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，遮蔽，臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

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

(3) 燃料取り出し用カバー

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

2.11.1.3 設計方針

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

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

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや種々のインターロックを設け，また，クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮蔽

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

c. 臨界防止

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

d. 放射線モニタリング

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

e. 単一故障

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

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

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

f. 試験検査

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

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

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

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

b. 密封

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

c. 遮蔽

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

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも，燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

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

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

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

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

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは，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，遮蔽，臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成する。

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

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

また，燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

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

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

2.11.1.6　自然災害対策等

(1) 津波

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

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

(2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

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

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

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

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

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14　参照。

(4) 火災

燃料取り出し用カバー及び燃料取り出し用カバー内外の主要構成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及び機器等は，劣化防止を目的に，塗装を施す。

(6) 被ばく低減対策

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

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

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

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

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する場合には，破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により，放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準による。

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

b. 構内用輸送容器

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

構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準を原則とするが，特殊な環境下での設置となるため，必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

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

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

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

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

2.11.2　基本仕様

2.11.2.1　主要仕様

(1) 燃料取扱設備

（３号機及び４号機を除く）

a. 燃料取扱機

個数	1式

b. クレーン

個数	1式

（４号機）

a. 燃料取扱機

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

b. クレーン

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

c. エリア放射線モニタ

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

（３号機）

a. 燃料取扱機

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

b. クレーン

型式	床上走行式	
基数	1 基	
定格荷重	主巻	：50t
	補巻	：5t

c. エリア放射線モニタ

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

（２号機）

a. エリア放射線モニタ

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

(2) 構内用輸送容器

（３号機及び４号機を除く）

基数	1 式

（４号機）

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
基数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

（３号機）

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー（換気設備含む）

（４号機）

a. 燃料取り出し用カバー

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

b. 送風機（給気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m^3/h
台数	3 台

c. プレフィルタ（給気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m^3/h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ（給気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ

容量　　25,000m^3/h
効率　　97%（粒径 0.3μm）以上
台数　　3 台

e. 排風機（排気フィルタユニット）
種類　　遠心式
容量　　25,000m^3/h
台数　　3 台

f. プレフィルタ（排気フィルタユニット）
種類　　中性能フィルタ（袋型）
容量　　25,000m^3/h
台数　　3 台

g. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）
種類　　高性能粒子フィルタ
容量　　25,000m^3/h
効率　　97%（粒径 0.3μm）以上
台数　　3 台

h. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）
(a) 排気フィルタユニット入口
検出器の種類　　シンチレーション検出器
計測範囲　　10^0～10^4s^{-1}
台数　　1 台
(b) 排気フィルタユニット出口
排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

i. ダクト
(a) カバー内ダクト
種類　　長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質　　溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400
(b) 屋外ダクト
種類　　長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質　　溶融亜鉛めっき鋼板
（SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

(3号機)

a. 燃料取り出し用カバー

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

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^3/h
台数	2 台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m^3/h
台数	4 台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

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

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

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

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

（２号機）

a. 燃料取り出し用構台

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

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^3/h
台数	2 台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m^3/h
台数	4 台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

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

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

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

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

（1 号機）

a. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^3/h
台数	2 台（うち 1 台予備）

b. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

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

c. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

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

d. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

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

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

e. 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※2

添付資料－１－２　放射線モニタリングに関する説明書※1

添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※2

添付資料－２　構内用輸送容器の設計等に関する説明書

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

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

添付資料－２－３　構内輸送時の措置に関する説明書※2

添付資料－３　燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－３－１　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

添付資料－３－２　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※2

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※2

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※1

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※1

添付資料－５　使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※1

添付資料－６　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

添付資料－７　福島第一原子力発電所第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１・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のガレキの撤去について

添付資料－１０－１　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

添付資料－１０－２　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中央および南側のガレキの一部撤去について

添付資料－１０－３　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外周鉄骨の一部撤去について

添付資料－１０－４　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床上のガレキの一部撤去について

添付資料－１１　福島第一原子力発電所１号機及び２号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

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

燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

1. 4 号機燃料取り扱いに関する概要

1.1. 概要

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

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が使用済燃料の遮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

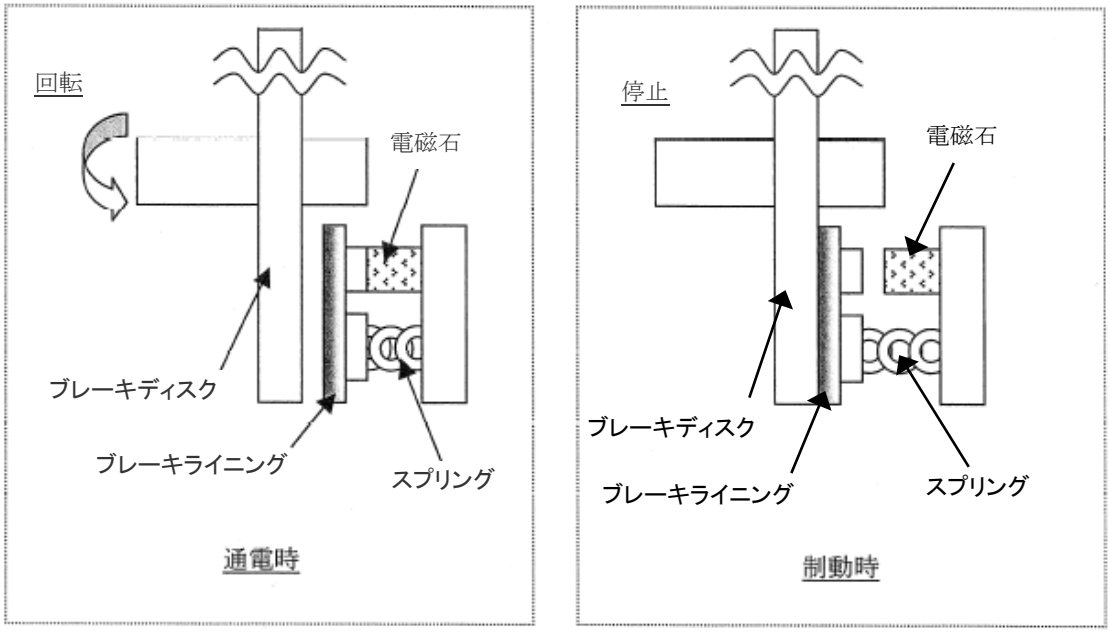
電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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。



