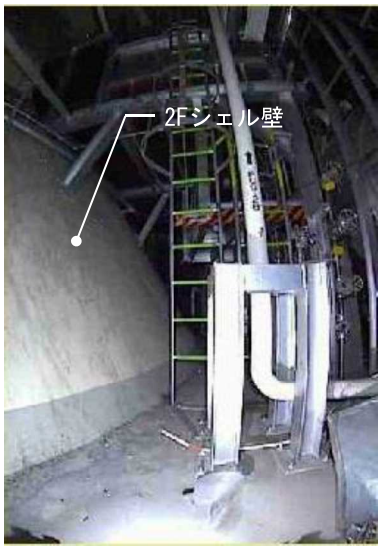


②2F床及び中間部の柱



図-2.4(1)　建屋内状況写真（２階）

③2Fシェル壁



④2F東側外壁



⑤2F柱脚



⑥2F西側外壁脚部



⑦2F床（大物搬入口東側）



⑧2F床（大物搬入口北側）



図-2.4(2)　建屋内状況写真（２階）

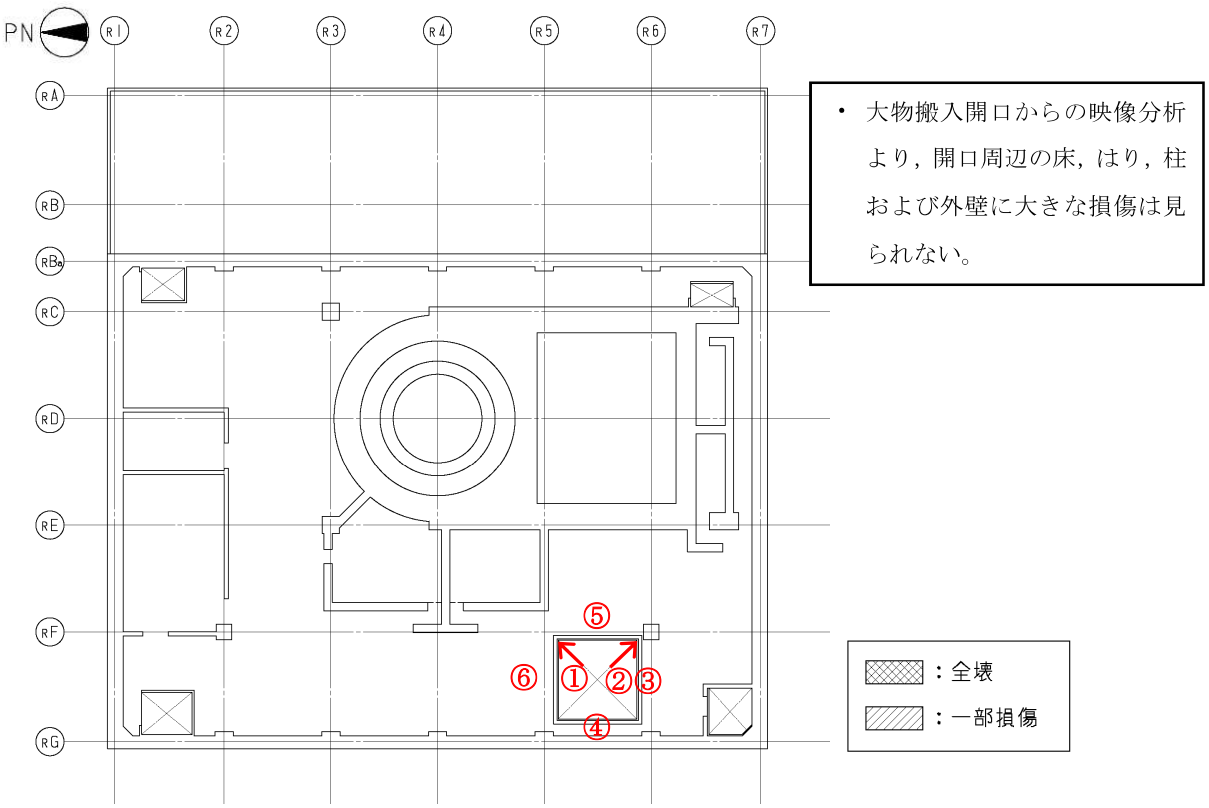
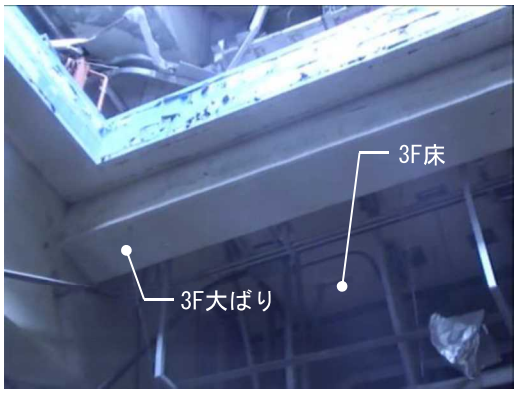


図-2.5　損傷状況（３階）

①3F大ばり交差部（R5通り×RF通り）



② 3F大ばり交差部（R6通り×RF通り）

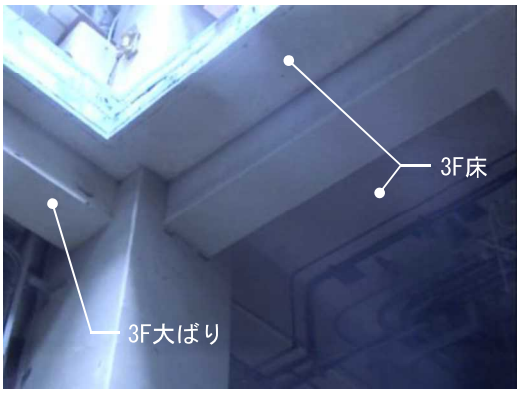
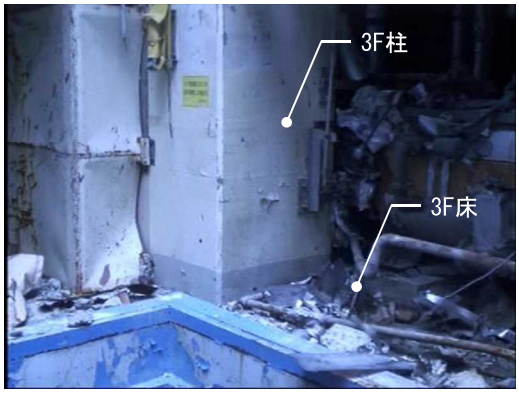
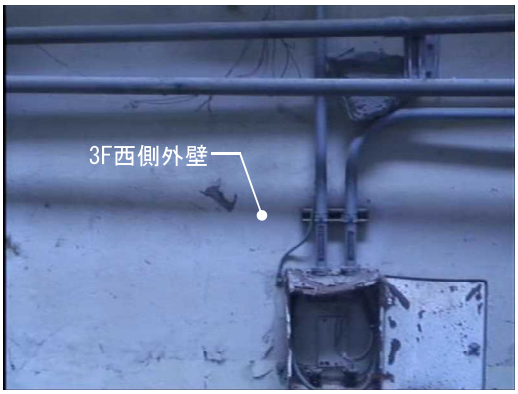


図-2.6(1)　建屋内状況写真（３階）

③3F柱脚



④3F西側外壁中央部



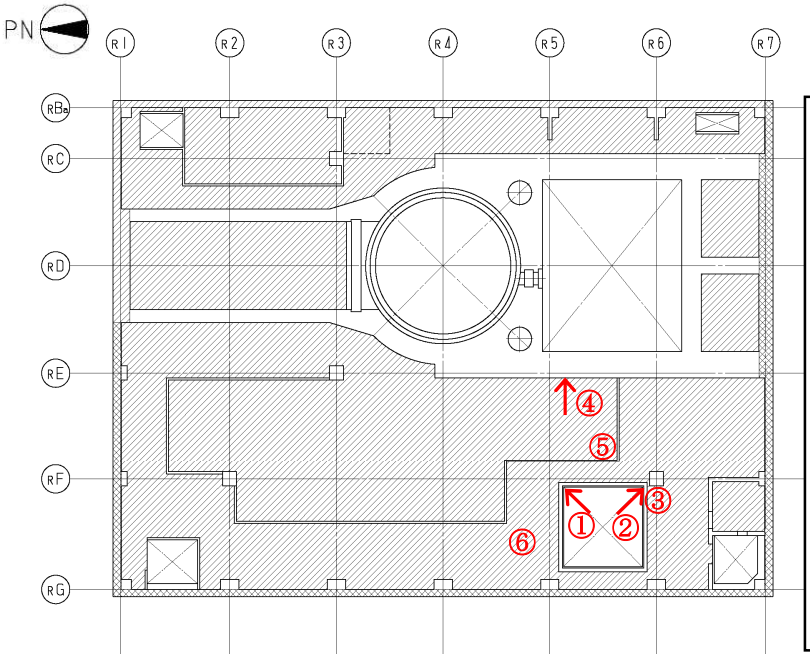
⑤3F床（大物搬入口東側）



⑥3F床（大物搬入口北側）



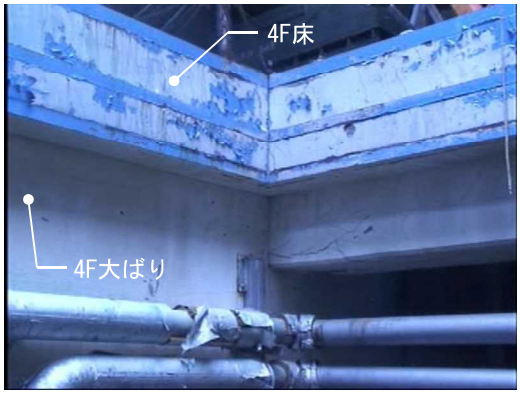
図-2.6(2)　建屋内状況写真（３階）



- 大物搬入開口からの映像分析より，開口周辺の床，はりの一部に剥落が見られる。
- 北西部や北東部において，上部の 5 階床が全壊している箇所もあることより，4 階床は全面的に一部損傷状態にあると推定する。
- プール壁頂部の一部に軽微な損傷が見られるが，剥落などは見られない。

図-2.7　損傷状況（４階）

①4F大ばり 交差部（R5通り ×RF通り）



②4F大ばり 交差部（R6通り ×RF通り）

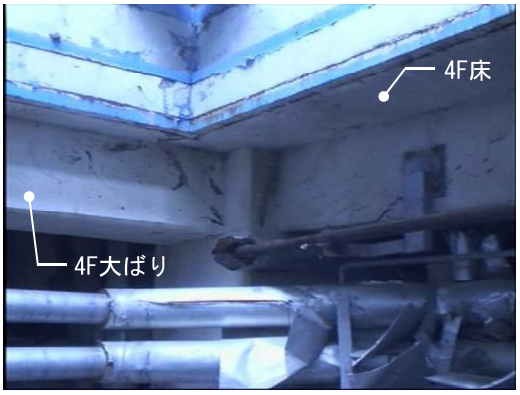
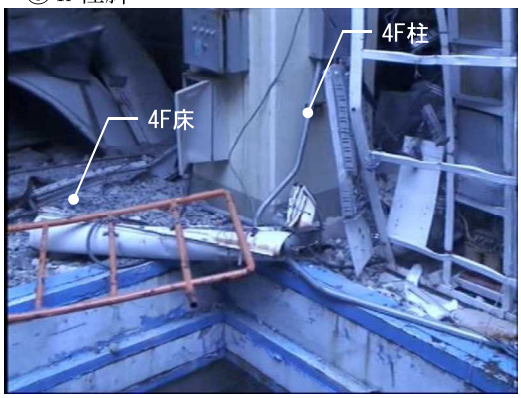
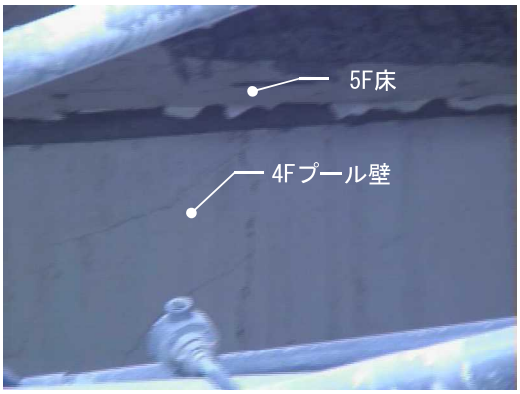


図-2.8(1)　建屋内状況写真（４階）

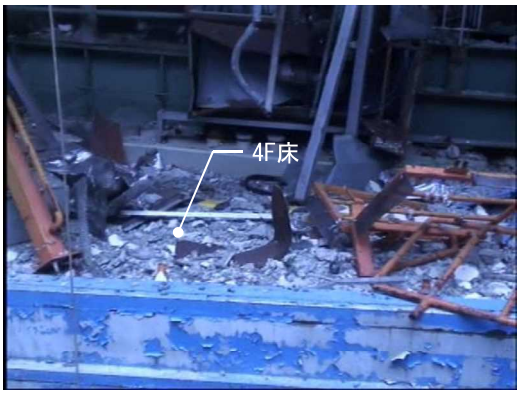
③4F柱脚



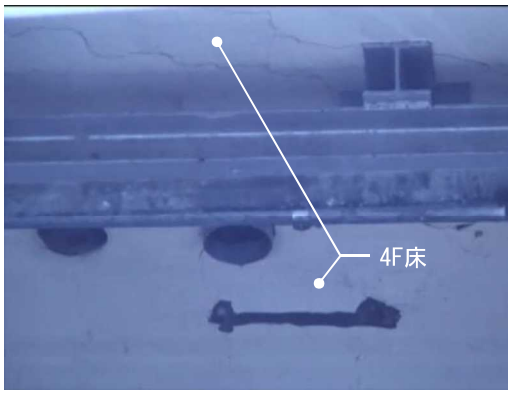
④4Fプール壁（頂部）



⑤4F床（大物搬入口東側）



⑤4F床（大物搬入口東側）



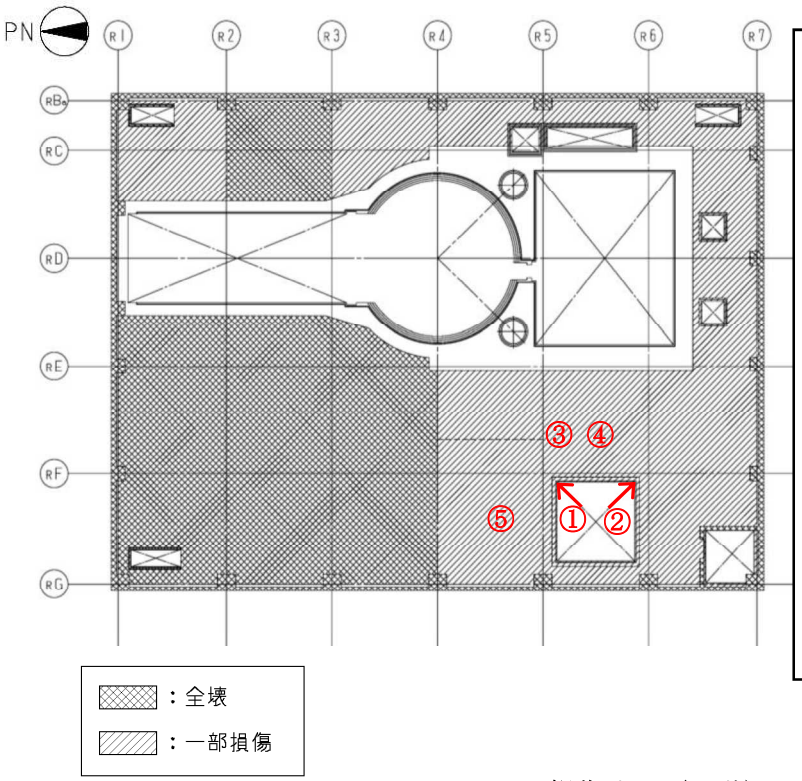
⑥4F床（大物搬入口北側）



⑥4F床（大物搬入口北側）



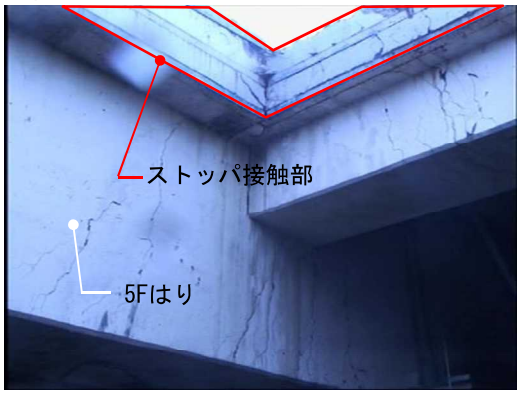
図-2.8(2)　建屋内状況写真（４階）



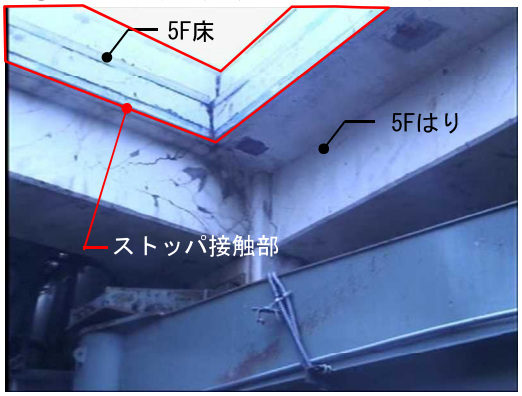
- 大物搬入開口からの映像分析より，開口周辺の床，はりに一部剥落が見られる。
- 北東部２～３通り間および北西部１～４通り間の床は全壊状態にある。
- ストッパ接触部を含む南西部および南東部の床，はりは一部剥落が見られる。
- プール壁上面のオイルダンパ接触部には表面の塗装が剥がれた程度で目立った損傷は見られない。

図-2.9　損傷状況（５階）

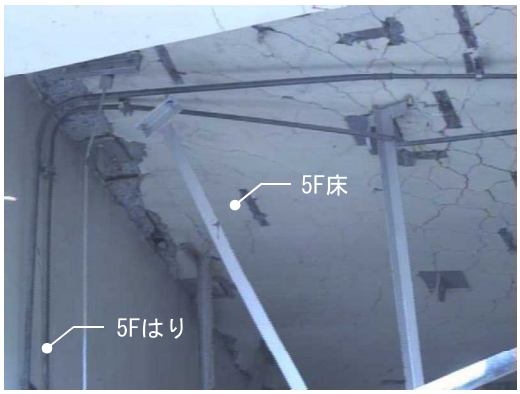
①5Fはり交差部（R5通り×RF通り）



②5Fはり交差部（R6通り×RF通り）



③5F床（大物搬入口東側）



④5F床（大物搬入口東側）

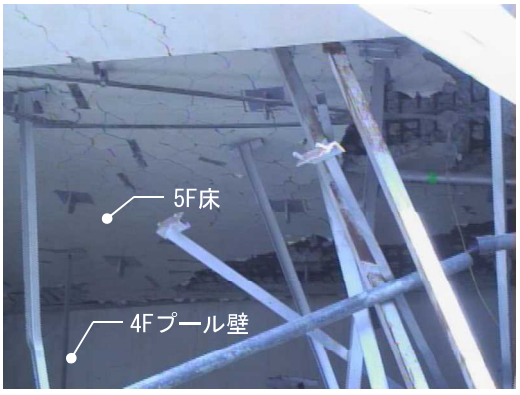
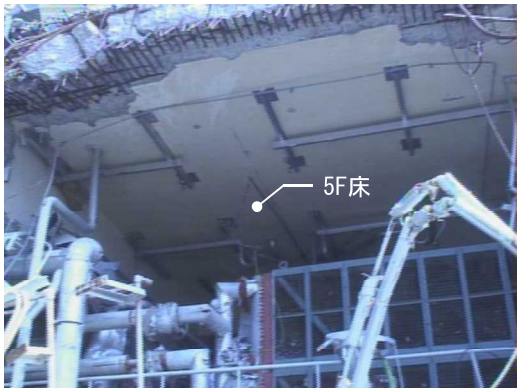
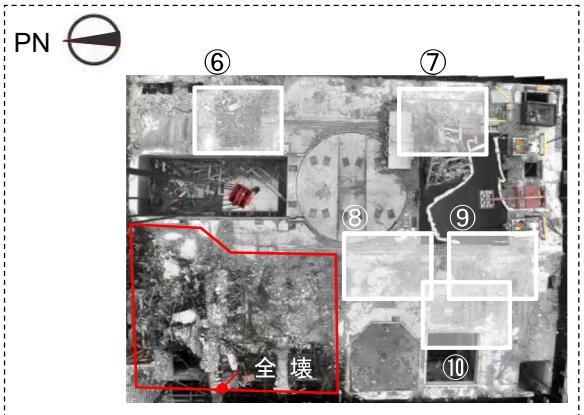


図-2.10(1)　建屋内状況写真（５階）

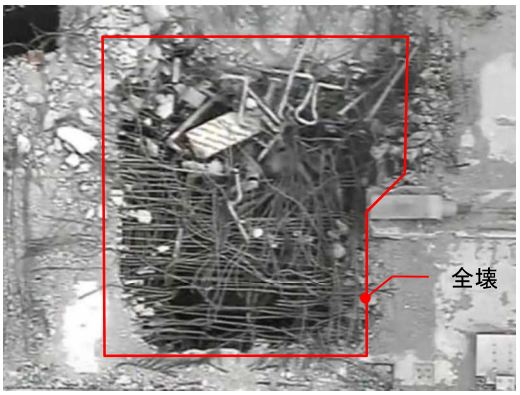
⑤5F床（大物搬入口北側）



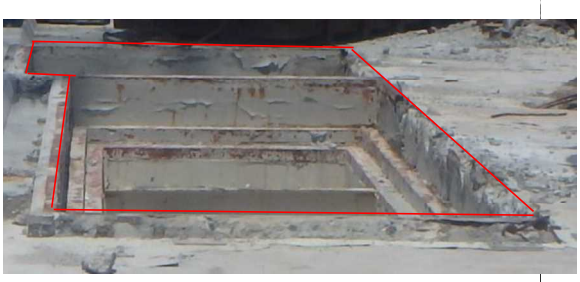


キープラン（５階）

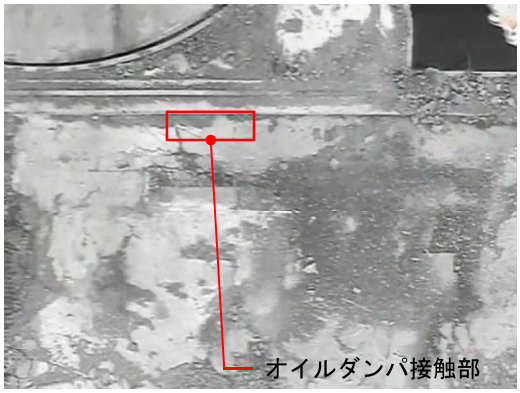
⑥5F床（機器仮置プール）



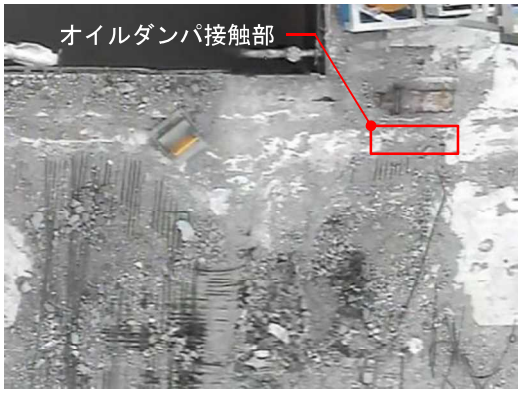
⑦東側ストッパ接触部



⑧オイルダンパ接触部（北側）



⑨オイルダンパ接触部（南側）



⑩西側ストッパ接触部

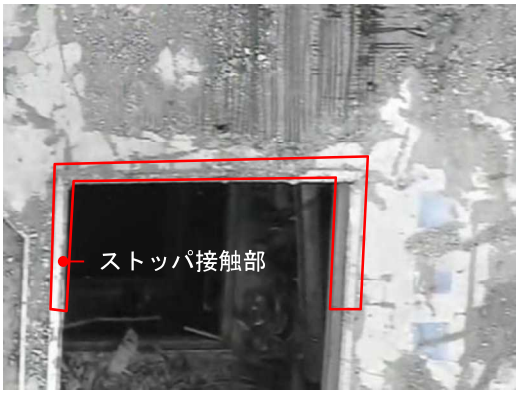


図-2.10(2)　建屋内状況写真（５階）

①西側壁面



②東側壁面



③南側壁面



④北側壁面



- 外壁４面とも新たな損傷は見られない。

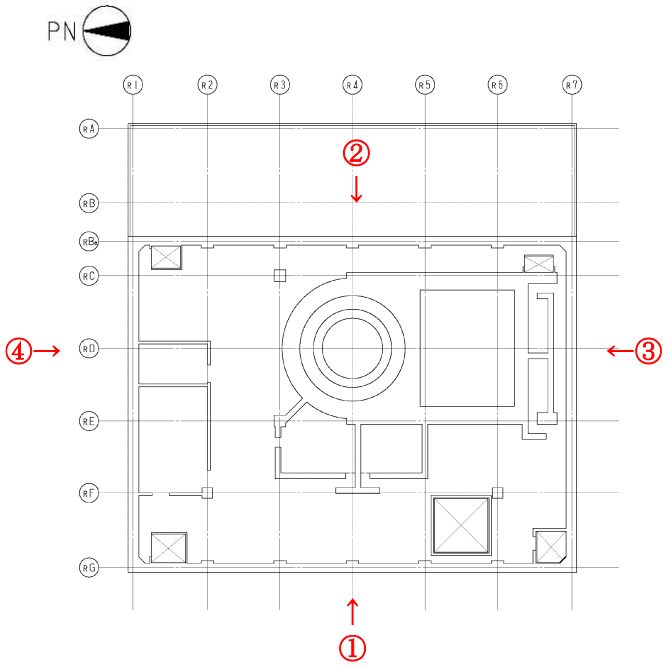


図-2.11　建屋外壁状況写真

3. ３次元ＦＥＭ解析による耐震安全性評価

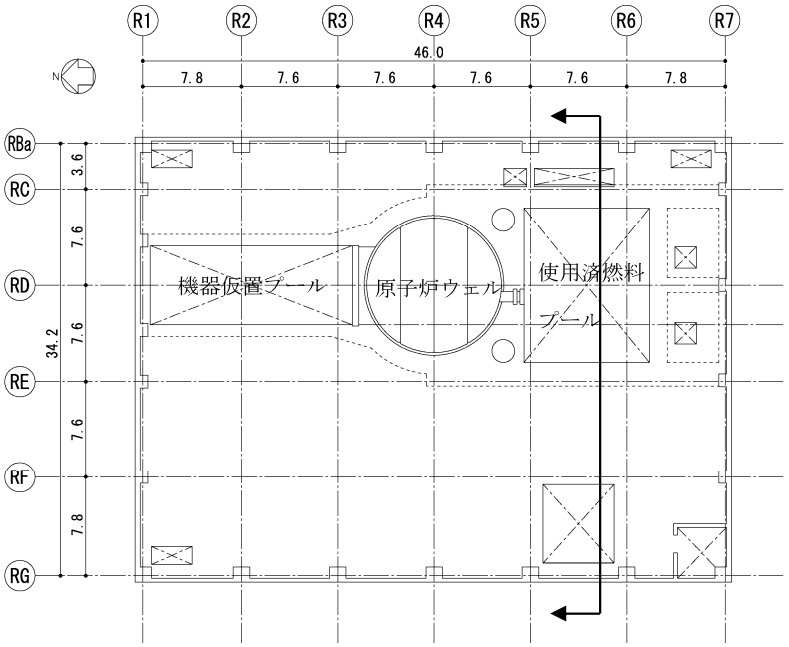
3.1　解析方針

本検討では，使用済燃料の取出し時における原子炉建屋の状況を反映するとともに，２章において損傷が確認された箇所を反映した解析モデルを作成し，基準地震動 Ss に対する耐震安全性を，３次元ＦＥＭ解析によって評価する。

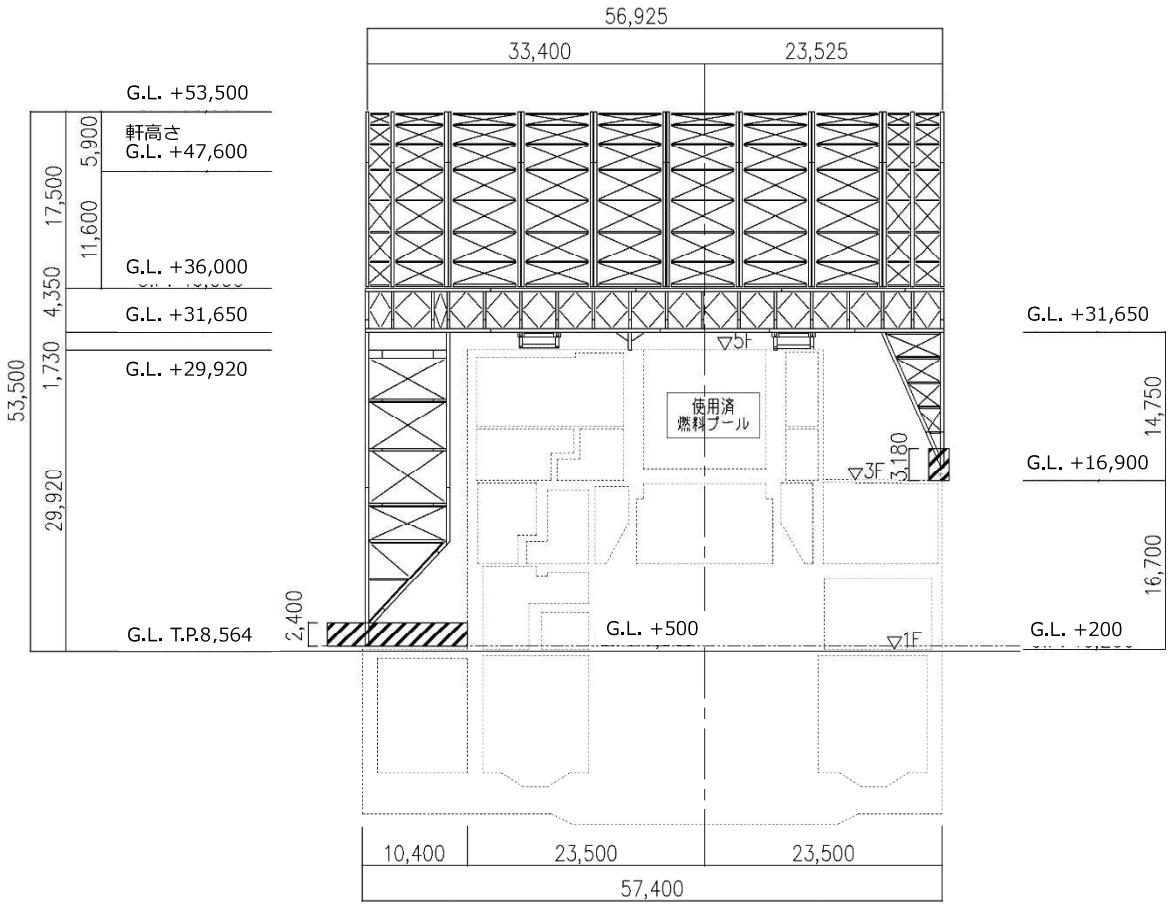
図-3.1.1 に原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図を示す。

耐震安全性評価は，図-3.1.2 のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（G.L.+8.7m）から５階の床（G.L.+29.92m）までの建屋部分をもとに，２章において新たに損傷が確認された箇所の強度を期待せず，剛性を低下あるいは無視した３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重，遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重，使用済燃料プール水による静水圧，地震応答解析結果にもとづく地震荷重，地震時の燃料取り出し用カバー反力及び荷重組合せの条件を設定する。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い，使用済燃料プール部，シェル壁及び燃料取り出し用カバーが取り付く５階オペフロに発生する応力及びひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し，耐震安全性を評価する。



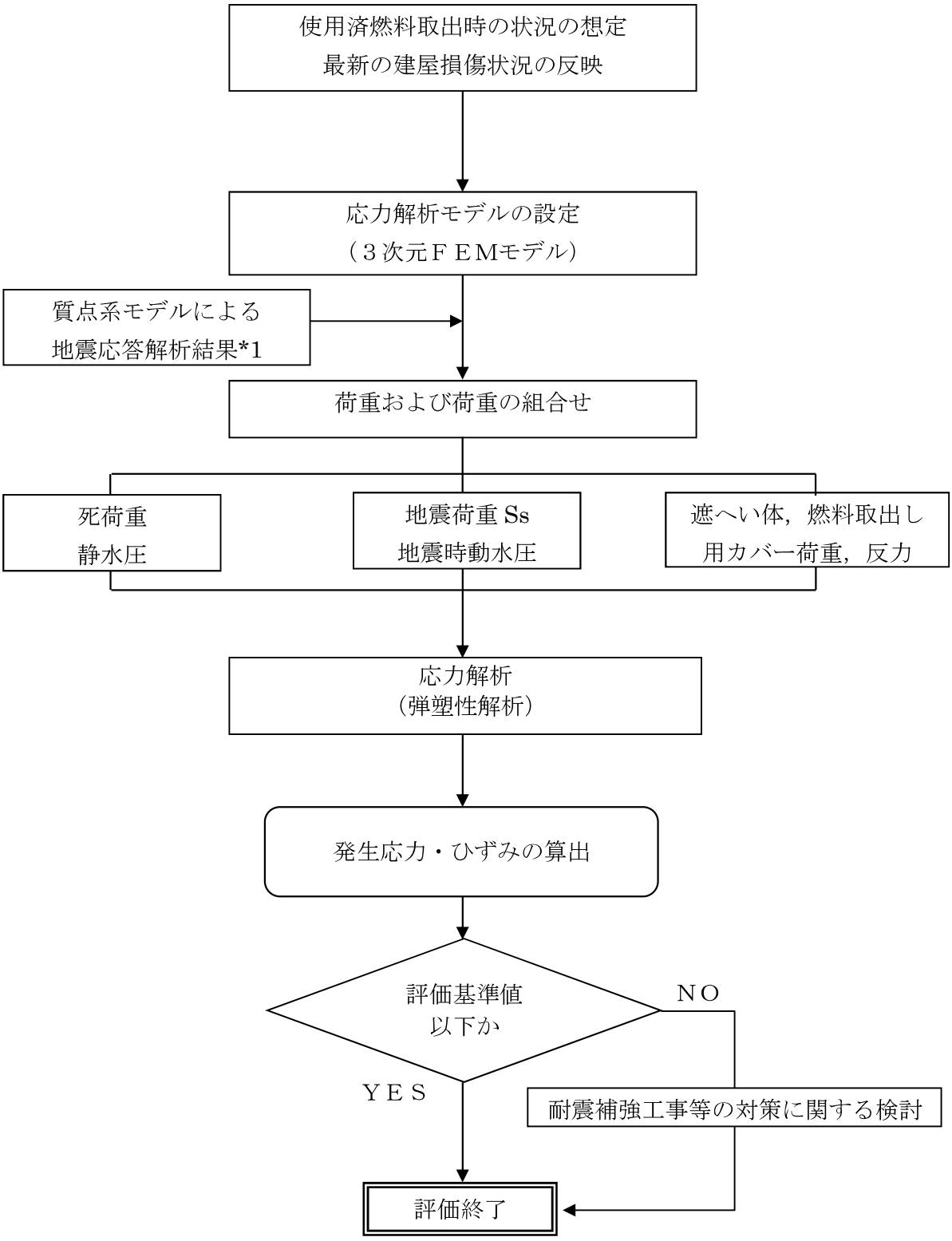
平面図



断面図

図-3.1.1　原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図

本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



*1：「Ⅱ-2-11　添付資料-4-2　3.　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について」中の３号機の燃料取出し時の状態を考慮した地震応答解析結果にもとづく。

図-3.1.2　耐震安全性評価フロー

3.2　応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し，使用済燃料プール及びシェル壁等に発生する応力及びひずみを算定する。２階壁から５階のオペフロまでの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化した。２章において損傷（一部損傷及び全壊）が確認された箇所について，建屋損傷状況を反映した応力解析モデルを構築した。

使用計算機コードは「ABAQUS」である。解析モデルに使用する板要素は，鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素（コンクリート部：10 要素 11 積分点）を用いた。一般には断面の板厚方向の応力分布を評価するには板厚方向の分割は 4～5 要素で十分であるが、今回は鉄筋層の外側のコンクリート剛性を考慮できるように 10 要素と細かくした。なお、面外せん断剛性は「ABAQUS」では、板厚方向には分割されず 1 要素のままとなる。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考える。また，板のたわみには曲げによる変形とせん断による変形を考慮する。柱と梁は，軸力，曲げ，せん断を同時に考慮できる梁要素としてモデル化し，板要素を含めそれぞれの要素の接合条件は剛接とした。

図-3.2.1 に解析モデル概要図を，図-3.2.2 にコンクリートと鉄筋の構成則を，図-3.2.3 に解析モデルの境界条件を示す。

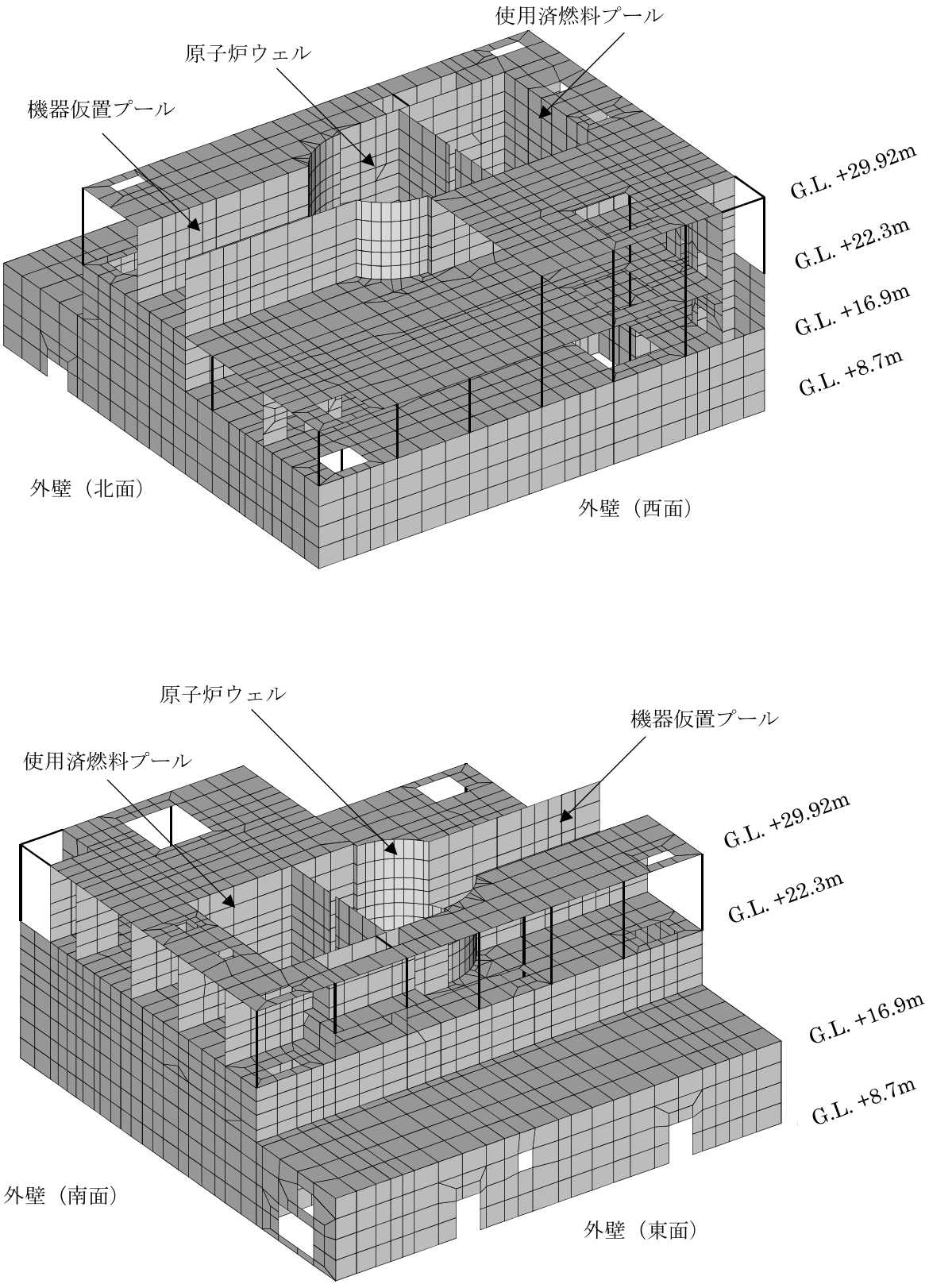
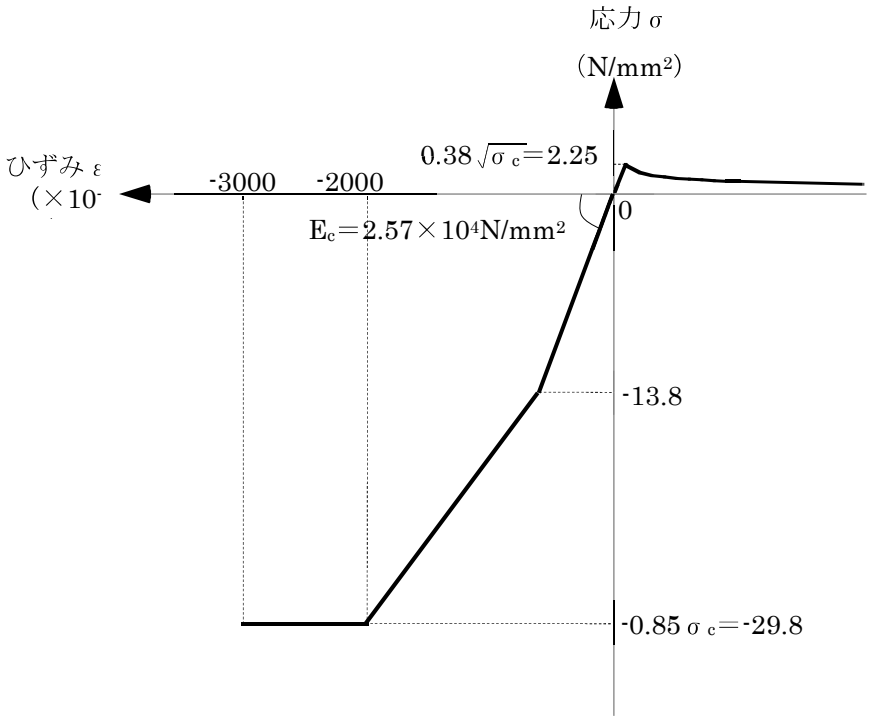
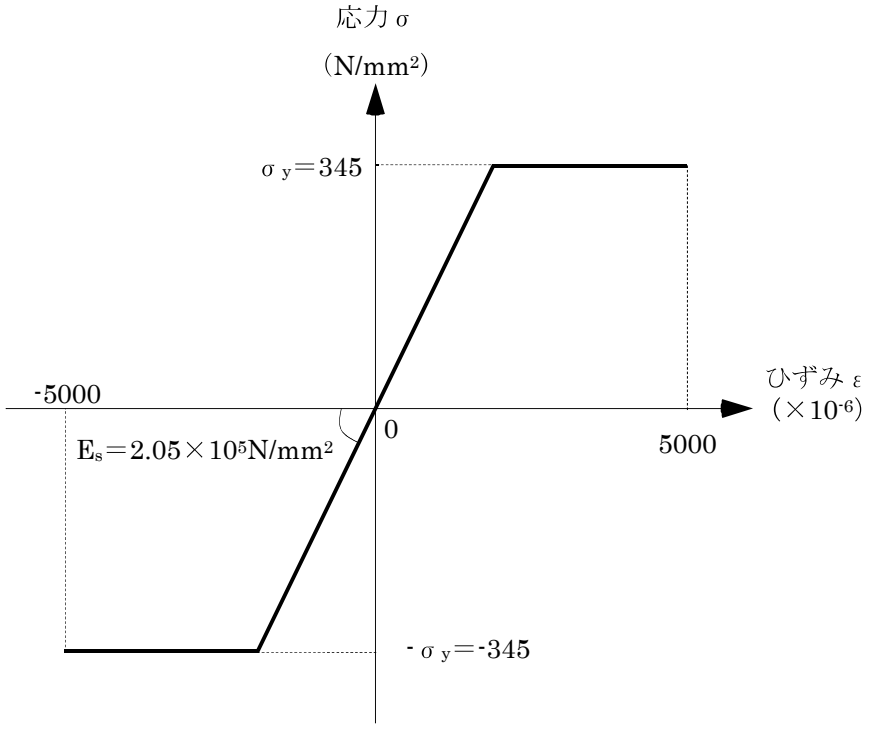


図-3.2.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力ーひずみ関係
（コンクリート強度 σ c＝35N/mm²）



(b)　鉄筋の応力ーひずみ関係
（鉄筋降伏点 σ y＝345N/mm²）

図-3.2.2　コンクリートと鉄筋の構成則

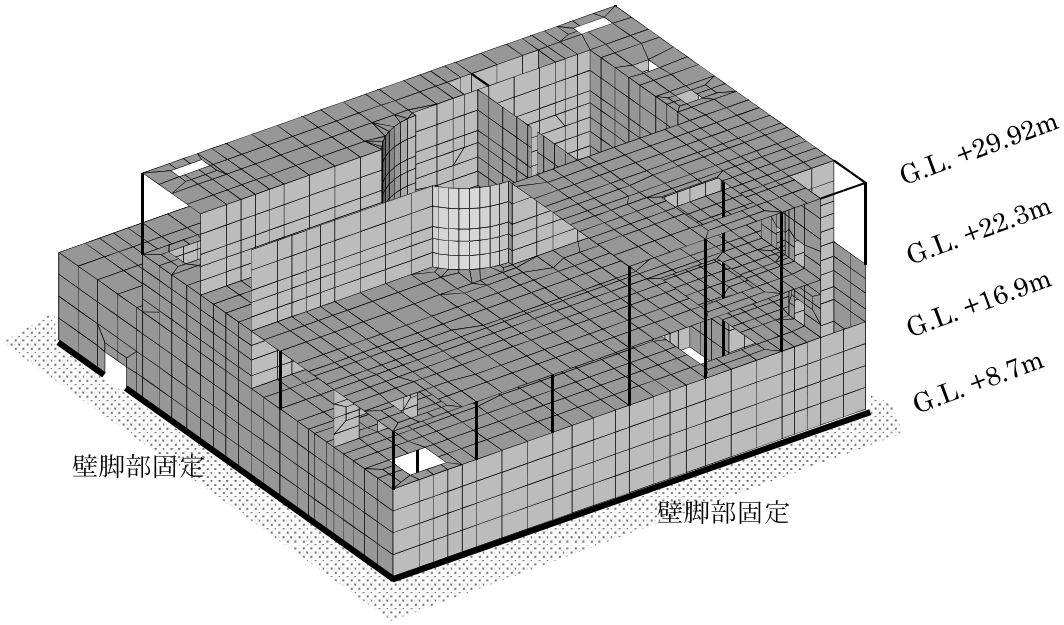


図-3.2.3　解析モデルの境界条件

3.3　損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては，２章において損傷（一部損傷及び全壊）が確認された箇所を反映し，３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。図-3.3.1～図-3.3.4に損傷状況を仮定した損傷モデルを示す。

(1)床スラブ

床スラブは，５階～４階において，床全壊箇所は剛性を0%とし，床一部損壊箇所は剛性を50%とする。損傷状況の調査結果より明らかとなったオペフロ（５階）の北東部の床は，剛性を0%とする。４階の床は，大物搬入開口周辺の床，はりの一部に剥落が見られること，および，北西部や北東部において，上部の５階床が全壊している箇所もあることより，４階床は全面的に一部損傷状態にあると推定する。

(2)外壁・内壁

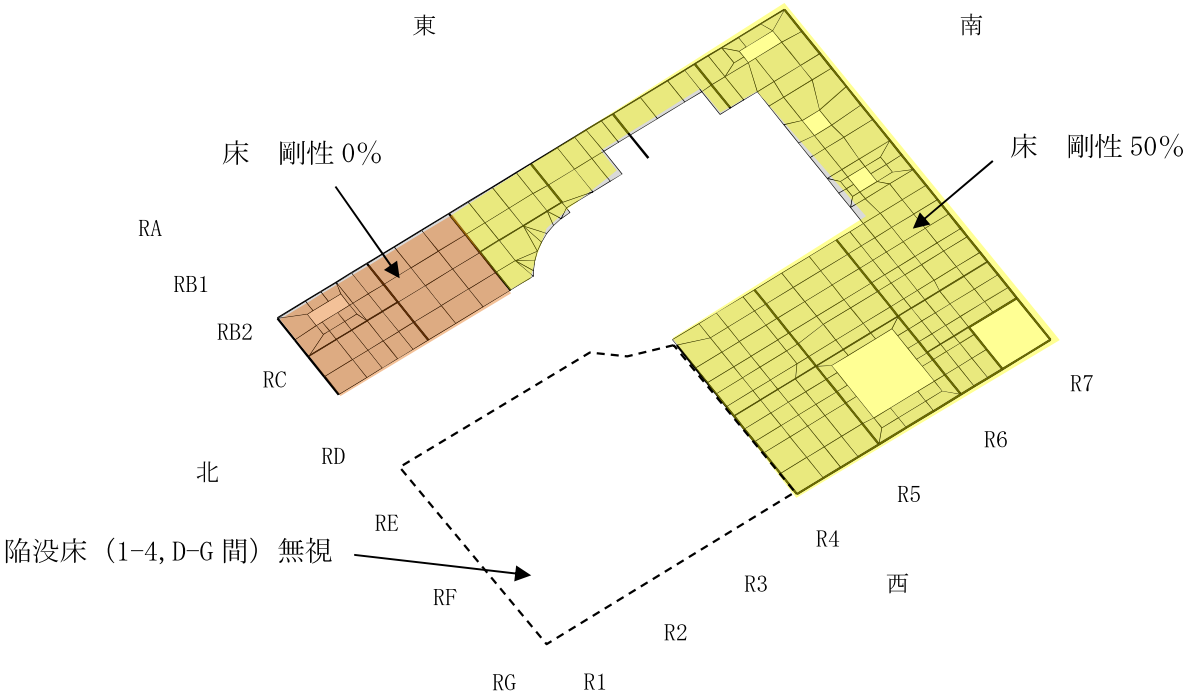
外壁・内壁は，新たな損傷が確認されていないため，変更は行わない。

(3)使用済燃料プール・機器仮置プール

使用済燃料プール・機器仮置プールについては壁及び床ともに健全であった壁や床よりも，十分な厚さがあるため，損傷なしとして評価を行う。

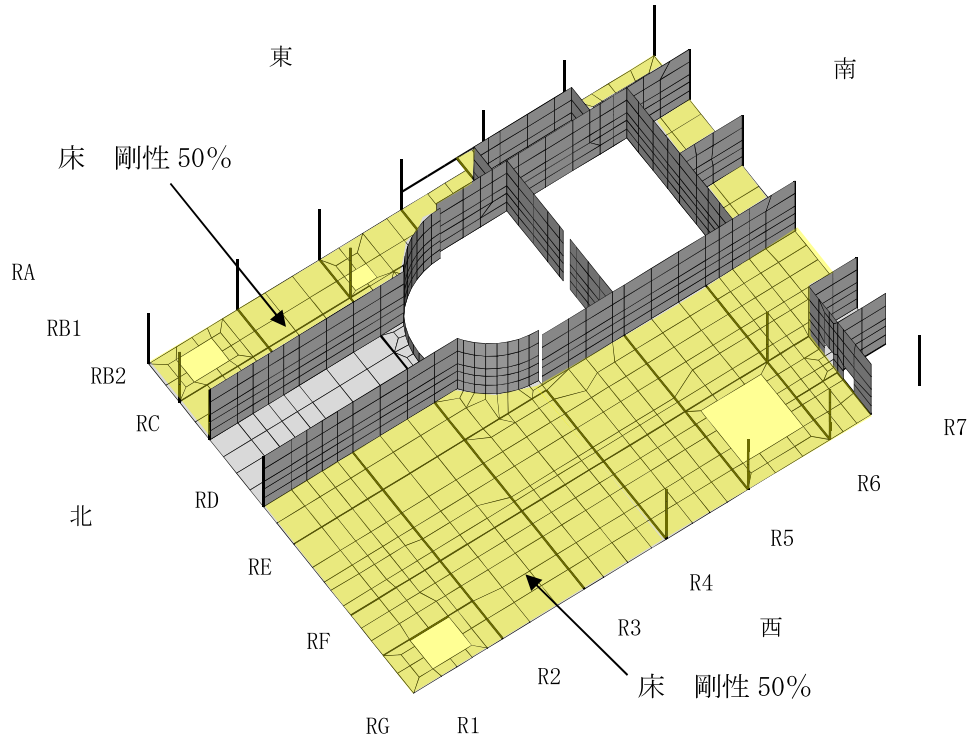
(4)シェル壁

シェル壁については健全であった壁や床よりも，十分な厚さがあるため，損傷なしとして評価を行う。



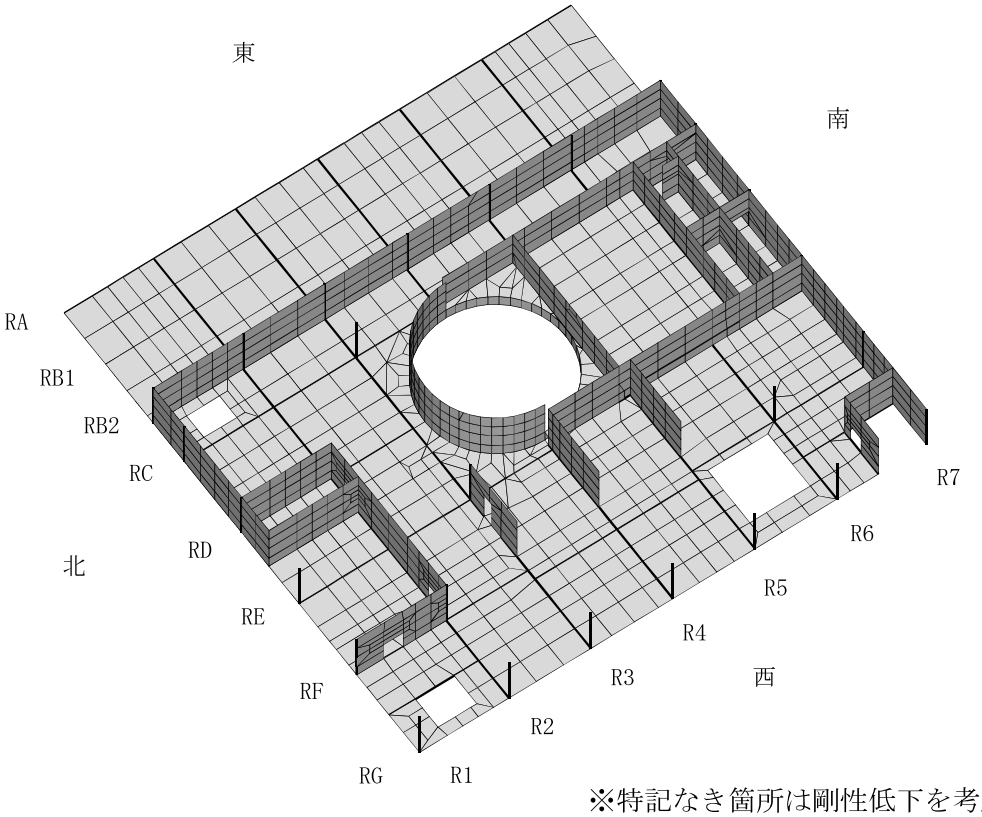
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.1　損傷状況仮定　アイソメ図　５階（G.L.+29.92m）



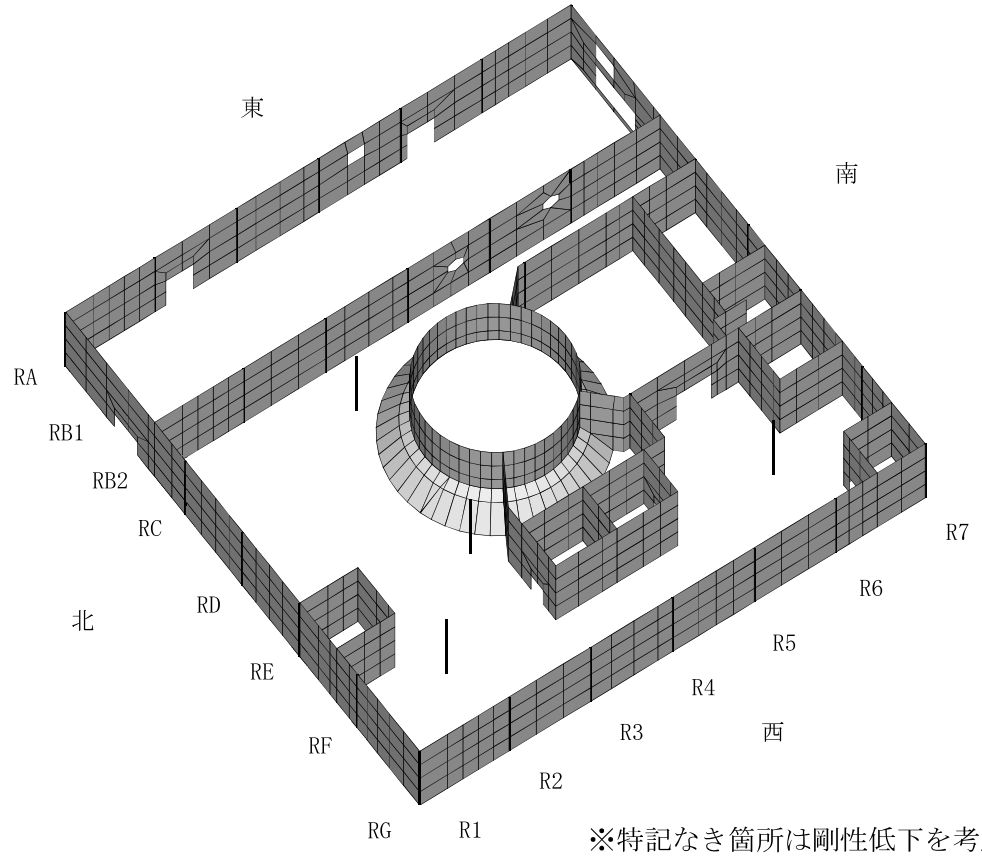
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.2　損傷状況仮定　アイソメ図　４階（G.L.+22.3m）



※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.3　損傷状況仮定　アイソメ図　３階（G.L.+16.9m）



※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.4　損傷状況仮定　アイソメ図　２階（G.L.+8.7m）

3.4　荷重及び荷重の組合せ

(1) 死荷重　ＤＬ

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え，機器・配管・その他の重量は床に一様に積載されているものとする。死荷重を表-3.4.1 に示す。

表-3.4.1　死荷重

荷重	荷重の与え方	荷重（kN）
死荷重（原子炉建屋）	シェル要素に物体力（密度×体積）として入力する	330619

(2) 遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重　ＤＦ

遮へい体及び燃料取り出し用カバー重量を表-3.4.2 に示す。

表-3.4.2　遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重（固定荷重）

荷重		荷重の与え方	荷重（kN）
遮へい体荷重（固定荷重）		オペフロ階（既存躯体の５階）の鉛直支持位置に、支配面積に応じて按分した荷重を節点荷重として入力する	18000
燃料取り出し用カバー荷重（固定荷重）	ストッパ	オペフロ階（既存躯体の５階）のストッパ脚部反力を節点荷重として入力する	1500
	東側脚部※1	カバー架構（オイルダンパを含む）の脚部反力を節点荷重として入力する	7700※2
	置き基礎	死荷重（原子炉建屋）として考慮済み※3	(1500)

※1：解析モデル（3 次元 FEM モデル）において，2 階壁から上部をモデル化しているため，西側脚部（1 階床面レベル）は該当なし。

※2：東側脚部の荷重 7700kN は，全体モデルの取合い点の反力より算出している。

※3：置き基礎は，原子炉建屋下屋部分に一様に荷重（２階外壁上。３階床レベル。）がかかるため，原子炉建屋の死荷重として考慮した。

(3) 静水圧　H

使用済燃料プールが満水状態（プール水重量 13640 kN）にあると仮定した場合の静水圧（σ＝113 kN/m²）を考慮する。荷重は圧力荷重としてシェル要素に入力する。

静水圧　$P_s = \rho g H$

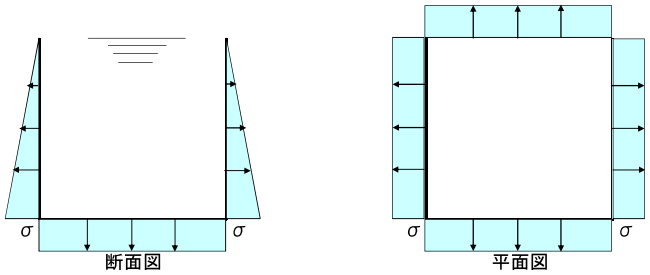
ここで

ρ　：液体の密度（$10^3 kg/m^3$）

g　：重力加速度($9.80665 m/s^2$)

H　：プール水深(11.51m)

$P_s = 113(kN/m^2)$



断面図　平面図

(4) 地震荷重　K

全体架構モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき，水平方向及び鉛直方向の地震荷重を考慮する。地震荷重を表-3.4.3 に示す。

表-3.4.3(1)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	NS 方向地震力			荷重の与え方
		せん断力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	71920	0.83	基準地震動 Ss に対する応答せん断力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	71920	83080	0.70	
+16.9	111340	155000	74320	0.67	
+8.7	130160	229320	77190	0.60	
+0.2	－	306510	－	－	

表-3.4.3(2)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	EW 方向地震力			荷重の与え方
		せん断力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	―	72110	0.83	基準地震動 Ss に対する応答せん断力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	72110	85770	0.72	
+16.9	111340	157880	72640	0.66	
+8.7	130160	230520	74140	0.57	
+0.2	―	304660	―	―	

表-3.4.3(3)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	UD 方向地震力			荷重の与え方
		軸力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	―	43860	0.50	基準地震動 Ss に対する応答軸力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	43860	54730	0.46	
+16.9	111340	98590	47810	0.43	
+8.7	130160	146400	57000	0.44	
+0.2	―	203400	―	―	

(5) 燃料取り出し用カバー反力　ＫＦ

地震時に生じる燃料取り出し用カバーからの反力を表-3.4.4 に示す。

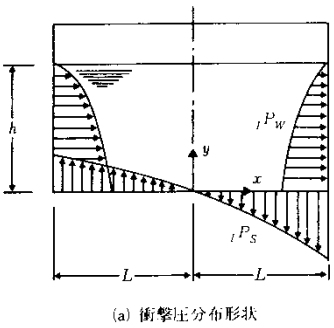
表-3.4.4　燃料取り出し用カバー反力（地震時）

荷重	荷重の与え方	作用方向	反力（kN）	
オイルダンパ反力	節点力として入力	鉛直下向き	5200	
燃料取り出し用カバー反力			ストッパ	東側脚部
	節点力として入力	N→S	15500	700
		S→N	15600	700
		W→E	14600	2500
		E→W	16300	2500
	節点力として入力	鉛直方向	7700	

(6) 地震時動水圧荷重　ＫＨ

JEAC4601 に基づき，使用済燃料プール水の基準地震動 Ss 時の動水圧（σ_{NS}＝44 kN/m^2，σ_{EW}＝56 kN/m^2）を考慮する。荷重は圧力荷重としてシェル要素に入力する。

動水圧は保守的にプール最深部の衝撃圧を壁面全体に作用させる。



(a) 衝撃圧分布形状

衝撃圧　$${}_IP_W = \rho L \ddot{X} \frac{\sqrt{3}}{2}\frac{H}{L}\left[1-\left(\frac{y}{H}\right)^2\right]\tanh\left(\sqrt{3}\frac{L}{H}\right)$$

ここで

ρ　：液体の密度（10^3kg/m^3）

h　：液体の深さ(11.51m)

H　：$H=h$（$h \leqq 1.5L$），　$H=1.5L$（$h>1.5L$）

$2L$　：矩形プール幅(m)

$\ddot{X}$　：プール設置床の応答最大加速度（m/s^2）又は設置床とその上階床との平均の応答最大加速度（m/s^2）

y　：プール底板の中心を原点とする鉛直方向座標(m)
最深部の評価の場合 0m

NS 方向

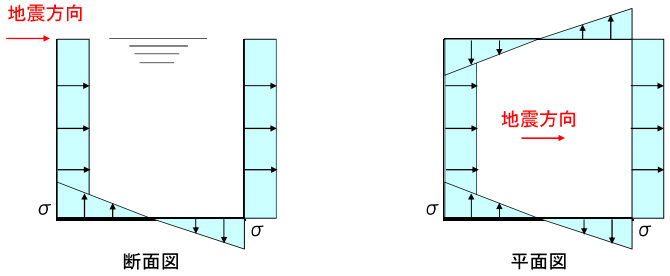
L=4.953(m)、$\ddot{X}$＝8.08（m/s^2）

$${}_IP_W = 44(kN/m^2)$$

EW 方向

L=6.096(m)、$\ddot{X}$＝8.14（m/s²）

$_1P_W = 56(kN/m^2)$



(7) 荷重の組合せ

表-3.4.5 に荷重の組合せを示す。なお，水平方向及び鉛直方向の地震動の組合せは，組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

表-3.4.5　荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
Ss 地震時	DL ＋ DF ＋ H ＋ K ＋ KF ＋ KH

ここに，　DL：死荷重，DF：遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重，　H：静水圧，
K：地震荷重（基準地震動 Ss），KF：燃料取り出し用カバー反力，KH：地震時動水圧

3.5　評価結果

配筋諸元等に基づき構造検討を行い，耐震安全性を評価する。評価においては，応力解析より求まる発生応力及びひずみが，評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（CCV 規格）に基づき設定した。表-3.5.1にひずみの評価基準値の値を示す。発生応力（面外せん断力）の評価基準値は，下式による。

シェル壁の面外せん断力に対する評価基準値（Q_A）は，次の２つの計算式により計算した値のいずれか小さい方の値とシェル壁の断面積を乗じて算出した値とする。

$$\tau_R = \Phi\{\ 0.1(\ p_t \cdot f_y - \sigma_0\ ) + 0.5 p_w \cdot f_y + 0.235\sqrt{F_c}\ \} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}1)$$

$$\tau_R = 1.10\sqrt{F_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}2)$$

ここで，

τ_R　：終局面外せん断応力度（N/mm²）

p_t　：主筋の鉄筋比

f_y　：鉄筋の許容引張応力度および許容圧縮応力度（N/mm²）

F_c　：コンクリートの設計基準強度（N/mm²）

σ_0　：外力による膜応力度（N/mm²）（引張の符号を正とする）

p_w　：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比であって，次の計算式により計算した値

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}3)$$

a_w　：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm²）

b　：断面の幅（mm）

x　：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

Φ　：低減係数であり，次の計算式により計算した値（1を超える場合は1，0.58未満の場合は0.58とする）

$$\Phi = 1 / \sqrt{M / (Q \cdot d)} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}4)$$

M　：曲げモーメント（N･mm）

Q　：せん断力（N）

d　：断面の有効せい（mm）

シェル壁以外の面外せん断力に対する評価基準値（Q_A）は，次の(1)または(2)に示す計算式により計算した値とする。

(1) 次の計算式により計算した値

$$Q_A = b \cdot j \cdot {}_c f_s \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}5)$$

ここで，

Q_A　：許容面外せん断力（N）

b　：断面の幅（mm）

j　：断面の応力中心間距離で ${}_c f_s$，断面の有効せいの7／8倍の値（mm）

${}_c f_s$　：コンクリートの許容せん断応力度（N/mm²）

(2) (1)の規定を超えるものについては，次の計算式により計算した値

$$Q_A = b \cdot j \{ \alpha \cdot {}_c f_s + 0.5 {}_w f_t (p_w - 0.002) \} \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}6)$$

ここで，

p_w ：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比であり，次の計算式により計算した値(0.012を超える場合は0.012として計算する)

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}7)$$

a_w ：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm²）

x ：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

${}_w f_t$ ：面外せん断力に対する補強筋の許容引張応力度（N/mm²）

α ：割増し係数であり，次の計算式により計算した値（2を超える場合は 2，1未満の場合は1とする）

$$\alpha = \frac{4}{M/(Q \cdot d) + 1} \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}8)$$

M ：曲げモーメント（N･mm）

Q ：せん断力（N）

d ：断面の有効せい（mm）

なお，Q_A，b，jおよび ${}_c f_s$は，(1)に定めるところによる。

検定比は，発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比とする。（１以下で評価基準値を満足する。）

ひずみの検定比 ： $\varepsilon / \varepsilon_A$

面外せん断力の検定比 ： Q / Q_A

検定比を示した結果を図-3.5.1～図-3.5.9 に示す。いずれの箇所においても発生ひずみ及び発生応力は弾性範囲内であり，評価基準値を十分に下回っている。このことから，使用済燃料取り出し時の状況において，使用済燃料プール・燃料取り出し用カバーが取りつくオペフロ（5 階）床は，２章の損傷状況の調査結果を考慮しても，耐震安全性を有しているものと評価した。

また，ひずみが弾性範囲内であるため，コンクリートに内張りされたライナーが損傷し，使用済燃料プールの水が漏れ出る可能性はないと考えられる。

なお，付録において，パラメトリックスタディとして，本章の損傷状況をより安全側に評価したケースを実施し，耐震安全性に及ぼす影響を確認した。この目的は，２章の損傷状況の調査結果に示すように，現状の調査範囲では一部で損傷判定の不確定な箇所があり，解析上，これらの箇所の残存剛性を安全側に評価し，評価結果に及ぼす感度を把握するためである。併せて，このパラメトリックスタディにおいては，事故時の影響で使用済燃料プール部やシェル壁の剛性が低下した可能性についても考慮した。この結果，多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差

異は生じておらず，仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくなく，パラメトリックスタディにおいても耐震安全性を有していると評価した。(付録参照)

表-3.5.1　評価対象別の ε_A

評価対象	評価基準値 ε_A ($\times 10^{-6}$)
コンクリート	-3000
鉄筋	±5000

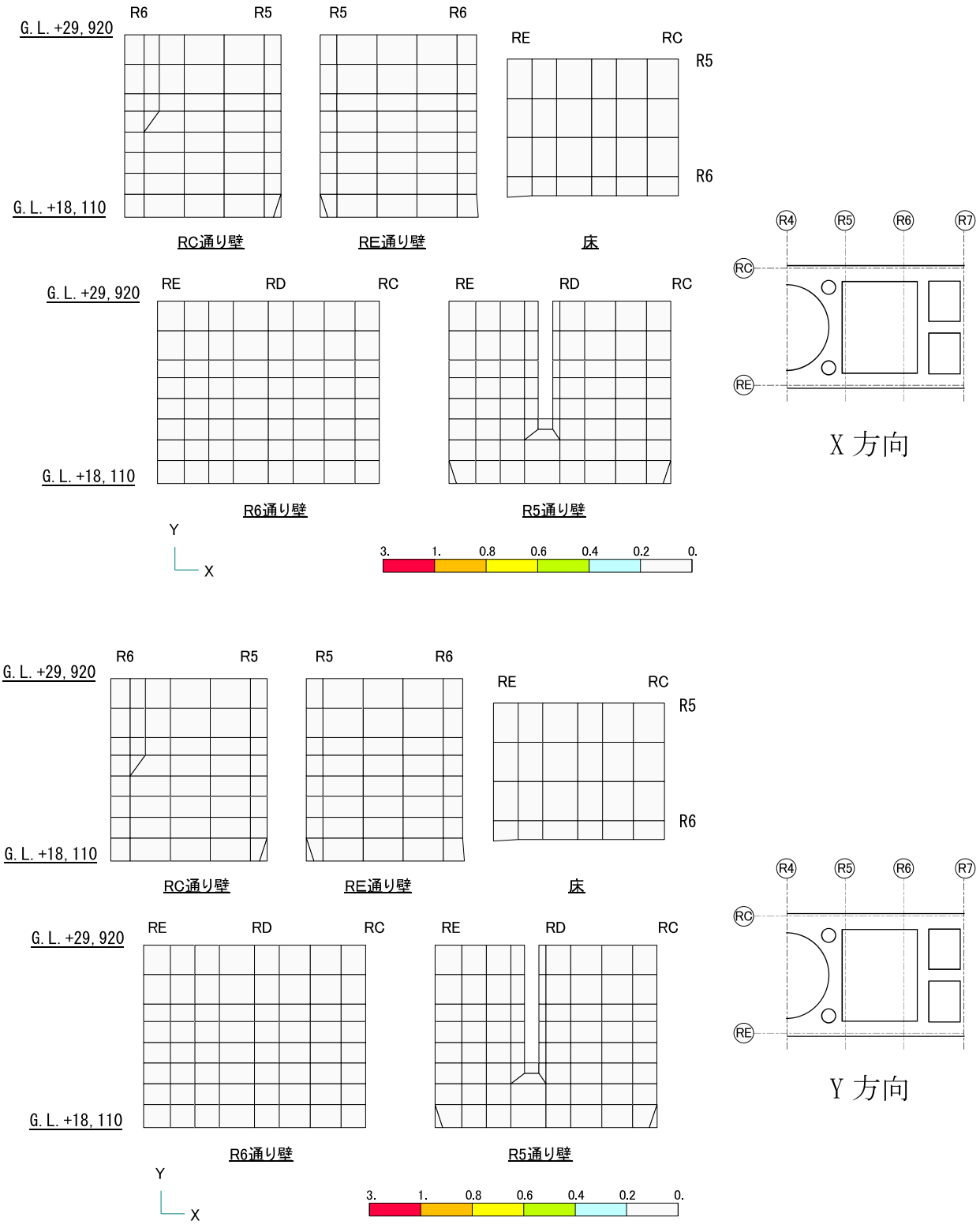
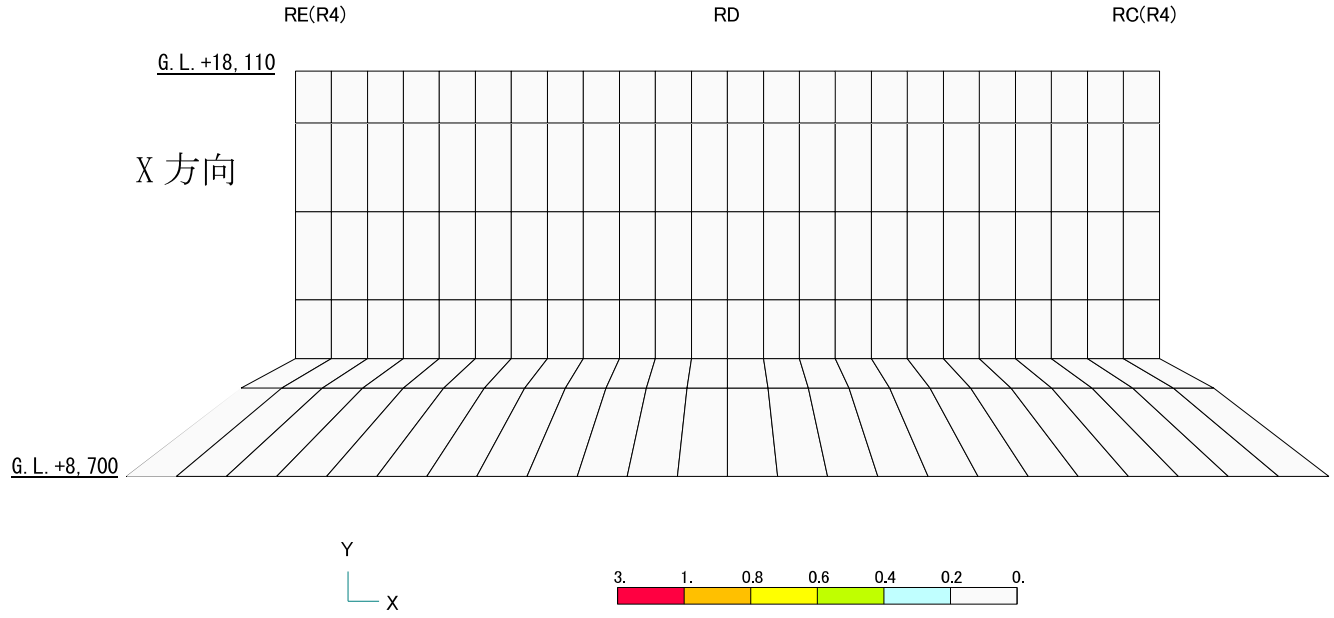


