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（又はコンテナ）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，遮へい，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，遮へい，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

(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. 遮へい

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，燃料の遮へい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へい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. 遮へい

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。

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，隙間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，遮へい，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。

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。

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。

(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，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。

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。

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，15m 級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

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。

(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の主要構成機器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，火災により安全性を損なうことのないようにする。

(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において外部放射線に係る線量率を把握し，放射線業務従事者の立ち入り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関係法令に定められた線量限度（100mSv/5 年及び 50mSv/年）を超えないように管理する。

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，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし，検討に用いる地震動として基準地震動 Ss により使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

(b) クレーン

クレーンは，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮する。クレーンは，「JEAG4601・補-1984 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」に基づき，通常時は使用済燃料プール上にはなく，基準地震動 Ss が発生して使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックを損傷させる可能性は少ないため，検討に用いる地震動として弾性設計用地震動 Sd により使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，その損傷による原子炉建屋，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし，基準地震動 Ss により確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

2.11.2 基本仕様

2.11.2.1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

（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) 構内用輸送容器

（３号機及び４号機を除く）

個数	1 式

（４号機）

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
個数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
個数	2 基

（３号機）

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
個数	3 基

(3) 燃料取り出し用カバー（換気設備含む）

（３号機及び４号機を除く）

個数	1 式

（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

2.11.3 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※3

添付資料－１－２　放射線モニタリングに関する説明書※3

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※3

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※1

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※3

添付資料－３－２　がれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－３－３　移送操作中の燃料集合体の落下※3

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※3

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※3

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※3

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※3

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１号機原子炉建屋カバー解体について

添付資料－８　福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋作業エリア整備に伴う干渉物解体撤去について

添付資料－９　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－１０　福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について

※1，※2（４号機を除く）及び※3（３号機及び４号機を除く）の説明書については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

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へい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

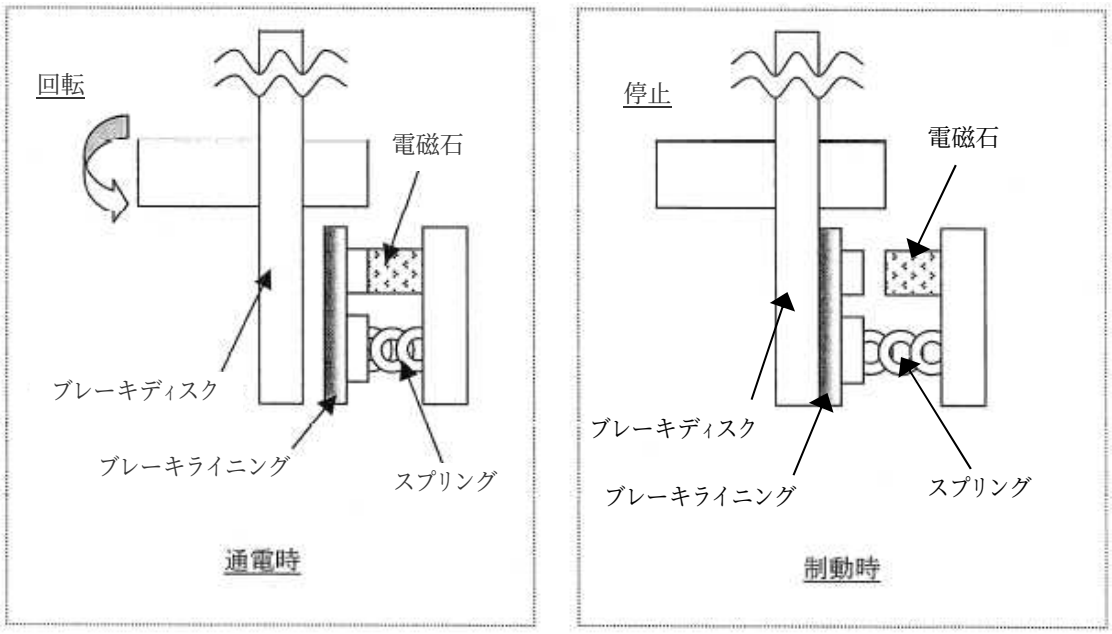
電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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。



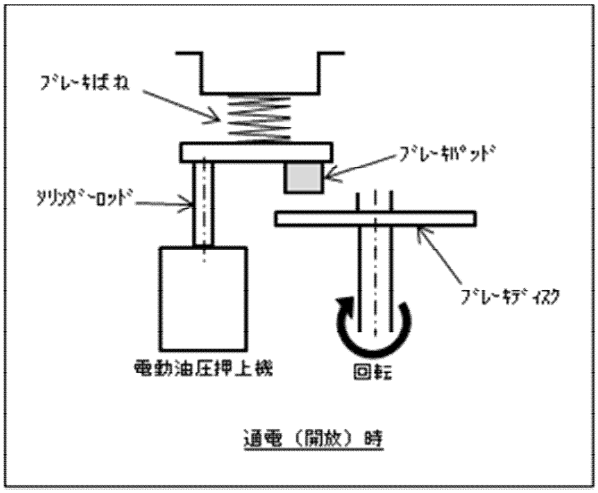
電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

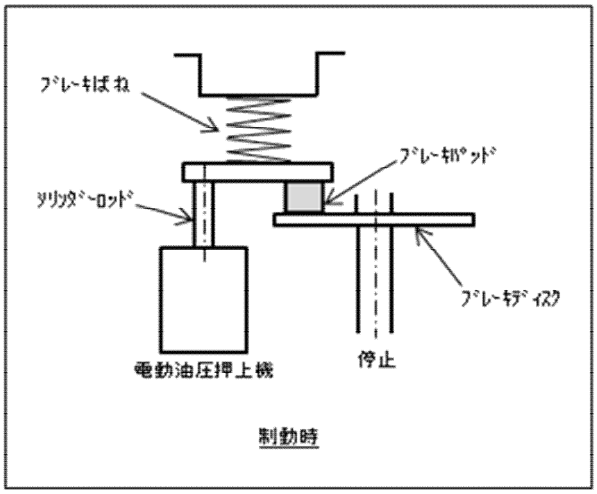
○電動油圧押上機ブレーキ（電動油圧押上機ディスクブレーキ）の動作原理

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。

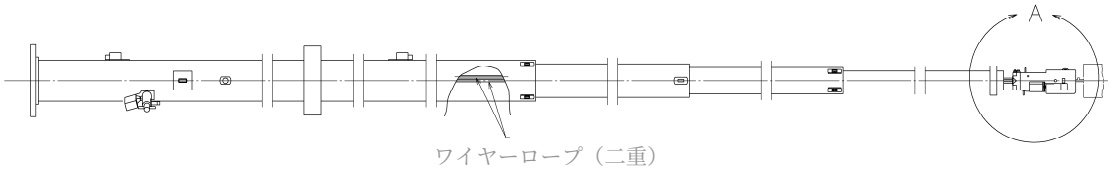
以下に通電(開放)時と，制動時の模式図を示す。

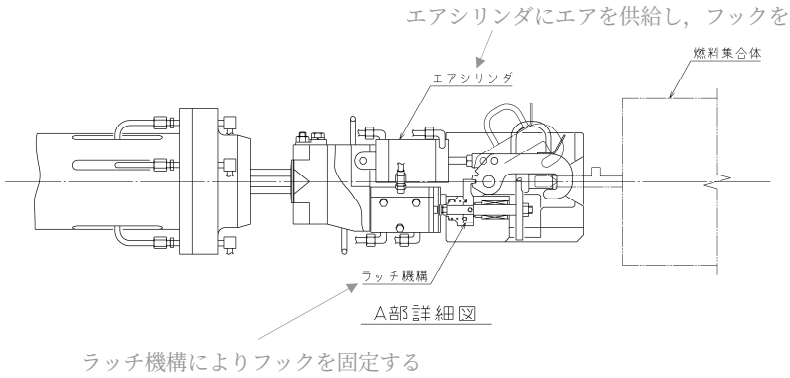




機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

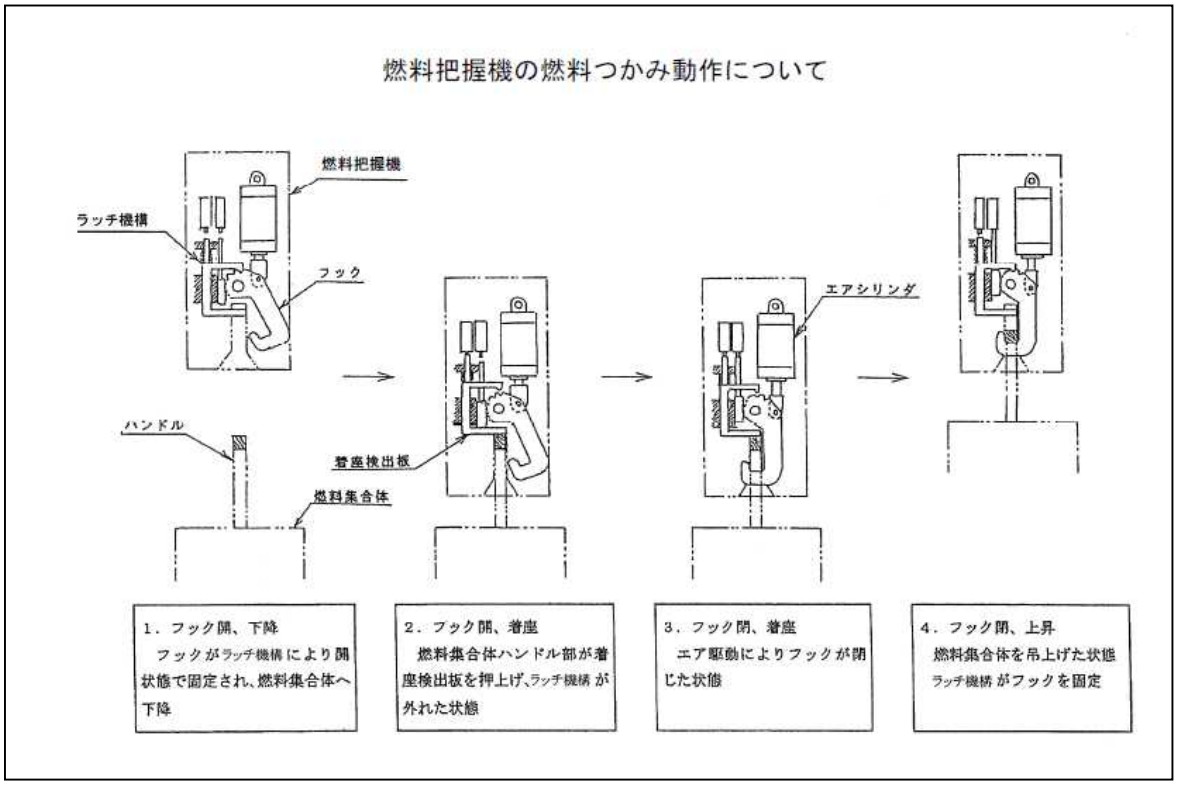
燃料把握機は，フックの駆動に用いる空気源が喪失しても，ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。





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。

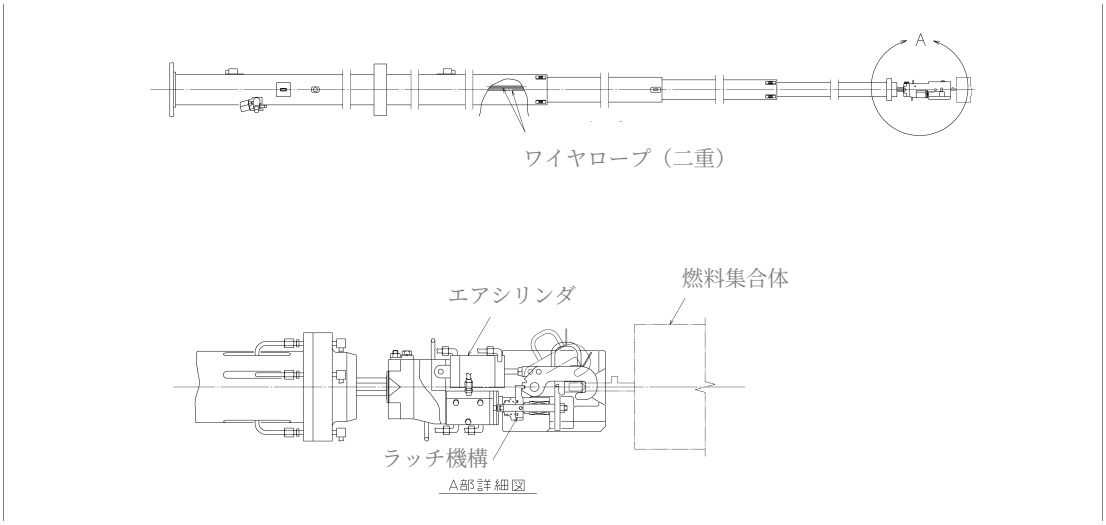


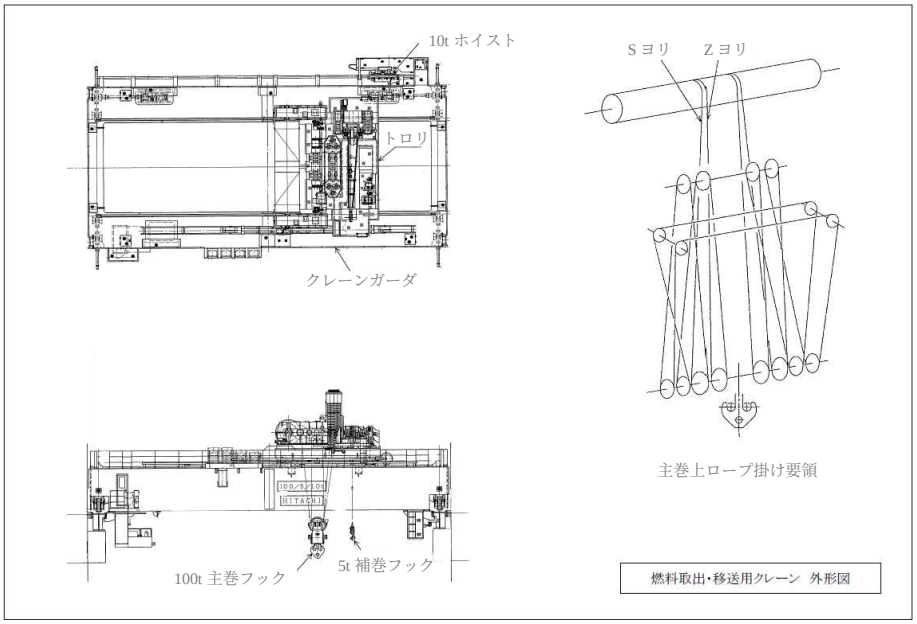
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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。

１００ｔ主巻フック

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へい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。

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。

(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

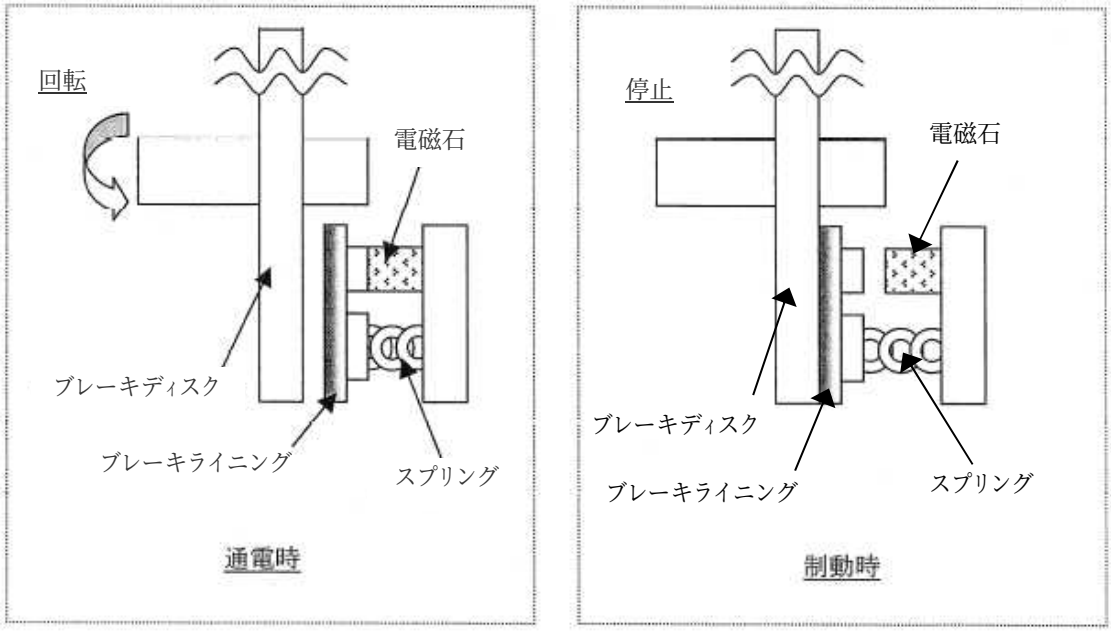
燃料取扱機の電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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。



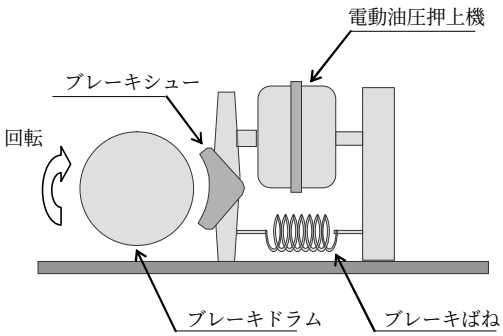
クレーンの電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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

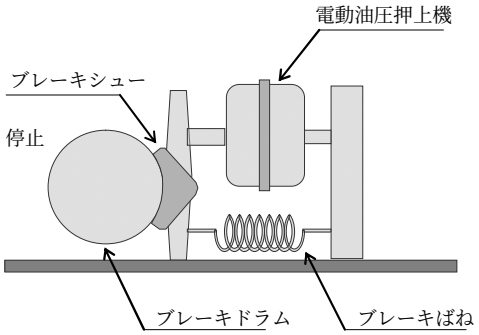
電動油圧押上機ブレーキは，ブレーキばねの力によってブレーキシューをブレーキドラムに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると，同時に電動油圧押上機にも通電され，内蔵モータにより油圧が発生し，シリンダーロッドを押上げ，ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

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。



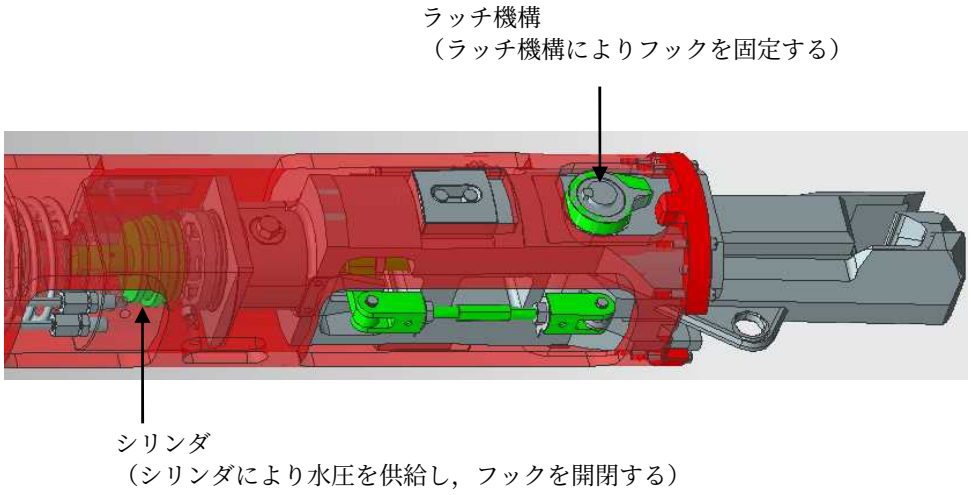
通電（開放）時



制動時

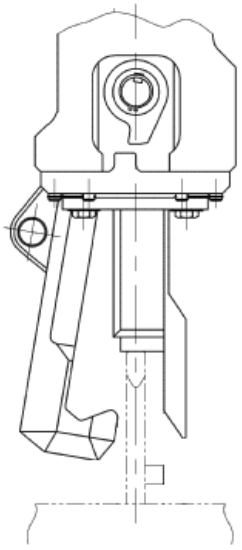
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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。

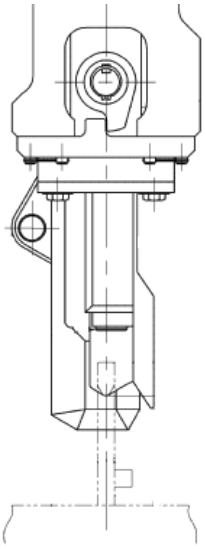


機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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。



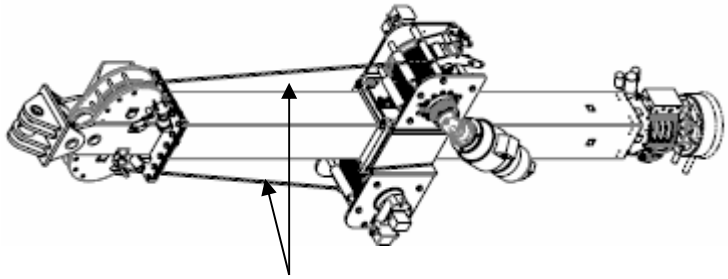
２．フック閉　着座～上昇
水圧駆動にてフックが閉じた後，燃料集合体を吊上げ。ラッチ機構がフックを固定。

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

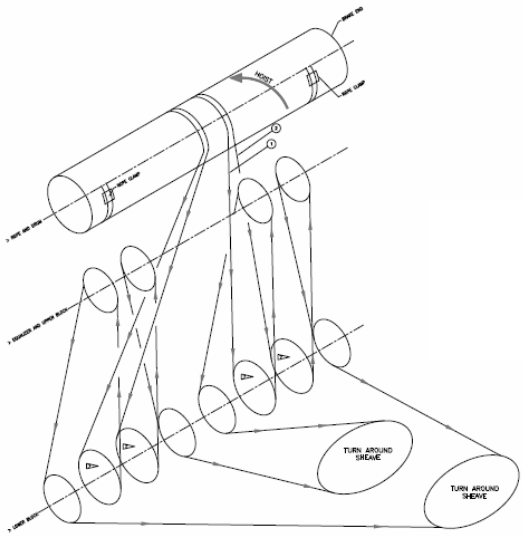
燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように，必要以上の荷重を検出した場合に，燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

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。



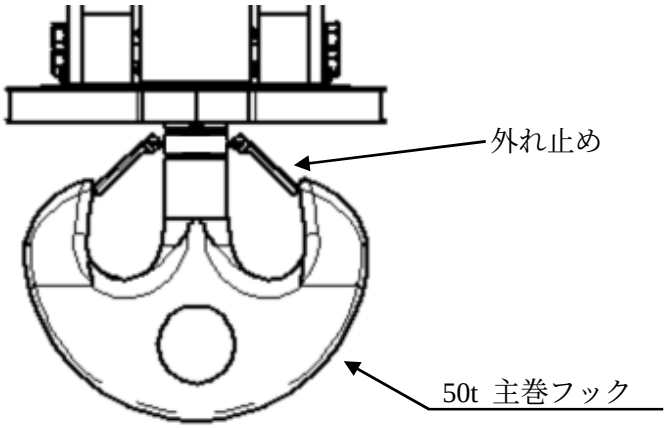
ワイヤロープ（二重）



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. 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

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。
遮へい	機能確認		燃料集合体取り扱い時の遮へい機能について確認する。	遮へい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。
遮へい	機能確認		燃料集合体取り扱い時の遮へい機能について確認する。	遮へい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。

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。

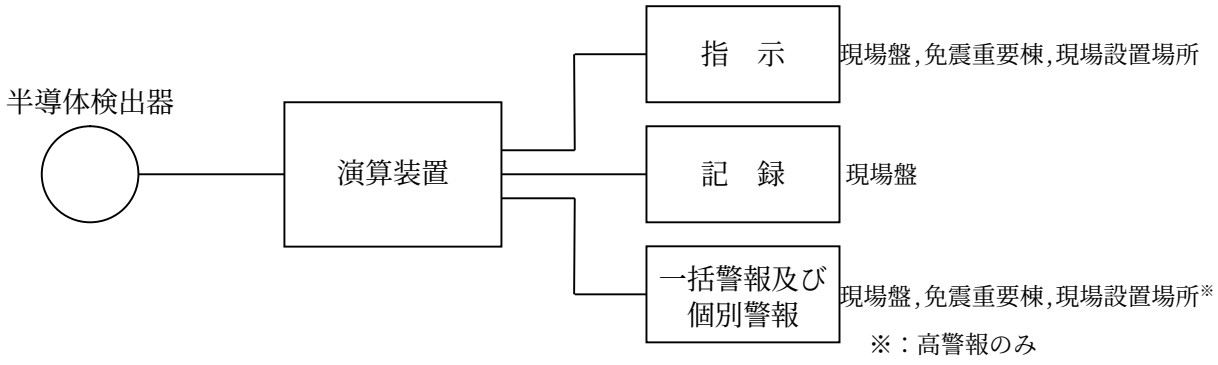


図 2.2-1　4号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

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±100㎜ となるよう壁または柱に設置する。

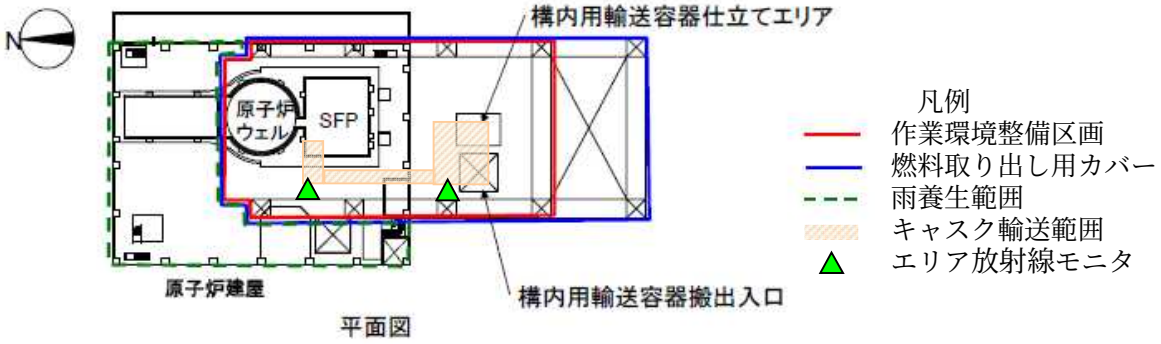


図 2.3-1　4 号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

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。

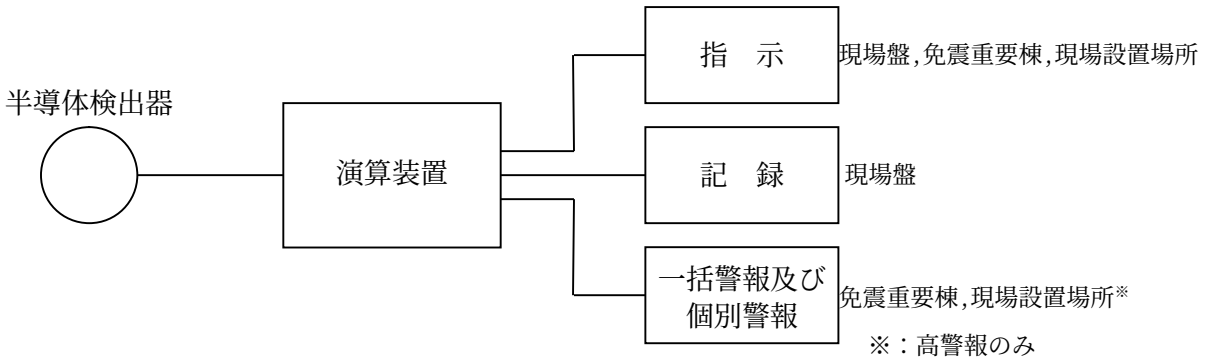


図 3.2-1　3 号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

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。

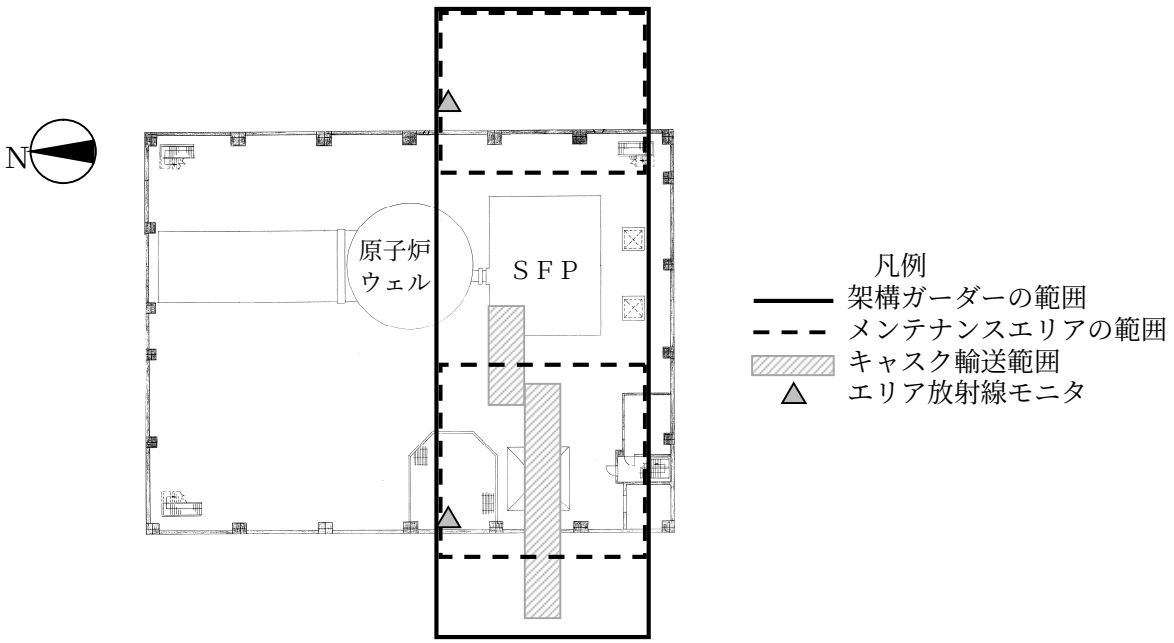


図 3.3-1　3 号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

4.　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

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。	実施計画通りに施行・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。	実施計画通りに施行・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。

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。

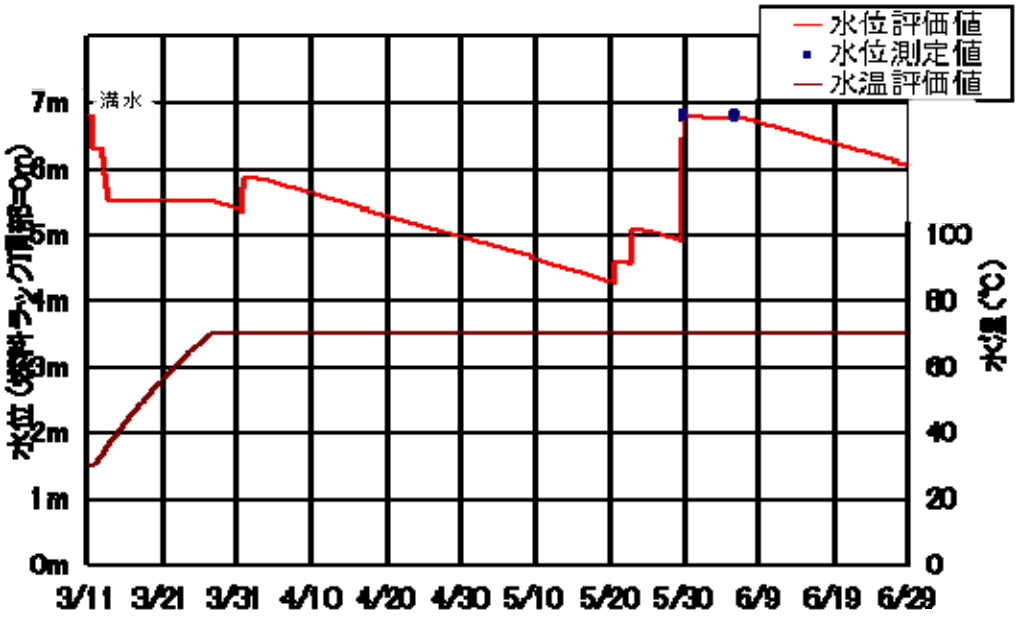
平成23年6月30日に代替冷却系によるＳＦＰ水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約62℃（代替冷却系入口温度）だったが，平成23年7月7日頃には安定した状態になった。また，平成24年4月から塩分除去作業を開始した。塩分除去開始前の塩化物イオン濃度は1600ppmであったが，平成25年3月に十分低い濃度に達したことから塩分除去作業を完了した。塩分濃度の推移を図２－５に示す。

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。

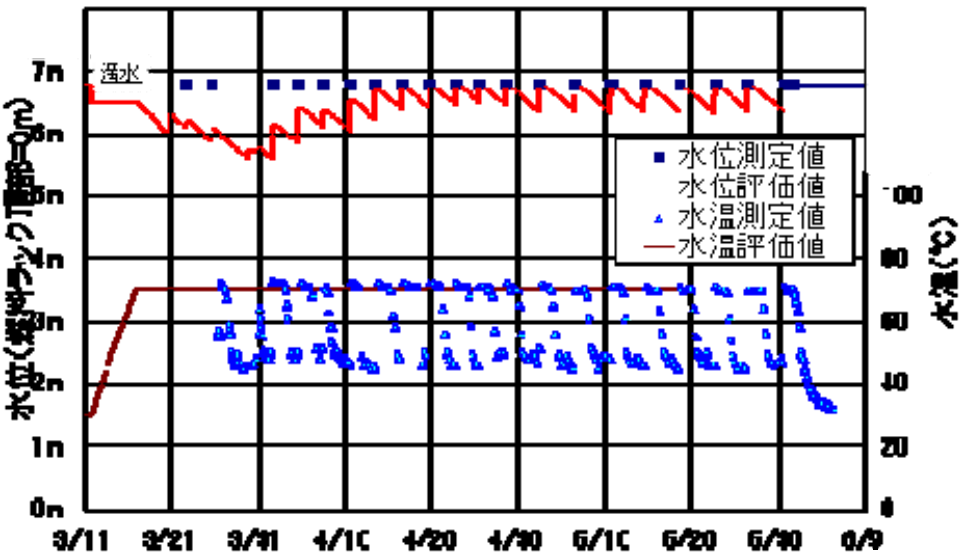
福島第一１～４号機ＳＦＰの中で最も発熱量が高い４号機では，平成23年3月22日より海水注水を実施しており，平成23年5月7日には約2500ppmの塩化物イオン濃度が測定された。淡水に切替えた以降は，約2000～2500ppmの塩化物イオン濃度で推移した。

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



日付は平成 23 年の月/日を示す

図２－２　２号機ＳＦＰの評価結果

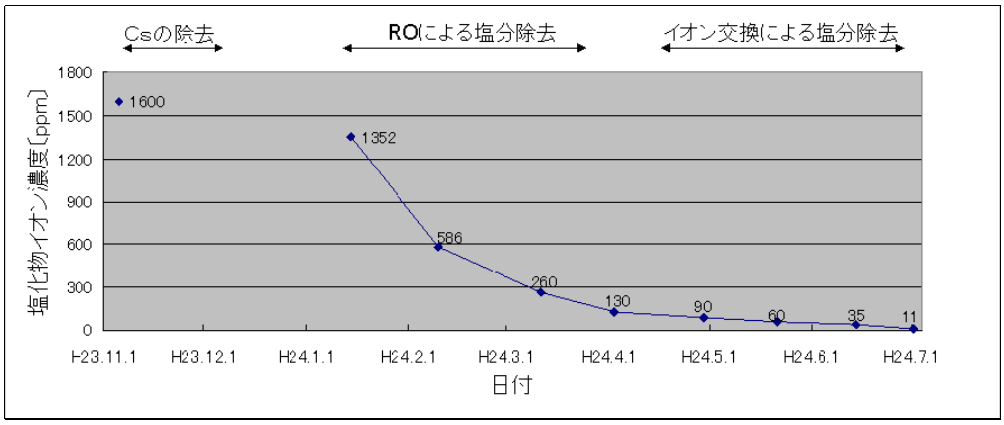
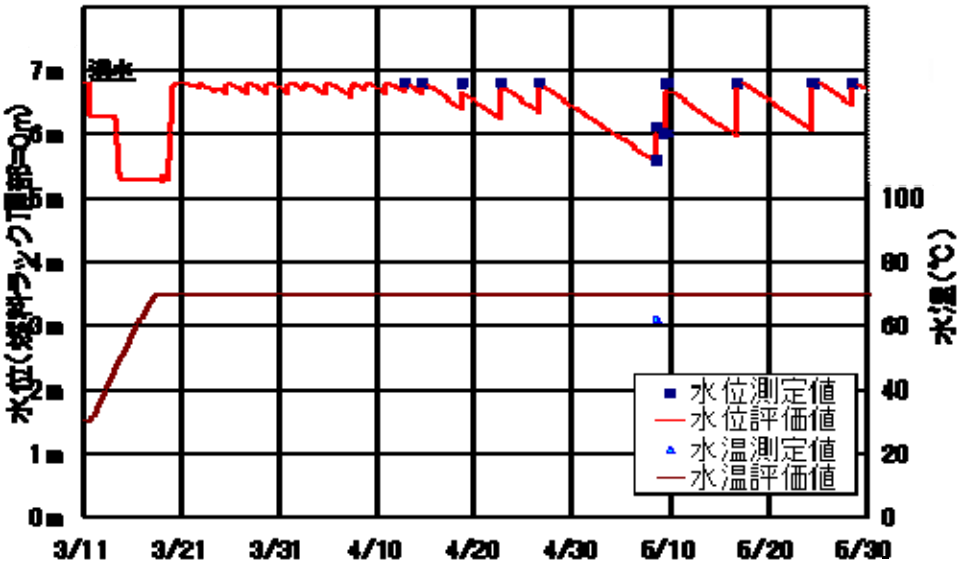


図２－３　２号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果



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

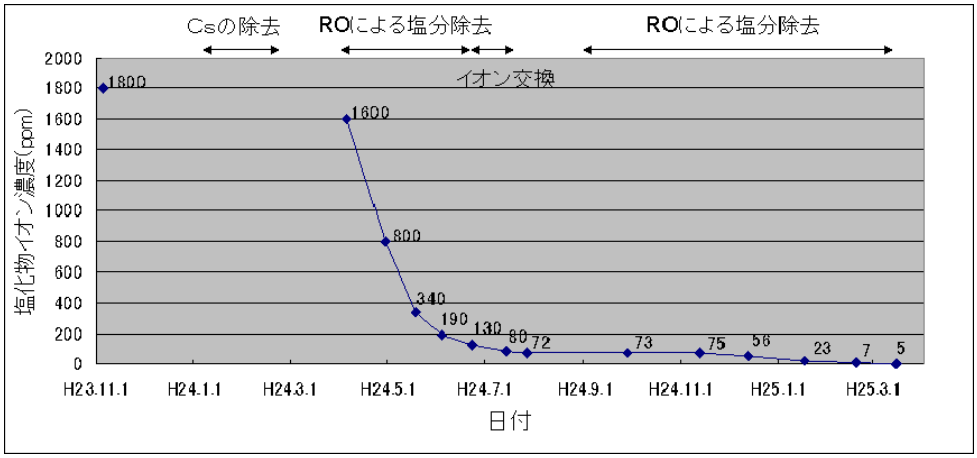
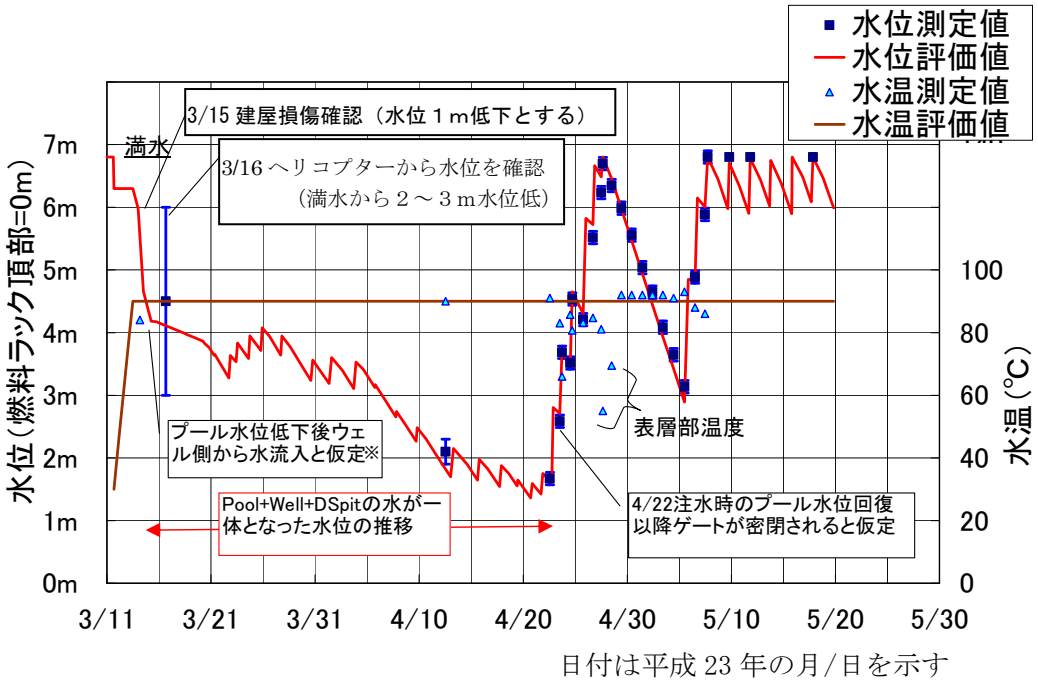


図２－５　３号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果



※　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

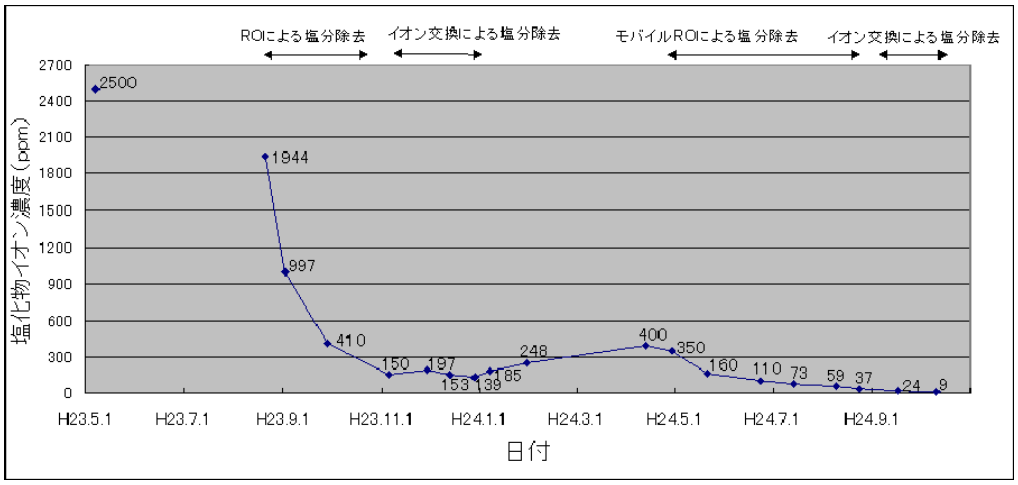


図２－７　４号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果

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

既設のＮＦＴ－２２Ｂ型構内用輸送容器は，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，燃料をＮＦＴ－２２Ｂ型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。

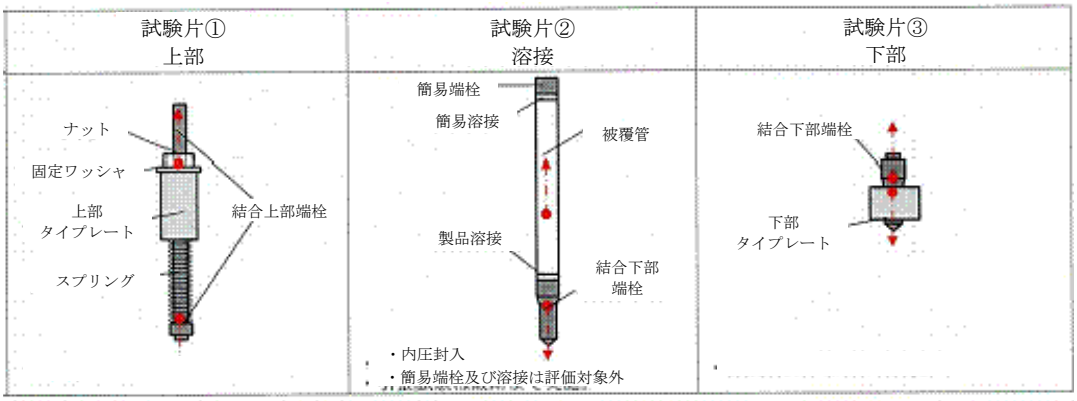
図４－８，図４－９にジルカロイ製部材（上部端栓）とステンレス製部材（ナット）の接触部を示す。ジルカロイ製部材とステンレス製部材の接触部にも腐食は確認されなかった。図４－１０にＬＴＰの観察結果を示す。ＬＴＰの一部分に僅かな錆が見られたが，全体的に有意なキズも腐食もない状況であった。尚，錆は限定的であり，腐食の集中による荷重負担部材の強度が低下する可能性は小さく，吊上げ機能には影響しないと考える。

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

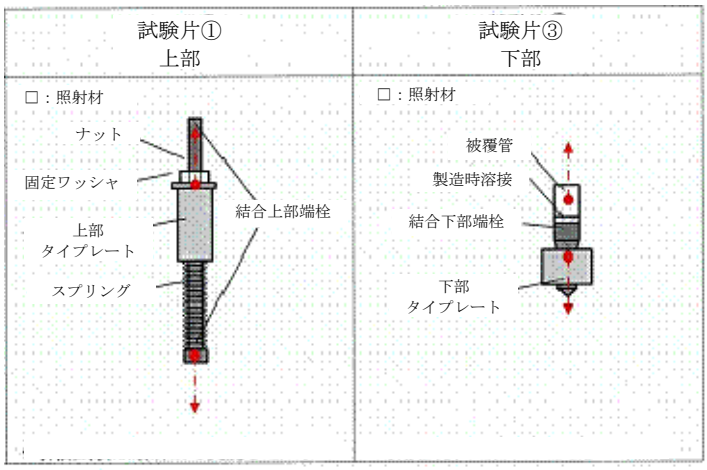
○は試験時間２条件（２０００ｈ，３５００ｈ），△は試験時間１条件（３５００ｈ），▲は試験時間１条件（２０００ｈ）を示す。

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。

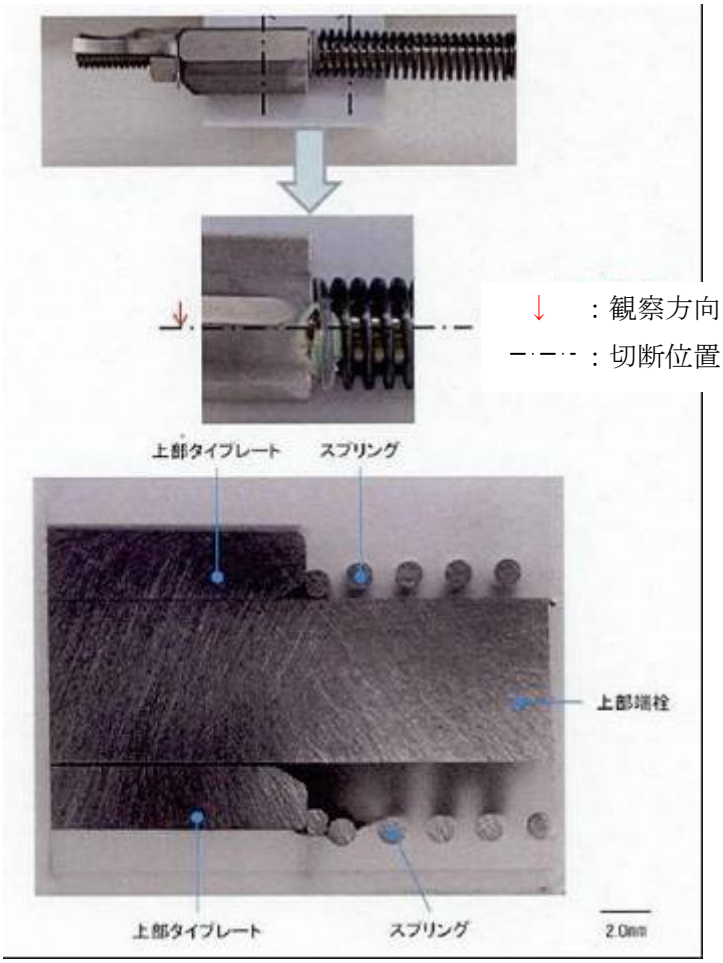
表４－３　照射材用腐食試験片の形状



＊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



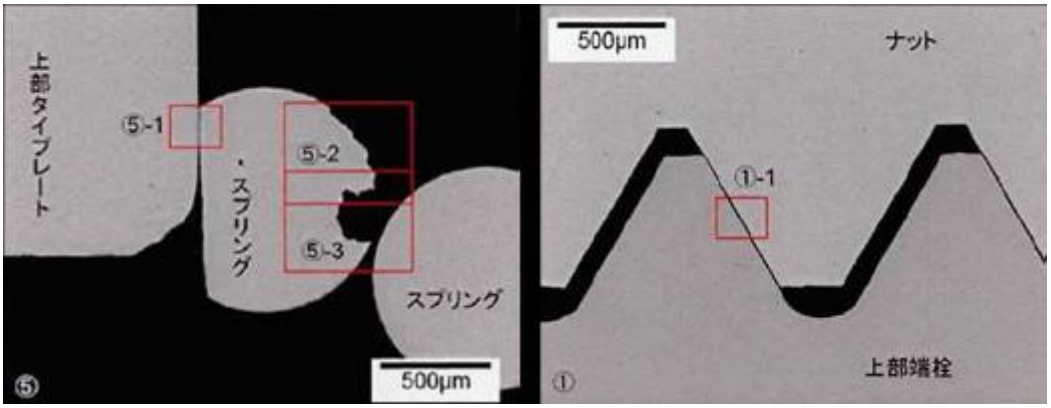


図４－１　腐食試験結果（試験片①，未照射材）：フェーズ１
（90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200 時間)，2500ppm，3500 時間浸漬）
【予備酸化無し】

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

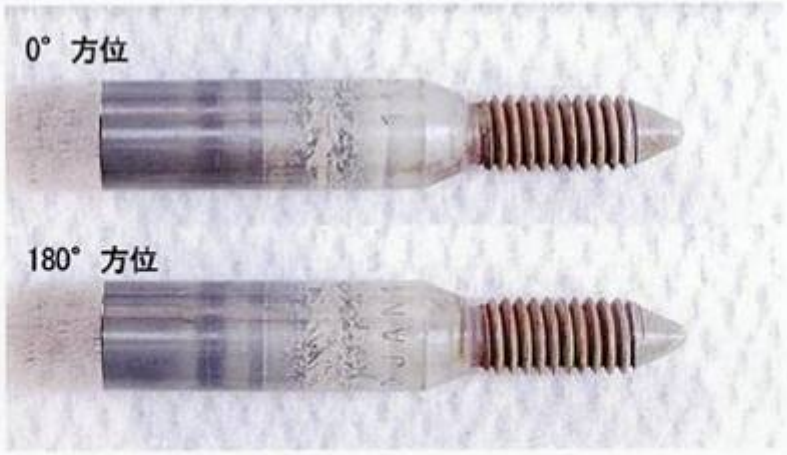
(c) C65U7CZ11, C65U8CZ11
－全体写真

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

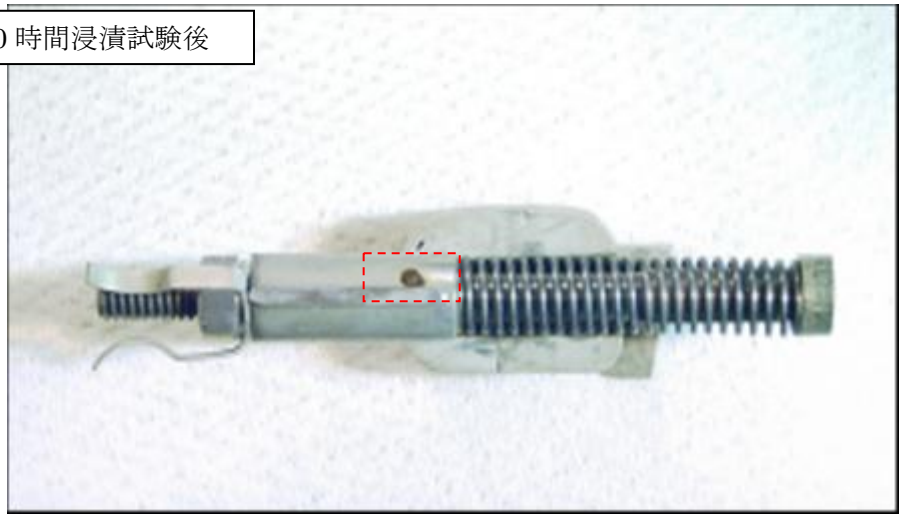
2000 時間浸漬試験後



(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）

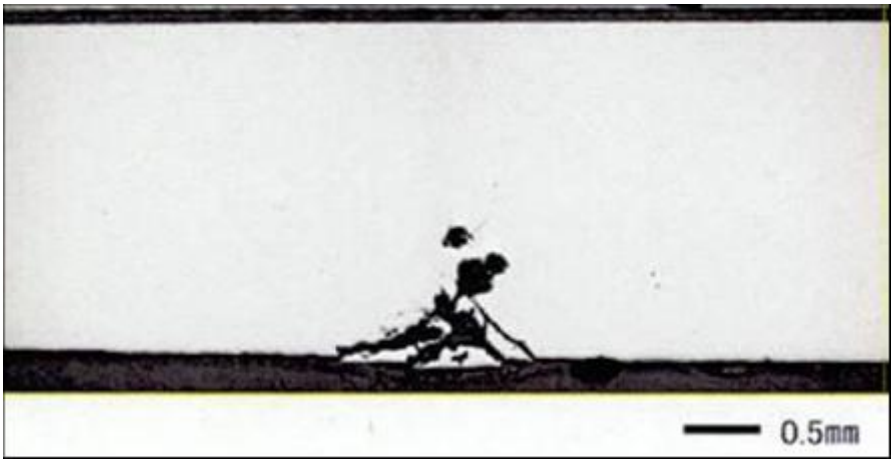


図４－５　腐食試験結果（試験片①，照射材）：照射影響の確認
（90℃ 塩化物イオン濃度：2500ppm，2000 時間浸漬）
（上部端栓は照射材，その他は未照射材）

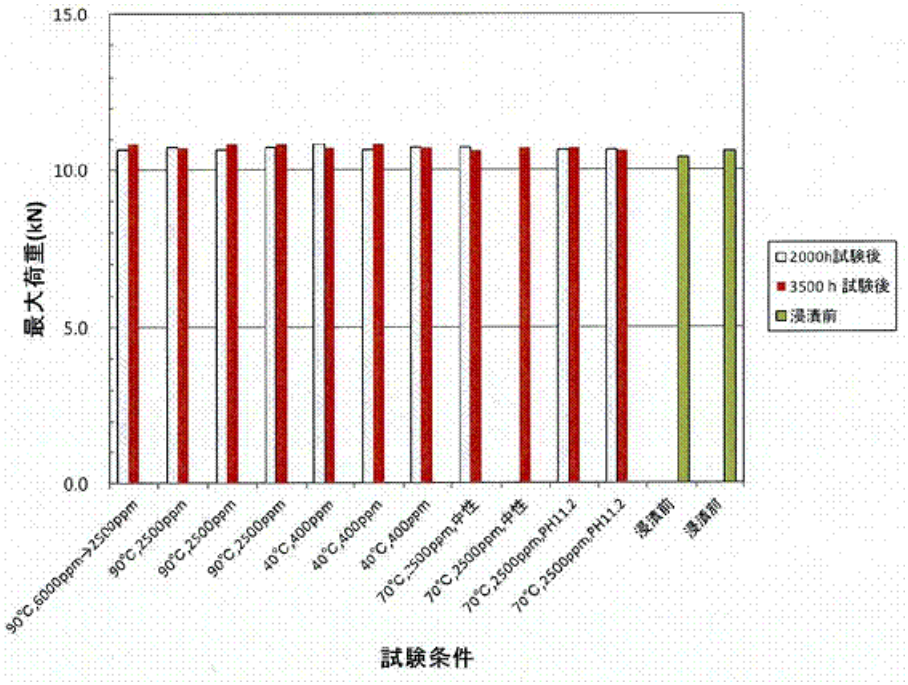


図４－６　浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
（未照射試験片①　予備酸化無し）

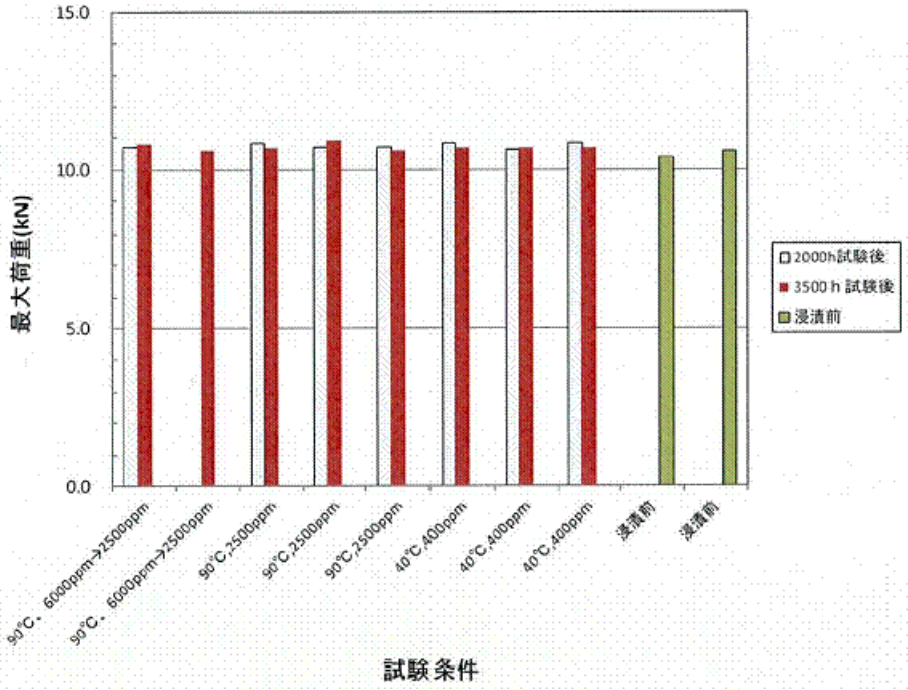


図４－７　浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
（未照射試験片①　予備酸化有り）

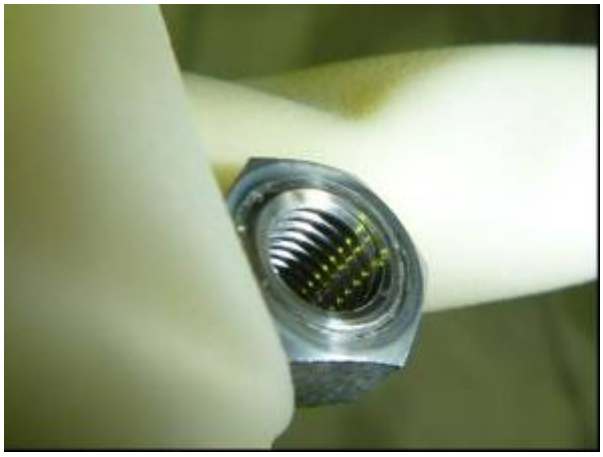


図４－８　４号機新燃料点検結果（ナット）：平成 24 年 8 月

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，観察された範囲では燃料集合体の変形は確認されていない。

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.　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。

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。

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５－５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５－１，図５－６，図５－７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/mm²]　（91300[N/mm²] @100℃）

A　　：燃料被覆管断面積[mm²]
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[mm⁴]
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/mm²]

(2)　解析結果

表５－２と表５－３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燃料と９×９燃料（Ｂ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[㎜]
Xa　　：たわみによる燃料被覆管上端の軸方向変位[㎜]
R　　：たわみ半径[㎜]
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。

5.2.2. 評価結果

図５－２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 7.7mm（高燃焼度８×８燃料），9.4mm（９×９燃料（Ｂ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/mm2]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５－１４，図５－１５に示すとおり燃料棒は照射により 3mm[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 4.7mm（高燃焼度８×８燃料），6.4mm（９×９燃料（Ｂ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 45mm 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５－１６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５－３に示す。評価はがれき衝突位置を考慮して，３ケース評価した。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。

表５－１　ジルカロイ-２（照射材）の物性値[3]

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

*1：20℃及び300℃のデータからの内挿値

表５－２　　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ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料	高燃焼度８×８燃料	９×９燃料（Ｂ型）
ヤング率	N/mm2	E		91300	91300	91300	91300
酸化減肉*1（EOL）	mm	oxd		0.01	0.01	0.01	0.01
等価ばね定数	N/mm	K	E*A/L	698	686	687	500

*1：酸化膜厚さ約15μm[3]の酸化減肉に相当

表５－３　　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ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料	高燃焼度８×８燃料	９×９燃料（Ｂ型）
圧縮荷重	kN	Pcr	$\pi^2\cdot E\cdot I/(Lsp8)^2$	1.7	1.7	1.7	0.9
UTP 下降量	mm	Xcr	Pcr/K	2.5	2.5	2.4	1.9
発生応力	N/mm^2	σcr	Pcr/A	55	55	55	42

表５－４　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。

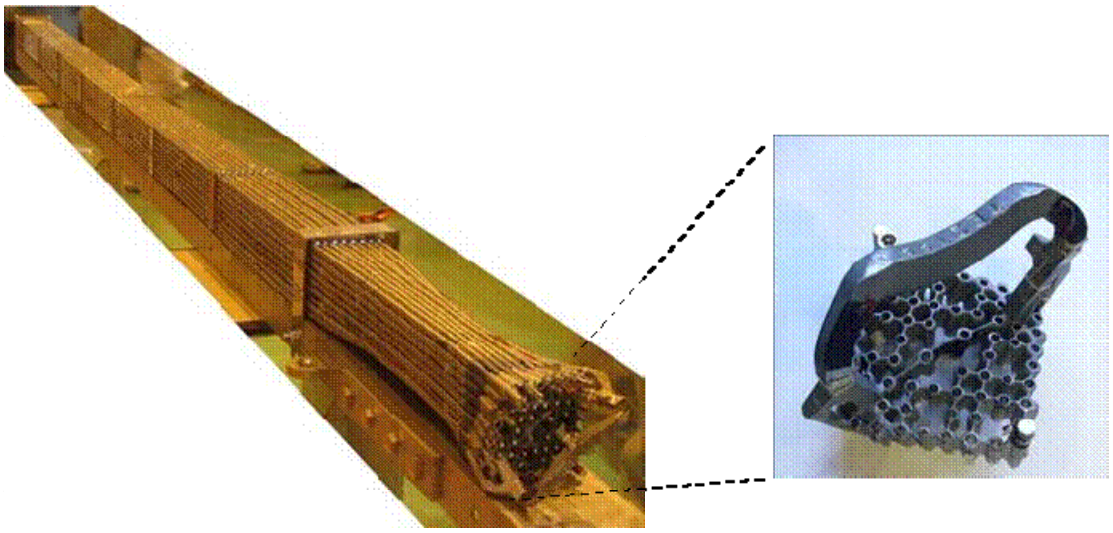


図５－１　がれき落下衝撃試験の結果

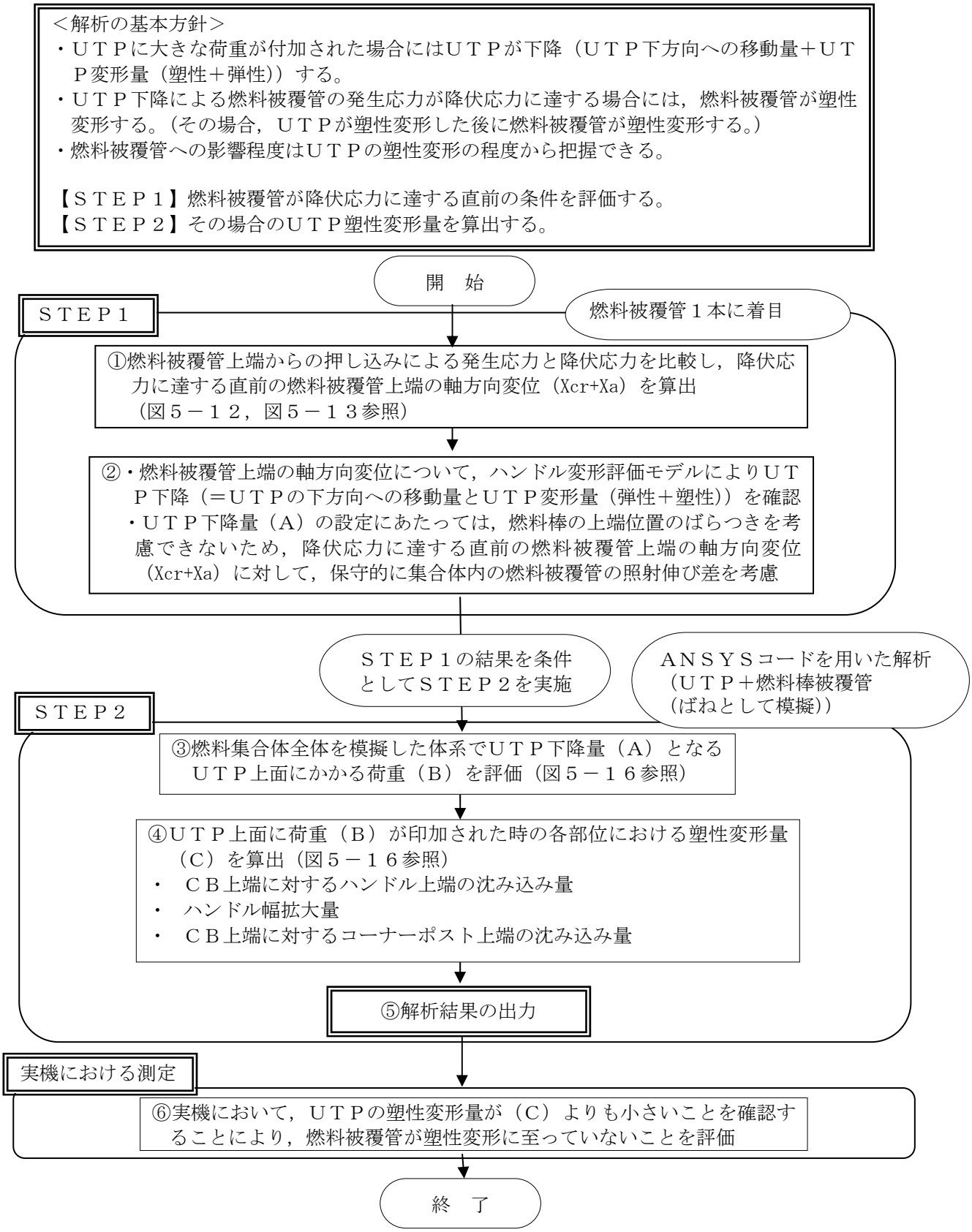


図５－２　ＵＴＰに残留する塑性変形量の解析フロー図

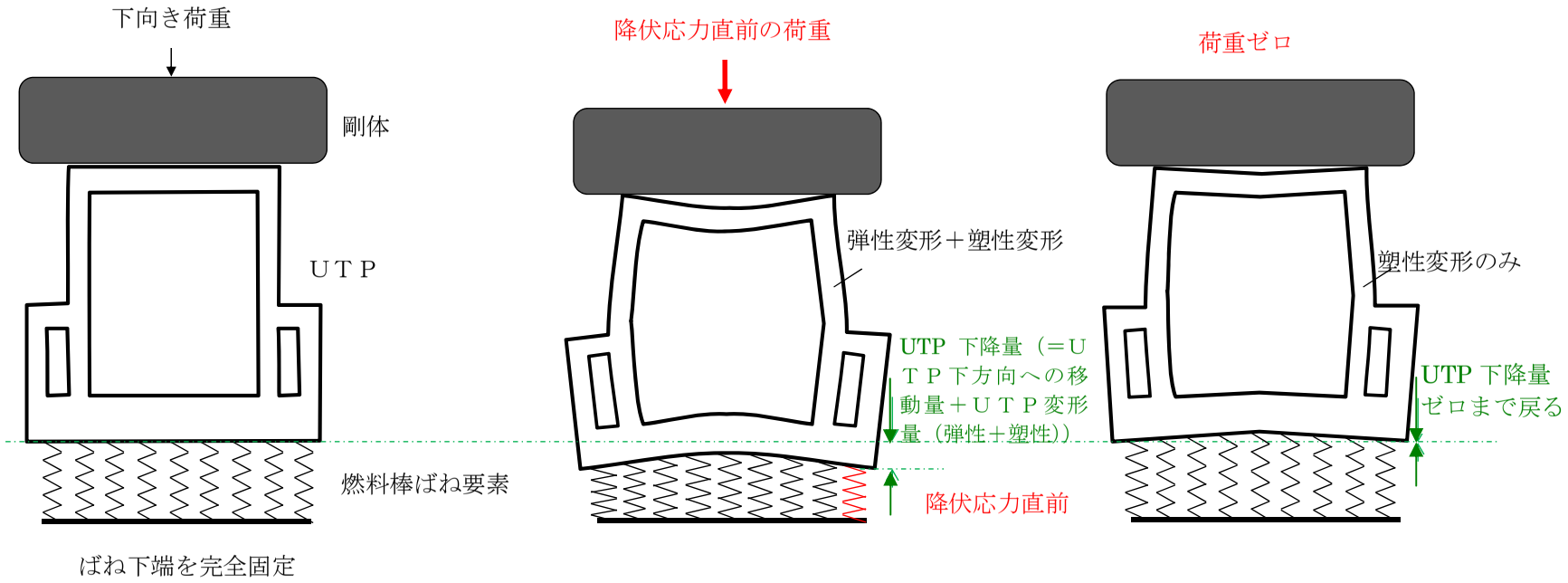
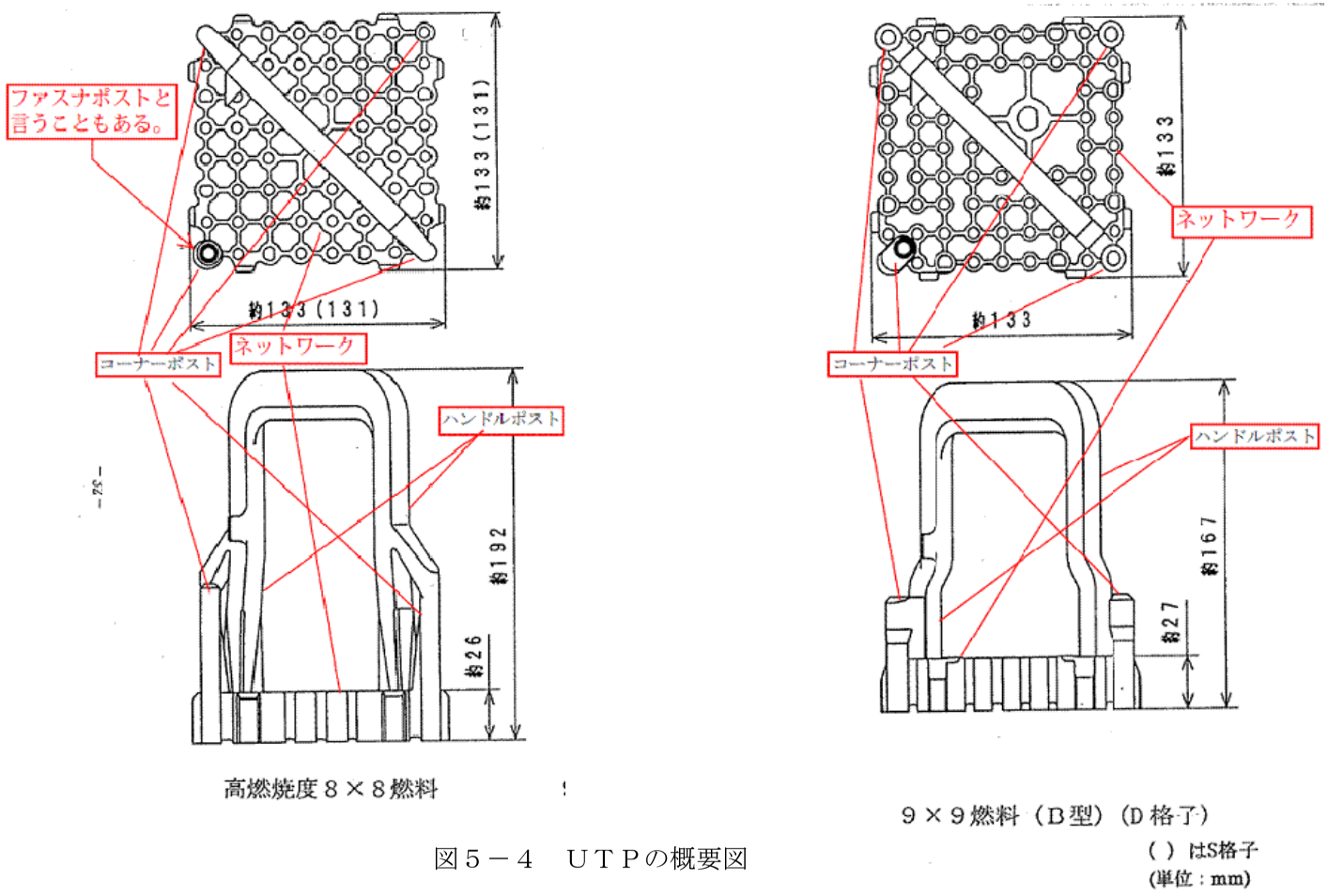


図５－３　解析モデルの概要



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

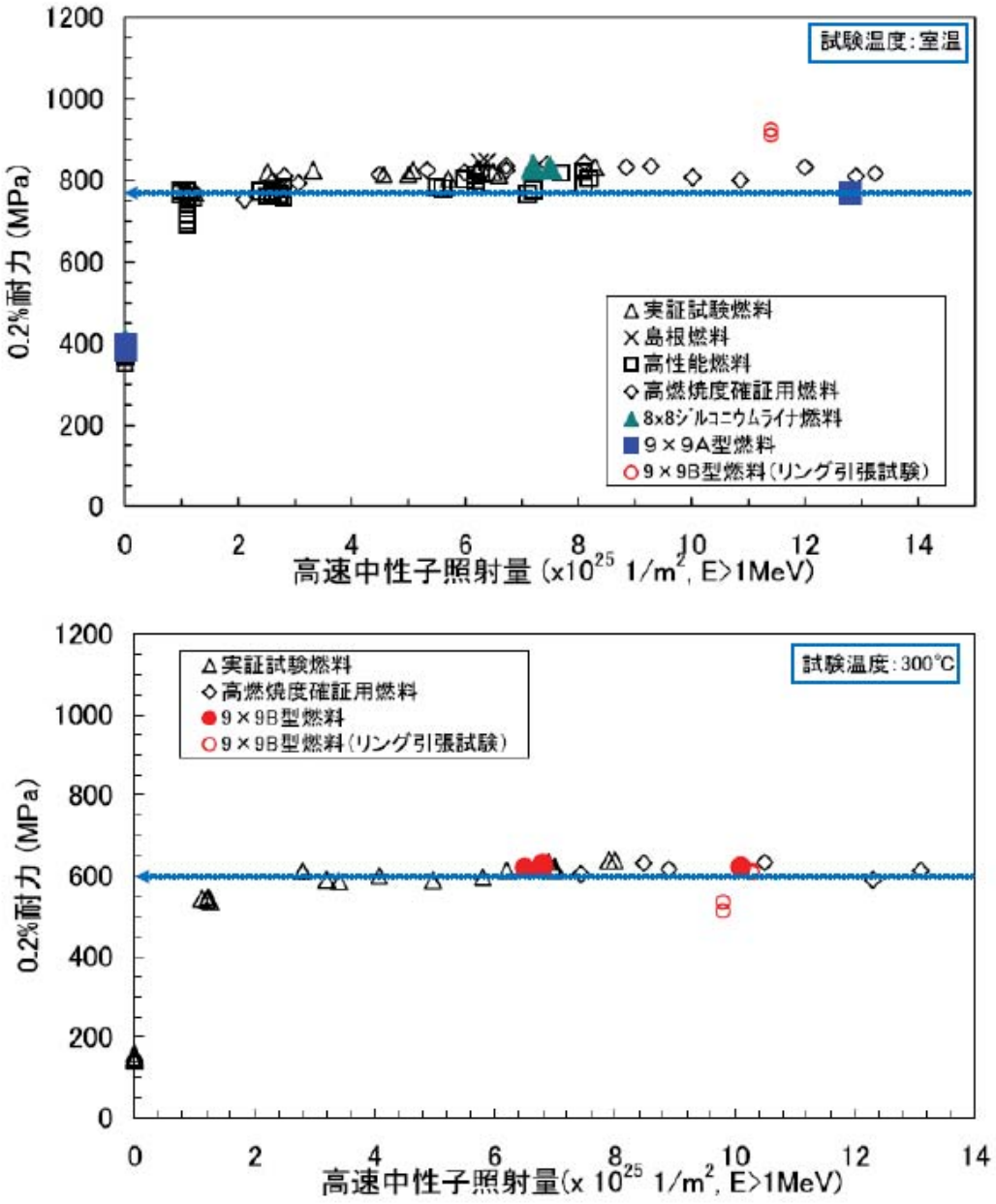


図５―５　ジルコニウム合金の降伏応力（０．２％耐力）評価[3]

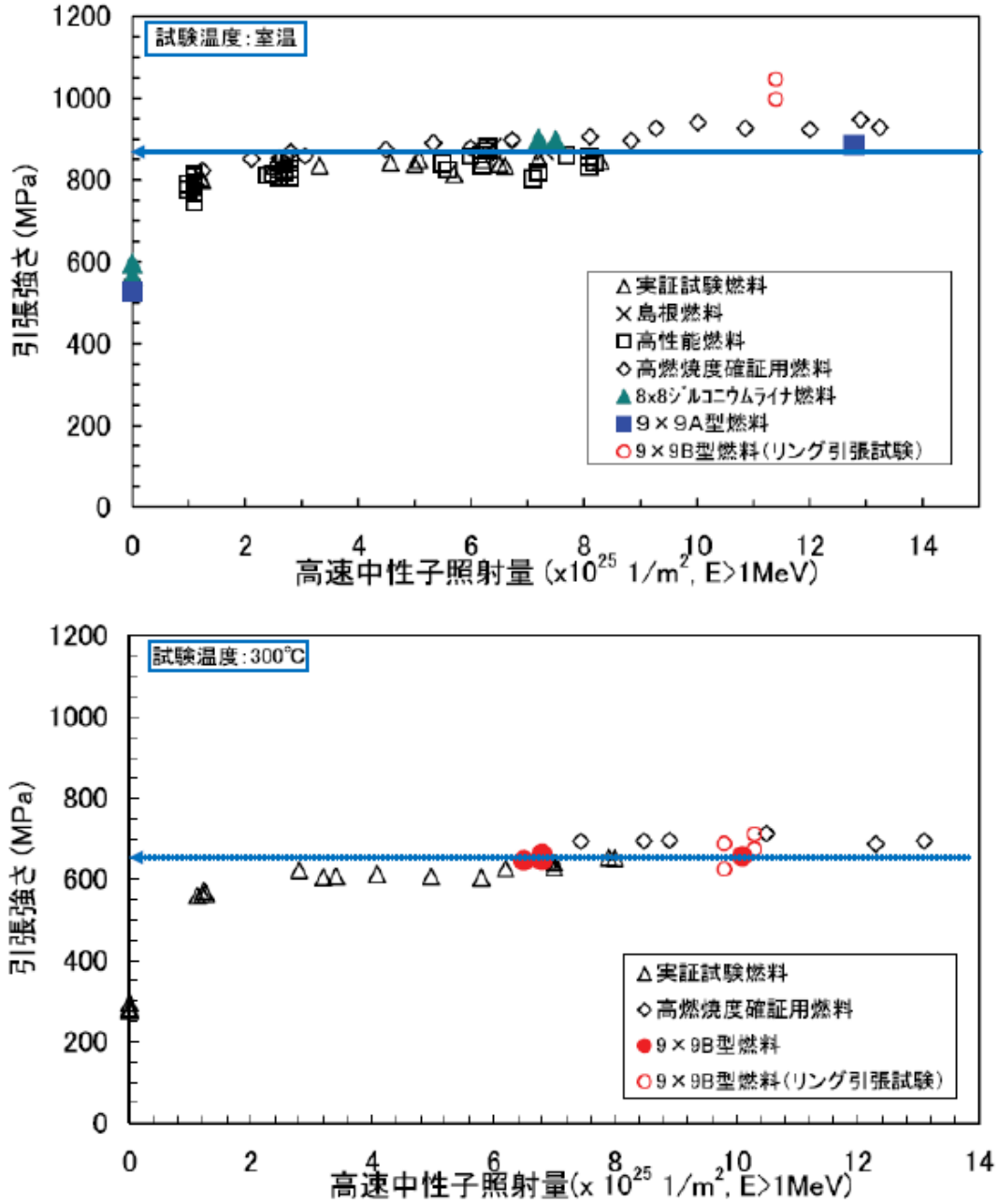
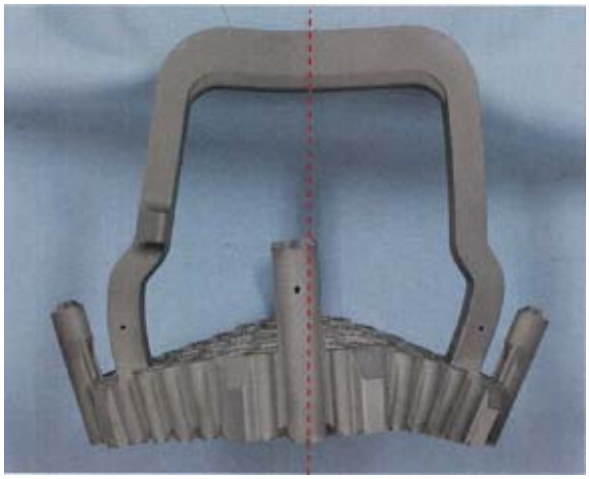
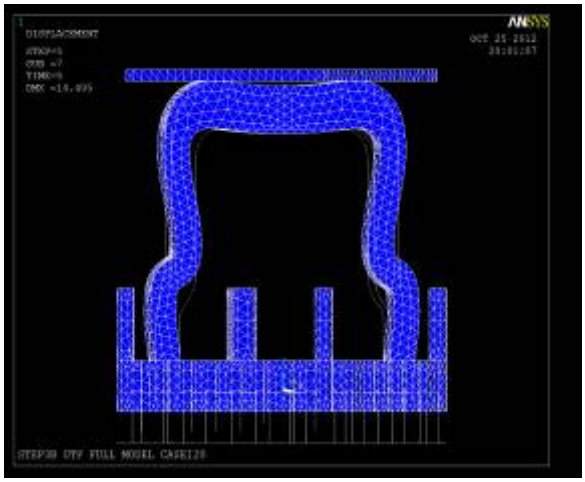


図５―６　ジルコニウム合金の引張り強さ評価[3]

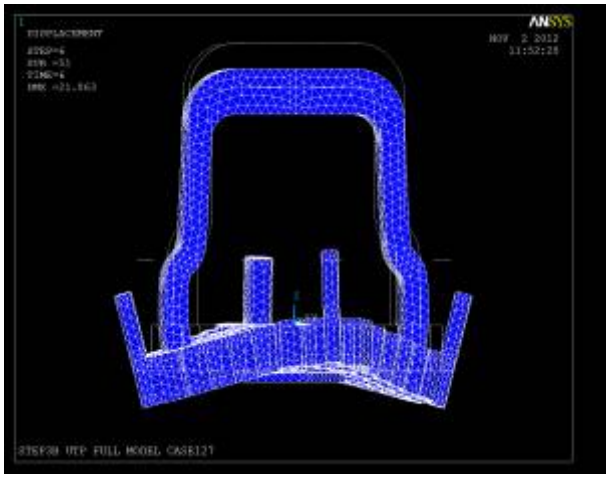
ハンドルを変形させる試験



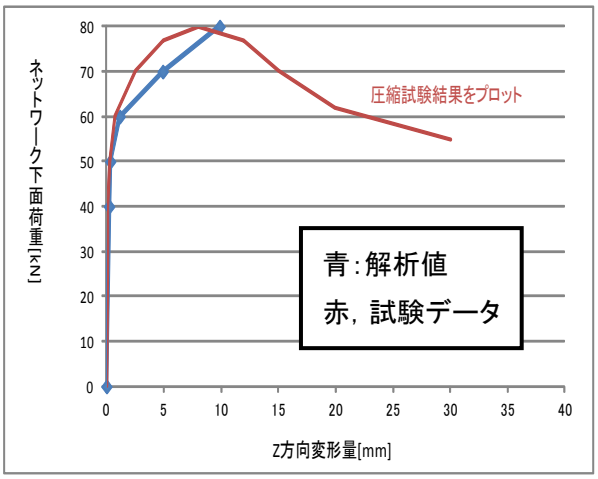
ネットワークを変形させる試験



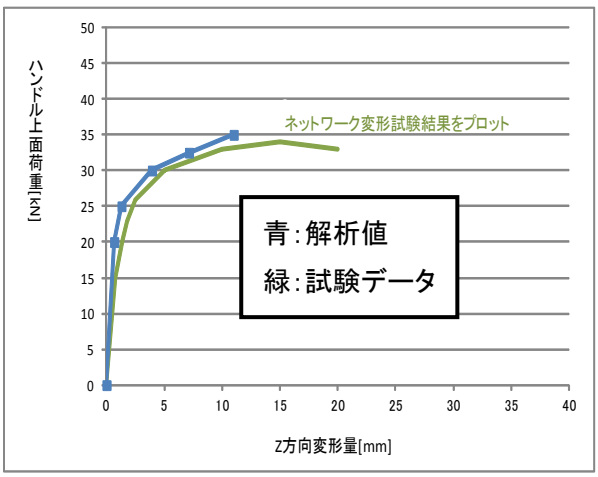
ハンドルを変形させる解析



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

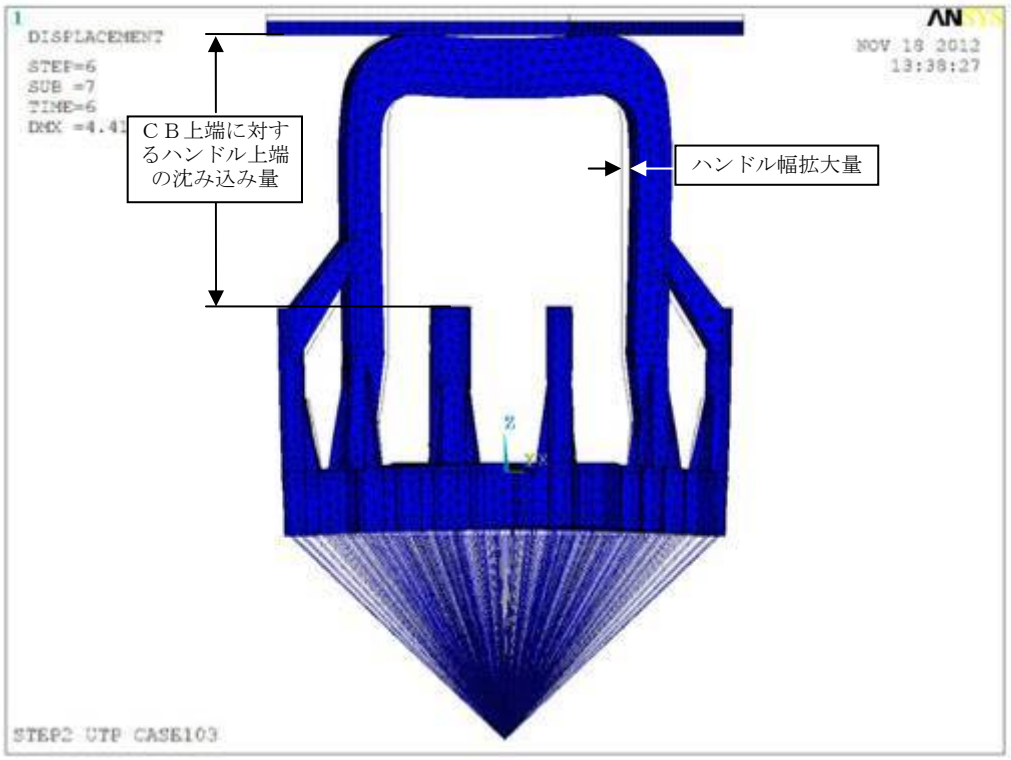


図５－８　典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図（高燃焼度８×８燃料）

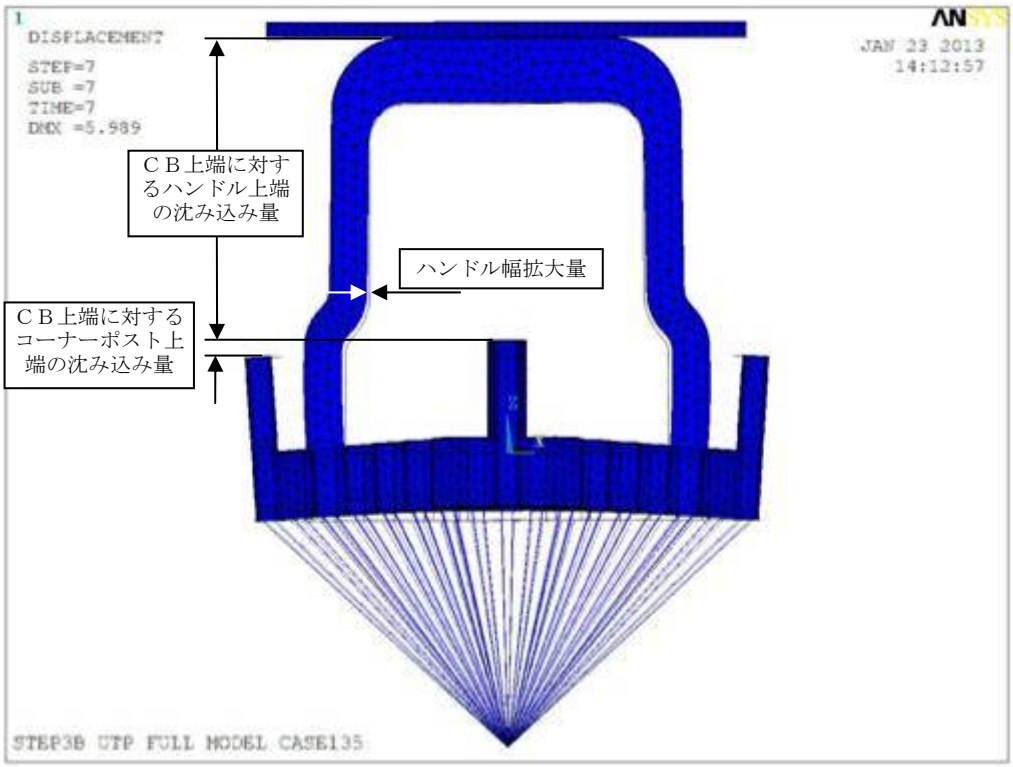


図５－９　典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図（９×９燃料（Ｂ型））

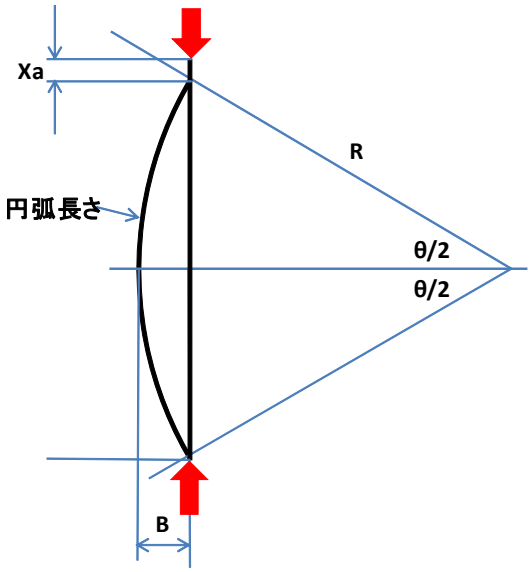


図５－１０　たわみの幾何学的評価の模式図

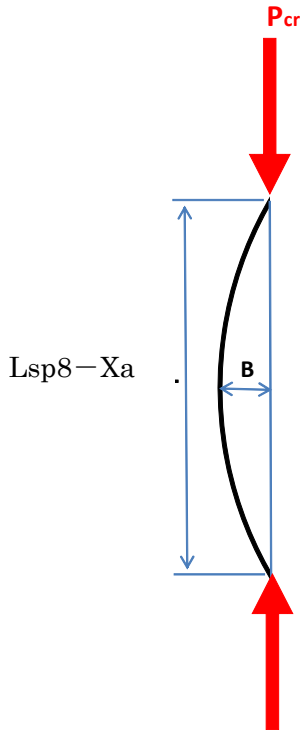


図５－１１　たわみの材料力学的評価の模式図

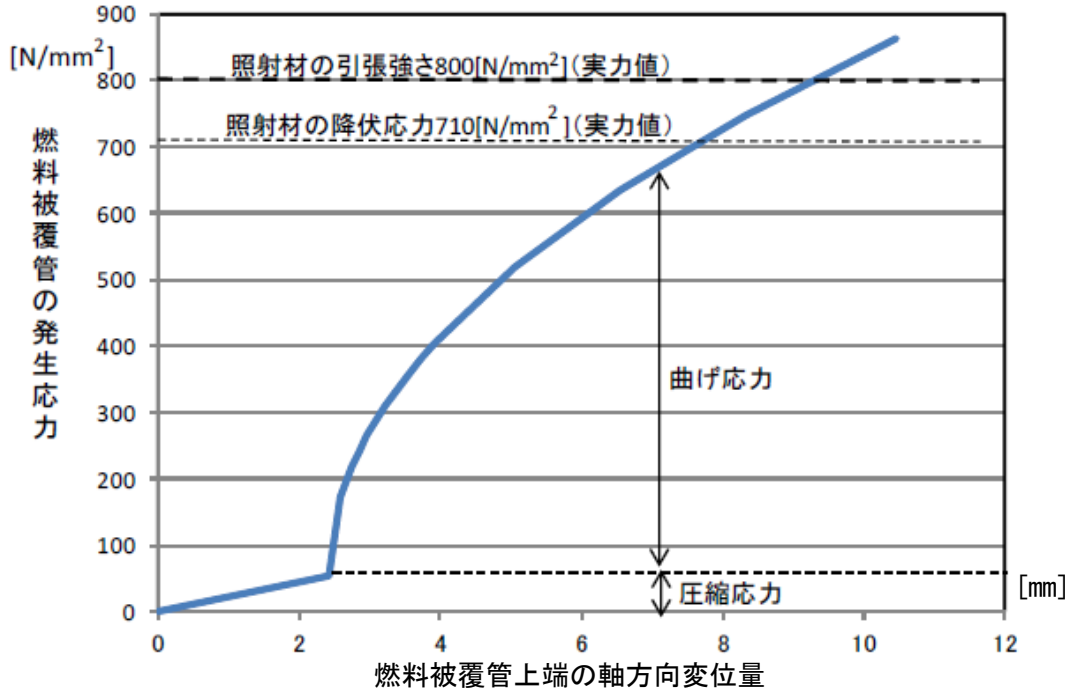


図５－１２　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（高燃焼度８×８燃料）

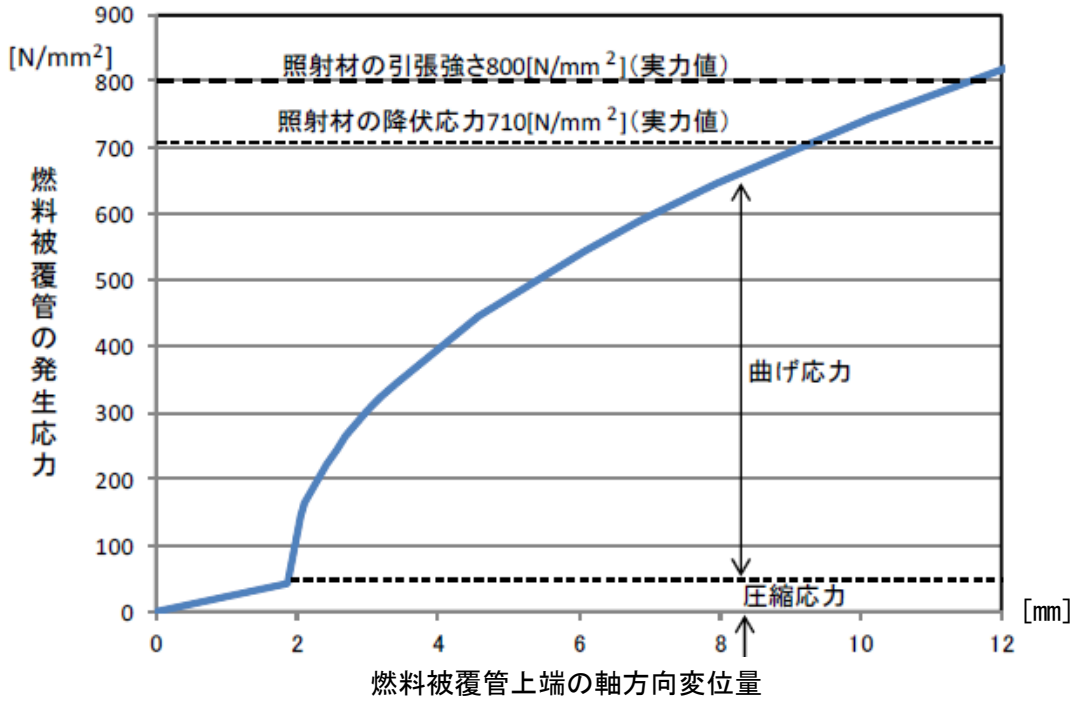
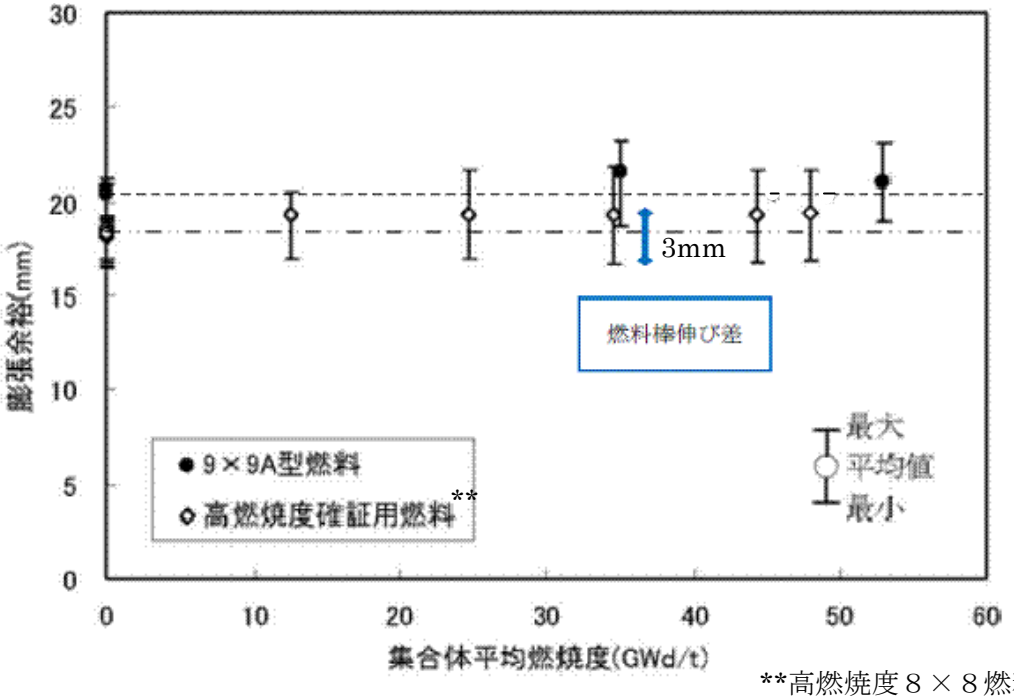


図５－１３　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（９×９燃料（Ｂ型））



**高燃焼度８×８燃料のデータ

図５－１４　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]

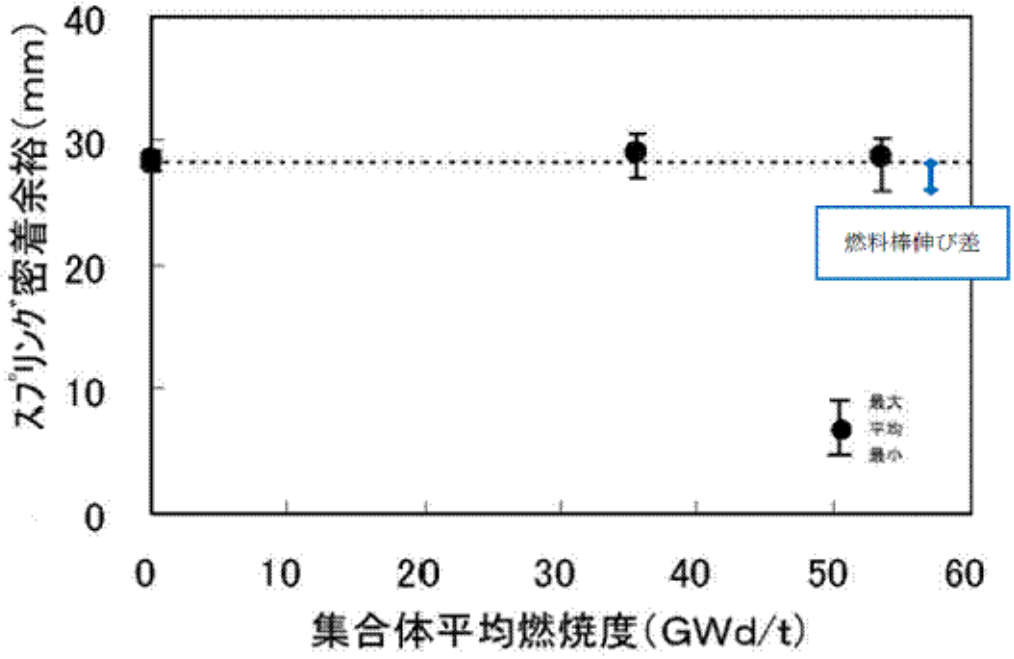
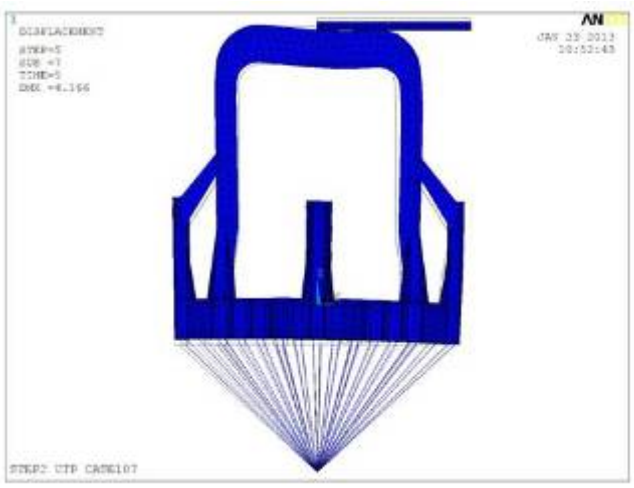
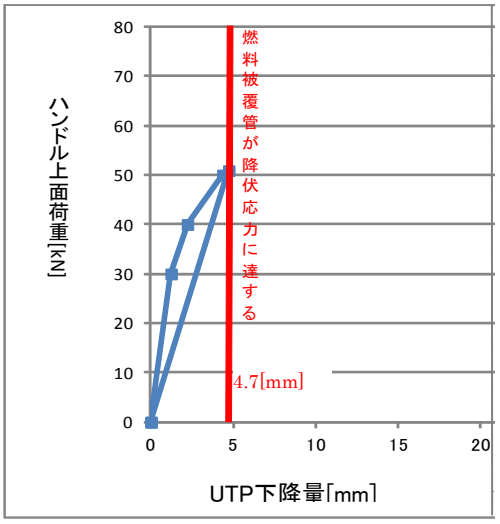
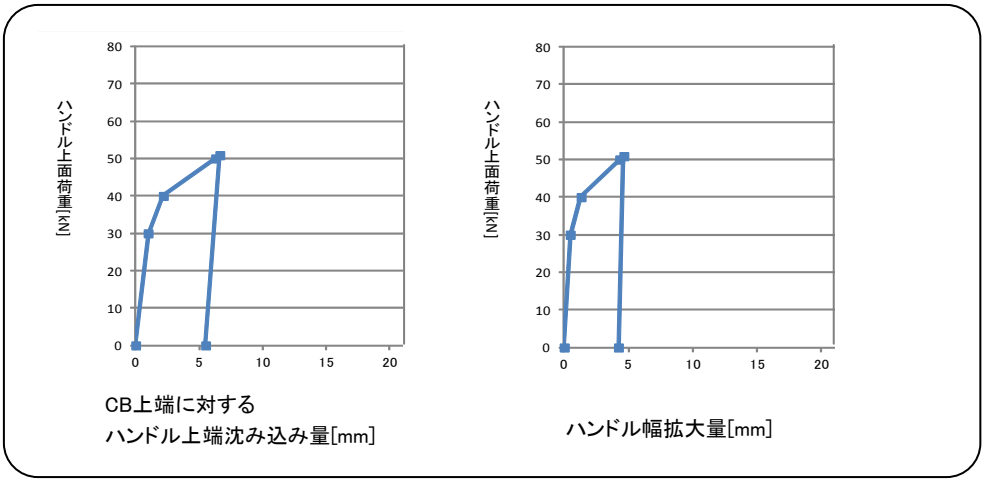


図５－１５　燃料棒伸び差の燃焼変化（膨張スプリングのデータから評価）
（９×９燃料（Ｂ型））[2]





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５－１６　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）

6.　燃料の取り扱い（４号機）

6.1.　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。

6.2.　燃料健全性確認

6.2.1.　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。

6.2.2.　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。

6.2.3.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。

6.3.　がれきによるＣＢの固着

6.3.1. 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。

6.3.2. 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。）

6.3.3. 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。

6.3.4. 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。

6.4. 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。

6.5. 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。

6.6. 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。

6.6.1. 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，ＮＦＴ－２２Ｂ型構内輸送容器の搬入により４号機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，ＮＦＴ－２２Ｂ型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６－１１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。

6.6.2. 気相

４号機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４号機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

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）

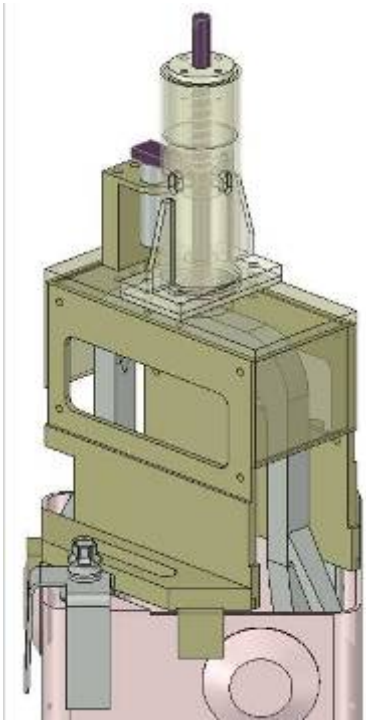


図６－３　燃料健全性確認用治具（概念図）：高燃焼度８×８燃料用

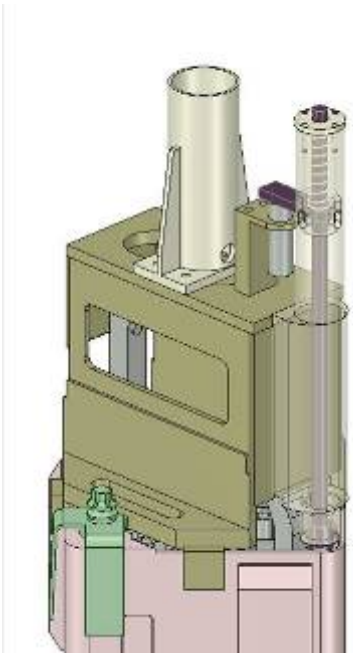


図６－４　燃料健全性確認用治具（概念図）：９×９燃料（Ｂ型）用

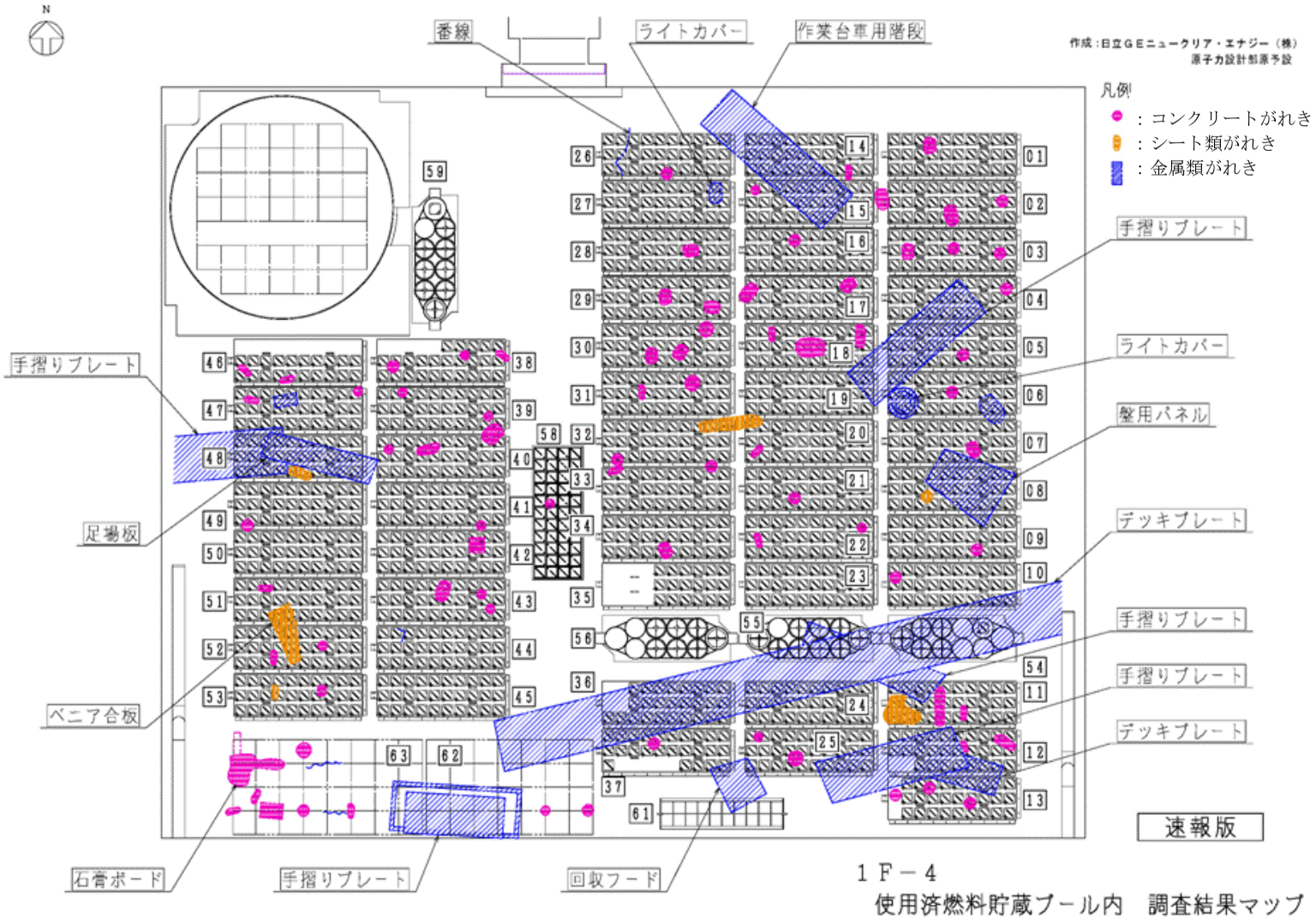
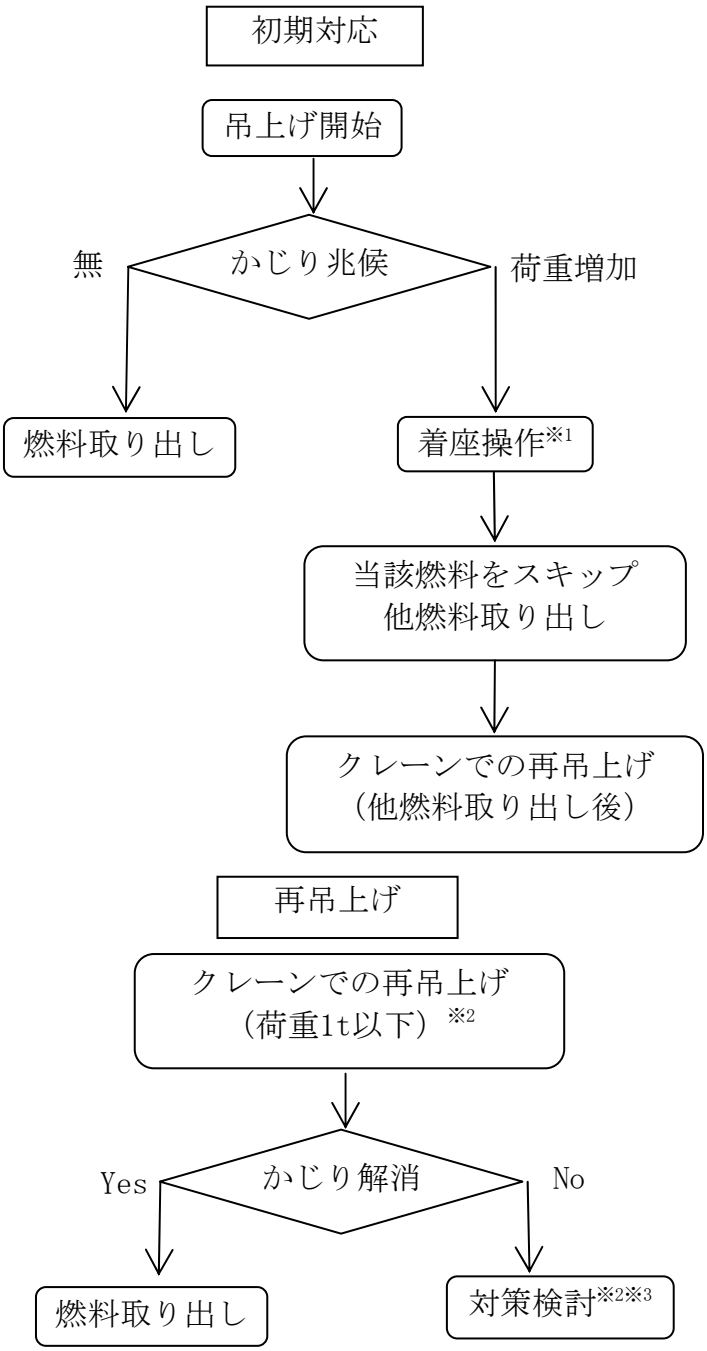


図６－５　　４号機ＳＦＰ内がれきマップ



※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

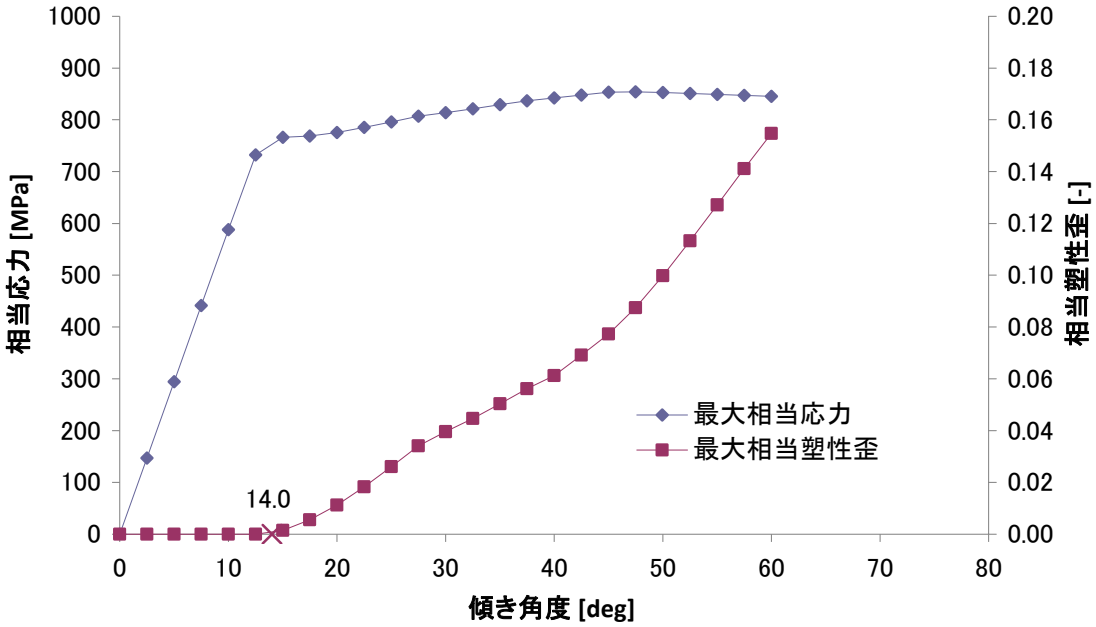


図６－７　ＬＴＰと燃料棒との嵌合部傾き角度－発生応力及び塑性歪

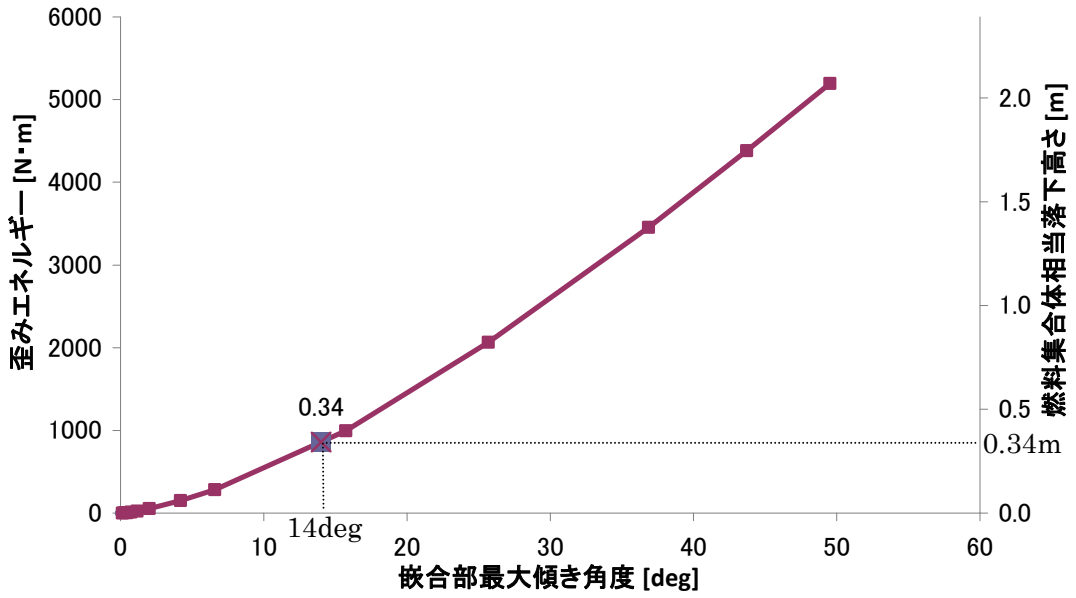


図６－８　ＬＴＰと燃料棒との嵌合部最大傾き角度－歪みエネルギー及び落下高さ

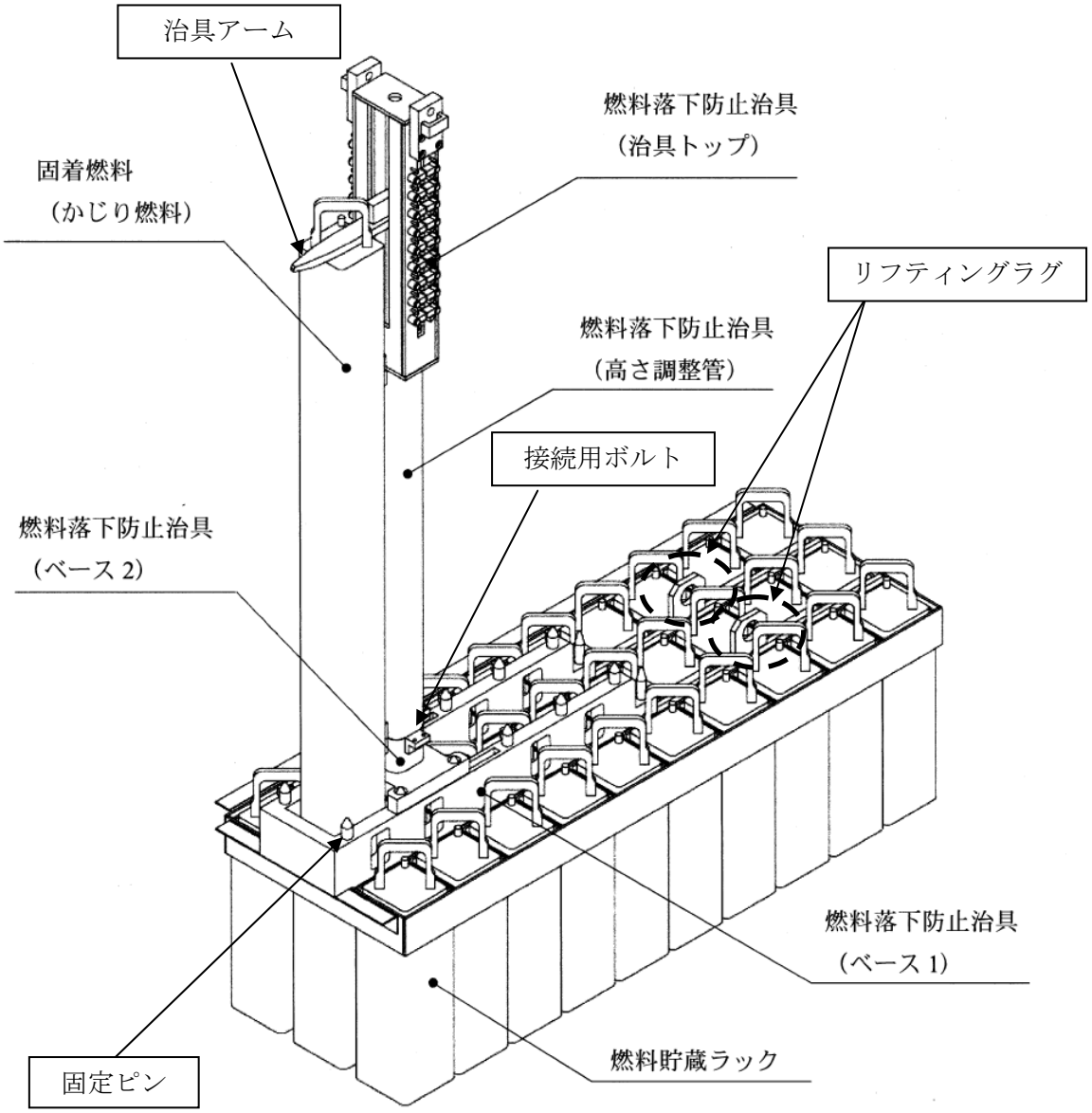


図６－９　落下防止治具概念図

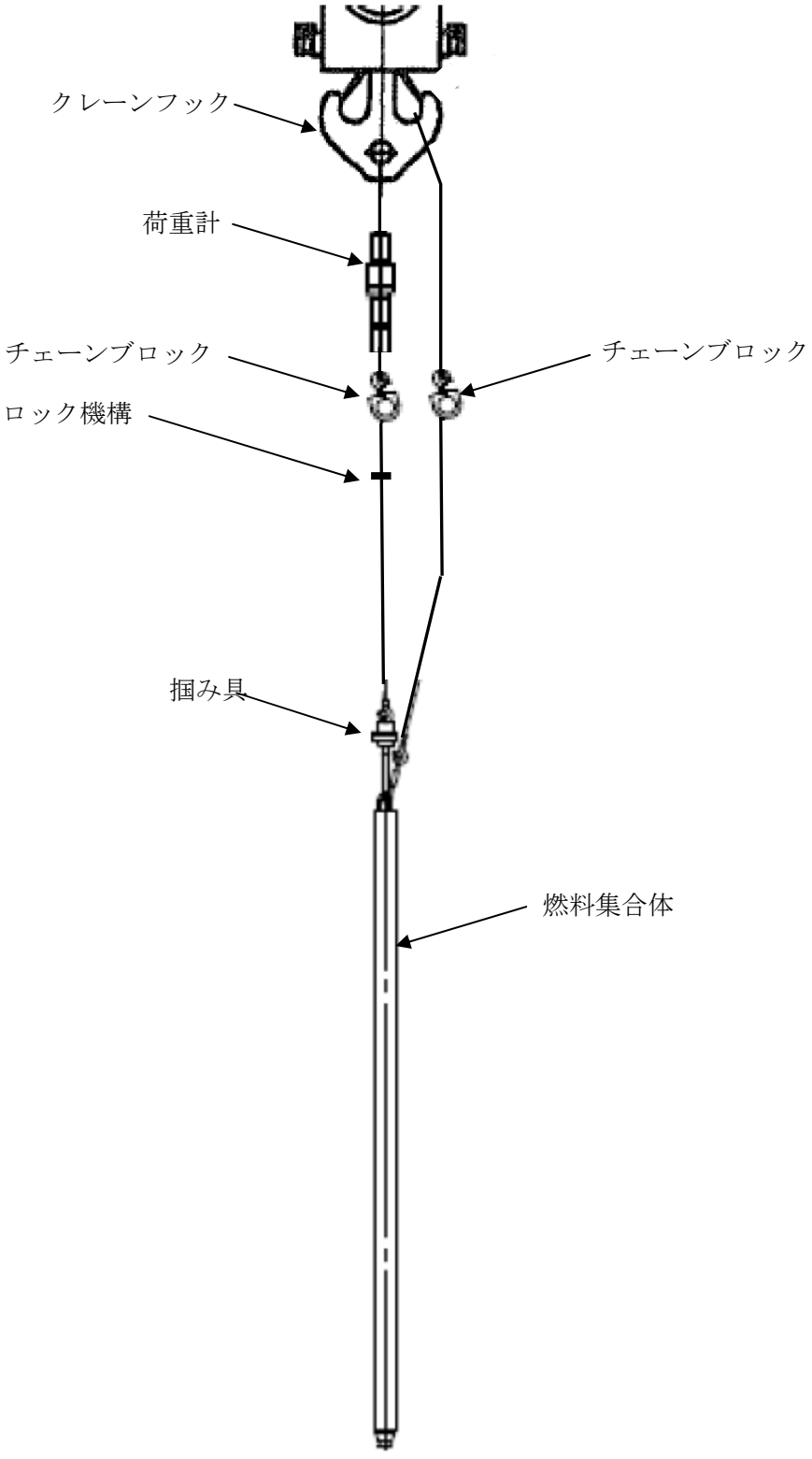


図６－１０　クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い（概念図）

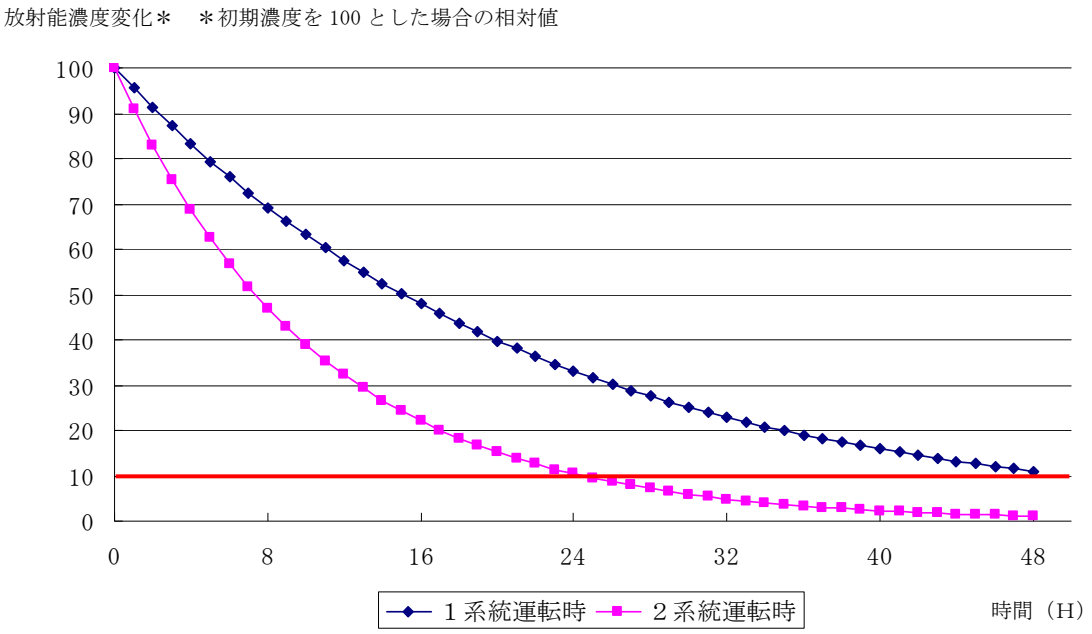


図６－１１　使用済燃料共用プール冷却浄化系ろ過脱塩装置での放射能除去評価

7. 参考資料

（1）汎用有限要素解析コードＡＮＳＹＳについて

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

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。

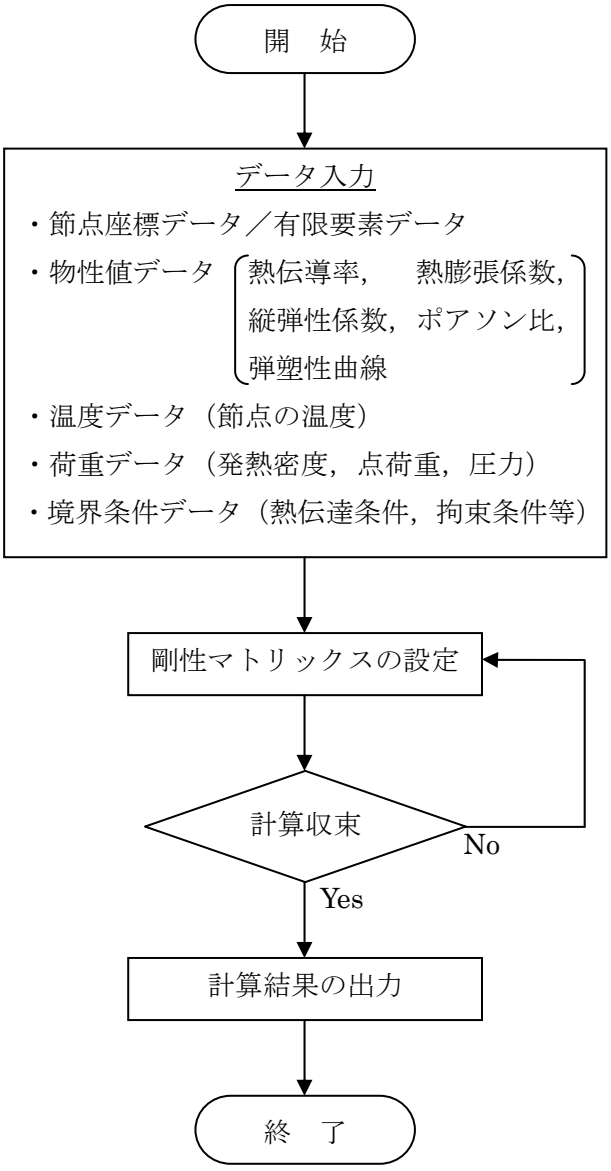


図１　　ＡＮＳＹＳコードの解析フロー図

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

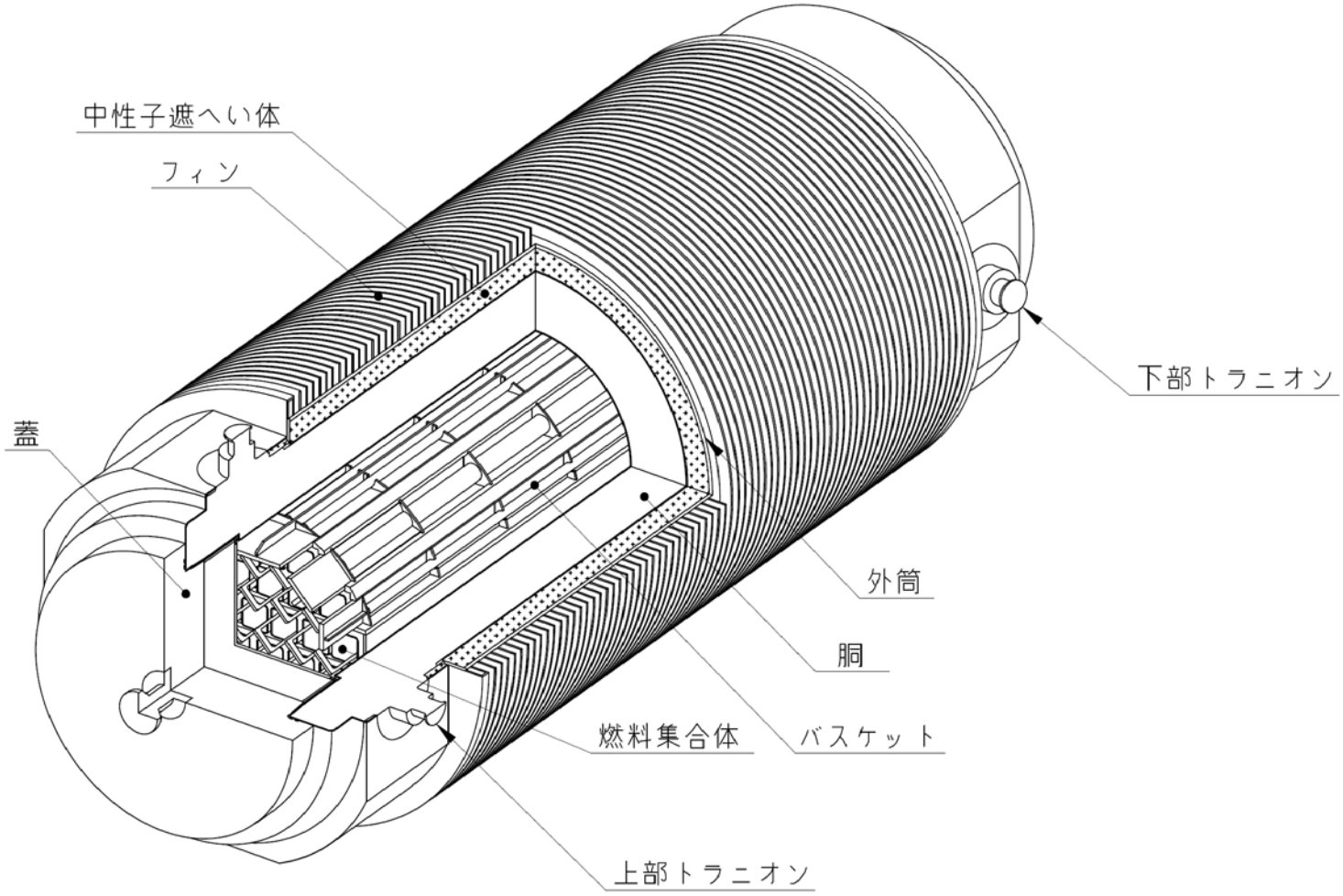


図1-1　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

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。

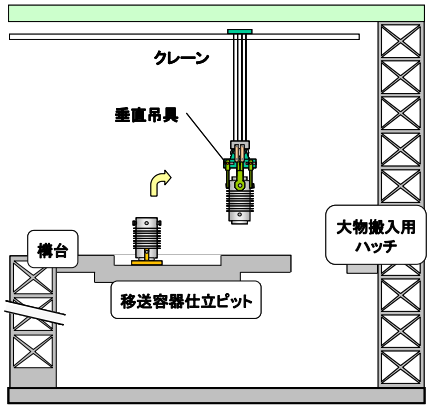
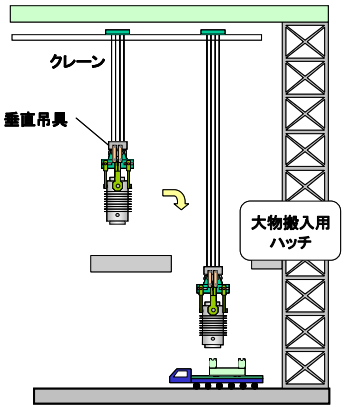
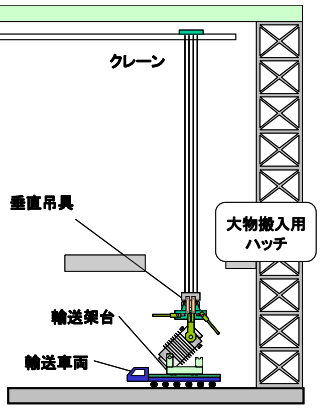
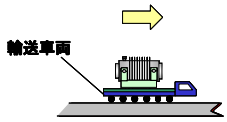
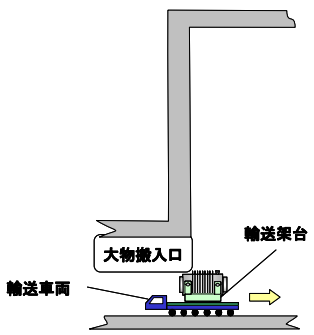
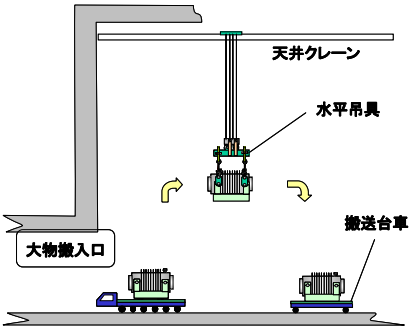
No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）	No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）
1-1	輸送容器の搬出  	1-2	輸送容器の吊下ろし 
1-3	輸送車両への積載  	1-4	構内輸送（徐行） 
1-5	共用プール建屋への搬入  	1-6	搬送台車への積載 