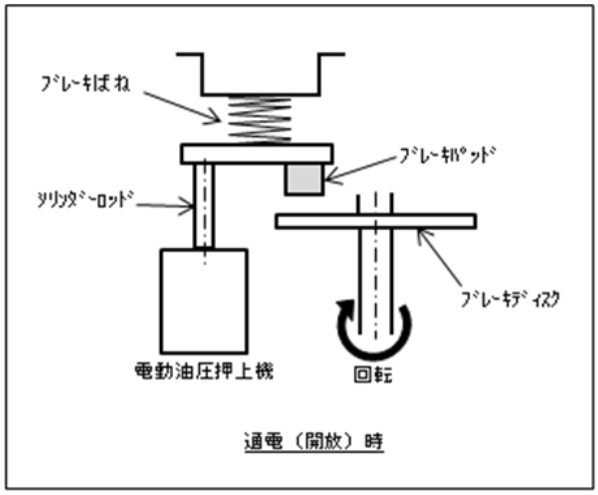
電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

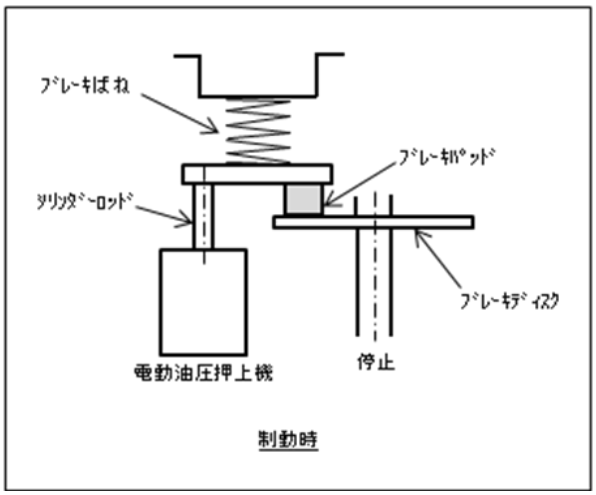
○電動油圧押上機ブレーキ（電動油圧押上機ディスクブレーキ）の動作原理

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。

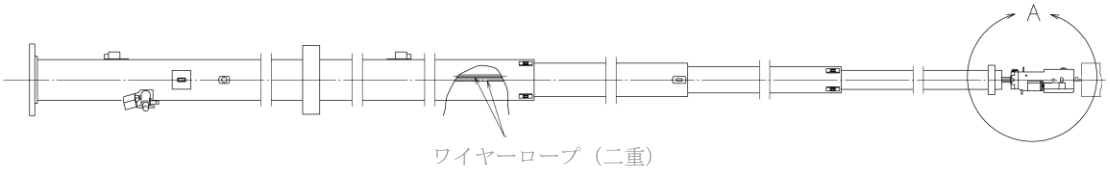
以下に通電(開放)時と，制動時の模式図を示す。

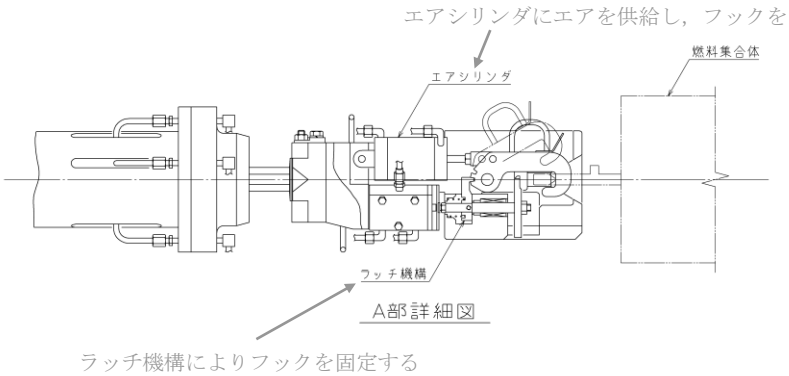




機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

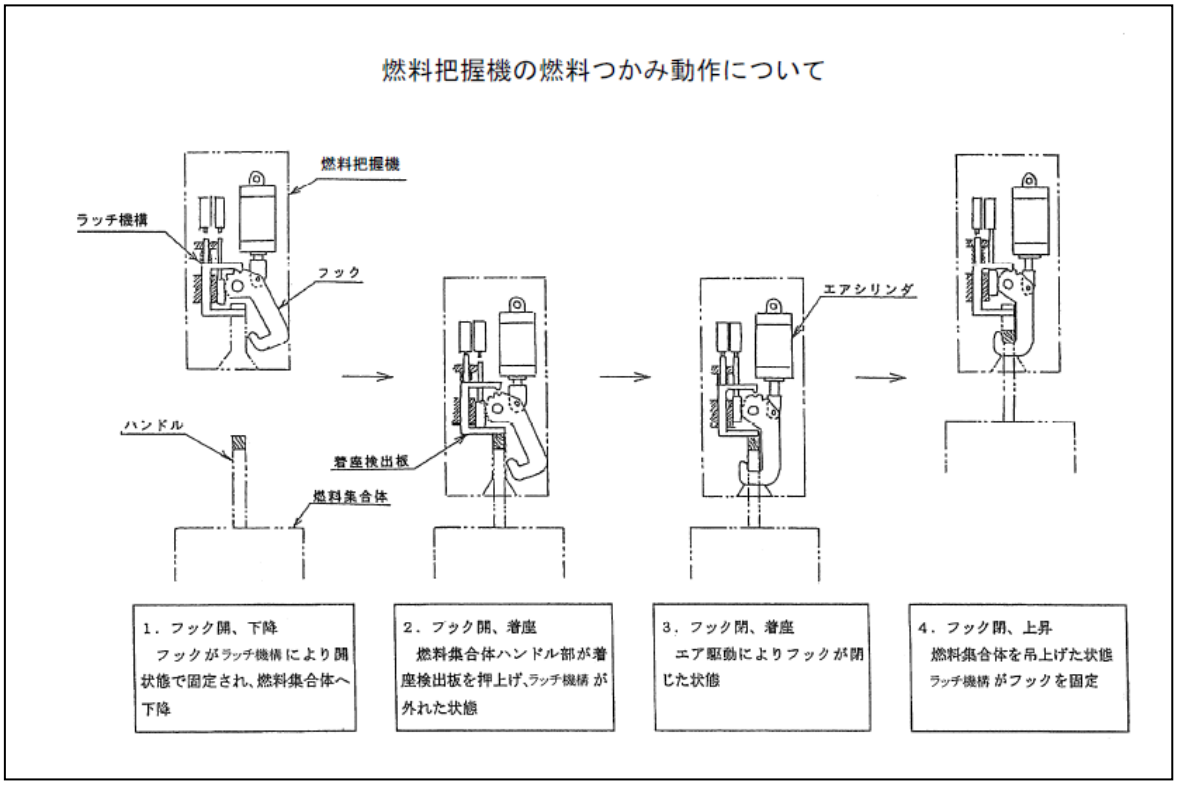
燃料把握機は，フックの駆動に用いる空気源が喪失しても，ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。