図-3.5.1　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



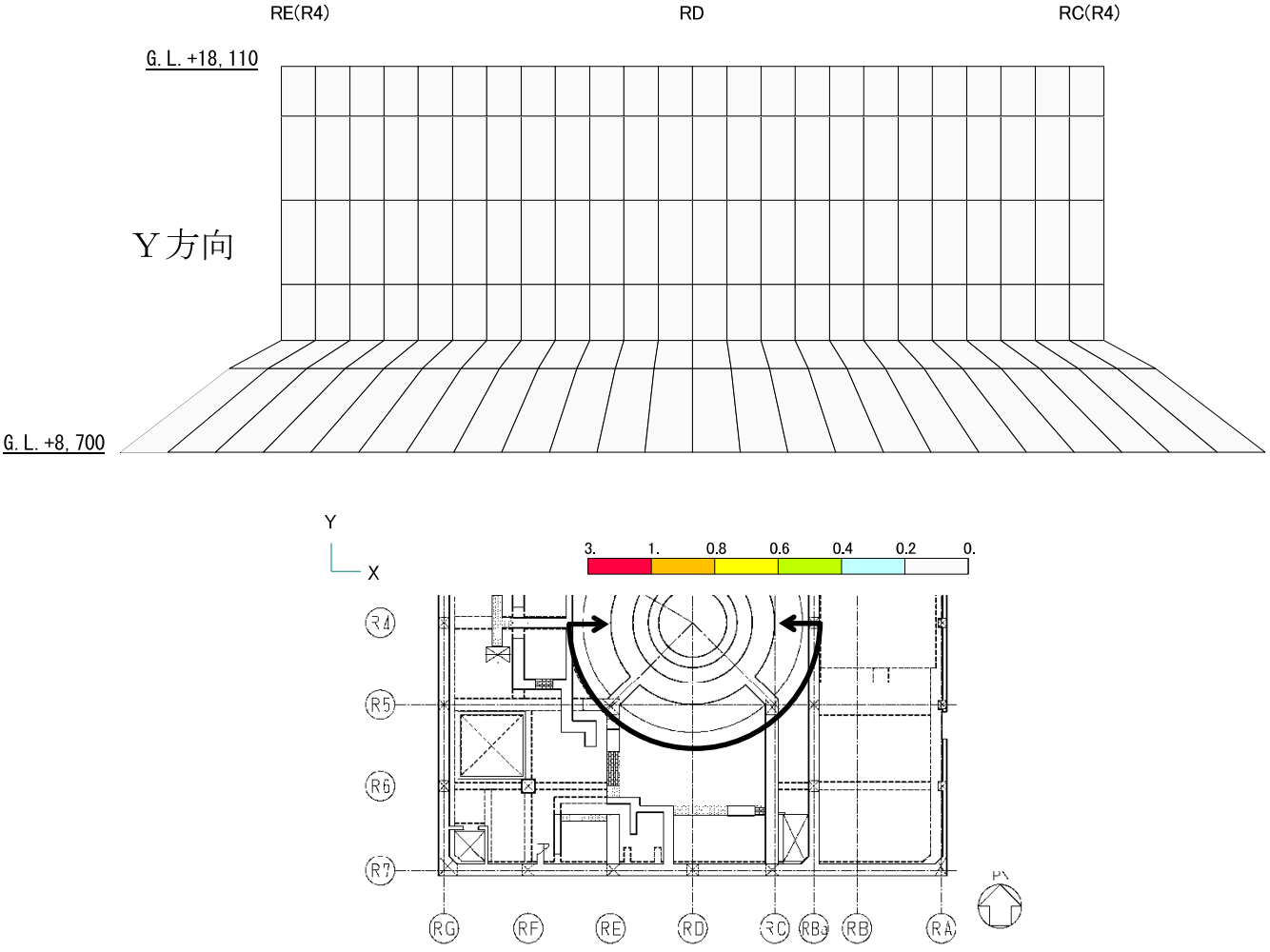


図-3.5.2　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）

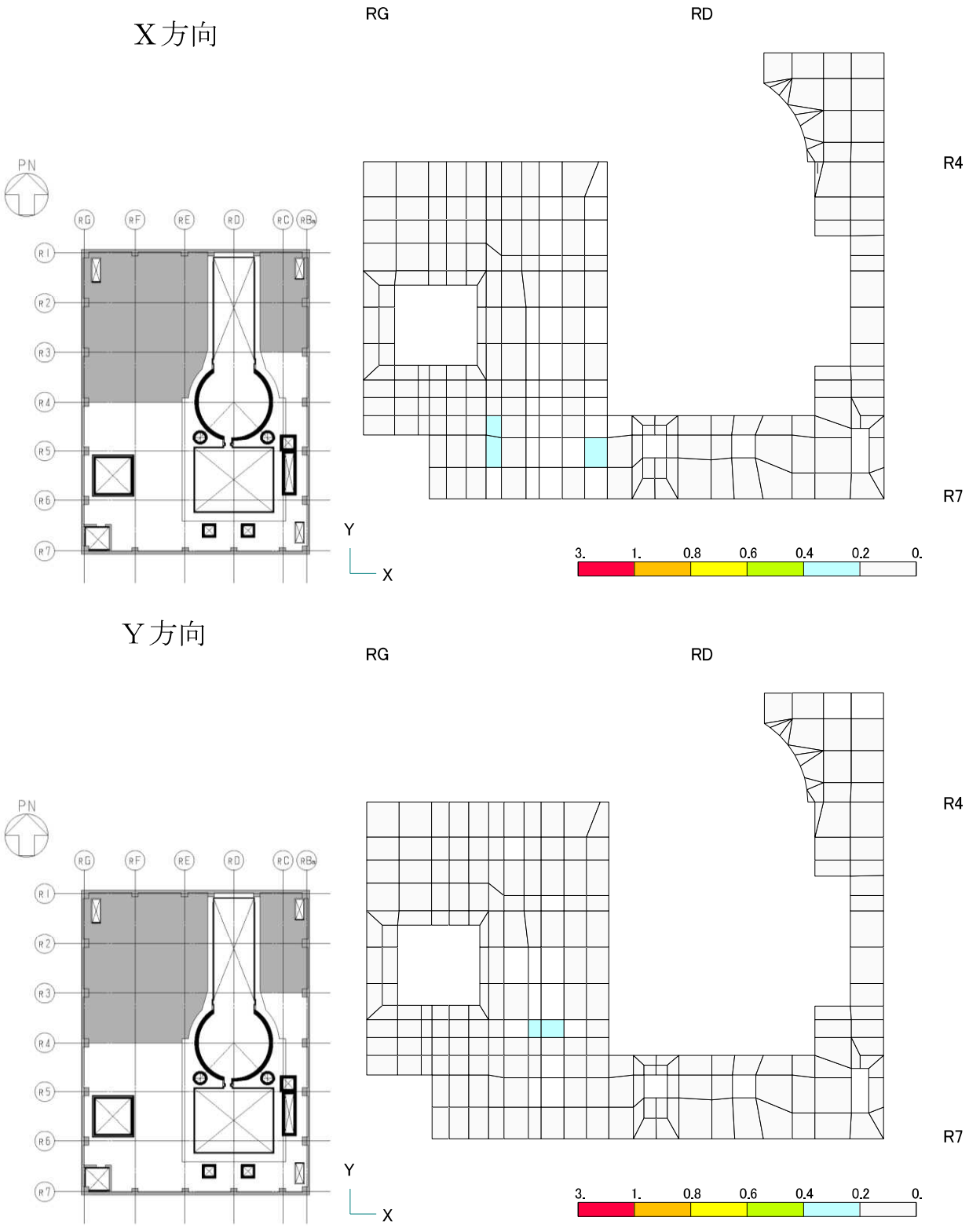
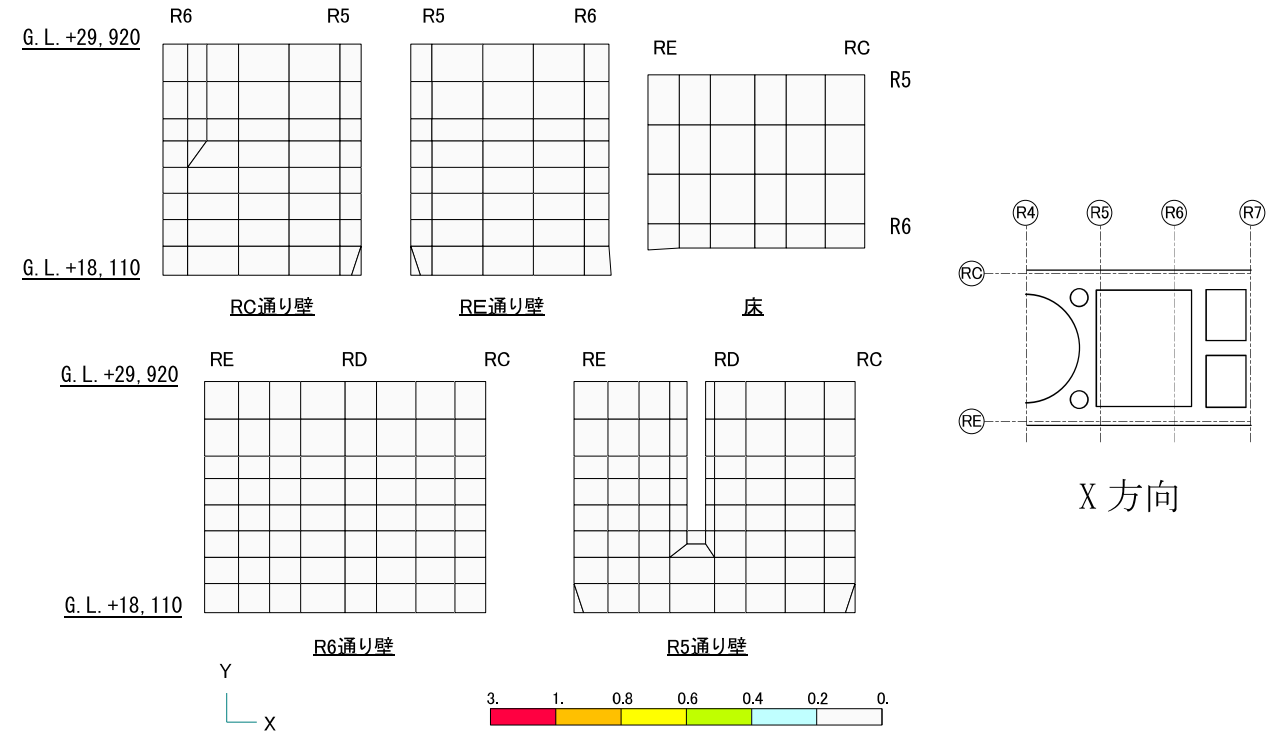


図-3.5.3　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



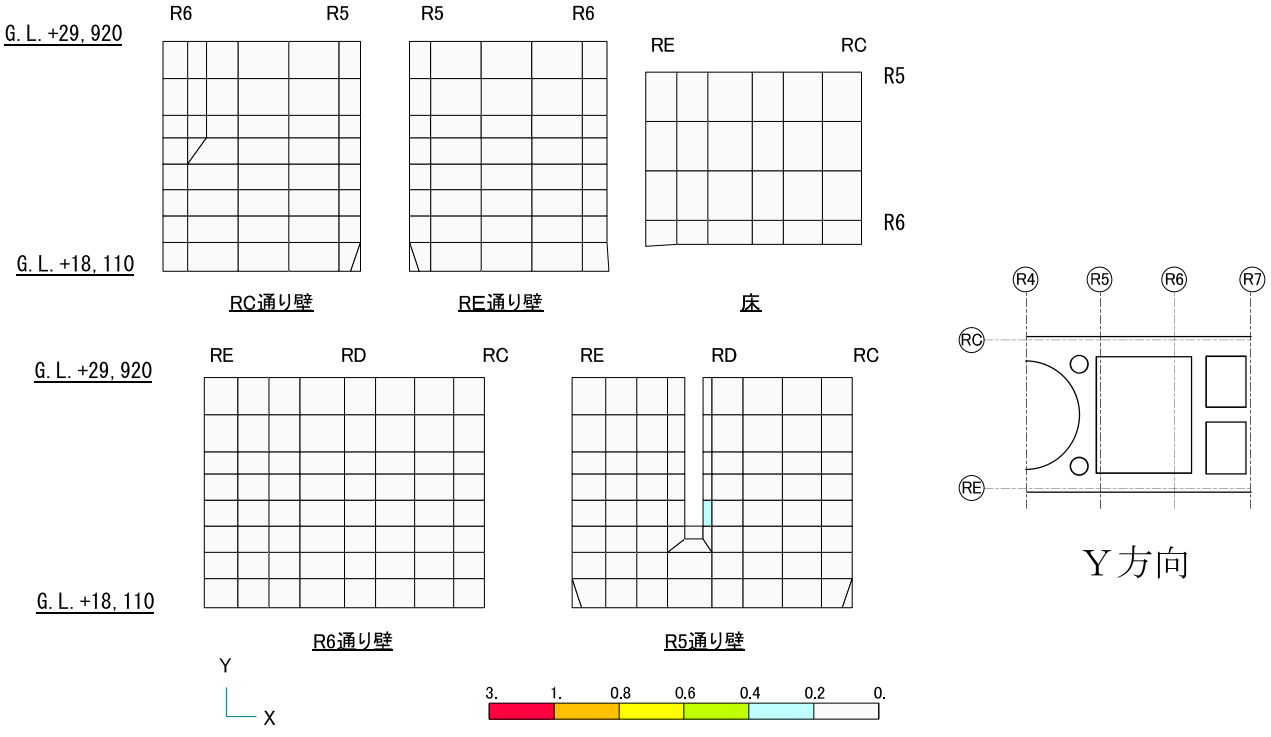
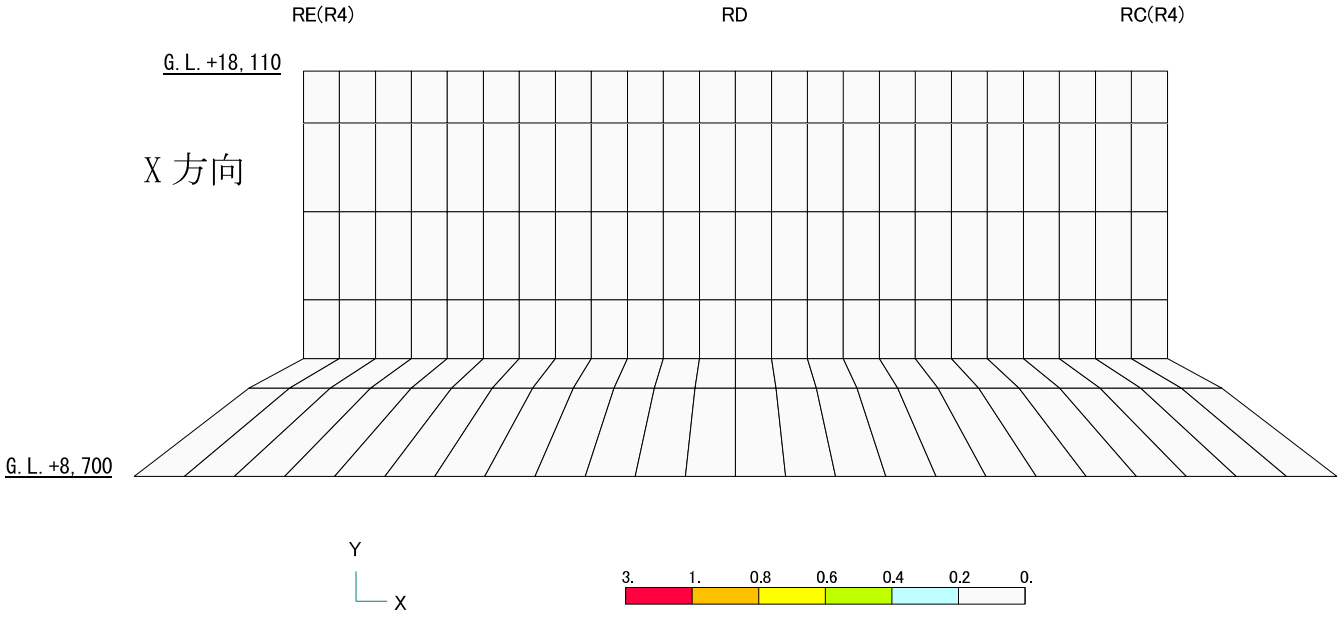


図-3.5.4　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



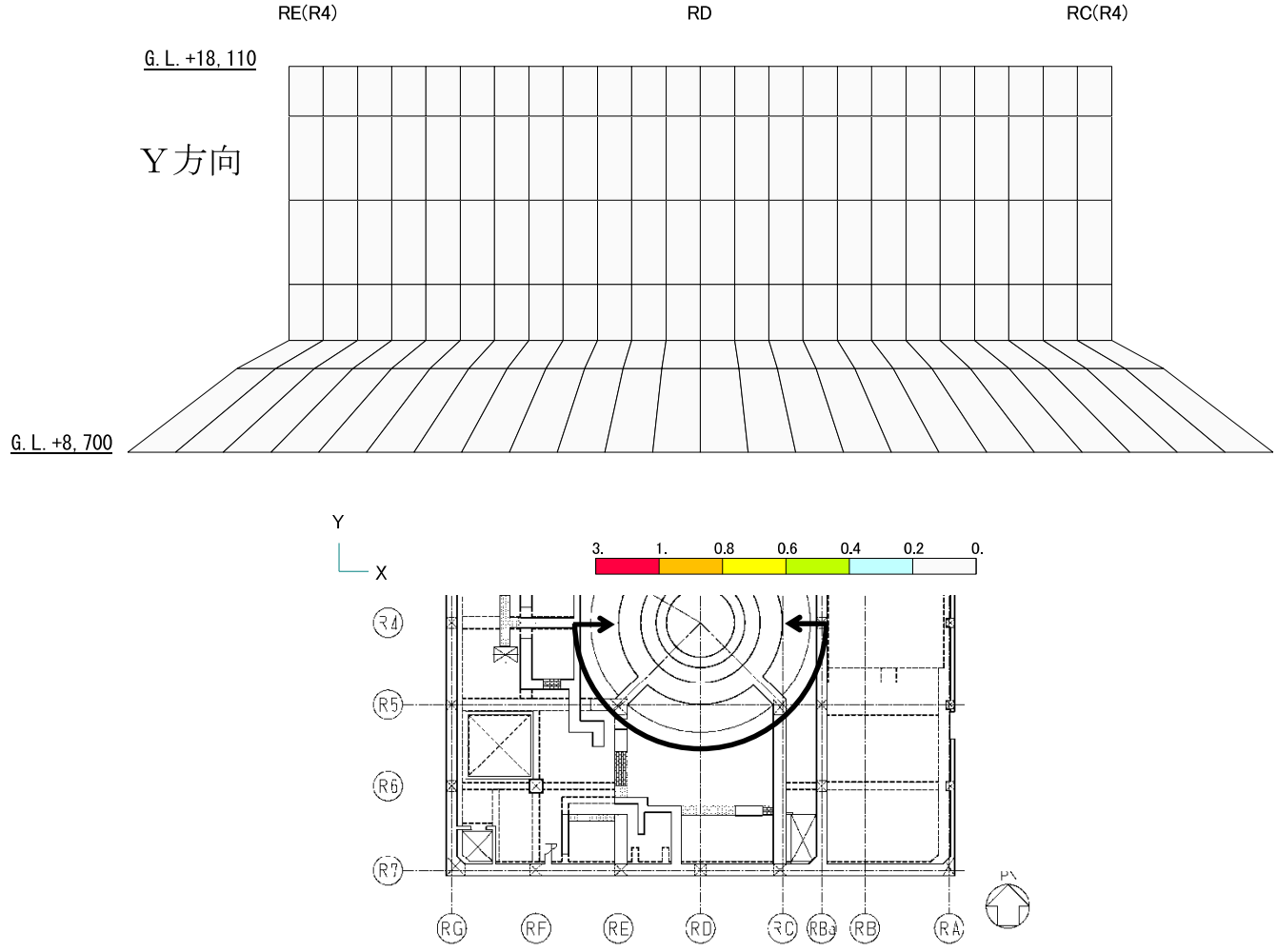
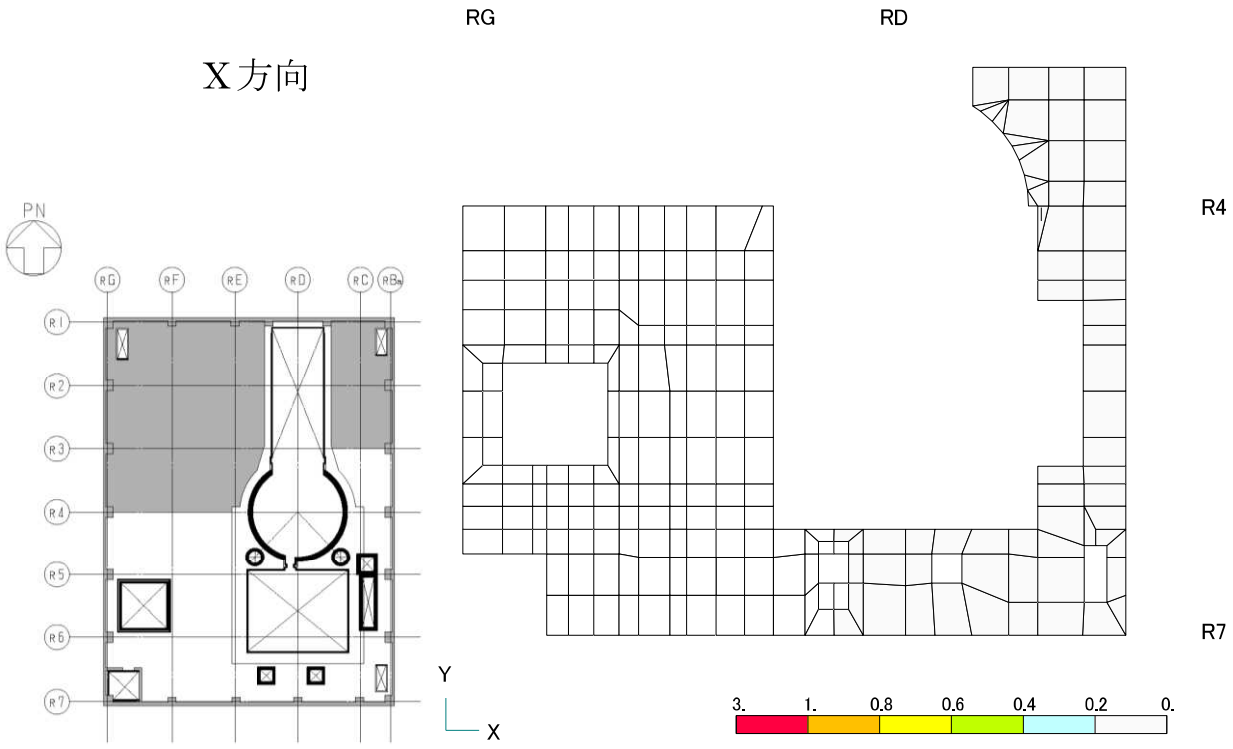


図-3.5.5　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）



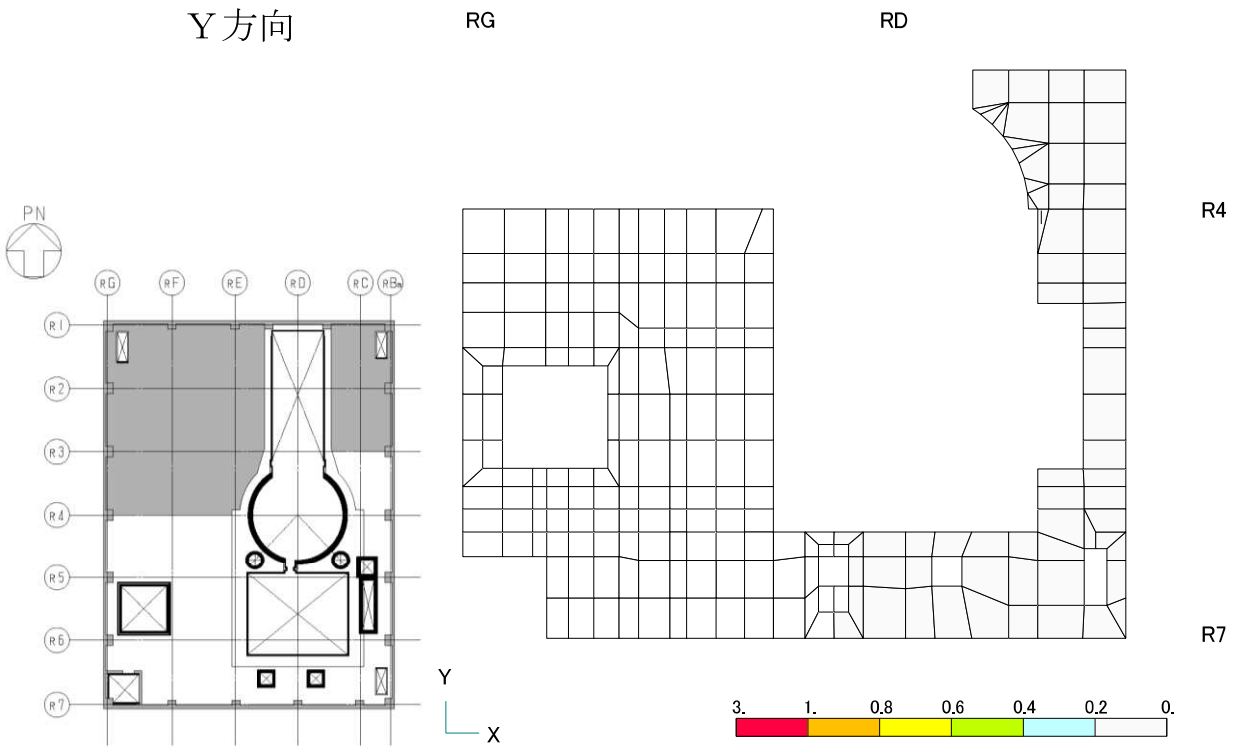
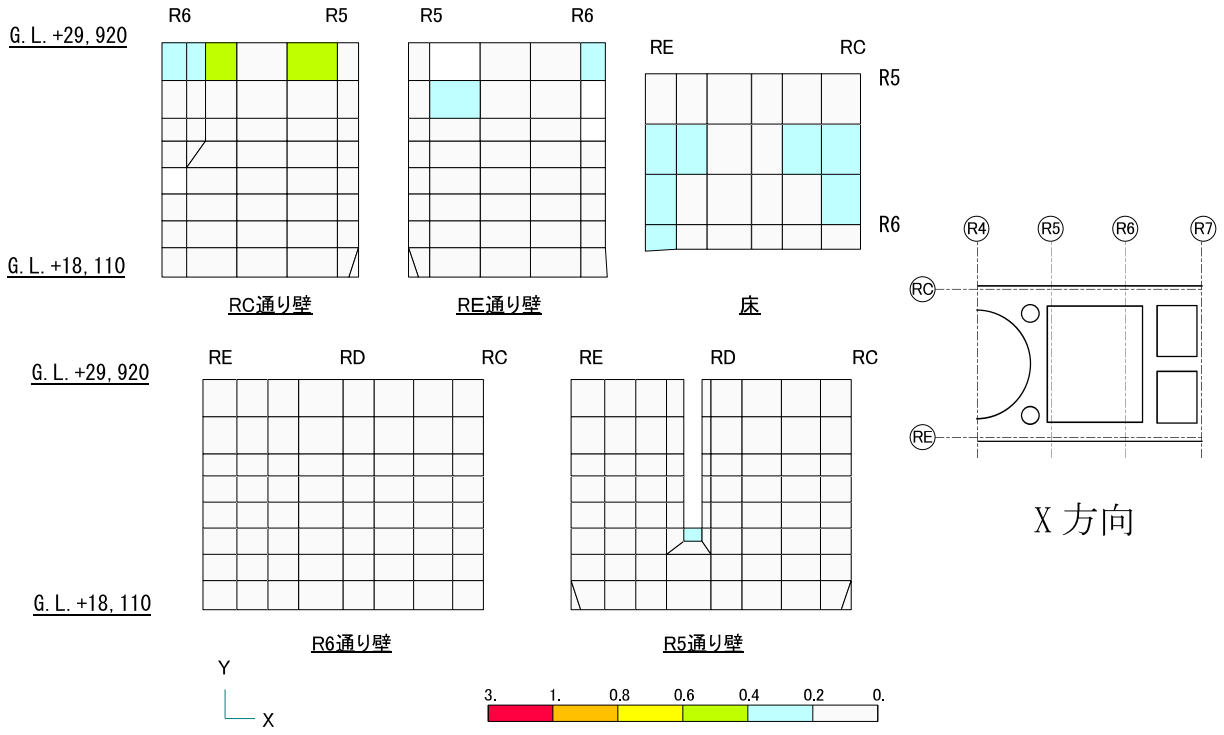


図-3.5.6　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



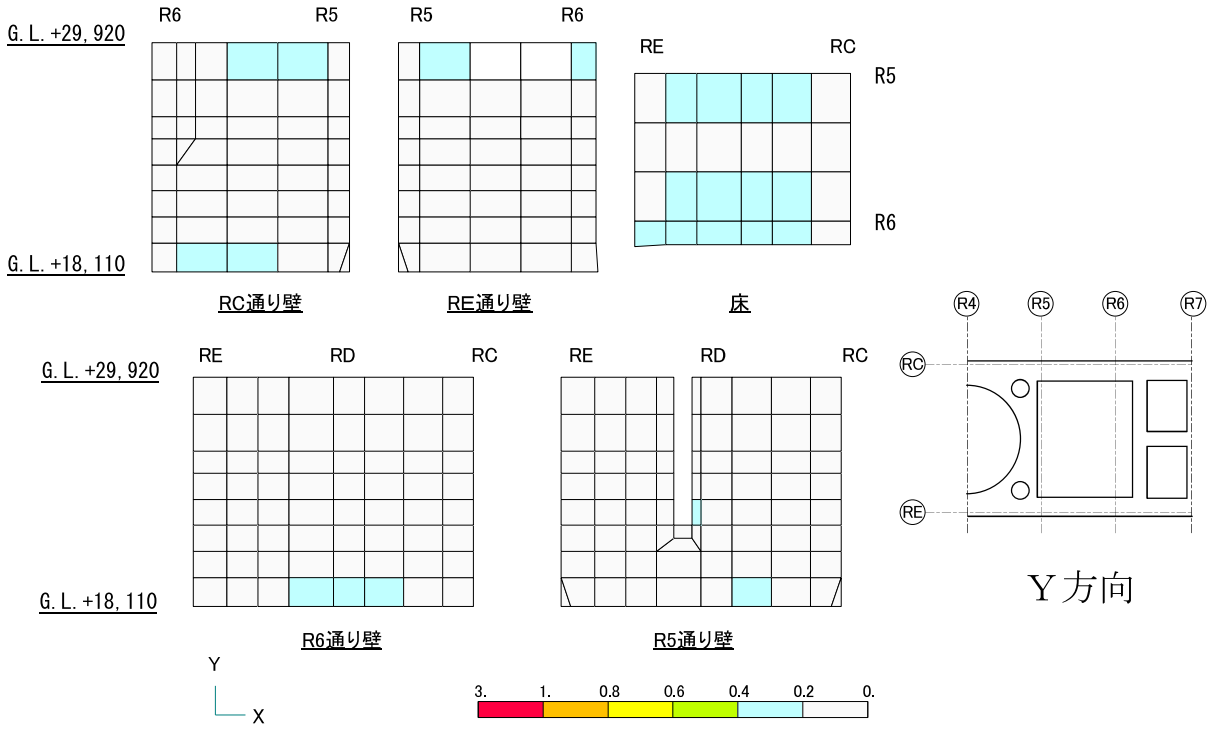
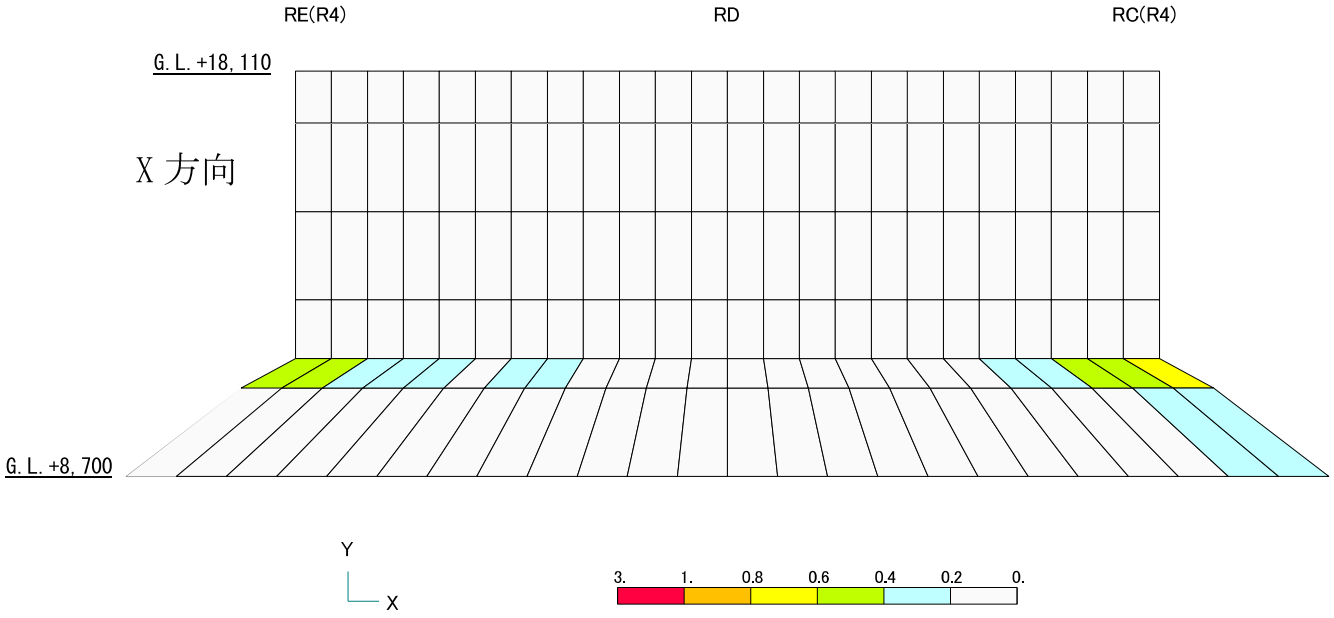


図-3.5.7　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



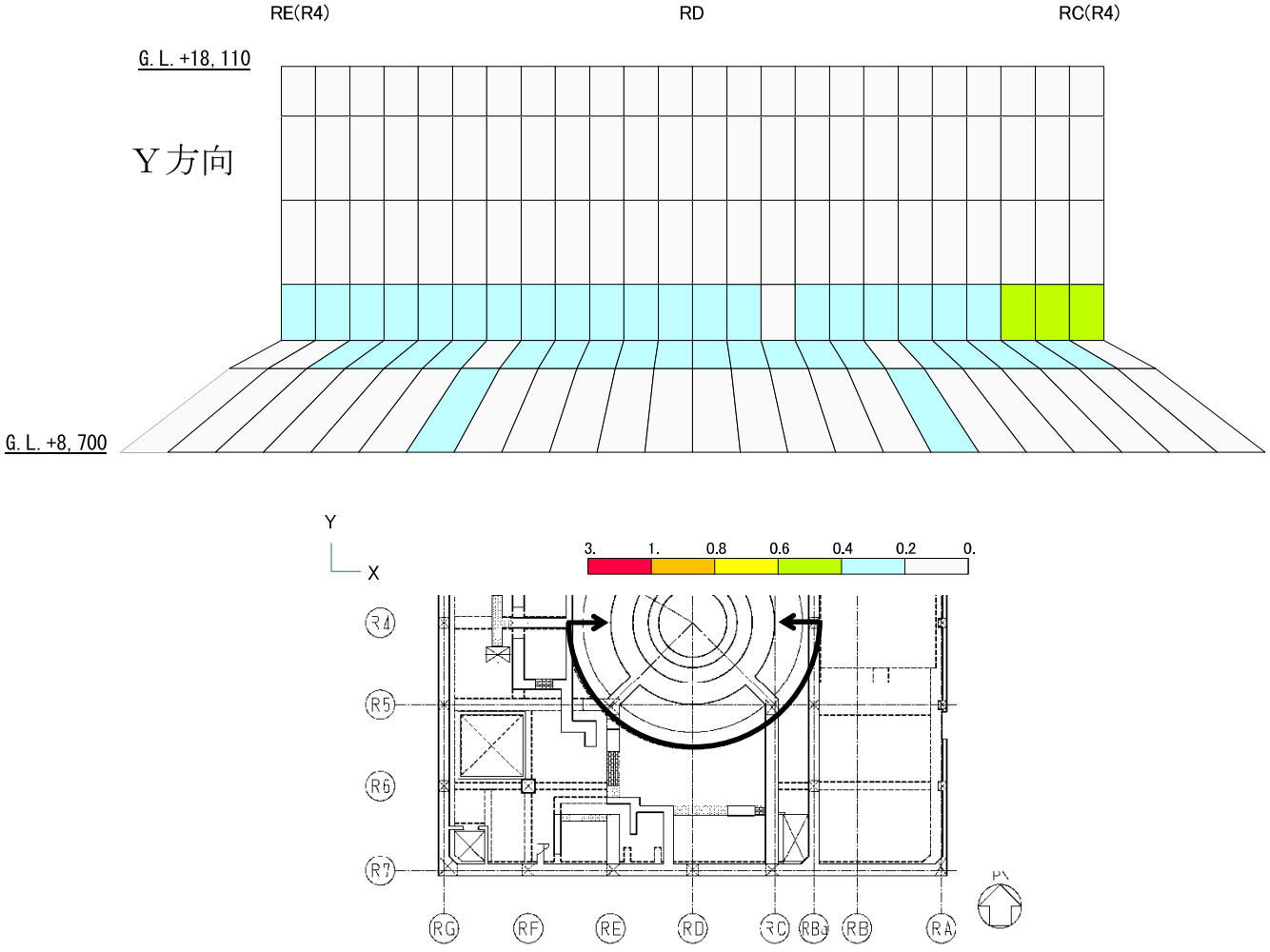


図-3.5.8　面外せん断力の検定比（シェル壁部）

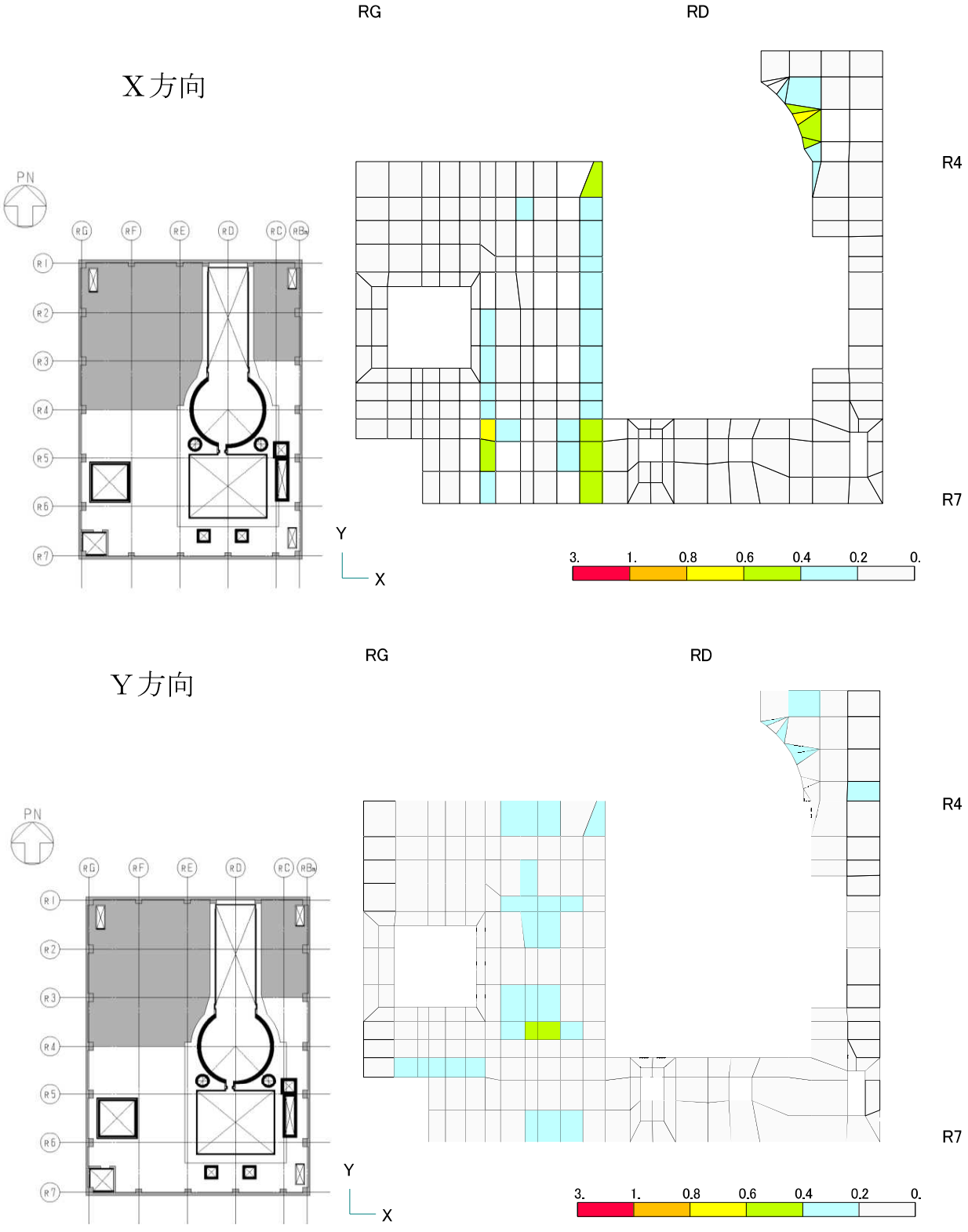


図-3.5.9　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

付録

使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果に係わるパラメトリックスタディについて

1. 概要

付録では，使用済燃料プール部等の剛性を安全側に低下させた場合について解析を行い，その影響を把握する。

2. 検討条件

図-1～図-4にパラメトリックスダディで想定する損傷仮定条件を示す。

(1) 床スラブ

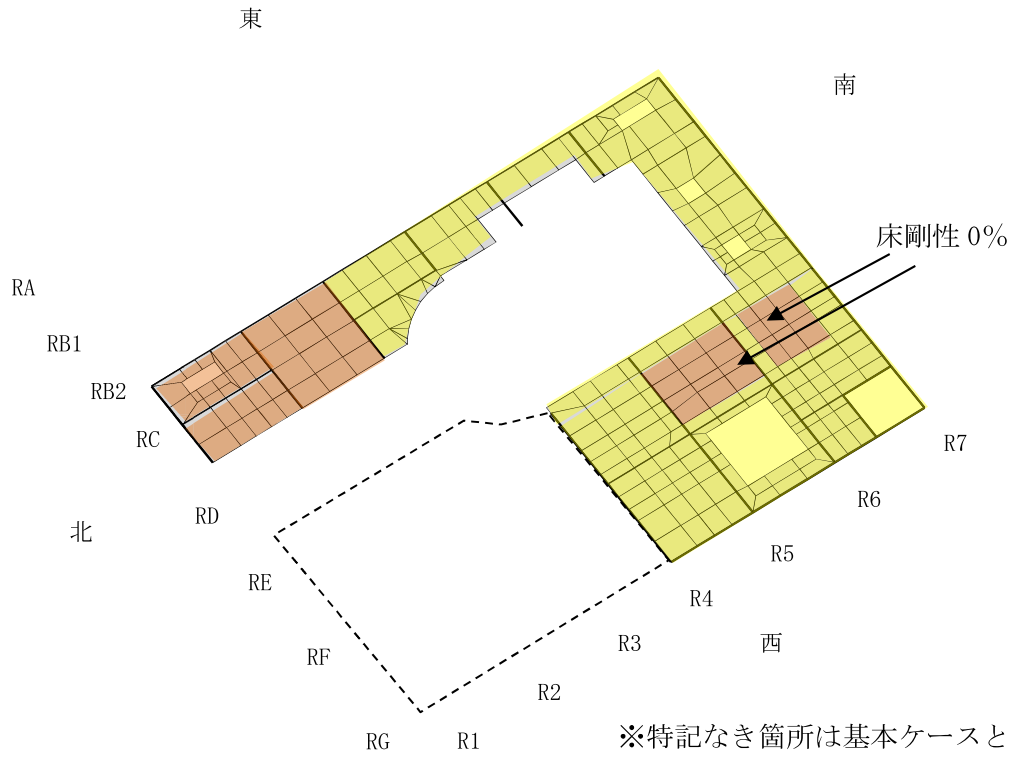
２章より，５階（G.L.+29.92m）のプール部の西側床において，周辺に比べ比較的激しい損傷状況が確認されており，その箇所の剛性を無視した場合を想定する。

４階床において，５階床の全壊箇所の瓦礫の落下や，爆発の影響を受けたと想定し，床の剛性を無視した場合を想定する。

また，今回の調査において十分な損傷確認が実施できなかった３階床について，剛性を50%に低減した場合を想定する。

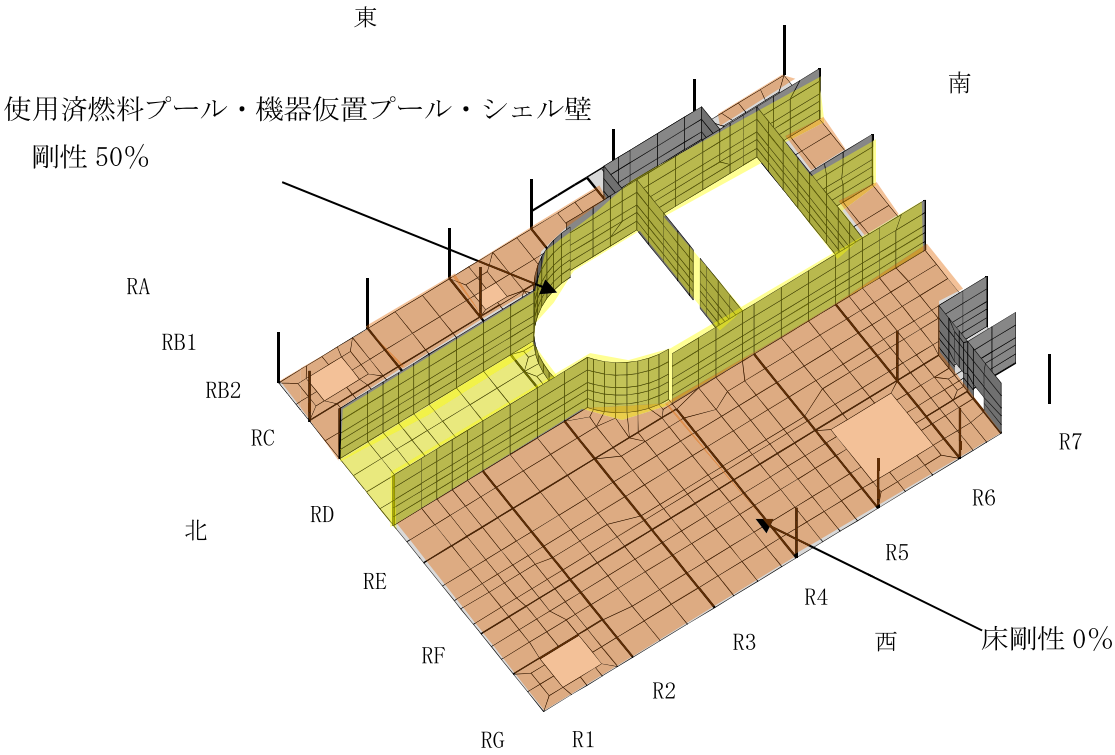
(2) 使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁

使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁について，事故時の影響を考慮し剛性を50%に低減させた場合を想定する。



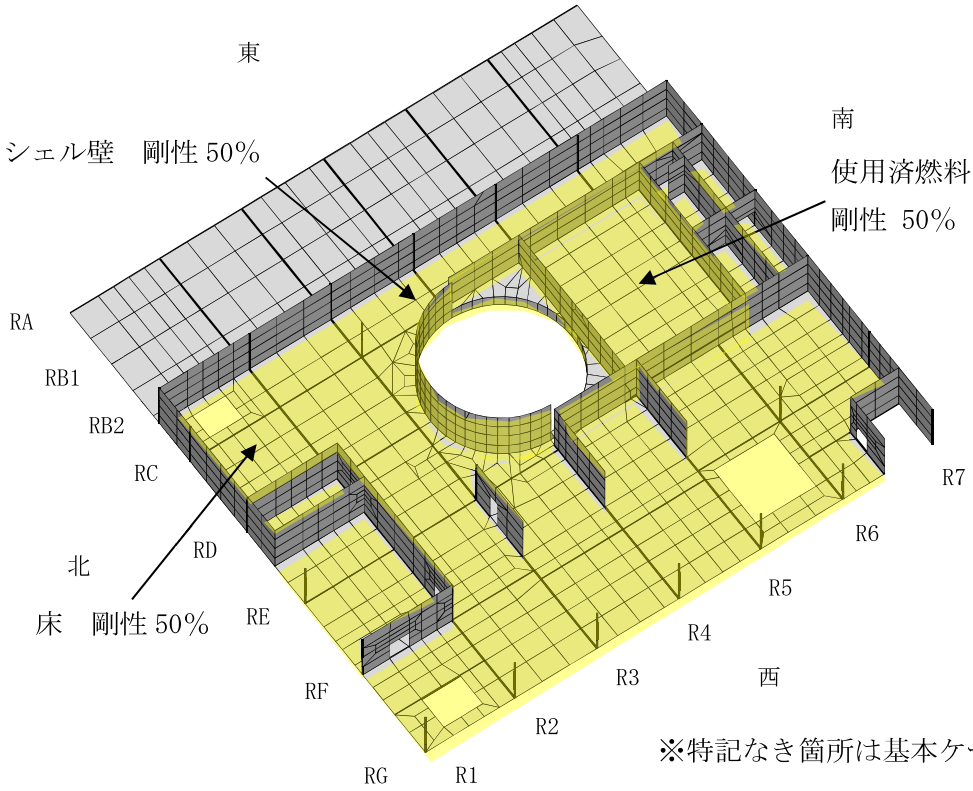
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-1　損傷仮定　アイソメ図　５階（G.L.+29.92m）　（パラメータケース）



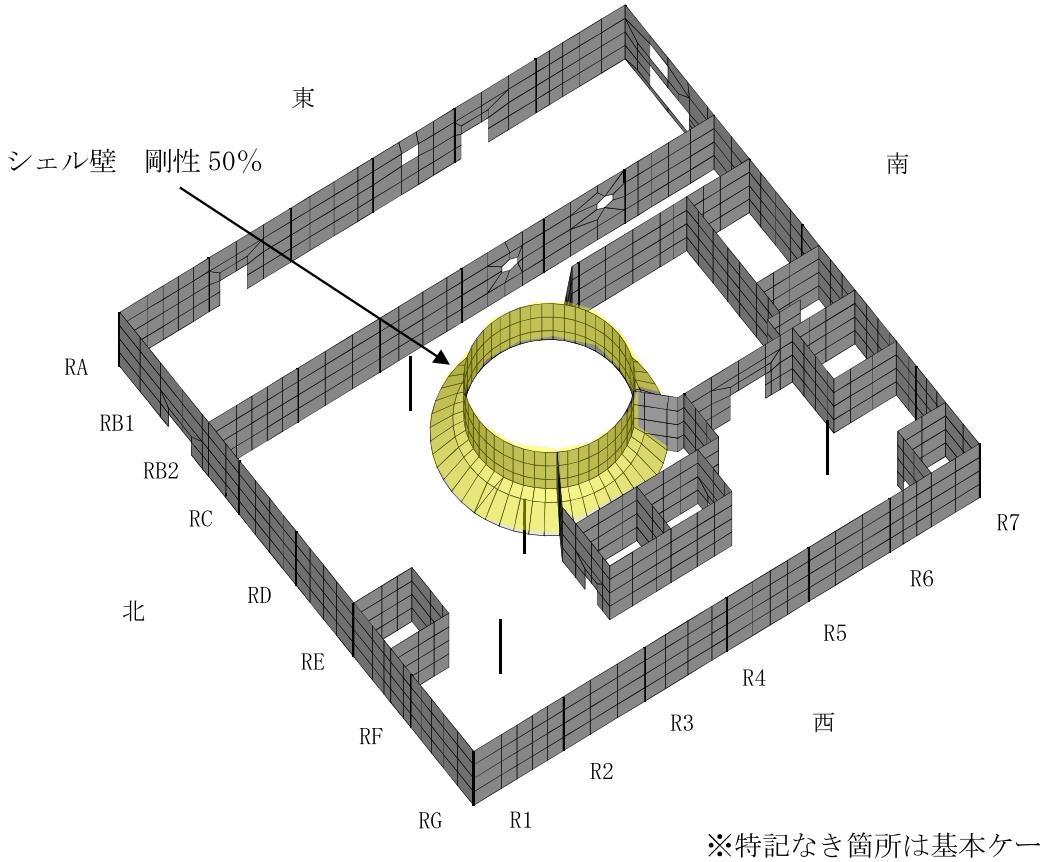
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-2　損傷仮定　アイソメ図　４階（G.L.+22.3m）　（パラメータケース）



※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-3　損傷仮定　アイソメ図　３階（G.L.+16.9m）　（パラメータケース）

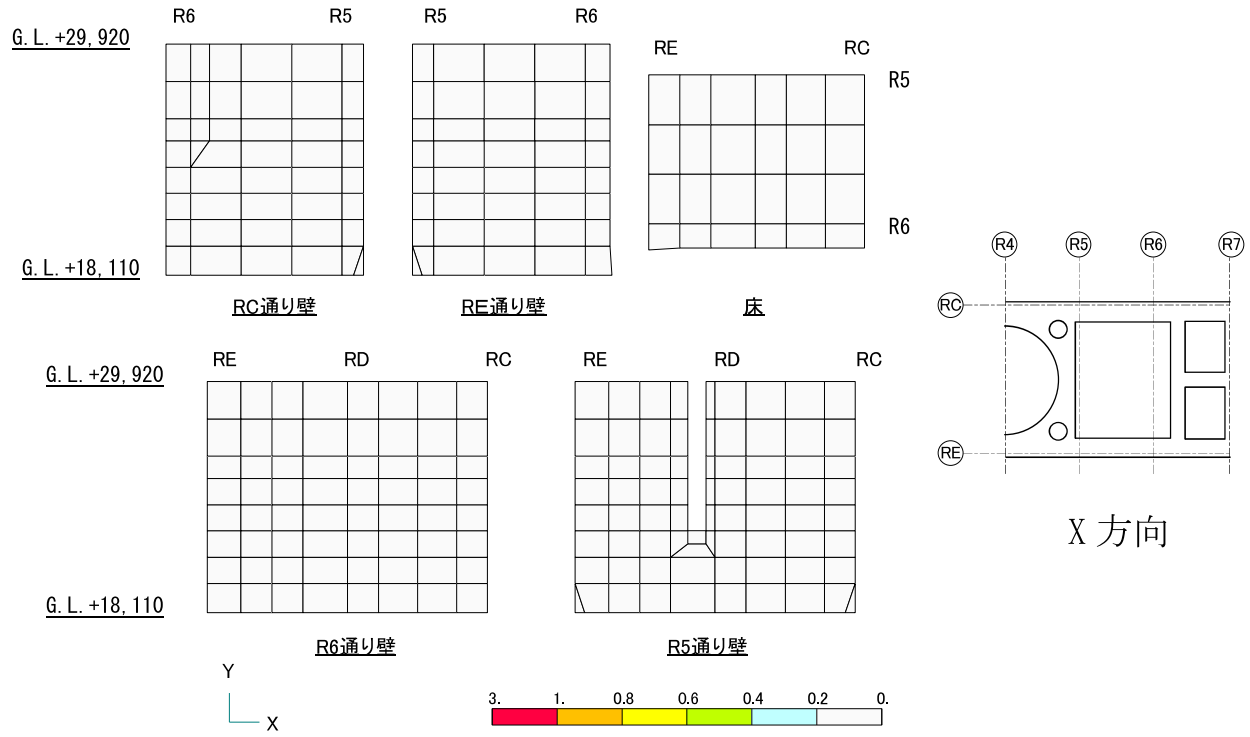


※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-4　損傷仮定　アイソメ図　２階（G.L.+8.7m）　（パラメータケース）

3．検討結果

パラメータケースの発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比（検定比）を示した結果を図-5～図-13 に示す。損傷仮定を安全側に低下させた場合においても耐震安全性を有しており，解析結果には大きな影響を与えないことが確認された。



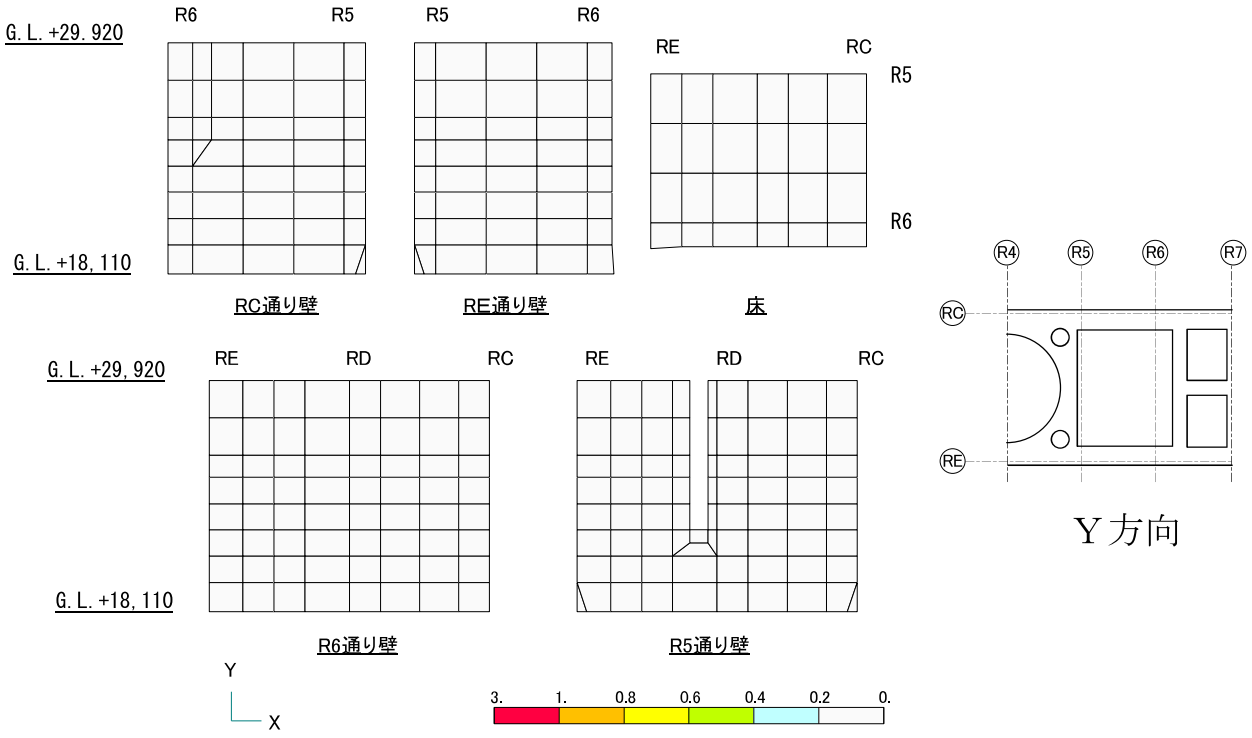
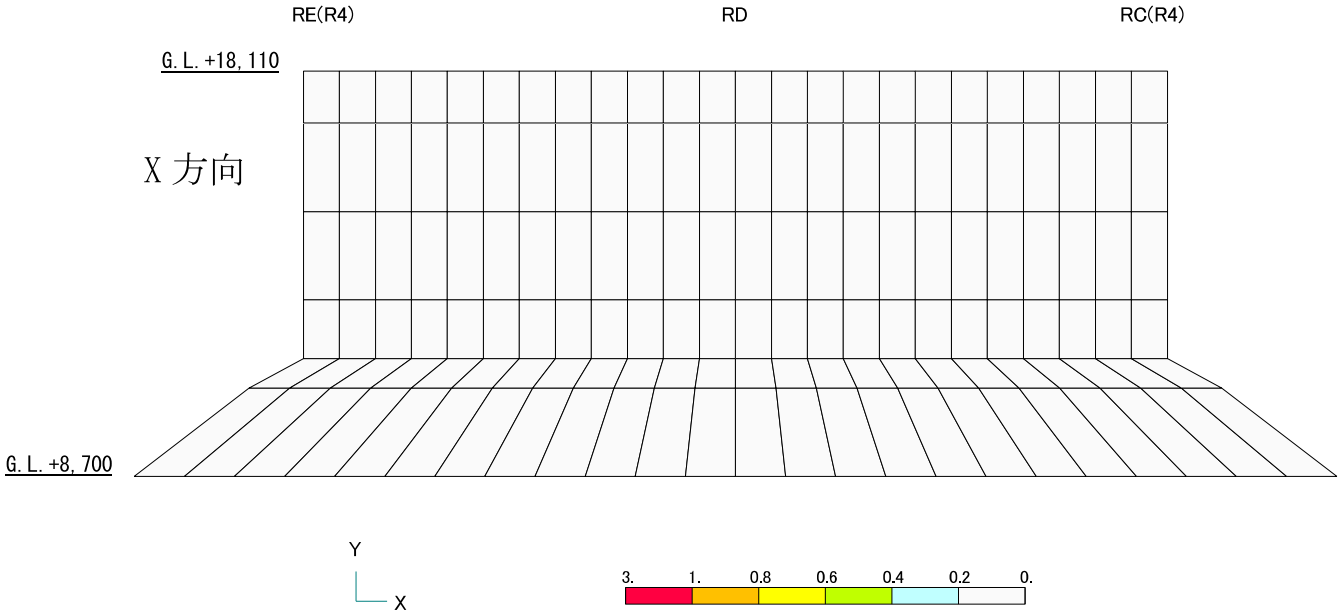


図-5　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



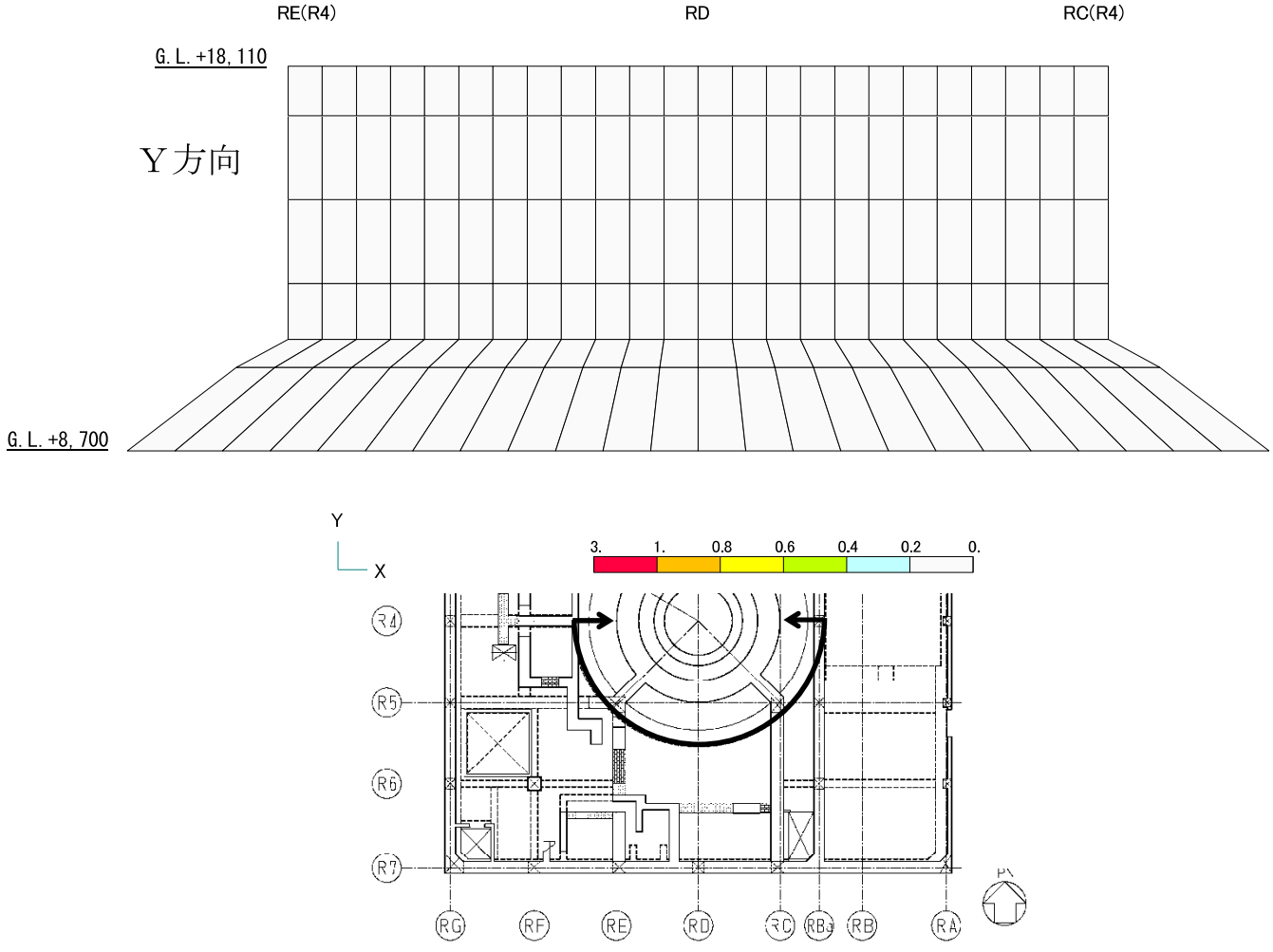
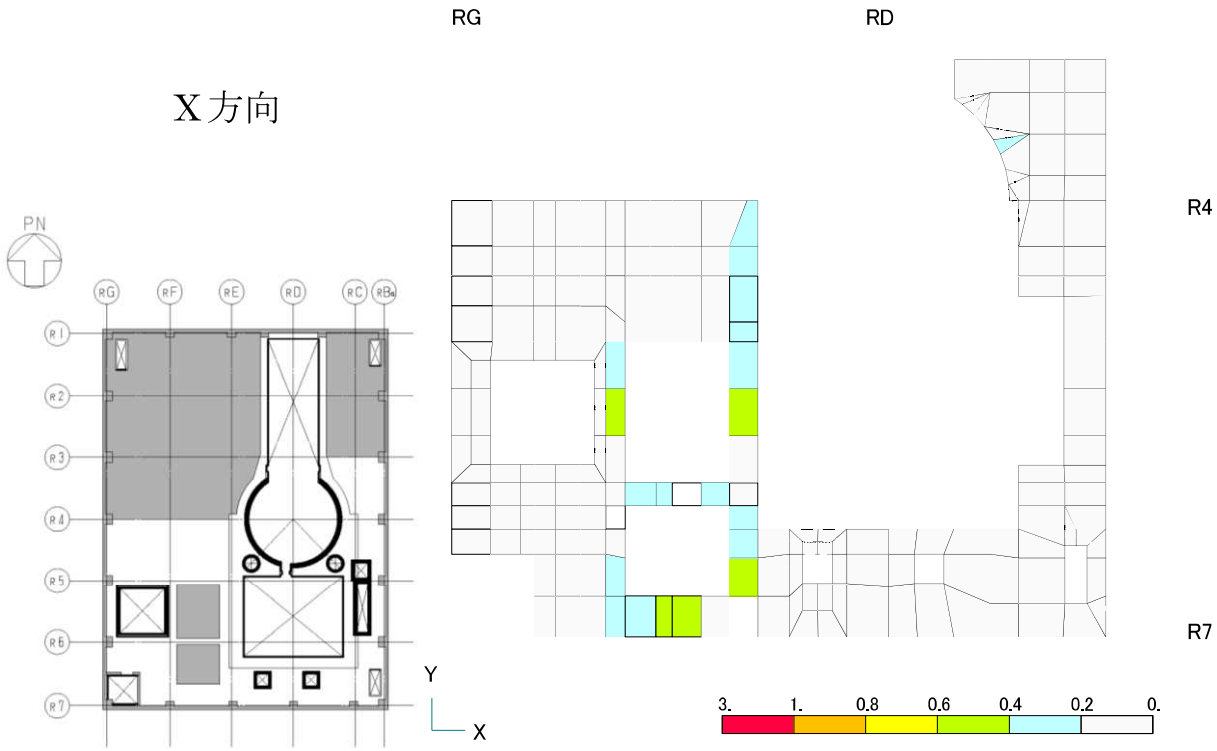


図-6　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）



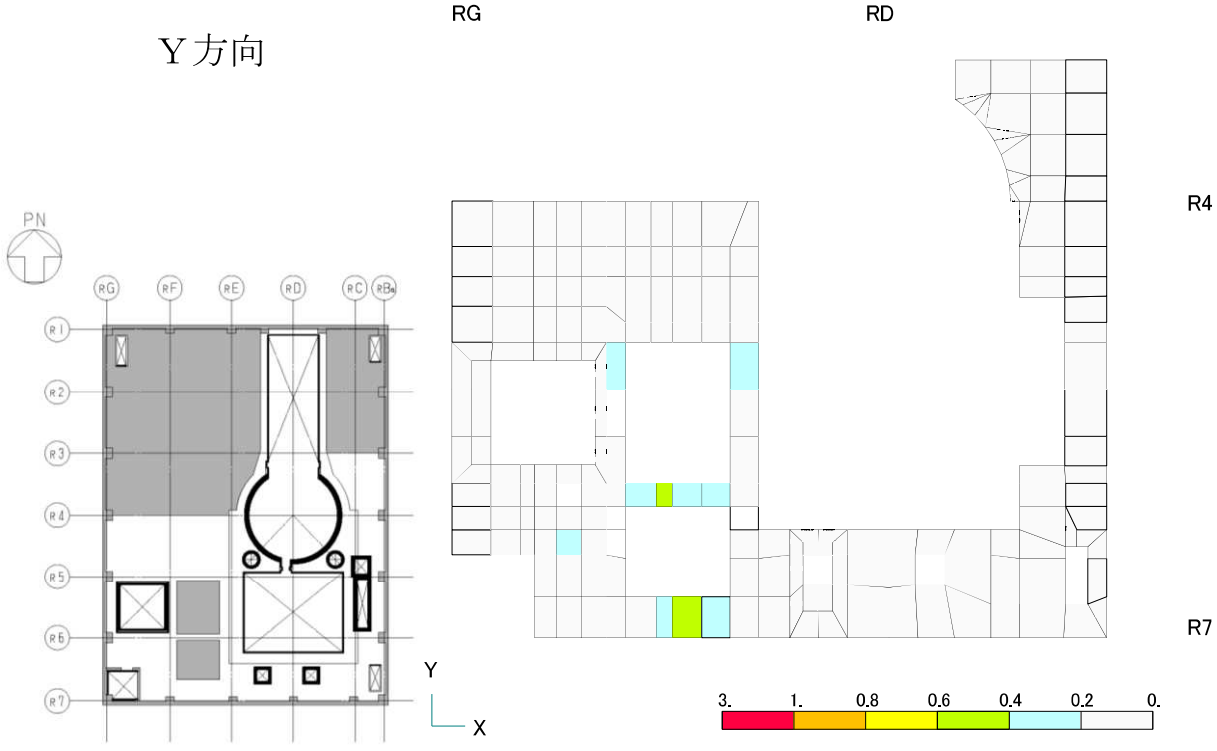
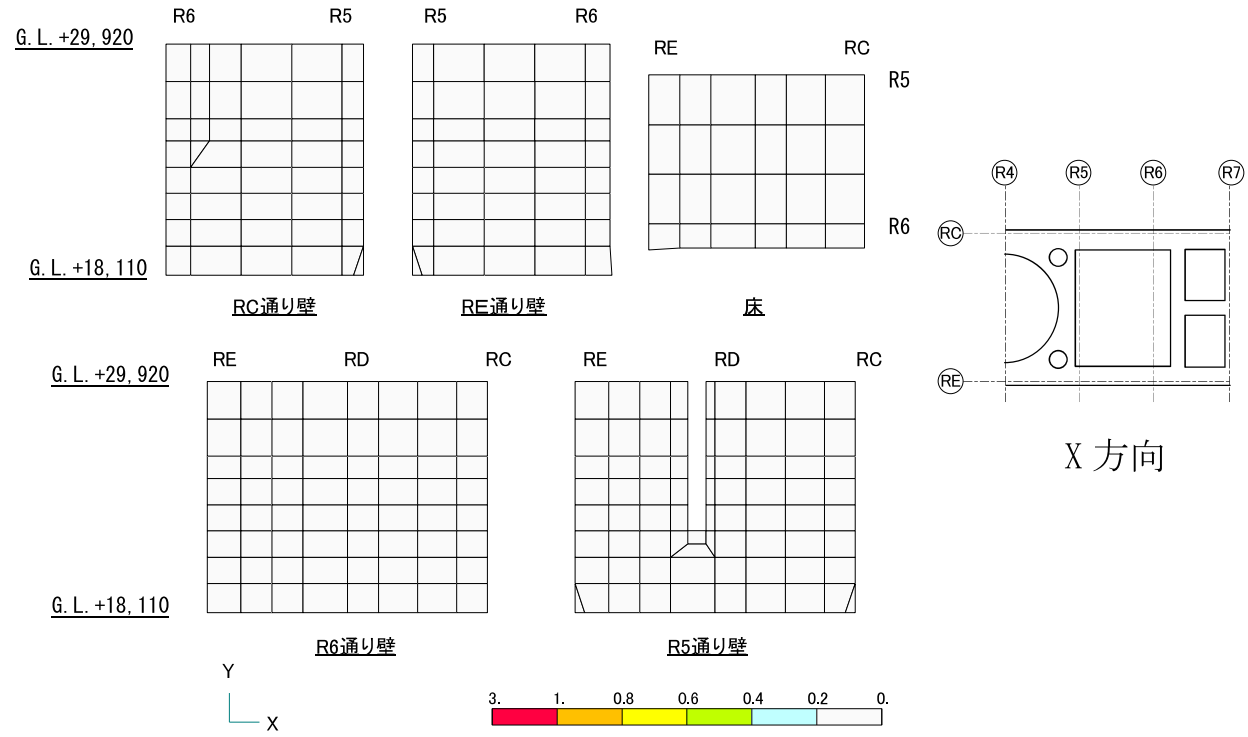


図-7　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



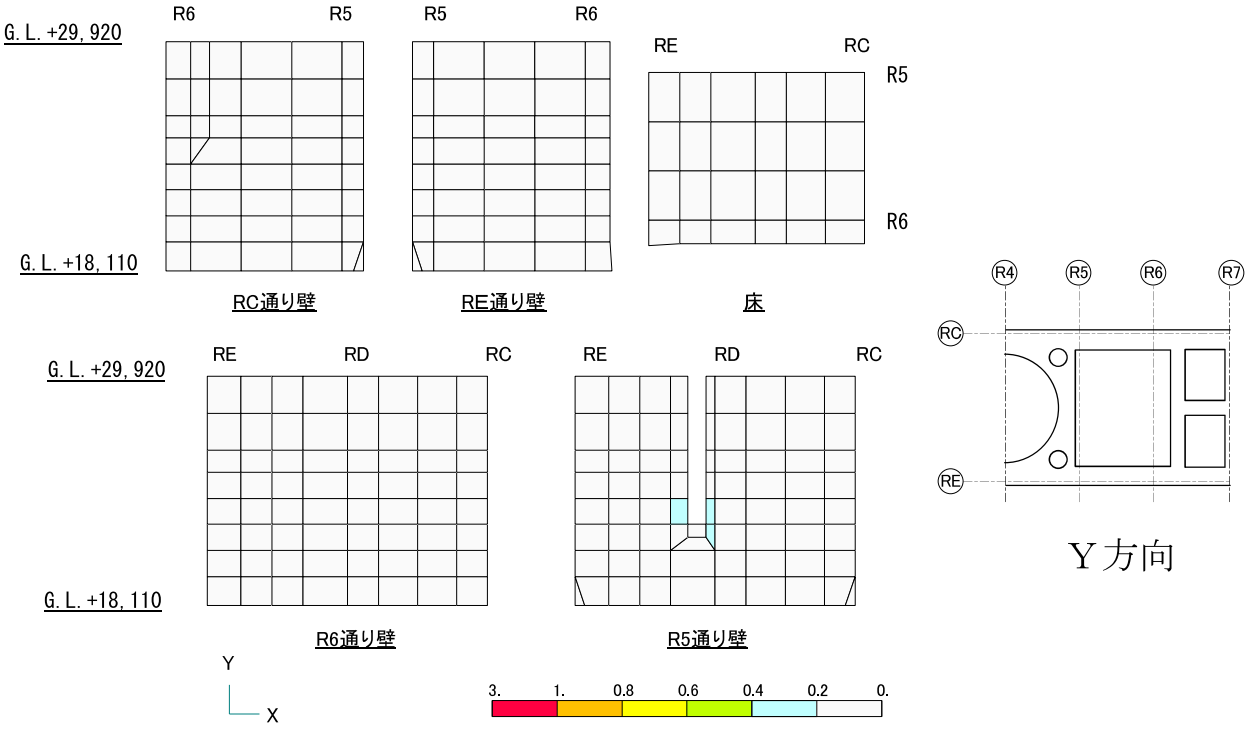
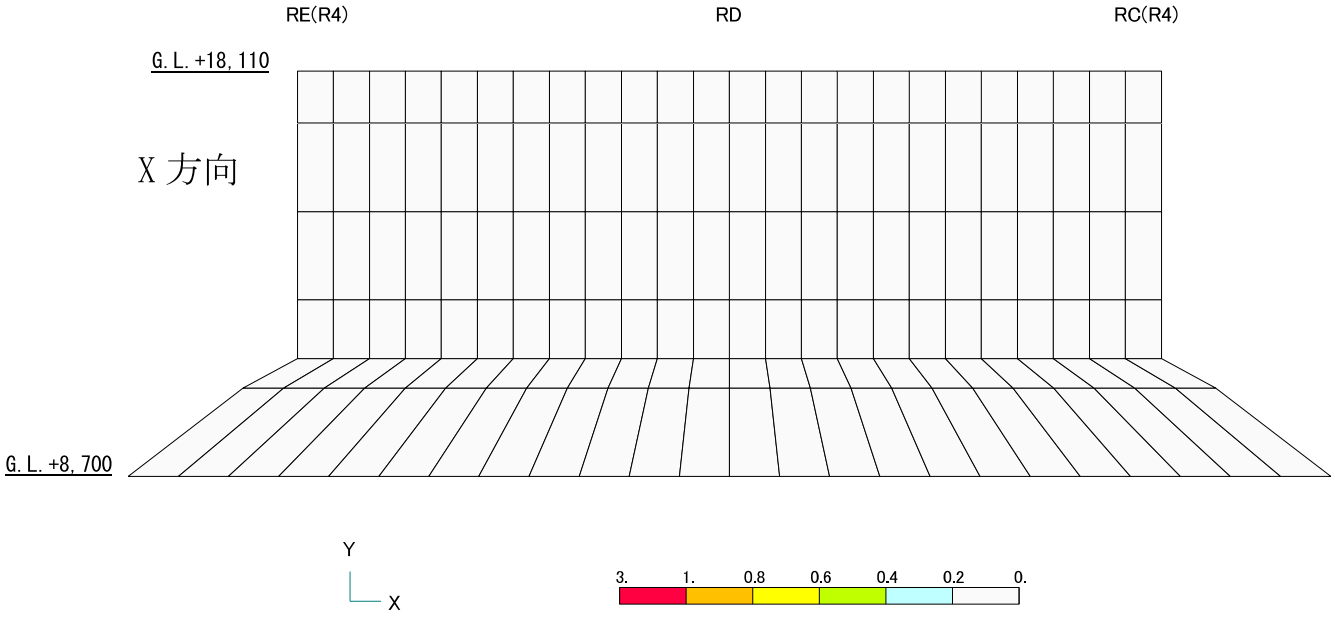