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/3）

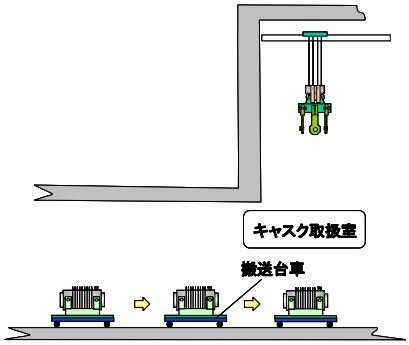
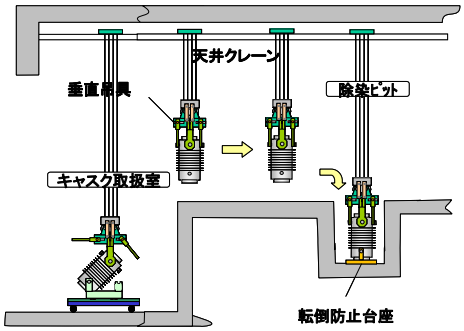
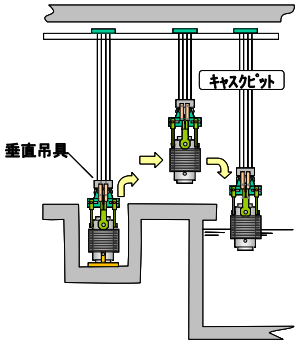
No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）	No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）
1-7	キャスク取扱室への移動  	1-8	除染ピットへの移動 
1-9	キャスクピットへ移動  		

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/3）

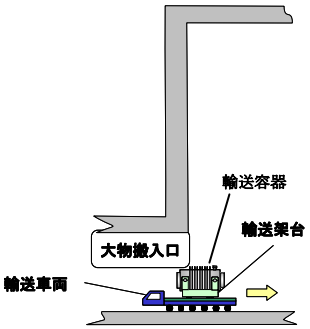
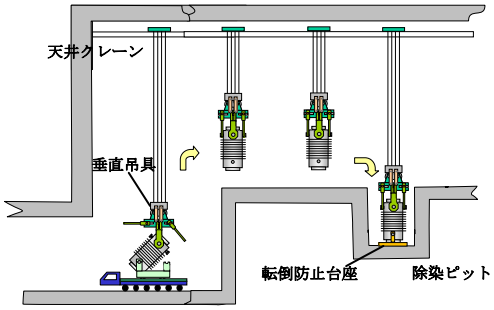
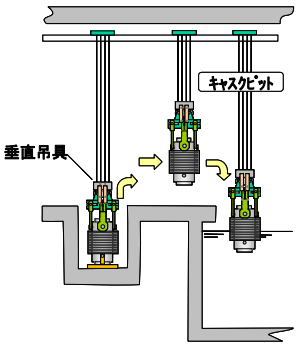
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード
（６号機への輸送）</th><th>No.</th><th>取扱いモード
（６号機への輸送）</th></tr>
<tr><td>2-1
～
2-4</td><td>「輸送容器の搬出」，「輸送容器の吊下ろし」，「輸送車両への積載」，「構内輸送」は No.1-1～1-4 と同じ</td><td>2-5</td><td>6 号機への搬入
 
</td></tr>
<tr><td>2-6</td><td>輸送容器の吊上げ，除染ピットへの移動
 
</td><td>2-7</td><td>キャスクピットへ移動
 
</td></tr>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

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。

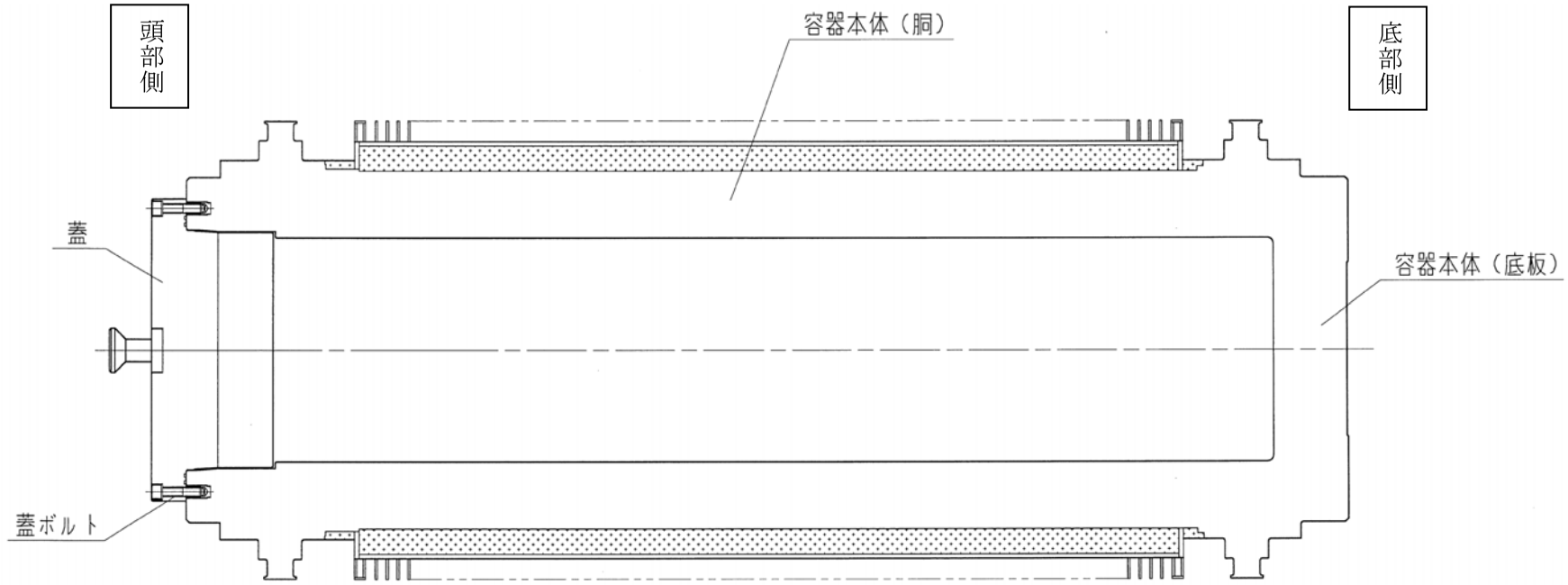


図 3.1-2　容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

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。

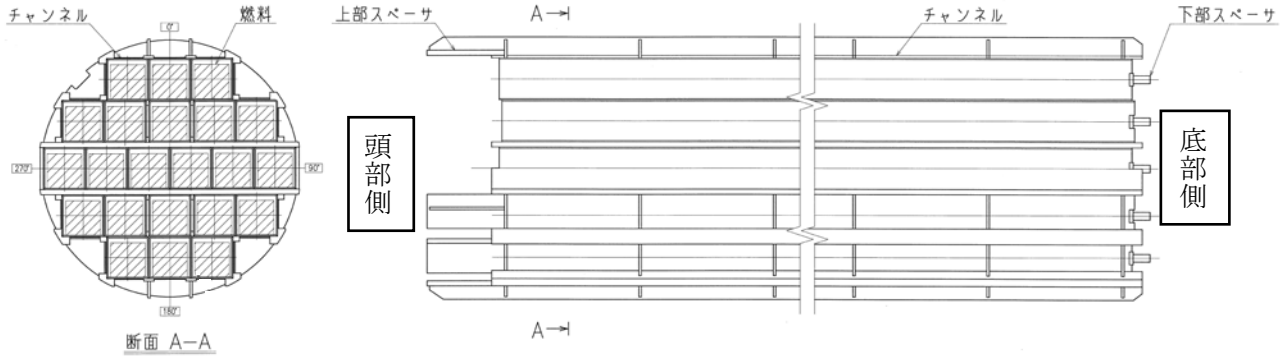


図 3.1-3　バスケットの応力評価箇所

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。

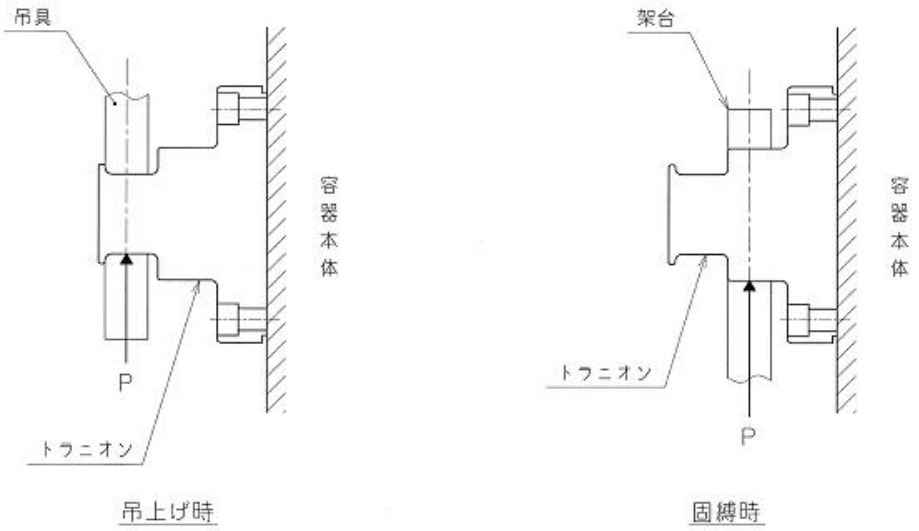


図3.1-4　トラニオンへの荷重点

(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。

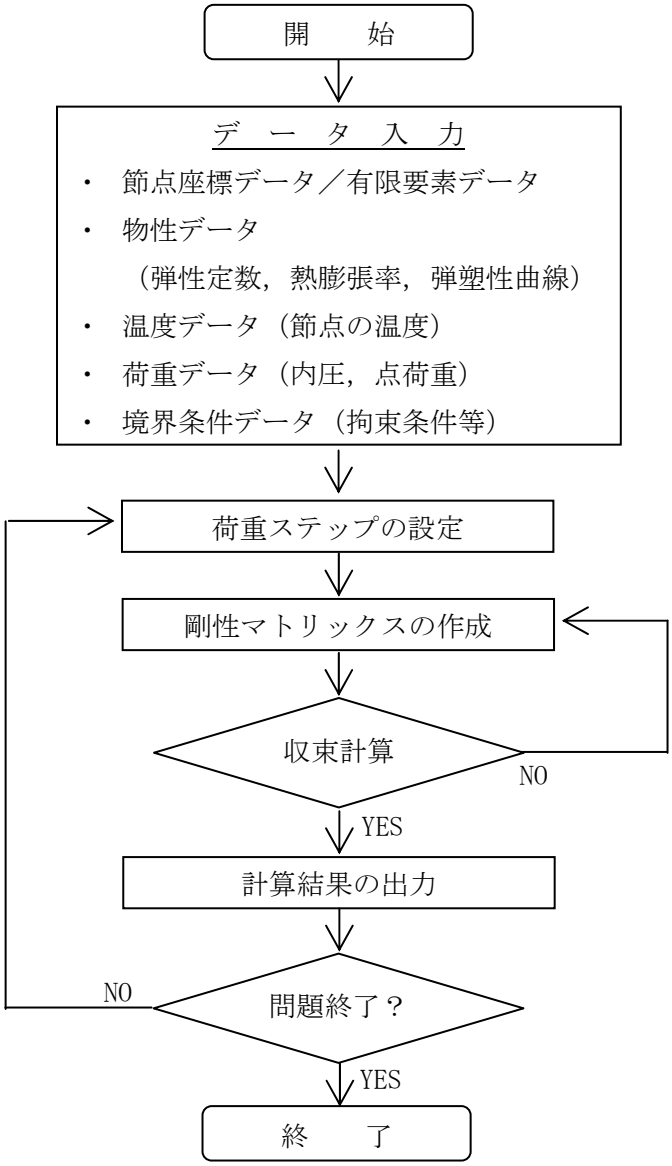


図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

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

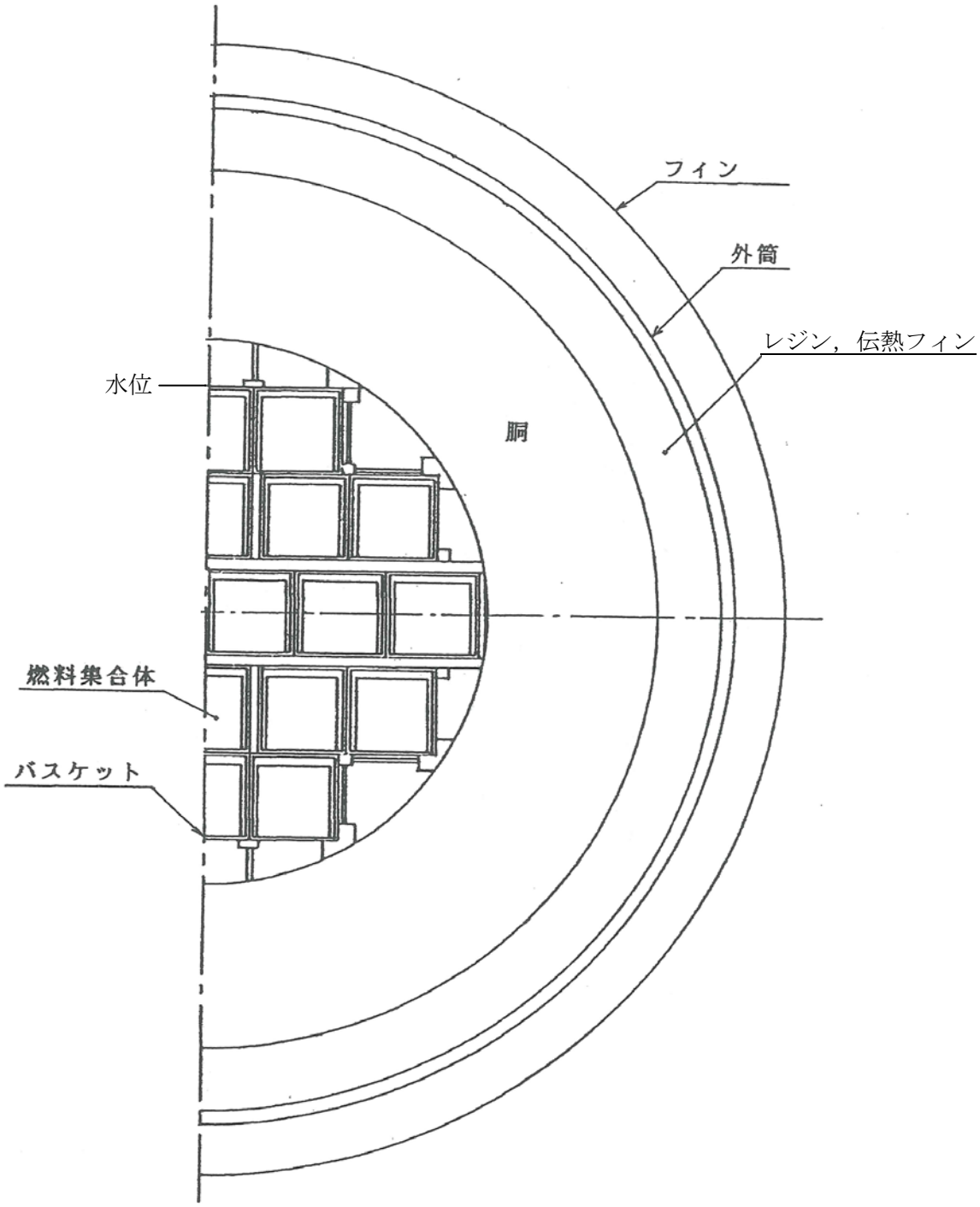
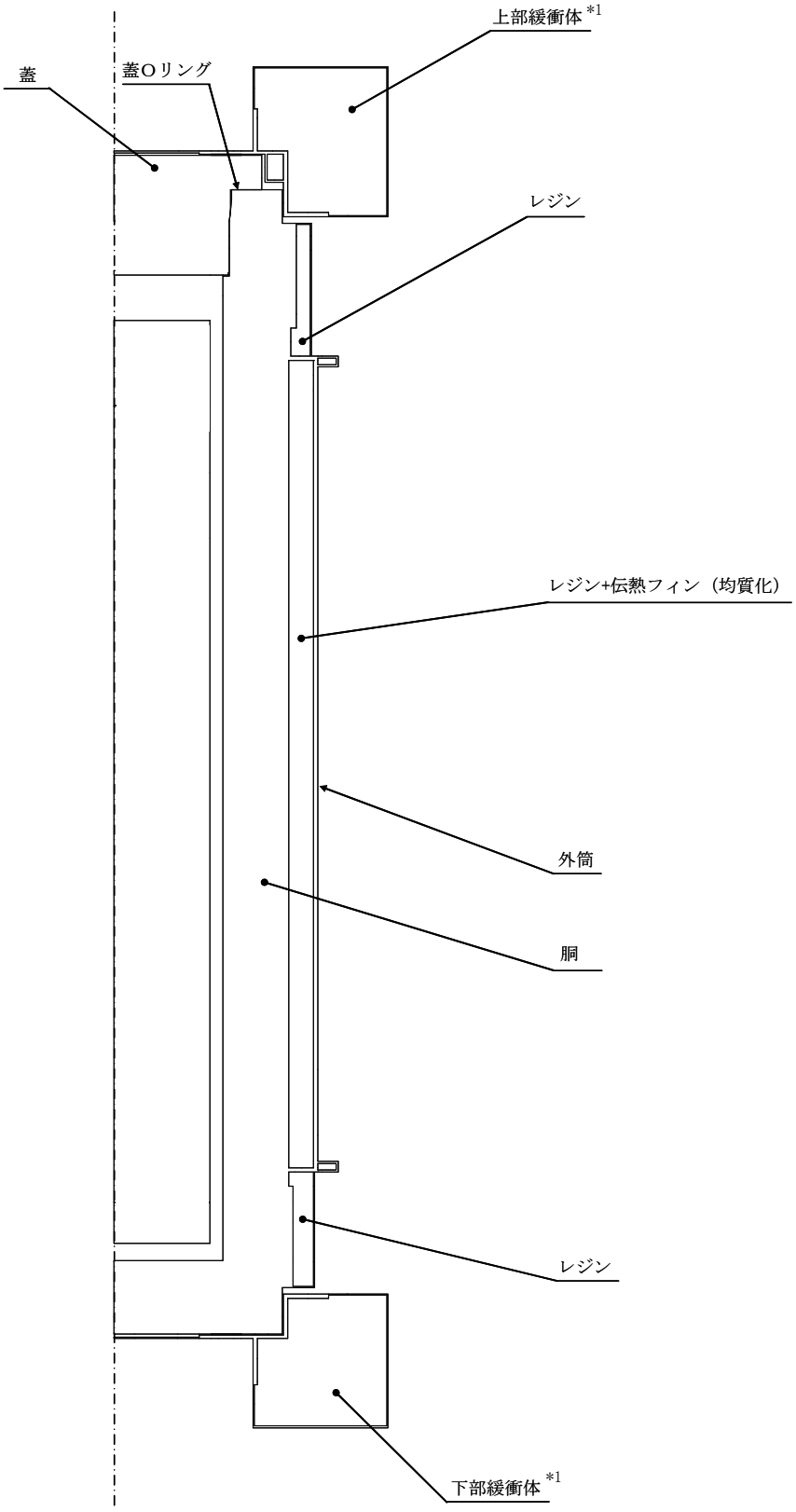


図 3.2-1　輪切り半ピッチモデル形状図



*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)

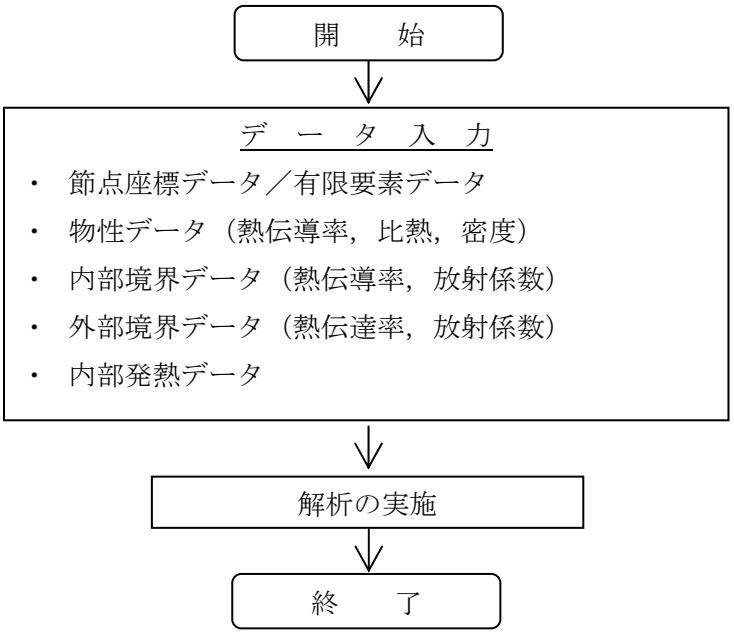


図 3.2-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

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

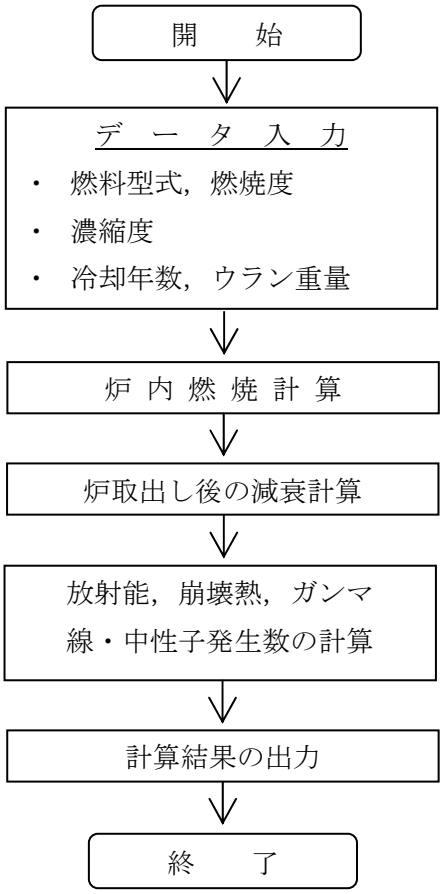


図 3.2-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

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。

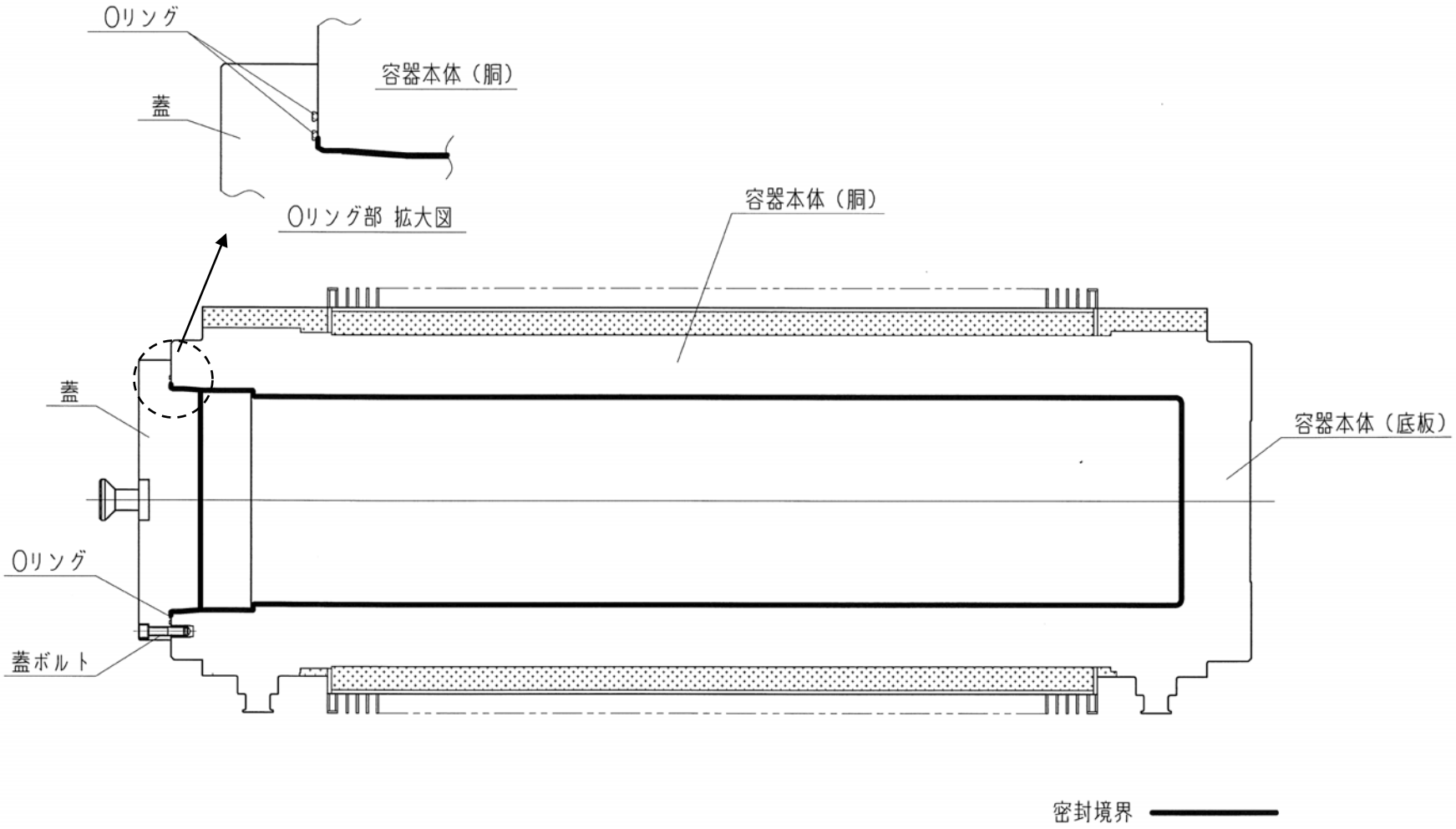


図 3.3-1 密封境界

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。

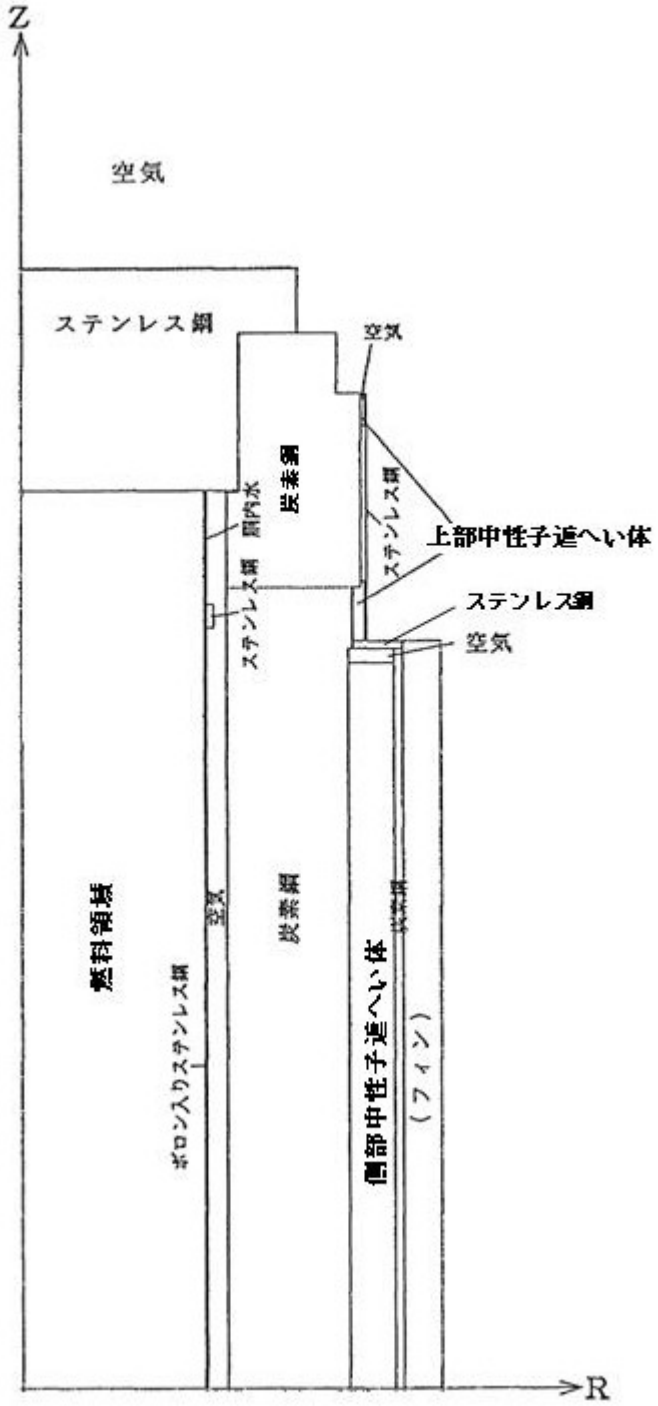


図 3.4-1 遮へい解析モデル（頭部方向）

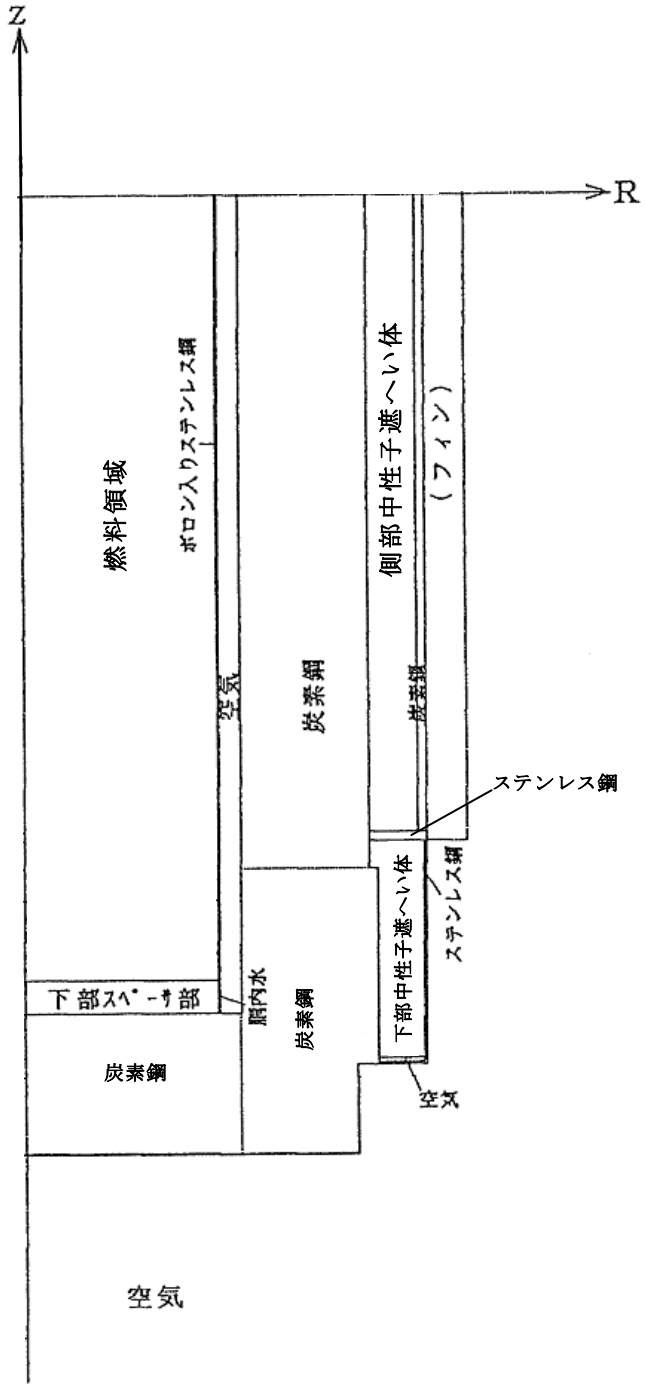


図 3.4-2 遮へい解析モデル（底部水位方向）

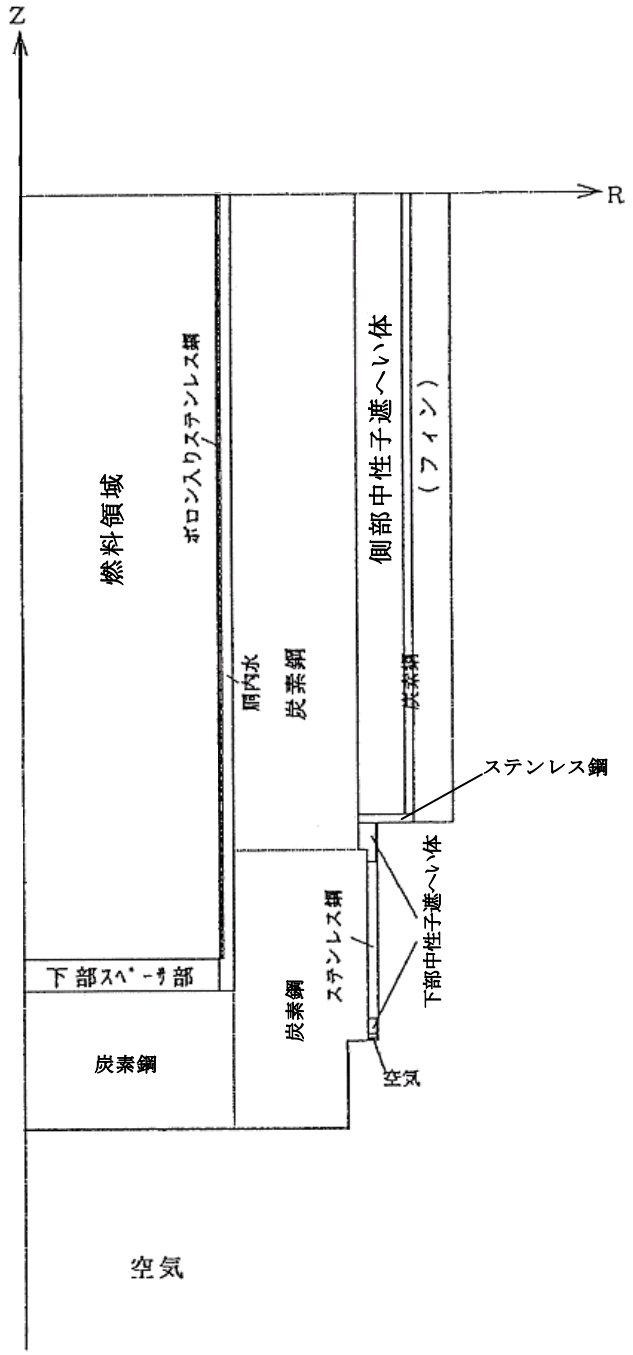


図 3.4-3 遮へい解析モデル（底部トラニオン方向）

(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。

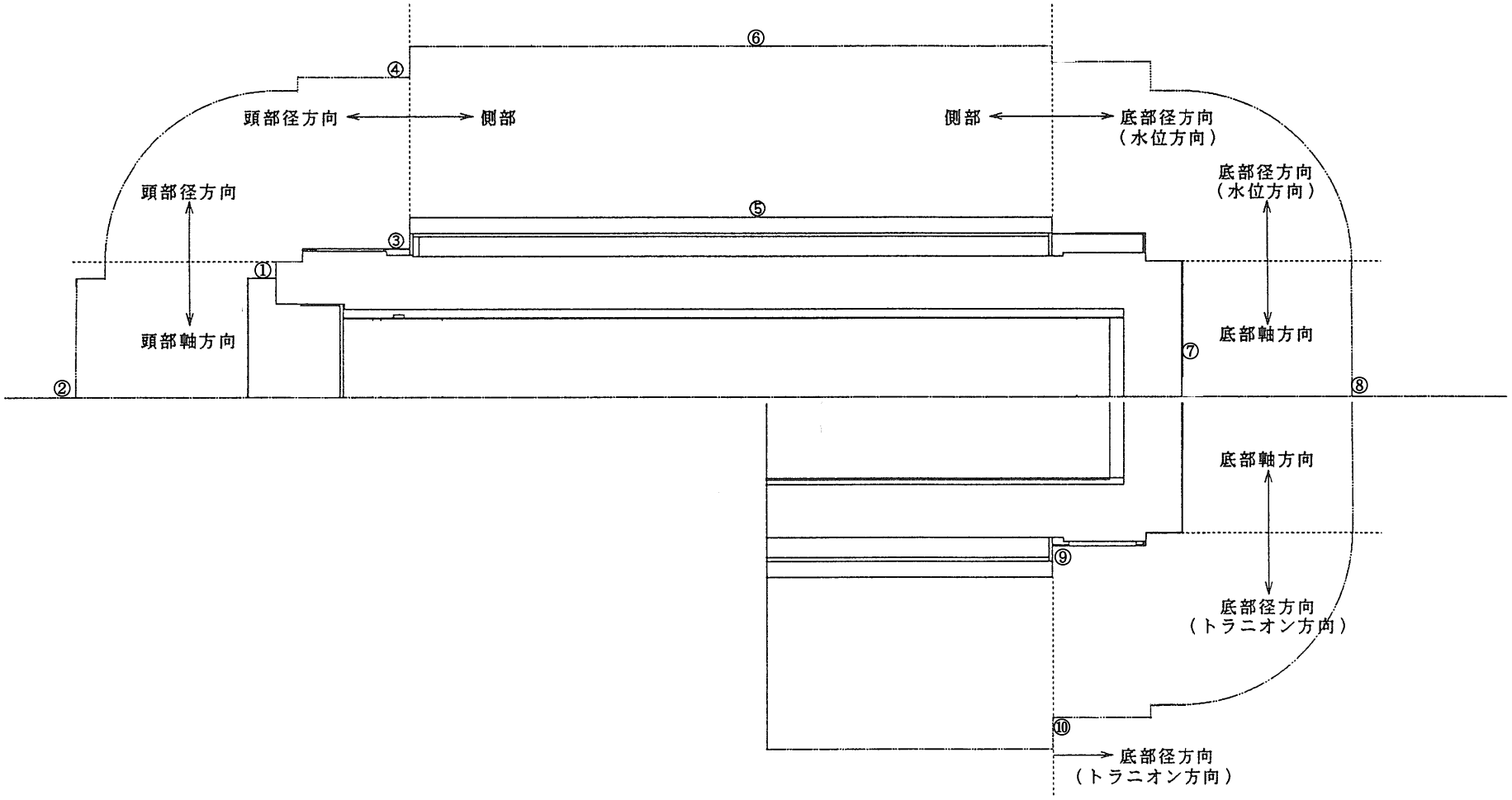


図3.4-4　　線量当量率評価位置

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

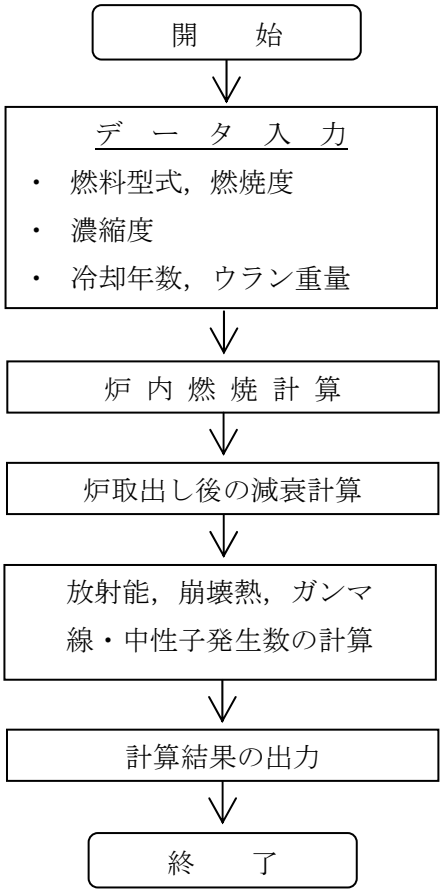


図 3.4-5　ORIGEN2 コードの計算フロー図

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

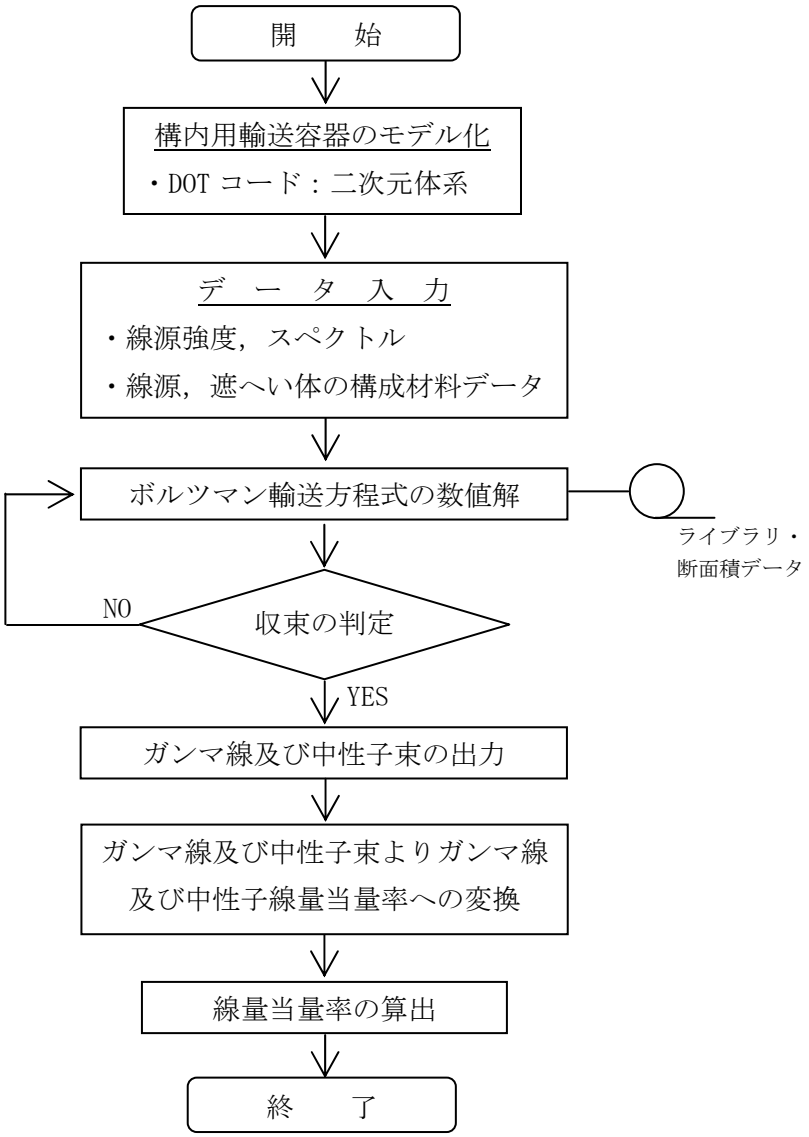


図 3.4-6　DOT コードの解析フロー図

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。

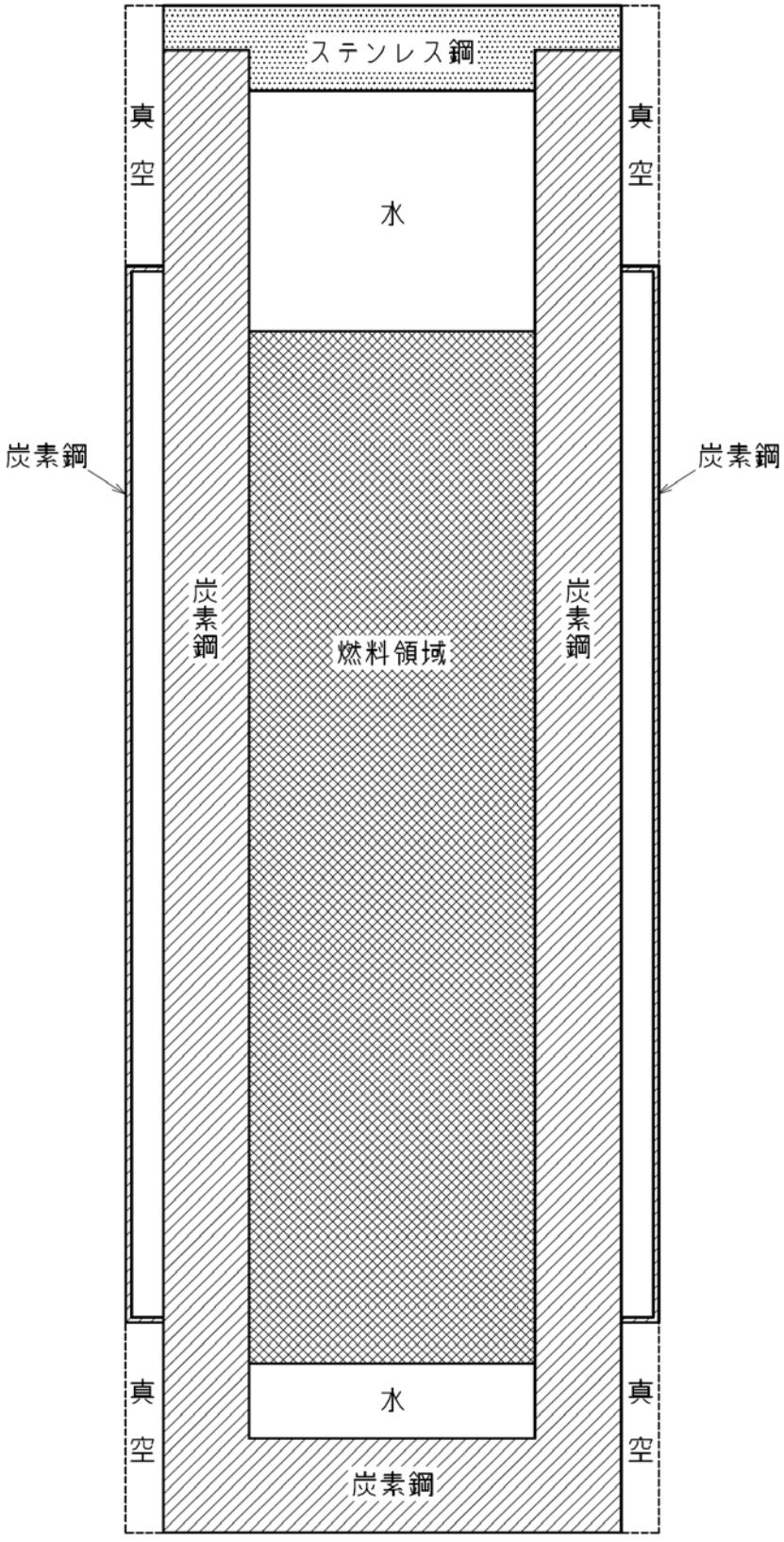
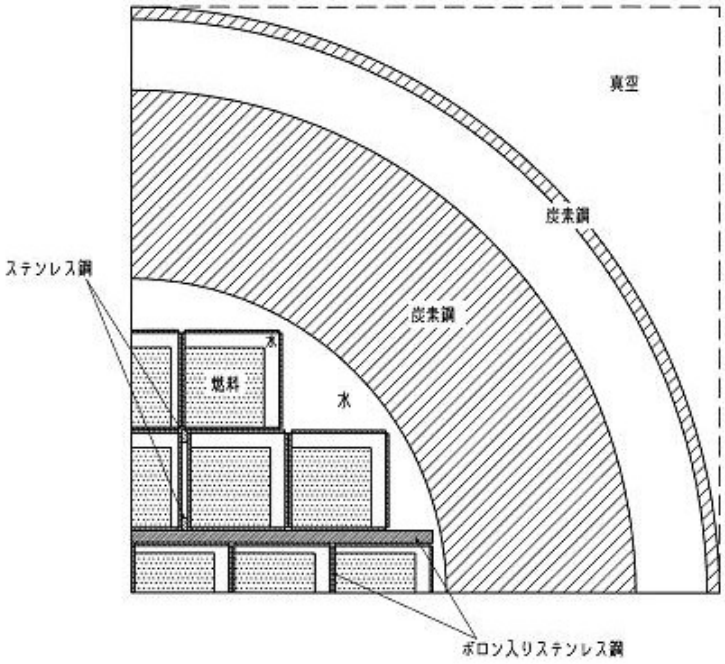
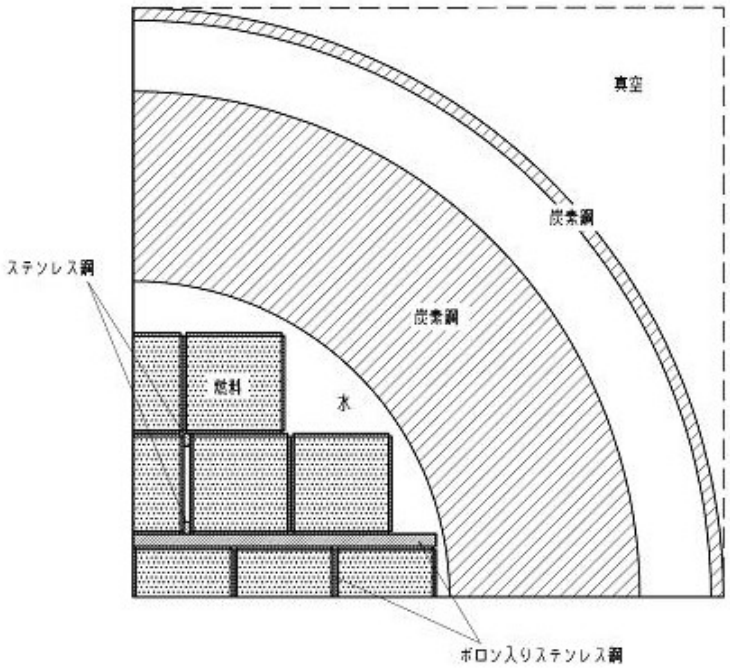


図 3.5-1　臨界解析モデル（縦断面図）



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.

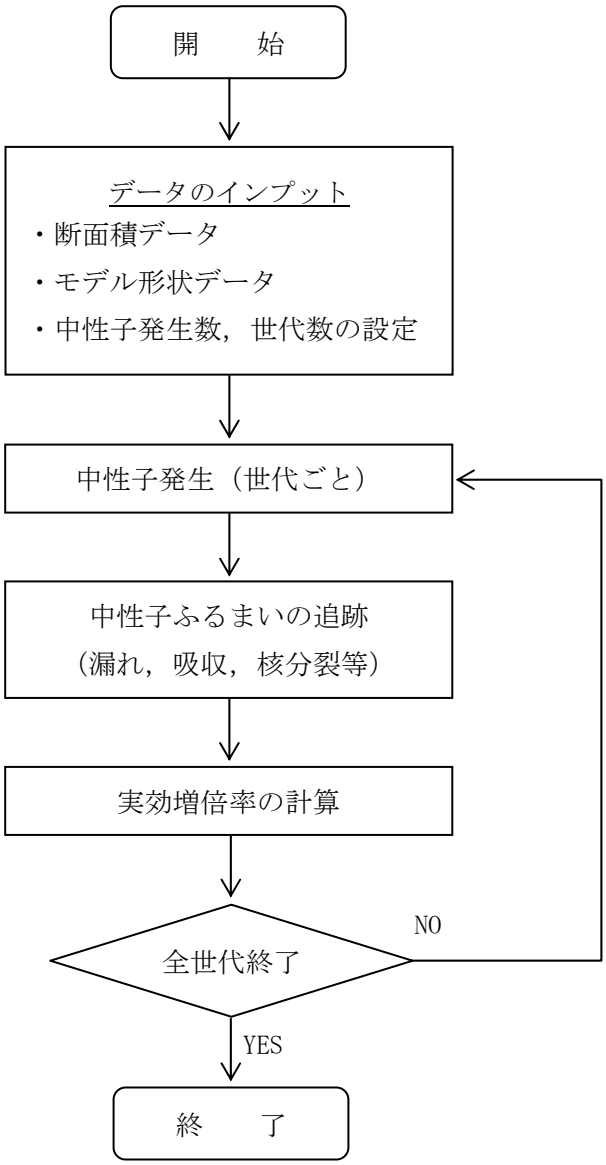


図 3.5-3　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

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収納缶に収納する。

（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）	3

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収納缶（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)※1	10,642	6,488	2,738	1,716	－

※1：平成27年3月1日時点での冷却期間

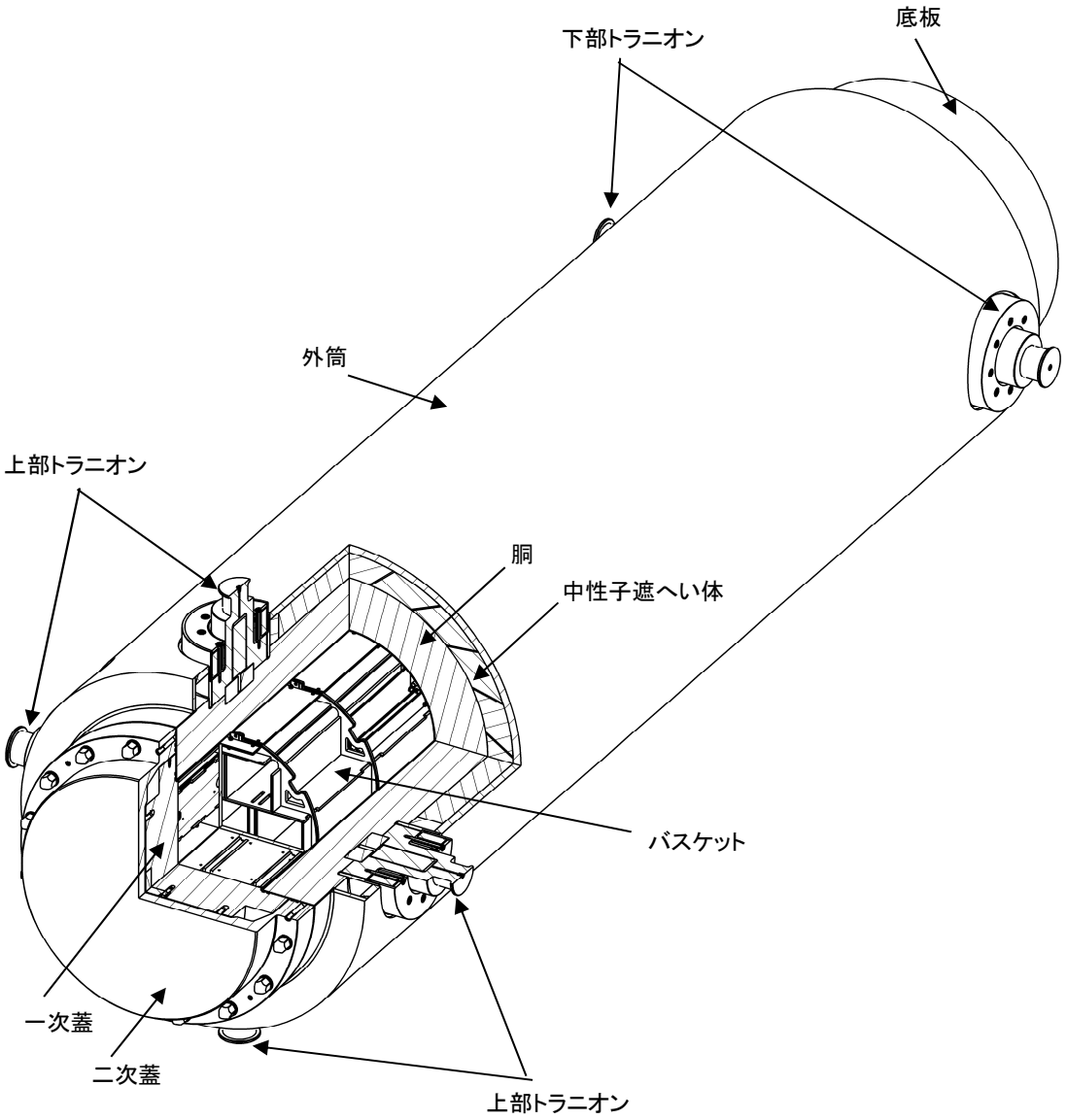


図 1-1-1 構内用輸送容器　概要図

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 1-3-1 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 No3.），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。

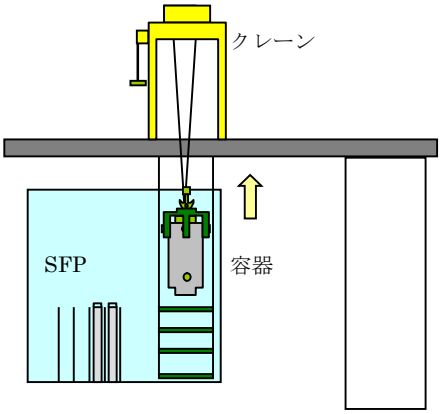
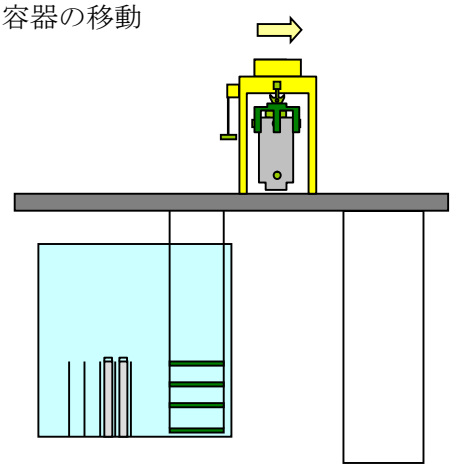
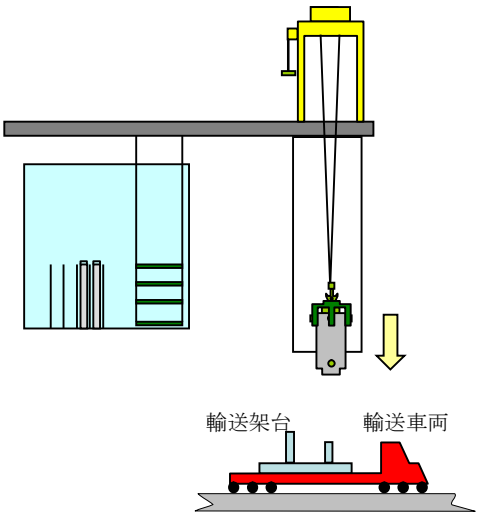
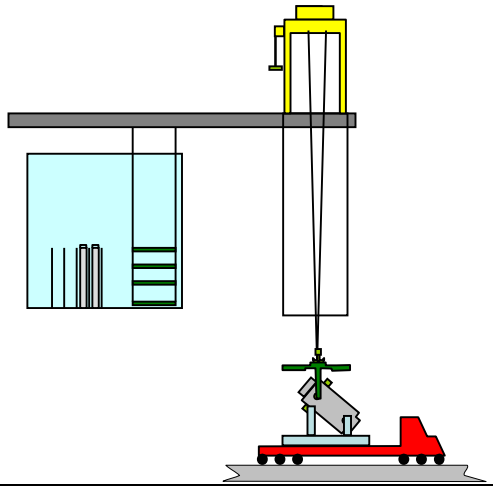
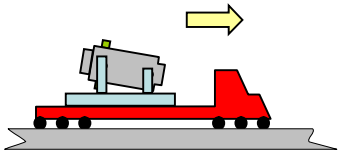
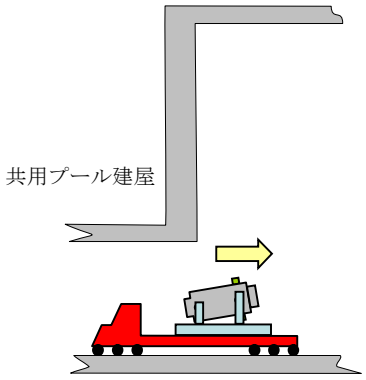
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード</th><th>No.</th><th>取扱いモード</th></tr>
<tr><td>1</td><td>プールからの容器の吊上げ
 
</td><td>2</td><td>容器の移動
  </td></tr>
<tr><td>3</td><td>容器の吊下し
 
</td><td>4</td><td>輸送車両への積載
  </td></tr>
<tr><td>5</td><td>構内輸送（３号機→共用プール）
  </td><td>6</td><td>共用プール建屋への搬入
 
</td></tr>
</table>

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

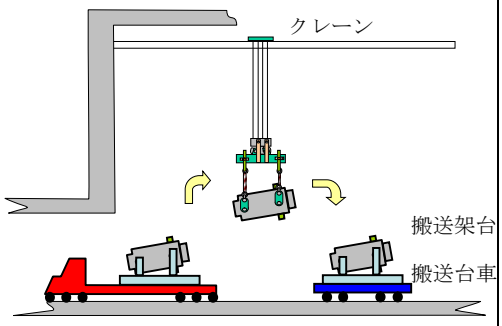
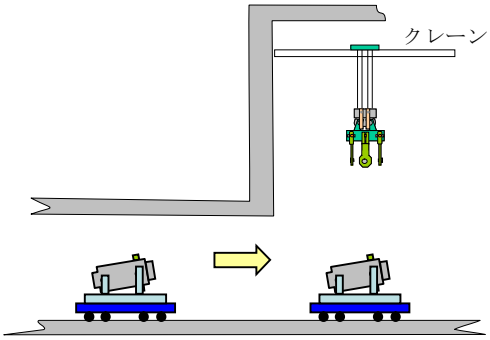
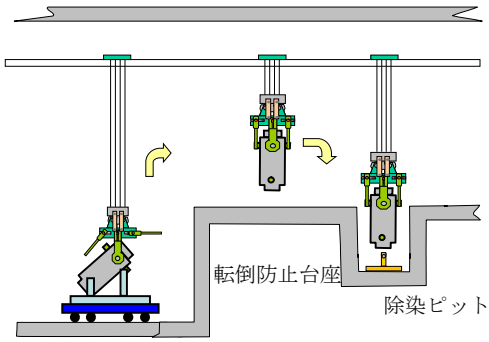
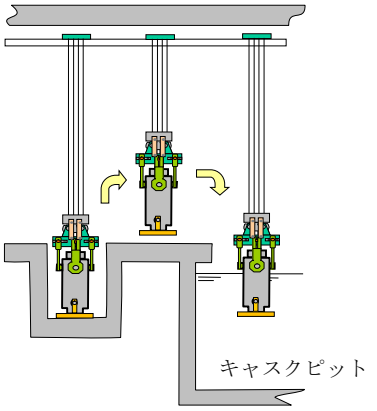
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
7	搬送台車への積載 	8	キャスク取扱室への移動 
9	除染ピットへの移動 	10	キャスクピットへの移動 

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 1-3-1　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 1-3-1　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（最高使用圧力）

最高使用圧力は，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。

②二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。

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）

2)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。

4) 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 1-3-2～表 1-3-4 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 1-3-2　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	－	最高使用圧力：2.0MPa （二次蓋は 1.4MPa） 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	－	最高使用圧力：2.0MPa （二次蓋は 1.4MPa） 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 1-3-2　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）	－	最高使用圧力：2.0MPa （二次蓋は1.4MPa） 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：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）	最高使用圧力：2.0MPa （二次蓋は1.4MPa） 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 1-3-3　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 1-3-4　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 1-3-5～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）

$\sigma_c \leqq f_c$

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 1-3-12，表 1-3-13 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 1-3-5　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	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 1-3-12　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 1-3-13　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 1-3-2 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。

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

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。

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

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) 最高使用圧力，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

最高使用圧力における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。

(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。

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

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。

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

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。

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

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) 最高使用圧力，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) 最高使用圧力，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) 搬送架台への衝突吊上げ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) 最高使用圧力，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。

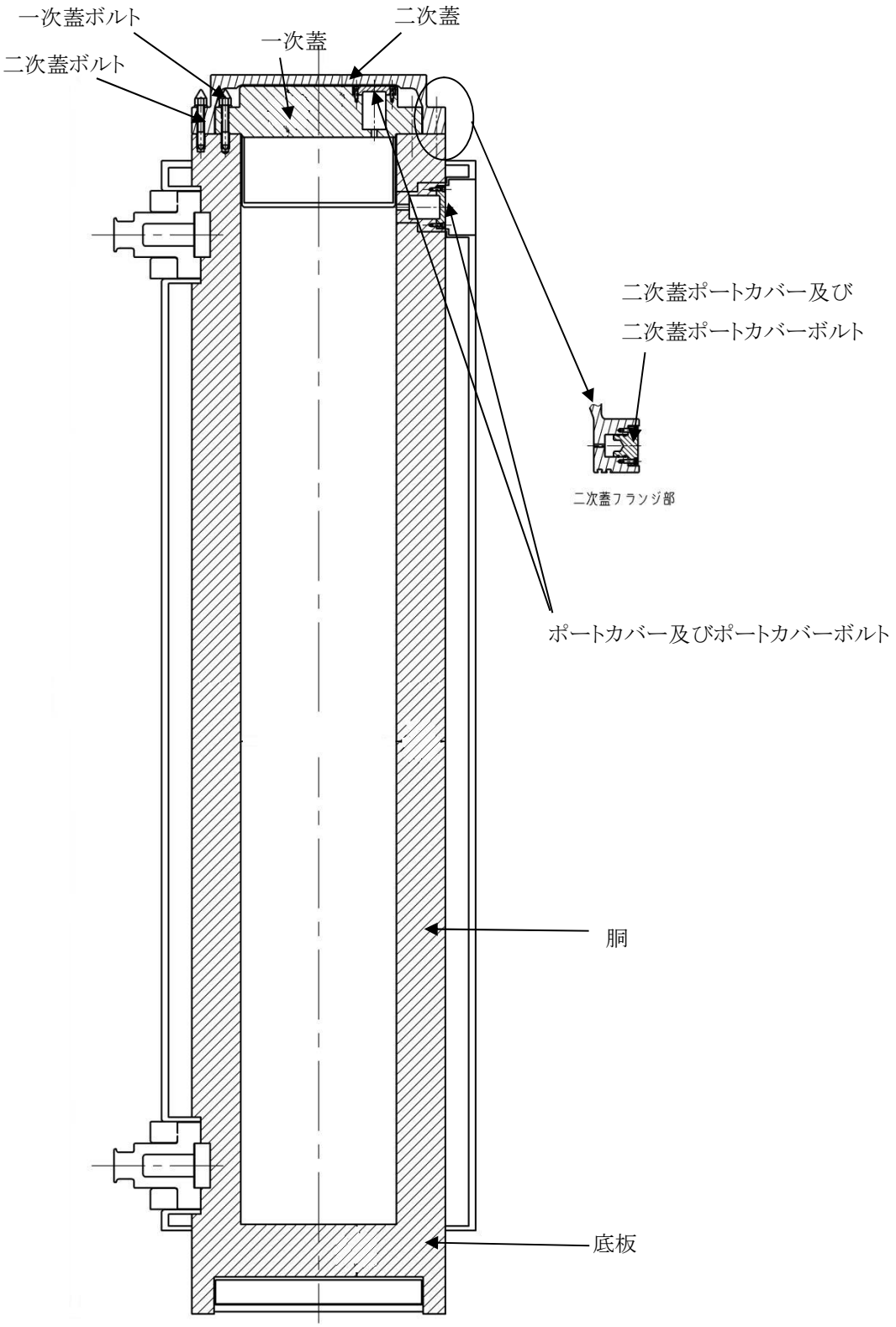


図1-3-2　容器本体及び蓋の応力評価箇所

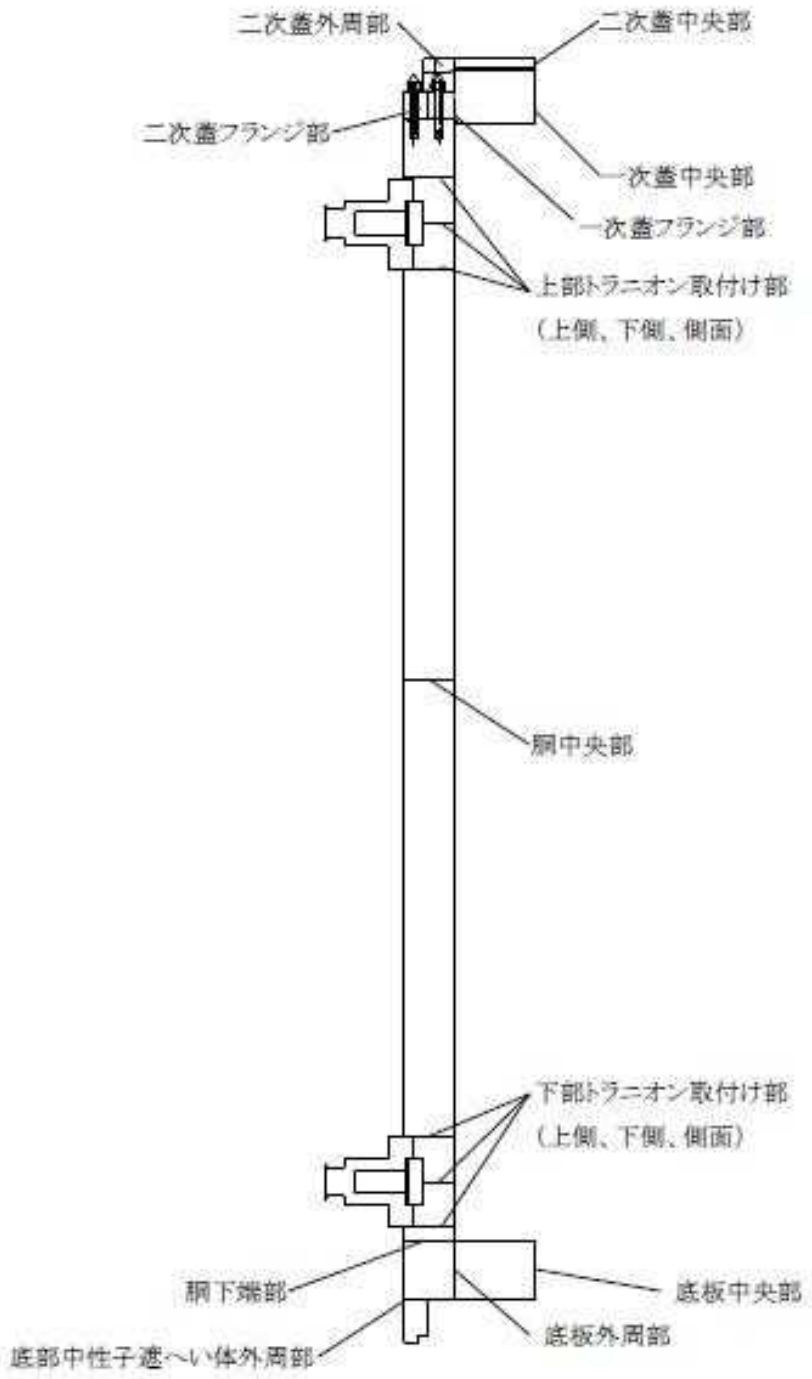


図1-3-3　容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

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1-3-3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，(9)式で計算する。

$$P_m = \frac{m_2 G_X}{A_2} \quad \cdots\cdots (9)$$

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，(10)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_3 G_X}{A_3} \\ P_b &= \frac{M_3}{Z_3} \\ M_3 &= \frac{m_3 G_X l_3}{8} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (10)$$

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，(10)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，(11)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_5 G_Y}{A_5} \quad \cdots\cdots (11)$$

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(9)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(9)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，(10)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(9)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(9)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(12)式で計算する。

$$P_m + P_b + Q = \frac{m_A G_Z}{A_A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (12)$$

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。

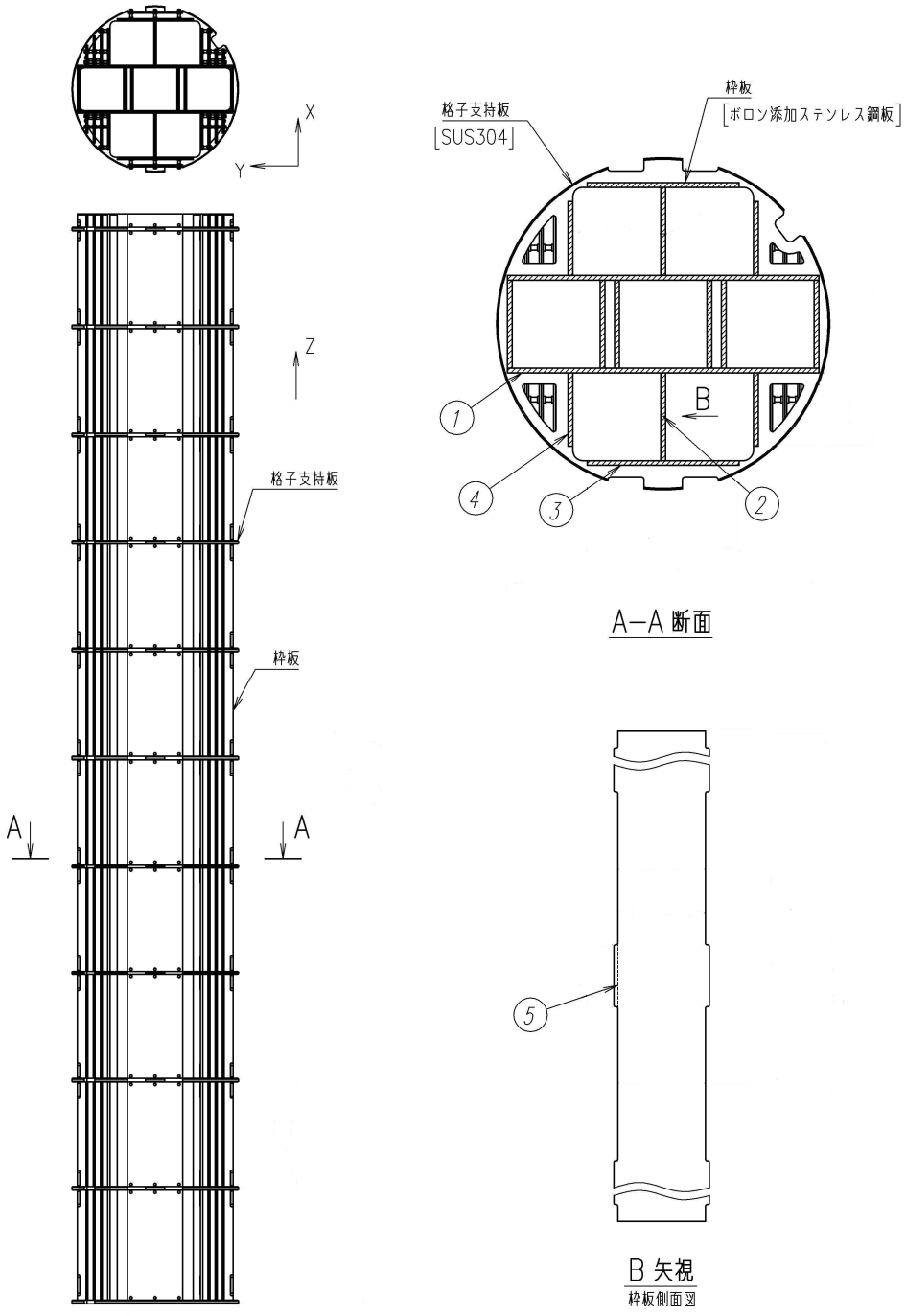


図1-3-4　バスケットの応力評価箇所

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 1-3-4 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，(13)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_S &= \frac{F_m}{A_2} \\ F_m &= \sqrt{\left(\frac{m}{4}\cdot G_X\right)^2+\left(\frac{m}{2}\cdot G_Z\right)^2}\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (13)$$

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，(14)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_b &= \frac{M_2}{Z_2} \\ M_2 &= F_m \cdot L_2\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (14)$$

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　(13)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，(15)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \sigma_c = \frac{F_{m2}}{A_2}\\ F_{m2} &= \frac{m}{4}\cdot G_Y\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (15)$$

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，(16)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_T &= \sqrt{\sigma^2 + 3\cdot\sigma_S^2}\\ \sigma &= \sigma_b + \sigma_t = \sigma_b + \sigma_c\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (16)$$

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，(17)式で計算する。

$$\frac{|\sigma_c|}{f_c} + \frac{|{}_c\sigma_b|}{f_b} \leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_t\sigma_b| - |\sigma_c|}{f_t} \leqq 1 \quad \cdots\cdots (17)$$

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，(18)式で計算する。

$$\frac{|\sigma_t| + |{}_t\sigma_b|}{f_t} \leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_c\sigma_b| - |\sigma_t|}{f_b} \leqq 1 \quad \cdots\cdots (18)$$

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，(19)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \frac{M_3}{Z_b} + \frac{1}{16} \bullet \frac{F_{m2}}{S_b} \\ M_3 &= F_m \cdot L_3\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (19)$$

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　(13)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，(20)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_S &= \frac{F_{m3}}{A_1} \\ F_{m3} &= \frac{m}{2} \cdot G_Z\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (20)$$

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，(14)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，(16)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，(21)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \frac{M_3}{Z_b}\\ M_3 &= F_{m3}\cdot L_3\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (21)$$

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，(20)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，(14)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，(16)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，(21)式で計算する。

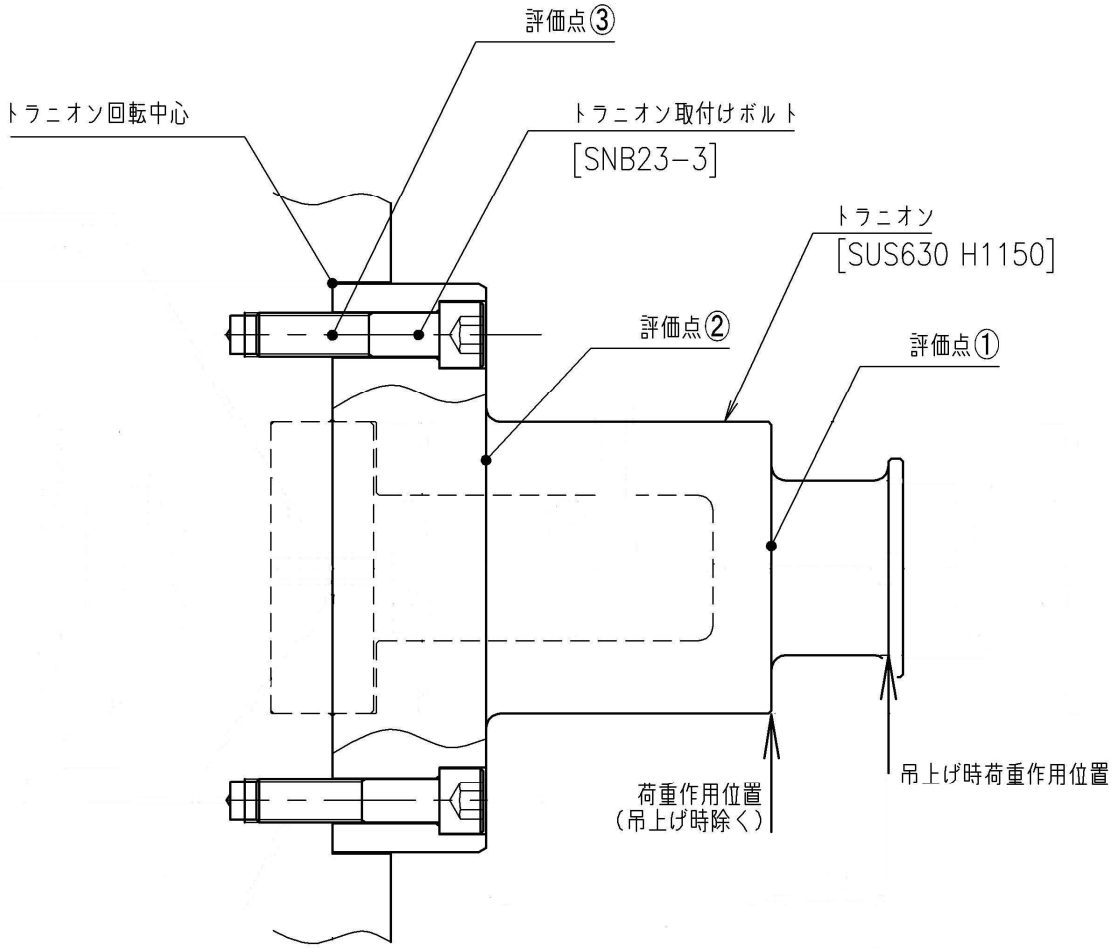


図1-3-5　トラニオンの応力評価箇所

1.3.6.　評価結果

評価結果を表1-3-14～表1-3-22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 1-3-14　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 1-3-14　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 1-3-15　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 1-3-16　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 1-3-17　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(σ b)		圧縮応力(σ c)	
		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 1-3-18　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 1-3-19　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 1-3-20　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 1-3-21　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 1-3-22　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。

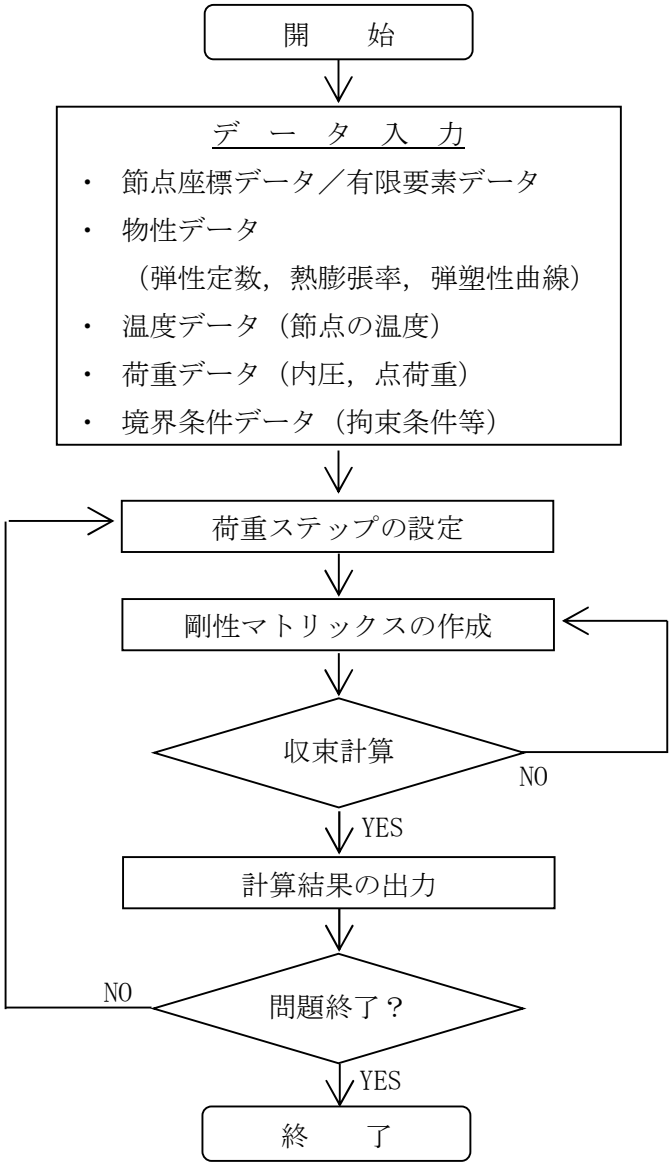


図 1-3-6 ABAQUS コードの応力解析フロー図

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		ジルカロイー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

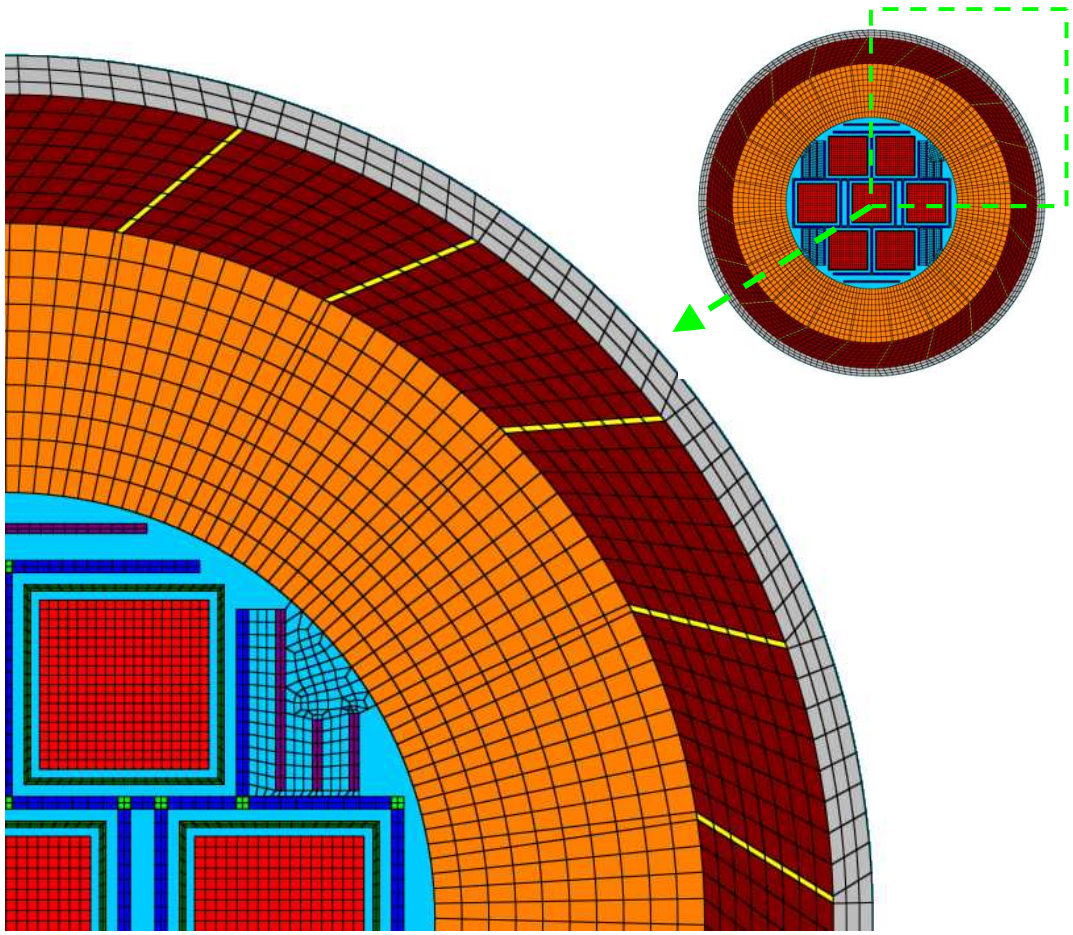


図 1-4-1　輪切り断面モデル形状図

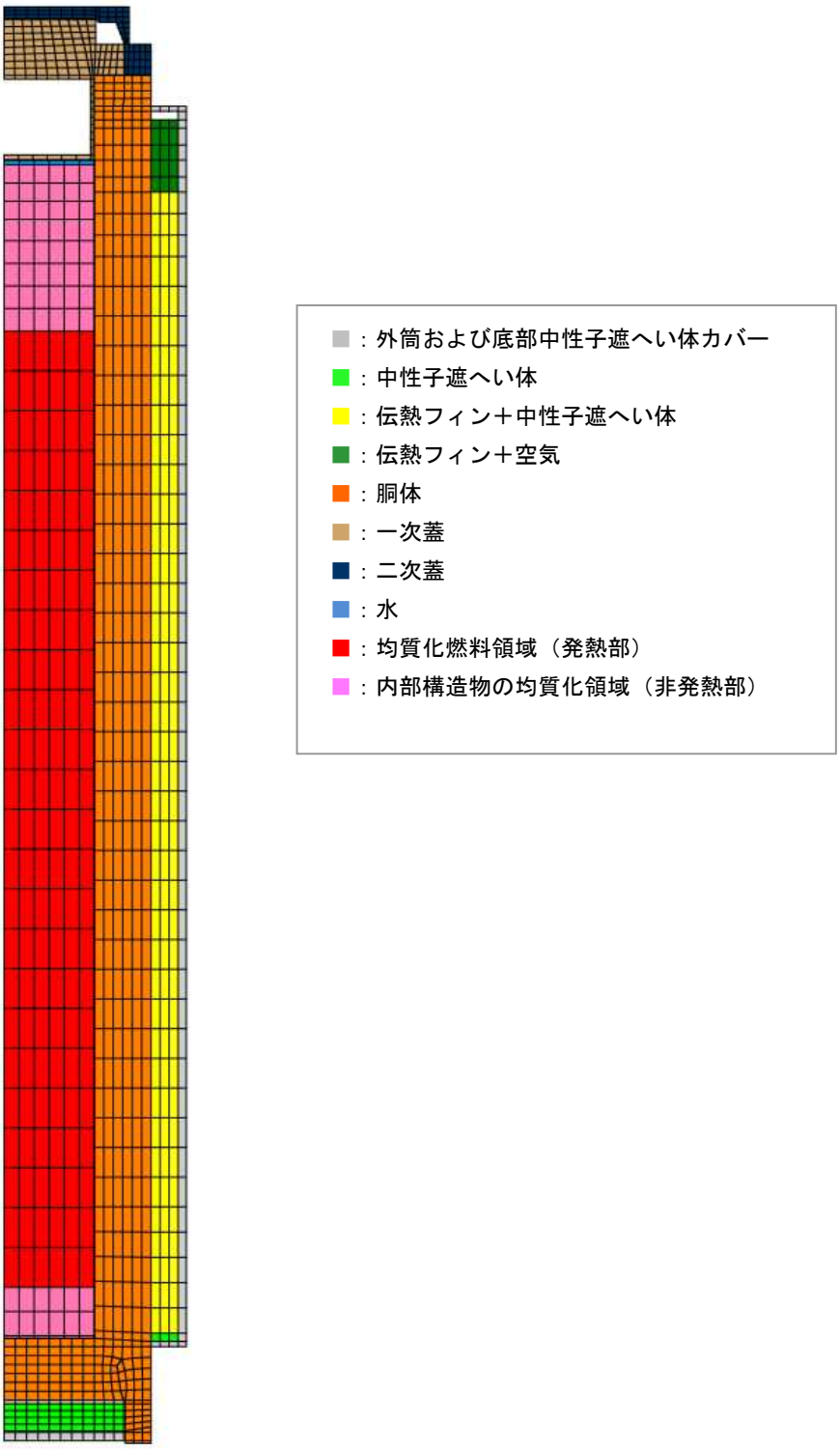


図 1-4-2　軸対称断面モデル形状図

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)

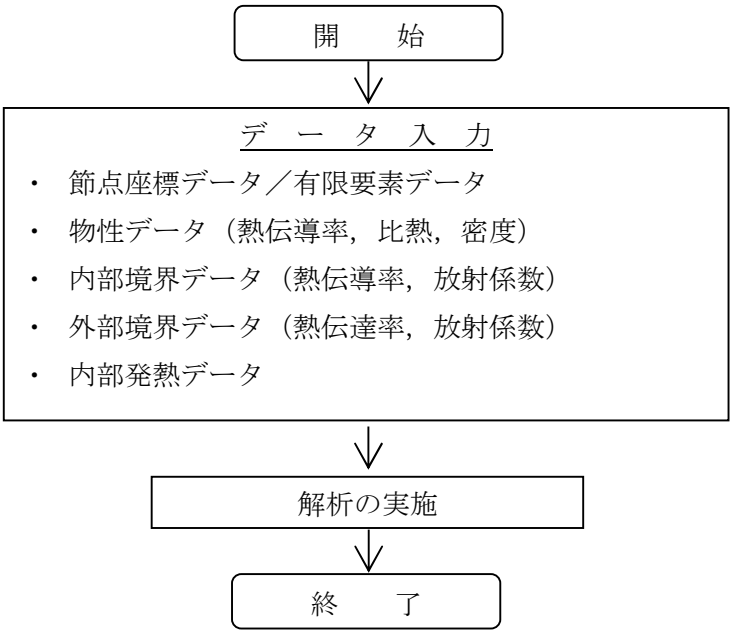


図 1-4-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

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

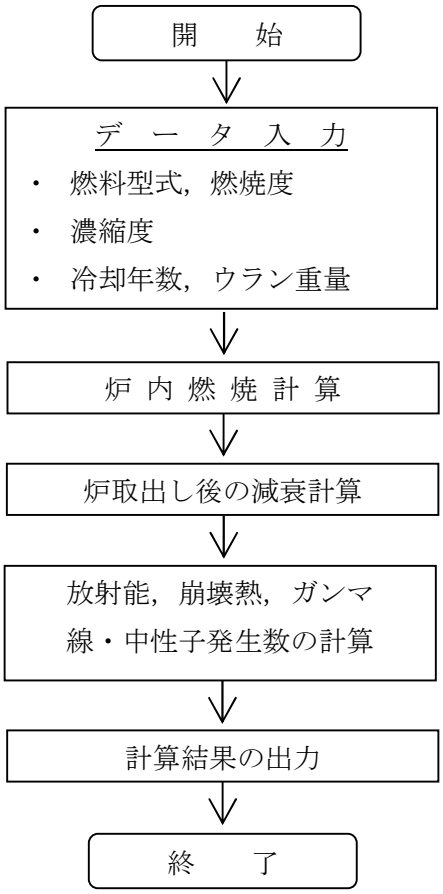


図 1-4-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

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。

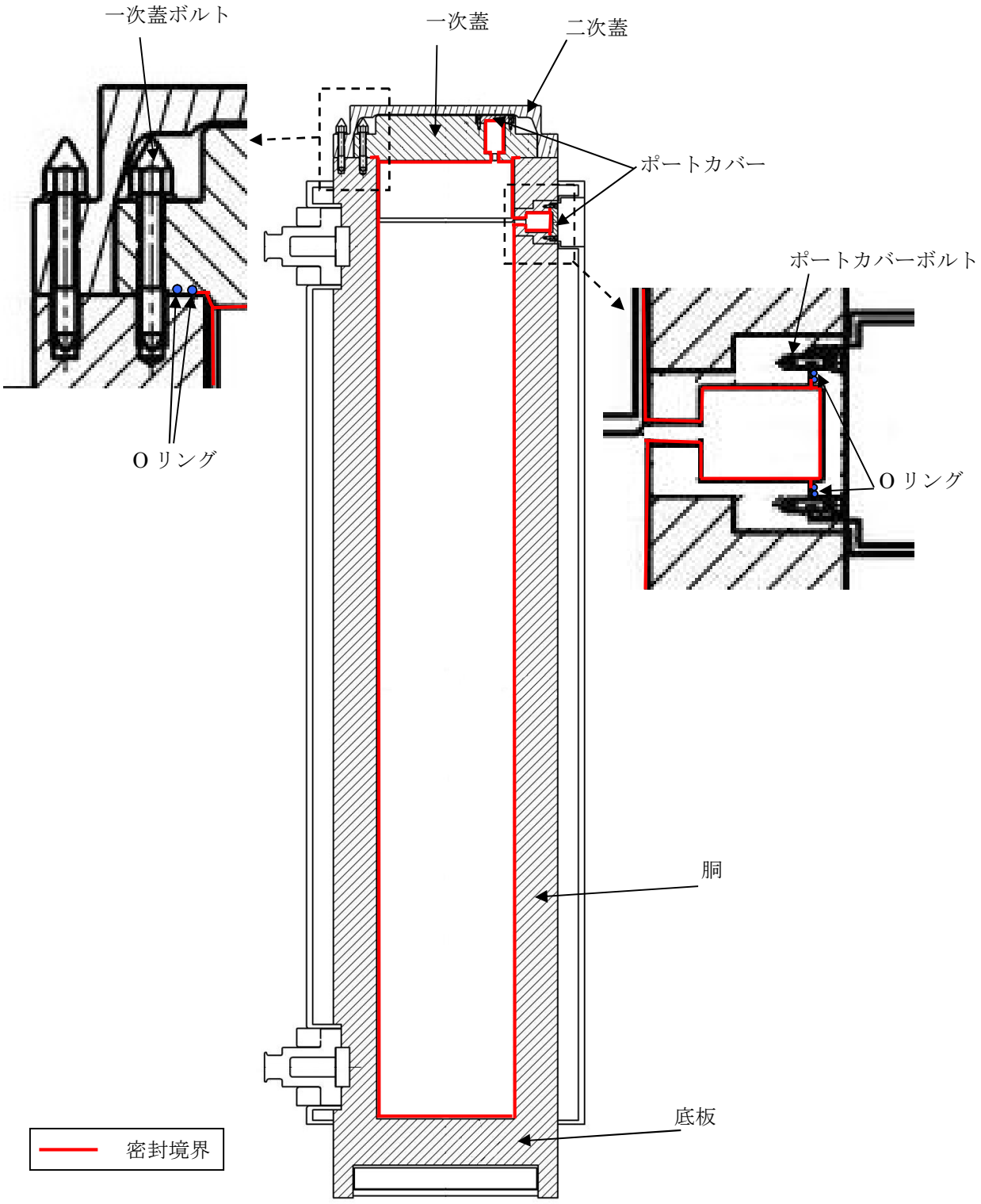


図 1-5-1　一次蓋で構成する容器密封境界

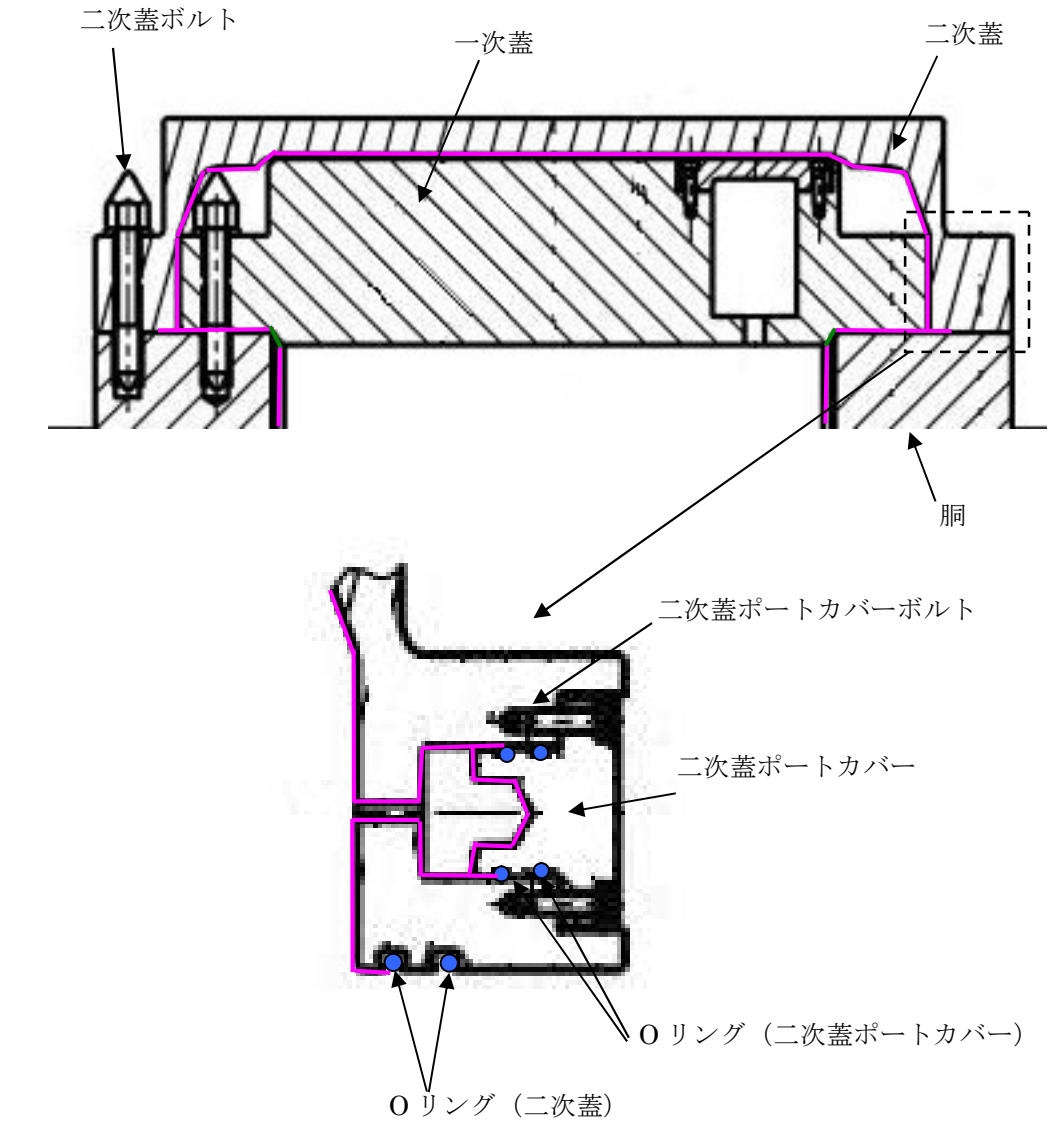


図 1-5-2　二次蓋で構成する密封境界

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 1-6-2 に示す。

表 1-6-2　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 27	－	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 1-6-3 に示す。

表 1-6-3　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 1-6-4 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 1-6-5 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1-6-4　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 1-6-5　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 1-6-6 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルは Pu-239 の核分裂スペクトルとし，表 1-6-7 に示す。

表 1-6-6　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1-6-7　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}

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。

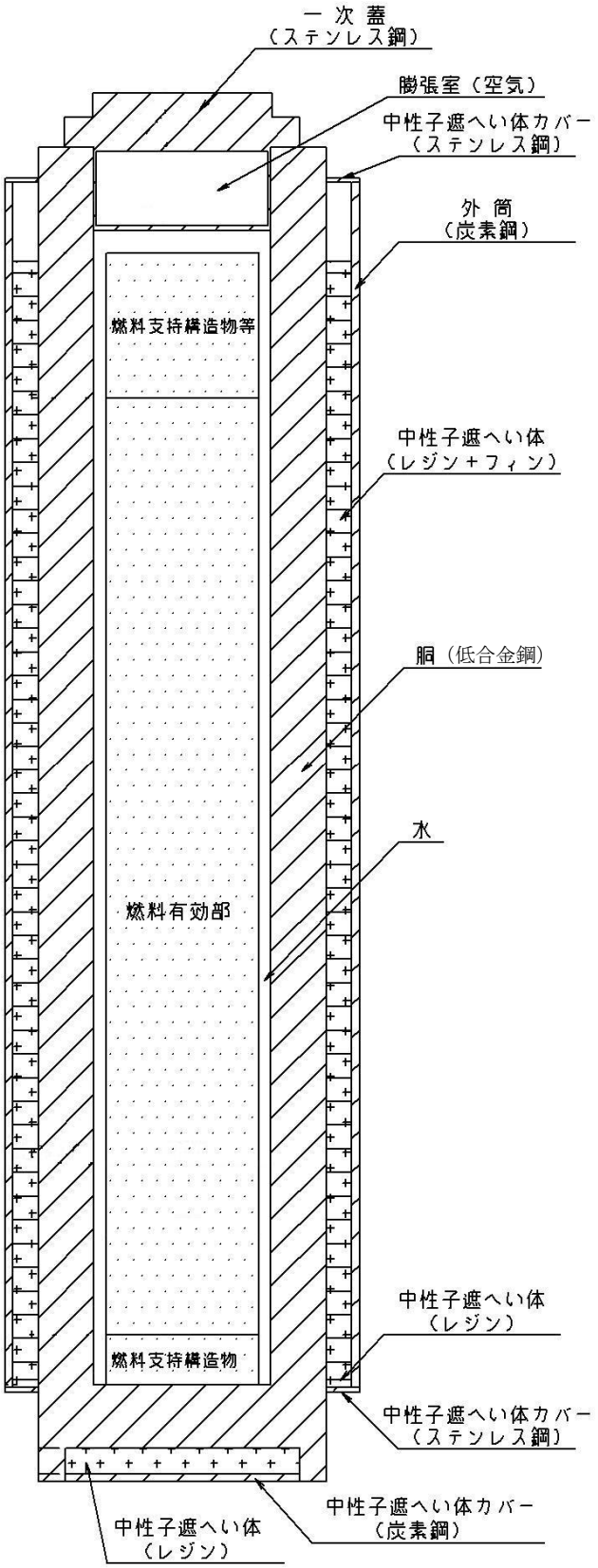


図 1-6-1　遮へい解析モデル（全体　Ｒ－Ｚ体系）

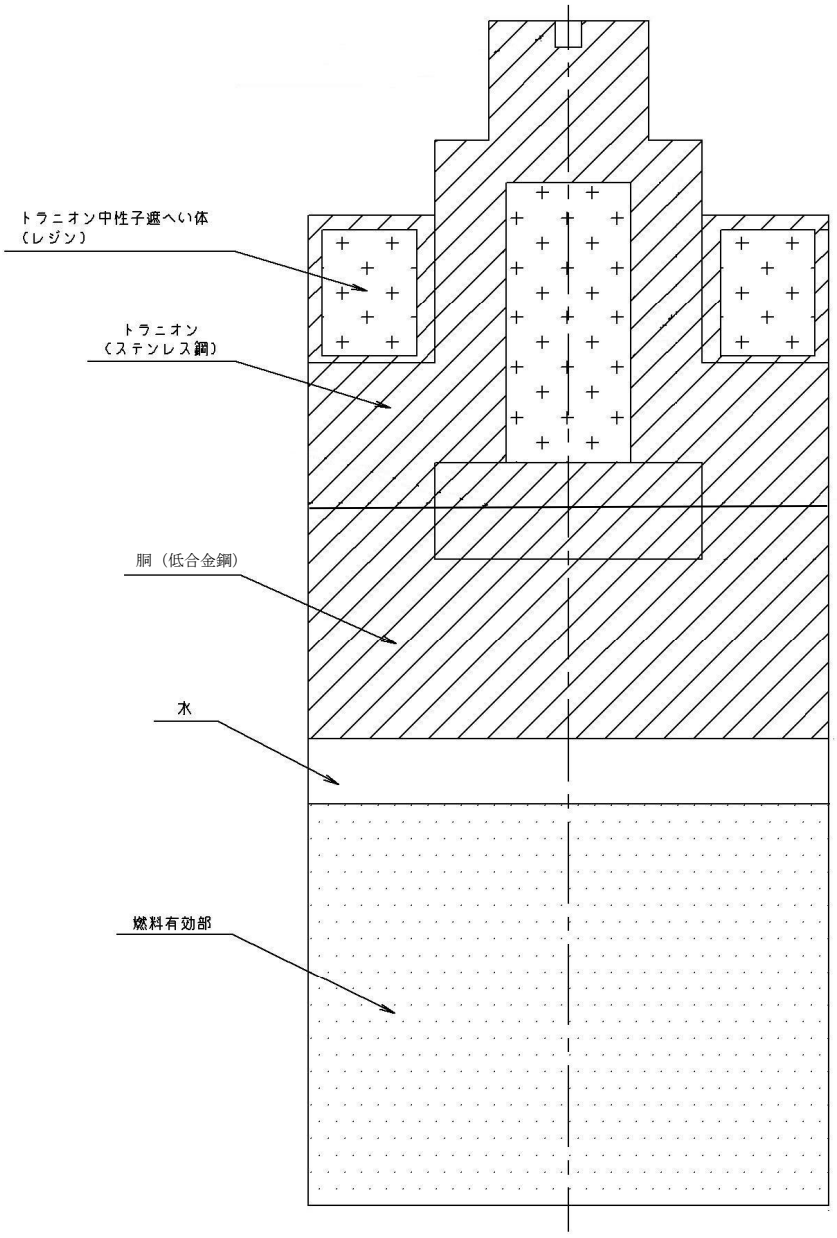


図 1-6-2　遮へい解析モデル（トラニオン部　Ｒ－Ｚ体系）

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 1-6-8 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。

本構内用輸送容器を取扱う３号機から共用プールへの輸送ルートを含む周辺監視区域全体は，管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域に設定されており，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第 88 条）に定める線量当量率（表面：2mSv/h，表面から１ｍ：0.1mSv/h）は適用されない。

また，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。

以上から，構内用輸送容器は使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計となっている。

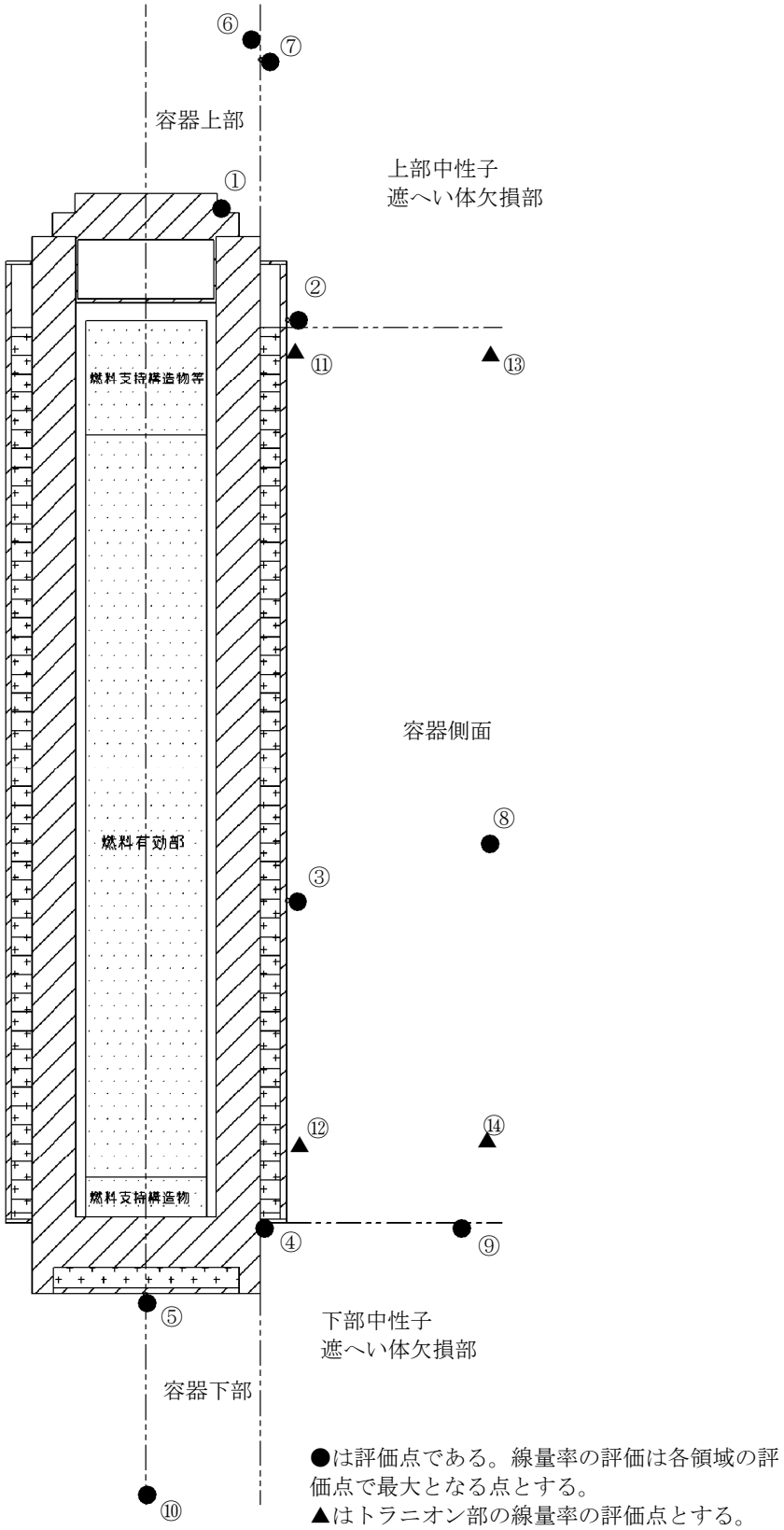


図 1-6-3 線量評価点（容器全体）

表 1-6-8　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

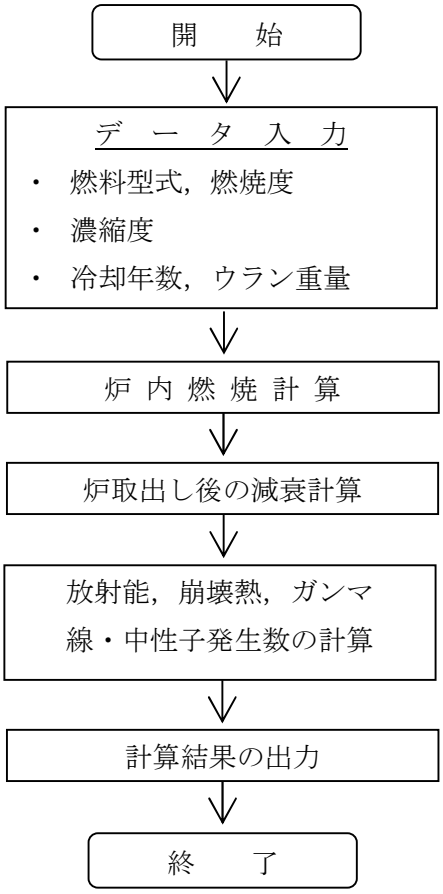


図 1-6-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

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

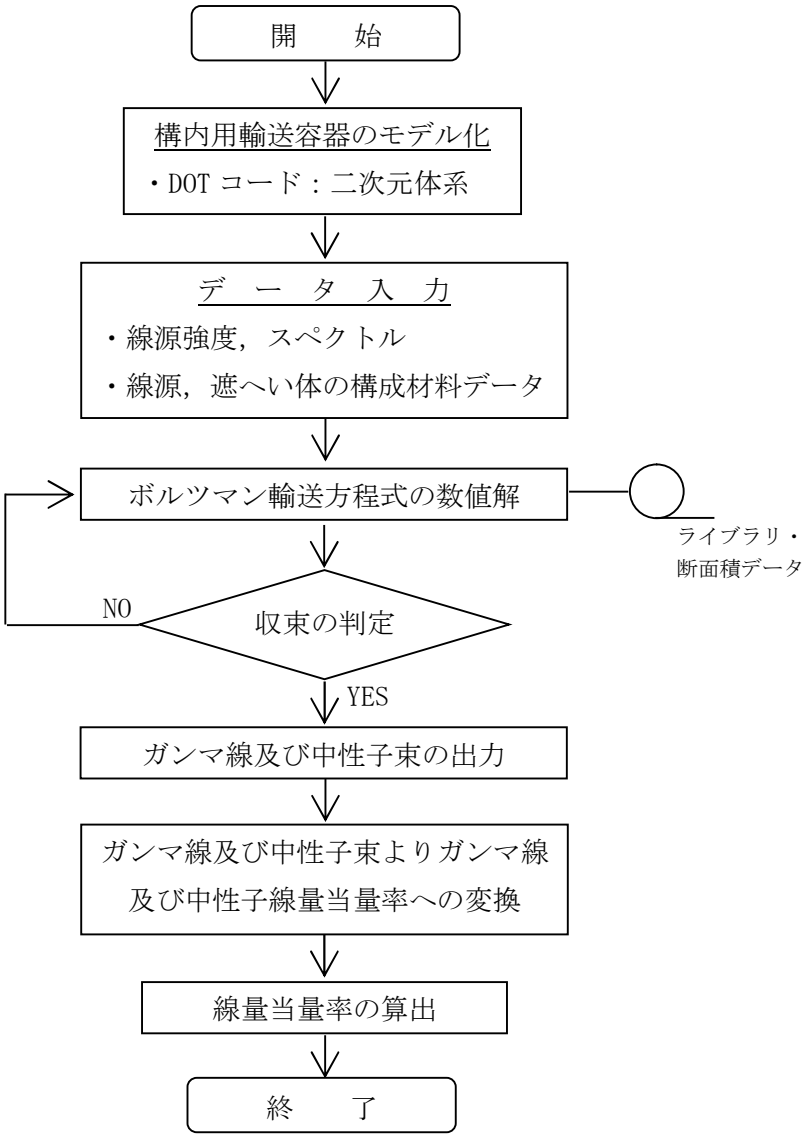


図 1-6-5　DOT コードの解析フロー図

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収納缶内で燃料棒が最適な状態に広がった配列とする。
・燃料を装填した収納缶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。

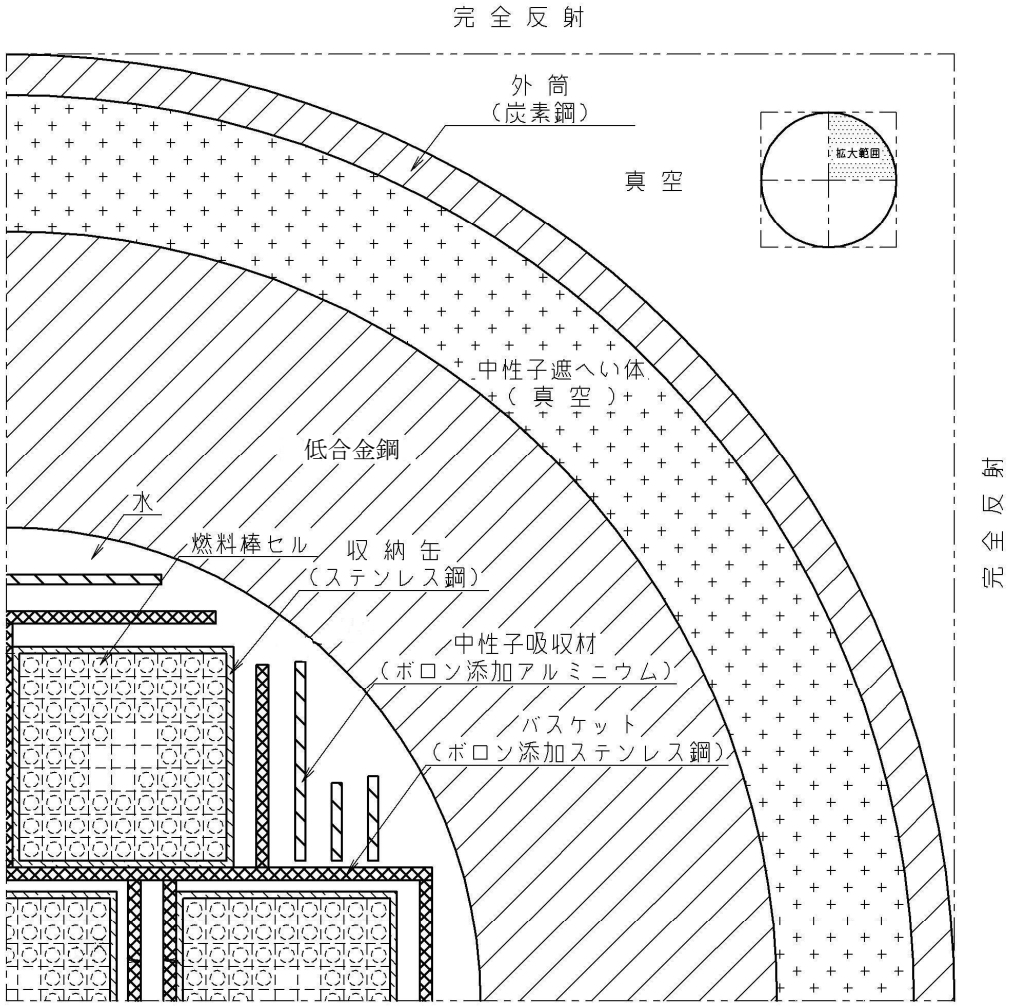

完 全 反 射
外 筒
（炭素鋼）
真 空
拡大範囲
中性子遮へい体
（ 真 空 ）
低合金鋼
水
燃料棒セル
収 納 缶
（ステンレス鋼）
中性子吸収材
（ボロン添加アルミニウム）
バスケット
（ボロン添加ステンレス鋼）
完 全 反 射

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.