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。

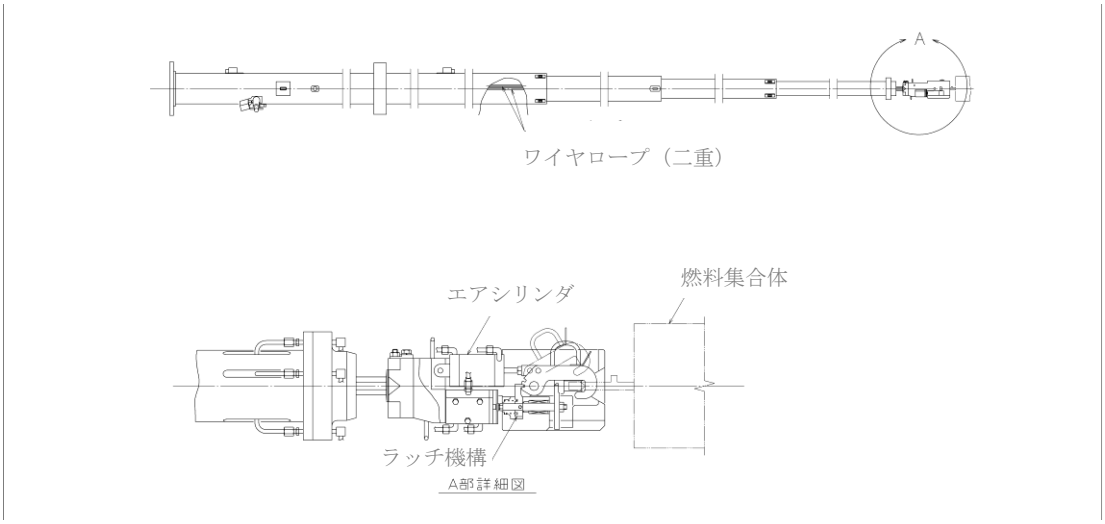


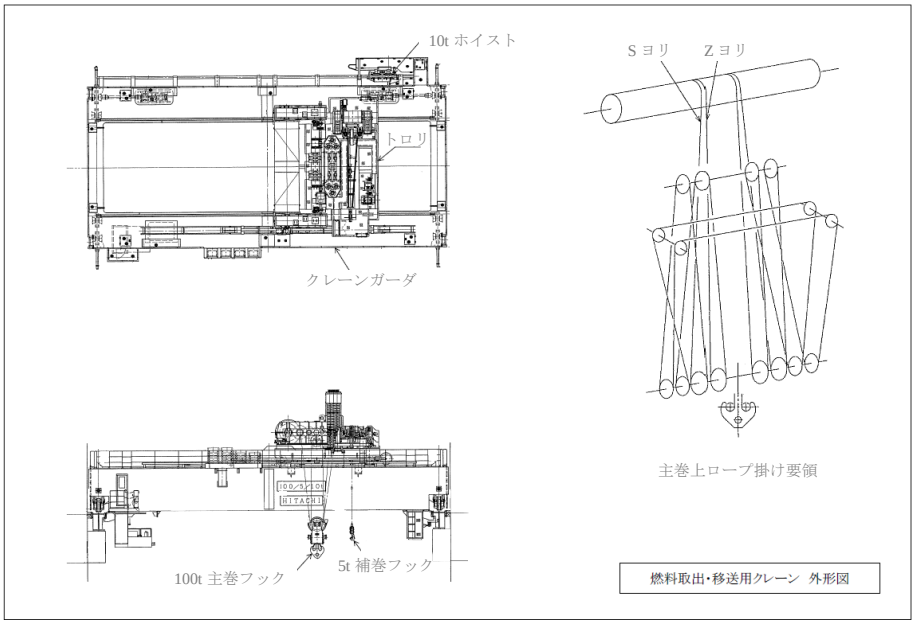
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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

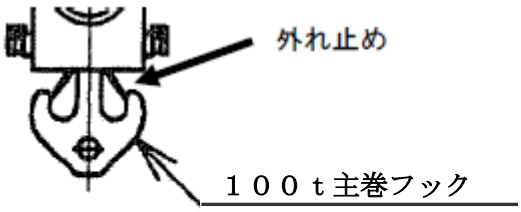
燃料把握機及びクレーンの主巻フックは，ワイヤロープを二重化し，万一ワイヤロープが 1 本切断したとしても落下を防止できる設計としている。





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。



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。

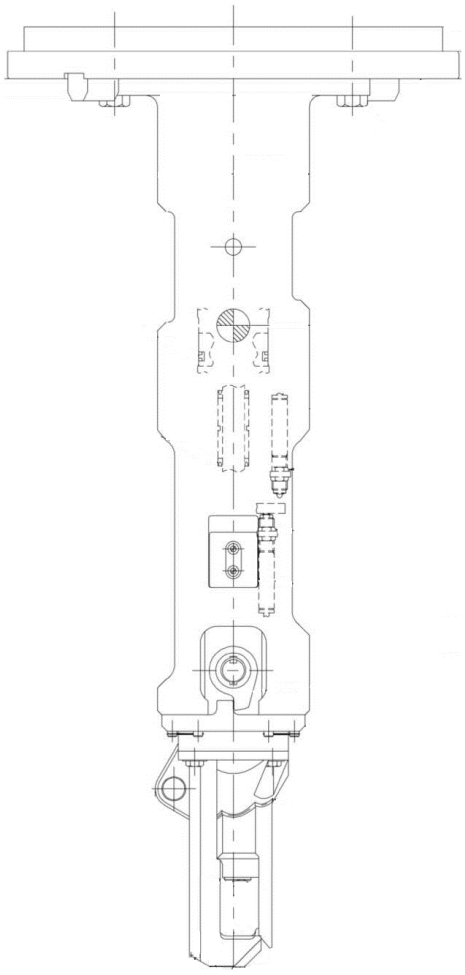
がれき落下によるハンドル部の変形が認められる燃料集合体の一部は，通常の燃料把握機のフック（掴み具）では取り扱えないため，ハンドル部の変形状況に応じて専用の大変形用掴み具を用いる。