図-8　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



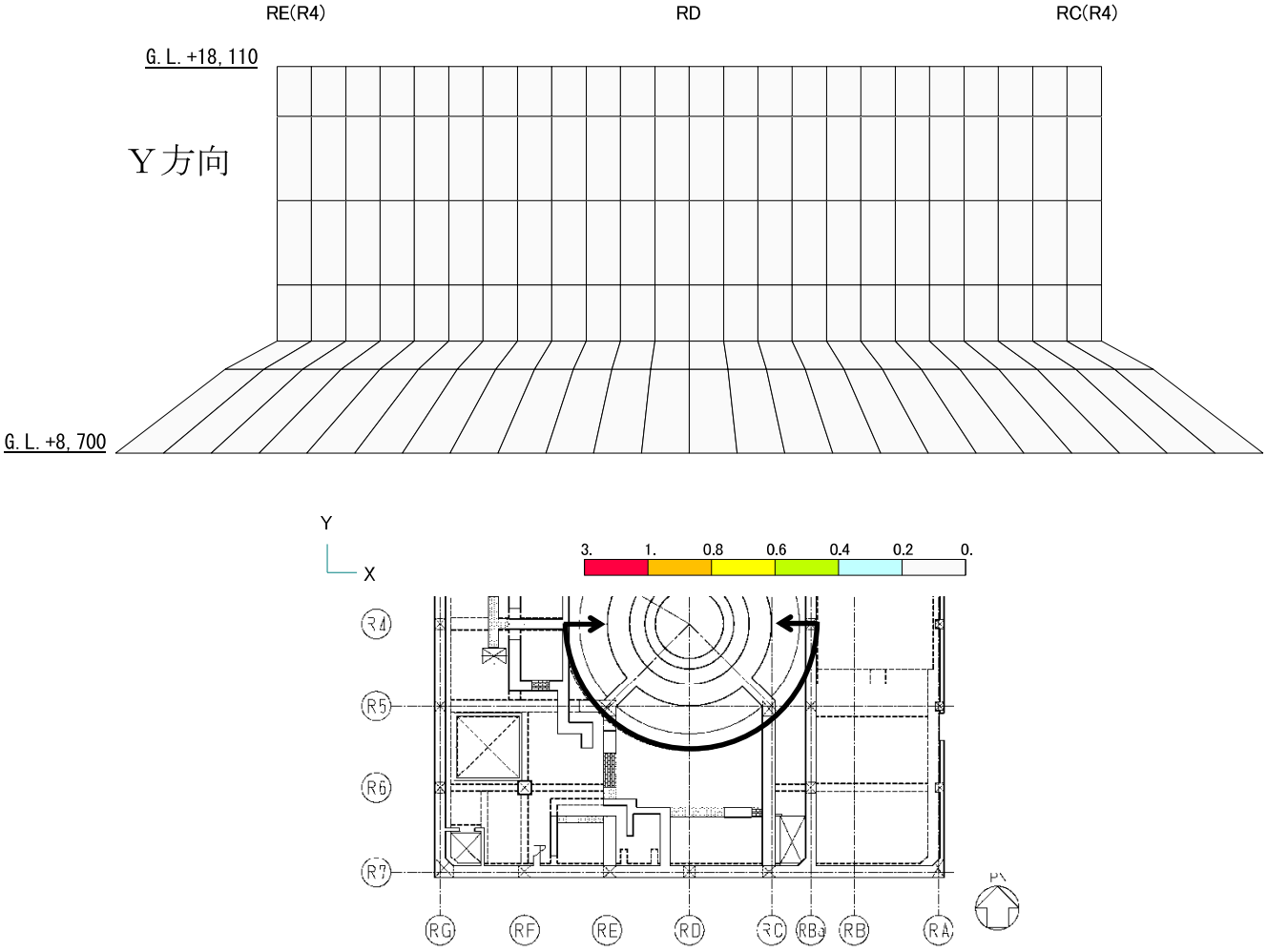
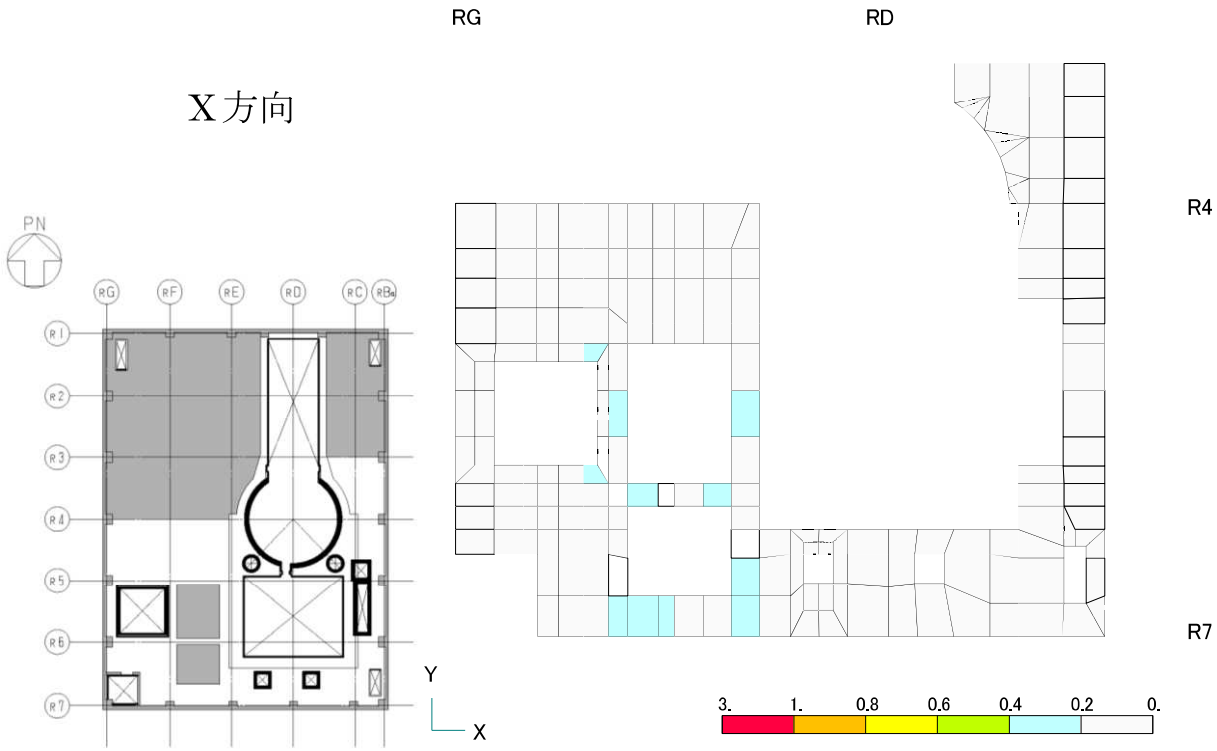


図-9　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）



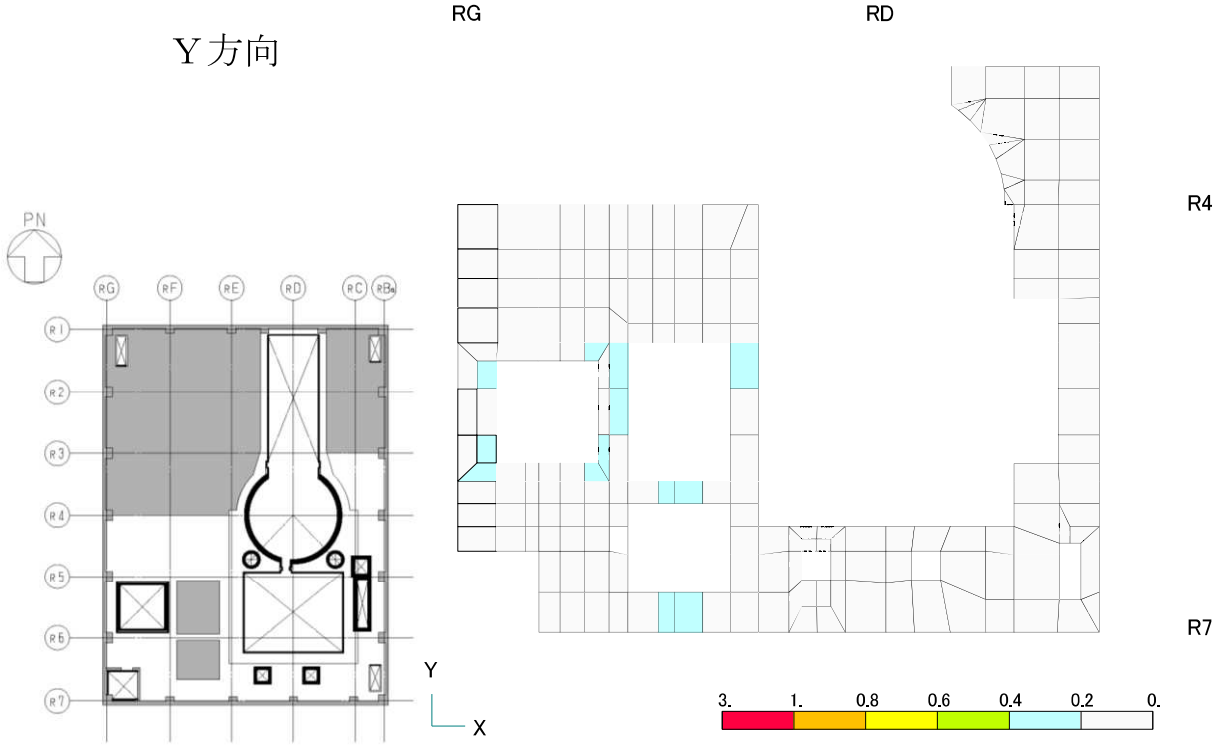
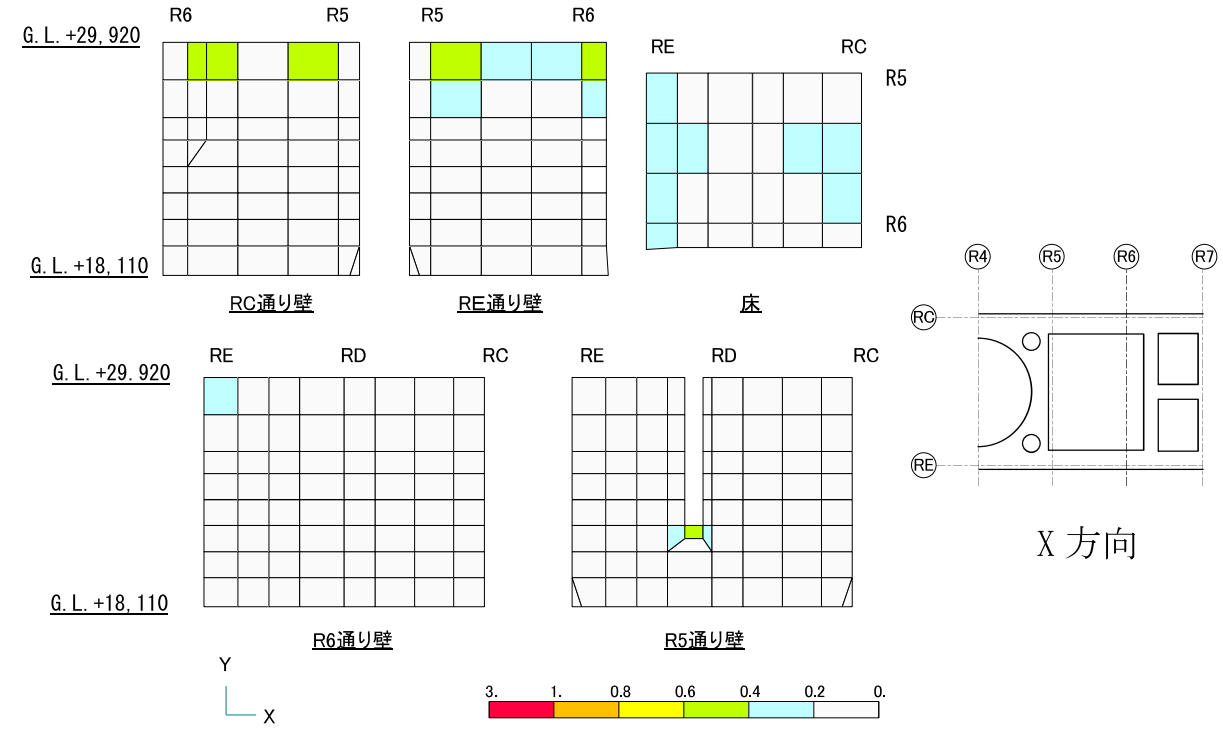


図-10　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



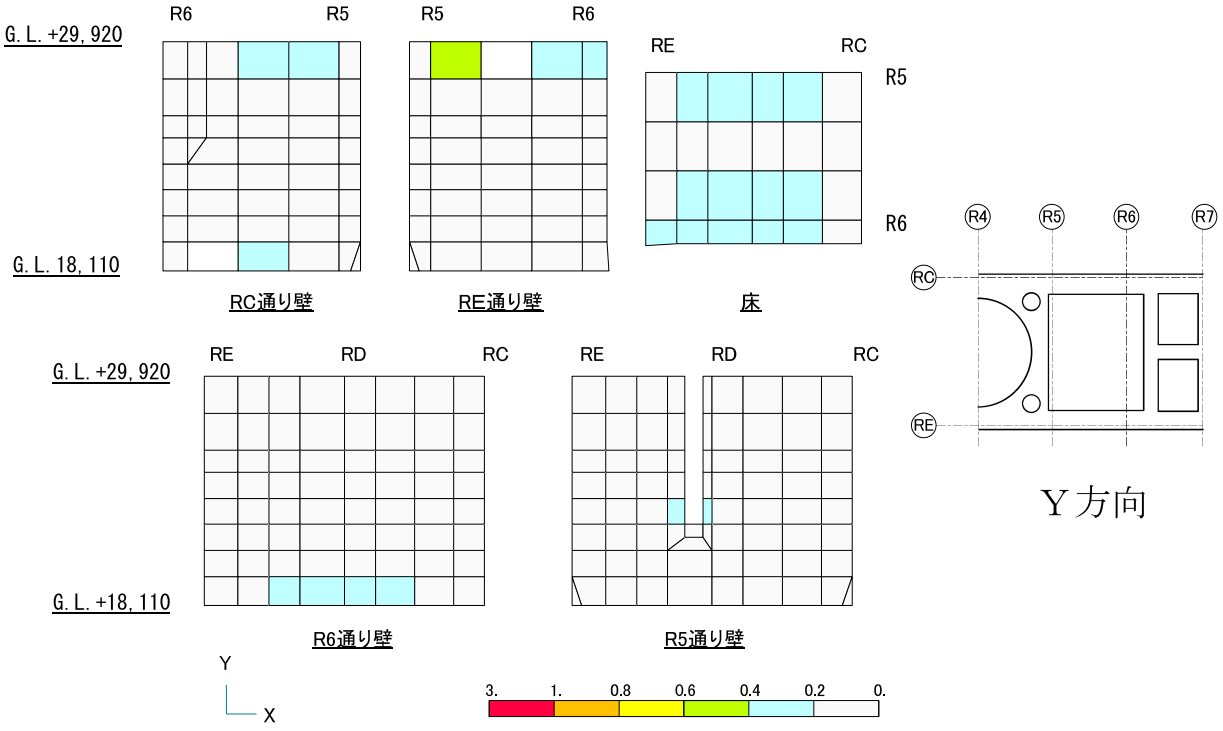
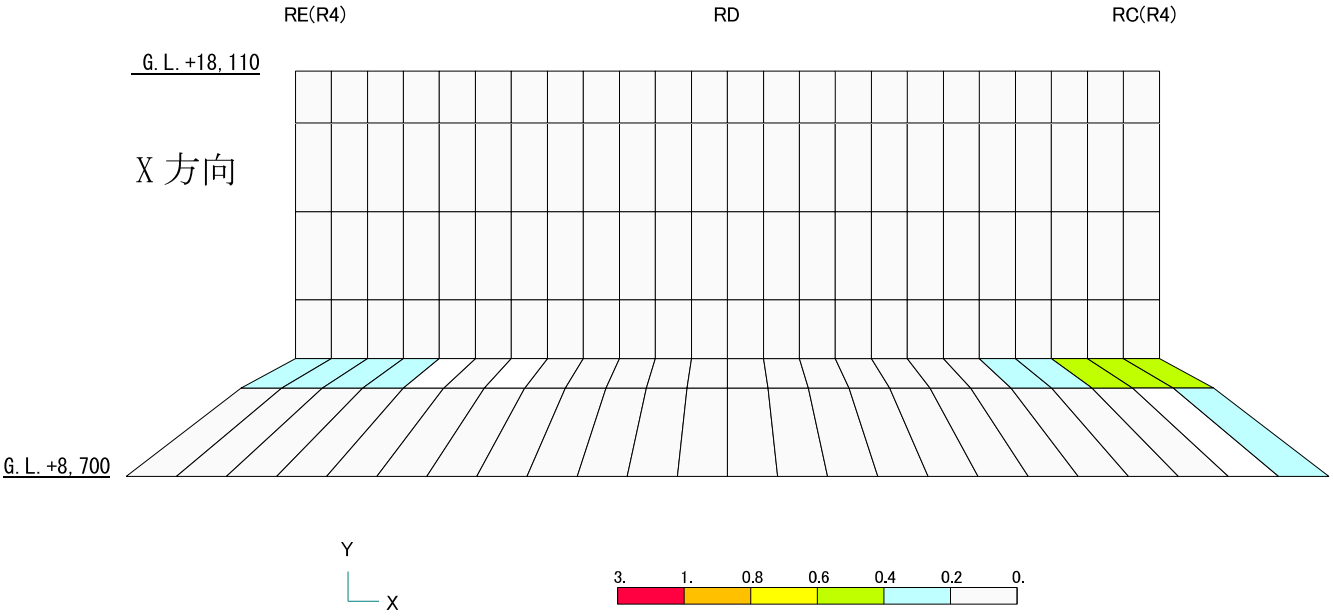
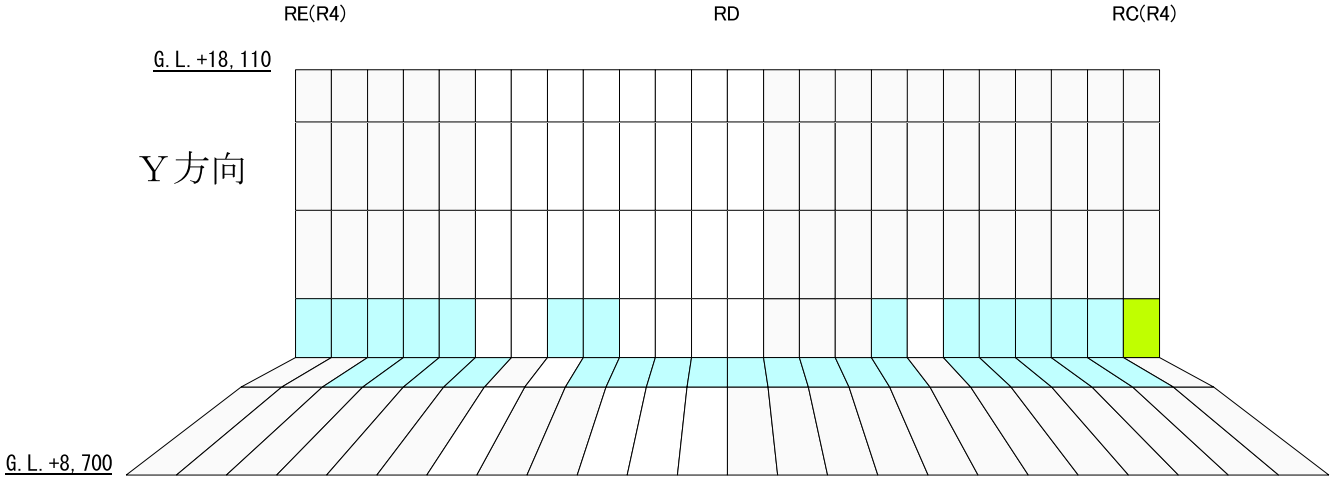


図-11　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）





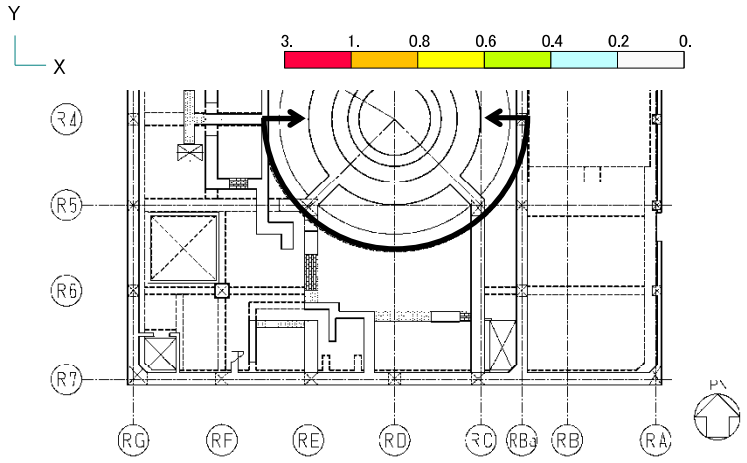
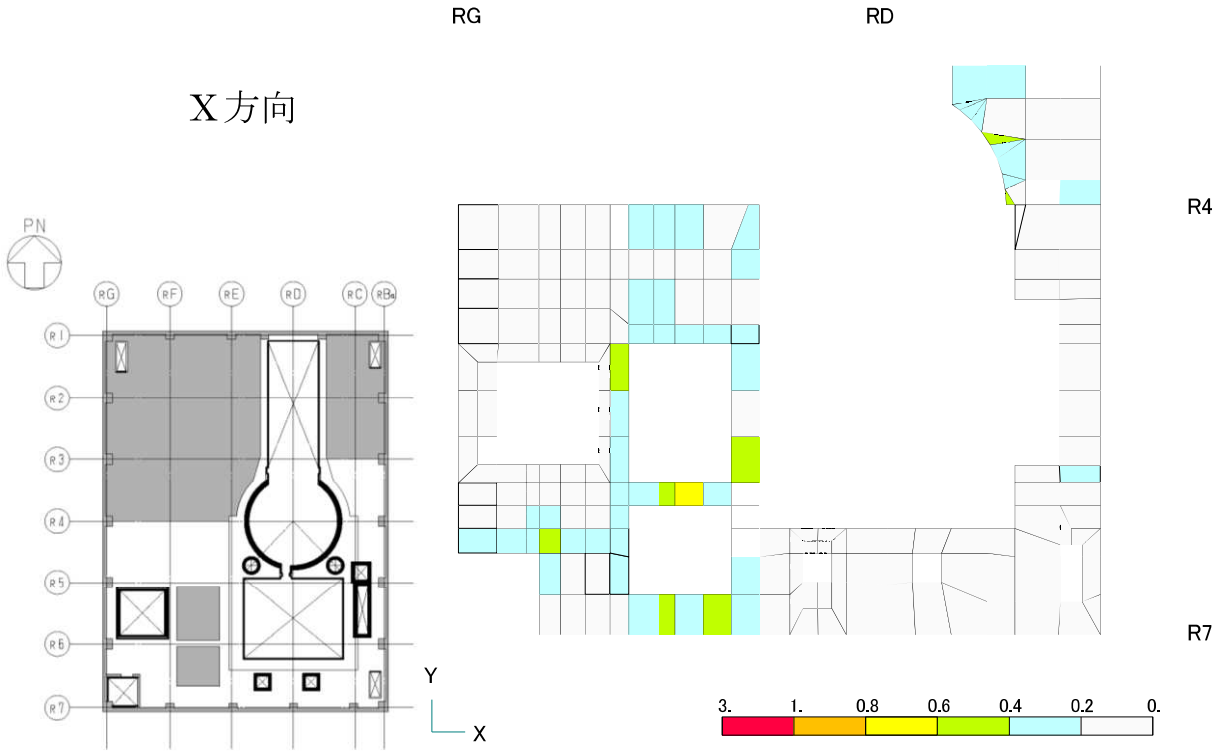


図-12　面外せん断力の検定比（シェル壁部）



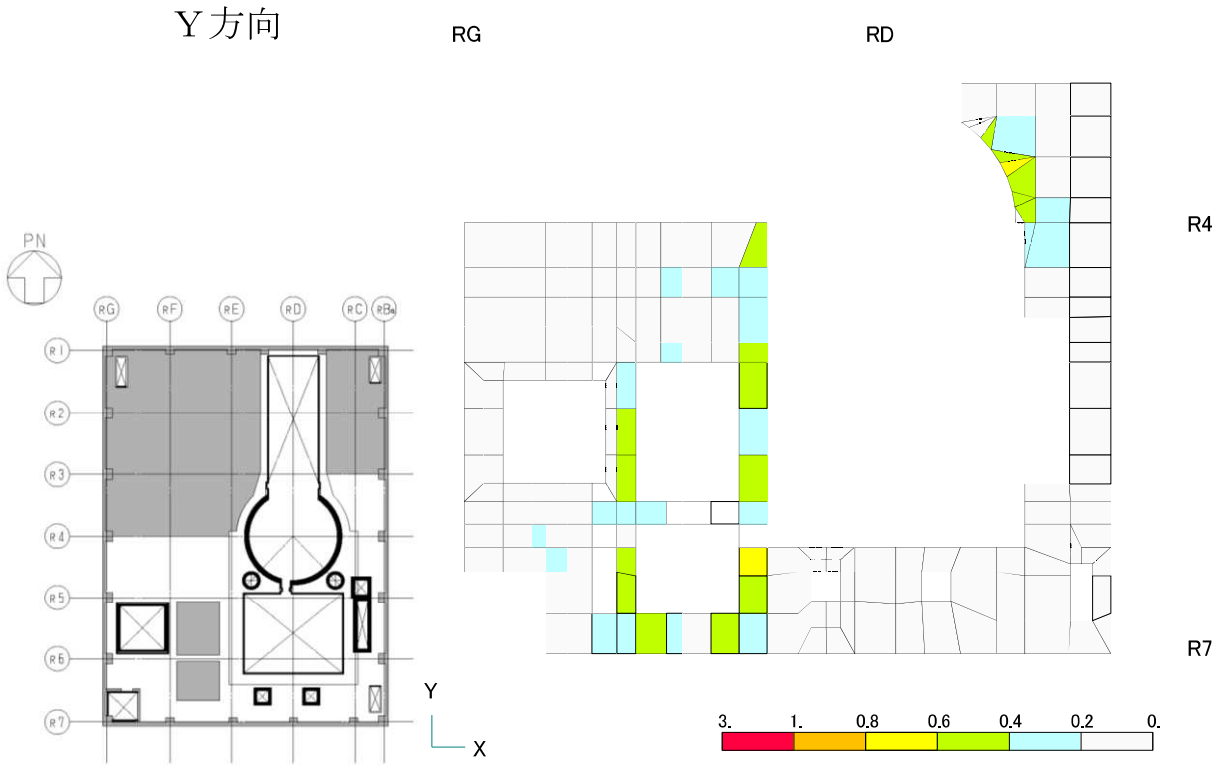


図-13　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

３号機原子炉建屋　遮へい体設置における滑動対策について

1．概要

３号機原子炉建屋は作業環境改善のため，オペレーティングフロア（以下，オペフロとする）床面に遮へい体を設置する計画としている。遮へい体の内，使用済燃料プール周りに設置するものについては，地震時（基準地震動 Ss）に遮へい体へ慣性力が作用することで，遮へい体が使用済燃料プール方向に滑動して使用済燃料プール内に落下しないように，滑動対策を施している。

滑動対策は，遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力を，使用済燃料プール壁等の原子炉建屋躯体で支持することで，遮へい体の使用済燃料プール方向への滑動を防止することである（以下，ずれ止め）。ずれ止めの方法は，下記の２通りがある。

①間接支持

ずれ止めを目的とした支持部材（以下，ずれ止め部材）を遮へい体の上に設置する。遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力がずれ止め部材に伝達され，ずれ止め部材が原子炉建屋躯体に接触することで，遮へい体を間接支持する。

対象箇所：Ａ工区　ＢＣ工区

②直接支持

遮へい体を原子炉建屋躯体に接触させ，遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力を，原子炉建屋躯体で直接支持する。

対象工区：Ｄ工区（東側）　Ｄ工区（南側）

遮へい体の設置方法については，一部の小規模遮へい体を除き，大型クレーンを遠隔操作して遮へい体をオペフロの所定の位置に吊り込むことにより，オペフロへ無人で設置する。この際，大型クレーンの遠隔操作精度に依ることなく遮へい体を設置できるように，鉛直支持材を大型クレーンの遠隔操作により，あらかじめオペフロ床に直置きする。鉛直支持材には溝型部材（凹）が，鉛直支持材に対応する遮へい体の下面には突起部材（凸）が取り付けられており，突起部材を溝形部材に沿わせて遮へい体を設置する。オペフロ床の損傷状況や既設設備（既設 FHM レール）の干渉により，鉛直支持材が設置できない箇所もあり，この箇所については遮へい体をオペフロ床に直置きする。

本資料では，遮へい体設置に関する局所評価として，地震時（基準地震動 Ss）における使用済燃料プール周りの遮へい体，及び，ずれ止め部材，並び，遮へい体またはずれ止め部材と接触する原子炉建屋躯体を対象に行う構造評価の結果示す。また，ずれ止め部材設置前の状況下での地震（基準地震動 Ss）を想定して，間接支持される遮へい体，及び，鉛直支持材を下記の対象（以下，滑動対象物）に行う滑動評価の結果を示す。

Ａ工区　　：遮へい体

ＢＣ工区　　：鉛直支持材（遮へい体と一体化となり滑動する）

Ｄ工区（南側）：鉛直支持材（遮へい体は単独で床スラブで直接支持され，滑動しない）

Ｄ工区（東側）：滑動評価対象外（遮へい体下面の突起部材が既設 FHM レール及び使用済燃料プール壁に接触して、遮へい体が直接支持されるため、滑動しない）

2. 遮へい体設置に関する局所評価

2.1　評価方法

ずれ止め部材の例を図 2.1-1 に，計画概要を図 2.1-2 に示す。

燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうち，オペフロ階の最大応答加速度を保守的に設定した水平震度（k＝0.8）を用いる。検討に用いる応力はこの水平震度により生じる慣性力からずれ止め箇所の構造を考慮して算出する。なお，評価基準値は，遮へい体及びずれ止め部材は鋼材の材料強度（F 値×1.1 倍）に基づく許容値を，接触部は原子炉建屋躯体コンクリートの設計基準強度 22.1N/mm^2 に基づく許容値とする。

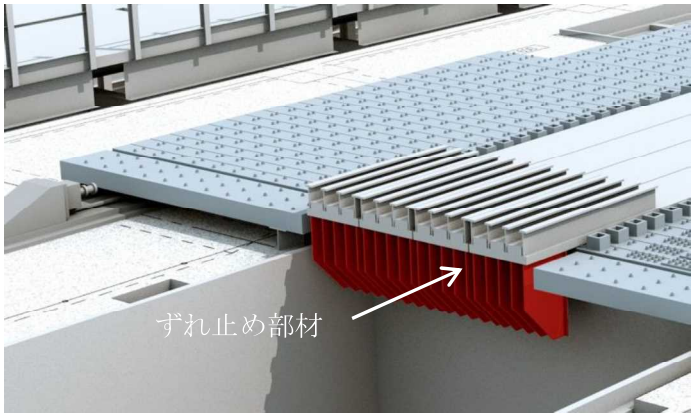
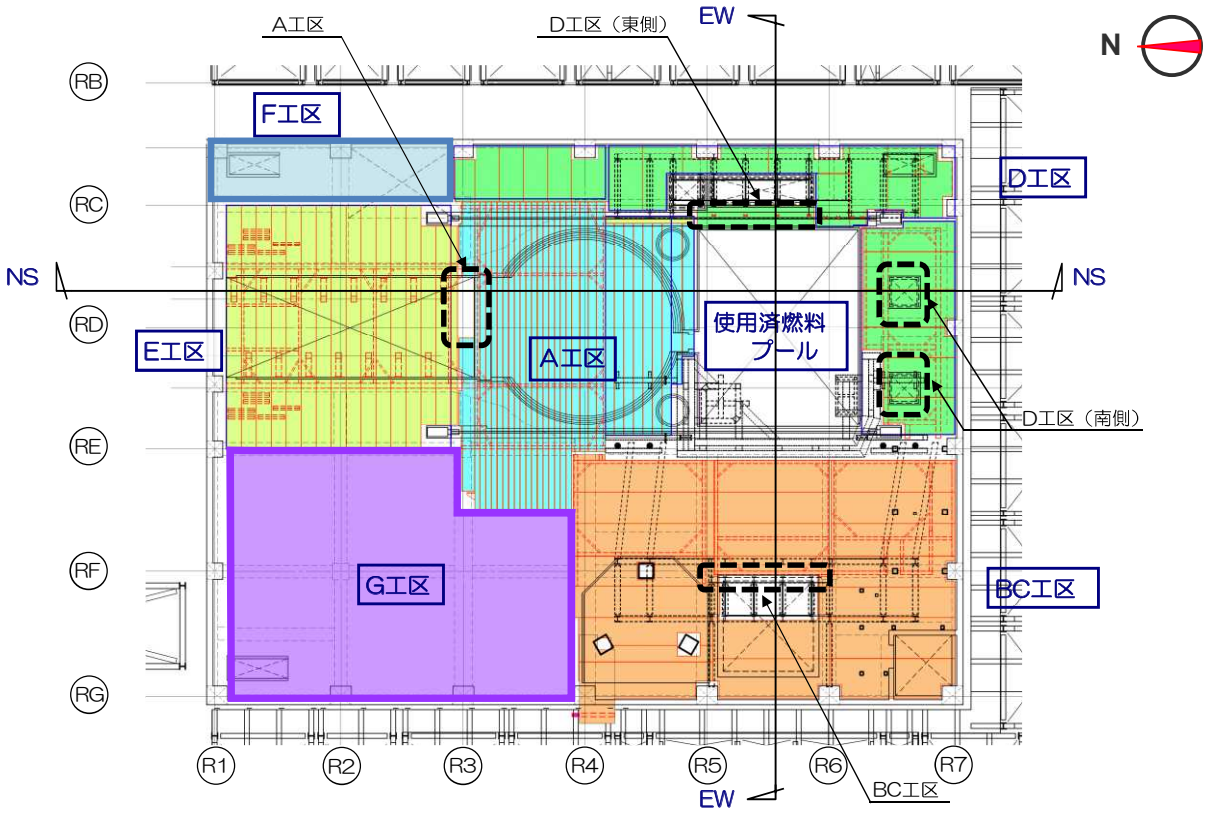
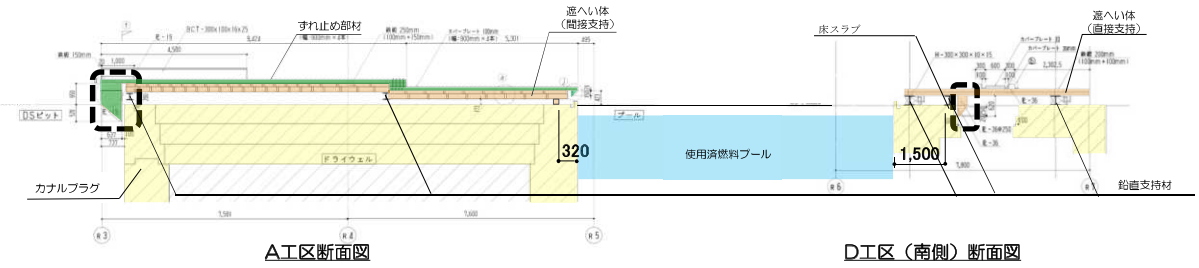


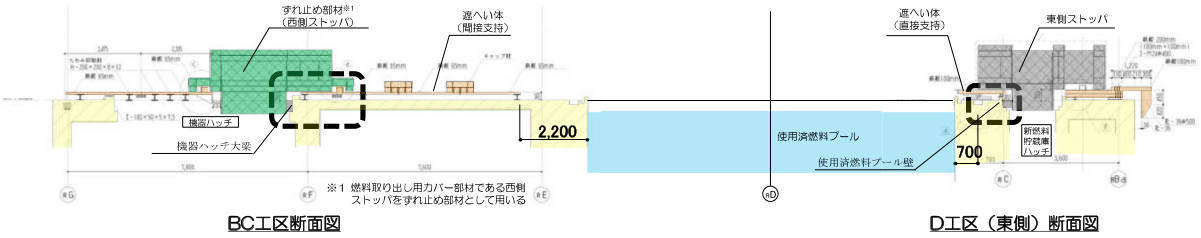
図 2.1-1　ずれ止め部材の例（A 工区）



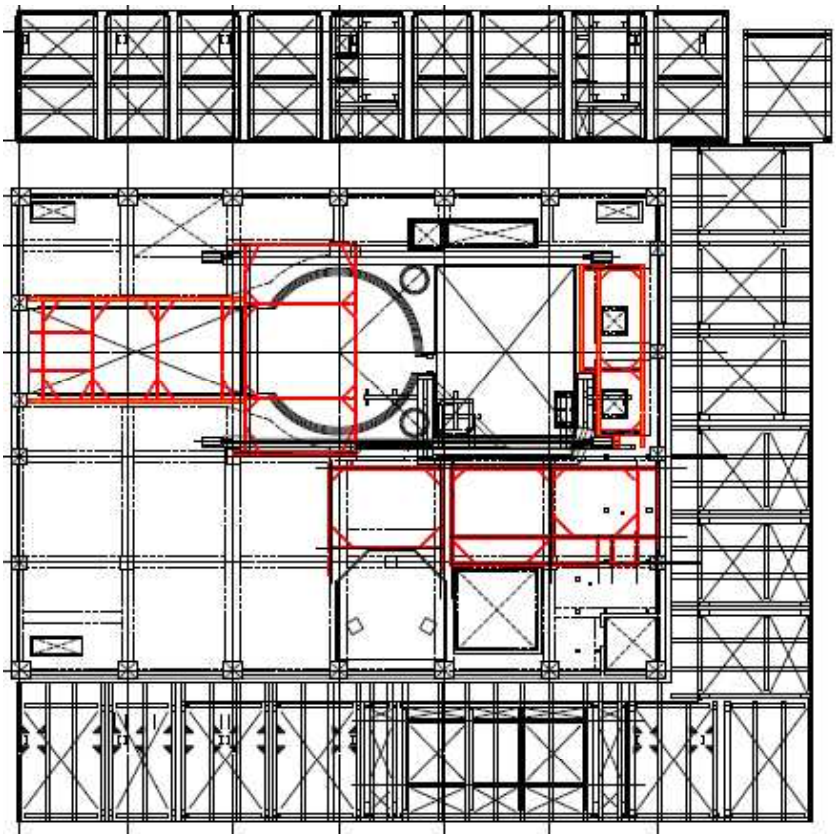
（a）平面計画



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



（c）使用済燃料プール周りの東西断面



（d）鉛直支持材配置図（赤線：鉛直支持材）

図 2.1-2　遮へい体計画概要（  ：使用済燃料プール周りの遮へい体のずれ止め箇所　）

＜算定式＞

・ずれ止め箇所（曲げ，せん断の評価）

$$M_a = {}_S f_b \cdot Z$$

$$Q_a = {}_S f_s \cdot A_s$$

ここに，　M_a　：許容曲げモーメント

Q_a　：許容せん断力

${}_S f_b$　：曲げ応力に対する許容値※1

${}_S f_s$　：せん断応力に対する許容値※1

Z　：ずれ止め箇所の断面係数

A_s　：ずれ止め箇所のせん断断面積

W　：遮へい体重量

k　：地震時の水平震度（0.8）

M　：地震時の曲げモーメント（$M = Q \times l$）

Q　：地震時のせん断力（$Q = W \times k$）

l　：作用間距離

※1　：建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F値の1.1倍）による許容値

・接触部（支圧の評価）

$$P_a = f_n \cdot A_1$$

ここに，　$f_n = f_{na}\sqrt{\dfrac{A_c}{A_1}}$　，　$f_{na} = 0.6F_c$　，　$\sqrt{\dfrac{A_c}{A_1}} \leq 2.0$

P_a　：許容支圧力

F_c　：コンクリートの設計基準強度（22.1N/mm²）

A_c　：支承面積

A_1　：接触面積

・接触部（曲げの評価）

$$M_a = A_t \cdot f_t \cdot j$$

ここに，　A_t　：鉄筋断面積

f_t　：鉄筋の引張に対する許容値※2

j　：応力中心間距離

※2　：建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F値の1.1倍）による許容値

2.2　評価結果

図 2.1-2 に示す使用済燃料プールの四方の遮へい体工区について検討を実施した。遮へい体，ずれ止め部材及び原子炉建屋躯体の結果を表 2.2-1，表 2.2-2 に示す。

遮へい体またはずれ止め部材の設置に関する局所評価として使用済燃料プールに隣接する四方の工区について，基準地震動 Ss 時，使用済燃料プール周りの遮へい体，及び，ずれ止め部材，並び，遮へい体またはずれ止め部材と接触する原子炉建屋躯体に加わる応力は許容応力を下回り，遮へい体が使用済燃料プールに落下することはない。

表 2.2-1　遮へい体またはずれ止め部材の構造評価（基準地震動 Ss）

工区	応力	許容応力	検定比	検定部位
A	M=　903 kN・m	Ma=　1，260 kN・m	0.72	ずれ止め部材（曲げ）
B C	Q=　621 kN	Qa= 15，694 kN	0.04	ずれ止め部材（せん断）
D（南側）	M=　194 kN・m	Ma=　1，525 kN・m	0.13	遮へい体（曲げ）
D（東側）	Q=　58 kN	Qa=　2，238 kN	0.03	遮へい体（せん断）

表 2.2-2　原子炉建屋躯体の構造評価（基準地震動 Ss）

工区	応力	許容応力	検定比	検定部位
A	P=　879 kN	Pa= 11，925 kN	0.08	カナルプラグ（支圧）
B C	P=　1，860 kN	Pa= 39，856 kN	0.05	機器ハッチ大梁（支圧）
D（南側）	P=　431 kN	Pa= 11，368 kN	0.04	床スラブ（支圧）
D（東側）	M=　594 kN・m	Ma=　5，351 kN・m	0.12	使用済燃料プール壁（曲げ）※

※D工区（東側）遮へい体下面の突起部は既設 FHM レールと使用済燃料プール壁に接触するので、基準地震動 Ss 時にD工区（東側）遮へい体に発生する慣性力は両箇所で負担可能であるが、評価上は慣性力を使用済燃料プール壁で負担するものとする。

3.遮へい体の滑動に対する評価

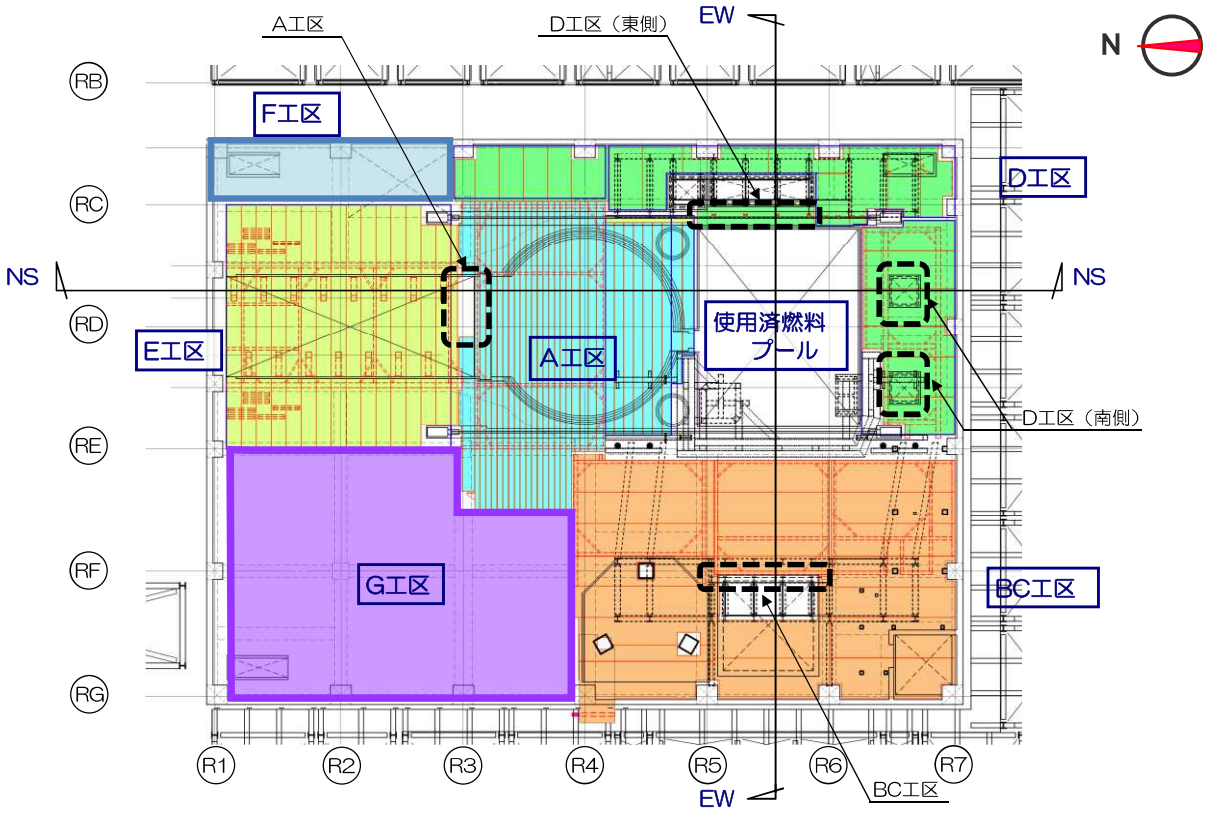
3.1　評価方法

本検討では，滑動対象物の端部と使用済燃料プール壁面までのクリアランスが地震時のすべり量より大きいことを確認する。各工区のクリアランスを表 3.1-1 及び図 3.1-1 に，工区ごとの詳細を図 3.1-2 に示す。

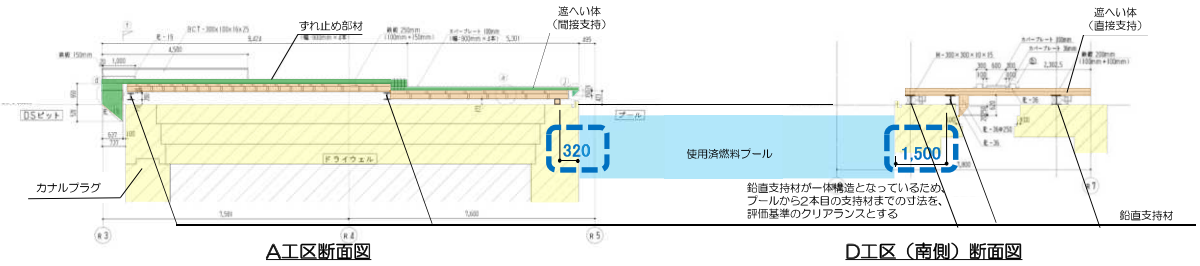
燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうちオペフロ階の応答加速度時刻歴を入力として，滑動対象物を摸擬した 1 自由度系に遮へい体の動摩擦係数と保守的に上向きの鉛直震度による摩擦抵抗の減少を条件とした地震応答解析を行い，滑動対象物とオペフロ床の相対変位を算出する。地震応答解析の概要を図 3.1-3 に，摩擦係数と鉛直震度の組合せを表 3.1-2 に示す。ここで算出した相対変位が使用済燃料プール壁面までのクリアランス以下であることを確認する。

表 3.1-1　滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

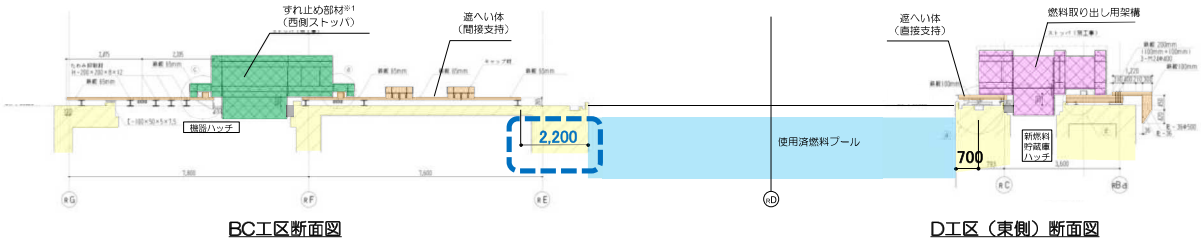
工区	クリアランス
A	320 mm
B C	2，200 mm
D（南側）	1，500 mm



（a）平面計画



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



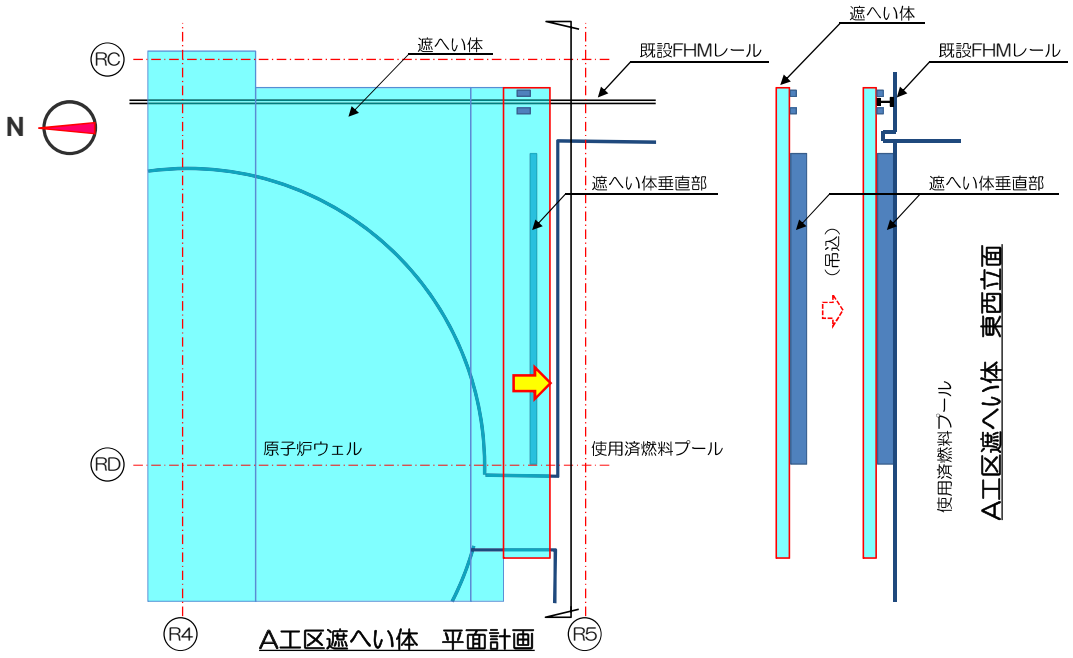
滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

（c）使用済燃料プール周りの東西断面

図 3.1-1　滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

Ａ工区遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を既設 FHM レールに，西側を原子炉建屋躯体に載せる。

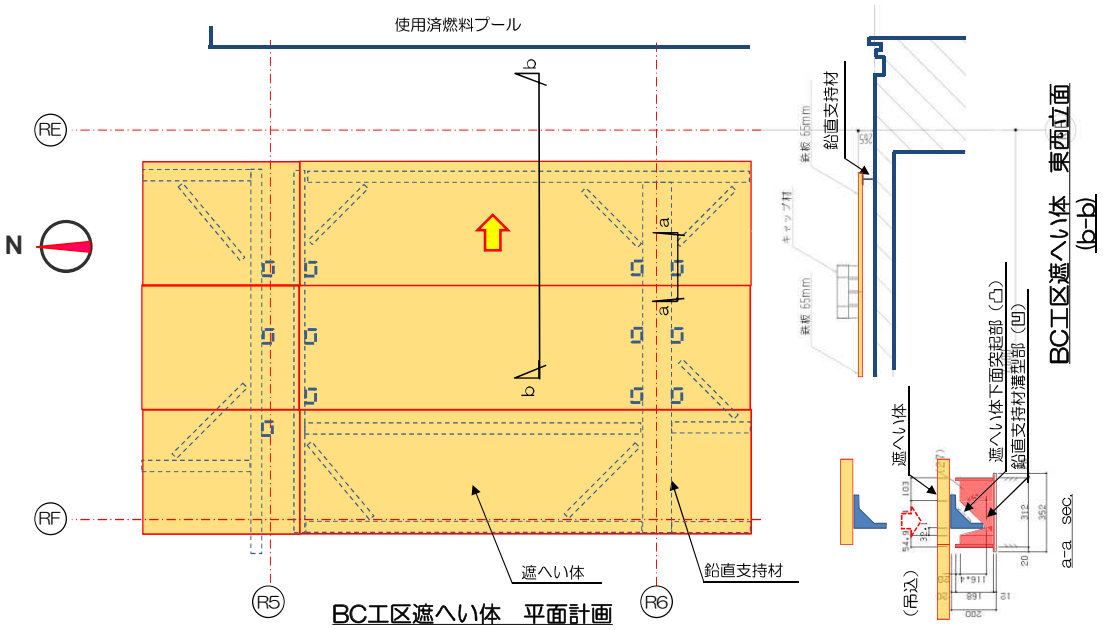
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」及び「既設 FHM レール（鋼材）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」の確認を行う。



（a）使用済燃料プール際Ａ工区遮へい体

ＢＣ工区遮へい体は，鉛直支持材をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

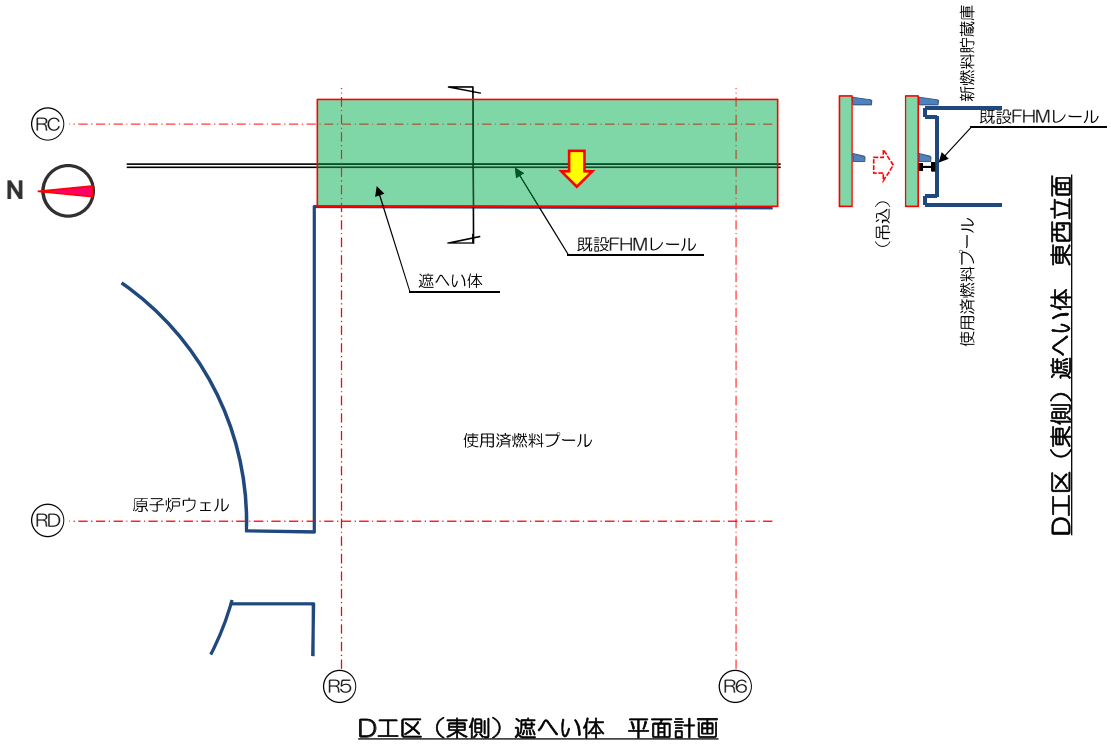
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）と一体化された遮へい体（鋼製）のすべり量」の確認を行う。



（b）使用済燃料プール際ＢＣ工区遮へい体

図 3.1-2　遮へい体詳細(1)

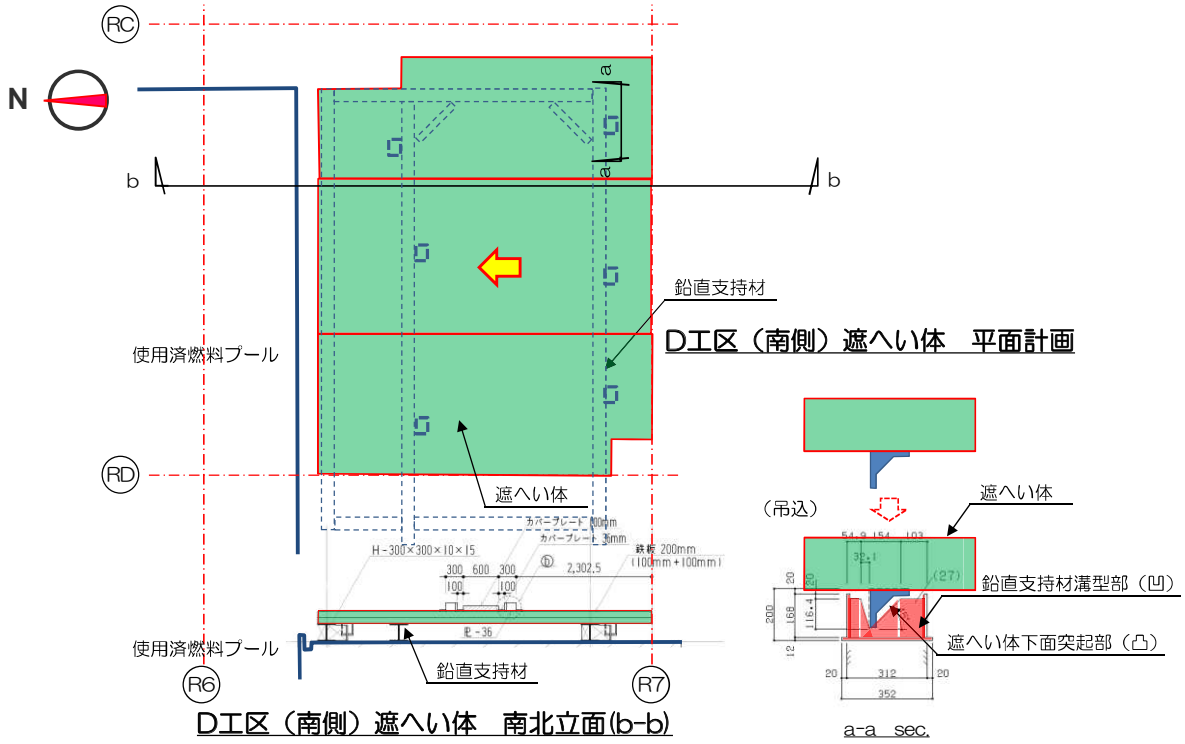
D工区（東側）遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を原子炉建屋躯体に，西側を既設 FHM レールに載せる。
・遮へい体は原子炉建屋躯体で直接支持されるため滑動せず，使用済燃料プール側には落下しないと評価。（滑動に対する評価は実施しない）



（c）使用済燃料プール際D工区（東側）遮へい体

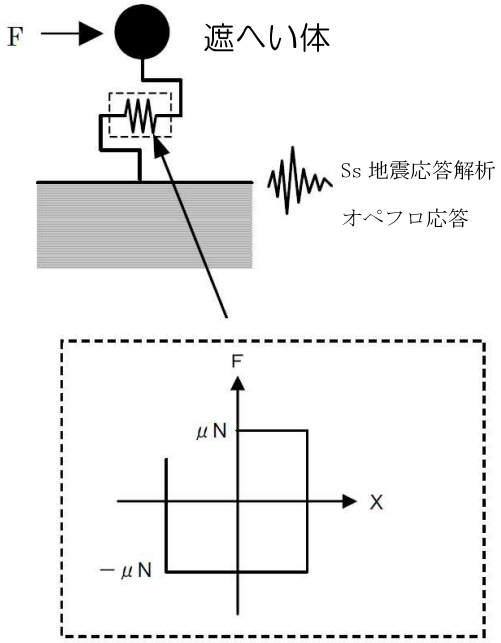
Ｄ工区（南側）遮へい体は，鉛直支持材（鋼製）をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）のすべり量」の確認を行う。

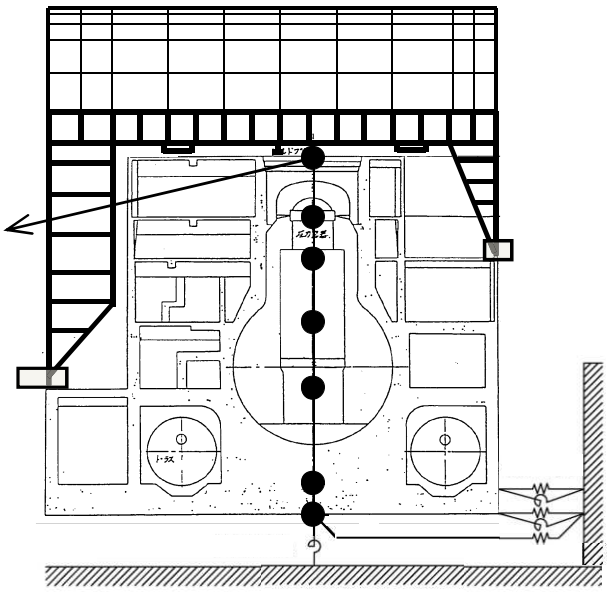


（d）使用済燃料プール際Ｄ工区（南側）遮へい体

図 3.1-2　遮へい体詳細(2)



オペフロ床面の摩擦抵抗を摸擬した非線形のばね特性のイメージ



【凡例】Ｆ：地震動により遮へい体に作用する慣性力
Ｘ：遮へい体と使用済燃料プール壁までの距離
μ：摩擦係数
Ｎ：遮へい体の重量

＊：解析モデルの諸元は，「添付資料－4-2　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」の中で用いたものを使用。

＊：遮へい体とオペフロ床面の摩擦抵抗については，遮へい体に生じる慣性力が静止摩擦力を超過すると，一定の摩擦力が抵抗力として作用しながら遮へい体が移動し，慣性力が静止摩擦力以下の場合は，遮へい体は移動せずその場にとどまるような，非線形のばね特性で評価。

図 3.1-3　遮へい体滑動検討の地震応答解析モデル

表 3.1-2　摩擦係数と鉛直震度の組合せ

CASE	摩擦面	摩擦係数	備考
1	鋼材とコンクリート	0.40	鋼構造設計規準（日本建築学会）
2	鋼材とコンクリート	0.25	電中研報告書「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立-地震時のキャスク転倒評価-」（研究報告：U92037） コンクリート及び鋼材表面の塗装条件を様々に変化させた試験結果のうち最も不利な摩擦係数。
3	鋼材とコンクリート	0.25	CASE2 に鉛直震度（0.45G）による鉛直力Ｎを低減させた場合。
4	鋼材と鋼材	0.35～0.40	機械工業ハンドブック改訂版 「鋼材とコンクリート」の評価により包絡されるため，省略。

3.2　評価結果

表 3.1-2 の組合せケースの結果を表 3.2-1 に示す。基準地震動 Ss 時の相対変位が最大となるケース 3 において相対変位が 22.3cm となり,使用済燃料プール壁面までの最小クリアランス 32.0cm 以下である。よって，ずれ止め設置前においても滑動対象物が使用済燃料プールに落下することはない。

表 3.2-1　地震応答解析による滑動対象物とオペフロの相対変位（基準地震動 Ss）

CASE	摩擦係数	鉛直震度	最大相対変位 (cm)	クリアランス (cm)
1	0.40	0	5.8	32.0
2	0.25	0	10.8	32.0
3	0.25	0.45（上向き）	22.3	32.0

２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項

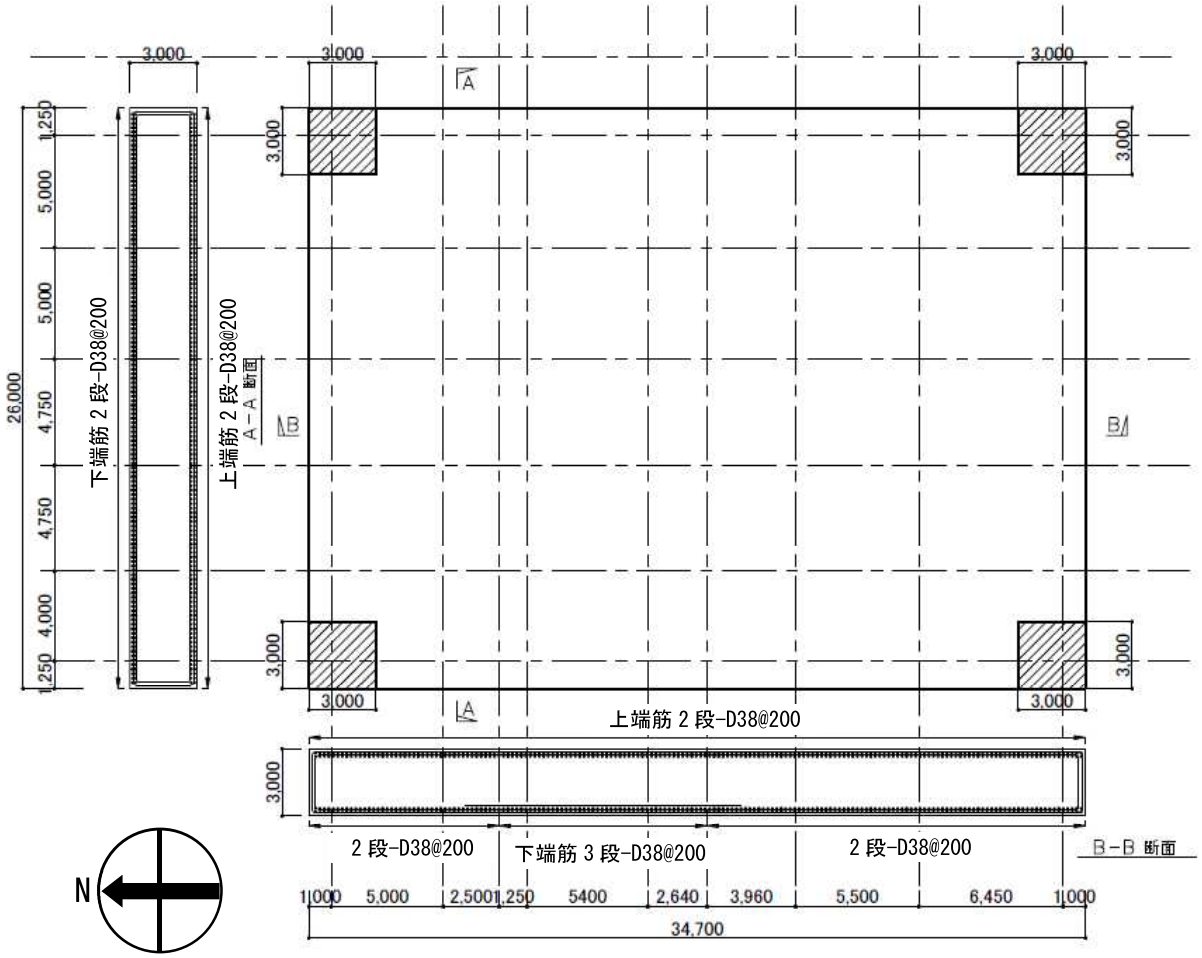
２号機燃料取り出し用構台の工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－1　２号機燃料取り出し用構台に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度および耐震性	材料確認	地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の一軸圧縮強さが，実施計画に記載されている設計基準強度を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度対して，JASS5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3101，JIS G 3136，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3321 又は建築基準法第 37 条第二号の規定に適合すること。
		特殊ボルト（ワンサイドボルト）の締め付け張力を確認する。	導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し，所定の張力が得られること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)，トルシア型高力ボルト(S10T)，高力六角ボルト(F10T)の仕様を確認する。	JIS B 1186 又は建築基準法第 37 条第二号の規定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		弾性支承の鉛直剛性を確認する。	弾性支承の鉛直剛性が，Ⅱ章 2.11 添付資料－４－２に記載した値の±20%以内であること。
		オイルダンパの減衰係数を確認する。	ばね付きオイルダンパの第一減衰係数は，試験時の各速度における荷重が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したオイルダンパの減衰係数に各速度を掛けて算出した荷重の±10%以内であること。オイルダ

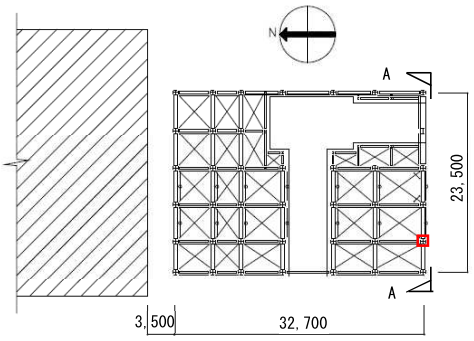
			ンパ（水平棟間）およびオイルダンパ（鉛直）の第一減衰係数は，正弦波加力を行った際の減衰力ループから算出した第一減衰係数が，添付資料－４－２に記載したオイルダンパの減衰係数の±10%以内であること。 第二減衰係数は，試験時の各速度における荷重の平均が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したオイルダンパのリリーフ荷重と，減衰係数に各速度を掛けて，並列配置を考慮し算出した荷重の和の±10%以内であること。
		オイルダンパのリリーフ荷重を確認する。	試験で複数の加力速度を用いて得られる近似直線と，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載した第一減衰係数の交点として得られる荷重が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したリリーフ荷重の±10%以内であること。
		オイルダンパのストロークを確認する。	オイルダンパのストロークが，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載した値以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持レベルに着底していること。
		鉄筋の径，間隔（図-1 参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画書に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図-2～図-5 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
		アンカーボルト埋め込み長さを確認する。	有効埋め込み長さが所定の値（M30：300mm、M60：265mm）であり，かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが 3 山以上であること。
		制震装置（オイルダンパ）の設置状況を確認する。	制震装置（オイルダンパ）の設置位置および設置数が図-6～図-13 の通

			りであること。
		免震装置（弾性支承）の設置状況を確認する。	免震装置（弾性支承）の設置位置および設置数が図-13 の通りであること。
		外装材および床の施工状況を確認する。	外装材および床の設置範囲が，図-14～図-17 の通りであること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。
		免震装置（弾性支承）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。

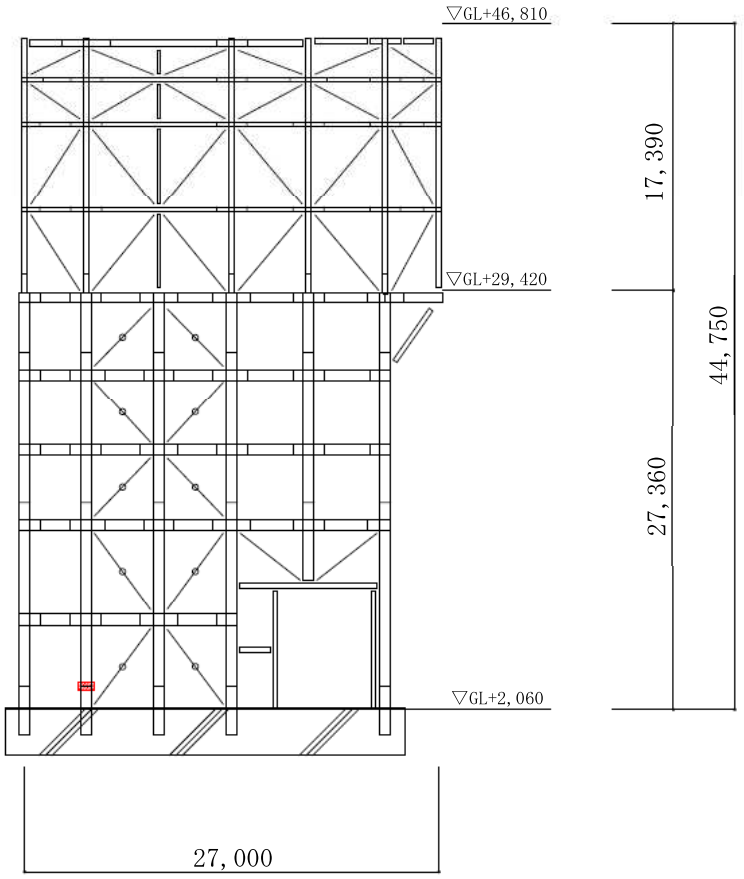


部は面外せん断補強を実施
D19@400×200
鉄筋材質：SD345

図-1　基礎配筋図（単位：mm）

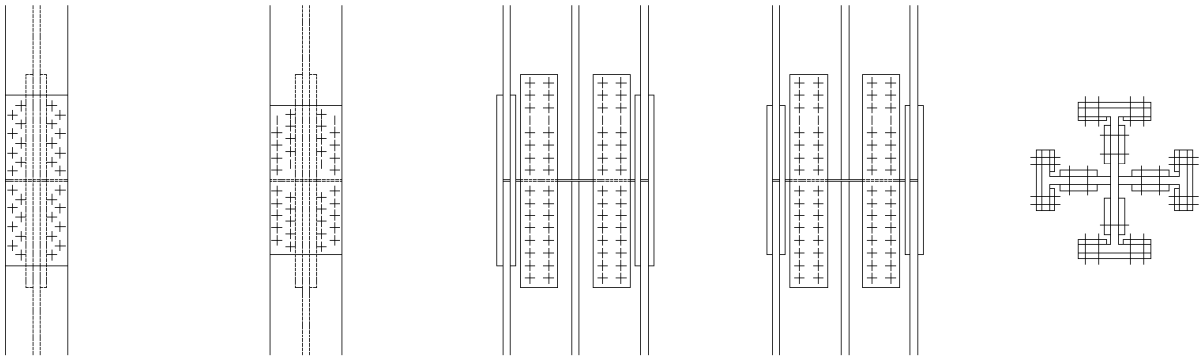


G. L. +8, 260 キープラン



A-A 断面図

（１）接合部位置（構台部柱材最大応力度比発生箇所）



(a) フランジ NS
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：16 本×2

(b) フランジ EW
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：20 本×2

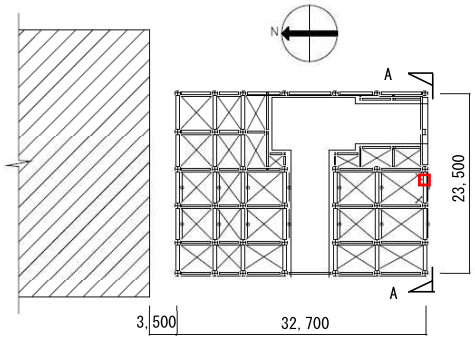
(c) ウェブ NS
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：32 本

(d) ウェブ EW
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：32 本

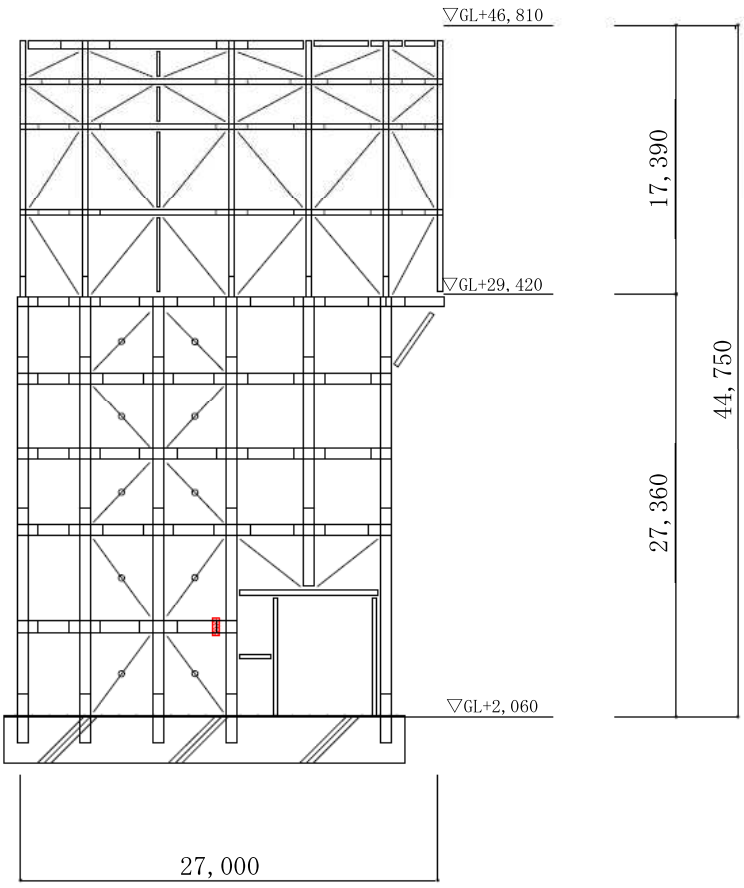
(e) 断面

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-2　構台接合部①

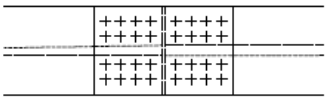


G.L.+8,260 キープラン

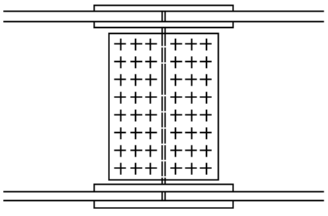


A-A 断面図

（１）接合部位置（構台部梁材最大応力度比発生箇所）



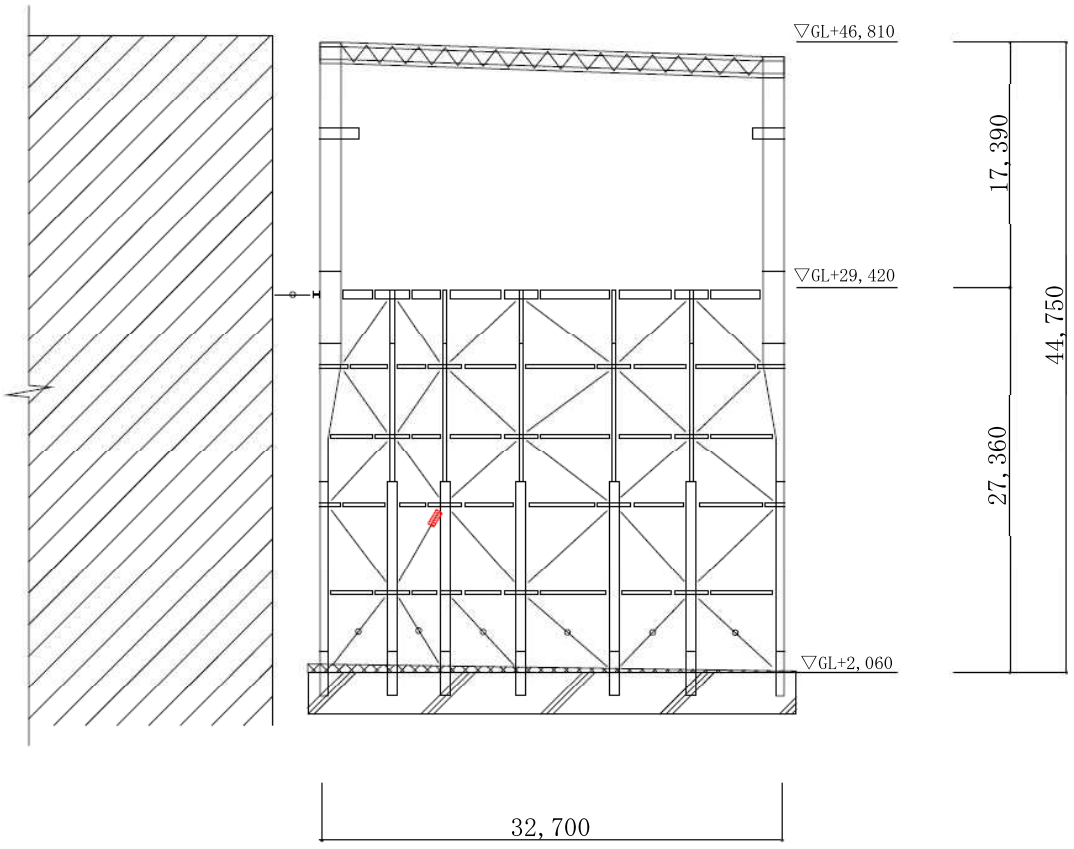
(a) 上下フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：16 本×2



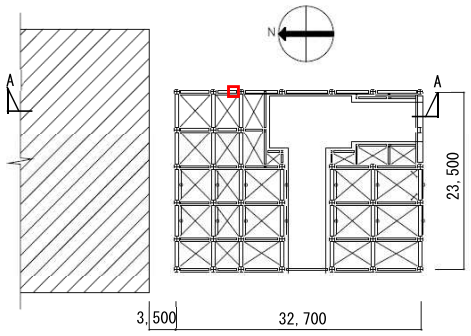
(b) ウェブ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：24 本

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-3　構台接合部②

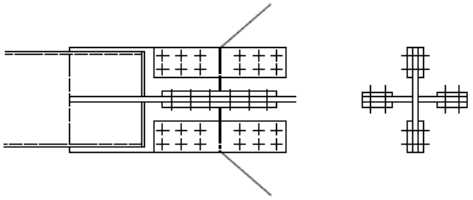


A-A 断面図



G.L.+8,260 キープラン

（１）接合部位置（構台部ブレース材最大応力度比発生箇所）

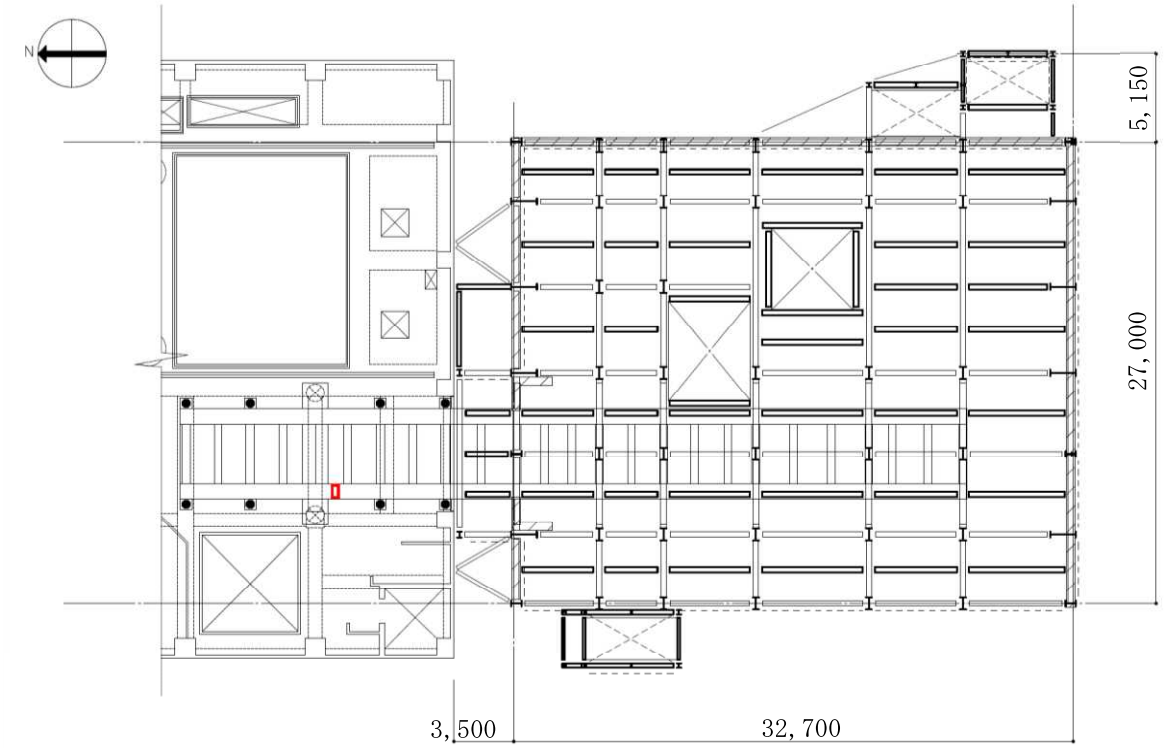


（a）側面　　（b）断面

ボルト種類：SHTB M22
ボルト本数：12 本×2

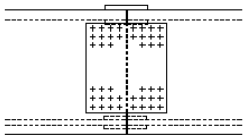
（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-4　構台接合部③