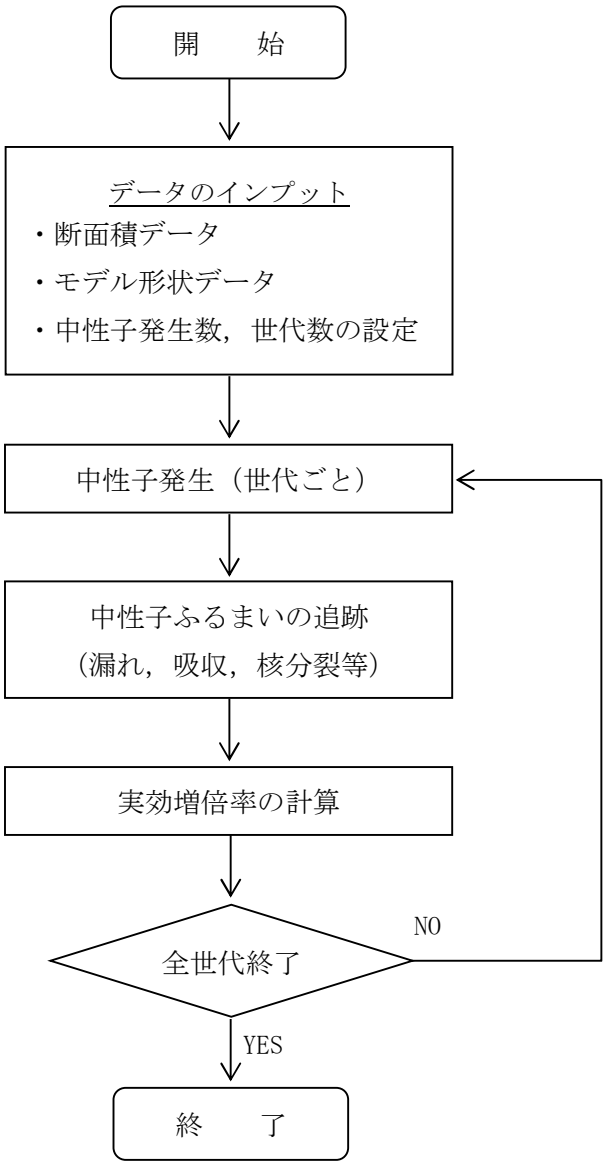


図 1-7-2　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

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。

$$H_I = R \cdot H \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (1)$$

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。

除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能を維持するための保守条件（実施項目，頻度）については，燃料取り出し開始までに記載するものとする。

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（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

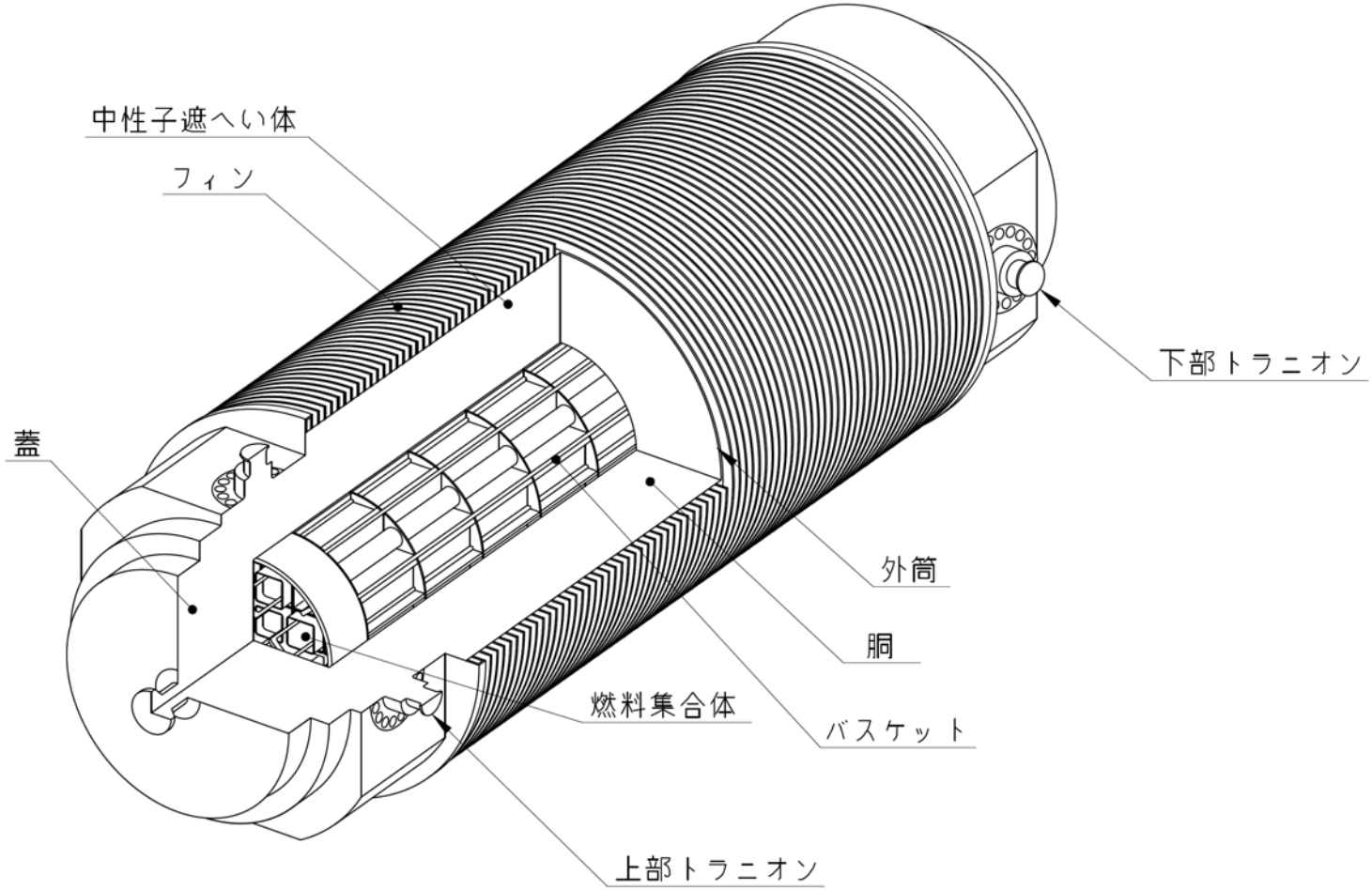
構内用輸送容器の仕様を表－１に，鳥瞰図を図－１に示す。

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。

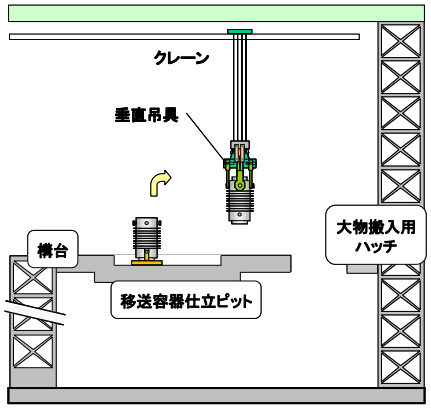
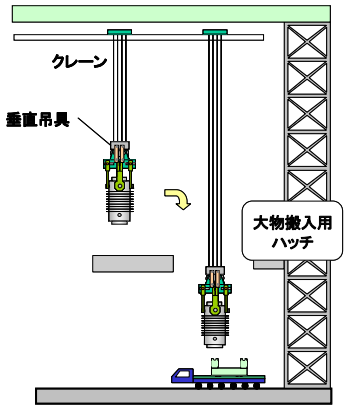
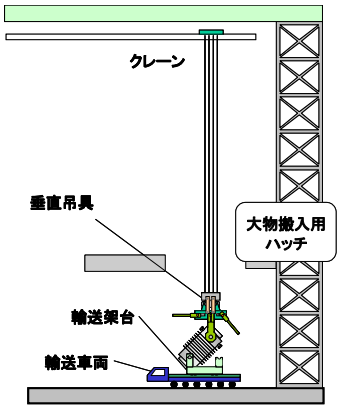
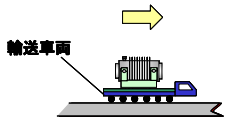
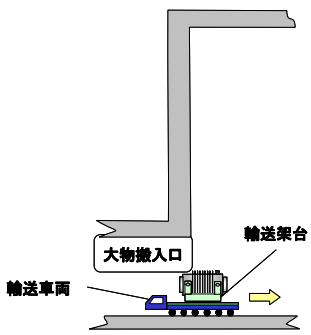
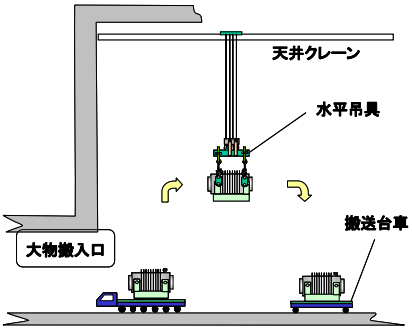
バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

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。

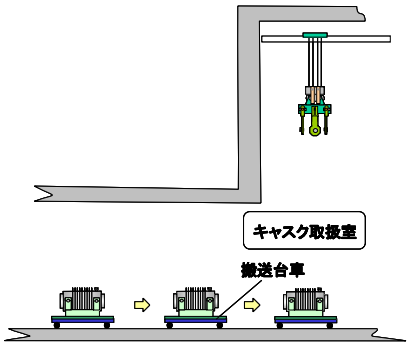
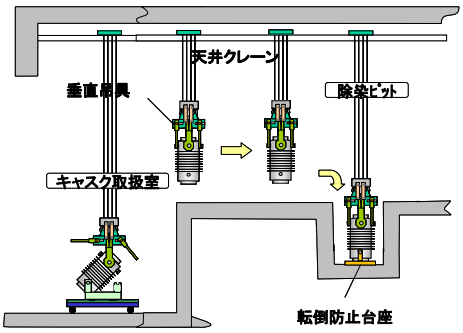
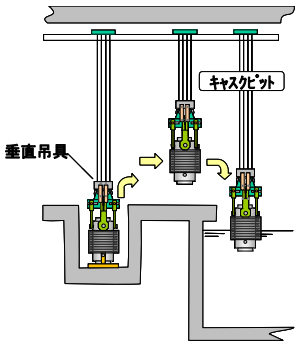
大口格子用スツールには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

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）

<table>
<tr><th>No.</th><th>取り扱いモード</th><th>No.</th><th>取り扱いモード</th></tr>
<tr><td>7</td><td>キャスク取扱室への移動
 
</td><td>8</td><td>除染ピットへの移動
 
</td></tr>
<tr><td>9</td><td>キャスクピットへ移動
 
</td><td></td><td></td></tr>
</table>

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）

<table>
<tr><th colspan="4">構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件</th><th colspan="2">既存評価の事象及び荷重条件</th></tr>
<tr><th>設計事象</th><th>代表事象</th><th>包絡される事象</th><th>荷重条件</th><th>事象</th><th>荷重条件</th></tr>
<tr><td rowspan="4">Ⅰ</td><td rowspan="3">構内輸送時</td><td rowspan="3">－</td><td rowspan="3">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</td><td>一般の試験条件
0.3m 頭部
垂直落下</td><td>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</td></tr>
<tr><td>一般の試験条件
0.3m 底部
垂直落下</td><td>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</td></tr>
<tr><td>一般の試験条件
0.3m 水平落下</td><td>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</td></tr>
<tr><td>容器の吊上げ，吊下げ，移動</td><td>－</td><td>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</td><td>一般の試験条件
0.3m 底部
垂直落下</td><td>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</td></tr>
<tr><td rowspan="2">Ⅱ</td><td>輸送架台の搬送台車への衝突
（取り扱いモードNo.6）</td><td>－</td><td>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</td><td>一般の試験条件
0.3m 水平落下</td><td>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</td></tr>
<tr><td>転倒防止台座への衝突
（取り扱いモードNo.8）</td><td>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）</td><td>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</td><td>一般の試験条件
0.3m 底部
垂直落下</td><td>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</td></tr>
</table>

*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

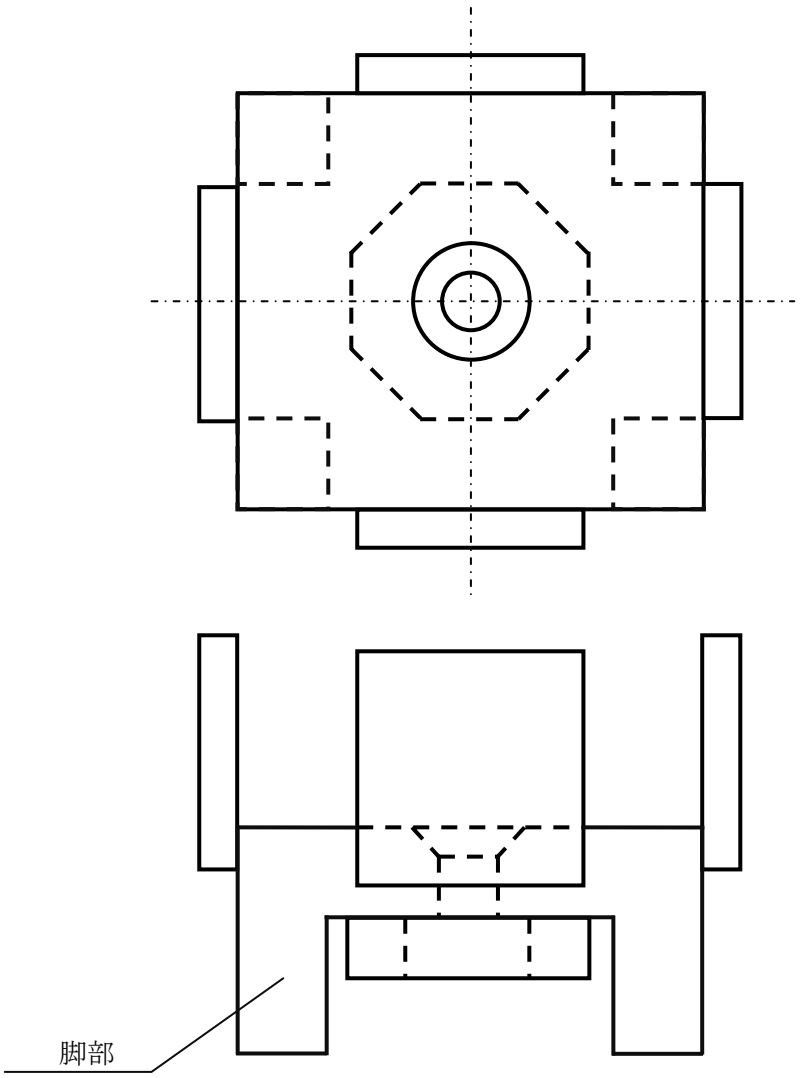
表－８　設計加速度（大口格子用スツール）

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

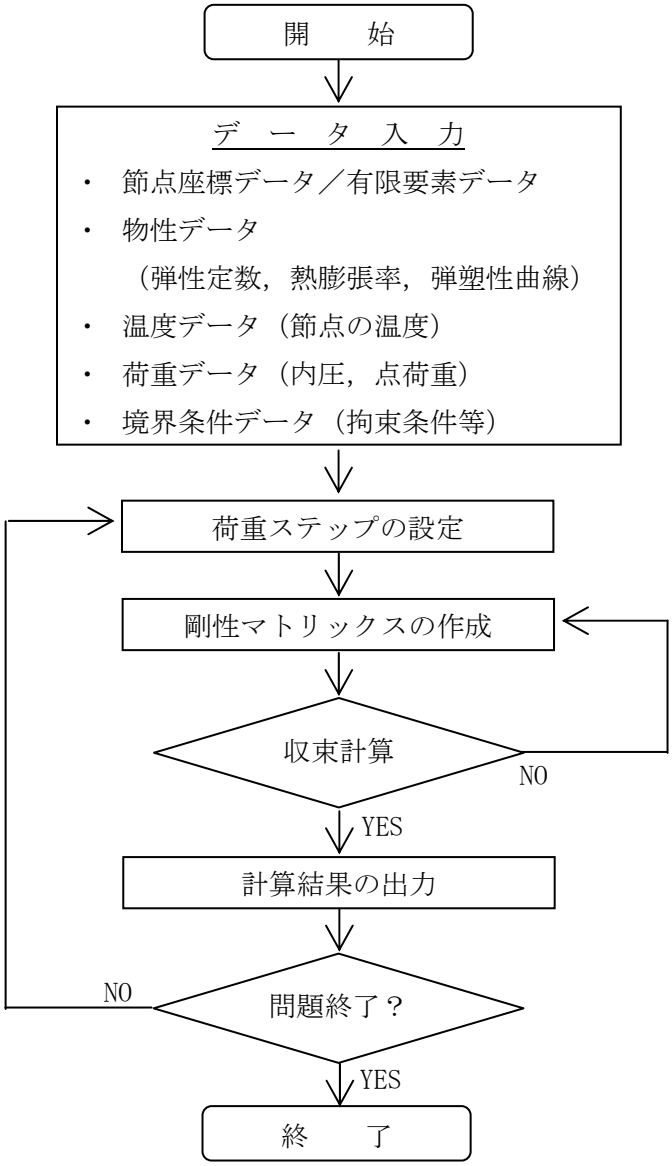
ABAQUS コードの解析フローを図－４に示す。

（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

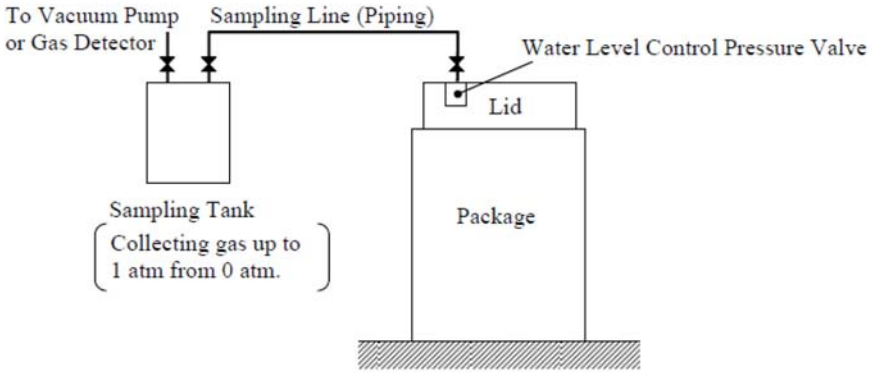
参考文献(1)では、計算評価値として、類似の環境下における水の放射線分解による水素定常濃度評価結果をベースに、水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして、水素ガス濃度の概算計算を行っている。その評価結果を(ロ)－第Ｂ．参２表に示す。ＮＦＴ－１４Ｐ型では計算値が実験値を若干下回っており、ＮＦＴ－３８Ｂ型では計算値が実験値を上回っているが、比較的よい一致を示している。

(ロ)－第Ｂ．参２表　水素ガス濃度評価結果[1)]

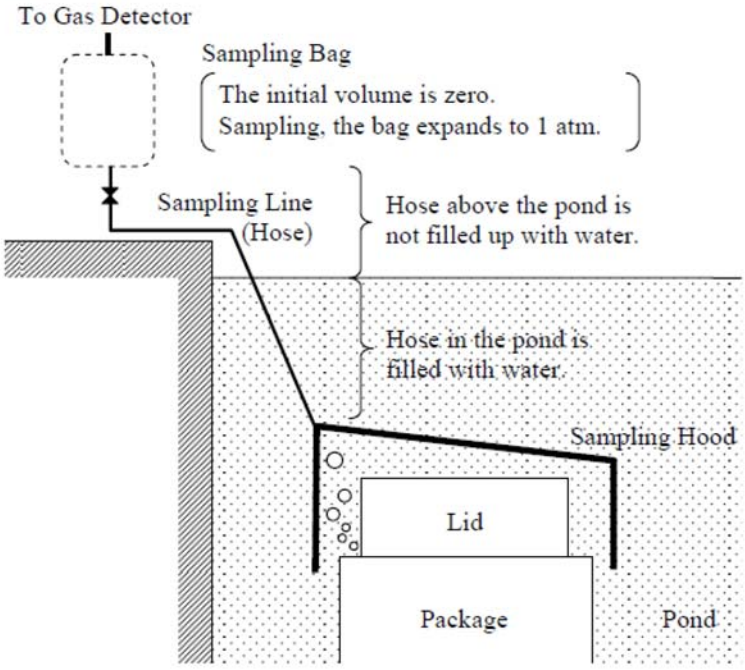
輸送物	ガンマ線照射線量	水素ガス濃度
ＮＦＴ－１４Ｐ型	640Gy/h	0.99%
ＮＦＴ－３８Ｂ型	844Gy/h	1.14%

(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。

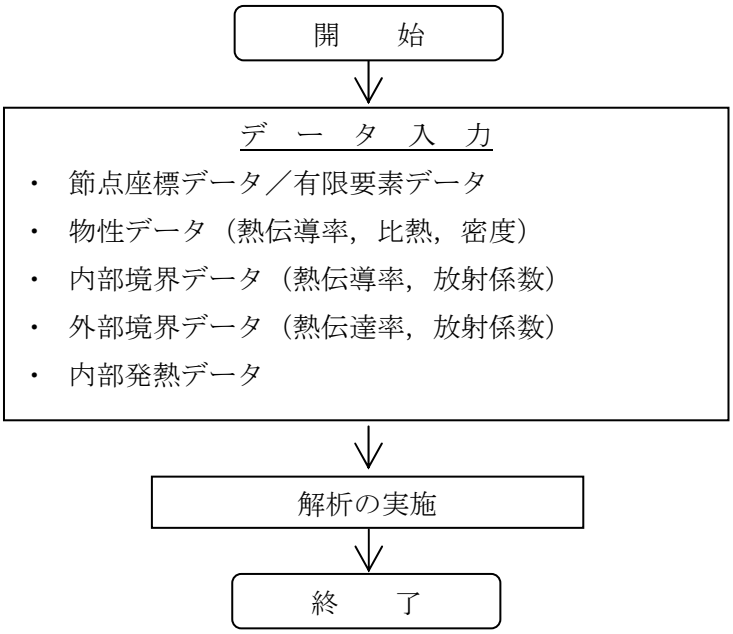
（４） 使用実績

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

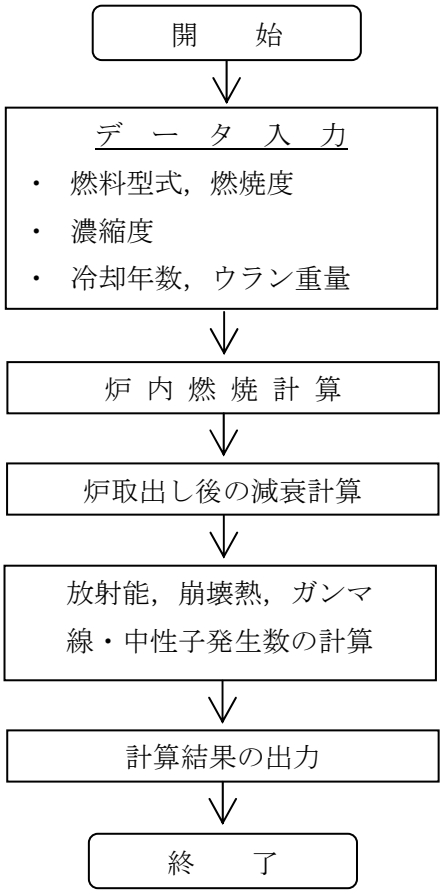
ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（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

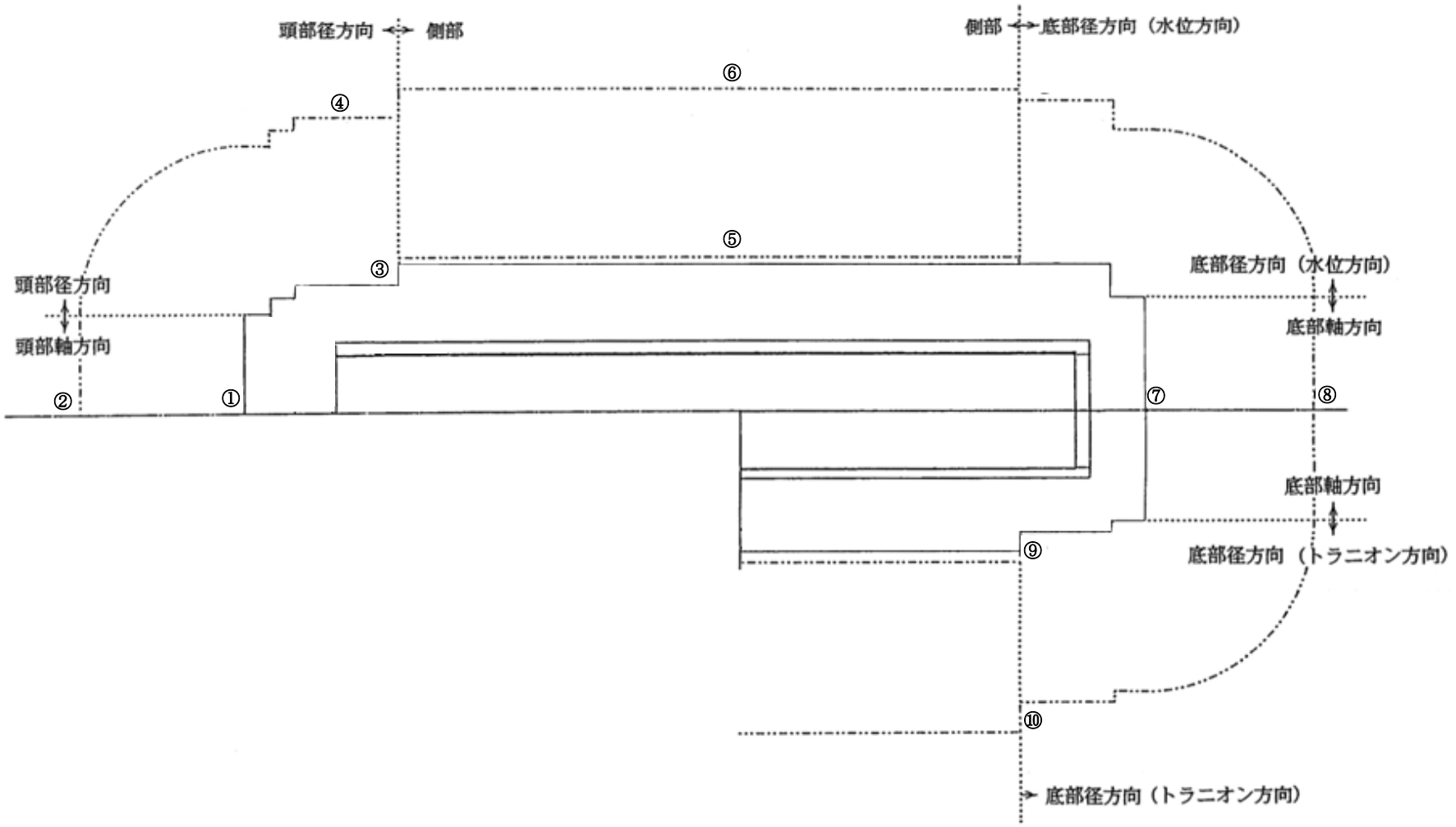
構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図－７に,評価結果を表－１３に示す。なお,評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

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]。

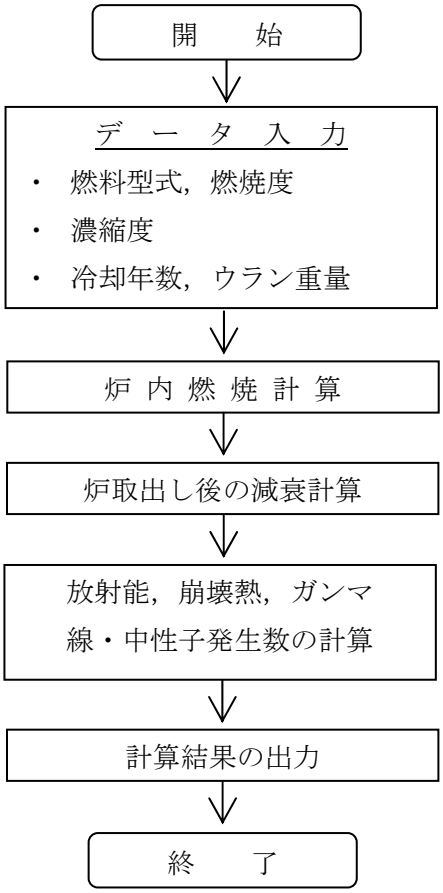
（５） 検証方法

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。

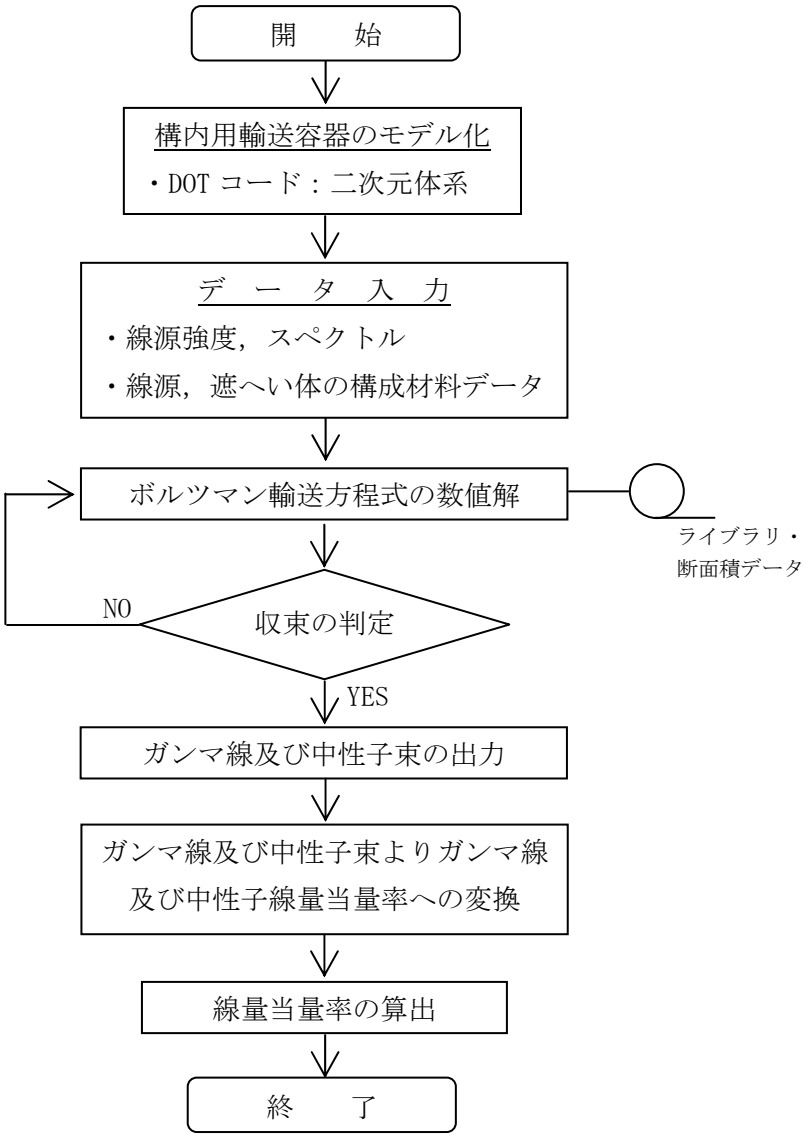
（５）検証

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

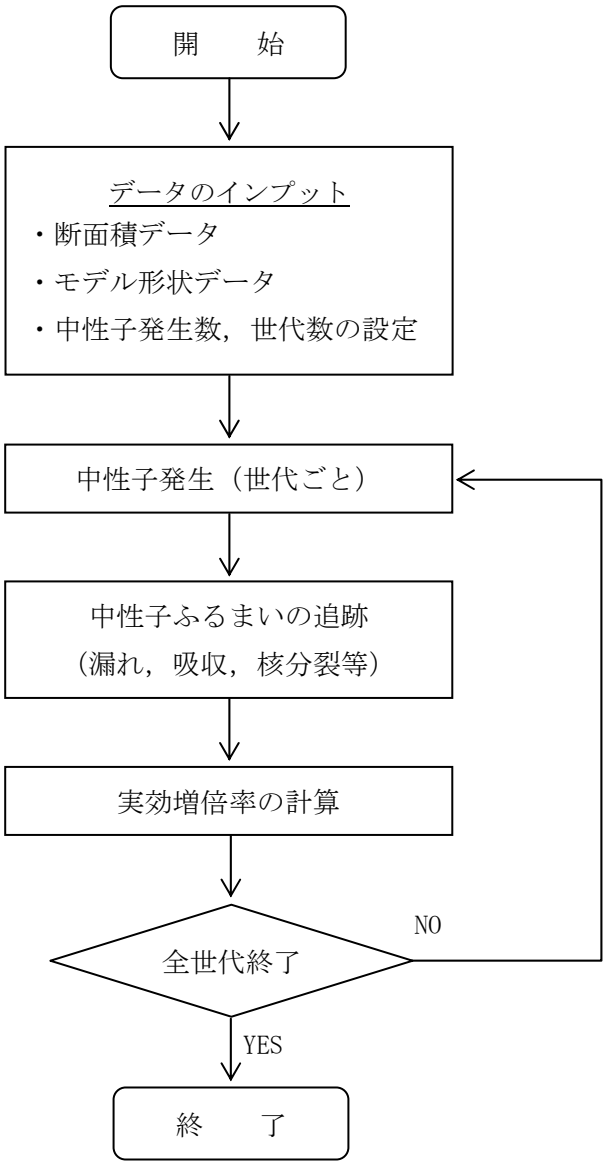
KENO-V.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(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。

別添-1

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。

添付資料－２－３

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

「Ⅱ.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 13 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。

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，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 25,000㎥/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000㎥/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

設備名	構成・配置等
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}～$10^{4}s^{-1}$ 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

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。

$Q=q/(Cp・\rho・(t1-t2)・1/3600)$

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。

$Q=C\cdot(1-f)$

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 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

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(μr)：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。

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

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　：家屋の遮へい係数（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。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}4$$

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。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}6$$

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（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

S_{Oi}　：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　放射性物質濃度から実効線量への換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

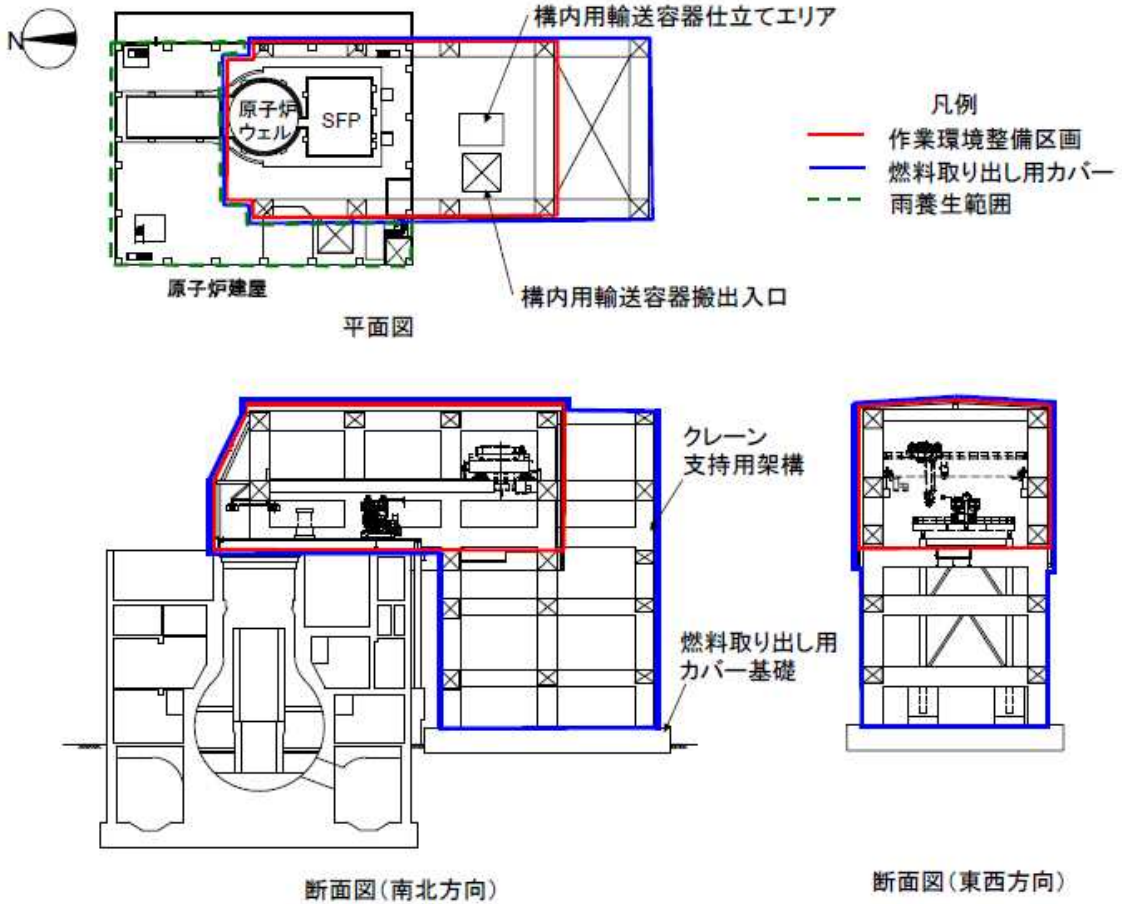
2.2.2.6 評価結果

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.3.2 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

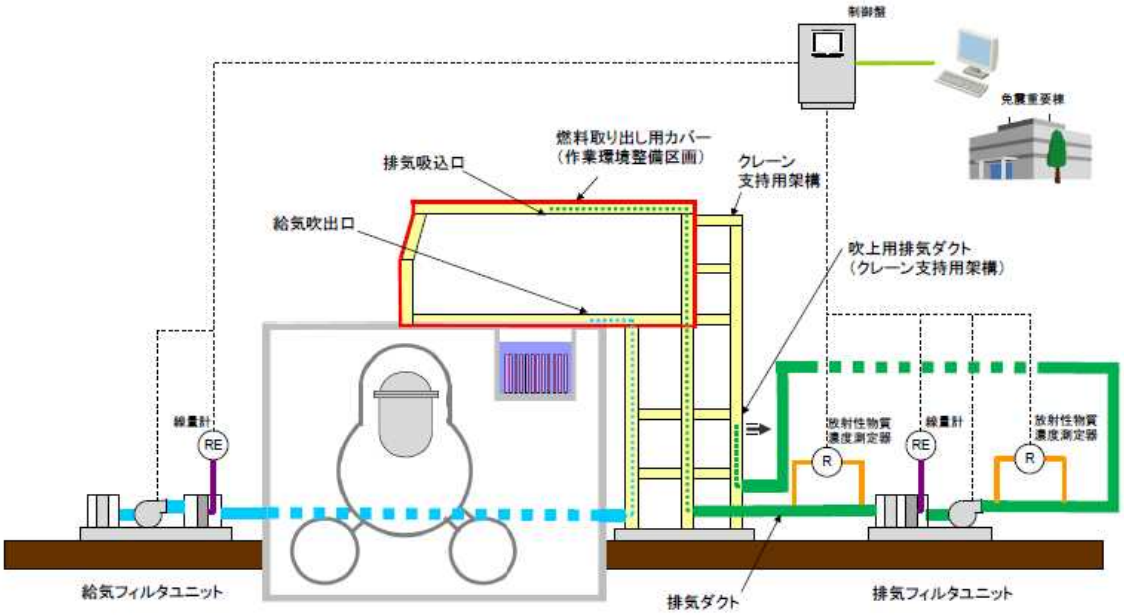


図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

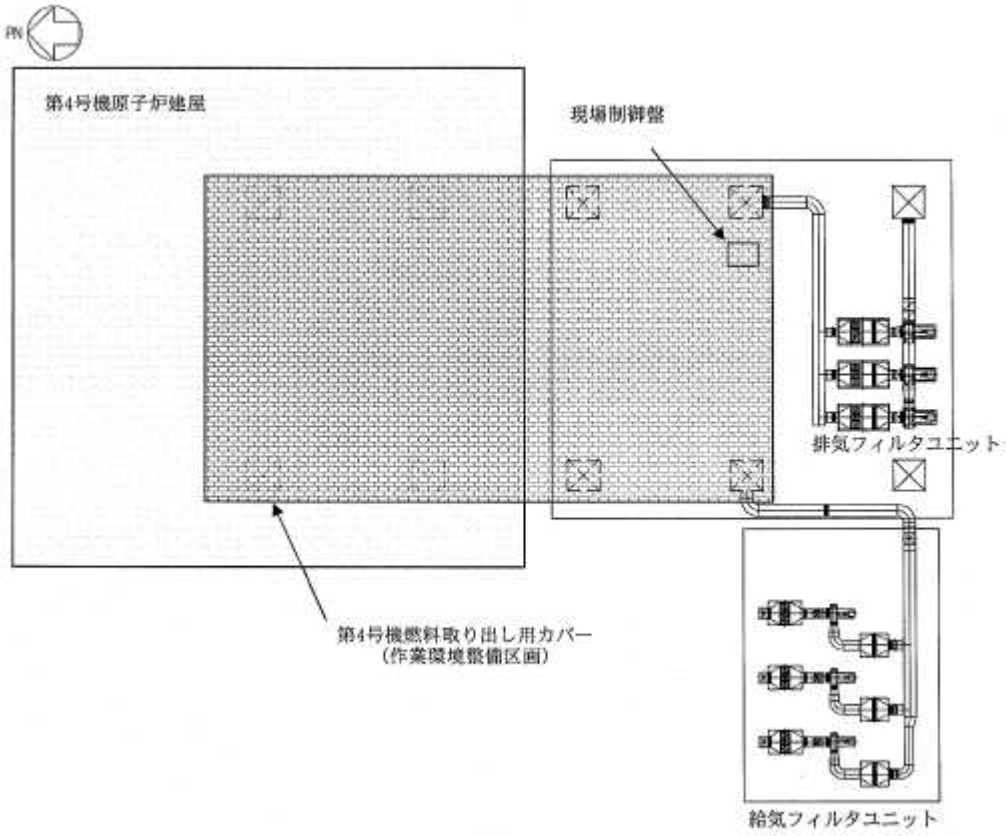


図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

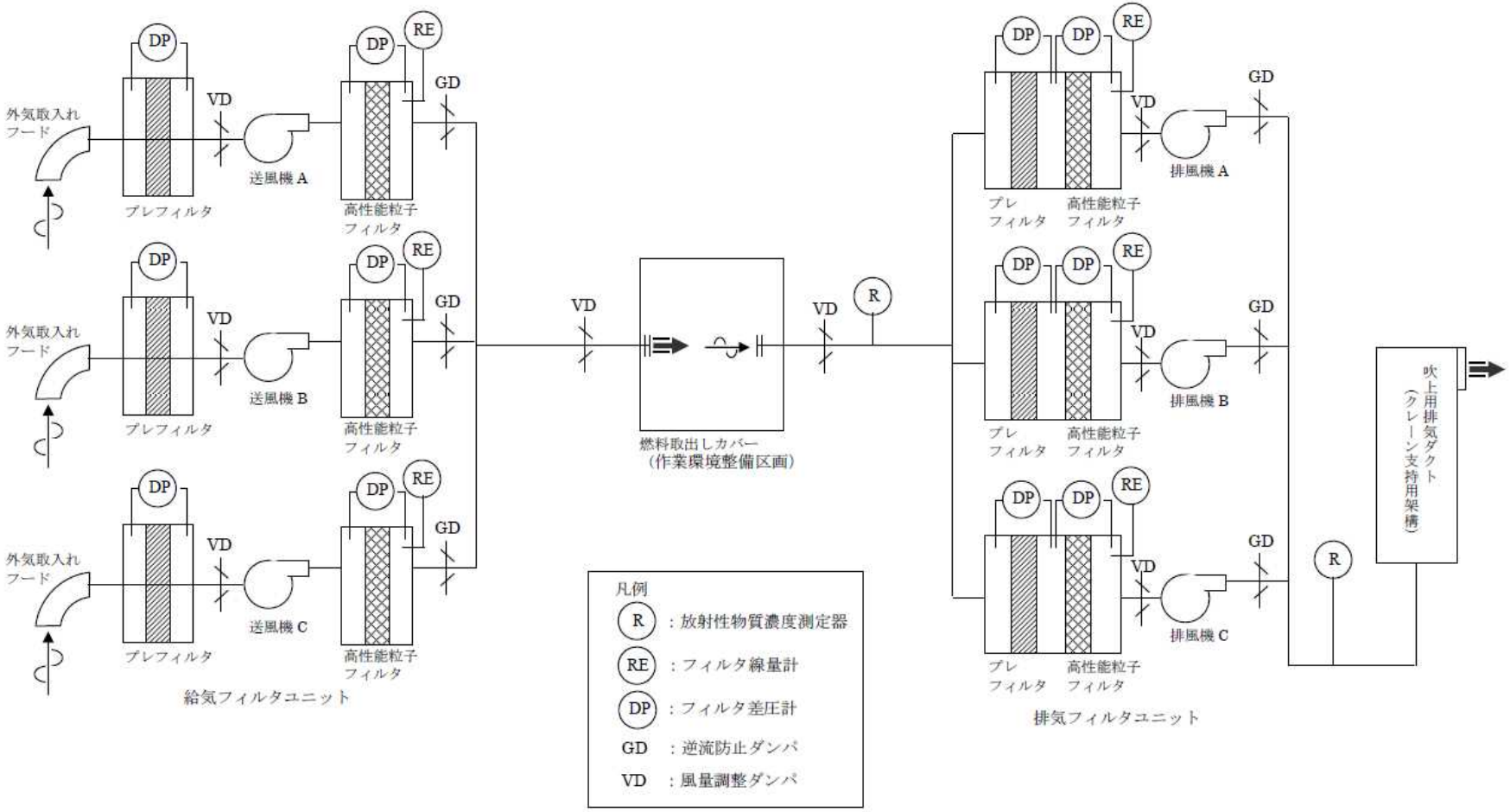
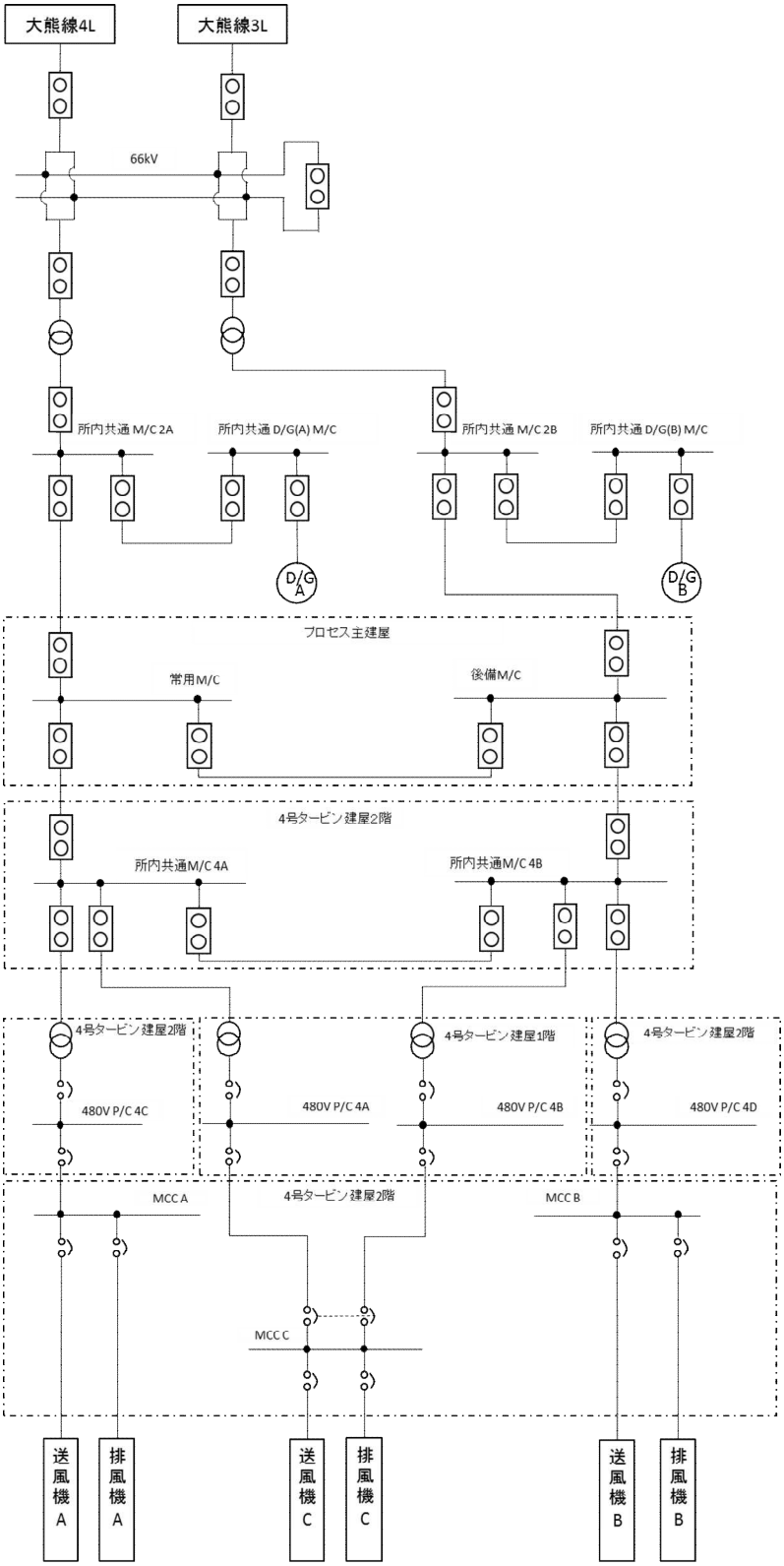


図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※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。

$Q=q/(Cp・\rho・(t1-t2)・1/3600)$

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

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(μr)：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/m³）

なお，$\chi(x',y',z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \cdots 3\text{-}2$$

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。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \overline{D}_L \quad \cdots\cdots\cdots 3\text{-}3$$

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　：家屋の遮へい係数（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。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots 3\text{-}4$$

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。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}6$$

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$\overline{\chi}$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。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}8$$

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　放射性物質濃度から実効線量への換算係数（$(Sv/s)/(Bq/m^2)$）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

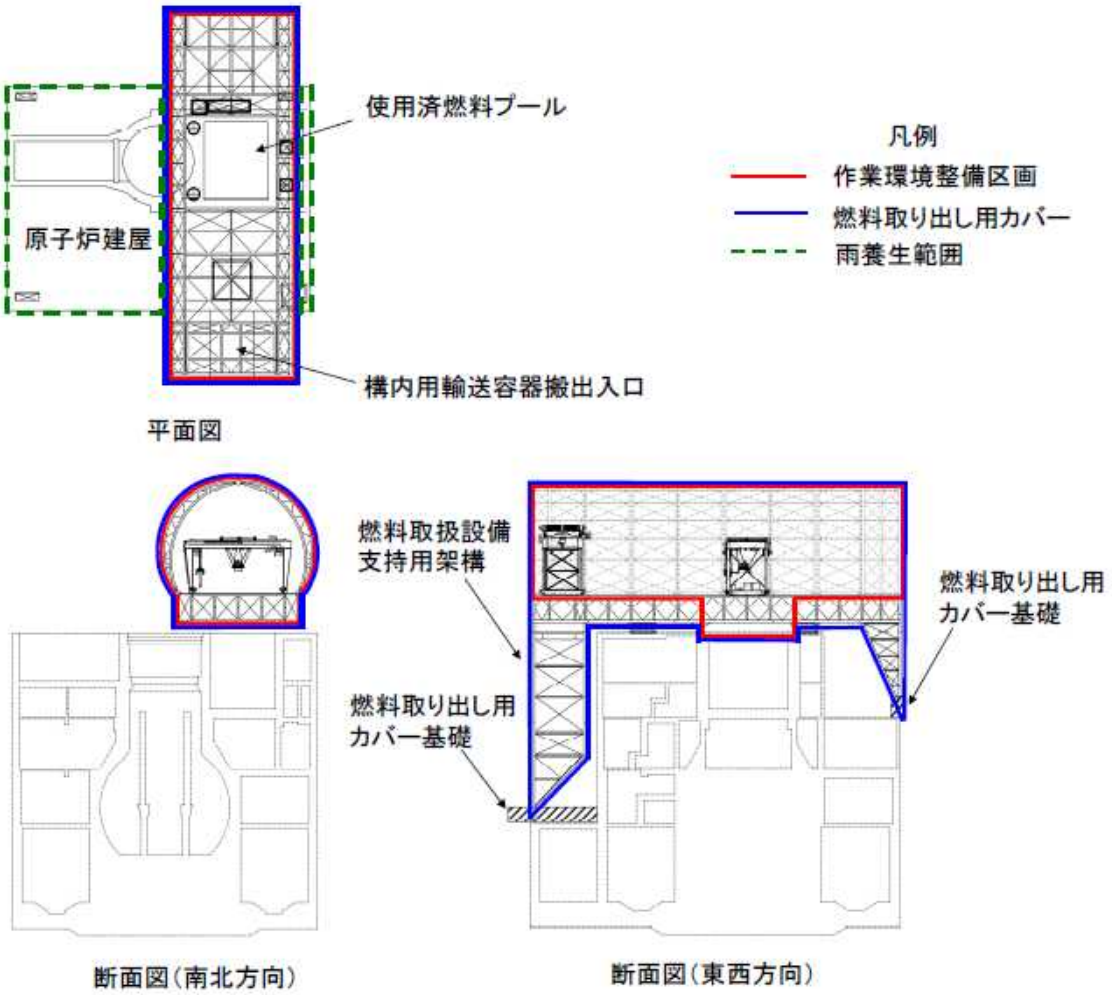
3.2.2.6 評価結果

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，法令の濃度限度 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.3.2 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

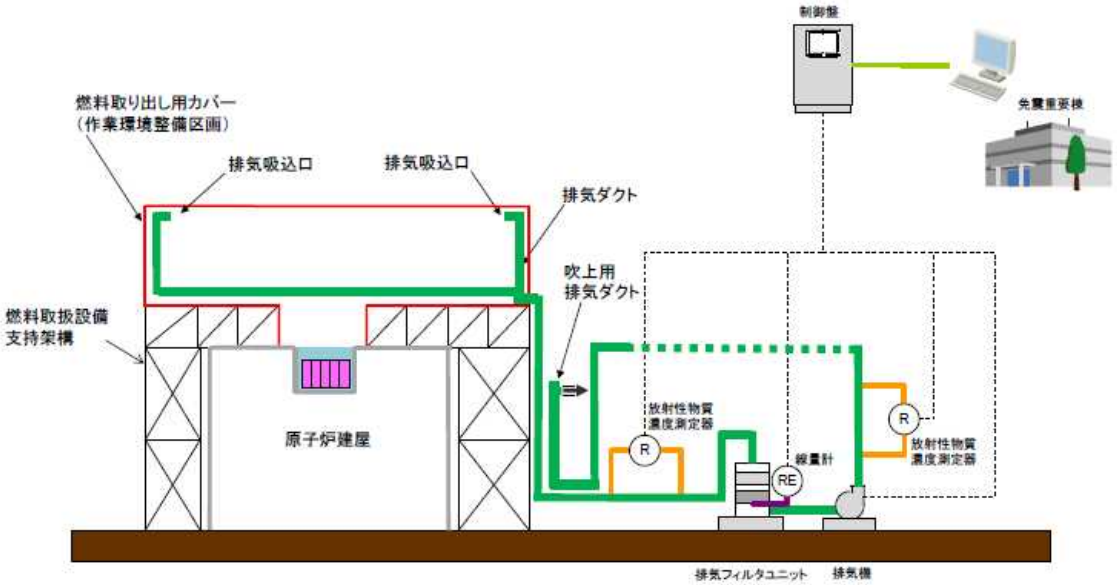


図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

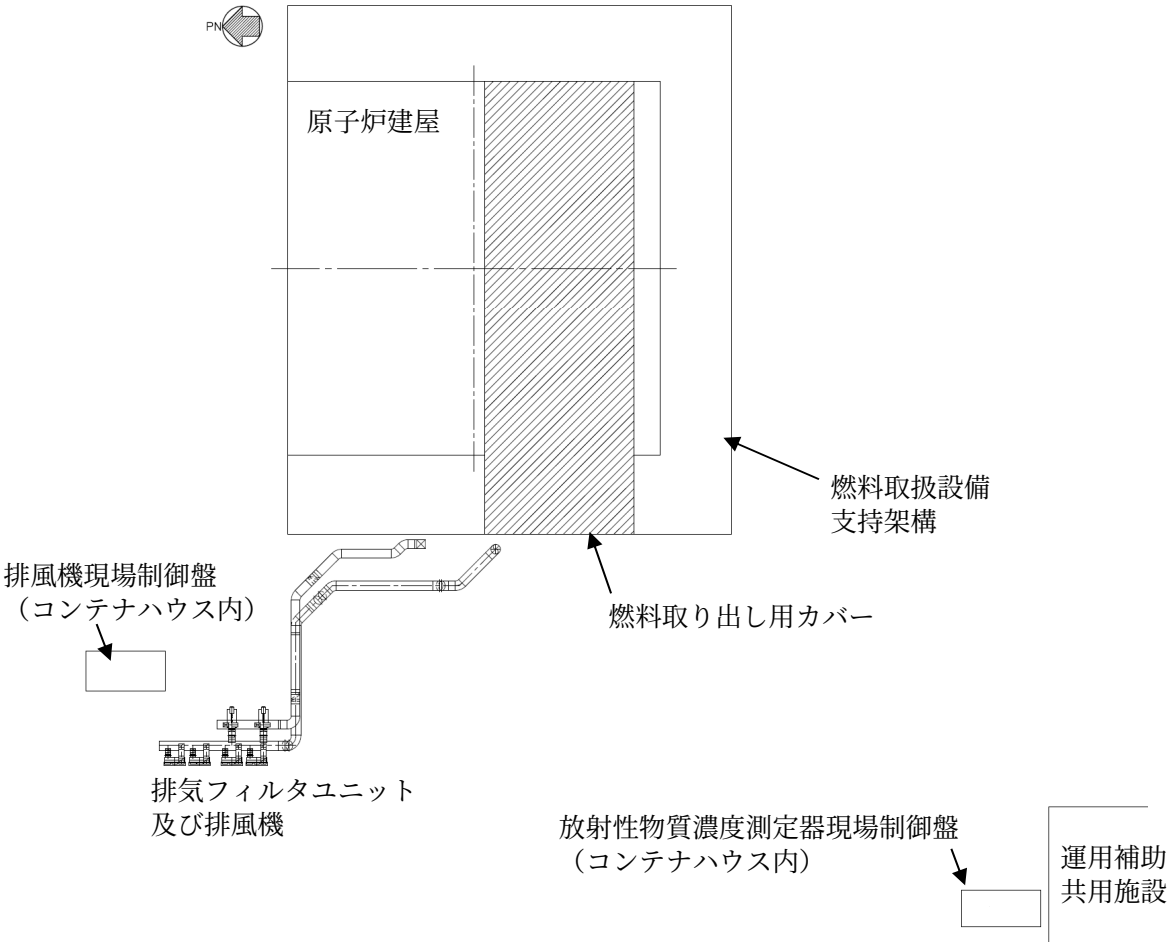


図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

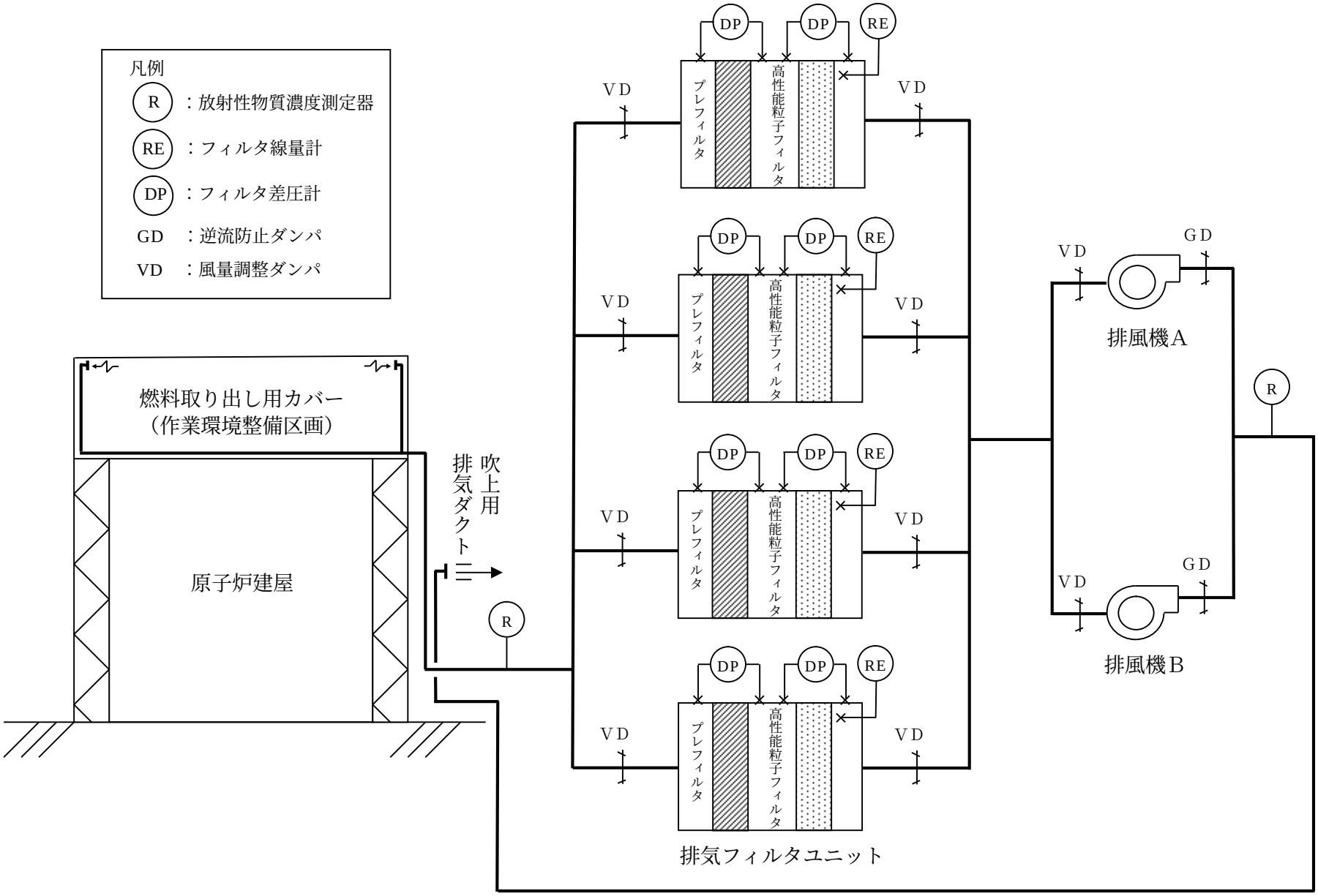
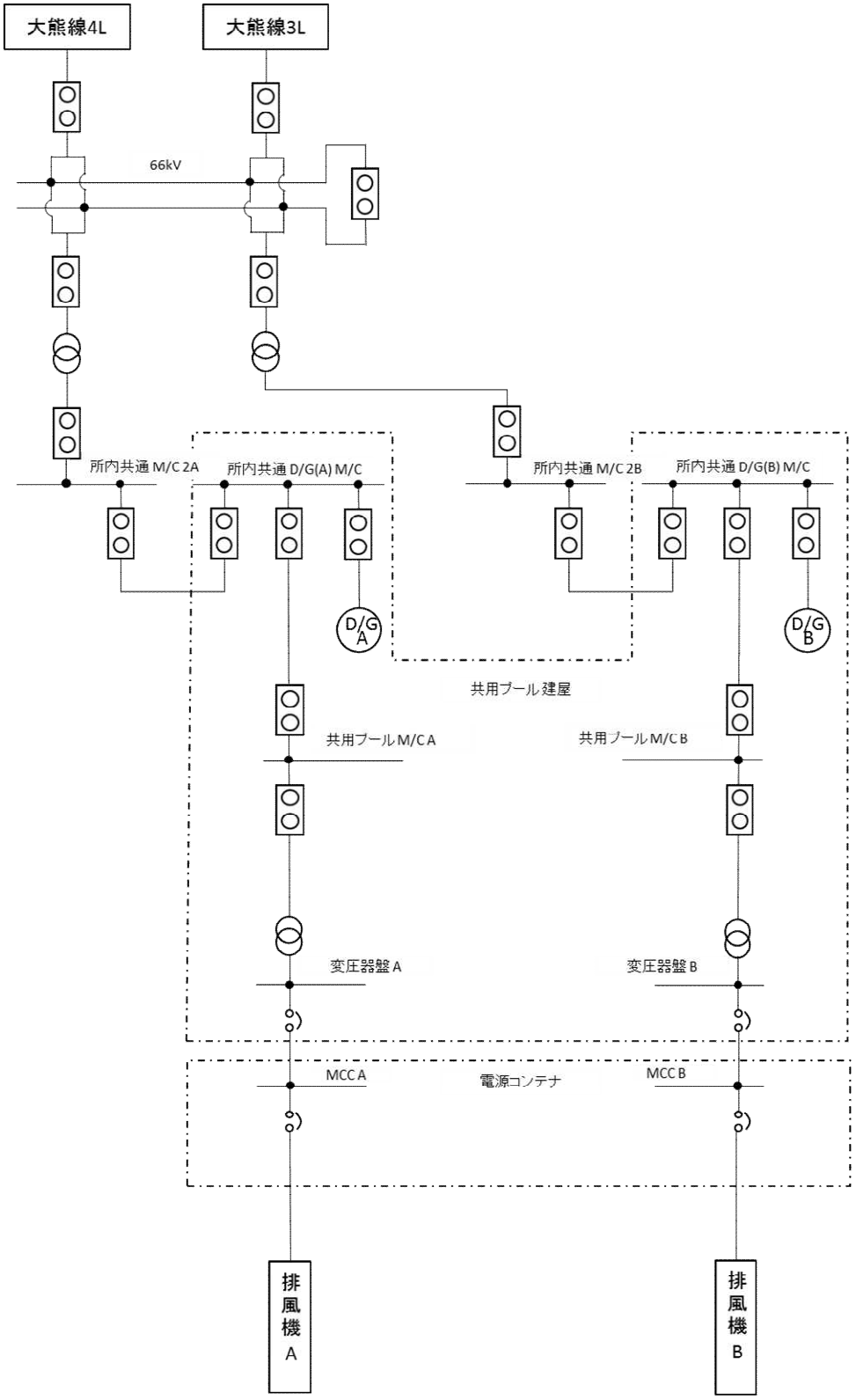


図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※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．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

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25,000㎥/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，50,000㎥/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30,000㎥/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。

添付資料－３－２

がれき撤去等の手順に関する説明書

1　現状と今後の作業

福島第一原子力発電所第１，第３，第４号機は天井や外壁が損傷して建屋上部に積み重なっている状況にある。第２号機は東側外壁のブローアウトパネルが開放されているものの外見上の大きな損傷は確認されていない。

第１～第４号機において，使用済燃料プール内燃料の取り出しを計画しているが，第１，第３，第４号機については使用済燃料プール内燃料の取り出しに先立ち，原子炉建屋上部がれき及び使用済燃料プール内がれきの撤去等が必要である。

がれき撤去等の作業においては，がれき等を燃料上に落下させ波及的影響を与えないよう対策を講じる必要がある。本説明書は原子炉建屋上部のがれき撤去ならびに使用済燃料プール内のがれき撤去の手順について示すものである。

2　がれき撤去等の監理体制

協力会社ががれき撤去等の計画を立案し，当社がその計画の確認を行う。また，放射線管理に関わる計画は，協力会社が立案し，当社がその計画の確認を行う。確認された計画に基づき協力会社が作業を行い，当社が監理を行う。なお，不測事態が発生した場合，協力会社から当社監理員に連絡を行い，当社および協力会社を交え計画の再検討等今後の対応について協議する。

3　原子炉建屋上部のがれき撤去等の手順

(1) がれき撤去フロー

オペレーティングフロア上のがれきを安全に撤去するために，図 1 に示すがれき撤去フローに従い，作業計画を立案する。なお，オペレーティングフロア上のがれき撤去は，作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し，異常があった場合は直ちに作業を中止し，関係者へ報告する。

・使用済燃料プールに異常が無いか
・重機による作業区画内に人がいないか
・飛散物，落下物，建屋の異常等はないか

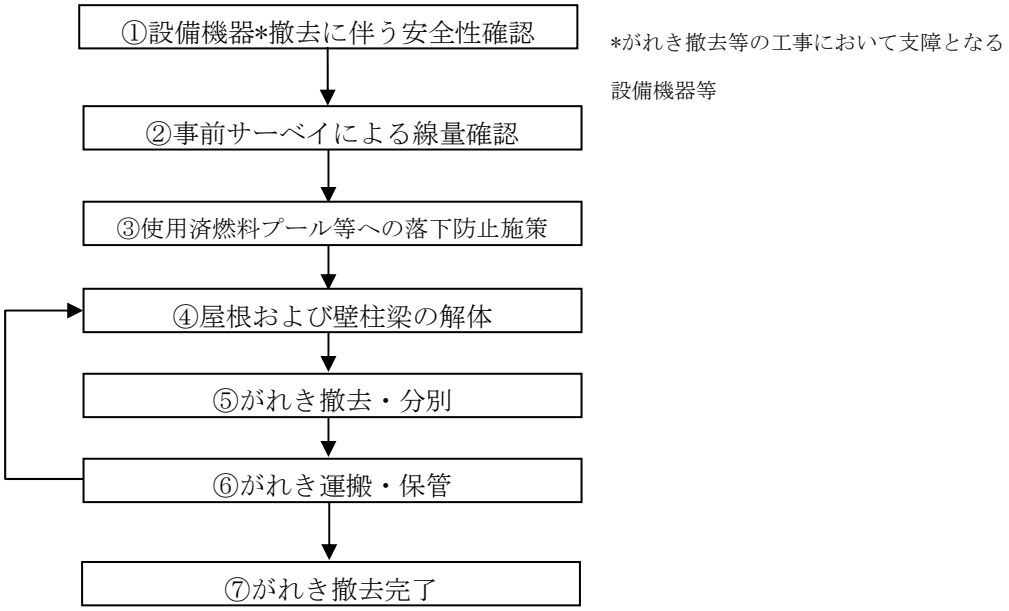


図 1　原子炉建屋上部のがれき撤去フロー

また，がれき撤去フローにおける①設備機器撤去に伴う安全性確認，③使用済燃料プール等への落下防止施策については，次に具体的な内容を示す。

a. ①設備機器撤去に伴う安全性確認

がれき撤去工程においては，設備機器の撤去作業を伴うが，安全性確保のため，当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。設備機器の撤去に関するフローを図 2 に示す。

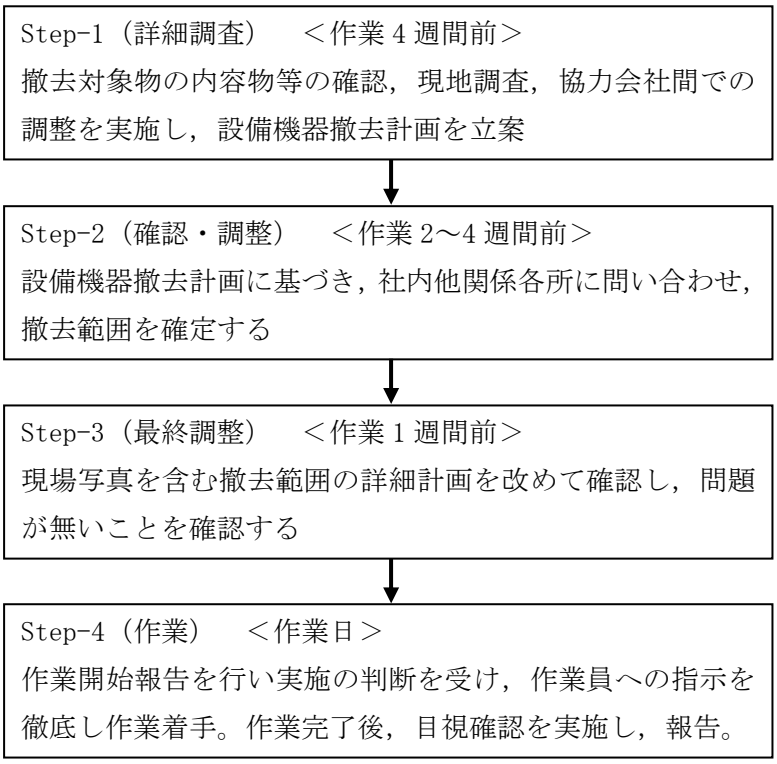


図 2　設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b．③使用済燃料プール等への落下防止施策

使用済燃料プールにがれきが落下し，使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため，がれき撤去に先立ち，がれきの状況を写真の分析や模型等により把握し作業手順を検討する。

がれき解体用重機には，下部へのがれき落下防止策を施した吊り治具等を使用し，使用済燃料プール外のがれき撤去を行う際には，使用済燃料プール上を通過しないように手順を策定する。

燃料取扱機，燃料取り出し用カバーの設置等のオペレーティングフロア上で行う作業にあたっては，極力使用済燃料プール上で作業を行わないように手順を策定する。

なお，必要に応じて使用済燃料プールの表面養生等の対策を施す。

(2) がれき撤去等における留意事項

a．重機によるがれき撤去

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，がれきの落下防止及びがれき落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。

② がれき撤去：使用済燃料プールへがれきを落下させないよう十分に注意し，作業を行う。万一がれきが使用済燃料プールに落下した場合には，作業を一時中断し，異常のないことを確認した後，作業を再開する。

③ がれきの分別：がれきは，解体重機でダンプに積み込める大きさに小割し，分別する。

④ がれきの運搬：原子炉建屋周辺ヤードで，遮蔽措置を施したダンプ等へがれき類を積み替え，指定された集積場所へ運搬する。

b．がれきの仮置き及び分別

がれきは，原子炉建屋周辺ヤード内に仮置き場所を設置し，分別集積する。仮置きしたがれきは線量を計測し，高線量の場合は作業員が近寄らないように区画及び表示を行う。

がれきには粉塵などの飛散防止を目的とした飛散防止剤の散布等を行い，ダンプにて搬出する。なお，搬出するがれきについては，放射線量に応じて分別し構内に一時保管する。

c．作業員の安全対策

作業開始前は，事前サーベイによる線量確認を実施し，高線量箇所の注意喚起を行うなど作業員の被ばく量低減に努める。また，事前サーベイによる線量確認状況に応じエリアモニタを設置し，線量の目視確認が可能な状況とする。なお，緊急時（津波警報発生時の避難等）にはサイレン等により警報を発報し，作業員に避難情報を提供する。

d．既存建屋への影響評価

がれき撤去に伴い既存建屋に作用する荷重は低下傾向を示すが，がれきの飛散防止のための養生材や解体重機の積載などの影響により作用荷重が増加する場合も考えられる。がれき撤去により大幅な荷重増減が生じる場合には，既存建屋が局部的に荷重を負担することのないよう，配慮して計画を行う。

なお，がれき撤去が進むに伴い建屋の損傷状況が確認できた場合には，必要に応じて既存建屋

への影響を再度評価することとする。

e．燃料取扱設備，燃料取り出し用カバー等の設置

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，設置設備の落下防止及び設備落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。

② 設備設置：設備設置は極力使用済燃料プール上で行わないこととする。やむを得ず使用済燃料プール上での作業を行う場合は，使用済燃料プールへ設置設備を落下させないよう十分に注意し，作業を行う。

4 使用済燃料プール内のがれき撤去等の手順

(1) がれき撤去フロー

使用済燃料プール内の大物がれきを安全に撤去するために，図 3 に示すがれき撤去フローに従い，作業計画を立案する。なお，使用済燃料プール内のがれき撤去は，作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し，異常があった場合は直ちに作業を中止し，関係者へ報告する。

・使用済燃料プールに異常が無いか
・がれき撤去作業区画内に人がいないか
・雰囲気線量が異常な値を示していないか

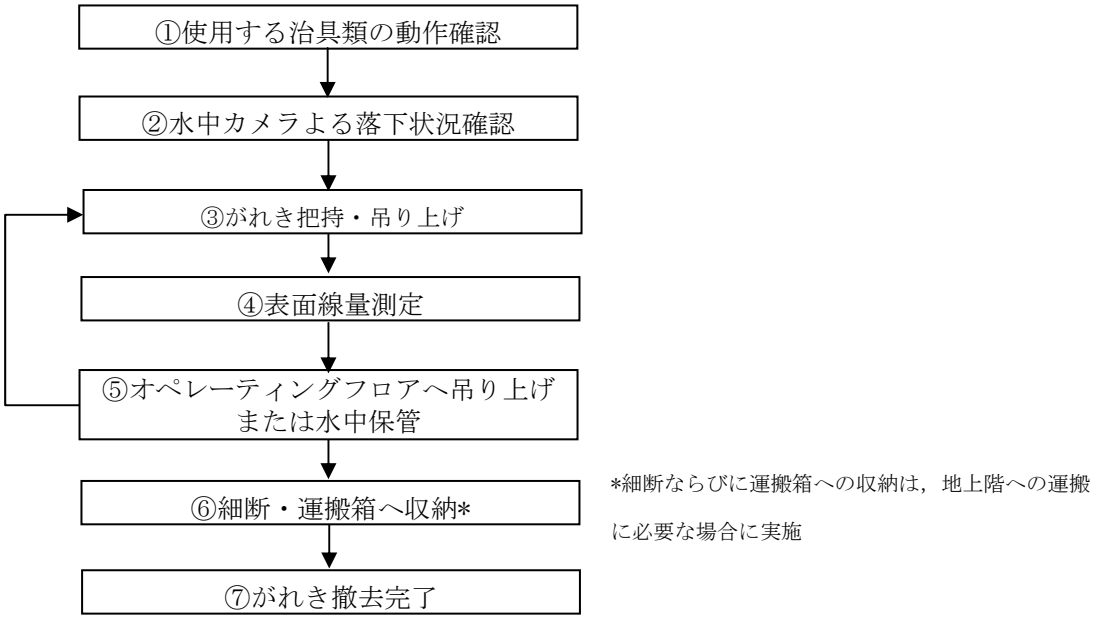


図 3 使用済燃料プール内がれき撤去フロー

また，がれき撤去における安全性確認及び使用済燃料プールへの落下防止施策については，次に具体的な内容を示す。

a．がれき撤去における安全性確認

がれき撤去工程においては，使用済燃料プール内のがれき撤去作業を行うが，安全性確保のため，当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。がれき撤去に関するフローを図 4 に示す。

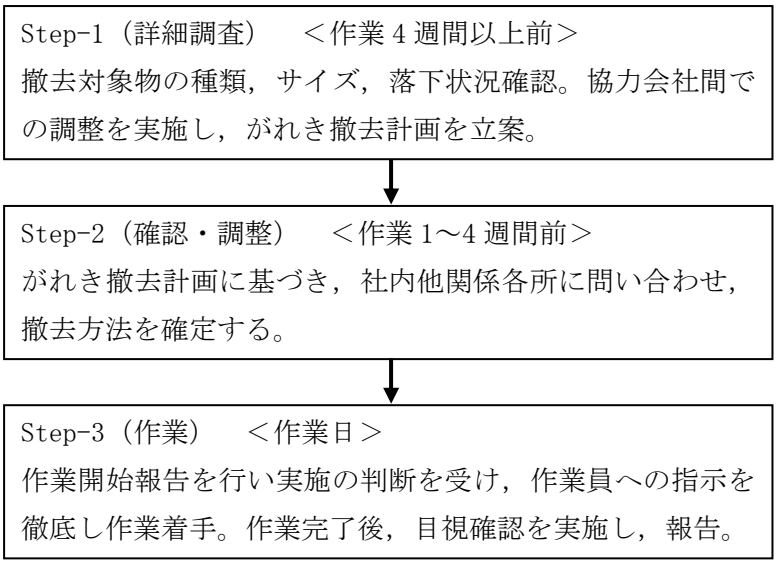


図 4　がれき撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b．使用済燃料プールへの落下防止施策

使用済燃料プールからのがれき吊り上げ時にがれきが落下し，使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため，がれき撤去に先立ち，がれきの種類・サイズ・落下状況を水中カメラの映像分析により把握し，撤去用治具を設計・製作する。

プール内のがれき撤去にあたっては，事前に燃料，ラックとがれきとの干渉について確認する。干渉が想定される場合は，燃料及びラックの健全性並びに作業員の安全を確保するためのがれき撤去の方法・手順について検討し，必要に応じモックアップ・トレーニング等により安全性の確認を実施する。

がれき把持に用いる治具は，がれきの種類・サイズ・落下状況を考慮した適切な治具を用いる。また，単一故障によるがれき落下を防ぐため，駆動源を喪失しても把持部が開放されない構造とする。

がれき撤去をする上で確実に把持していることを確認するため，水中カメラで確認しながら行うが，水中カメラの視認性を確保するため必要に応じて浄化を行う。

把持したがれきは，極力燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるよう手順を策定する。

(2) がれき撤去等における留意事項

a．把持治具によるがれき撤去

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，がれきの落下防止を図る。

② がれき撤去:使用済燃料プール内へがれきを落下させないよう十分に注意し,作業を行う。

万一，監視対象がれき※が使用済燃料プールに落下した場合には，作業を一時中断し，異常

のないことを確認した後，作業を再開する。

③　がれきの分別：がれきは，運搬可能な大きさに細断し，分別する。

④　がれきの運搬：燃料取り出し用カバー地上階に待機したトレーラにがれきを積載し，指定された集積場所へ運搬する。

※監視対象がれき：落下した場合に燃料に影響を与える可能性があるがれき。

b．がれきの仮置き及び分別

がれきは，オペレーティングフロア上又は原子炉建屋周辺ヤードに仮置き場所を設置し，分別集積する。がれきは吊り上げ時に線量を計測し，搬出不可能な高線量の場合は水中の燃料取り出し作業に干渉しない場所で保管する等の処置を行う。４号機使用済燃料プールからのがれき撤去においては，表面線量 25mSv/h 以下のものを水中から吊り上げ，それより高いものは水中保管とする。

がれきは必要に応じて細断・コンテナに収納し，トレーラ等に積載させて搬出する。

なお，搬出するがれきについては，放射線量に応じて分別し構内に保管する。

c．作業員の安全対策

作業開始前は，エリア放射線モニタの指示値及び必要に応じてサーベイによる線量確認を実施し，高線量箇所の注意喚起を行うなど作業員の被ばく量低減に努める。また，事前サーベイによる線量確認状況に応じ可搬型エリア放射線モニタを設置し，線量の目視確認が可能な状況とする。

5　第４号機がれき落下時の影響評価

万一，燃料上部に落下したがれき撤去中に，がれきが燃料上に落下した場合の影響について評価した。

(1) 評価条件

a. プール内に落下している最大のものであるデッキプレート(約 10000㎜×約 600㎜×約 50㎜，約 200kg）の落下による破損体数は，デッキプレートの投影面積から 240 体（30 体ラック：8 基）とする。

なお，上記に記載以外の条件については，「添付資料－３－３　移送操作中の燃料集合体の落下」と同一条件とする。

(2) 評価結果

上記の評価条件に基づき評価した結果，核分裂生成物の大気中への放出量は，表 1 の通りである。また，敷地境界外の実効線量は，表 2 の通りであり，本事象による周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいものと考えられる。

なお，本評価はデッキプレート落下によりプレート下部にある燃料全てが破損すると仮定し

ているが，燃料１体当たりに掛かる荷重は燃料取り扱い作業中の燃料（約 300kg）落下よりも小さいことから，本評価は十分に保守的な評価と考える。

表１　第４号機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 5.2×10^{13}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.5×10^{8}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{9}Bq

表２　第４号機使用済燃料プール内がれき落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 8.1×10^{-2}mSv	約 8.1×10^{-2}mSv

6　第３号機がれき落下時の影響評価

万一，燃料取扱機撤去中に燃料取扱機が燃料上に落下した場合の影響について評価した。

(1) 評価条件

a. プール内に落下している燃料取扱機の落下による破損体数は，燃料取扱機がプール全域に渡って落下していることから，保守的にプール内に保管されている全数（566 体）とする。

なお，上記に記載以外の条件については，「添付資料－３－３　移送操作中の燃料集合体の落下」と同一条件とする。

(2) 評価結果

上記の評価条件に基づき評価した結果，核分裂生成物の大気中への放出量は，表 3 の通りである。また，敷地境界外の実効線量は，表 4 の通りであり，本事象による周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいものと考えられる。

表３　第３号機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 1.2×10^{14}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 8.2×10^{8}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 3.2×10^{9}Bq

表４　第３号機使用済燃料プール内がれき落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 1.5×10^{-1}mSv	約 1.5×10^{-1}mSv

移送操作中の燃料集合体の落下

1.　原因

第３号機及び第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 $3.4\times10^{-5}s/m^3$ 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 $3.4\times10^{-19}Gy/Bq$ 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（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量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：$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$，成人：$2.0\times10^{-8}Sv/Bq$）

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）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量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）

希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量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 7.8×10^{-4}mSv	約 7.8×10^{-4}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設置許可申請書での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して 2 桁以上減少しているが，その原因は，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 2.6×10^{-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 3.0×10^{-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（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量H_I（Sv）は，(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (4.2\text{-}1)$$

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）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ（Sv）は，(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots (4.2\text{-}2)$$

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）

希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量H_β（Sv）は，(4.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (4.2\text{-}3)$$

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 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 6.2×10^{-4}mSv	約 6.2×10^{-4}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設置許可申請書での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して 2 桁以上減少しているが，その原因は，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。

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，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。

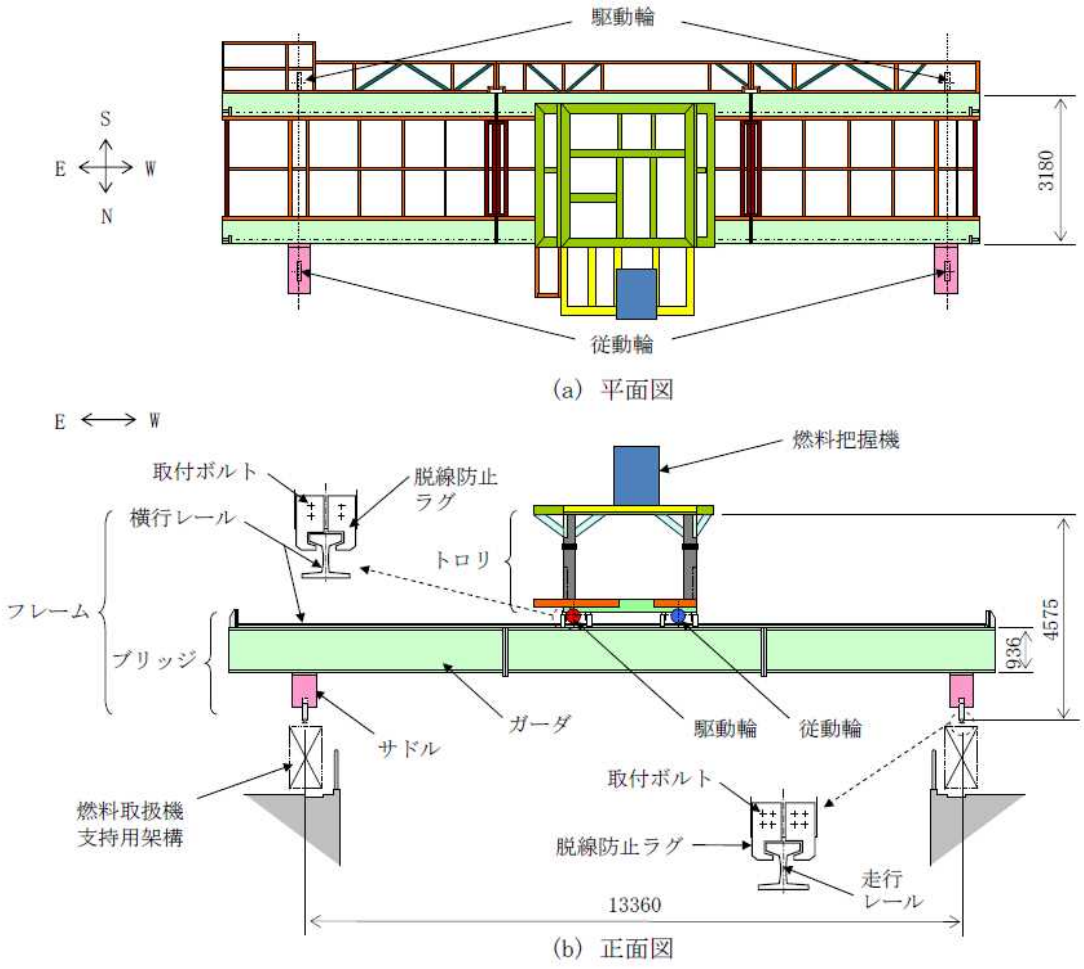


図 2.1.2-1　燃料取扱機の概要

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。

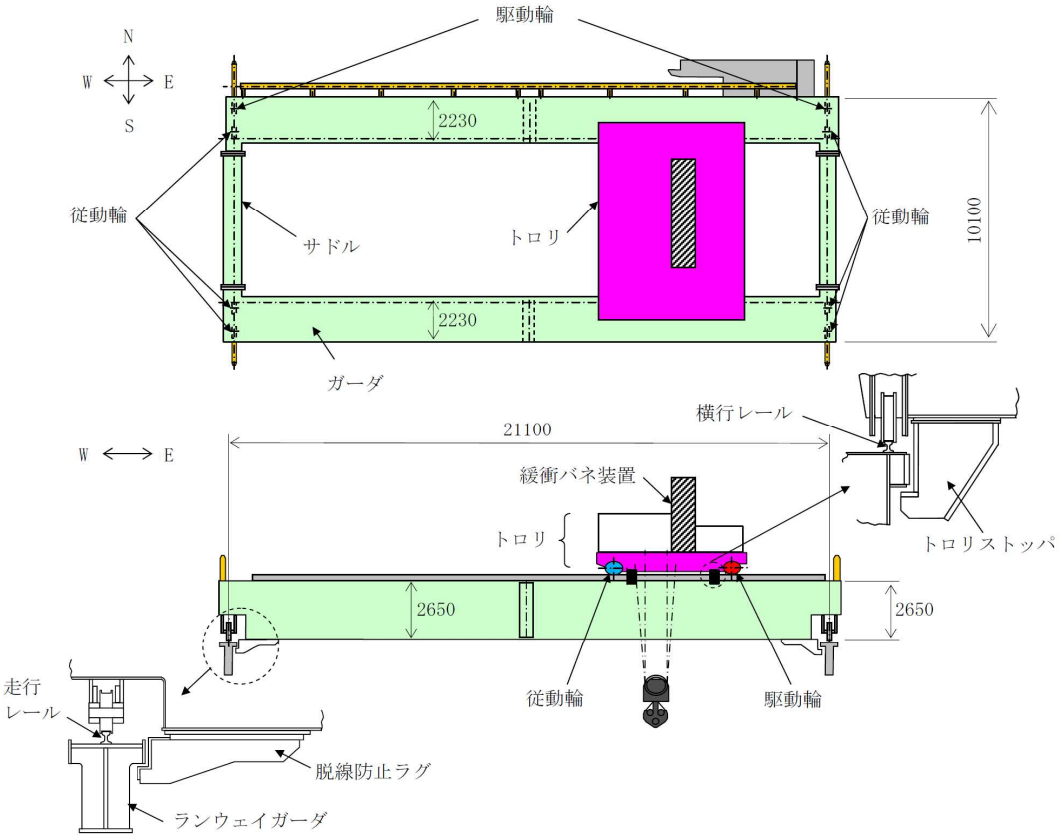


図 2.1.3-1　クレーンの概要

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 O.P.40.77m（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。

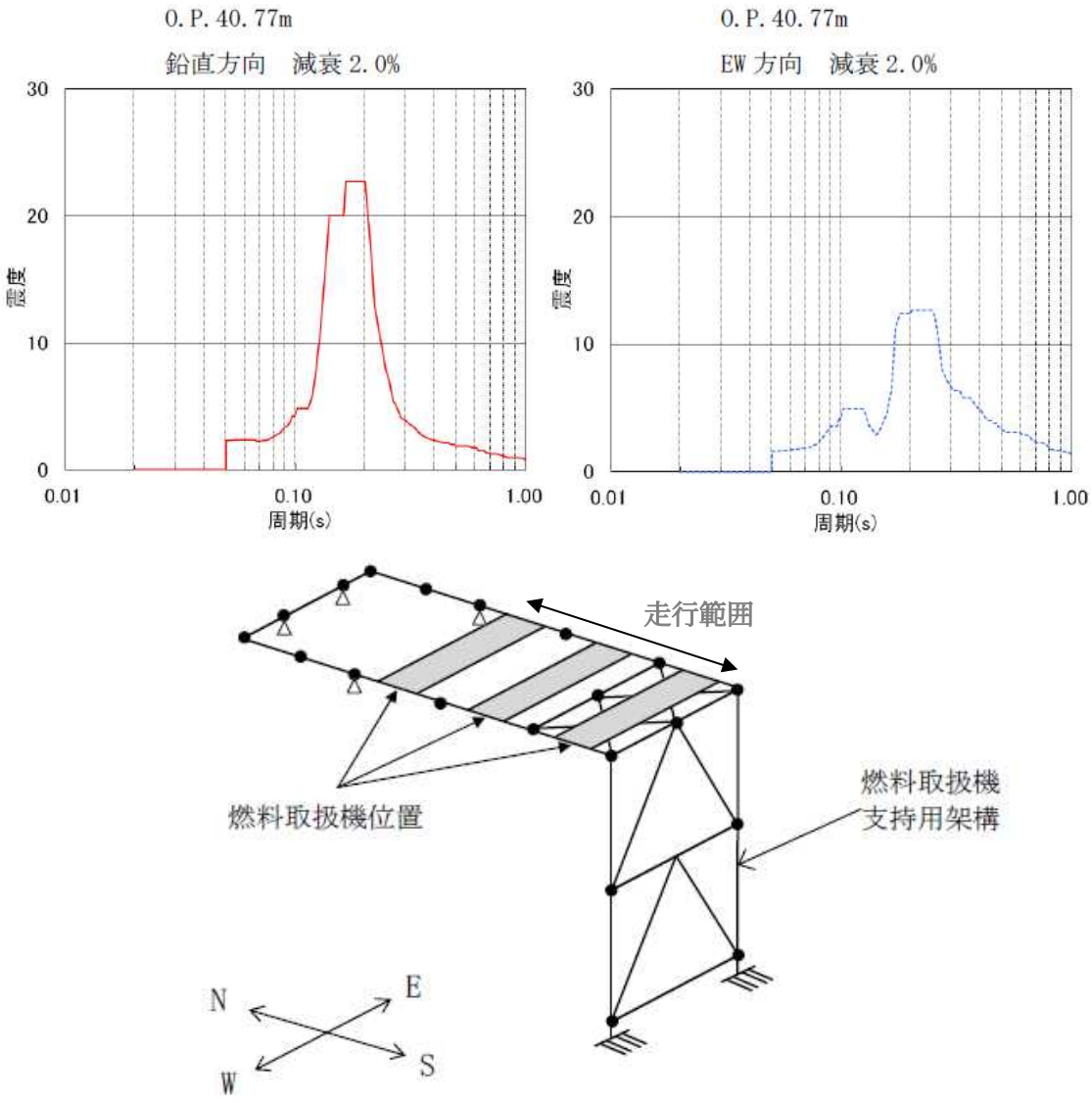


図 2.2-1　床応答スペクトル

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。

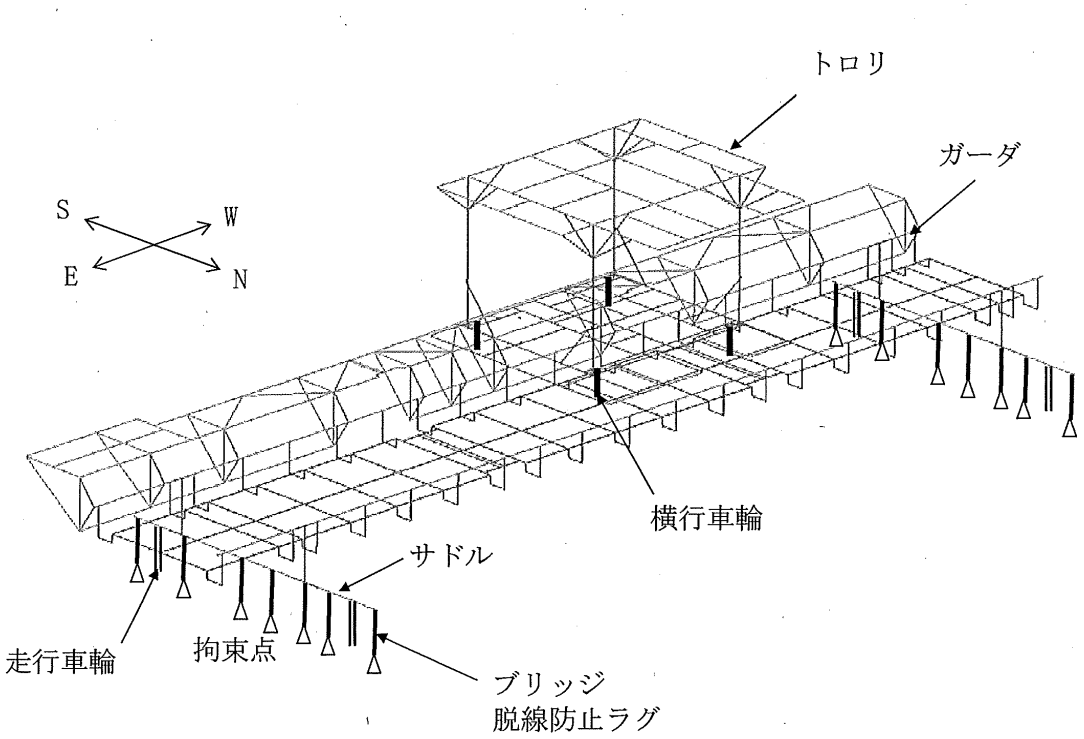


図 2.2-2　地震応答解析モデル

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。

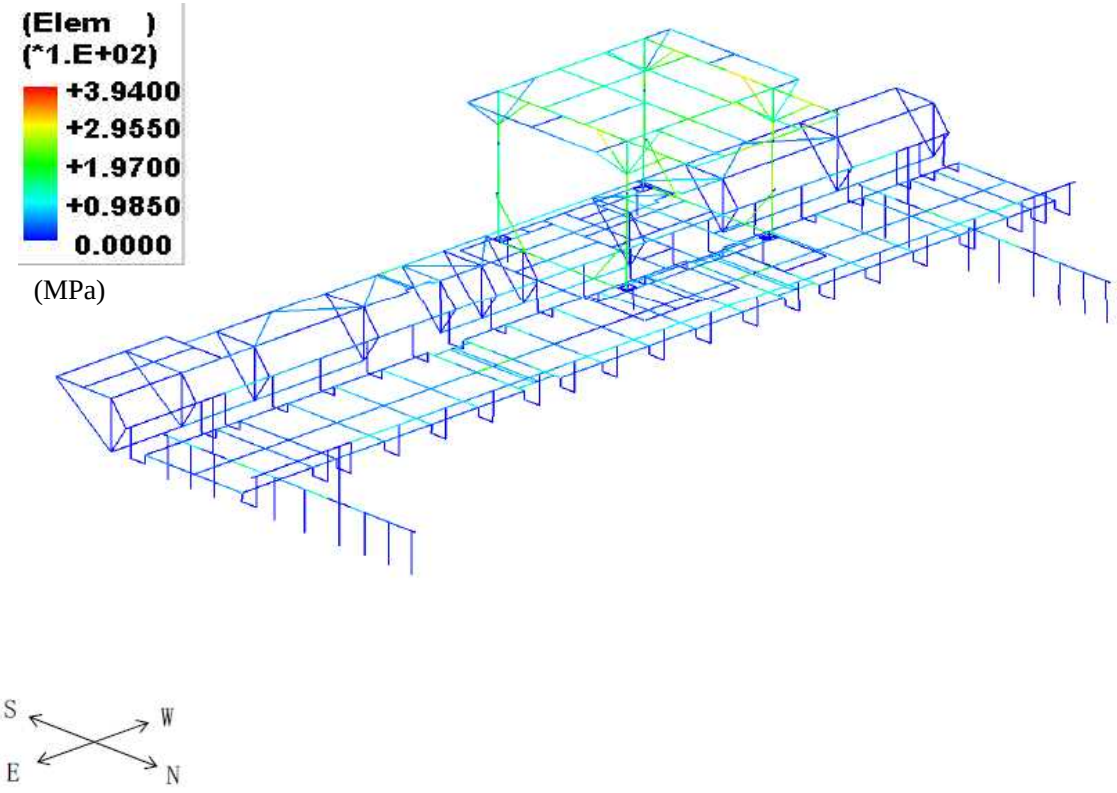


図 2.2-3　地震応答解析結果

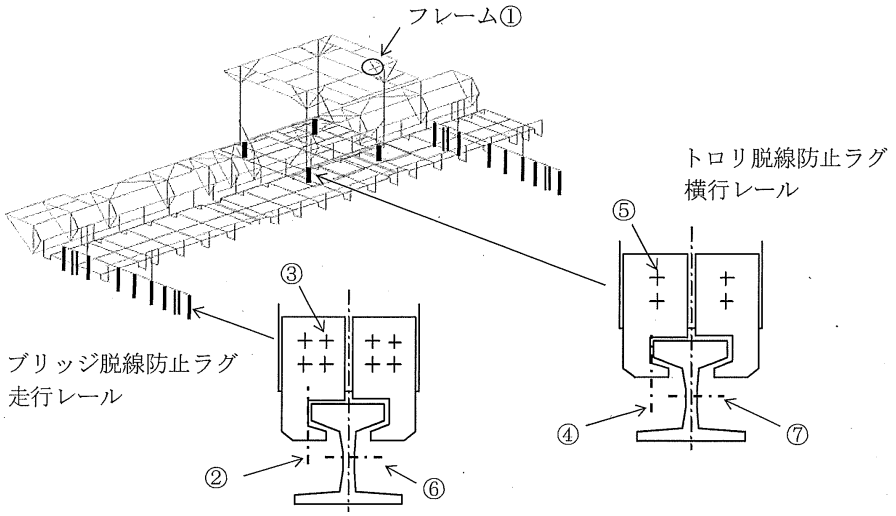
(3)　燃料取扱機の構造強度評価結果

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 O.P.50.22m（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。

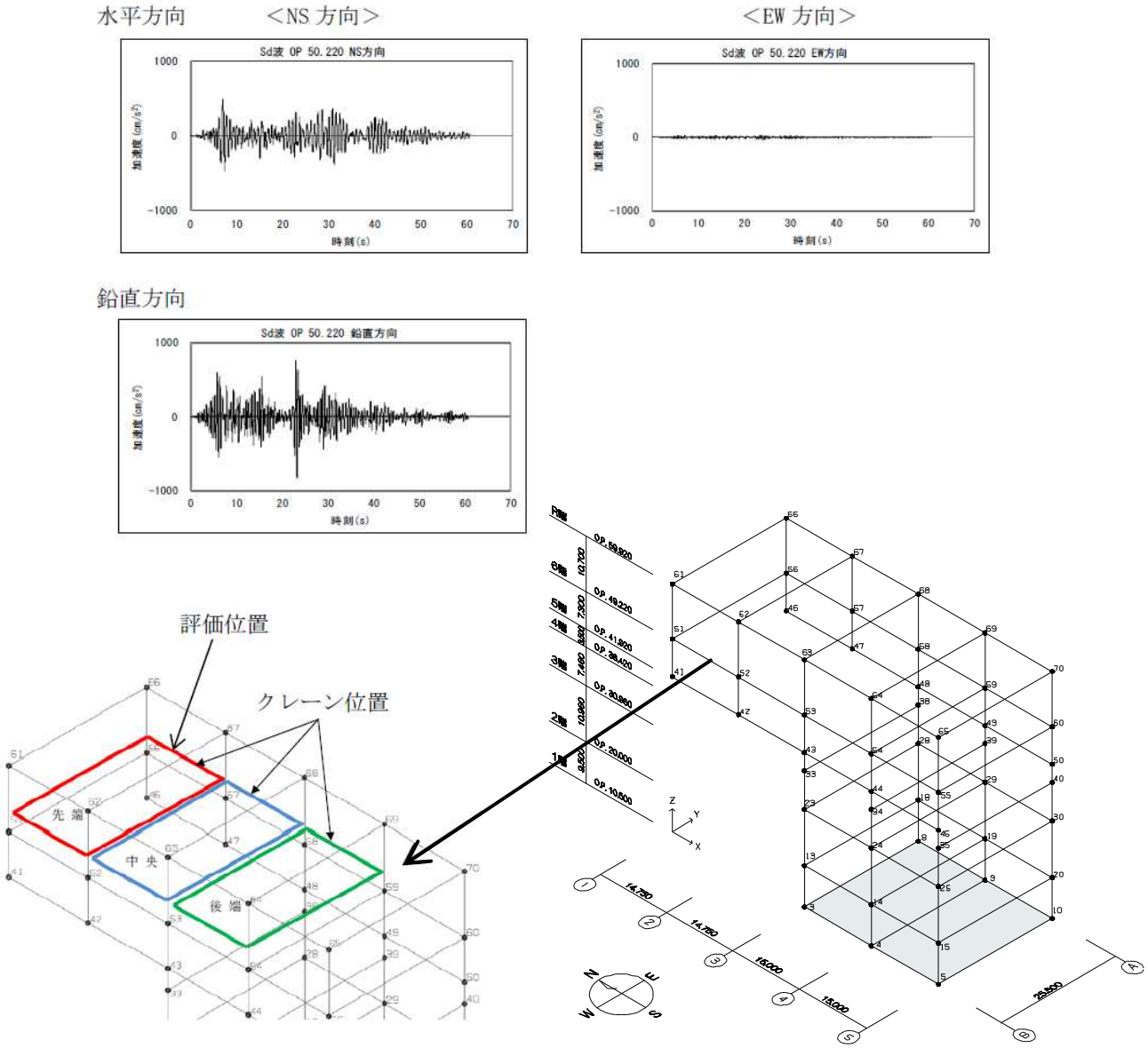


図 2.3-1　時刻歴加速度波形

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。

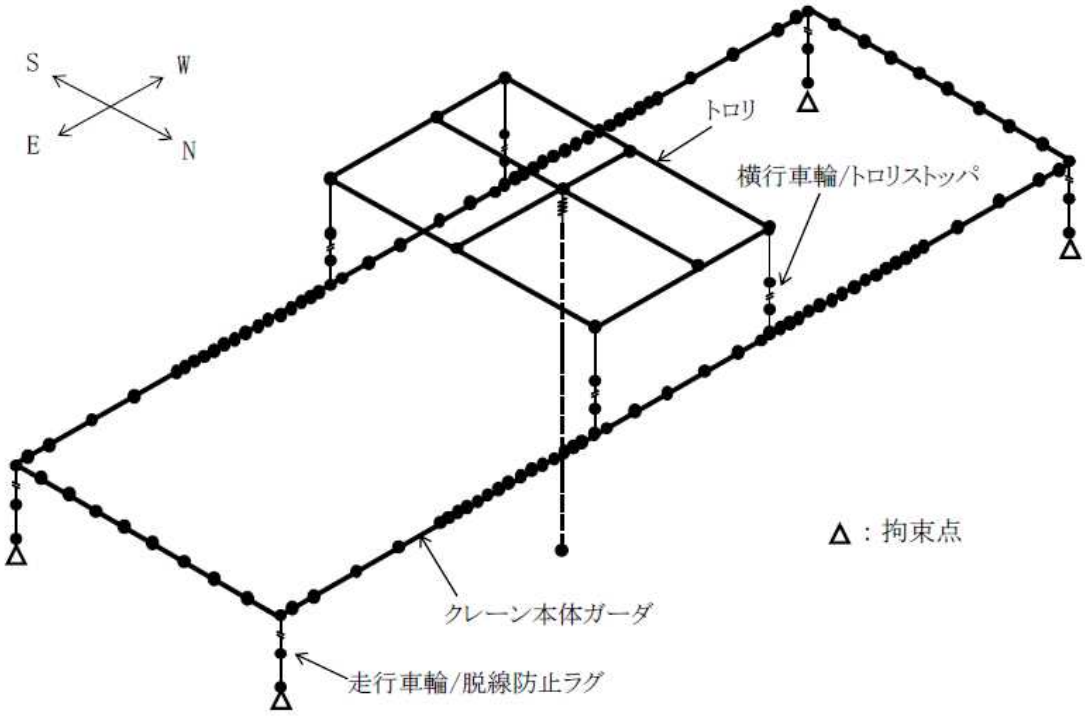


図 2.3-2　地震応答解析モデル

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。

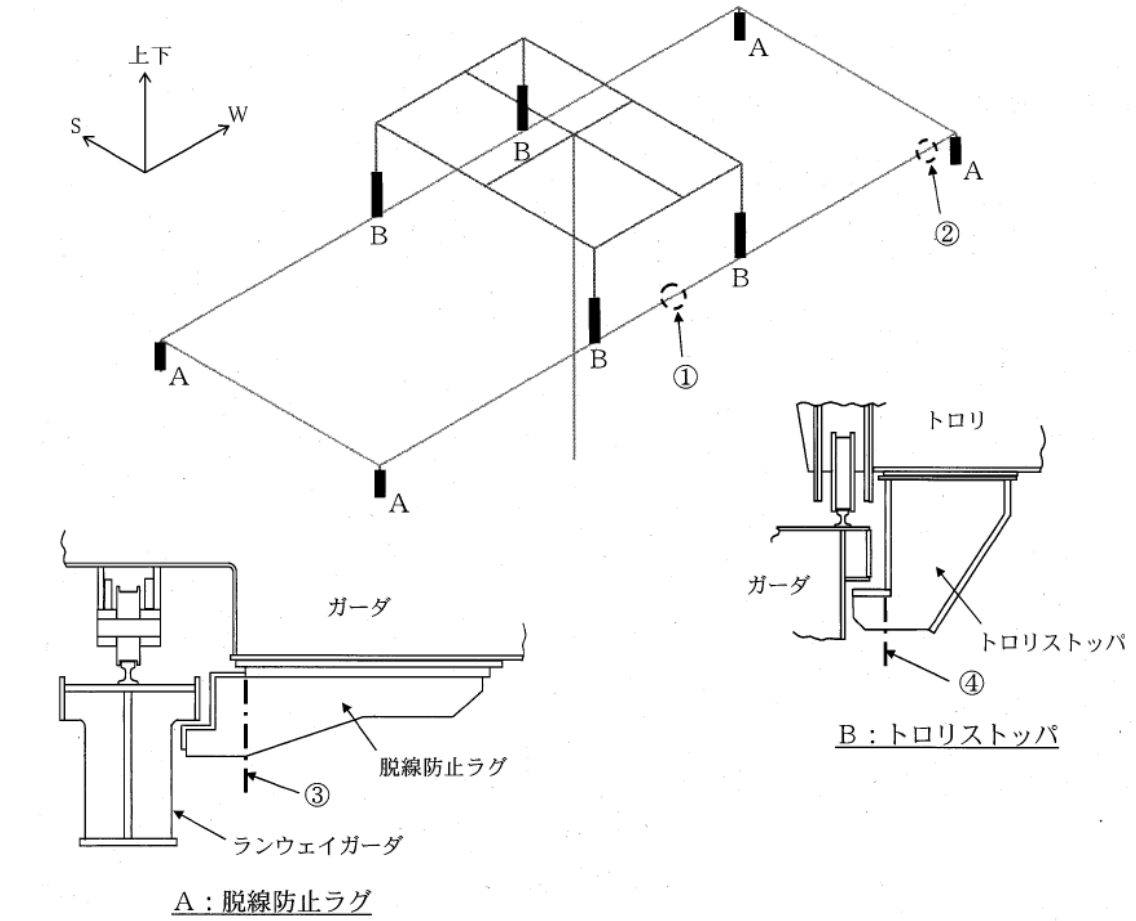
(3)　クレーンの構造強度評価結果

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。

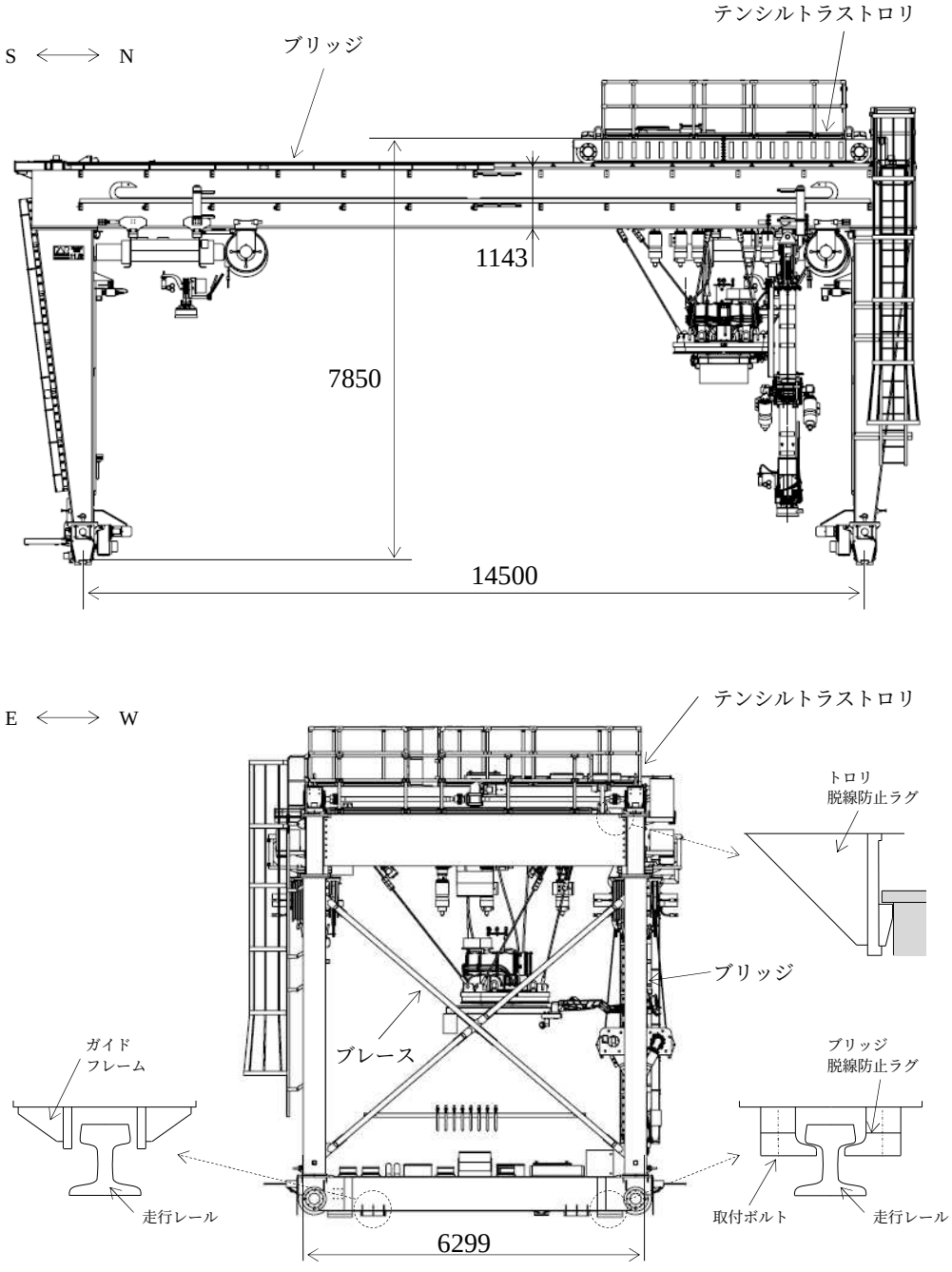


図 3.1.2-1　燃料取扱機の概要

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。

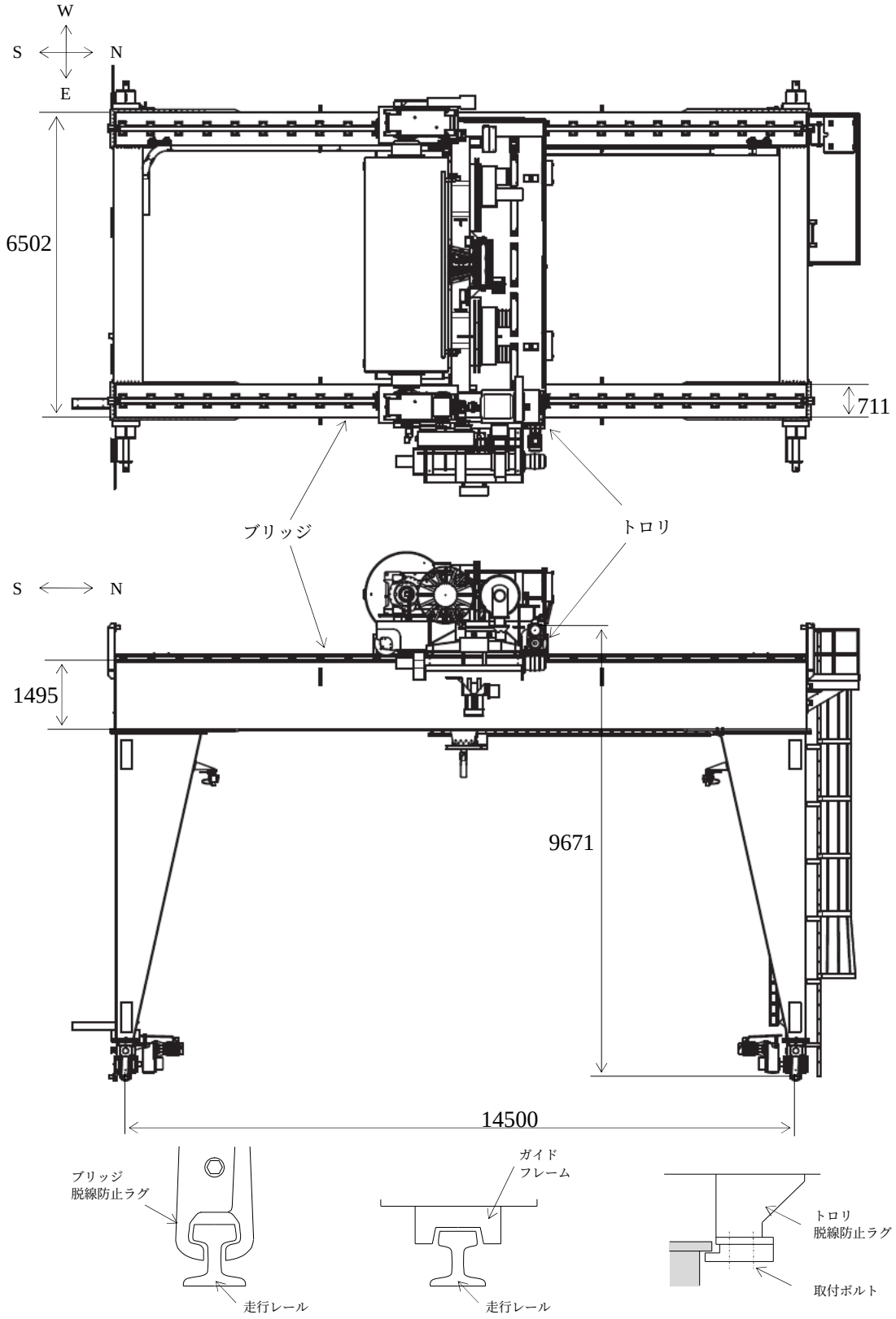


図 3.1.3-1　クレーンの概要

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 O.P.46m（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。

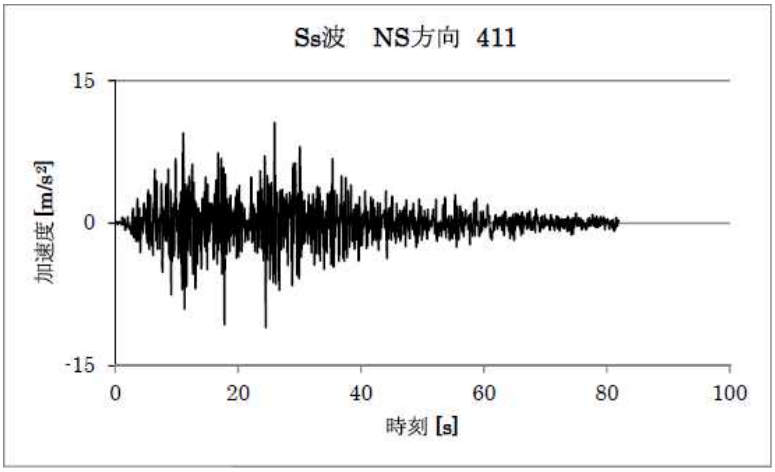
表 3.2-2　門型架構上での燃料取扱機の位置

トロリがブリッジの中央にある場合の解析ケース

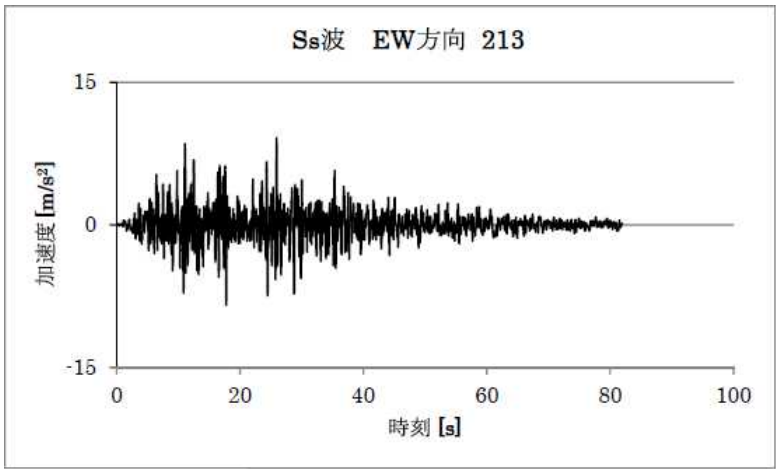
時刻歴加速度波	門型架構上での 燃料取扱機の位置
ＮＳ方向	中央
ＥW方向	東端
ＵＤ方向	東端

トロリがブリッジの端部にある場合の解析ケース

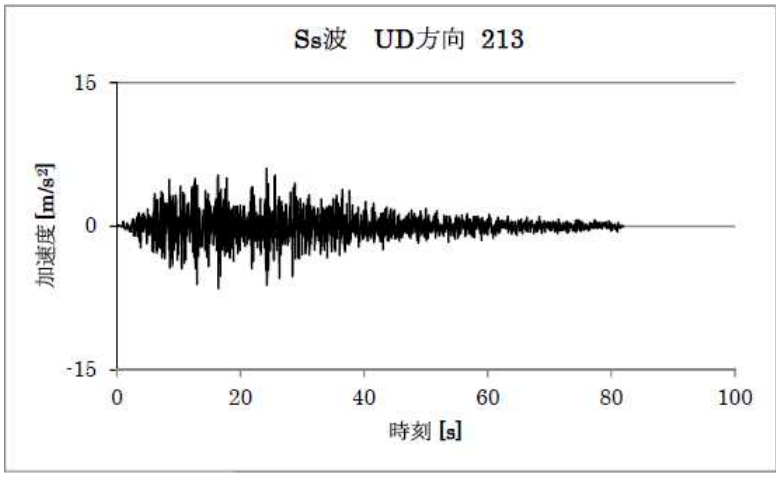
時刻歴加速度波	門型架構上での 燃料取扱機の位置
ＮＳ方向	中央
ＥW方向	中央
ＵＤ方向	中央



水平方向＜NS 方向＞

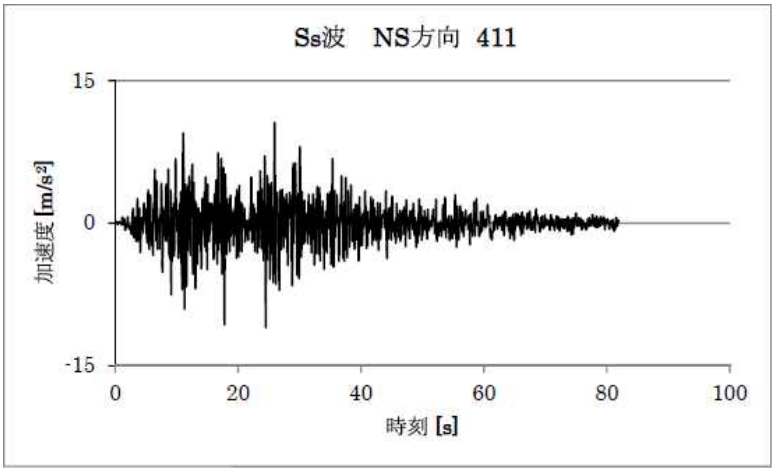


水平方向＜EW 方向＞

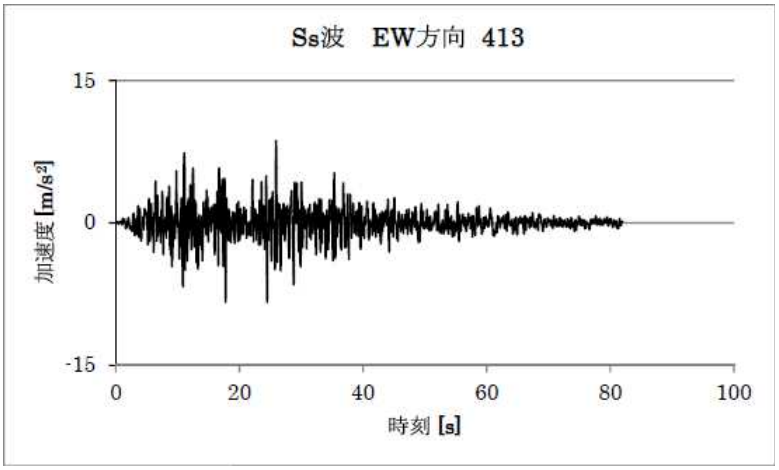


鉛直方向

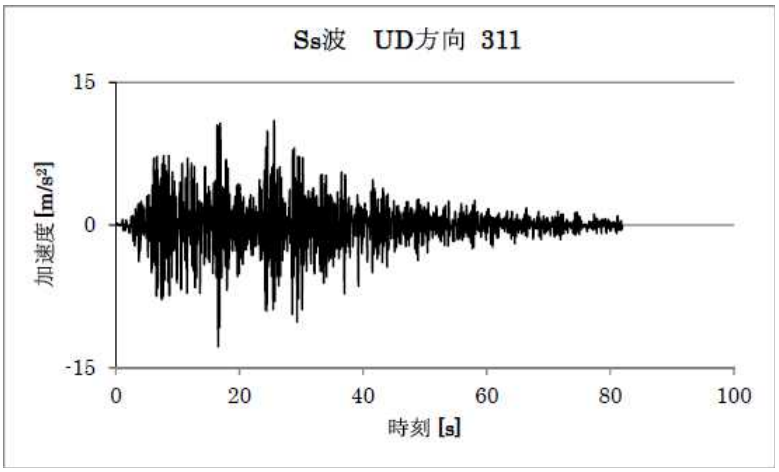
図 3.2-1　トロリがブリッジの中央にある場合の時刻歴加速度波形



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。

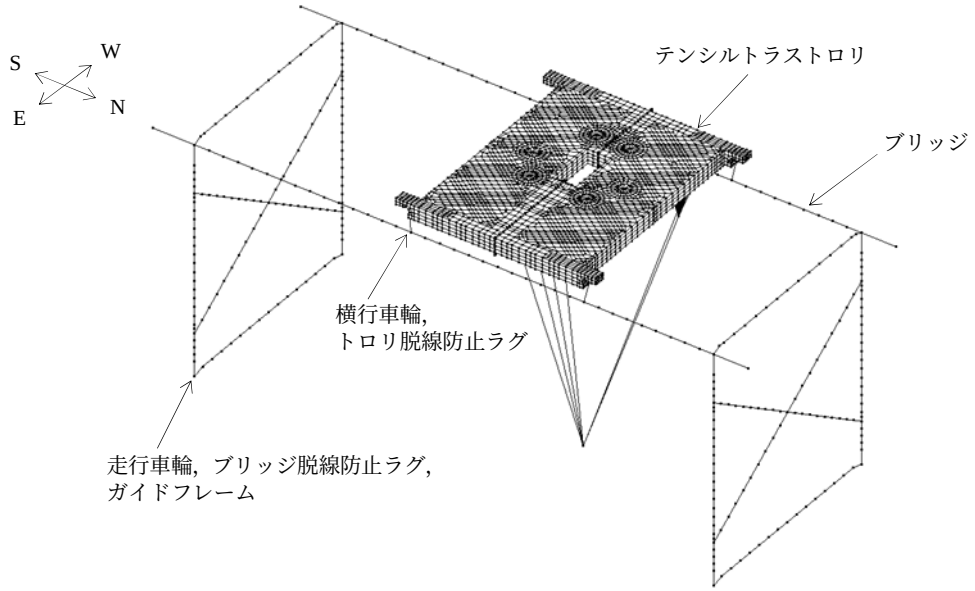


図 3.2-3　地震応答解析モデル

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。

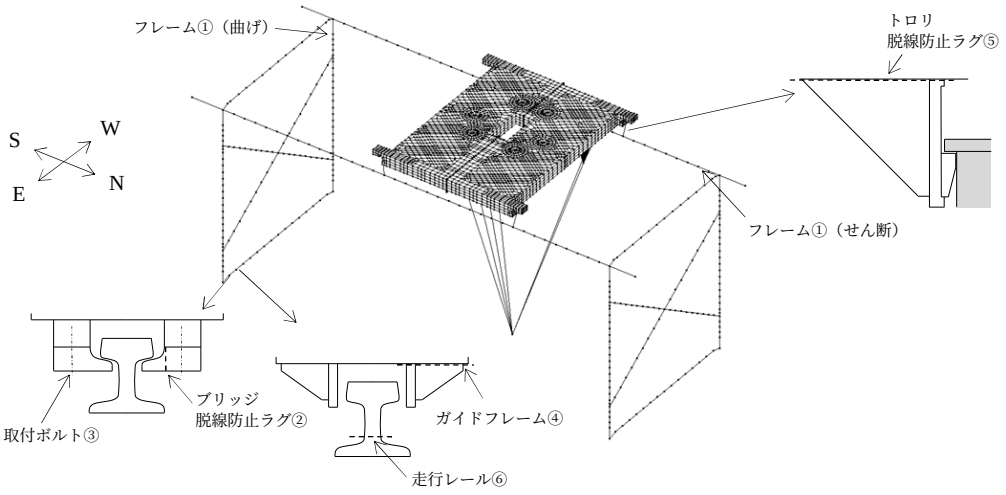
(3)　燃料取扱機の構造強度評価結果

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 O.P.46m（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