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

また，燃料集合体の移送作業中における地震時においても転倒・落下することがな

い構造であり，走行部はレールを抱え込む構造である。

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



大変形用掴み具　構造図

(2)　３号機　クレーン

クレーンは，燃料取り出し用カバー内で構内用輸送容器の移送を行うものである。

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

また，重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

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

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

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

2.2.　３号機　燃料落下防止対策

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

燃料集合体の落下防止対策を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1　燃料集合体の落下防止対策

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

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

2.3. 3 号機 燃料取扱設備の未臨界性

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

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

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

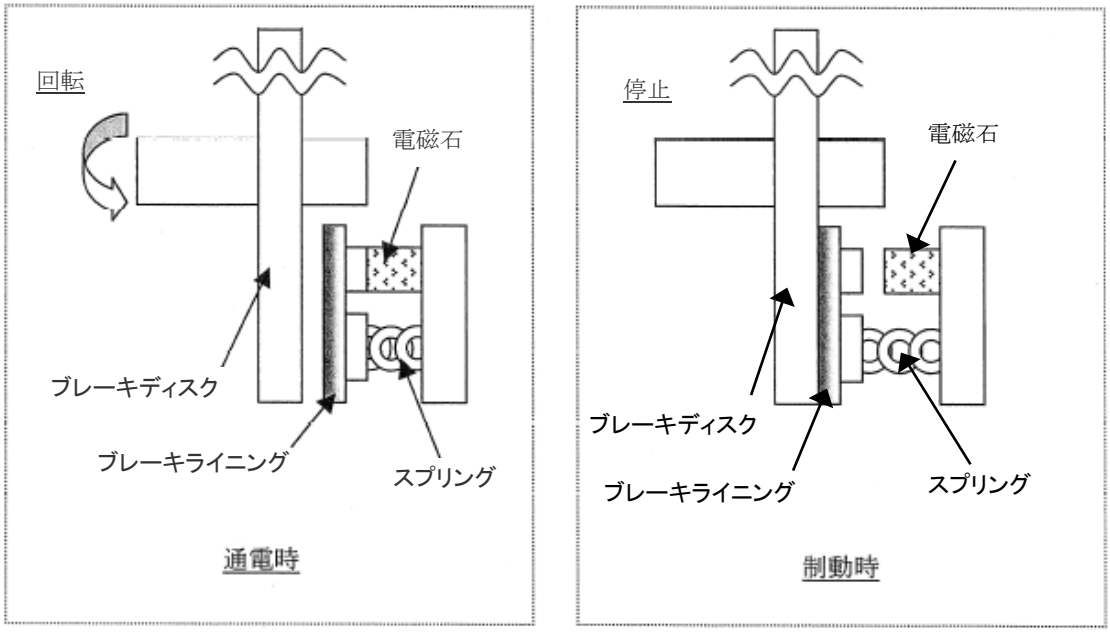
燃料取扱機の電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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。



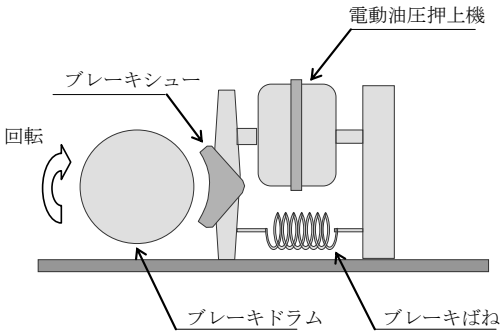
クレーンの電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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

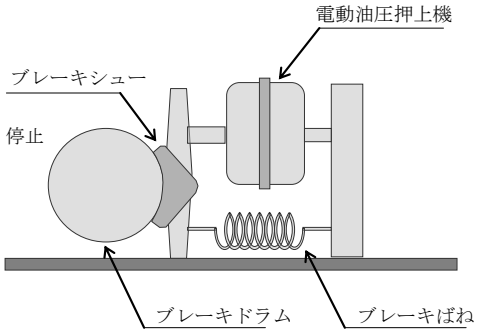
電動油圧押上機ブレーキは，ブレーキばねの力によってブレーキシューをブレーキドラムに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると，同時に電動油圧押上機にも通電され，内蔵モータにより油圧が発生し，シリンダーロッドを押上げ，ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

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。



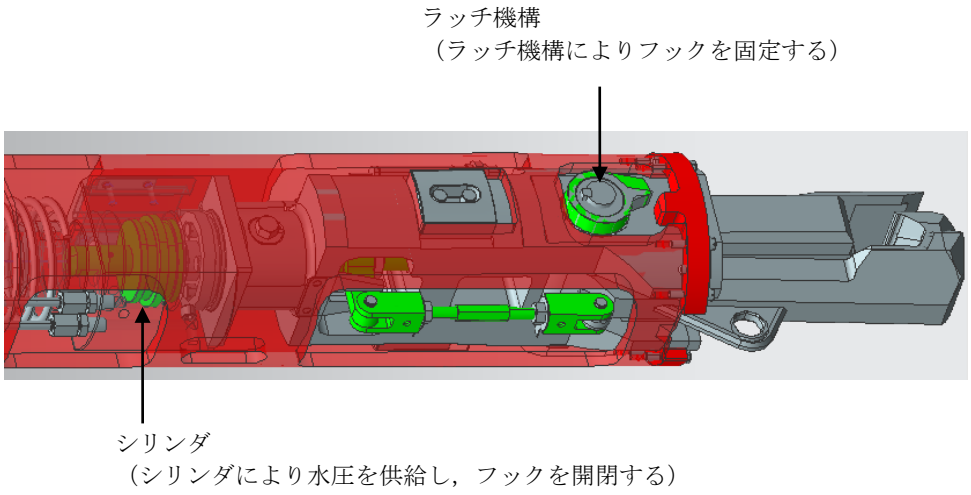
通電（開放）時



制動時

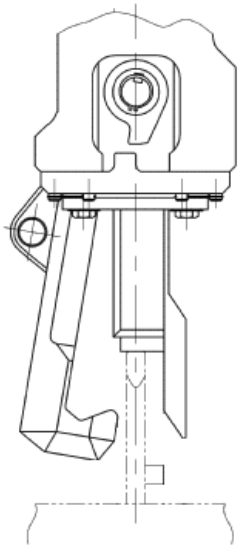
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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。



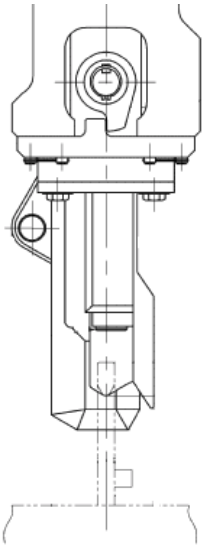
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2)　燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3)　燃料把握機の機械的インターロック (4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3)　主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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