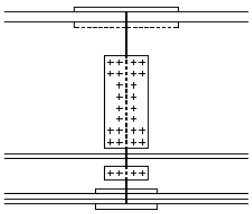


G.L.+29,420 キープラン

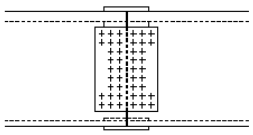
（１）接合部位置（ランウェイガーダ最大応力度比発生箇所）



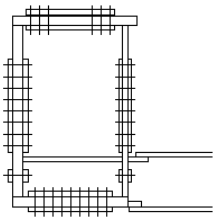
(a) 上フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：22 本



(c) ウェブ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：14 本×2



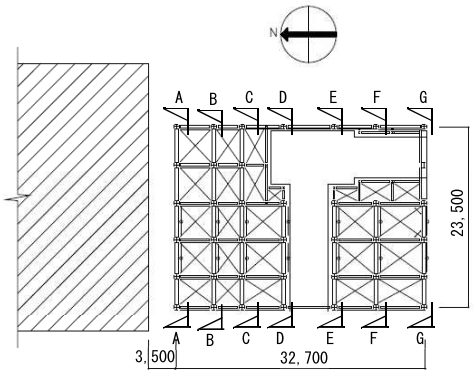
(b) 下フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：22 本



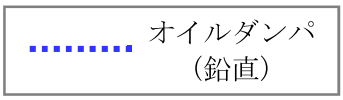
(d) 断面

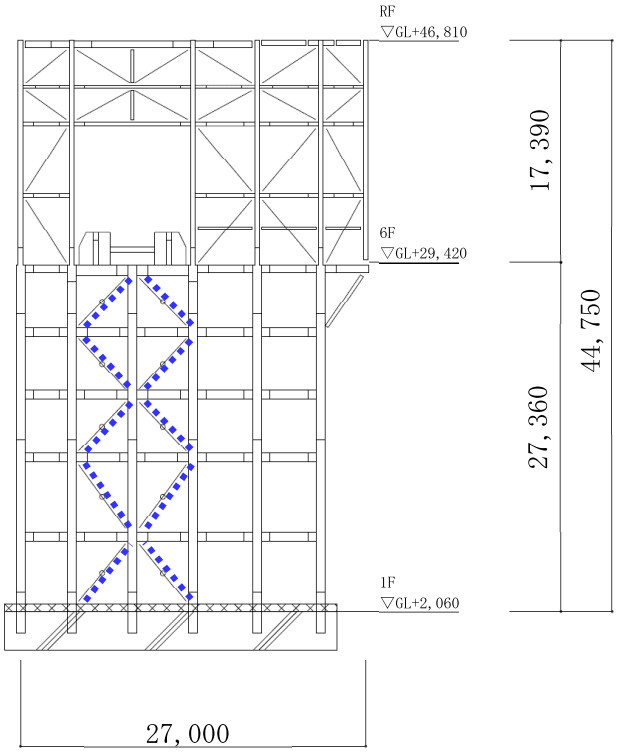
（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-5　ランウェイガーダ接合部

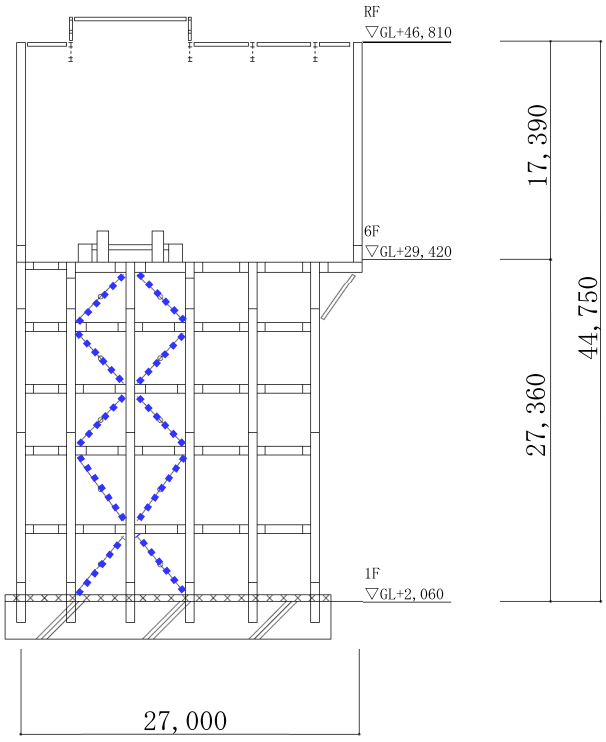


G. L. +8, 260 キープラン



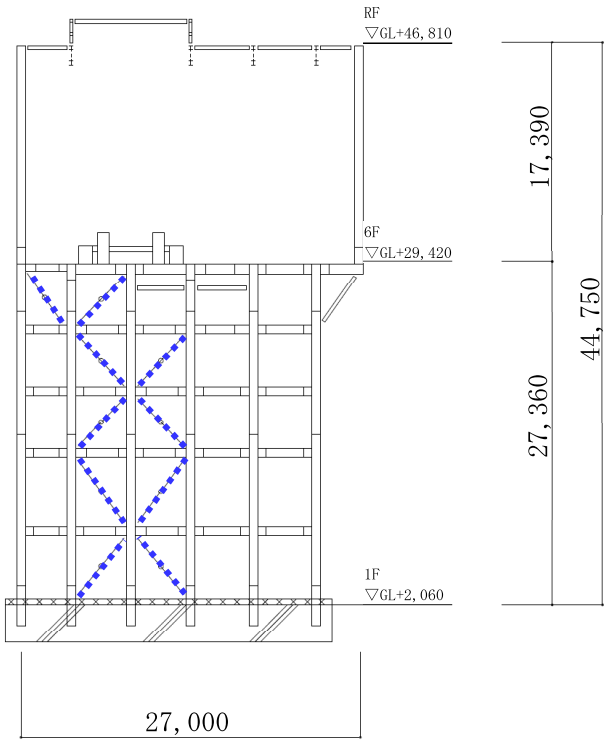


（１）オイルダンパ位置図（A-A 断面図）

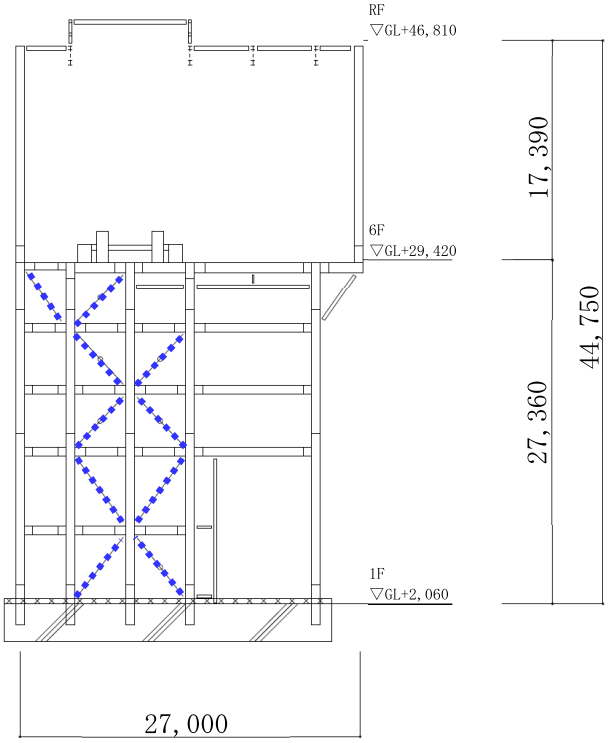


（２）オイルダンパ位置図（B-B 断面図）

図-6　オイルダンパ位置図①

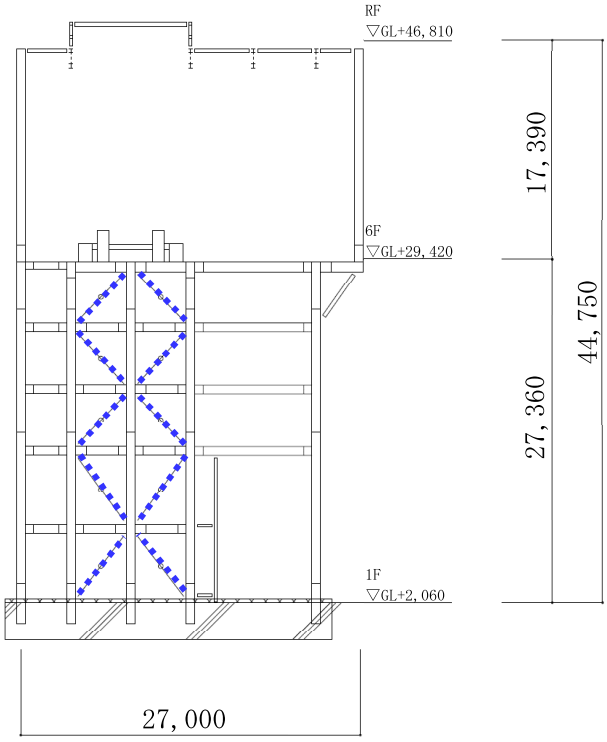


（１）オイルダンパ位置図（C-C 断面図）

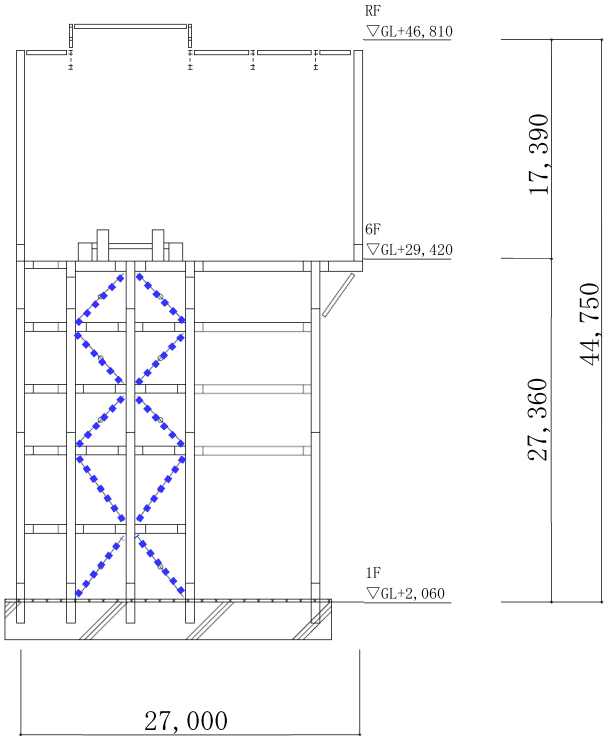


（２）オイルダンパ位置図（D-D 断面図）

図-7　オイルダンパ位置図②

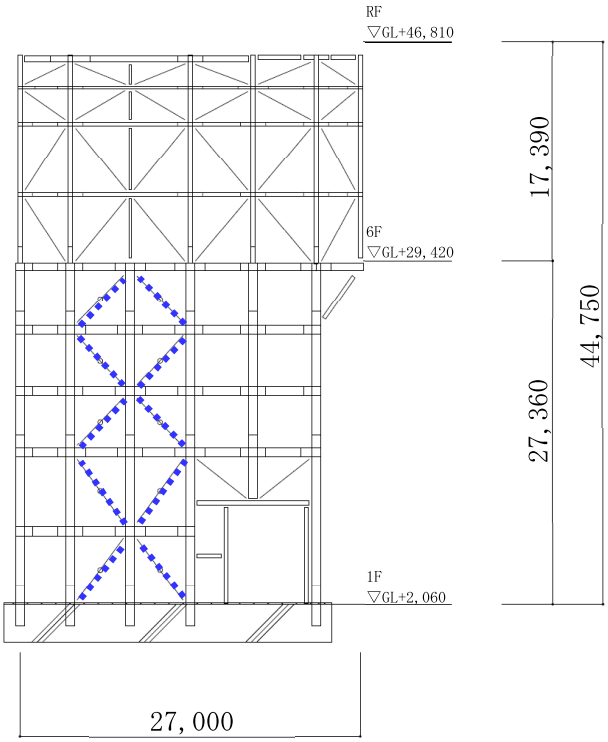


（１）オイルダンパ位置図（E-E 断面図）



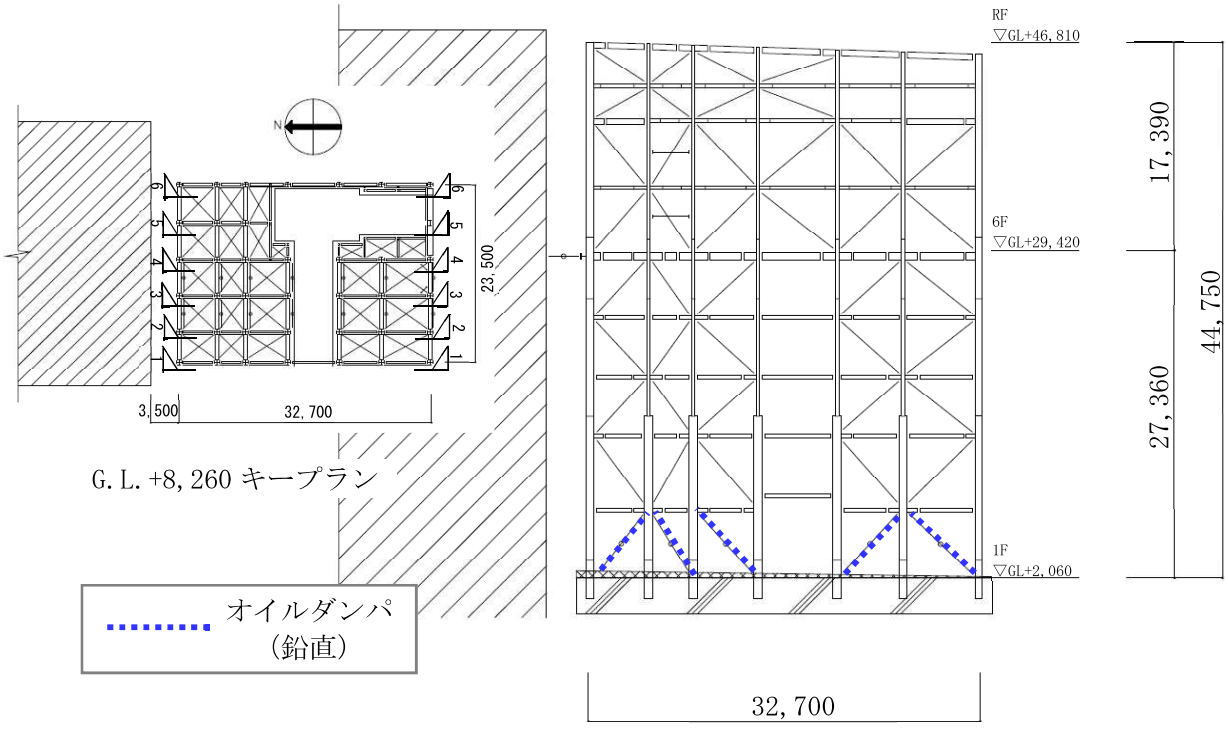
（２）オイルダンパ位置図（F-F 断面図）

図-8　オイルダンパ位置図③

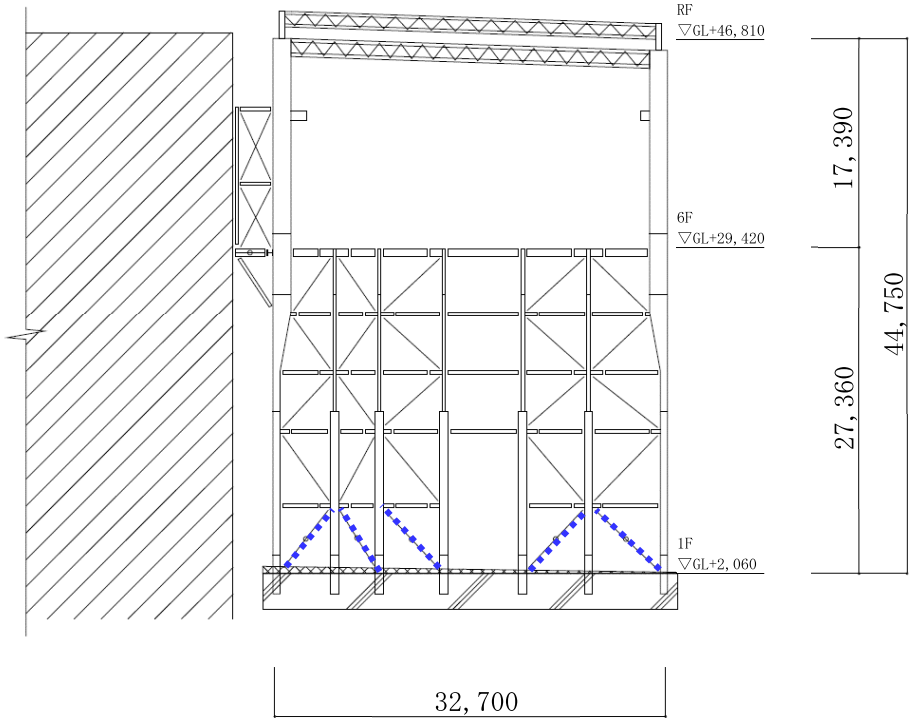


（１）オイルダンパ位置図（G-G 断面図）

図-9　オイルダンパ位置図④

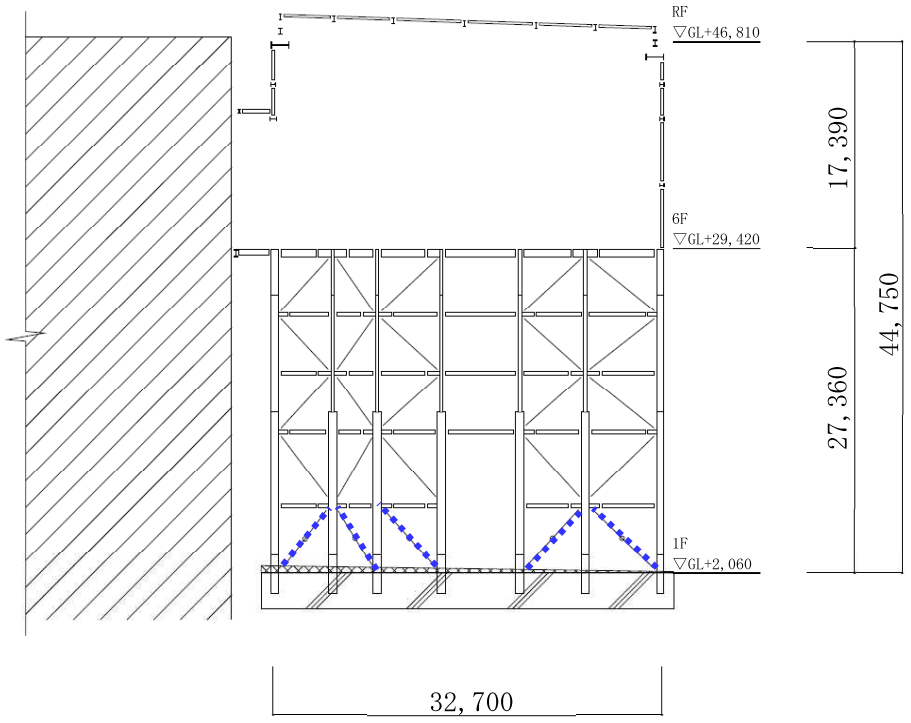


（１）オイルダンパ位置図（1-1 断面図）

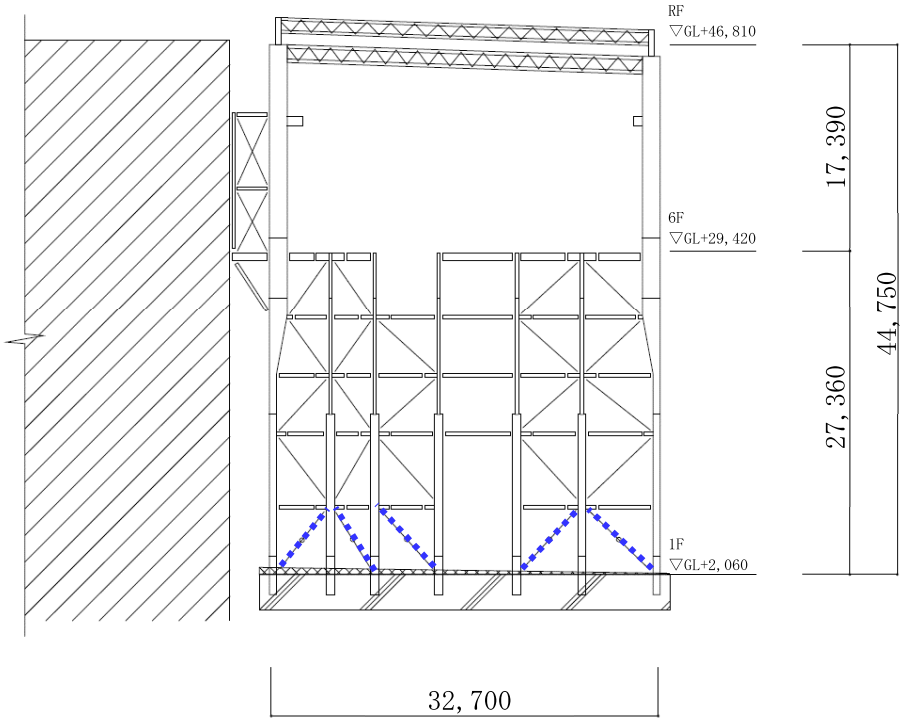


（２）オイルダンパ位置図（2-2 断面図）

図-10　オイルダンパ位置図⑤

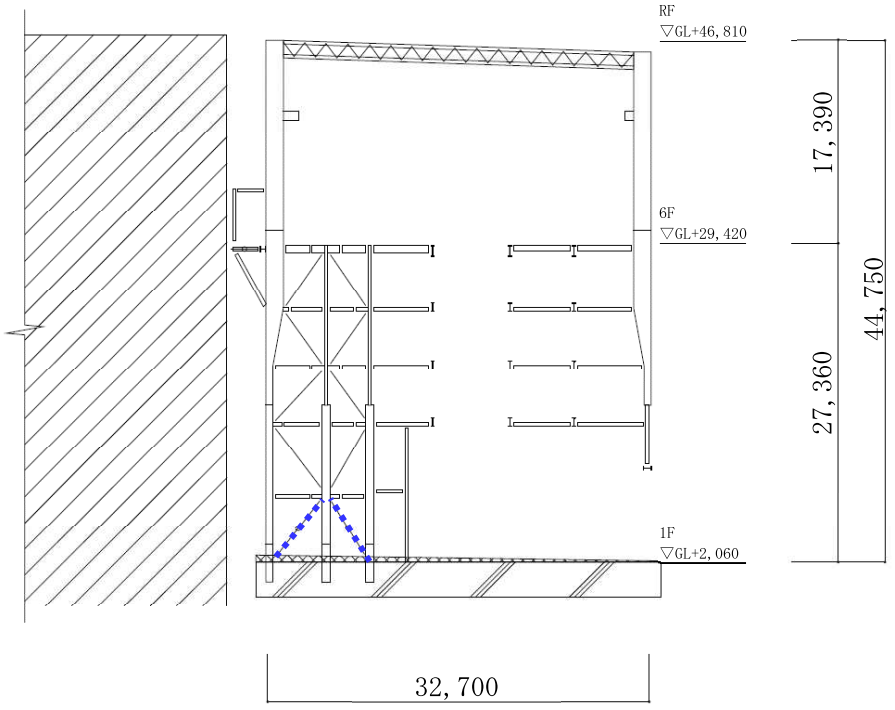


（１）オイルダンパ位置図（3-3 断面図）

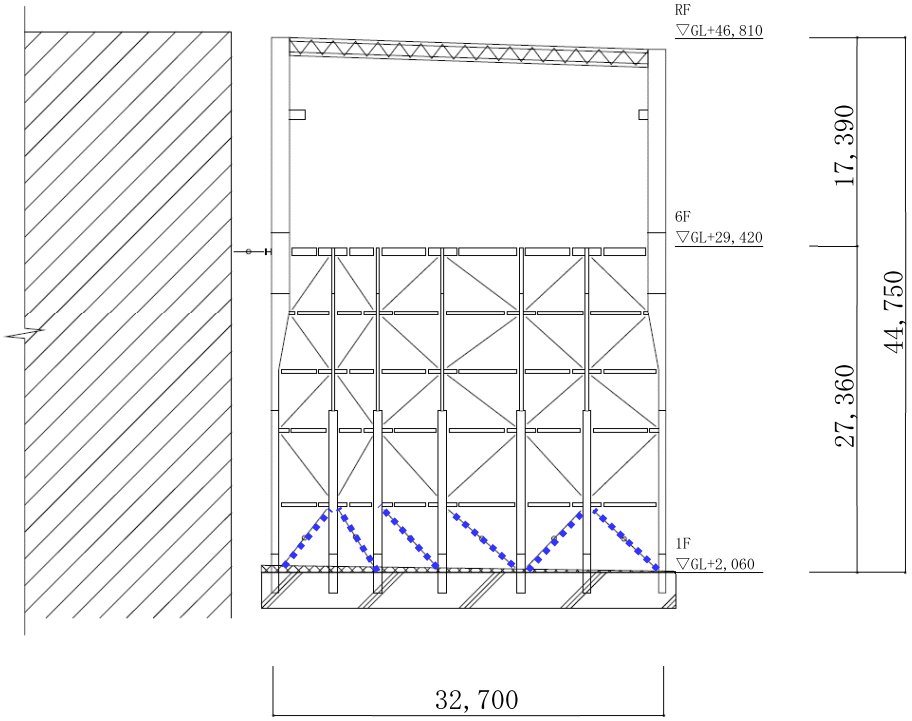


（２）オイルダンパ位置図（4-4 断面図）

図-11　オイルダンパ位置図⑥

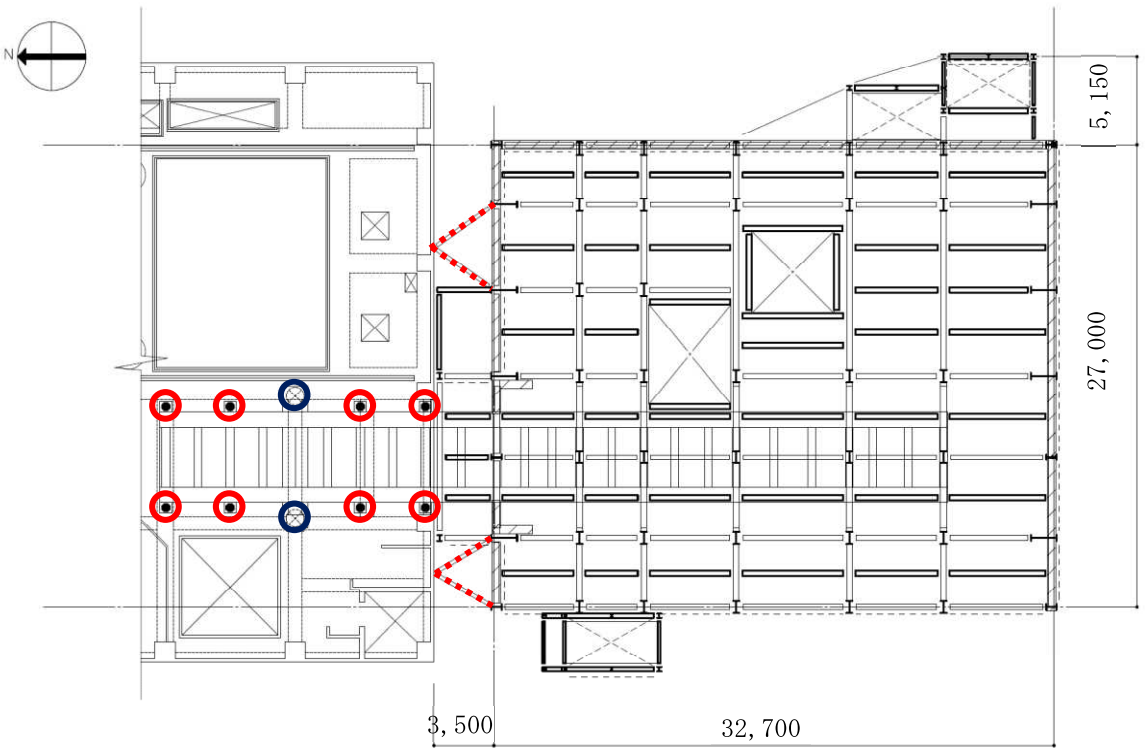


（１）オイルダンパ位置図（5-5 断面図）



（２）オイルダンパ位置図（6-6 断面図）

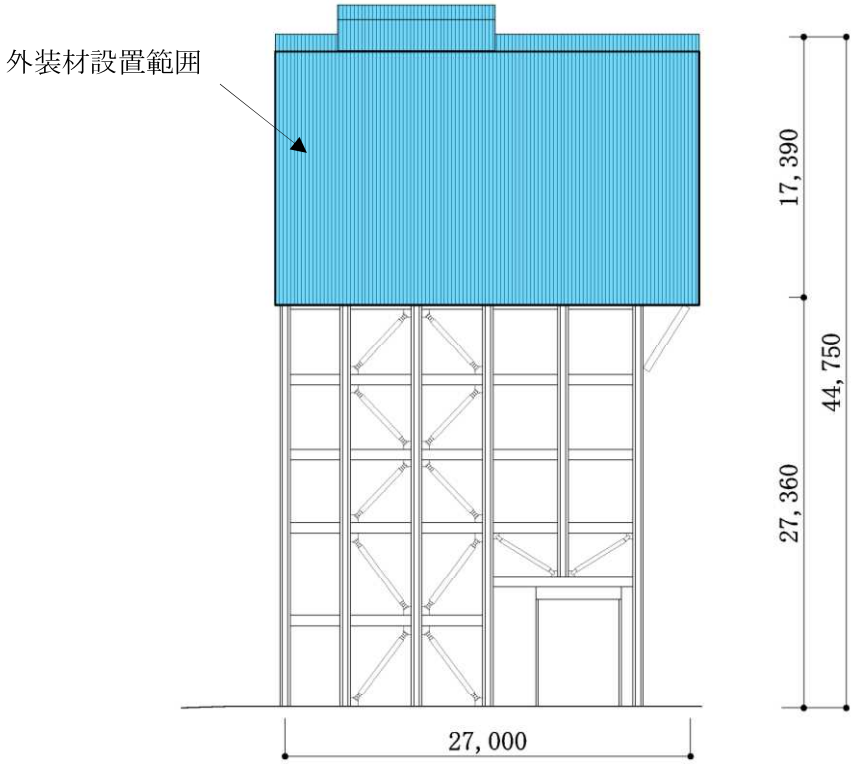
図-12　オイルダンパ位置図⑦



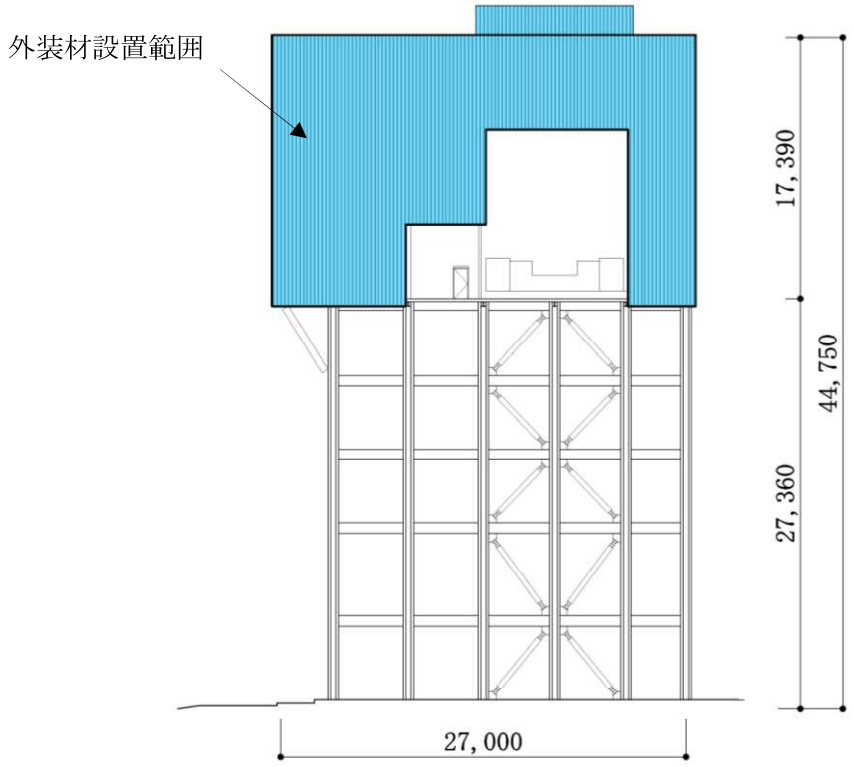


G.L.+29,420 キープラン

図-13　オイルダンパおよび弾性支承位置図

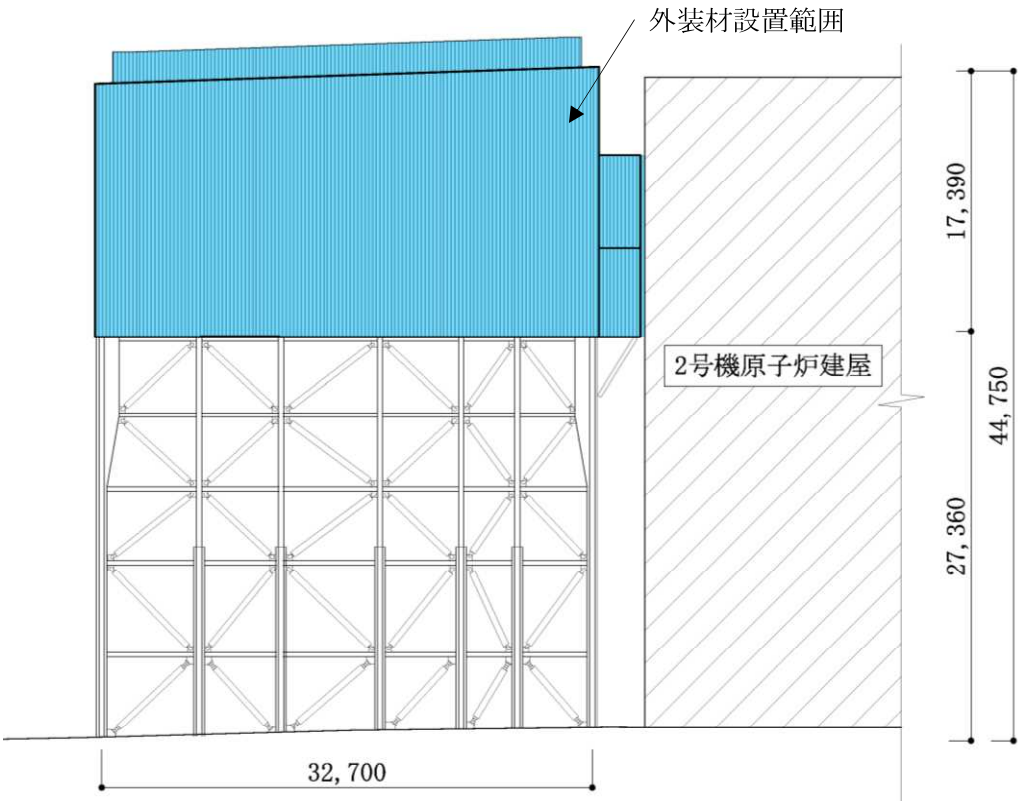


南側立面

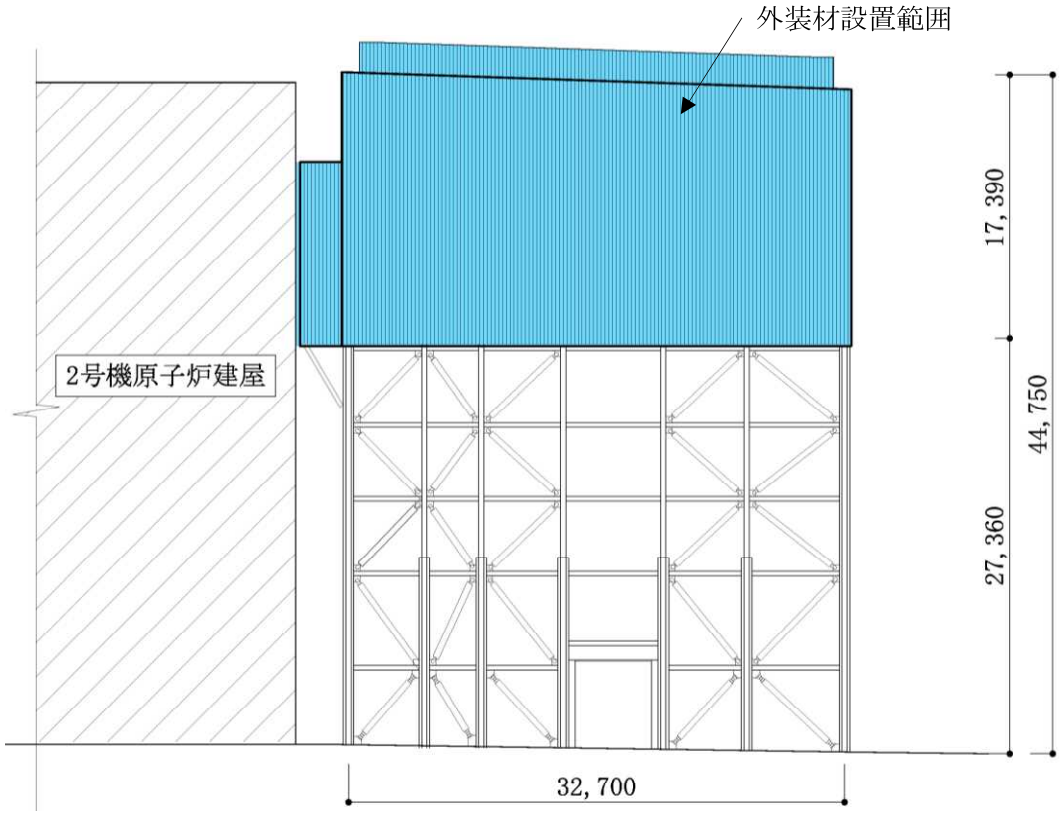


北側立面

図-14　外装材設置範囲図①

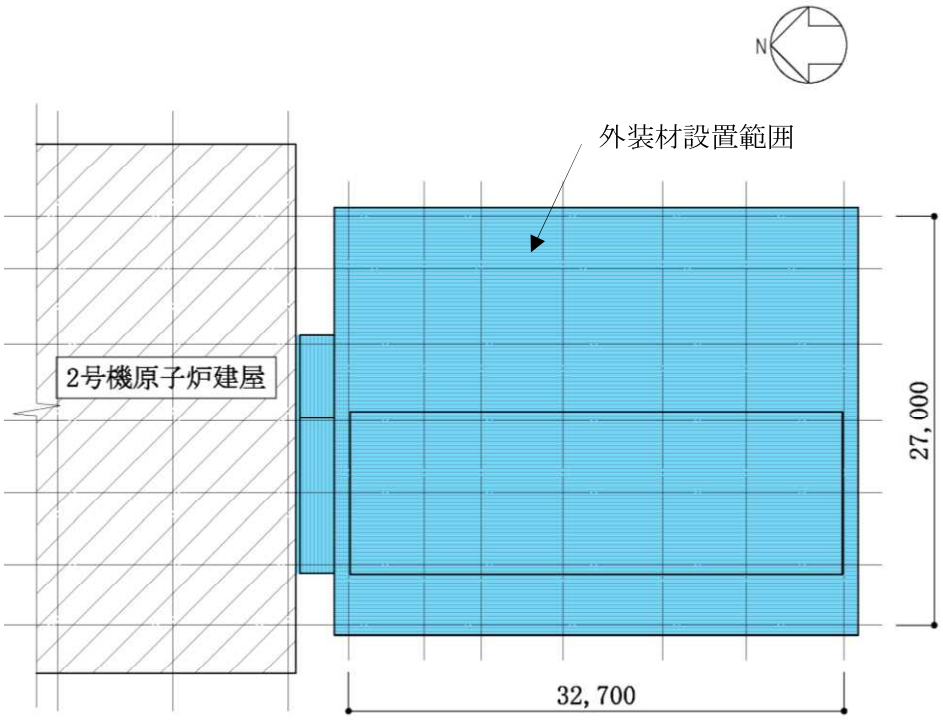


東側立面



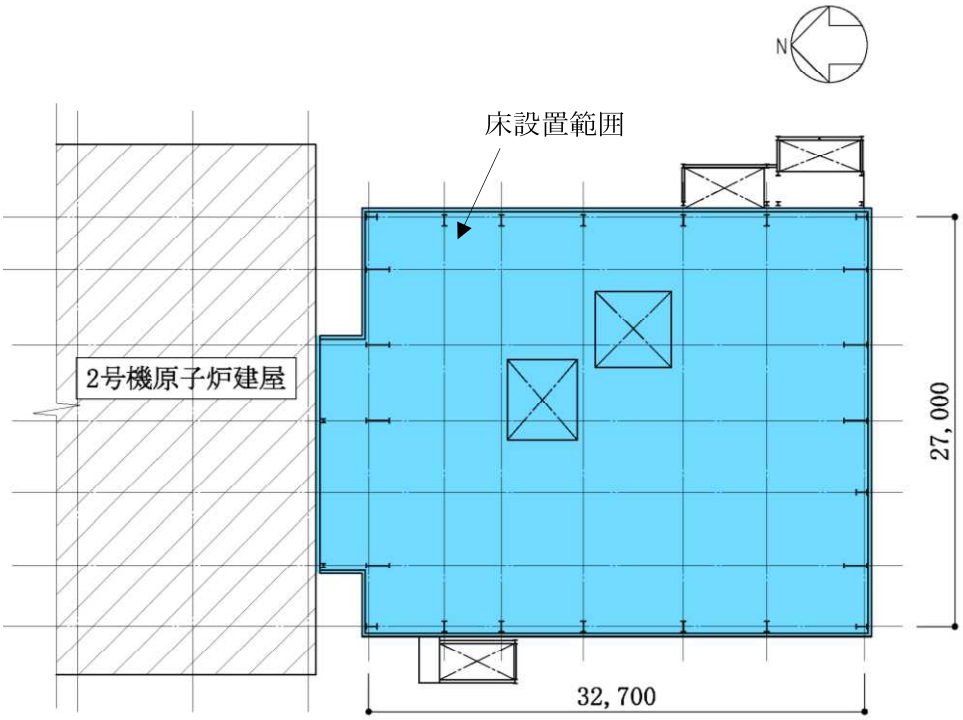
西側立面

図-15　外装材設置範囲図②



屋根伏図

図-16　外装材設置範囲図③



6F 伏図（G.L.29,420）

図-17　床設置範囲図

２号機原子炉建屋　オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の落下防止について

1. 概要

２号機原子炉建屋内の作業環境改善のため，原子炉建屋内オペレーティングフロア床面及び壁側に遮蔽体を設置する計画としている。オペレーティングフロアに設置する遮蔽体のうち，使用済燃料プール周りに設置するものが，地震時に使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを，遮蔽体の地震水平方向荷重に対する支持部材の構造強度を評価により確認する。

本資料では，地震時における使用済燃料プール周りに設置する下記遮蔽体の支持部材の構造評価の結果を示す。各遮蔽体の配置を図 1-1 に示す。

(1) 使用済燃料プール(SFP)北側遮蔽
(2) 使用済燃料プール(SFP)南側遮蔽
(3) 使用済燃料プール(SFP)東側遮蔽
(4) 使用済燃料プール(SFP)西側遮蔽

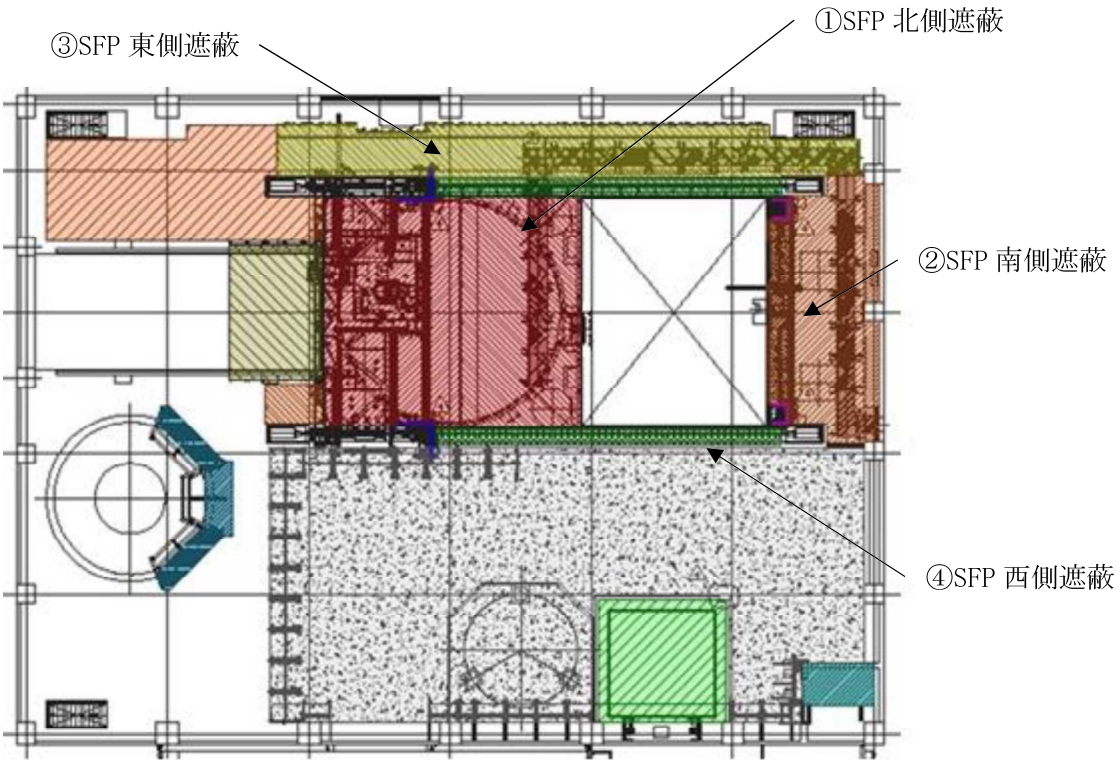


図 1-1 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体

2. 遮蔽体の耐震評価

2.1　評価方法

遮蔽体の耐震評価には，燃料取り出し用構台検討用モデルの地震応答解析結果のうち，原子炉建屋オペレーティングフロアの層せん断係数より保守的に設定した水平震度を用いる。解析に用いる地震動は,2波ある1/2Ss450のうち振幅の大きな検討用地震動①の1/2の地震動を用いるが，実施計画の審査期間中に適用地震動見直しが行われたことから，Ss600 に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。(別冊２８ P104参照）なお，1/2Ss450を適用した場合の算出応力は，Ss600での算出応力に包絡されている。

また，遮蔽体は原子炉建屋のオペレーティングフロア上に設置されるため，摩擦係数(μ=0.25)を考慮する。地震時水平方向荷重により支持部材に生じる応力を，JEAG4601-1987の支持構造物の評価基準値を用いて評価する。

2.1.1　SFP 北側遮蔽

SFP 北側遮蔽の地震時水平方向荷重が D/S プールカバー支持ビームを介して D/S プール南壁と取合うブラケットに負荷されるものとしてブラケットの強度評価を行う。評価対象部を図 2-1 に示す。

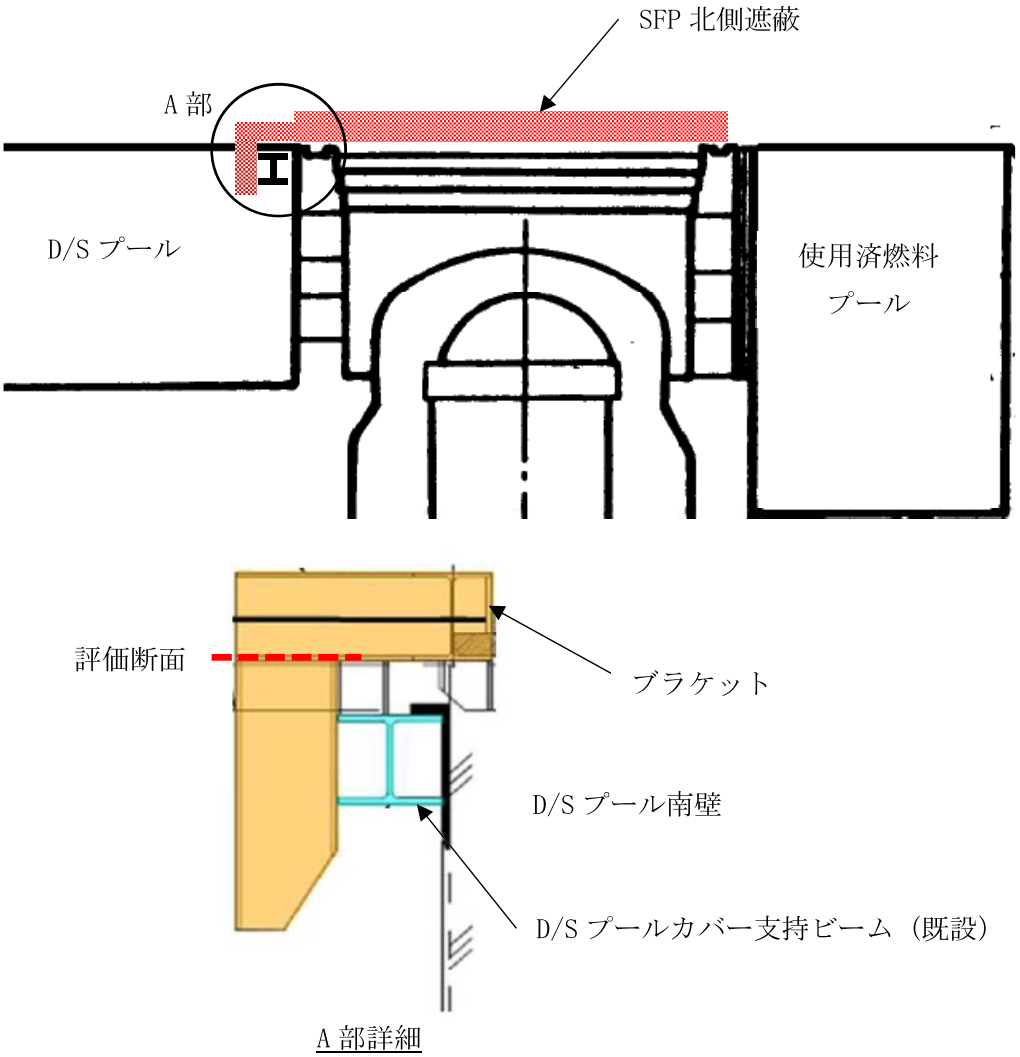


図 2-1　SFP 北側遮蔽　評価対象部

2.1.2 SFP 南側遮蔽

SFP 南側遮蔽の地震時水平荷重が，ジブクレーン及びチャンネル取扱いブームと取り合う荷重受け部材に負荷されるものとして荷重受け部材の強度評価を行う。また，SFP 南側遮蔽のうち，荷重受け部材より使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平荷重が，同遮蔽体の引っ掛け部材に負荷されるものとして引っ掛け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-2 に示す。

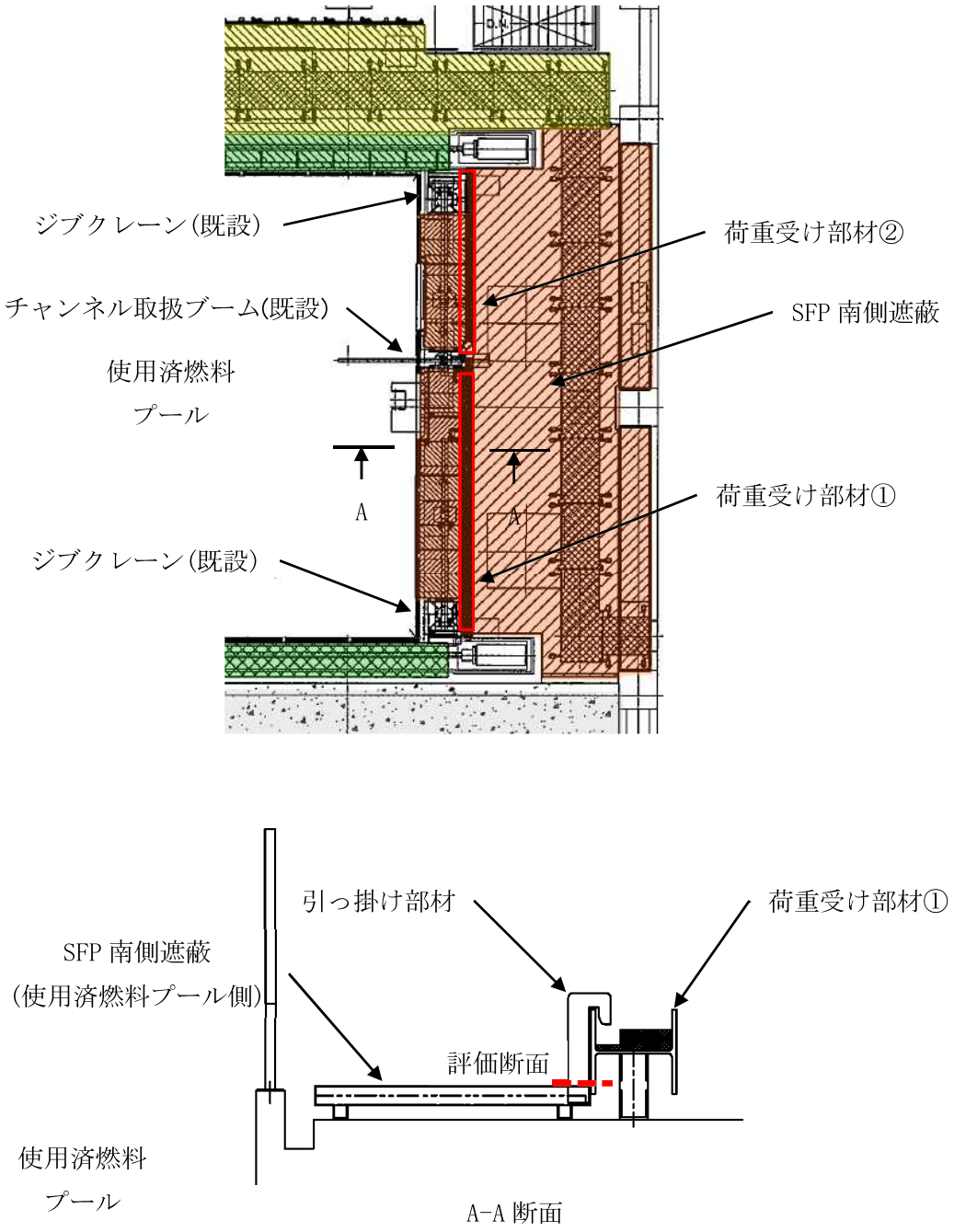


図 2-2　SFP 南側遮蔽体　評価対象部

2.1.3　SFP 東側遮蔽

SFP 東側遮蔽のうち，燃料取替機レールより使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平方向荷重が，同遮蔽体の引っ掛け部材及び燃料取替機レールよりプール外側に設置する遮蔽体の荷重受け部材に負荷されるものとして引っ掛け部材及び荷重受け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-3 に示す。

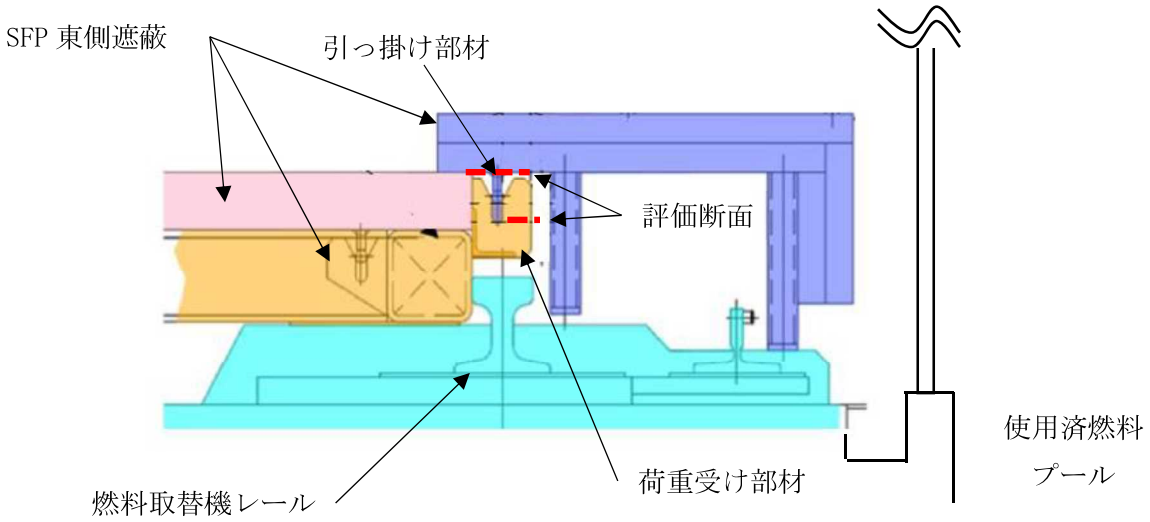


図 2-3　SFP 東側遮蔽体　評価対象部

2.1.4　SFP 西側遮蔽

SFP 西側遮蔽の地震時水平方向荷重が，燃料取替機レールと取合う荷重受け部材に負荷されるものとして，荷重受け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-4 に示す。

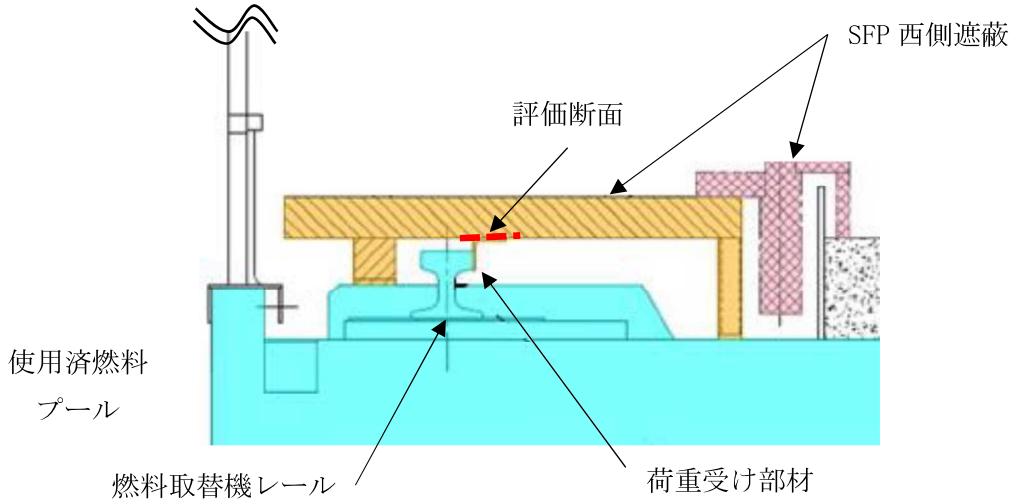


図 2-4　SFP 西側遮蔽　評価対象部

2.2　評価結果

強度評価の結果を表 2-1 に示す。使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体について，地震時水平荷重に対して支持部材に生じる応力は許容応力を下回るため，遮蔽体が使用済燃料プールへ落下することはない。

表 2-1　遮蔽体支持部材の構造強度評価結果

部位		材質	許容応力(MPa)		算出応力 Ss600 (MPa)	算出応力 1/2Ss450 (MPa)
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280	146	143
			せん断	161	46	46
			組合せ	280	167	164
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280	244	240
			せん断	161	17	17
			組合せ	280	246	242
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280	270	265
			せん断	161	20	19
			組合せ	280	273	268
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280	52	51
			せん断	161	3	3
			組合せ	280	53	52
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280	23	23
			せん断	161	6	5
			組合せ	280	26	25
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323	201	186
			せん断	161	13	12
			組合せ	280	203	188
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323	57	56
			せん断	161	2	2
			組合せ	280	58	57

別添－９

１号機大型カバーに係る確認事項

１号機大型カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－１　１号機大型カバーに係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度および耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3136，JIS G 3138，JIS G 3444，JIS G 3475，JIS G 4051，JIS B 1186 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)，トルシア型高力ボルト（HTB）及び溶融亜鉛めっき高力ボルト(12G SHTB)の仕様を確認する。	建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		外装材の仕様を確認する。	実施計画に記載されている材料諸元に適合することを，検査証明書，出荷証明書又はメーカー技術資料により確認する。
	据付確認	アンカーボルトの埋め込み長さを確認する。	アンカーボルトの有効埋め込み長さが図－１の通りであり，かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが 3 山以上であること。
		接合部の施工状況を確認する。	高力ボルトの本数・種類が図－２の通りであること。
		外装材の施工状況を確認する。	外装材の範囲が図－３の通りであること。

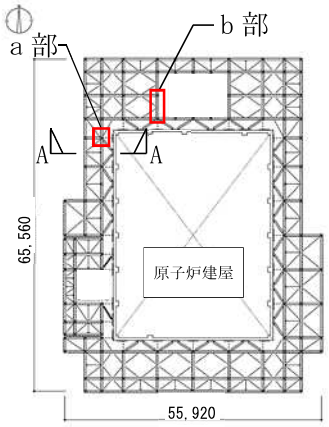
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度および耐震性	機能検査（外観検査）	大型カバーの外観を確認する。	機能に影響を及ぼす有意な欠陥がないこと。



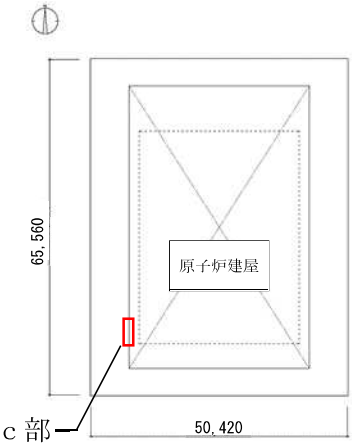
有効埋め込み長さ：280mm 以上
有効埋め込み長さ：345mm 以上
有効埋め込み長さ：375mm 以上
有効埋め込み長さ：420mm 以上

図－１　アンカーボルト詳細

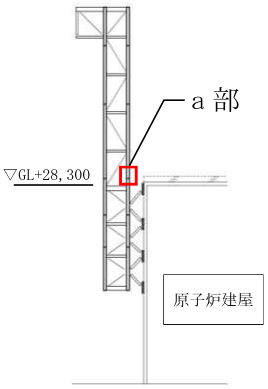
（単位：mm）



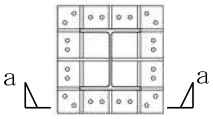
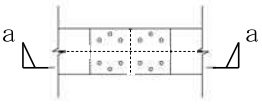
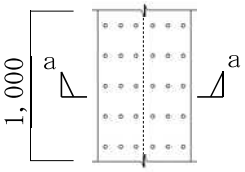
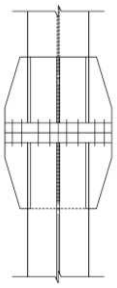
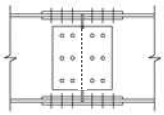
G.L.+28,300 キープラン



G.L.+53,900 キープラン

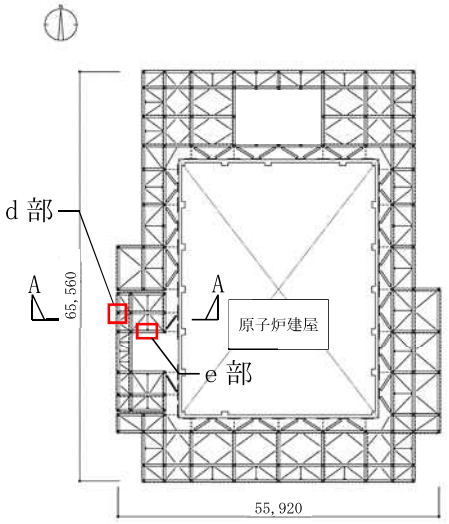


A-A 断面キープラン

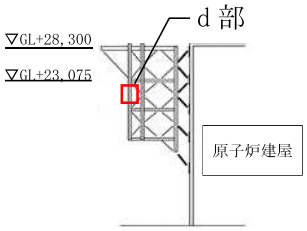
(a) 柱　材	(b) 梁　材	(c) 鋼　板
 断面図	 断面図	 断面図
 a-a 矢視図	 a-a 矢視図	 a-a 矢視図
ボルト種類：SHTB M24 本　数：24 本	ボルト種類：SHTB M24 本　数：18 本×2	ボルト種類：HTB M22 本　数：15 本×2 @1,000mm

図－２（１）　一般部接合部詳細

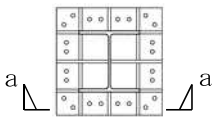
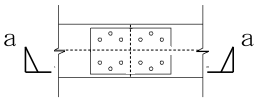
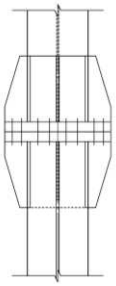
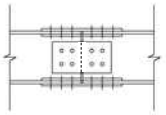
（単位：mm）



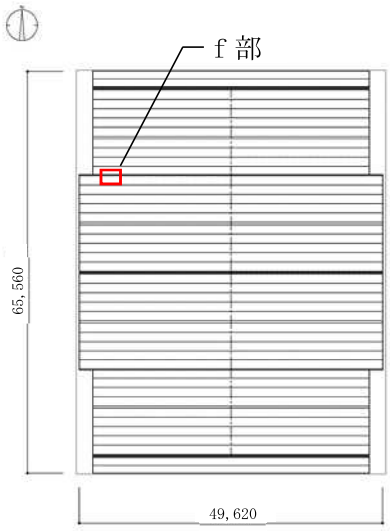
G.L.+23,075 キープラン



A-A 断面キープラン

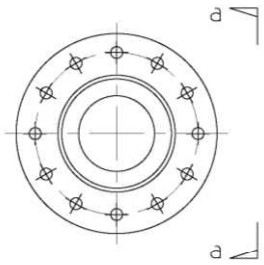
(d) 柱　材	(e) 梁　材
 断面図	 断面図
 a-a 矢視図	 a-a 矢視図
ボルト種類：SHTB M24 本　数：24 本	ボルト種類：SHTB M24 本　数：16 本×2

図－２（２）　燃料取扱設備支持部接合部詳細

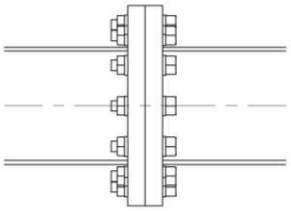


屋根伏図

(f) 弦　材



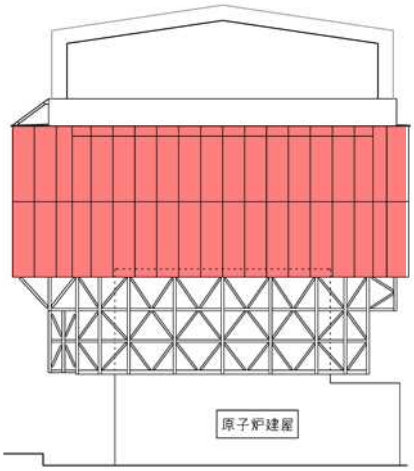
断面図



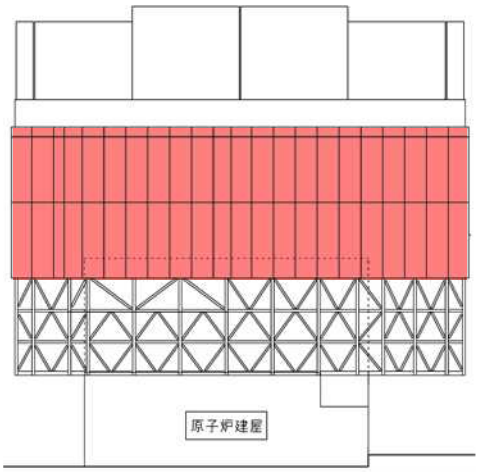
a-a 矢視図

ボルト種類：12G SHTB M20
本　数：12 本

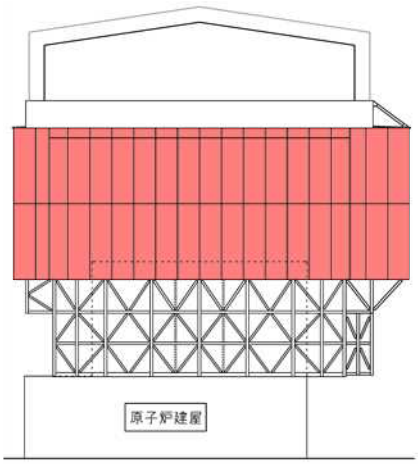
図－２（３）　屋根部接合部詳細



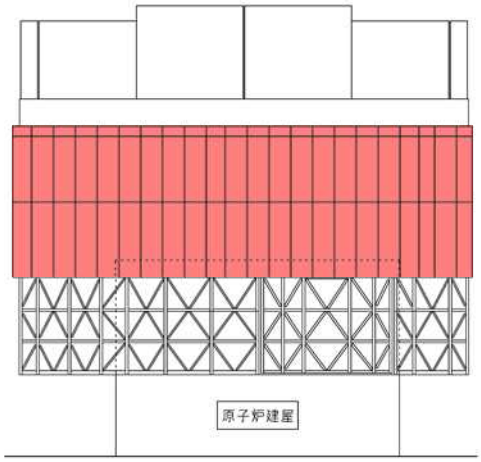
南立面図



東立面図



北立面図



西立面図

外装材設置箇所

図－３　外装材設置範囲図

別添－１０

水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力時に用いる模擬地震波について

1. はじめに

水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力による検討を行う際に，Ss900-1を用いている。

この際，水平1方向にはSs900-1を用いるが，その直交方向にはSs900-1とは位相の異なる模擬地震波を用いる。

水平 2 方向及び鉛直方向地震力の同時入力による検討において，全く同じ地震動が同時に水平2方向に入力されることは現実的に考えにくいことから，Ss900-1を作成した方法と同一の方法で，目標とする応答スペクトルに適合する模擬地震波を利用する。

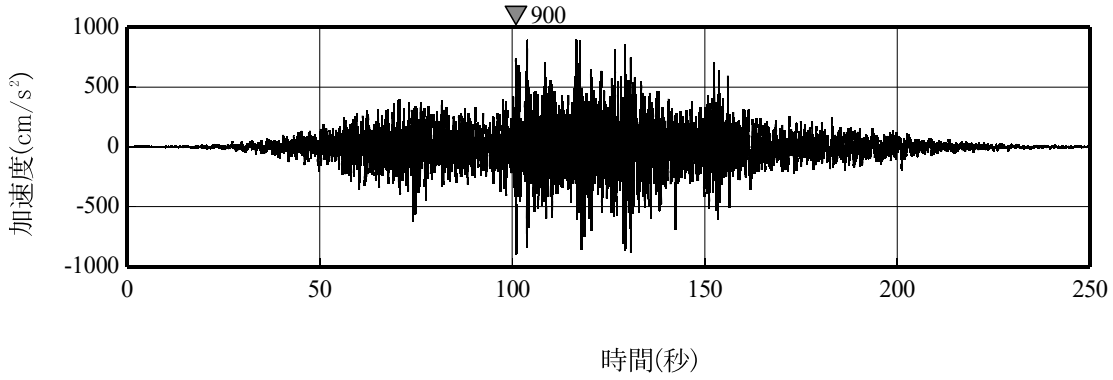
2. 模擬地震波の作成方針

応答スペクトル法に基づく手法による Ss900-1 については，水平方向の地震動に方向性がないことから，水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力による検討を行う場合，水平2方向のうち1方向について模擬地震波を作成し入力する方法が考えられる。

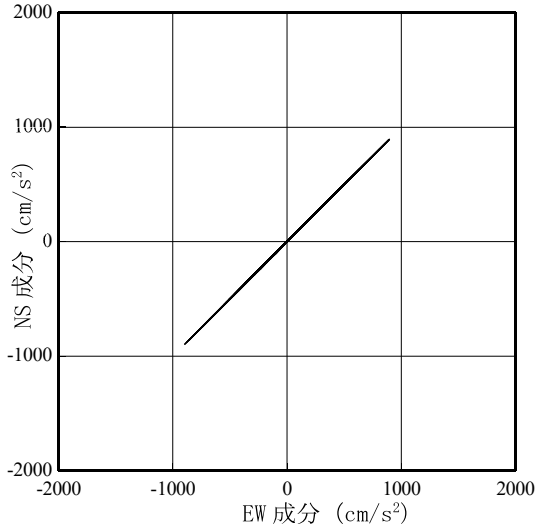
Ss900-1 の位相は，2011 年東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所内の地震観測記録のNS方向の位相を基に模擬地震波を作成している。そこで組み合わせる地震動は，同一の方法で NS 方向と直交する EW 方向の位相を基に作成した模擬地震波とする。

2.1 敷地で得られた観測記録による確認

自由地盤観測点における，2011年東北地方太平洋沖地震（以下，3.11地震），2021年2月13日の福島県沖の地震（以下，2.13地震）及び2022年3月16日の福島県沖の地震（以下，3.16地震）の観測記録から，当該サイトにおいて，水平2方向の地震波で位相差が生じる傾向を確認した。確認の方法として，Ss900-1を同時に水平2方向に入力したオービット（図 2.1-1）と，観測記録の水平2方向のオービット（図 2.1-2，図 2.1-3，図 2.1-4）との比較を行った。図2.2-1から，全く同じ地震動を同時に水平2方向に入力した場合，オービットは現実的に考えにくい 45° 方向に直線的な軌跡を示す。一方，図 2.1-2，図 2.1-3及び図 2.1-4より観測記録ではオービットは位相差によって生じるランダムな軌跡を示すことを確認した。