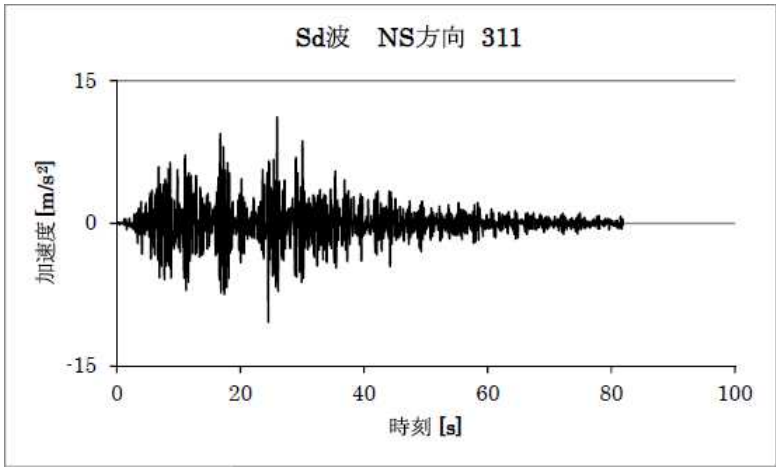
トロリがブリッジの中央にある場合の解析ケース

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

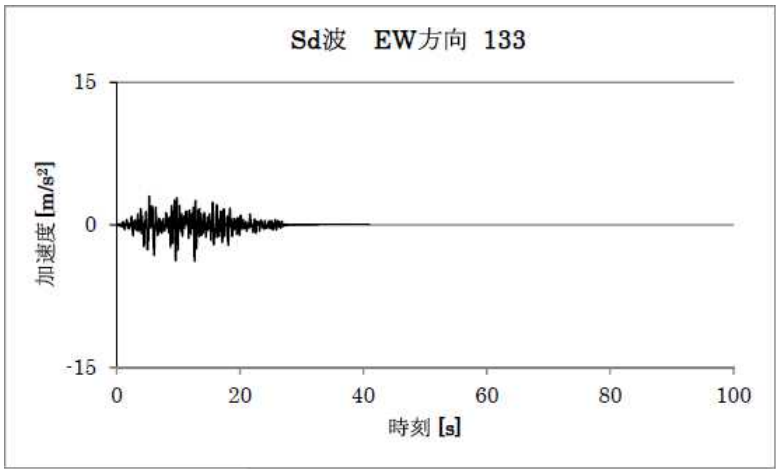
トロリがブリッジの端部※にある場合の解析ケース

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

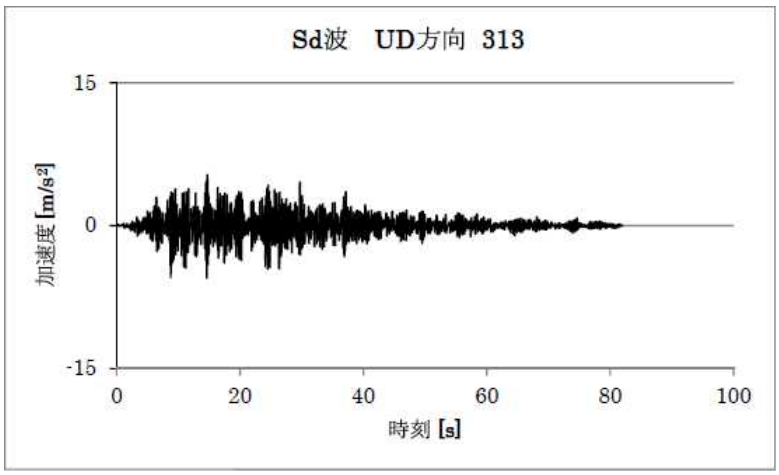
※：構内用輸送容器取扱モードの中でトロリが最も北側に位置する状態



水平方向＜NS 方向＞

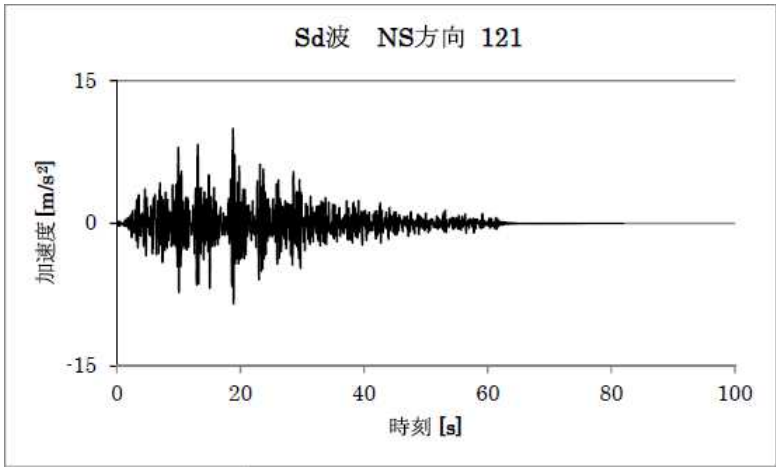


水平方向＜EW 方向＞

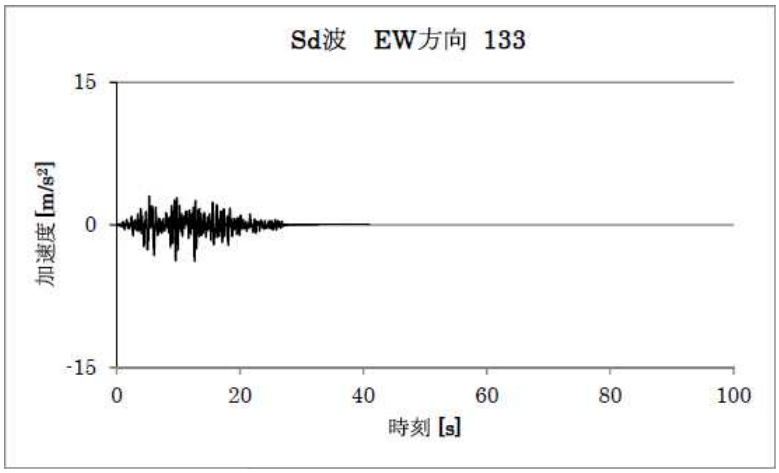


鉛直方向

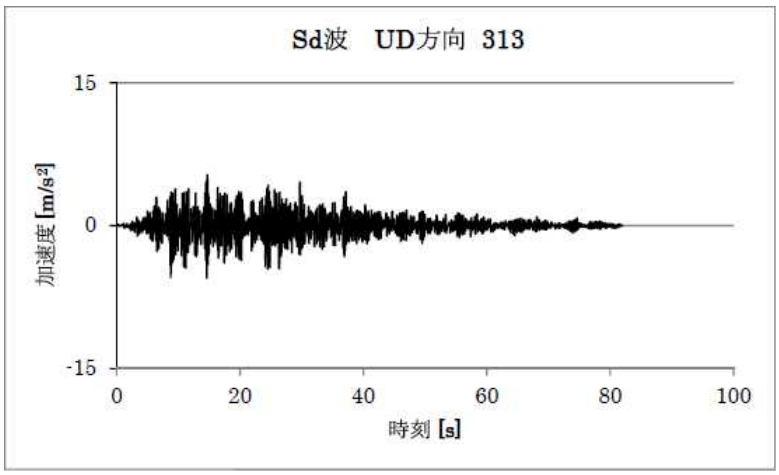
図 3.3-1　トロリが中央にある場合の時刻歴加速度波形



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。

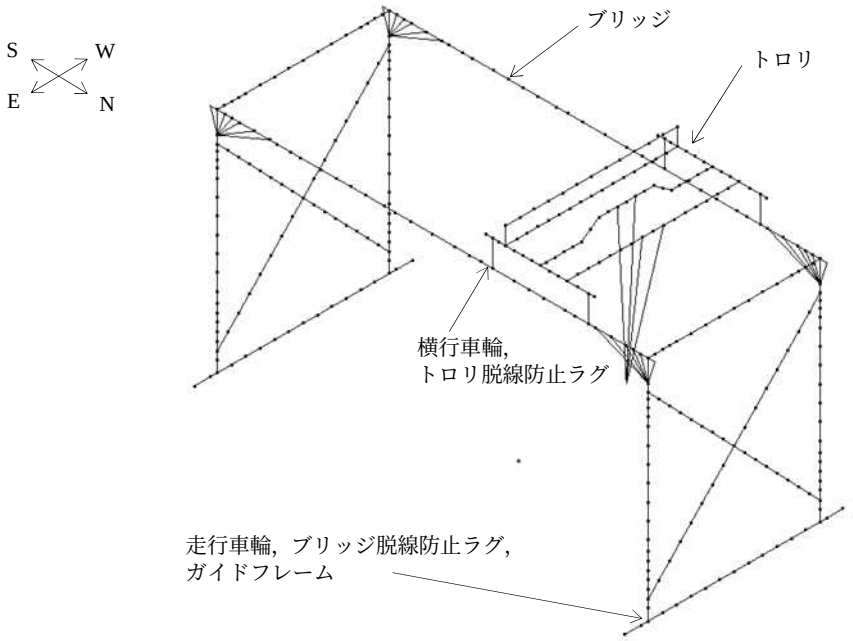


図 3.3-3　地震応答解析モデル

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。

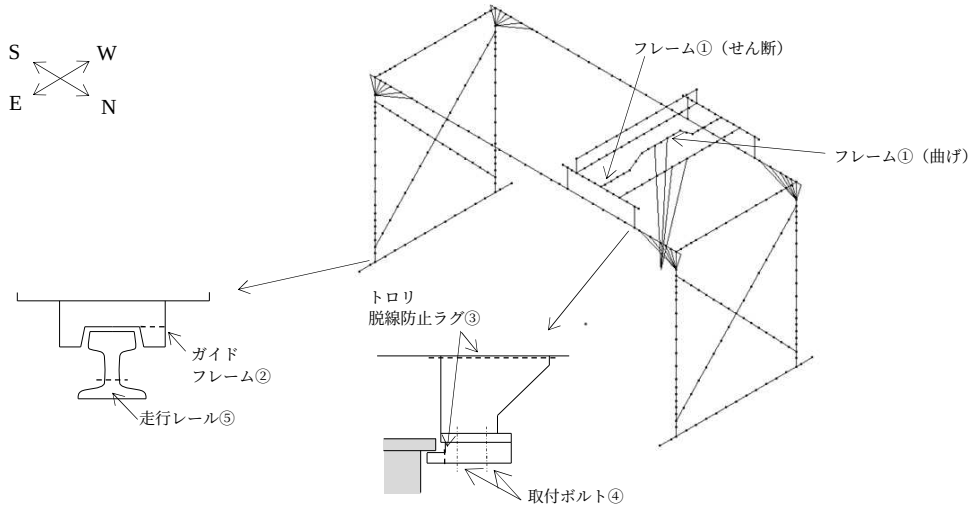
(3)　クレーンの構造強度評価結果

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. 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

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。

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。

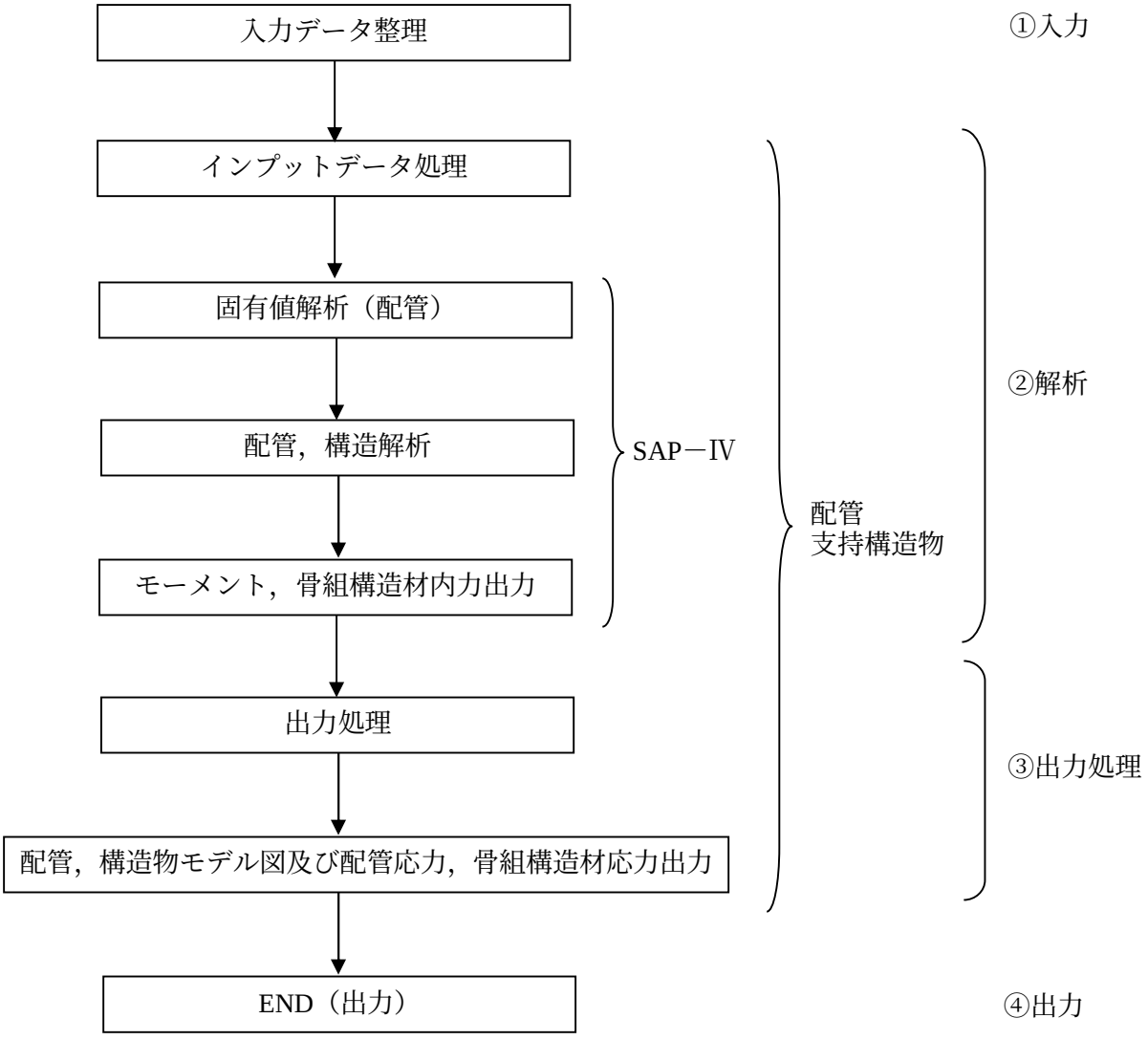


図 1-1　計算フロー

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

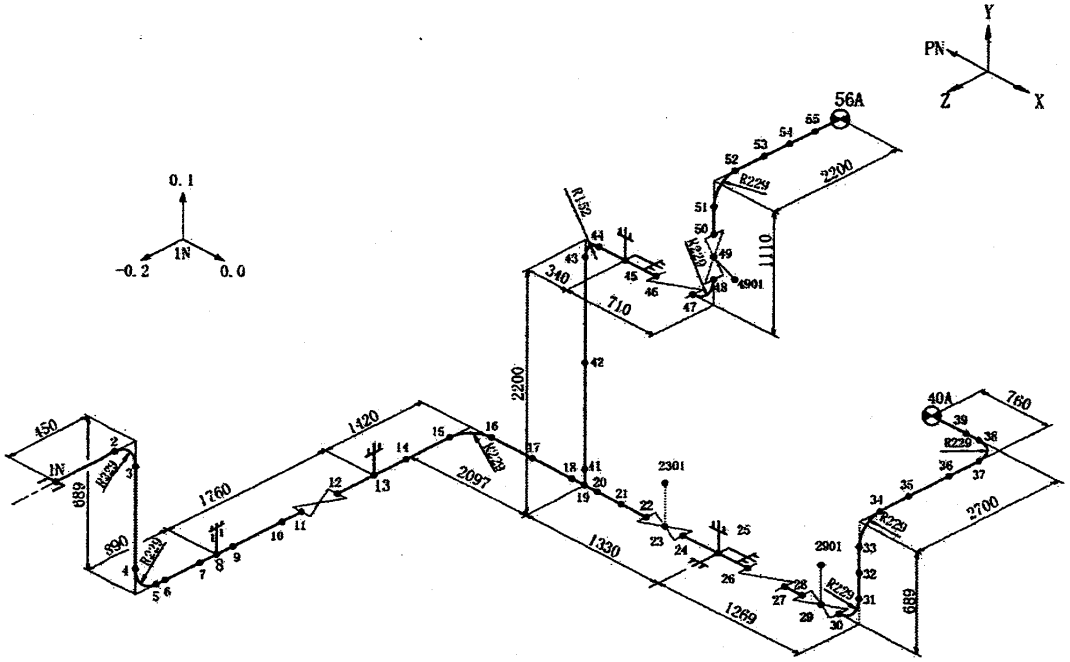
代表的な配管検証用モデルについて，「SAP－Ⅳ」及び「NASTRAN」を用いて解析し，両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

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

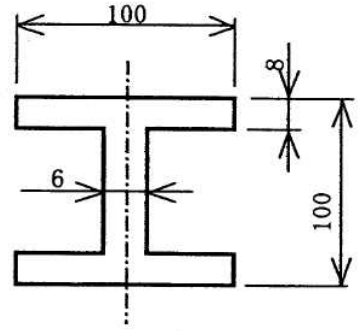
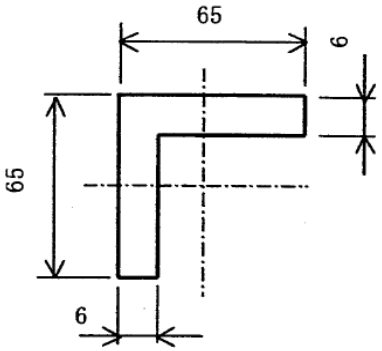
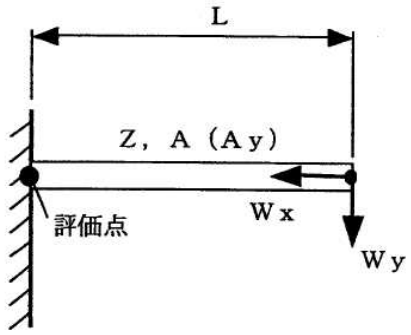
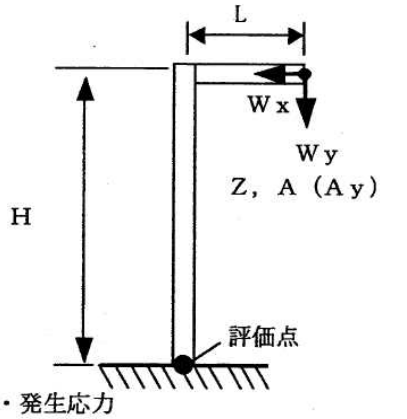
代表的な支持構造物検証用モデル「H 形鋼材」及び「L 形鋼材」について，「SAP－Ⅳ」及び「手計算手法」を用いて，両者の比較評価をする。

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。

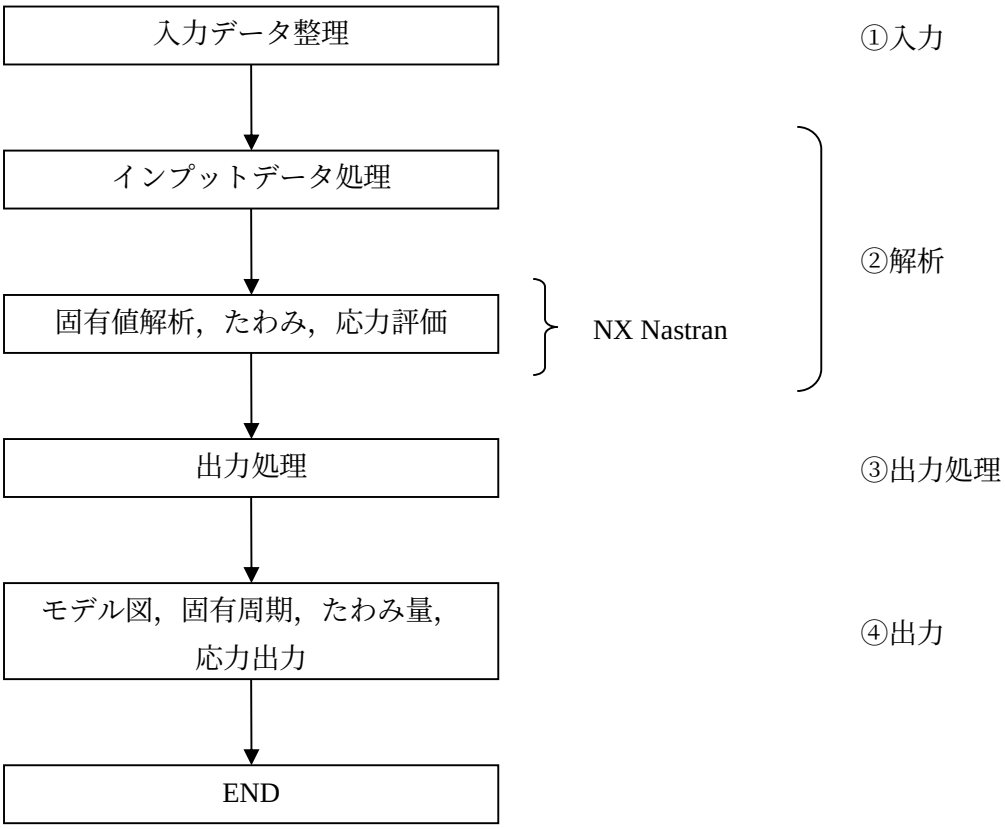


図 5.1-1　計算フロー

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。

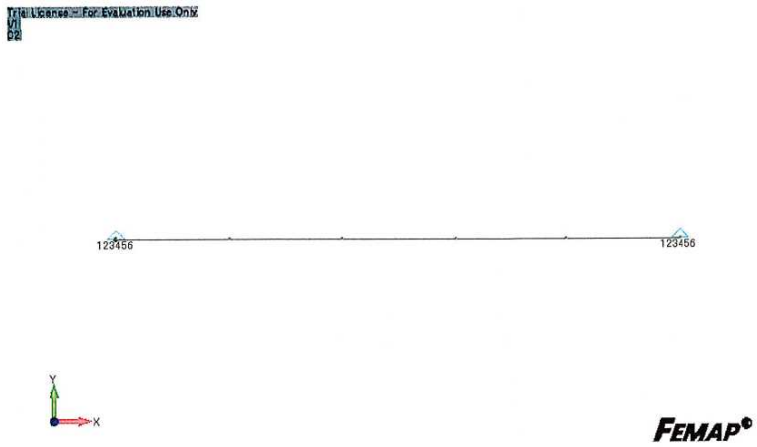


図 5.2.2-1　両端固定梁の解析モデル

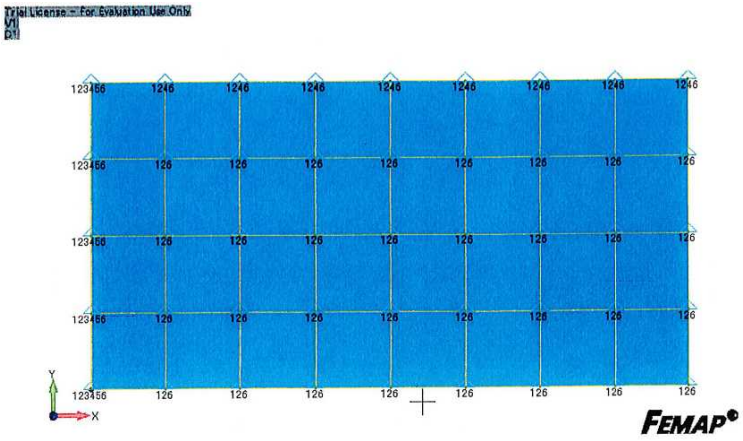


図 5.2.2-2　片持ち平板の解析モデル

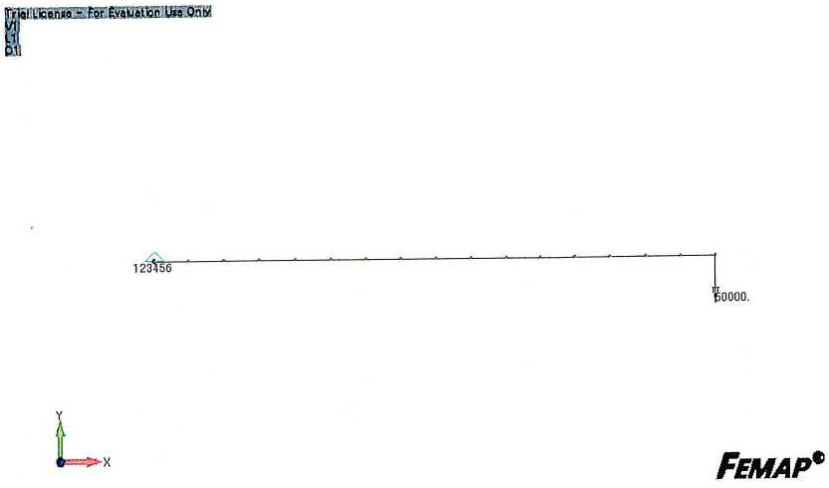


図 5.2.2-3　片持ち梁の解析モデル

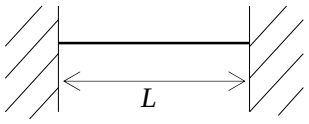
5.2.3. 理論解

(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]

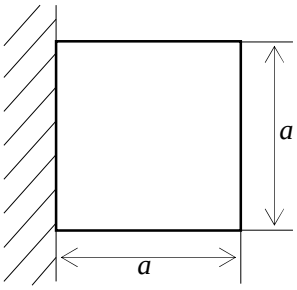
となる。

(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）

$\nu = 0.3$　　（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]

$\rho = 8000$ [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

$$v = \frac{Wl^3}{3EI}$$

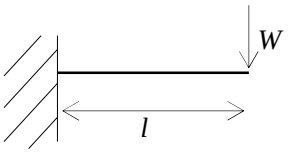
で表される。

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。

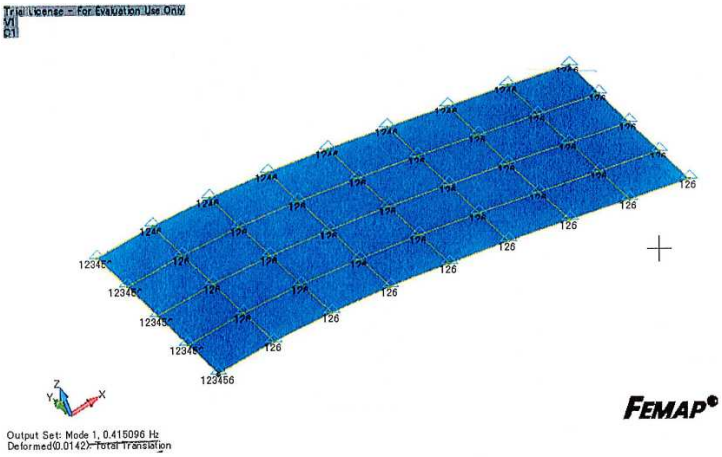
「NX Nastran」による解析結果と手計算の結果がよく一致していることを確認した。

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

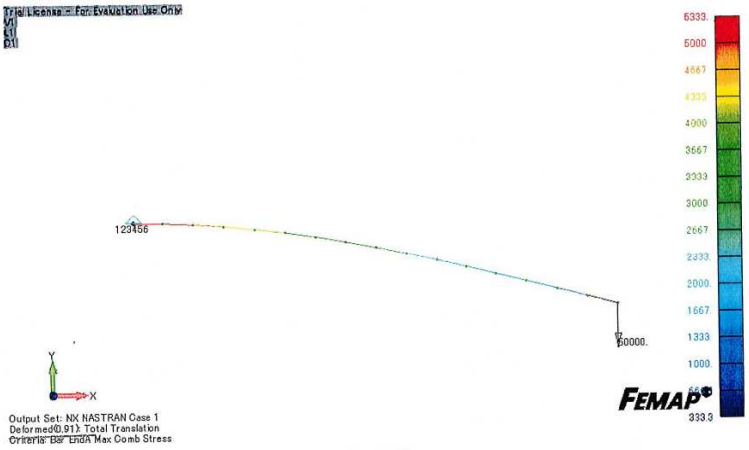
1 次モード

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）

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，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。なお，３号機及び４号機以外については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

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。

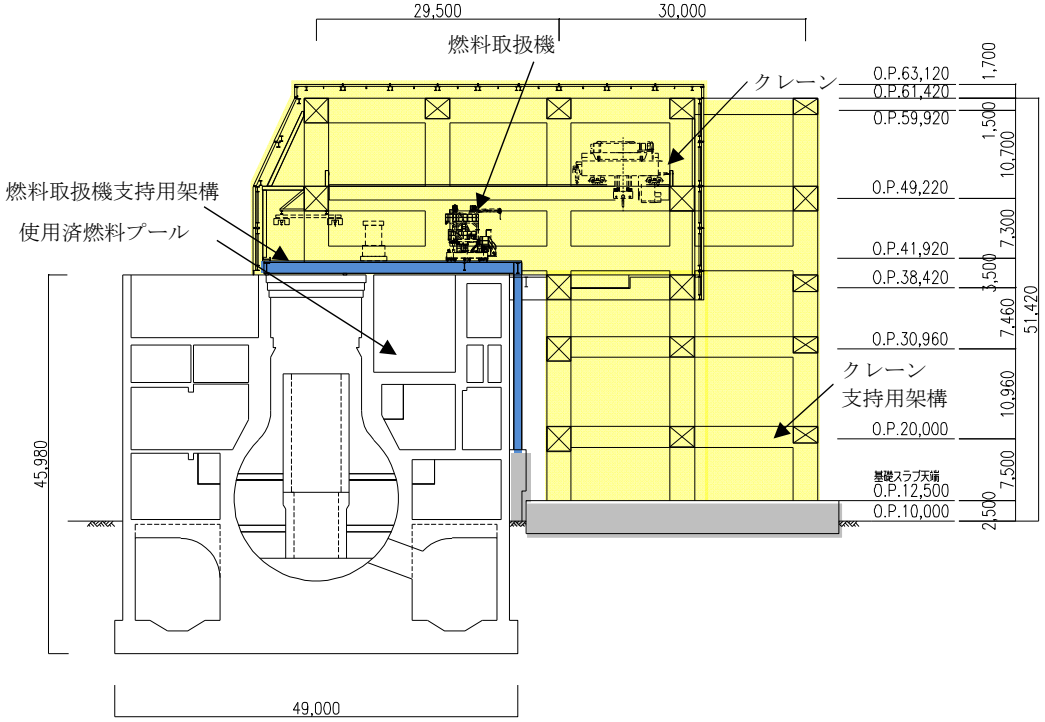


図 2.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ

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。

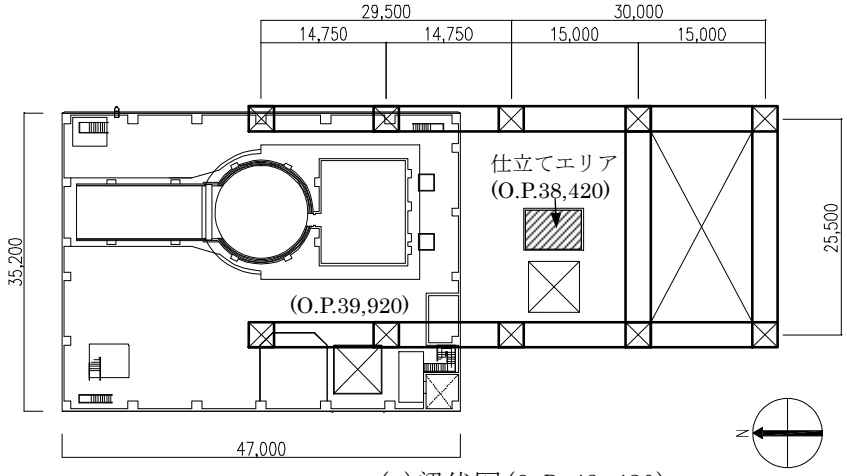
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定）
(4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定）

2.1.2　クレーン支持用架構

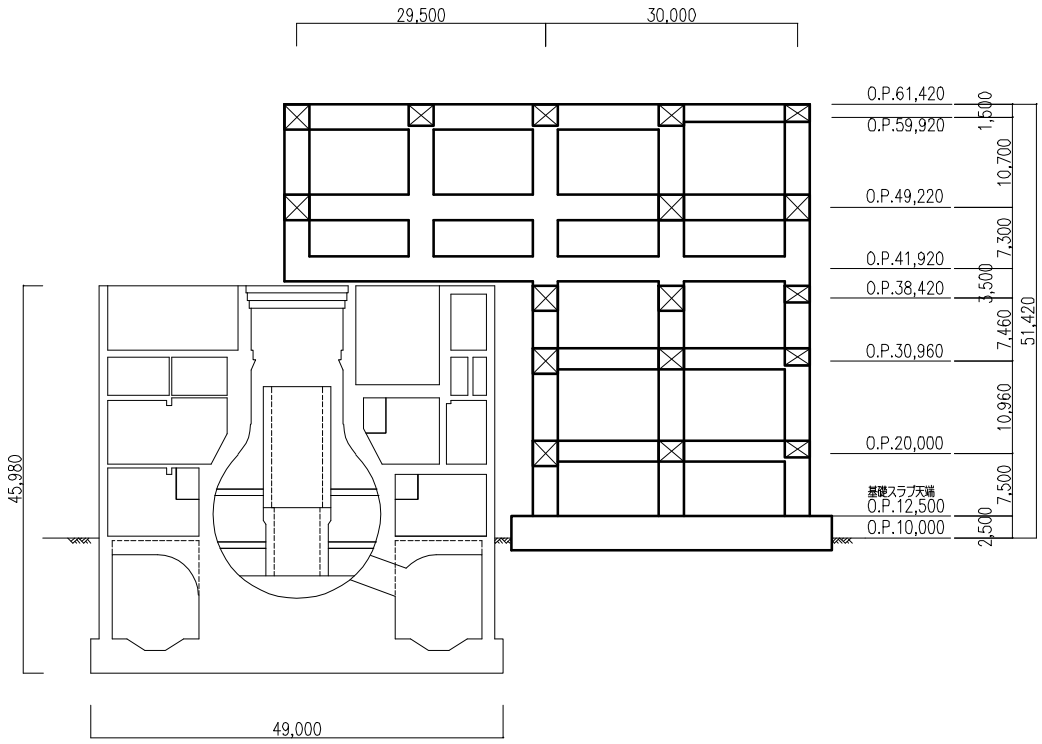
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で，南北方向に 30.00m，東西方向に 25.50m，地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と，北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。柱，大梁には，箱型断面部材を用いる。

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。

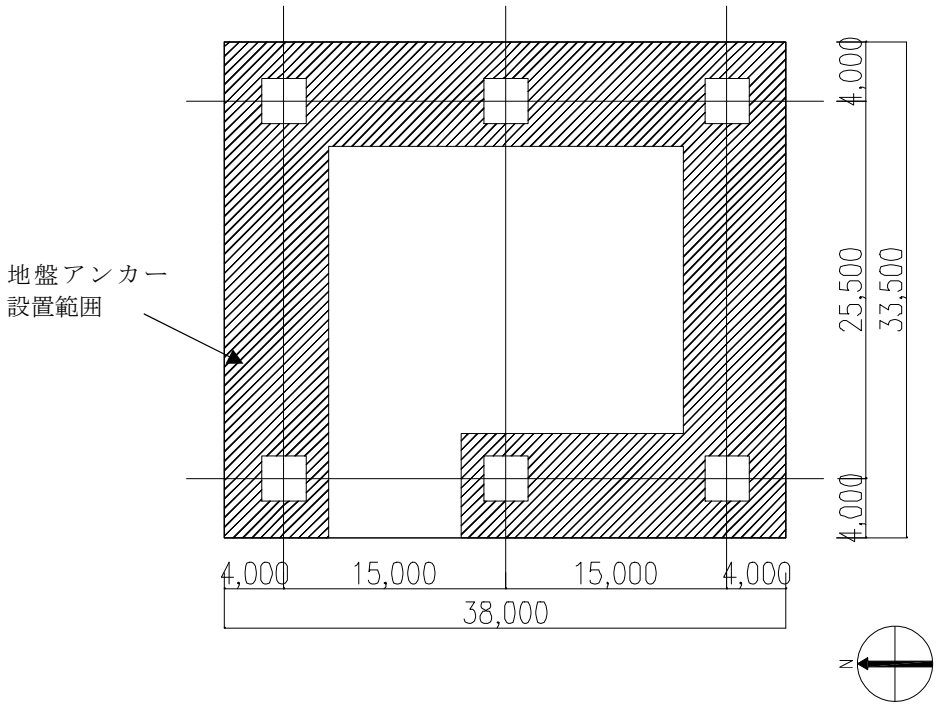


(a)梁伏図(0.P.43,420)

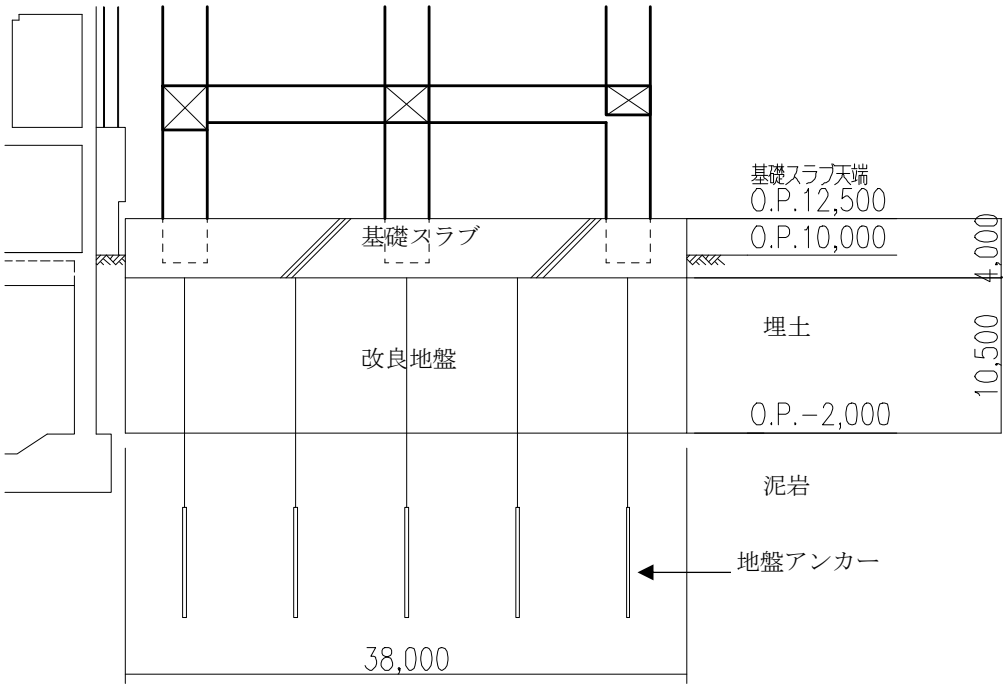


(b) 軸組図

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。

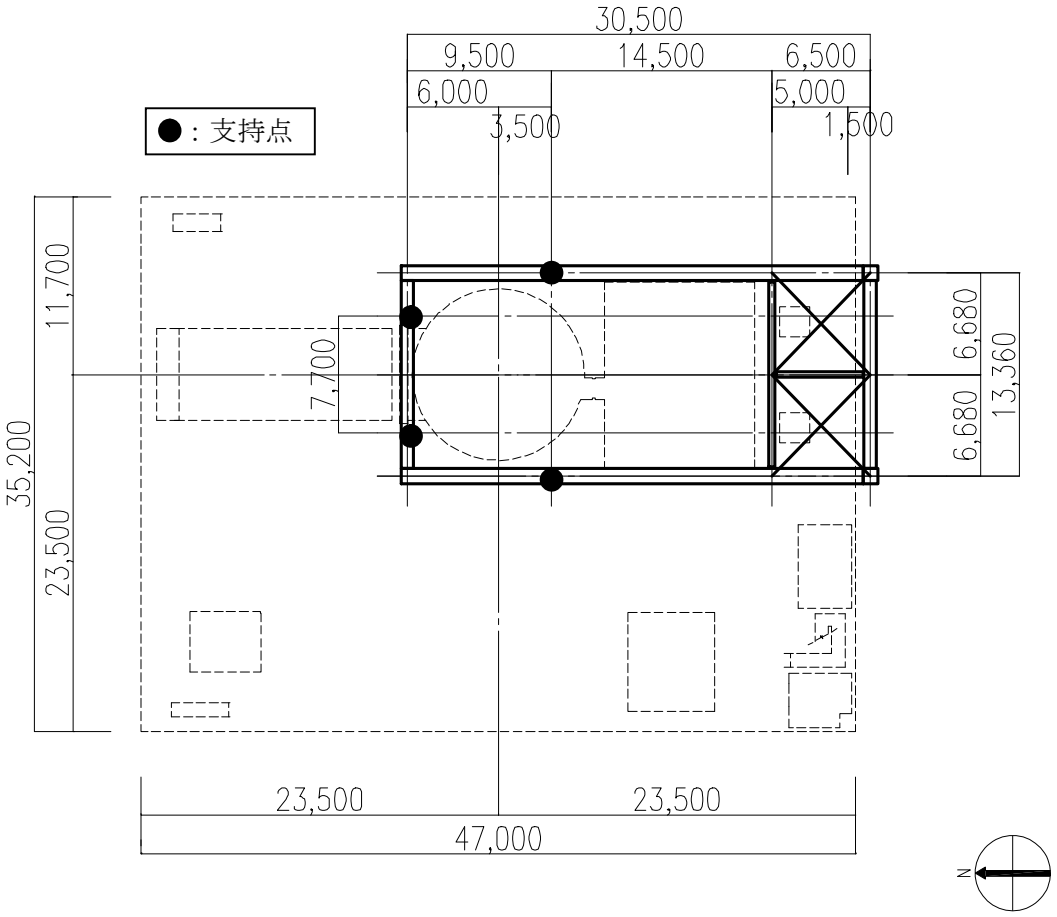
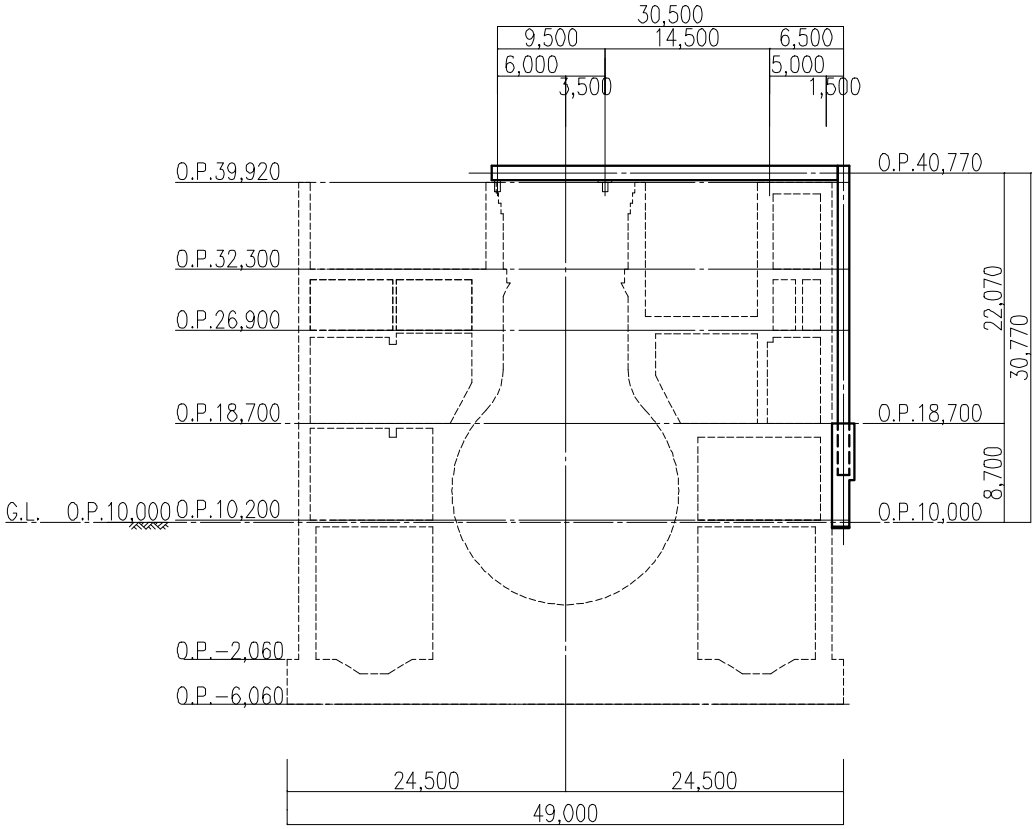
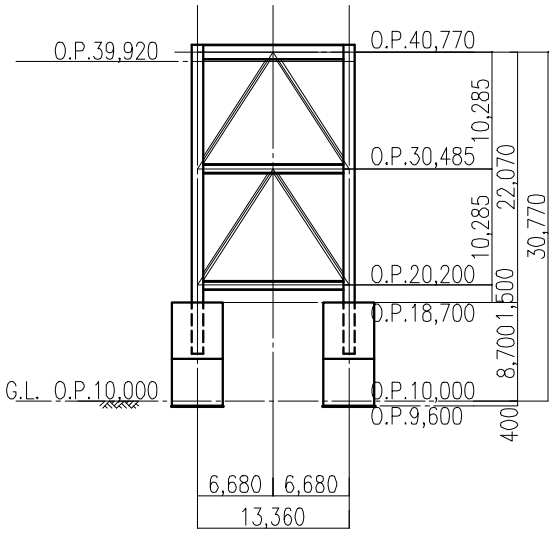


図 2.1.3-1(1)　燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図（0.P.41,420）)（単位：mm）



(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。

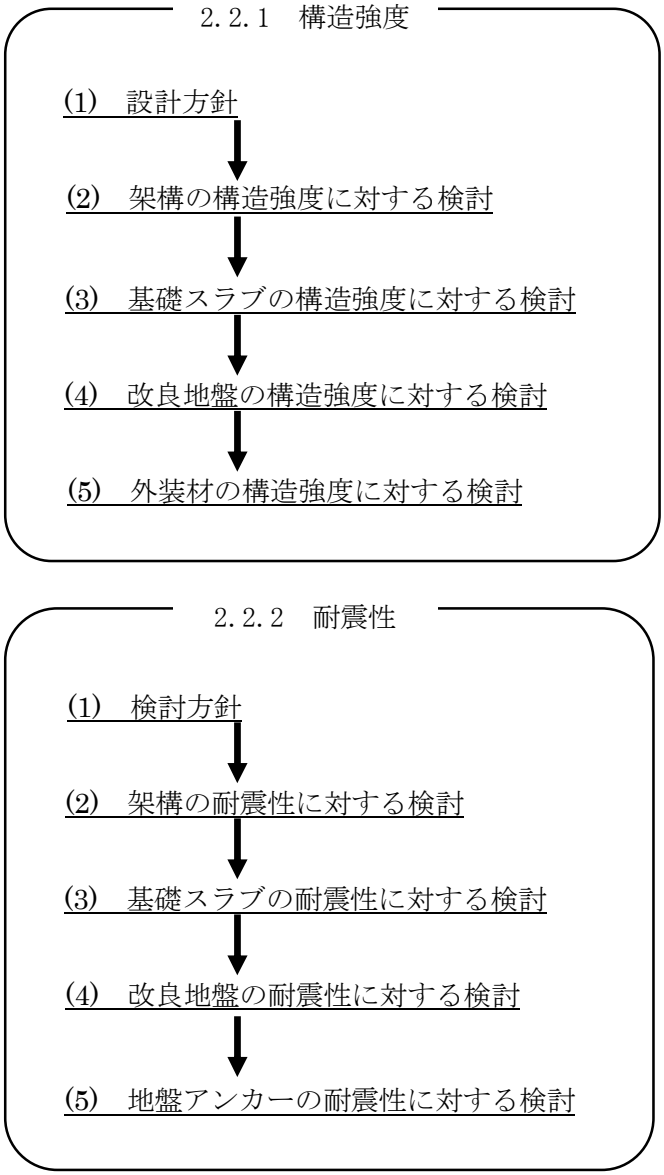


図 2.2-1　クレーン支持用架構の検討フロー

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 O.P. 10.0m 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	標 高 O.P. (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	61.42	10569	－	－	－	－	－	－	－
6	50.72～61.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	43.42～50.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	39.92～43.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	32.46～39.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	21.50～32.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	12.50～21.50	－	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。

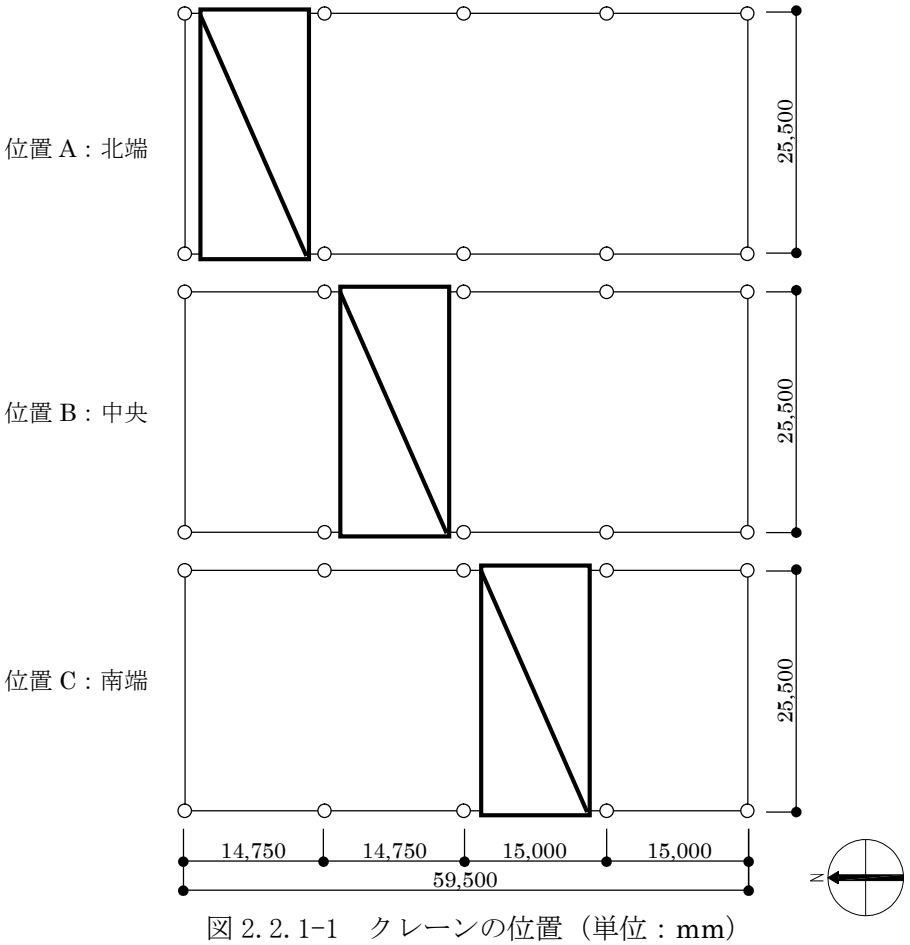


図 2.2.1-1　クレーンの位置（単位：mm）

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。

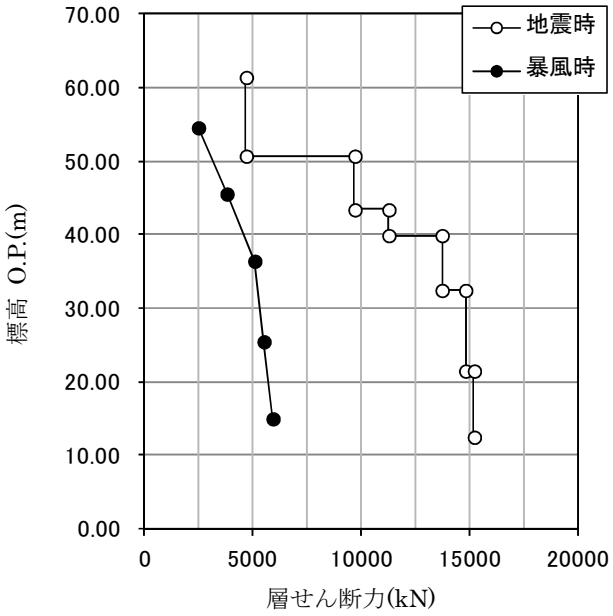


図 2.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(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（O.P.10.5m）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。

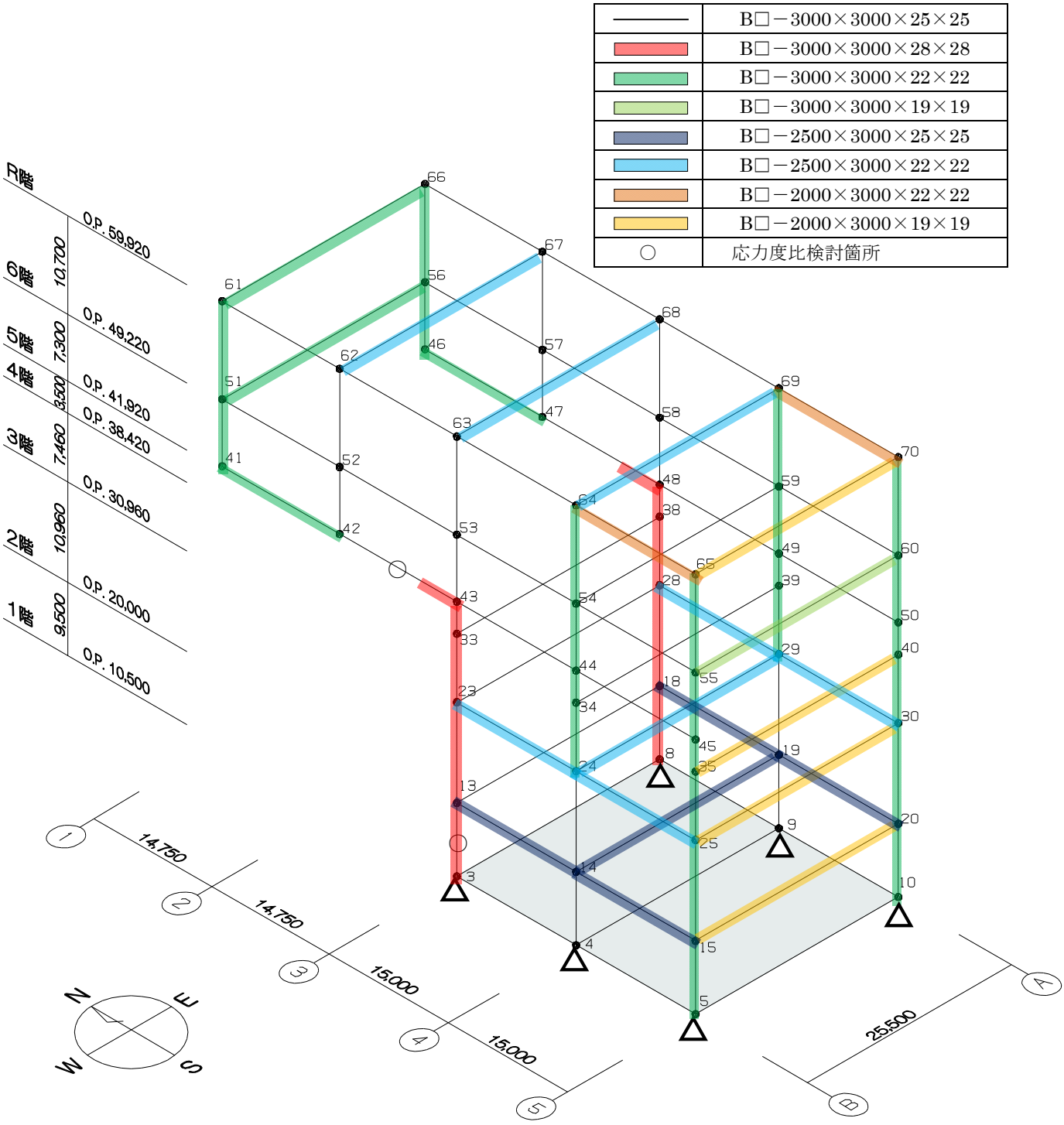
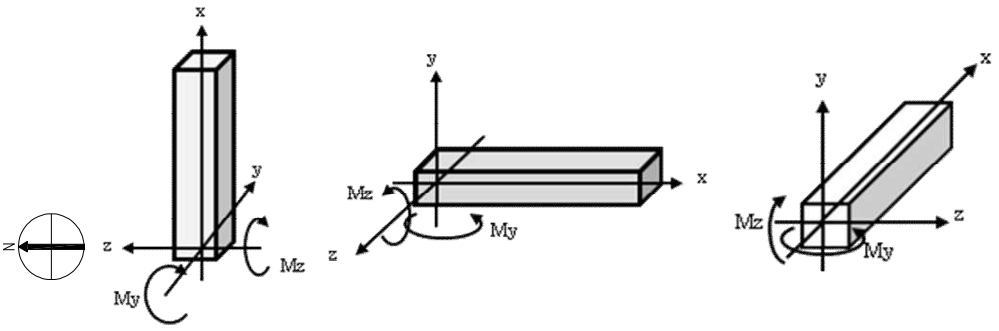


図 2.2.1-3　解析モデル図（単位：mm）

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。

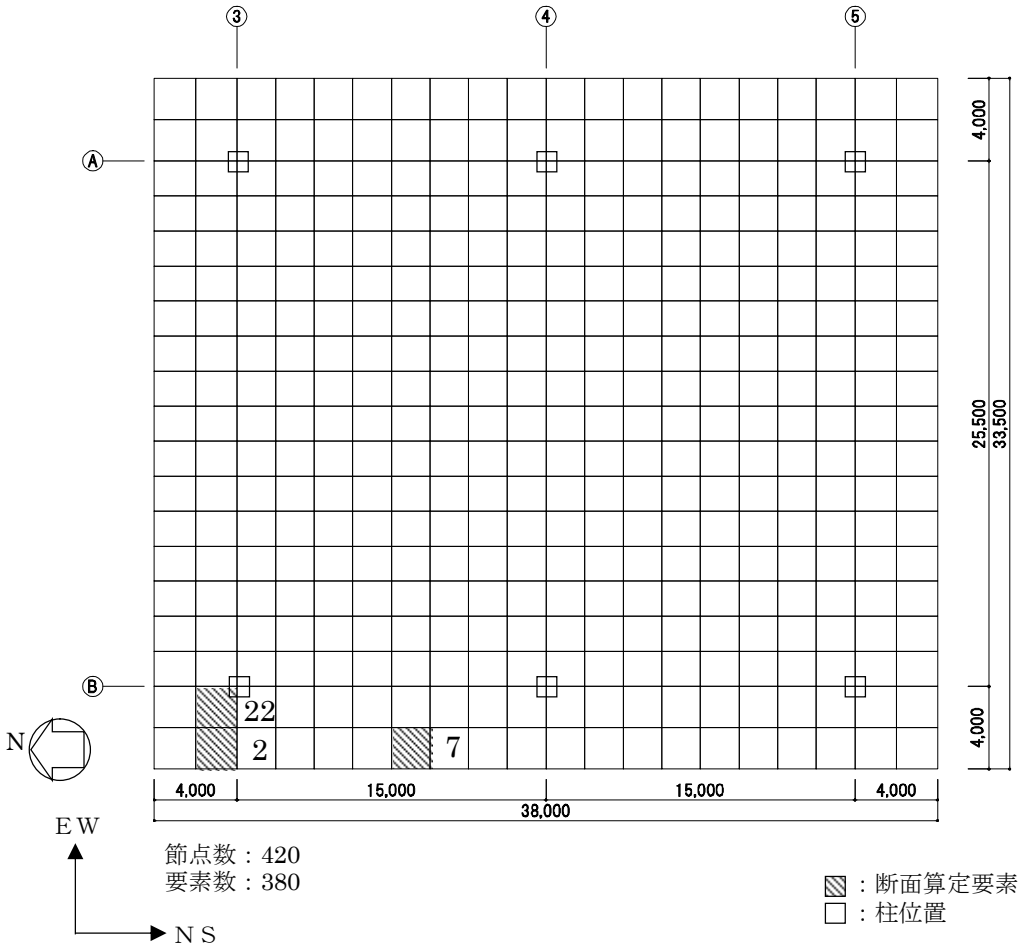


図 2.2.1-5　解析モデル図（単位：mm）

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) D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)	C(C)	126	2627	OK
		E3(A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400		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) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	C(C)	245	2627	OK
		E2(A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800		E2(C)	396	3940	OK
	EW	C(C)	-2	40	-0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	C(B)	135	2627	OK
		E4(A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0		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) D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)	C(C)	104	2627	OK
		E2(A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400		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

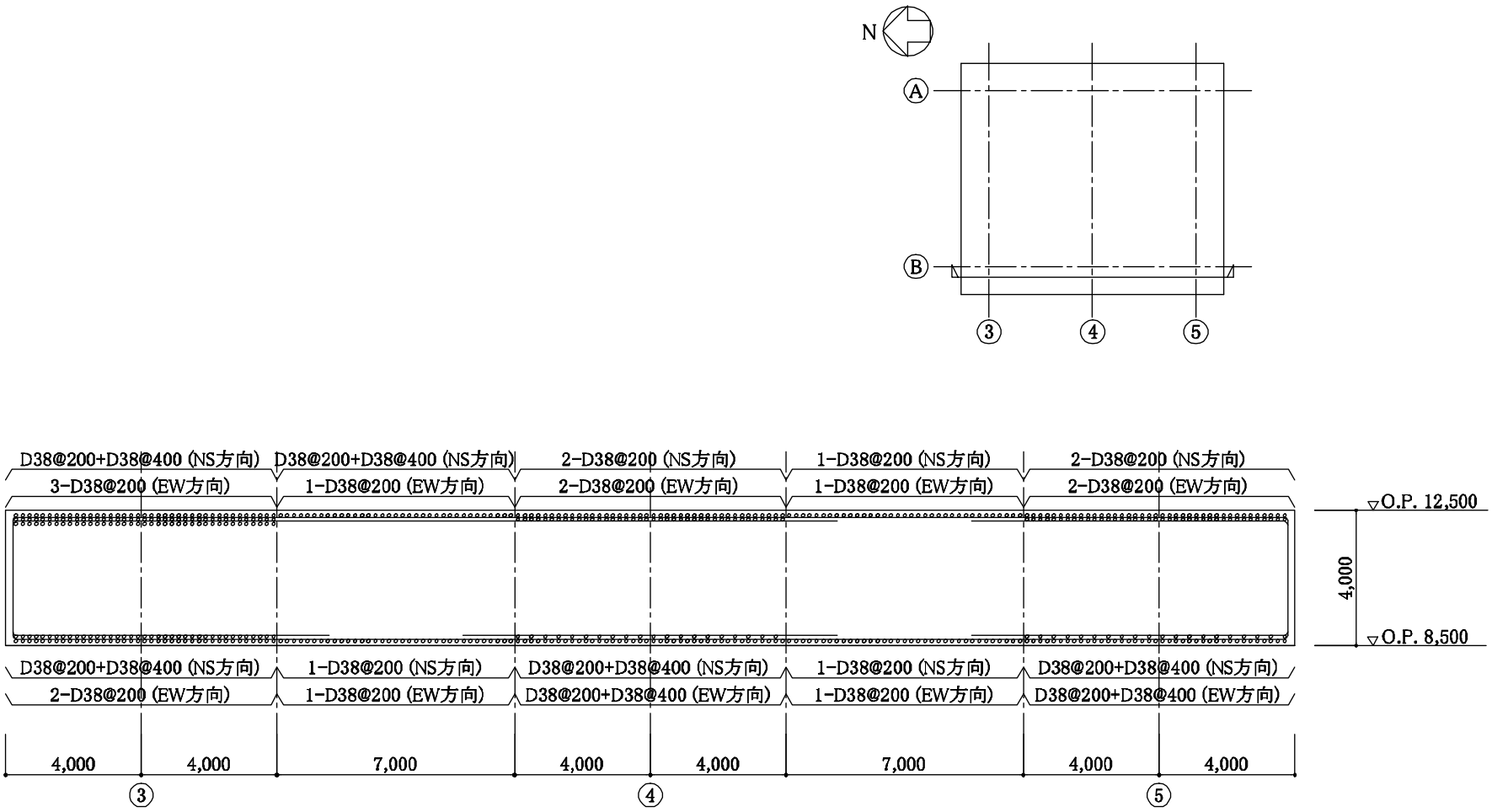


図 2.2.1-6　基礎スラブの配筋図（B 通り）（単位：mm）

(4)　改良地盤の構造強度に対する検討

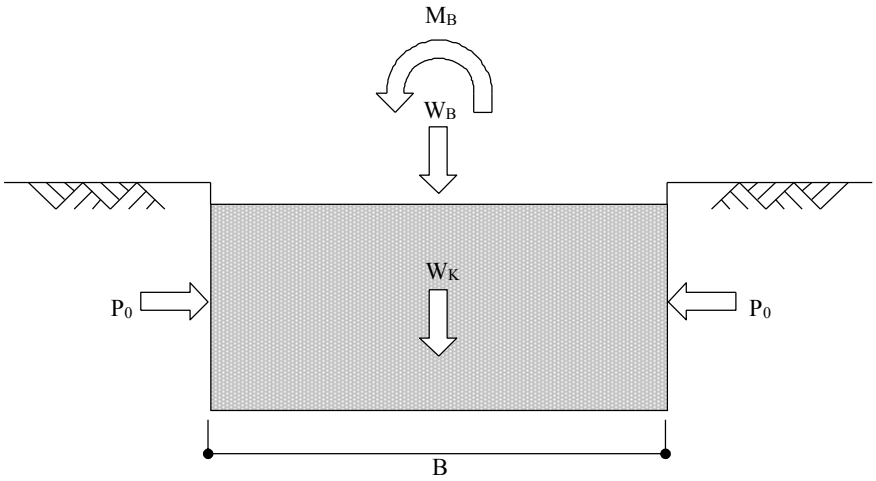
1)　設計方針

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，0.P.-2.0m 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_o：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　$_Lq_a=1960\ kN/m^2$

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lq_a=1960\ kN/m^2$

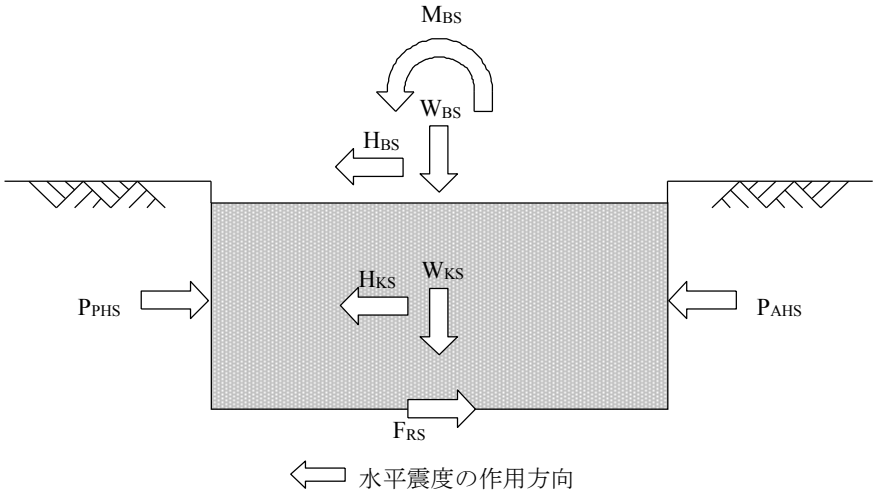
・沈下の検討

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

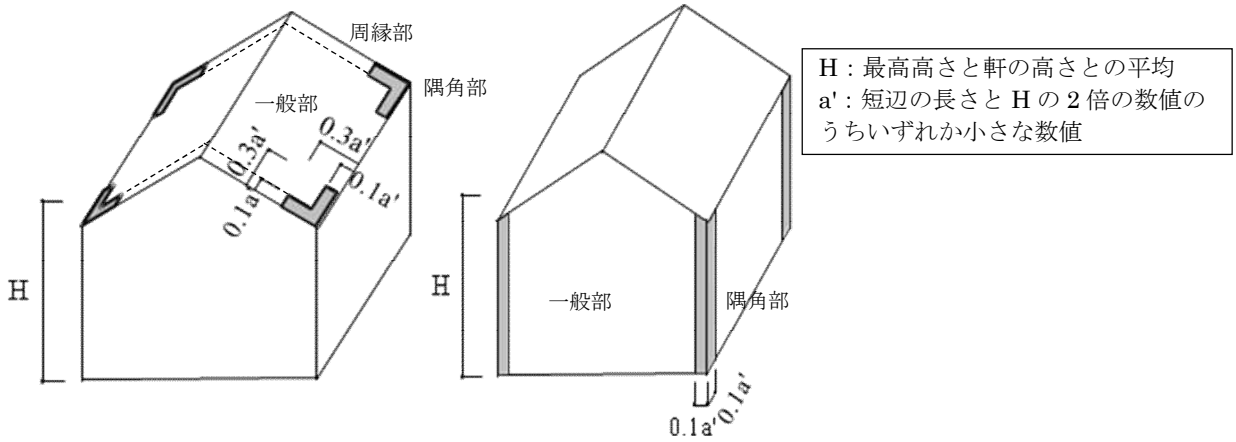


図 2.2.1-9　風力係数の算定箇所のイメージ

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

$$M = w\times L^2/8=(0.885\times4.3)\times1.8^2/8 = 1.542\ \text{kNm}$$

$$\sigma_b = M/Z=1.542\times10^6/26.3\times10^3 = 58.7\ \text{N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b}=\frac{58.7}{59.8}=0.982\leqq1.0 \quad \cdots\cdots\text{OK}$$

・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

$$\delta = \delta_M+\delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522\ \text{cm}$$

$$\frac{\delta}{L}=\frac{0.522}{180}=\frac{1}{344}\leqq\frac{1}{300} \quad \cdots\cdots\text{OK}$$

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（0.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 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)に示す。

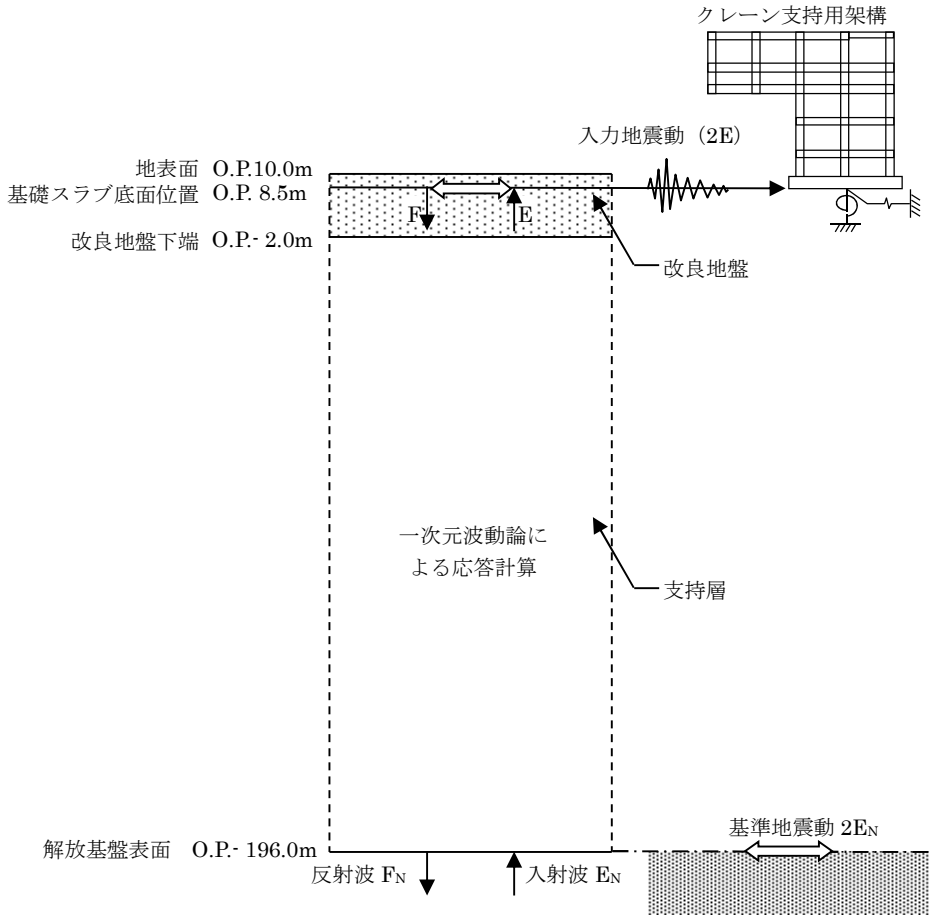
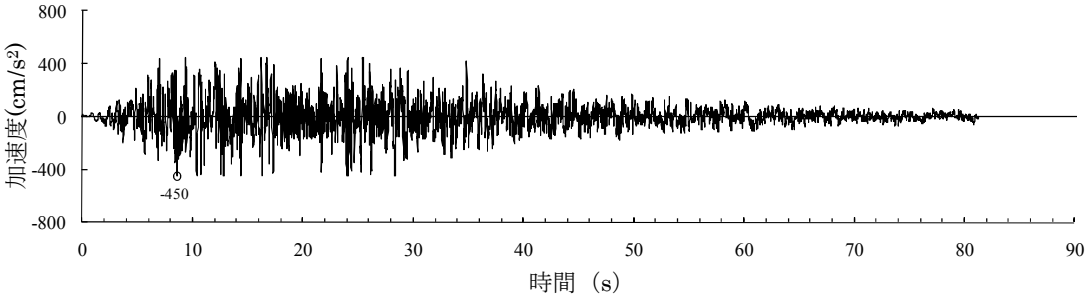
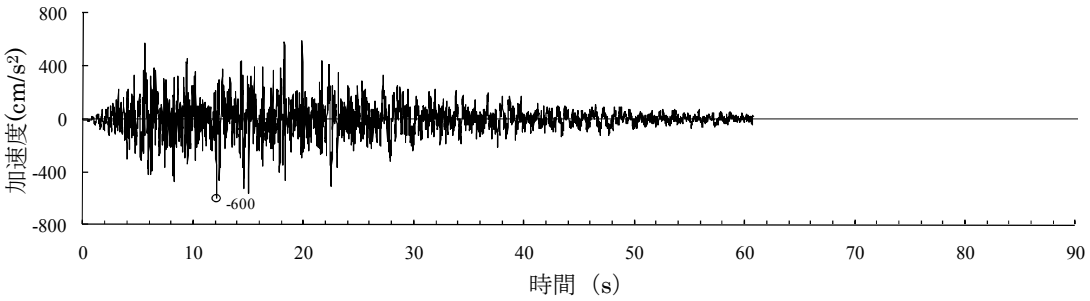


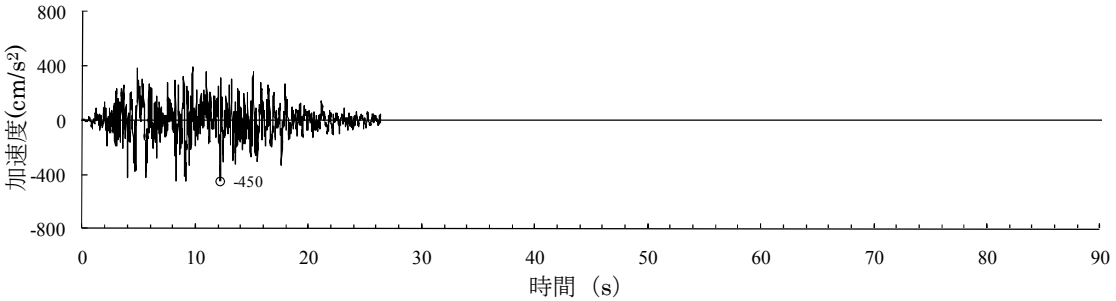
図 2.2.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



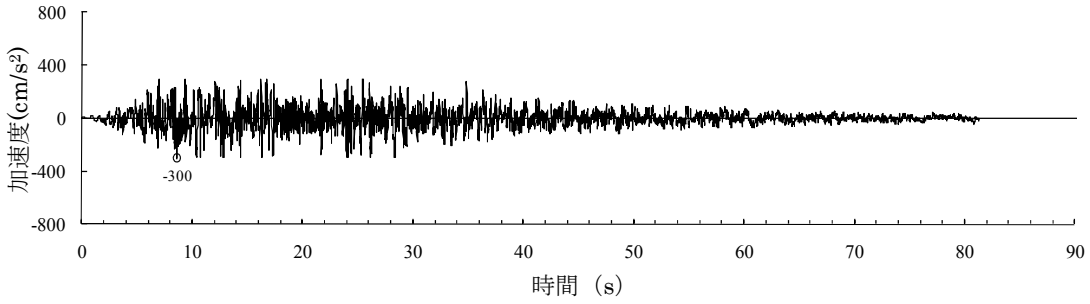
(Ss-2H)



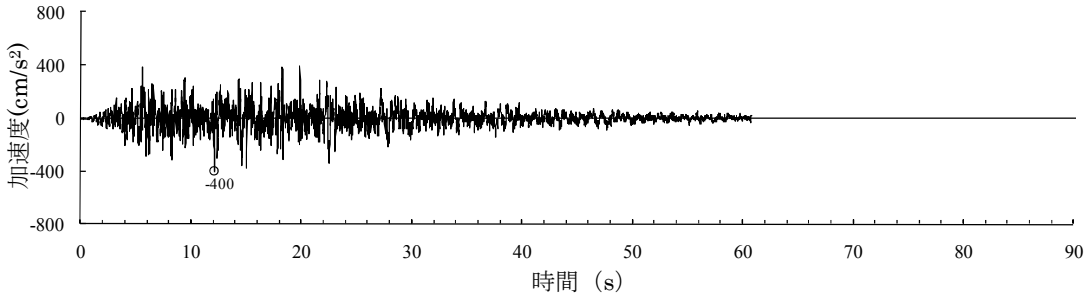
(Ss-3H)

○印は最大値を示す

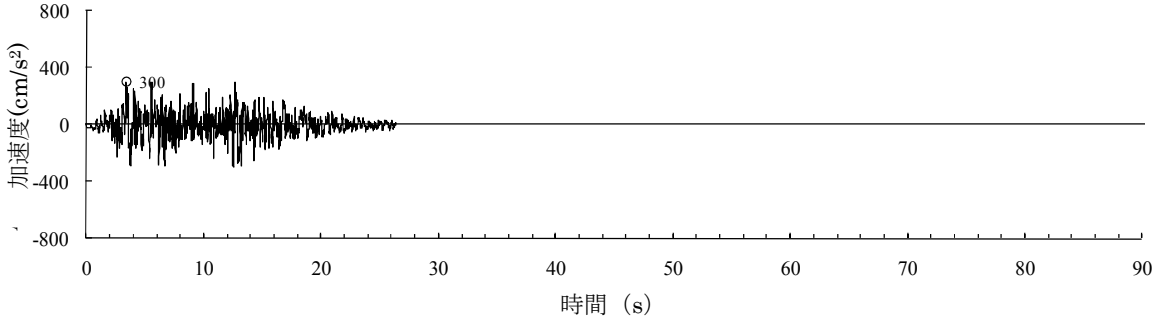
図 2.2.2-2(1)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(水平方向)



(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－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。

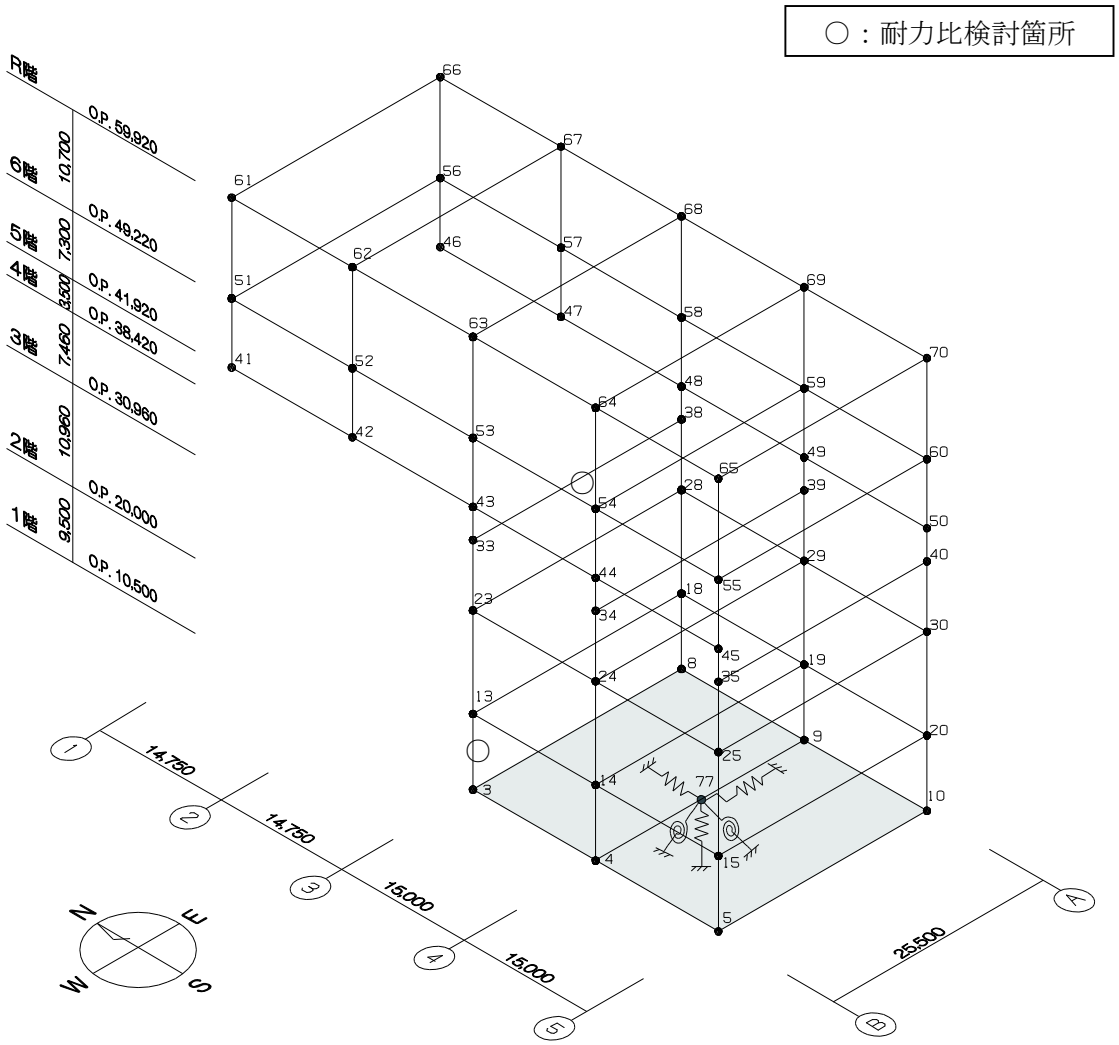


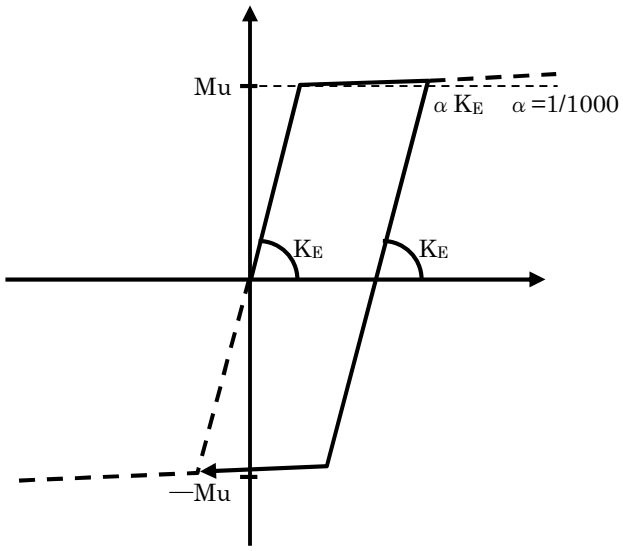
図 2.2.2-3　クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

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

$$M_{uy}=\left\{A_{fy}(b-t_1)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wy}(b-2t_1)\sigma_y\right\} \qquad M_{uz}=\left\{A_{fz}(d-t_2)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wz}(d-2t_2)\sigma_y\right\}$$

$A_{fy}=d\cdot t_1$　　$A_{fz}=b\cdot t_2$

$A_{wy}=2\cdot(b-2\cdot t_1)\cdot t_2$　　$A_{wz}=2\cdot(d-2\cdot t_2)\cdot t_1$

$A=b\cdot d-(b-2\cdot t_1)\cdot(d-2\cdot t_2)$　　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

$$Q_{uy}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wz}\cdot\sigma_y \qquad Q_{uz}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wy}\cdot\sigma_y$$

$A_{fy}=d\cdot t_1$　　$A_{fz}=b\cdot t_2$

$A_{wy}=2\cdot(b-2\cdot t_1)\cdot t_2$　　$A_{wz}=2\cdot(d-2\cdot t_2)\cdot t_1$

$A=b\cdot d-(b-2\cdot t_1)\cdot(d-2\cdot t_2)$　　σ_y：降伏強度

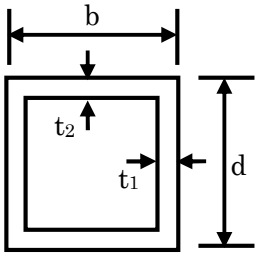


図 2.2.2-4　クレーン支持用架構の復元力特性の設定

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

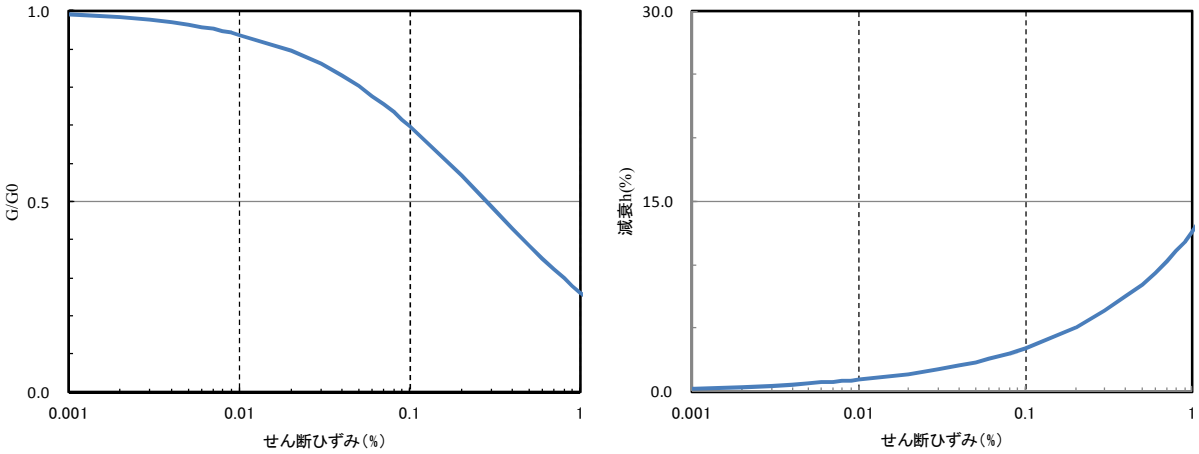


図 2.2.2-5　地盤のひずみ依存性(泥岩)*

＊:『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）－建物・構築物－』(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

標高 O.P. (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)
10.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

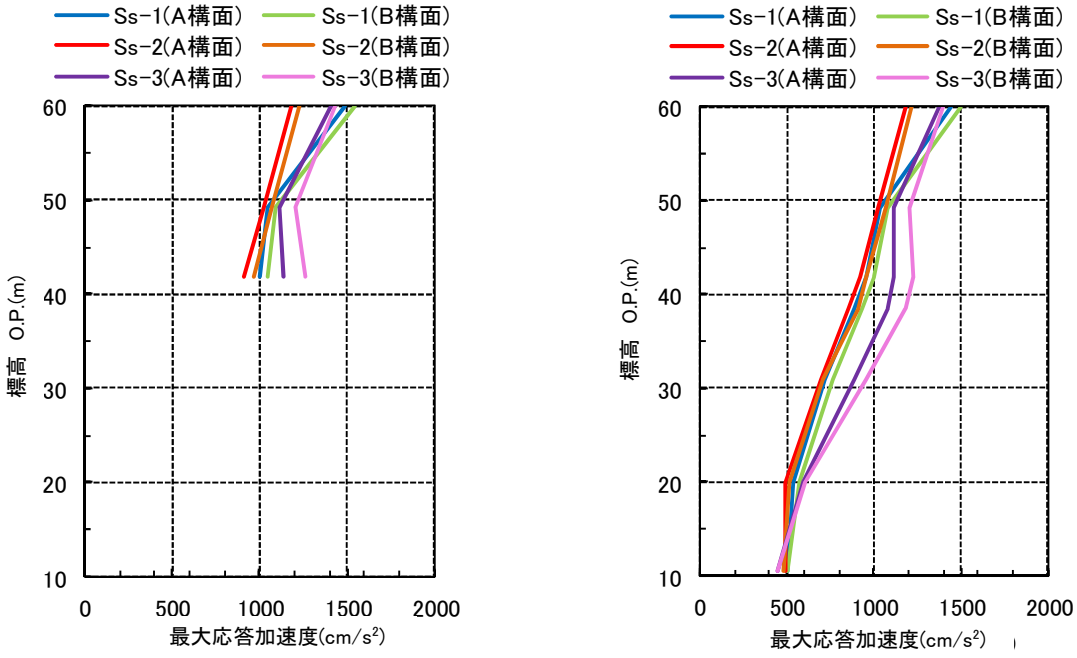
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/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)
10.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-2.0										
	泥岩	450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

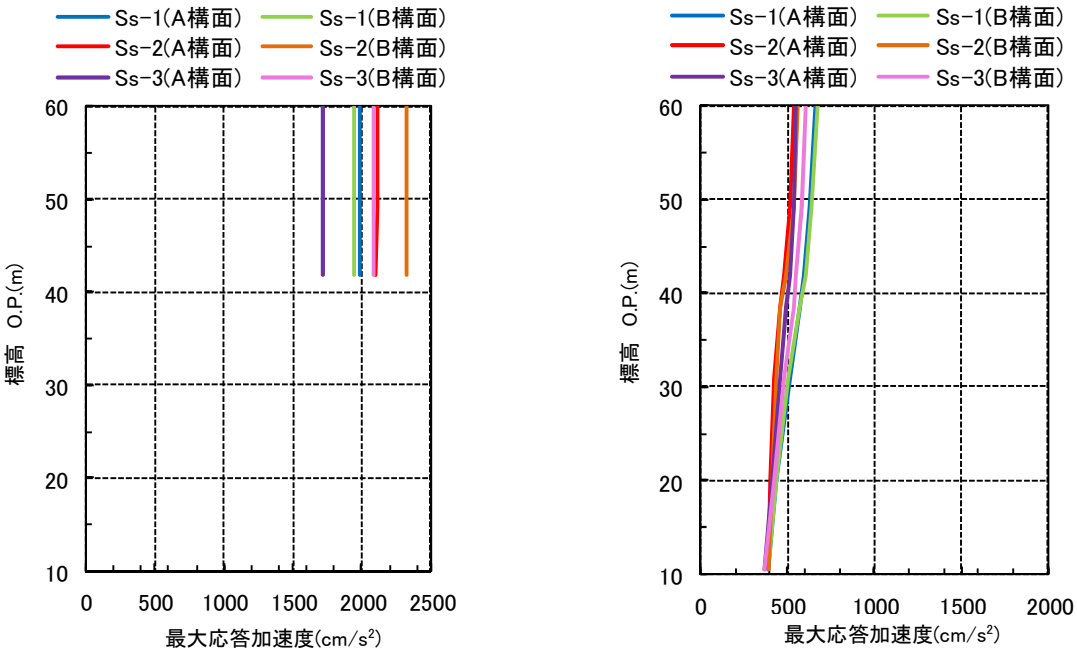
3)地震応答解析結果

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）

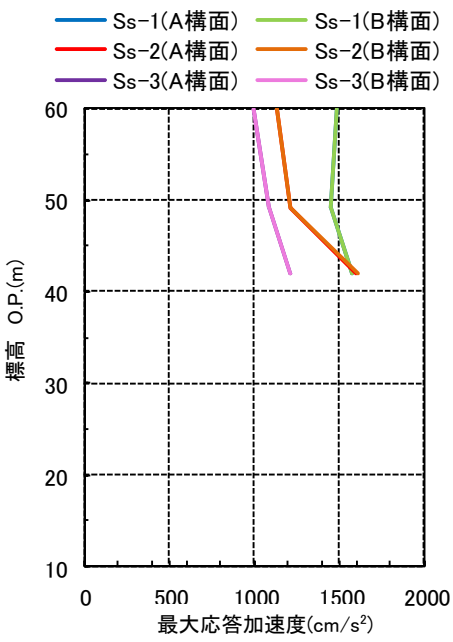
(a)最大応答加速度（水平(NS)成分）



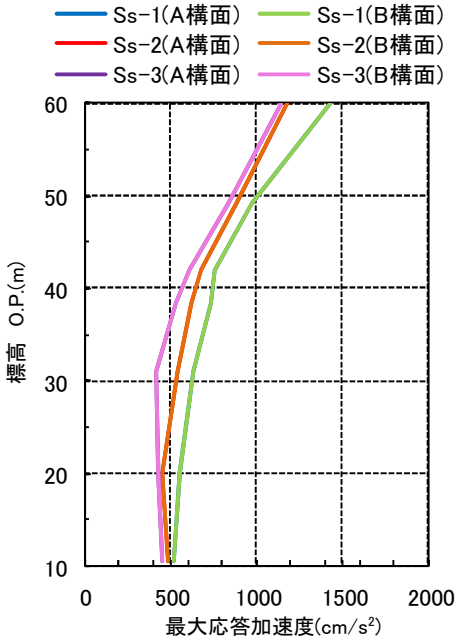
（１通り）　　（３通り）

(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）

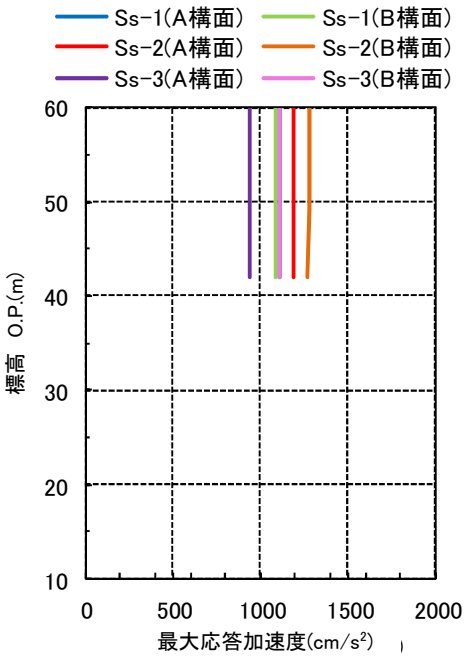


（１通り）

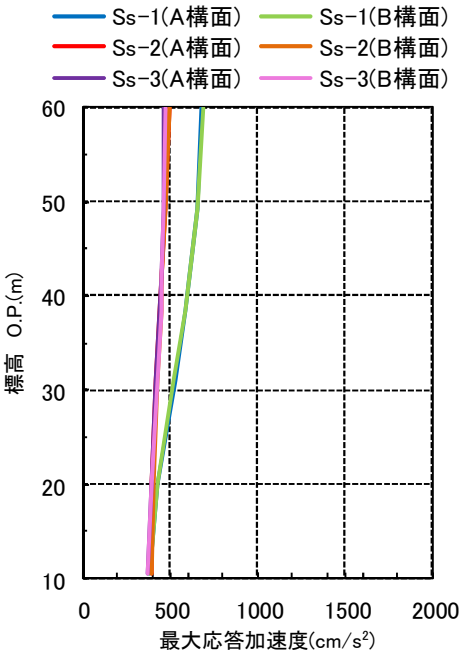


（３通り）

(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。

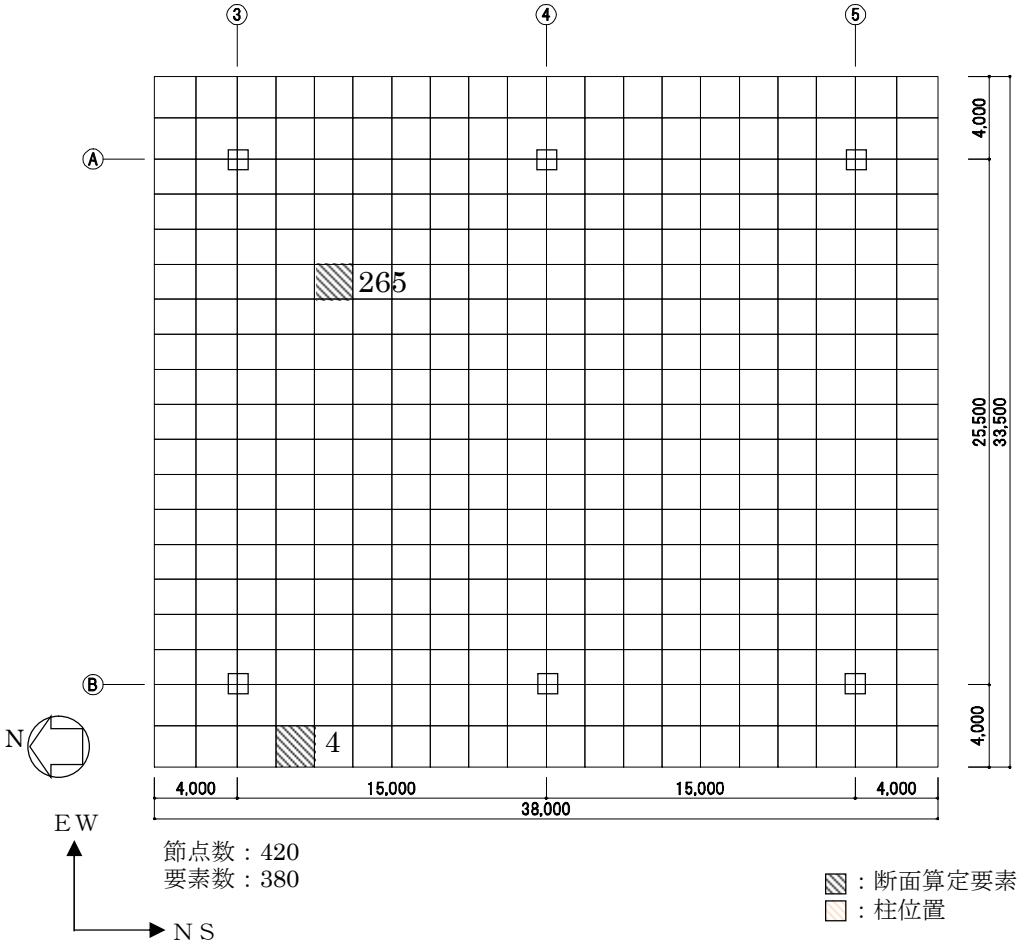


図 2.2.2-8　解析モデル図（単位：mm）

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。

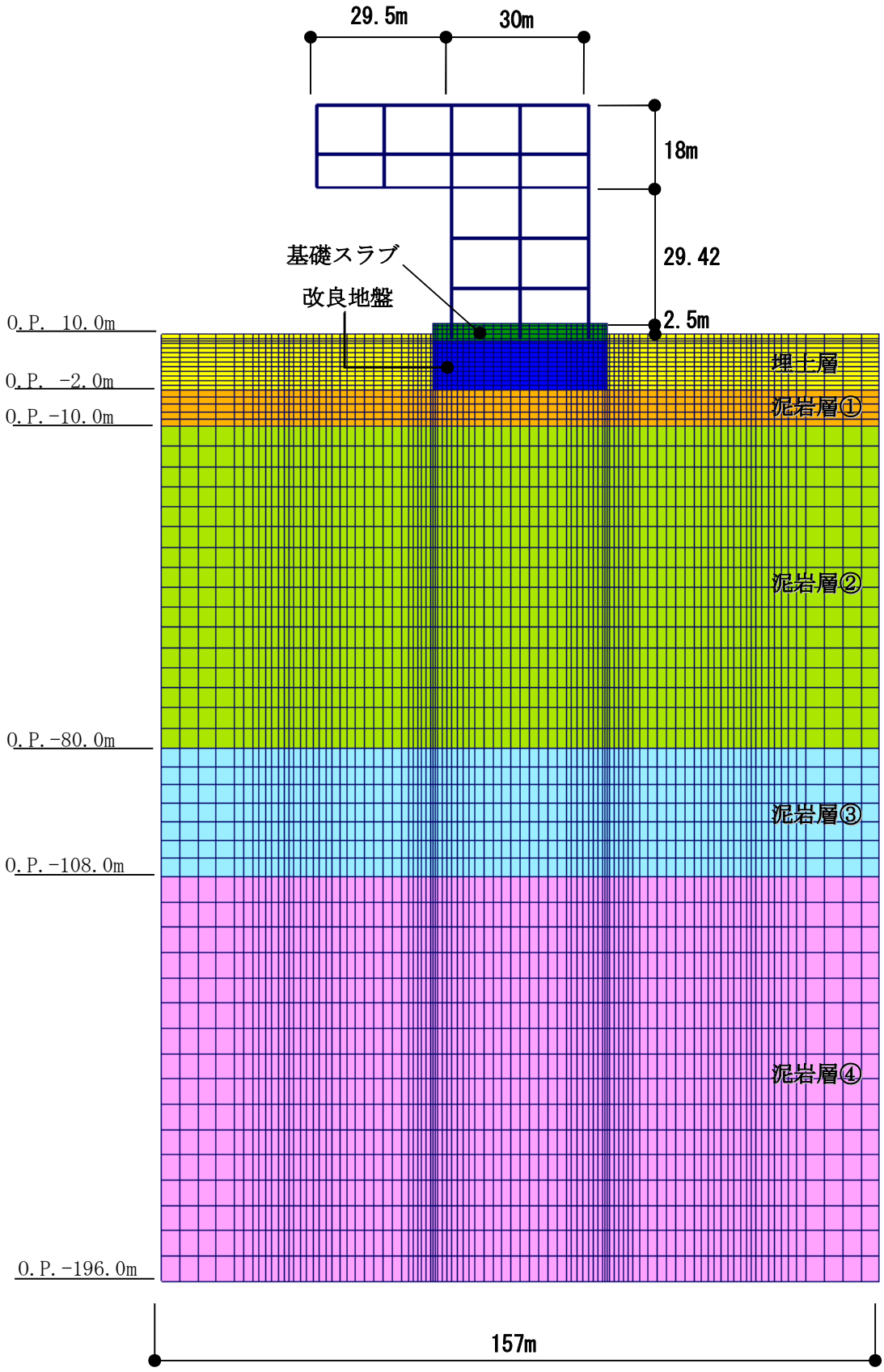


図 2.2.2-9　応力算定用地震応答解析モデル

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 ssf_{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）

ssf_{SS}　：改良地盤のせん断強度（kN/m²）

改良地盤のせん断強度（ssf_{SS}）は下式より設定する。

$$ssf_{SS} = \frac{1}{5} ssf_{SC}$$

ここで，　ssf_{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 O.P.-7.0m 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。

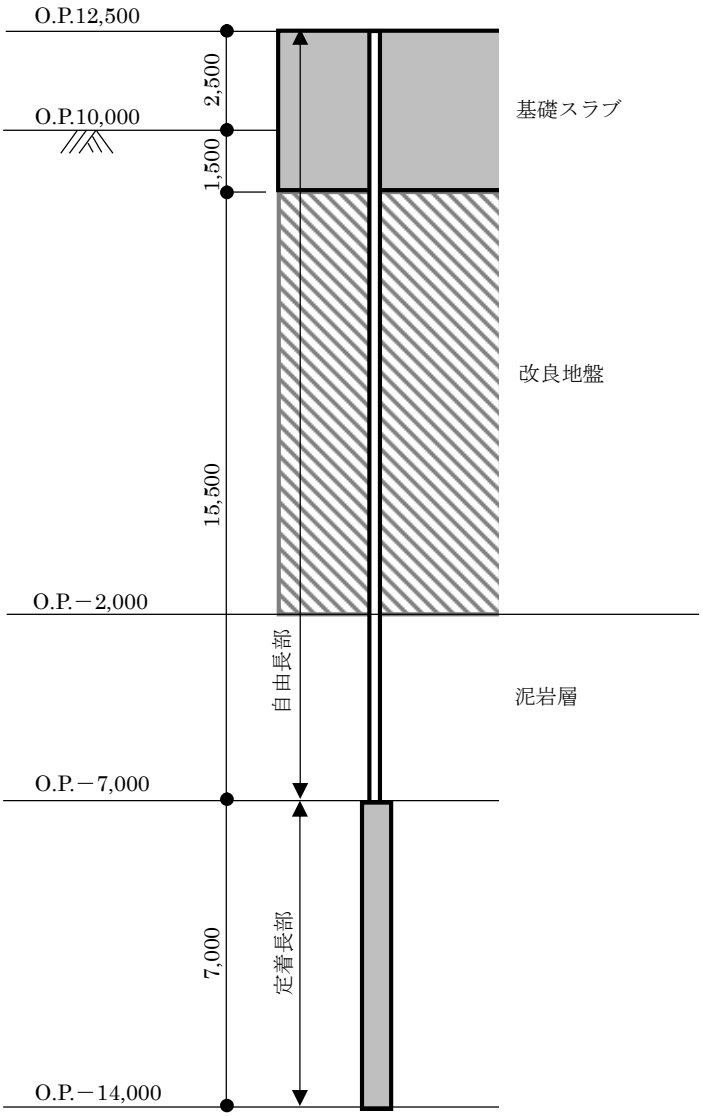


図 2.2.2-10　地盤アンカー設置計画（単位：mm）

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。

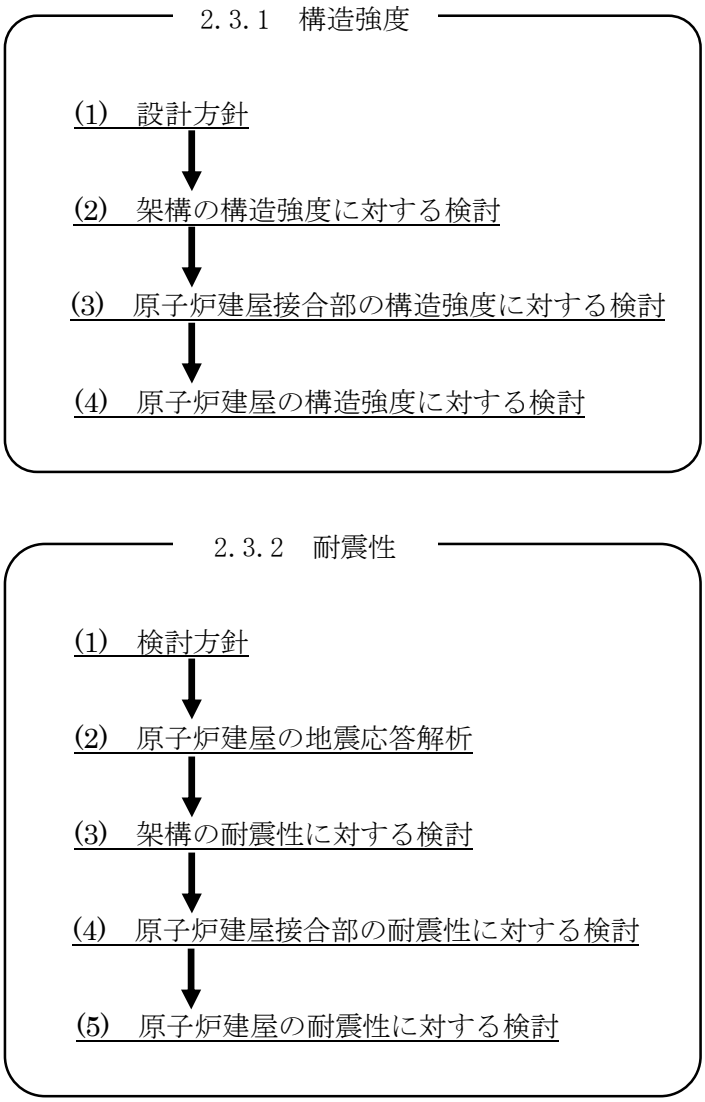


図 2.3-1　燃料取扱機支持用架構の検討フロー

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/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/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			

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≦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，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	標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n･Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	39.92	77700	－	－	－	－	－
4	39.92～32.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	32.30～26.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	26.90～18.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	18.70～10.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	10.20～-2.06	－	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

標高 O.P. (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)
40.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
30.485	298	0.497	148	0.533	159
20.20	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。

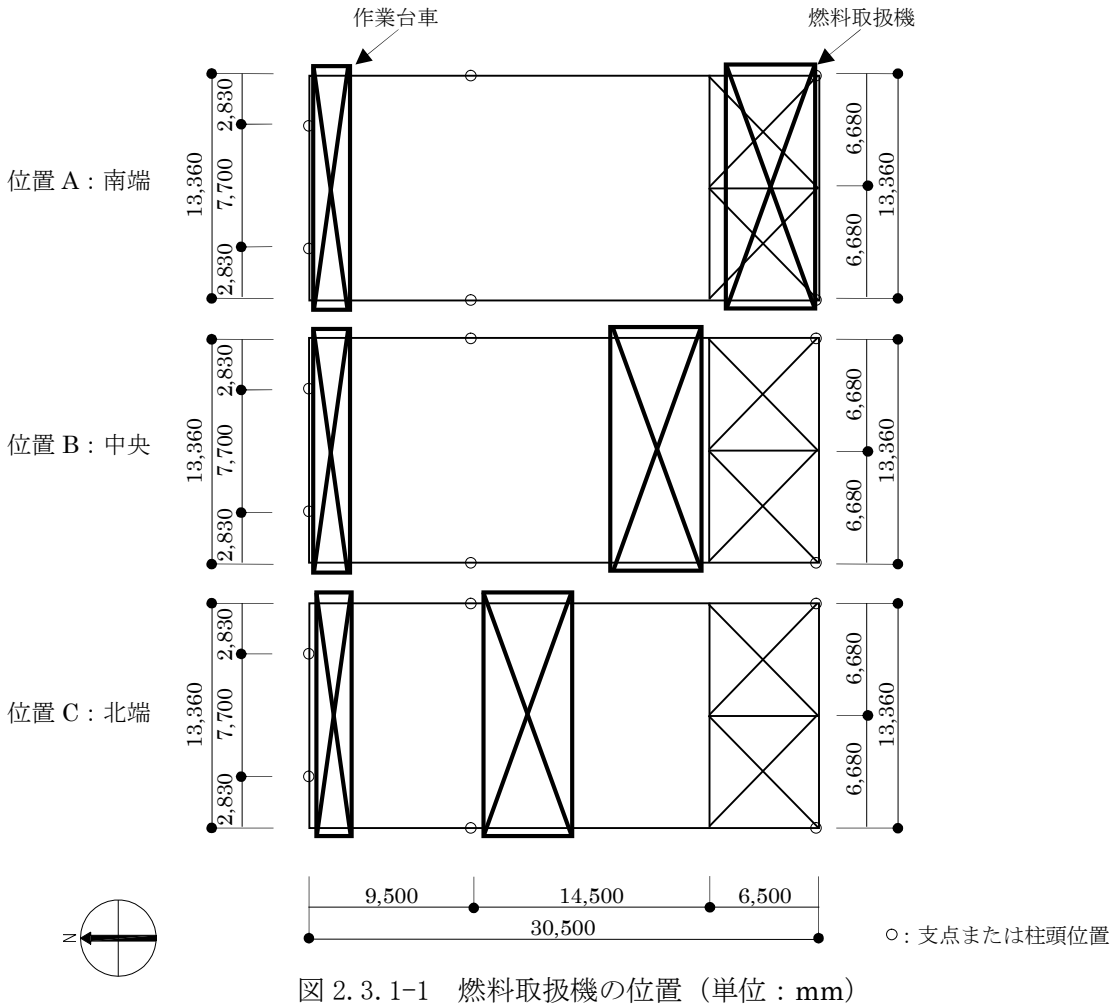


図 2.3.1-1　燃料取扱機の位置（単位：mm）

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，O.P. 18.70m 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。

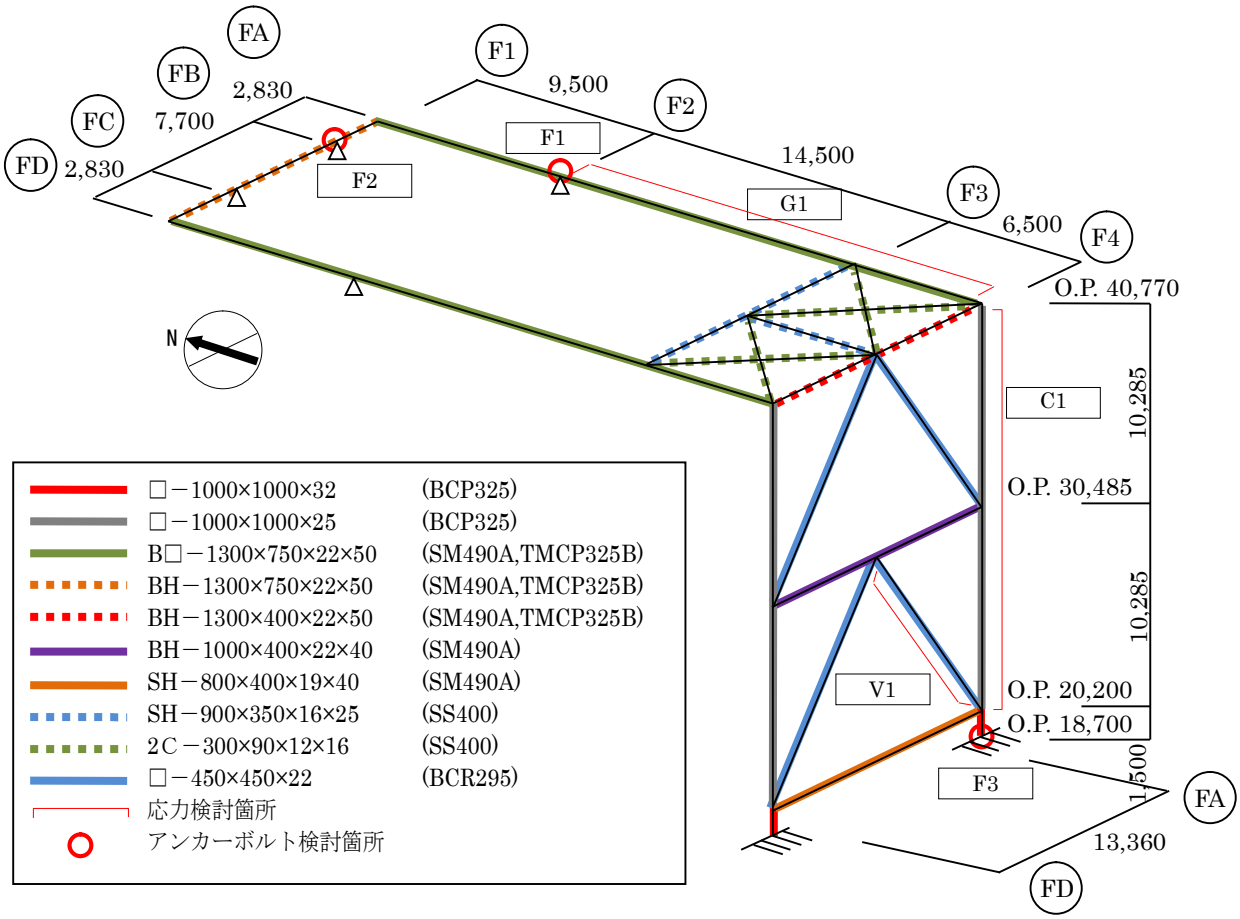
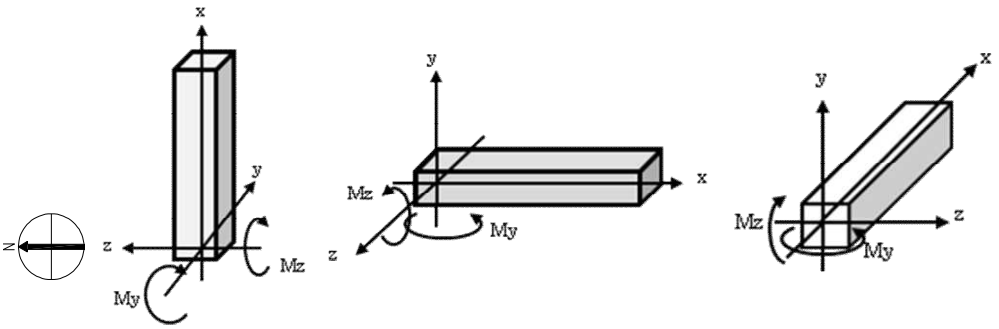


図 2. 3. 1-2　解析モデル図（単位：mm）

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)
標高		m	O.P.39.92	O.P. 9.60～O.P.18.70
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。

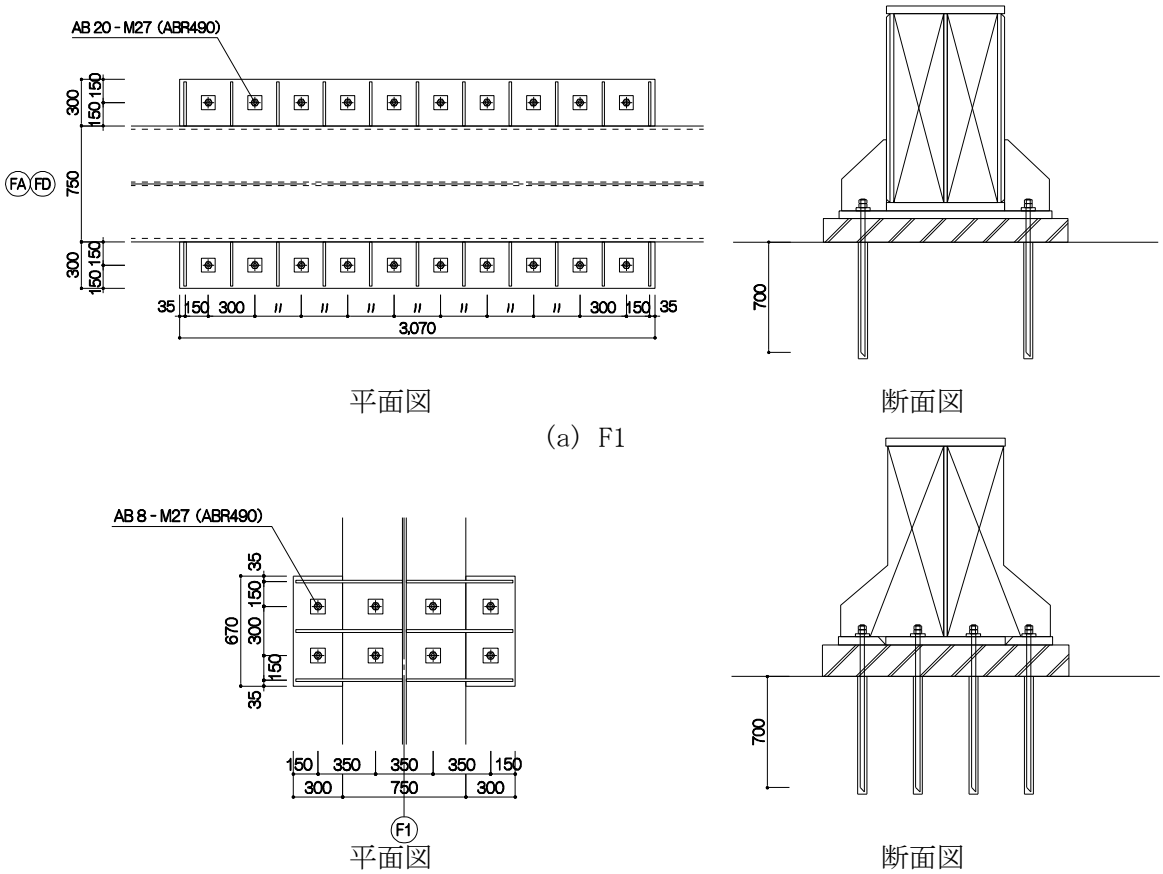


図 2.3.1-4　シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-10　　シェル壁上端位置の検討結果

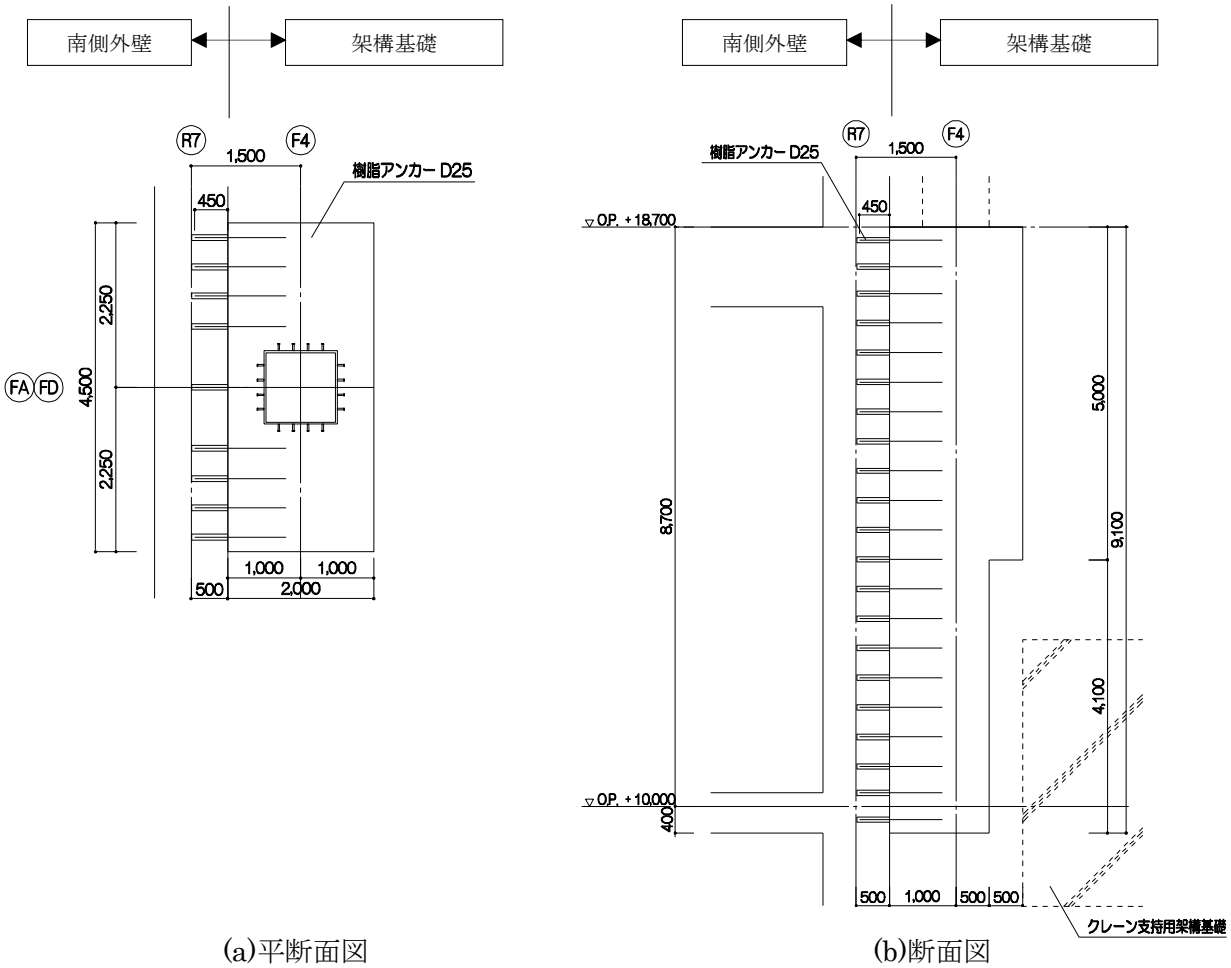
検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数) *1	荷重ケース (位置) *2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	C (B)	0	41	1160	1060	0.04	OK
	E2 (B)	0	669	2320	2080	0.33	OK
F2 (8)	C (A)	0	10	464	424	0.03	OK
	E3 (A)	0	94	928	832	0.12	OK

*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 O.P. 18.70m 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

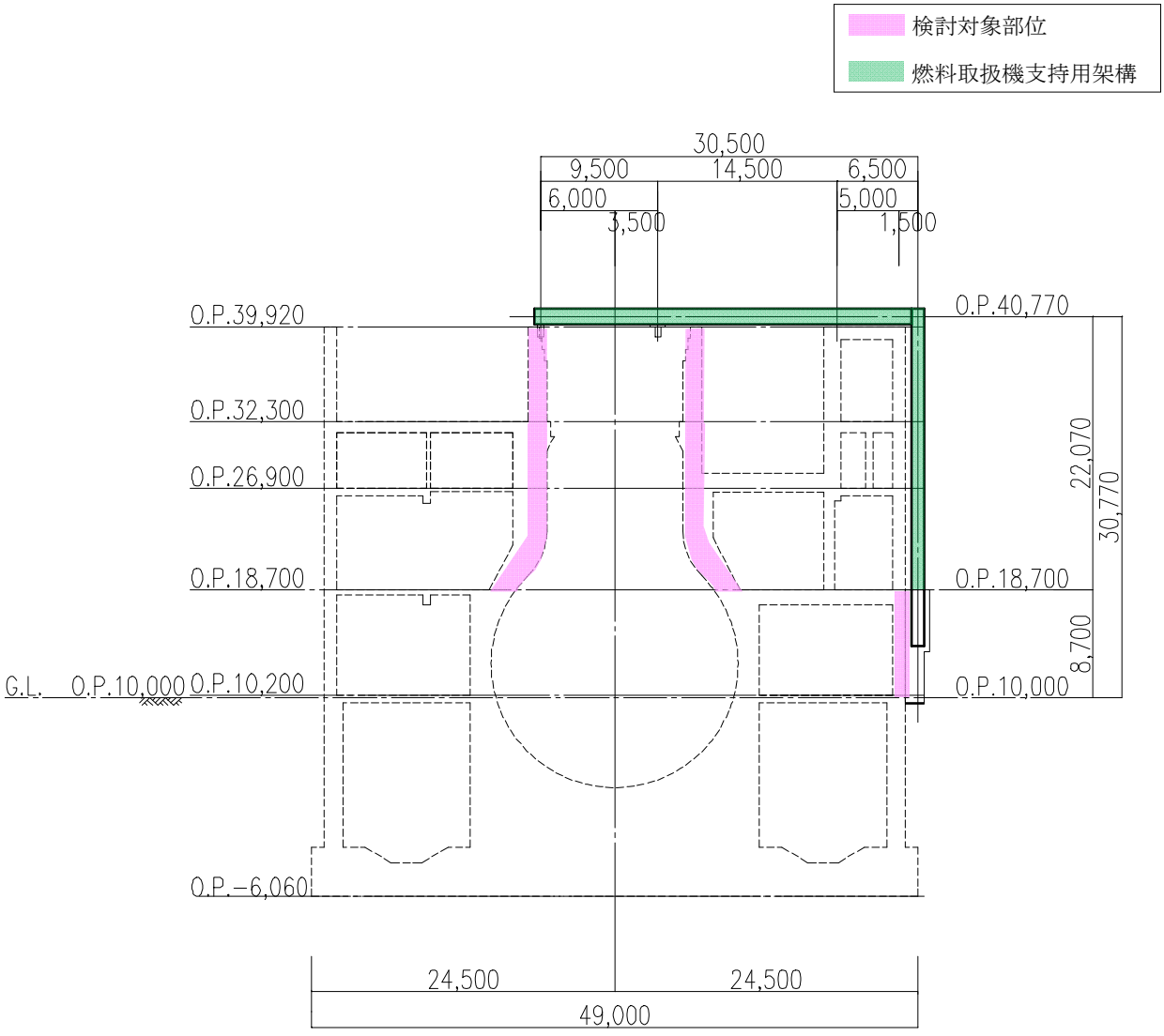


図 2.3.1-6　既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

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)

標高 O.P. (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
39.92～32.30	1.50	a_t=87.7 P_g=1.16	58.1	2.0	0.17	OK
32.30～26.90	1.85	a_t=87.7 P_g=0.94	80.1	3.4	0.24	OK
26.90～18.70	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)

標高 O.P. (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
39.92～32.30	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
32.30～26.90	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
26.90～18.70	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)

標高 O.P. (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
18.70 ～ 10.20	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)

標高 O.P. (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
18.70 ～ 10.20	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。

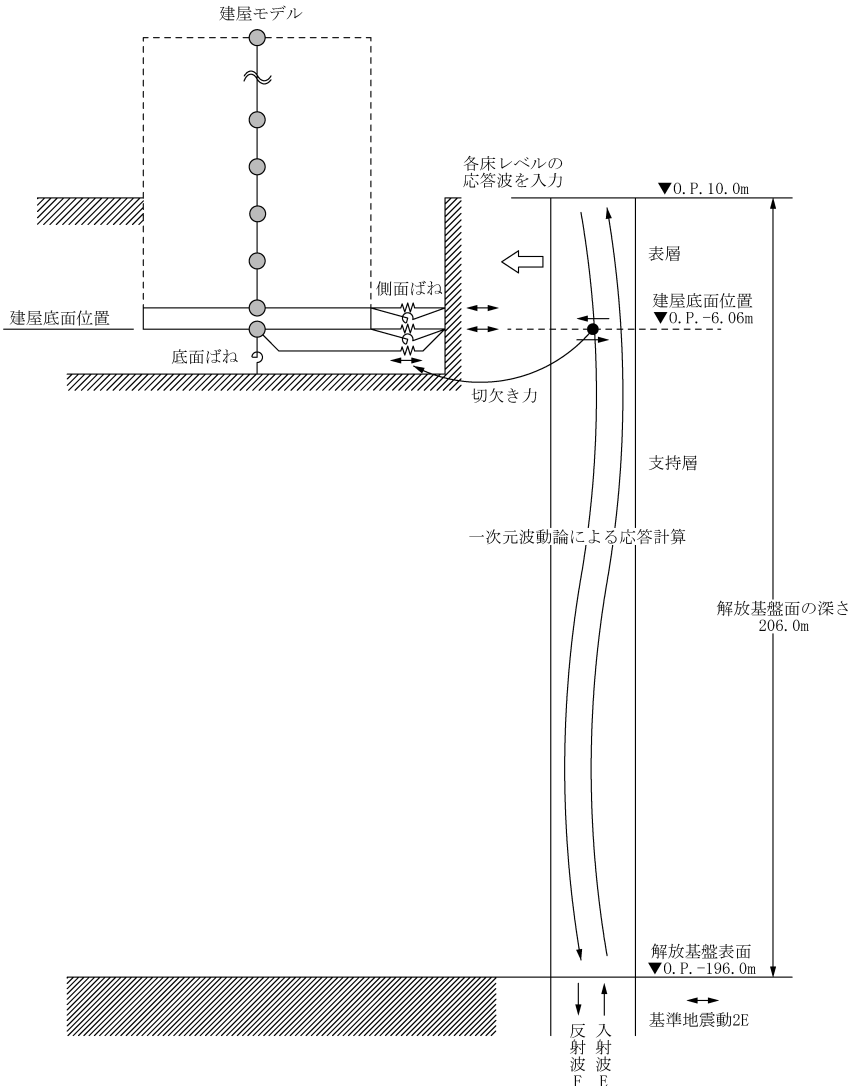


図 2.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

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－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。

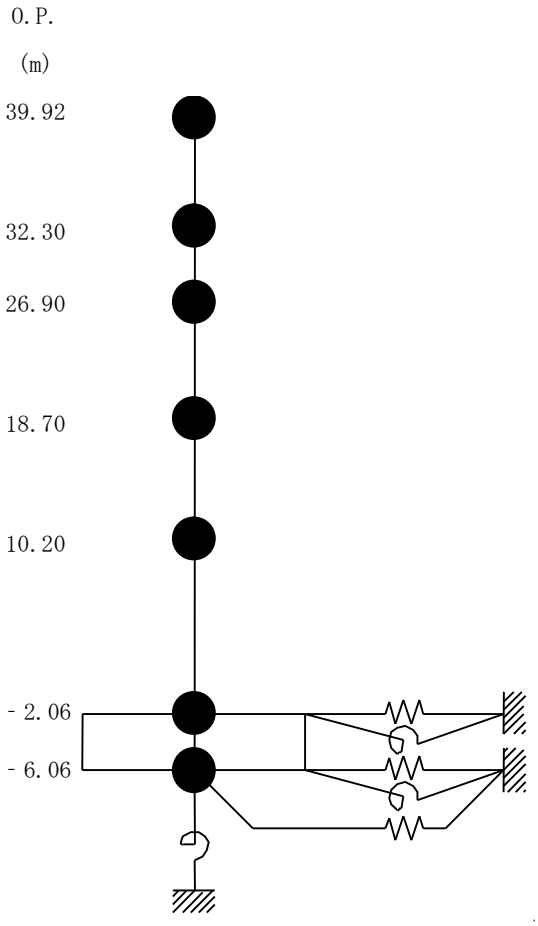


図 2.3.2-2　原子炉建屋の地震応答解析モデル

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

標高 O.P.(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）
39.92	77700	141.73		
			150.8	13068
32.30	88770	163.44		
			103.4	15942
26.90	122210	224.92		
			223.4	45026
18.70	127700	244.14		
			175.4	46774
10.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-2.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-6.06	132390	264.88		
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%