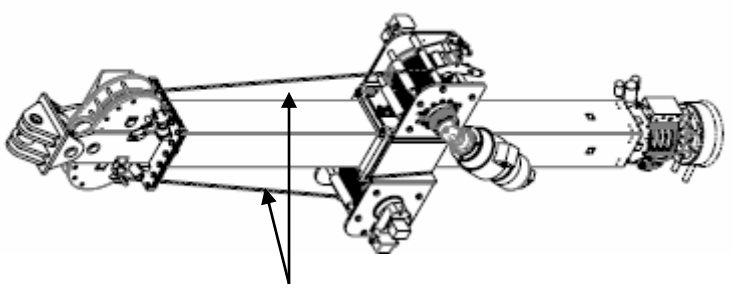
水圧駆動にてフックが閉じた後，燃料集合体を吊上げ。ラッチ機構がフックを固定。

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

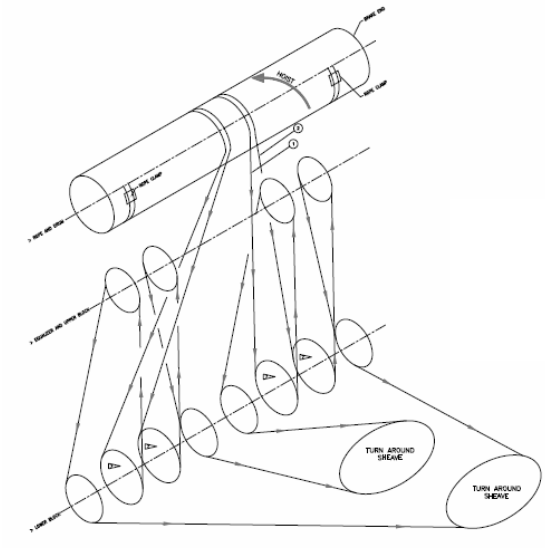
燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように，必要以上の荷重を検出した場合に，燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