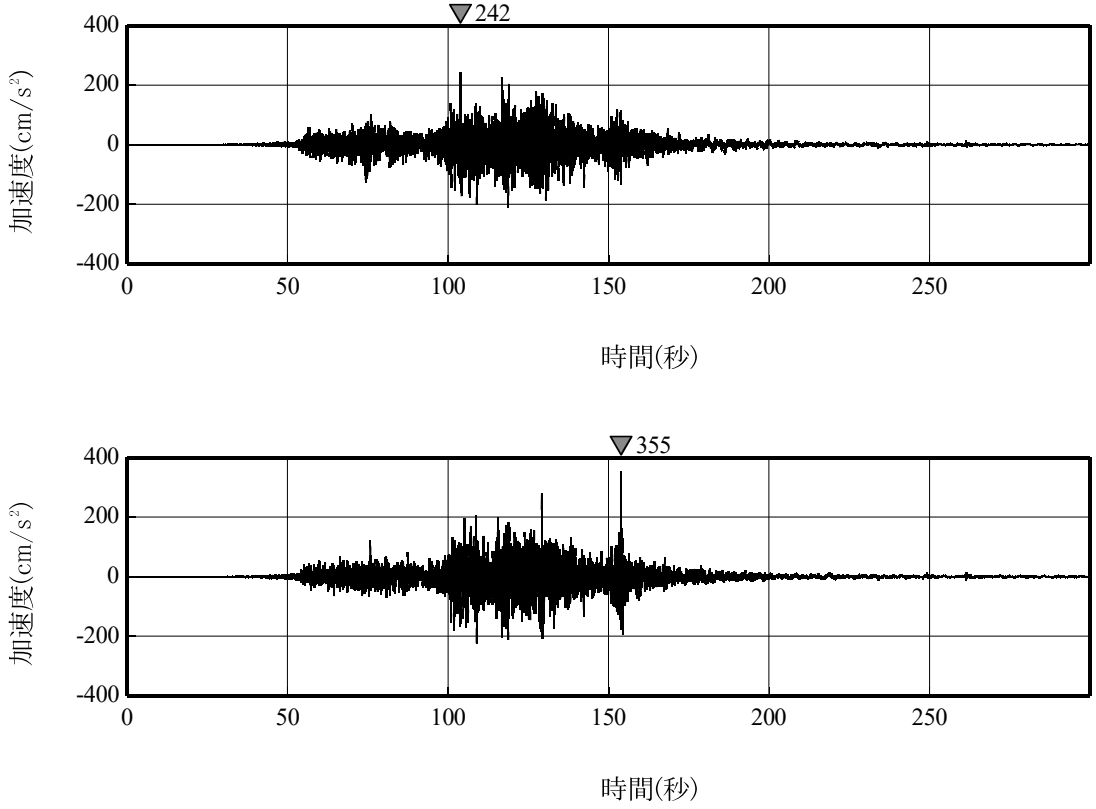


(a)　加速度時刻歴波形

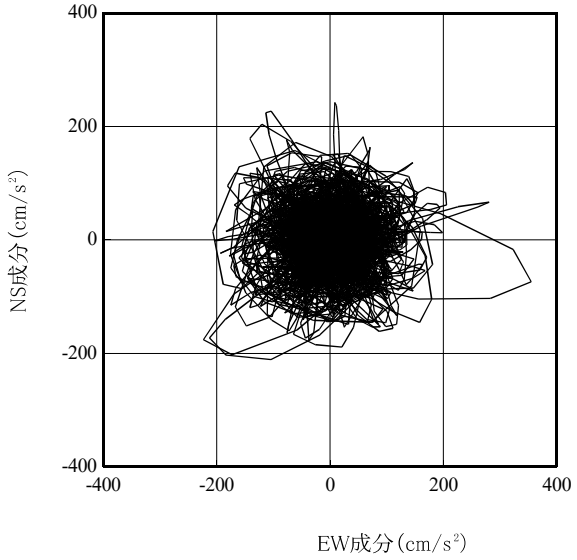


(b)　水平 2 方向の加速度成分のオービット

図 2.1-1　Ss900-1

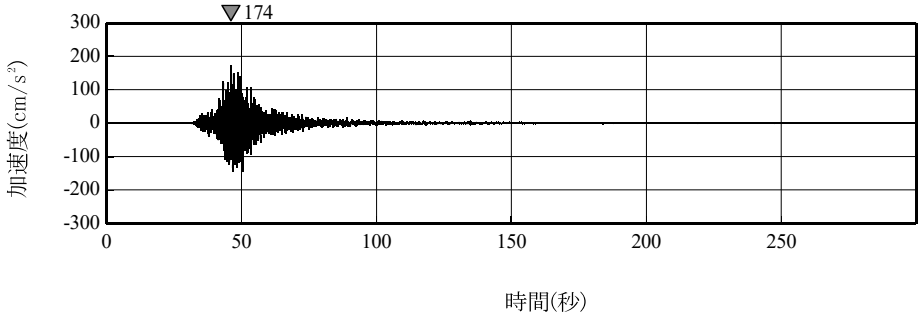


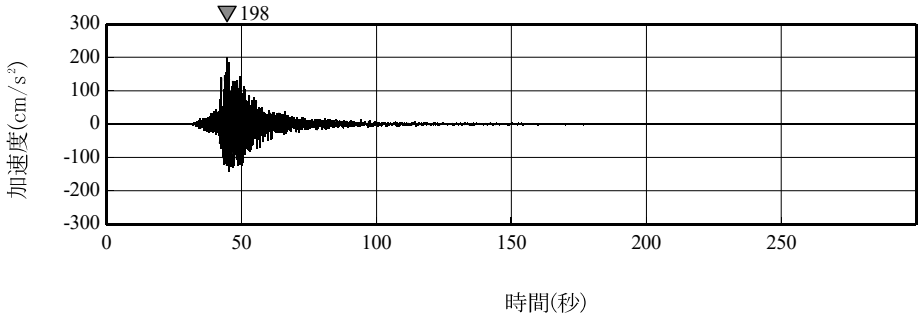
(a)　加速度時刻歴波形



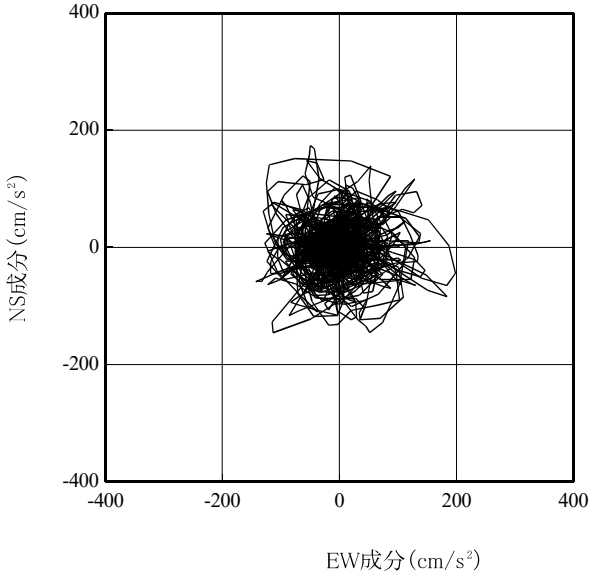
(b)　水平 2 方向の加速度成分のオービット

図 2.1-2　3.11 地震観測記録（自由地盤観測点）



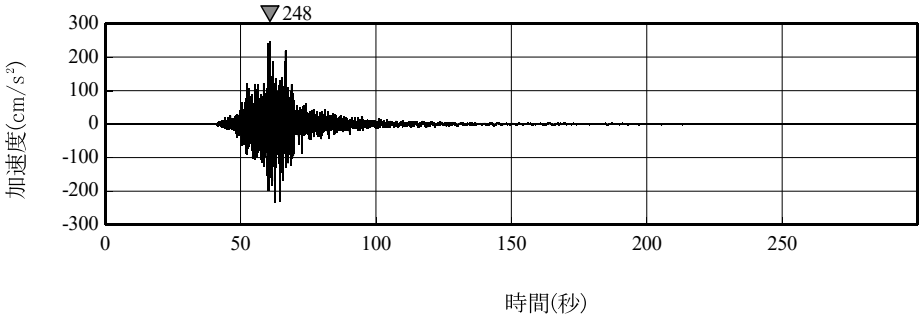


(a)　加速度時刻歴波形

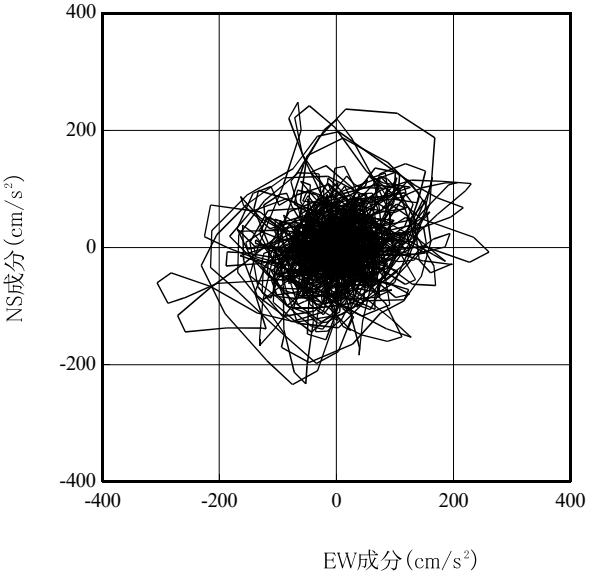


(b)　水平 2 方向の加速度成分のオービット

図 2.1-3　2.13 地震観測記録（自由地盤観測点）



(a)　加速度時刻歴波形

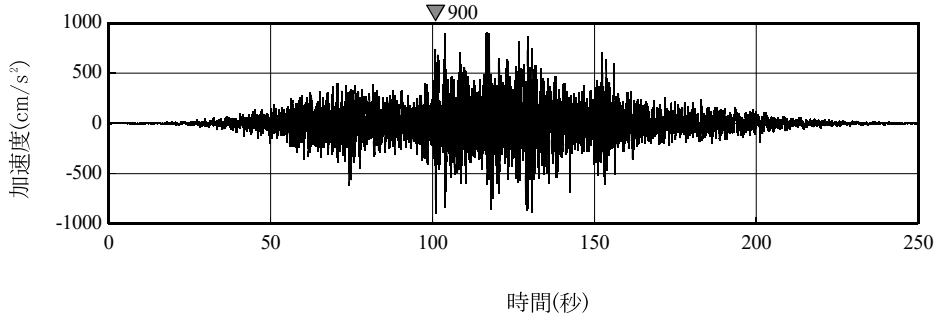


(b)　水平 2 方向の加速度成分のオービット

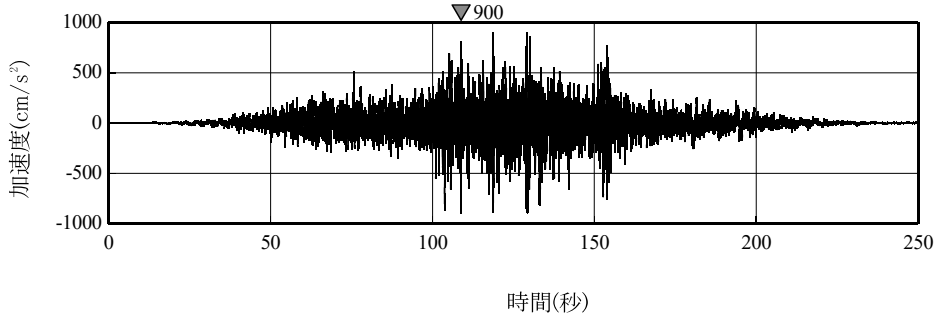
図 2.1-4　3.16 の福島県沖の地震観測記録（自由地盤観測点）

3．位相特性の異なる模擬地震波の作成結果

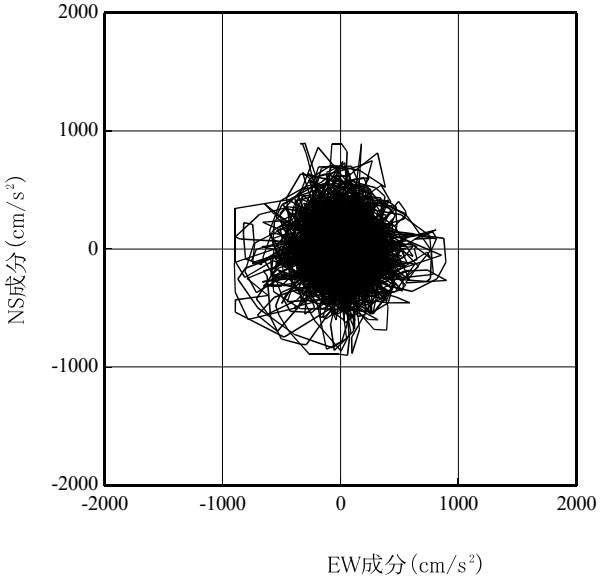
Ss900-1 及び Ss900-1 と組み合わせる模擬地震波の加速度時刻歴波形及びそれぞれの地震波を 2 方向入力した場合のオービット及び応答スペクトルを図 2.1-5 に示す。



(a)　Ss900-1 の加速度時刻歴波形

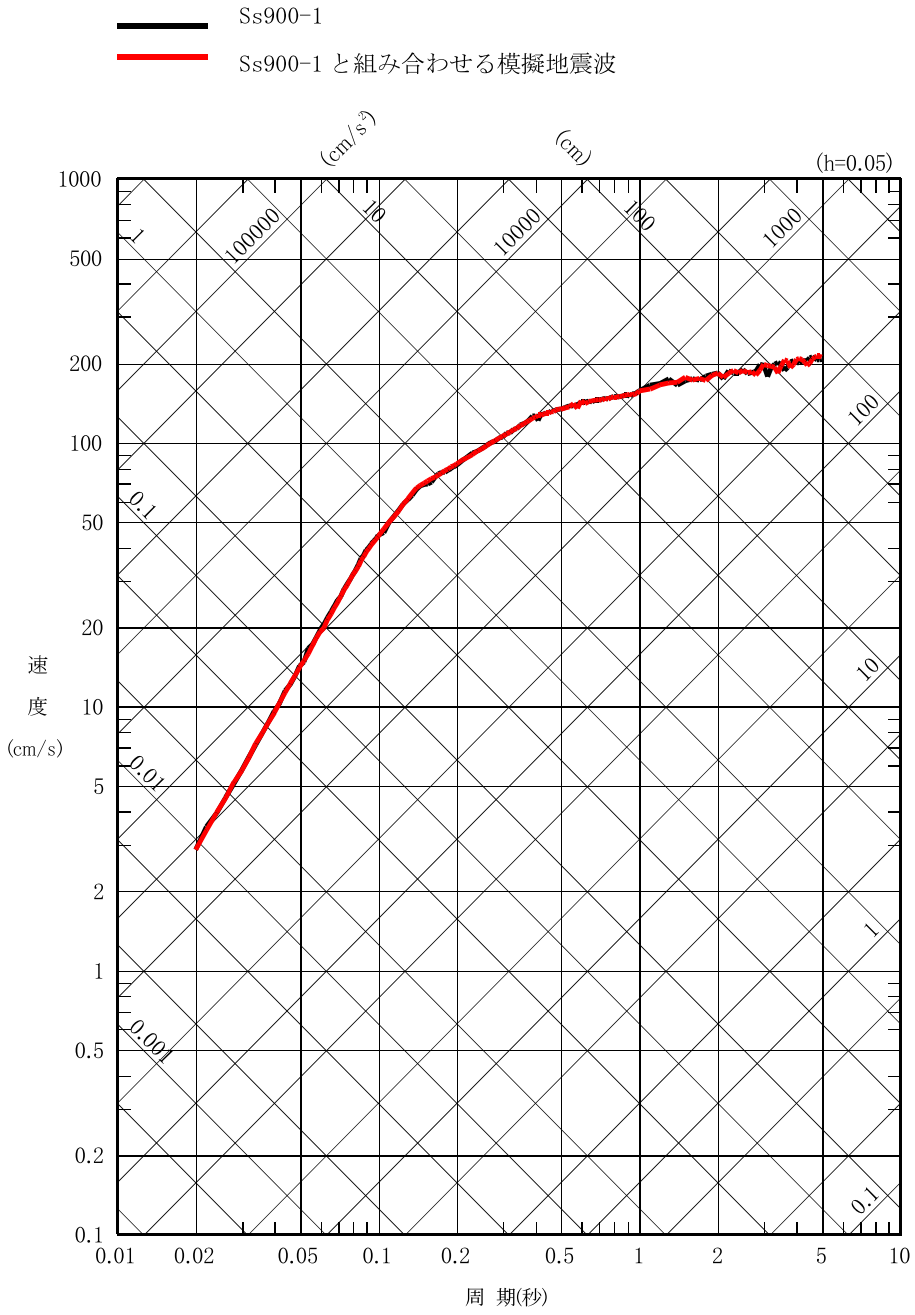


(b)　Ss900-1 と組み合わせる模擬地震波の加速度時刻歴波形



(c)水平 2 方向の加速度成分のオービット

図 2.1-5　Ss900-1(1/2)



(d)　水平 2 方向の地震動の応答スペクトル

図 2.1-5　Ss900-1 (2/2)

１号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する補足説明

1.　１号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する補足説明

1.1　はじめに

本書は，Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備のうち，1 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について補足するものである。

1.2　補足説明

1.2.1　Ss900 解析モデルの補足説明

建屋質点系モデルの脚部には，Ss900 地震により算定した等価地盤物性に基づくスウェイロッキングばねおよび側面地盤 Novak ばねを設けている。質点系モデルの軸方向は弾性とし，曲げとせん断に「JEAG4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

3 方向同時入力を実施していることから，誘発上下動は本モデルで考慮されている。

大型カバーの地震応答解析モデルにおけるカバー架構と原子炉建屋の接合部については，アンカーボルトで接続していることを考慮してモデル化している。

大型カバーと原子炉建屋を接続するアンカーボルトは，発生するせん断力が大きいことから，せん断力が生じる水平方向及び鉛直方向はバイリニアのばね要素として評価する。一方で，面外方向は発生する応力が小さいことから，剛要素として評価する。

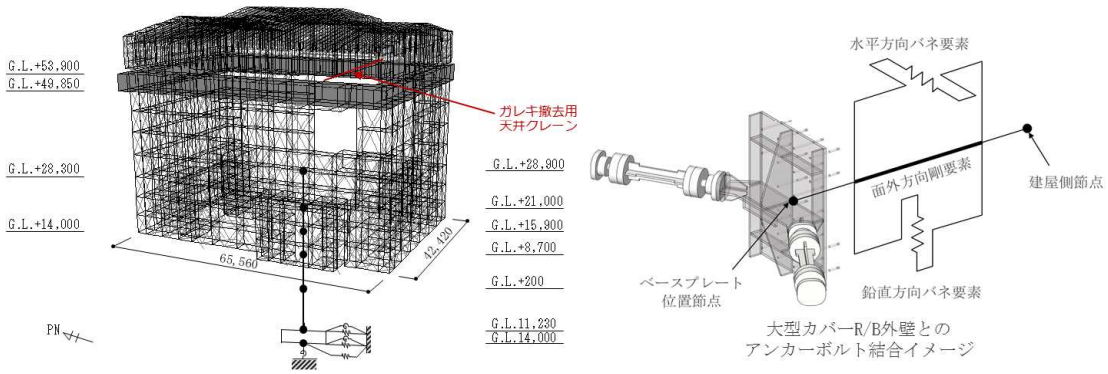


図 1.2.1-1　解析モデル

1.2.2　接合部の設計方法に関する補足説明

大型カバーのカバー架構の接合部については，柱・梁及びブレース等 共通で，降伏強度が十分確保されるよう以下の設計方法としている。

・　ボルト本数

ボルト欠損を考慮しない母材全断面の降伏強度が確保されるよう，ボルトの短期許容で必要本数を算出している。

・　ガセットほか

母材全断面の降伏強度が確保されるよう，保有耐力接合条件（安全率 α＝1.2）を満足していることを確認している。

1.2.3　Ss900 接合部のモデル化に関する補足説明

本形式のアンカーボルトは，アンカーボルトに大きなせん断力が作用するため，せん断終局強度の 75%に達すると固定度が低下するバイリニア型ばねで建屋と結合するモデルとする。なお，初期剛性はアンカーボルトの芯材のみを考慮する。

アンカーボルトのバイリニア型ばねのモデルと，参考までに今回行ったせん断実験の荷重-変位関係も併せて示す。

引張力，せん断力の組合せ応力に対して，ミーゼスの降伏条件から

$$\sigma^2 + 3\tau^2 \leqq \sigma_y^2$$

$$\Rightarrow \left(\frac{A\sigma}{A\sigma_y}\right)^2+\left(\frac{A\tau}{A\sigma_y/\sqrt{3}}\right)^2 \leqq 1$$

$$\therefore \left(\frac{P}{P_u}\right)^2+\left(\frac{Q}{Q_u}\right)^2 \leqq 1$$

A　：アンカーボルトの断面積（mm^2）

Pu　：アンカーボルトの終局引張耐力（kN）

Qu　：アンカーボルトの終局せん断耐力（kN）

P　：アンカーボルトの引張力（kN）

Q　：アンカーボルトのせん断力（kN）

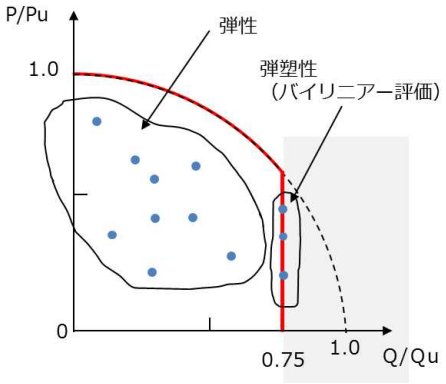


図 1.2.3-1　バイリニア評価の概要

せん断終局強度の 75%を制限値とした評価としていることから，

$$\frac{Q}{Q_u} \leqq 0.75$$

バイリニア評価した検定値は，上図の$\frac{Q}{Q_u}$＝0.75 の直線上にあり，弾性範囲内の検定値は全て上図の赤線内側の範囲に収まっている。

設計強度に対してひび割れの有無に関わらず，20%以上の裕度（23%～53%）を実験から確認でき，これは過去のセメフォースアンカーのせん断試験結果と同様である。

せん断実験結果（荷重変位関係）より設計強度の 75%程度において，せん断剛性がやや低下している。

従って，設計強度の 75%程度でアンカーに作用する応力は頭打ちとなり，応力再配分が行われ，地震による慣性力と釣り合うと考え，せん断力の制限値を 75%とした。

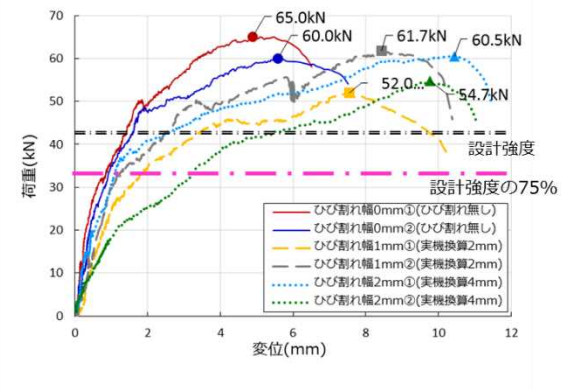


図 1.2.3-2　せん断実験結果（荷重変位関係）

アンカーボルトのせん断終局強度の 75%を制限値とせずに，評価を実施した結果を下表に示す。

実験によって得られた剛性により評価した結果，最大検定比は最大でも 1.17 であり，先に実施した実験における裕度（23%～53%）に収まることから制限値を考慮しない場合であってもアンカーは損傷に至らない。

表 1.2.3-1　せん断強度の制限による評価結果

		せん断耐力に対する検定比		
		0.75以上 1.0未満のBPL箇所数	1.0以上のBPL箇所数	最大検定比
せん断終局強度を制限する	ガレキ撤去時	なし	なし	0.75
	燃料取り出し時	なし	なし	0.75
せん断終局強度を制限しない	ガレキ撤去時	54箇所※	4箇所※	1.08
	燃料取り出し時	58箇所※	7箇所※	1.17

※ベースプレート全 168 箇所に対する箇所数

アンカー部の剛性について，アンカー実験の剛性値を初期剛性としたケースについて，パラスタを実施した。

最大層間変形角は1/30を超えないことを表 1.2.3-2，表 1.2.3-3により確認するとともに，基本ケースと大きな違いなく，大型カバー全体の応答への影響がないことを確認した。

表 1.2.3-2　最大応答層間変形角（ガレキ撤去時）

方向	地震条件	検討箇所	最大層間変形角	許容限界	判定
南北方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/83	1/30	O.K.
東西方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/82	1/30	O.K.

表 1.2.3-3　最大応答層間変形角（燃料取り出し時時）

方向	地震条件	検討箇所	最大層間変形角	許容限界	判定
南北方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/83	1/30	O.K.
東西方向	Ss900 (+NS+EW+UD)	G.L.+53.9(m) ～+28.3(m) h=25.6(m)	1/82	1/30	O.K.

アンカーボルト部における検定比は下表に示す通りとなり，大型カバーの構造成立性に影響を与えるものではない。

表 1.2.3-4　アンカーボルト検討結果（一般部，ガレキ撤去時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカーボルト (20)	Ss900	+NS+EW+UD	2726	2895	5620	3860	0.82	O.K.

表 1.2.3-5　アンカーボルト検討結果（一般部，燃料取り出し時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカーボルト (36)	Ss900	+NS+EW+UD	3456	5211	7128	6948	0.82	O.K.

表 1.2.3-6　アンカーボルト検討結果（燃料取扱設備支持部，ガレキ撤去時）

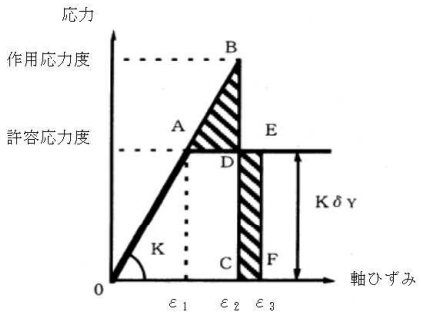
部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカーボルト (16)	Ss900	+NS+EW+UD	1427	1837	4448	3088	0.60	O.K.

表 1.2.3-7　アンカーボルト検討結果（燃料取扱設備支持部，燃料取り出し時）

部位 （アンカー本数）	地震条件		最大反力		終局強度		耐力比	判定
			引張力 (kN)	せん断力 (kN)	引張 (kN)	せん断 (kN)		
アンカーボルト (32)	Ss900	+NS+EW+UD	5988	4094	8576	6176	0.94	O.K.

1.2.4　エネルギー一定則に関する補足説明

一部の部材の弾性応答値が弾性限界強度をわずかに上回った場合，周辺の弾性応答部材への応力再配分が期待できるため，エネルギー一定則の考え方に基づき相当する塑性率を算定する。



エネルギー一定則を利用して，塑性率をε3/ε1（エネルギー一定則を利用した軸ひずみ/許容応力度における軸ひずみ）により算出し，許容値以下となることを確認する。

図 1.2.4-1　部材の応力―ひずみ関係

柱及び梁の弾性部材のうち，検定比が 1 を超える部材は図に示すとおり，全体の 1%程度とごくわずかである。このため，カバー全体の変形に影響を与えるほど柱，梁は塑性化しておらず，カバーの層間変形角に影響を与えるものではない。

また，塑性化を許容しているブレース材のうち，塑性率が 5 を超える部材は図に示すとおり，全体の 4%程度である。このため，カバー全体の変形に影響を与えるほど塑性化していない。

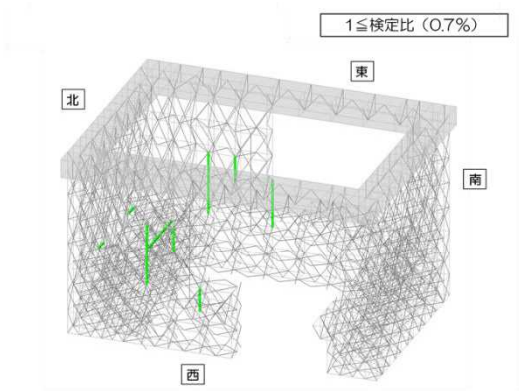


図 1.2.4-2
柱梁部材検定比 1 を超える割合図

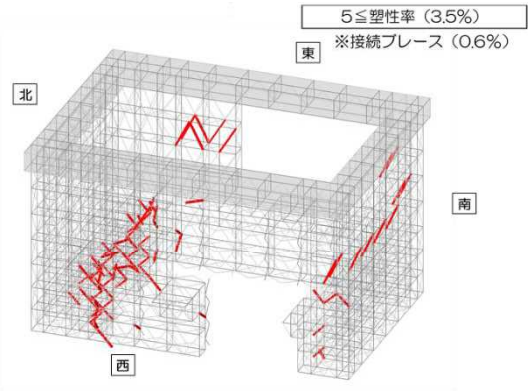


図 1.2.4-3
ブレース材塑性率 5 を超える割合図

1.2.5　破断寿命評価に関する補足説明

対象部材に対して，応答解析より求まる最大等価軸ひずみ（設定歪振幅）を算定する。

対象部材の最大等価軸ひずみに対応する鋼材の破断寿命を中込ほか[1]より算出し，これを評価基準とする。

対象部材の軸ひずみ時刻歴波形より，降伏ひずみ及び座屈ひずみを超え，勾配の正負が切り替わる全点（波形のピーク）を数え上げ，それを繰り返し回数とする。

ガレキ撤去時の破断寿命に対する繰り返し回数の算定を示す。

表 1.2.5-1　破断寿命に対する繰り返し回数の算定（ガレキ撤去時）

部位 （使用部材）	部材	最大等価 軸ひずみ ε_{max}（$\times 10^{-3}$）	応答による 繰返し回数※1 ni	評価基準※2 （破断寿命） Np	ni Np	判定
接続部ブレース 十字PL-210x28（SN490B）	鉛直ブレース	1.49	197	544	0.37	OK

※1：対象部材の軸ひずみ時刻歴波形をカウントする。
※2：最大等価軸ひずみ（設定ひずみ振幅）に対応する鋼材の破断寿命を引用文献より算定する（参考表）。破断寿命は，参考表　の設定ひずみより求める。

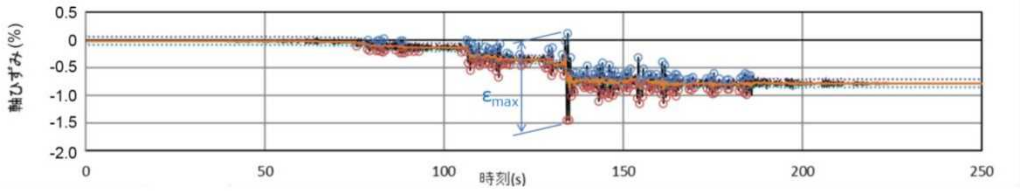


図 1.2.5-1　軸ひずみ時刻歴波形

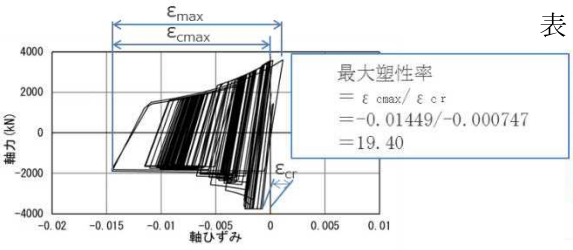


表 1.2.5-2 設定ひずみ振幅と疲労寿命

設定歪振幅	亀裂発生寿命	破断寿命
10.00%	3	1.8×10
7.00%	1.0×10	3.9×10
5.00%	2.6×10	6.7×10
3.50%	3.5×10	1.02×10^{2}
2.00%	1.70×10^{2}	2.99×10^{2}
1.00%	4.40×10^{2}	9.66×10^{2}
0.90%	8.00×10^{2}	1.29×10^{3}
0.70%	1.45×10^{3}	2.76×10^{3}

図 1.2.5-2　軸ひずみ—軸力時刻歴

[1]［中込他，繰返し力を受ける SM490 鋼の疲労性に関する研究，1995 年 3 月］

1.2.6　屋根の補足説明

大型カバーの屋根は可動式とし，通常時は動かないように固定ピンで固定する。屋根を開閉する際は，固定ピンを外し南北方向に動かす。この際，逸走防止受けが落下防止材として働くことにより屋根の落下を防止する。

移動時など，逸走防止と固結（固定ピンが挿入されていない）されていなかった場合に，逸走防止受け自体が落下防止材として働くようにする。

片側の逸走防止受け柱脚（片側８箇所）に作用するせん断力は，柱脚アンカーボルトのせん断耐力以下となっている。

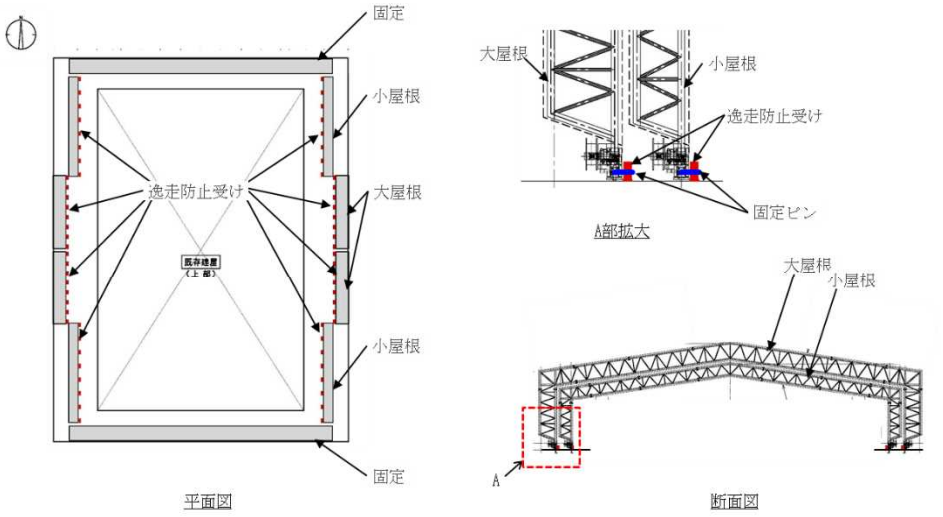


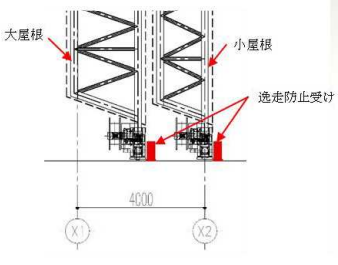
図 1.2.6-1　屋根部の逸走防止受けの概要

せん断力Q (kN)	せん断耐力Qu (kN)	検定比	判定
675	2710	0.25	O.K.

$Q = W \cdot K_H / 8$

$Q_{u1} = n \cdot {}_Fq_u$

Q	：	逸走防止受け１箇所当たりに作用するせん断力（kN）
Qu	：	柱脚アンカーボルトのせん断耐力（kN）
W	：	大屋根の全重量（900kN）
K_H	：	EW方向水平震度 （屋根頂部加速度より安全側に6Gと設定）
n	：	ボルトの本数（10本）
${}_Fq_u$	：	ボルトの最大せん断耐力（271kN） （HTB M24最大せん断耐力（一面））



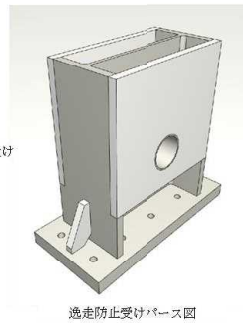

逸走防止受けパース図

図 1.2.6-2　落下防止の検討

1.2.7　ガレキ撤去用天井クレーンに関する補足説明

ガレキ撤去用天井クレーン（以下，天井クレーンと言う。）は大型カバー頂部に設置され，クレーンガーダ２本の上をトロリが移動する。Ss900 に対する波及的影響の評価にあたっては，以下を考慮する。

- 天井クレーン端部に 2.3ｍの水平かかり代を設け，地震時の天井クレーン落下を回避する。万が一レールから脱輪して，さらに回転したとしても，クレーンガーダ端部のハンチ部がカバー架構頂部に当たる形状であることから，物理的に落下しない。
- 天井クレーン不使用時はカバー北側に駐機する。
- 電源喪失時に電磁ブレーキにより揚重状態を保持する。
- フックには外れ止めを装備する。
- トロリ部には脱落防止材を設置し，地震時のトロリ落下を回避する。

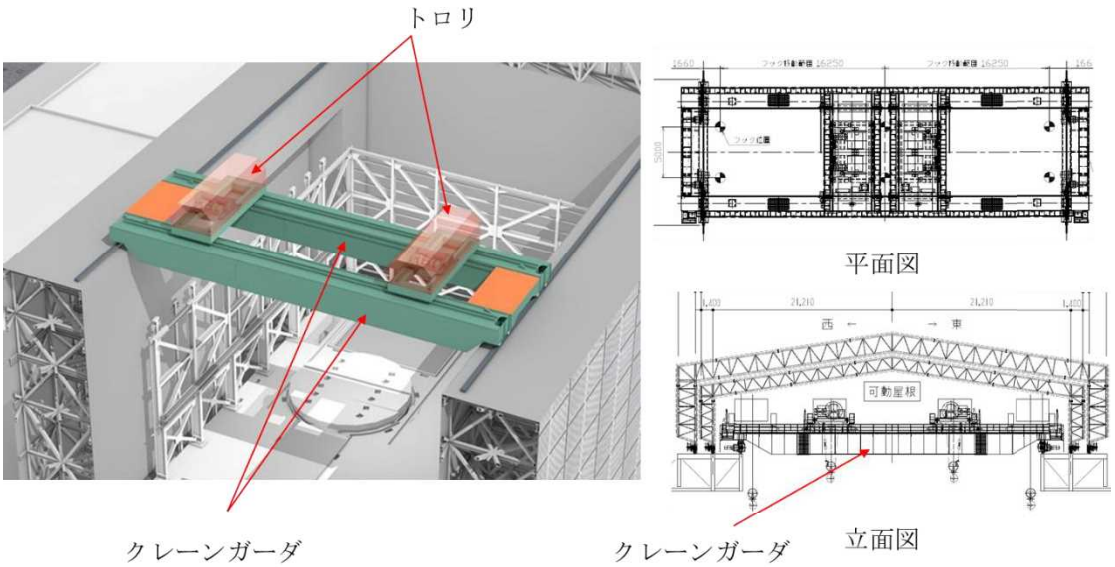


図 1.2.7-1　天井クレーンの概要図

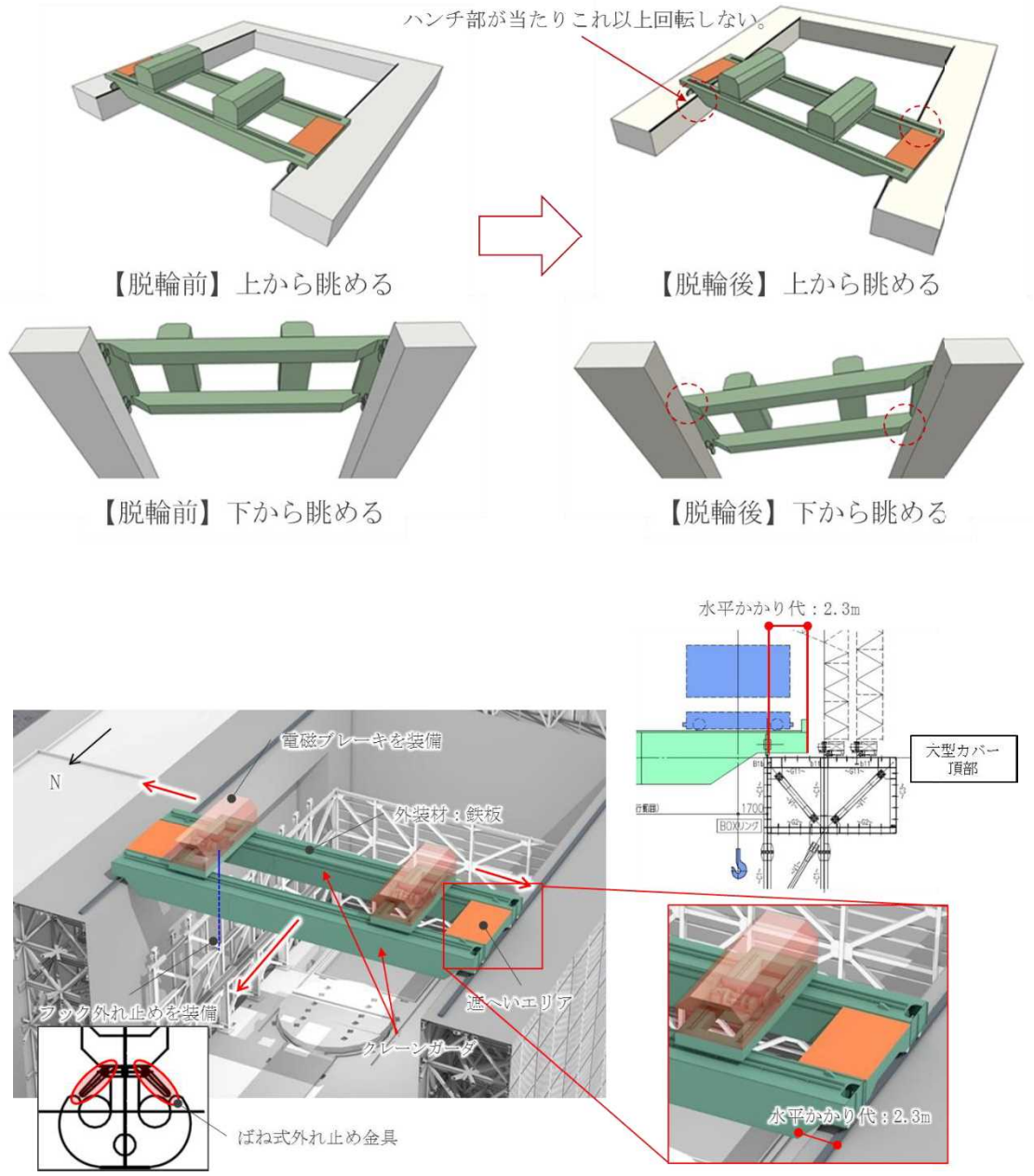
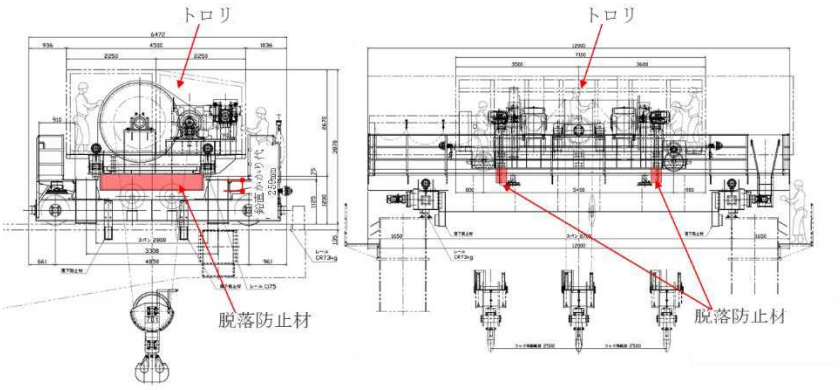


図 1.2.7-2　天井クレーン安全対策の概要図

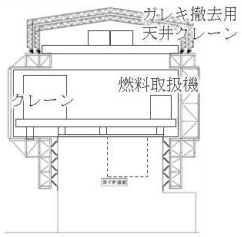
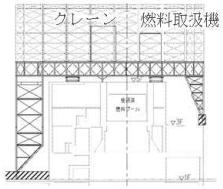
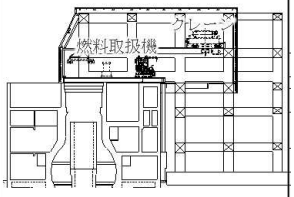


トロリの脱落防止材（赤色部：H-900×300×16×28(SS400)）

図 1.2.7-3　トロリの脱落防止材の概要

1.2.8　3,4 号機との比較に関する補足説明

3,4 号機との主要な比較項目を表に示す。

号機	1号機	3号機	4号機
イメージ図			
構造	鉄骨造，トラス構造	鉄骨造，トラス構造	鉄骨造，ラーメン構造
カバーの支持	原子炉建屋外壁に支持	原子炉建屋1階，3階及び5階に支持	地盤，原子炉建屋外壁及びシェル壁に支持
屋根	可動式	可動しない	可動しない
外装材	屋根：膜材 外壁：金属製外装材	金属製外装材	金属製外装材
カバーに支持する主要設備	ガレキ撤去用天井クレーン（一般部に設置） 燃料取扱機，クレーン（原子炉建屋及び燃料取扱設備支持部に設置）	燃料取扱機，クレーン	燃料取扱機，クレーン

別添－１２

１号機原子炉建屋外壁の３次元 FEM 解析による耐震安全性評価

1.　１号機原子炉建屋外壁の３次元 FEM 解析による耐震安全性評価

1.1　はじめに

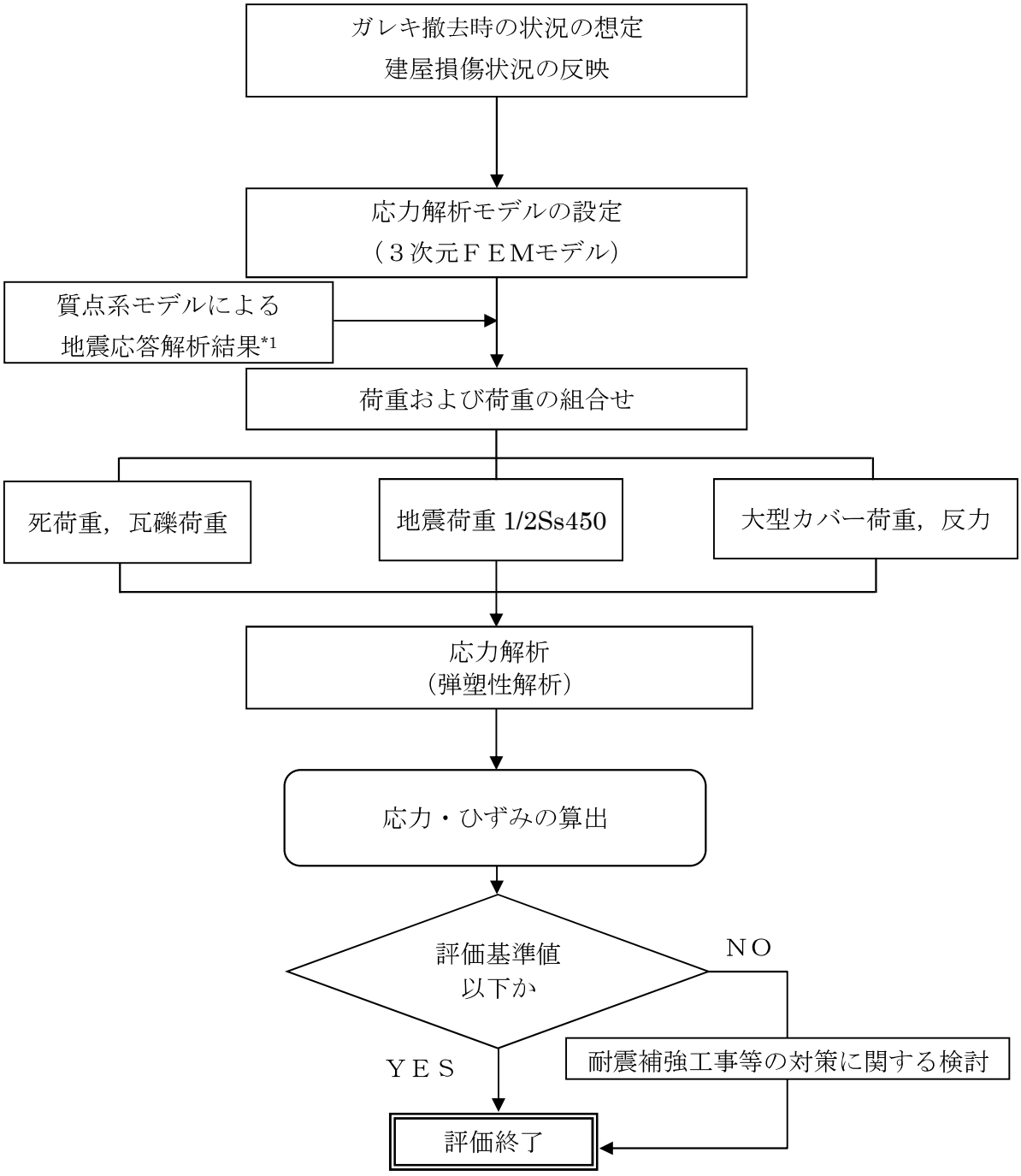
大型カバーは，原子炉建屋の外壁面に支持されており，原子炉建屋に波及的影響を及ぼさない設計としている。本章では，事前の外壁調査結果やその他損傷状況を反映し，かつ瓦礫撤去時の荷重状態を想定した原子炉建屋の 1/2Ss450 に対する３次元ＦＥＭ解析により，原子炉建屋外壁の耐震安全性評価を実施する。

1.2　３次元ＦＥＭ解析による耐震安全性評価

1.2.1　解析方針

耐震安全性評価は，図-1.1 のフローに示すように以下の手順で行う。

- １階壁から５階オペレーティングフロア（以降５階オペフロ床と略す）の外壁を含む原子炉建屋の地上部について，３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重，瓦礫荷重・大型カバー荷重，地震応答解析結果にもとづく地震荷重，地震時の大型カバー反力及び荷重組合せの条件を設定する。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い，大型カバーが取り付く建屋外壁に発生する応力及びひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し，耐震安全性を評価する。



*1：「Ⅱ-2-11　添付資料-4-2　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」中の１号機のガレキ撤去時の状態を考慮した地震応答解析結果にもとづく。

図-1.1　耐震安全性評価フロー

1.2.2　応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し，建屋外壁に発生する応力及びひずみを算定する。１階壁から５階オペフロ床までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化した。

外壁については，事前の外壁調査において，ひび割れや浮きが認められたものの，局所的であり，耐震壁としての性能を保持していると評価し，剛性低下は行わない。一方，5 階オペフロ床の北西部の一部については，崩落が確認されており，当該床の要素を削除する。

解析モデルに使用する板要素は，鉄筋層をモデル化した積層シェル要素を用いた。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが，板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図-1.2 に解析モデル概要図を，図-1.3 に解析モデルの境界条件を，図-1.4 にコンクリートと鉄筋の構成則を示す。

※外壁は「Ⅲ-3-1-3　添付資料－2　福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その 1）（東京電力株式会社，平成 23 年 5 月 28 日）」同様に損傷がないものとして評価。床については 2014 年 3 月 27 日に実施した 1 号機建屋内現場調査時に４階床面より見上げて 5 階オペフロ床の北西部の一部の崩落が確認できたため，「Ⅲ-3-1-3　添付資料－2　福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その 1）（東京電力株式会社，平成 23 年 5 月 28 日）」から変更している。

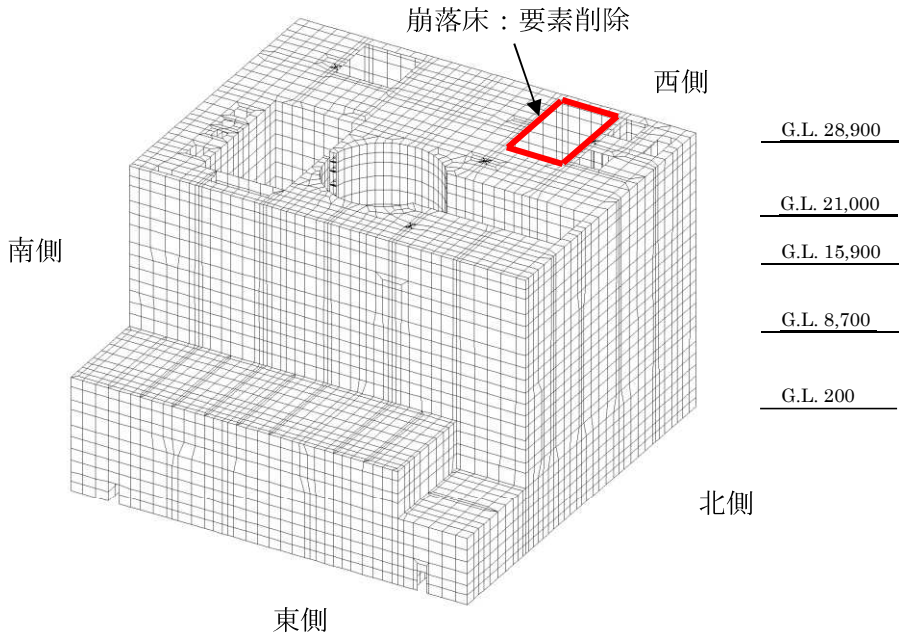


図-1.2　解析モデル概要図

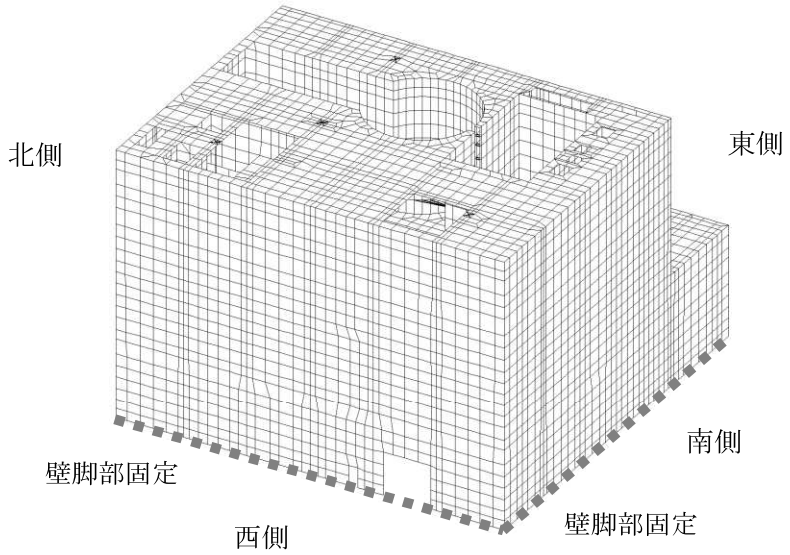
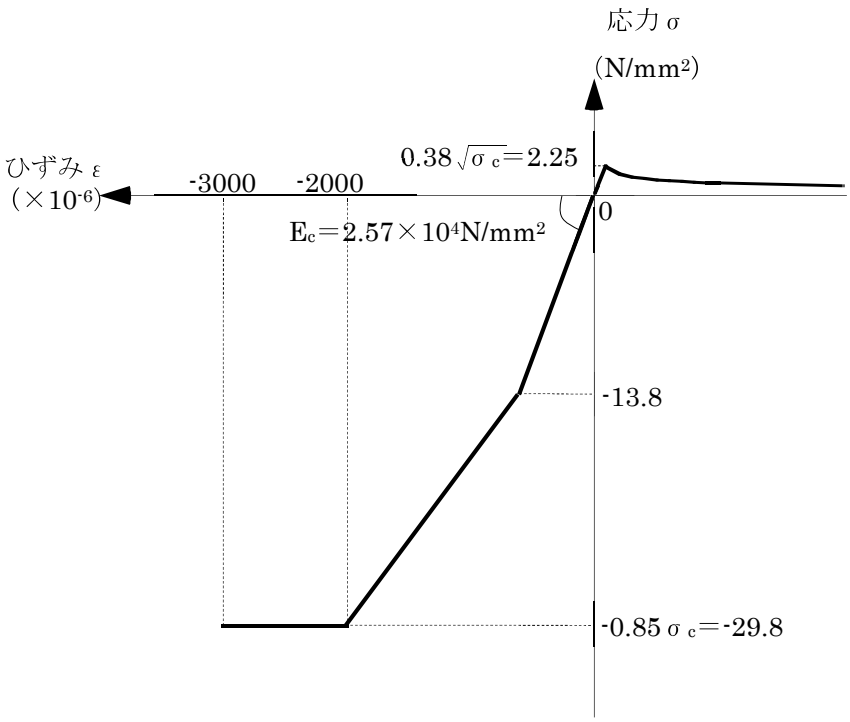
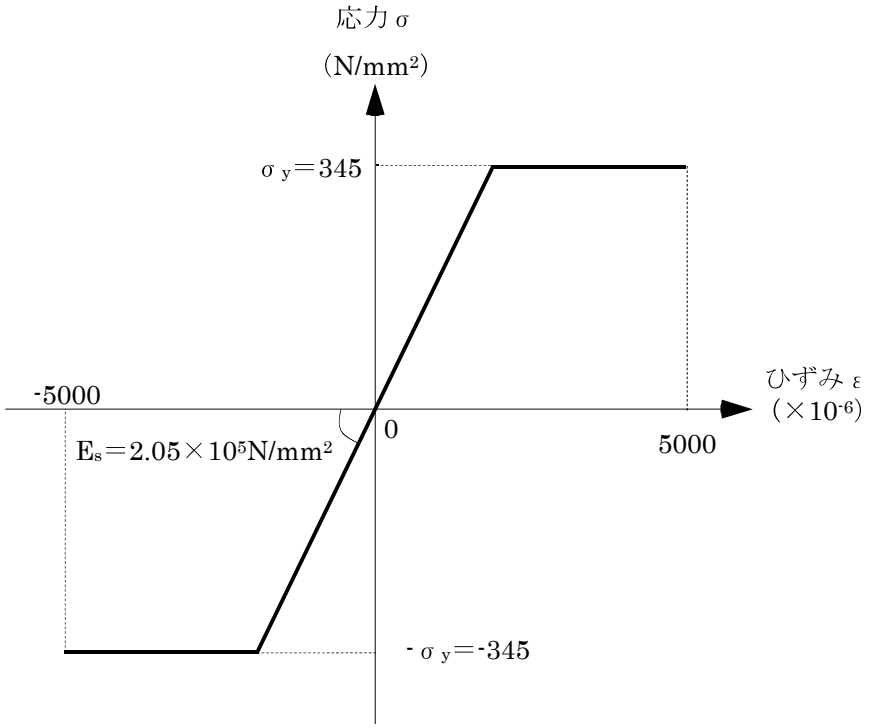


図-1.3　解析モデルの境界条件



(a)　コンクリートの応力ーひずみ関係（コンクリート強度 σc=35N/mm²）



(b)　鉄筋の応力ーひずみ関係（鉄筋降伏点 σy=345N/mm²）

図-1.4　コンクリートと鉄筋の構成則

1.2.3　荷重及び荷重の組合せ

(1) 死荷重及び瓦礫荷重　ＤＬ

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え，機器・配管・その他の重量は床に一様に積載されているものとする。また，瓦礫荷重は，外部への落下分を無視し崩れた屋根や鉄骨重量が全て５階オペフロ床に一様に積載されているものとする。

(2) 大型カバー荷重　ＤＦ

大型カバー重量を，外壁面支持位置に考慮する。

(3) 地震荷重　Ｋ

質点系モデルによる 1/2Ss450 地震動に対する地震応答解析結果にもとづき，水平方向及び鉛直方向の地震荷重を設定する。

(4) 大型カバー反力　ＫＦ

地震時に生じる大型カバーからの反力を考慮する。

(5) 荷重の組合せ

表-1.1 に荷重の組合せを示す。水平２方向及び鉛直方向の地震動の組合せは，組合せ係数法に基づく。（水平のいずれかを 1.0 とし，±を考慮し合計 16 ケース）

表-1.1　荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
Ss 地震時	DL + DF + K + KF

ここに，DL：死荷重及び瓦礫荷重，DF：大型カバー荷重，　K：地震荷重（1/2Ss450 地震動），KF：大型カバー反力

1.2.4　評価結果

配筋諸元等にもとづき構造検討を行い，耐震安全性を評価する。評価においては，応力解析より求まる応力及びひずみが，評価基準値以下となることを確認した。評価基準値はコンクリート並びに鉄筋のひずみについては日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」にもとづき設定した。表-1.2 にひずみの評価基準値の値を示す。なお，許容面外せん断力については「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・解説」に基づき以下の式から算定する。

$$Q_A = b j \alpha f_s$$

ただし，　$\alpha = \dfrac{4}{\dfrac{M}{Q_d} + 1}$　　かつ　$1 \leqq \alpha \leqq 2$

ここで，

Q_A　：短期許容面外せん断力

b　：断面の幅

j　：断面の応力中心間距離で有効せいの(7/8)倍の値とすることができる

α　：せん断スパン比 $M/(Qd)$による割増係数

f_s　：コンクリートの短期許容せん断応力度

M　：設計する壁の短期荷重による最大曲げモーメント

Q　：設計する壁の短期荷重による最大せん断力

d　：有効せい

発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比（検定比。1 以下で評価基準値を満足する。）を示した結果を図-1.5～図-1.16 に，各面の最大値一覧を表-1.3 に示す。いずれの箇所においても発生ひずみ及び面外せん断力は許容限界以内であり，評価基準値を十分に下回っている。このことから，瓦礫撤去時の状況において，大型カバーが取りつく建屋外壁は，耐震安全性を有しているものと評価した。

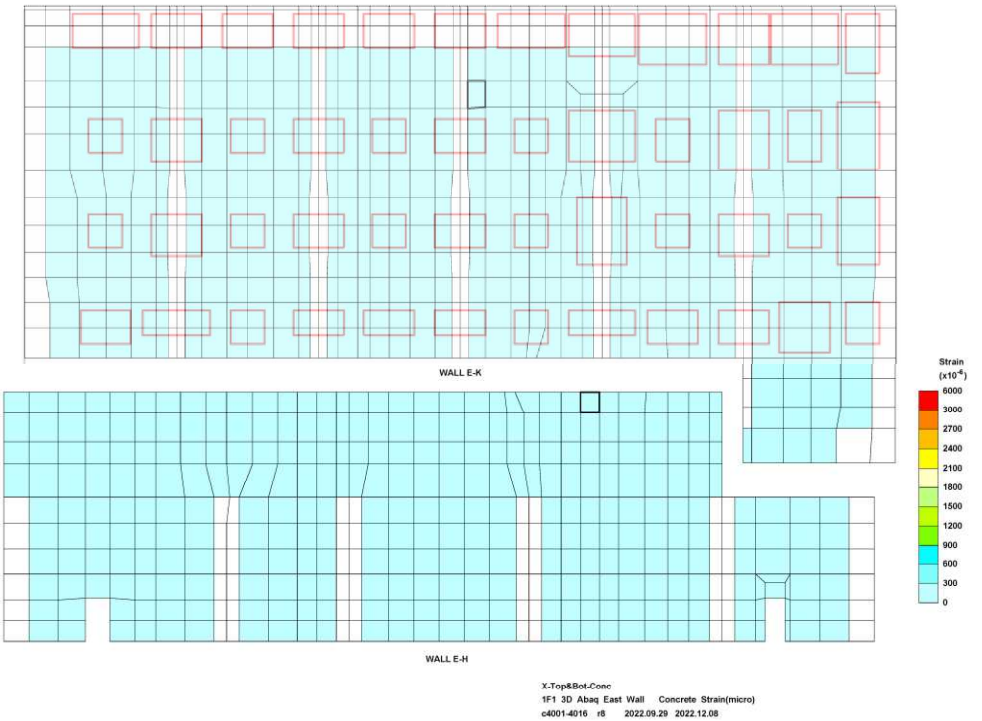
表-1.2　ひずみの評価基準値

評価対象	評価基準値 ε_a ($\times 10^{-6}$)
コンクリート	－3000
鉄筋	±5000

表-1.3　外壁各面の最大値一覧

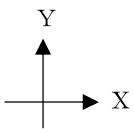
部位	コンクリートひずみ($\times 10^{-6}$)	鉄筋ひずみ($\times 10^{-6}$)	面外せん断力検定比
東壁	－389	367	0.703
西壁	－383	429	0.722
南壁	－359	470	0.656
北壁	－317	670	0.797

X方向



Y方向

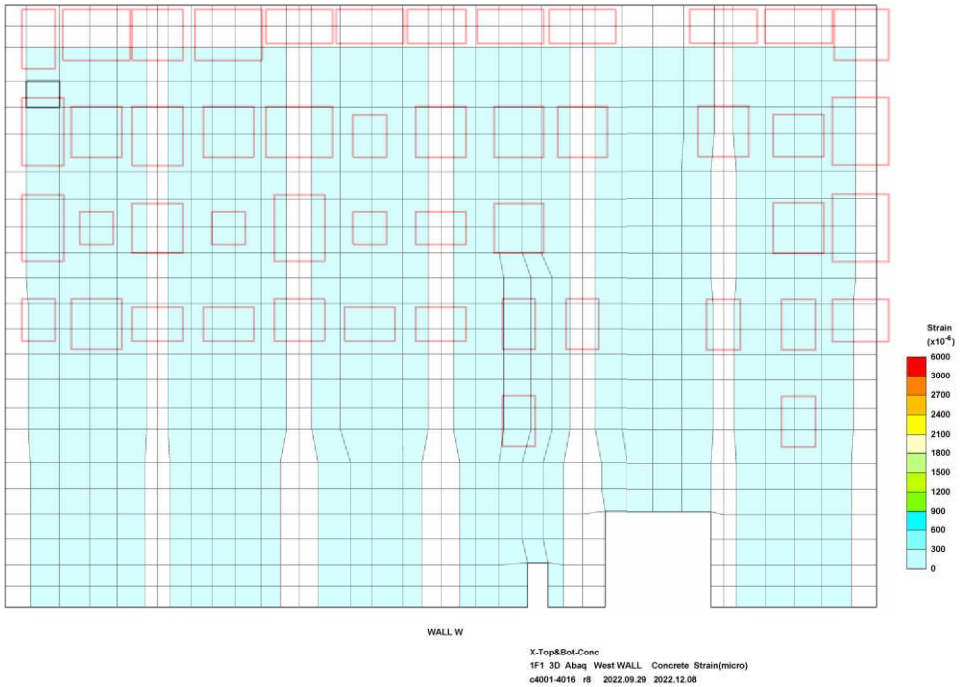




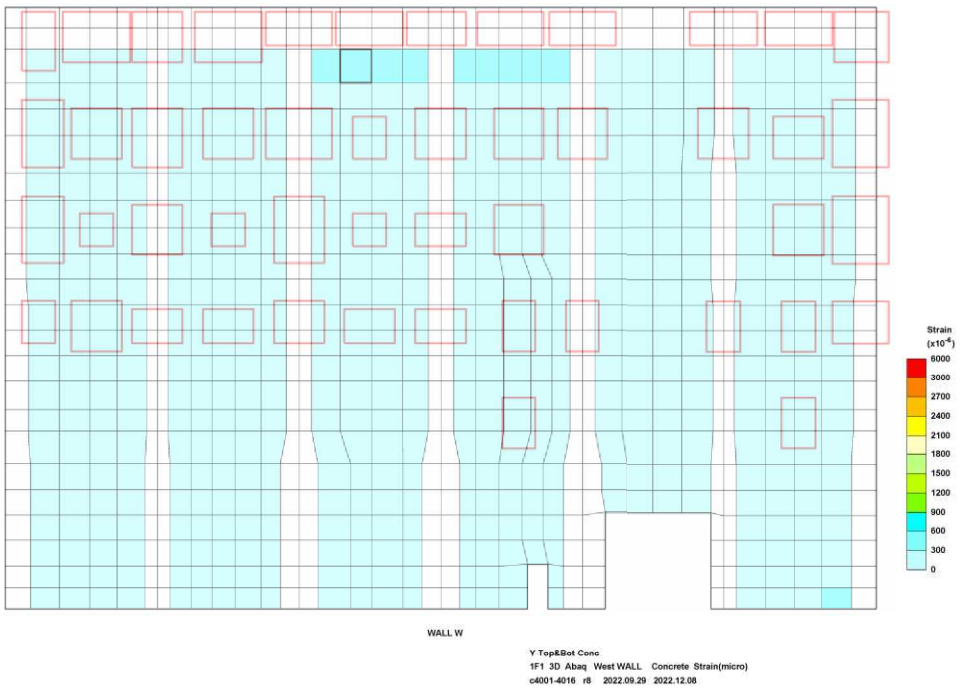
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

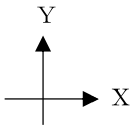
図-1.5　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁東面）

X方向



Y方向

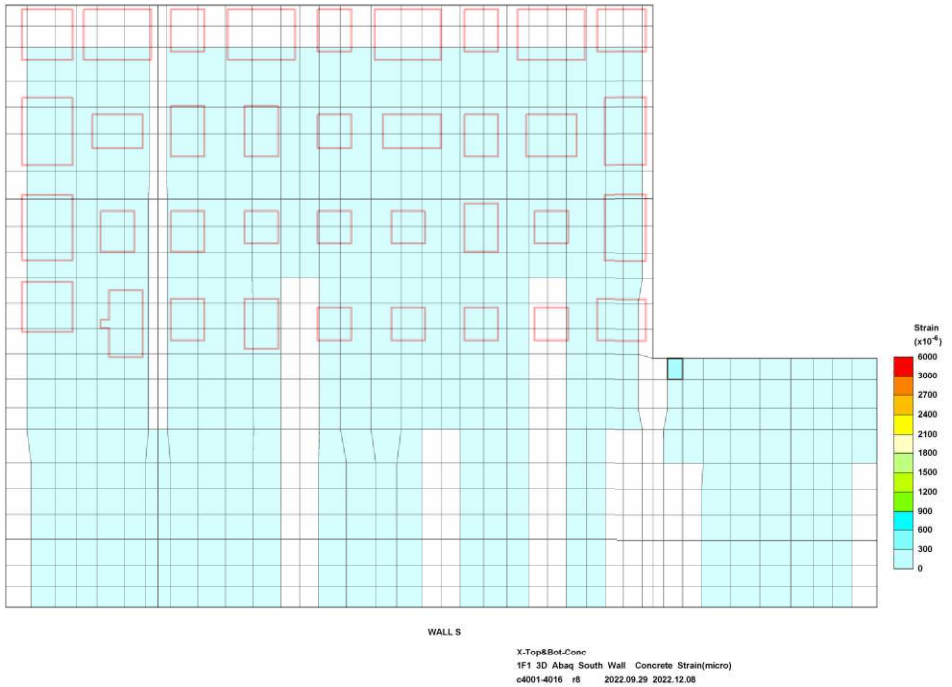




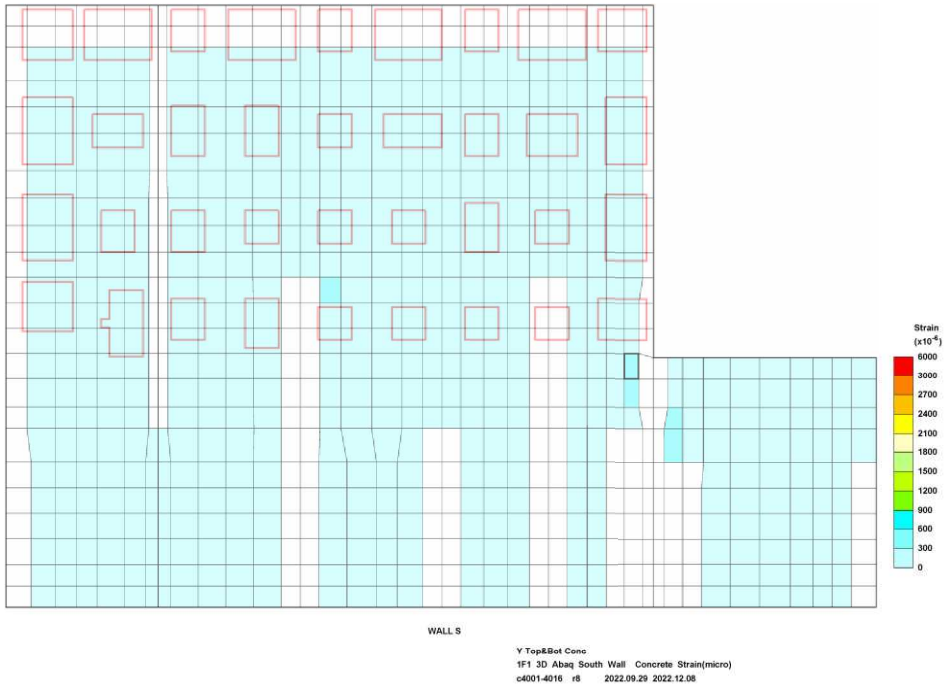
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

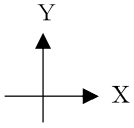
図-1.6　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁西面）

X方向



Y方向

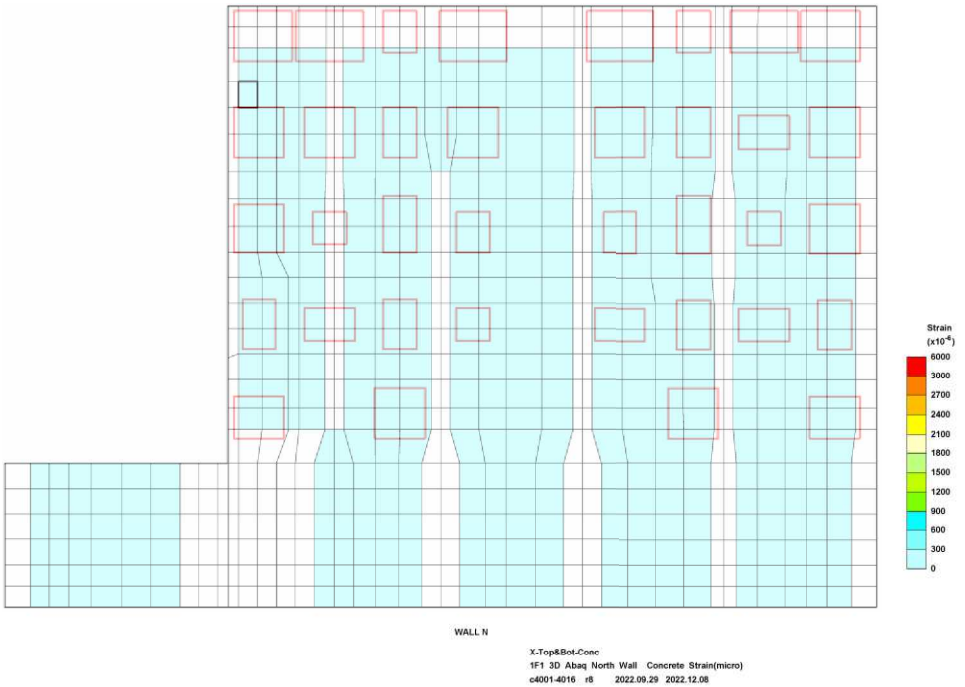




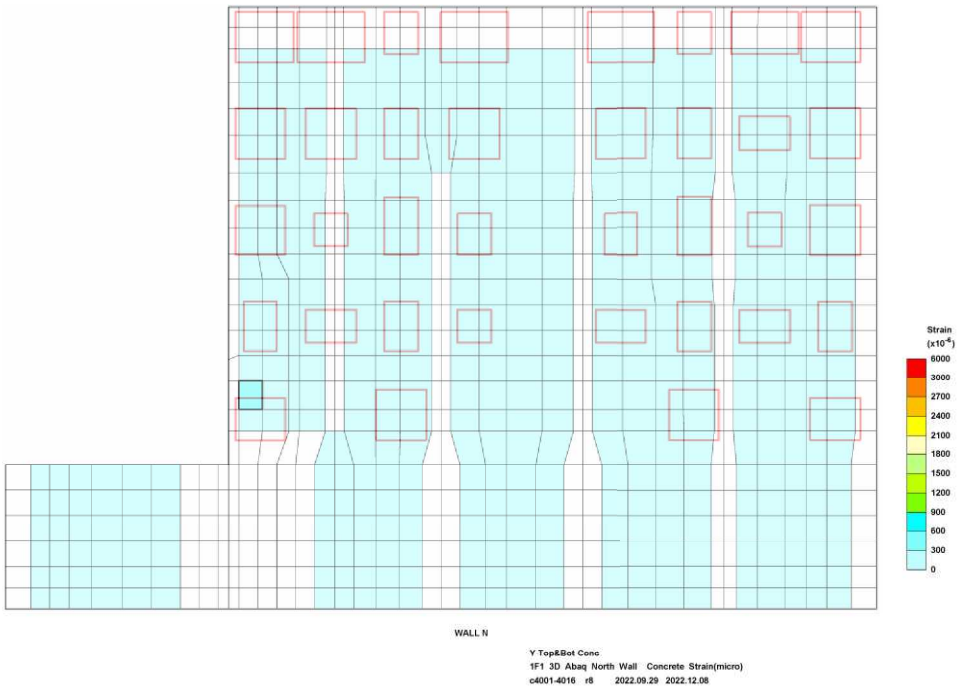
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

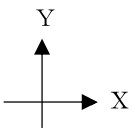
図-1.7　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁南面）

X方向



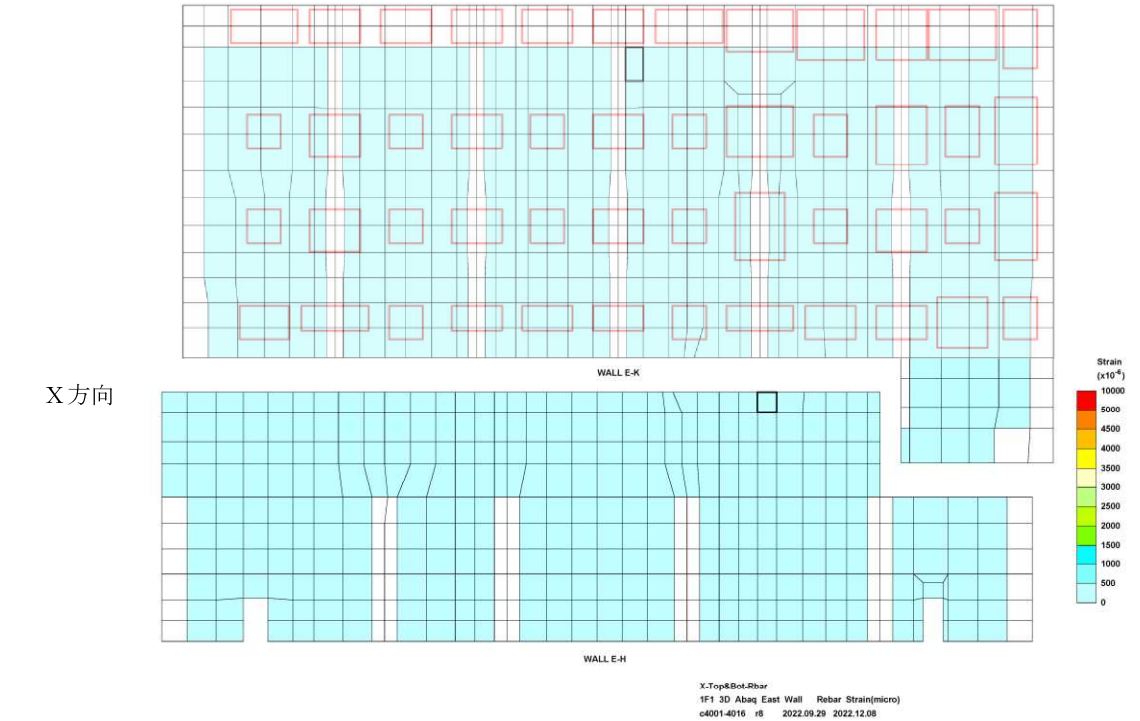
Y方向

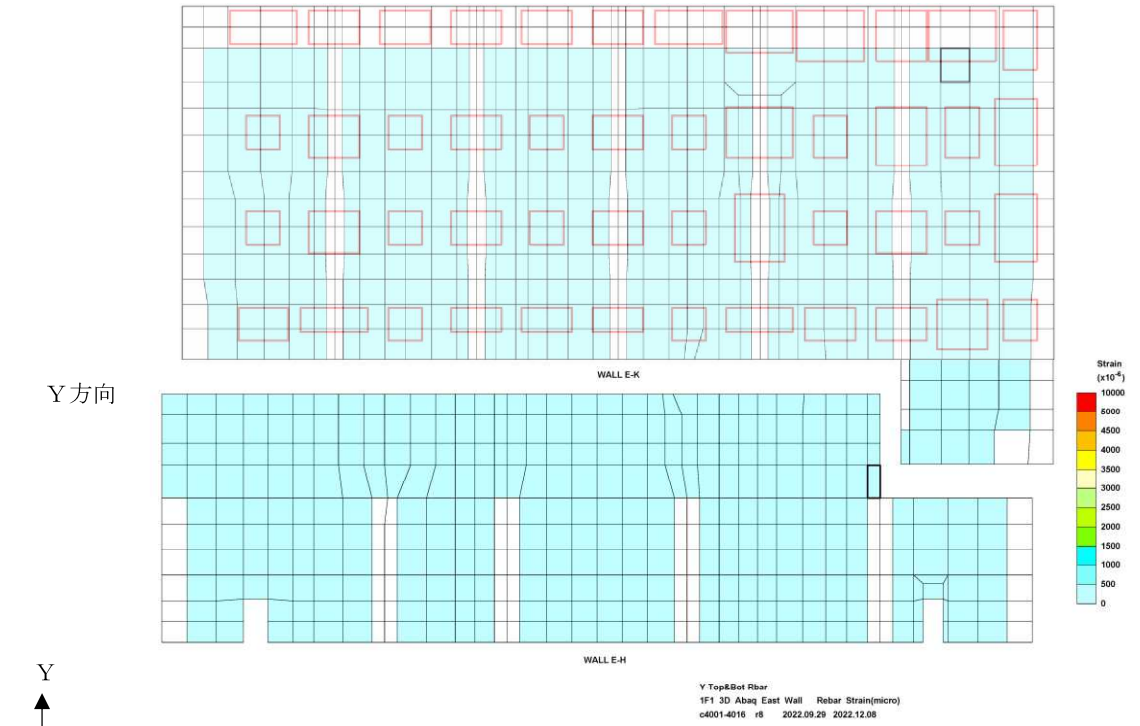


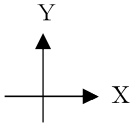


（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

図-1.8　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁北面）



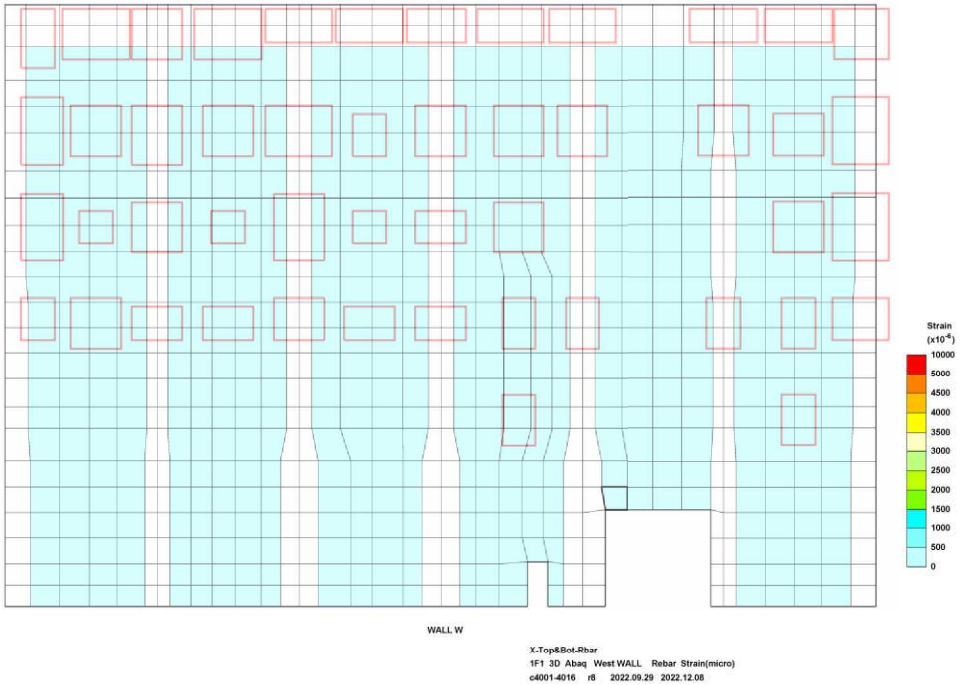




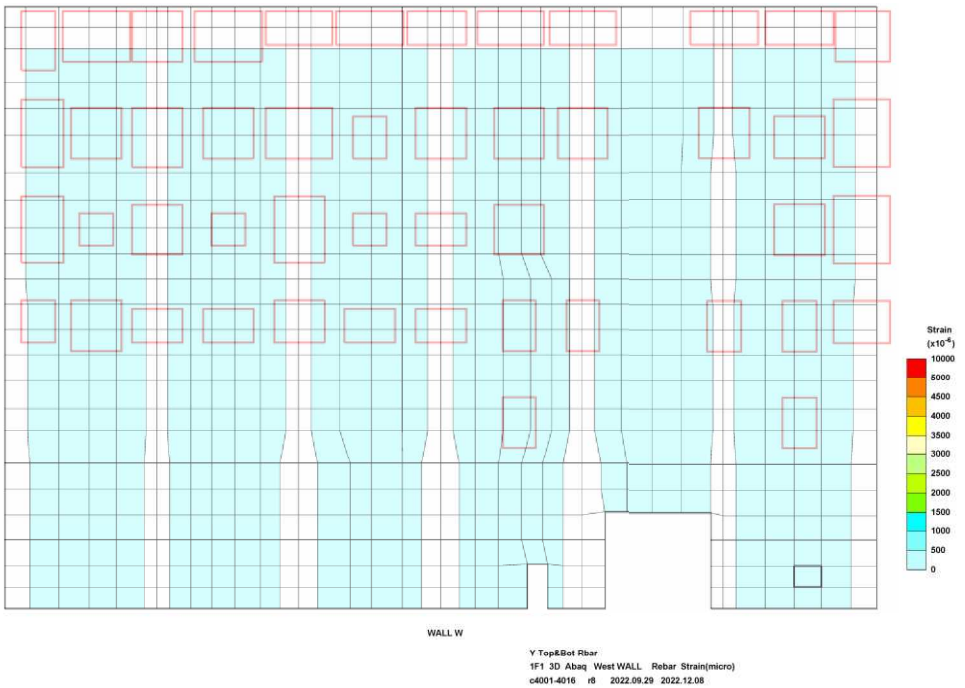
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