(b)水平（EW）方向

標高 O.P.(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）
39.92	77700	78.78		
			90.4	6491
32.30	88770	91.66		
			105.8	6388
26.90	122210	224.92		
			167.5	32815
18.70	127700	232.88		
			166.4	46303
10.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-2.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-6.06	132390	346.27		
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 2.3.2-1(2)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

（鉛直方向）

標高 O.P. (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）
39.92	77700		
		222.6	7.41
32.30	88770		
		218.1	10.58
26.90	122210		
		380.4	11.92
18.70	127700		
		340.6	10.30
10.20	208960		
		654.7	13.72
-2.06	287050		
		2812.6	180.71
-6.06	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

標高 O.P. (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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

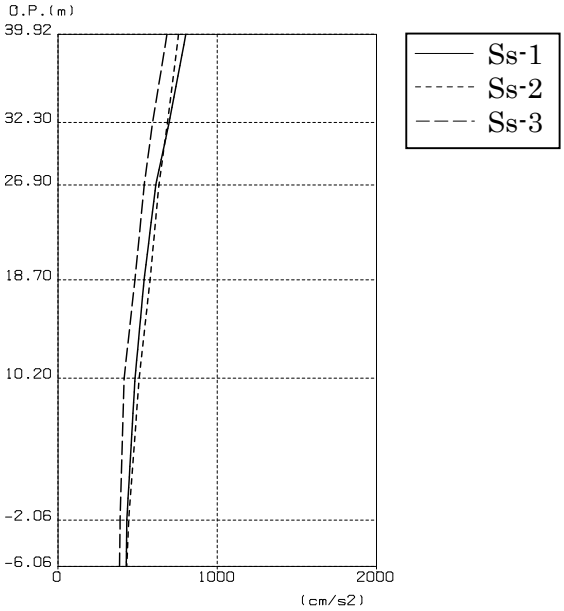
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

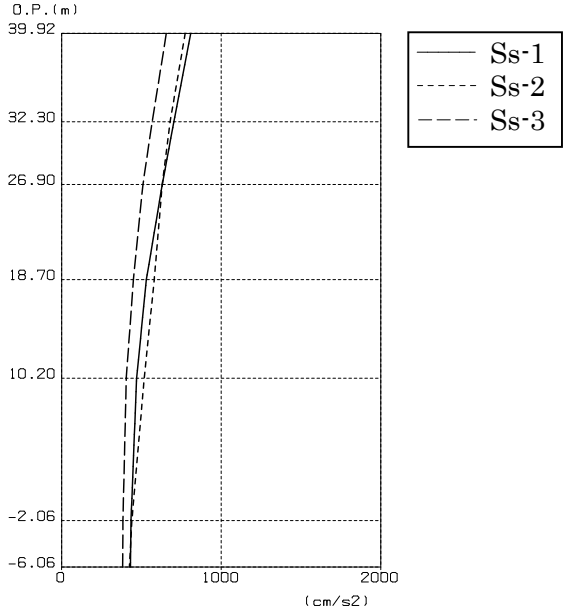
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-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

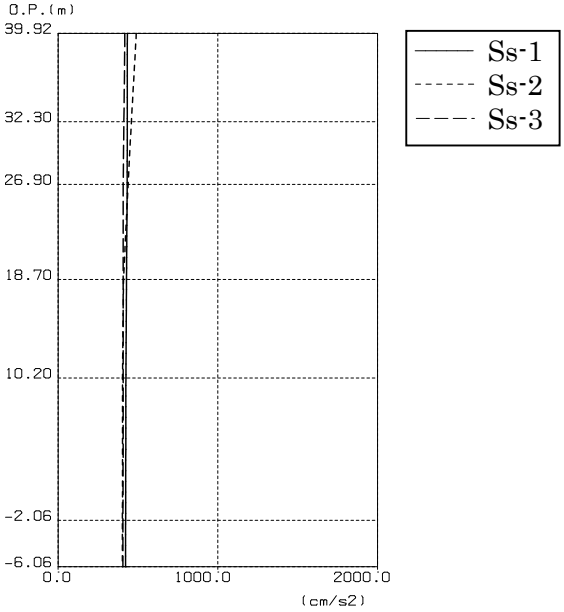
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2.3.2-3 に示す。



(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 0.P.39.92m と 0.P.18.70m 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。

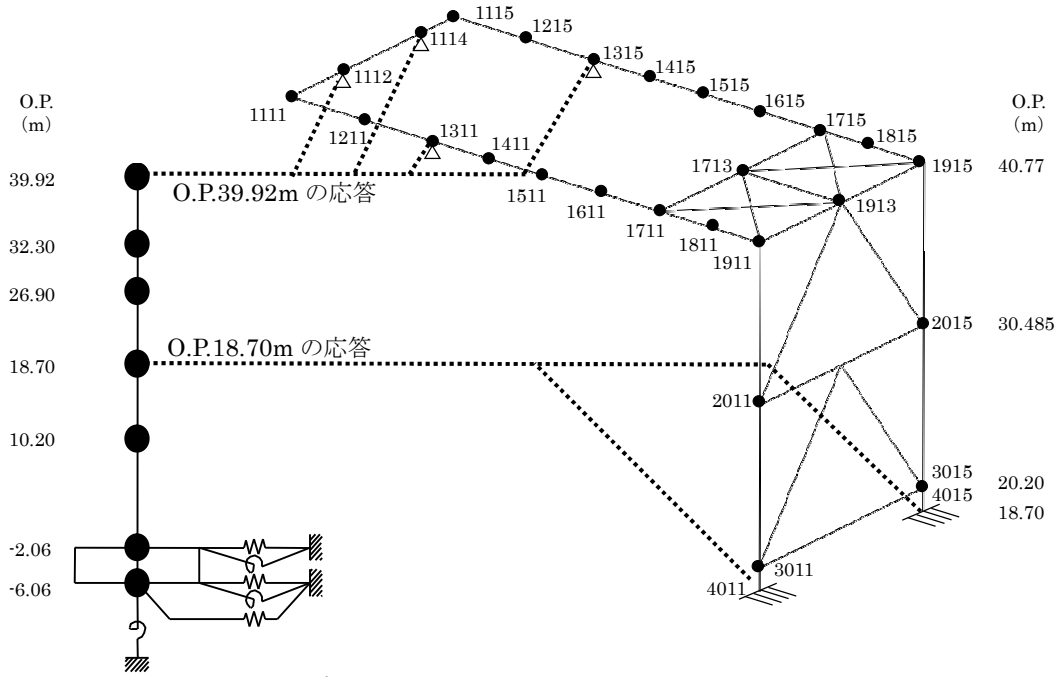


図 2.3.2-4　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

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

標高 O.P.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
40.77	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
30.485	2011	149
	2015	149
20.20	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

標高 O.P. (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		
30.485～40.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706	1/75	OK
18.70～30.485	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

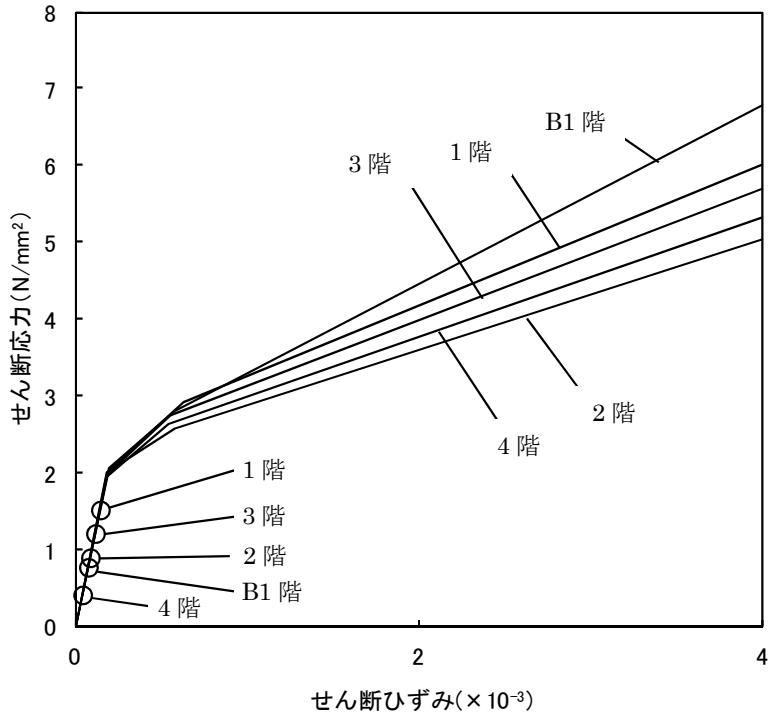
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

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。

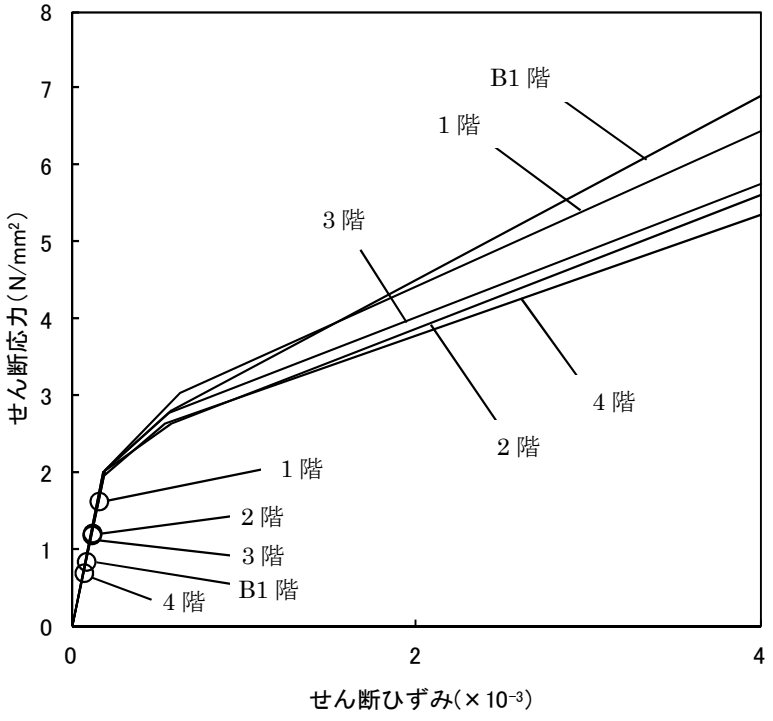
2）検討結果

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。

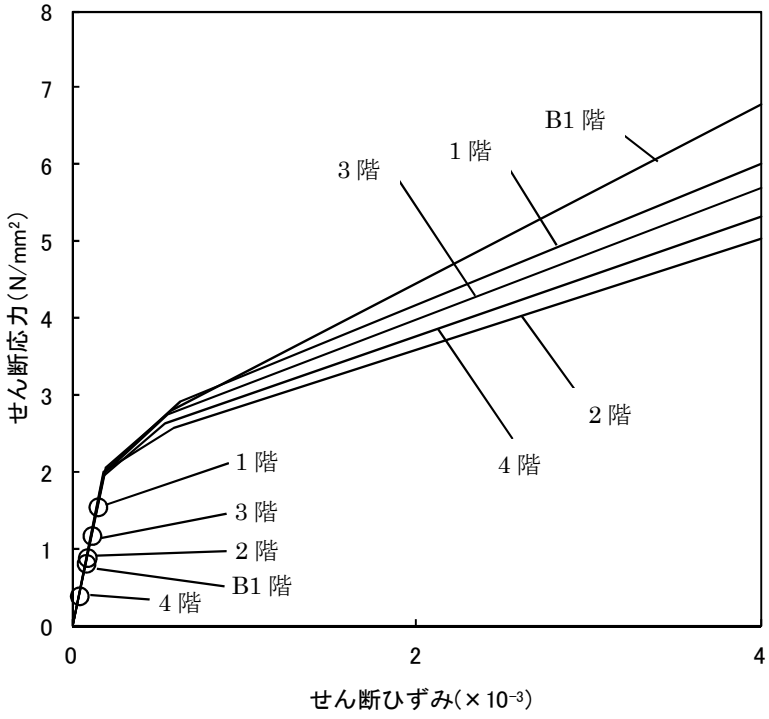


(a)NS 方向

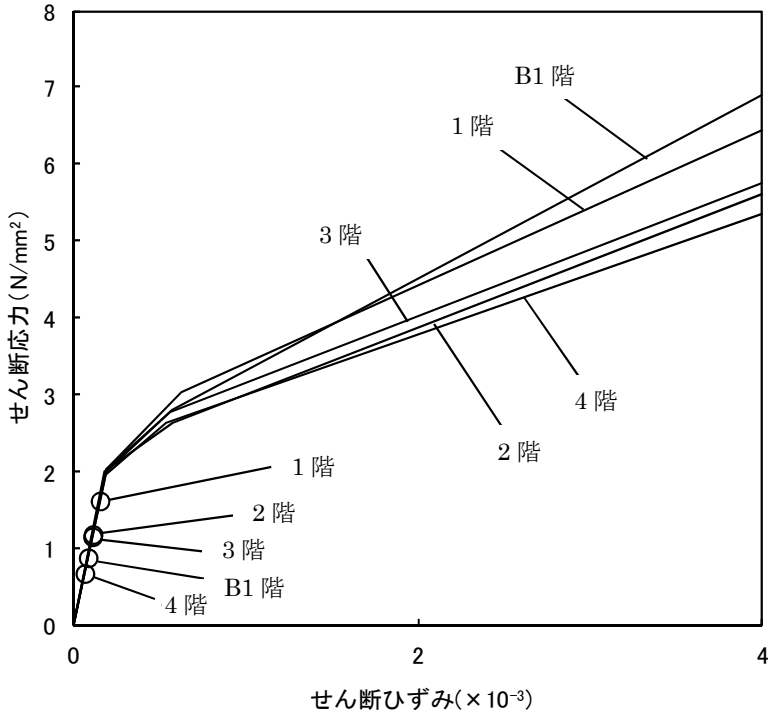


(b)EW 方向

図 2.3.2-5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

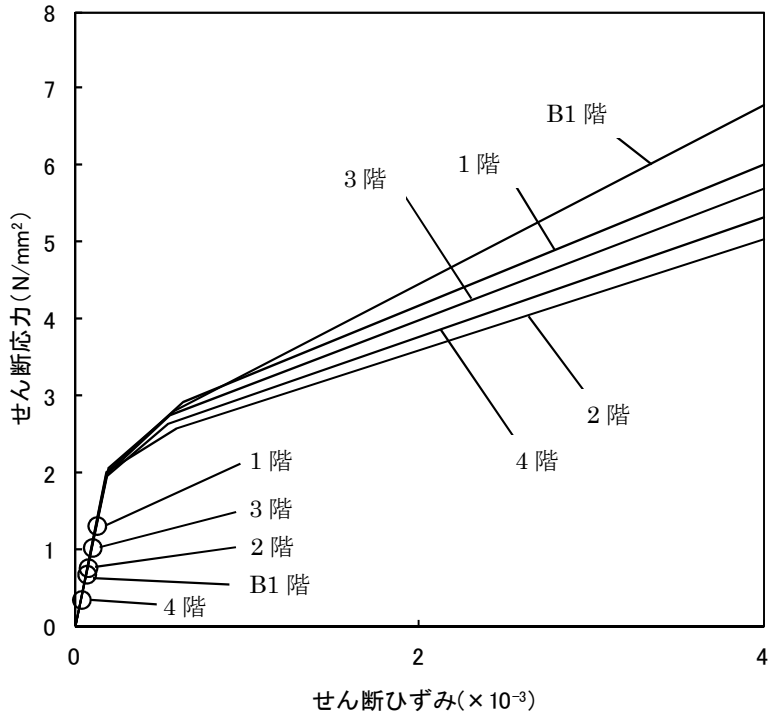


(a)NS 方向

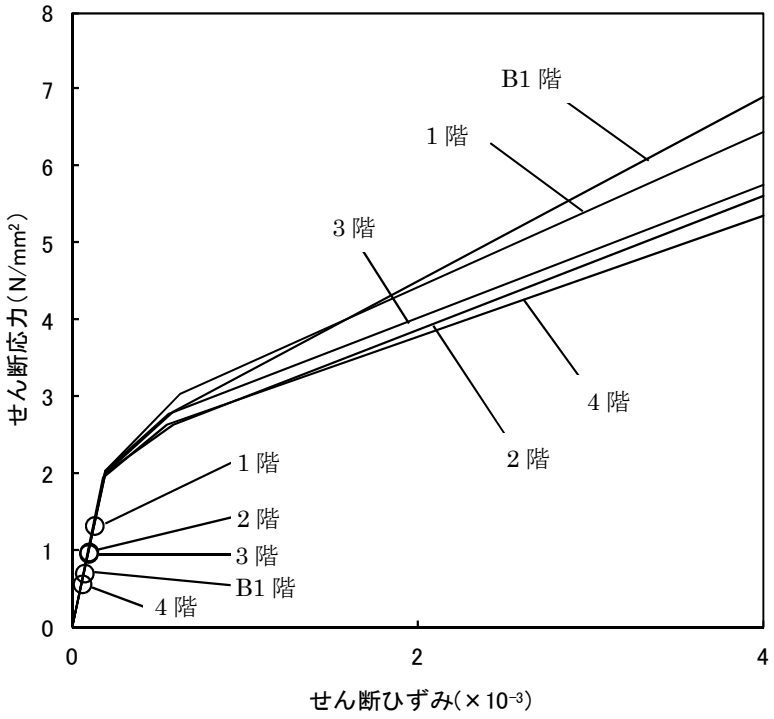


(b)EW 方向

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。

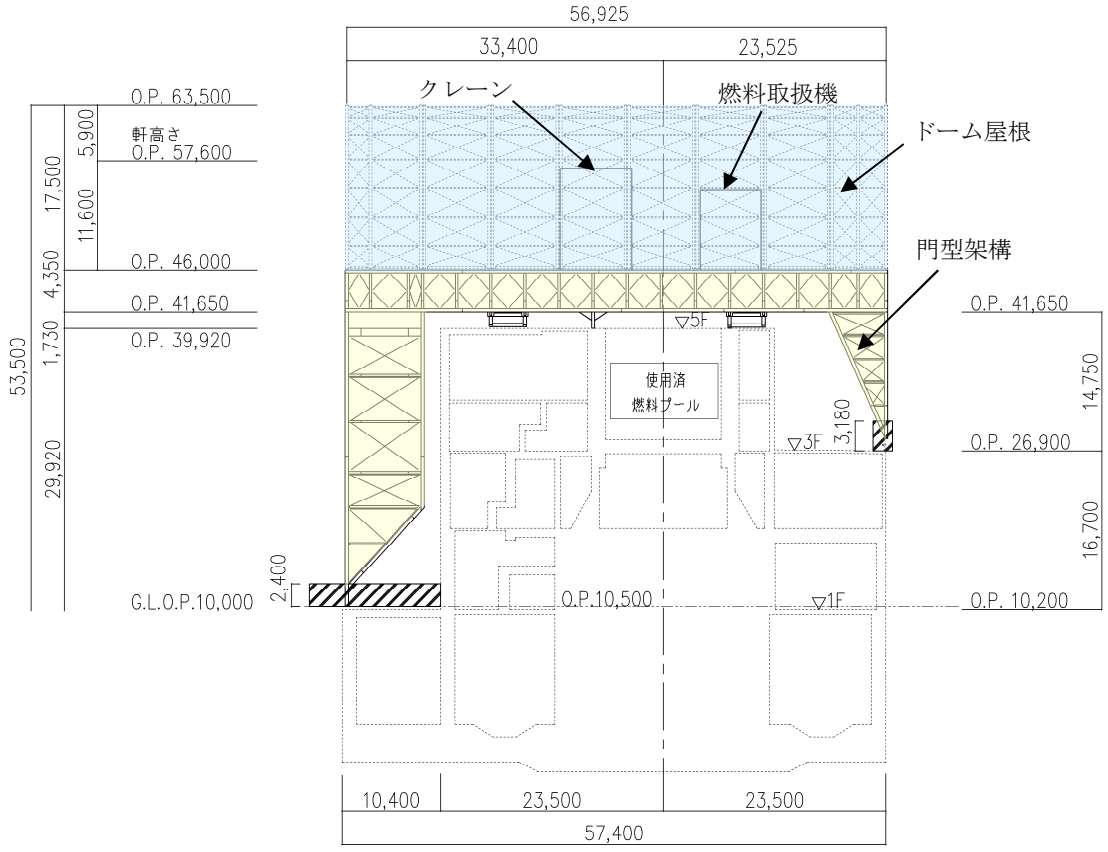


図 3.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

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。

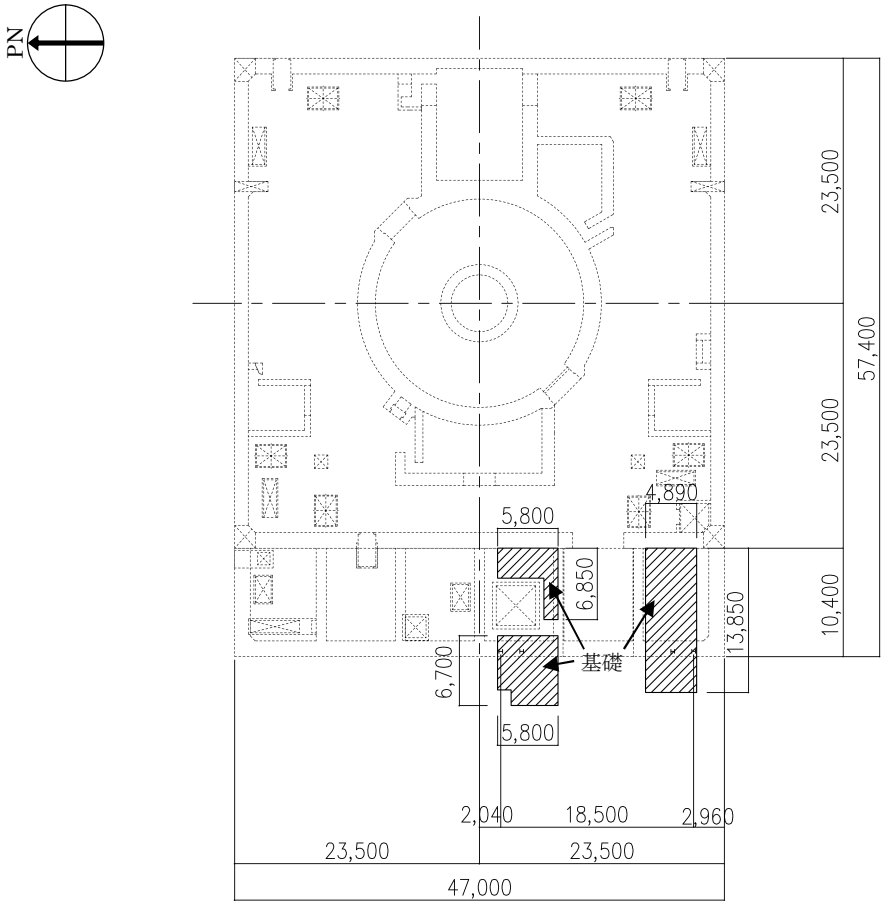
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)(日本電気協会　電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会　原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)

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。

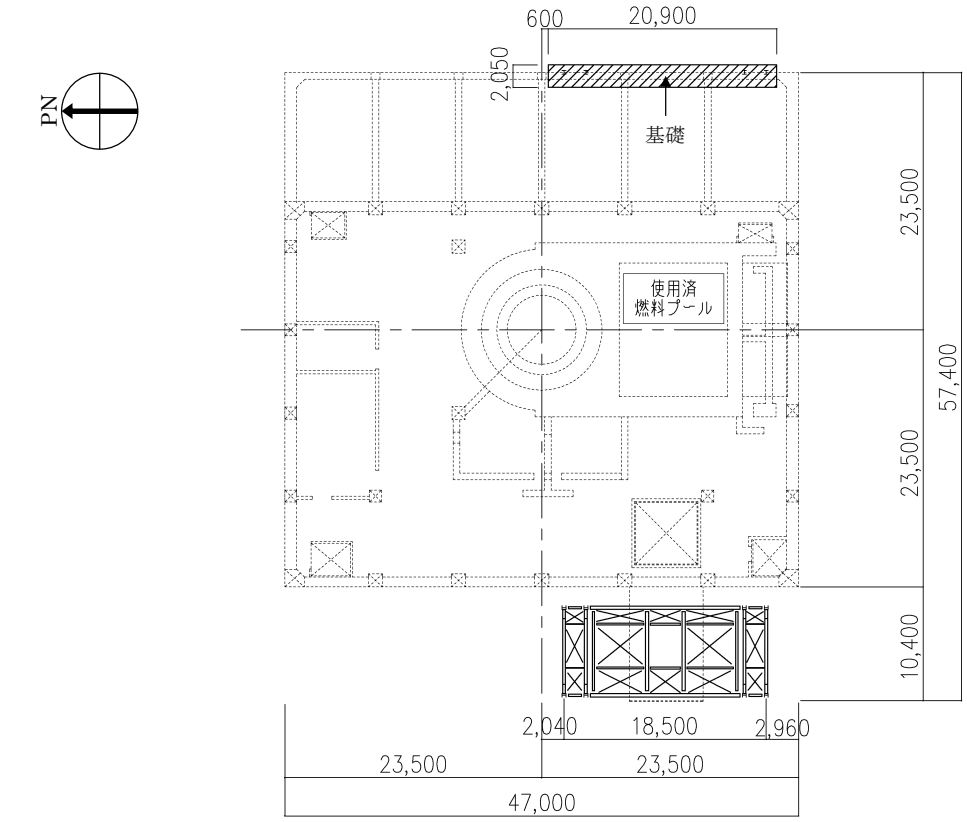
燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋の 1 階，3 階及び 5 階に支持される構造である。なお，5 階の原子炉建屋躯体支持点においては，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

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。

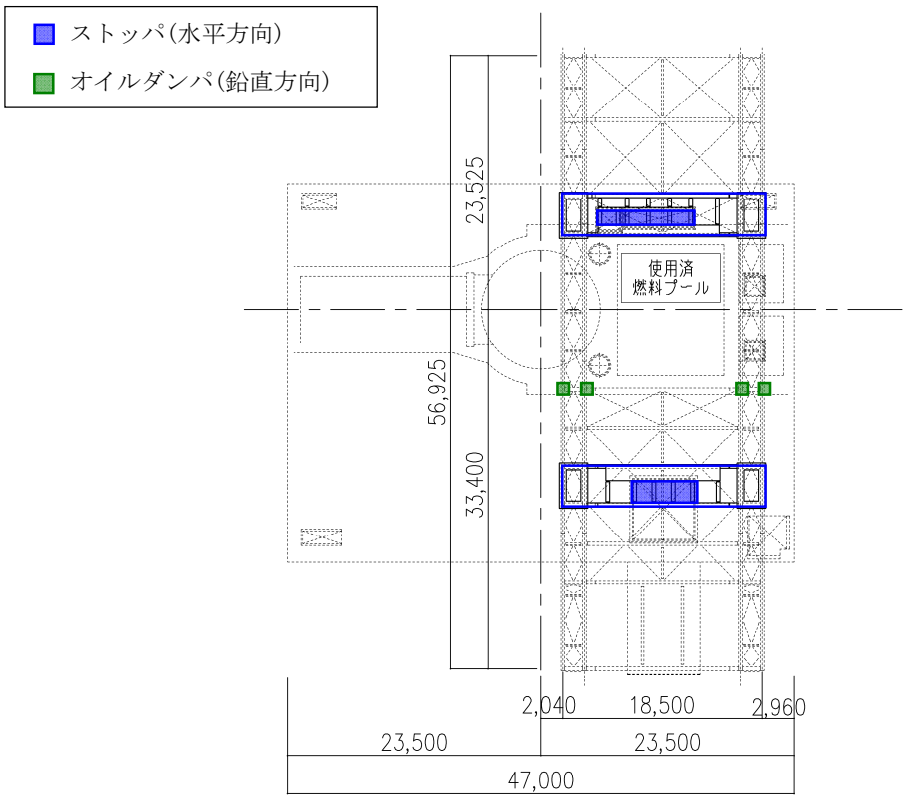


（a）基礎伏図（0.P.10,500　原子炉建屋 1 階レベル+300mm）

図 3.1.2-1　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

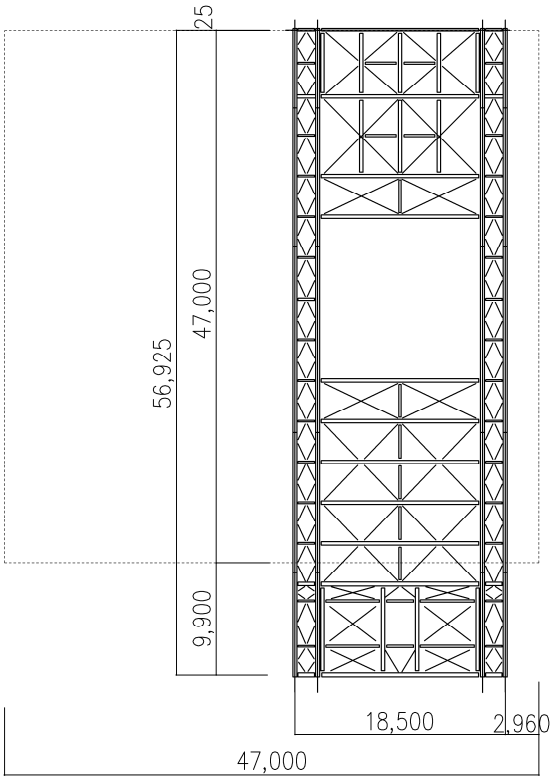


(a) 基礎伏図 (0. P. 26, 900　原子炉建屋 3 階)

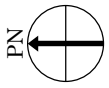


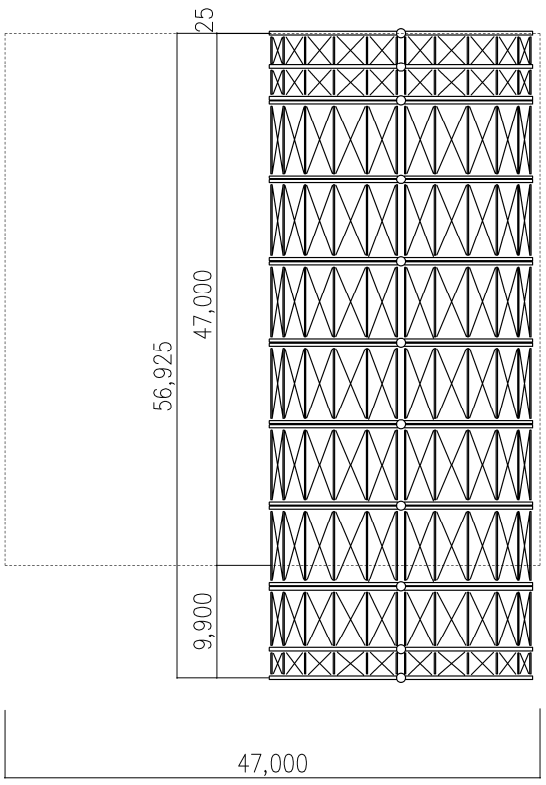
(b) 梁伏図 (0. P. 39, 920　原子炉建屋 5 階)

図 3. 1. 2-2　燃料取り出し用カバーの概要 (単位：mm)



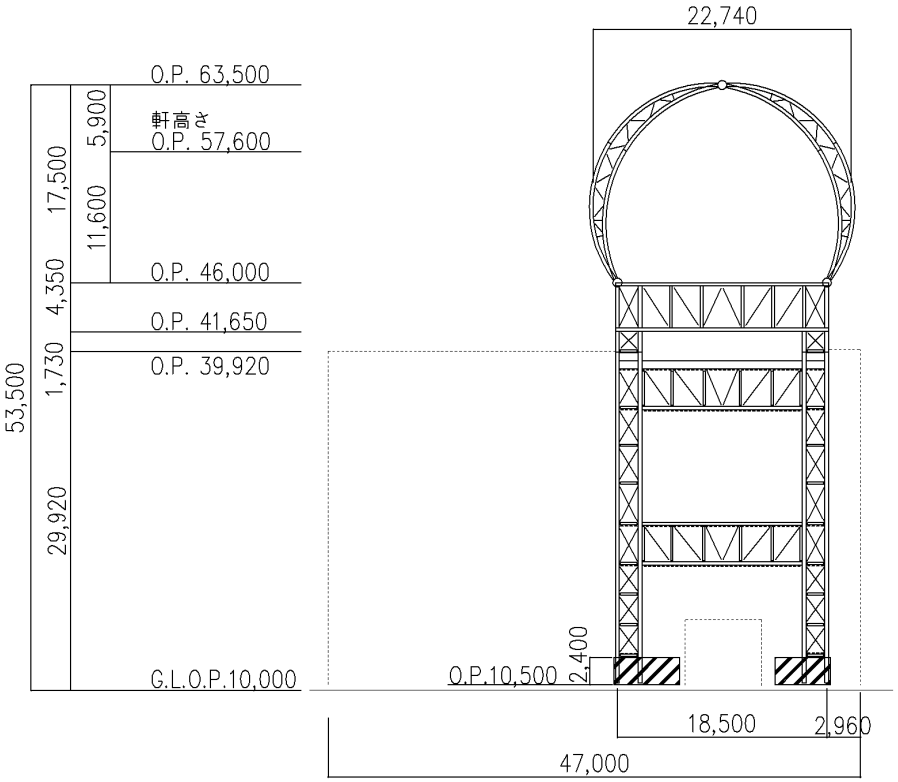
(a)架構ガーダー部平面図(0. P. 46, 000)



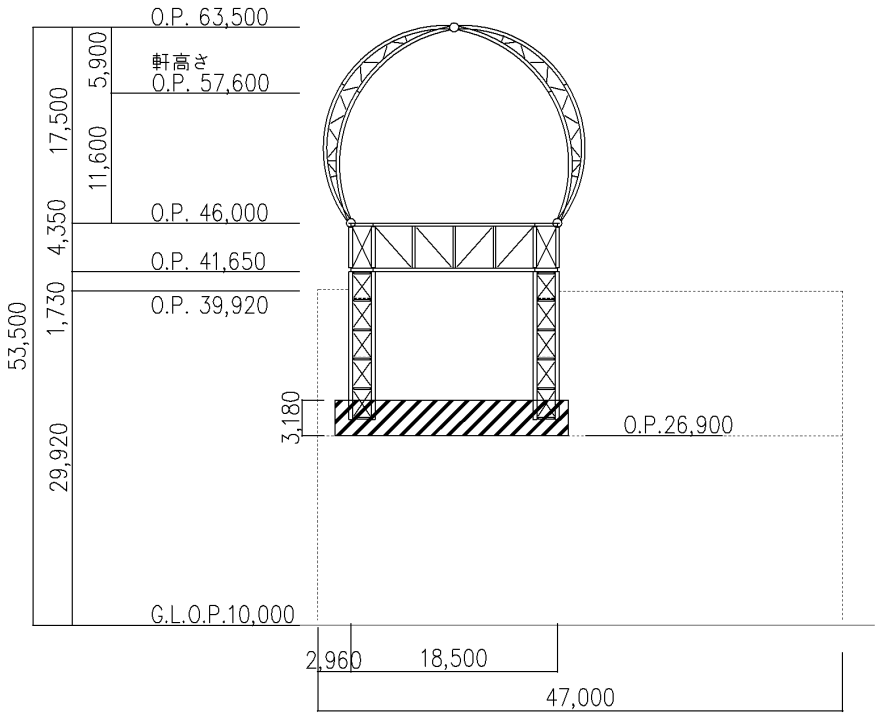


(b)屋根伏図

図 3.1.2-3　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

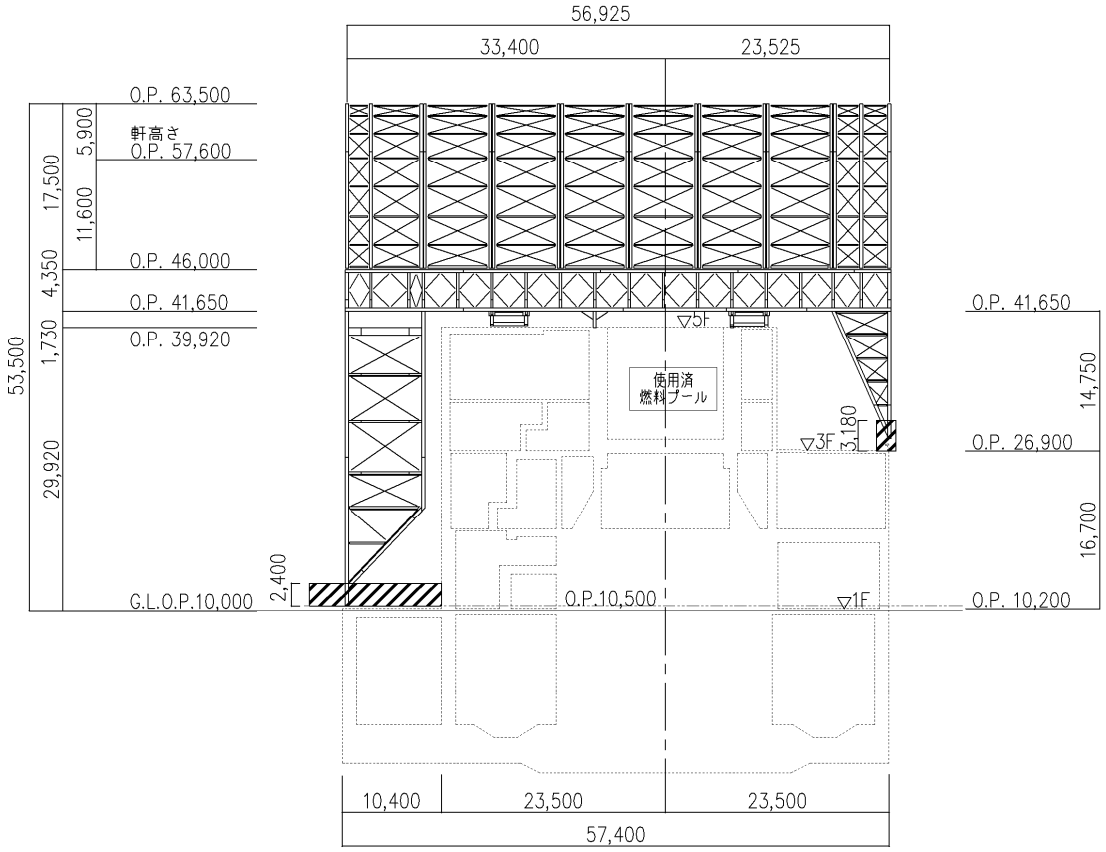


(a) 西軸組図



(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。

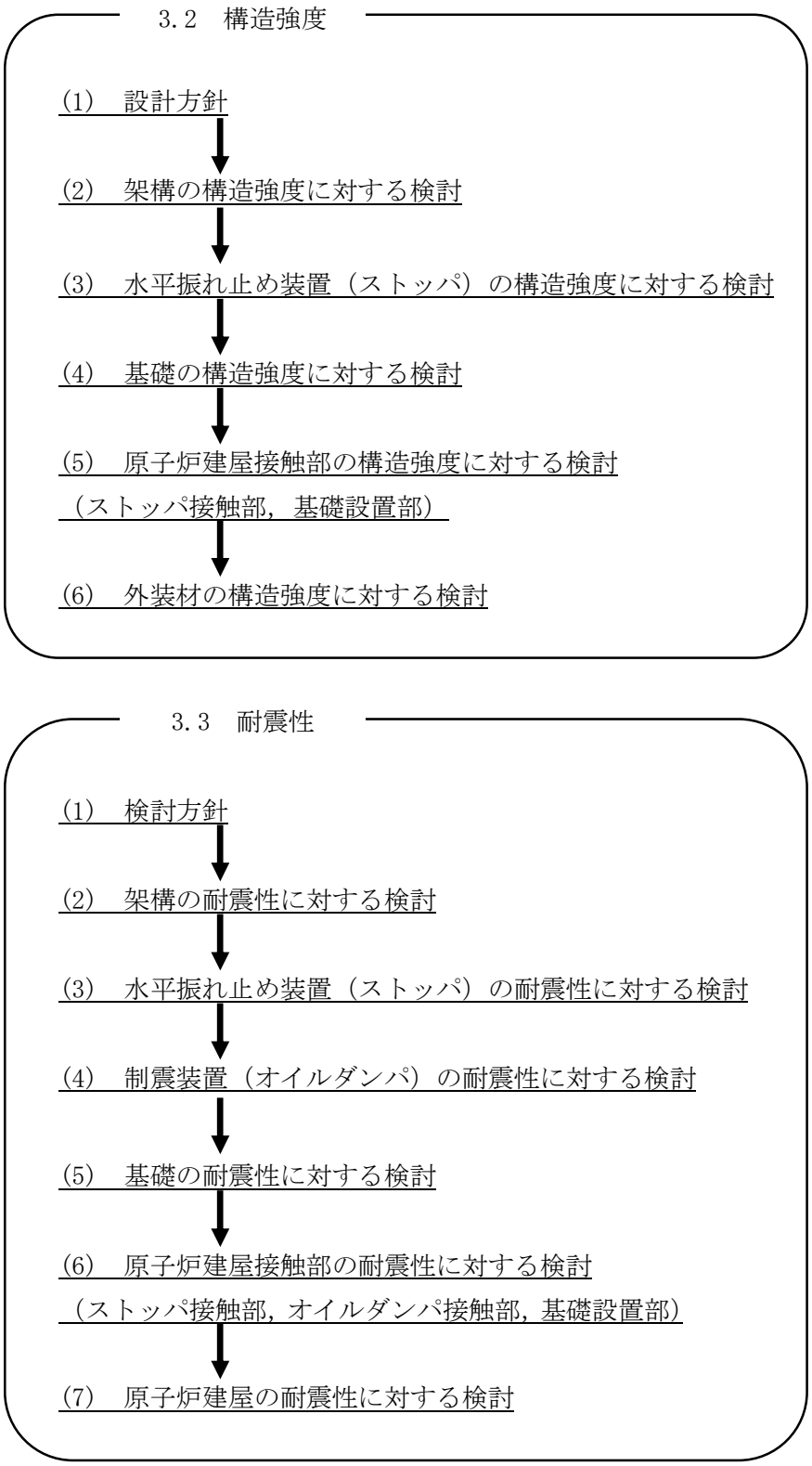


図 3.1.3-1　燃料取り出し用カバーの検討フロー

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，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 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	39.92～32.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	32.30～26.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	26.90～18.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	18.70～10.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	10.20～-2.06	—	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 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	39.92～32.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	32.30～26.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	26.90～18.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	18.70～10.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	10.20～-2.06	—	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 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

・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。

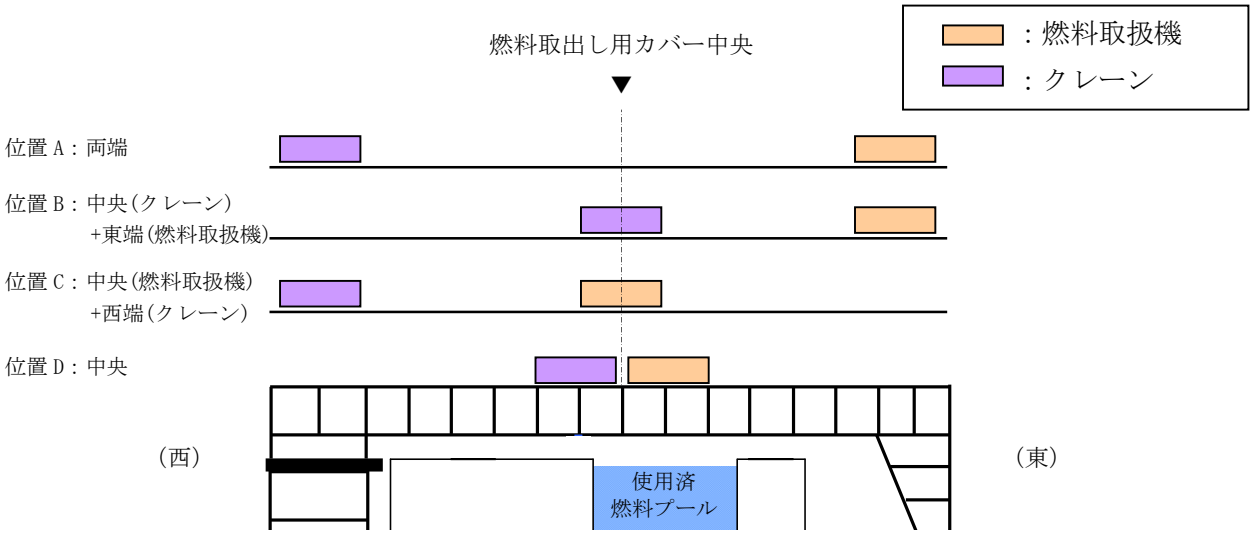


図 3.2-1　燃料取扱設備の位置

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。

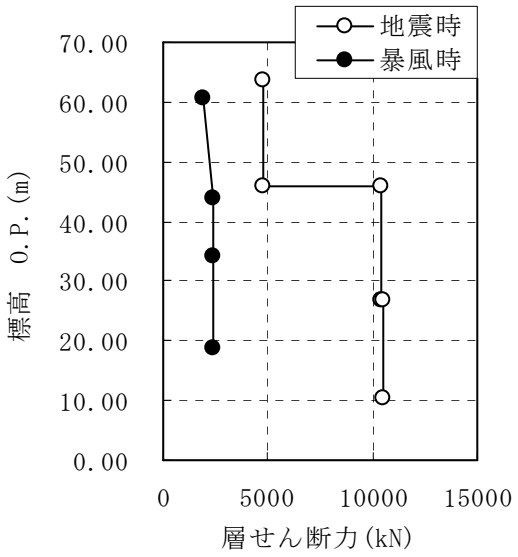


図 3.2-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(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。

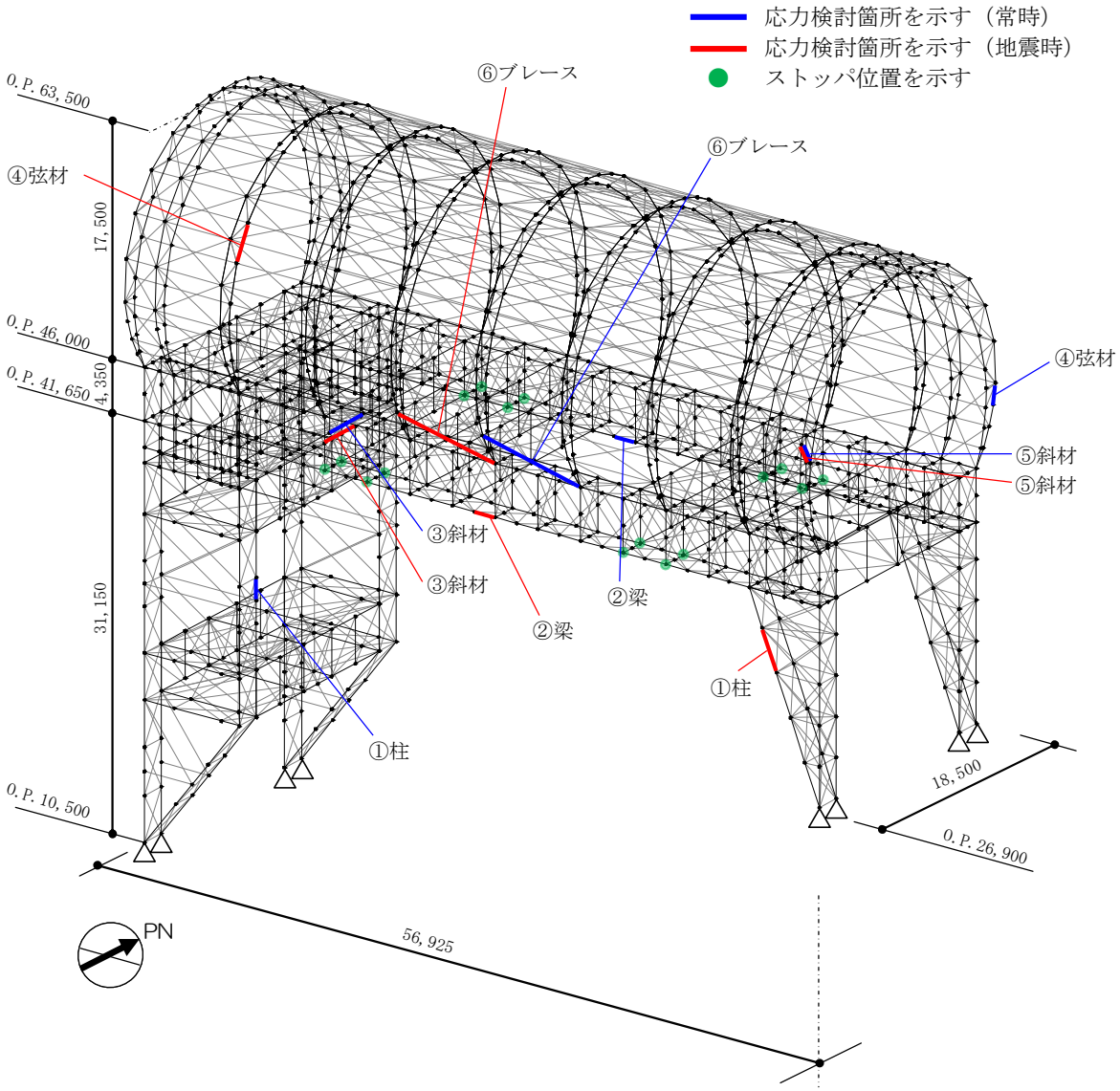


図 3.2-3　解析モデル図（単位：mm）

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　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

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

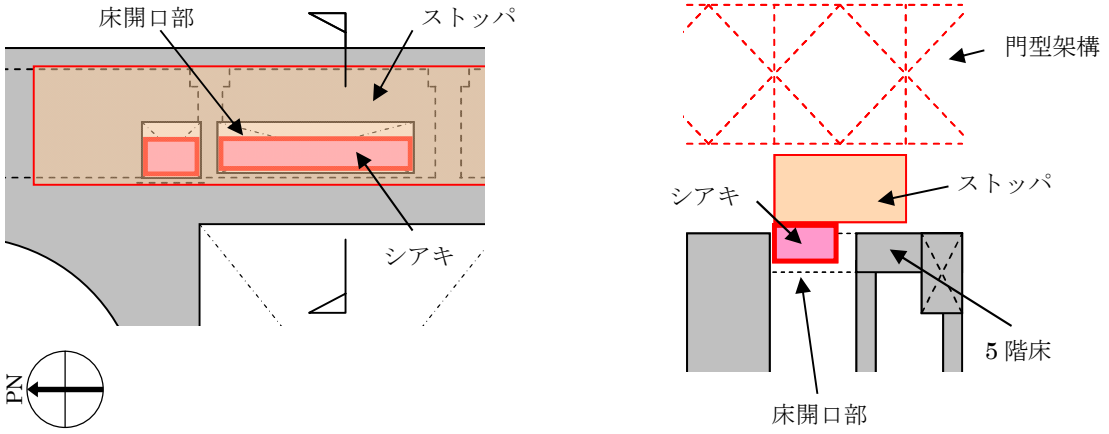
＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(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

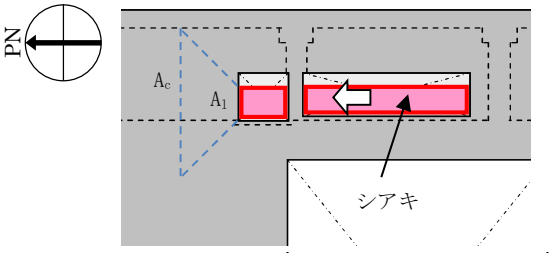
ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

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_1 ：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（O.P.10.2m）で支持し，東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル（O.P.26.9m）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。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_1 \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_1$$

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_1：　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。

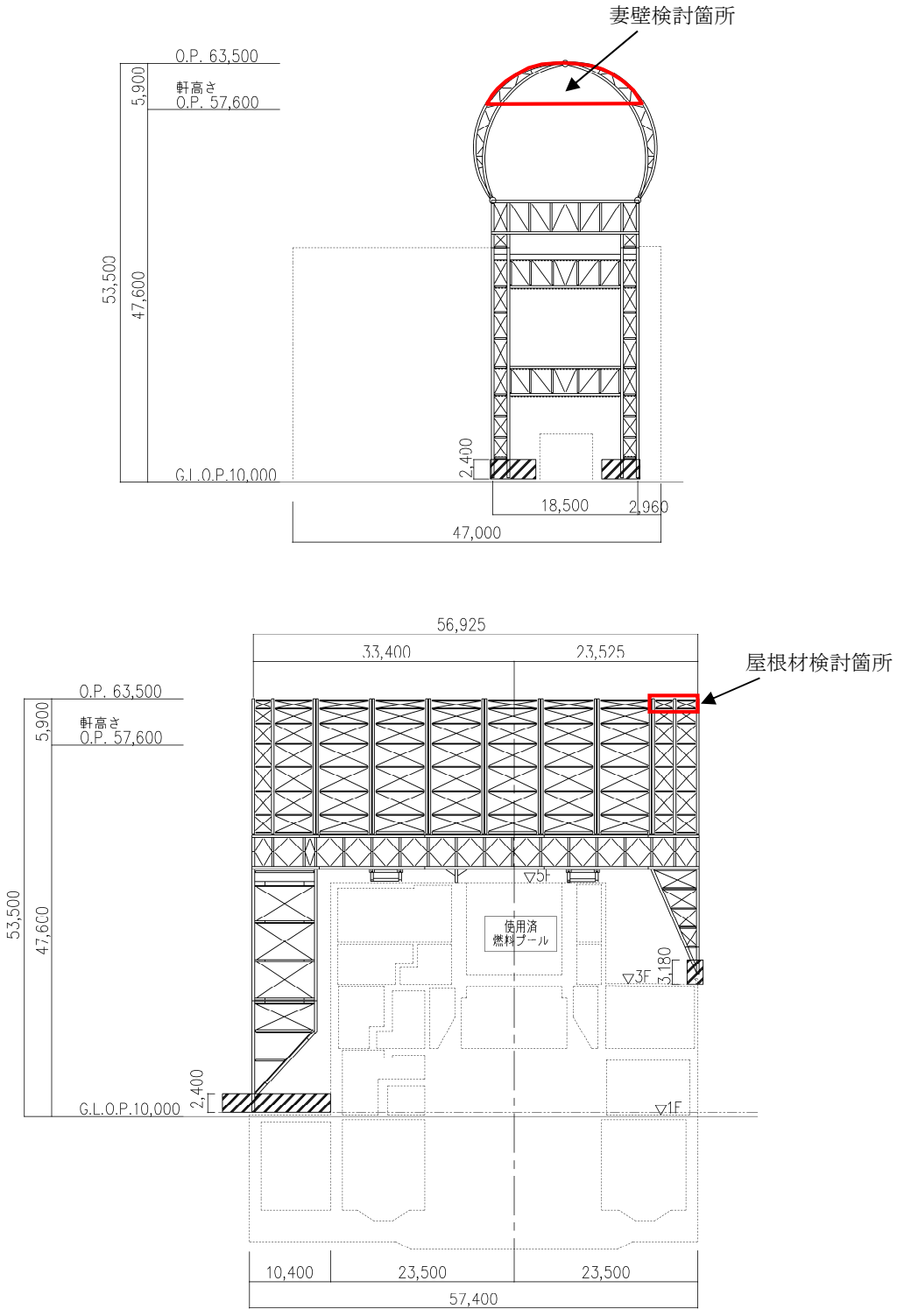


図 3.2-5　外装材検討箇所（単位：mm）

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

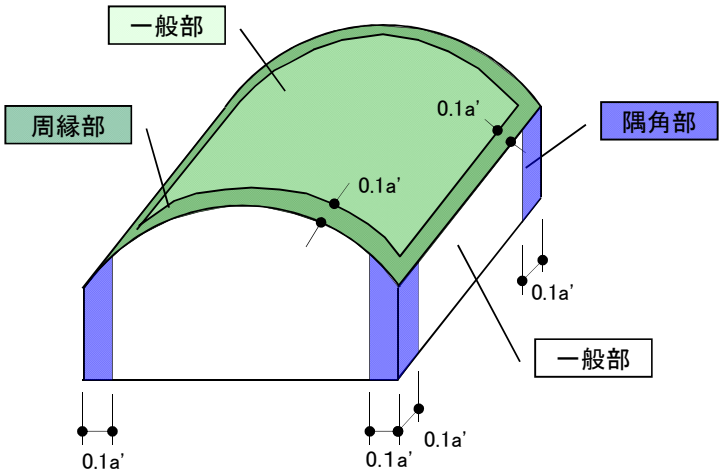
建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	30	871

*：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（0.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。

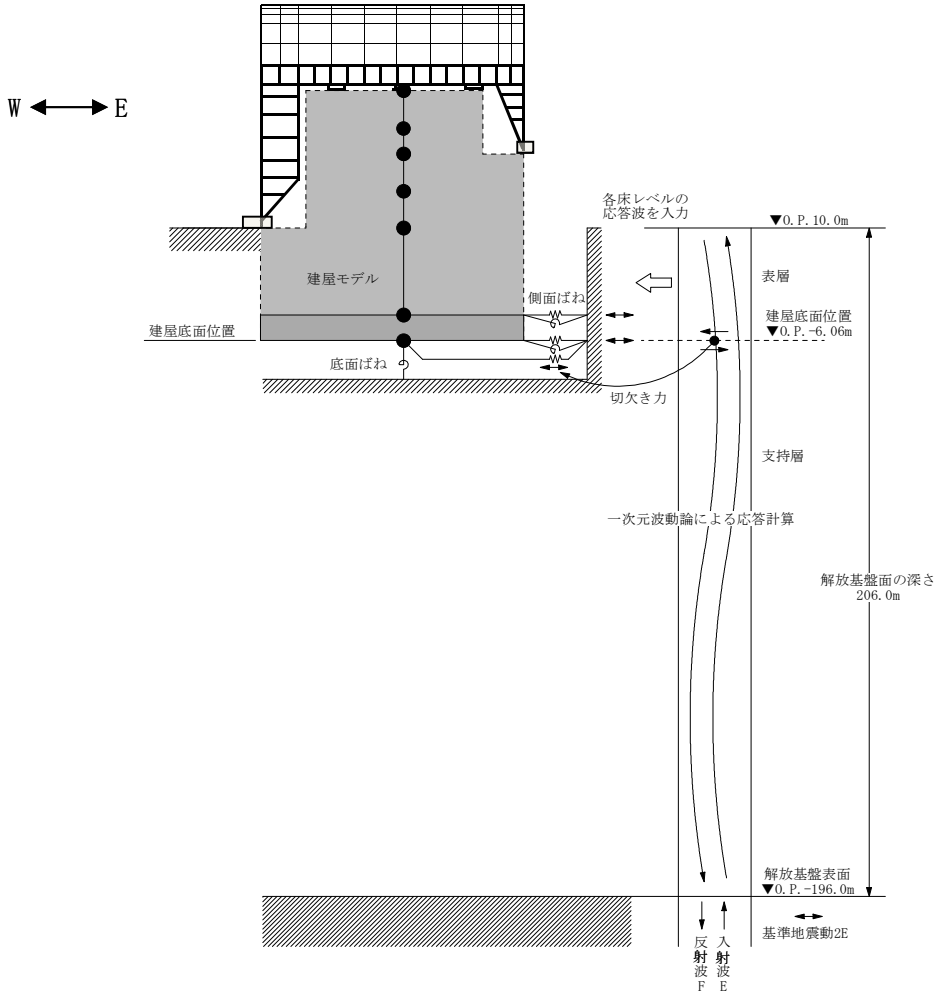
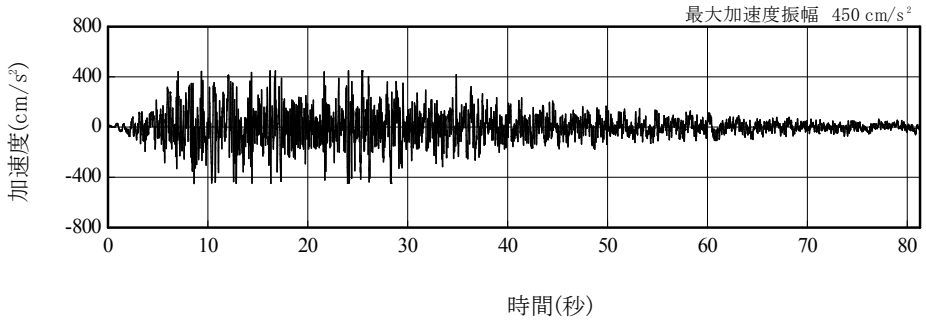
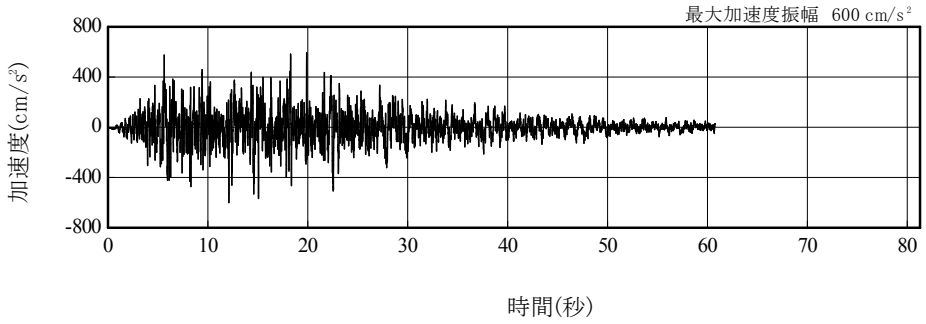


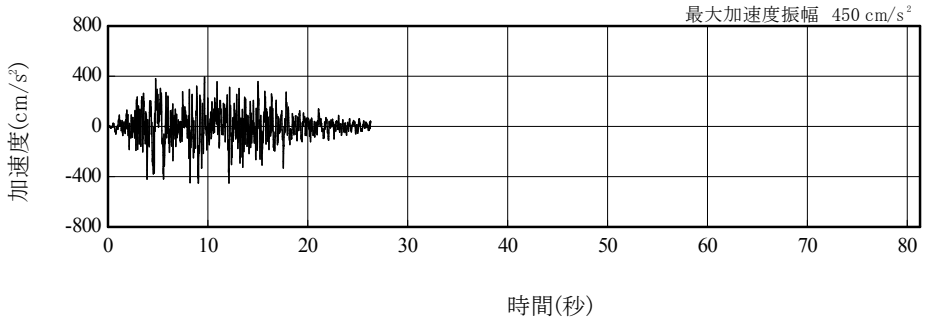
図 3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)

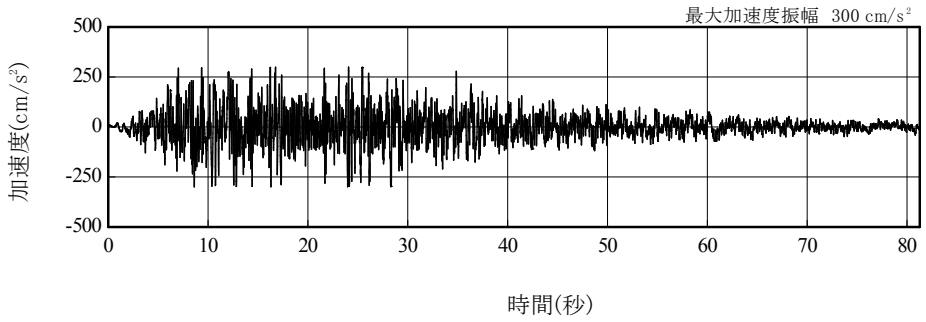


(Ss-2H)

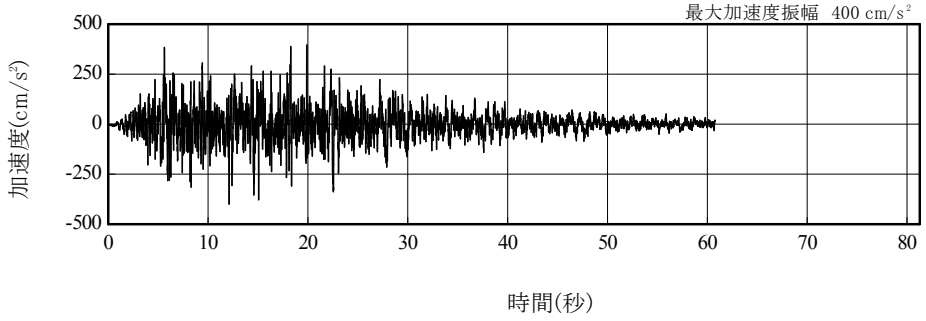


(Ss-3H)

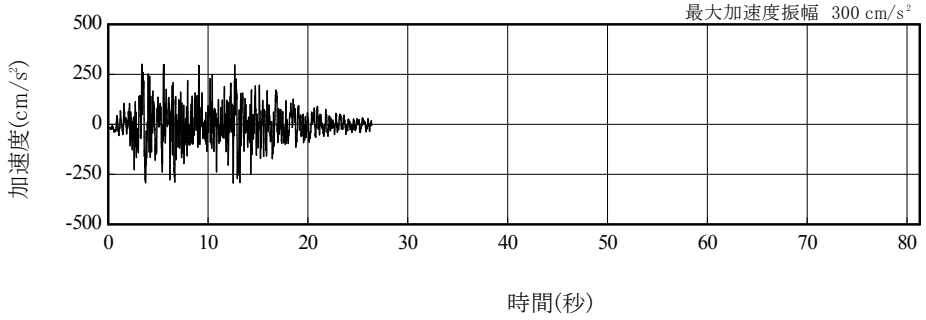
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)



(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－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。

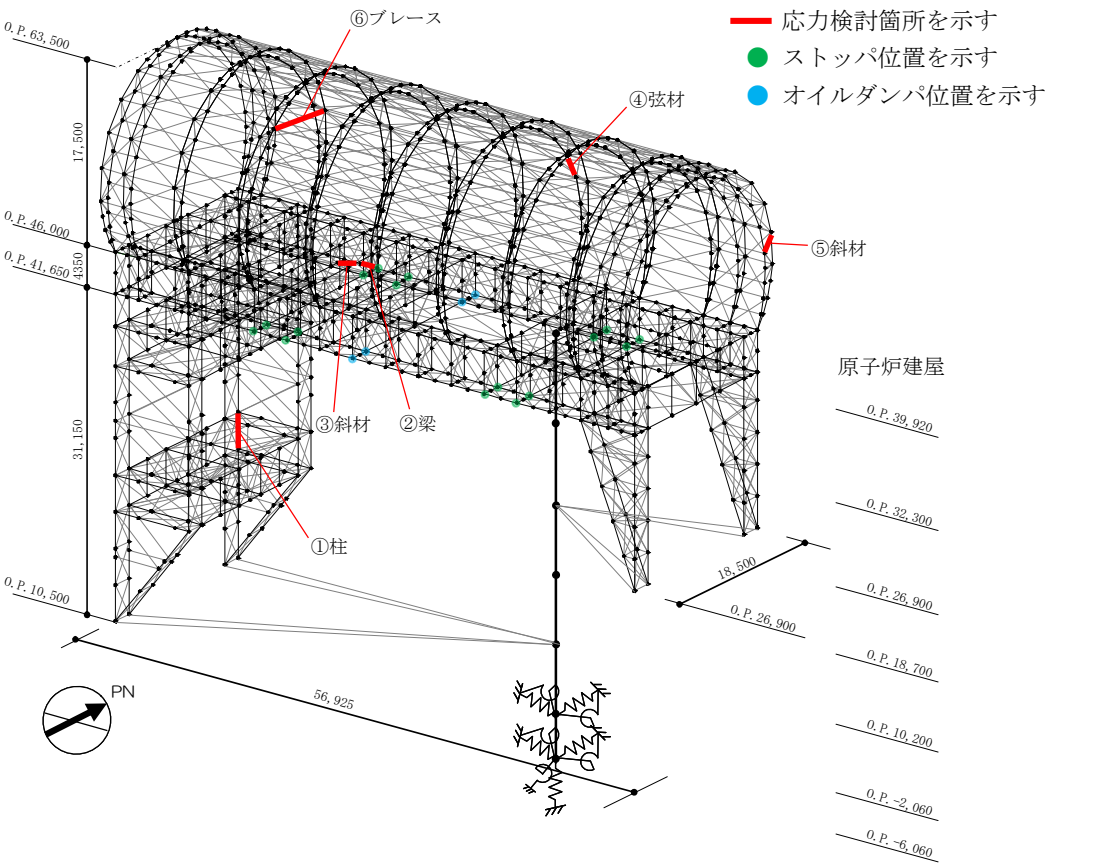


図 3.3-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

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 O.P.（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）
39.92	72990	76.95		
32.3	119490	238.33	145.3	9598
26.9	111140	204.58	146.1	29271
18.7	130160	239.58	237.3	56230
10.2	252510	464.88	208.6	60144
-2.06	301020	554.17	458.7	112978
-6.06	127000	233.79	2697.8	496620
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 O.P.（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）
39.92	72990	56.10		
			61.9	5665
32.3	119490	124.49		
			123.4	12460
26.9	111140	204.58		
			204.1	41352
18.7	130160	239.58		
			226.6	61084
10.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-2.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-6.06	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 O.P.（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）
39.92	72990		
		192.0	6.48
32.3	119490		
		266.3	12.67
26.9	111140		
		431.7	13.53
18.7	130160		
		423.0	12.79
10.2	252510		
		691.2	14.49
-2.06	301020		
		2697.8	173.33
-6.06	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 O.P. (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 ($\times 10^5$kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E ($\times 10^5$kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

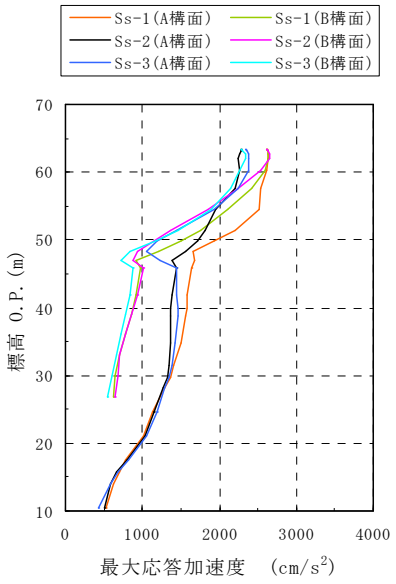
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E ($\times 10^5$kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

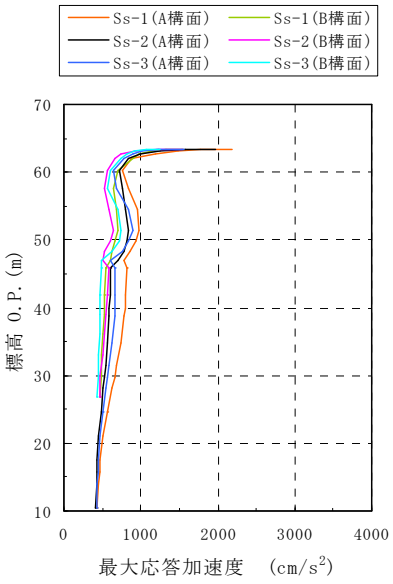
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E ($\times 10^5$kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-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

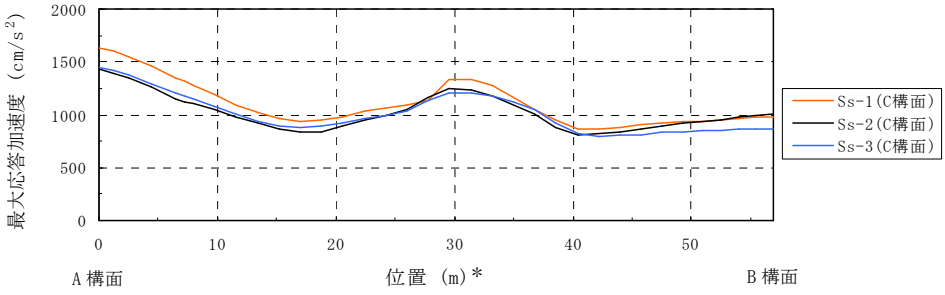
最大応答加速度分布を図 3.3-4(1)及び図 3.3-4(2)に示す。



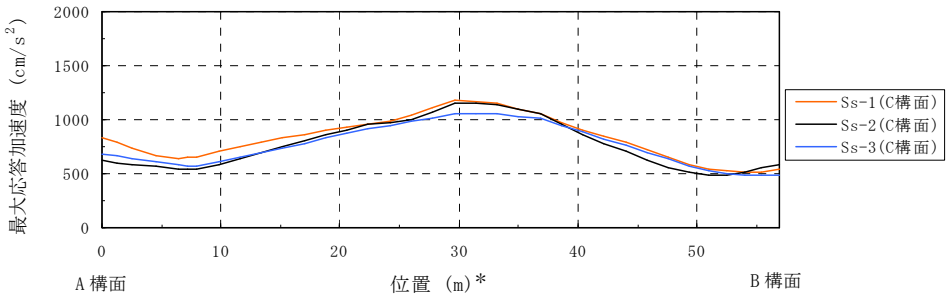
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

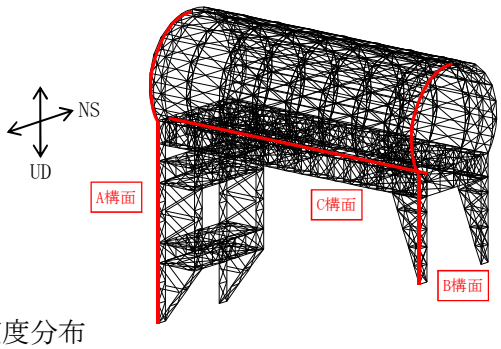


水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

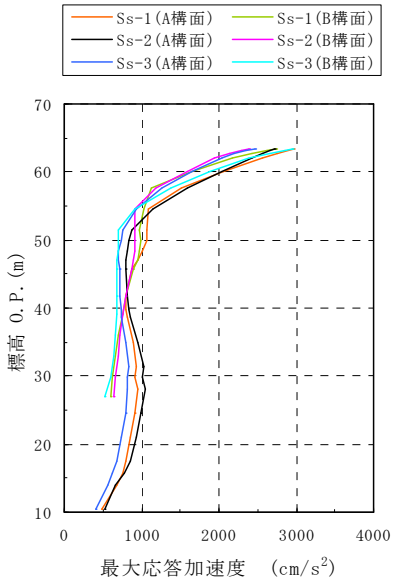
(NS 方向)



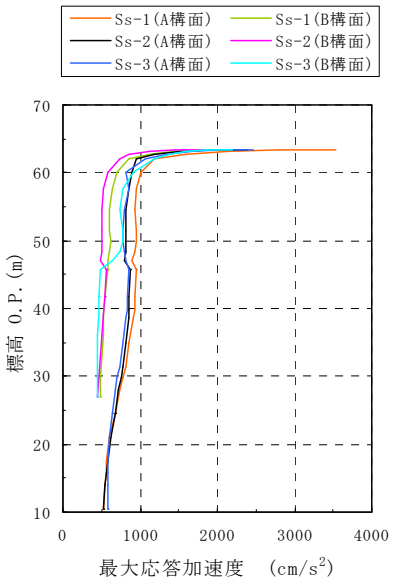
注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

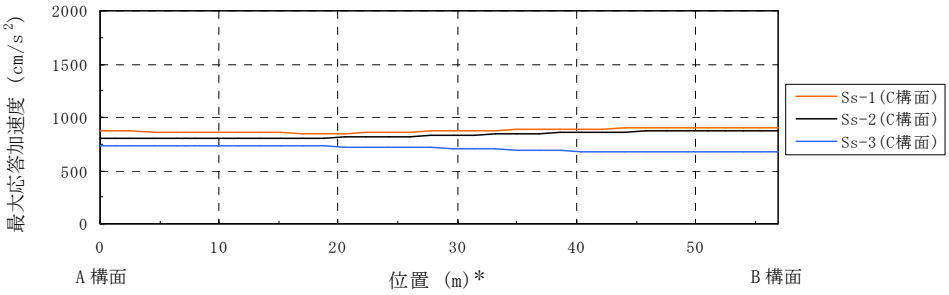
図 3.3-4(1)　最大応答加速度分布



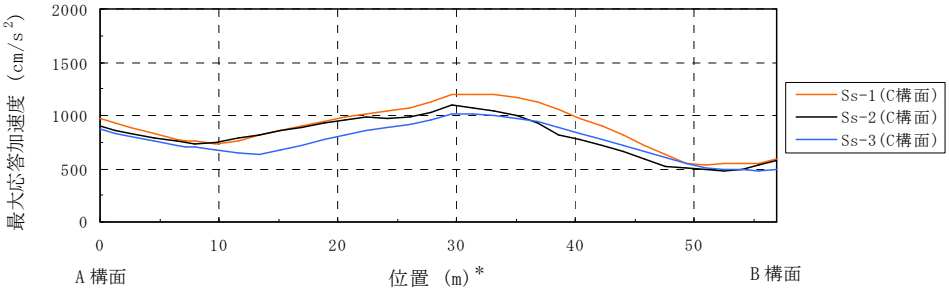
水平(EW)成分 (A 構面，B 構面)



鉛直成分 (A 構面，B 構面)

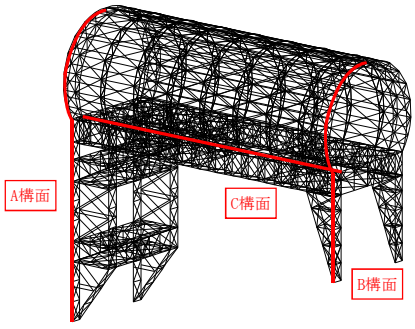


水平(EW)成分 (C 構面)



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 0.P.46.00(m) ～0.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 0.P.46.00(m) ～0.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.

＊：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。

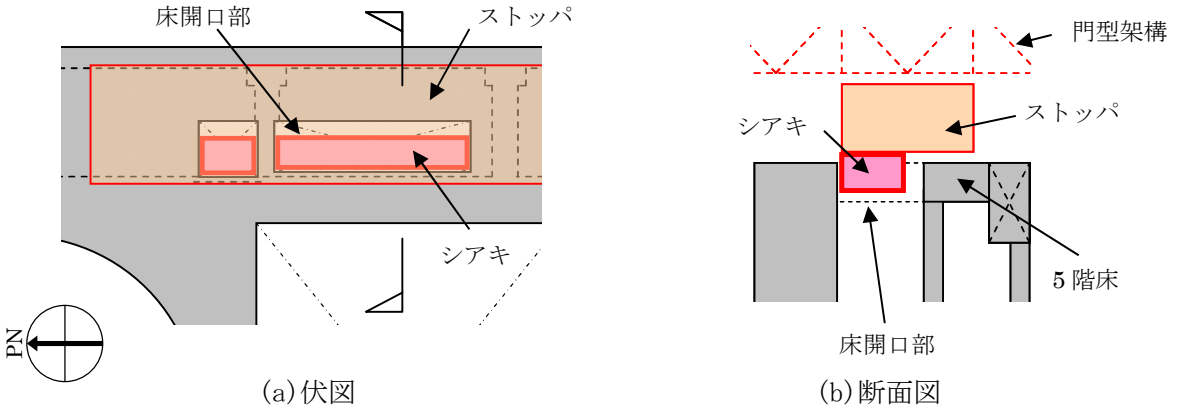
表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

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。

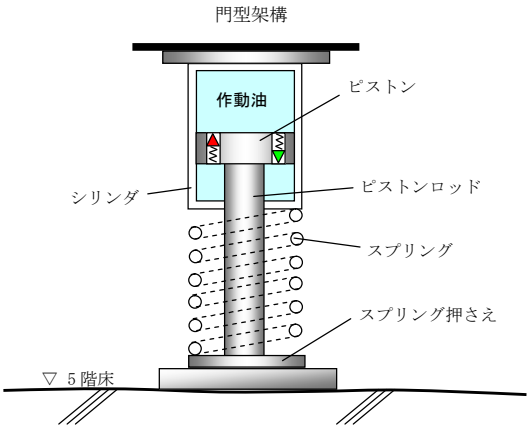


図 3.3-6　オイルダンパ概念図

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_1 ：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－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。

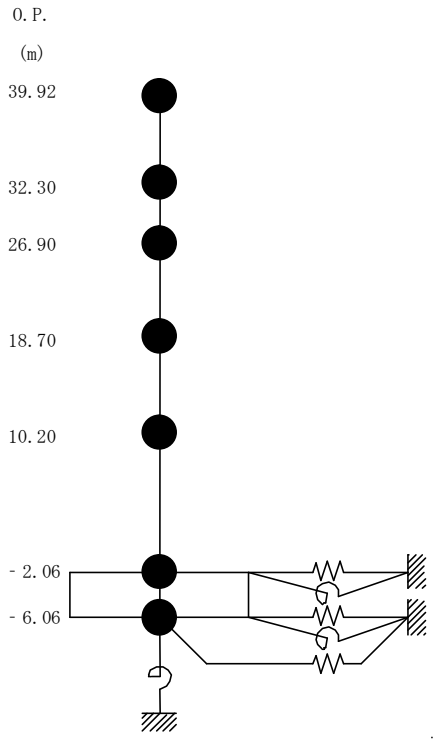


図 3.3-7　原子炉建屋の地震応答解析モデル

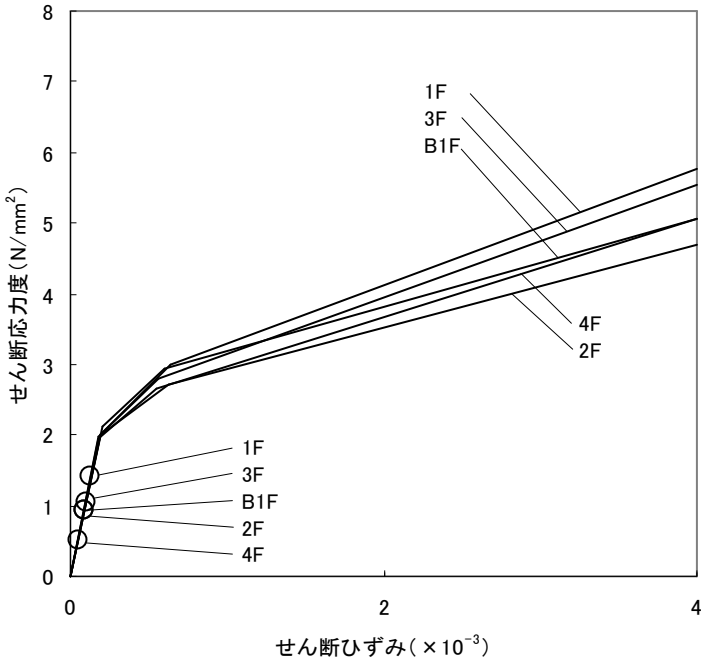
表 3.3-13　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O.P. (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)
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		

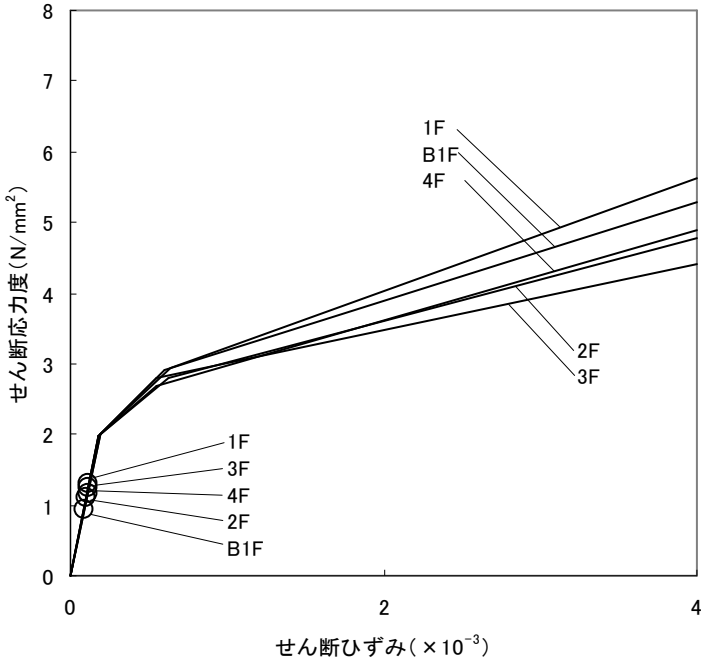
3) 検討結果

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。

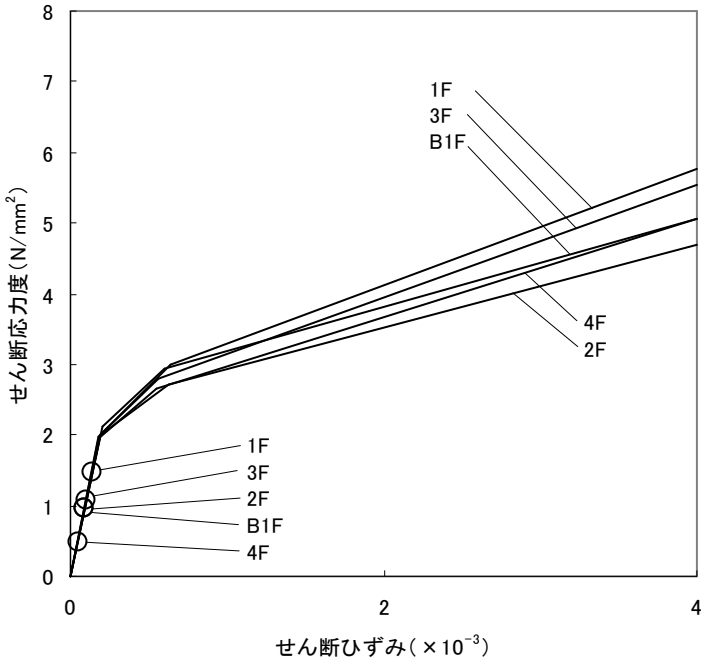


(a) NS 方向

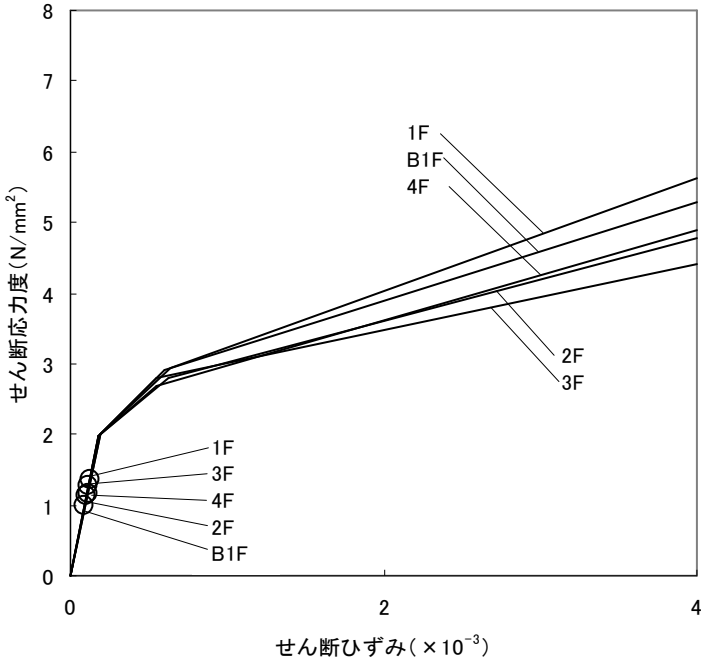


(b) EW 方向

図 3.3-8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

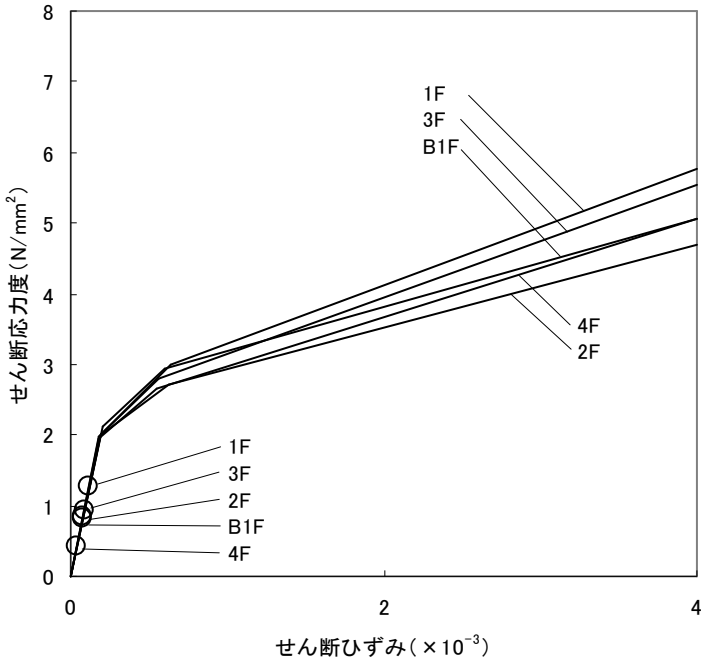


(a) NS 方向

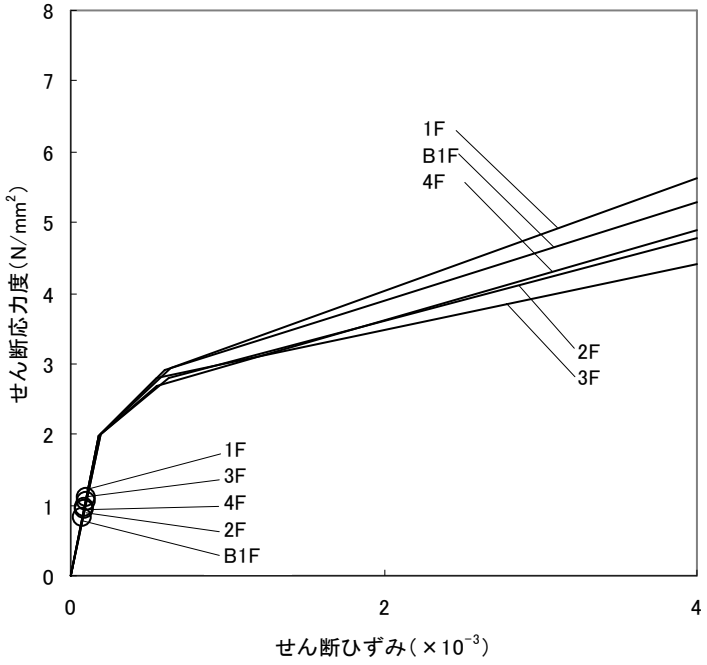


(b) EW 方向

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. 別添

別添－１　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（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，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

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

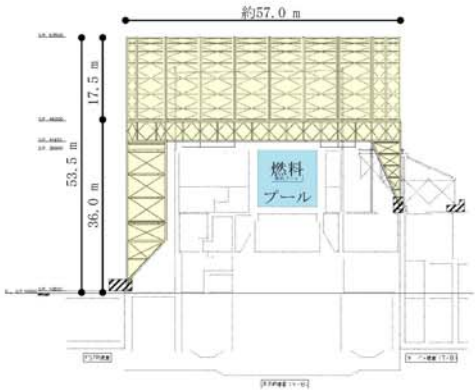
東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

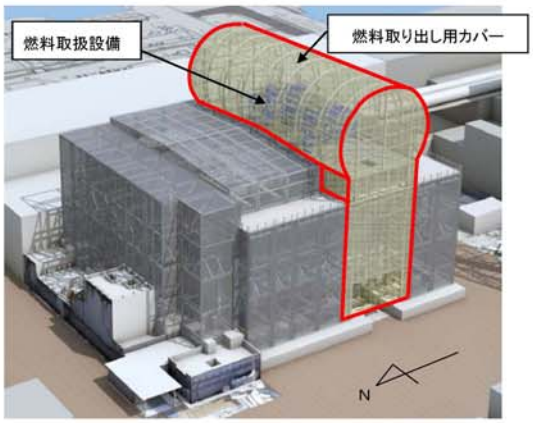
1．施設概要と要求機能

（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。



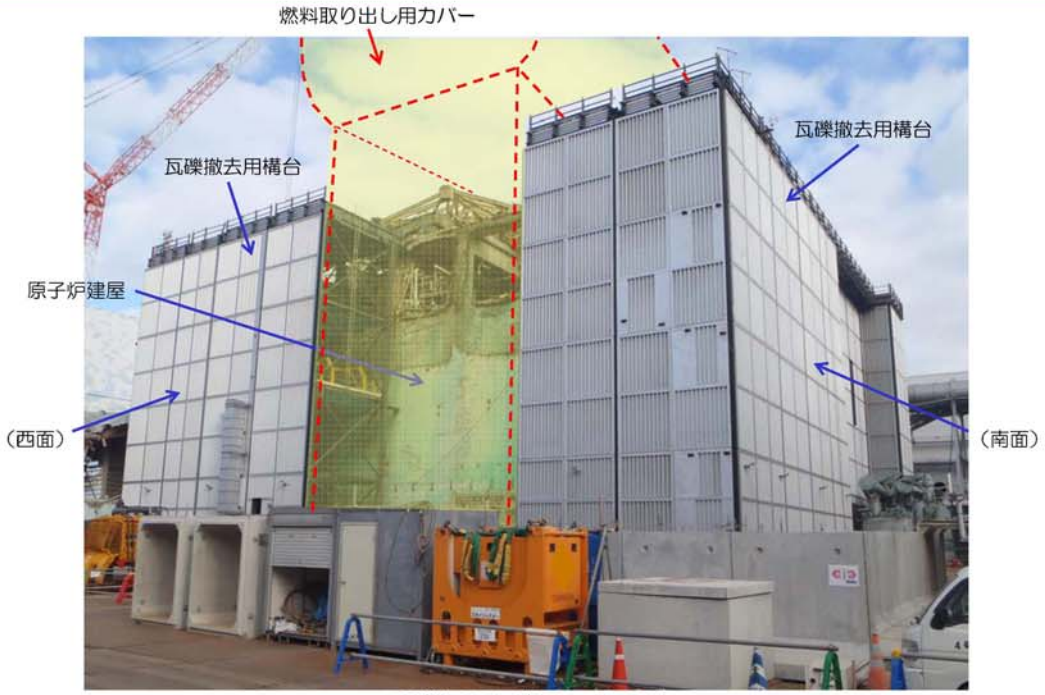
東西断面図



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

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

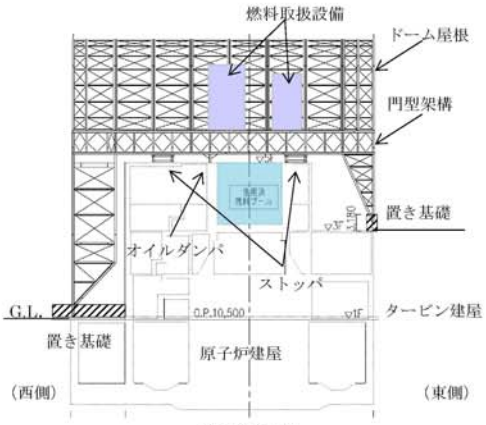
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 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。

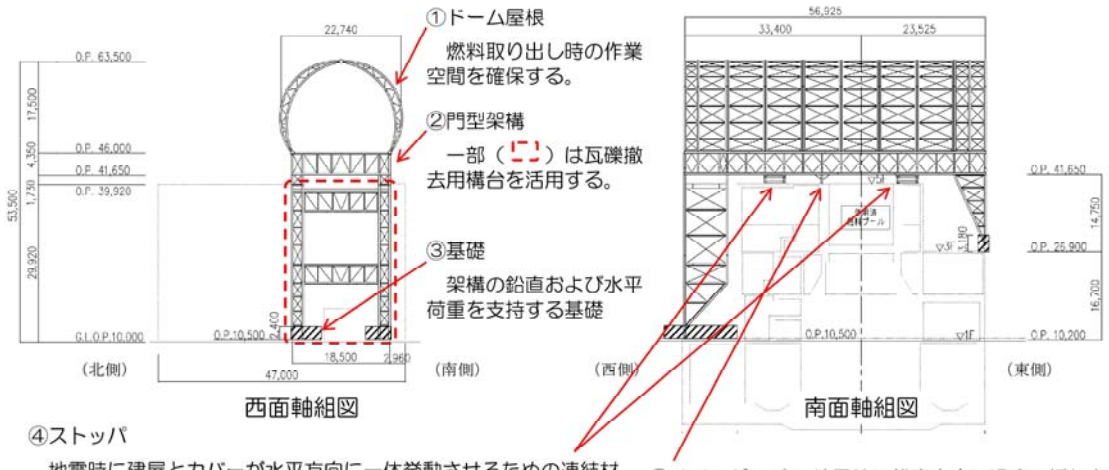
④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。



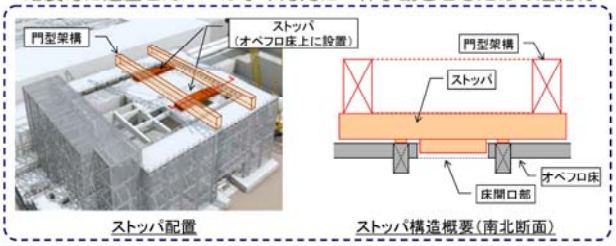
東西断面図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

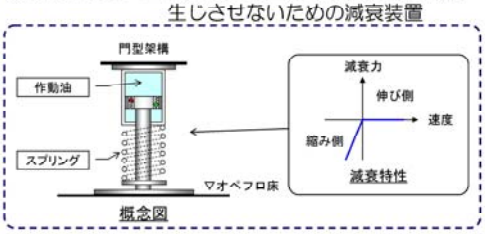
2. 構造概要



④ストッパ
地震時に建屋とカバーが水平方向に一体挙動させるための連結材



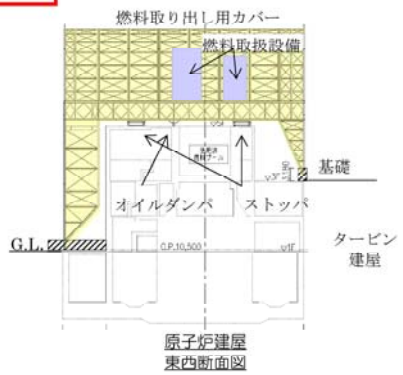
⑤オイルダンパ： 地震時に鉛直方向に過度の揺れを生じさせないための減衰装置



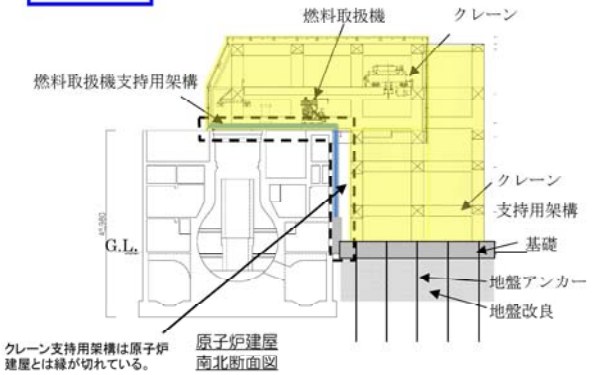
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2. 構造概要　（2）４号機との比較

3号機



4号機



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

⇩

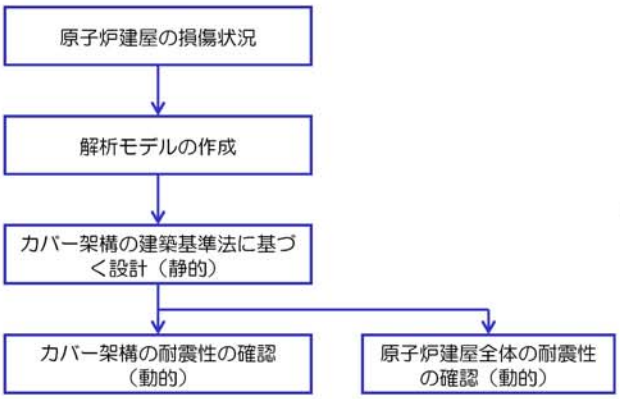
現地作業を低減し作業員の被ばくを最小限とする

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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。

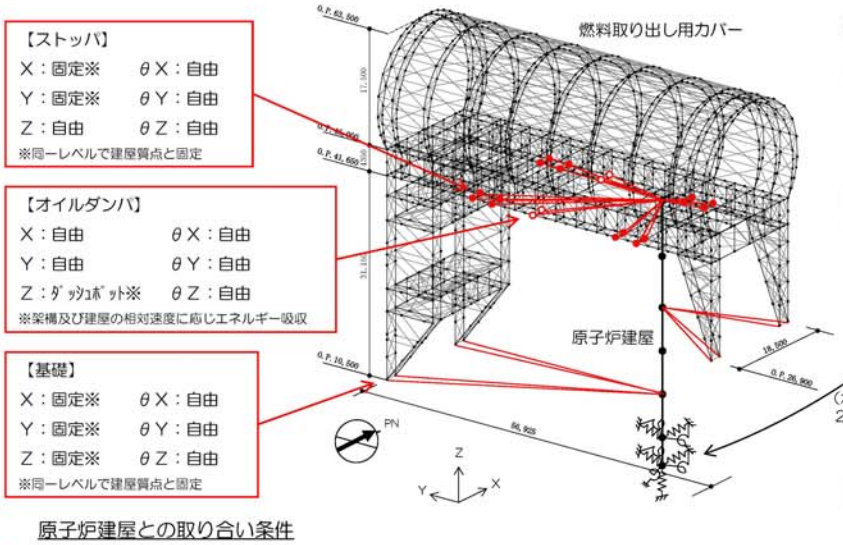
暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

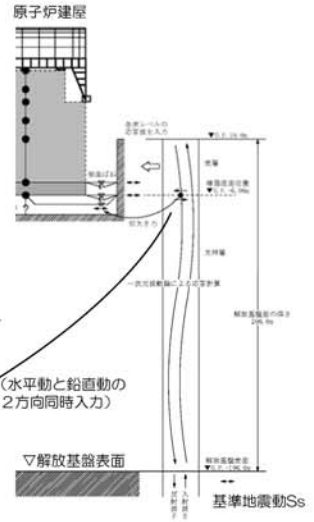
4. 解析モデル

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

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

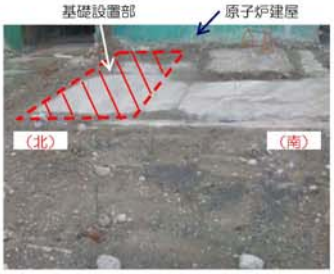
・外壁　：損傷状況を解析モデルに反映

・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

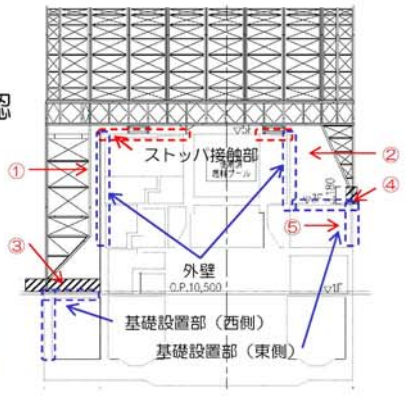
②東面

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）

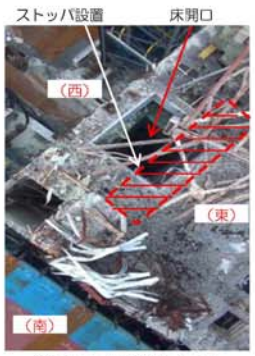
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

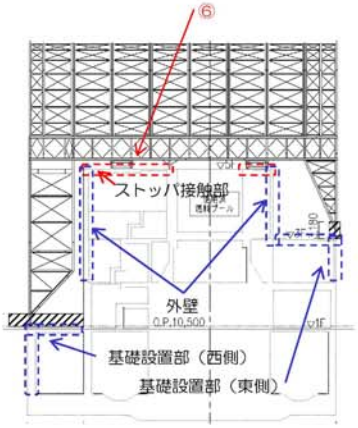
・ストッパ接触部：瓦礫撤去後にカメラ等による無人調査を予定

（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。

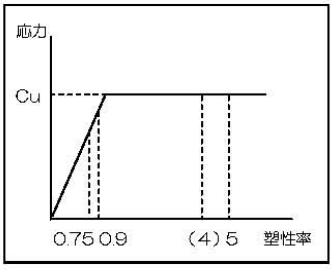
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

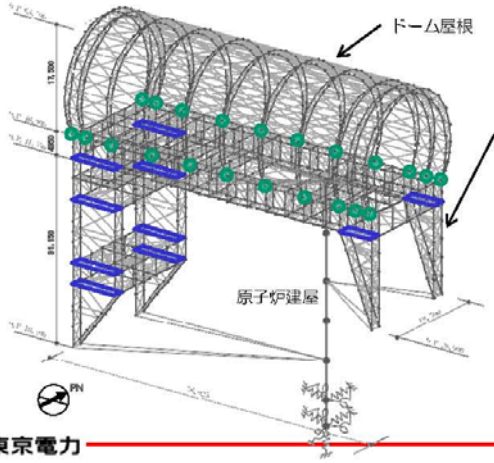
コメント回答③

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

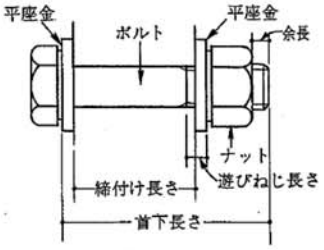
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答④

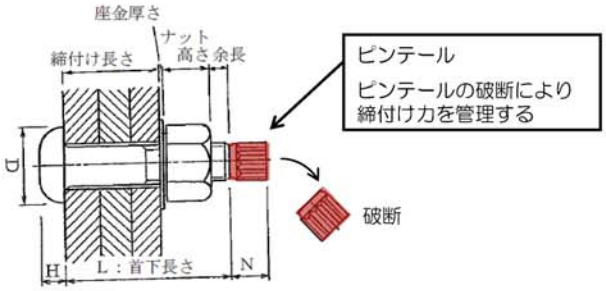
④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

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。

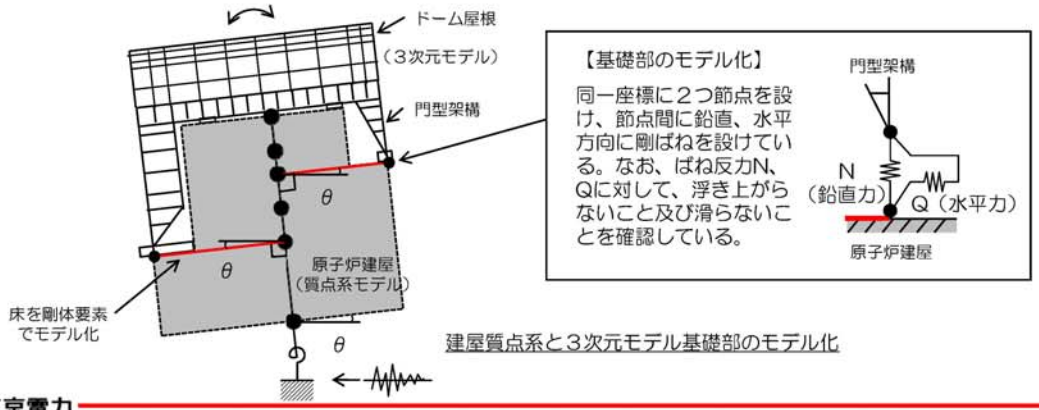
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

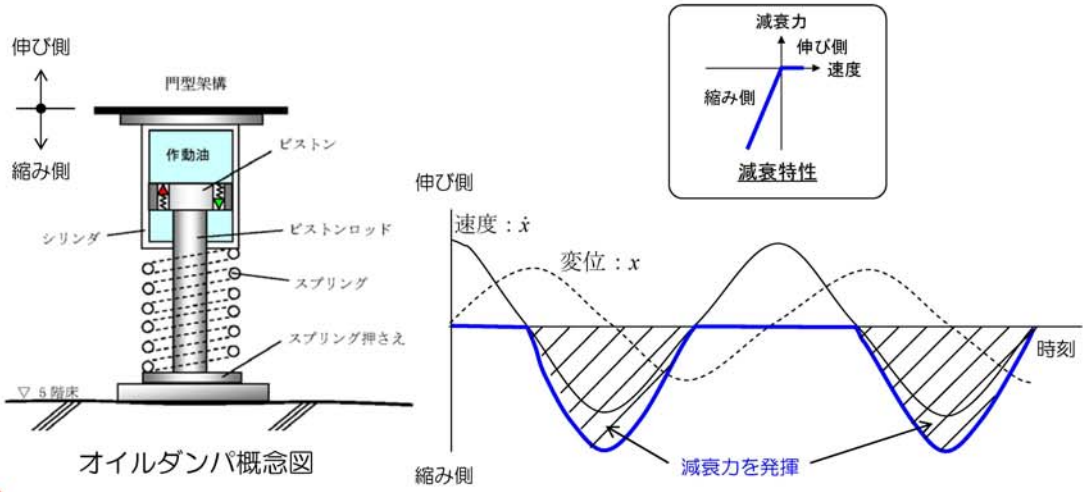
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

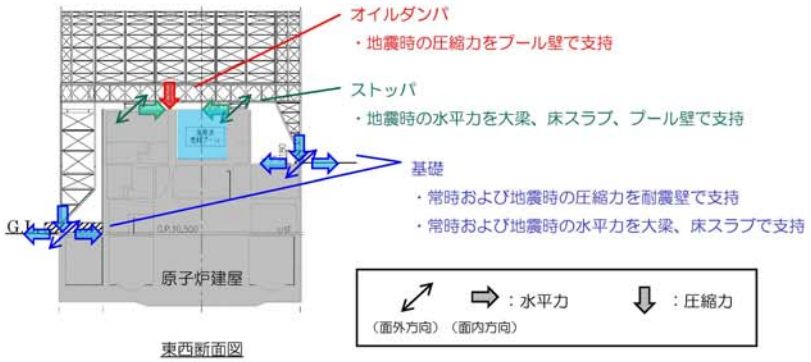
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

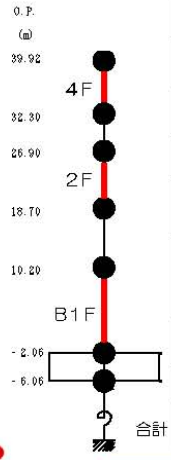
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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：×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	7430	25900	0.29	3.4
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

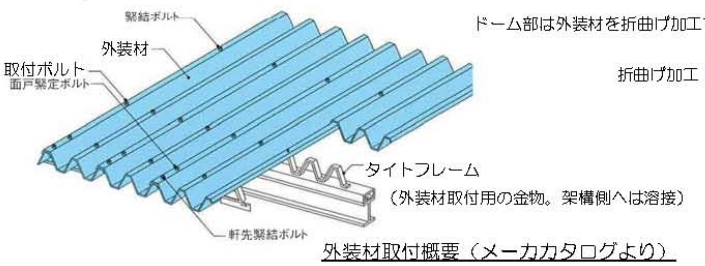
・なお、米国規準（ＡＣＩ 318）でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。

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。



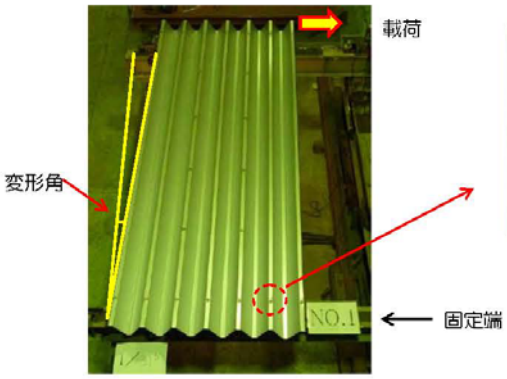
外装材取付概要（メーカカタログより）

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）

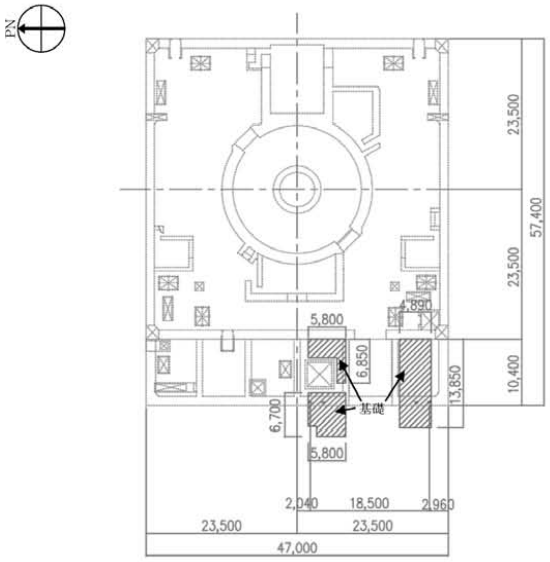
取付け部詳細

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

参考１　構造概要

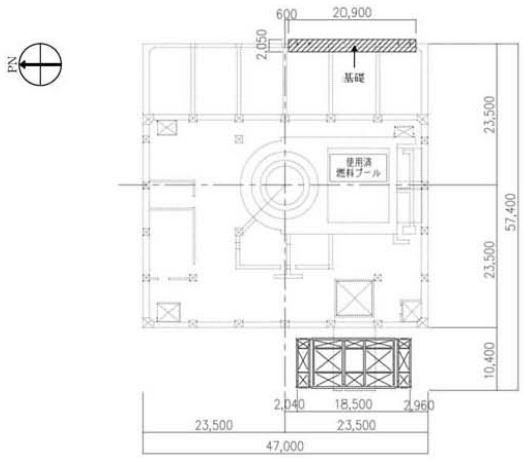


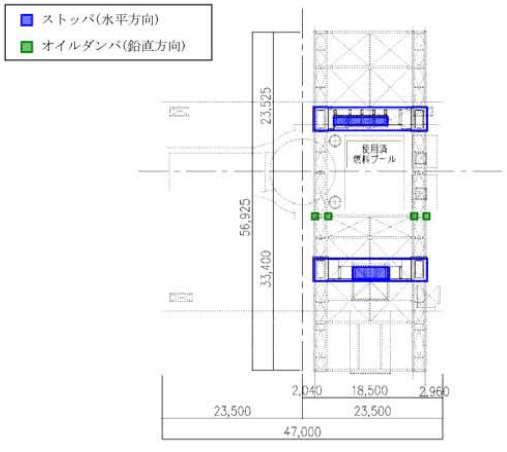
（a）　基礎伏図（O.P.10,500 原子炉建屋１階レベル+300mm）

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



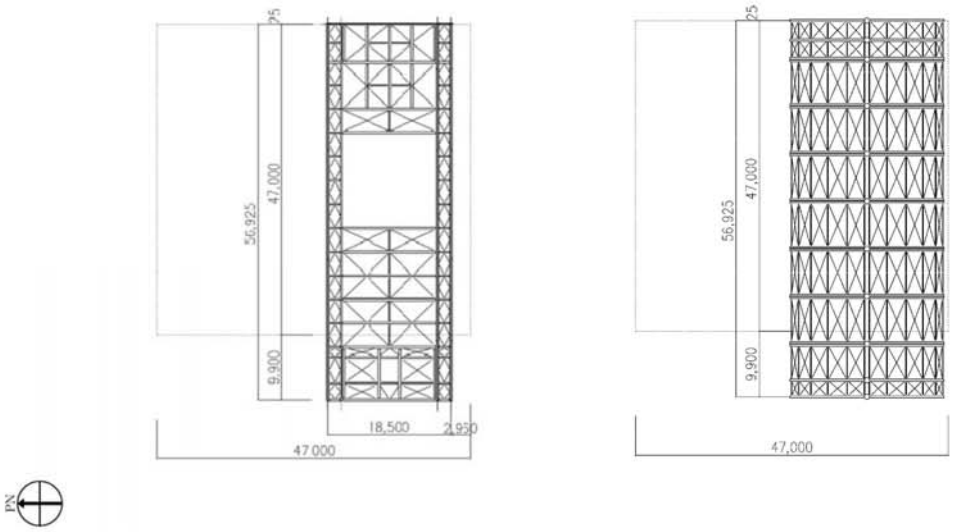


（a）　基礎伏図（O.P.26,900　原子炉建屋３階）　　（b）　梁伏図（O.P.26,900　原子炉建屋５階）

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

参考１　構造概要

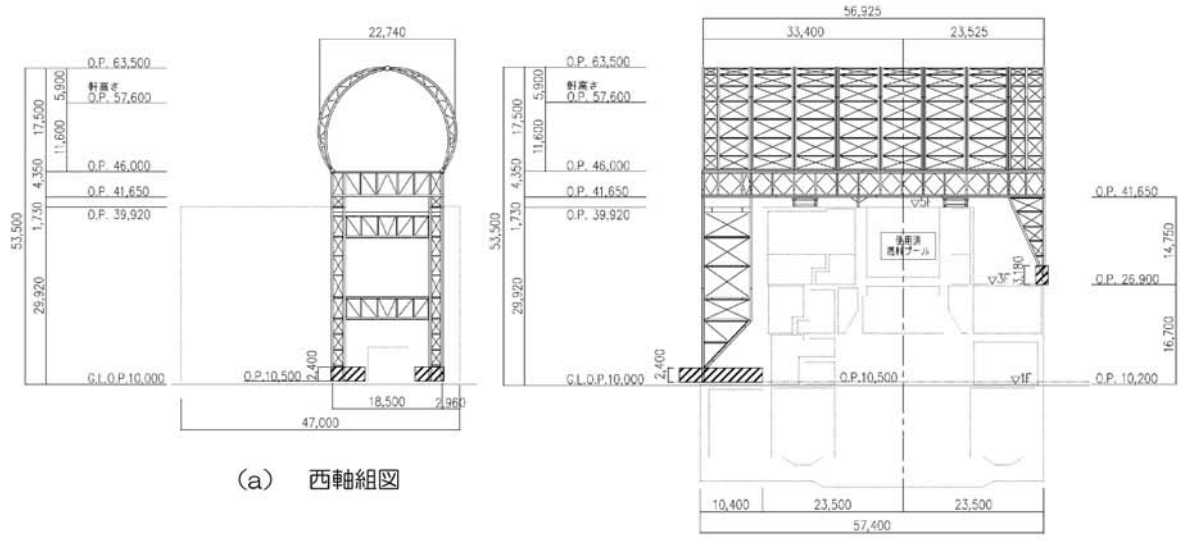


（a）　架構ガーダー部平面図（O.P.46,000 ）　　（b）　屋根伏図

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

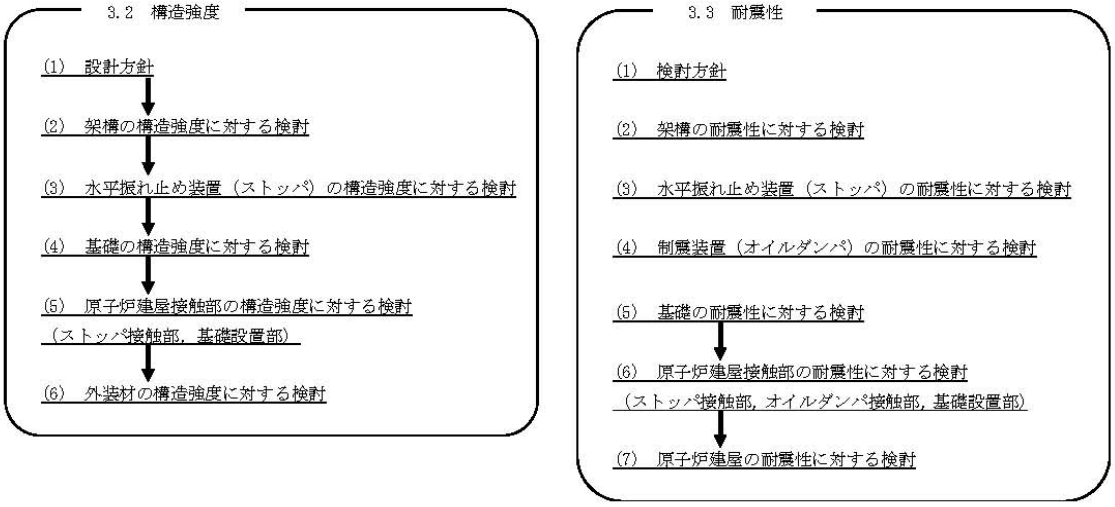


（a）　西軸組図　　（b）　南軸組図

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/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

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

・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/m^2/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/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

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

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

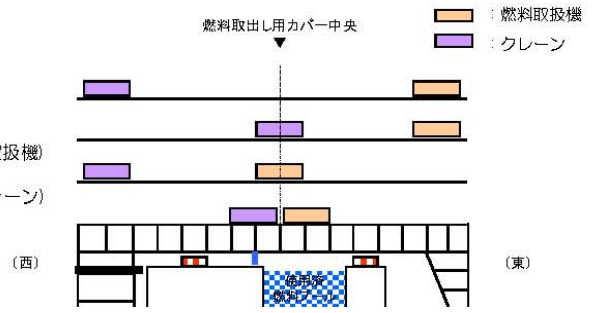
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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。

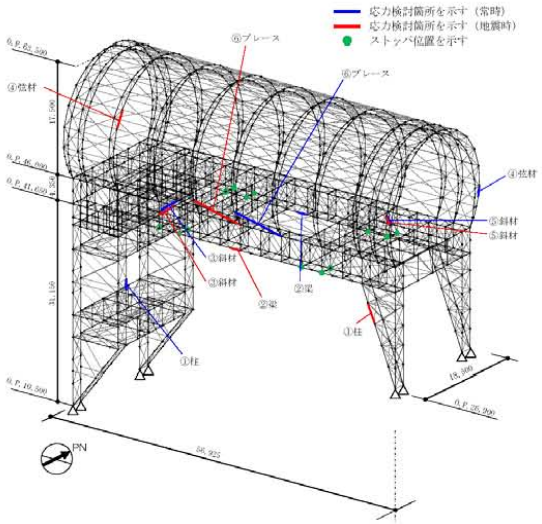
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

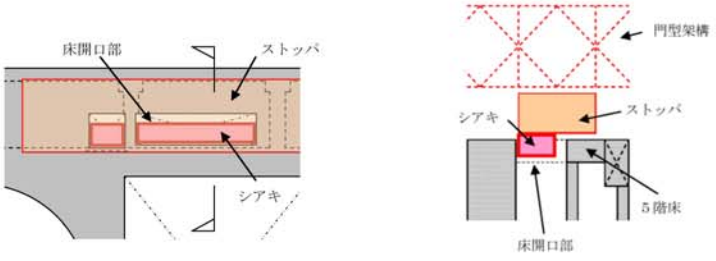
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

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

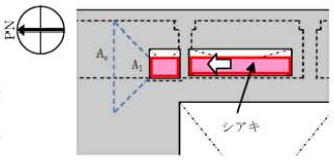
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

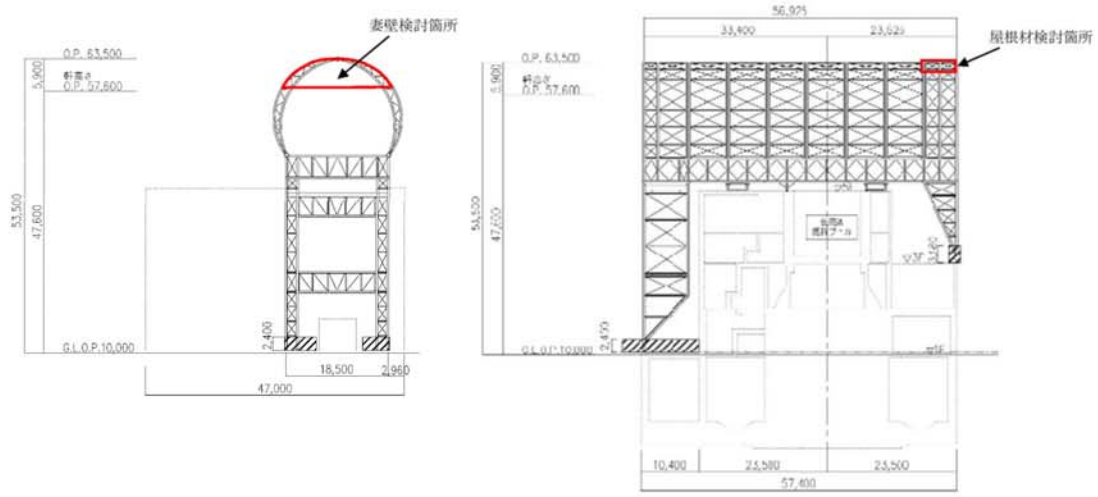
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

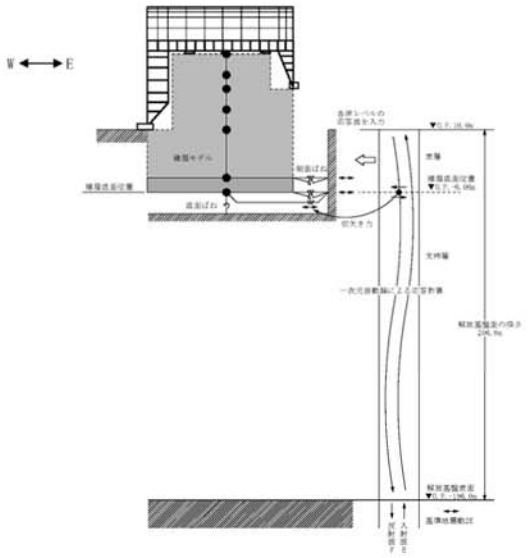
（１）検討方針

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。



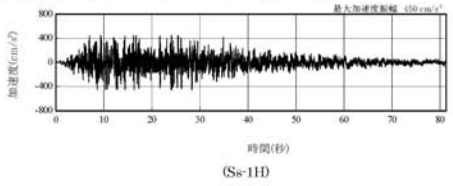
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

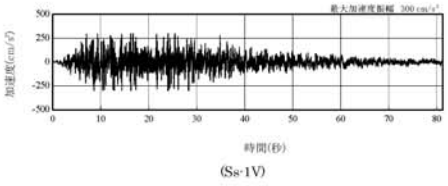
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

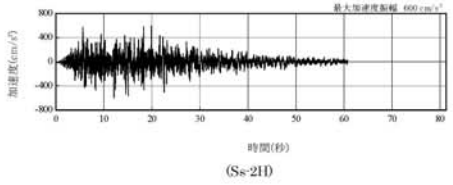
１）解析に用いる入力地震動



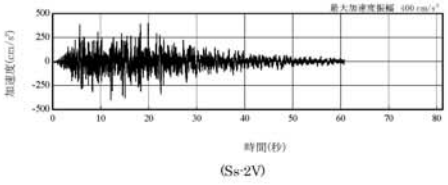
(Ss-1H)



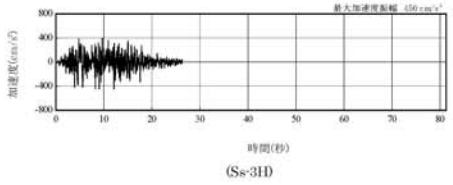
(Ss-1V)



(Ss-2H)

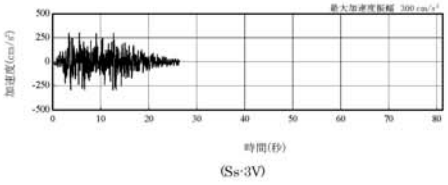


(Ss-2V)



(Ss-3H)

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-3V)

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

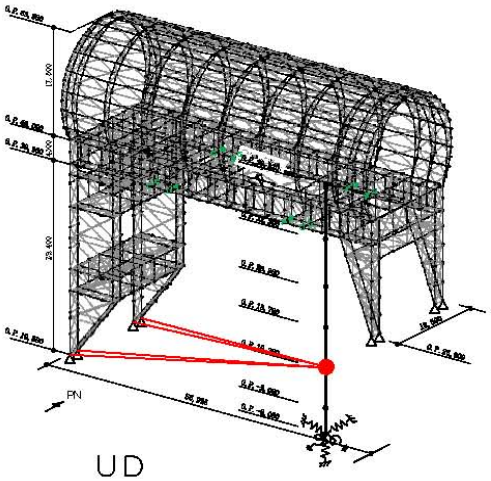
参考４　耐震性

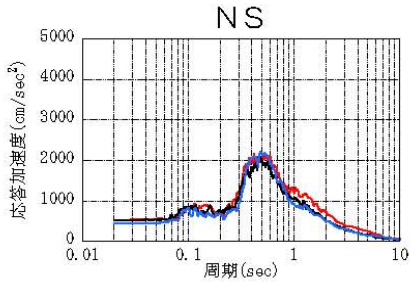
（２）架構の耐震性に対する検討

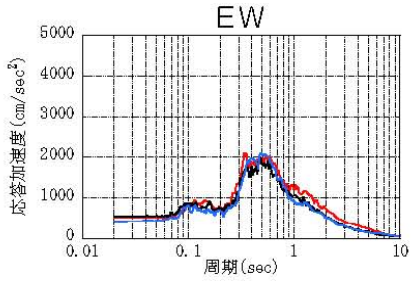
１）解析に用いる入力地震動

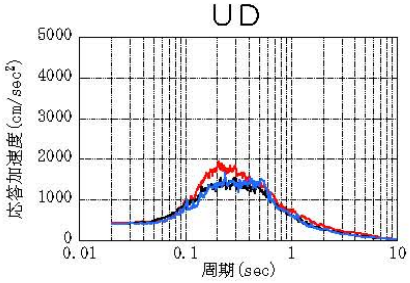
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F