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。



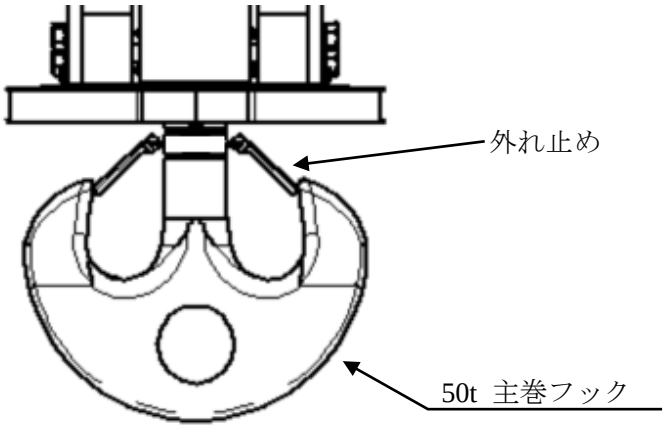
ワイヤロープ（二重）



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。

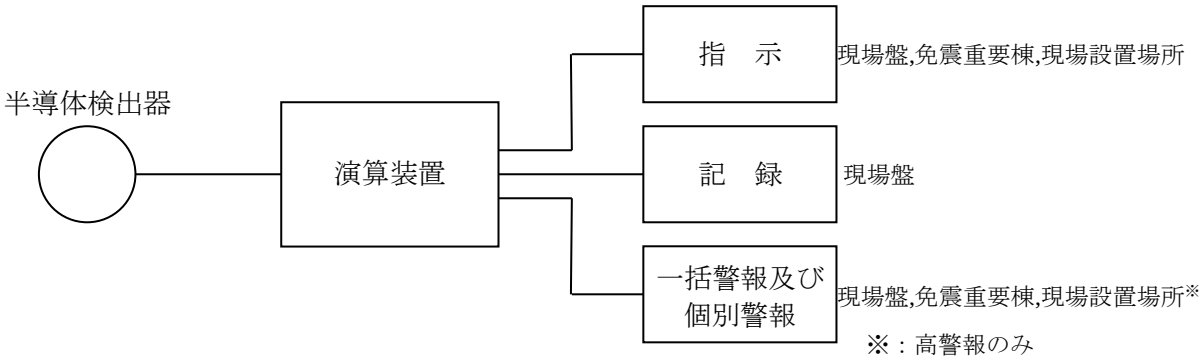


図 2.2-1　4号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

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±100mm となるよう壁または柱に設置する。

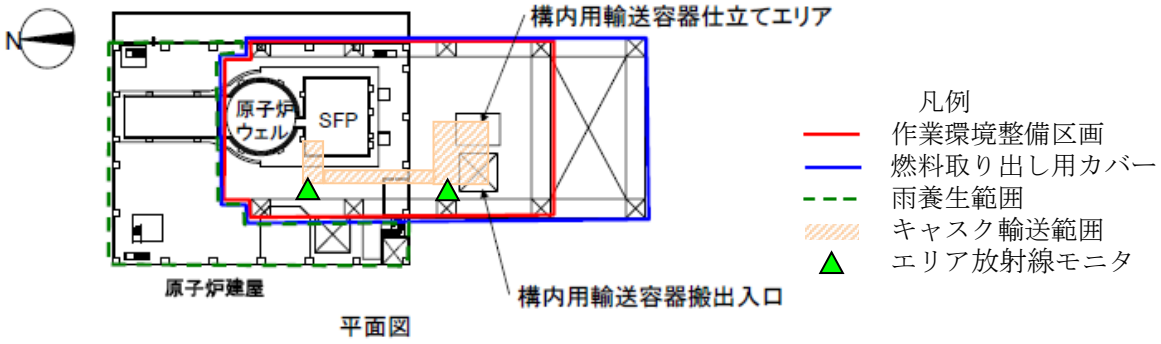


図 2.3-1　４号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

3　 3号機放射線モニタリング

3.1　3号機放射線モニタリングの基本方針

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

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

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

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

表3.1-1　3号機エリア放射線モニタ仕様

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

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

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

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

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

3.2　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの構成

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

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

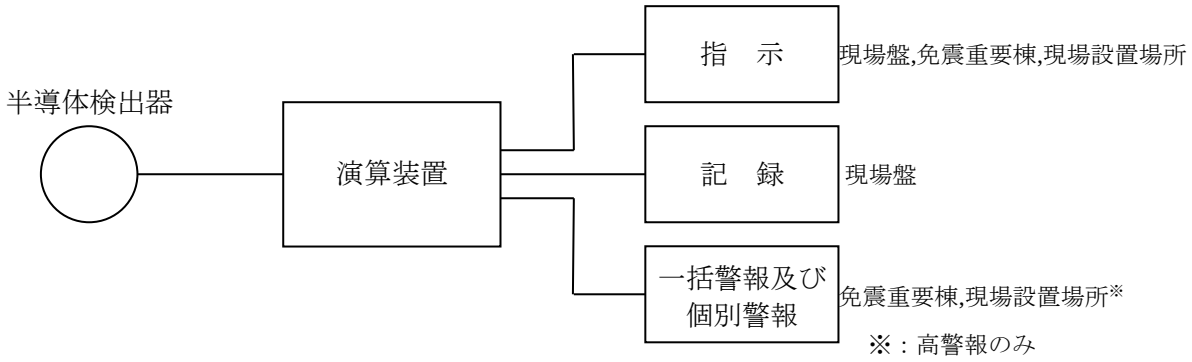


図 3.2-1　３号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

3.3　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの配置

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

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

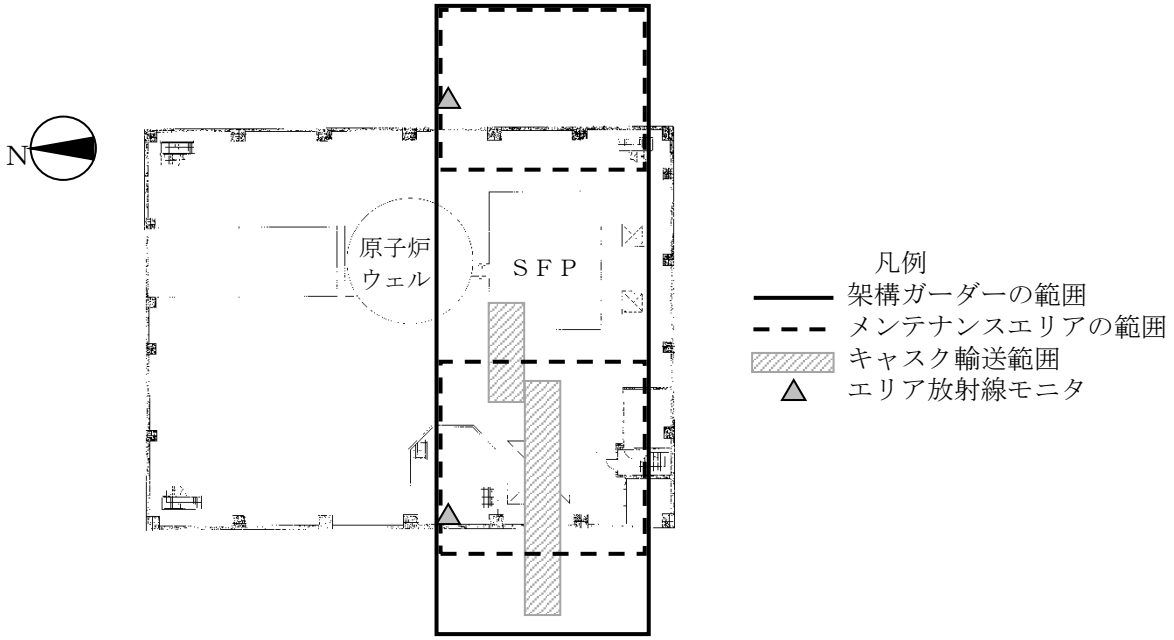


図 3.3-1　３号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

4　２号機放射線モニタリング