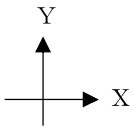
図-1.9　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁東面）

X方向



Y方向

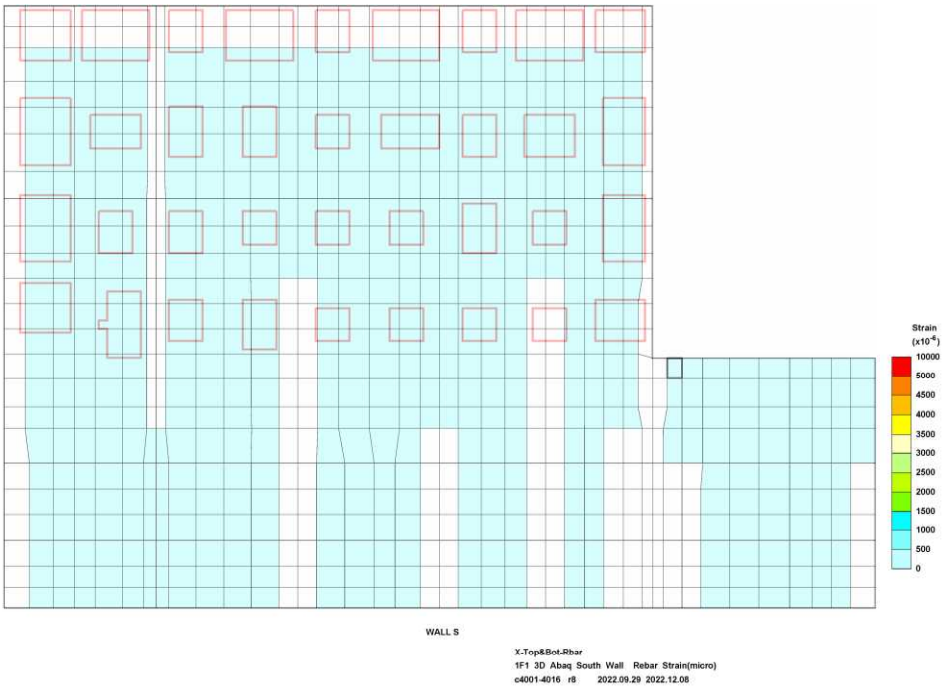




（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

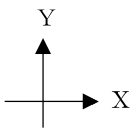
図-1.10　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁西面）

X方向



Y方向

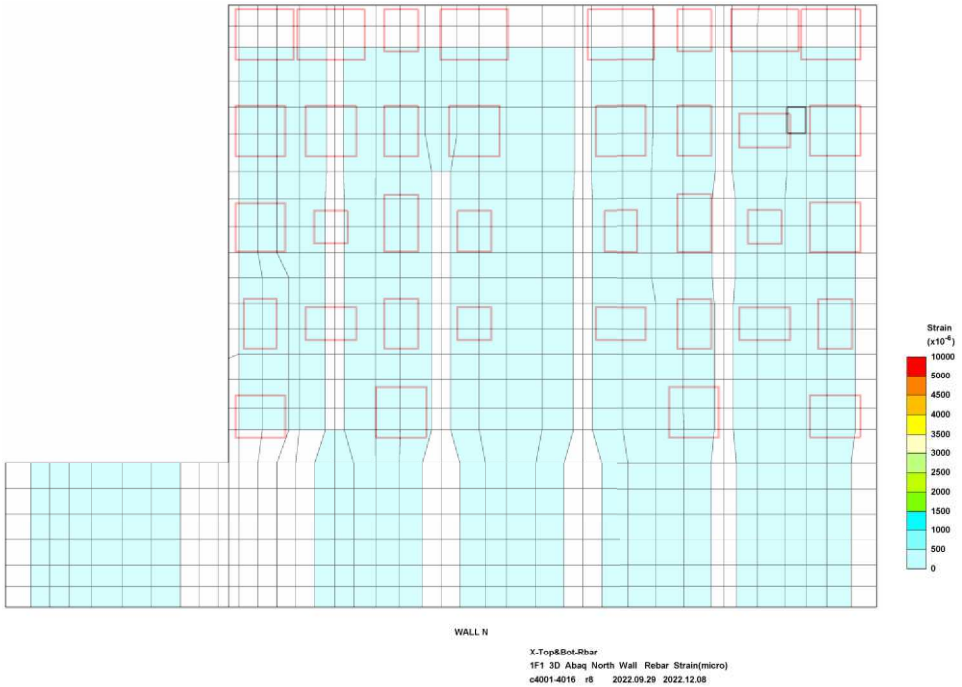




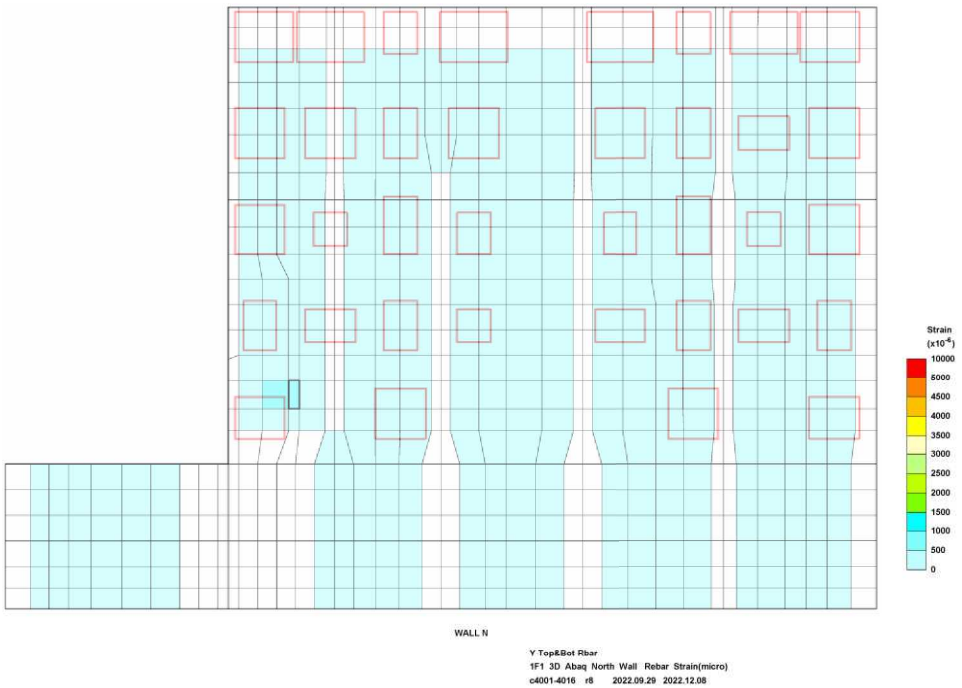
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

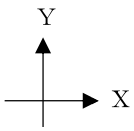
図-1.11　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁南面）

X方向



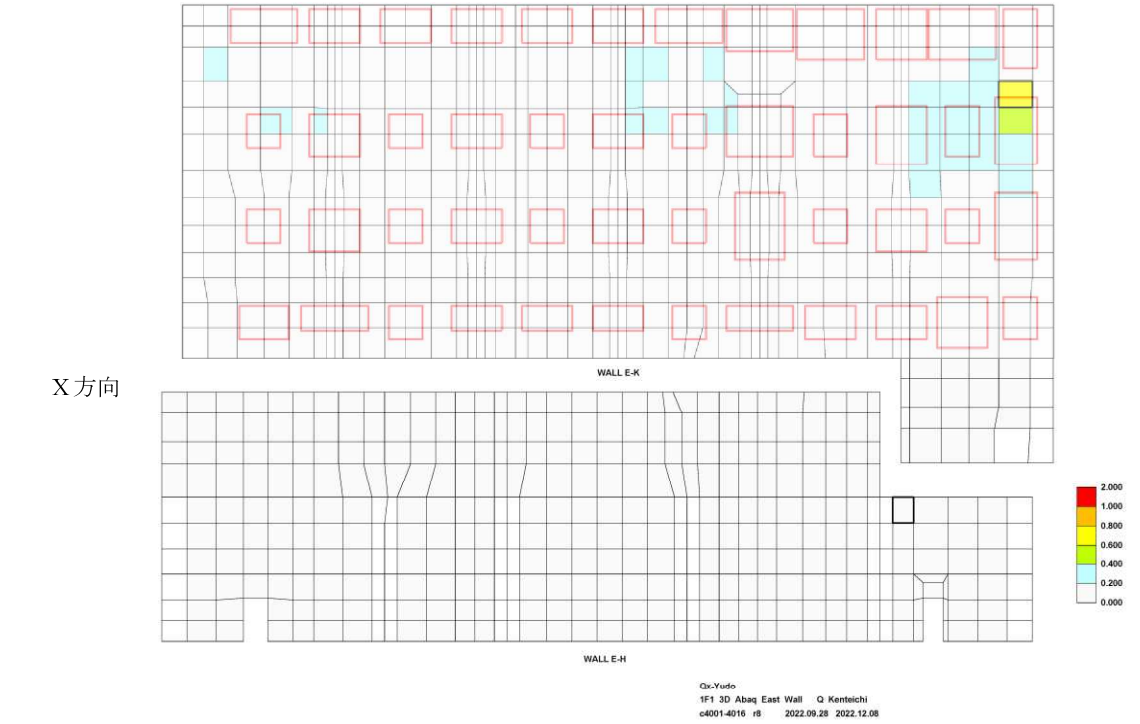
Y方向

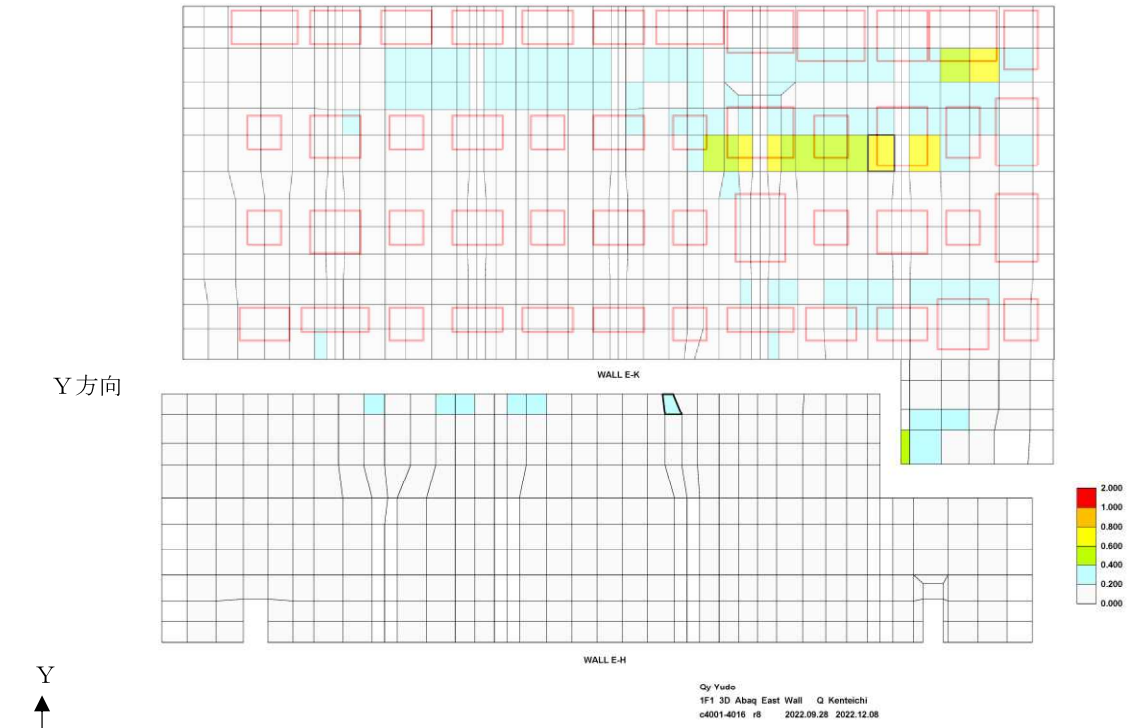




（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

図-1.12　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁北面）





（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

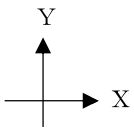
図-1.13　面外せん断力の検定比（建屋外壁東面）

X方向



Y方向

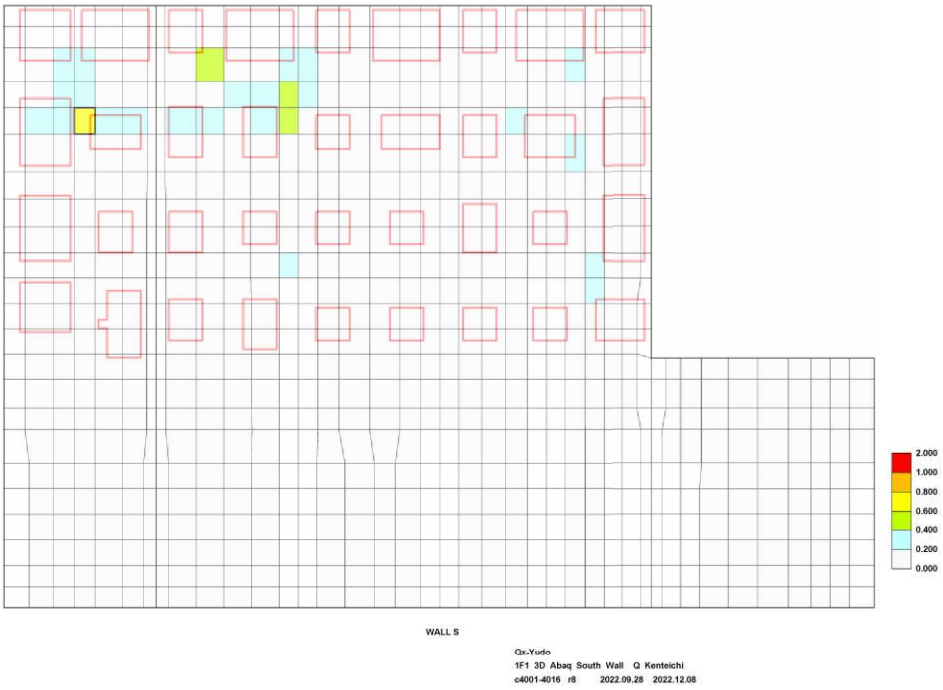




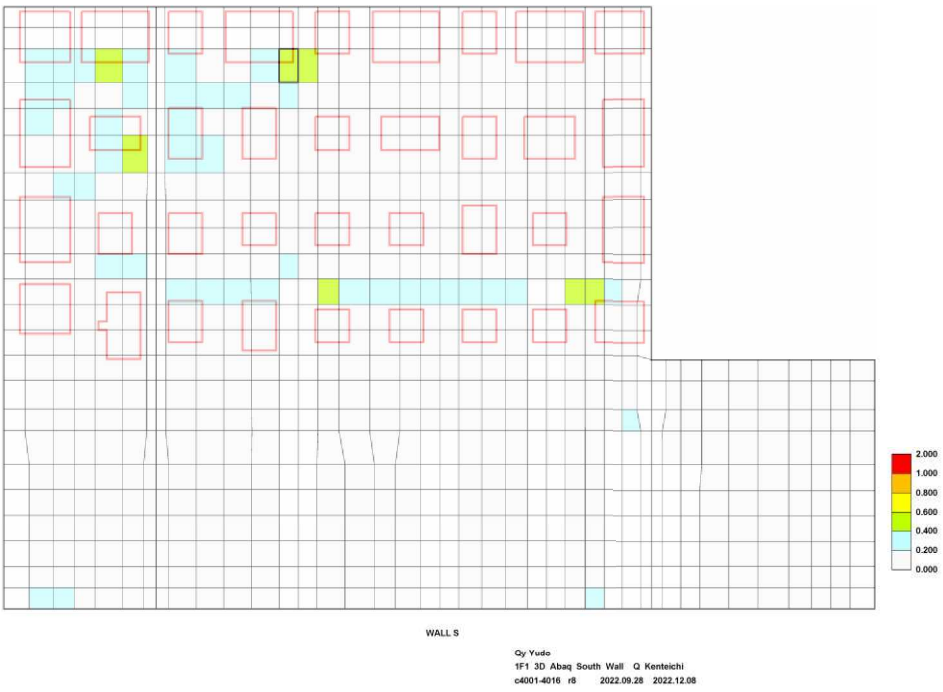
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

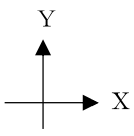
図-1.14　面外せん断力の検定比（建屋外壁西面）

X方向



Y方向





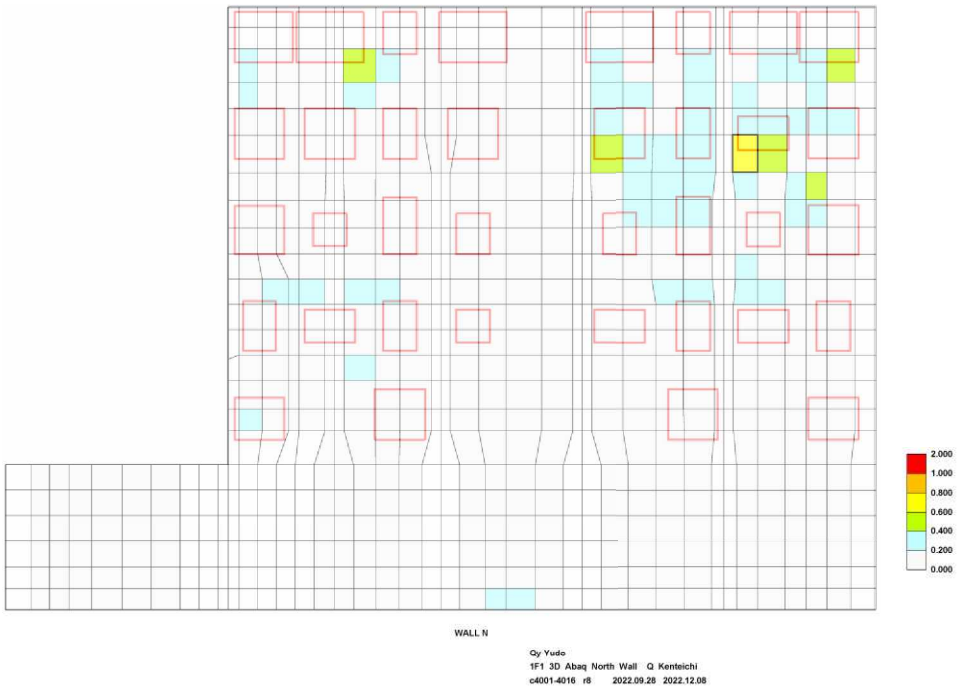
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

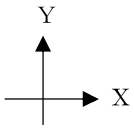
図-1.15　面外せん断力の検定比（建屋外壁南面）

X方向



Y方向





（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

図-1.16　面外せん断力の検定比（建屋外壁北面）

1.3　Ss900 地震動に対する影響検討

1.3.1　検討概要

大型カバーを支持する原子炉建屋の外壁面について，Ss900 地震動に対する影響検討を行う。1/2Ss450 地震動に対する耐震安全性評価の検定値が最も厳しいケース（－1.0NS+0.4EW－0.4UD）を対象に，1/2Ss450 と同じ解析モデルと評価基準値を用いて Ss900 地震動に対する影響を評価する。

なお，作用する地震力が 1/2Ss450 に比べ大きくなり外壁部の変形が進むため，図-1.3 に示す解析モデル壁脚部の境界条件をピンとする。また，外壁面に作用する大型カバーからの反力荷重が大きい箇所については，ベースプレートからの荷重分散性を考慮することとし，図-1.17 に示すように反力荷重を外壁厚分拡幅した範囲に作用させる。

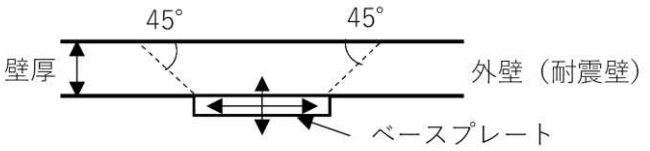


図-1.17　荷重分散範囲

1.3.2　検討結果

発生ひずみ及び面外せん断力と評価基準値の比（検定比。1 以下で評価基準値を満足する。）を示した結果を図-1.18～図-1.29 に，各面の最大値一覧を表-1.4 に示す。いずれの箇所においても発生ひずみ並びに面外せん断力は許容限界以内であり，Ss900 地震動を入力した場合であっても躯体の健全性が確保されることを確認した。

なお，壁脚部に固定条件を仮定しても，許容限界以内にあり壁全体の崩壊系につながらないことを確認している。

表-1.4　外壁各面の最大値一覧

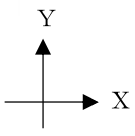
部位	コンクリートひずみ（$\times 10^{-6}$）	鉄筋ひずみ（$\times 10^{-6}$）	面外せん断力検定比
東壁	－306	983	0.533
西壁	－442	821	0.695
南壁	－279	873	0.967
北壁	－603	848	0.953

X方向



Y方向

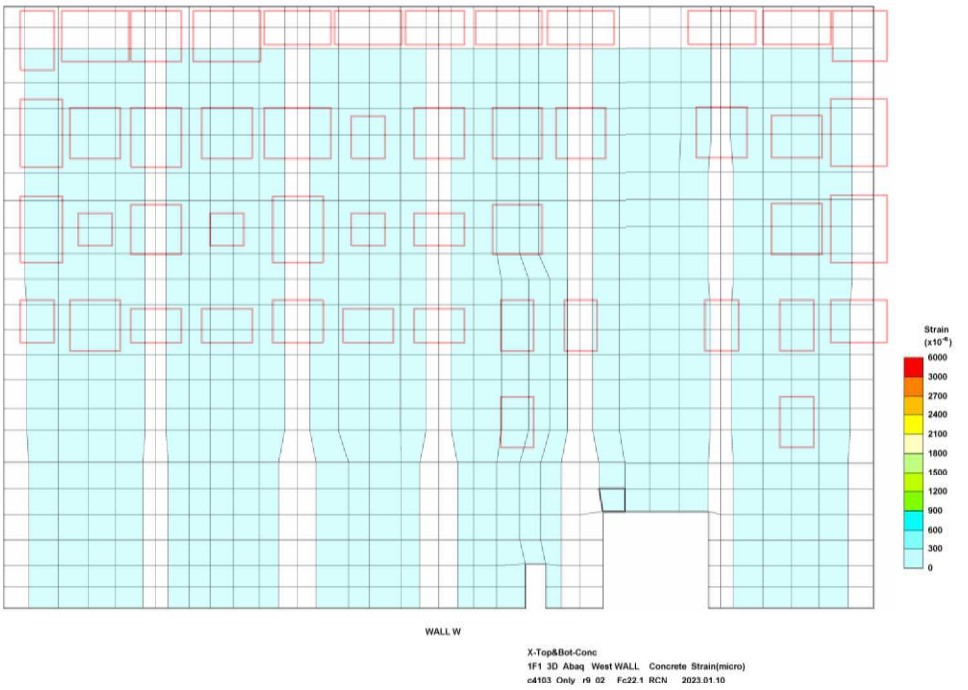




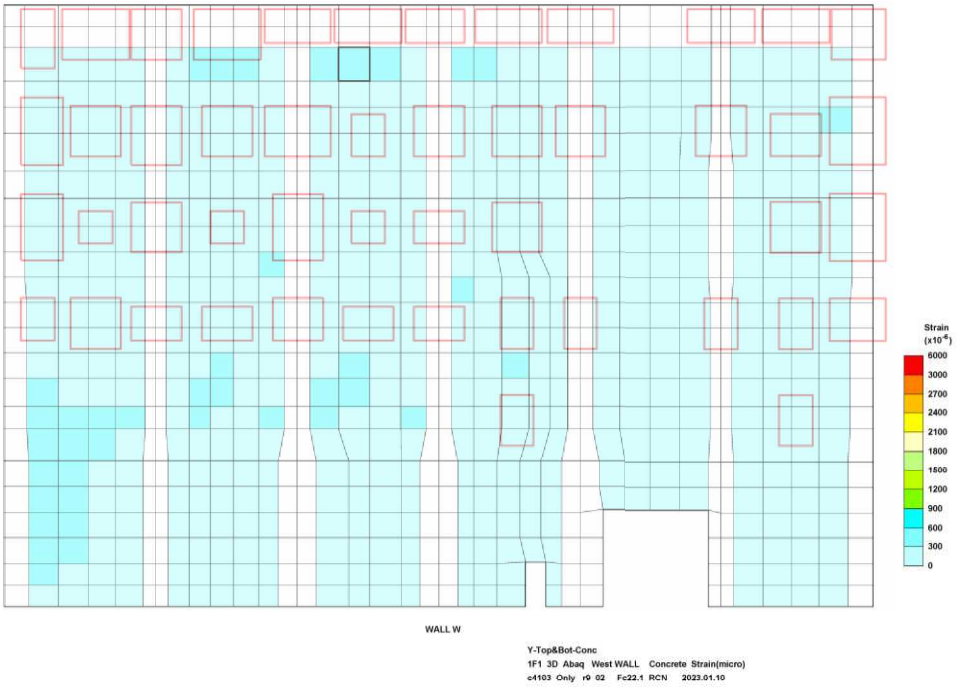
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

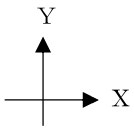
図-1.18　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁東面）

X方向



Y方向

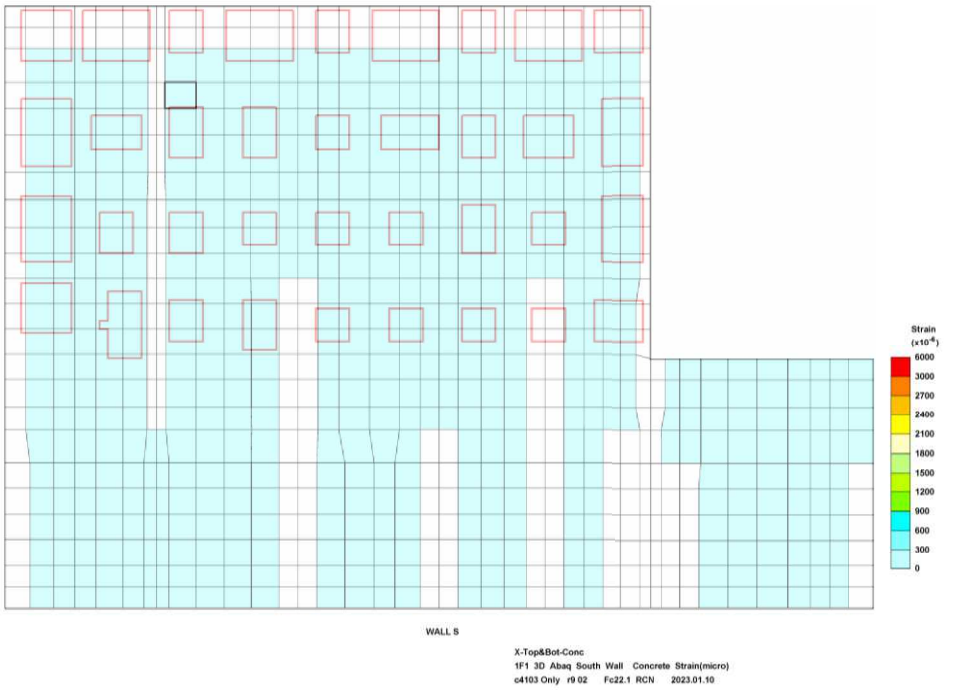




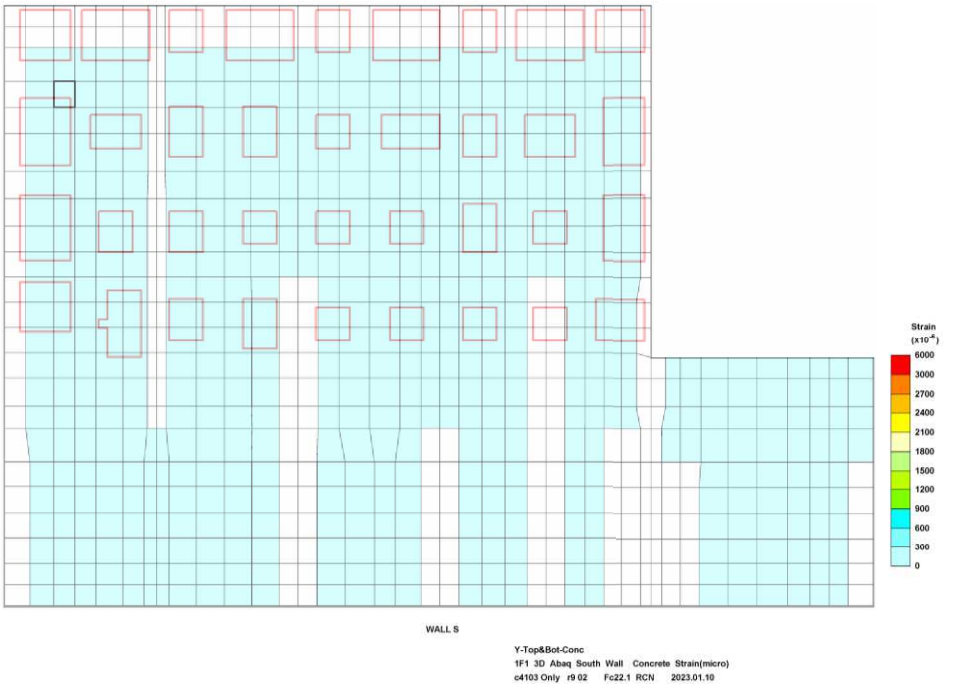
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

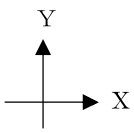
図-1.19　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁西面）

X方向



Y方向

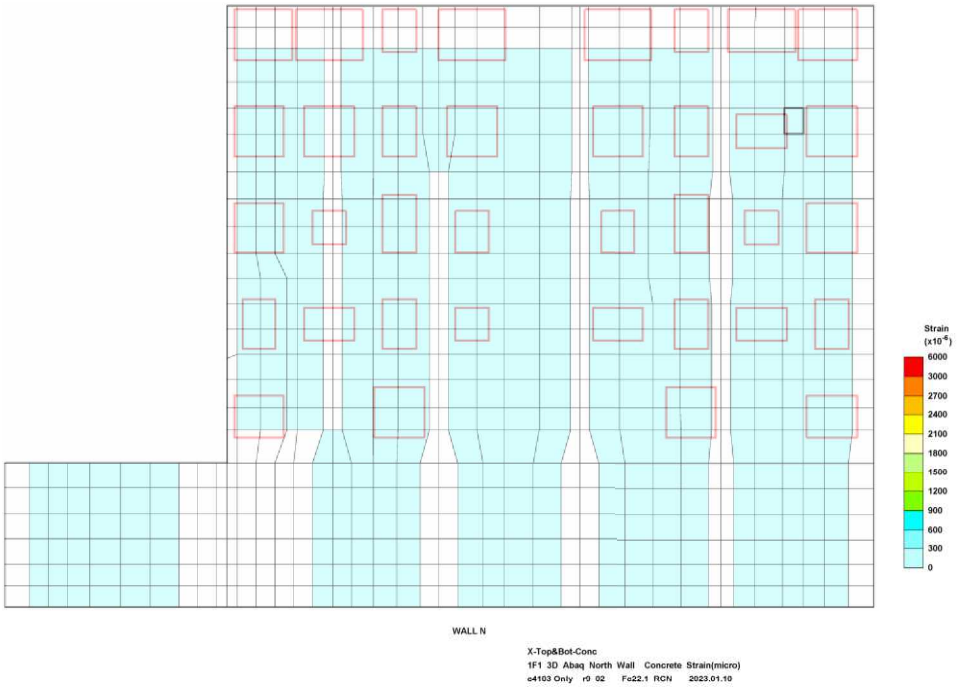




（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

図-1.20　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁南面）

X方向



Y方向



（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

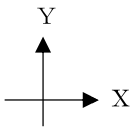
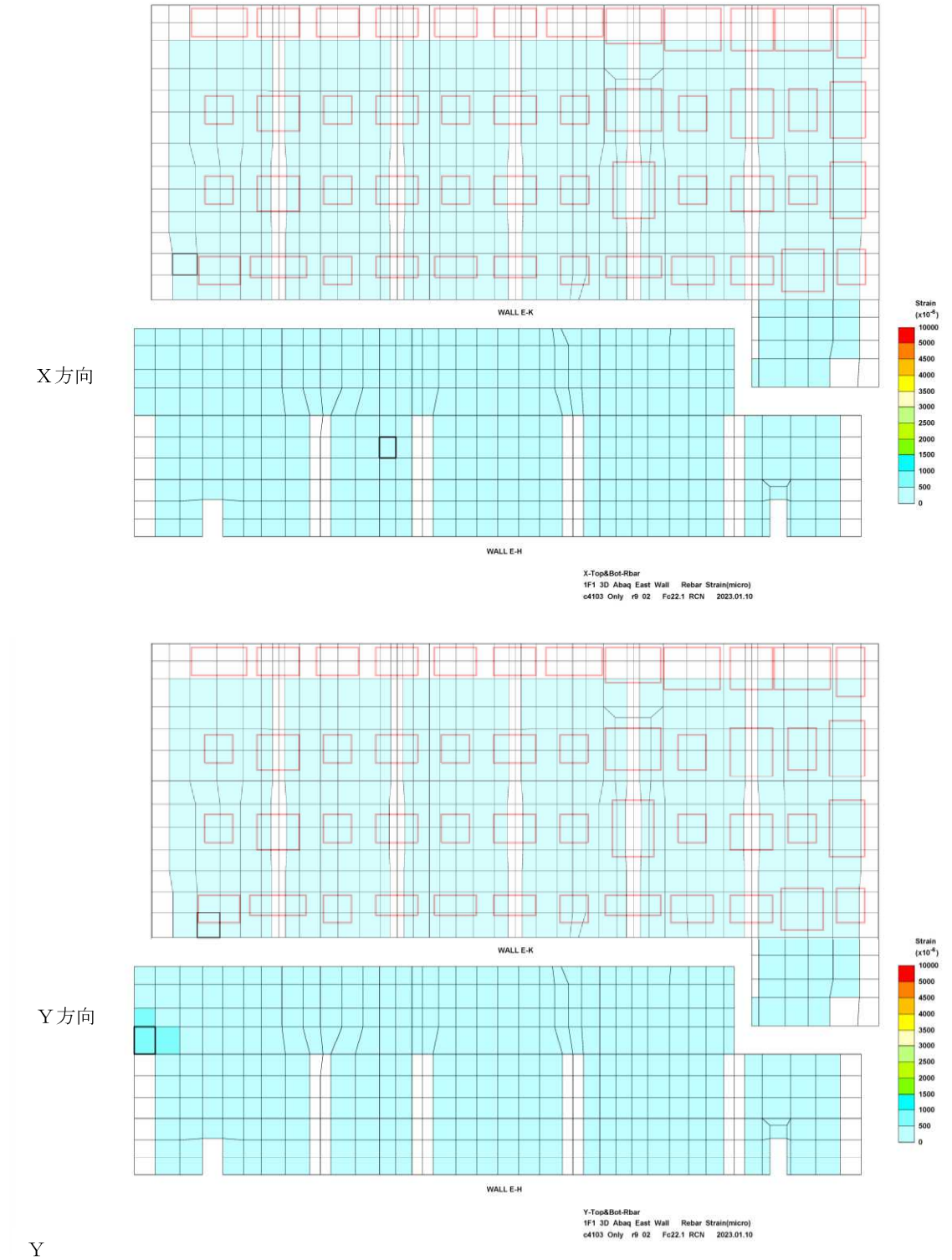


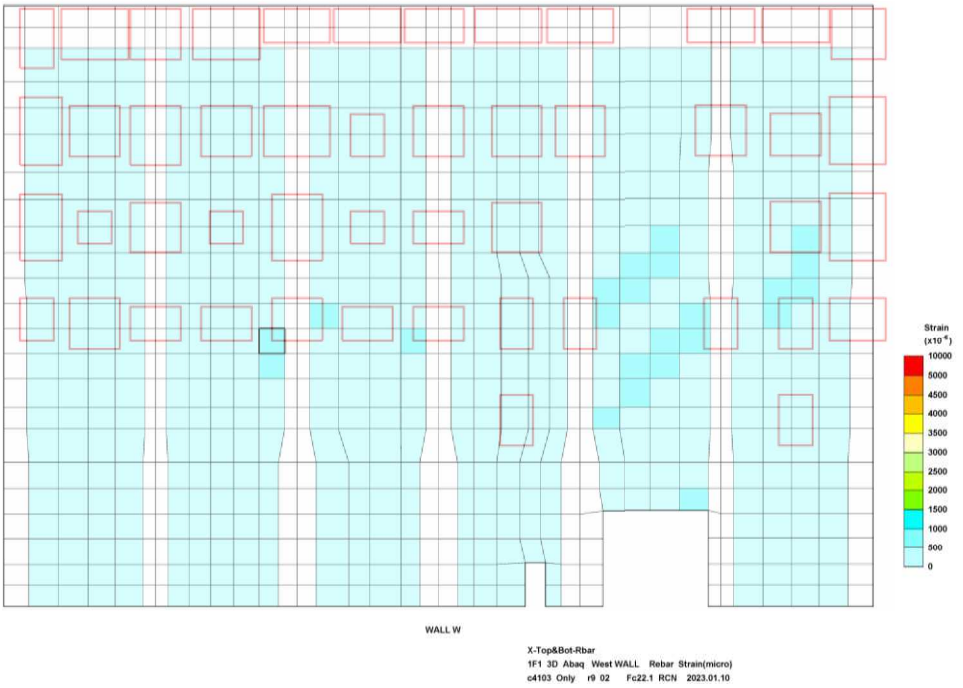
図-1.21　コンクリート圧縮ひずみの検定比（建屋外壁北面）



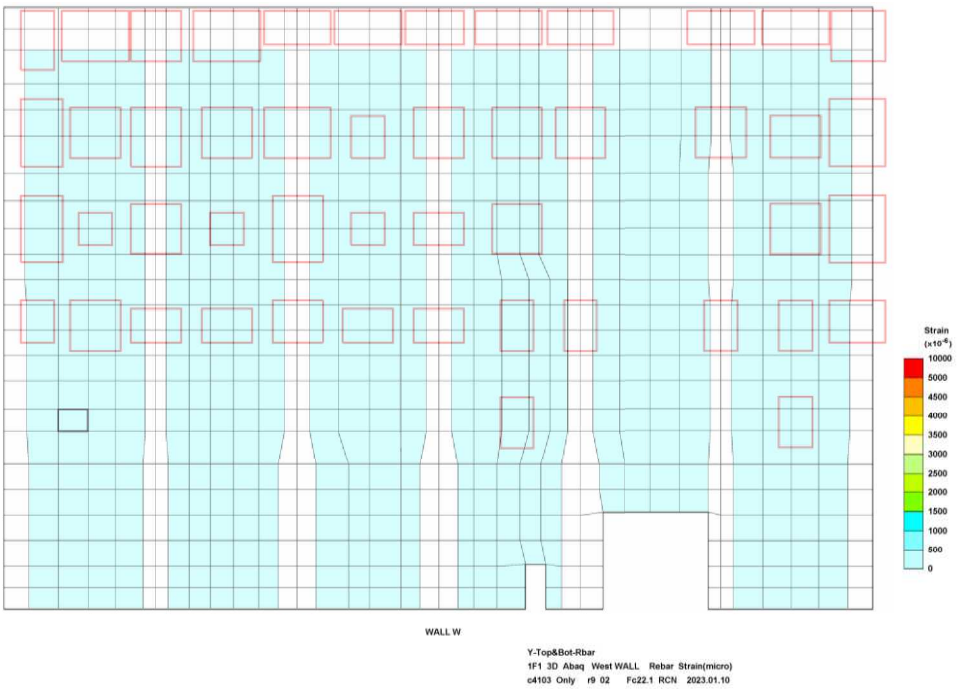
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

図-1.22　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁東面）

X方向



Y方向



（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

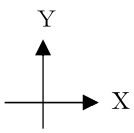
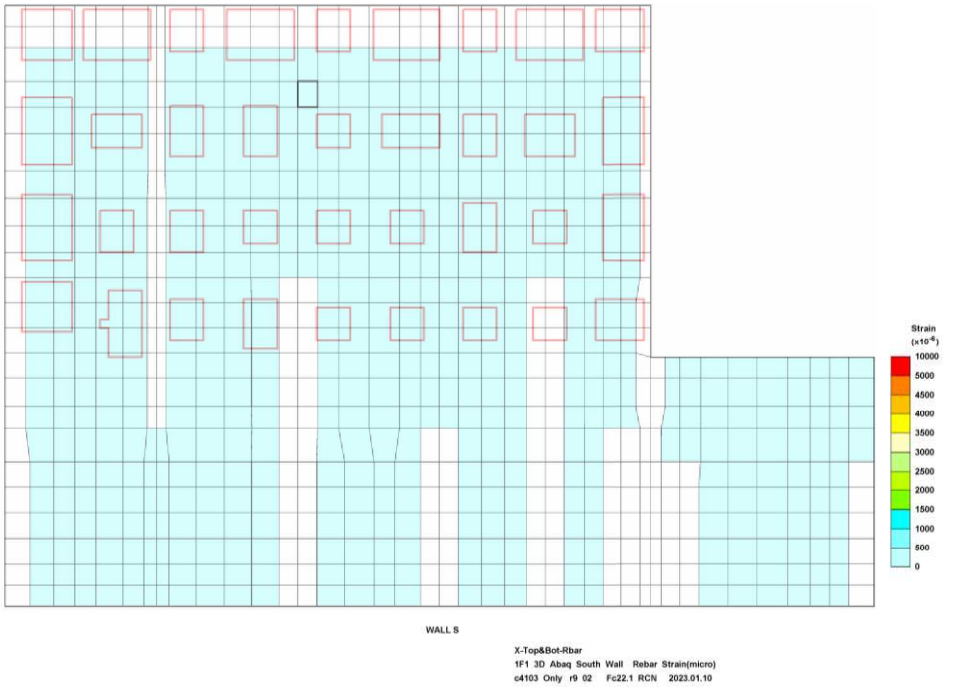
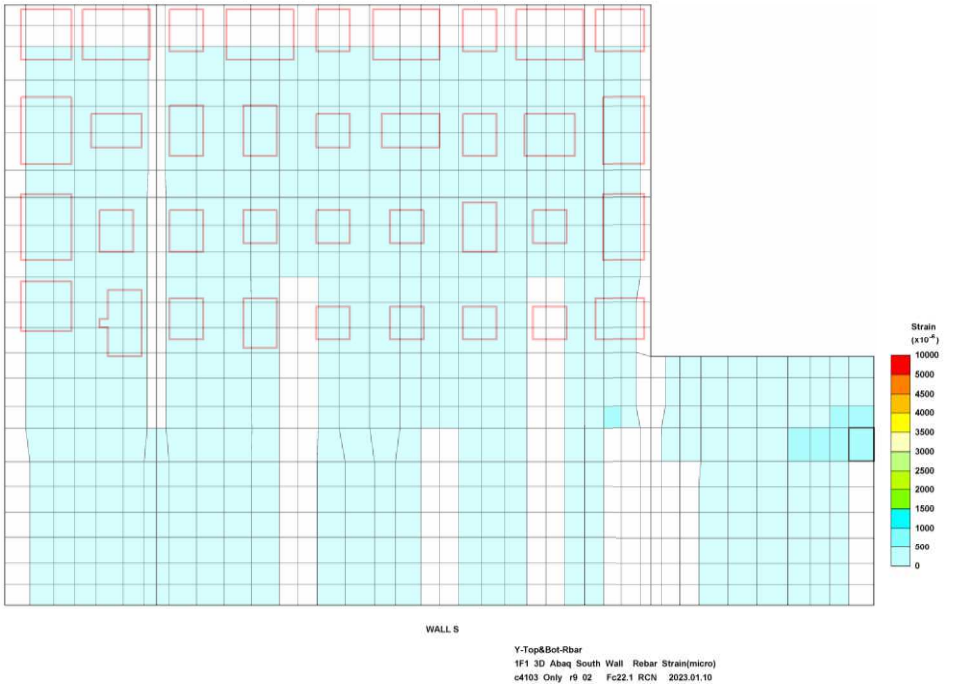


図-1.23　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁西面）

X方向



Y方向



（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

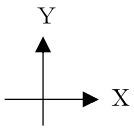
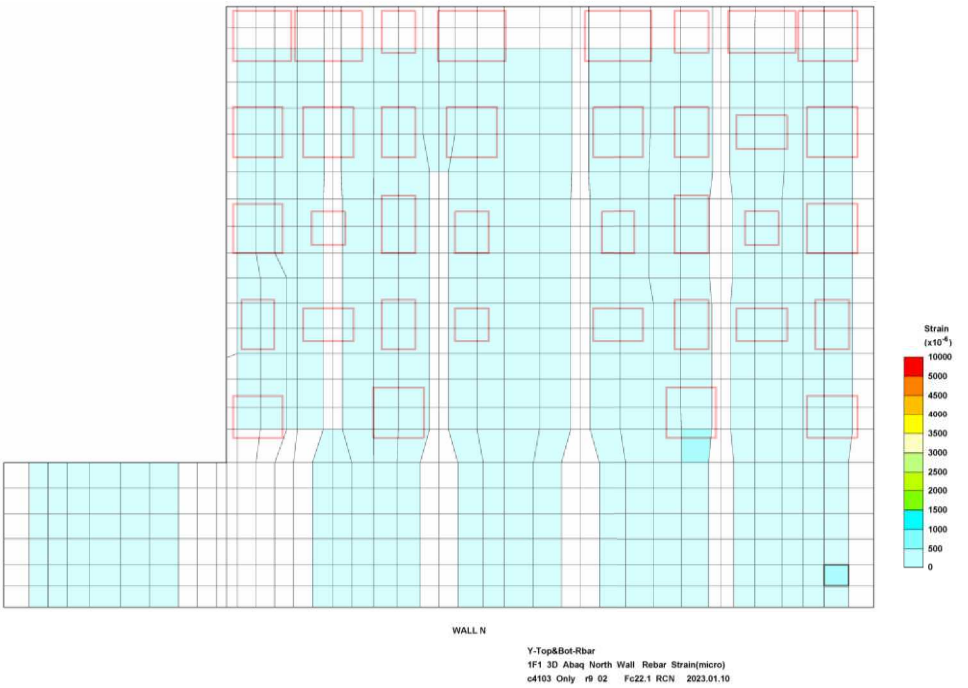


図-1.24　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁南面）

X方向



Y方向



（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

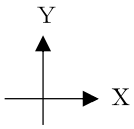
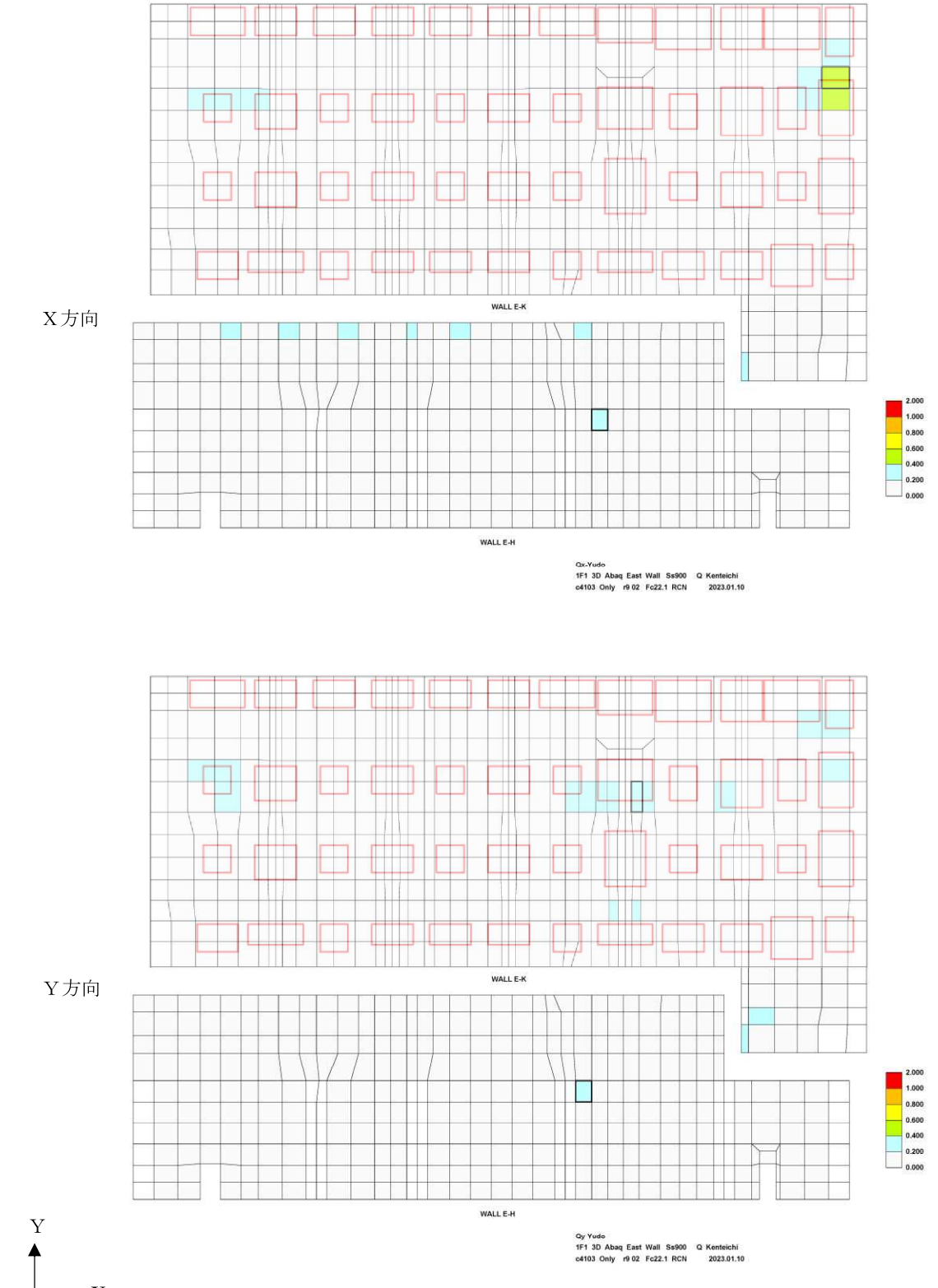


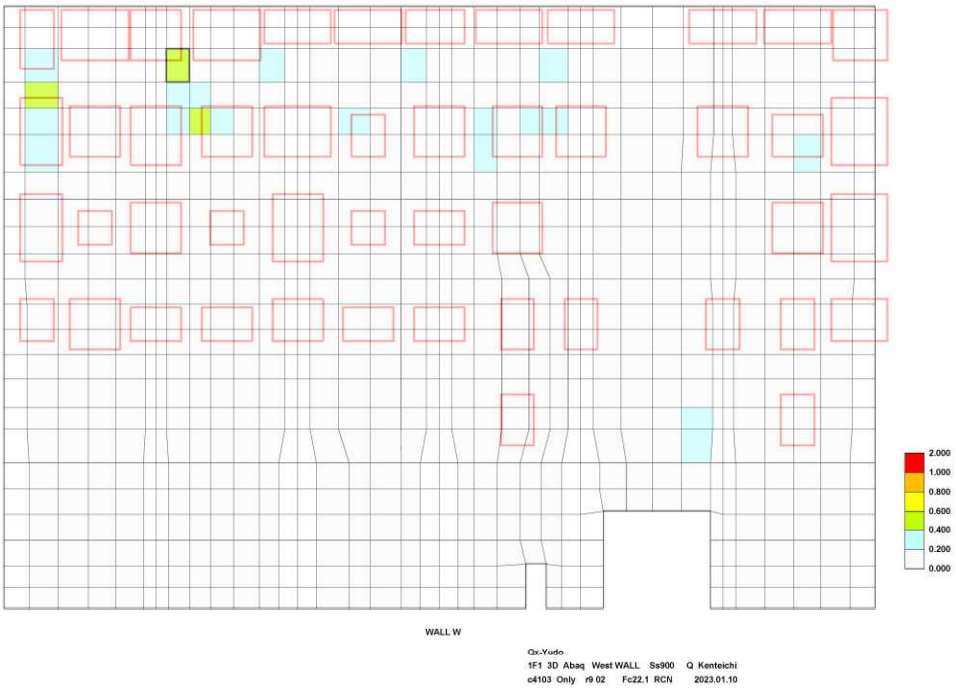
図-1.25　鉄筋ひずみの検定比（建屋外壁北面）



（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

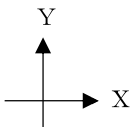
図-1.26　面外せん断力の検定比（建屋外壁東面）

X方向



Y方向

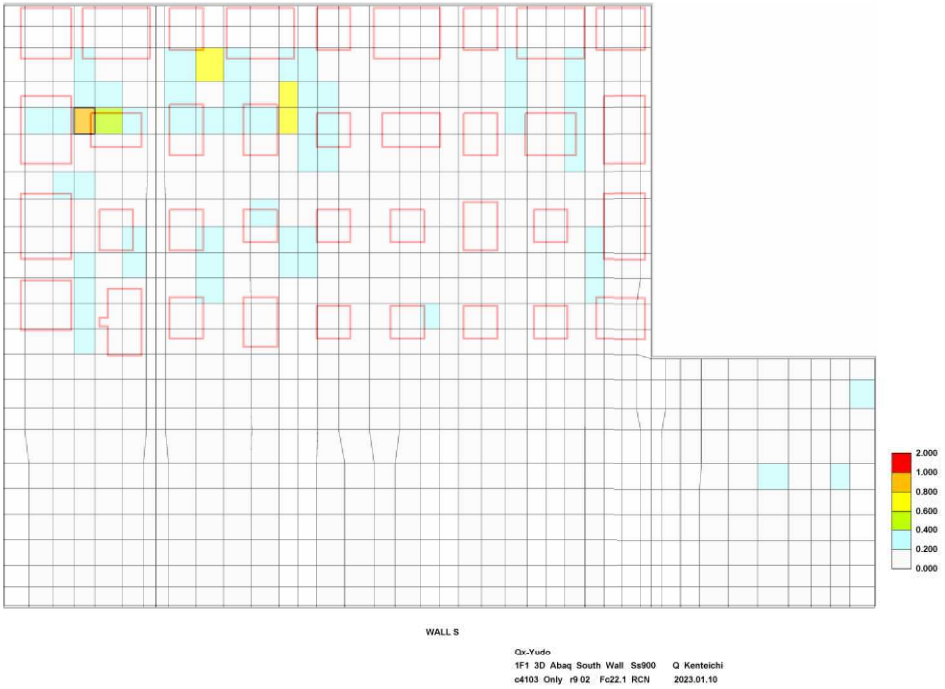




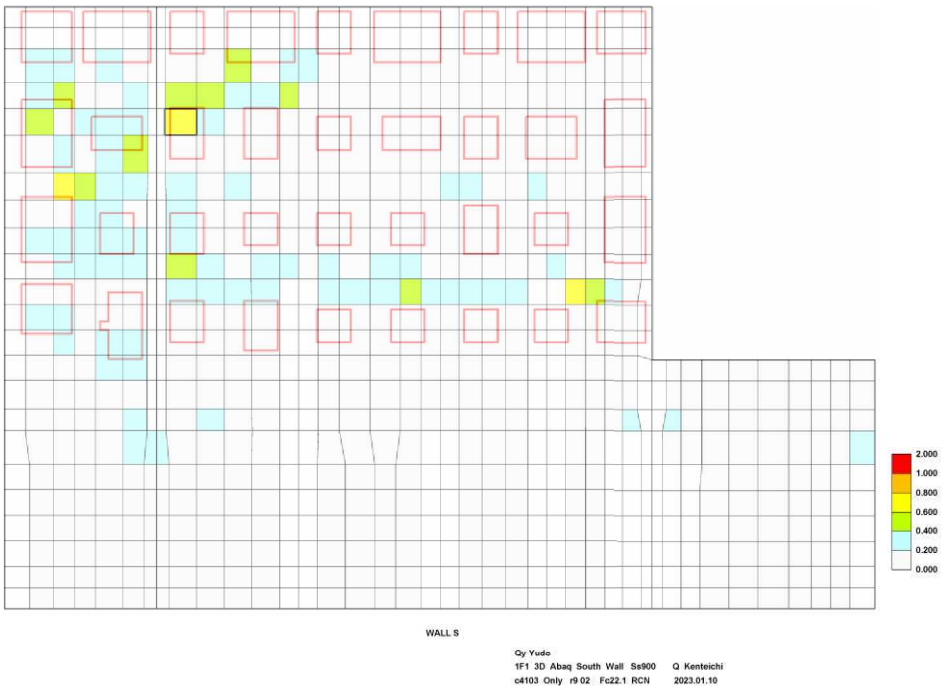
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

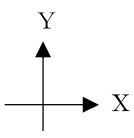
図-1.27　面外せん断力の検定比（建屋外壁西面）

X方向



Y方向

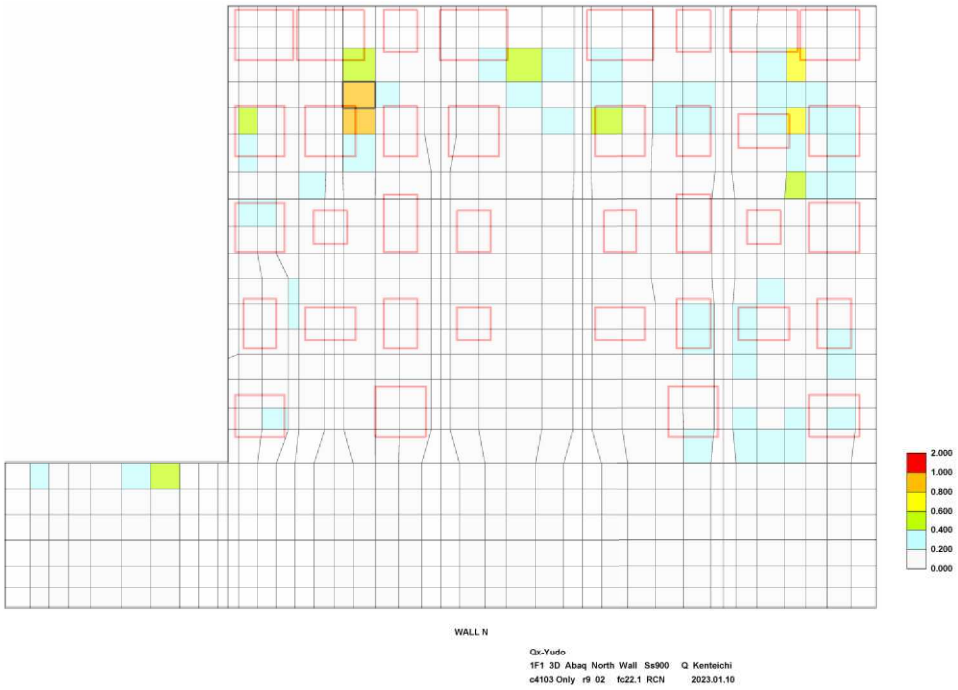




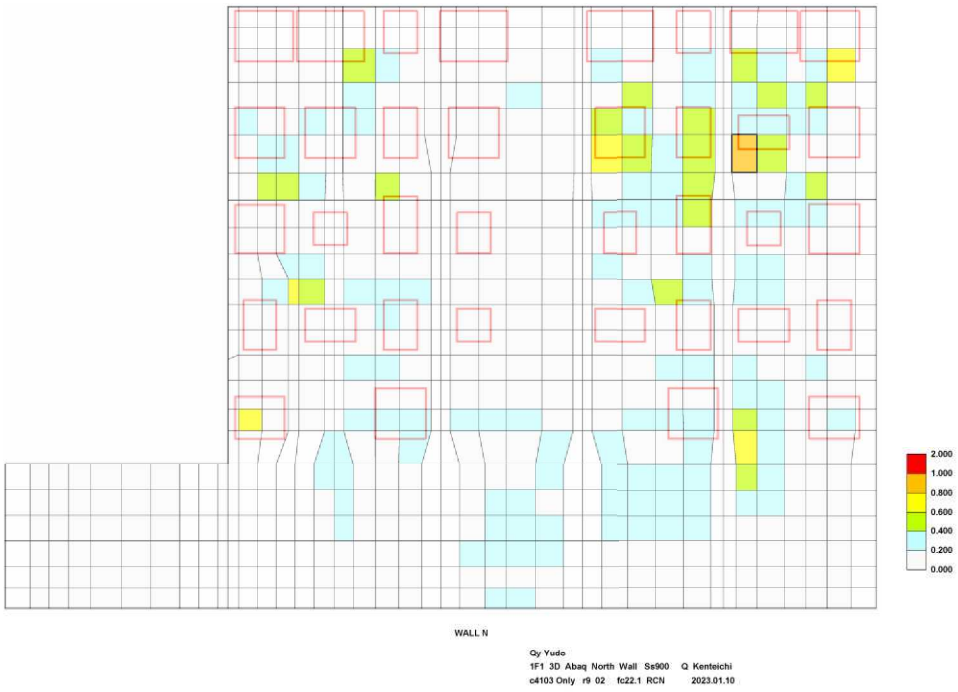
（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

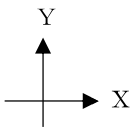
図-1.28　面外せん断力の検定比（建屋外壁南面）

X方向



Y方向





（図中赤枠はベースプレート設置位置を示す）

図-1.29　面外せん断力の検定比（建屋外壁北面）

燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1　構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は，その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm^3 未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが，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　耐震性

2.1　基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は，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し，日本産業規格（JIS），空気調和・衛生工学会規格（SHASE-S）等に従うものとする。

1 号機大型カバー換気設備は，「令和３年２月１３日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方」を踏まえ，Ｃクラス（敷地周辺の公衆被ばく線量≦50μSv）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。

2.2　主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」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。

2.3　第４号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.3.1　送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。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に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部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，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-1 参照）。

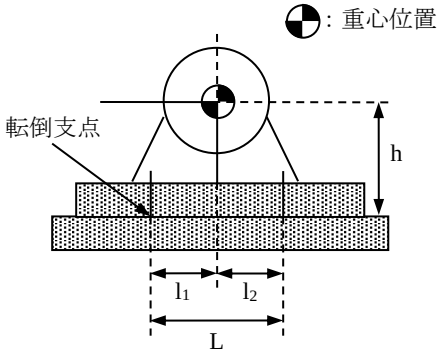


図 2.3-1　送風機・排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

鉛直方向のせん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\dfrac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向のせん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_W}$

水平方向のせん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

水平方向のせん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_W}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

M_P　：送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に M_P は作用しない

l_1　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l_2　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n　：基礎の溶接部の箇所数

A_W　：基礎の溶接部の断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1　送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	34	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。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に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部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，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

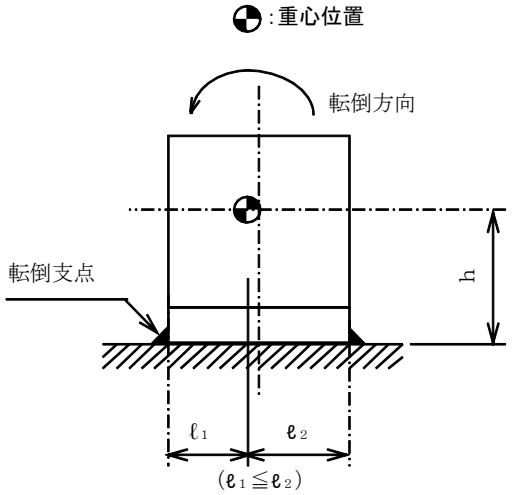


図 2.3-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

鉛直方向せん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向せん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_w}$

水平方向せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

水平方向せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_w}$

W　：据付面に作用する重量
g　：重力加速度(=9.80665)
h　：据付面から重心までの距離
l_1　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離
l_2　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）
n_f　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数
n　：基礎の溶接部の箇所数
A_w　：基礎の溶接部の断面積
C_H　：水平方向設計震度
C_V　：鉛直方向設計震度

表 2.3-2　フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット（プレフィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
給気フィルタユニット（高性能粒子フィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	8	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

2.3.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。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に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.3-3）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している（添付資料－３－１　図 2.2 参照）。クレーン支持用架構は，添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で，基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

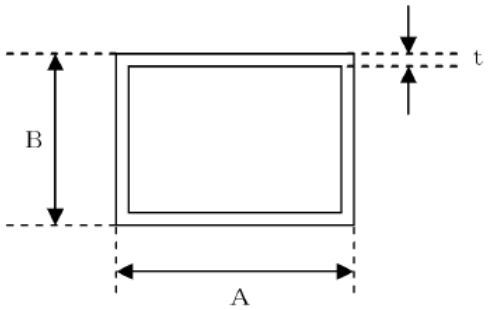


図 2.3-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　：基準支持間隔

M_x　：水平方向座屈曲げモーメント

M_{xa}　：水平方向許容座屈曲げげモーメント

M_Y　：鉛直方向座屈曲げモーメント

M_{Ya}　：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント

W　：ダクト単位長さ当たり質量

g　：重力加速度（＝9.80665）

C_H　：水平方向設計震度

表 2.3-3　角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	13703

2.4　第３号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.4.1　排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の基礎ボルト・取付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に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-1,2.4-2 参照)。

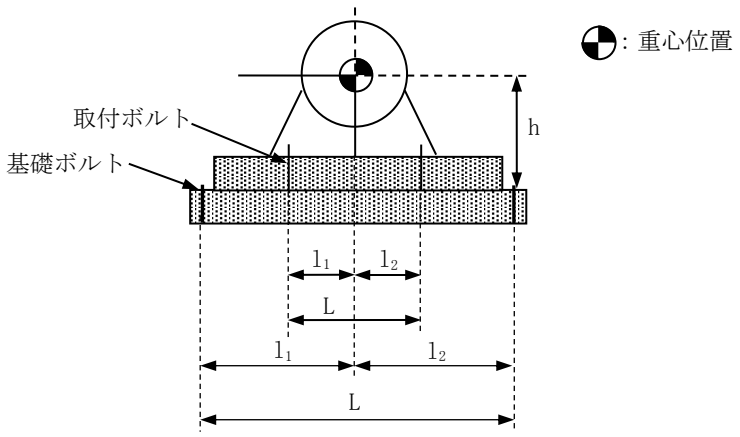


図 2.4-1　排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重 /排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

M_P　：排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に M_P は作用しない

l_1　：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2　：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

A_b　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：排風機振動による震度

表 2.4-1　排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎ボルト	SS400	荷重	2829	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2　排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付ボルト	SS400	応力	3	作用しない	133	173

2.4.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付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に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-3,2.4-4 参照)。

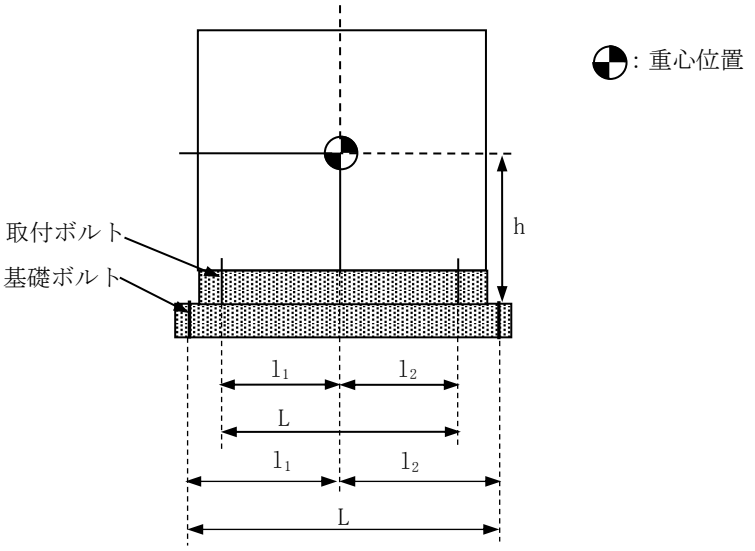


図 2.4-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$(l_1 \leqq l_2)$

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

A_b　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_V　：鉛直方向設計震度

表 2.4-3　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	1476	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4　フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	7	139	180

2.4.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。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に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5,2.4-6 参照）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

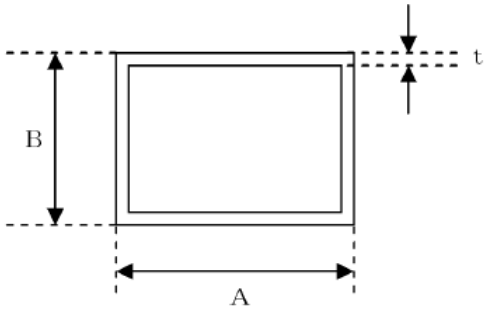


図 2.4-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L	：基準支持間隔
M_x	：水平方向座屈曲げモーメント
M_{xa}	：水平方向許容座屈曲げげモーメント
M_Y	：鉛直方向座屈曲げモーメント
M_{Ya}	：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント
W	：ダクト単位長さ当たり質量
g	：重力加速度（＝9.80665）
C_H	：水平方向設計震度

表 2.4-5　角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

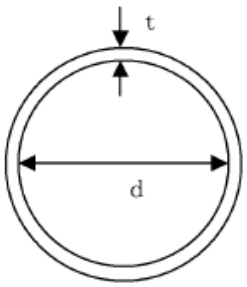


図 2.4-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H{}^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　　$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000}\sqrt{(1 + C_H{}^2)}}}$$

L　　：基準支持間隔
M　　：座屈曲げモーメント

M_a　：許容座屈曲げげモーメント

W　：ダクト単位長さ当たり質量

g　：重力加速度（＝9.80665）

C_H　：水平方向設計震度

表 2.4-6　丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200φ×3.2t	鋼板	42685
700φ×3.2t	鋼板	42674

2.5　第2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の耐震性

2.5.1　排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の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 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については，評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-1 参照)。

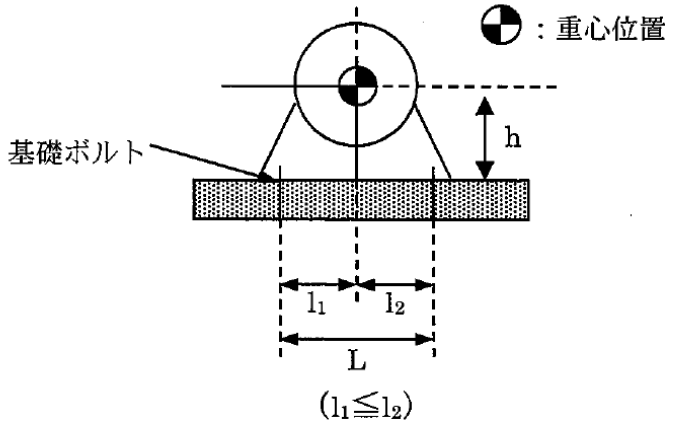


図 2.5-1　排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト

・考慮する荷重：地震荷重，排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力　　$Q_V=\frac{W\cdot g\cdot(C_H+C_p)\cdot h-W\cdot g\cdot(1-C_p)\cdot l_1}{n_f\cdot(l_1+l_2)}$

せん断力　　$Q_H=\frac{W\cdot g\cdot(C_H+C_P)}{n}$

W　：排風機質量

g　：重力加速度(=9.80665 m/s^2)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：排風機重心と基礎ボルト間の距離

l_2　：排風機重心と基礎ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：排風機振動による加速度

表 2.5-1　排風機の基礎ボルトの強度評価結果

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎ボルト	SS400	荷重	654.1	作用しない	20550	35600

2.5.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.5.1 項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として 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については，評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-2 参照)。

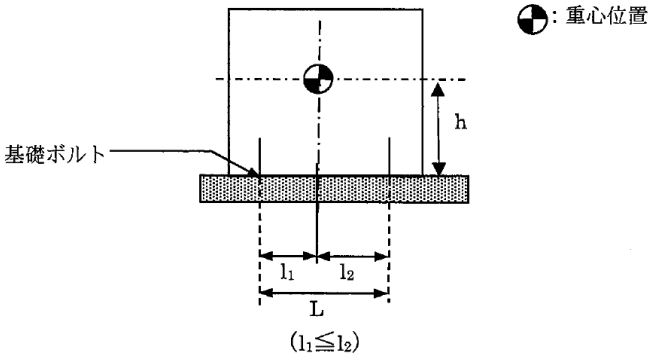


図 2.5-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

引張力　　$Q_V=\frac{W\cdot g\cdot C_H\cdot h-W\cdot g\cdot l_1}{n_f\cdot(l_1+l_2)}$

せん断力　　$Q_H=\frac{W\cdot g\cdot C_H}{n}$

W　：フィルタユニット質量
g　：重力加速度(=9.80665 m/s^2)
h　：据付面から重心までの距離
l_1　：フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離
l_2　：フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離
　　($l_1\leqq l_2$)

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

C_H　：水平方向設計震度

表 2.5-2　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	281.9	作用しない	11400	14300

2.5.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，基準支持間隔の評価を行った。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として燃料取り出し用構台側は 0.27G，原子炉建屋側は 0.94G を採用した。ダクトは基準支持間隔(表 2.5-3，表 2.5-4 参照)よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，当該ダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響を与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

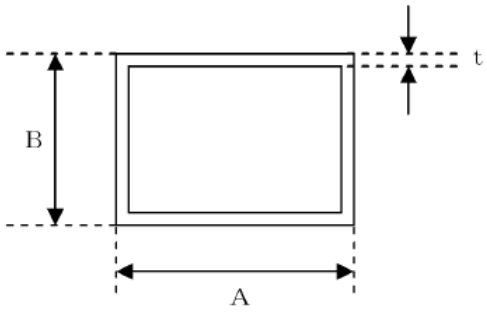


図 2.5-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による水平軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_X=\frac{1}{8}\cdot\frac{W\cdot g}{1000}\cdot L^2$$

地震による鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_Y=\frac{1}{8}\cdot\frac{W\cdot g\cdot C_H}{1000}\cdot L^2$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}+\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　　：基準支持間隔

M_x　　：水平軸廻り座屈曲げモーメント

M_{xa}　　：水平軸廻り許容座屈曲げモーメント

M_Y　　：鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

M_{Ya}　　：鉛直軸廻り許容座屈曲げモーメント

W　　：ダクト単位長さ当たり質量

g　　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

C_H　　：水平方向設計震度

表 2.5-3　角ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1450×1050×3.2t	SS400	34488
1200×1200×3.2t	SS400	29352
900×900×3.2t	SS400	44585
650×500×3.2t	SS400	47815
1000×800×1.2t	ガルバリウム鋼板	12609
900×900×1.2t	ガルバリウム鋼板	13526
708×558×1.2t	ガルバリウム鋼板	15603

(2) 丸ダクトの耐震計算

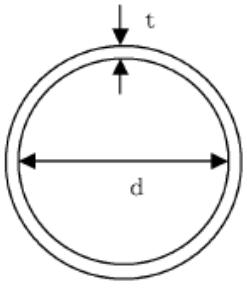


図 2.5-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M=\sqrt{1^2+C_H{}^2}\cdot\frac{W\cdot g}{1000}\cdot\frac{L^2}{8}$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M}{M_a}=1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_a}{\frac{W\cdot g}{1000}\sqrt{1+C_H{}^2}}}$$

L　　：基準支持間隔

M　　：座屈曲げモーメント

M_a　　：許容座屈曲げモーメント

W　　：ダクト単位長さ当たり質量

g　　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

C_H　　：水平方向設計震度

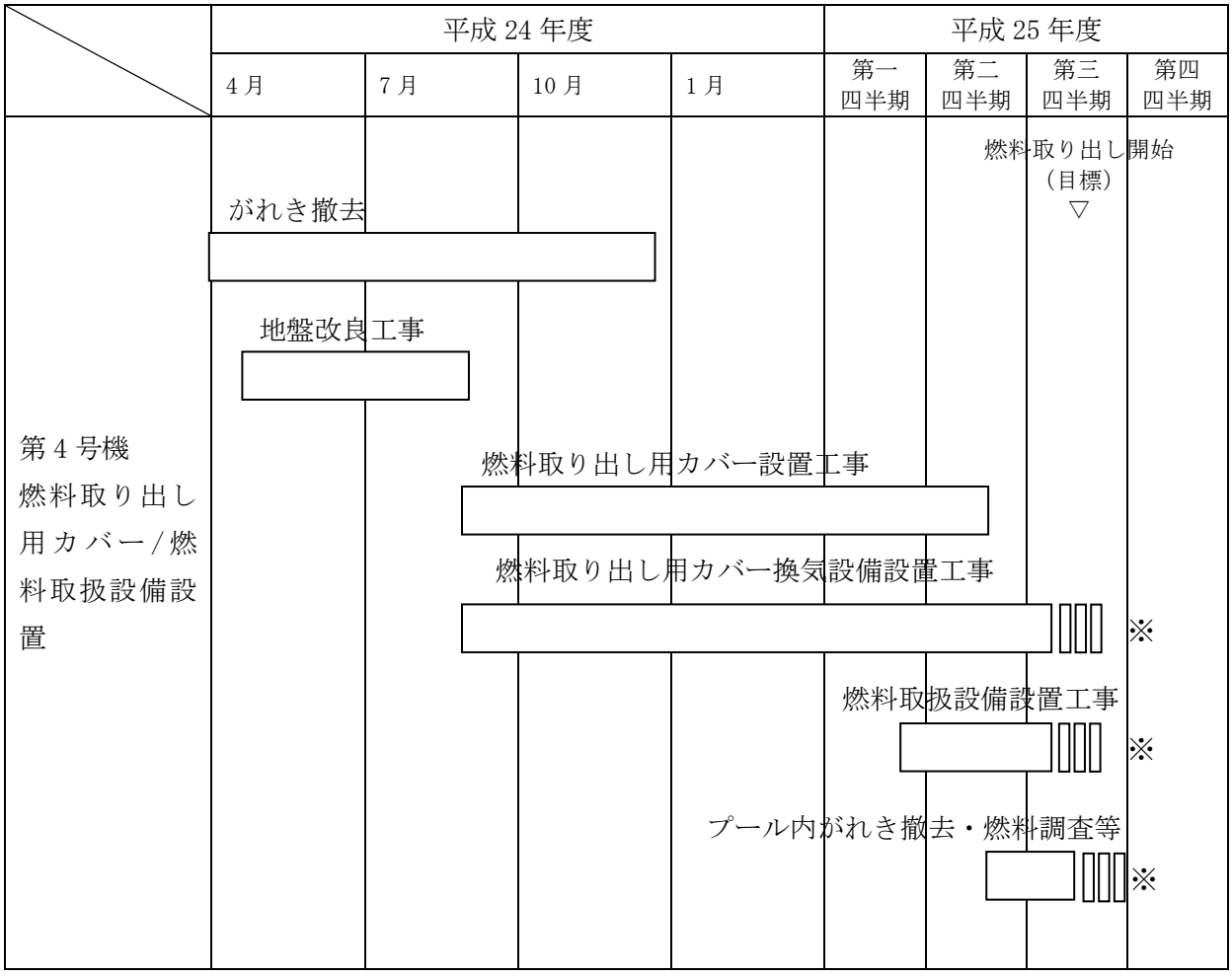
表 2.5-4　丸ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1000φ×3.2t	SS400	41890
700φ×3.2t	SS400	43507
753.6φ×3.2t	SS400	44452