(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

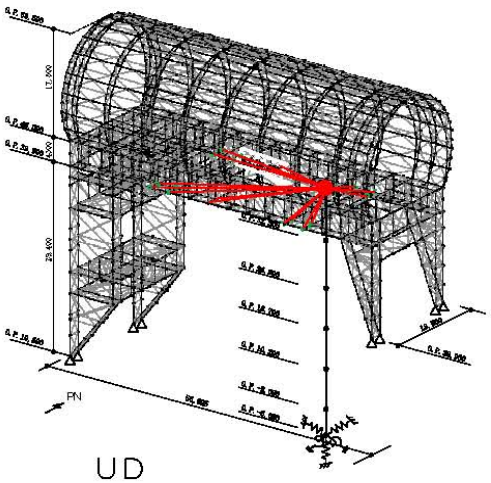
参考４　耐震性

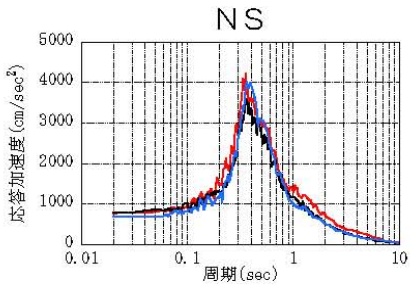
（２）架構の耐震性に対する検討

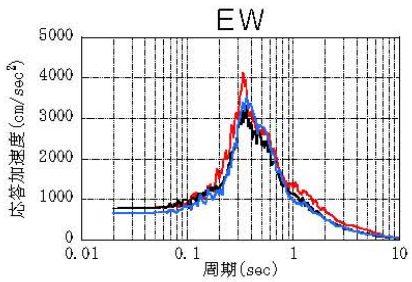
１）解析に用いる入力地震動

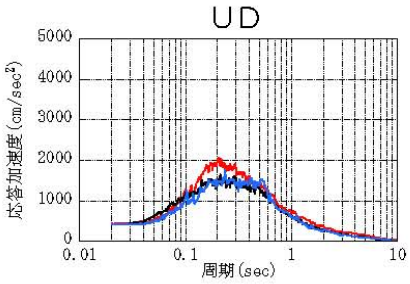
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F









(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

東京電力 TEPCO

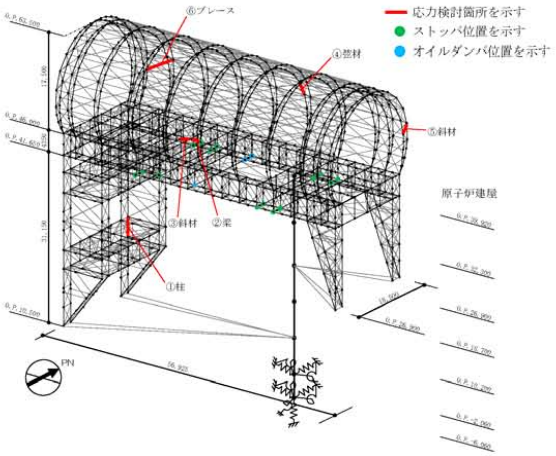
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（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 $\gamma(kN/m^3)$	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

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 ($\times 10^5$ kN·m^2)	せん断断面積 As (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
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）

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

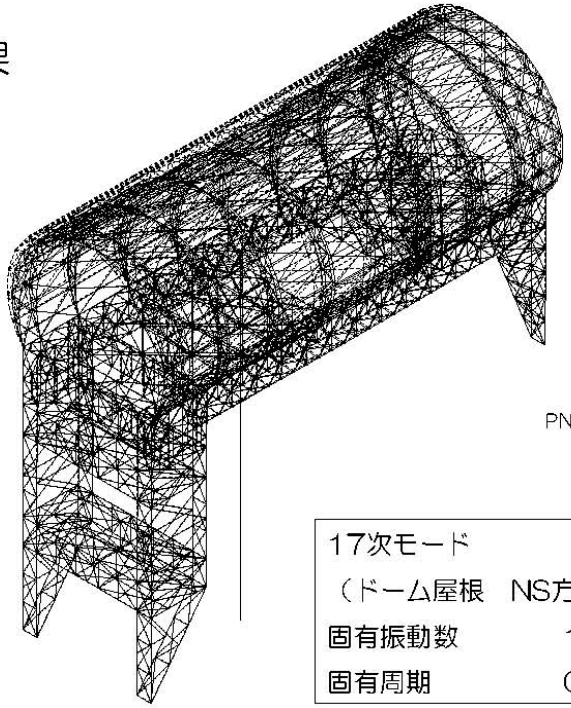
固有値解析結果

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

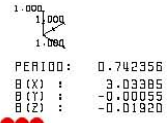
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

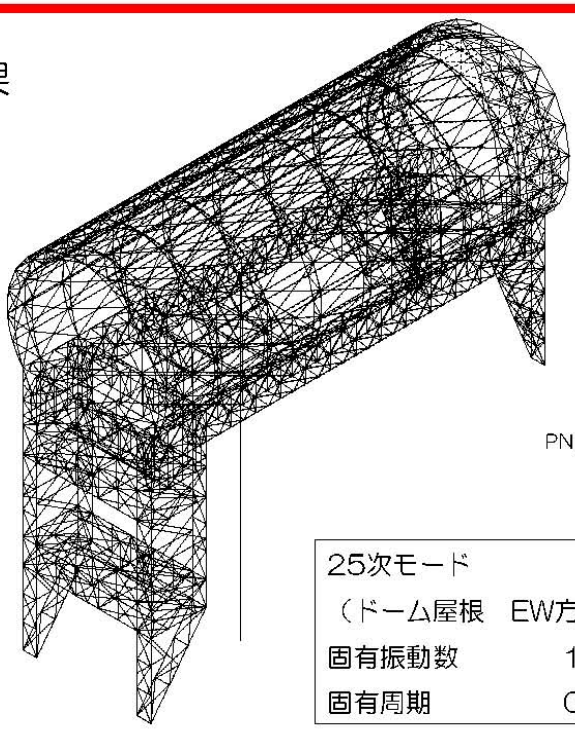


東京電力 TEPCO

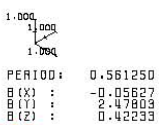
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

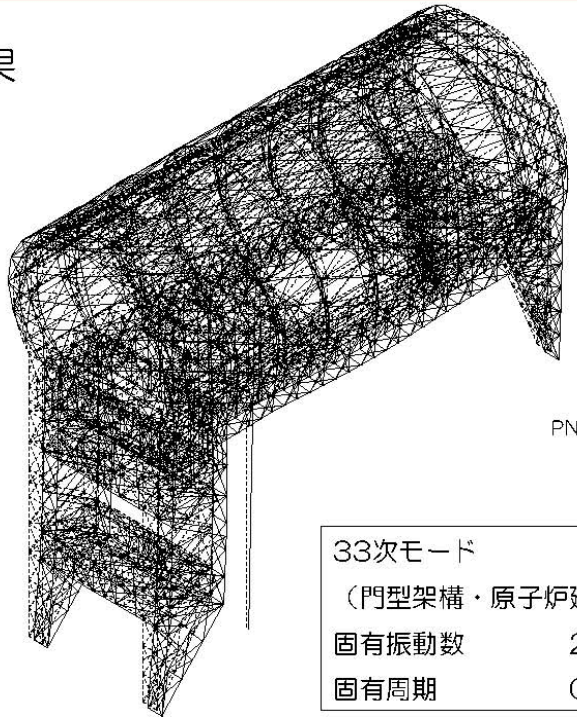


東京電力 TEPCO

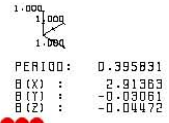
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

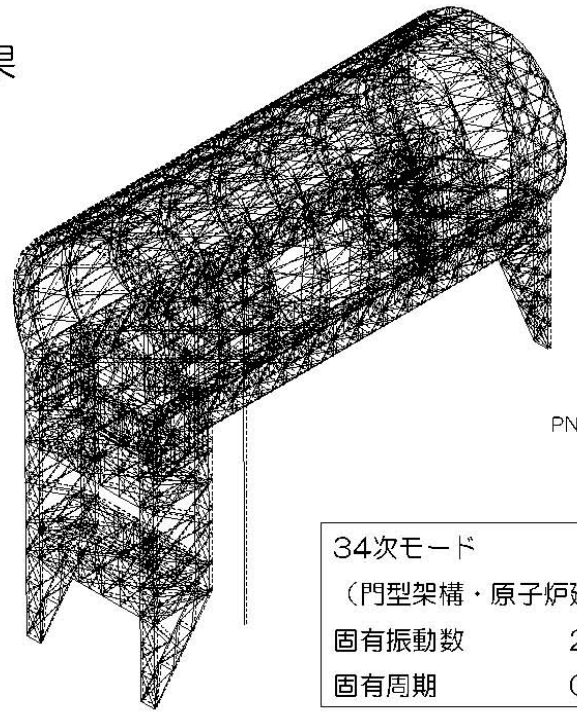


東京電力 TEPCO

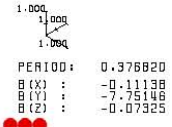
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

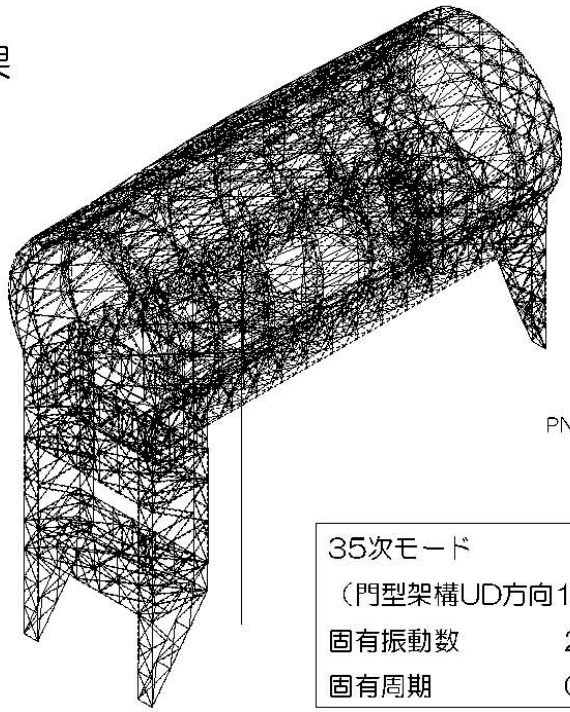


東京電力 TEPCO

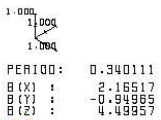
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

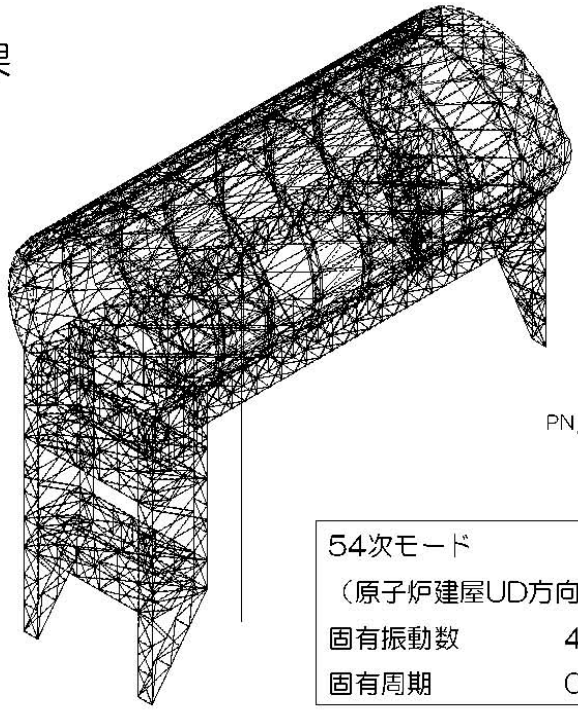


東京電力 TEPCO

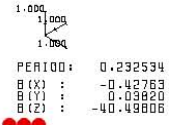
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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



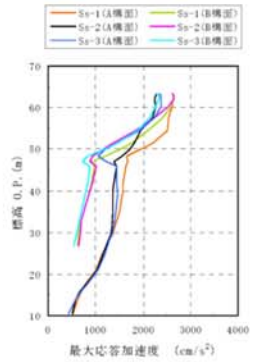
東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

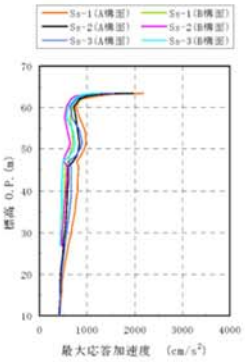
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

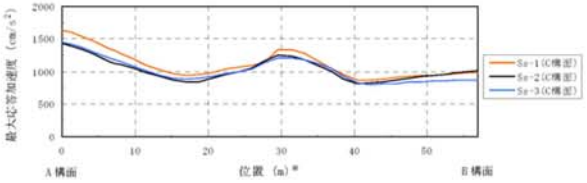
３）地震応答解析結果



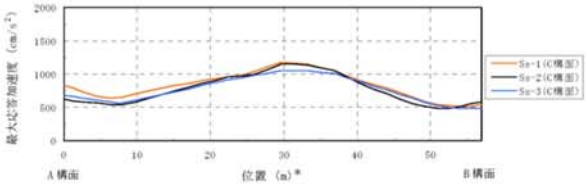
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

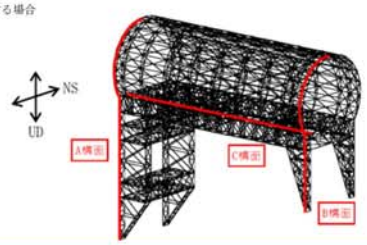


水平(NS)成分（C 構面）



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

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

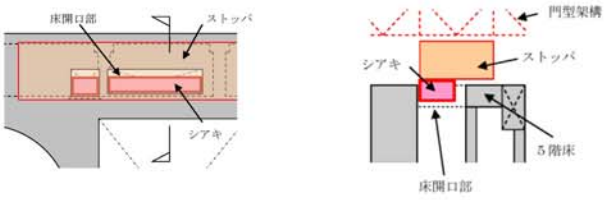
（３）水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

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

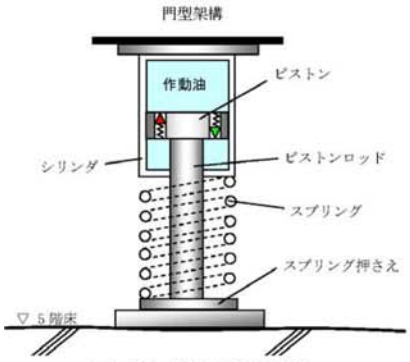
ストッパ概要図

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

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

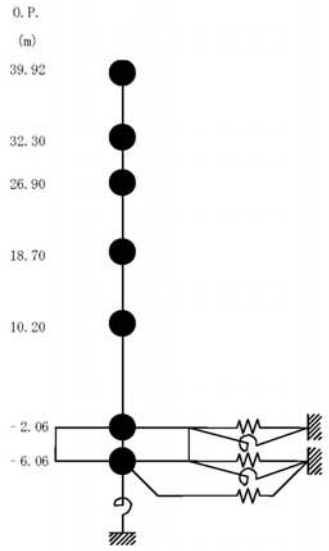
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

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		

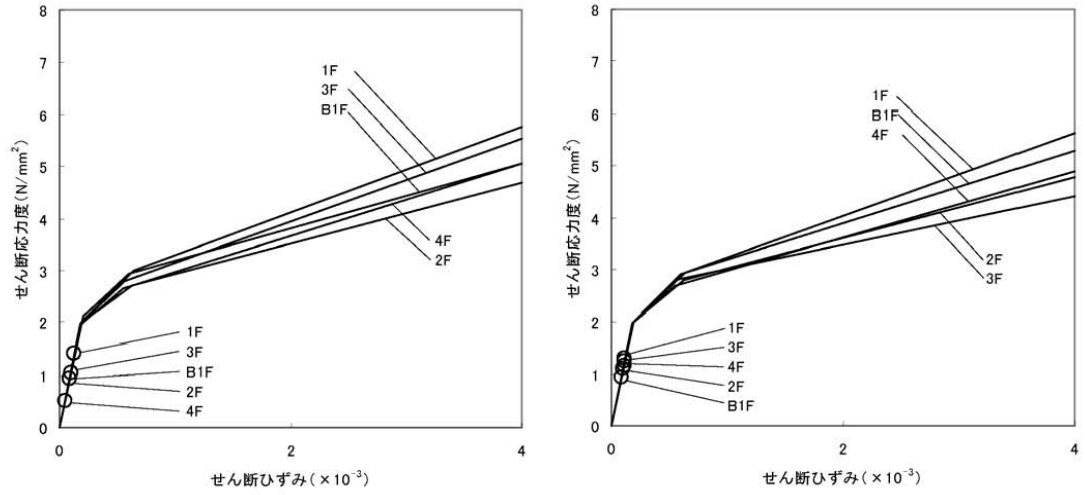
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

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

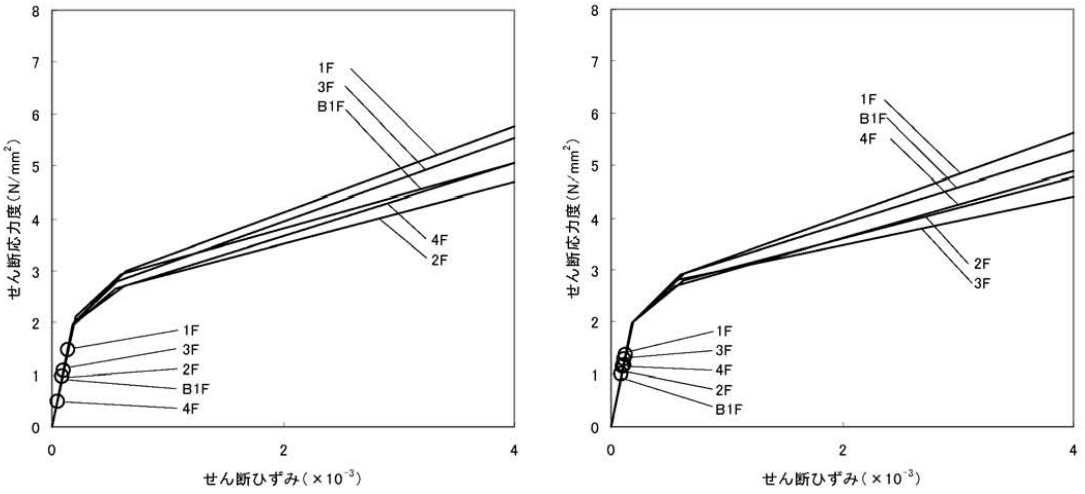
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

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

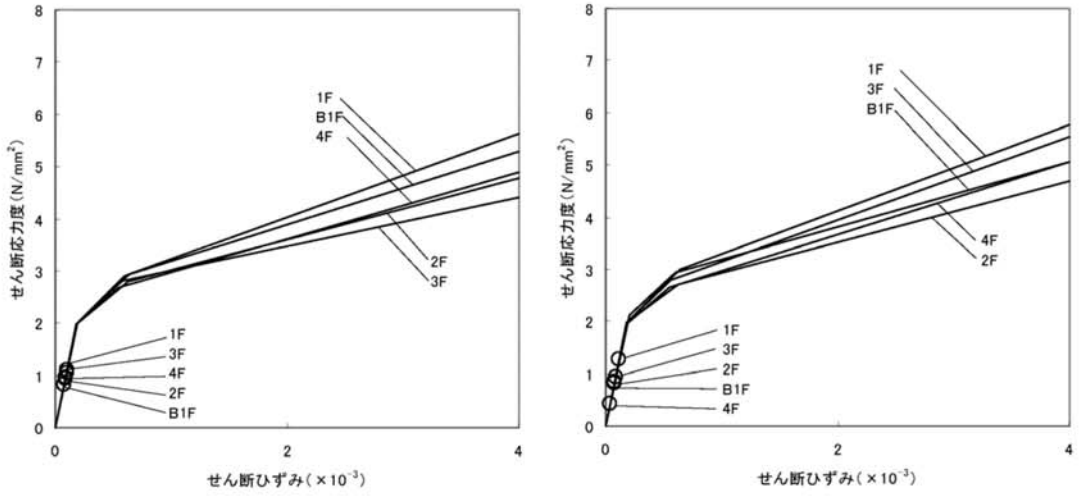
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）

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

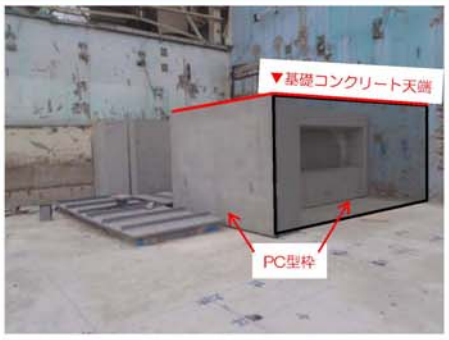


(a) NS方向　　(b) EW方向

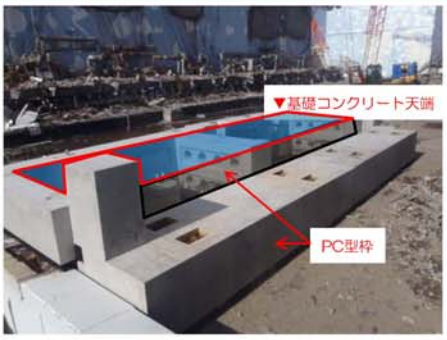
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

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

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）

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

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

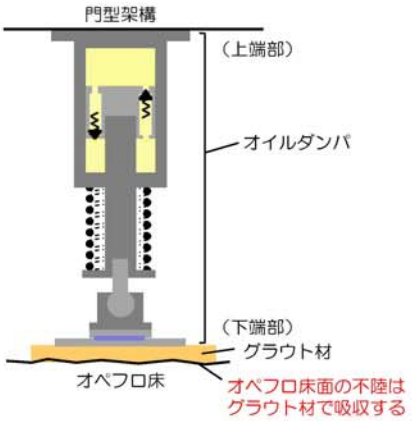
④オイルダンパについては、５階床面の不陸や門型架構の変形などにより、５階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

・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。

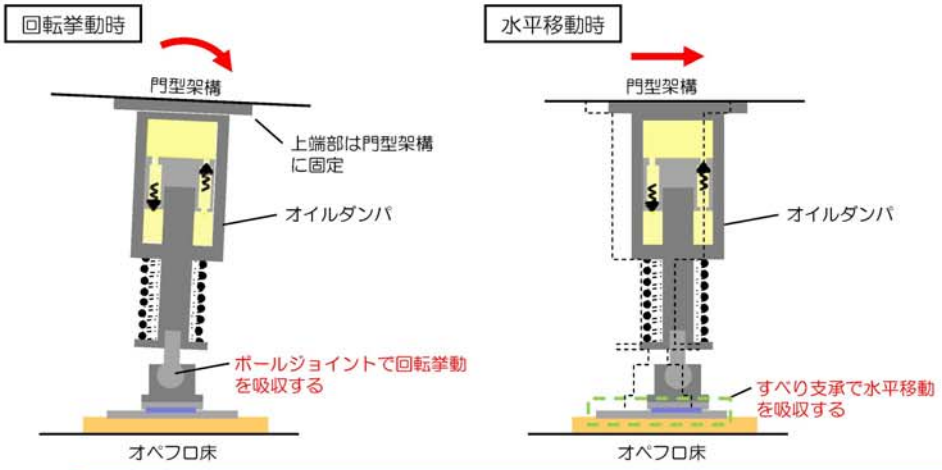
・グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



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

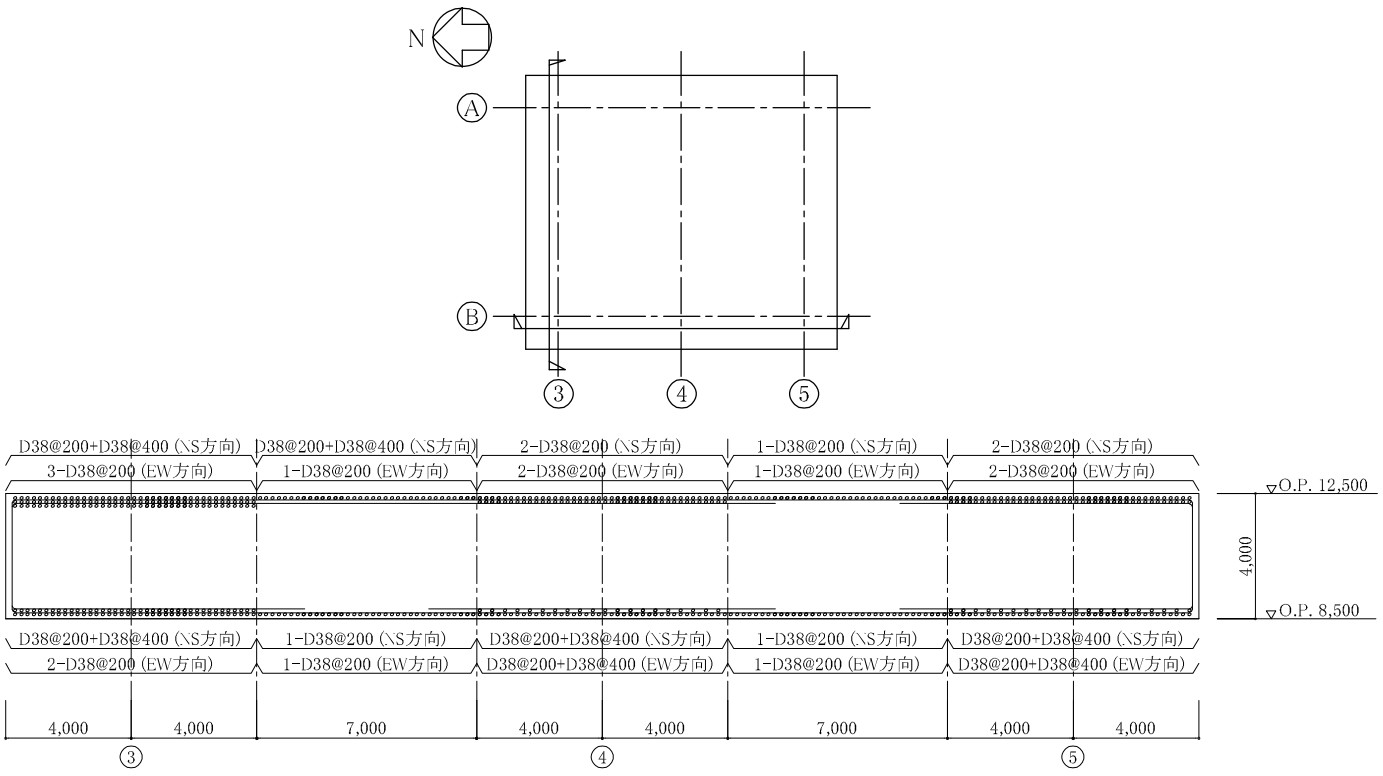
４号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１および表－２に示す。

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。

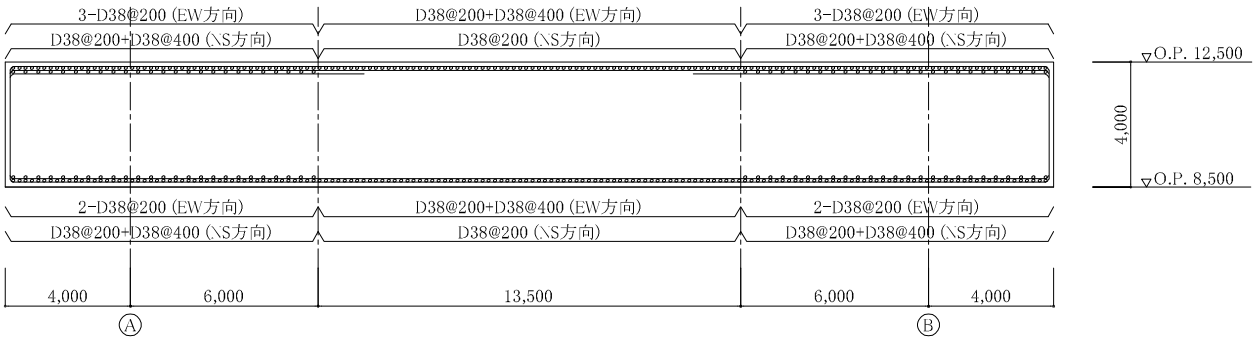
表－２　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

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

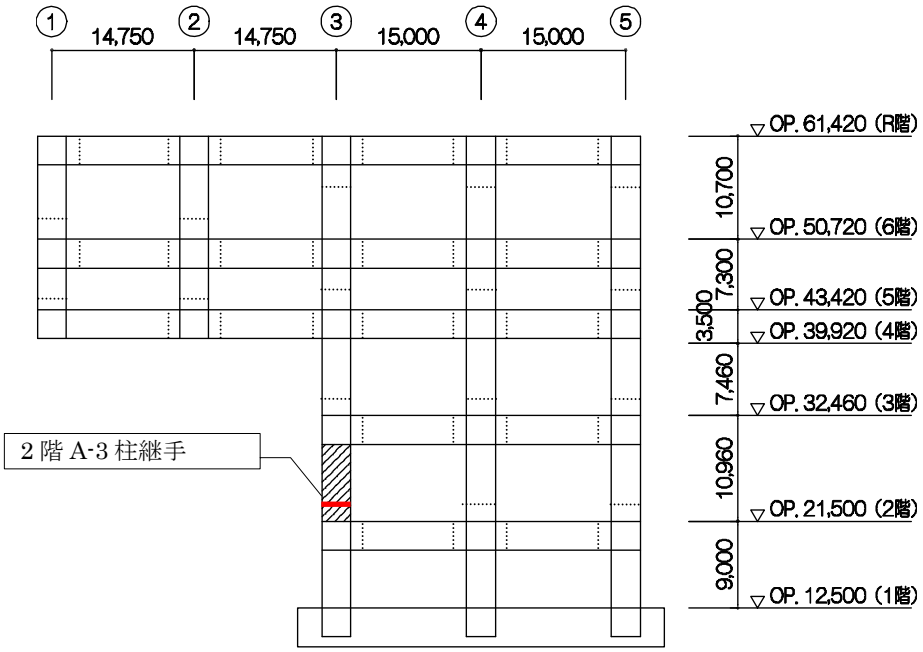
クレーン支持用架構　基礎配筋図(B 通り)



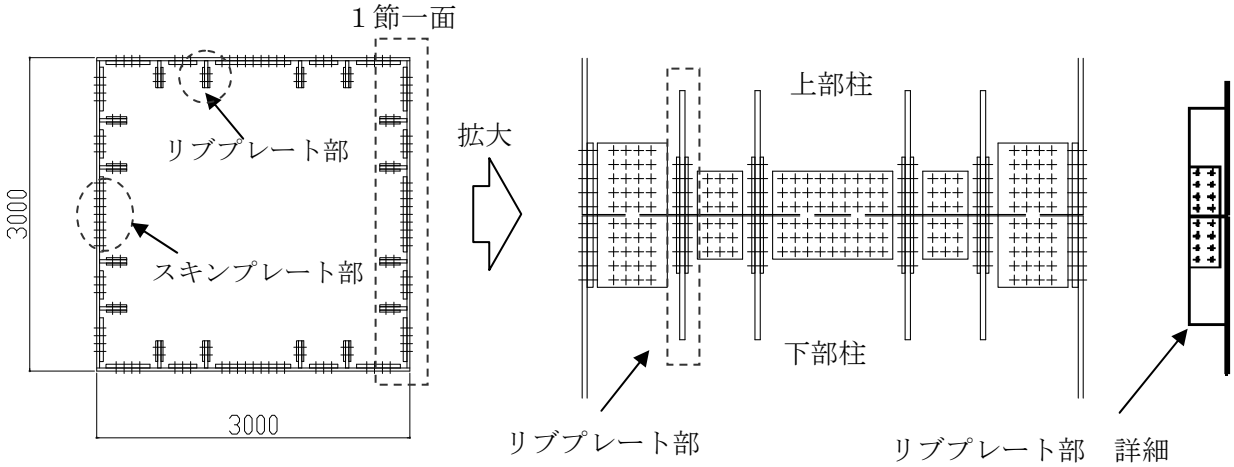
かぶり厚さ 7cm 以上

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）

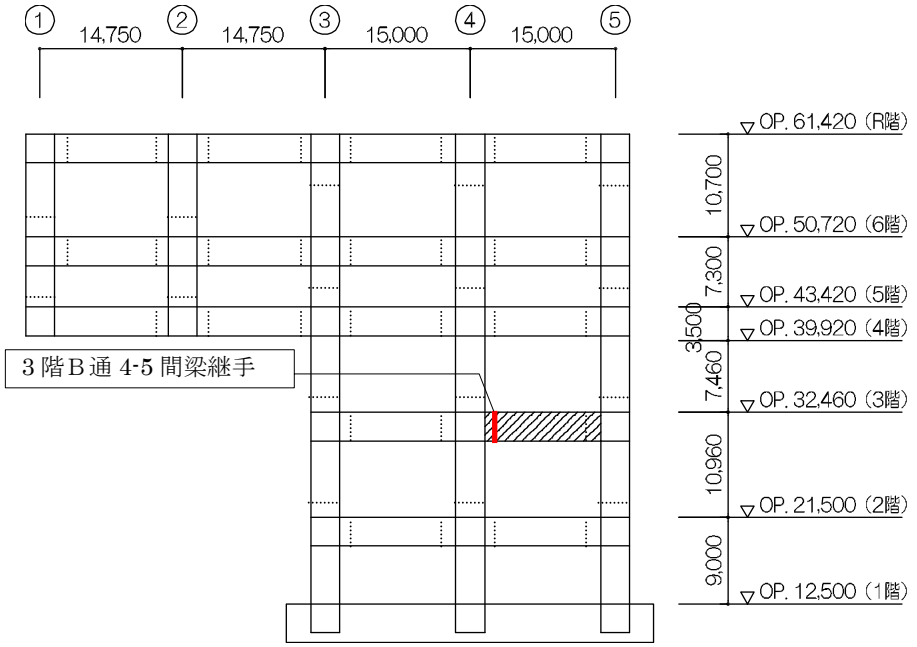


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：85 本×2（1 面あたり）

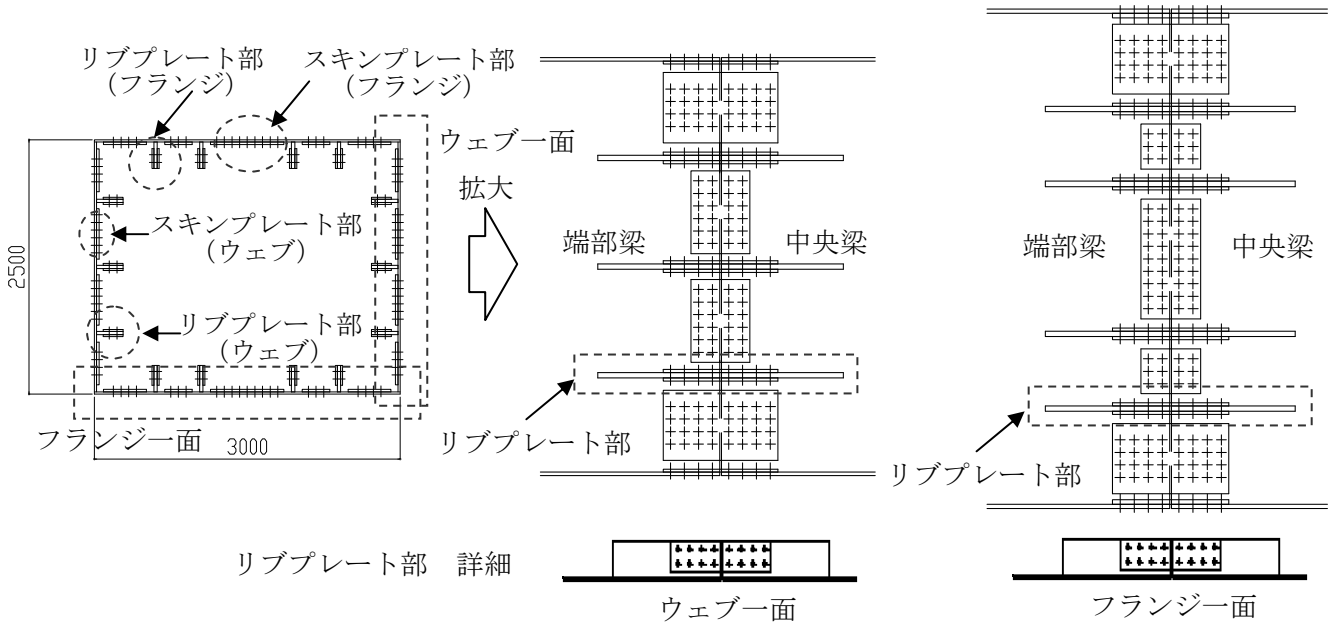
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（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）

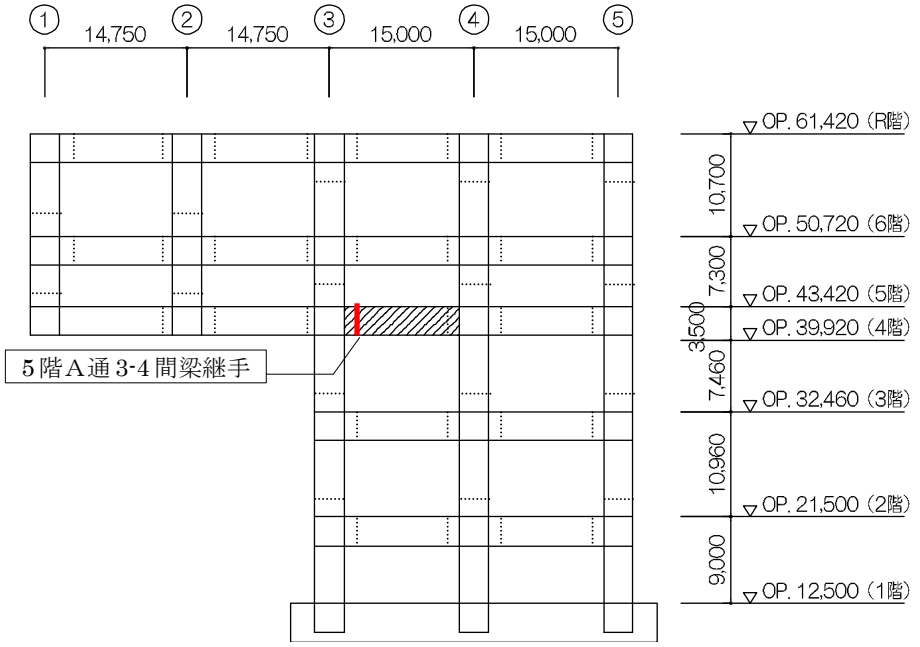


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：62 本×2（フランジ 1 面あたり）
本数：56 本×2（ウェブ 1 面あたり）

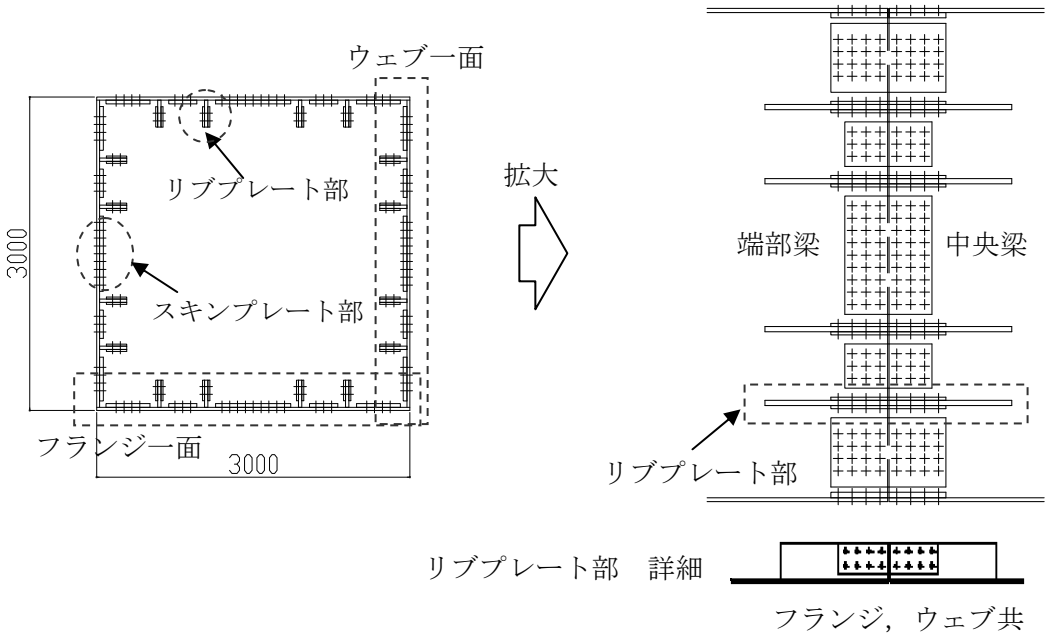
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（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）

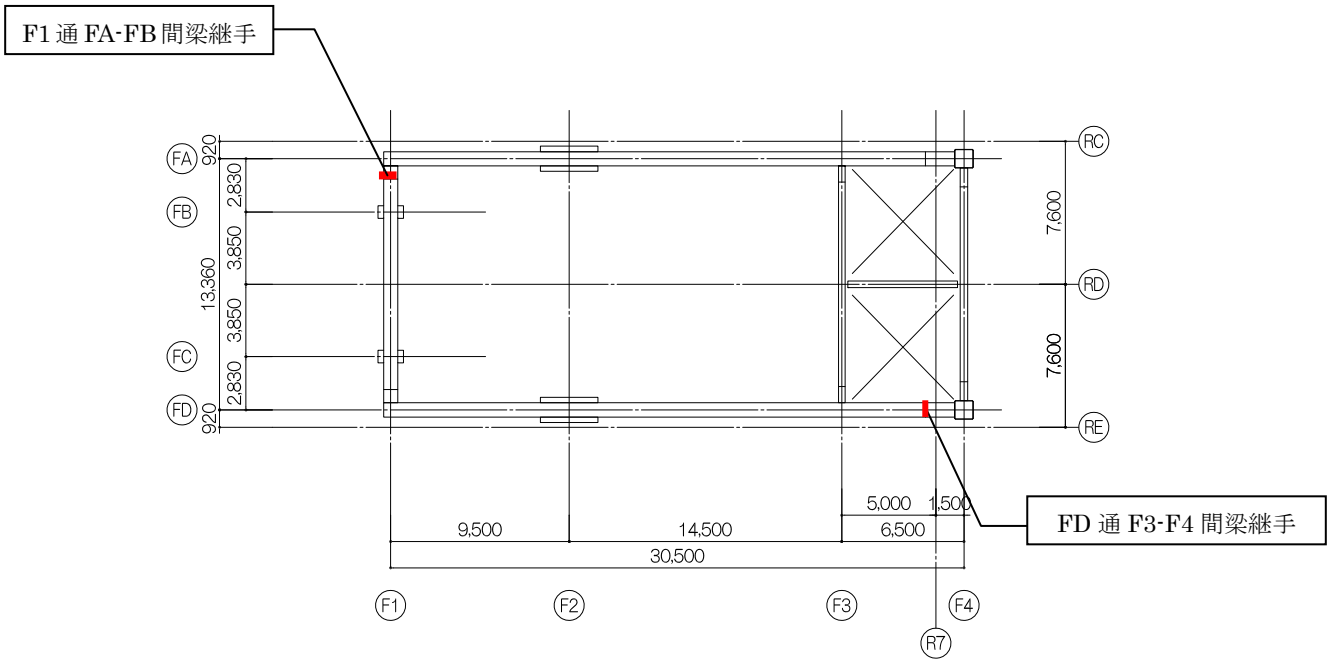


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：77 本×2（フランジ，ウェブ共 1 面あたり）

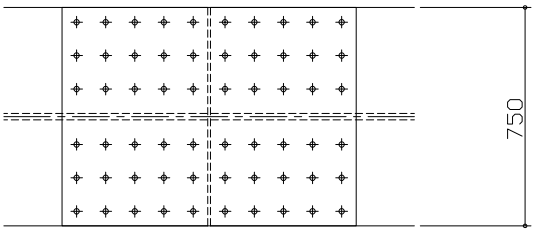
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（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

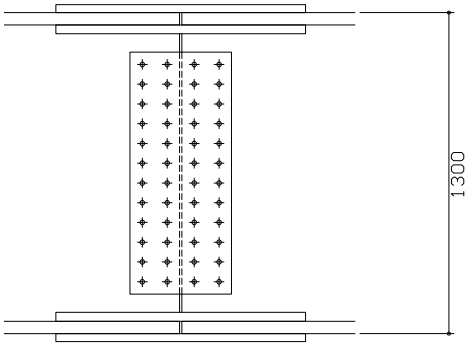


（１）接合部位置



(a)フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト本数：30 本×2

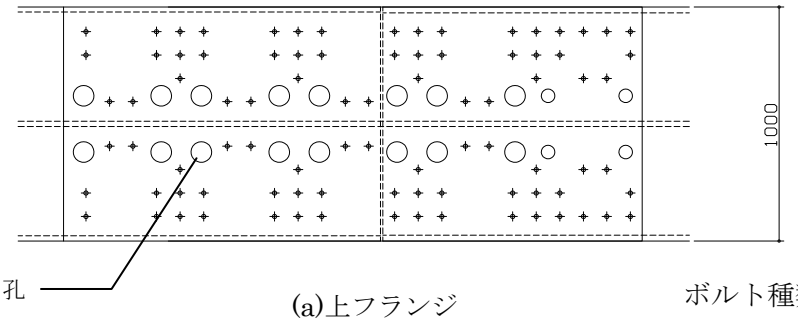


(b)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

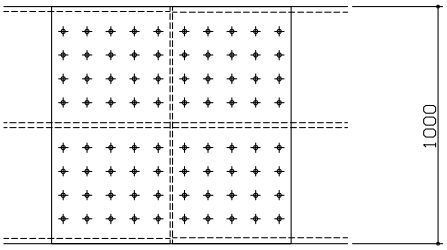
（２）接合部詳細図（F1 通 FA-FB 間梁継手）

図－５　燃料取扱機支持用架構　接合部図①



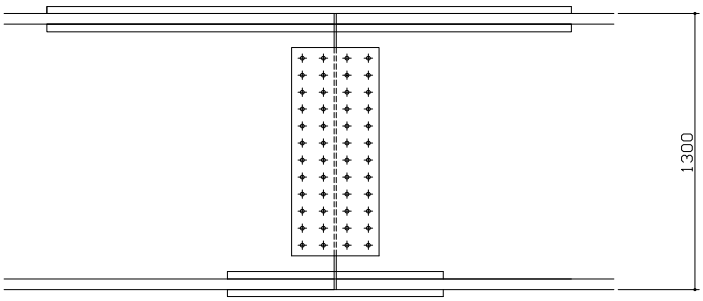
(a)上フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：44 本×2



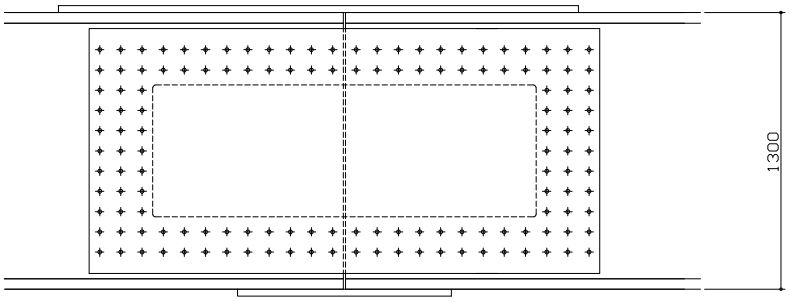
(b)下フランジ

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

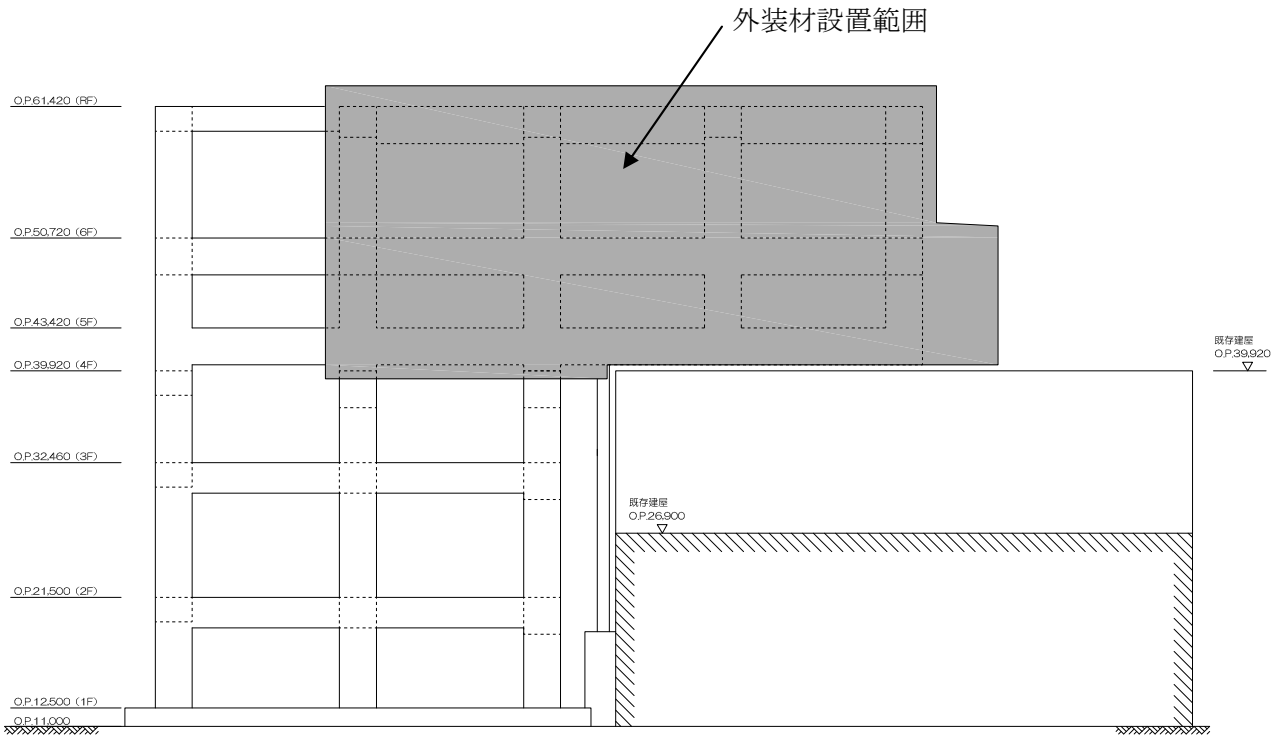


(d)側面プレート

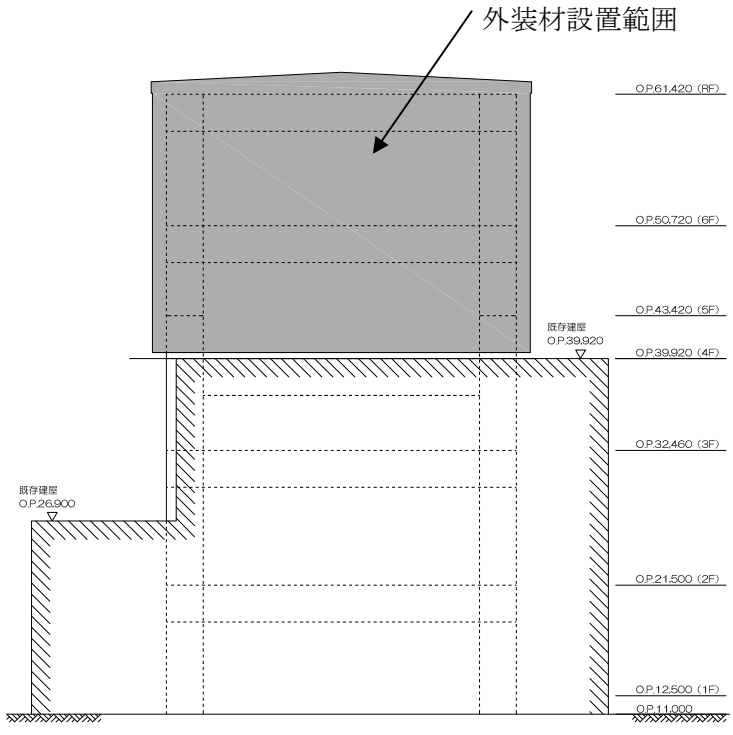
ボルト種類：MUTF27
ボルト数：69 本×2

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

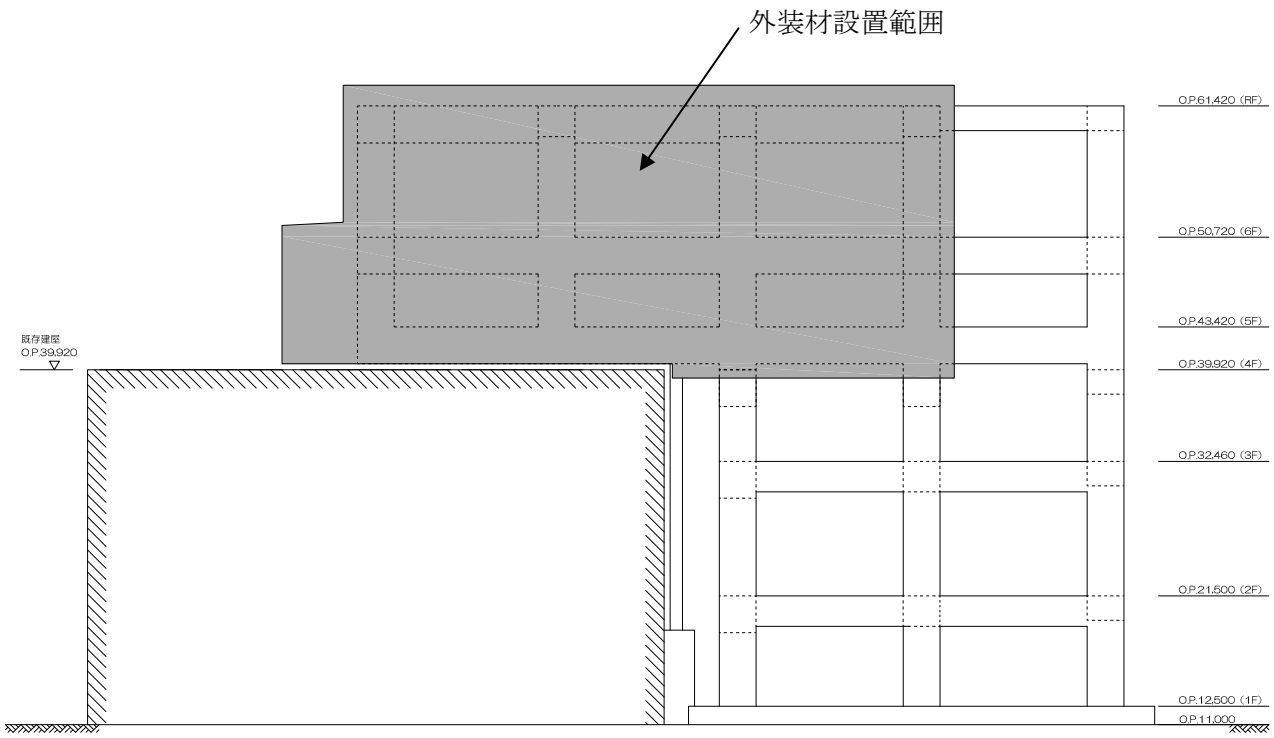


東側立面図

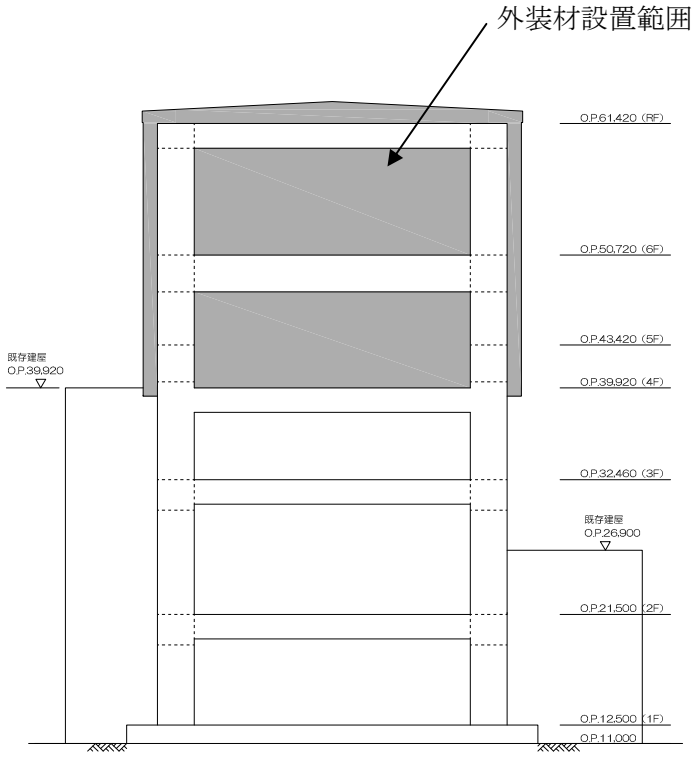


北側立面図

図－７　外装材設置範囲図①

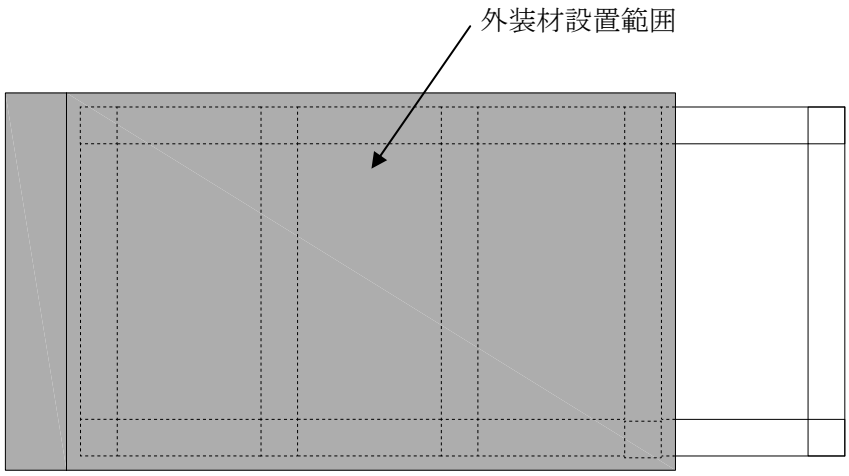


西側立面図



南側立面図

図－８　外装材設置範囲図②



屋根伏図

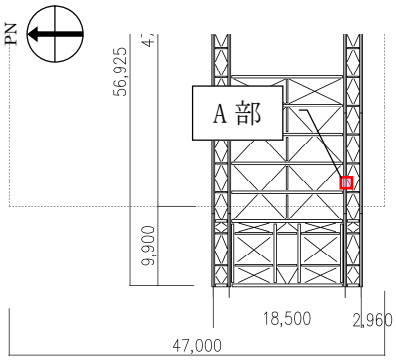
図－９　外装材設置範囲図③

３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

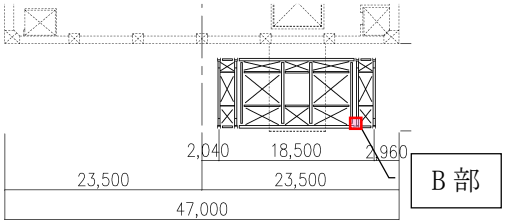
３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

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

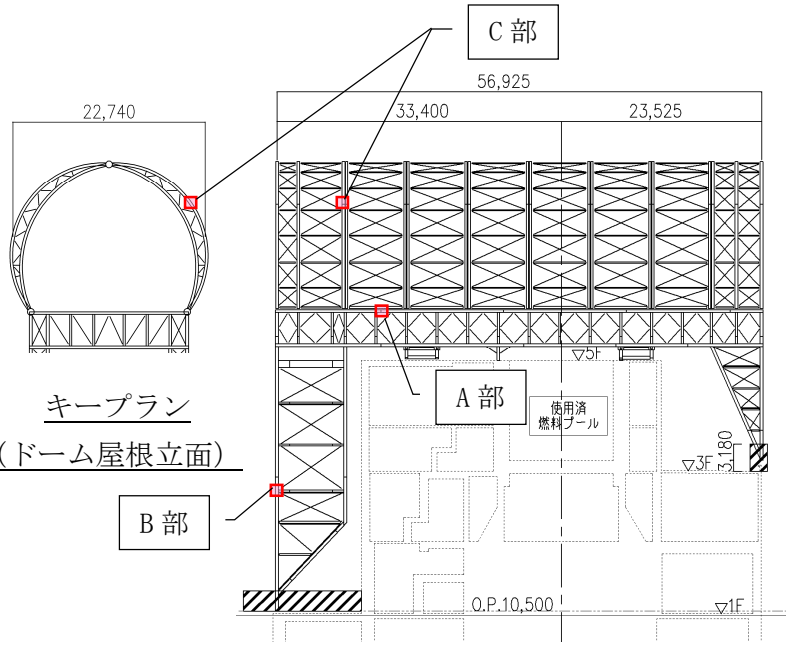
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136，JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3474 に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（C_1=50×10^5 N・s/m，C_2= 3.95×10^5 N・s/m）が±10％以内であること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)の仕様を確認する。	建築基準法 68 条の 26 第 1 項の規定に基づき、同法第 37 条第二号の規定に適合すること。
	据付確認	接合部（図－１参照）の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（0.P.46.000 伏図）

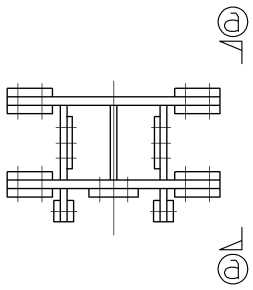


キープラン（0.P.26.900 伏図）

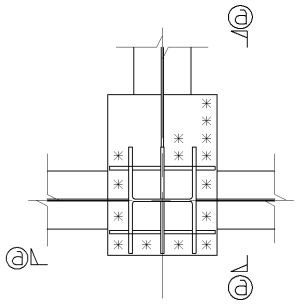


キープラン
（ドーム屋根立面）

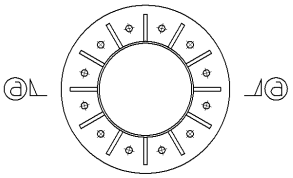
キープラン（東西断面図）



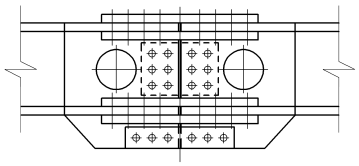
断面図



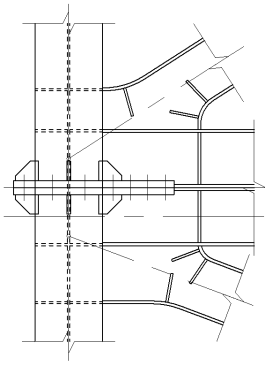
伏図



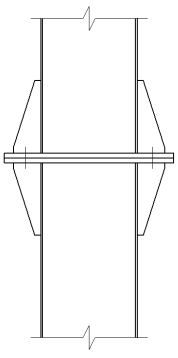
断面図



ⓐ-ⓐ断面図



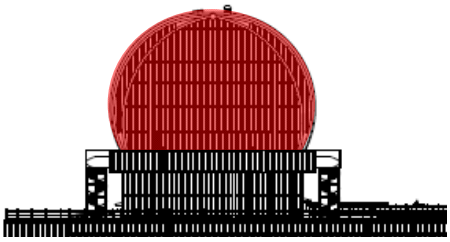
ⓐ-ⓐ断面図



ⓐ-ⓐ断面図

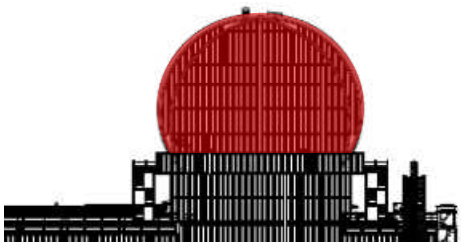
ボルト種類 ： SHTB M24 本数 58×2	ボルト種類 ： SHTB M24 本数 15	ボルト種類 ： SHTB M22 本数 12
(a) ガーダ上弦材（A 部）	(b) 柱材（B 部）	(c) 弦材（C 部）

図－１　接合部詳細

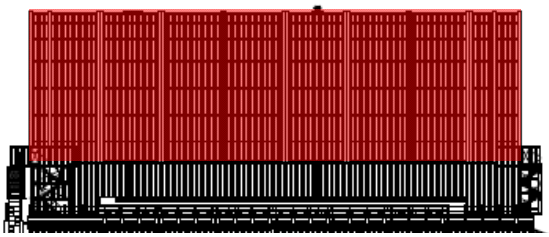


東立面図

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。

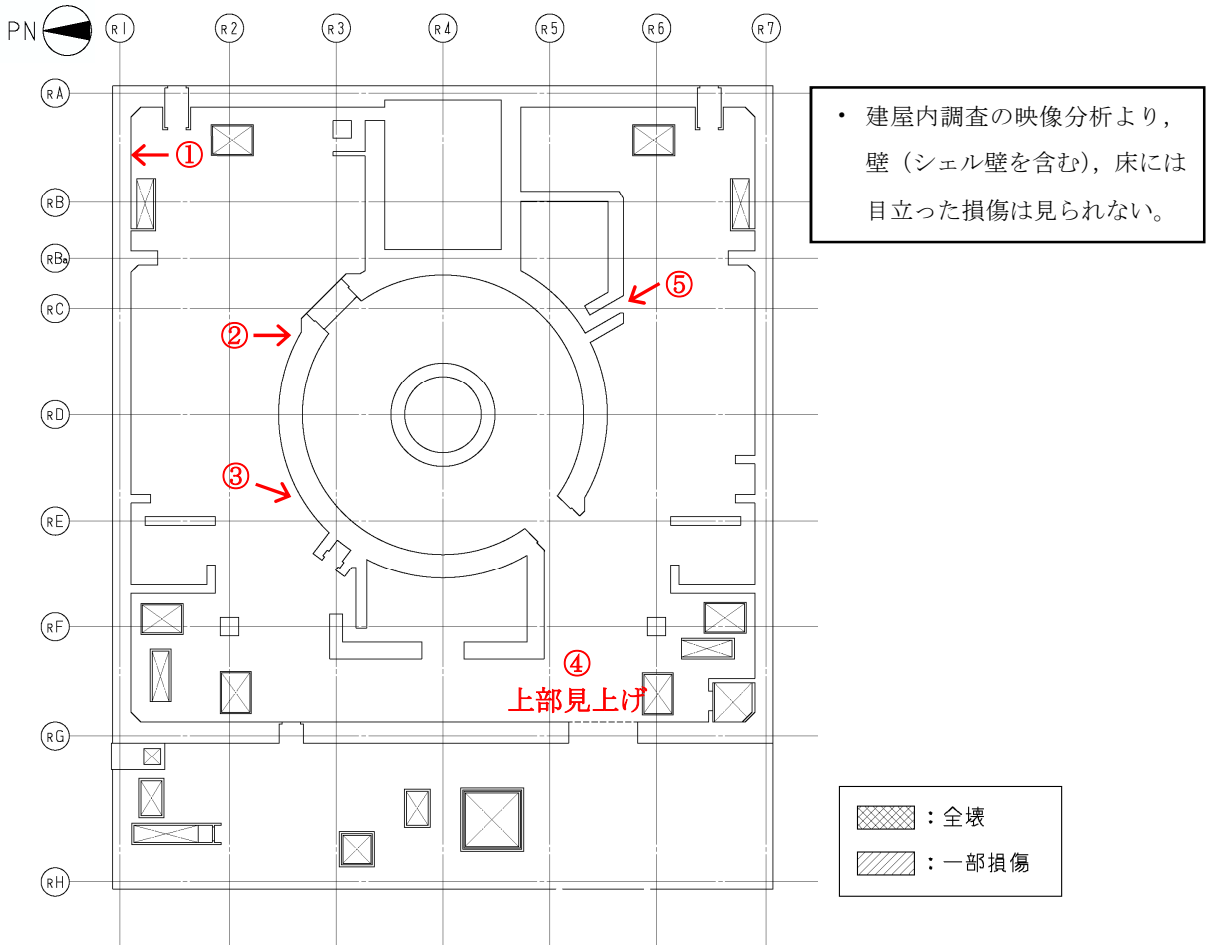


図-2.1　損傷状況（１階）

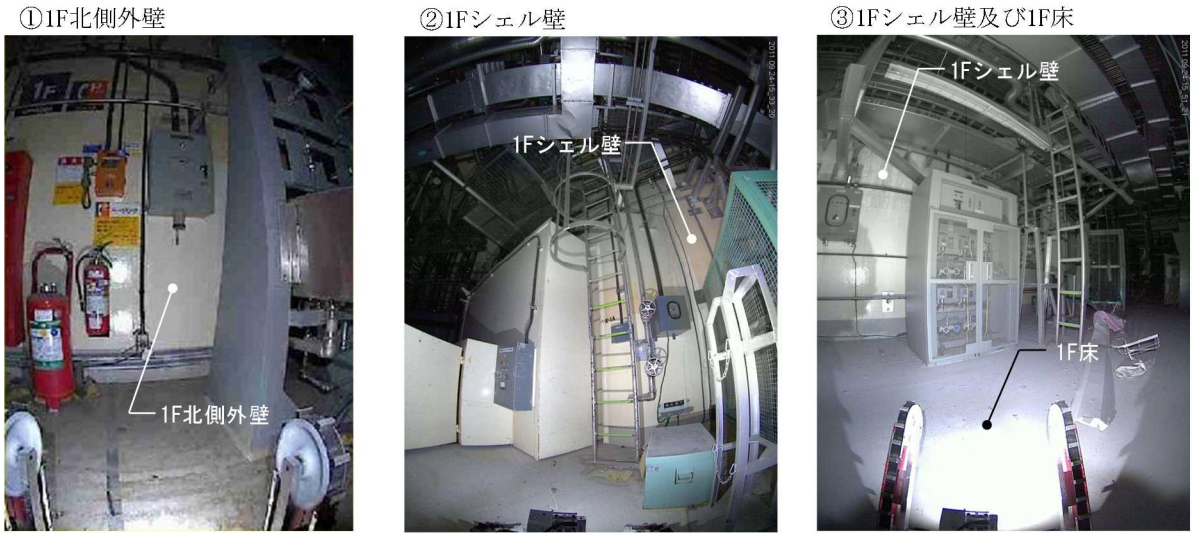
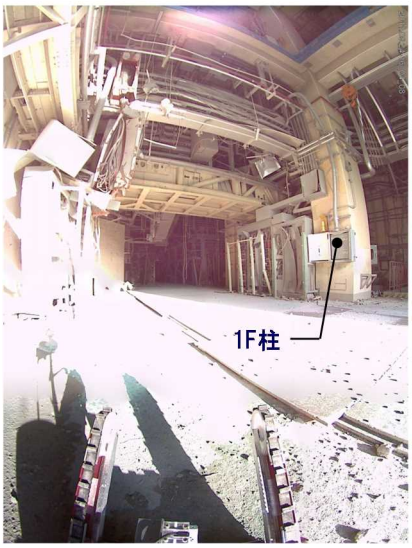


図-2.2(1)　建屋内状況写真（１階）

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）

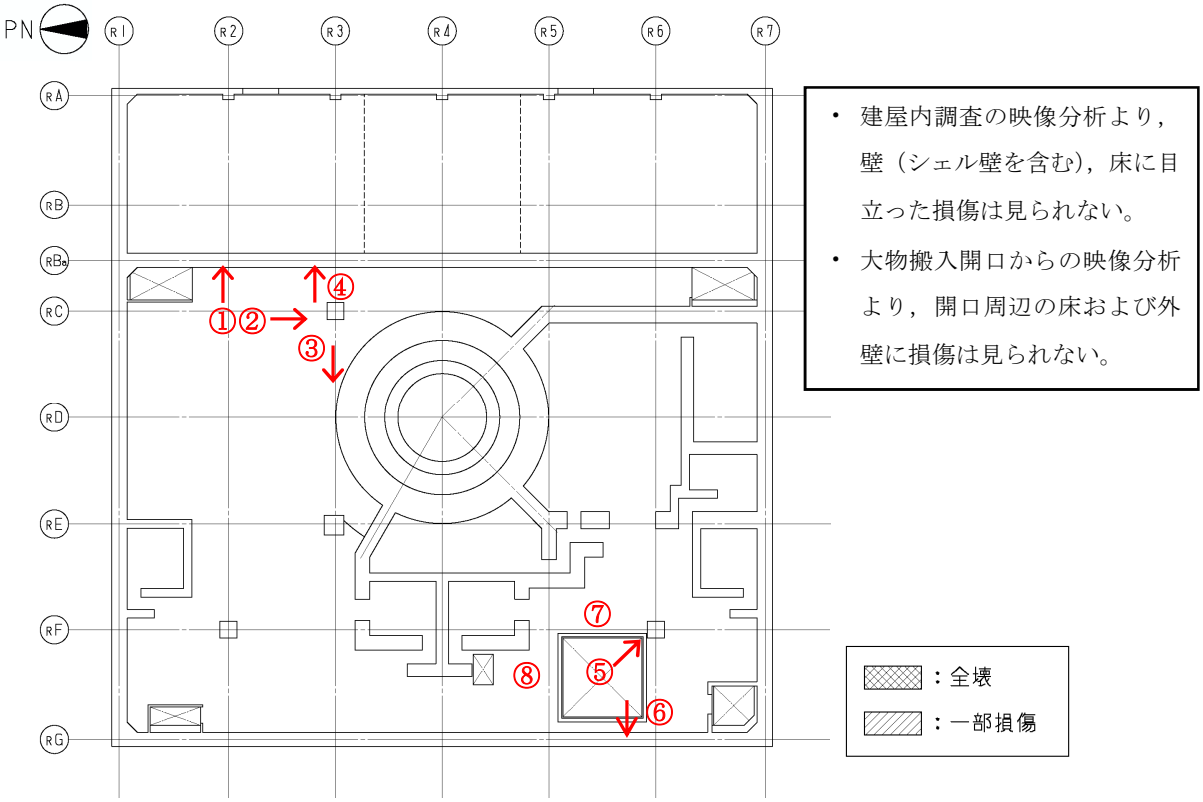


図-2.3　損傷状況（２階）

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）

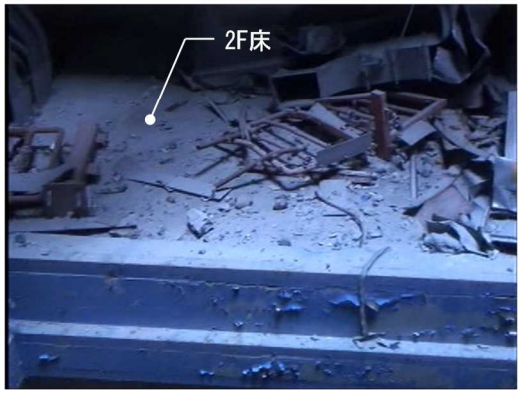


図-2.4(2)　建屋内状況写真（２階）

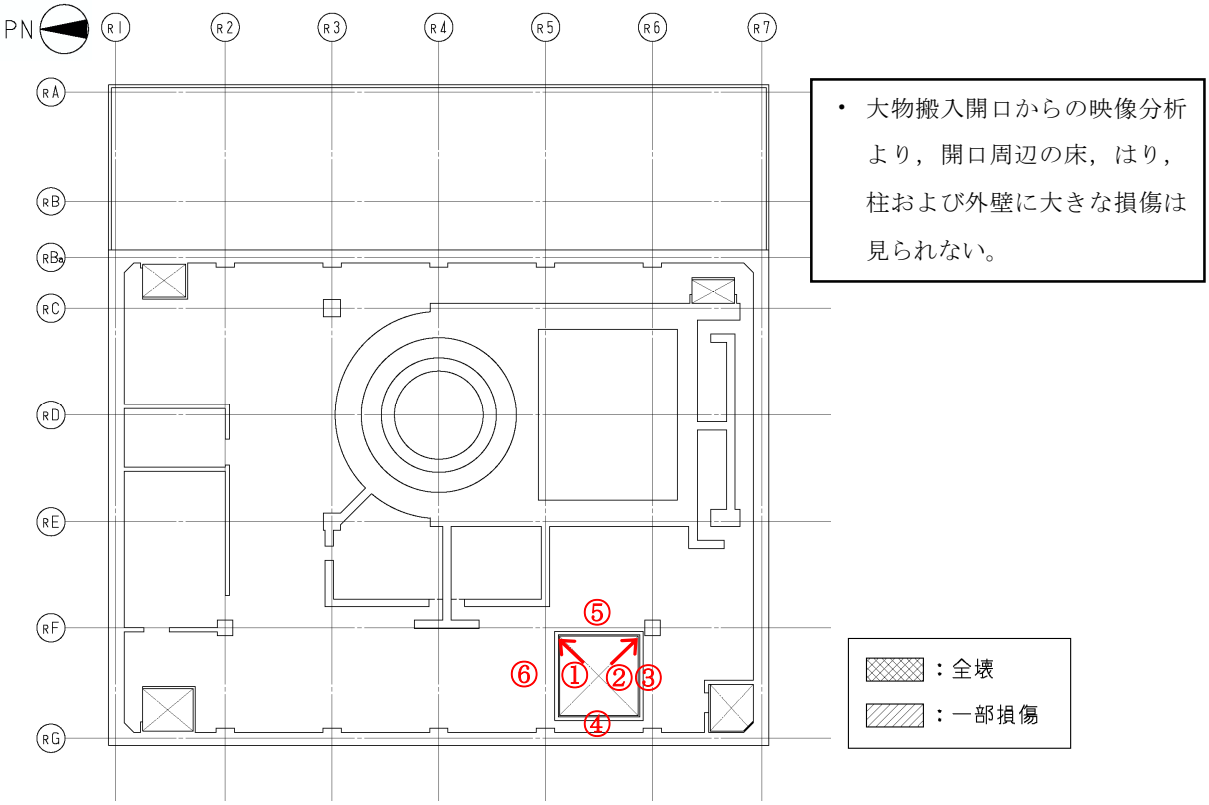
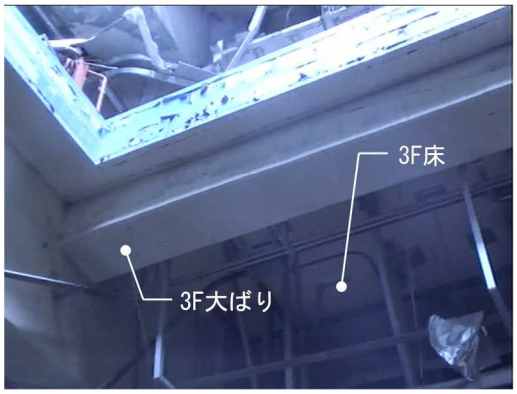


図-2.5　損傷状況（３階）

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）

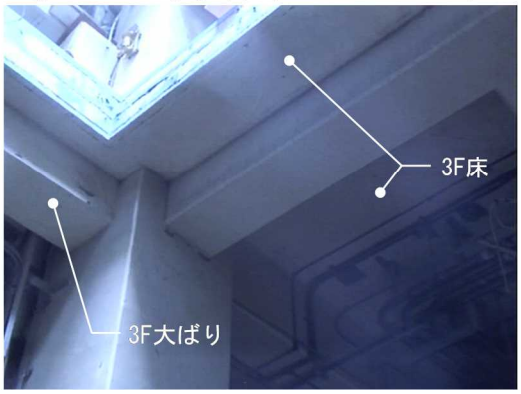
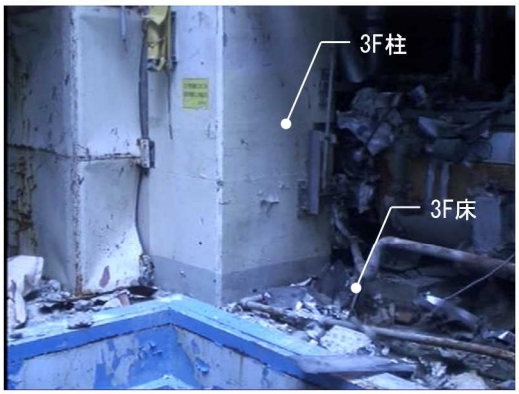


図-2.6(1)　建屋内状況写真（３階）

③3F柱脚

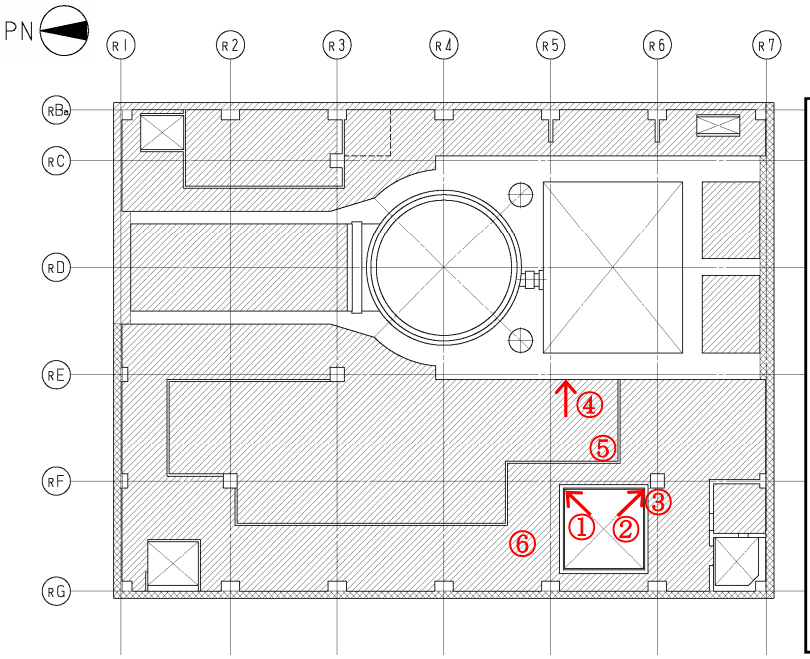


④3F西側外壁中央部

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）

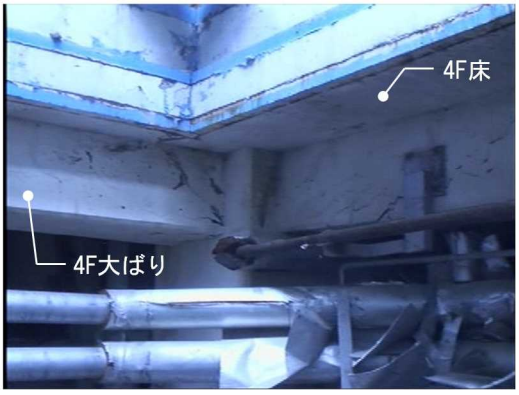
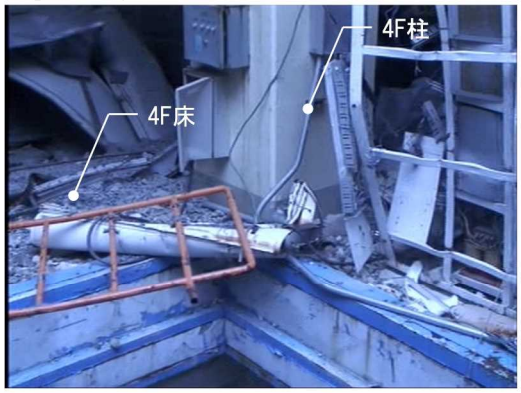
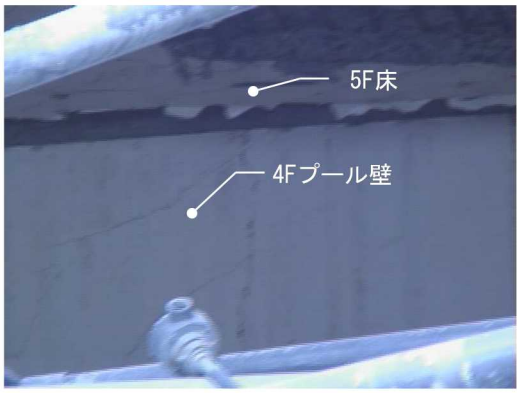


図-2.8(1)　建屋内状況写真（４階）

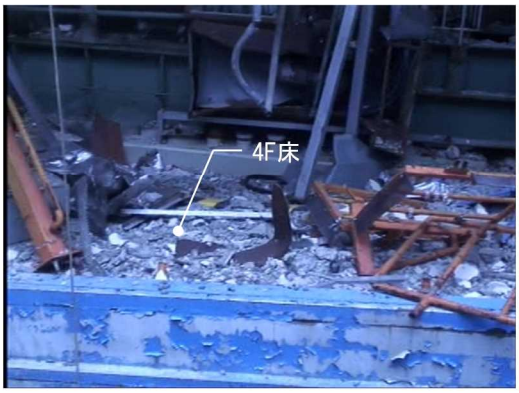
③4F柱脚



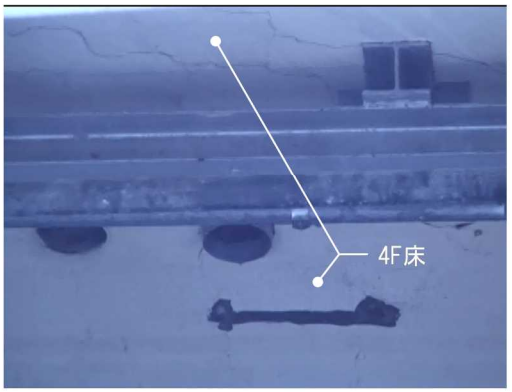
④4Fプール壁（頂部）



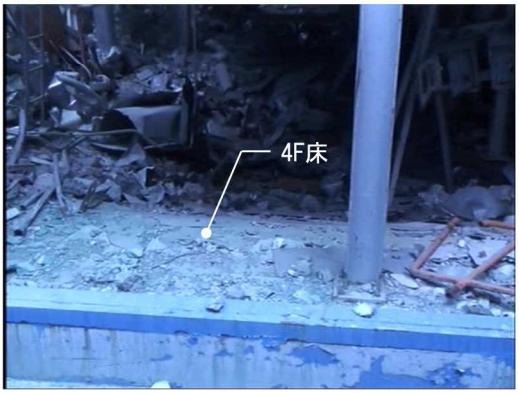
⑤4F床（大物搬入口東側）



⑤4F床（大物搬入口東側）

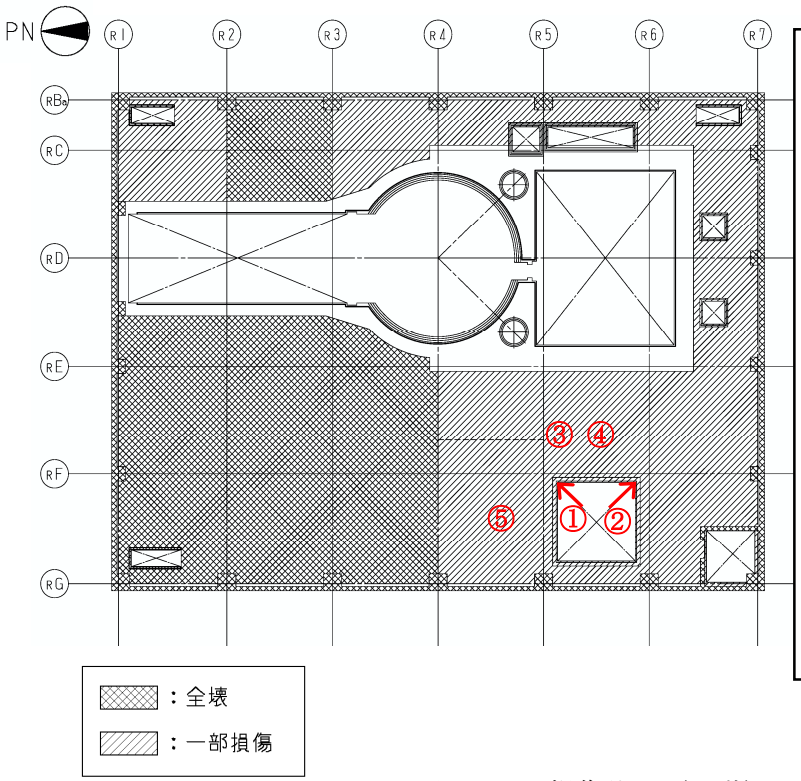


⑥4F床（大物搬入口北側）



⑥4F床（大物搬入口北側）

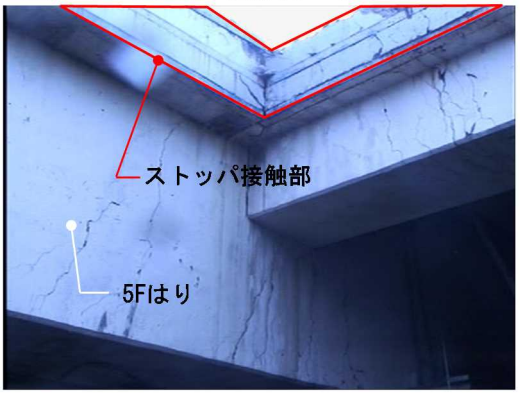
図-2.8(2)　建屋内状況写真（４階）



- 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。

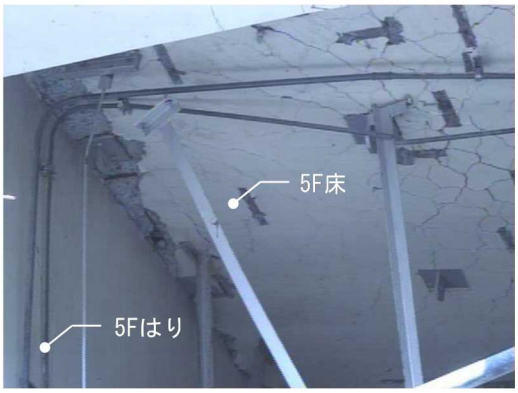
図-2.9　損傷状況（５階）

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）

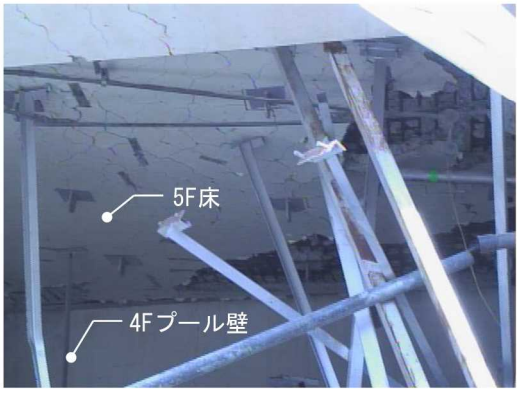
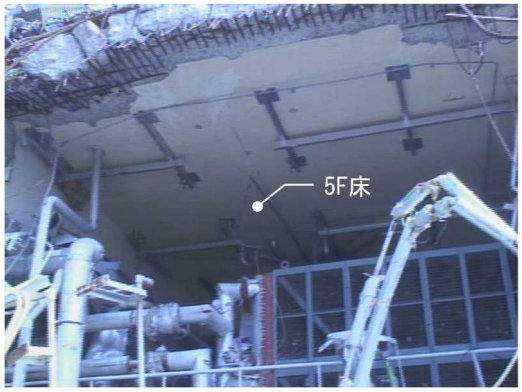
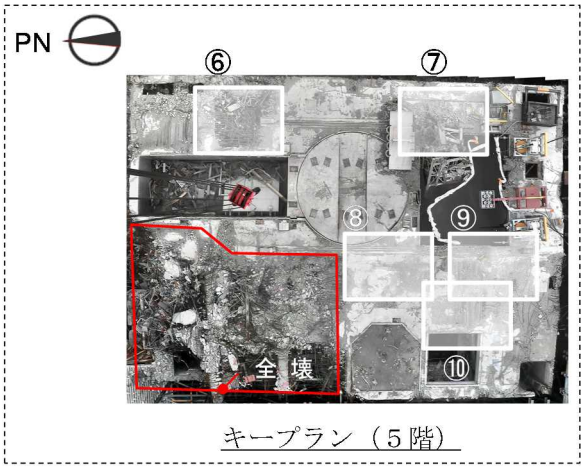


図-2.10(1)　建屋内状況写真（５階）

⑤5F床（大物搬入口北側）

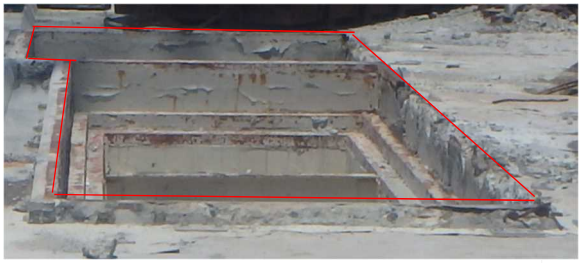




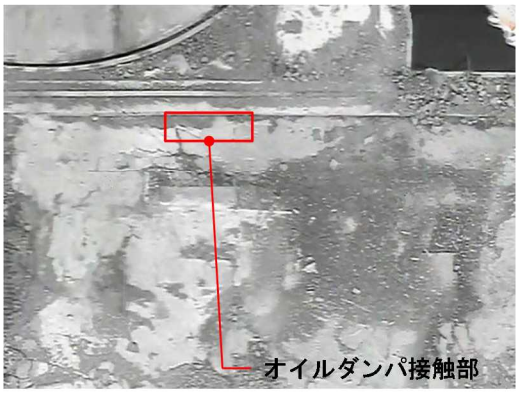
キープラン（５階）

⑥5F床（機器仮置プール）

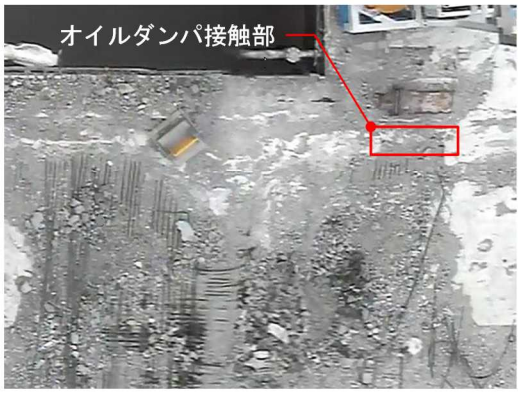
⑦東側ストッパ接触部



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

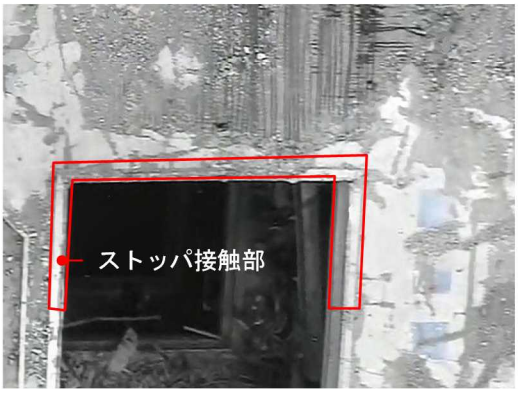


図-2.10(2)　建屋内状況写真（５階）

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。

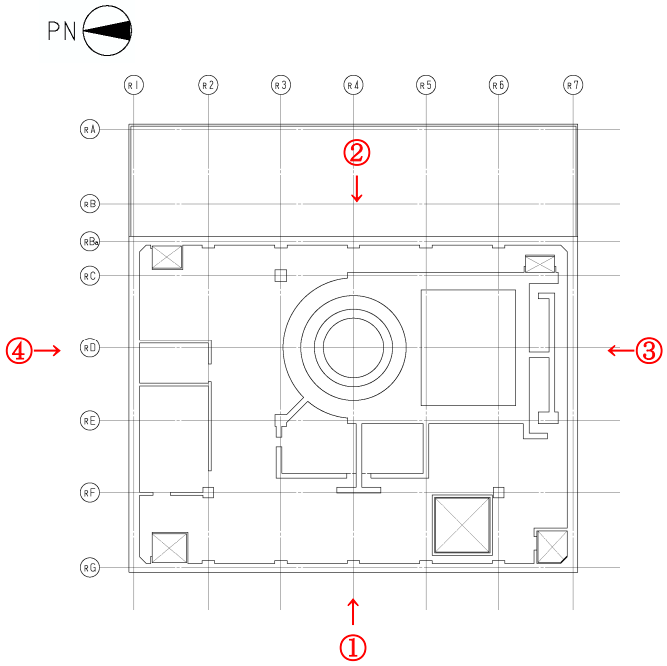


図-2.11　建屋外壁状況写真

3. ３次元ＦＥＭ解析による耐震安全性評価

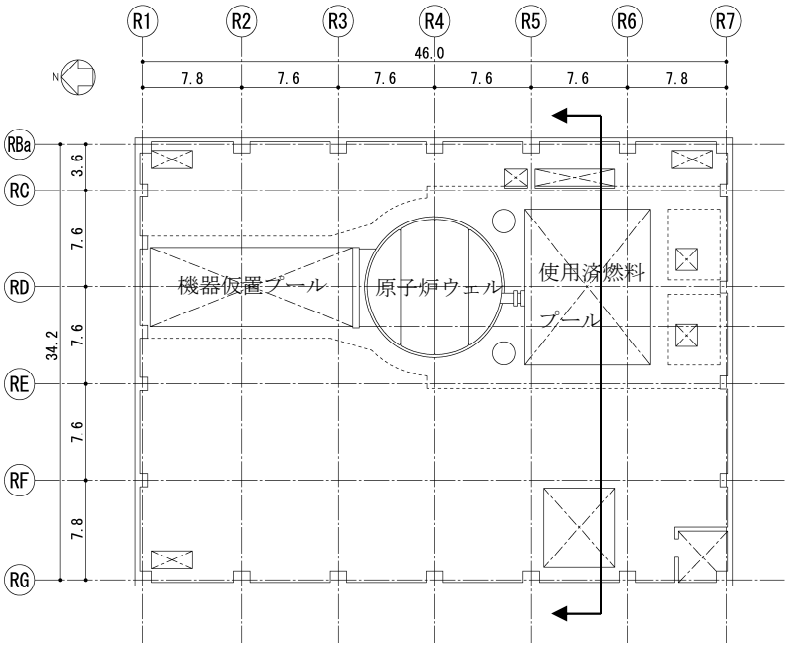
3.1 解析方針

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。

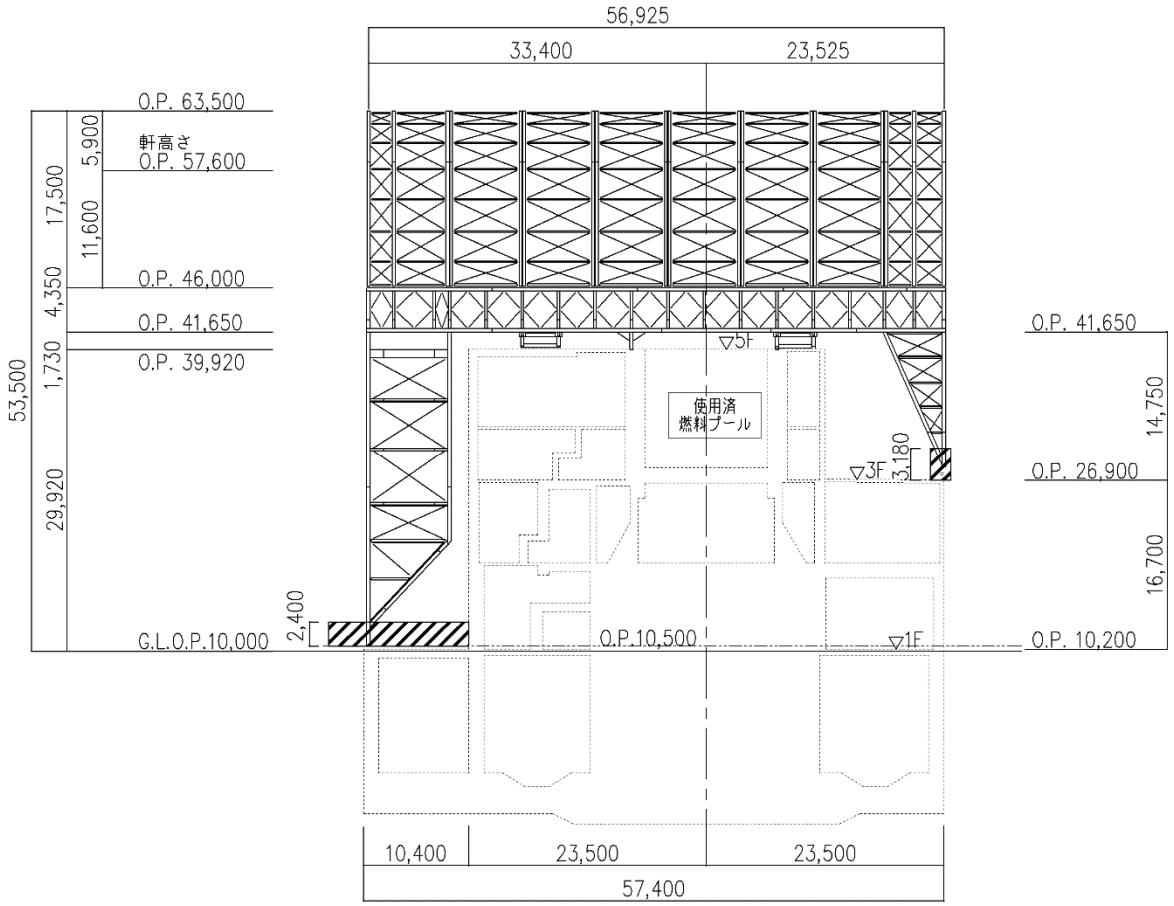
図-3.1.1 に原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図を示す。

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（0.P.18.7m）から５階の床（0.P.39.92m）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。

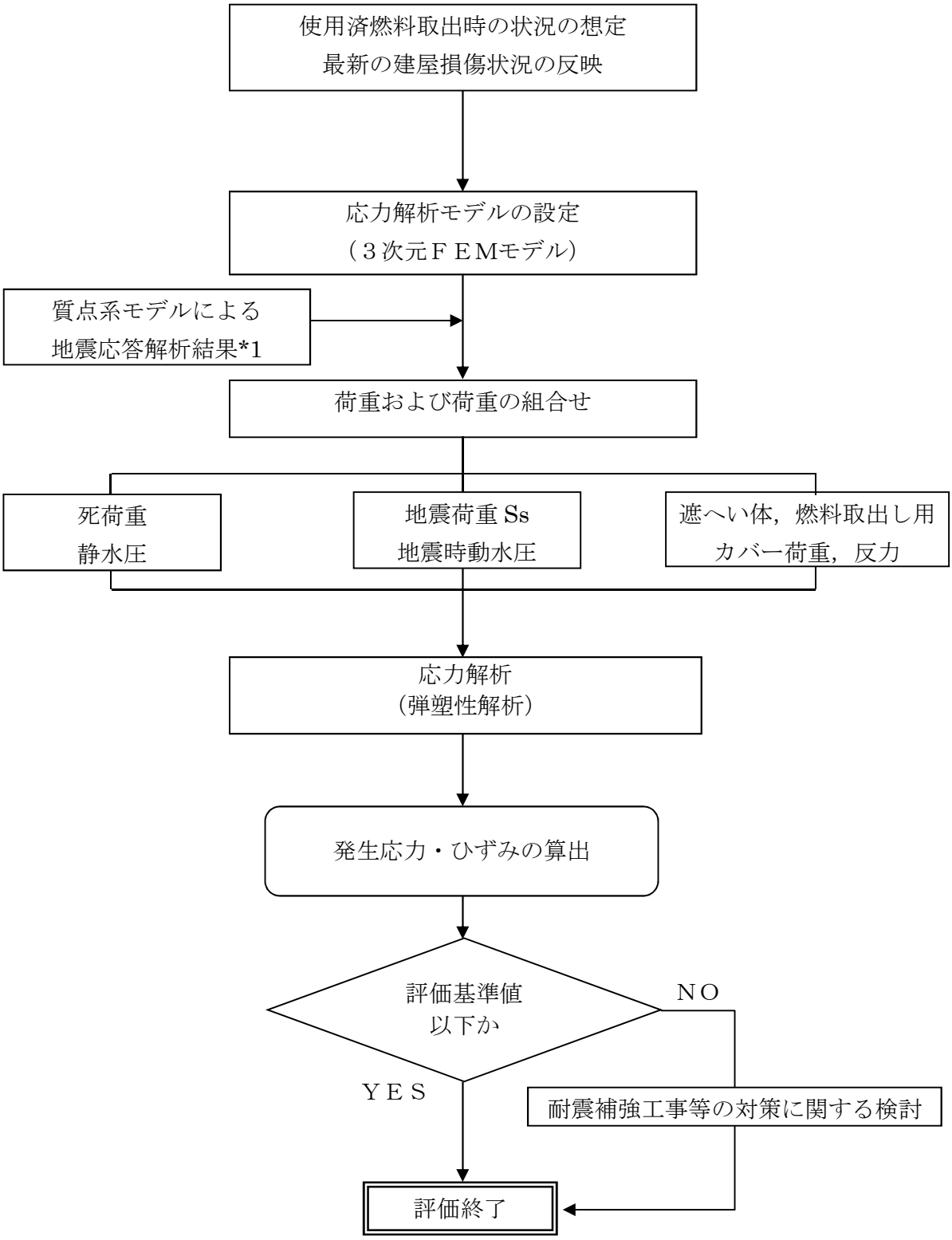


平面図



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



*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。

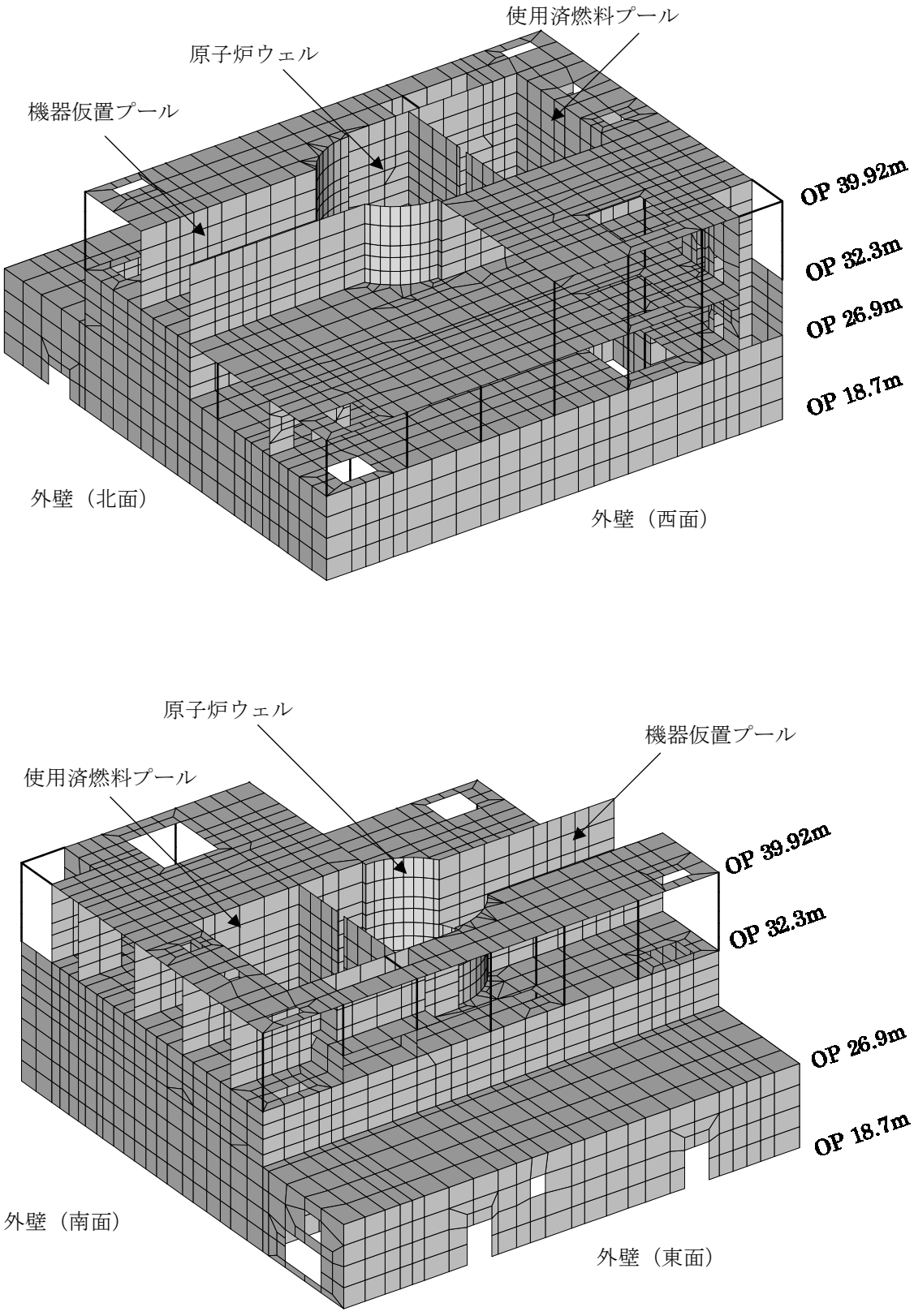
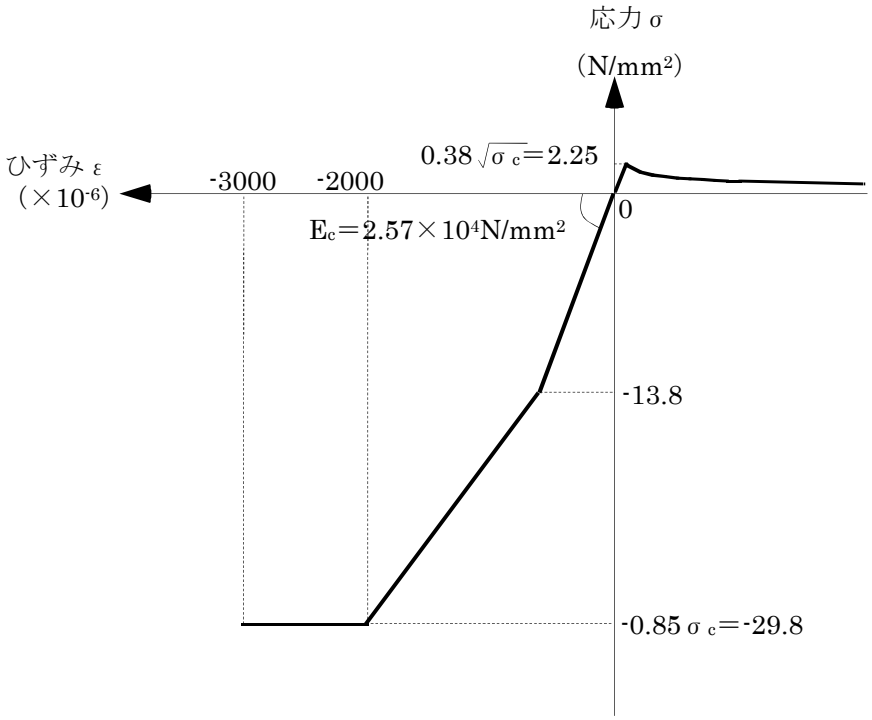
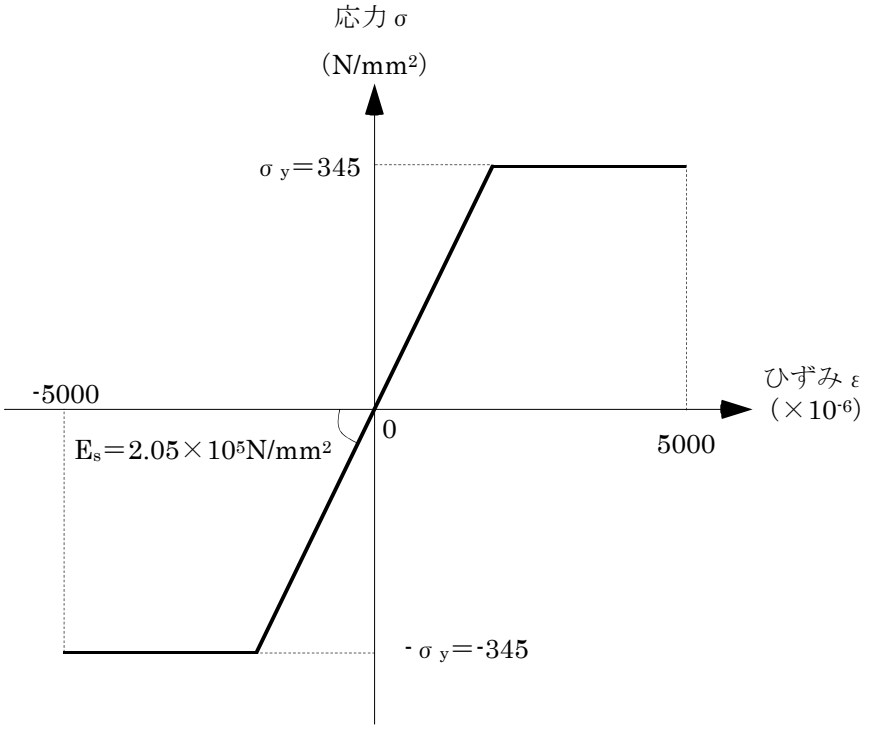


図-3.2.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係

（コンクリート強度 σ c＝35N/㎟）



(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係

（鉄筋降伏点 σ y＝345N/㎟）

図-3.2.2　コンクリートと鉄筋の構成則

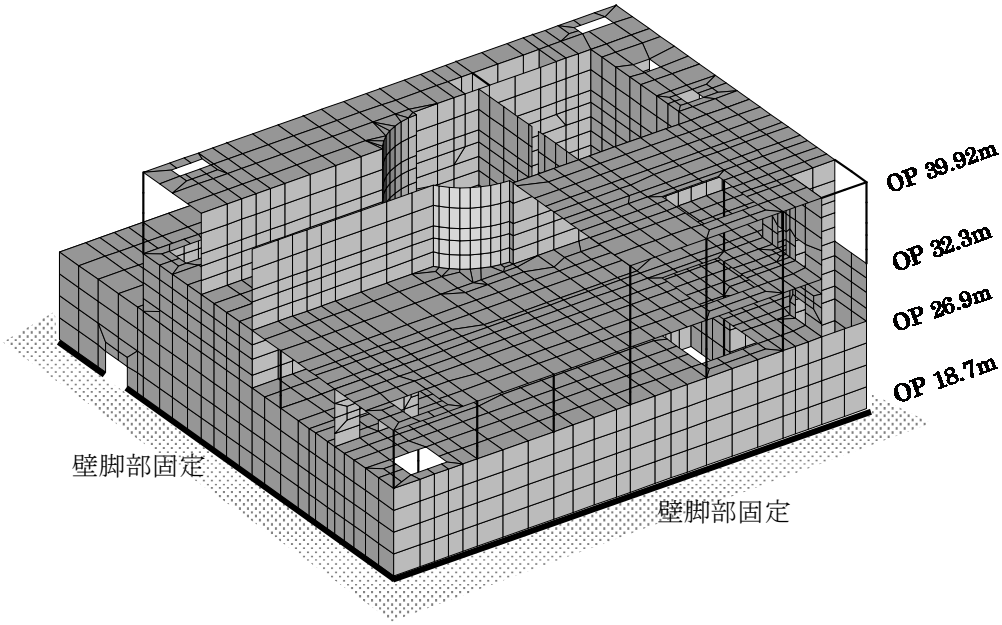


図-3.2.3　解析モデルの境界条件

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

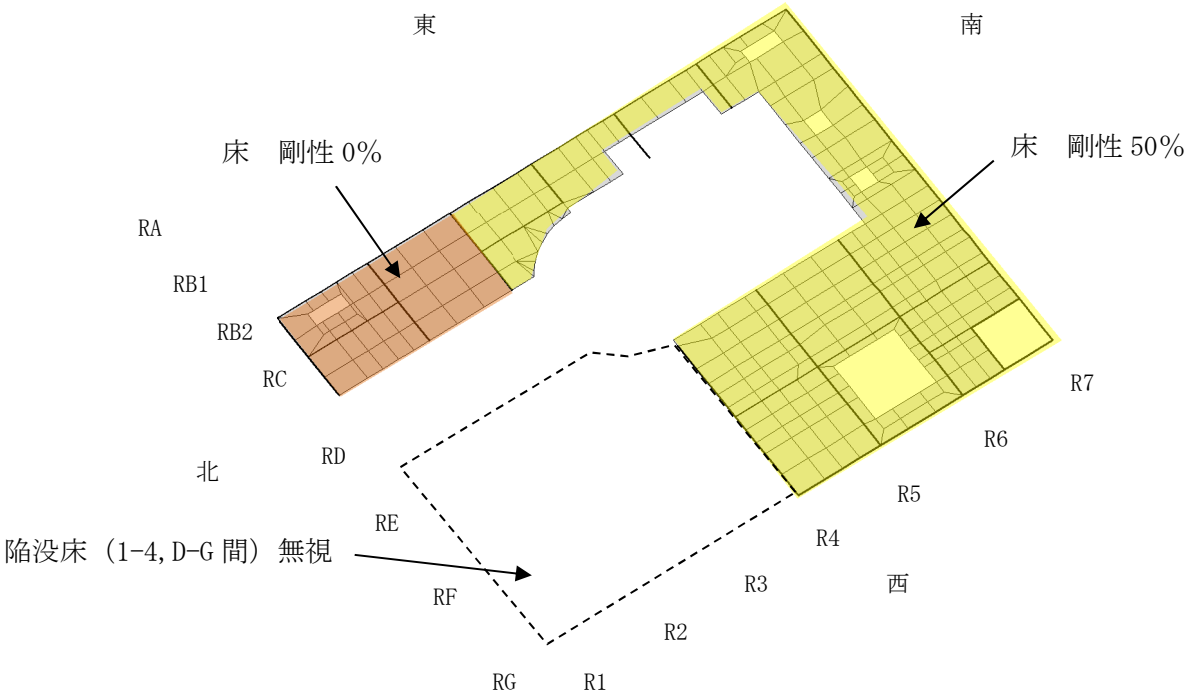
外壁・内壁は，新たな損傷が確認されていないため，変更は行わない。

(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。

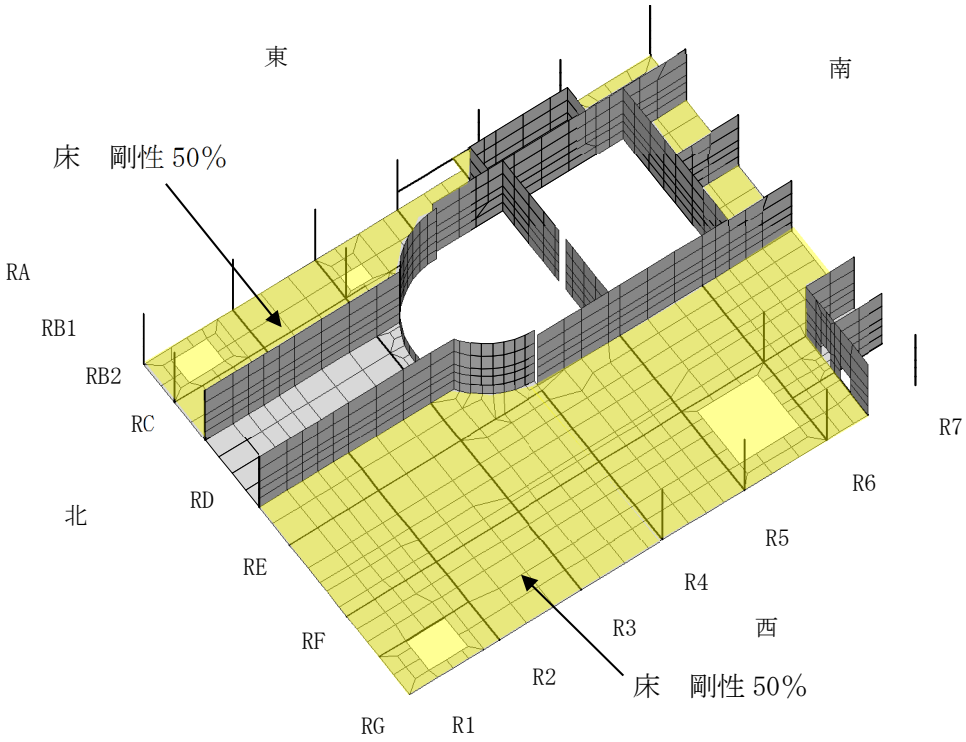
(4)シェル壁

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。



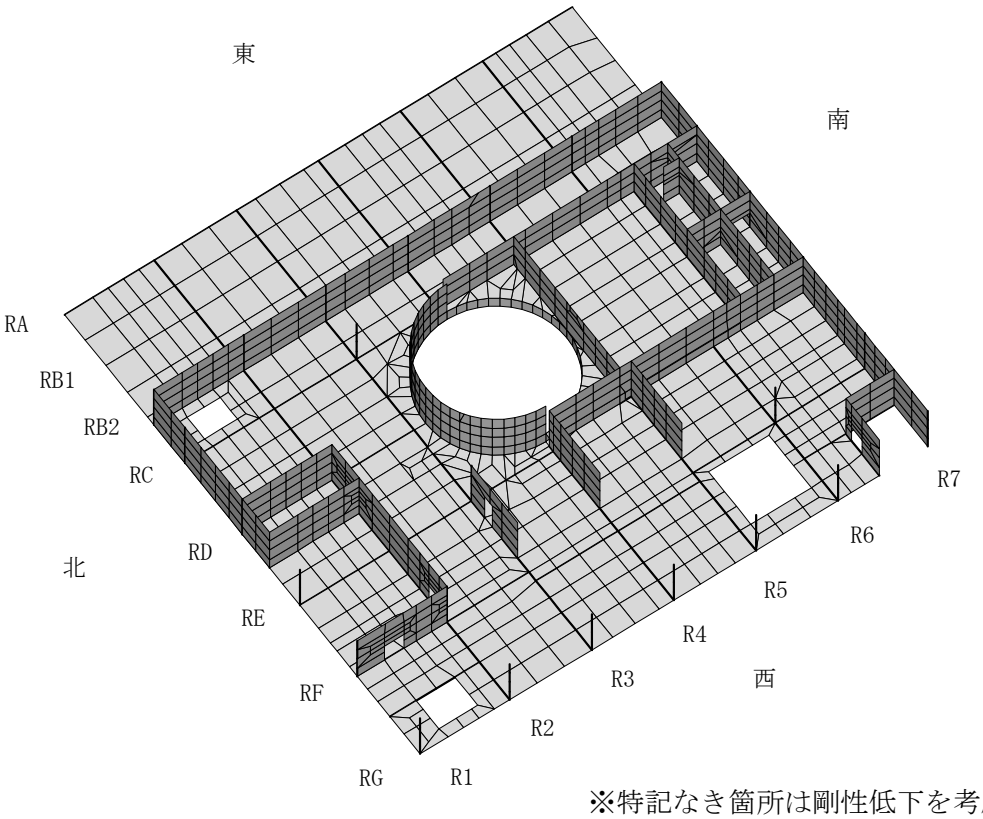
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.1　損傷状況仮定　アイソメ図　５階（O.P.39.92m）



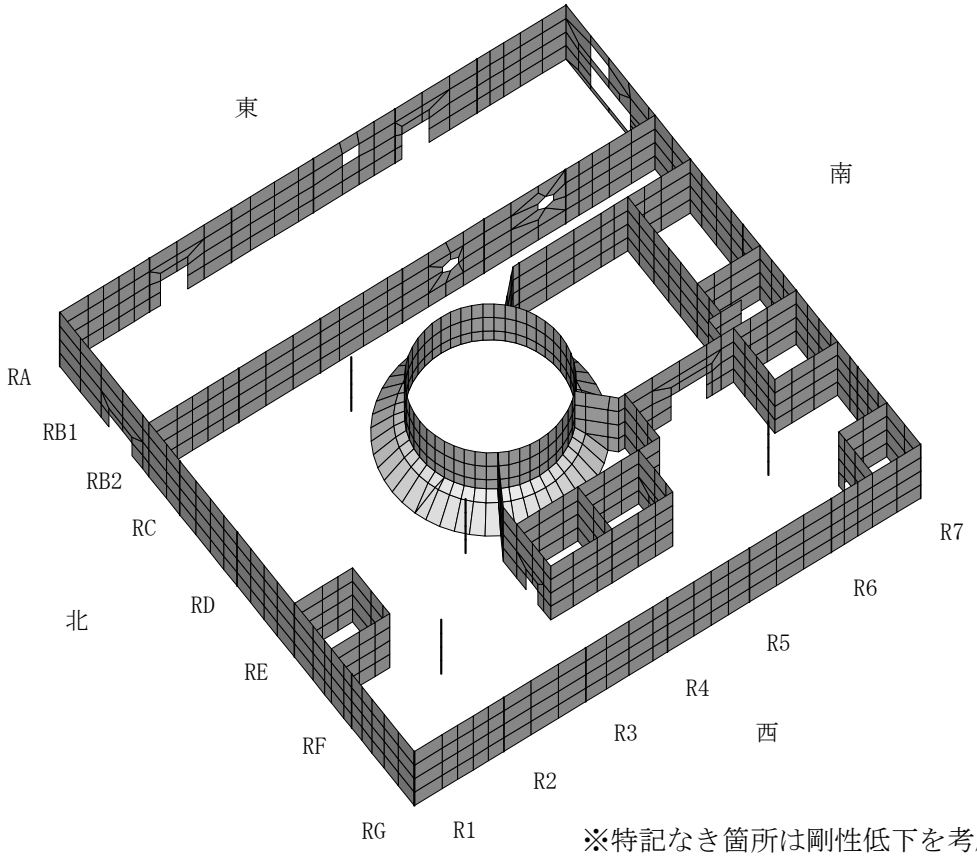
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.2　損傷状況仮定　アイソメ図　４階（O.P.32.3m）



※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（0.P.26.9m）



※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（0.P.18.7m）

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　　$P_s = \rho g H$

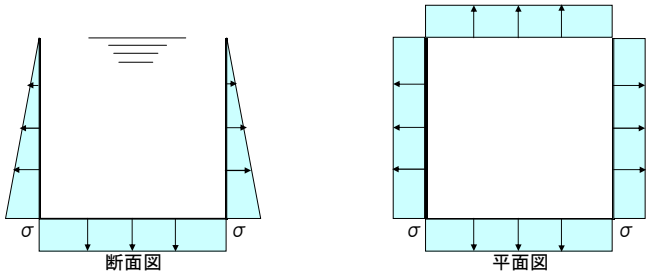
ここで

ρ　　：液体の密度（10^3kg/m^3）

g　　：重力加速度(9.80665m/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）

O.P.(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	
39.92	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。
32.3	119490	71920	83080	0.70	
26.9	111340	155000	74320	0.67	
18.7	130160	229320	77190	0.60	
10.2	－	306510	－	－	

表-3.4.3(2)　地震荷重（kN）

O.P.(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	
39.92	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。
32.3	119490	72110	85770	0.72	
26.9	111340	157880	72640	0.66	
18.7	130160	230520	74140	0.57	
10.2	－	304660	－	－	

表-3.4.3(3)　地震荷重（kN）

O.P.(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	
39.92	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。
32.3	119490	43860	54730	0.46	
26.9	111340	98590	47810	0.43	
18.7	130160	146400	57000	0.44	
10.2	－	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。

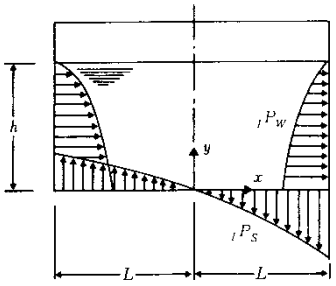
表-3.4.4　燃料取り出し用カバー反力（地震時）

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　$$_IP_W = \rho L\ddot{X}\frac{\sqrt{3}}{2}\frac{H}{L}\left[1-(\frac{y}{H})^2\right]\tanh\left(\sqrt{3}\frac{L}{H}\right)$$

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

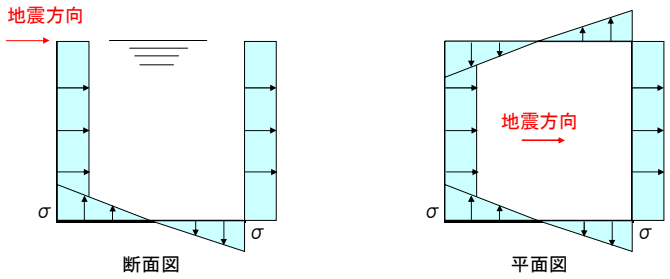
L=4.953(m)、$\ddot{X}$ ＝8.08（m/s^2）

$$_IP_W = 44(kN/m^2)$$

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。

$$\tau_R = \Phi\{\ 0.1(\ p_t \cdot f_y - \sigma_0\ ) + 0.5\, p_w \cdot f_y + 0.235\sqrt{F_c}\ \} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}1)$$

$$\tau_R = 1.10\sqrt{F_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}2)$$

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

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}3)$$

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）

$$\Phi = 1 / \sqrt{M / (Q \cdot d)} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}4)$$

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

$$Q_A = b \cdot j \cdot {}_c f_s \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}5)$$