4.1　２号機放射線モニタリングの基本方針

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

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測する装置

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

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

表 4.1-1　２号機エリア放射線モニタ仕様

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

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

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

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

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

4.2　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタの構成

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

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

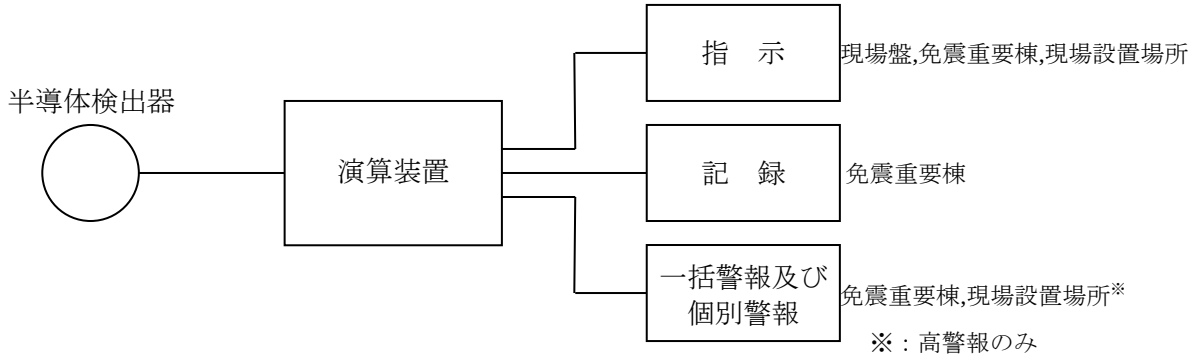


図 4.2-1　２号機燃料取り出し用構台内作業エリアのエリア放射線モニタ概略構成図

4.3　２号機燃料取り出し用構台内作業エリア放射線モニタの配置

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

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

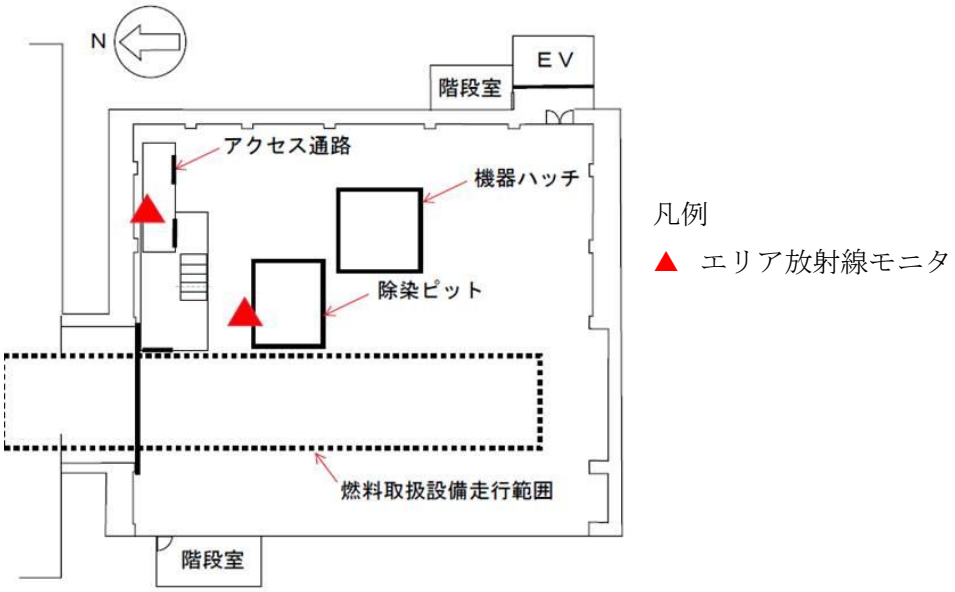


図 4.3-1　２号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図

5　別添

別添－１　４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

別添－２　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

別添－３　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

表－１　４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

表－１　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

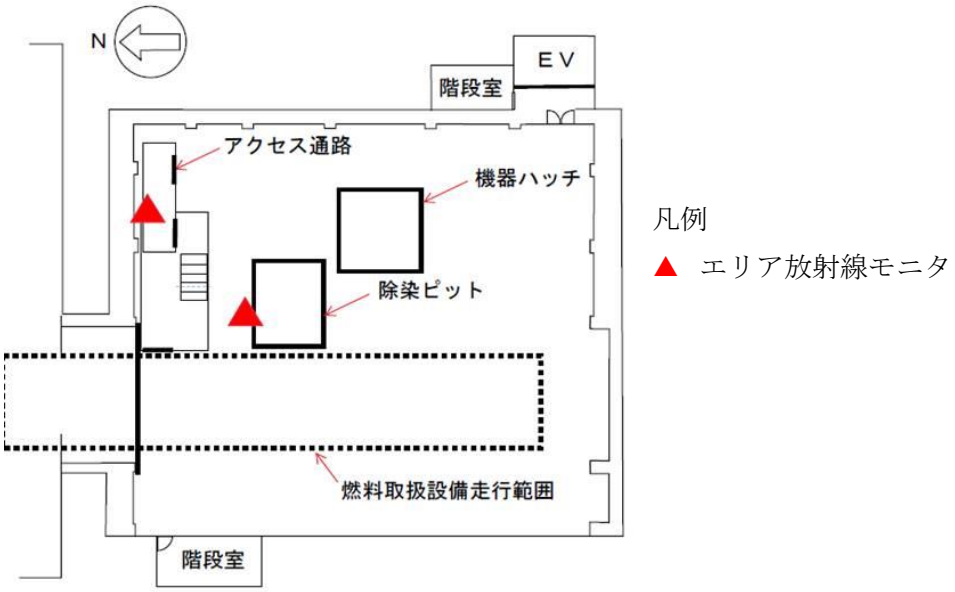
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。
	機能確認	警報確認	設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，各校正点の基準入力を与え，その時の監視ＰＣの指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