添付資料－５

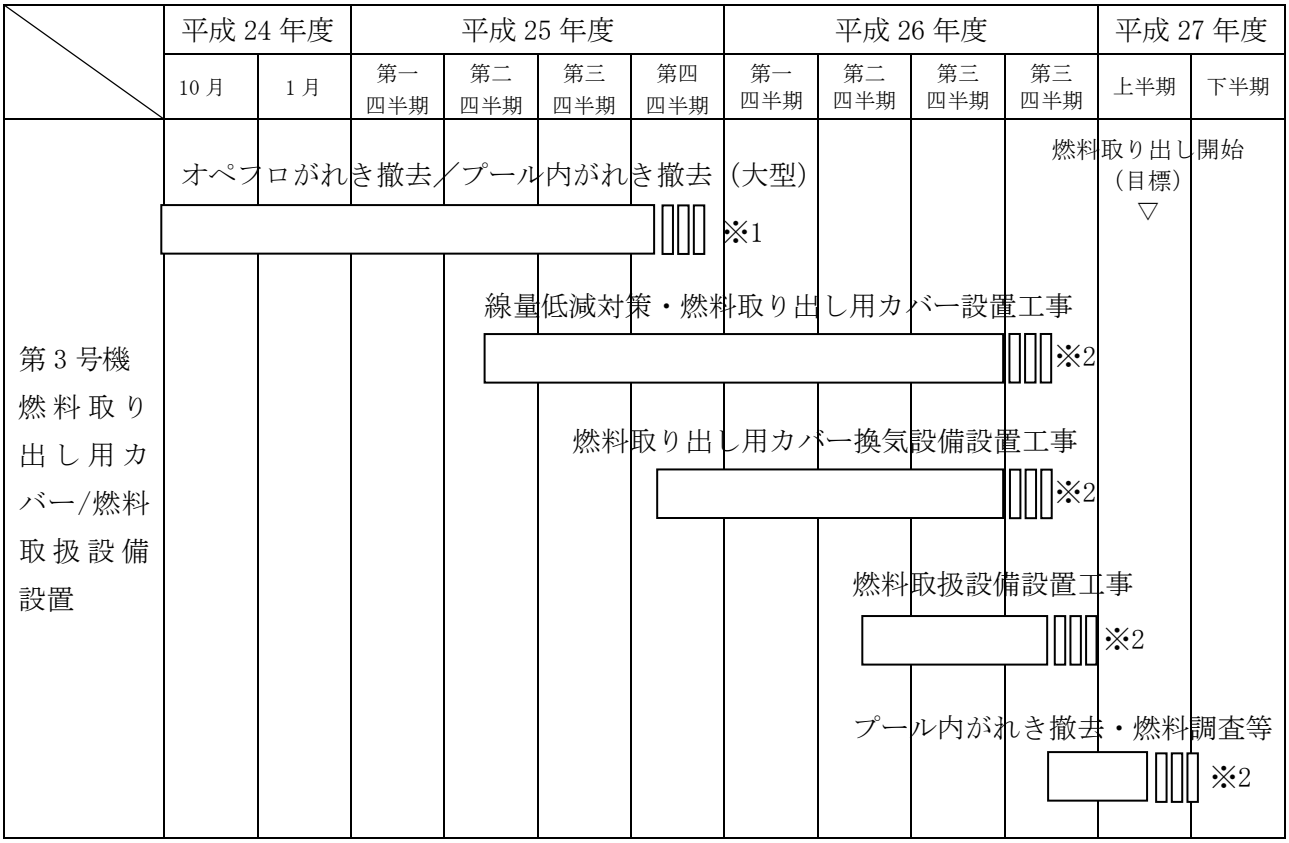
使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第４号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



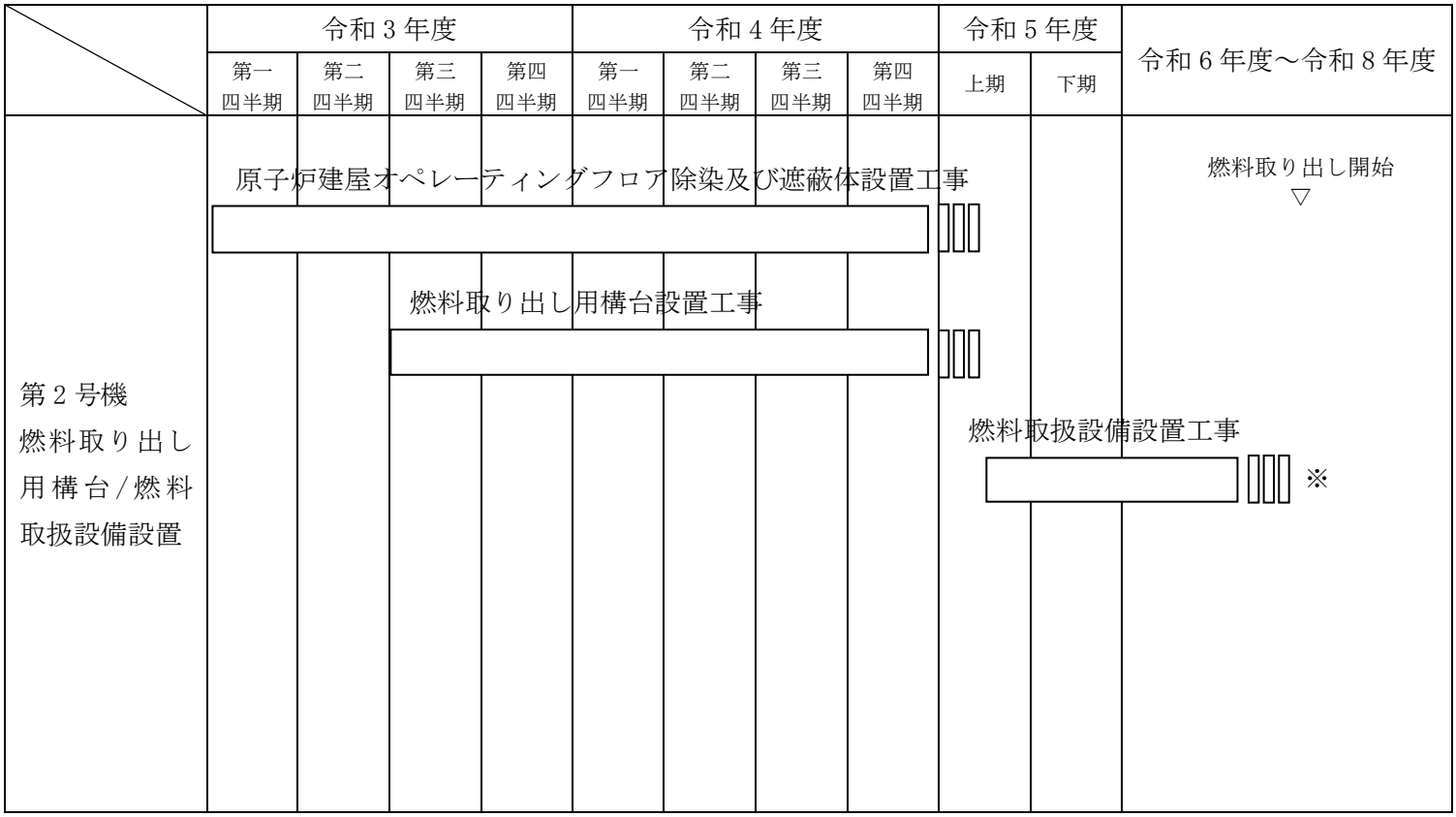
※：燃料取扱設備設置工事/プール内がれき撤去の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第 3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有
※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

第 2 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



※：原子炉建屋オペレーティングフロア除染及び遮蔽体設置工事の進捗により，燃料取扱設備設置工事工程に影響を与える可能性有

福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

1. 適用範囲

本書は，第１号機原子炉建屋カバー設置中の機能について記載するものである。

なお，原子炉建屋カバーは，１号機大型カバー設置に伴い解体した。

2. 原子炉建屋カバーの位置づけ

福島第一原子力発電所第１号機は，原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり，放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵の風雨による飛散が懸念される。一方，放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには，その要求性能を踏まえた建屋構造とし，かつ諸設備を設ける必要があり，短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策（２年程度の供用期間を想定）として，放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置している。

3. 原子炉建屋カバーの設置効果

原子炉建屋カバー（附属設備を含む）を設置することにより以下の効果が期待できる。

① 原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質が抑制されること。

② 原子炉建屋への雨水等の浸入が防止されること。

③ 原子炉建屋からカバー内に放出される放射性物質濃度を把握できること。

4. 原子炉建屋カバーの設計方針

4.1 建物概要

原子炉建屋カバーは放射性物質の飛散抑制のために極力気密性のよい素材を選定するが，応急措置的対策であることから，可能な限り早く設置できる設計・施工方法とする。

平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で，高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造，壁面および屋根面は防水性のある膜材で覆う計画であり，屋根面および壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。また，原子炉建屋カバー下部の膜材端部には，台風時の風の吹き込みや巻き上げを防ぐための重りを取り付ける。

4.2 構造概要

原子炉建屋カバーは原子炉建屋周囲への放射性物質の飛散を抑制する覆いであるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。

4.2.1 設計荷重について

常時，積雪時，暴風時，地震時における構造強度および構造安全性の評価における外力条件は下記のとおりである。

①積雪荷重；積雪深 30cm，単位荷重 20N/m²/cm

②風圧力　；基準風速 25m/s

③地震荷重；水平震度 0.2

なお，風圧力の算定には応急措置として供用期間が 2 年程度であることを考慮し，10 年再現期間で低減した風速を採用しているが，当該地点近傍において過去 35 年の間に観測された最大風速（17m/s）を上回る値となっている。

地震荷重および積雪荷重の設定は建築基準法施行令に準じている。なお，地震荷重の設定に用いる水平震度 0.2 は原子力発電所耐震設計技術指針に定めるＣクラスの地震力に相当する。また，短期事象において，暴風時，地震時の影響が支配的であることから，積雪荷重の検討は省略している。

4.2.2　架構の強度検討

荷重の組み合わせによる応力解析には３次元フレームモデルを使用する。柱，梁，火打材の剛性は，はり要素として集約し，屋根部分および膜材については非構造部材として重量のみ考慮し，剛性は考慮しない。応力解析は，長期の常時荷重，短期の風圧力および地震力について実施し，柱及び梁部材の断面検討の結果，許容値以下の応力度となる。

4.2.3　基礎の検討

原子炉建屋カバーの基礎は地盤面または既設建屋（コントロール建屋，廃棄物処理建屋）の屋根スラブ上面に置かれているため，水平荷重が作用した場合のすべりに対する検討を実施し，柱脚部に作用するせん断力に対し，すべり抵抗は十分に余裕があることを確認した。

また，南面の柱脚部は既設建屋の屋根スラブ上面に架台組した基礎で支持されることから，既設建屋のパンチングシア（押し抜きせん断力）に対する検討を実施し，柱の支持力が十分に確保されていることを確認した。

4.2.4　膜材の検討

屋根面および壁面に使用する膜材の材質は，塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物とする。膜材の強度検討は，風圧力に対して行う。風圧力により膜材に生じる応力度は，許容応力度以下であり，基準風速に対して十分な余裕があることを確認した。

4.3 附属設備

原子炉建屋から放出される放射性物質の大気放出を抑制するため，原子炉建屋カバーとともに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー天井部から内部気体を吸引し，排気ダクトを経由して原子炉建屋カバーの外部に設置したフィルタユニットへ導く。フィルタユニットは，プレフィルタ，加熱コイル，高性能粒子フィルタ，よう素用チャコールフィルタ，排風機等で構成し，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹き上げ用排気ダクトから大気放出する。排気風量約 10,000m³/h のフィルタユニットを 6 系列（うち 2 系列は予備）設置し，合計約 40,000m³/h の排気風量で運転する。

現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており，これが停止した場合の代替手段として，使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は，原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け，配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。

また，原子炉建屋カバー内の温度を測定するための温度計や使用済燃料プールへの注水状況などを確認するためのカメラを設置する。原子炉建屋カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するための装置と原子炉建屋カバー内の水素濃度を測定するための装置を設置する。

4.4 その他

4.4.1 津波への配慮

津波については，原子炉建屋カバー工事完了までに設置予定の防潮堤により対処する。

4.4.2 火災への配慮

オペレーティングフロア上には元来，火災の原因となる火気は無いため，原子炉建屋カバー内で火災が発生する可能性は小さい。仮に火災が生じた場合においても原子炉建屋カバーが延焼し，原子炉建屋へ波及的影響を与えないよう，JIS A 1322-1966「建築用薄物材料の難燃性試験方法」に基づく「防炎 2 級」以上の性能を有する塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物を壁パネル・屋根パネルに張って使用する。なお，万一オペレーティングフロアで火災が発生した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放して内部に放水する。

4.4.3 放射性物質の飛散抑制

仮に原子炉建屋カバーの膜が一部破損・崩壊することがあっても放射性物質の飛散範囲が拡大することのないよう，原子炉建屋の外壁および原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）には事前に飛散防止剤を散布する。

4.4.4 水素の影響

原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生するが，排気風量 40,000m³/h に比べて発生量が十分に少ないこと，カバー内気体と混合されること，排気設備の吸引口を天井部に設けていることからカバー内に水素が滞留する可能性は極めて低い。万一，水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放し，カバー外へ放出する。

5. 原子炉建屋カバーの設置によるリスク

5.1 設置によるリスク

原子炉建屋カバーを設置することにより下記のリスクが想定される。

(1) 設計荷重以上の外力（地震力または風圧力）により，原子炉建屋カバーが損傷し，原子炉建屋へ波及的影響を及ぼすこと

(2) 原子炉建屋カバー内の熱や水蒸気により，原子炉建屋内の環境（温度，湿度）が悪化すること

(3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により，相互の工程遅延が生じること

(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼすこと

これらリスクへの対応策をそれぞれ十分に考慮した上で，原子炉建屋カバーの設置計画を行う。

5.1.1 原子炉建屋カバーの損傷による原子炉建屋への波及的影響について

応急措置としての原子炉建屋カバーは２年程度の供用期間を考慮した上で，設計条件を決定し，建築基準法に準じた構造検討を実施しているが，設計荷重以上の外力が作用した場合の崩壊メカニズムについても検討を行い，原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

漸増載荷解析の結果から，風荷重，地震荷重いずれにおいても，原子炉建屋カバーの架構が崩壊形を形成する前に柱脚がすべり，架構の崩壊には至らない。また，すべり量が増加した場合に備え，原子炉建屋カバーに変形抑制のためのストッパーを G.L.+18.9m の位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し，原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ，放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合，原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが，原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%），振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-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，架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は，設計風荷重に対し約 1.8 倍，設

計地震荷重に対し 3.0 倍の余裕度があり，地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より，原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時，暴風時）の外力が作用した場合に，原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが，波及的影響は極めて小さい。

5.1.2　原子炉建屋内の環境への影響について

原子炉からの熱，使用済燃料プールからの熱，外気温及び日射熱を考慮すると，原子炉建屋カバー内の温度は上昇し，原子炉建屋内の温度が最大 10℃程度上昇する場合がある。一方で，原子炉建屋カバーに附属する排気設備では，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込み，原子炉建屋の外側を外壁に沿って上昇することを想定している。このため，原子炉建屋内においては，スポットクーラー等を設置することで局所的に作業エリアの環境改善を図り，また，状況によっては作業時間を限定するなどの対策をとる。

使用済燃料プール水および原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気により原子炉建屋カバー内が加湿されるが，原子炉建屋内の湿度が著しく高くなることはない。

5.1.3　事故の収束に向けた他工程への干渉について

原子炉建屋カバーの設置工事が原子炉および使用済燃料プールの安定的冷却のための他工程へ干渉が生じることがないよう，工程調整・ヤード調整を行い，計画を進める。現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われているため，原子炉建屋カバーと注水作業が干渉することはない。しかし，原子炉建屋の内部配管を経由して行われる注水作業が中断した場合の代替注水手段であるコンクリートポンプ車による注水作業の代わりとして，原子炉建屋カバーに注水ノズルと注水管・ホースを設置するとともに，注水ノズルによる注水状況やオペレーティングフロア上の状況は原子炉建屋カバー内に設置したカメラを通じて，免震重要棟で確認する。

5.1.4　事故の収束に向けた後工程への影響について

使用済燃料の取り出し，放射線の遮へい機能を有するコンテナ設置等の後工程に対しては，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体することを前提に，柱・梁に鉄骨材，壁・屋根に膜材を使用し，解体撤去が可能な構造を採用する。なお，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体を実施する場合は，周辺環境への影響を考慮した上で実施する。

6.　運転管理および保守管理

6.1 運転管理

フィルタユニット内の排風機の起動/停止操作は，フィルタユニットの傍に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合は，警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには，制御盤の情報が送られ，カメラによるカバー内状況とともに確認することができる。また，免震重要棟でも同様に，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

また，放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍に 1 箇所及び使用済燃料プール上方部に 1 箇所から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面のコーナー部近傍に 3 箇所設置し，各々のサンプリング配管を放射性物質濃度測定器に接続し，原子炉建屋から放出される放射性物質濃度を測定し，１号機原子炉建屋の周辺環境への影響を評価する。

6.2 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

7. 別添

別添－１　原子炉建屋カバーの設計方針，構内建屋配置図，立面図・アイソメ図
別添－２　構造計算書，伏図・軸組図
別添－３　供用期間を考慮した風荷重の設定
別添－４　設計荷重以上の外力に対する検討
別添－５　原子炉建屋カバー附属設備について

1.　原子炉建屋カバーの設計方針

1.1　設計概要

1.1.1　原子炉建屋カバーを設置する位置づけ

福島第一原子力発電所第１号機は，原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり，放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵が風雨による飛散が懸念される。一方，放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには，その要求性能を踏まえた建屋構造とし，かつ諸設備を設ける必要があり，短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策として，放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置が必要である。

この原子炉建屋カバーの設置は，平成 23 年４月 17 日に示した「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」において「Ⅱ．抑制（４）大気・土壌での放射性物質の抑制」の課題への対策として位置づけているものである。

1.1.2　原子炉建屋カバーの要求性能

原子炉建屋カバーの設計にあたり，要求する性能は下記のとおりとする。

(1) 遮へい性：考慮しない

(2) 気密性：

以下に示す放射性物質の飛散抑制のため，極力気密性のよい素材を選定する。

① 原子炉から放出される放射性物質

② 使用済燃料プール水からの水蒸気に含まれる放射性物質

③ 放射性物質が付着した瓦礫・粉塵等

(3) 構造安全性：後述

1.1.3　設計条件

原子炉建屋カバーの設計にあたり，留意するべき条件は下記のとおりとする。

(1) 出来るだけ早く設置できる設計・施工工法であること

(2) 原子炉建屋カバーの損傷により原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないこと

(3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により相互の工程に遅延を生じさせないこと

(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

1.2　建物概要

1.2.1　構造概要

1.2.1.1 構造種別：

主体構造は鉄骨造であり，壁面および屋根面は膜材で覆う。

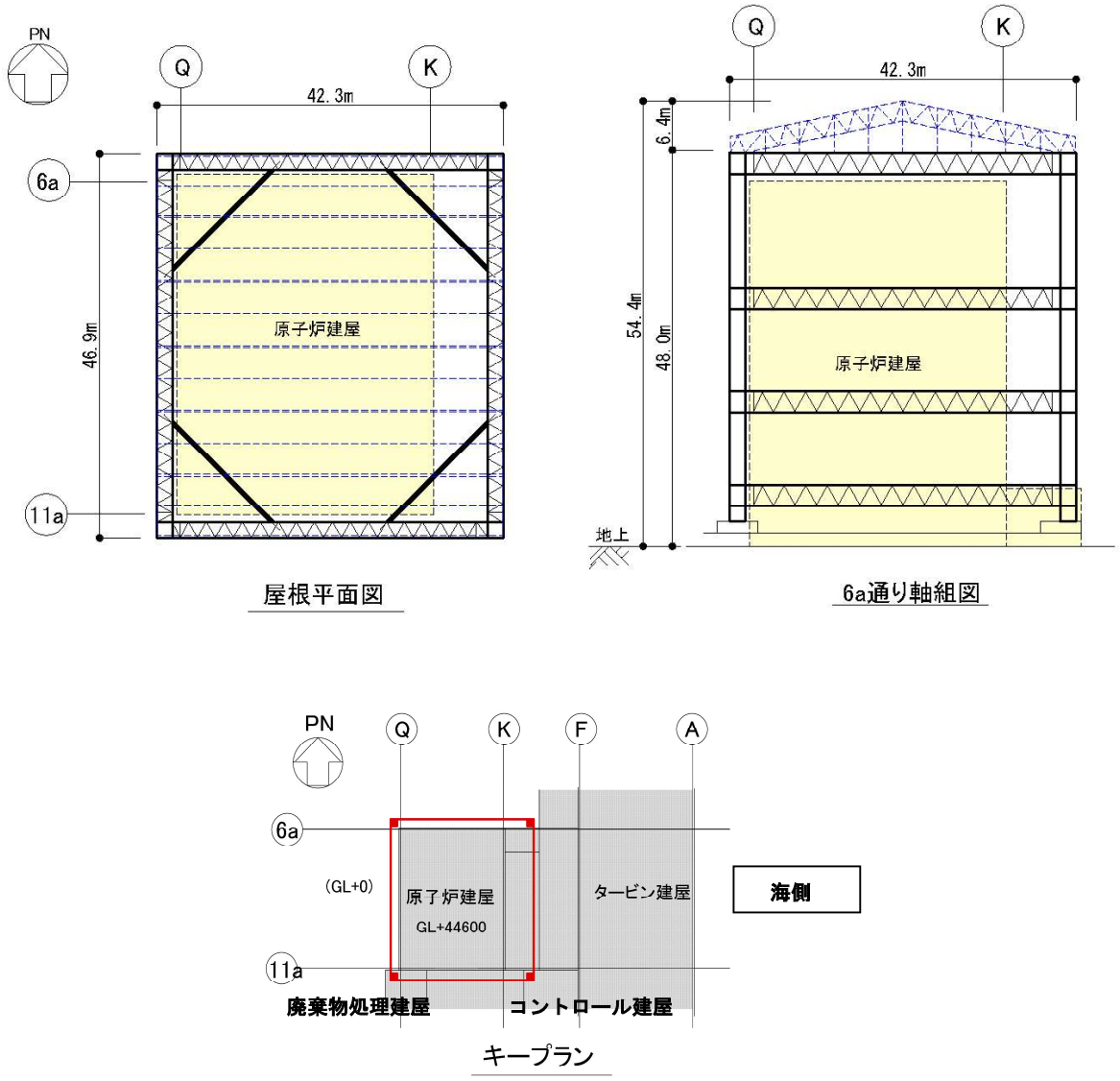


図 1-1　1 号機原子炉建屋カバー概要図

1.2.2　構造安全性

1.2.2.1 設計基規準

・関係諸法規等

建築基準法・施行令および関連告示等

・規準規格類

日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」1993 年版

日本建築学会「鋼構造設計規準」2005 年版

1.2.2.2 使用材料と材料強度

・鋼材

表 1-1　鋼材の材料強度

種類	基準強度 F (N/mm²)
SS400, SN400, STK400, STKR400	235
SN490, SM490	325

・膜材：塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物

引張強さ 400 N/cm 以上

1.2.2.3 外力

表 1-2　外力の設定条件

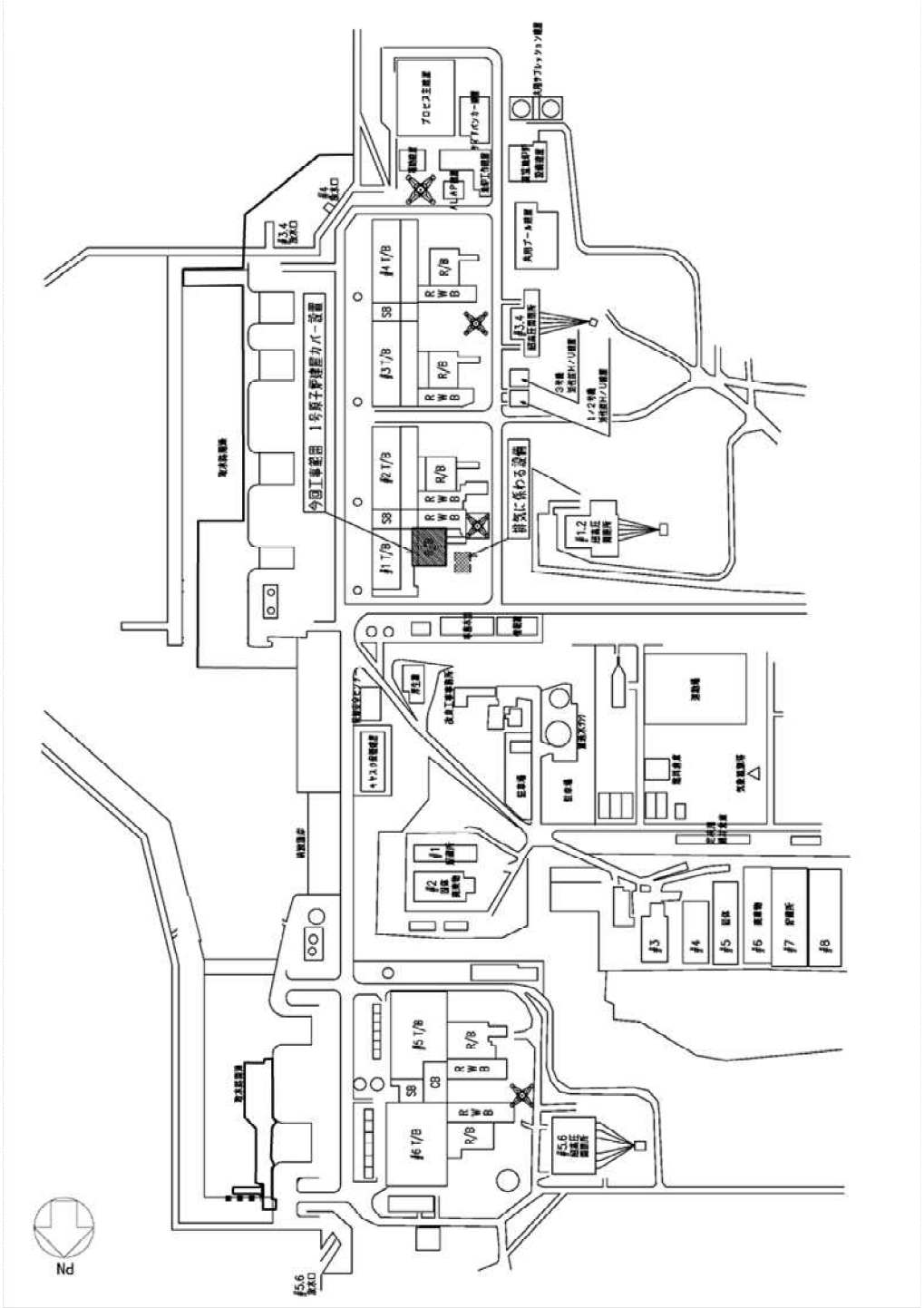
種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m²/cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50 年再現期間）に対し，使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993 年版）に示される評価式に基づき 10 年再現期間で低減した値とする。なお，サイト近傍（広野町，浪江町）での過去 35 年の最大風速は 17m／sec 程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

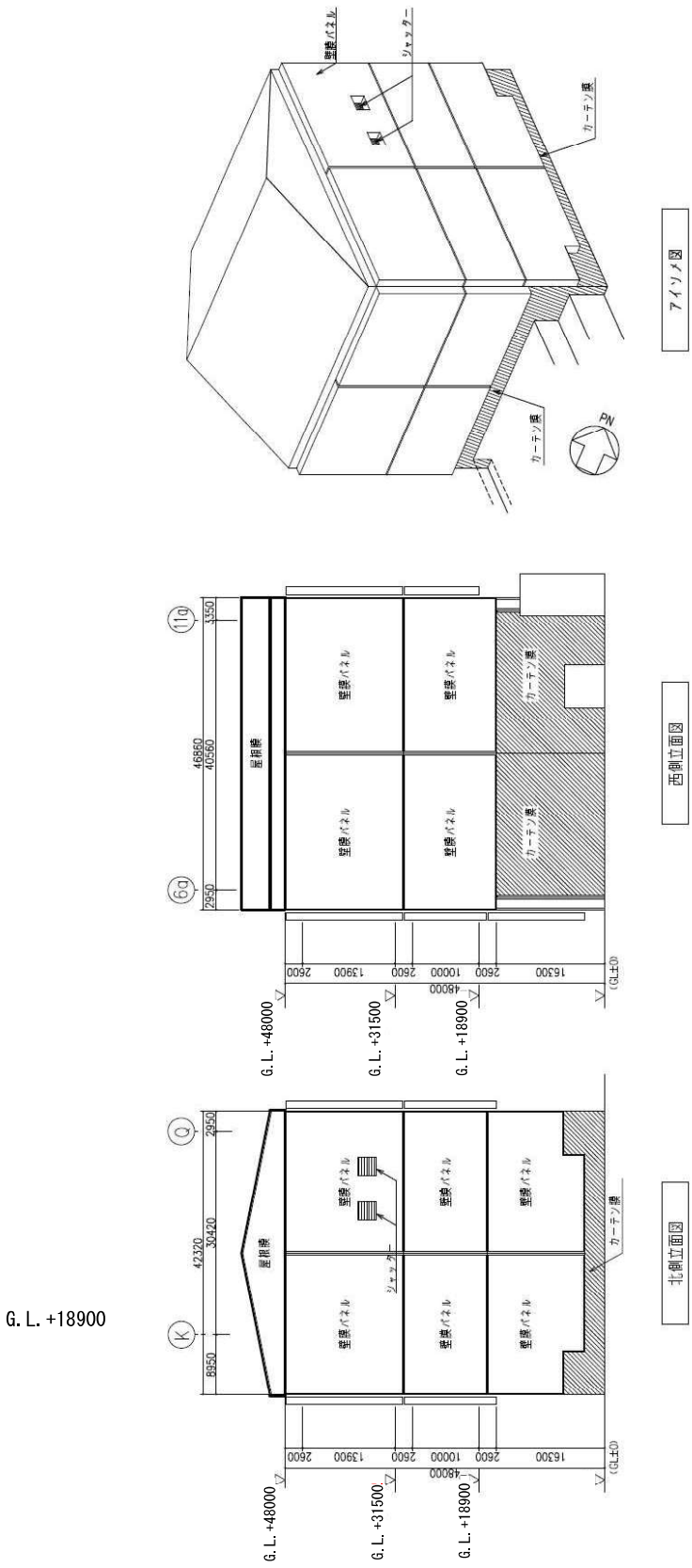
表 1-3　荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P		長期
積雪時	G+P+S		短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重



構内建屋配置図



アイソメ図
西側立面図
北側立面図
G.L.+18900
G.L.+48000
G.L.+31500
G.L.+18900
屋根膜
壁膜パネル
カーテン膜
シャッター
PN

立面図・アイソメ図

構造計算書

1　　構造計画

原子炉建屋カバーは，福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋において，原子炉建屋を覆う構造物である。

原子炉建屋カバーの寸法は，図 2-1 に示すように，平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で，高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造であり，壁面及び屋根面は膜材で覆う計画である。

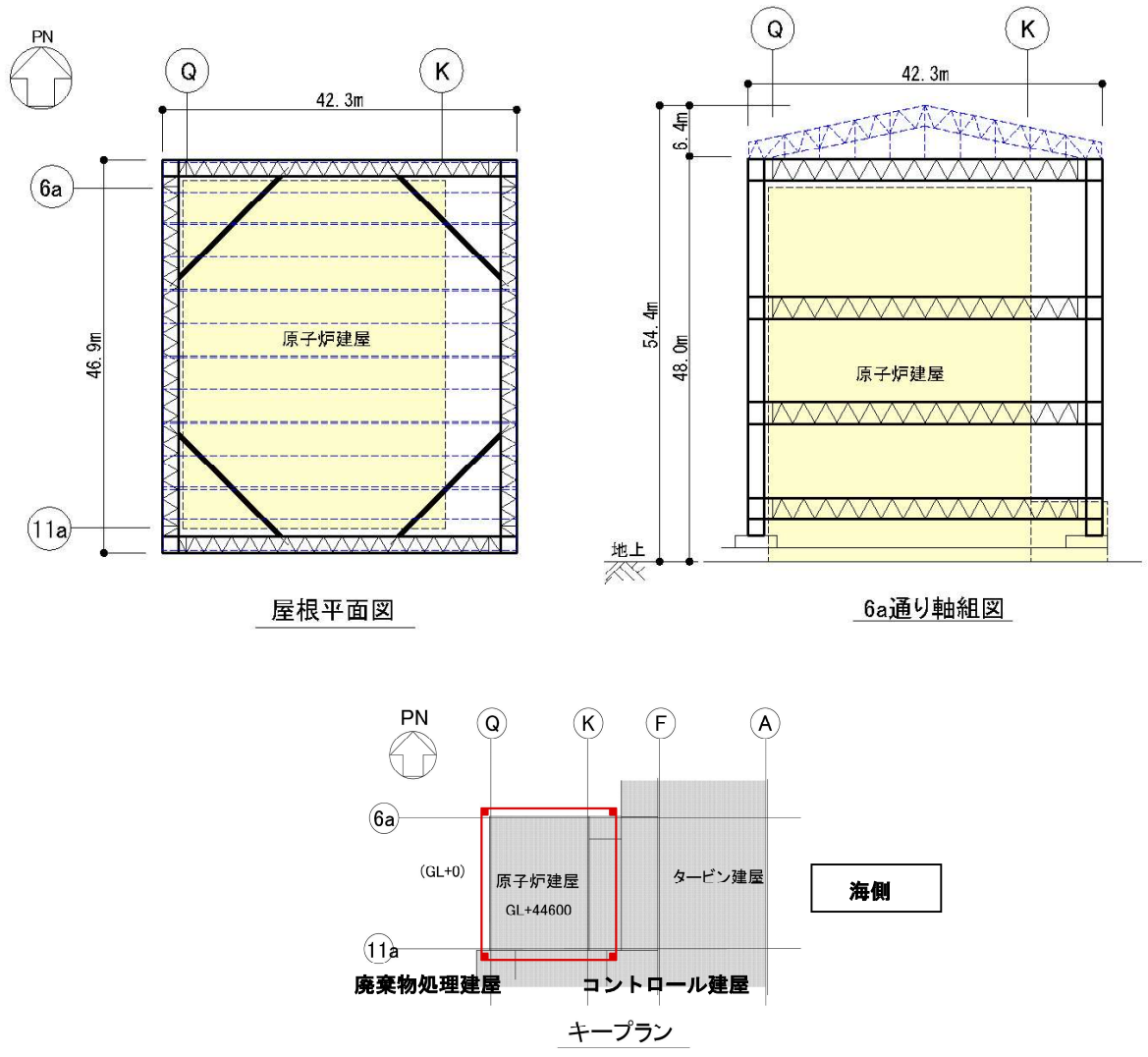


図 2-1　１号機　原子炉建屋カバー概要図

主要構造部材である柱，梁及び補助材である火打材は，弦材と斜材による組立材で構成する。構造検討に用いる応力は，３次元フレームモデルを用いて算定する。図 2-2 に解析モデル及び部材形状の概要を示す。

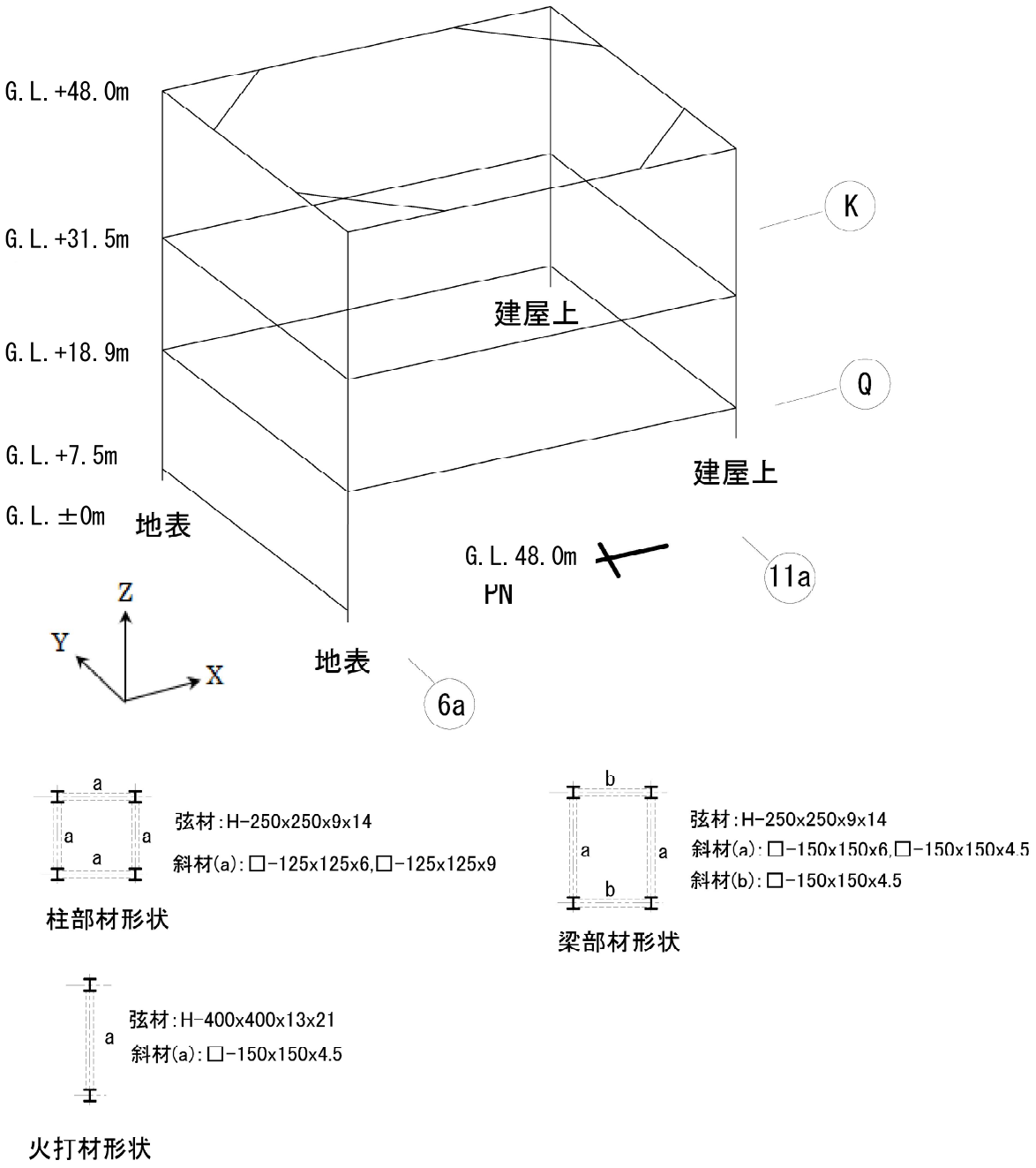


図 2-2　解析モデル及び部材形状の概要

2　全体架構の設計

2.1　使用材料及び材料の許容応力度

鋼材は SS400，SN400，STK400，STKR400，SN490，SM490 のいずれかを使用する。

鋼材の材料定数及び許容応力度を表 2-1～表 2-2 に示す。

表 2-1　材料の定数

材　　料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 v	単位体積重量 (kN/m^3)
鉄　　骨	2.05×10^5	0.3	77 *1

注）*1：鉄骨の単位体積重量は質量密度 $7.85t/m^3$ に換算係数 9.80665 を乗じた。

表 2-2　鋼材の基準強度及び許容応力度　　（単位：N/mm^2）

	材料	板厚	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	SS400,SN400 STK400,STKR400	t≦40mm	235	日本建築学会「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。
		t＞40mm	215	
	SN490,SM490	t≦40mm	325	
		t＞40mm	295	

2.2　荷重及び荷重の組合せ

(1)　荷重

設計に当たっては，以下の荷重を考慮する。

a.　鉛直荷重

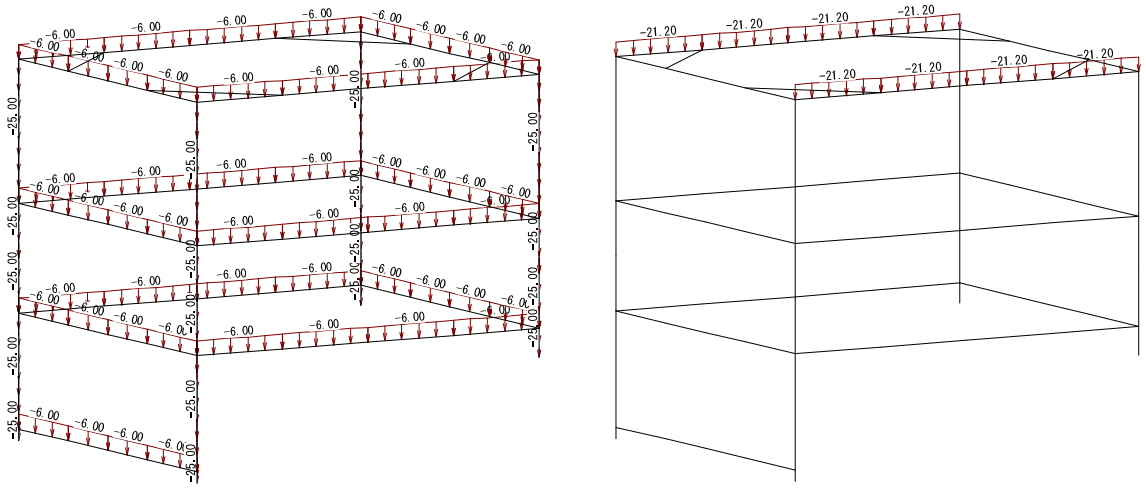
構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で，以下の値とする。

鉄骨	77 kN/m^3
膜材自重	0.01 kN/m^2

上記より，部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

柱	25.0 kN/m
梁	6.0 kN/m
屋根	1.00 kN/m^2
火打材	17.0 kN/箇所
壁膜（パネル部）	0.45 kN/m^2
壁膜（カーテン部）	0.4 kN/m

応力解析モデルに考慮する鉛直荷重の概要を図 2-3 に示す。



(a) 柱梁重量　　(b)屋根重量

図 2-3　鉛直荷重の概要

b.　積雪荷重

建築基準法施行令及び福島県施行細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量　　30 cm

単位荷重　　20 N/m²/cm

$W_{SNL}=30\times20\times10^{-3}=0.60$ kN/m²

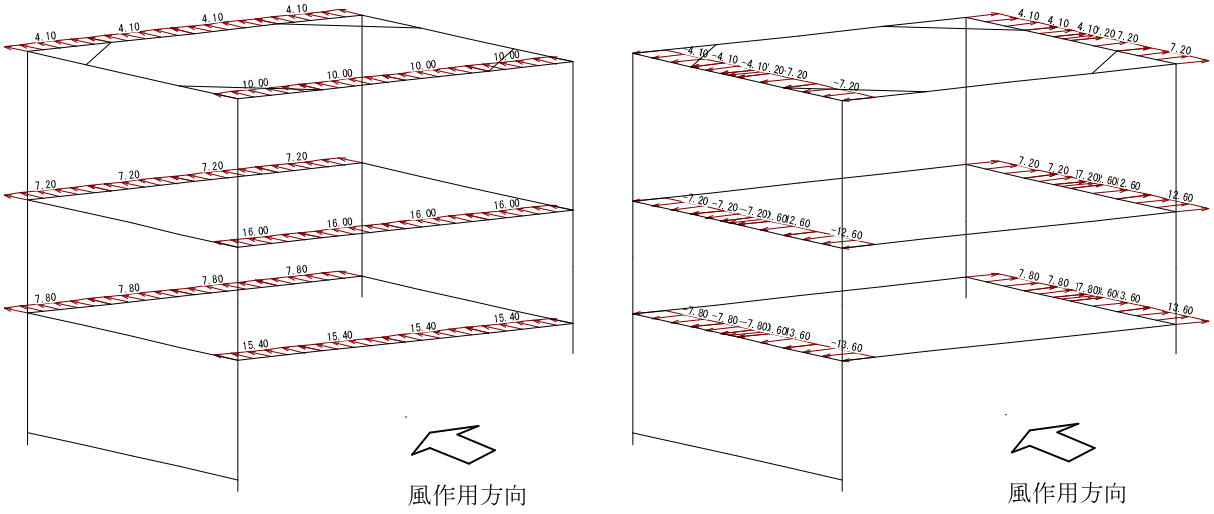
c.　風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に，また，西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

表 2-3　速度圧の算定

G.L. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	ガスト影響係数 G_f	建築物の高さと地表面粗度に応じた係数 E	基準風速 V_O (m/s)	速度圧 q (N/m^2)
+48.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230



(a) 風上及び風下壁面（風作用方向）　　(b) 側壁面（風直交方向）

図 2-4　風圧力の概要（西風）

d. 地震力

地震力は地表面（G.L.±0m）を基準として，下式により算定する。

$Qi = Ci \cdot Wi$

$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot C_0$

ここで，

Qi　：地震力（kN）

Ci　：地震層せん断力係数

Wi　：当該層以上の重量（kN）

Z　：地震地域係数（Z＝1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt＝1.0）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

C_0　：標準せん断力係数（C_0＝0.2）

地震力は，構造物を 1 層構造とみなし，建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4　地震力の算定結果

G.L. （m）	重量 Wi （kN）	ΣWi （kN）	Ai	Ci	地震力 Q （kN）
+48.0	8336	8336	1.0	0.2	1668

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により，以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5 荷重の組合せ

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P	－	長期
積雪時	G+P+S	－	短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

ここで，

G ：固定荷重

P ：積載荷重

S ：積雪荷重

W ：風圧力

K ：地震力

なお，短期事象においては，暴風時及び地震時の影響が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。

2.3　全体架構の強度検討

(1)　解析モデル

解析モデルは，図 2-5 に示すとおり，柱，梁，火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については，重量は考慮するが，屋根自体の剛性は考慮しない。また，膜材についても同様に，重量は考慮するが，膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱，梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお，柱脚部はピン支持とする。

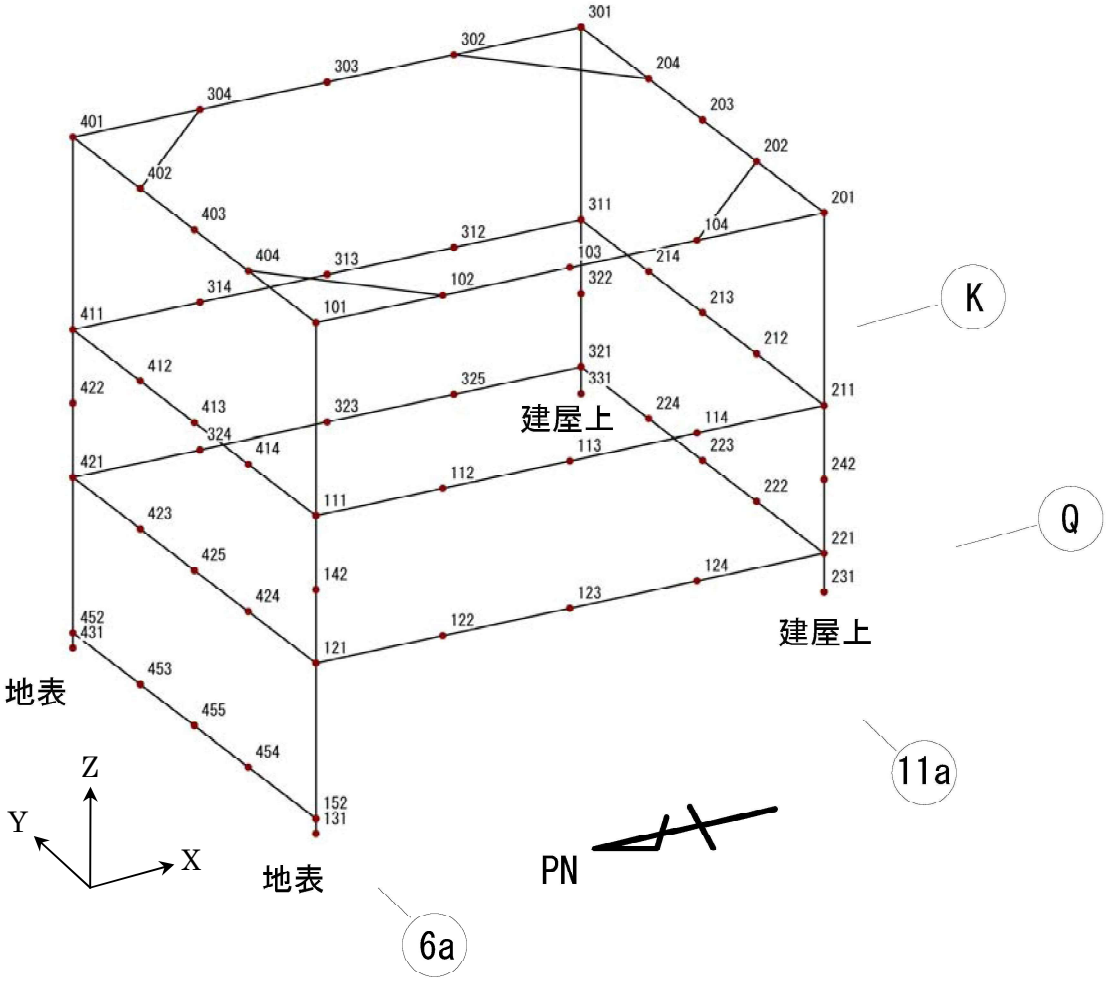


図 2-5　解析モデル

(2) 応力解析

応力解析は以下の 9 ケースについて実施する。

表 2-6　応力解析ケース

ケース No.	荷重	許容応力度
1	常時荷重（固定＋積載）	長期
2	風圧力（東→西）	短期
3	風圧力（西→東）	短期
4	風圧力（南→北）	短期
5	風圧力（北→南）	短期
6	地震力（東→西）	短期
7	地震力（西→東）	短期
8	地震力（南→北）	短期
9	地震力（北→南）	短期

注) : 架構が非対称となるため，風圧力及び地震力は 4 方向からの荷重を考慮する。

(3) 部材の断面検討

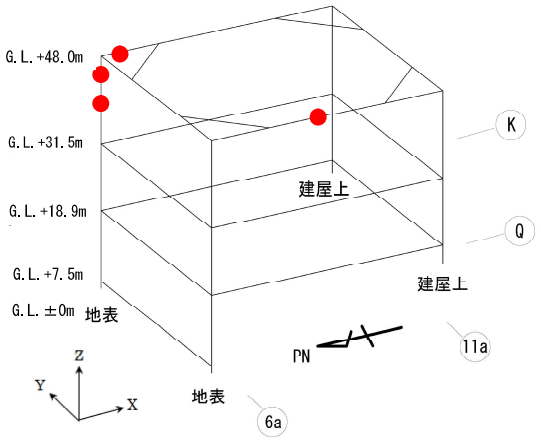
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ，柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時（固定＋積載），表 2-8 に暴風時（固定＋積載＋風圧力），表 2-9 に地震時（固定＋積載＋地震力）における断面検討結果を示す。各表には，軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について，柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7　柱及び梁部材の断面検討結果（常時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
		弦材	斜材					
柱（北東）	G. L. +48. 0m ～ G. L. +31. 5m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	31.3	201	0.64	OK
				曲げ	102.8	216		
				せん断	27.3	142	0.20	OK
					70.5	142	0.50	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
		弦材	斜材					
梁（西面）	G. L. +48. 0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.0	186	0.60	OK
				曲げ	119.0	216		
				せん断	119.7	137	0.88	OK
梁（東面）	G. L. +48. 0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.2	186	0.60	OK
				曲げ	118.8	216		
				せん断	119.8	137	0.88	OK

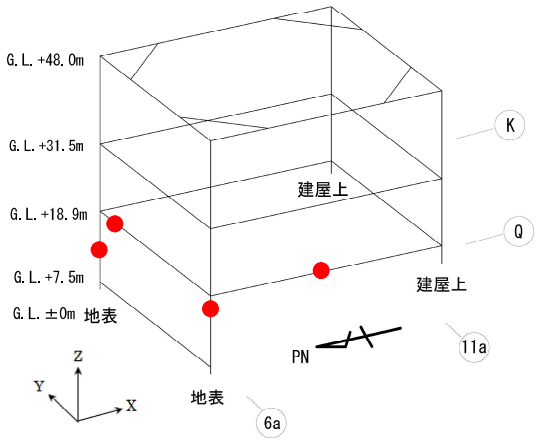


●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

部材		使用部材		応力度		許容応力度	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材		(N/mm^2)	(N/mm^2)			
柱（北西）	G.L.+18.9m ～ G.L.+5.6m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	88.8	301	0.69	東→西	OK
				曲げ	127.8	325			
				せん断	105.0	213	0.50	東→西	OK
					20.0	213	0.10	南→北	OK
柱（北東）	G.L.+18.9m ～ G.L.+5.6m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	77.4	301	0.57	西→東	OK
				曲げ	99.0	325			
				せん断	106.0	213	0.50	西→東	OK
					5.9	213	0.03	北→南	OK

部材		使用部材		応力度		許容応力度	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材		(N/mm^2)	(N/mm^2)			
梁（西面）	G.L.+18.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	11.3	279	0.68	西→東	OK
				曲げ	205.2	325			
				せん断	109.4	206	0.54	西→東	OK
梁（北面）	G.L.+18.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	7.9	279	0.53	北→南	OK
				曲げ	162.5	325			
				せん断	116.9	207	0.57	西→東	OK



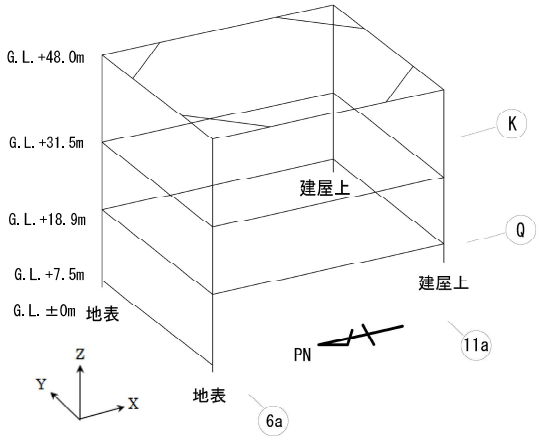
●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9　柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材						
柱（南西）	G.L.+48.0m ～ G.L.+31.5m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	37.1	301	0.69	東→西	OK
				曲げ	184.2	325			
				せん断	120.7	214	0.57	東→西	OK
					154.8	214	0.73	北→南	OK
柱（北東）	G.L.+48.0m ～ G.L.+31.5m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	36.1	301	0.67	南→北	OK
				曲げ	177.2	325			
				せん断	109.2	214	0.52	西→東	OK
					158.6	214	0.75	南→北	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材						
梁（東面）	G.L.+48.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	16.8	279	0.63	南→北	OK
				曲げ	183.7	325			
				せん断	168.6	206	0.82	南→北	OK



●は最大応力発生位置を示す

図 2-8

2.4　基礎の検討

(1)　すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは，基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため，水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10　すべりに対する検討結果

（単位：kN）

部位	せん断力			すべり抵抗	判定
	暴風時		地震時		
	東・西	南・北			
柱脚	2720	2445	1668	5024	OK

注)：すべり抵抗は，「鋼構造設計規準　17 章　柱脚」に基づき，摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2)　柱支持力に対する検討

原子炉建屋カバーの柱のうち南面の柱は，図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため，常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり，柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11　柱支持力に対する検討結果

（単位：kN）

部位	作用荷重			パンチングシアに対する許容せん断力		判定
	長期	短期				
	常時	暴風時	地震時	長期	短期	
南東柱	1442	1549	1808	4719	7046	OK
南西柱	973	1118	1211	3513	5245	OK

注)：パンチングシアに対する許容せん断力は，「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説　20 条　基礎」に基づき算定した。

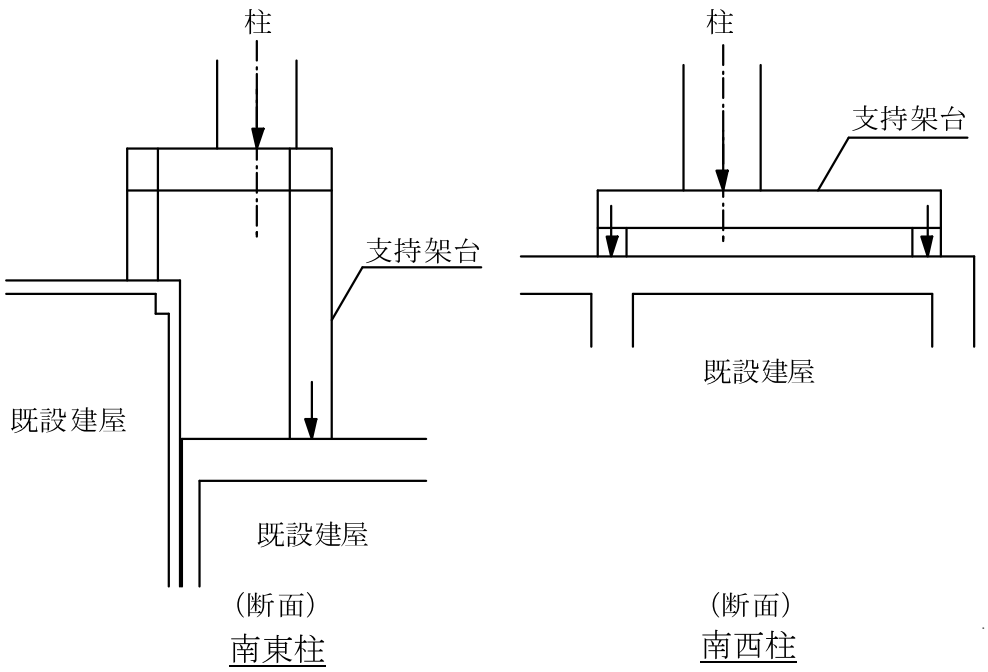


図 2-9　支持架台

3　膜材の設計

3.1　使用材料及び材料の許容応力度

膜材としては塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物を用いる。

膜材の許容応力度を表 2-12 に示す。

表 2-12(a)　膜材の許容応力度（壁パネル）

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 $_{L}$ft(N/mm^2)	短期 $_{S}$ft(N/mm^2)
0.52	タテ糸方向	457	14.64	29.29
	ヨコ糸方向	408	13.07	26.15

注記 *1：　基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2：　ft=Fm/t/v　：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 667 号「テント倉庫建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第 3 項第一号に従い，長期は 6，短期は 3 とする）

表 2-12(b)　膜材の許容応力度（屋根）

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 $_{L}$ft(N/mm^2)	短期 $_{S}$ft(N/mm^2)
0.63	タテ糸方向	654	12.97	25.95
	ヨコ糸方向	654	12.97	25.95

注記 *1：　基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2：　ft=Fm/t/v　：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い，長期は 8，短期は 4 とする）

3.2　設計用荷重

膜材の強度検討は，風圧力に対して行う。

(1)　風圧力

全体架構の設計と同様に，設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13　速度圧及び風力係数の算定

(a)速度圧(q)の算定

G.L. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	ガスト影響係数 G_f	建築物の高さと地表面粗度に応じた係数 E	基準風速 V_O (m/s)	速度圧 q (N/m^2)
+48.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

(b)風力係数(C_f)の算定

G.L. (m)	地上高さ Z(m)	k_Z	壁面:正圧時			壁面:負圧時		
			外圧係数 Cpe	内圧係数 Cpi	風力係数 Cf	外圧係数 Cpe	内圧係数 Cpi	風力係数 Cf
+48.0	38.5	0.912	0.73	-0.20	0.93	-0.70	0	-0.70

設計用風圧力は，以下のとおりとなる。

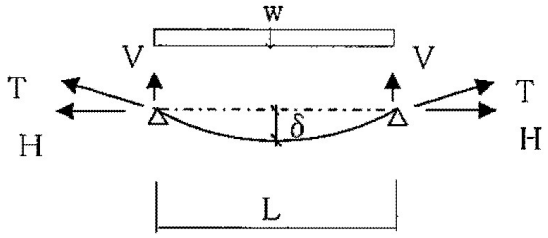
壁パネル膜材：　（正圧時）w=0.93×1230=1144　→　1150N/m²

（負圧時）w=0.70×1230= 861　→　870N/m²

屋根膜材：　（負圧時）w=1.0×1230=1230　→　1230N/m²

3.3　膜材の強度検討

風圧力 w により膜材に生じる応力度 T'は以下の式により算定する。



$V = w \cdot L / 2$ （N/m）

$H = \sqrt[3]{\left(w^2 \cdot L^2 \cdot Et\right) / 24} + T_0$ （N/m）　　（$T_0 = 1000$ N/m）

$T = \sqrt{V^2 + H^2}$ （N/m）

$T' = T / t / 1000$ （N/mm²）

ここで,

L ：支持スパン（m）

Et ：引張剛性（壁パネル膜材：タテ糸方向 230000N/m，ヨコ糸方向 160000N/m）

（屋根膜材：タテ糸方向 418400N/m，ヨコ糸方向 367600N/m）

T_0 ：初期張力（=1000 N/m）

t ：膜厚さ（mm）

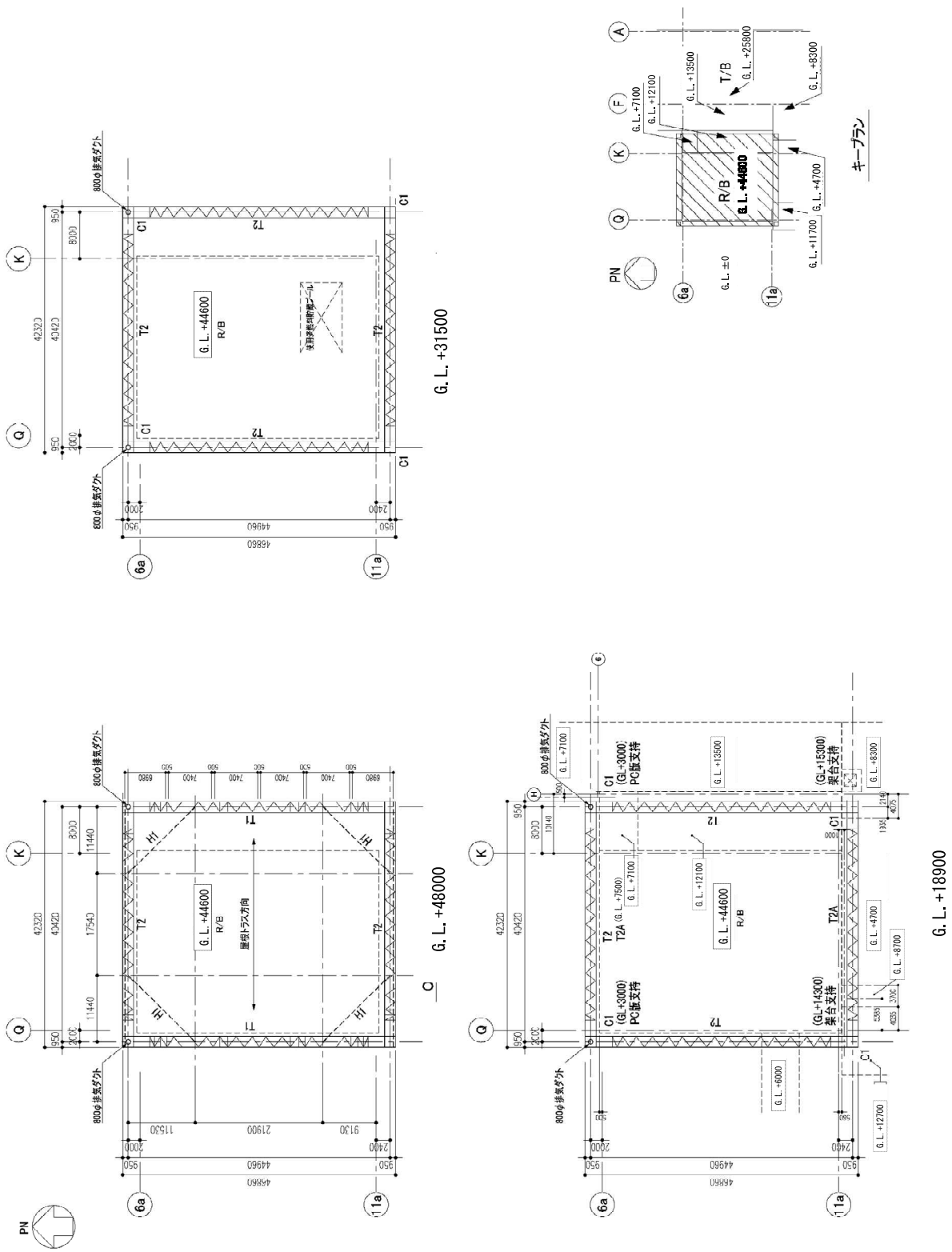
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

風圧力により膜材に生じる応力度は，表 2-12 に示す許容応力度以下であり，基準風速に対して約 2 倍の余裕度がある。

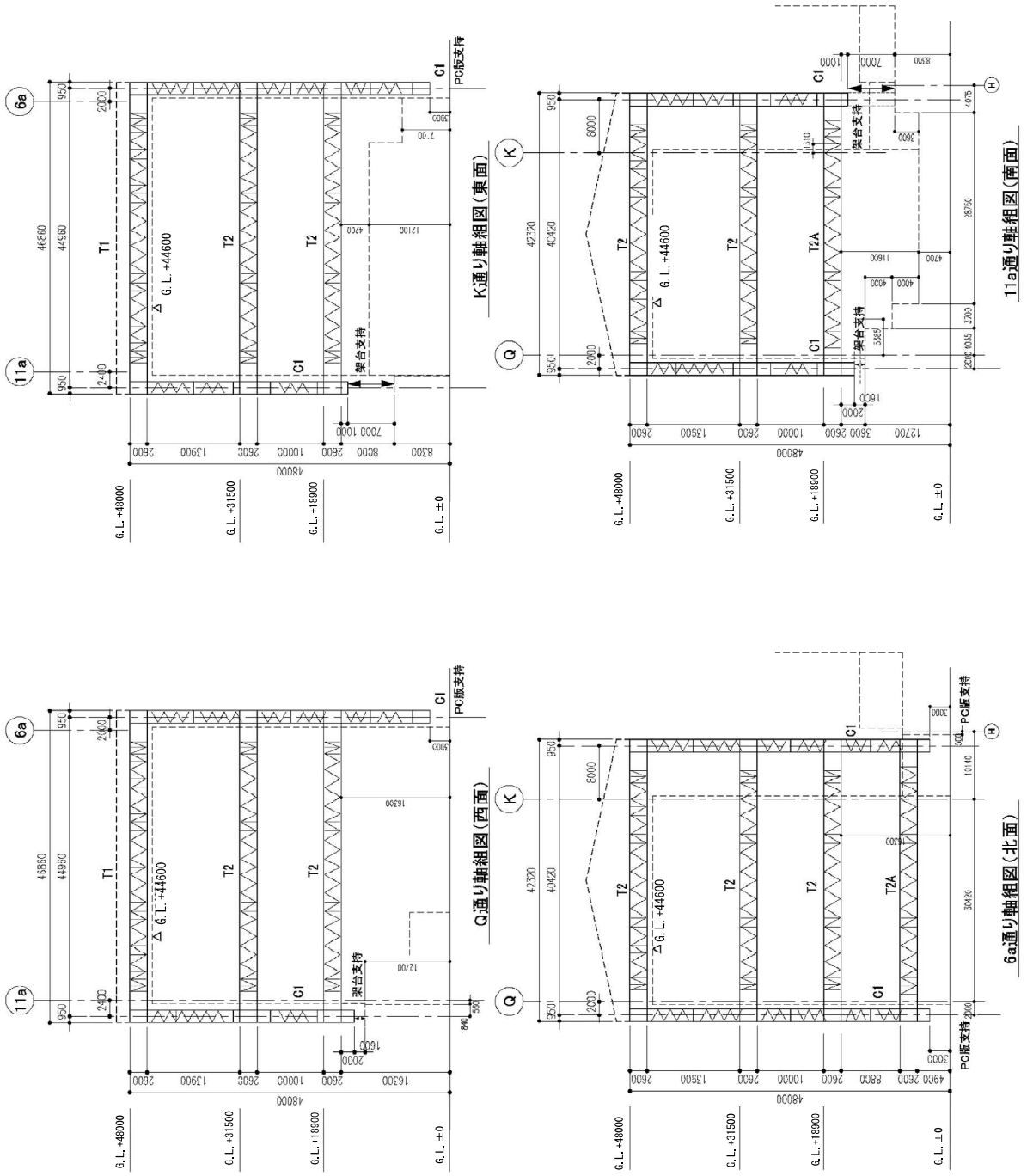
表 2-14　膜材の強度検討結果

	(壁パネル膜材)		(屋根膜材)		
	（正圧時）	（負圧時）	（屋根面）	（側面）	（妻面）
	(Cf=0.93) 短期	(Cf=－0.7) 短期	(Cf=－1.0) 短期	(Cf=1.0) 短期	(Cf=1.0) 短期
風圧力　w (N/m²)	1150	870	1230	1230	1230
糸方向	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ
支持スパン　L　(m)	2.31	2.31	1.85	1.85	2.53
応力度　T' (N/mm²)	9.23	7.93	8.60	8.60	10.29
許容応力度　ft (N/mm²)	26.15	26.15	25.95	25.95	25.95
応力度比　T'/ft	0.35	0.30	0.33	0.33	0.40
判定	OK	OK	OK	OK	OK

参考文献：国土交通省国土技術政策総合研究所　他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」，平成 15 年 8 月



1 号機原子炉建屋カバー　伏図



1号機原子炉建屋カバー　軸組図

供用期間を考慮した風荷重の設定
－　風荷重の設定方針について　－

1　　原子炉建屋カバーの供用期間を考慮した風荷重の算定について

原子炉建屋カバーは恒久的対策実施までの短期的対策として，約 2 年間の使用を考えているが，建築基準法で定められる基準風速は建築物の供用期間を考慮し，再現期間を概ね 50 年として設定されている。しかし，原子炉建屋カバーについては供用期間が短期であることを考慮し，日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」に基づき，10 年再現期間で低減した風速による風荷重を採用することとする。

2　　日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」の適用について

日本建築学会「建築物荷重指針」は統計的データや確率・統計的分析により得られた知見をもとに，1993 年に荷重全般について改定され，その後，2004 年に見直しが行われている。

「建築物荷重指針（2004 年版）」では建築物の長期使用を見込み，設計風速の算定に用いる再現期間換算係数は，再現期間 500 年の年最大風速U_{500}に基づいた近似式となっている。そのため，再現期間が 100 年から 500 年の範囲から外れるに従って，推定誤差は大きくなる（※1）。

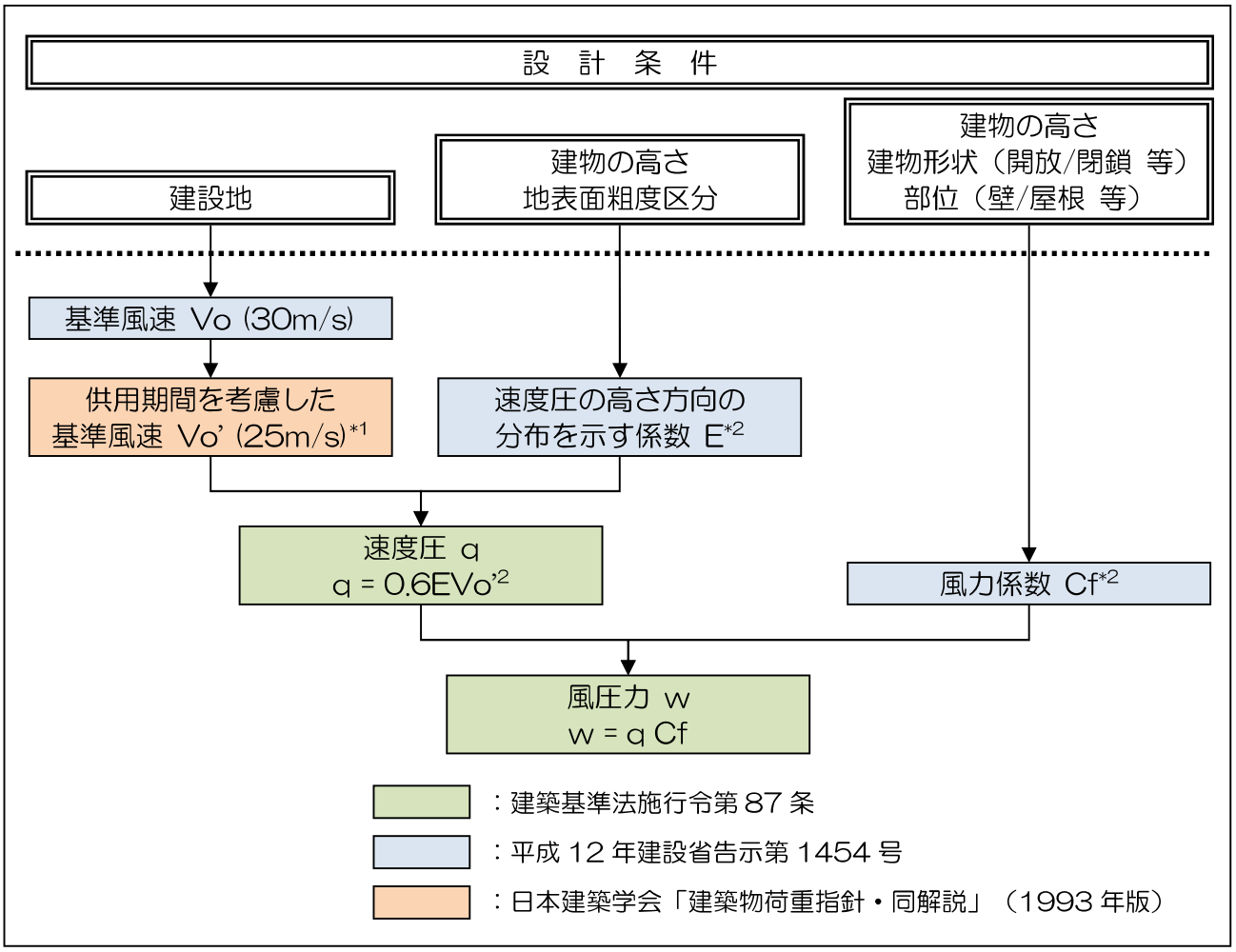
一方，「建築物荷重指針（1993 年版）」は，100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており，短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2）。

（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%
（※2）建築物荷重指針（1993 年版）の再現期間 5 年とした場合の誤差は 0.6%

以上より，原子炉建屋カバーに作用する風荷重は「建築物荷重指針（1993 年版）」を用いて算定する。

3　　風荷重の算定フロー

設計に用いる風荷重（風圧力）は，以下のフローに従い算定する。



*1:　風速の再現期間換算係数 R は，設計用再現期間 r（年）に応じて，下式により算定される。

$$R = 0.54 + 0.1 \ln(r)$$

50 年再現期間に相当する基準風速 Vo=30m/s を 10 年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$Vo' = Vo \times (0.54 + 0.1 \ln(10))/(0.54 + 0.1 \ln(50))$$

$$= 30 \times 0.77/0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s}$$

*2:　E および Cf は，告示第 1454 号中に示される数式や図表に示される係数により算定される。

設計荷重以上の外力に対する検討

1　架構がすべる場合の検討

架構の総重量は，約 12,560 kN であり，すべり摩擦係数を 0.4 とすると，
架構のすべり抵抗は，Qa＝0.4×12,560=5,024 kN となる。

風荷重，地震荷重について漸増載荷解析を実施した結果を図 4-2 及び図 4-3 に示す。崩壊形を形成する場合の最下層のせん断力（保有水平耐力）は，架構のすべり抵抗以上の値となる。

（風荷重時）　Qu=約 7,450kN
（地震荷重時）　Qu=約 6,330kN

すなわち，風荷重時，地震荷重時のいずれにおいても，（Qa＜Qu となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合，架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため，架構の崩壊には至らないと考えられる。

また，すべり量が増加した場合，最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され，それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお，原子炉建屋カバーの G.L.+18,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し，万一すべりが生じた場合でも，原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合，原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが，動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%），振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある（※）。これより，原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係わる報告書（その１）」参照

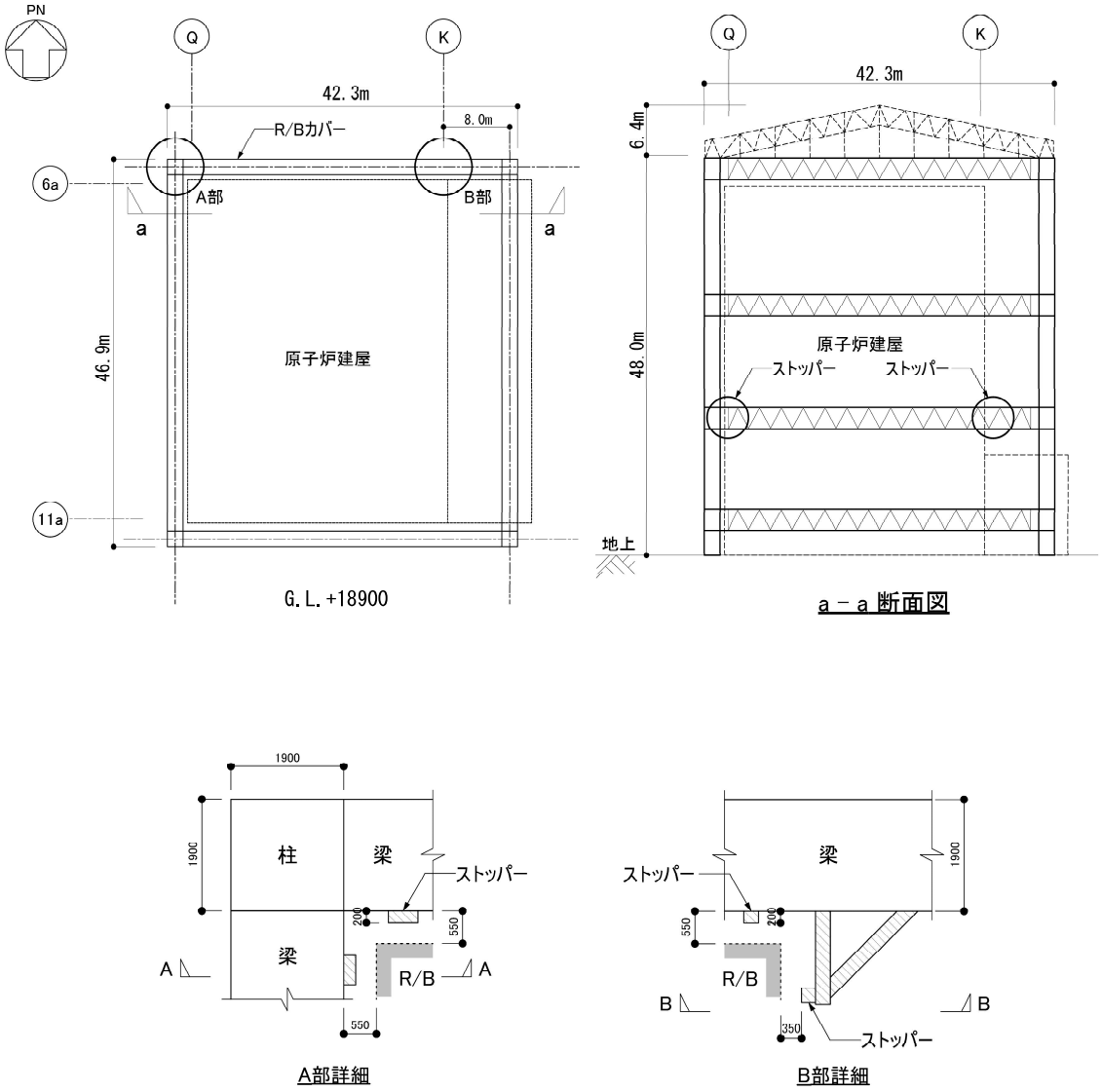
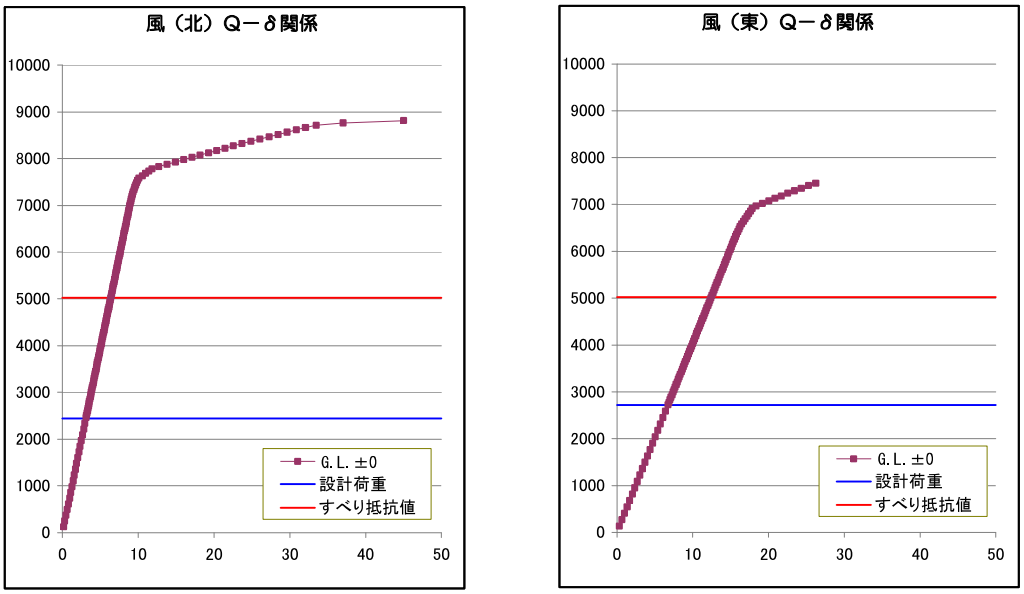