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

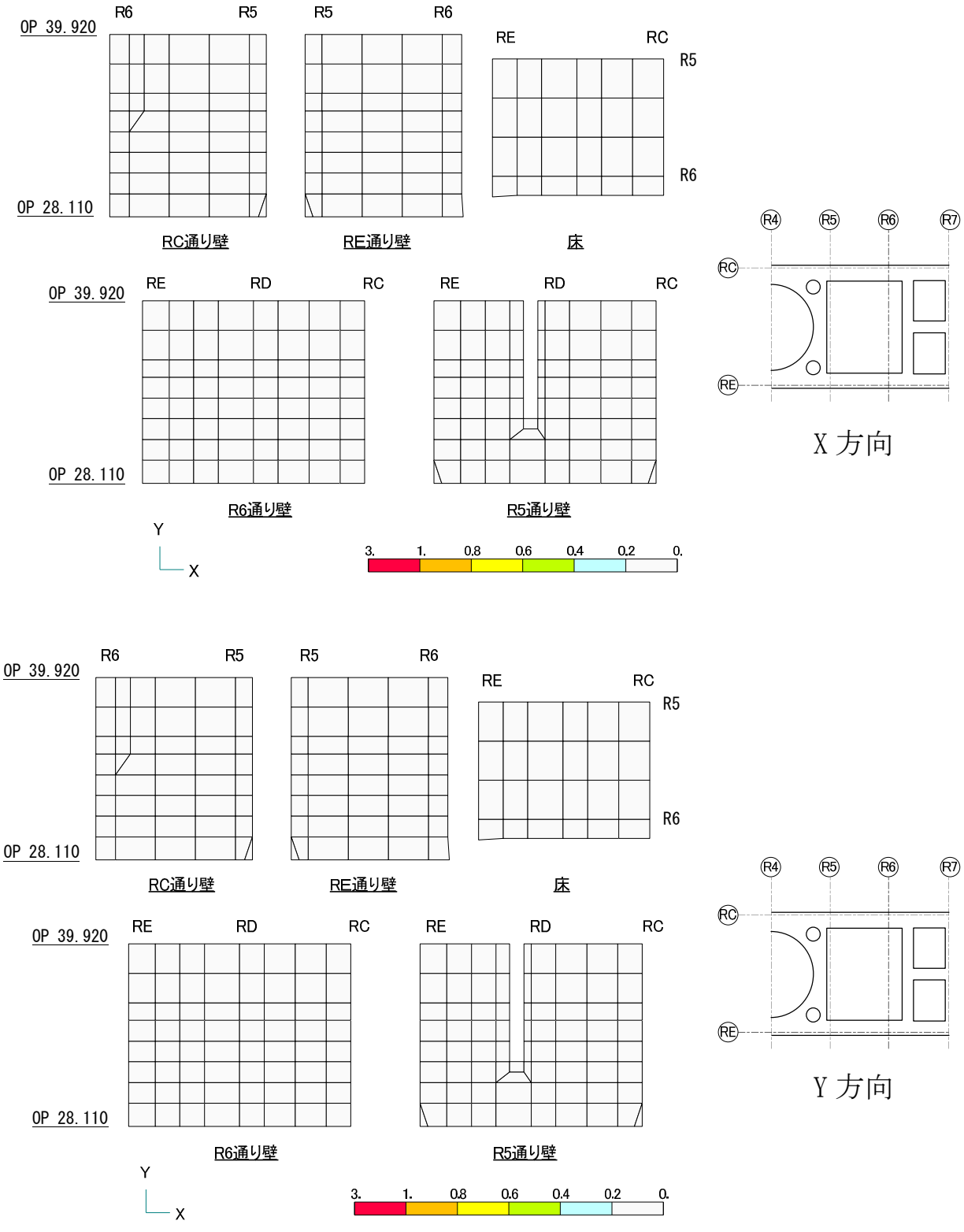
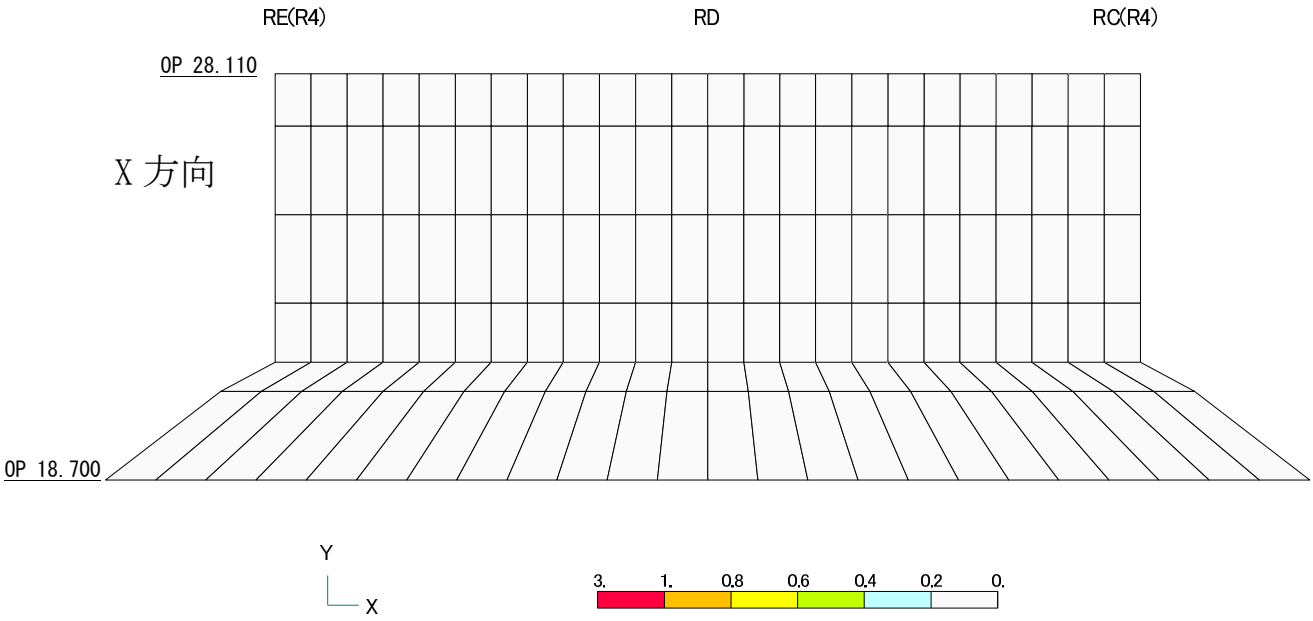


図-3.5.1　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



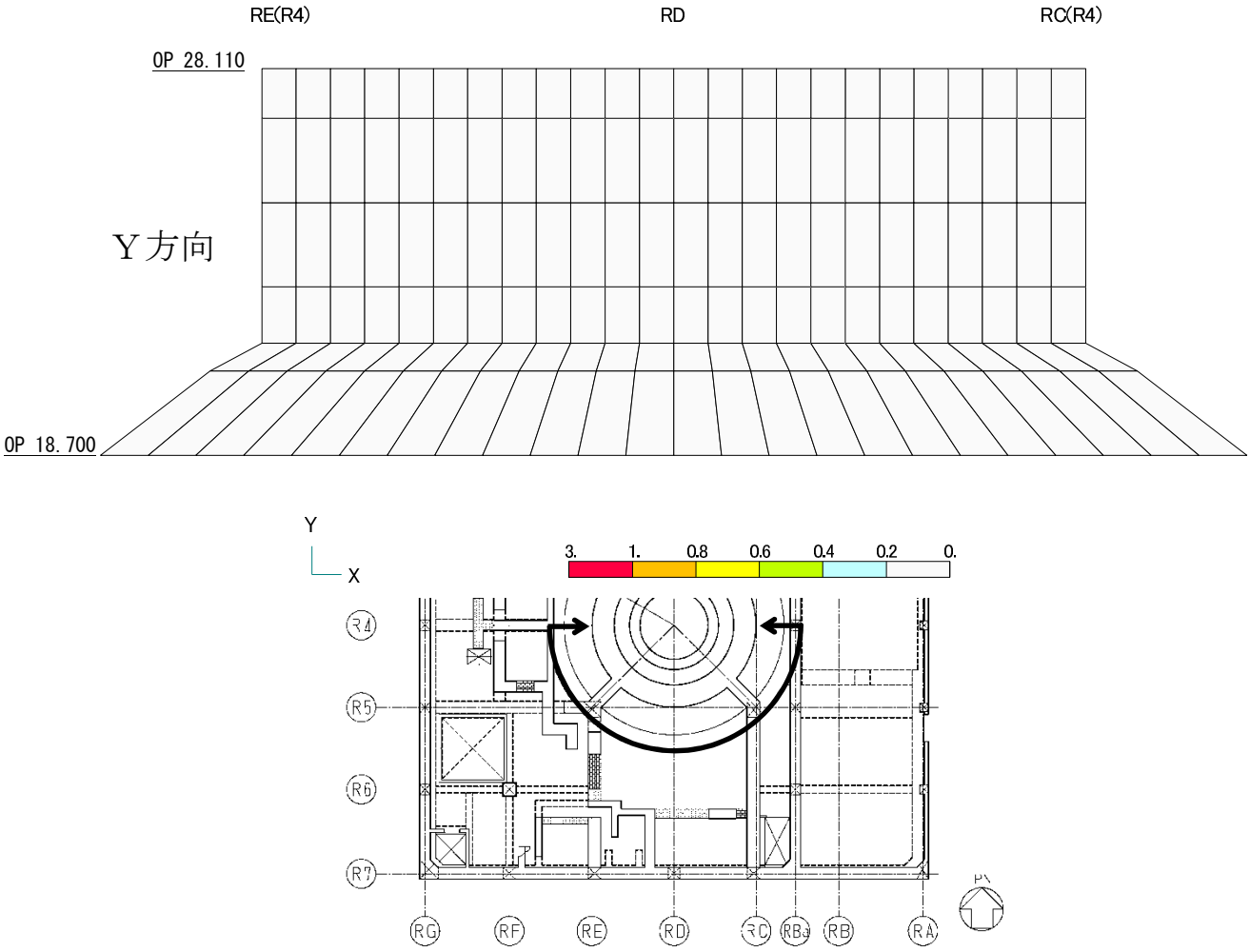


図-3.5.2　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）

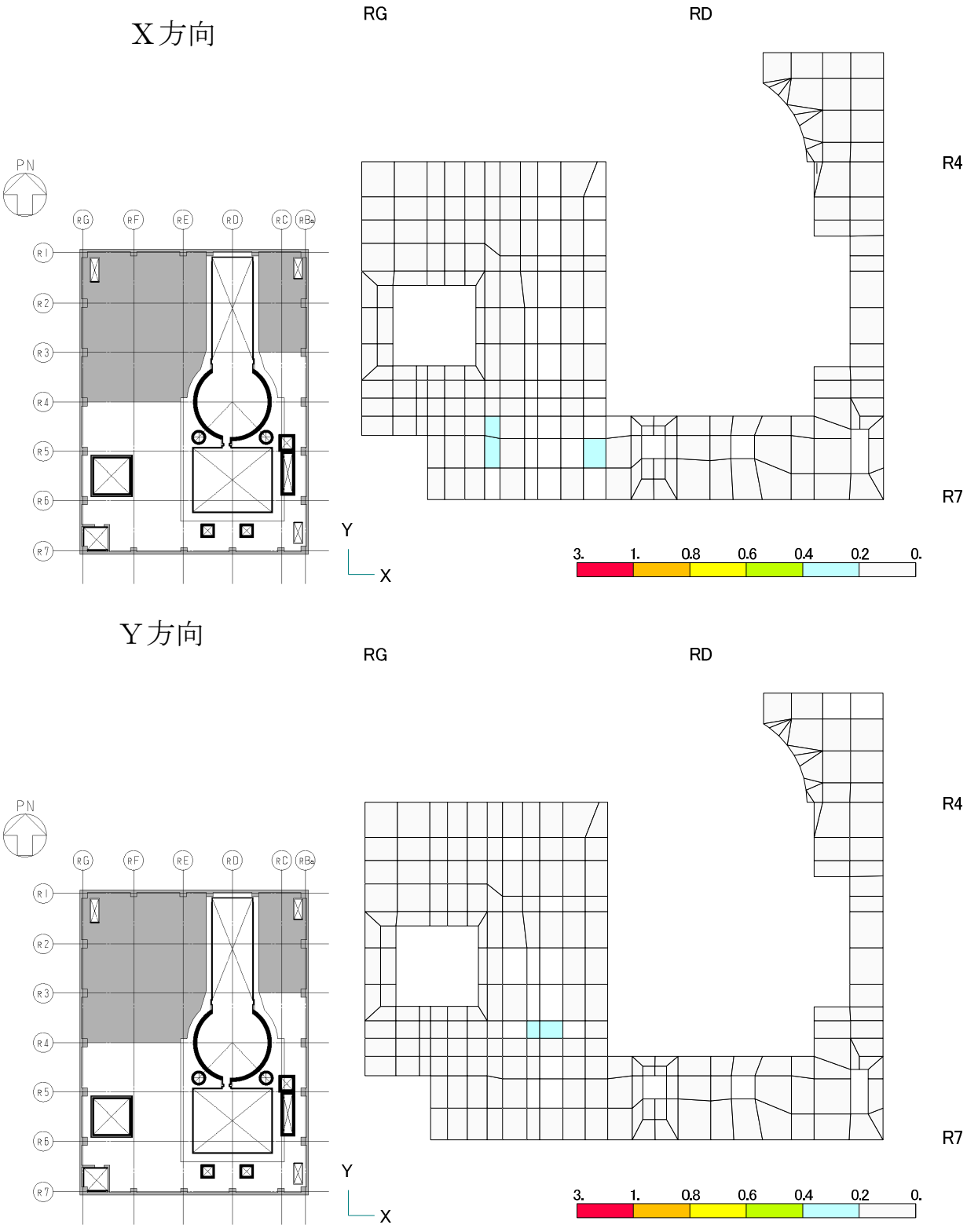
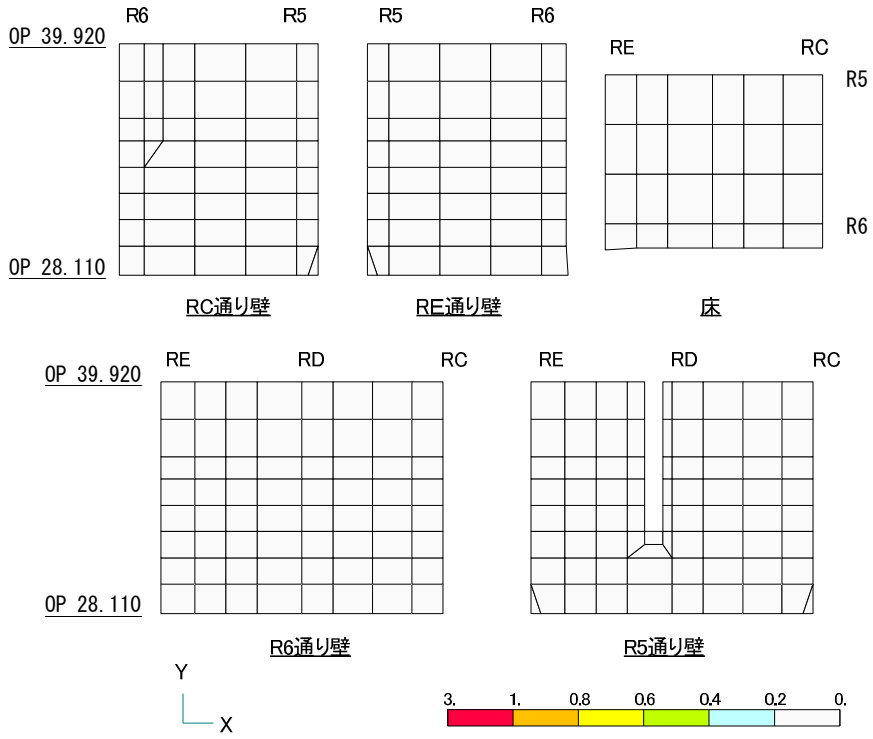
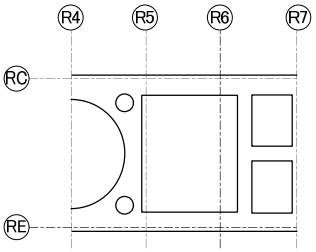
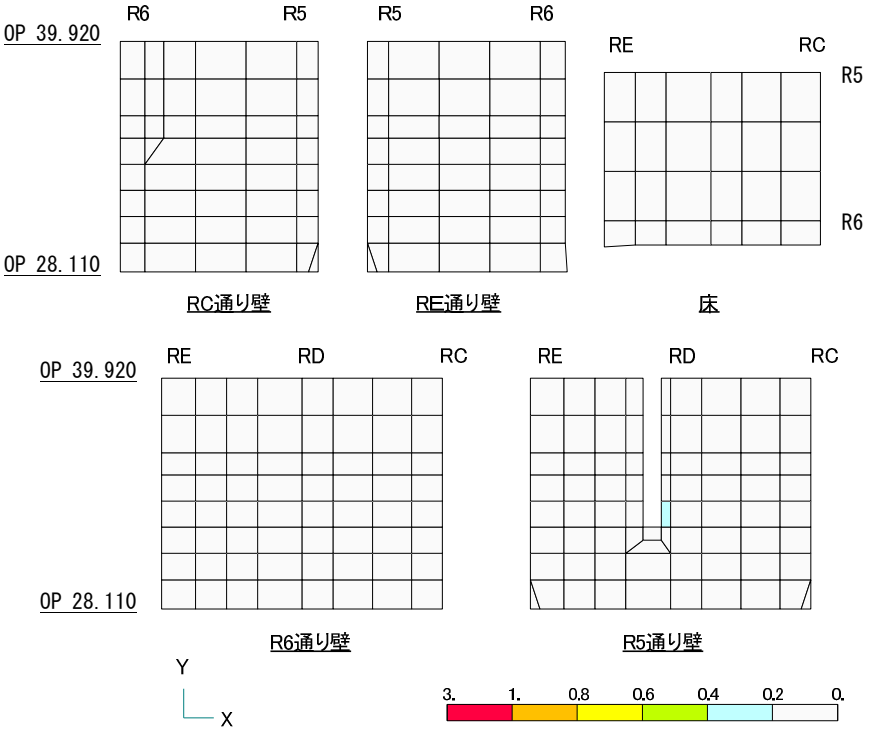


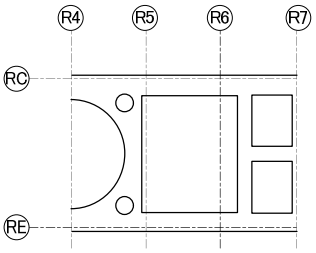
図-3.5.3　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）





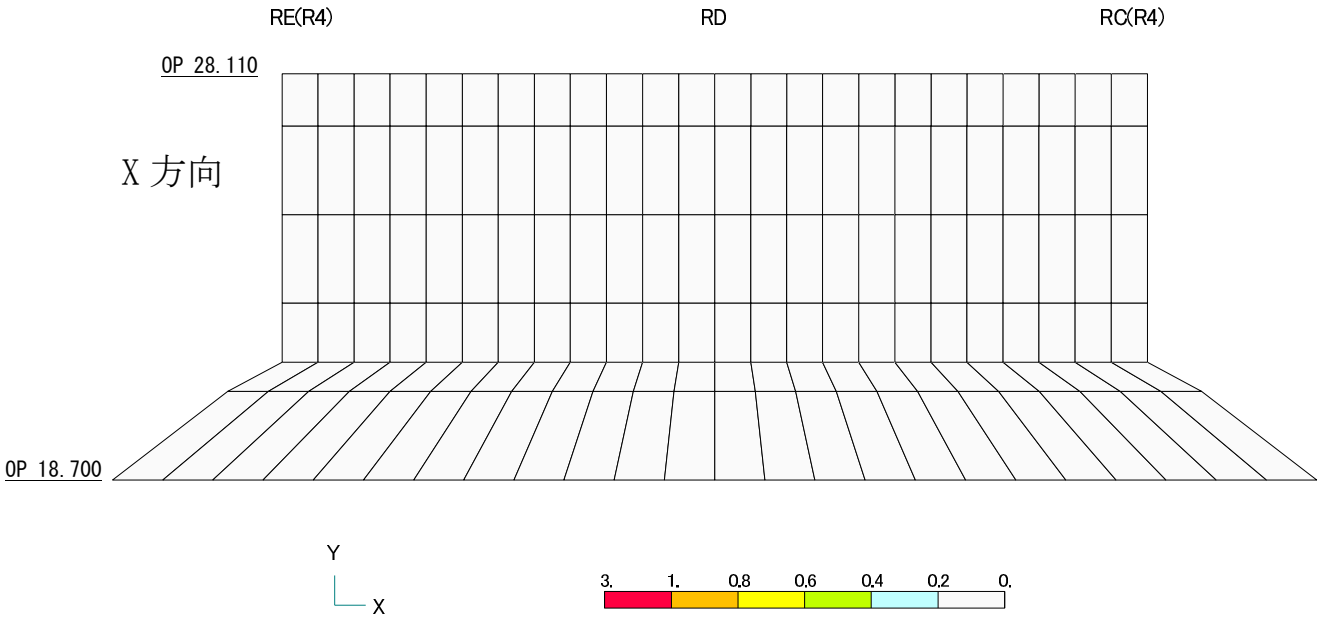
X 方向





Y 方向

図-3.5.4　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



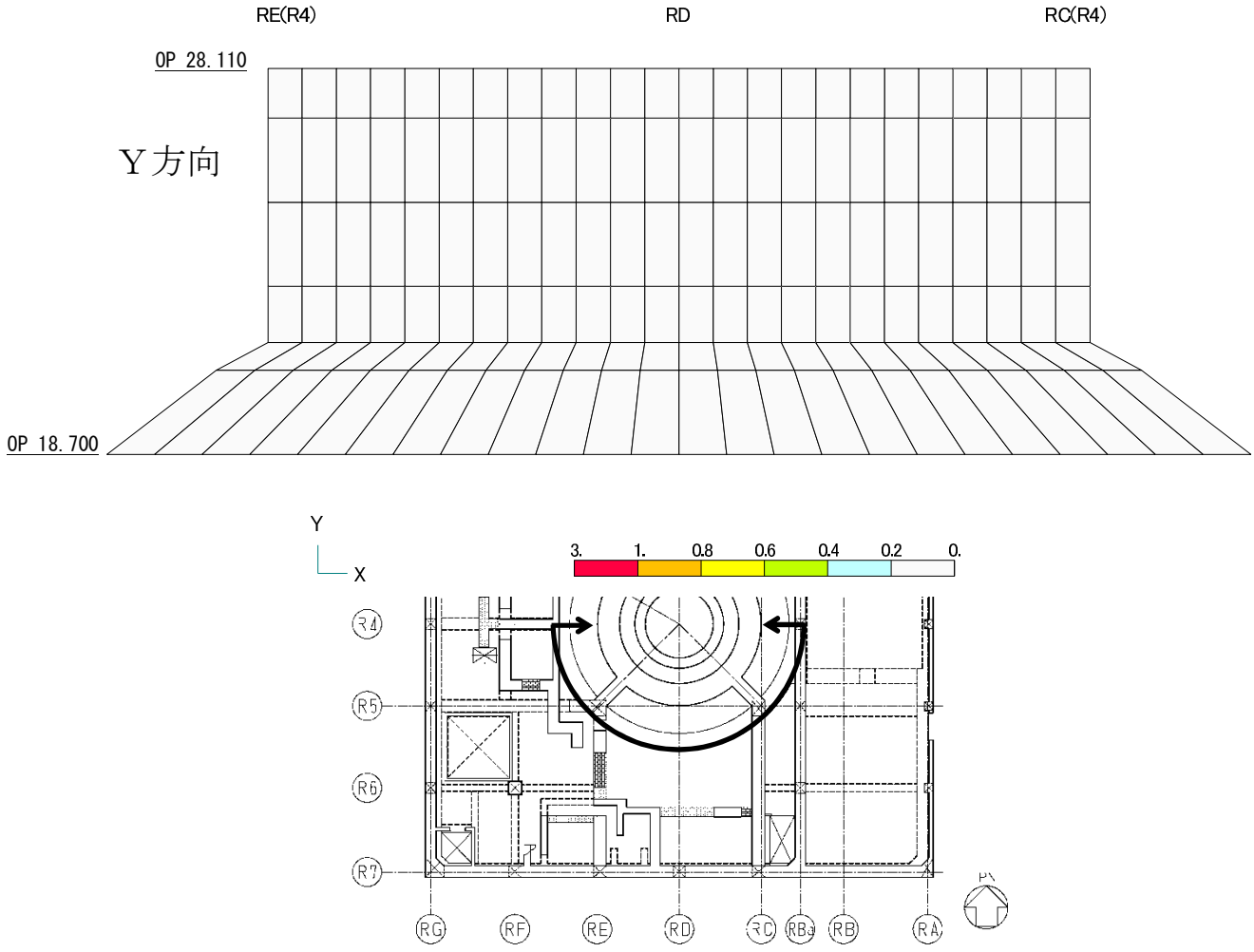


図-3.5.5　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）

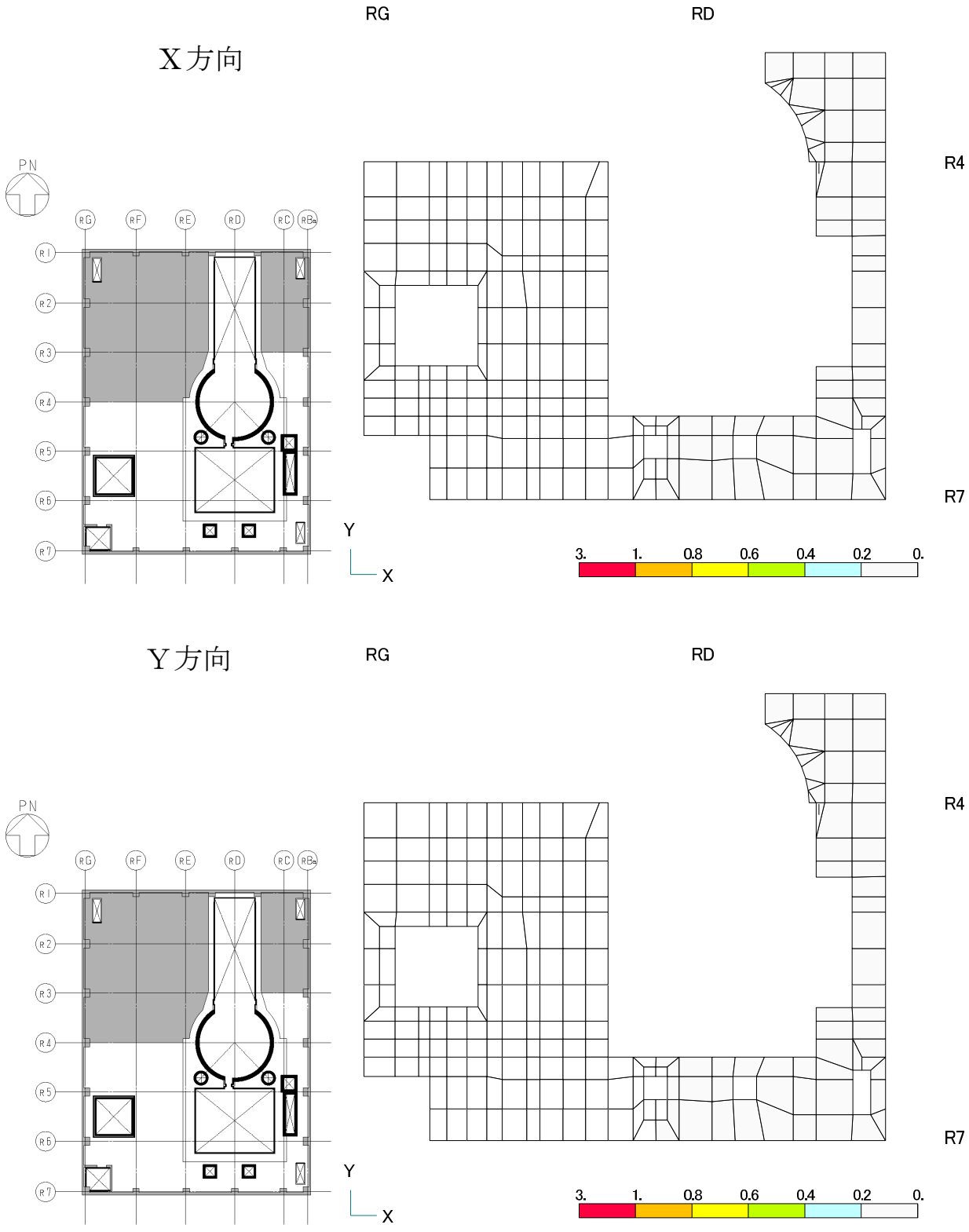
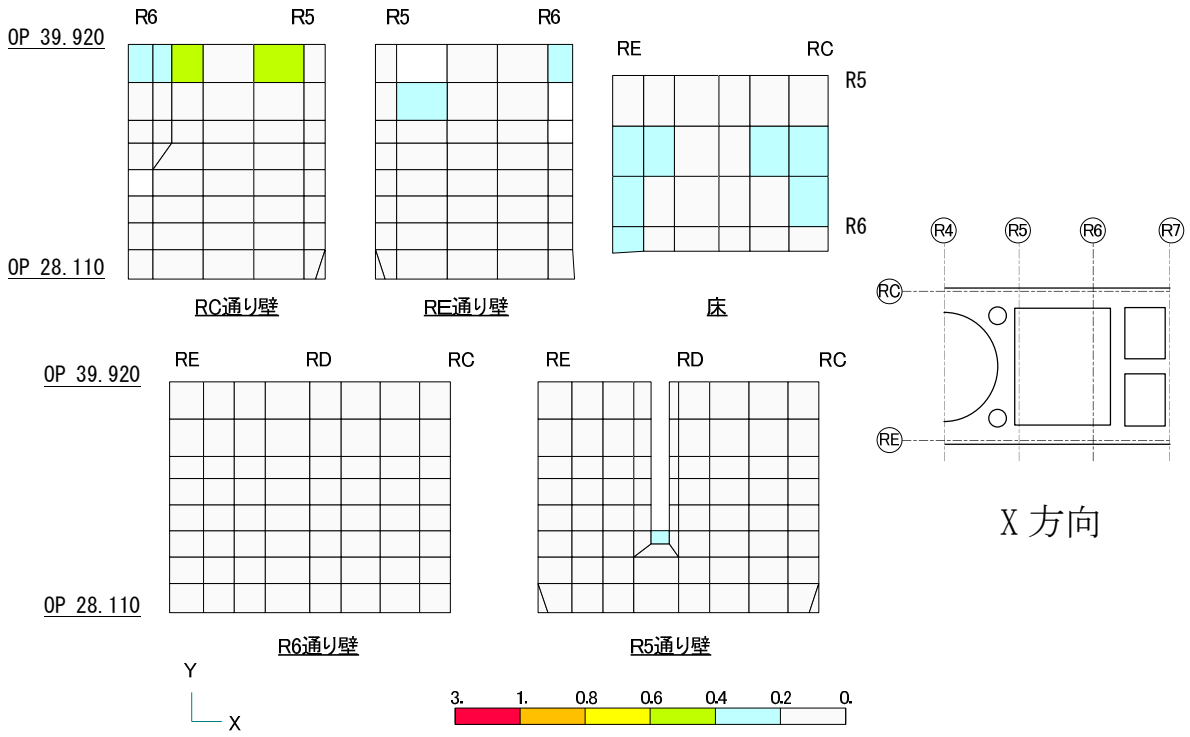


図-3.5.6　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



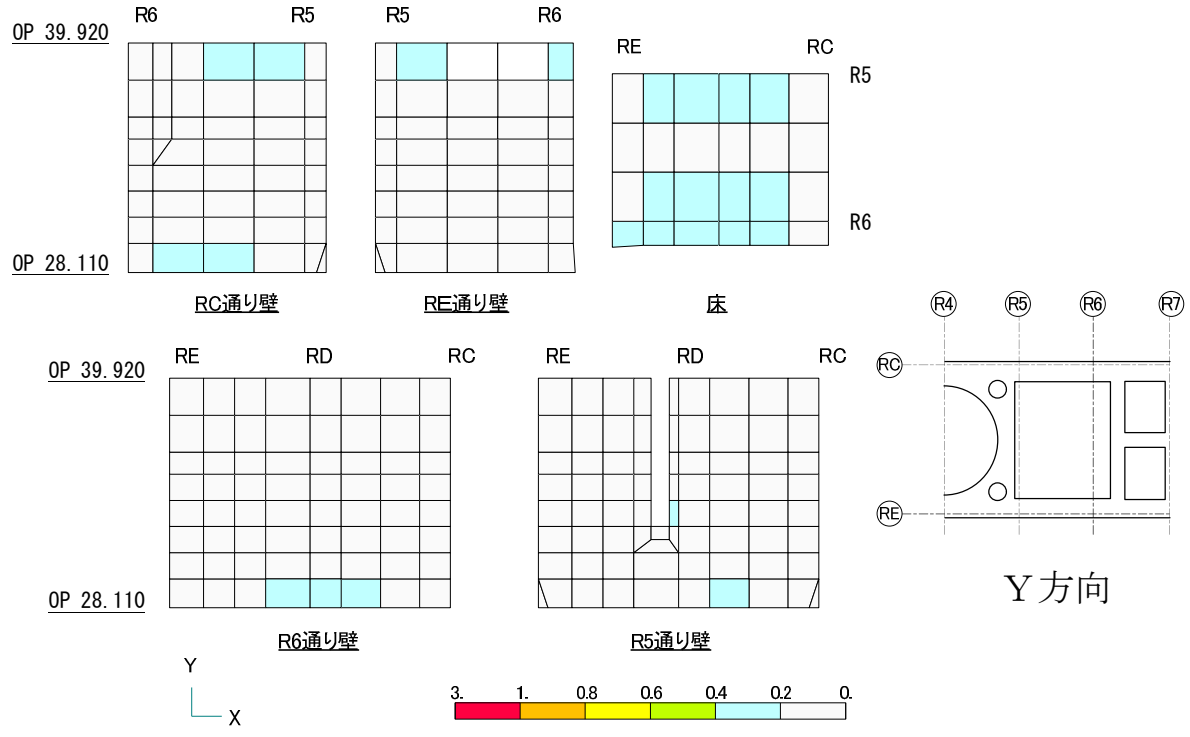
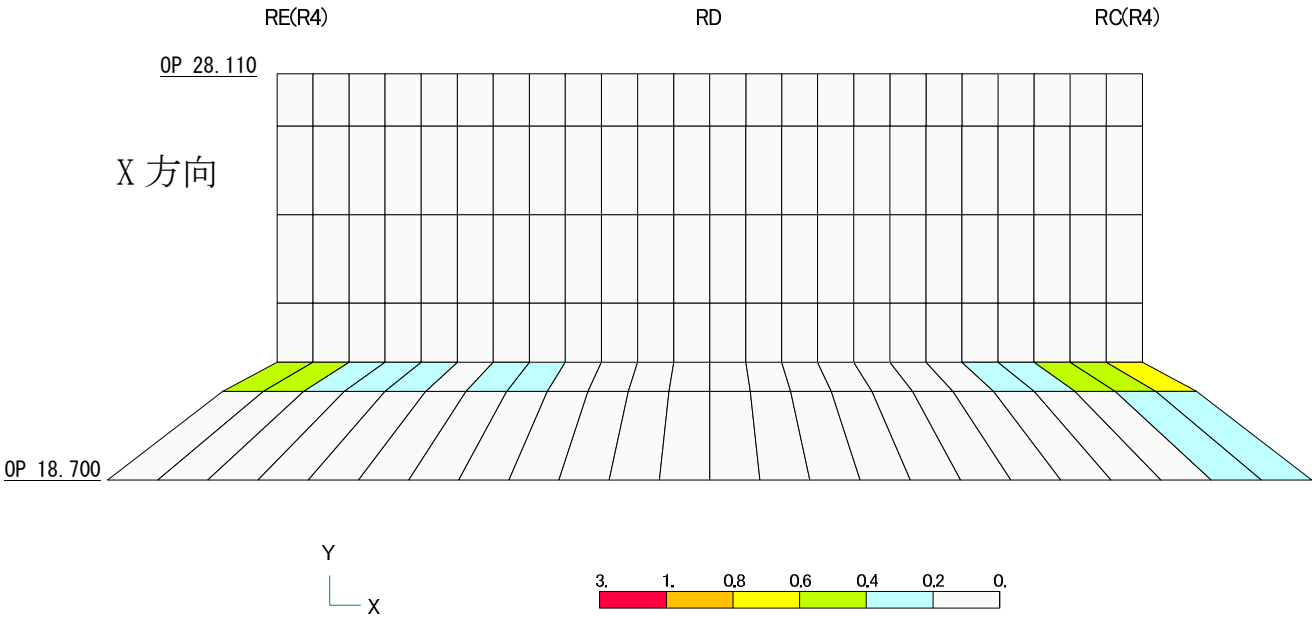


図-3.5.7　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



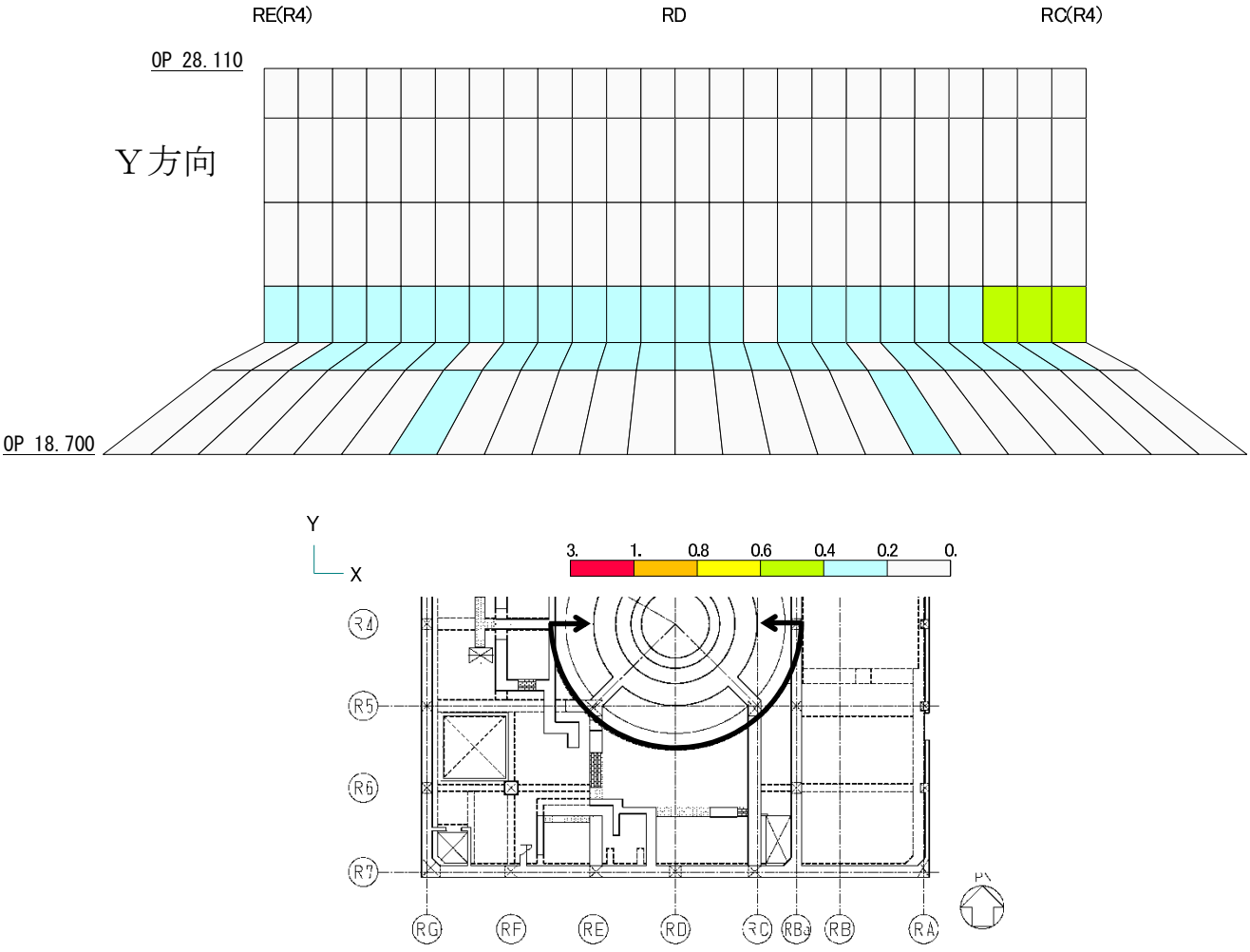


図-3.5.8　面外せん断力の検定比（シェル壁部）

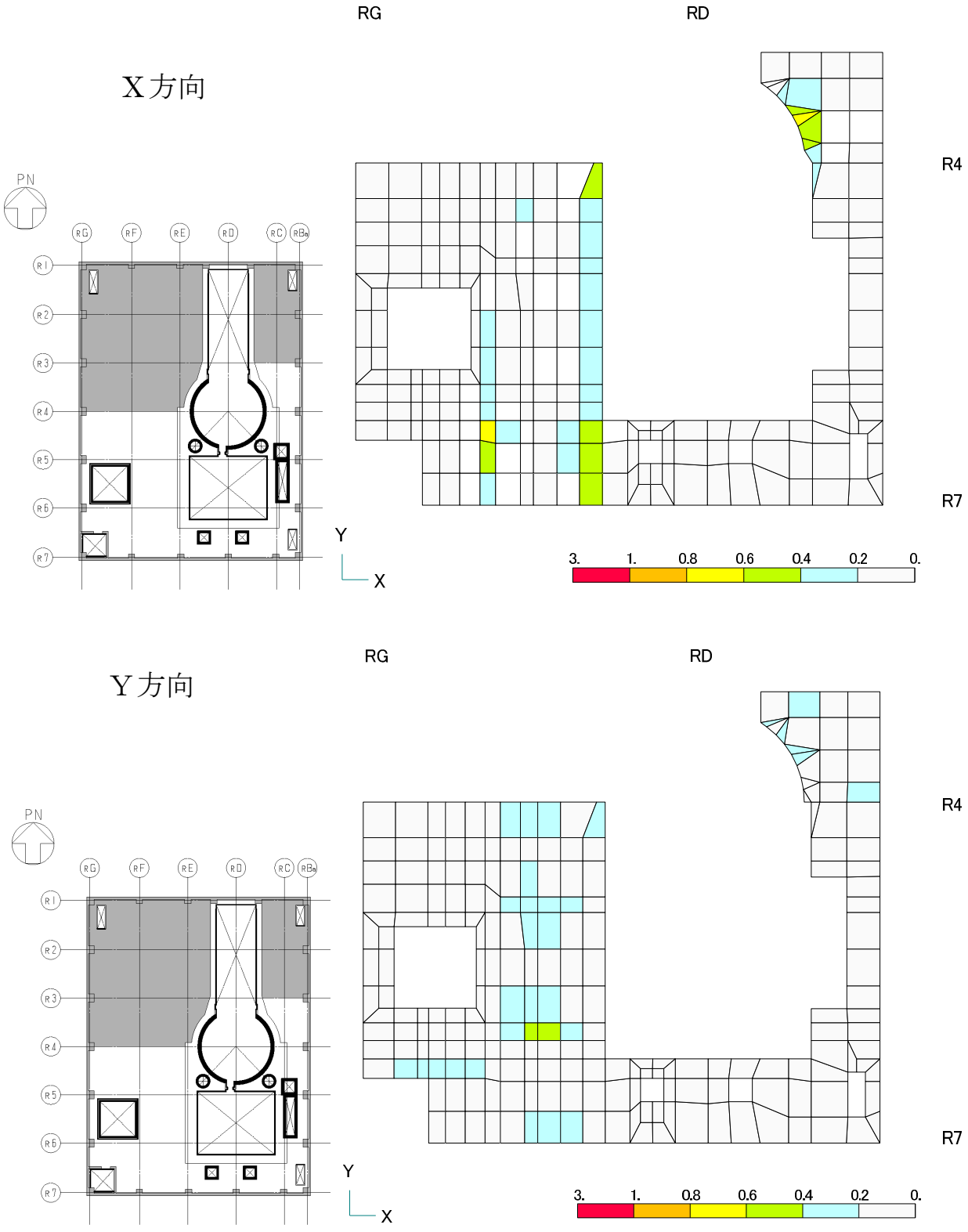


図-3.5.9　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

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

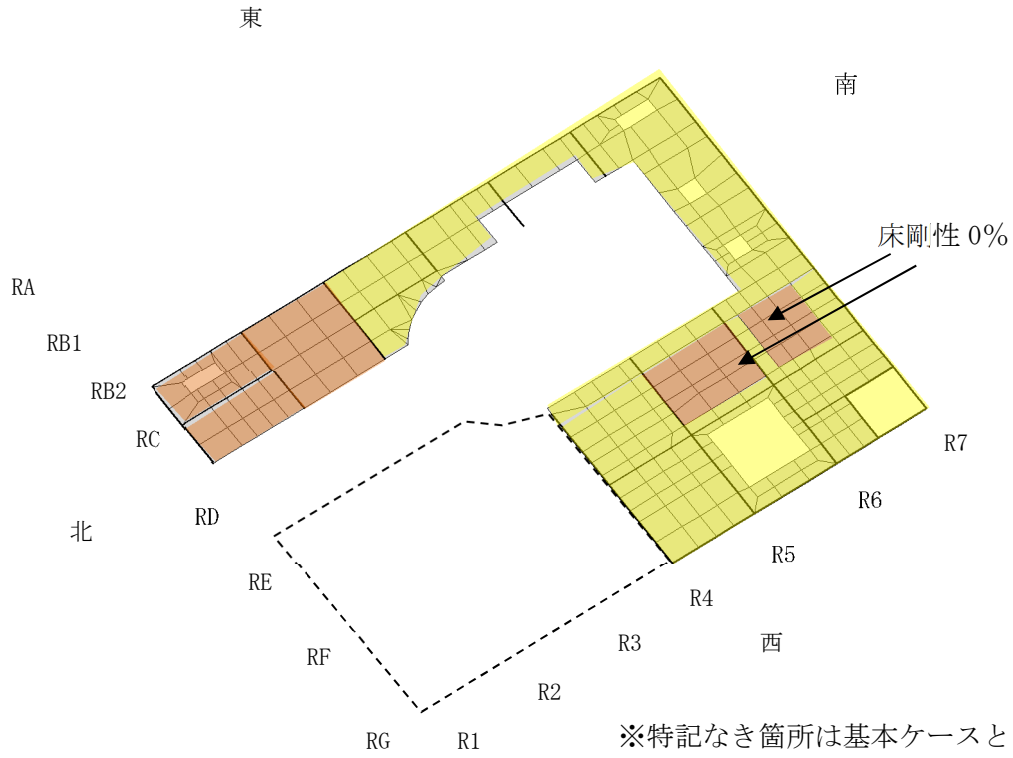
２章より，５階（O.P.39.92m）のプール部の西側床において，周辺に比べ比較的激しい損傷状況が確認されており，その箇所の剛性を無視した場合を想定する。

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。

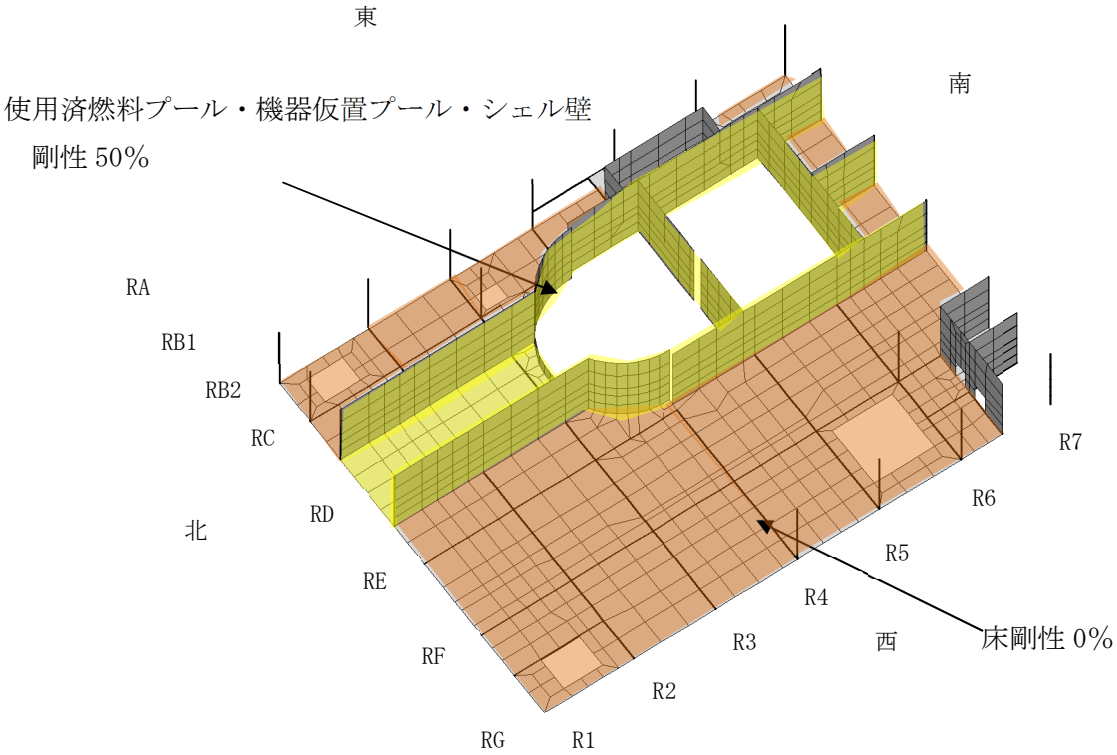
(2) 使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁

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。



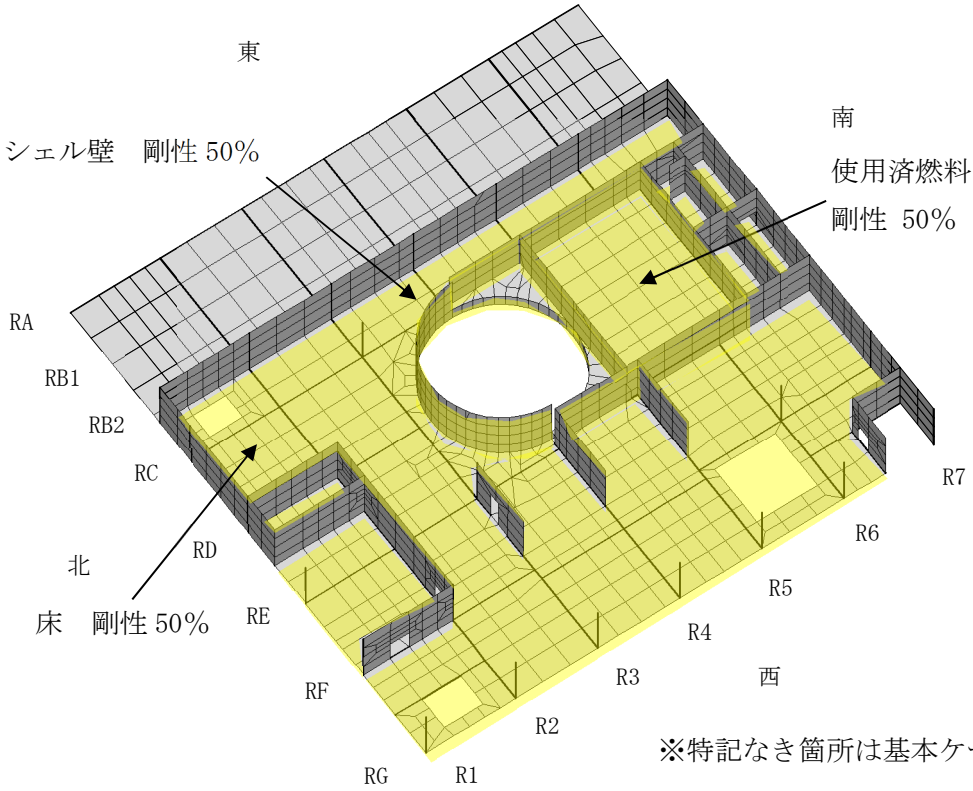
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-1　損傷仮定　アイソメ図　５階（0.P.39.92m）　（パラメータケース）



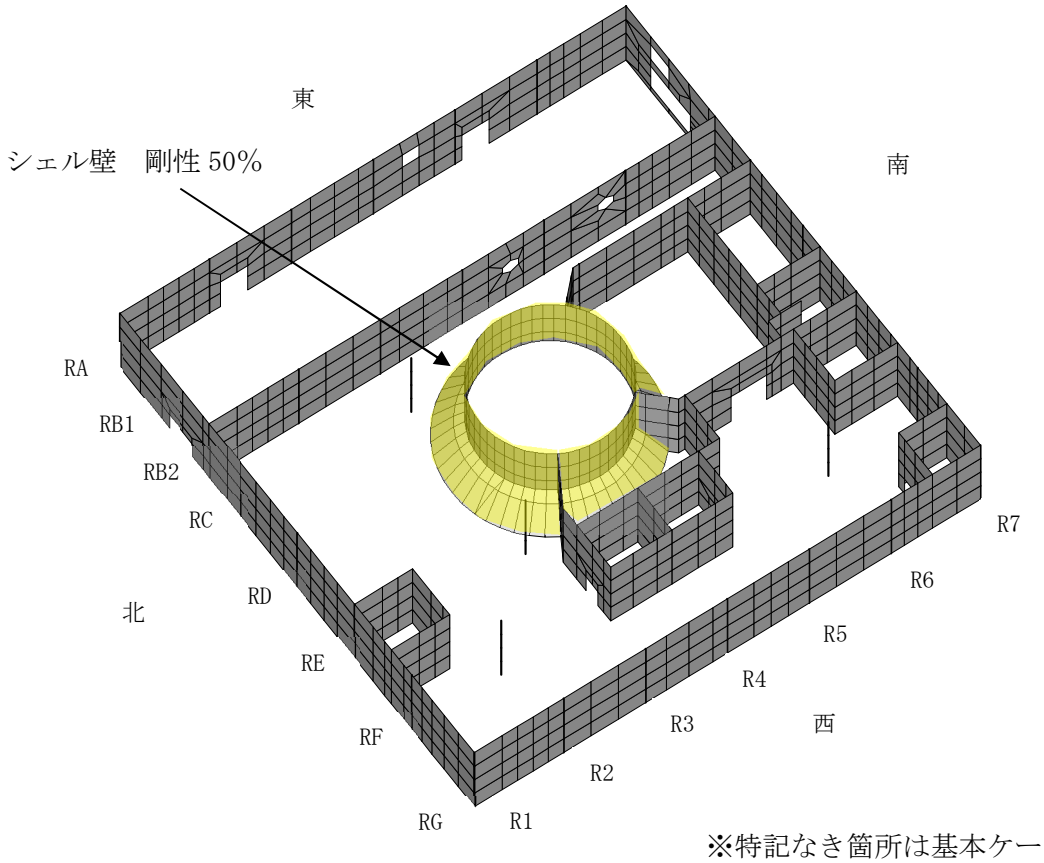
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-2　損傷仮定　アイソメ図　４階（0.P.32.3m）　（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（0.P.26.9m）　（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（0.P.18.7m）　（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。

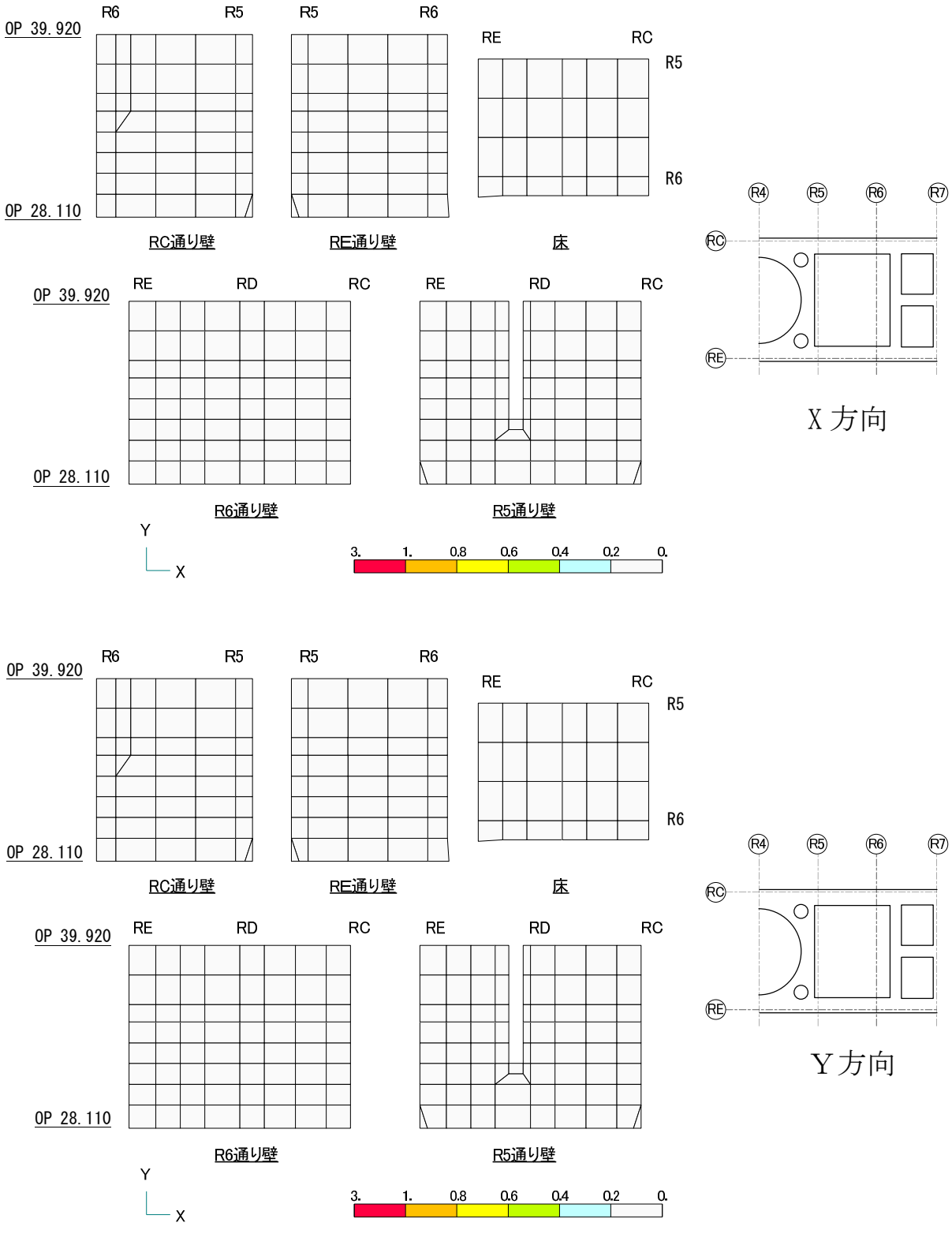
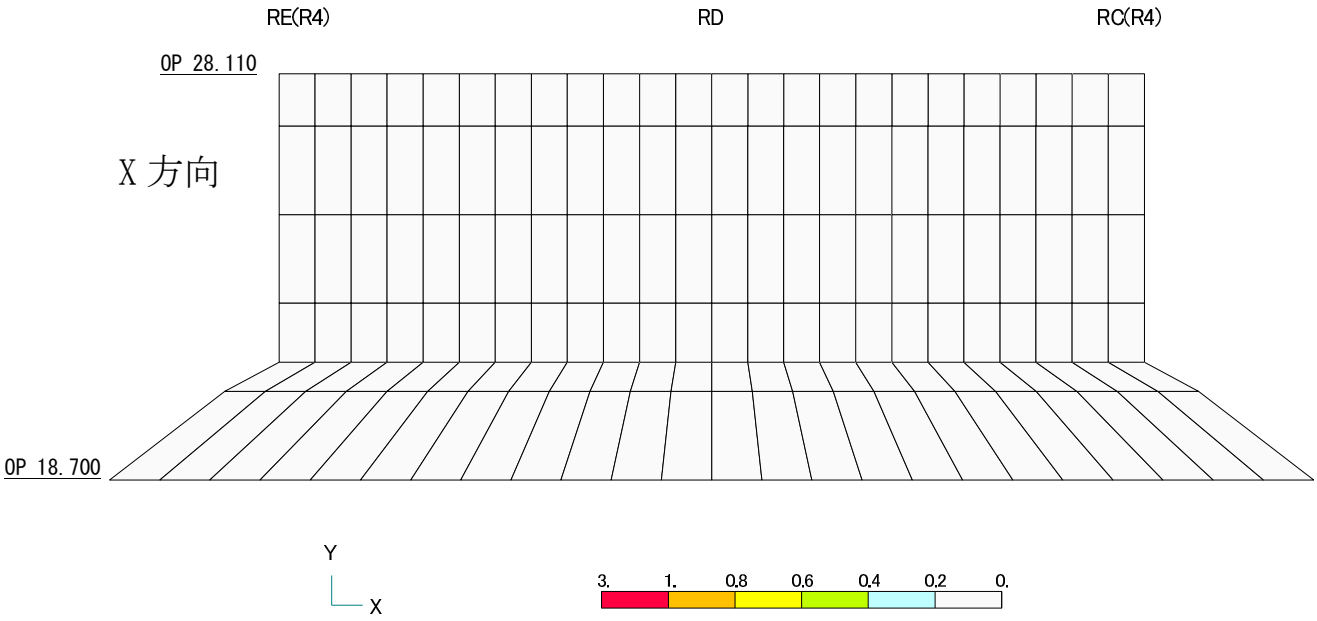


図-5　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



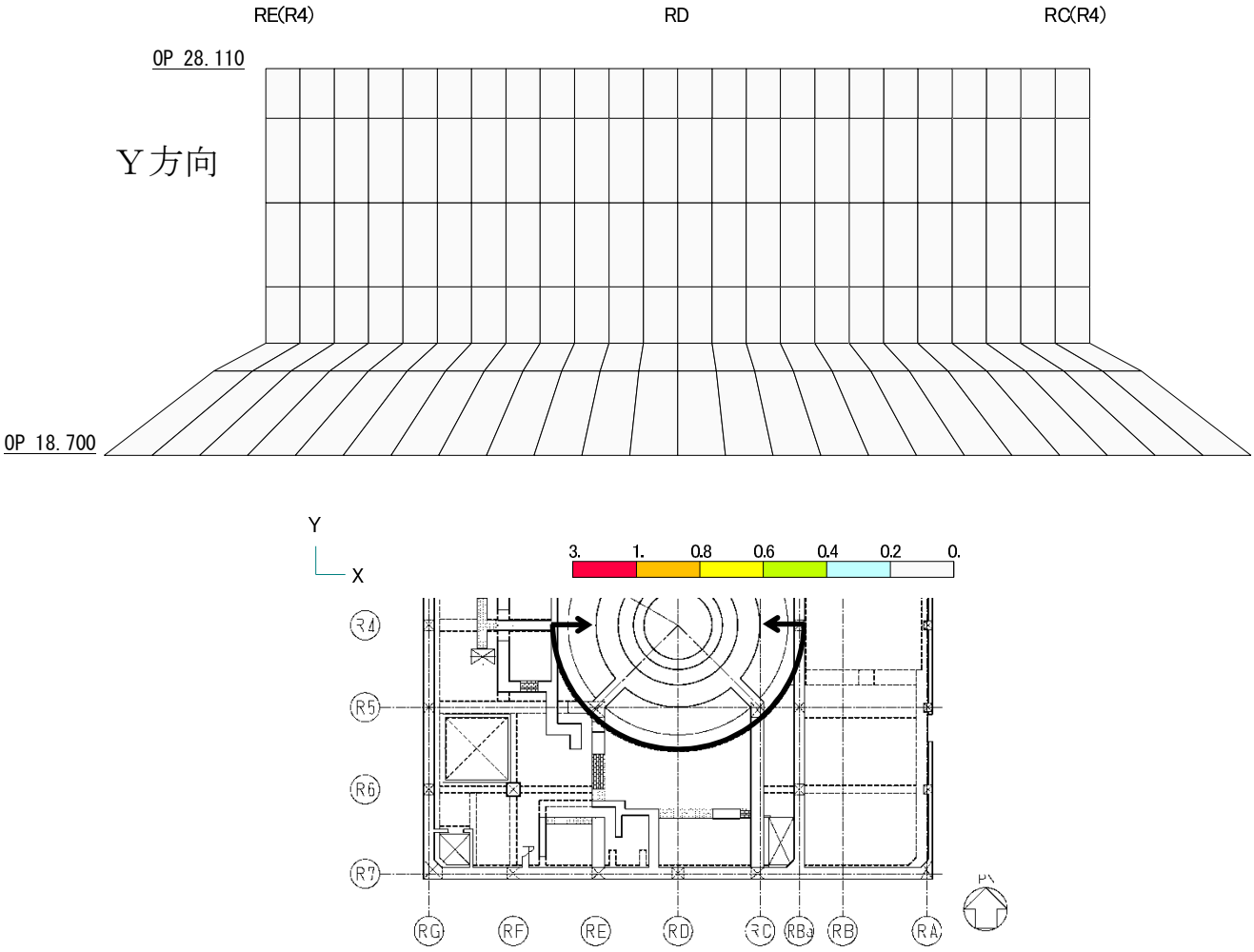
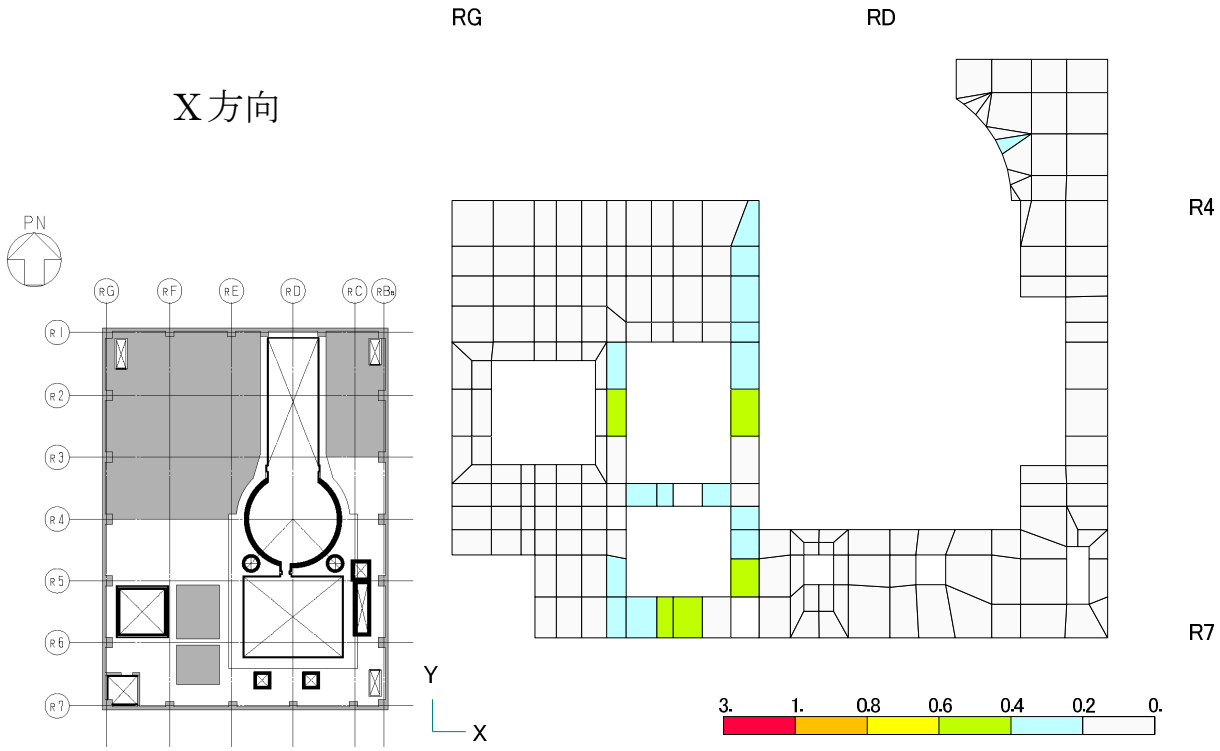


図-6　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）



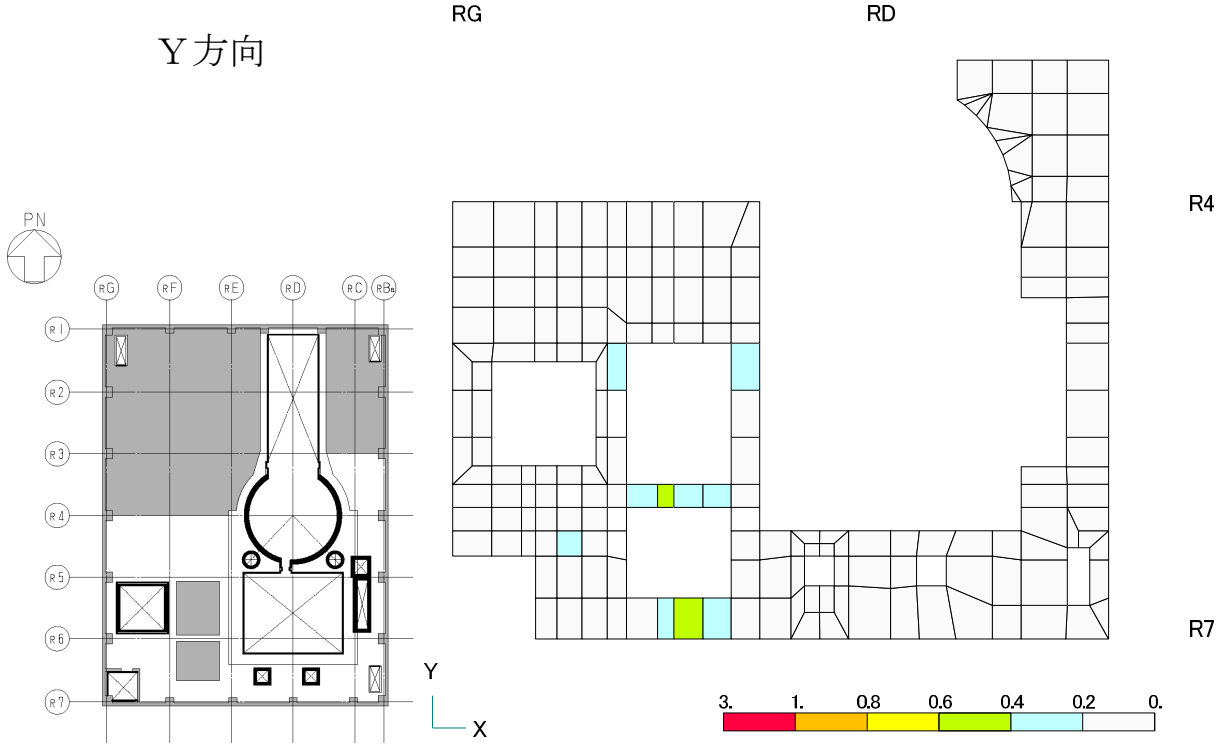
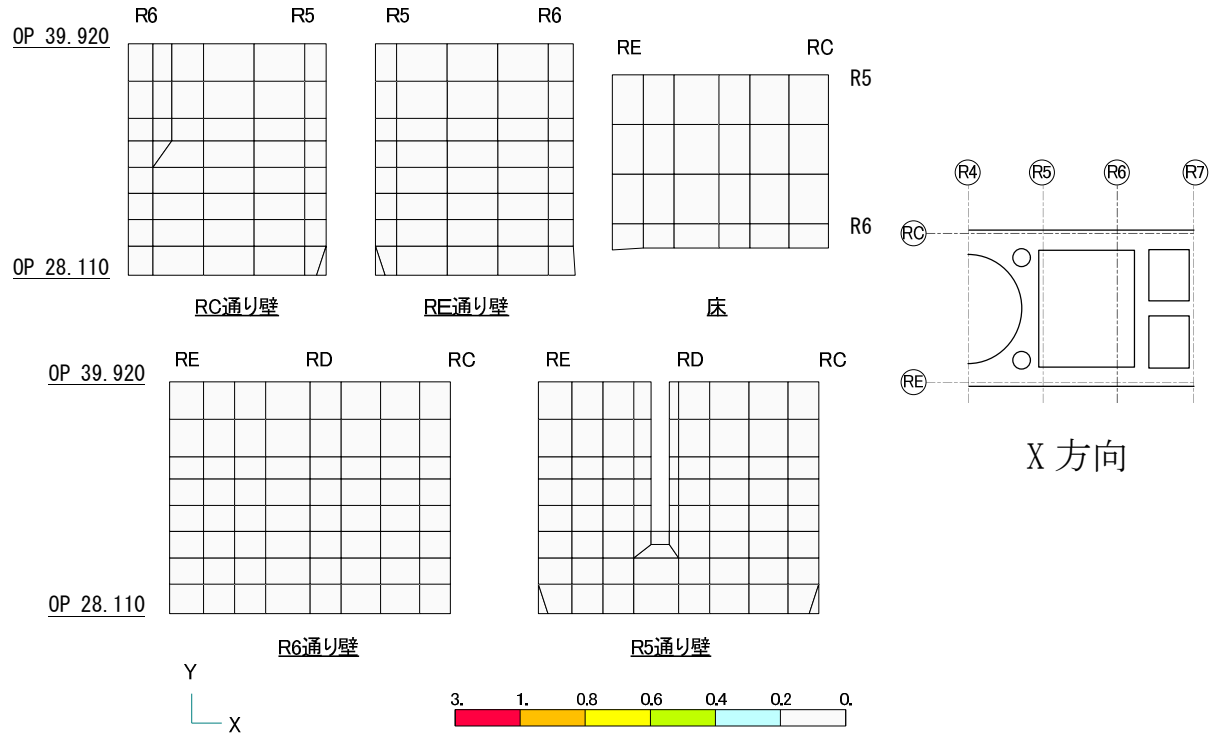


図-7　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



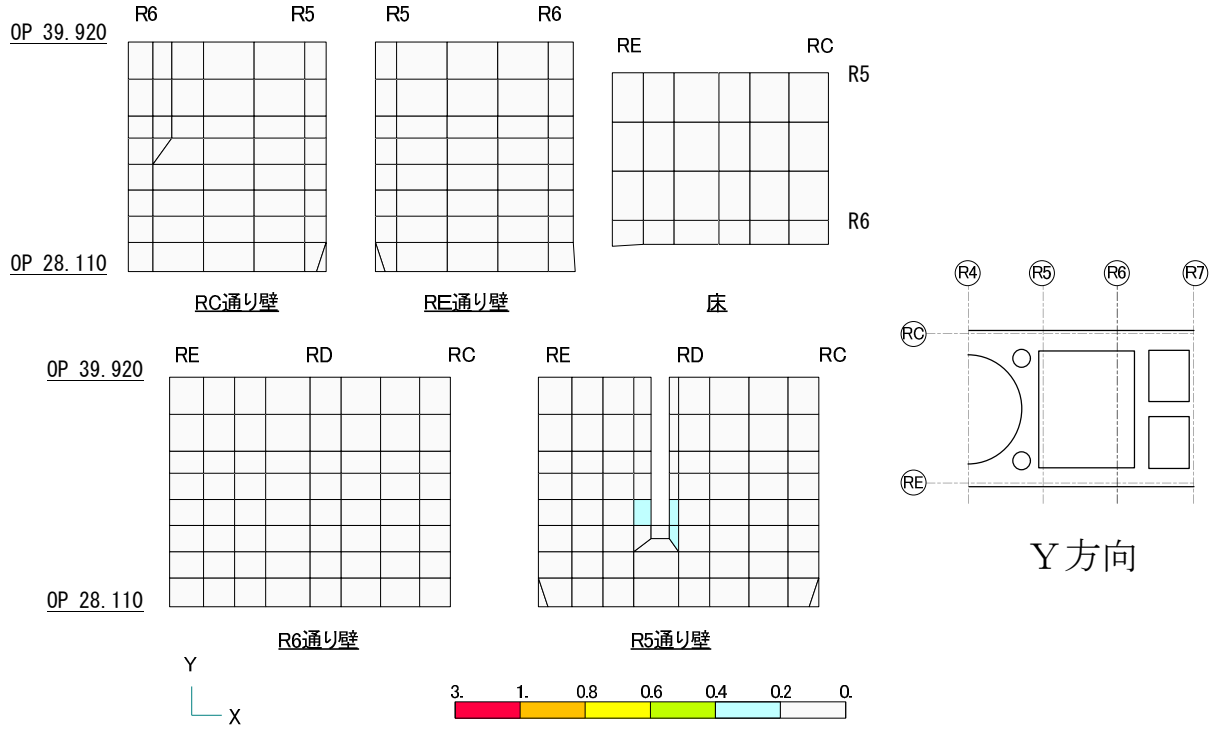
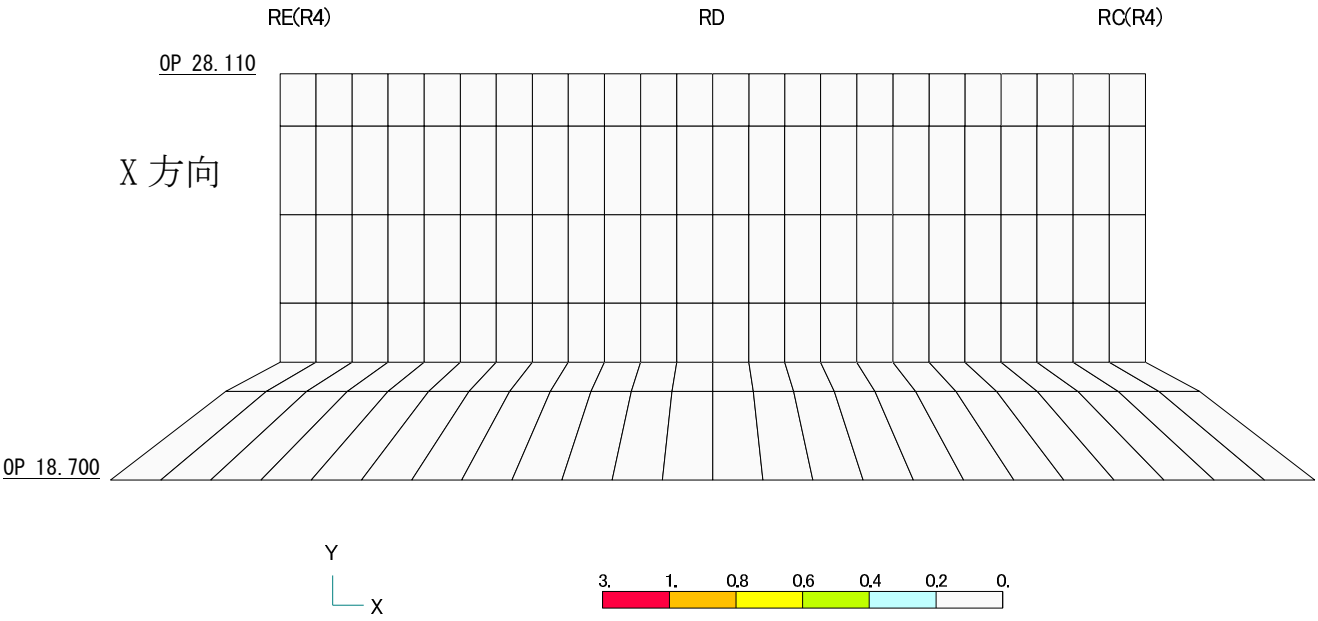


図-8　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



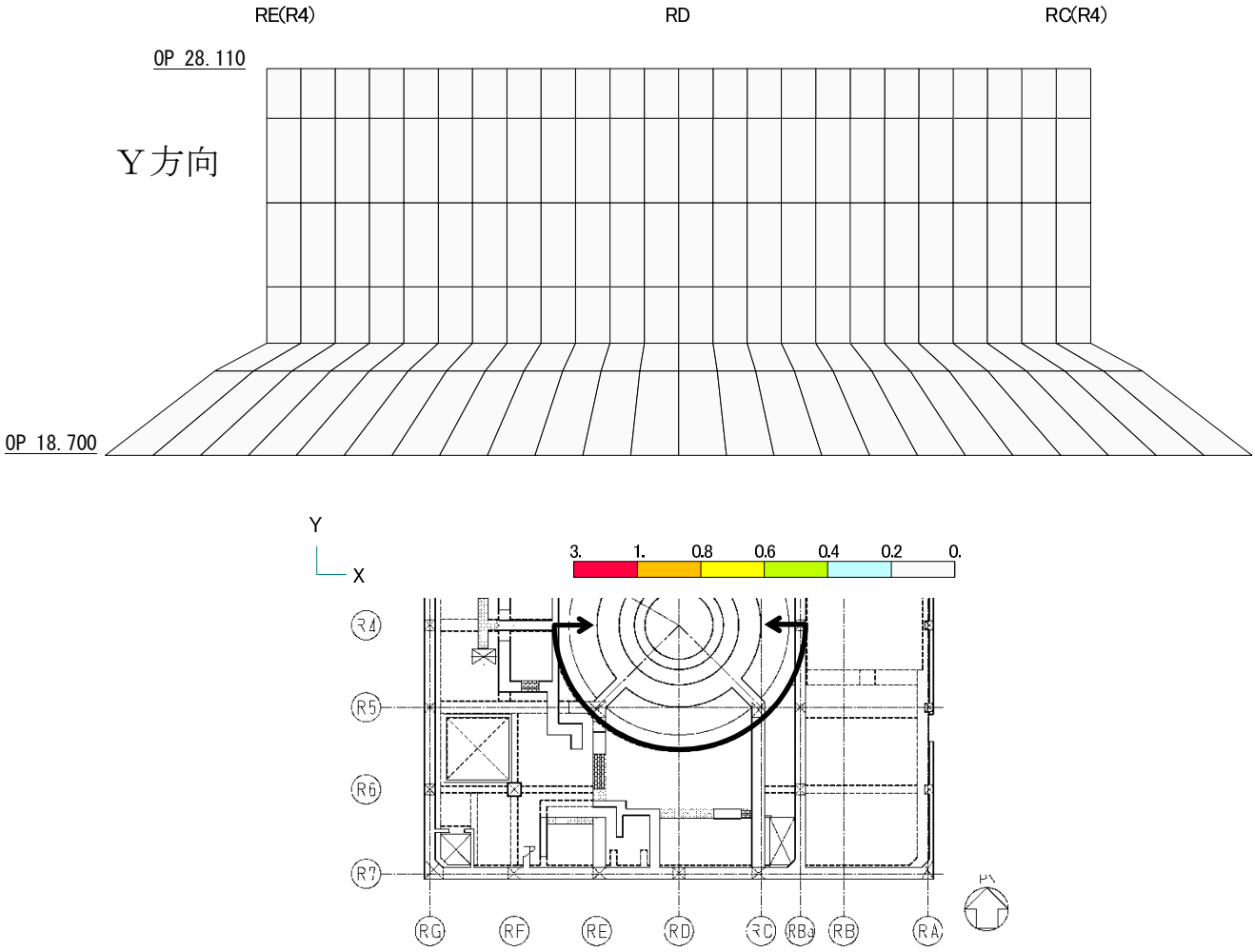


図-9　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）

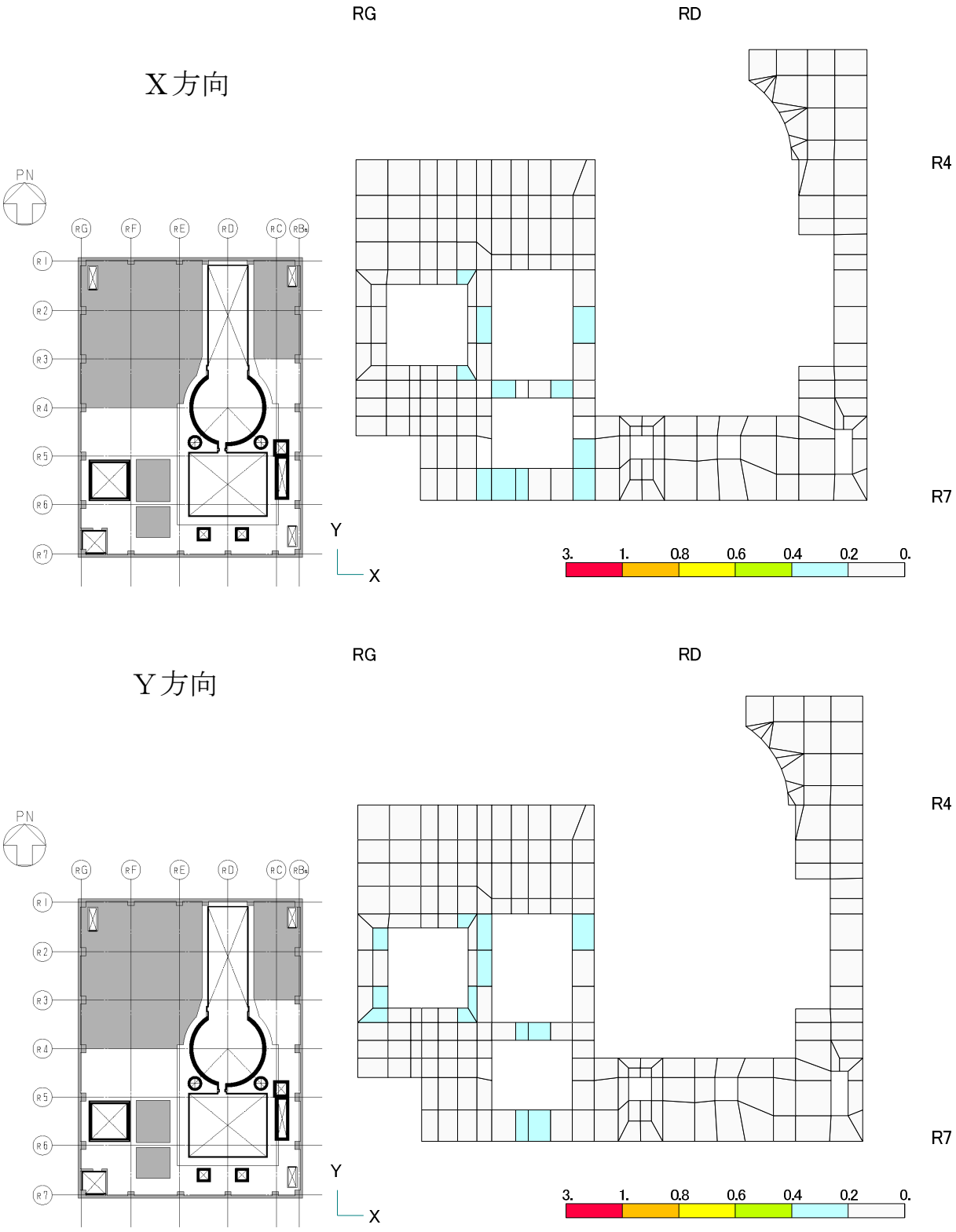
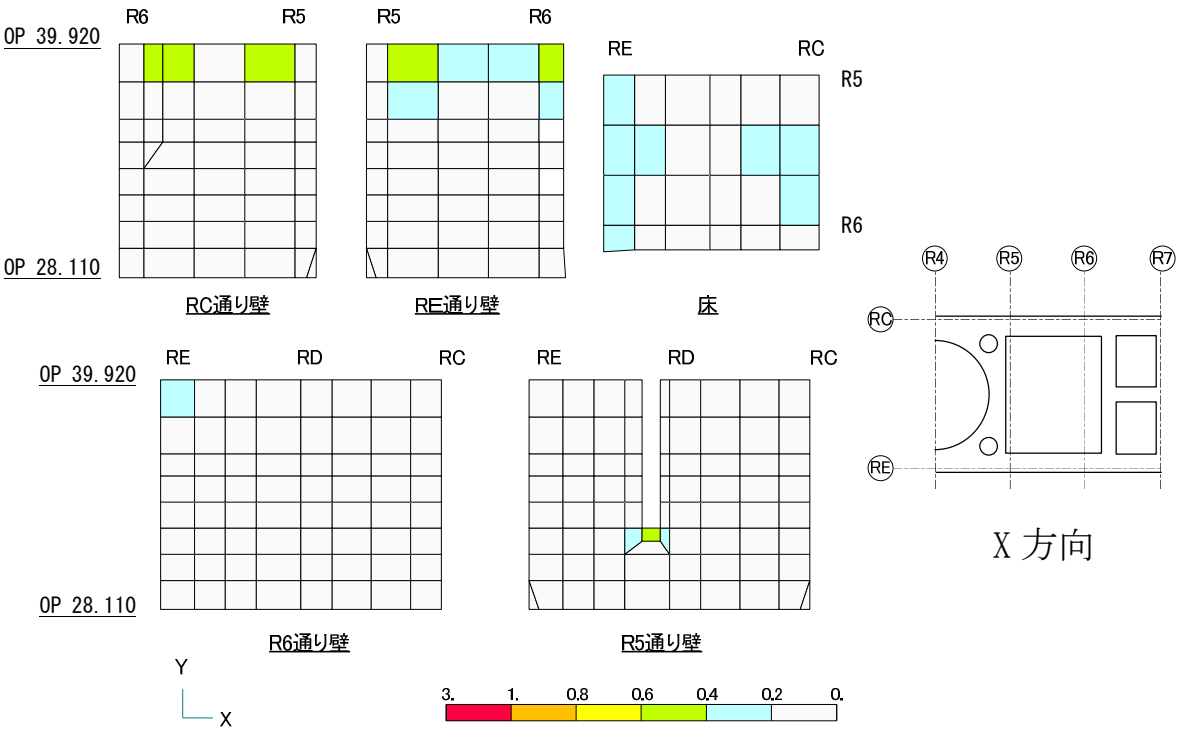


図-10　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



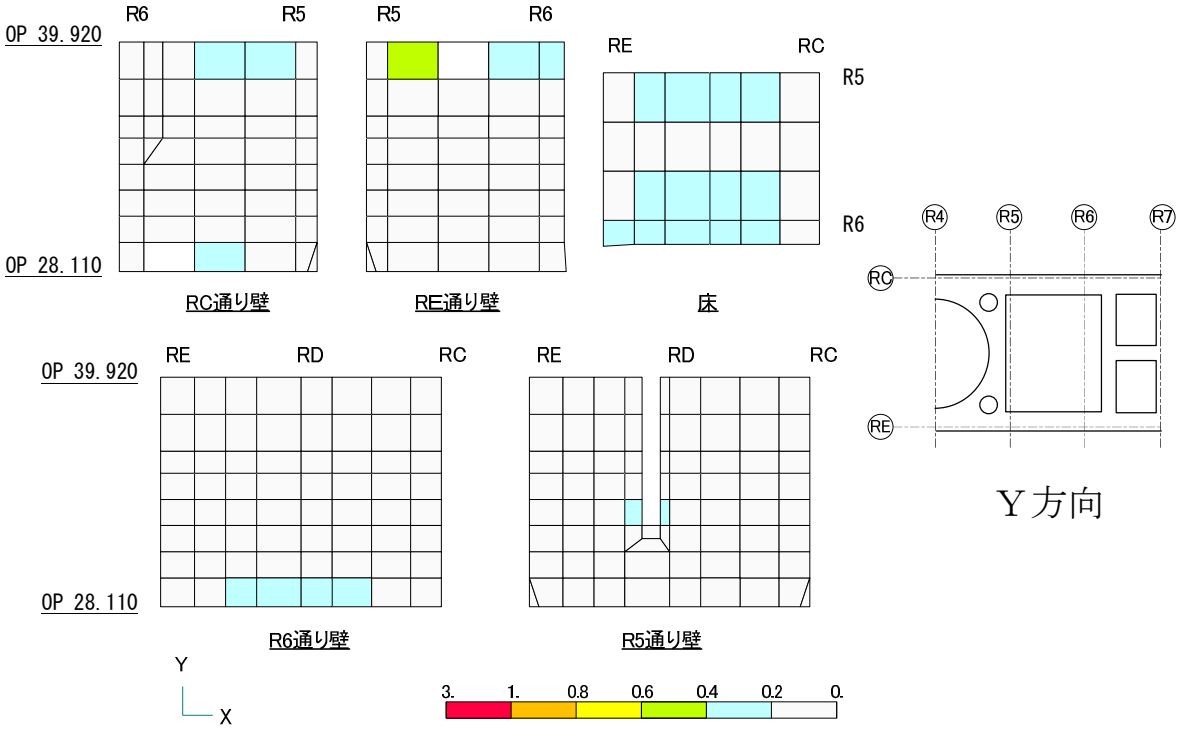
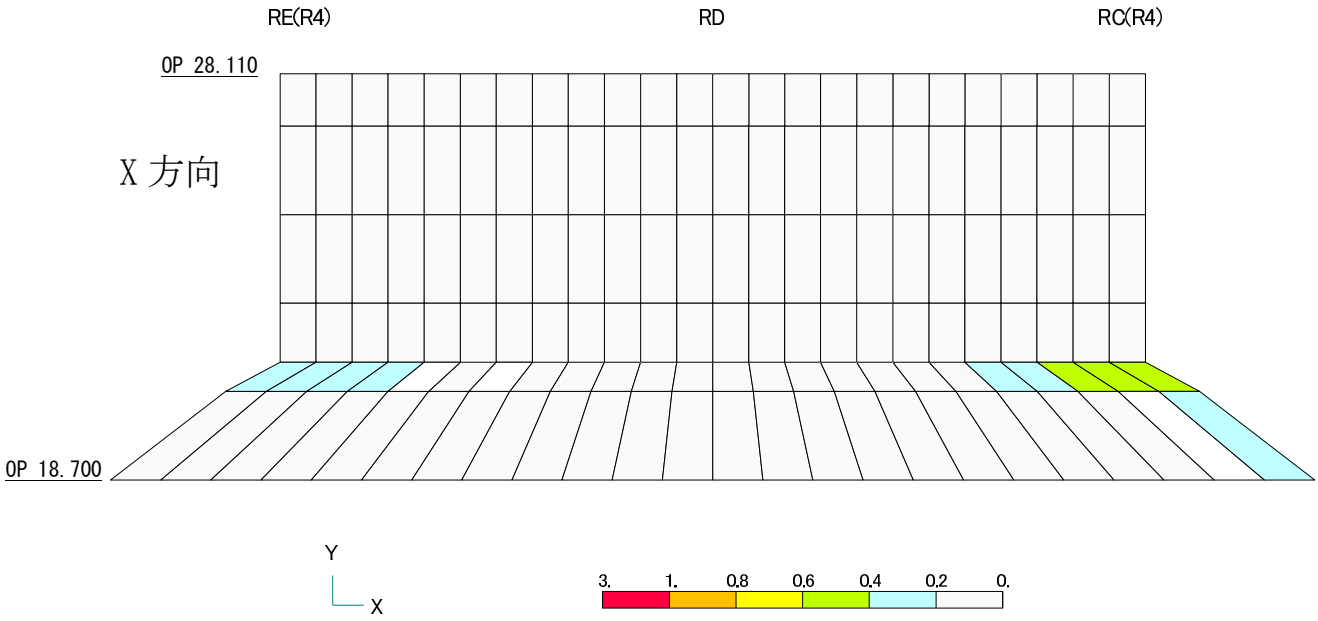


図-11　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



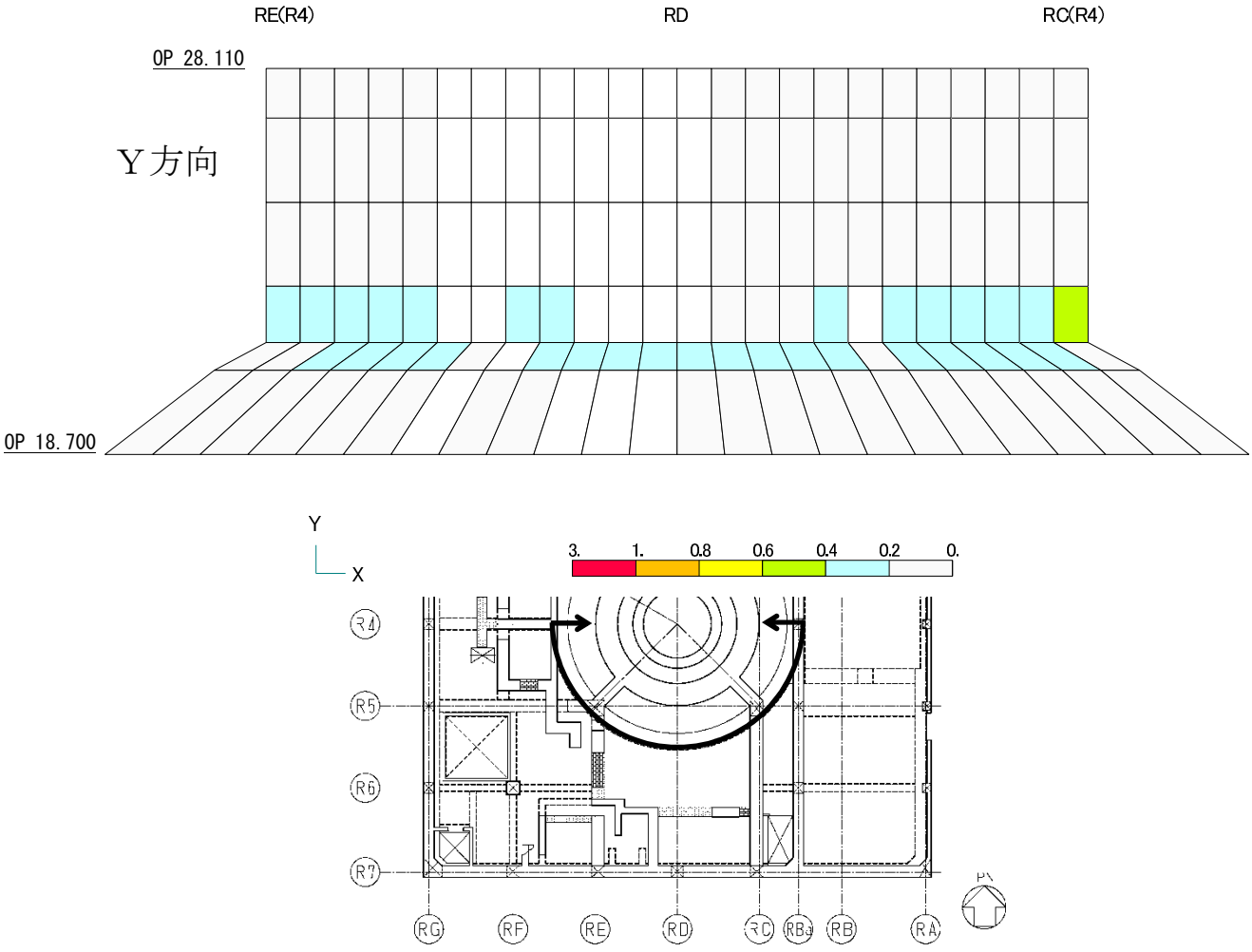
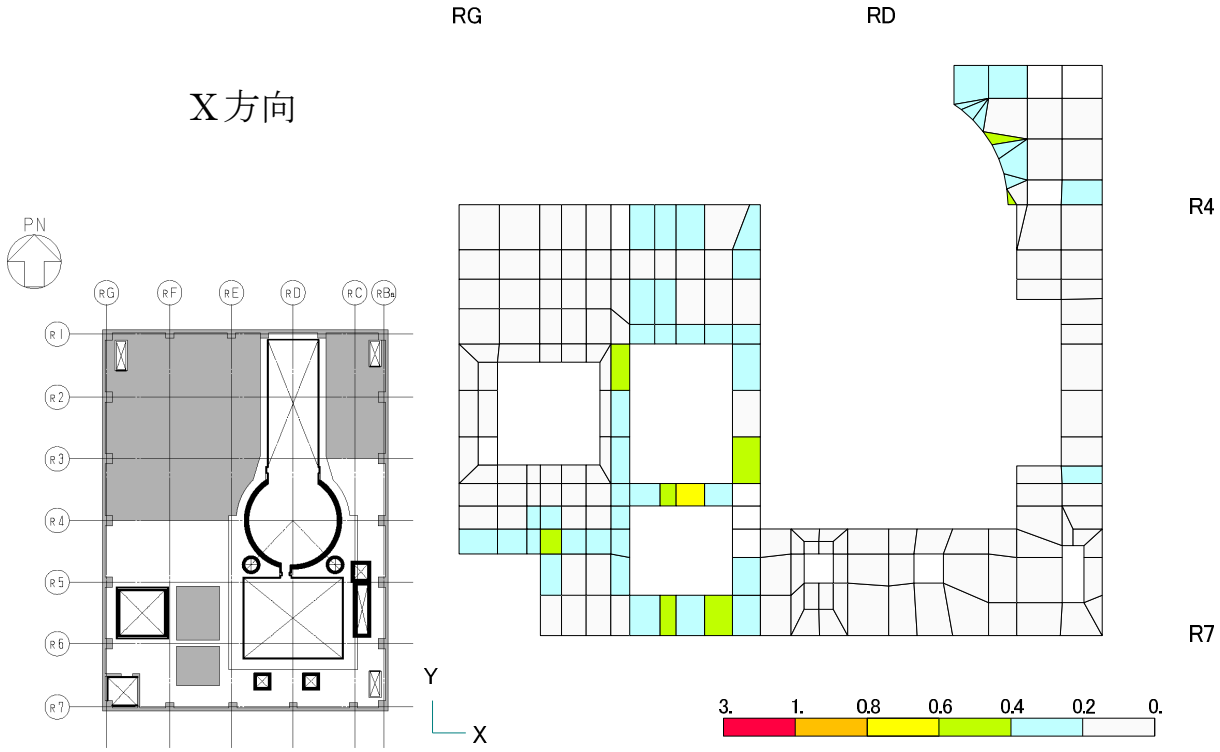


図-12　面外せん断力の検定比（シェル壁部）



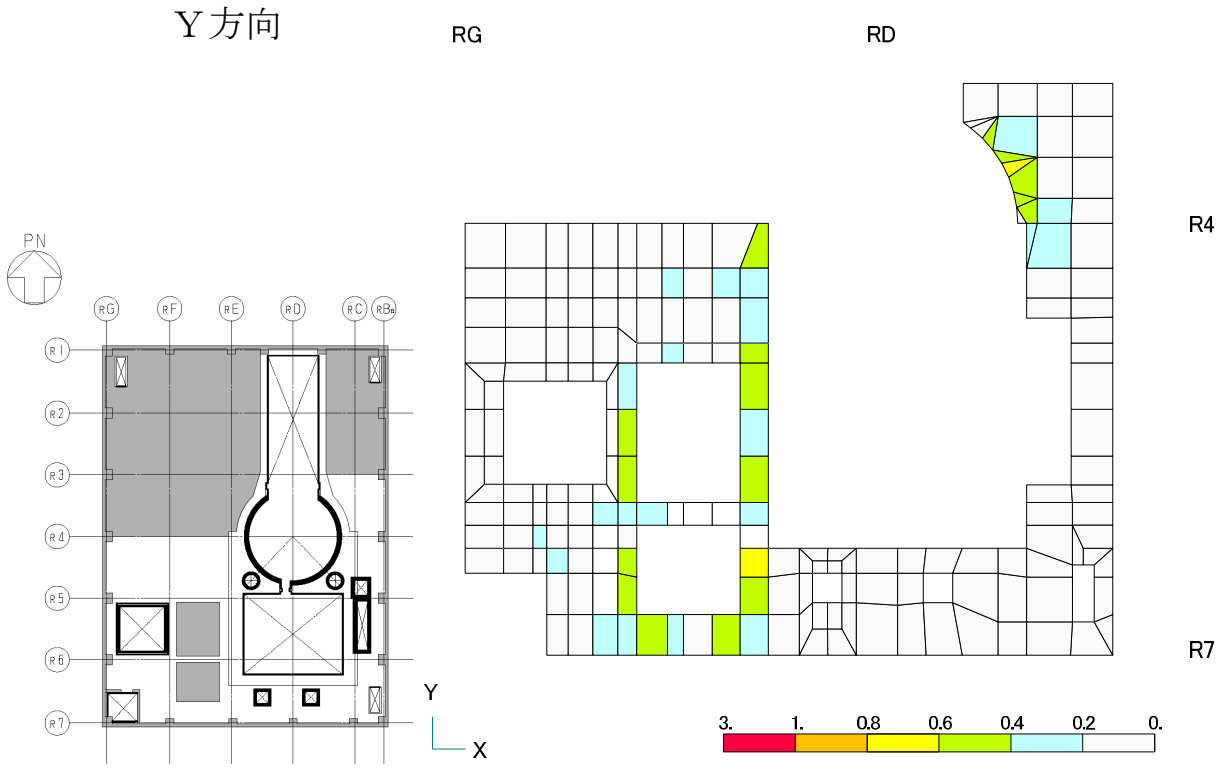


図-13　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

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。

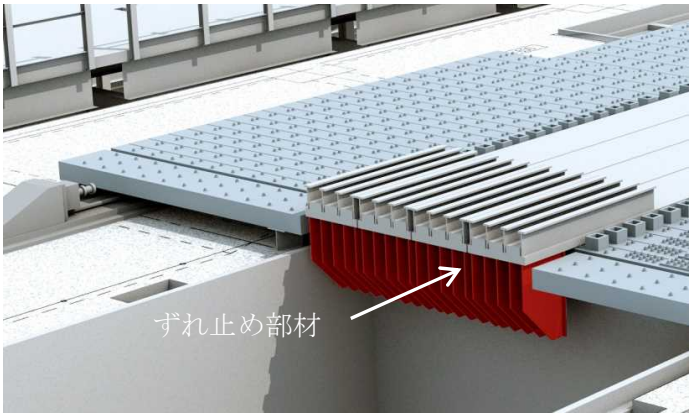
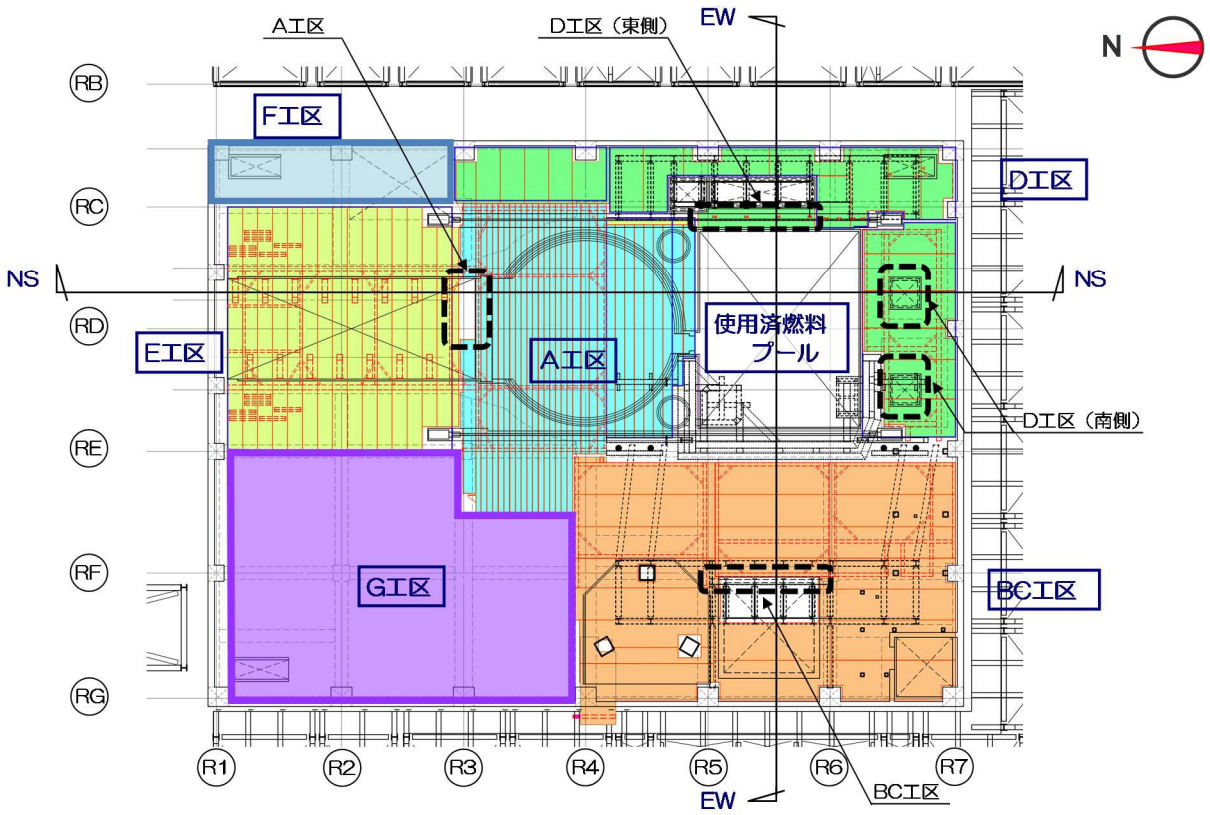
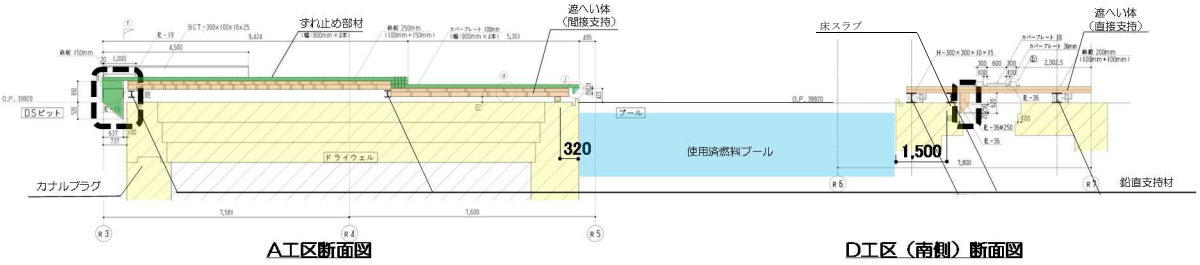


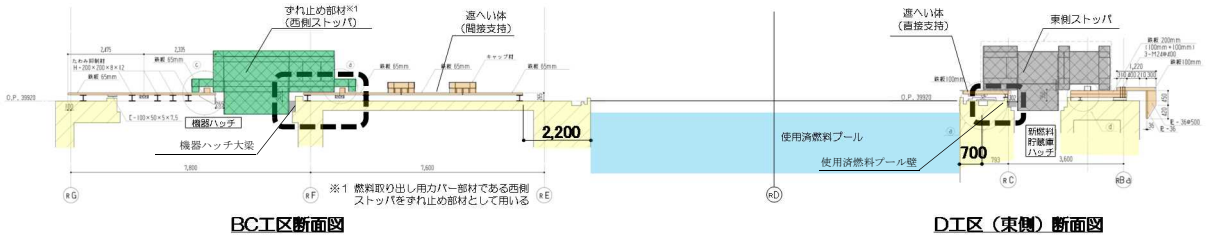
図 2.1-1　ずれ止め部材の例（A 工区）



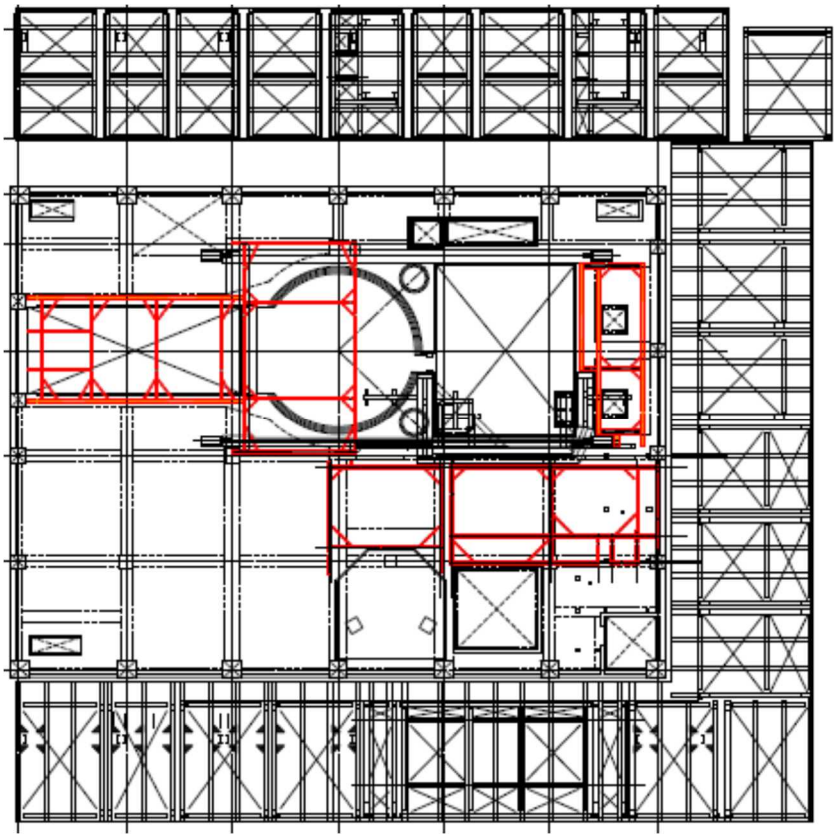
（a）平面計画（O.P.39.920）



（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

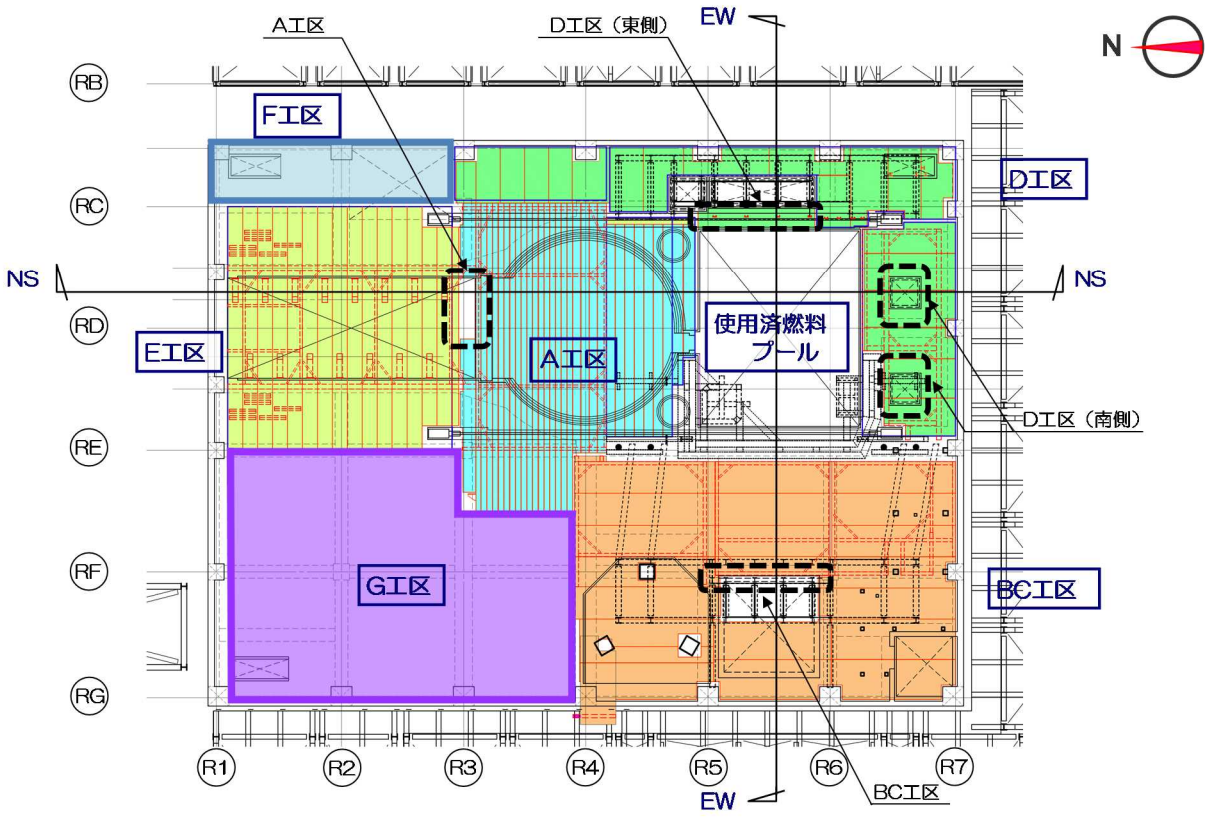
3.1　評価方法

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。

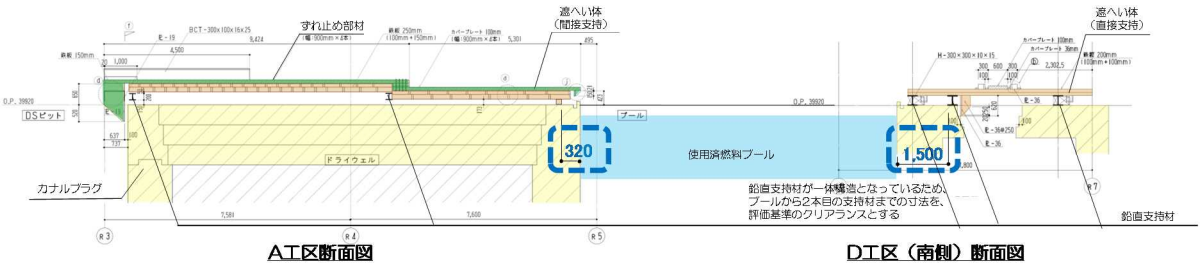
燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうちオペフロ階の応答加速度時刻歴を入力として，滑動対象物を摸擬した 1 自由度系に遮へい体の動摩擦係数と保守的に上向きの鉛直震度による摩擦抵抗の減少を条件とした地震応答解析を行い，滑動対象物とオペフロ床の相対変位を算出する。地震応答解析の概要を図 3.1-3 に，摩擦係数と鉛直震度の組合せを表 3.1-2 に示す。ここで算出した相対変位が使用済燃料プール壁面までのクリアランス以下であることを確認する。

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

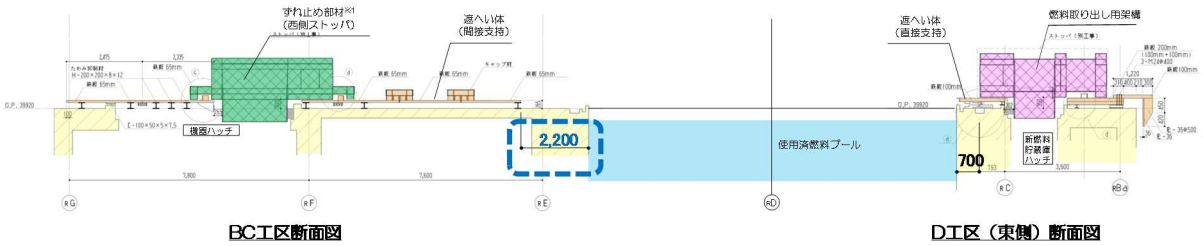
工区	クリアランス
A	320 mm
B C	2，200 mm
D（南側）	1，500 mm



（a）平面計画（O.P.39.920）



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



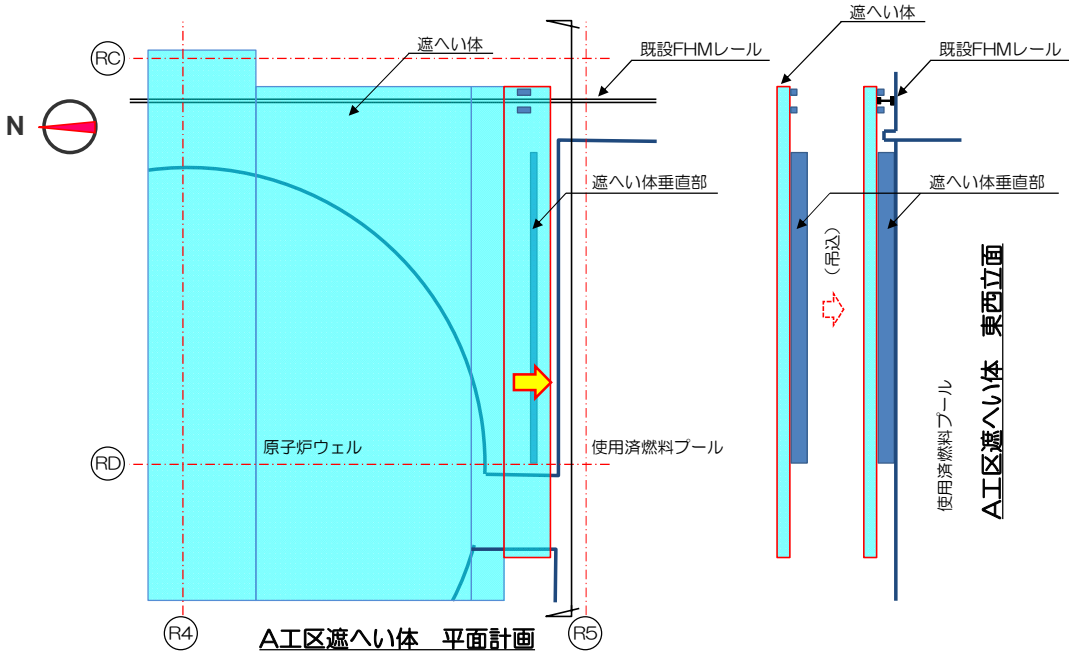
滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

（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。

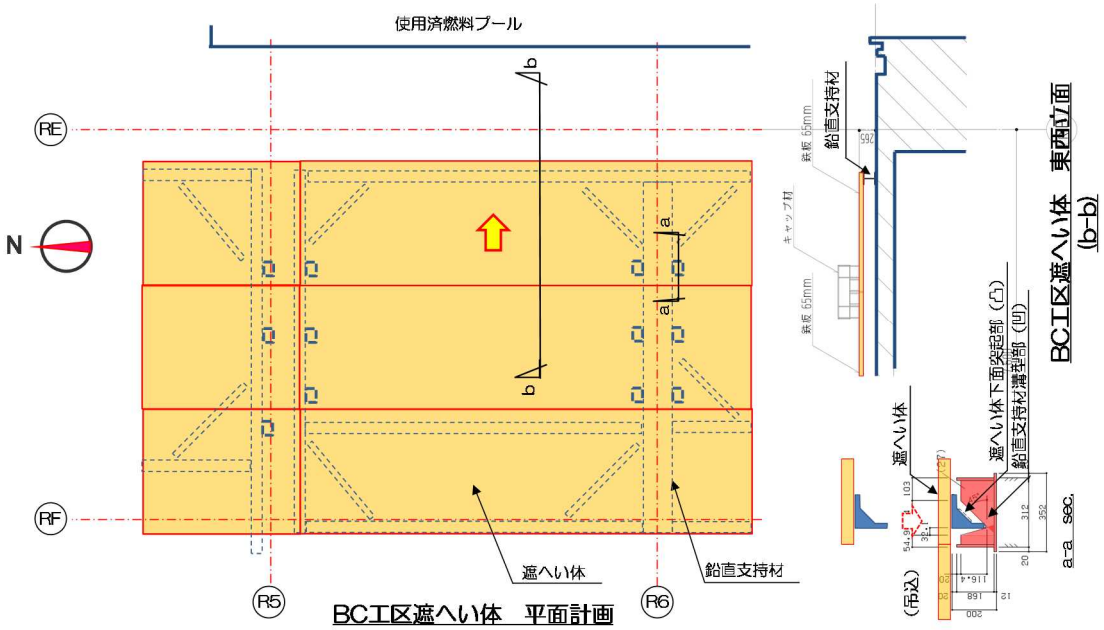
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」及び「既設 FHM レール（鋼材）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」の確認を行う。



（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。

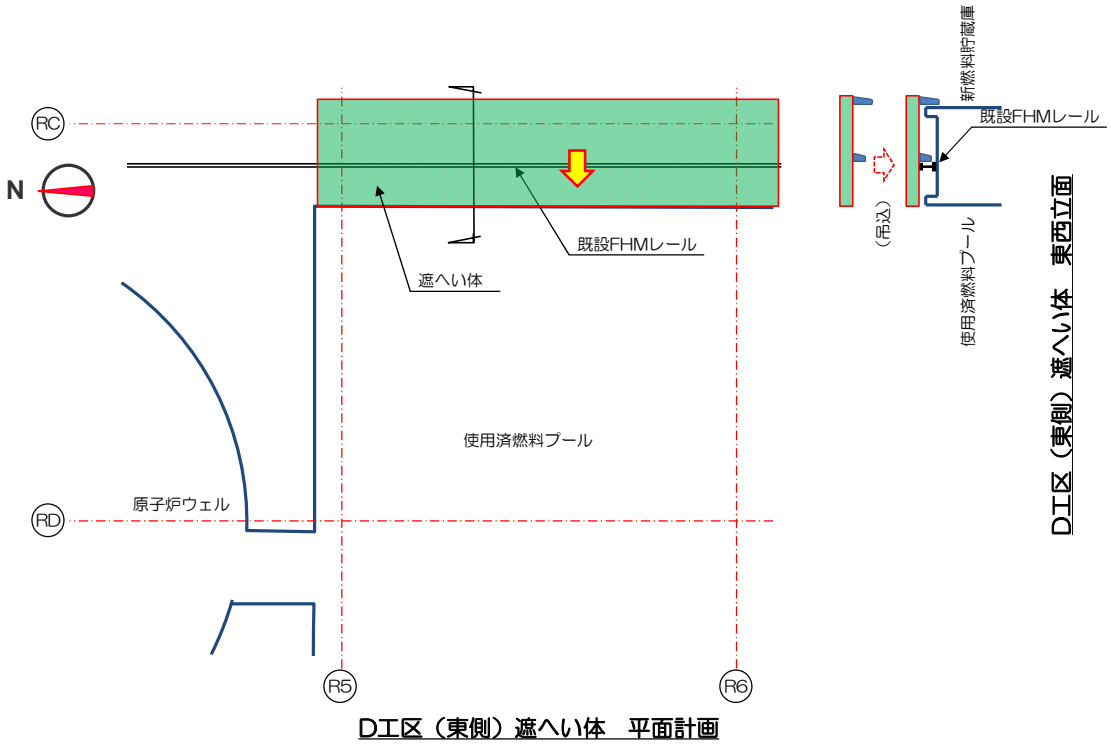
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）と一体化された遮へい体（鋼製）のすべり量」の確認を行う。



(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)

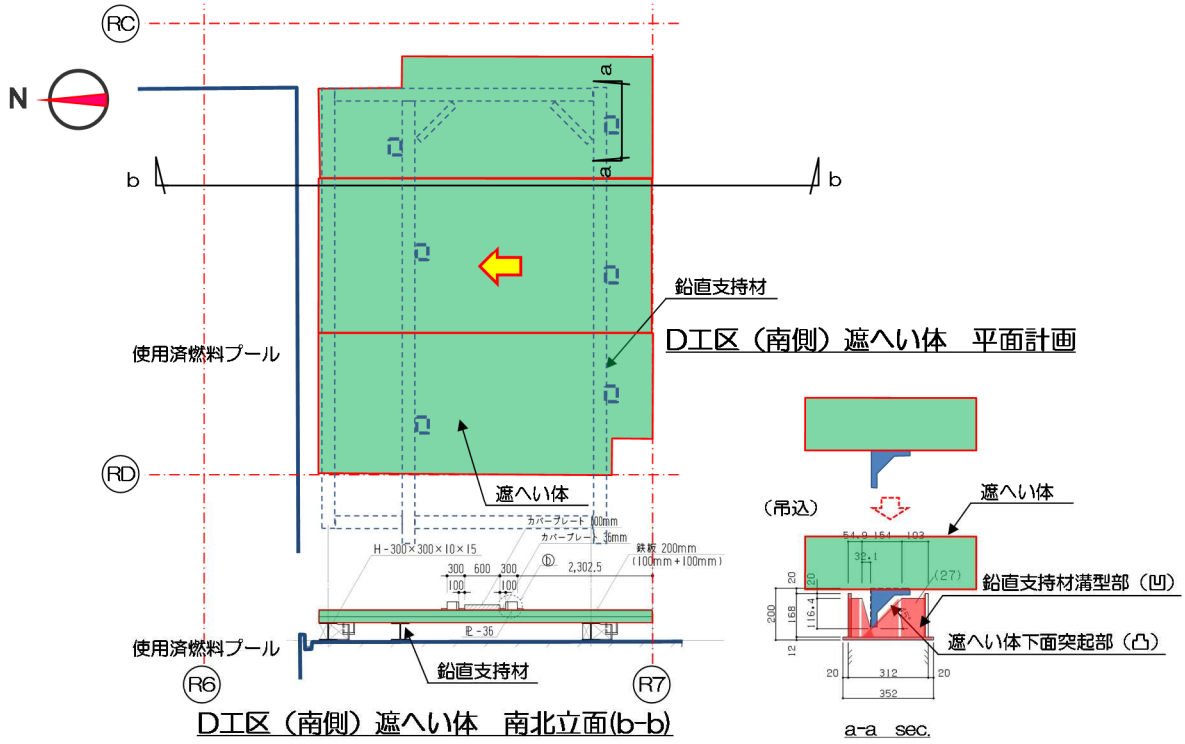
Ｄ工区（東側）遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を原子炉建屋躯体に，西側を既設 FHM レールに載せる。
・遮へい体は原子炉建屋躯体で直接支持されるため滑動せず，使用済燃料プール側には落下しないと評価。（滑動に対する評価は実施しない）



（c）使用済燃料プール際Ｄ工区（東側）遮へい体

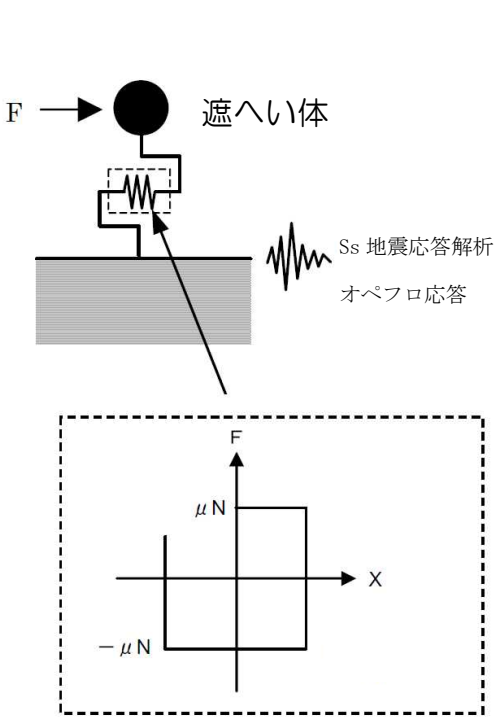
D工区（南側）遮へい体は，鉛直支持材（鋼製）をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

・ 「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。

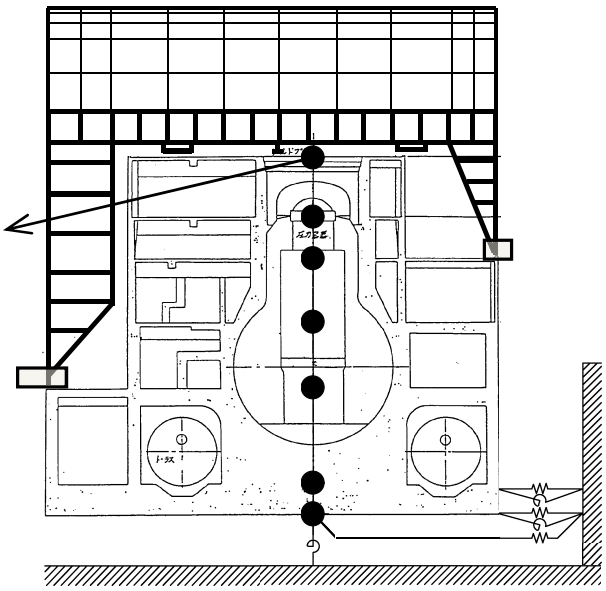


（d）使用済燃料プール際D工区（南側）遮へい体

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

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/cm³ 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）。

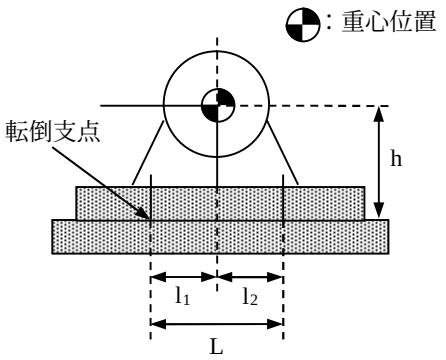


図 2.3-1　送風機・排風機の耐震評価モデル

・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　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

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）。

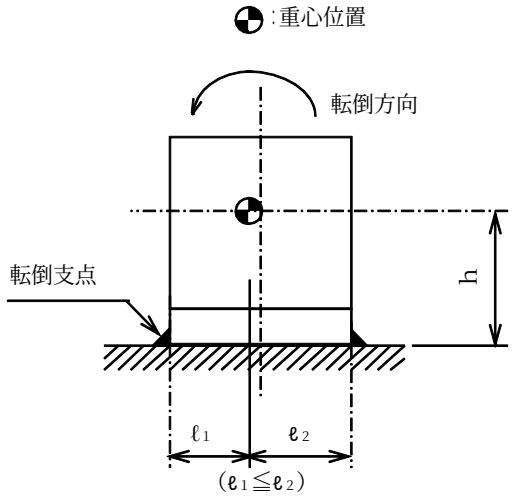


図2.3-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・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。

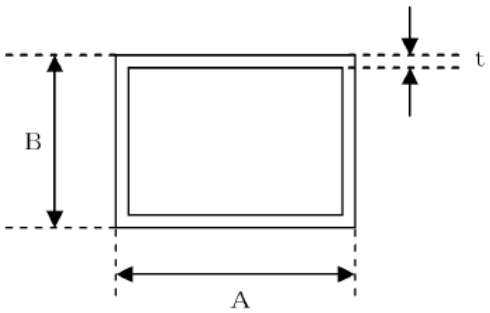


図 2.3-3　角ダクトの評価モデル

・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)。

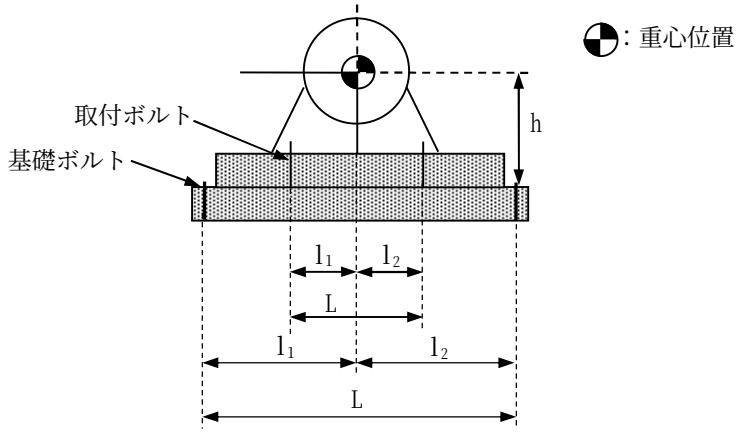


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

・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）。

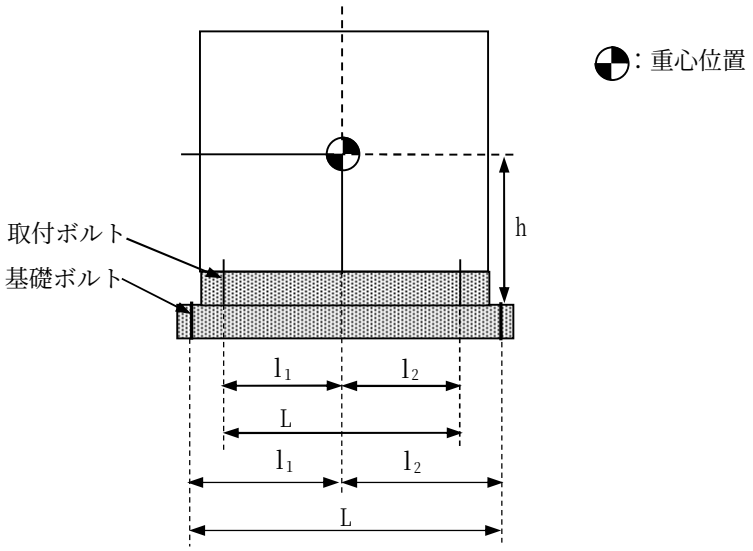


図 2.4-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・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

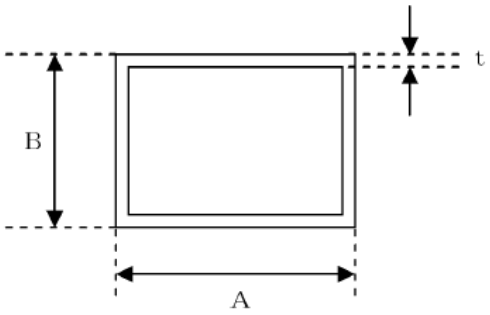


図 2.4-3　角ダクトの評価モデル

・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

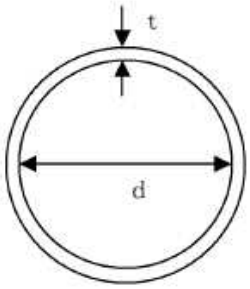


図 2.4-4　丸ダクトの評価モデル

・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

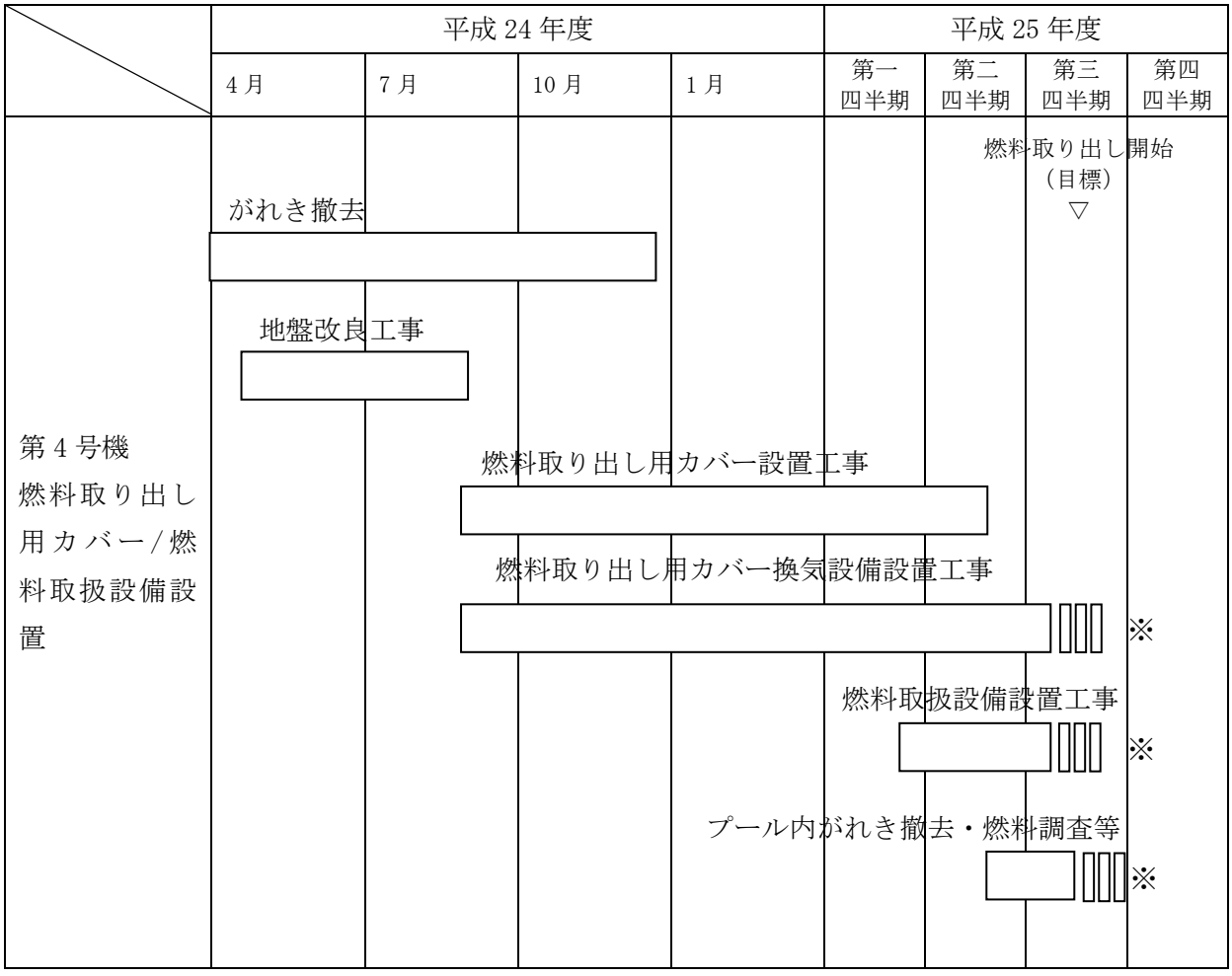
表 2.4-6　丸ダクトの評価

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

添付資料－５

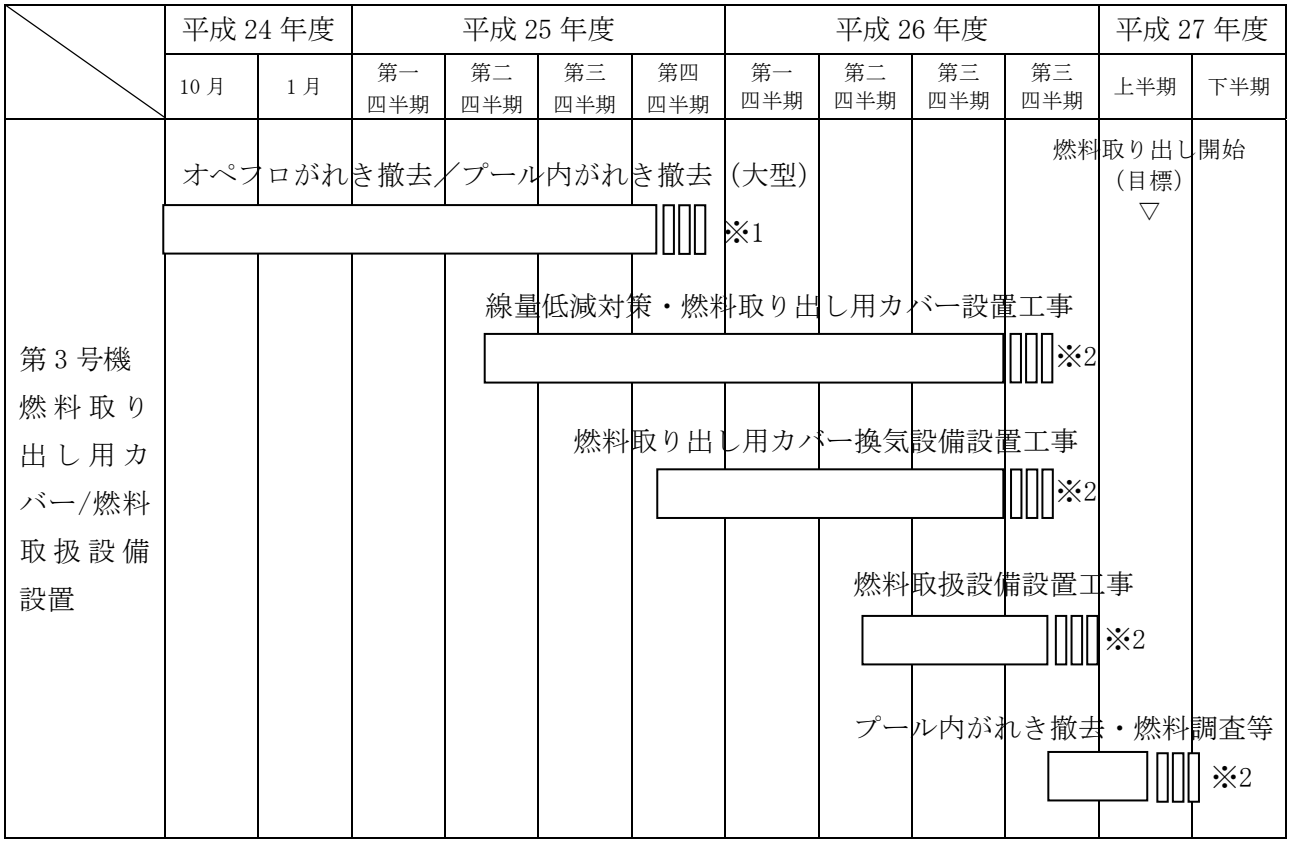
使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

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

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排気設備停止前までの機能について記載するものである。

なお，原子炉建屋カバー排気設備停止以降については，添付資料-7「福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について」を参照。

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 10,000m^3/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 40,000m^3/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 O.P.28.9m 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

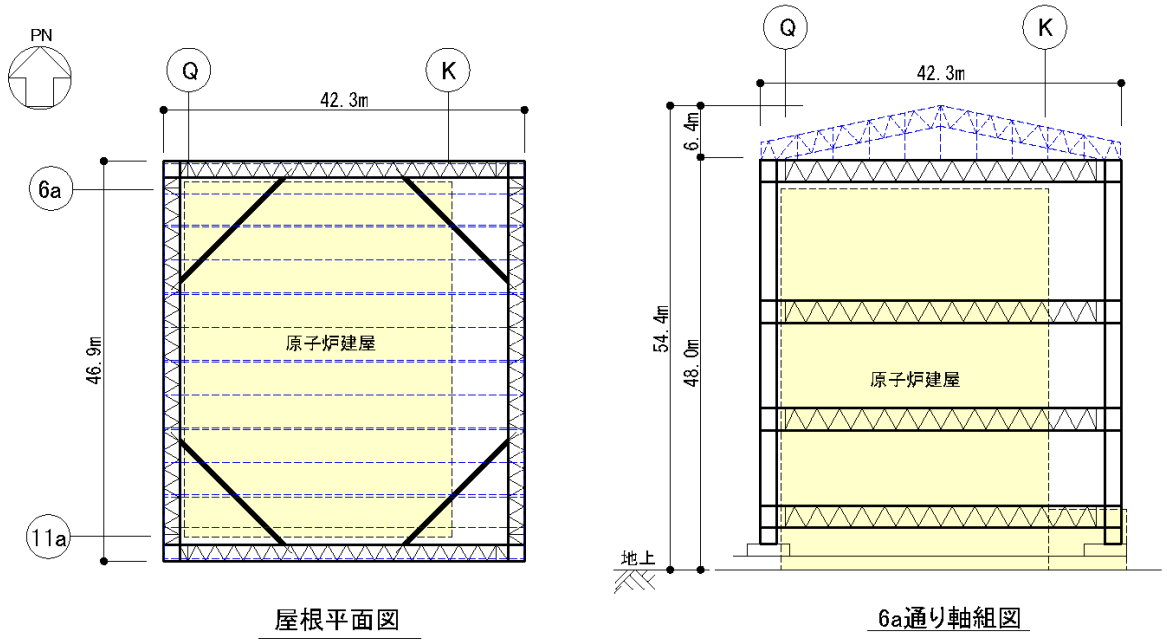
(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

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。



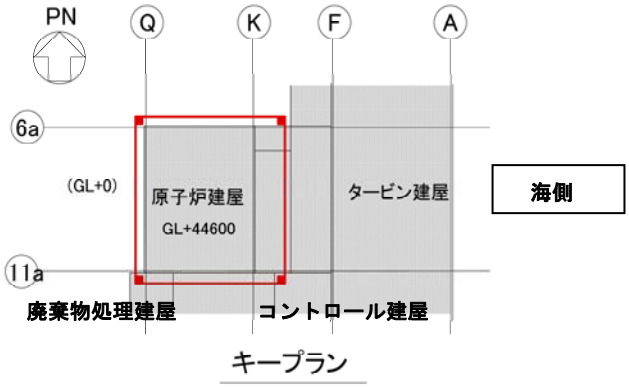


図 1-1　1 号機原子炉建屋カバー概要図

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

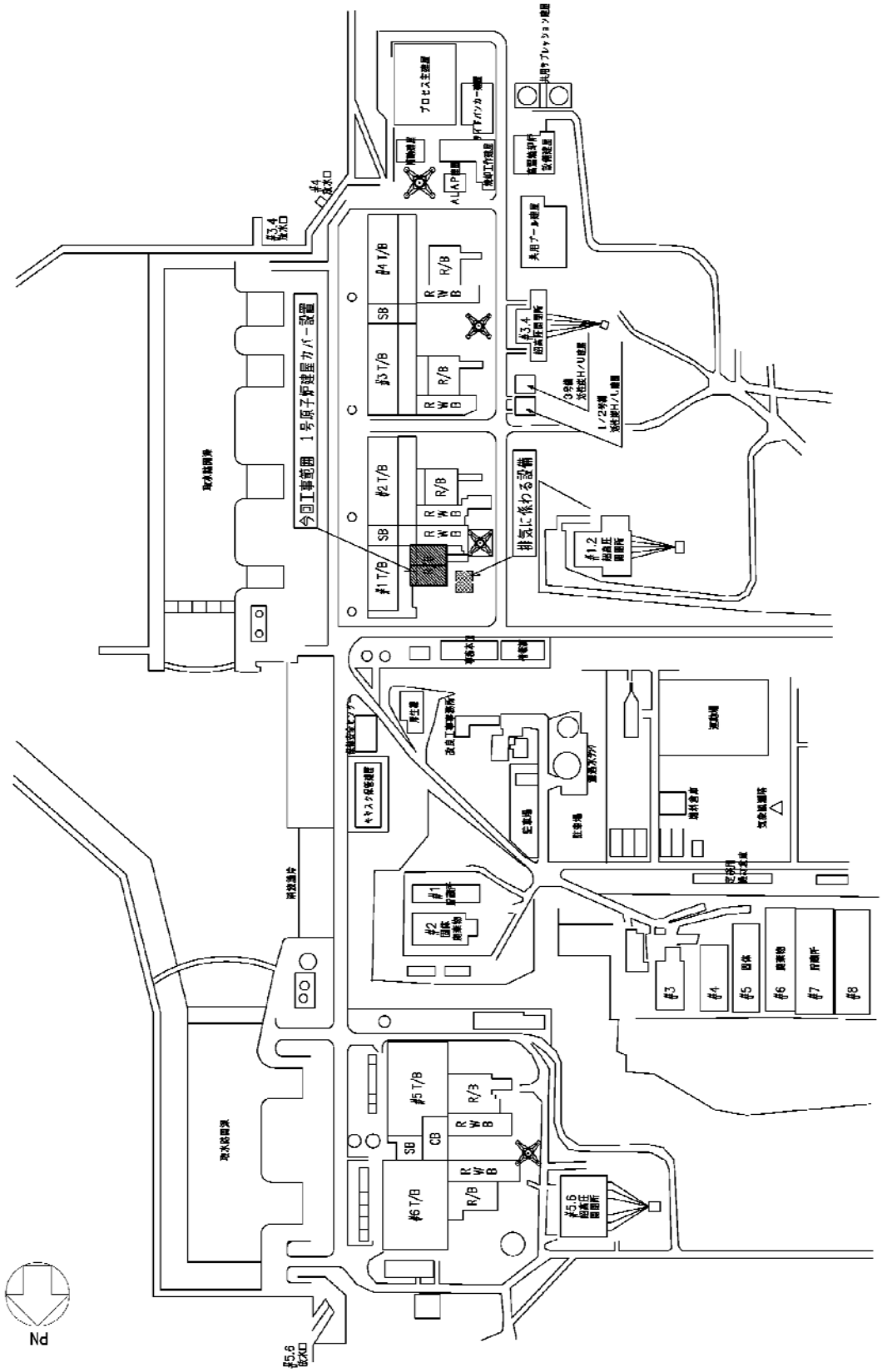
種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m²/cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50 年再現期間）に対し，使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993 年版）に示される評価式に基づき 10 年再現期間で低減した値とする。なお，サイト近傍（広野町，浪江町）での過去 35 年の最大風速は 17m／sec 程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

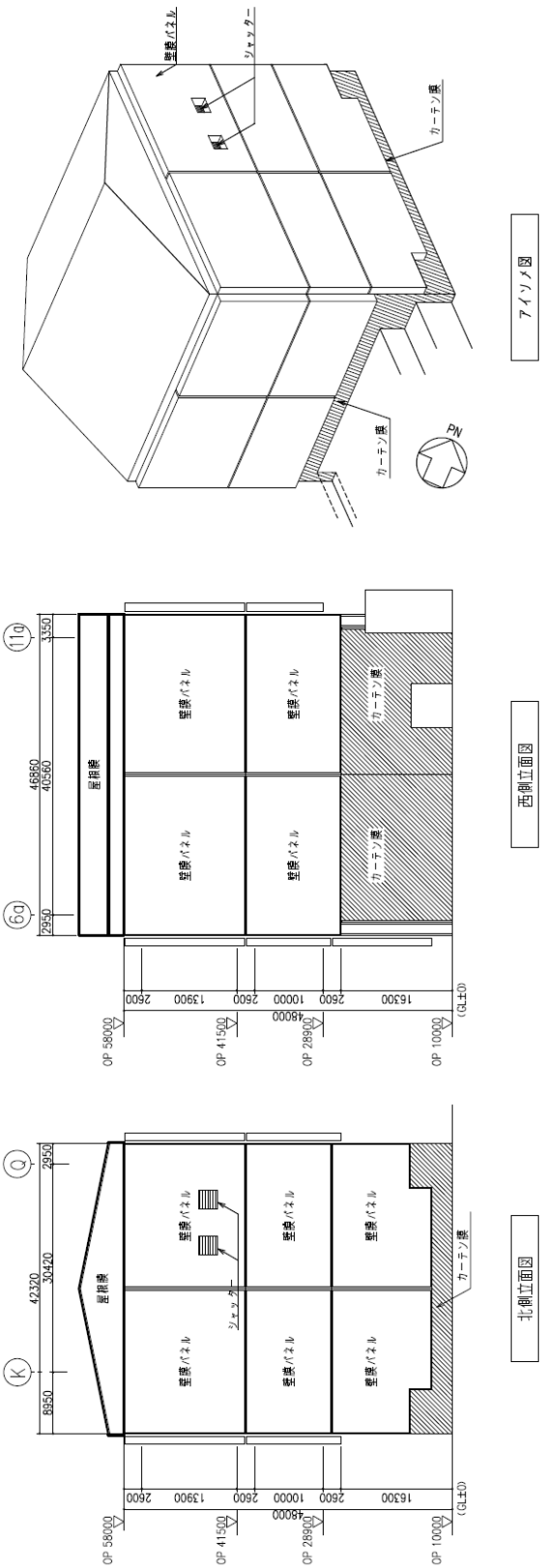
表 1-3　荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

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


今回工事範囲　1号原子炉建屋カバー設置
排気に係わる設備
#1 T/B
#2 T/B
#3 T/B
#4 T/B
#5 T/B
#6 T/B
#1.2
#3.4
#5.6
#3
#4
#5
#6
#7
#8
SB
CB
R/B
R W B
プロセス主建屋
共用ブール建屋
ALAP建屋
Nd

構内建屋配置図


アイソメ図
西側立面図
北側立面図
壁膜パネル
シャッター
カーテン膜
PN
屋根膜
(GL±0)
OP 58000
OP 41500
OP 28900
OP 10000
46860
40560
3350
2950
42320
30420
8950
2600
13900
10000
16300
48000

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。

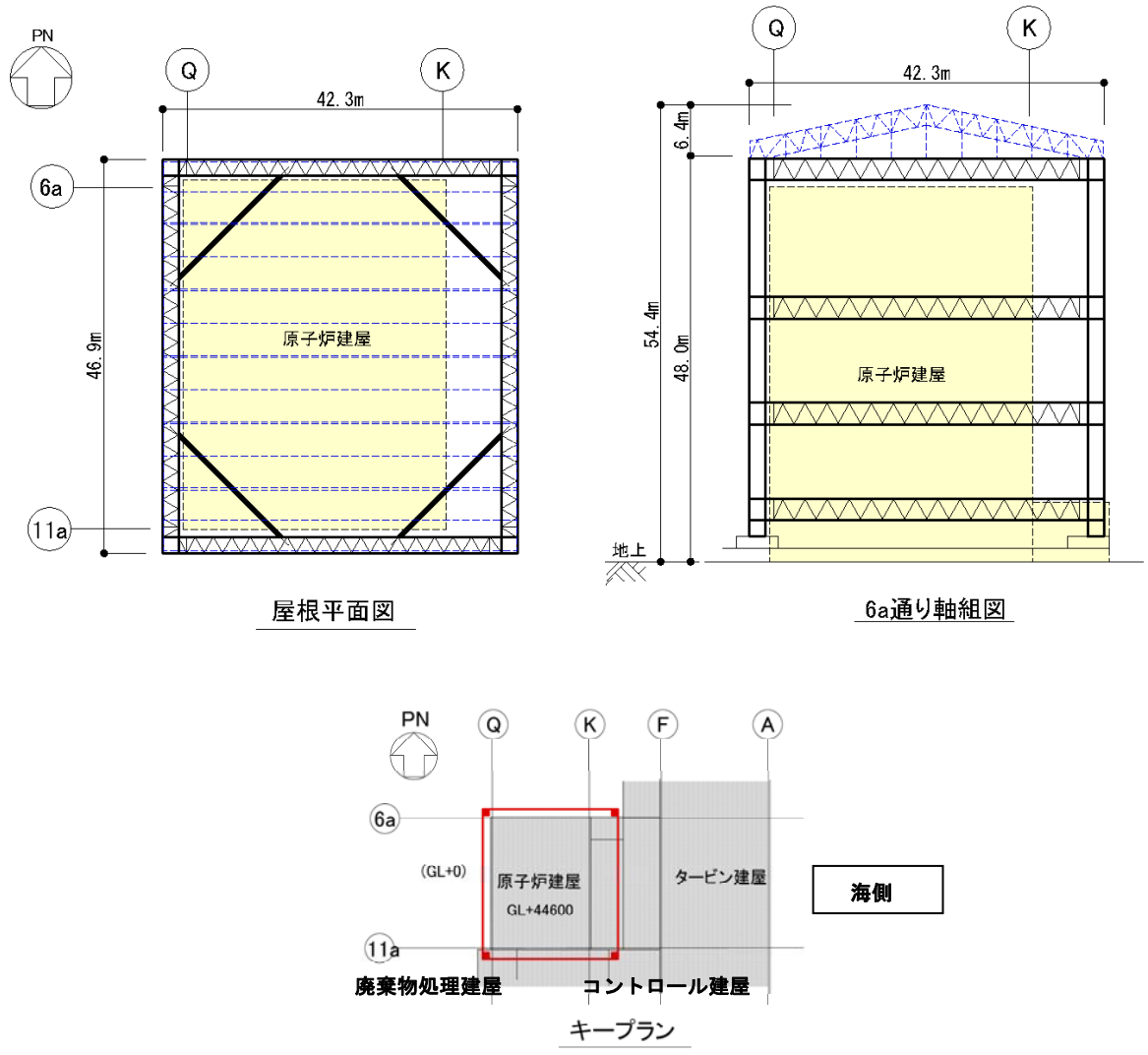


図 2-1　1 号機　原子炉建屋カバー概要図

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。

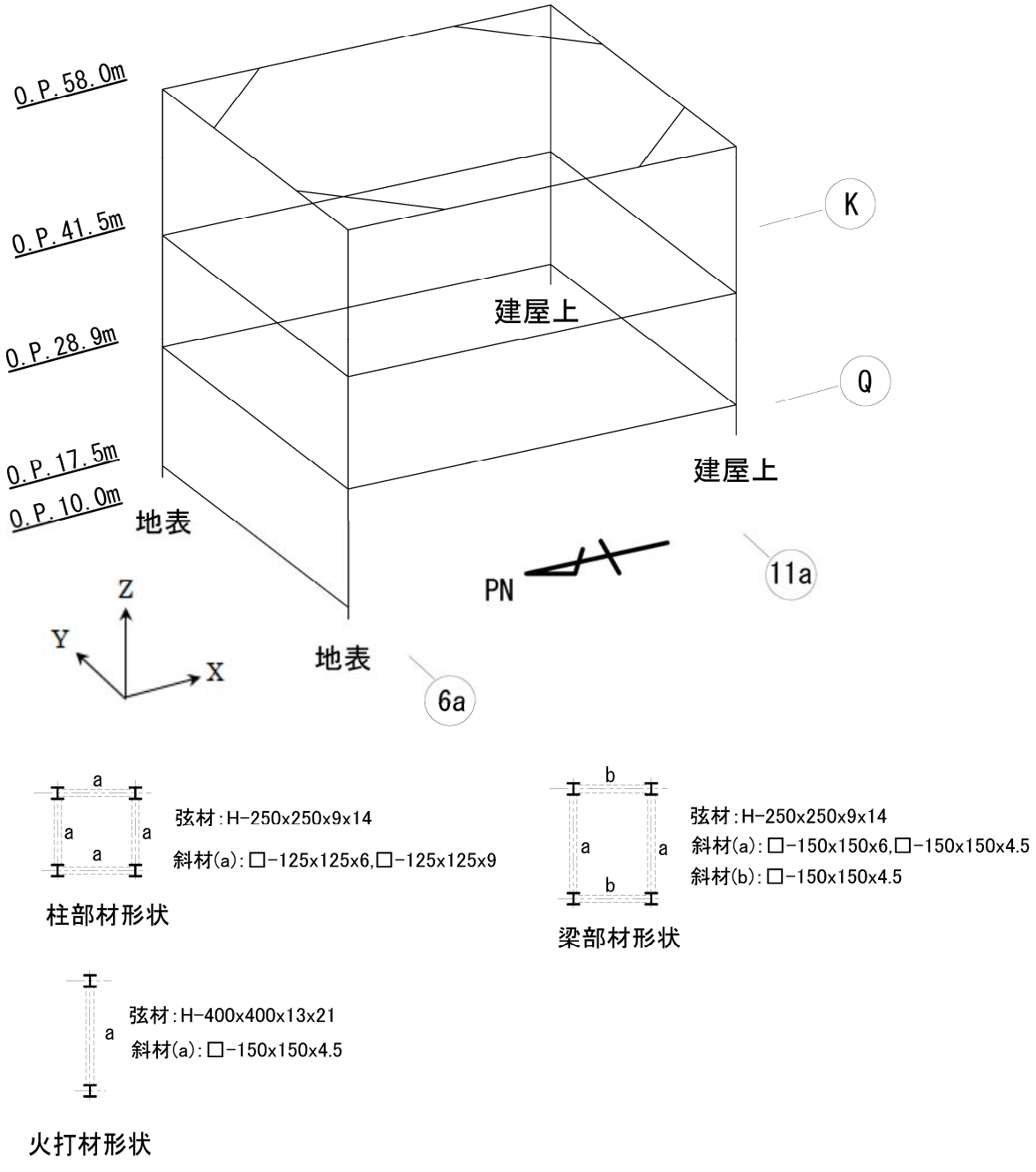


図 2-2　解析モデル及び部材形状の概要

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

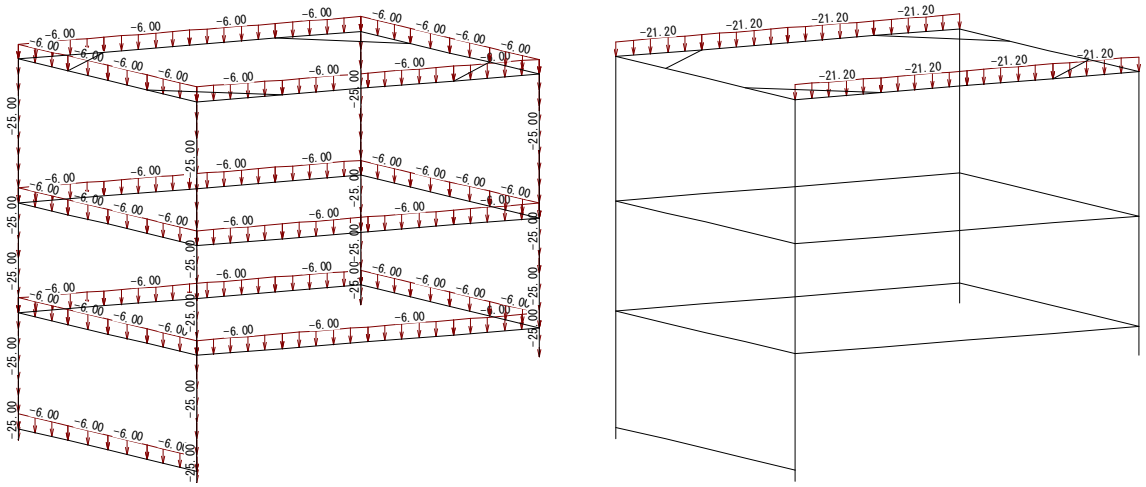
構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で，以下の値とする。

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

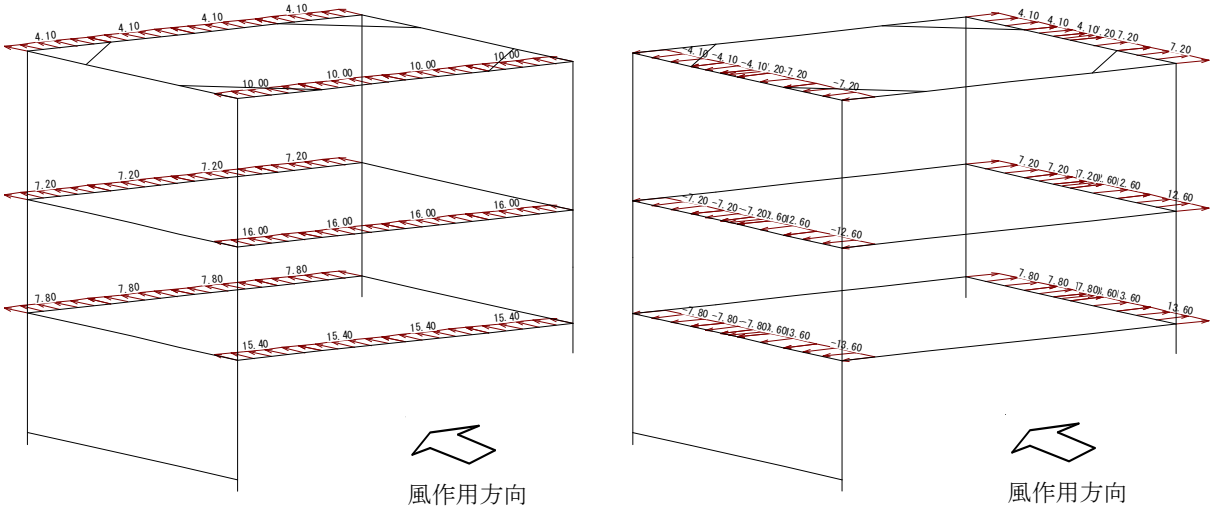
c.　風圧力

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

標高 O.P. (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)
58.0	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（O.P.+10.0m）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

標高 O.P. （m）	重量 Wi （kN）	ΣWi （kN）	Ai	Ci	地震力 Q （kN）
58.0	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。

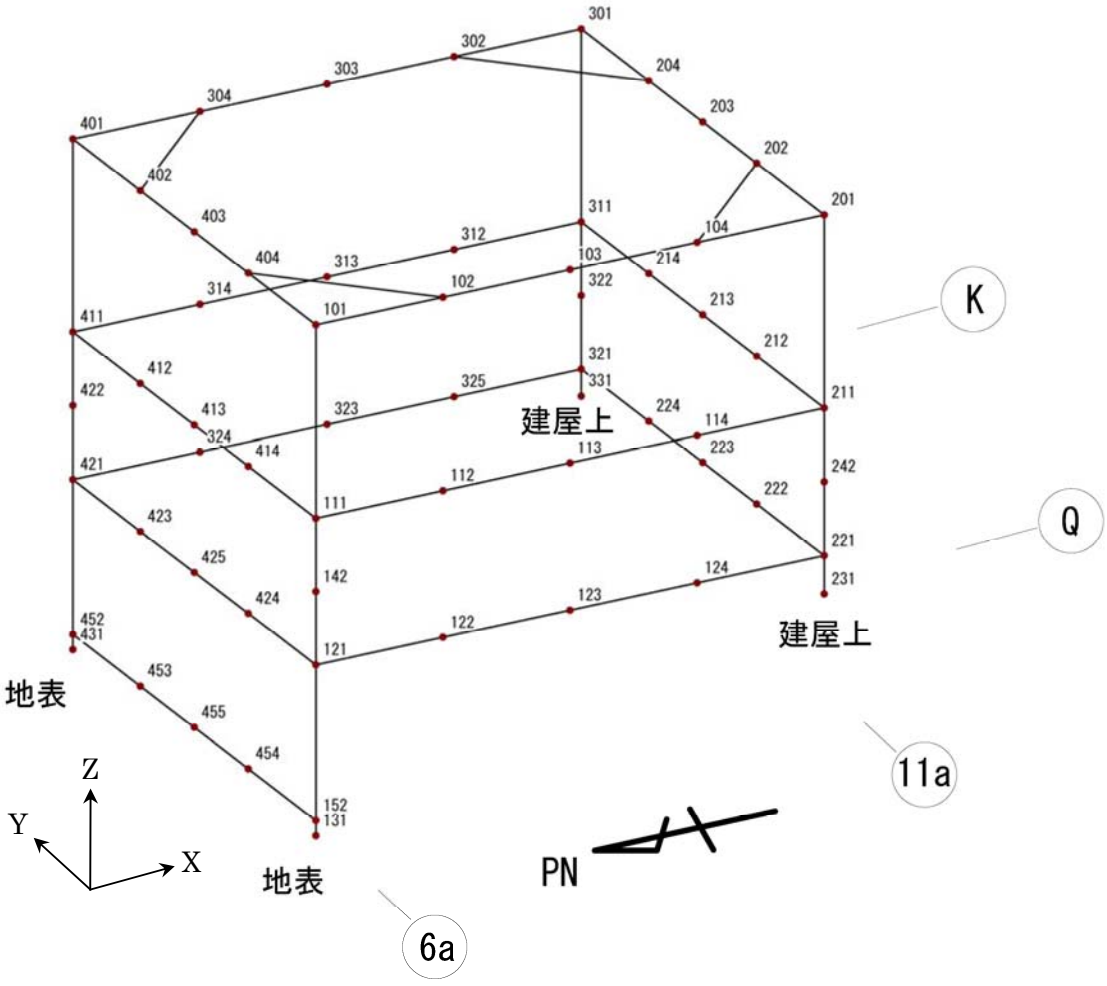


図 2-5　解析モデル

(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

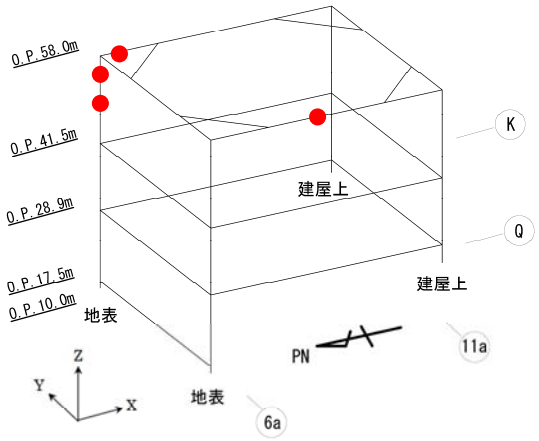
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ，柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時（固定＋積載），表 2-8 に暴風時（固定＋積載＋風圧力），表 2-9 に地震時（固定＋積載＋地震力）における断面検討結果を示す。各表には，軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

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）	O.P.58.0m ～ O.P.41.5m	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）	O.P.58.0m	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）	O.P.58.0m	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



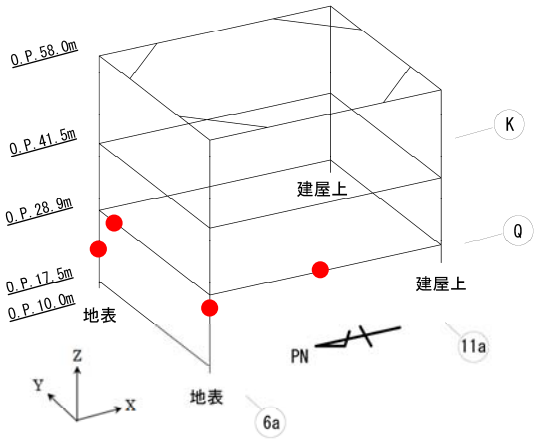
●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

表 2-8　柱及び梁部材の断面検討結果（暴風時）

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）	O.P.28.9m ～ O.P.15.6m	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）	O.P.28.9m ～ O.P.15.6m	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）	O.P.28.9m	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）	O.P.28.9m	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



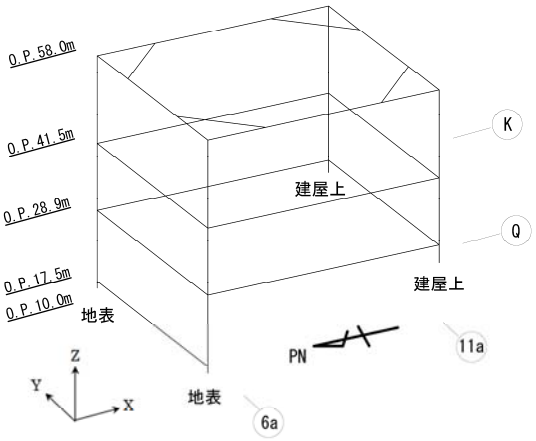
●は最大応力発生位置を示す

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）	O.P.58.0m ～ O.P.41.5m	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）	O.P.58.0m ～ O.P.41.5m	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）	O.P.58.0m	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		長期	短期	
	常時	暴風時	地震時			
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。

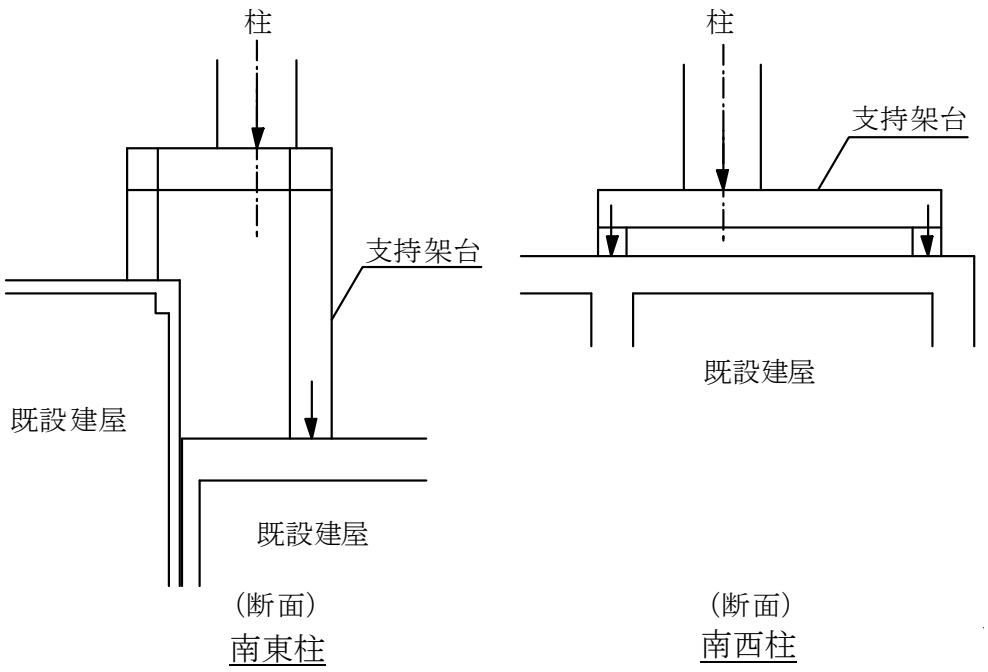


図 2-9　支持架台

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

標高 O.P. (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)
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

(b)風力係数(C_f)の算定

標高 O.P. (m)	地上高さ Z(m)	k_Z	壁面:正圧時			壁面:負圧時		
			外圧係数	内圧係数	風力係数	外圧係数	内圧係数	風力係数
			Cpe	Cpi	Cf	Cpe	Cpi	Cf
58.0	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。

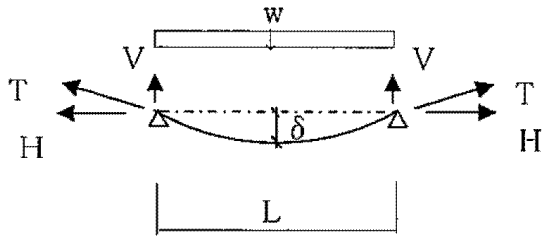
壁パネル膜材：　（正圧時）w=0.93×1230=1144　→　1150N/m²

（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）

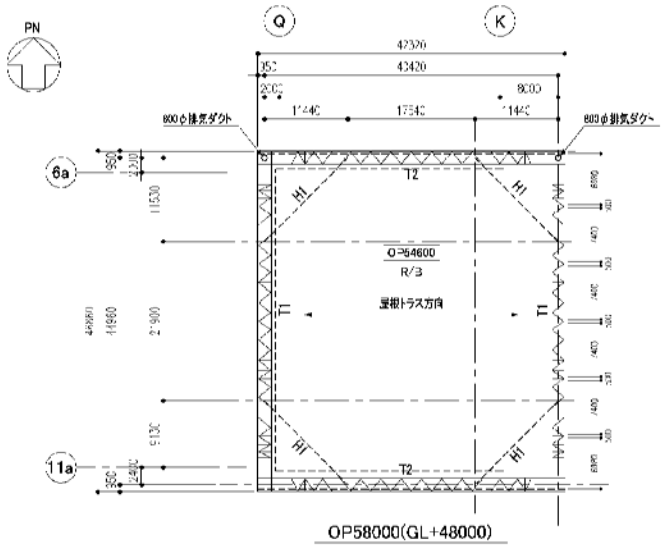
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

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。

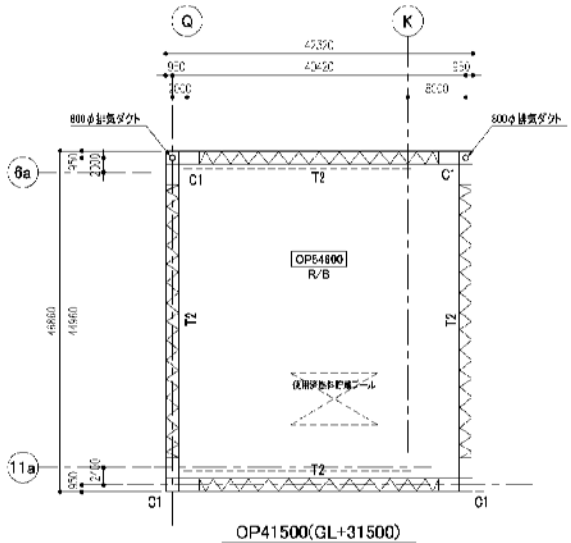
表 2-14　膜材の強度検討結果

	(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

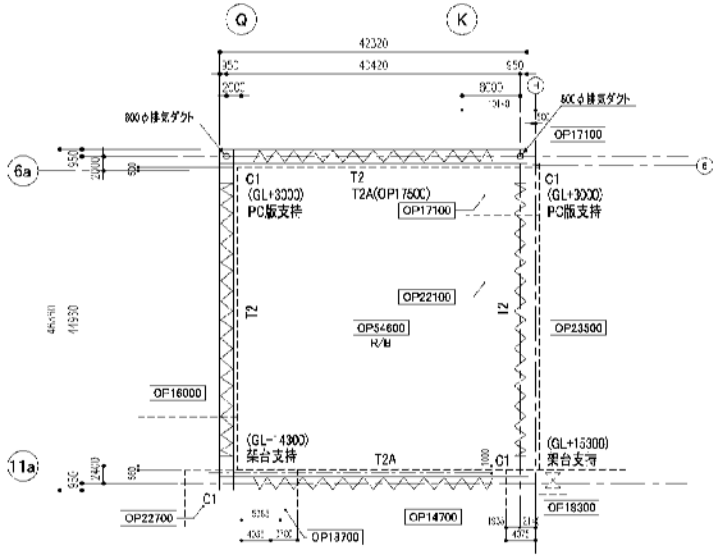
参考文献：国土交通省国土技術政策総合研究所　他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」，平成 15 年 8 月



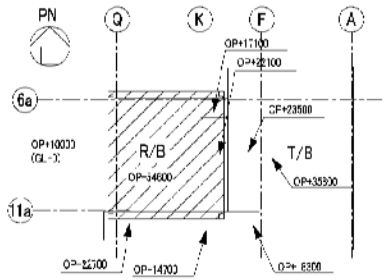
OP58000(GL+48000)



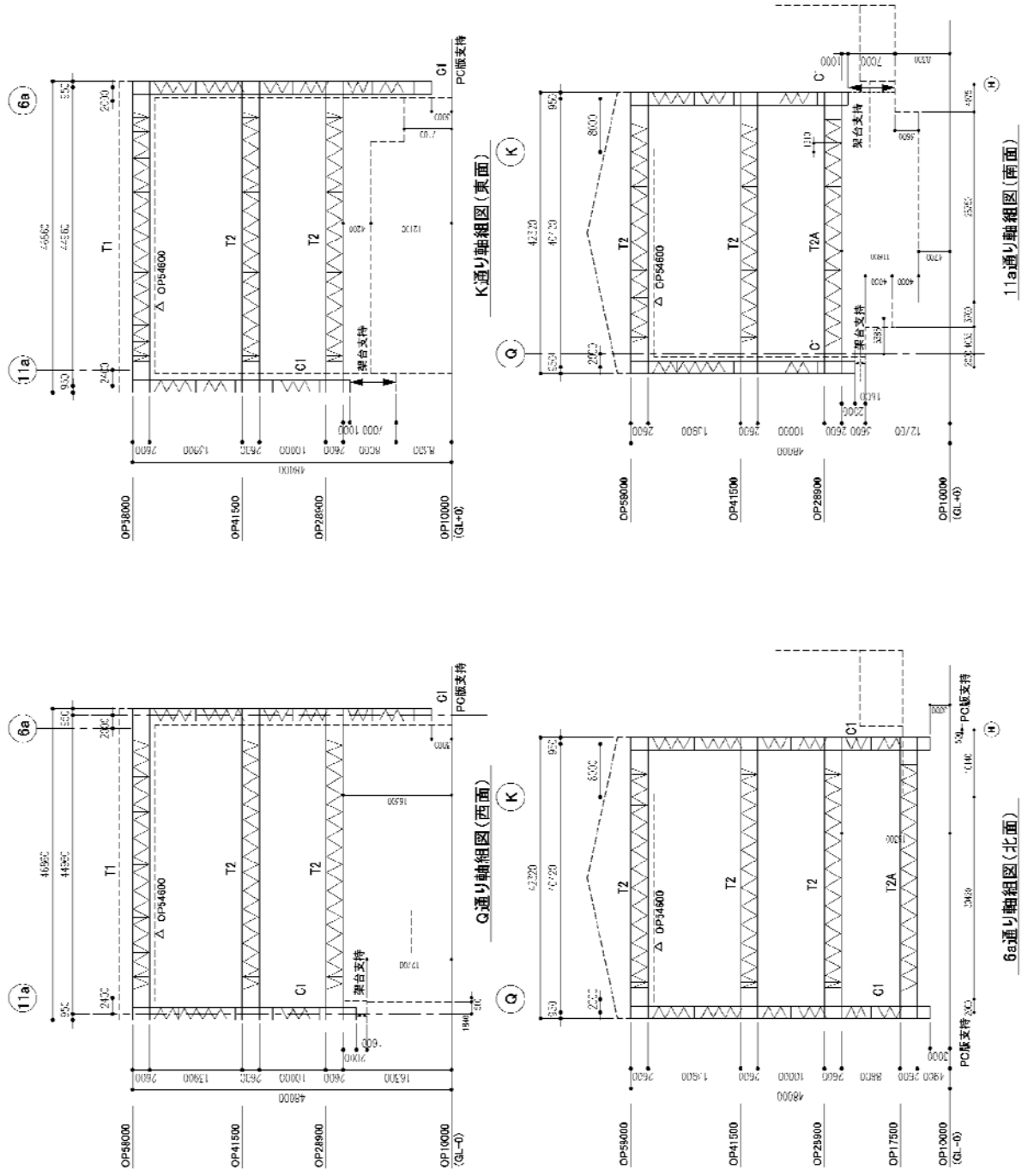
OP41500(GL+31500)



OP28900(GL+18900)



キープラン



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)。

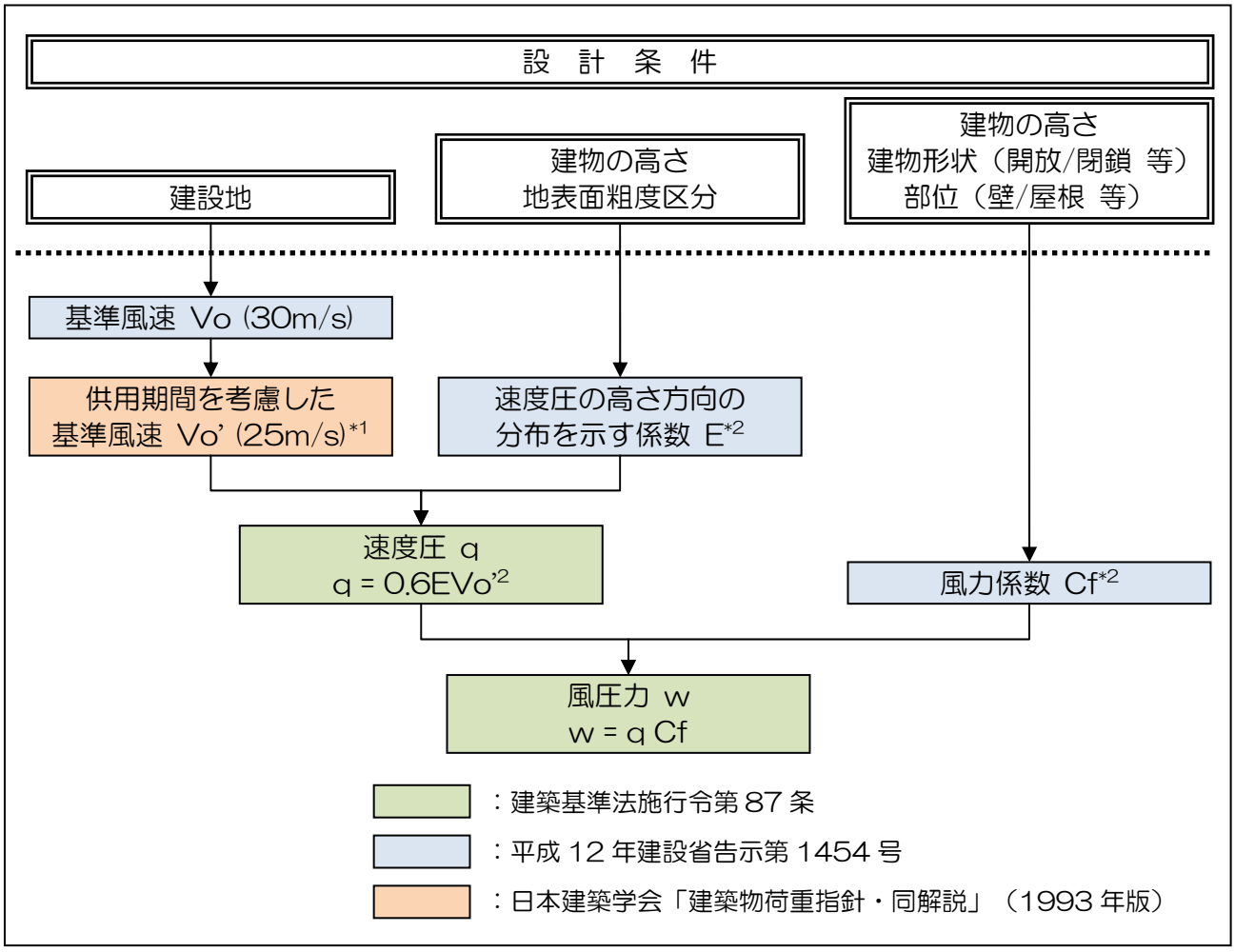
一方，「建築物荷重指針（1993 年版)」は，100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており，短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2)。

（※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 OP28,900 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

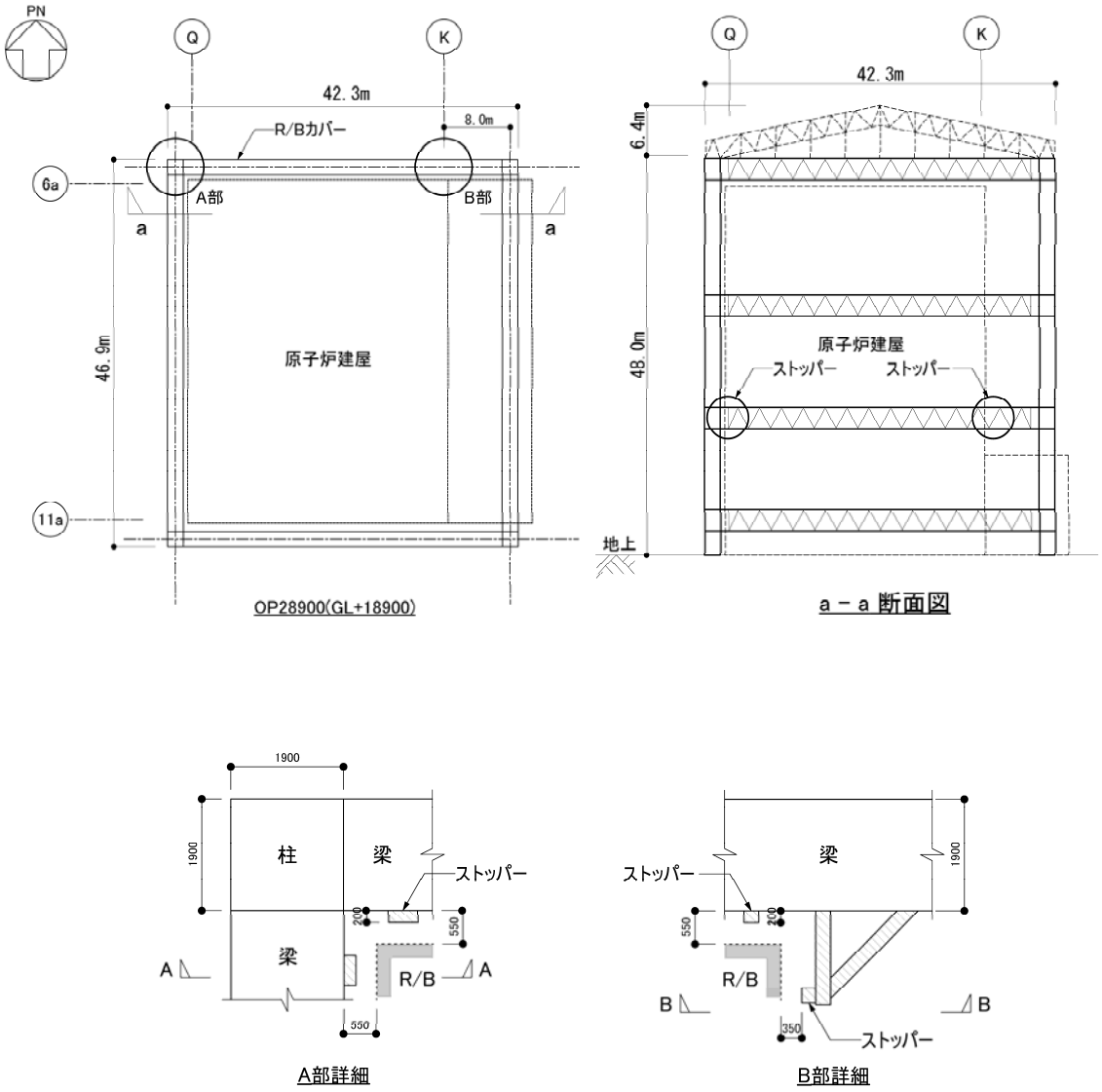
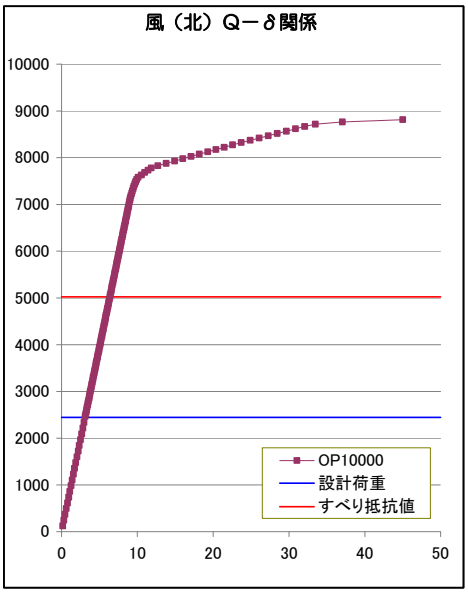
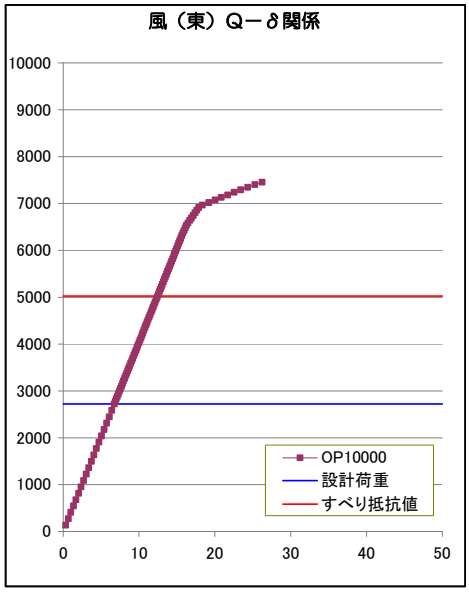


図 4-1　ストッパーの概要

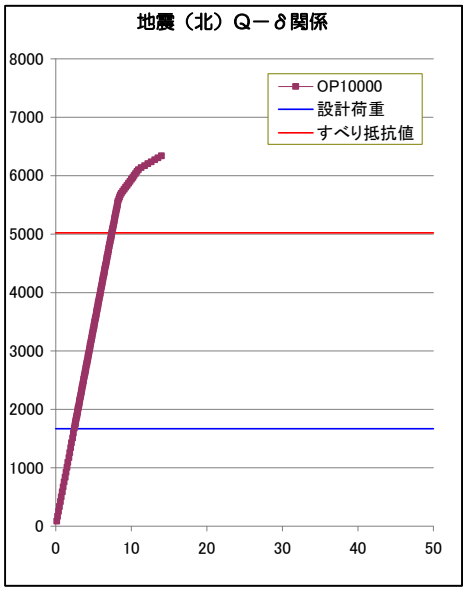
設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると，風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍），地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。

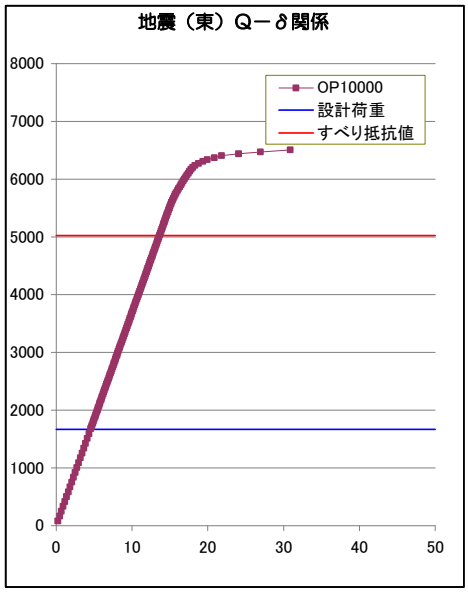




単位：横軸（cm），縦軸（kN）

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・℃）

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）

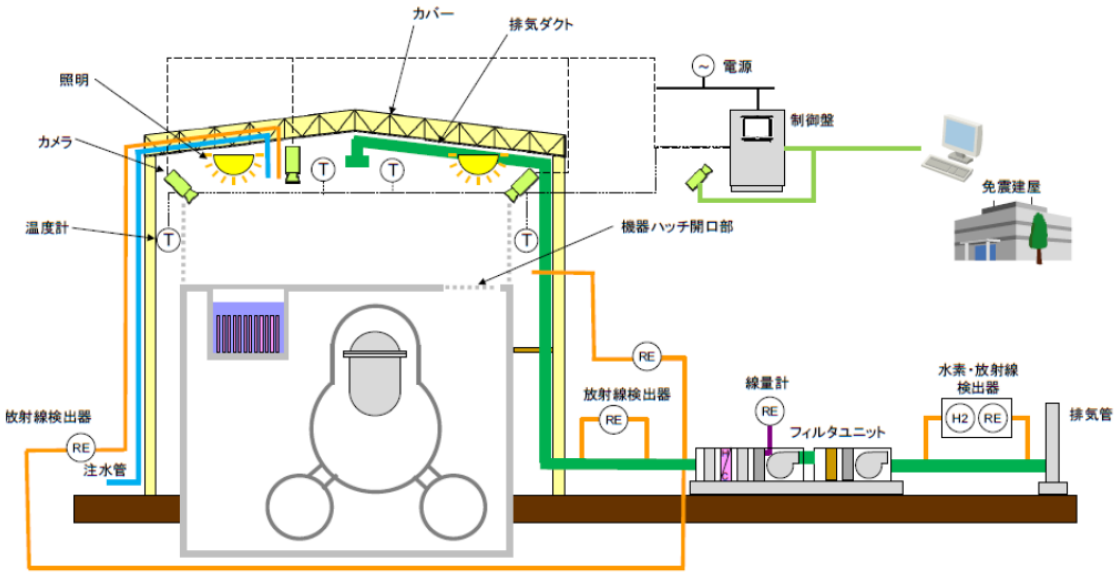


図5-1　原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

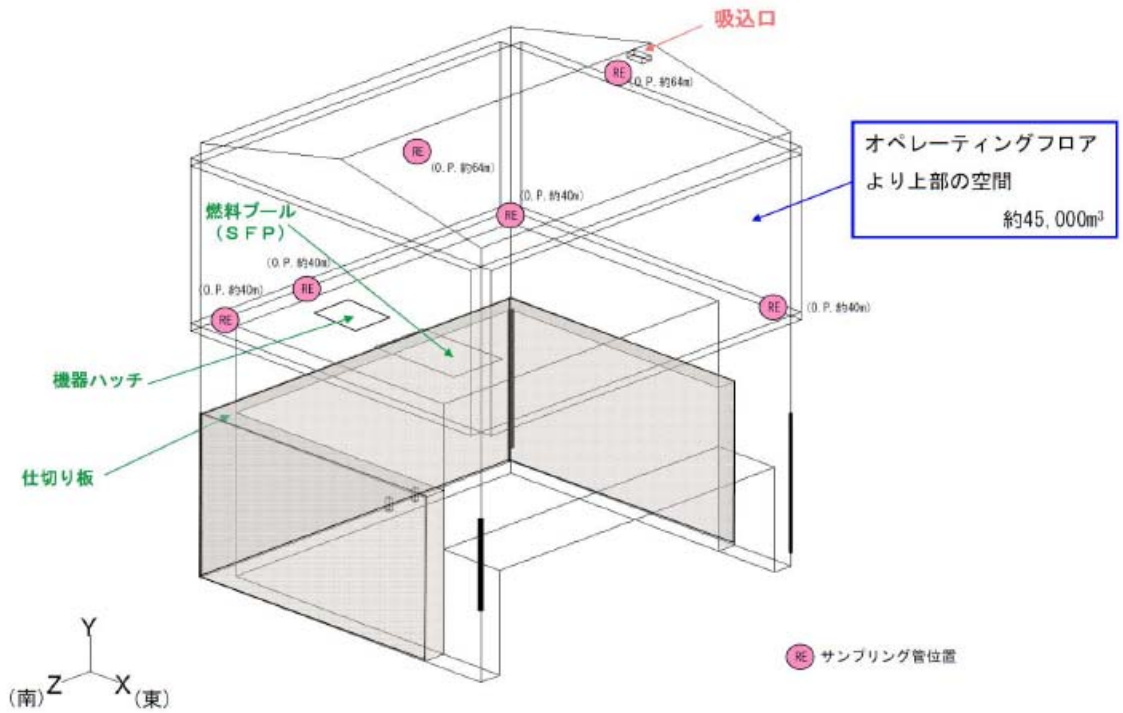


図5-2　原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

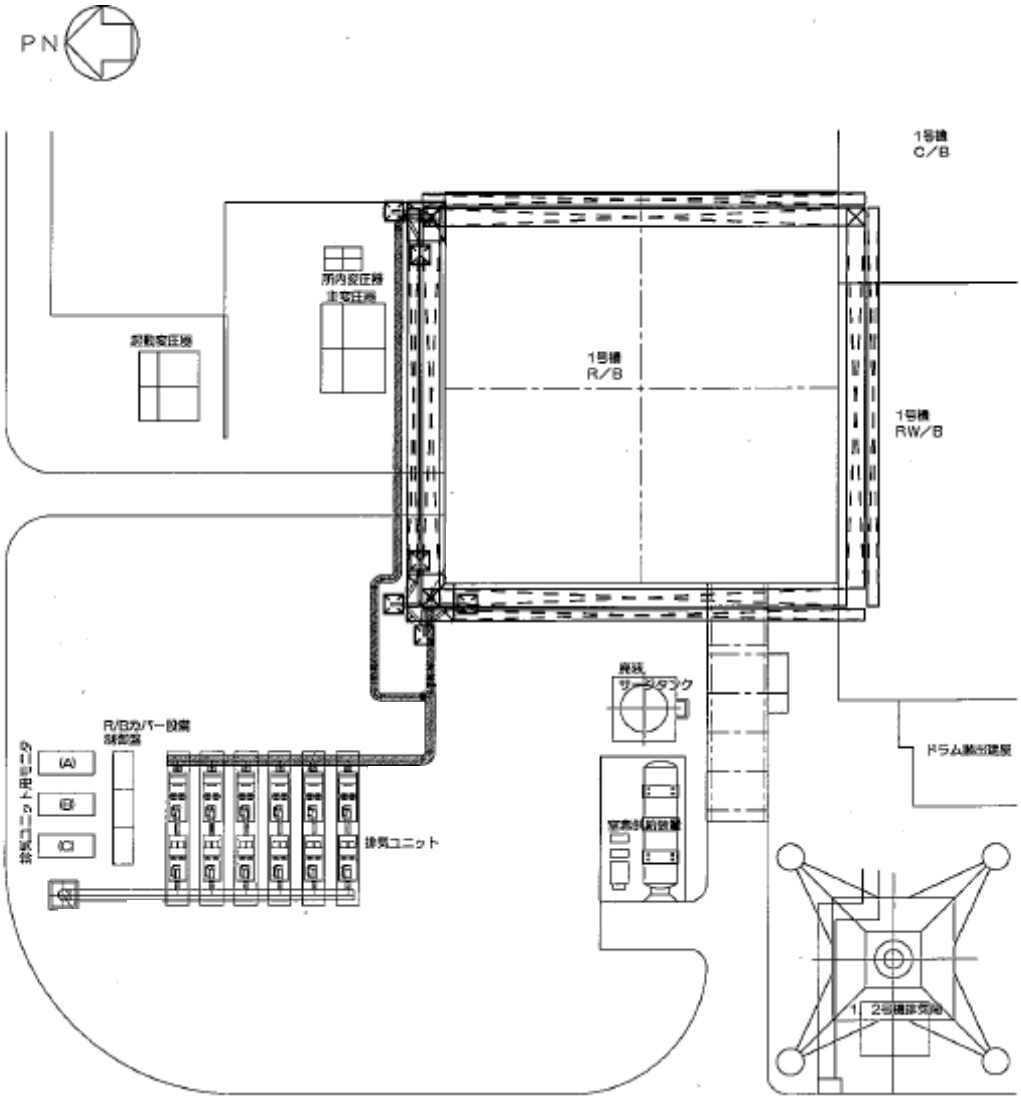


図5-3　原子炉建屋カバー排気設備配置図

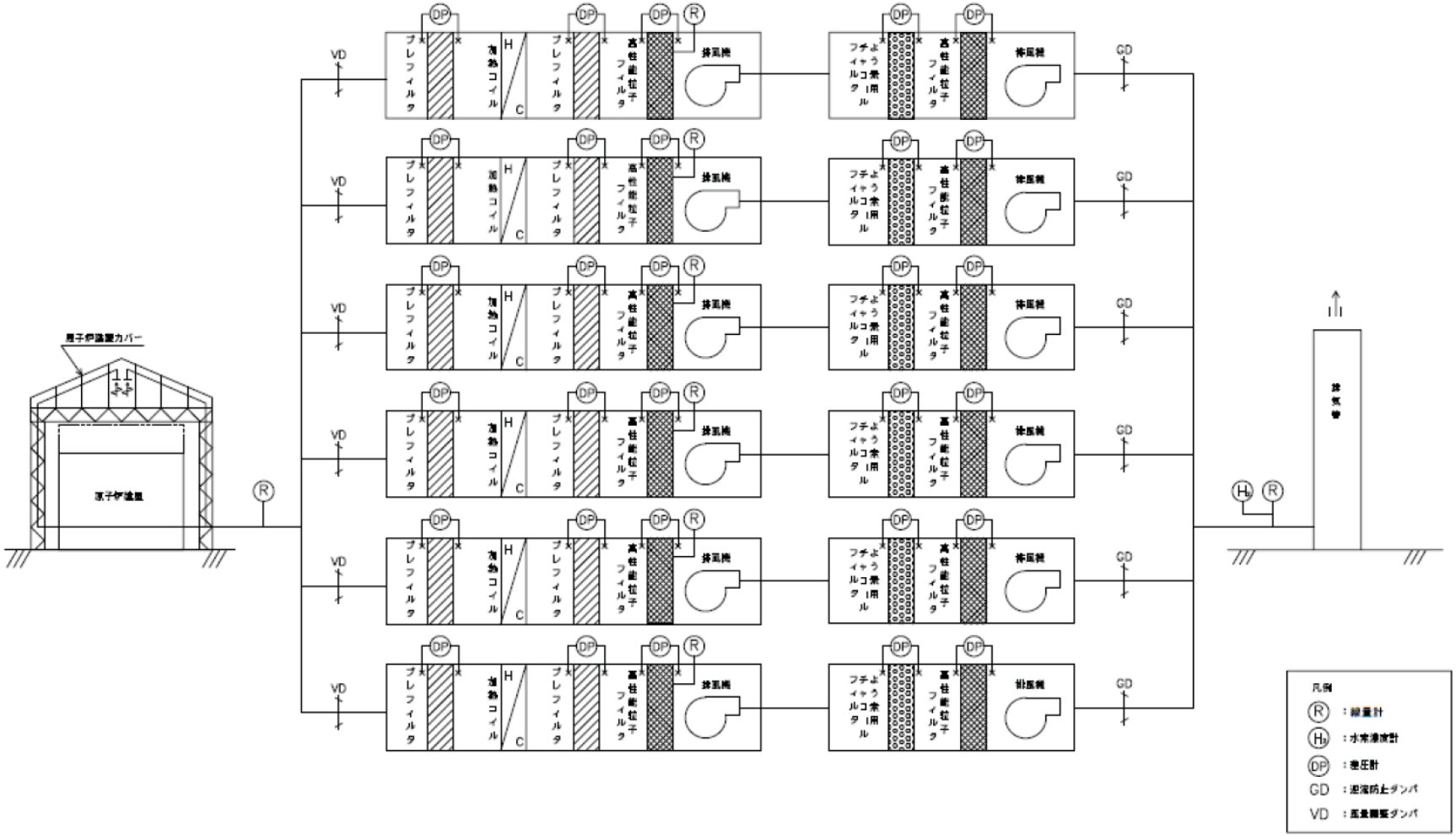


図5-4　原子炉建屋カバー排気設備系統図

添付資料－７

福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について

1.　適用範囲

本書は，第１号機原子炉建屋カバー解体に伴う影響評価，原子炉建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視方法について記載するものである。

2.　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋からの燃料取り出し目標

東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議）を2013年6月27日に改訂した。

今回の改訂では，号機毎の状況を踏まえたスケジュールを検討するとともに，現場の状況に応じて柔軟に対応できるよう複数のプランを号機毎に示している。このうち，１号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しは，2017年度前半～同後半の開始を目標としている。

さらに，「特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針」において，至近の課題解決として「使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し」を最優先事項のひとつに位置づけている。

3.　使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップ

現在検討中の使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップは以下の通りである。

① 原子炉建屋カバー（以下　建屋カバー）の排気設備停止・撤去
② 既存の放射性物質濃度測定器の移設
③ 建屋カバー解体
④ オペレーティングフロア上のガレキ撤去・除染・遮へい
⑤ 燃料取扱設備等の設置，建屋カバー改造・復旧※
⑥ 燃料取り出し開始

また，先行号機の工事実績を踏まえ，建屋カバーの排気設備停止からプール燃料取り出し開始までには４年程度を要すると想定している。建屋カバー解体工程表については表１に示す。

※　燃料取り出し計画は，複数のプラン（建屋カバー改造・復旧，上部コンテナ，燃料取り出し用カバー）の中から，2014 年度上半期に決定する。

4.　建屋カバー解体に伴う影響評価

建屋カバーは2011年10月に原子炉建屋上部からの放射性物質の飛散抑制を目的に設置した。その後，原子炉の安定冷却の継続により放射性物質の発生量は減少している。

燃料取り出しに向け建屋カバーを解体した場合，放射性物質を含む水蒸気の蒸散やガレキ・粉塵の飛散が懸念されるため，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している。（詳細は，別添１参照。）

なお，建屋カバーを覆う大規模構造物を構築した後，その中で建屋カバーの解体とオペレーティングフロア上のガレキ撤去を進める方法も考えられるが，この方法の場合には，建屋カバーの解体により放射性物質の放出量が増加する可能性は低いものの，以下の課題がある。

① 大規模構造物の設置により燃料取り出し開始時期が，燃料取り出し開始目標よりも５年以上の後ろ倒しとなる。
② 使用済燃料プールへのガレキ落下リスクが長期化する。
③ 建屋カバーを覆う大規模構造物の高さが90m程度となるため，耐震性の確保や高線量下での作業などの技術面，施工面での課題がある。

以上より，敷地境界・敷地外に与える影響が少ないこと，燃料取り出しに早期に着手できること，速やかな燃料の取り出し完了につながることから，建屋カバーを解体し，オペレーティングフロア上のガレキ撤去を進めることとする。また，建屋カバーの解体に伴う放出量を抑制するため，開口部の閉鎖など十分な放出抑制対策を実施する。

5.　建屋カバー排気設備停止に伴う滞留水素の評価

建屋カバー排気設備停止から建屋カバー解体までの間は，排気機能がなく，建屋カバー内に水素が滞留する可能性があると考えられるため水素の影響について評価した。

「第Ⅱ編 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備」において，第１号機原子炉格納容器内での水素発生量が評価されている。保守的に原子炉格納容器内で発生した水素の全量が建屋カバー内に放出されたものとして評価した結果，建屋カバー内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの期間は約２年と評価される。建屋カバー解体着手は，建屋カバー排気設備停止の約3～5ヶ月後と想定しているため，水素濃度が可燃限界濃度に達することをないと評価される。このため，この期間中の水素濃度測定は必要ないと考える。なお，建屋カバー運用開始以降，排気設備に設置されている水素濃度計にて水素は検出されていない。

水素の影響についての評価を以下の条件で評価した。

水素発生量：0.1(m³/h)

建屋カバー内容積：約 45,000(m³)

可燃限界濃度 4%となるために必要な水素量

約 45,000×0.04＝約 1,800(m³)

水素が約 1,800m³ 発生する時間

約 1,800/0.1/24＝約 750(日)　⇒　約 2 年

6. 建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視

6.1 設備構成

排気設備停止以降においてもオペレーティングフロア付近の放射性物質濃度を測定・監視するため，既存の放射性物質濃度測定器を移設する。排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備構成を図 1 に，建屋カバー解体以降の監視設備構成を図 2 に，設備仕様を表 2 に示す。

6.2 運転管理および保守管理

(1)運転管理

放射性物質濃度測定器は，現場制御盤及び免震重要棟に表示され，異常を検知した場合には警報を発するシステムとなっている。

(2)保守管理

放射性物質濃度測定器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。

7.放射性固体廃棄物等の管理

撤去したオペレーティングフロア上のガレキは，先行号機と同様に一時保管エリアにて保管する。(「第Ⅲ編 3 補足事項 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」参照)

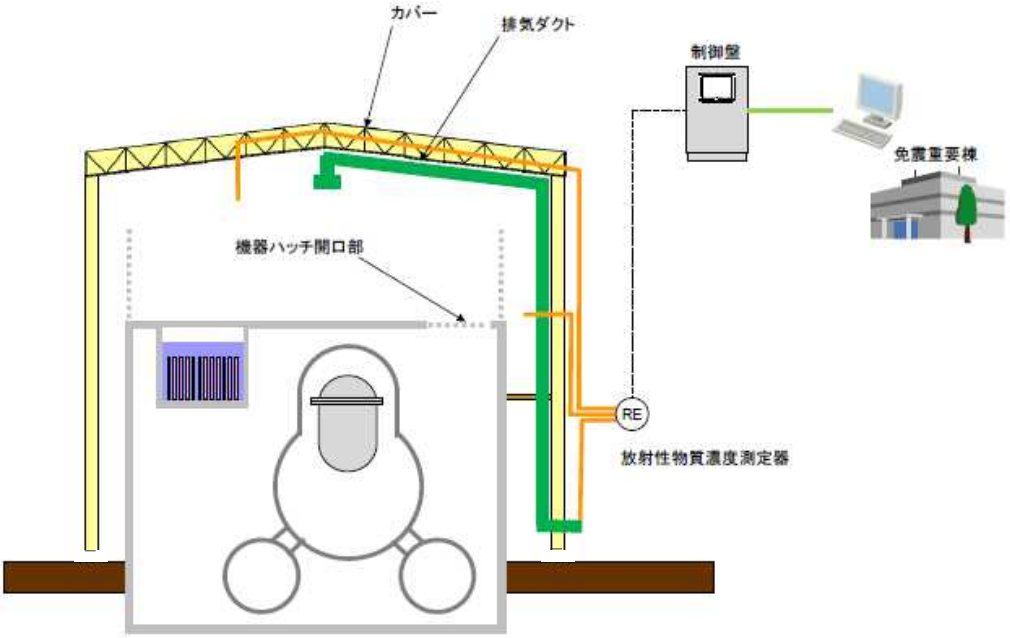


図１　排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備概略構成図

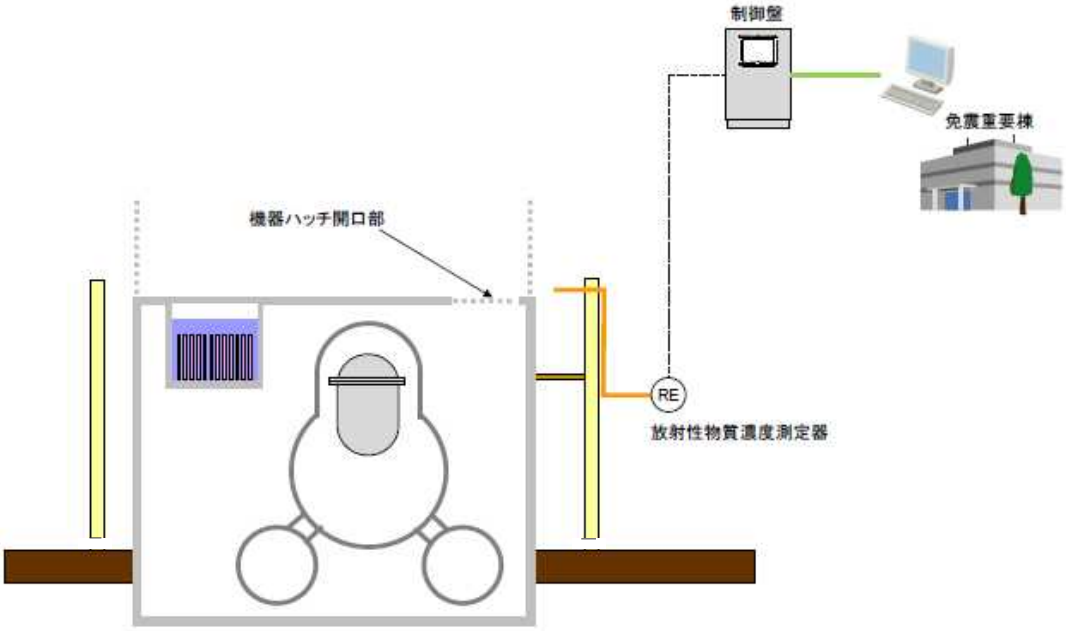
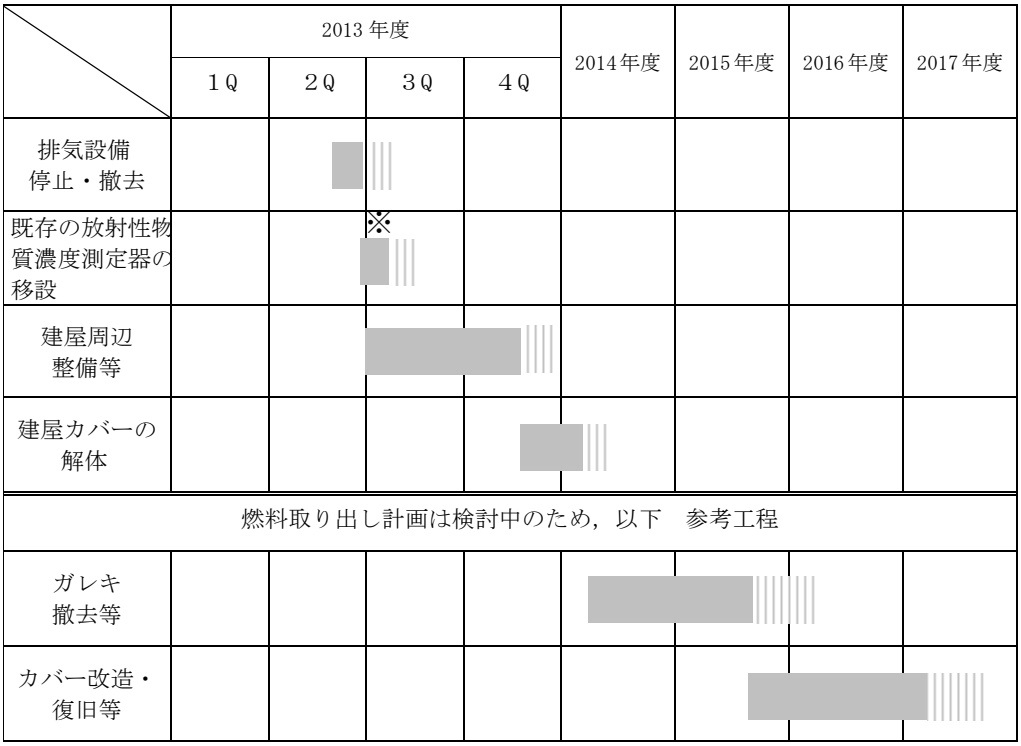


図２　建屋カバー解体以降の監視設備概略構成図

表１　建屋カバー解体工程表



※ 既存の放射性濃度測定器の移設期間は，オペレーティングフロア上部の放射性物質濃度の連続監視はできないが，定期的及び必要な都度ダストサンプラで採集し，放射性物質濃度を測定・評価する。

表２　設備仕様

設　備　名	仕　　様
放射性物質濃度測定器	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　　：4 台

8. 別添

別添－1　第１号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

第１号機原子炉建屋カバー解体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

建屋カバー解体後は，燃料取り出し用カバー設置に向け工事中の第３号機と同様の放出箇所となることから，原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において放出量評価を行った。

本評価は，建屋カバーが掛かっていない状態での評価となるため，建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し，採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度を評価に適用した。

また，平成 26 年 6 月に機器ハッチ開口部の放出抑制対策として設置したバルーンについては，ガレキ等によりずれが生じるリスク，ずれ発生後の再設置に伴う作業員の被ばくリスク等を排除する観点から撤去するとともに，非常用扉や大物搬入口横扉については，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

原子炉直上部･機器ハッチ開口部･原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において，下記の通りの評価を行った。

① 原子炉直上部

原子炉直上部からの放出量

＝原子炉直上部のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量

＝1.6×10^{-5}Bq/cm^3 × 2.5×10^{2} m^3/h × 10^{6} cm^3 /m^3

＝約 4.1×10^{3} Bq/h ＝約 4.1×10^{-5} 億 Bq/h

※計算に引用した数値

・原子炉直上部のダスト濃度

評価には，原子炉直上部のダスト濃度が必要であるが，現状，建屋カバーが設置されており，測定が不可能である。

このため，建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し，採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度（1.6×10^{-5}Bq/cm^3）を適用した。

・流量

建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外した平成 26 年 11 月における第１号機の蒸気発生量 2.5×10^{2} m^3/h（平成 26 年 11 月 1 日現在）を流量として適用した。

② 機器ハッチ開口部

機器ハッチに関しては，外部の風によって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。

機器ハッチ開口部からの放出量（最大）
＝機器ハッチ開口部のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量
＝2.4×10^{-6} Bq/cm^3 × 1.1×10^{4} m^3/h × 10^{6} cm^3 /m^3
＝約 2.6×10^{4} Bq/h ＝約 2.6×10^{-4} 億 Bq/h

機器ハッチ開口部からの放出量（最小）
＝機器ハッチ開口部のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量
＝2.4×10^{-6} Bq/cm^3 × 1.5×10^{3} m^3/h × 10^{6} cm^3 /m^3
＝約 3.6×10^{3} Bq/h ＝約 3.6×10^{-5} 億 Bq/h

※計算に引用した数値

・機器ハッチ開口部のダスト濃度

建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し，採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度（2.4×10^{-6}Bq/cm^3）を適用した。

・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，以下の通り。

機器ハッチの開口部の前提

機器ハッチの開口部面積を 0%，二重扉を 80%※，非常用扉を 100%及び大物搬入口横扉を 50%※縮小した場合を想定。

※開口部を貫通している配管，ケーブル等による閉止不可範囲（想定）を除いた面積

風速

昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 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（3.1m/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 方位毎に機器ハッチ開口部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通り評価した。

最大の場合の流量は，約 11,000m^3/h。

最小の場合の流量は，約 1,500m^3/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ダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量

＝4.4×10^{-6} Bq/cm^3 × 2.1×10^{1} m^3/h × 10^6 cm^3 /m^3

＝約 9.2×10^{1}Bq/h ＝約 9.2×10^{-7} 億 Bq/h

※計算に引用した数値

原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度・流量については，平成 26 年 11 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を受けて，建屋カバー解体後の 1 号機からの放出量合計値は以下の通り。

建屋カバー解体後の放出量評価（最大）

=約 4.1×10^{-5} 億 Bq/h ＋ 約 2.6×10^{-4} 億 Bq/h ＋ 約 9.2×10^{-7} 億 Bq/h

=約 0.00031 億 Bq/h =約 0.0004 億 Bq/h

建屋カバー解体後の放出量評価（最小）

=約 4.1×10^{-5} 億 Bq/h ＋ 約 3.6×10^{-5} 億 Bq/h ＋ 約 9.2×10^{-7} 億 Bq/h

=約 0.000078 億 Bq/h =約 0.00008 億 Bq/h

よって，建屋カバー解体後の放出量評価は，約 0.00008～0.0004 億 Bq/h

なお，建屋カバーが設置されている状態の 1 号機の平成 26 年度平均の放出量は，約 0.007 億 Bq/h である。このため，建屋カバー解体によって放出量に大きな変動を与えるものではない。

3. 被ばく評価

以下の計算条件で，建屋カバーが解体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 月から昭和 55 年 3 月までの 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」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第 3 編（保安に係る補足事項）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，以下の通り。

敷地境界における被ばく量は年間約 0.00002～0.00008mSv

4. 評価

第 1 号機建屋カバー解体後の放出量評価は，約 0.00008～0.0004 億 Bq/h であり，建屋カバー解体によって放出量に大きな変動を与えるものではない。これによる敷地境界における被ばく量は，年間約 0.00002～0.00008mSv となる。

建屋カバー解体前の第 1 ～ 4 号機における気体廃棄物の推定放出量は，平成 26 年度平均で合計約 0.1 億 Bq/ｈである。敷地境界における被ばく線量は，最大で年間約 0.03mSv と評価している。

建屋カバー解体前の第 1 ～ 4 号機における気体廃棄物の推定放出量と第 1 号機建屋カバー解体後の第 1 ～ 4 号機における推定放出量を比較すると，同等であることを確認した。（下表参照）

なお，放射性気体廃棄物の管理については，Ⅲ第 3 編（保安に係る補足事項）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 1 号機カバー解体前	第 1 号機カバー解体後 （評価値）
第 1 号機	約 0.007※1	約 0.00008～0.0004 （0.000078～0.00031）※2
第 2 号機	約 0.002※1	
第 3 号機	約 0.0004※1	
第 4 号機	0.0009※1	
合計	約 0.1 （0.011）※1	約 0.1 （0.0039～0.0041）※2,3
敷地境界線量 ［単位：mSv/y］	約 0.03	約 0.03

※1 第 1・2・3・4 号機の放出量については，平成 26 年度の平均値を用いている。

※2 評価値

※3 四捨五入の都合上，合計が一致しない

カバー解体時における放出量評価

① 既認可の実施計画上における評価（平成25年8月認可）
- カバー解体時の放射性物質濃度が不明であったため、カバー設置前の濃度（平成23年10月）を使用して評価
- 機器ハッチ・原子炉上部とも10^{-4}Bq/cm^{3}と高い濃度であった
  ⇒流量を減らす必要があった ⇒機器ハッチの開口面積を縮小

② 機器ハッチ開口部の縮小効果を見込まない評価
- 濃度を最新の測定値（平成26年11月）に更新
- 機器ハッチに関しては濃度が２桁下がり、原子炉上部の濃度は１桁下がった

⇒原子炉の安定冷却の継続，飛散防止剤の散布効果等により濃度が減少
⇒機器ハッチ開口部を縮小せずとも放出管理の目標値10^7Bq/hを下回る

③ 機器ハッチ開口部の縮小の効果を見込んだ評価（参考）
- ③は②に対して機器ハッチ開口部90%縮小の効果を見込んだが，放出量は②とほとんど変わらない。

	機器ハッチ						原子炉上部		PCVガス管理		放出量 [Bq/h]
			流量評価時の想定縮小%								
	濃度 [Bq/cm^3]	流量 [m^3/h]	機器ハッチ	二重扉	非常扉	大物搬入口横扉	濃度 [Bq/cm^3]	流量 [m^3/h]	濃度 [Bq/cm^3]	流量 [m^3/h]	
①既認可実施計画	2.6×10^{-4}	1000～5200	90%	80%	80%	100%	9.9×10^{-4}	360	6.2×10^{-6}	28	6.2×10^{5} ～ 1.7×10^{6}
②機器ハッチ縮小なし	2.4×10^{-6}	1500～11000	0%	80%	100%	50%	1.6×10^{-5}	250	4.4×10^{-6}	21	7.8×10^{3} ～ 3.1×10^{4}
③機器ハッチ縮小あり	2.4×10^{-6}	1500～9800	90%	80%	100%	50%	1.6×10^{-5}	250	4.4×10^{-6}	21	7.8×10^{3} ～ 2.8×10^{4}

東京電力

被ばく評価

■ 被ばく評価
建屋カバー解体された場合の放出量による被ばく評価は以下の通り

	1号機カバー解体後の敷地境界における年間の被ばく量[mSv/y]
① 既認可実施計画	0.002～0.004
② 機器ハッチ縮小なし	0.00002～0.00008
③ 機器ハッチ縮小あり	0.00002～0.00007

機器ハッチ開口の縮小による放出抑制効果を見込まない条件を見直したとしても，被ばく量に大きな変動を与えるものではない

東京電力

添付資料－８

福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋
作業エリアの整備に伴う干渉物解体撤去について

1. 干渉物解体撤去の目的

第２号機原子炉建屋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カバー（又はコンテナ）および燃料取扱設備を設置するには，原子炉建屋周辺に作業エリアを整備するとともに,作業エリアの線量低減を図る必要がある。しかし，現在，原子炉建屋の西側および南側にある既存建屋等が干渉して作業エリアを整備できない状況にあるため，当該干渉物を解体撤去する。

2. 解体撤去の対象となる干渉物

作業エリアを整備するために解体撤去を要する干渉物は以下の通り。なお，解体撤去には各干渉物に付帯する設備も含む。

(1) 西側作業エリア

a. 廃液サージタンク

b. ドラム缶搬出入室

c. ＭＳ／ＳＲＶ※1窒素ガスボンベ室

d. ＨＣＵ※2窒素ガスボンベ室

e. 補助ボイラー窒素ガスボンベ室

f. セメントブロアー室

※1：主蒸気/逃し安全弁

※2：制御棒駆動水圧系制御ユニット

(2) 南側作業エリア

g. 電気品室

3. 計画工程

計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性がある。

平成 27 年 8 月～平成 28 年 2 月

4. 干渉物の解体撤去方法

干渉物の解体撤去にあたり，干渉物に付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，解体重機等による干渉物の解体撤去を実施する。

廃液サージタンクに貯蔵している廃液は，平成 23 年 3 月以前に液体廃棄物処理設備にて処理済の機器ドレンであり，廃液サージタンクの解体撤去前に，廃液サージタンクから２号機放射性廃棄物建屋地下まで仮設ホースを敷設し，仮設ポンプを用いて，２号機の滞留水へ移送する。

なお，廃液移送前には当該廃液の全放射能の測定を行う。

解体撤去作業における留意事項を下記に示す。

- 干渉物の付帯設備を撤去しても，稼働中の周辺設備に影響を与えないことを図面および現場調査にて確認し，適切な処置を施す。
- 解体撤去作業周辺の稼働中の設備が解体撤去作業に伴い損傷しないために，現場状況に応じて設備の移設や防護を施す。
- 解体撤去作業においては，火災リスクを低減するため，火気を使用する機材を原則として選定しない。(ただし,現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は,十分な防護対策を施した上で使用する)

廃液サージタンクに貯蔵している廃液の移送作業の留意事項を下記に示す。

- 廃液移送に用いる仮設ホースの連結部については図 1 のように養生を行い，受けパンの中には漏えい検知器を設置する。
- 漏えい検知器が発報した場合は，速やかに廃液移送に用いている仮設ポンプを停止する。
- 廃液移送に用いる仮設ホースは，現場状況に応じて損傷防止対策を行う。

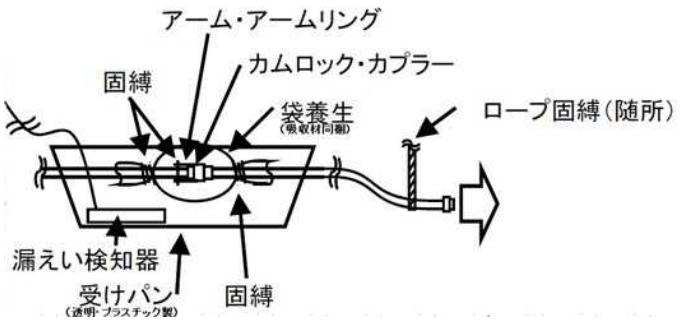


図 1　仮設ホース連結部養生

5.　解体撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

干渉物の解体撤去時に，放射性物質が付着した粉じんが飛散しないよう，下記の対策を実施する。

(1) 通常の解体撤去作業時の対策

a. 作業開始前

当日の解体撤去予定範囲に対して飛散防止剤を散布する。

b. 作業中

作業対象部およびその周辺に対して散水し，湿潤状態を維持する。散水により発生する水は，吸水マット等で可能な限り回収し，廃棄物として処理する。なお，雨天時は，吸水マット等による水の回収が困難であると判断した場合，散水を伴う作業については実施しない。

c. 作業完了後

当日の解体撤去実施範囲に対して飛散防止剤を散布する。

(2) 放射性物質の飛散が確認された場合の対策

解体撤去作業中に，万が一，構内の空気中放射性物質濃度の異常を検知した場合は，速やかに作業を中断し，解体撤去対象物の周囲の空間に対し広範囲に散水を行う。

6.　解体撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

解体する干渉物の表面線量率や表面積から気中へ放出される放射性物質の放出量を保守的な値を用いて概略評価を行い，本作業に伴う放射性物質の放出量が，敷地境界における管理目標値 0.03[mSv/年]に相当する放出量と比較して，非常に小さな値であることを確認した。

また，本作業に伴う放射性物質の放出量と解体作業期間から想定した放射性物質の放出率は，敷地境界の近傍に設置されたダストモニタの警報設定値に影響を与える範囲ではないことを確認した。

なお,放射性物質の放出量の評価は,粉じんの飛散抑制策の抑制効果は見込んでおらず,安全側に評価している。

7.　廃棄物の保管

干渉物の解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 270 ㎥（コンクリート約 180 ㎥，金属類約 90 ㎥），線量率は 1～30mSｖ/ｈと想定しており，「Ⅲ章第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，覆土式一時保管施設（エリア L）または仮設保管設備（エリア A1・A2）に保管・管理する。

8. 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およびその関連法令に定められた線量限度（100mSv/5 年および50mSv/年）を超えないようにする。

第２号機原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに関連する今後の工事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。

- 放射性物質により汚染している干渉物の撤去による線量低減
- 路盤面の整備による線量低減
- 作業に応じて遮へいベストを着用することにより，作業員の被ばく量を低減
- 作業エリア近傍に遮へい効果のある退避場所を設置し，不要な被ばく量を低減
- 作業エリアに当該場所の空間線量率を表示することによる注意喚起

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，線源からの遮へい，作業区域管理等を行い，更なる被ばく線量低減に努める。

添付資料－９

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カバー（またはコンテナ）及び燃料取扱設備を設置するために，原子炉建屋上部を解体する計画である。

原子炉建屋上部解体に先立ち，オペレーティングフロア（5 階）内で準備作業として片付け，清掃及び使用済燃料プールへの養生設置を行う計画である。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，原子炉建屋上部解体に関しては，工事開始前までに報告し，確認を受ける。

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定（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）
・日本工業規格（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章第 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

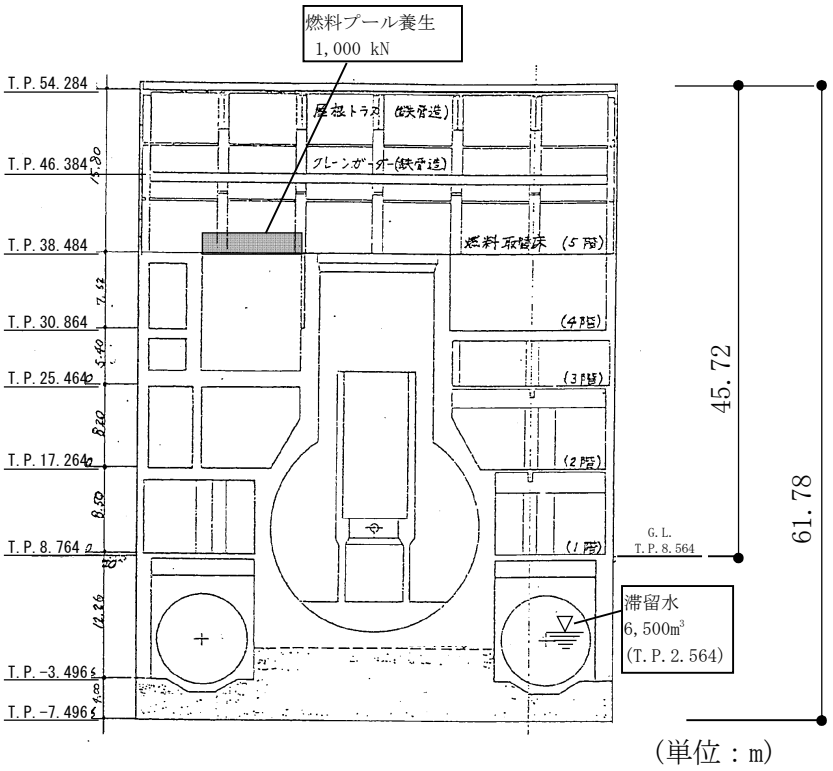
高線量エリアにおける施工であるため，現場状況を踏まえ，今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去，線源に対する遮蔽，作業区域管理の検討を行い，更なる被ばく線量低減に努める。

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

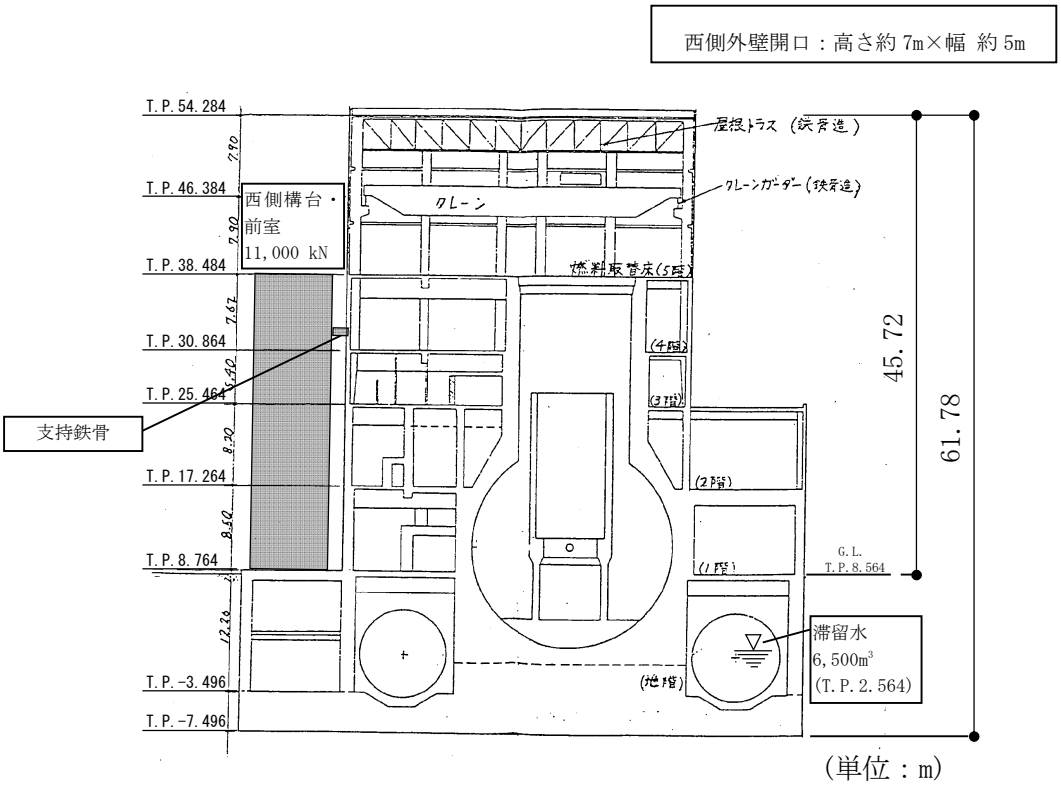
本書は，「Ⅱ章 2.6　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)」で用いた解析モデルを基本に，西側外壁開口，西側構台・前室及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮した解析モデルを用いて基準地震動 Ss に対する評価を行う。なお，評価に用いる地震動（基準地震動 Ss）及び地盤定数は「Ⅱ章 2.6　添付資料－２構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)」で用いたものと同じである。

建屋の概要図を図１－１に示す。



（単位：m）

(a) NS 方向断面



（単位：m）

(b) EW 方向断面

図１－１　原子炉建屋の概略断面図

※標高の表示は、震災前図面との差異(-709mm)と O.P.から T.P.への換算値(-727mm)の和(-1436mm)より換算(以下同様)

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（T.P. -197.436m）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。

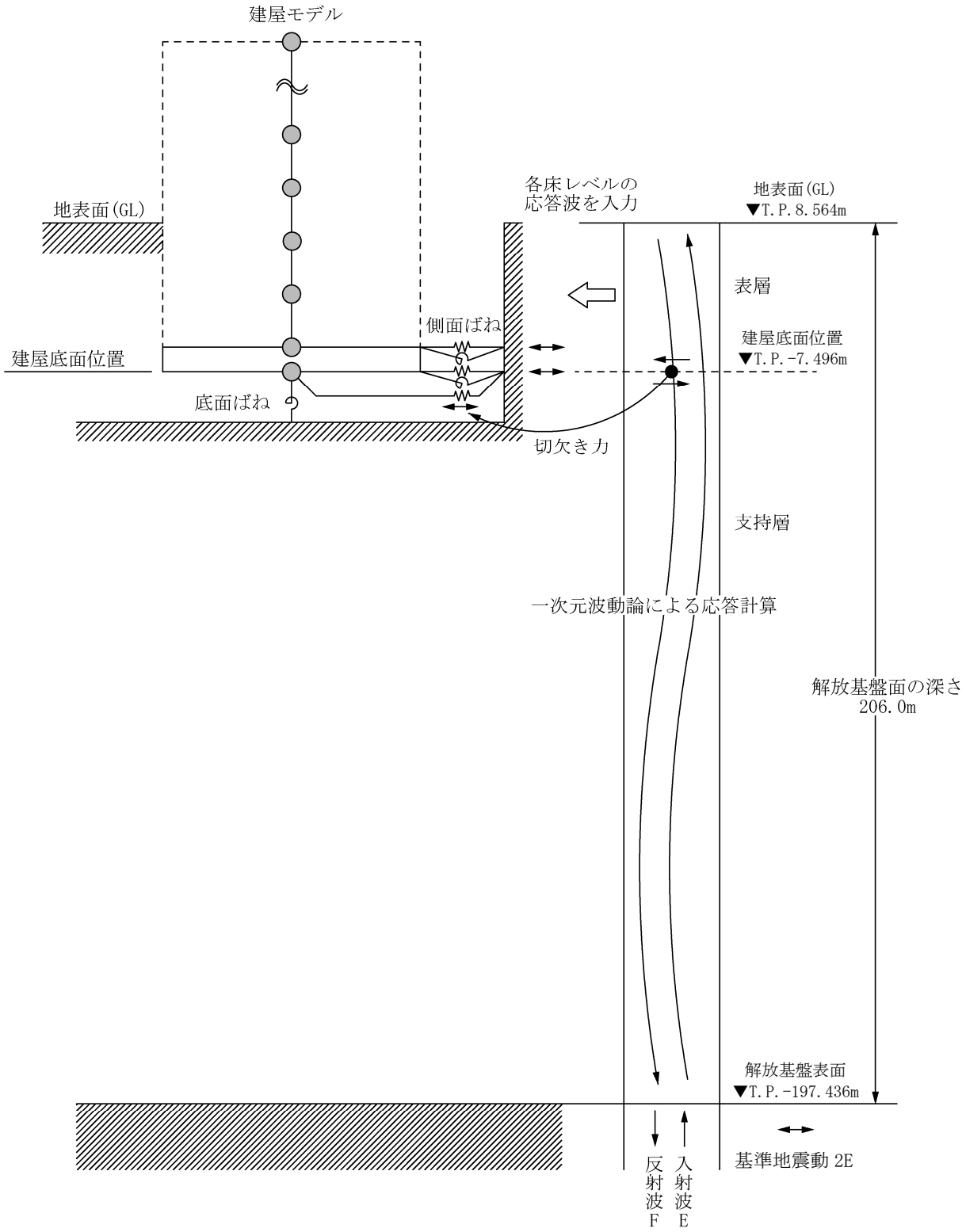
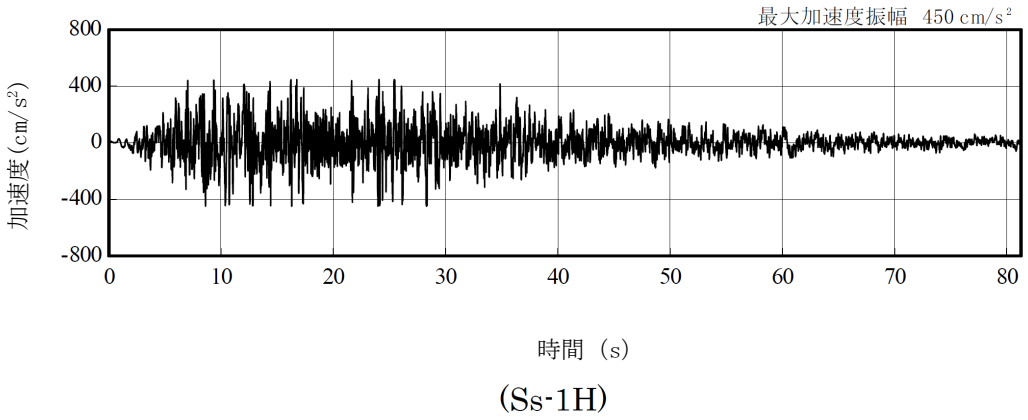
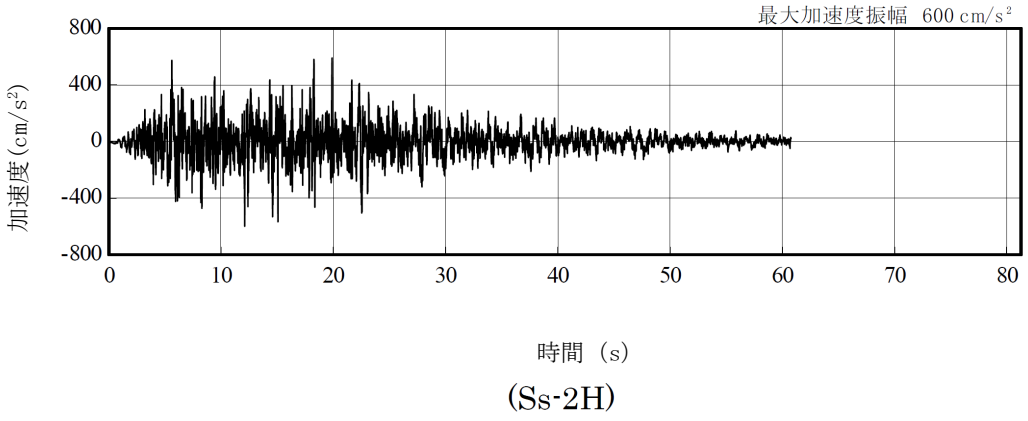


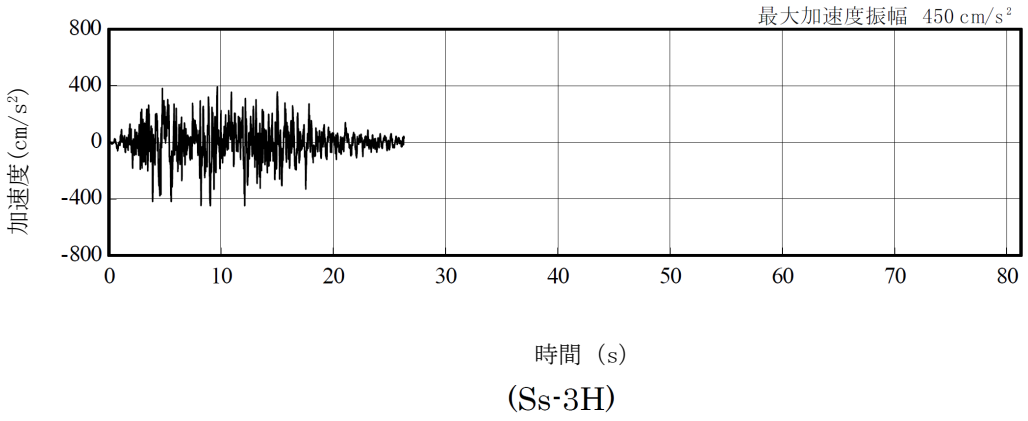
図２－１　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）



(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	T.P.（m）	重量（kN）
燃料プール落下防止養生	3	38.484	1,000
西側構台・前室	4	30.864	9,000
	7	8.764	2,000
合計			12,000

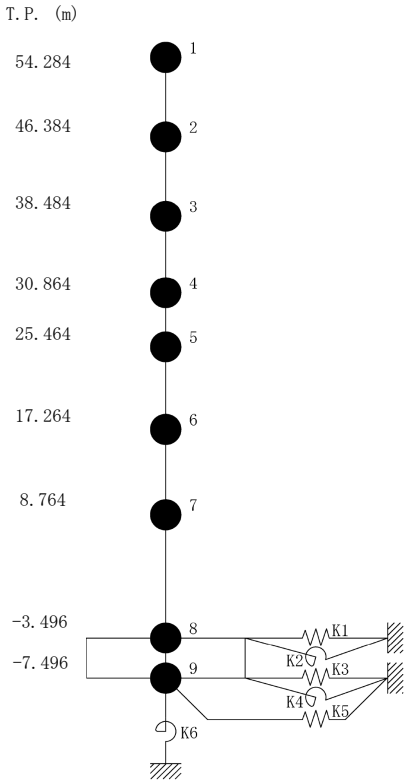
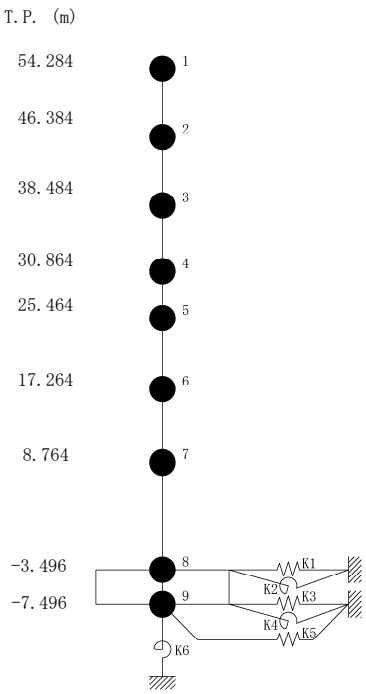


図３－１　原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS，EW 方向）

表３－２　建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

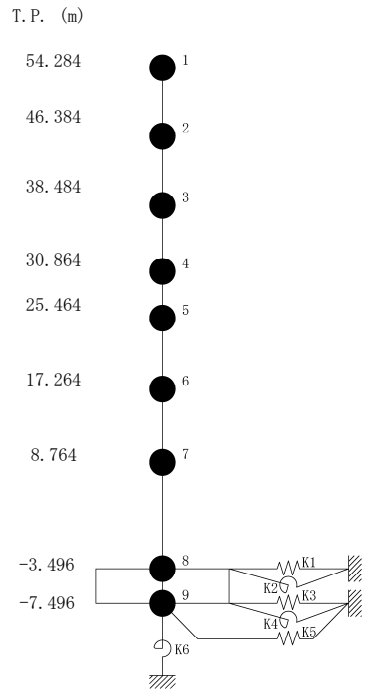


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^{5}kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	14,380	25.99		
			18.6	10,154
2	10,220	18.53		
			17.4 {1.2}	10,650 {25}
3	59,470 [1,000]	107.62 [1.81]		
			184.3	22,551
4	79,440 <9,000>	143.78 <16.29>		
			166.8	24,629
5	107,720	194.96		
			249.3	44,401
6	116,670	211.14		
			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^{5}kN･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：$\times10^{-3}$）

T.P.(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	
54.284～46.384	0.09	0.09	0.08	0.08	0.07	0.07	4.0 以下
46.384～38.484	0.15	0.14	0.13	0.12	0.12	0.11	
38.484～30.864	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.03	
30.864～25.464	0.07	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	
25.464～17.264	0.07	0.07	0.08	0.07	0.07	0.06	
17.264～8.764	0.15	0.15	0.16	0.15	0.14	0.13	
8.764～-3.496	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：$\times10^{-3}$）

T.P.(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	
54.284～46.384	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
46.384～38.484	0.17	0.17	0.16	0.16	0.15	0.15	
38.484～30.864	0.07	0.06	0.06	0.06	0.06	0.05	
30.864～25.464	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.08	
25.464～17.264	0.10	0.10	0.10	0.10	0.09	0.08	
17.264～8.764	0.14	0.14	0.15	0.14	0.12	0.12	
8.764～-3.496	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章第 3 編（保安に係る補足事項）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章第 3 編（保安に係る補足事項）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１号機原子炉建屋
オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について

1.　ガレキ撤去の目的

１号機原子炉建屋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カバーおよび燃料取扱設備を設置するため，オペレーティングフロア（以下，オペフロ）上のガレキを撤去する。

2.　撤去の対象となるガレキ

本資料にて対象となる範囲は図 1～3 の通り，7a 通り以北の範囲のガレキとする。（オペフロ外周の鉄骨を除く）

7a 通りより南側の範囲については，継続して調査を進め，施工計画を策定次第，別途申請する。

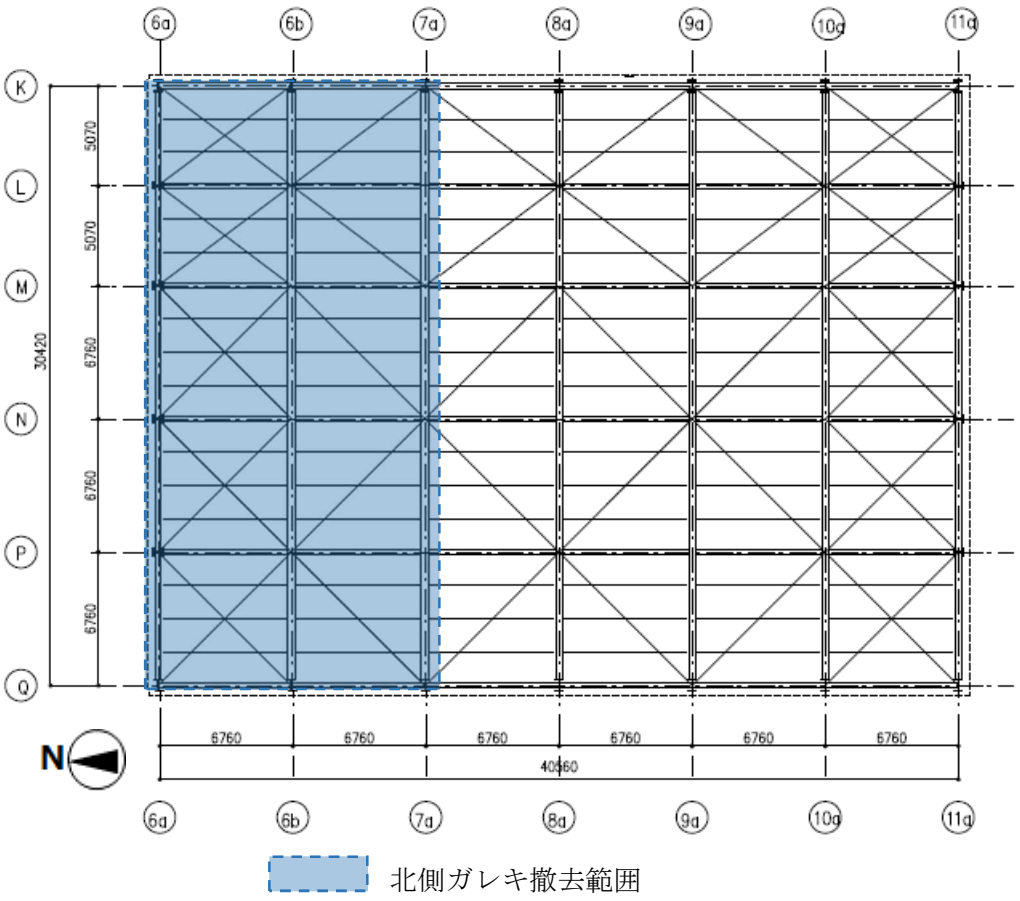


図 1　屋根伏図（上弦面）

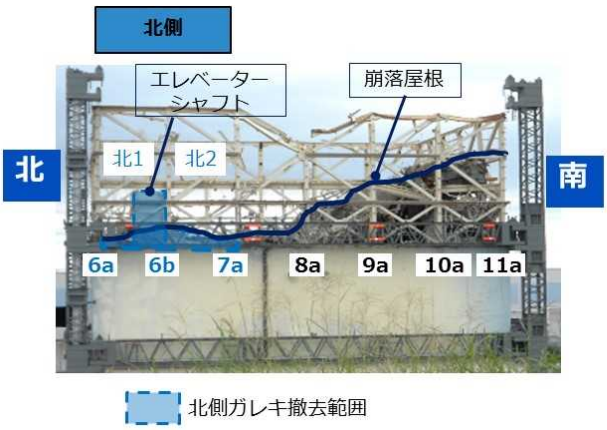


図２　立面イメージ

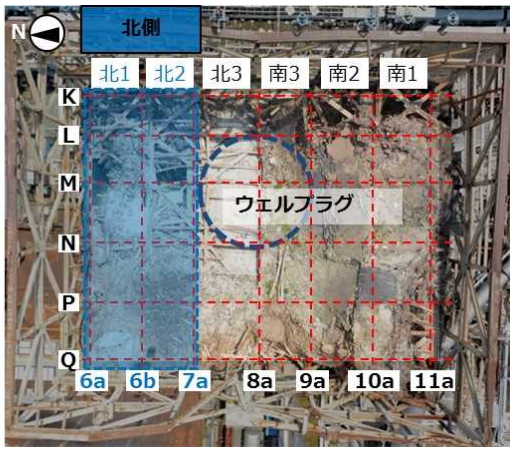


図３　平面イメージ

3.　計画工程

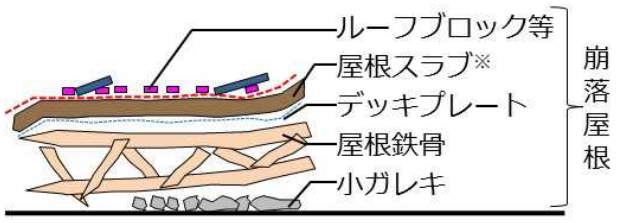
計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性が有る。

平成 30 年 1 月～平成 30 年 9 月

4.　ガレキの撤去方法

ガレキの撤去にあたり，安全を確保するため，大型クレーンに吊り下げた吸引装置，ペンチ，カッター，ニブラを用いてガレキの撤去を実施する。

ガレキは，図 4 のように種類の違うガレキが積み重なっており，撤去対象物によって装置・工法を表 1 のように使い分ける。



※ 屋根スラブはアスファルト，コンクリート，鉄筋で構成

図 4　ガレキの状態

表 1　撤去対象物ごとの装置・工法の使い分け

装置	工法	撤去対象物
吸引装置	吸引	・ルーフブロック ・屋根スラブ（アスファルト，コンクリート） ・エレベーターシャフト（コンクリート） ・小ガレキ　等
ペンチ	把持	・デッキプレート ・屋根スラブ（アスファルト，鉄筋） ・エレベーターシャフト（鉄筋） ・小ガレキ　等
カッター	切断・把持	・屋根鉄骨　等
	破砕	・エレベーターシャフト（コンクリート）
ニブラ	破砕	・エレベーターシャフト（コンクリート）

撤去作業における留意事項を下記に示す。

- 撤去作業周辺の稼働中の設備を撤去作業に伴い損傷させないために，図面および現場調査にて確認し，現場状況に応じて設備の防護を施す。
- 撤去作業においては，火災リスクを低減するため，火気を使用する機材を原則として選定しない。(ただし，現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は，十分な防護対策を施した上で使用する)

5.　撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

ガレキの撤去時に，放射性物質が付着した粉じんの飛散抑制を図るため，下記の対策を実施する。

a. 作業開始前

オペフロ上のガレキ全体に，定期的に飛散防止剤を散布することで，粉じんが固着された状態にする。

b. 作業中

コンクリート系のガレキに対しては，可能な限り吸引による撤去を行うことで，飛散量の低減を図る。破砕が必要なコンクリート系のガレキに対しては，破砕と並行して散水を実施する。

c. 作業完了後

撤去したガレキの種類・用いた工法に依らず，当日のガレキ撤去作業後に，撤去実施範囲に対して飛散防止剤を散布する。

撤去作業中に，万が一，1 号機オペフロに設置したダストモニタにより空気中放射性物質濃度の異常を検知した場合は，速やかに作業を中断し，散水を行う。また，構内に設置してある上記以外のダストモニタおよびモニタリングポストにより，空気中放射性物質濃度もしくは空間放射線量率の異常を検知した場合は，速やかに作業を中断する。

なお，散布した水は，ファンネルや階段室等の開口を通じ，建屋滞留水となる。散水および炉注水による建屋滞留水増加量，移送ポンプの能力，および原子炉建屋地下の面積から，建屋滞留水の管理上許容できる散水時間を算出した結果，3 時間強程度であり，十分な散水時間を確保できることを確認した。

6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

吸引・把持による撤去は，撤去に伴う粉じんの飛散が少ない工法であり，1 号機オペフロの調査において支障となるガレキの吸引・把持による撤去を行った際にも，オペフロならびに構内のダストモニタに有意な変動がないことを確認している。

切断・破砕による撤去は，ガレキの表面線量率や表面積から気中へ放出される放射性物質放出量の評価を行い，本作業に伴う放射性物質の放出量による敷地境界での線量が，「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」で求められている敷地境界線量 1 mSv/年未満と比較して，十分小さな値であることを確認した。

また，本作業に伴う放射性物質の放出量と解体作業時間から想定した放射性物質の放出率は，敷地境界の近傍に設置されたダストモニタの警報設定値を超えない範囲であることを確認した。

7. 撤去作業中の装置およびガレキの落下対策

撤去作業中の装置およびガレキの落下を防ぐため，誤作動防止システムの構築，始業

前点検，カメラによる監視等の対策を実施する。

8. 廃棄物の保管

ガレキの撤去に伴い，表面線量率 30mSv/h 以下の瓦礫類が約 320 ㎥，表面線量率 30mSv/h を超える瓦礫類が約 400 ㎥発生すると想定している。

「Ⅲ章第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，30mSv/h 以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設（エリア L）または仮設保管設備（エリア A1・A2）に，30mSv/h を超える瓦礫類は容器収容のうえ固体廃棄物貯蔵庫に保管・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，放射線業務従事者の立入頻度や滞在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（100mSv/5 年および50mSv/年）を超えないようにする。

なお，本工事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。

- 遠隔操作設備の利用による被ばく低減
- 遮へいの設置による作業環境の線量低減
- 待機場所（低線量エリア）の活用による被ばく低減
- 必要に応じた遮へいベスト等の保護具着用による被ばく低減

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，線源からの遮へい，作業区域管理等を行い，更なる被ばく線量低減に努める。