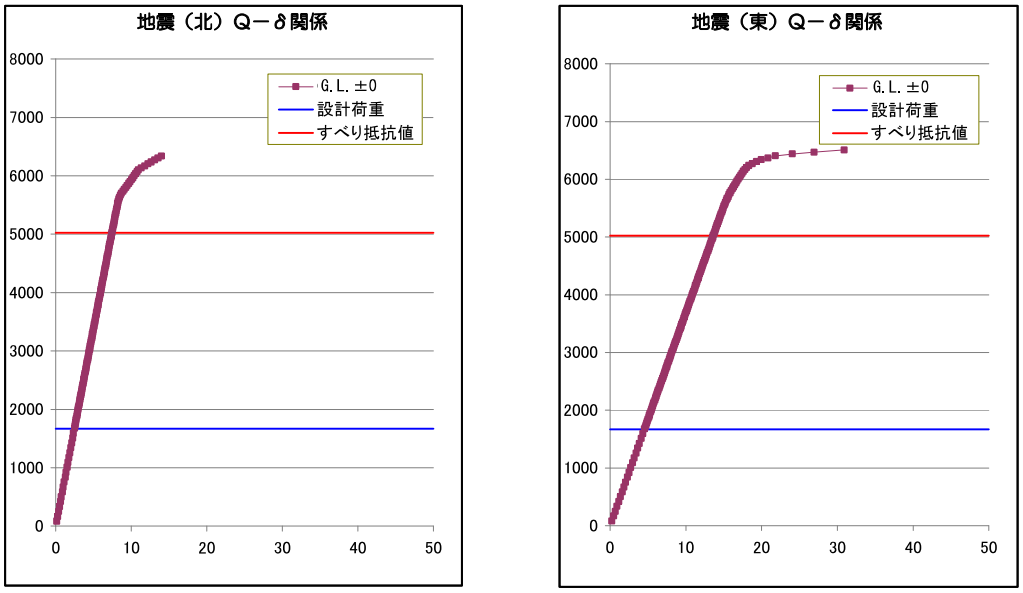
図 4-1　ストッパーの概要

設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると，風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍），地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-2　荷重-変形関係：風荷重時



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-3　荷重-変形関係：地震荷重時

なお，設計荷重に対する架構の保有耐力は，風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍），地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

原子炉建屋カバー附属設備について

1.　設備概要

1.1　系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため，原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け，排気ダクトを経由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%），よう素用チャコールフィルタ（効率90%），加熱コイル，排風機等から構成されたフィルタユニットを6 系列（うち予備2 系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は，約10,000m^3/hとし，総排気風量約40,000m^3/h（4 系列）で運転する。原子炉建屋カバー下部は仕切板により区画されており，オペレーティングフロアより上のカバー空間は，約45,000m^3（図5-2参照）であることから，1 回/h 程度の換気頻度となる。

また，カバー内の状況や温度，放射性物質の濃度等を確認できる装置を設置する。

表5-1 排気設備及び計測設備等

設備名	構成・配置等
吸込口	配置：カバー内の北側天井部に設置
フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に6 系列（うち予備2 系列）設置 構成：プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ（効率90%）， 高性能粒子フィルタ（効率97%），加熱コイル，排風機， フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）， フィルタ差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排気管 （吹上用排気ダクト）	配置：フィルタユニットの下流側に設置 （直径：約 1m，高さ：約 4m）
カメラ	配置：オペレーティングフロア上部外周に6 台（うち予備3 台） 対象：プールへの注水状況及びカバー内状況
温度計	配置：天井部に2 個（うち予備1 個）， オペレーティングフロア高さに2 個（うち予備1 個）
放射性物質濃度測定器	測定対象：オペレーティングフロアコーナー部近傍（3 箇所）， 機器ハッチ開口部近傍，使用済燃料プール上方， カバー内上部空間及び大気放出前の放射性物質の濃度
水素濃度計	測定対象：カバー内上部空間の水素濃度 配置　：フィルタユニットの下流側に2 台（うち予備1 台）

1.2 計測設備構成

原子炉建屋カバー内の各種状態を監視できるよう以下の計測設備を設置する（図5-1参照）。

1.2.1 カメラ

カバー天井部に設置した使用済燃料プール注水用の注水ノズル（1.3項参照）から注水する場合の注入状況，及びカバー内の全体状況を監視するため，オペレーティングフロアより約18m 上のカバー内の外周に沿ってカメラを6 台（うち予備3 台）設置する。設置場所は，オペレーティングフロアを対角線に監視できるよう北面の東側，西面の南側に各2 台（うち予備2台）と使用済燃料プールをより確実に監視できるよう使用済燃料プールの西側に2 台（うち予備1 台）とする。

1.2.2 温度計

使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約23m）に2 個（うち予備1 個）及びオペレーティングフロアとほぼ同じ高さの北側と西側外周部に各1 個（うち予備1個）の温度計を設置する。

1.2.3 放射性物質濃度測定器

放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，機器ハッチ端部より約2m 西側）と，使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約25m）から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間（オペレーティングフロアより約25m 上）及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面の北東，北西，南西コーナー部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，原子炉建屋端部より約1m）に各1 箇所設置し（南東コーナー部近傍の１箇所は環境改善を行うなど設置が可能となるよう工夫した後，設置），各々のサンプリング配管は放射性物質濃度測定器に接続する。（図5-2 参照）

1.2.4 フィルタ線量計

Cs-134（半減期2 年）及びCs-137（半減期30 年）は，I-131（半減期8 日）に比べ半減期が長く，セシウムを捕集する高性能粒子フィルタのフィルタ線量が短期間で上昇する可能性があるため，適切な時期にフィルタ交換ができるよう，高性能粒子フィルタにγ線線量計を設置する。

1.2.5 フィルタ差圧計

カバー内の粉塵等を捕集することにより，フィルタ差圧が上昇することが想定されるため，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ，よう素用チャコールフィルタに差圧計を設置する。

1.2.6 水素濃度計

3.3項に記載の通り，原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生する。水素の発生量は，排気風量に比べ十分に少ないことや，カバー内気体と混合されること，天井から排気することから，カバー内に水素濃度が滞留する可能性は極めて低いが，念のため水素濃度計を排気ダクトに2 台（うち予備1 台）設置する。

1.3 使用済燃料プール注水設備

現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており，これが停止した場合の代替手段として，使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は，原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け，配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。注水管は予備1 本を含め2 本設置し，注水管の先端に接続する注水ノズルの向きはコンテナに格納された現場制御盤において遠隔で操作が可能である。

1.4 電源構成

原子炉建屋カバー排気設備及び附属設備の電源は，構内設置の降圧変圧器盤から供給される。降圧変圧器盤は，高圧電源盤に接続されており，高圧電源盤は多重化された外部から給電される構成としている。

1.5 配置

原子炉建屋カバー排気設備，コンテナに格納された現場制御盤及び排気管は，原子炉建屋の西側の屋外に設置する（図5-3 参照）。

1.6 運転管理

原子炉建屋カバーの排気設備については，フィルタユニットの近傍に設置した現場制御盤で操作し，排気設備の故障等により停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合は，警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには，制御盤の情報が送られ，カメラによるカバー内状況とと

もに確認することができる。また，免震重要棟でも同様に，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

1.7 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

2. 放出抑制効果について

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて外部へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

なお，原子炉建屋カバー設置後の敷地境界における年間実効線量については，「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」の評価を参照。

3. 原子炉建屋カバー設置による影響について

3.1 温度の影響について

外気28.5℃（夏季設計用温度），原子炉からの熱（10 月1 日時点），使用済燃料プールからの熱（10 月1 日時点）及び日射（秋），排気風量40,000m^3/h と仮定した場合におけるカバー内の温度について，気流解析により評価した結果，オペレーティングフロア上約1.5m の温度が約40℃となった。また，原子炉建屋カバーに附属する排気システムは，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込むことを前提とした構成であり，原子炉建屋内の気体を排気することは想定していない。そこで，原子炉建屋内温度について以下の計算方法で評価した結果，約10℃上昇して約39℃となった。原子炉建屋内で作業を行う場合には，必要に応じてスポットクーラー等を設置し，作業エリアの環境改善を図り，また状況によっては，作業時間を限定するなどの対策をとる。

＜計算方法＞

① 下式により，カバー設置前の原子炉建屋内温度を 28.5℃と仮定した場合の駆体負荷 Q（W）を求める。

② ①で求めた駆体負荷 Q（W）と同程度となるカバー内温度（気流解析結果）と原子炉建屋内温度の温度差Δt（℃）を逆算し，カバー設置後の原子炉建屋内温度を

求める。

$Q=KA\Delta t$

Q：駆体負荷（W）

K：熱通過率（$W/m^2\cdot℃$）

A：伝熱面積（m^2）

Δt：室内外温度差（℃）

$T=t-\Delta t$

T：原子炉建屋内温度（℃）

t：カバー内温度（℃）

3.2 湿度の影響について

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱全てがプール水の蒸発に使用されと仮定した場合の蒸発量は約231kg/h，原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器から漏出したと仮定した場合の蒸発量は180kg/h となる。また，排気風量 40,000m^3/h で，カバー設置前の温度／相対湿度を28.5℃/75%と仮定した場合，カバー設置後のカバー内温度が約40℃の時の相対湿度を以下の計算方法で評価した結果，カバー内湿度は約58%となった。

原子炉建屋内の湿度については，カバーを設置することにより原子炉建屋内温度が約40℃となることから（2.1項参照），カバー内の湿度と同等の約58%になるものと考える。

＜計算方法＞

① 下式により，カバー設置後の絶対湿度 X（kg/kg’）を求める。

② ①で求めた絶対湿度 X（kg/kg’）とカバー内温度の 40℃から，湿り空気 h-x 線図より相対湿度を求める。

$X=X1+\{(LS+LR)/(W\gamma)\}$

X：カバー設置後の絶対湿度（kg/kg’）

X1：カバー設置前の絶対湿度（0.0186kg/kg’）

LS：使用済燃料プールからの蒸発量（231kg/h）

LR：原子炉からの蒸発量（180kg/h）

W：カバー排気風量（40,000m^3/h）

γ：空気密度（1.2kg/m^3）

3.3 水素発生に対する影響について

原子炉圧力容器内燃料及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により発生する水素の量について評価した（表5-2 参照）。

評価の結果，水素の発生量は，カバー内の容積及び排気風量に比べ十分に少ないこと，カバー内気体と混合されやすいこと，カバー内の空気を天井から排気することから，カバー内の水素濃度が上昇する可能性は極めて低い。万一，水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放し，カバー外へ放出する。なお，オペレーティングフロアより上のカバー内容積45,000m^3/h に対しての水素濃度は，約0.01%となる。

表5-2 水素発生量

発 生 箇 所	発生量*（Nm^3/h）	40℃の場合（m^3/h）
原子炉圧力容器内燃料	約3.17	約3.65
使用済燃料貯蔵プール内燃料	約0.56	約0.64
合 計	約3.73	約4.29

*原子炉内の燃料，使用済燃料貯蔵プール内の燃料ともに100%破損を仮定

○ 原子炉圧力容器内燃料の水素発生量は，3.4kmol/日
体積に換算すると，3.4kmol/日×22.4Nm^3/kmol=76.2Nm^3/日=3.17Nm^3/h

○ 使用済燃料貯蔵プール内燃料の水素発生量は，5.98E-01kmol/日
体積に換算すると，5.98E-01kmol/日×22.4Nm^3/kmol=13.4Nm^3/日=0.56Nm^3/h
（安全側に7 月末時点（原子炉停止後135 日）での評価とした）

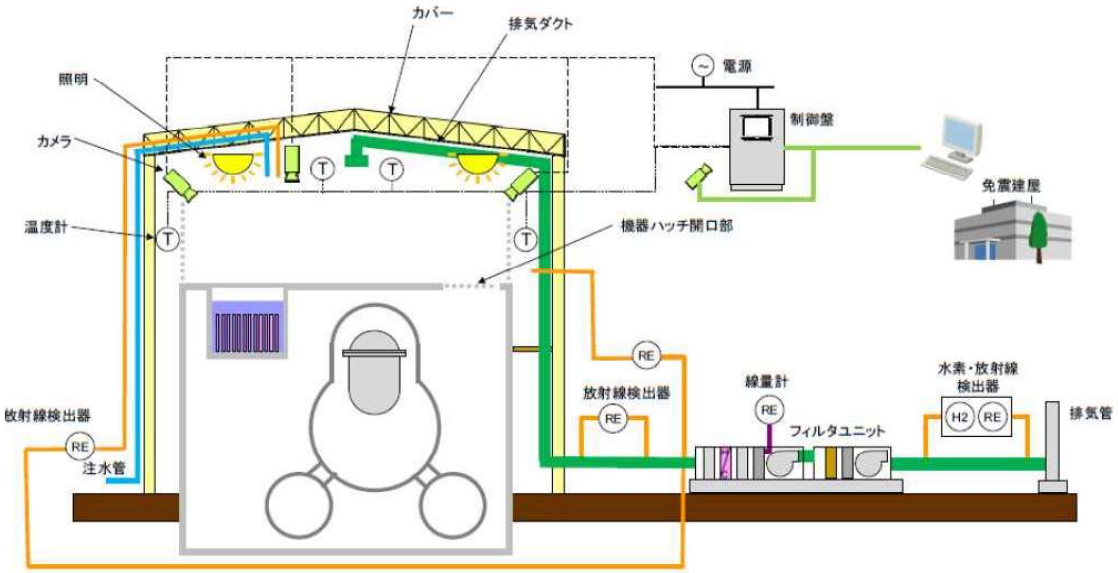


図5-1　原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

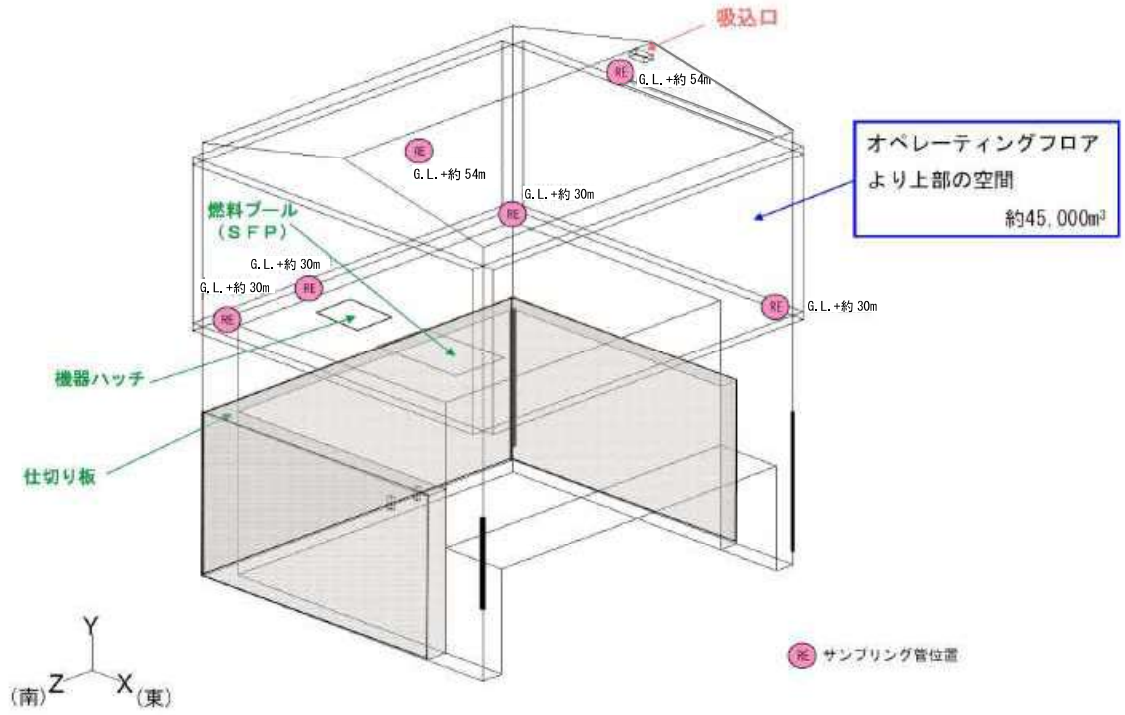


図5-2　原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

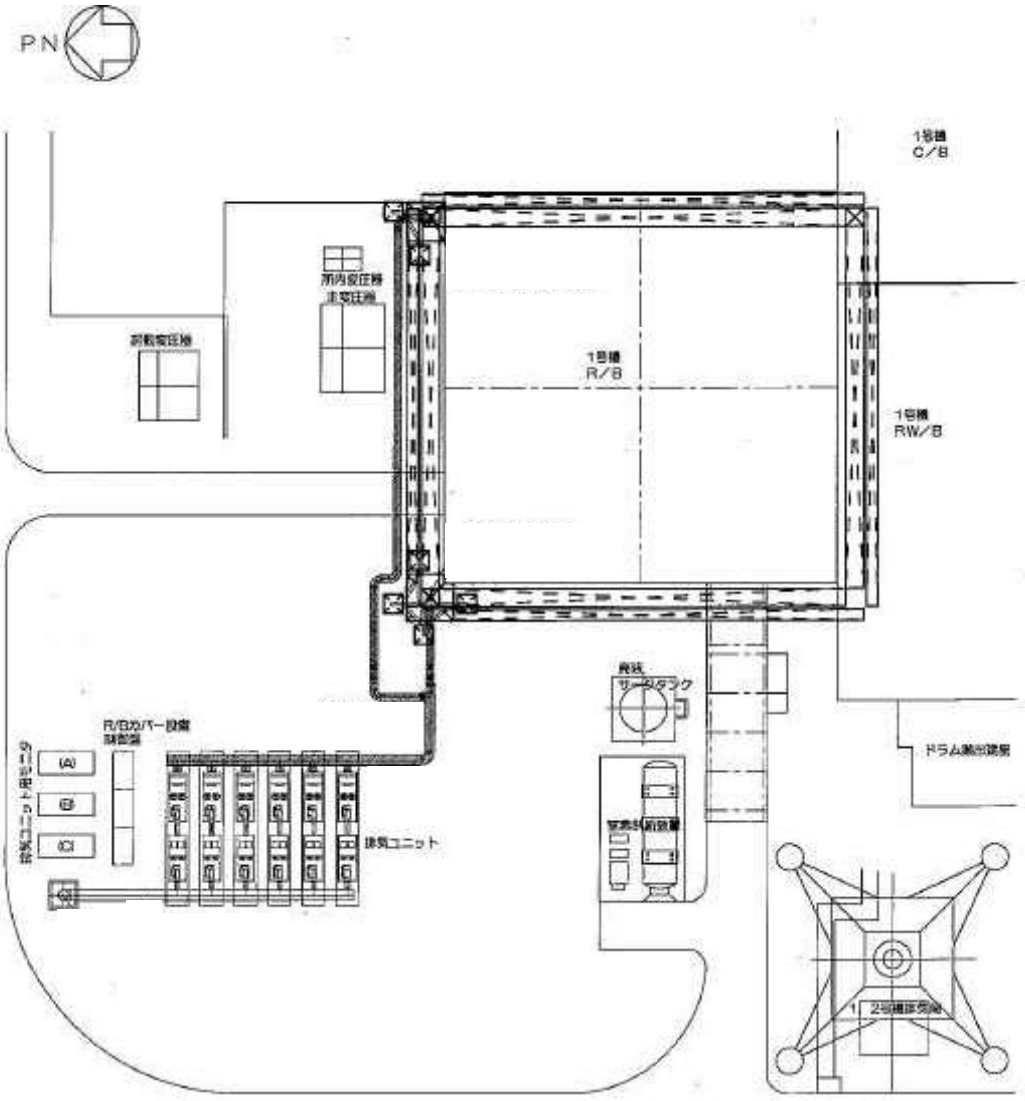


図5-3　原子炉建屋カバー排気設備配置図

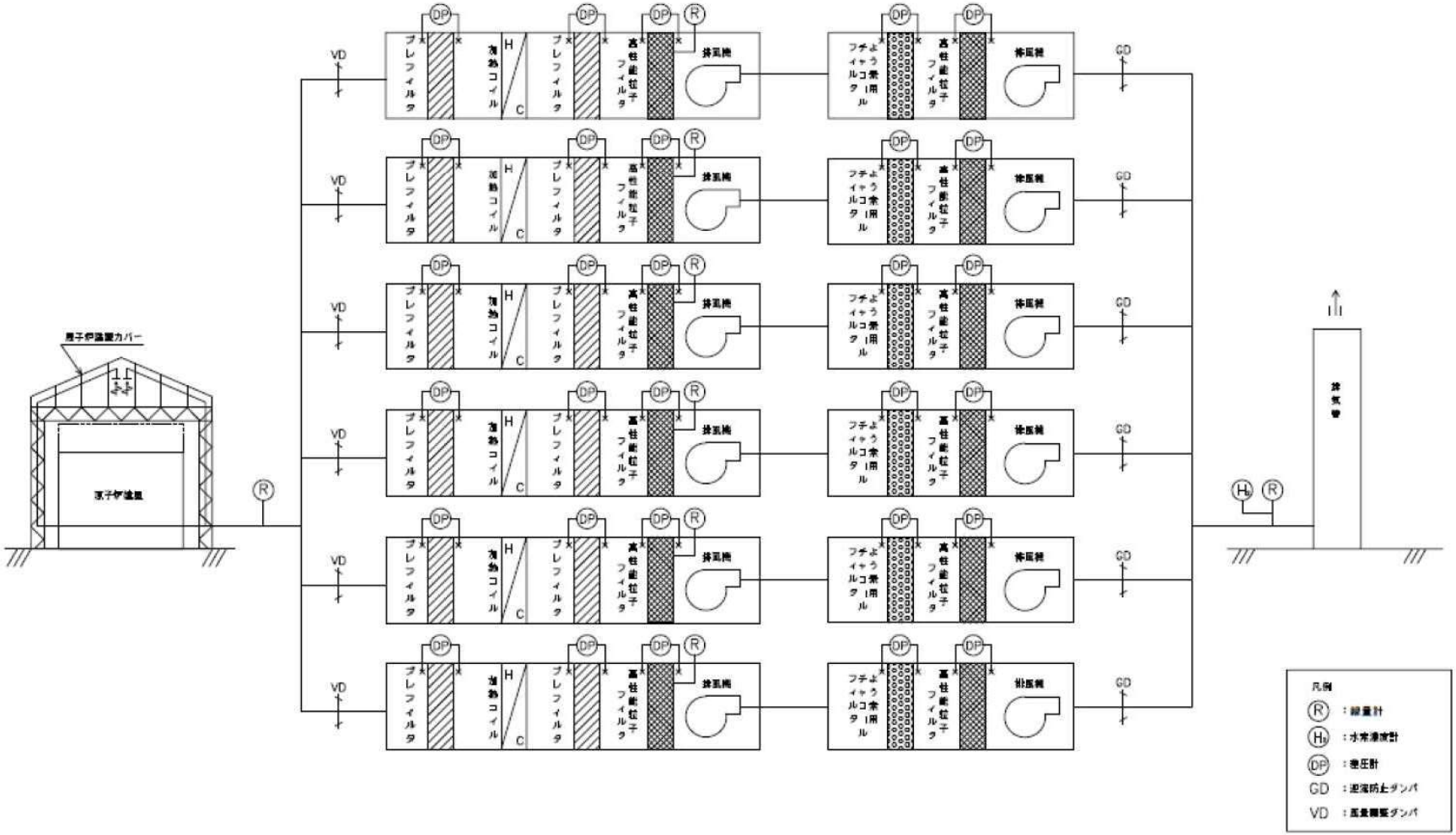


図5-4　原子炉建屋カバー排気設備系統図

福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について

1.　西側外壁開口の目的

第２号機原子炉建屋（以下，原子炉建屋という）の使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用構台及び燃料取扱設備を設置する計画である。

燃料取扱設備設置に先立ち，オペレーティングフロア（5 階）内で準備作業として遮蔽体設置等を行う計画である。そのため，原子炉建屋の西側外壁の 5 階部分に作業搬出入用の前室及び開口を設置する。

なお，本開口については，今後の廃炉作業でも利用を検討しているため，当面は残置する。利用計画がなくなり，使用しないと判断した際には，閉止等の対応を行う。

2.　前室，開口概要

(1) 原子炉建屋の西側に設ける前室概要は以下の通りとする。

・ 構　造　：鉄骨造

・屋根外壁材：鋼製折板

・ 大きさ　：高さ方向　約 10m，東西方向　約 16m，南北方向　約 22m

(2) 原子炉建屋の西側外壁に設ける開口概要は以下の通りとする。

・ 位　置　：原子炉建屋の西側外壁

・ 高　さ　：原子炉建屋の 5 階（開口下端レベル　地上約 30m）

・ 大きさ　：高さ約 7m，幅約 5m

3.　開口設置方法

開口位置に附帯する設備等を図面や現場調査により確認し,安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき，解体機械等により開口を設置する。

4.　開口設置作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

・開口を設置する原子炉建屋西側に構台を設置し，開口全体を覆う前室を設置する。

・開口設置作業開始前及び終了後に，飛散防止剤を散布する。

・前室の外部にダストモニタを設置し，放射性物質の有意な変化を確認した場合は，速やかに作業を中断する。

・前室空気中の放射性物質を低減するため,前室内の空気を換気空調設備により吸気する。吸気した空気はフィルタユニットにより除塵し，前室に戻す。また，換気空調設備入口にダストモニタを設置し，前室空気中の放射性物質濃度を計測する。

5. 津波・台風・竜巻・豪雨の影響

前室及び開口は，15m 級津波が到達しないと考えられる地上約 30m の高さに設置する。前室は，建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に対し耐えられるよう設計し，開口は，建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に対し耐えられるよう設計している前室内に設置する。前室は，鋼製折板にて覆うことにより風雨を遮る設計とし，開口は，風雨を遮る設計としている前室内に設置する。

6. 耐震安全性

(1) 適用規格

耐震安全性の検討は，下記に準拠して行う。

・建築基準法及び関連法令
・原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2013 年）
・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 年）
・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）
・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 補）
・原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）
・鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 年）
・鋼構造接合部設計指針（日本建築学会，2006 年）
・日本産業規格（JIS）

(2) 原子炉建屋の検討結果

開口（せん断断面積及び断面二次モーメントを低減）並びに構台及び使用済燃料プールへの養生の重量を考慮した原子炉建屋の解析モデルを用い，基準地震動 Ss による地震応答解析を実施した。その結果，耐震壁のせん断ひずみが評価基準値 4.0×10^{-3} を下回っており，耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値：0.17×10^{-3}（5 階，Ss-1，EW 方向））（詳細は別添－１を参照）

(3) 前室の検討結果

主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルを用い,原子力発電所耐震設計技術指針に定める C クラス相当の地震力に対して，断面検討を実施した。その結果，全ての部材に対する検定比（作用応力度/許容応力度）が 1 を下回っており，耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値：0.21）

7. 開口設置に伴う放射性物質の環境影響

燃料取り出しに向け原子炉建屋西側外壁に開口を設置した場合,開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため，放射性物質の放出量について評価を行った結果，敷地

境界における被ばく評価への影響は少ないと評価される。（詳細は別添－２を参照）

8. 廃棄物の保管

解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 31 ㎥（コンクリート約 26 ㎥，金属類約 5 ㎥），線量率は１～30mSv/h と想定しており，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，構内一時保管エリアにて保管・管理する。

9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では，外部放射線に係わる線量率を把握し，放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで，作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度（100mSv/5 年及び50mSv/年）を超えないようにする。

開口設置作業における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として，以下の対策を実施する。

・省人化を目的とした遠隔操作設備の設置による作業員被ばく量の低減
・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減
・必要に応じ作業員の被ばく量を低減させるための遮蔽ベストの着用
・作業時間管理による作業員被ばくの低減

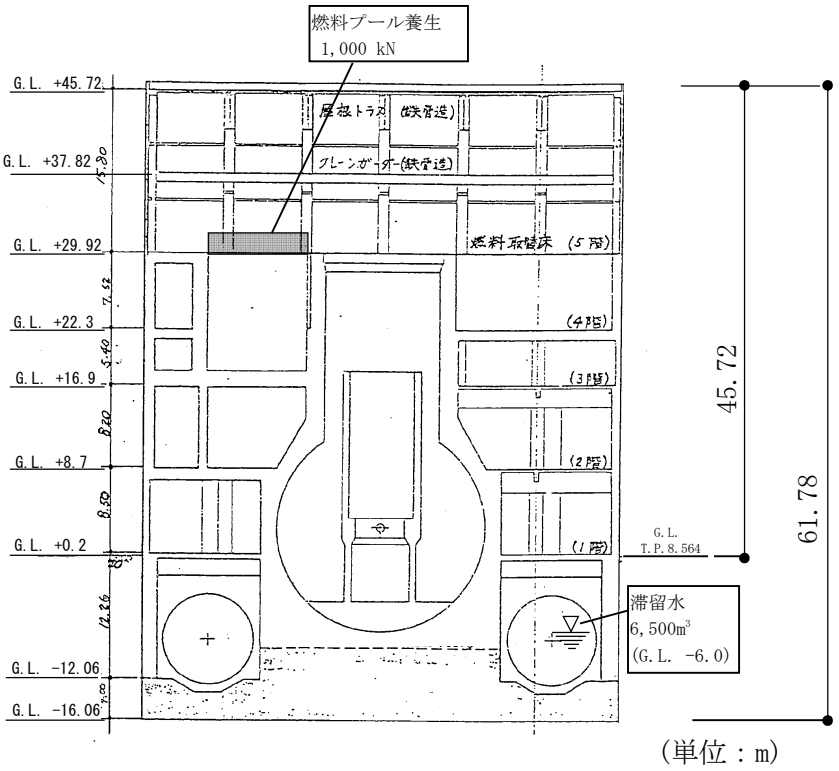
高線量エリアにおける施工であるため，現場状況を踏まえ，今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去，線源に対する遮蔽，作業区域管理の検討を行い，更なる被ばく線量低減に努める。

第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性

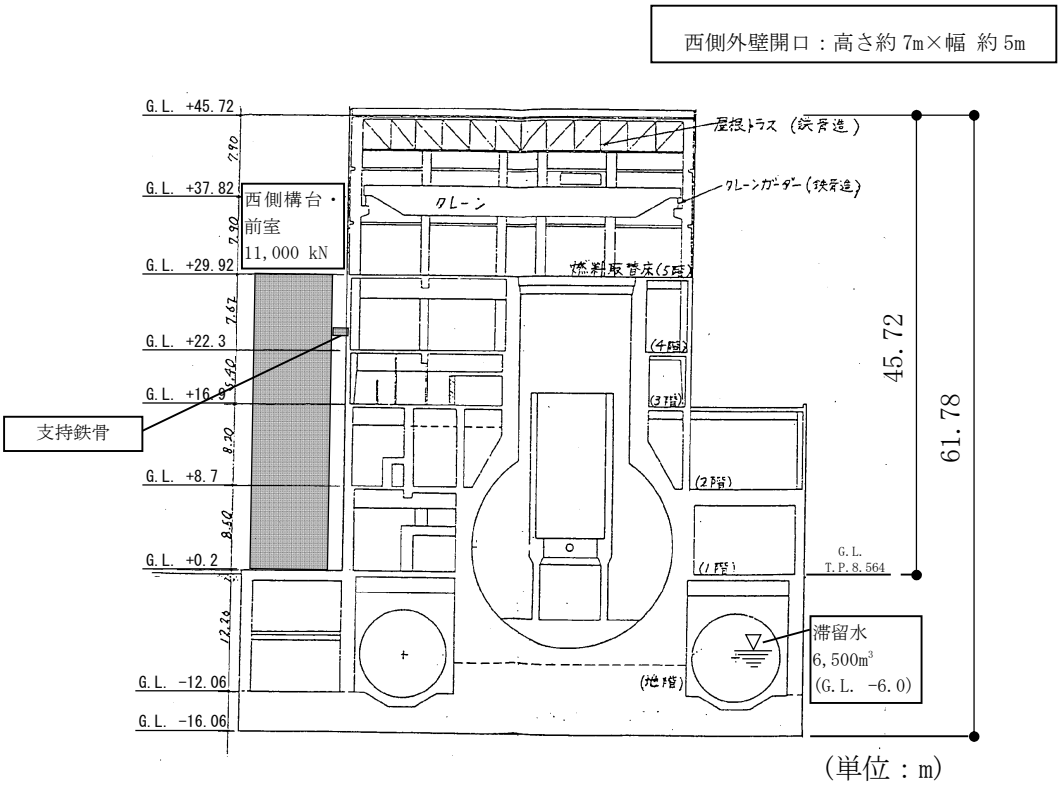
１．　はじめに

本書は，「Ⅱ章 2.6　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)」で用いた解析モデルを基本に，西側外壁開口，西側構台・前室及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮した解析モデルを用いて基準地震動 Ss に対する評価を行う。なお，評価に用いる地震動（基準地震動 Ss）及び地盤定数は「Ⅱ章 2.6　添付資料－２構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)」で用いたものと同じである。

建屋の概要図を図１－１に示す。



(a) NS 方向断面



(b) EW 方向断面

図１－１　原子炉建屋の概略断面図

添付資料７に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

２．　解析に用いる入力地震動

原子炉建屋への入力地震動は，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図２－１に示す。この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 Ss 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。

解放基盤表面位置（G.L.-206m（震災前 O.P.-196.0m））における基準地震動 Ss の加速度波形については，図２－２に示す。

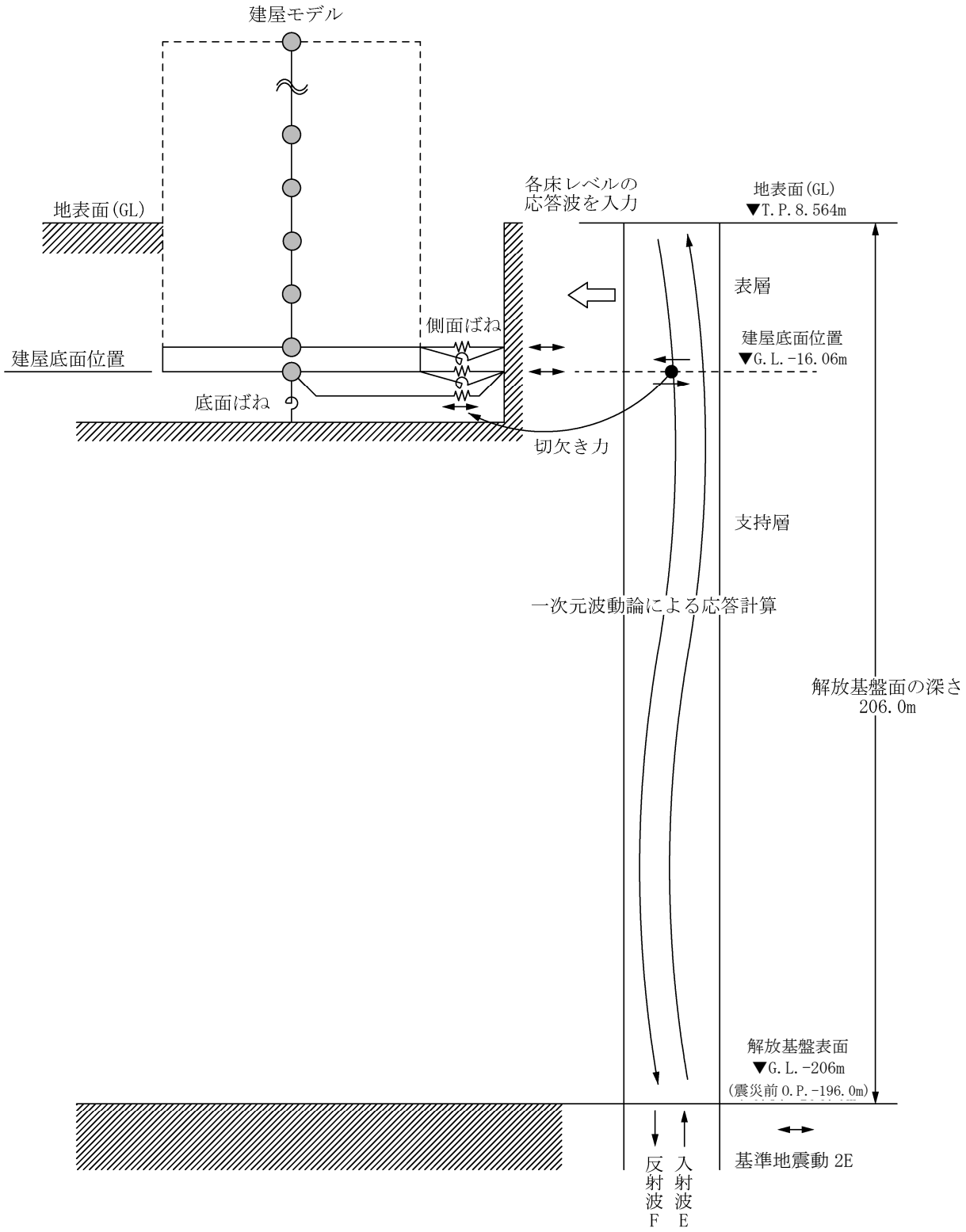
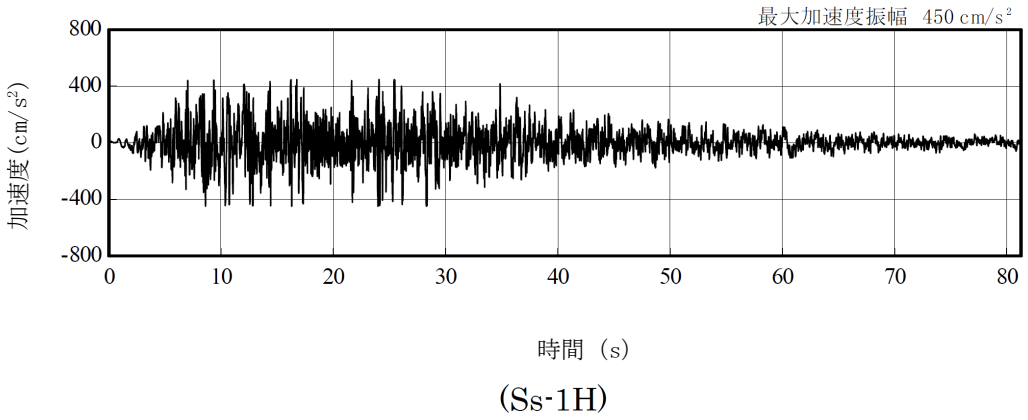
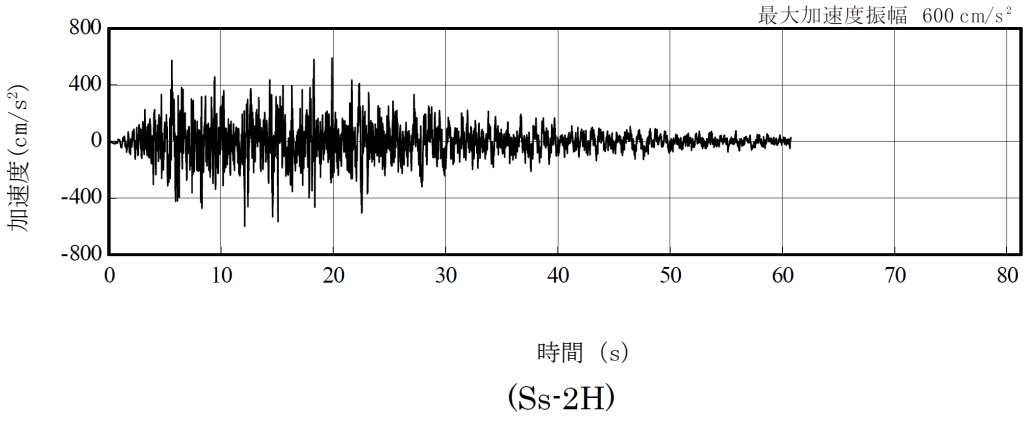


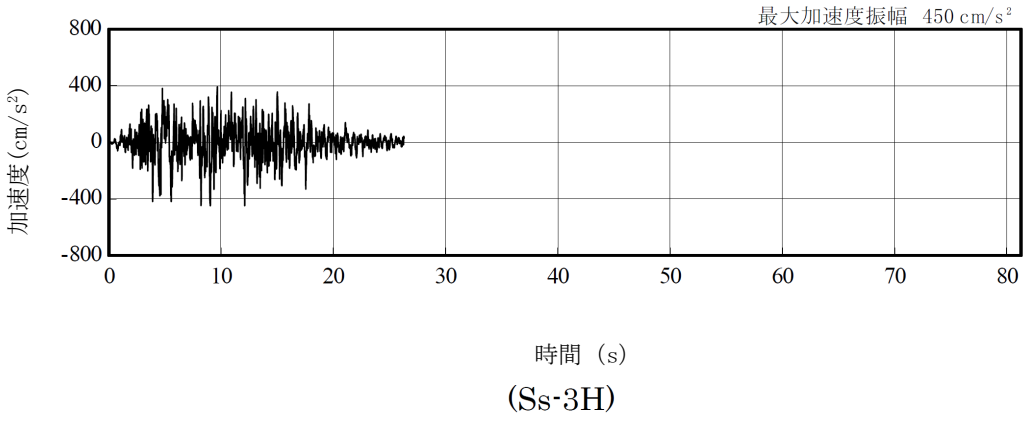
図２－１　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図２－２　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．　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「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。

地震応答解析モデルは，図３－１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。建屋解析モデルの諸元は，滞留水を貯留している建屋の耐震安全性を評価した諸元に，オペレーティングフロア階に設けた西側外壁開口，西側構台・前室の重量及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮する。建屋解析モデルの諸元に追加した重量を表３－１に，建屋モデル諸元を表３－２に示す。

表３－１　建屋解析モデル追加重量

	質点	G.L. (m)	重量 (kN)
燃料プール落下防止養生	3	+29.92	1,000
西側構台・前室	4	+22.3	9,000
	7	+0.2	2,000
合計			12,000

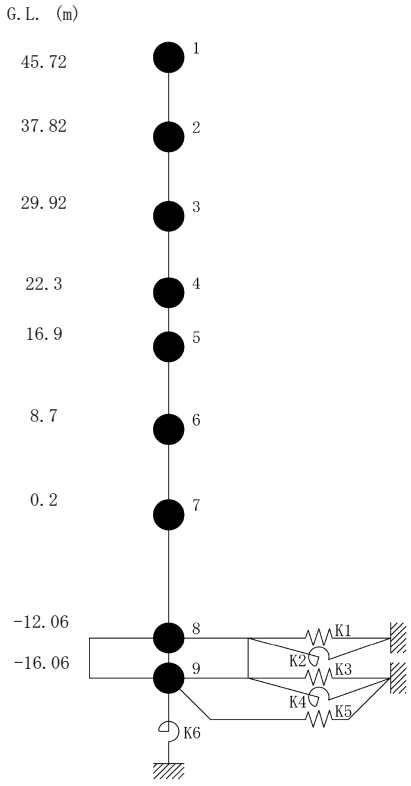
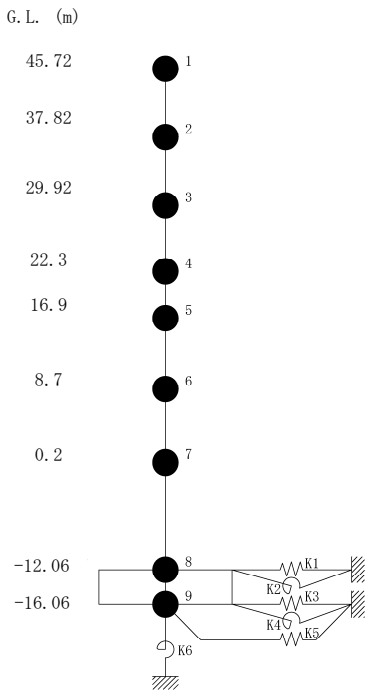


図３－１　原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS，EW 方向）

表３－２　建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

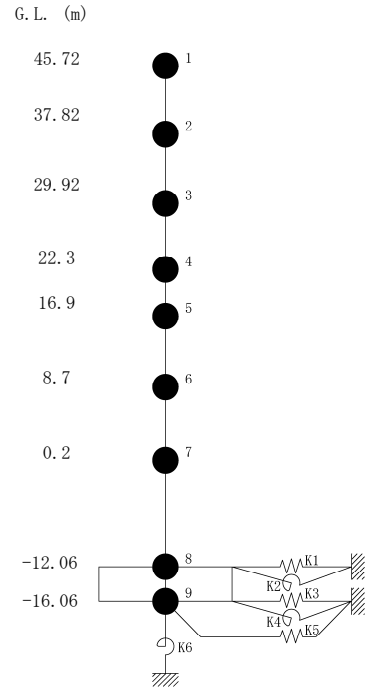


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	14,380	25.99		
			18.6	10,154
2	10,220	18.53		
			17.4 {1.2}	10,650 {25}
3	59,470 [1,000]	107.62 [1.81]		
			184.3	22,551
4	79,440 <9,000>	143.78 <16.29>		
			166.8	24,629
5	107,720	194.96		
			249.3	44,401
6	116,670	211.14		
			157.1	40,661
7	201,190 <2,000>	364.11 <3.62>		
			456.8	110,444
8	341,290 (63,750)	617.55 (115.35)		
			2,656.2	480,675
9	125,030	226.24		
合計	1,055,410			

注（ ）内は滞留水による付加重量分を示す。
［ ］内は燃料プール養生による付加重量分を示す。
＜ ＞内は燃料取り出し用西側構台による付加重量分を示す。
｛ ｝内は耐震壁開口による減少分を示す。

ヤング係数E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%
基礎形状	46.60m(NS方向)×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(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	14,380	14.71		
			14.0	5,941
2	10,220	10.40		
			14.0	6,307
3	59,470 [1,000]	60.74 [1.02]		
			108.2	11,927
4	79,440 <9,000>	81.06 <9.18>		
			117.3	14,199
5	107,720	194.96		
			185.7	33,796
6	116,670	211.14		
			173.1	41,960
7	201,190 <2,000>	544.79 <5.42>		
			418.1	132,121
8	341,290 (63,750)	923.98 (172.59)		
			2,656.2	719,166
9	125,030	338.53		
合計	1,055,410			

注（ ）内は滞留水による付加重量分を示す。
［ ］内は燃料プール養生による付加重量分を示す。
＜ ＞内は燃料取り出し用西側構台による付加重量分を示す。

ヤング係数E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%
基礎形状	46.60m(NS方向)×57.00m(EW方向)

４．　耐震安全性評価結果（耐震壁のせん断ひずみの確認）

地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみ一覧を表４－１に示す。せん断ひずみは基準地震動 Ss による解析でも，最大で 0.17×10^{-3} であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）以下である。

表４－１　耐震壁のせん断ひずみ一覧

(NS 方向)

（単位：$\times10^{-3}$）

G.L.(m)	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
	今回	参考*1	今回	参考*1	今回	参考*1	
45.72～37.82	0.09	0.09	0.08	0.08	0.07	0.07	4.0 以下
37.82～29.92	0.15	0.14	0.13	0.12	0.12	0.11	
29.92～22.3	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.03	
22.3～16.9	0.07	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	
16.9～8.7	0.07	0.07	0.08	0.07	0.07	0.06	
8.7～0.2	0.15	0.15	0.16	0.15	0.14	0.13	
0.2～-12.06	0.08	0.07	0.08	0.08	0.07	0.07	

＊1:「西側外壁開口，西側構台及び燃料プール落下防止養生の重量」を考慮しない場合

(EW 方向)

（単位：$\times10^{-3}$）

G.L.(m)	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
	今回	参考*1	今回	参考*1	今回	参考*1	
45.72～37.82	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
37.82～29.92	0.17	0.17	0.16	0.16	0.15	0.15	
29.92～22.3	0.07	0.06	0.06	0.06	0.06	0.05	
22.3～16.9	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.08	
16.9～8.7	0.10	0.10	0.10	0.10	0.09	0.08	
8.7～0.2	0.14	0.14	0.15	0.14	0.12	0.12	
0.2～-12.06	0.08	0.08	0.09	0.08	0.07	0.07	

＊1:「西側外壁開口，西側構台及び燃料プール落下防止養生の重量」を考慮しない場合

第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放射性物質の放出量評価

1.　放出量評価方法の考え方

原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は，従前の放出箇所であるブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備に加え，新たに設置する開口を考慮して評価を行った。

本評価は，開口設置前に採取した平成 27 年 8 月～平成 29 年 2 月の期間において，原子炉建屋排気設備入口で最大濃度であった平成 27 年 9 月のダスト濃度を評価に適用した。

開口設置に際し，放射性物質の飛散抑制のために開口全体を覆う前室を設置する。そのため，新たに設置する開口の面積については，前室と開口の間に生ずる隙間（以下「開口の隙間」という）を開口面積として評価に適用した。

なお，大物搬入口，二重扉，非常用扉については，実態にあわせた開口面積を評価に適用した。

2.　放出量評価

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において，下記のとおりの評価を行った。

①　開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間に関しては，外部の風による流量の変動幅が大きいため，変動幅を考慮して評価を行った。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最大）

＝原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

×　流量（開口の隙間の流量＋ブローアウトパネルの隙間の流量）

$＝4.6\times10^{-5}$ [Bq/cm^3]$\times(9.6\times10^{3}+1.5\times10^{4})$ [m^3/h]$\times10^{6}$ [cm^3 /m^3]

＝約 1.1×10^{6} [Bq/h]　＝約 1.1×10^{-2} [億 Bq/h]

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最小）

＝原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

×　流量（開口の隙間の流量＋ブローアウトパネルの隙間の流量）

$＝4.6\times10^{-5}$ [Bq/cm^3]$\times(3.8\times10^{3}+7.9\times10^{3})$ [m^3/h]$\times10^{6}$ [cm^3 /m^3]

＝約 5.4×10^{5} [Bq/h]　＝約 5.4×10^{-3} [億 Bq/h]

② 原子炉建屋排気設備

原子炉建屋排気設備からの放出量

＝原子炉建屋排気設備出口の月間平均ダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

× 原子炉建屋排気設備の流量

＝4.9×10^{-7} [Bq/cm^3] × 1.0×10^{4} [m^3/h] × 10^{6} [cm^3 /m^3]

＝約 4.9×10^{3} [Bq/h] ＝約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h]

③ 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からの放出量

＝原子炉格納容器ガス管理設備出口の月間平均ダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

× 原子炉格納容器ガス管理設備の流量

＝1.2×10^{-5} [Bq/cm^3] × 1.9×10^{1} [m^3/h] × 10^{6} [cm^3 /m^3]

＝約 2.2×10^{2} [Bq/h] ＝約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

※計算に引用した数値（ダスト濃度・流量）は以下のとおり。

・ダスト濃度

平成 27 年 9 月の原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度，原子炉建屋排気設備出口及び原子炉格納容器ガス管理設備出口の月間平均ダスト濃度を適用した。

・開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し，圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については，以下のとおり。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の前提

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の開口面積を縮小せず，二重扉を全開，非常用扉を全開及び大物搬入口を全閉した場合を想定。

風速の前提

昭和 54 年 4 月～昭和 55 年 3 月の 1 年間における福島第一原子力発電所の露場の平均風速（3.1[m/s]）を適用した。（原子炉設置変更許可申請書添付書類 6）

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に開口の隙間及びブローアウトパ

ネルの隙間からの流量を評価し，最大と最小の流量をそれぞれ以下のとおり評価した。

	合計	開口の隙間	ブローアウトパネルの隙間
最大流量[m^3/h]	約 2.4×10^4	9.6×10^3	1.5×10^4
最小流量[m^3/h]	約 1.2×10^4	3.8×10^3	7.9×10^3

・原子炉建屋排気設備の流量

原子炉建屋排気設備の容量（1.0×10^4 [m^3/h]）を適用した。

・原子炉格納容器ガス管理設備の流量

ダスト濃度と同様に平成 27 年 9 月の値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価より，開口設置後の原子炉建屋からの放出量合計値は以下のとおり。

開口設置後の放出量評価（最大）

=約 1.1×10^{-2} [億 Bq/h] ＋ 約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h] ＋ 約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

=約 0.011 [億 Bq/h]

開口設置後の放出量評価（最小）

=約 5.4×10^{-3} [億 Bq/h] ＋ 約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h] ＋ 約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

=約 0.0054 [億 Bq/h]

よって，開口設置後の放出量は，約 0.0054～0.011 億 Bq/h と評価した。

なお，開口設置前の原子炉建屋の平成 27 年 8 月～平成 29 年 2 月の平均の放出量は，約 0.0013 億 Bq/h である。

3. 被ばく評価

以下の計算条件で，開口が設置された場合の放出量による被ばく評価を行った。

① 気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は，昭和 54 年 4 月～昭和 55 年 3 月の 1 年間における風向，風速，日射量，放射収支量の観測データを統計処理して用い，統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

② 実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目

標値に対する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は,原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし,外部被ばくについては放射性雲からのγ線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からのγ線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については,「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。

③ 計算地点

計算地点は，１．２号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で，評価した結果は，以下のとおり。

敷地境界における被ばく量は年間約0.0012～0.0025 [mSv]

4. 評価

第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は,約0.0054～0.011 億Bq/hであり，開口設置前と比較して約0.0042～0.0099 億Bq/h増加することとなる。これによる敷地境界における被ばく量は年間約0.0016～0.0029 mSvとなる。（表参照）

なお，気体廃棄物の管理については,「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」に準じる。

放出量 ［単位：億Bq/h］	第2号機開口設置前	第2号機開口設置後 （評価値）
第1号機	約0.000027※1	
第2号機	約0.0013※1	約0.0054～0.011
第3号機	約0.0012※1	
第4号機	約0.00022※1	
合計	0.0027※2	0.0068~0.013※2
敷地境界線量 ［単位：mSv/y］	0.0007	0.0016~0.0029

※1 平成27年8月～平成29年2月の平均値を用いている。

※2 数値処理の都合上，合計が一致しない。

福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋南側外壁の開口設置について

1. 南側外壁開口の目的

２号機原子炉建屋の使用済燃料プール内の燃料取り出しに向け，２号機原子炉建屋の南側へ燃料取り出し用構台を設置し，２号機原子炉建屋の南側外壁に設ける開口部から燃料を取り出す計画である。

そのため，燃料取り出しに必要となる，ランウェイガーダ用開口，換気設備ダクト用開口，人員用開口及びその他設備（電源ケーブル及び注水配管他）用開口を２号機原子炉建屋の南側外壁の５階部分に設置する。

なお，本開口については，今後の廃炉作業でも利用を検討しているため，当面は残置する。利用計画がなくなり，使用しないと判断した際には，閉止等の対応を行う。

2. 開口概要

原子炉建屋の南側外壁に設ける開口概要は以下の通りとする。

○位　置：原子炉建屋の南側外壁

○高　さ：原子炉建屋の５階（開口下端レベル　地上約 30m）

○大きさ：①ランウェイガーダ用開口　高さ約 9m，幅約 7m

②換気設備ダクト用開口　高さ約 1m，幅約 1m

③人員用開口　高さ約 2m，幅約 1m

④その他設備用開口　高さ約 1m，幅約 1m

3. 開口設置方法

開口位置に附帯する設備等を図面や現場調査により確認し,安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき，解体機械等により開口を設置する。代表例としてランウェイガーダ用開口における作業手順を以下に記載する。（図 1）

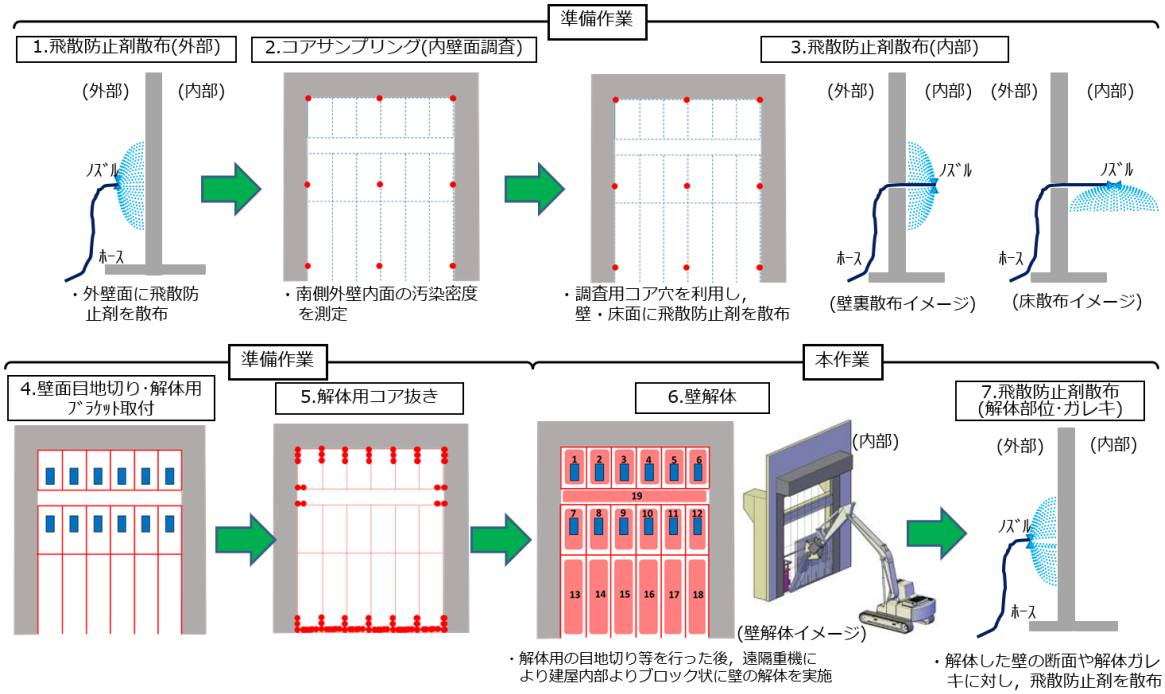
(1) 仮囲いを設置し，飛散防止剤を散布する。

(2) 外壁へコア抜き，ウォールソーを使用し，切り込みを入れる。
（解体する外壁をブロック化する。）

(3) ブロック化した外壁に遠隔重機が把持するための解体用ブラケットを取付ける。

(4) 遠隔重機を使用し，解体用ブラケットを把持して外壁を解体する。

(5) 解体したガラをコンテナ詰めし，搬出する。



※本作業について，前室，換気設備の設置完了後に作業開始する。

※作業手順について，詳細検討中のため変更する可能性あり。

図 1　ランウェイガーダ用開口における作業手順

4.　廃棄物の保管

解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量(表 1)は約 31 ㎥(コンクリート約 30 ㎥，金属類約 1 ㎥)，線量率は 1～30mSv/h と想定しており，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，構内一時保管エリアにて保管・管理する。

表 1　2 号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴い発生する廃棄物量

分類	2024 年度	備考
不燃物	30m^3	種類：コンクリートガラ，線量：1.0～30.0mSv/h
不燃物	1m^3	種類：金属類，線量：1.0～30.0mSv/h
合計	31m^3	―

※これら発生量等については，作業手順の変更等により変更になる可能性がある。

5.　開口設置作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

○開口を設置する原子炉建屋南側に構台を設置し,開口全体を覆う前室又は仮囲いを設置する。(図 1，2)

(1) 換気設備ダクト用開口設置時（作業予定時期：2024 年 1 月～2 月）

【仮囲い①仕様】

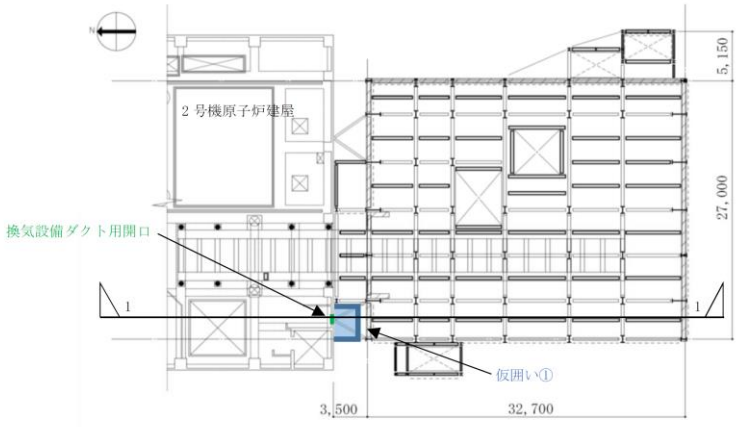
・壁材：鋼製パネル　t=1.2mm

・屋根材：折板屋根(H=150mm)　t=1.0mm

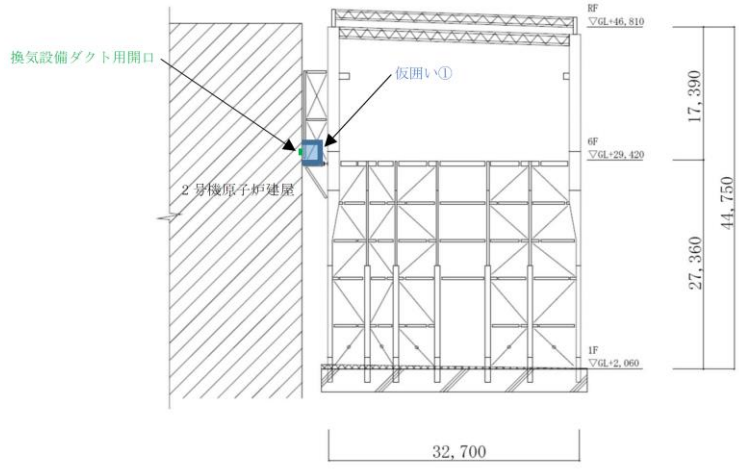
・仮囲い寸法：東西方向　約4m，南北方向　約3m，高さ方向　約3m

・隙間処理：仮囲いの壁，屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し，極力小さくなるよう処理する。

※上記の仮囲い①の仕様については，変更する可能性あり。



(1) 燃料取り出し用構台床伏図 (G.L.+29,420)



(2) 燃料取り出し用構台断面図 (1－1 断面)

図 1　仮囲い設置位置図[単位：mm]

(2) ランウェイガーダ用開口，人員用開口及びその他設備用開口設置時（作業予定時期：2024 年 8 月～10 月）

【前室仕様】

・壁材：鋼製パネル　t=0.6mm

・屋根材：折板屋根(H=150mm)　t=0.8mm

・前室寸法：東西方向　約27m，南北方向　約37m，高さ方向　約18m

・隙間処理：前室の壁，屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し，極力小さくなるよう処理する。

【仮囲い②，③仕様】

・壁材：足場材＋防炎シート(t=0.3mm)

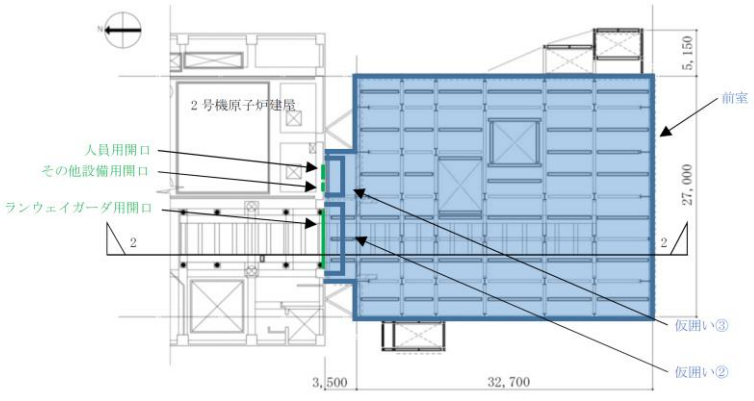
・屋根材：足場材＋防炎シート(t=0.3mm)

・仮囲い寸法：

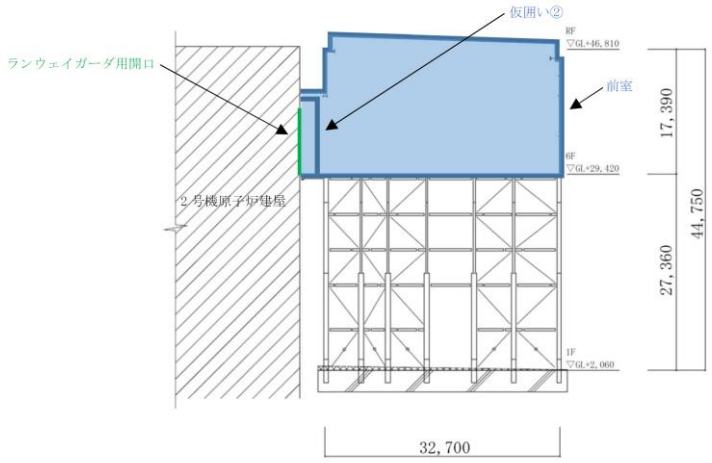
仮囲い②__東西方向　約9m，南北方向　約3m，高さ方向　約10m

仮囲い③__東西方向　約4m，南北方向　約3m，高さ方向　約4m

※上記の前室及び仮囲い②,③は，変更する可能性あり。



(1) 燃料取り出し用構台床伏図（G.L.+29,420）



(2) 燃料取り出し用構台断面図（2－2 断面）

図 2　前室設置位置図[単位：mm]

○開口設置作業の開始前及び終了後に，飛散防止剤を散布する。

○前室又は仮囲いの外部にダストモニタを設置し，放射性物質の有意な（表１に定める警報設定値及びその他の設定値を超える）変化を確認した場合は，速やかに作業を中断する。（図 3，4，表 1）

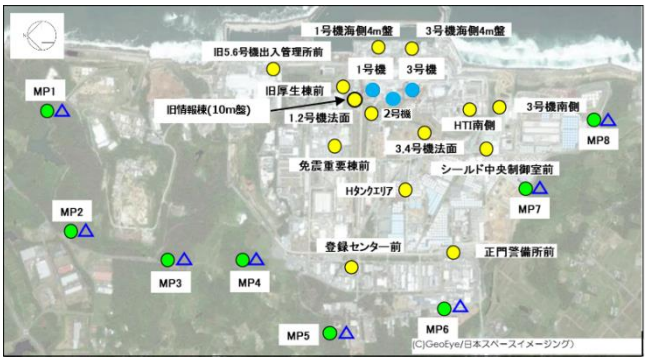


図３　福島第一原子力発電所構内の監視点

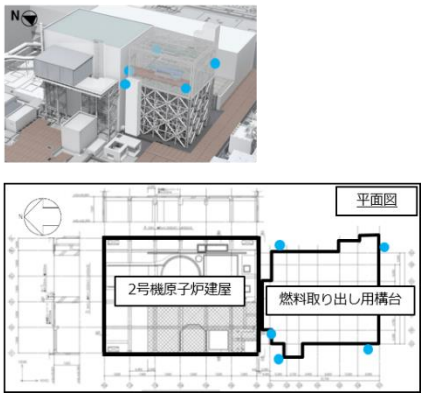


図４　２号機燃料取り出し用構台前室周囲の監視点

表１　各監視点における警報設定値

		警報設定値	その他の設定値（兆候把握）
①	●1,3号機オペレーティングフロア上のダストモニタで監視，2号機西側構台前室周囲のダストモニタ，2号機燃料取り出し用構台前室周囲のダストモニタで監視	5.0×10^{-3}(Bq/cm^3)　※１	1.0×10^{-3}(Bq/cm^3)
②	●構内ダストモニタで監視	1.0×10^{-4}(Bq/cm^3)　※２	5.0×10^{-5}(Bq/cm^3)
③	△敷地境界ダストモニタで監視 （●敷地境界モニタリングポスト）	1.0×10^{-5}(Bq/cm^3)　※３	－

○前室及び原子炉建屋内の放射性物質の飛散を抑制するため，換気設備を設け，前室及び原子炉建屋内の空気を吸気する。吸気した空気は排気フィルタユニットにより除塵し，大気へ放出する。

6.　開口設置に伴う放射性物質の環境影響

２号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業に伴い，開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため，放射性物質の放出量について評価を行った結果，敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価される。（詳細は別添－１を参照）

7.　作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では，外部放射線に係わる線量率を把握し，放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで，作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度（100mSv/5 年及び 50mSv/年）を超えないよう計画する。

開口設置作業における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として,以下の対策を実施する。

・省人化を目的とした遠隔操作設備の設置による作業員被ばく量の低減
→遠隔操作重機の配備
→低線量エリアの遠隔操作室にモニター，操作用機器の配備

・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減
→作業エリア近くに退避場所を設置する。

・作業時間管理による作業員被ばくの低減
→タイムキーパーを配置し，時間管理を行う。

高線量エリアにおける施工であるため，現場状況を踏まえ，今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去，線源に対する遮蔽，作業区画管理の検討を行い，更なる被ばく線量低減に努める。

また，本開口設置における作業エリアでは身体汚染がないよう保護衣・保護具を着用すると共に，被ばく線量管理のためAPD等の装着を遵守する。

・2号機原子炉建屋内：R装備

・2号機原子炉建屋外（仮囲い内）：開口貫通前__Y装備，開口貫通後__R装備

※保護衣・保護具については，作業手順の変更等により変更になる可能性がある。

なお，開口設置における１人あたりの１日の最大被ばく線量は1.2mSv/日（当該工事期間中における１人あたりの１日の平均被ばく線量は0.52mSv/日）と想定している。

8. 緊急時の対策

〇施設内にいる人員の避難計画について

緊急時,開口付近にいる人員が安全に避難できるよう燃料取り出し用構台には安全避難通路を設置し，2方向の避難ルートが確保できる計画とする。(図1)

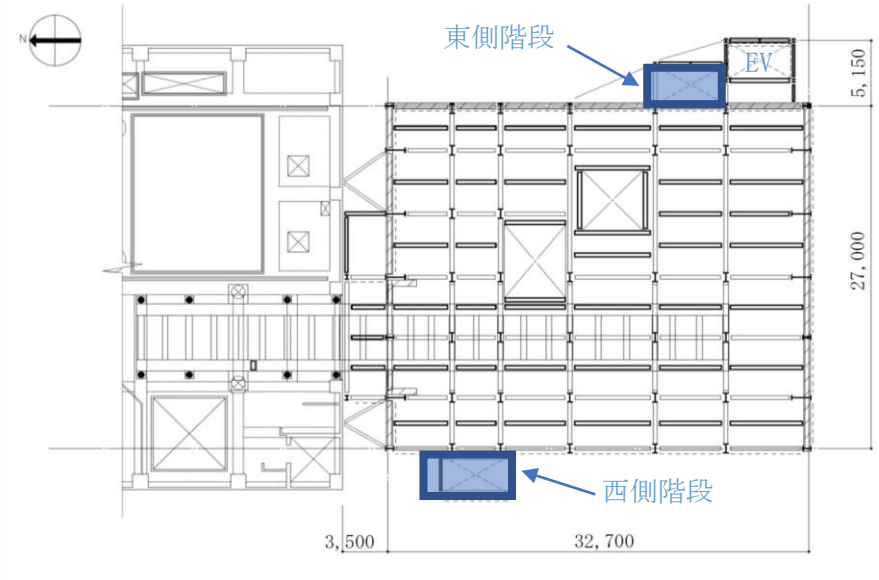


図１　前室床伏図（G.L.+29,420）

○大規模な地震，津波等の緊急事態への対応

「Ⅱ章 1.13 緊急時対策」の規定に従い，所内の作業者等に対して必要な対応等を各所に設置されたページングによる緊急放送で指示する。また，緊急放送が聴こえないエリアで作業を実施している場合は，作業主管 G より携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示する。

○放射性物質濃度の上昇への対応について

開口設置作業時は，前室又は仮囲いの外部にダストモニタを設置し，放射性物質の放出監視を行う。設置したダストモニタにて警報が発生した場合，作業を中断し，開口設置箇所へ飛散防止剤を散布する。その後，警報の継続有無を確認した上で作業の再開を判断する。

9.　耐震安全性

○自然現象に対する設計上の考慮

・２号機原子炉建屋の南側外壁へ耐震安全性に影響のある主要な開口を設置した場合の地震応答解析を実施し，２号機原子炉建屋の耐震安全性を確保していることを確認した。２号機原子炉建屋の耐震性の検討は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認している。（詳細は「Ⅱ特定原子力施設の設計，設備 2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料－４－２ 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」を参照）

・また，Ss900 に対する開口設置後の２号機原子炉建屋の耐震安全性については，Ss600 に対する耐震壁の最大せん断ひずみ（0.24×10^{-3}）から概算評価した結果，上記と同様に耐震壁の終局耐力（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があると考えられる。（図 1）

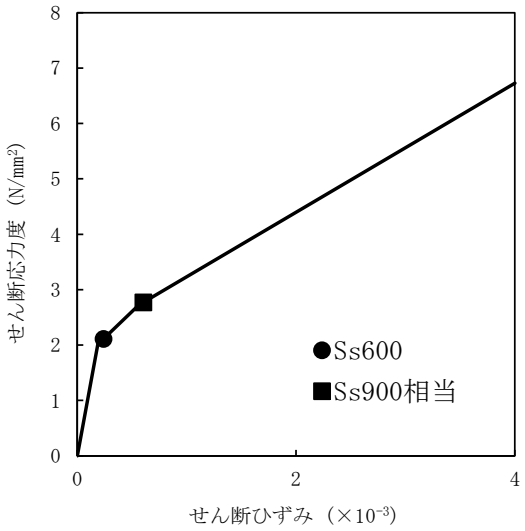


図１　せん断スケルトン曲線上の最大応答値

・開口は，東北地方太平洋沖地震津波相当（15m級）の津波が到達しないと考えられる地上約 30mの高さに設置し，建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に耐えられる前室又は換気設備ダクト内に設置する。

10.　外部人為事象に対する設計上の考慮

○発電所全体の方針に従い，物的障壁を持つ防護された区画内に設置し，当該区域への接近管理，入退域管理を徹底する。

11. 火気に対する設計上の考慮

○外壁コンクリート切断作業は，ウォールソーまたはコア削孔機にて行い，原則，火気を使用しない計画とする。また，やむを得ず火気を使用する際には，火災発生防止及び火災影響軽減のため，作業エリア近傍では，可能な限り可燃物を排除するとともに，消火器を設置し作業を実施する。

開口設置作業に伴い放出される放射性物質による敷地境界線量評価

1. 評価目的

2 号機使用済燃料プールからの燃料取り出しに伴い，2 号機原子炉建屋南側外壁の撤去作業を予定している。本作業に伴い放出されるダストによる公衆被ばくを確認することを目的に平常時評価を実施した。

2. 評価条件

a. 計算に係る前提条件

・放出源：2 号機原子炉建屋（地上放出）
・気象条件：2020 年度
・線量の計算地点：敷地境界
・放出期間：1 年（開口設置の実作業時間：1,150 時間）
・放射性物質の飛散抑制：前室，仮囲い及び換気設備がない状態とする
・飛散率：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック
・汚染密度：2022 年度に実施した開口作業エリア付近での測定結果の最大値

b. 評価に用いる汚染密度

評価に用いる 2022 年度に実施した開口作業エリア付近での測定結果の最大値は表１の通り。表１より支配的核種であるセシウム（Cs-134，Cs-137）を評価対象核種とした。

表１　開口設置作業の評価に用いる汚染密度

核種	汚染密度（Bq/cm^2）	割合（%）
Cs-134	約 7.6×10^{7}	約 3.0
Cs-137	約 2.5×10^{9}	約 96.3
Co-60	約 6.3×10^{5}	約 0.02
Sb-125	約 1.9×10^{7}	約 0.7
全α	約 8.2×10^{4}	約 0.003

※ 数値の桁処理により，合計値は 100%とはならない。

c．放射性物質の放出率

開口設置作業に伴う各放射性物質の放出率は表２の通り※。放出率については，解体工法（コアボーリング，ウォールソー，圧砕機）毎に算出した１時間あたりの放出率より最も高い値に対し，年間の実作業時間 1,150 時間を乗じて総放出量を算出し，１年間の時間（8,760 時間/年）で除して平均化した。放出率の計算式は 1-1，1-2 の通り。

※放出率は，保守的な評価となるように有効数字２桁に切り上げた。

表２ 開口設置作業に伴う放出率

放出率［Bq/h］	
Cs-134	2.5×10^{4}
Cs-137	7.9×10^{5}

〈放出率の計算式〉

１時間あたりの放出率（Bq/h）

＝解体速度（m^2/h）×飛散率（%）×汚染密度（Bq/m^2）×安全係数（10）・・・1-1

開口設置作業に伴う放出率（Bq/h）

＝１時間あたりの放出率（Bq/h）×実作業時間（h）／１年間の時間数（h）・・・1-2

3. 敷地境界における実効線量の評価方法

実効線量は，実施計画Ⅲ 第３編 2.2 線量評価に記載の評価方法と同様に平常時における外部被ばくによる実効線量及び内部被ばくによる実効線量の合計として計算する。被ばく経路は以下の通り。

また，吸入被ばくの経路には，地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが，実施計画Ⅲ 第３編 2.2 線量評価で評価した通り被ばく評価全体の寄与が小さい。このため，同評価よりも放出率の小さい２号構台からの放出については３経路で評価している。

① 放射性雲からのγ線に起因する実効線量（プルーム）
② 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量（地表沈着）
③ 吸入摂取による実効線量（吸入摂取）

4. 評価結果

敷地境界における実効線量の評価結果は表３の通り。

「表２ 開口設置作業に伴う放出率」で示した評価対象核種による実効線量の合計は約 1.1×10^{-3}mSv/年となっている。実施計画Ⅲ 第３編 2.2 線量評価に記載されている１～4 号機原子炉建屋からの追加的放出による評価結果と比較して低いことを確認した。

表３ 敷地境界における実効線量の評価結果

被ばく経路	実効線量（mSv/年）
放射性雲からのγ線に起因する実効線量	約 2.6×10^{-7}
地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量	約 9.1×10^{-4}
吸入摂取による実効線量	約 2.3×10^{-4}
合計の実効線量	約 1.1×10^{-3}

※ 数値の桁処理により，内訳記載値と合計値は一致していない。