２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

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

表－１　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

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



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

燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書

1.　概要

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

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

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

2.　震災時のＳＦＰの状況

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

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

2.1.　１号機ＳＦＰの状況

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

なお，１号機ＳＦＰには海水注入を行っていない。

2.2.　２号機ＳＦＰの状況

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

2.3.　３号機ＳＦＰの状況

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

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

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

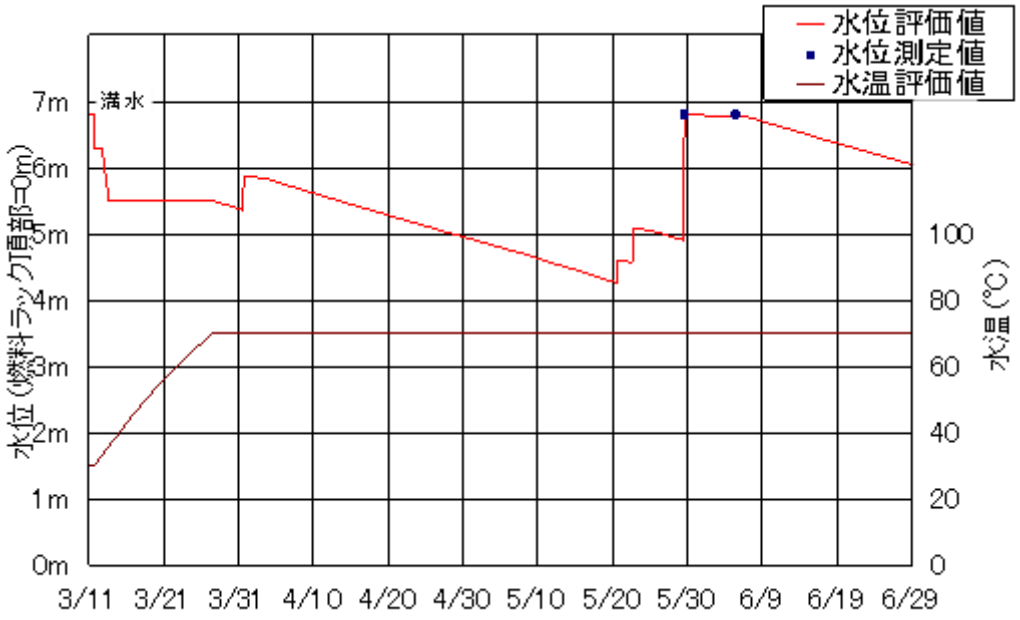
2.4.　４号機ＳＦＰの状況

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

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

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

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



日付は平成 23 年の月/日を示す

図２－１　１号機ＳＦＰの評価結果

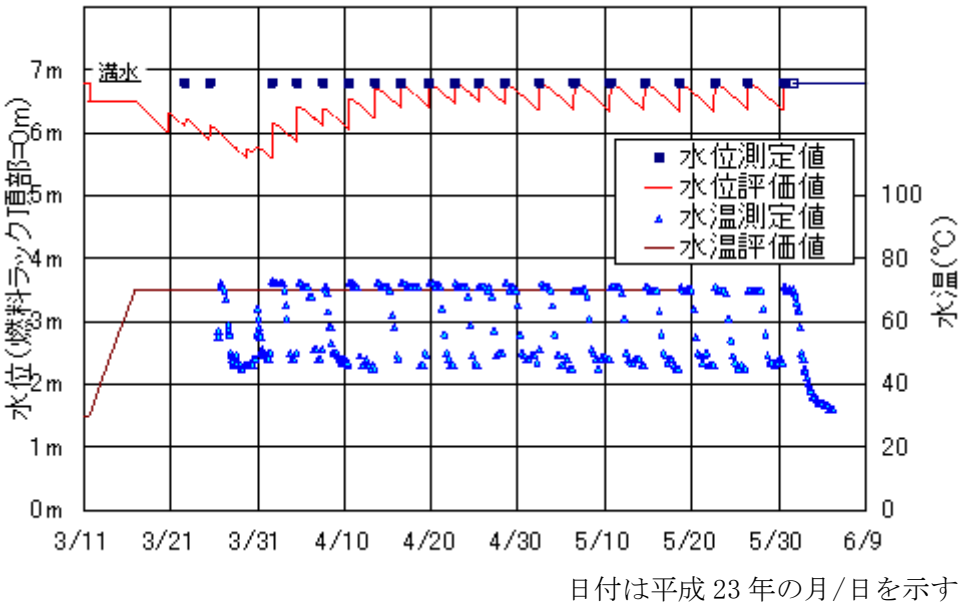


図２－２　２号機ＳＦＰの評価結果

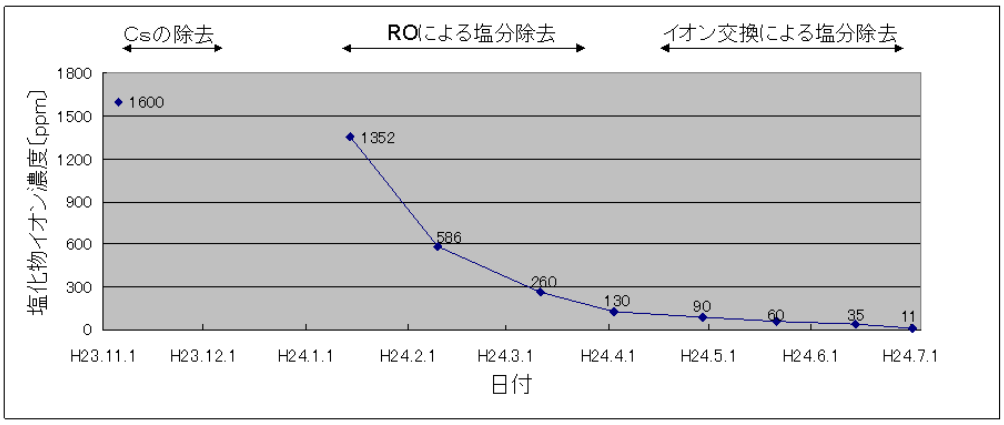
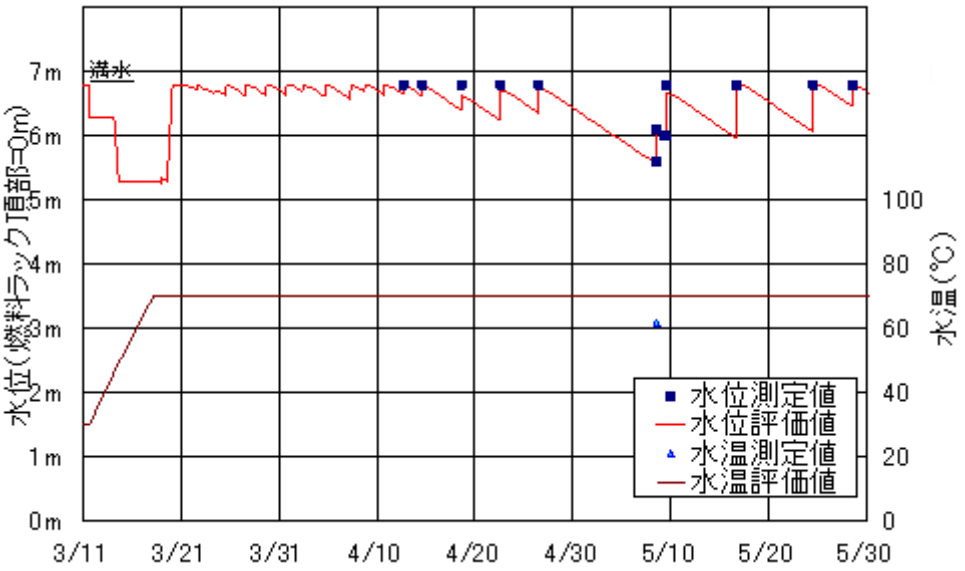


図２－３　２号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果



日付は平成 23 年の月/日を示す

図２－４　３号機ＳＦＰの評価結果

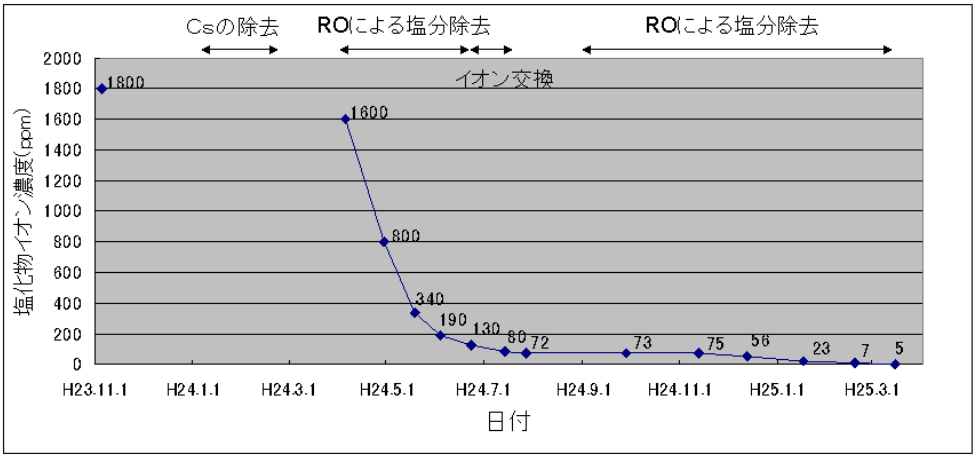
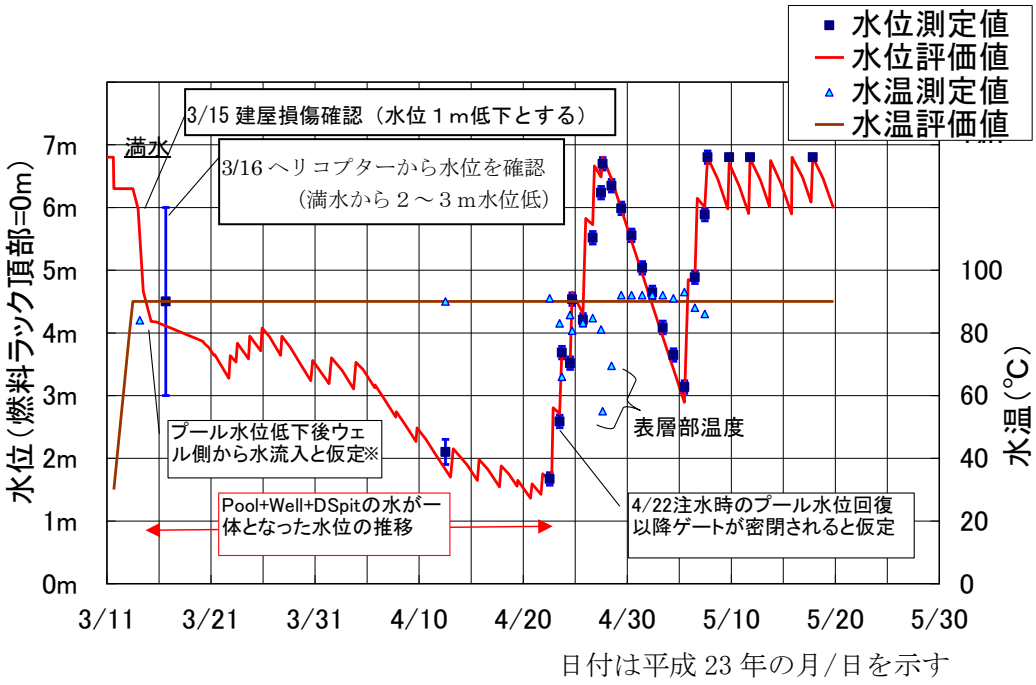


図２－５　３号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果



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

図２－６　４号機ＳＦＰの評価結果

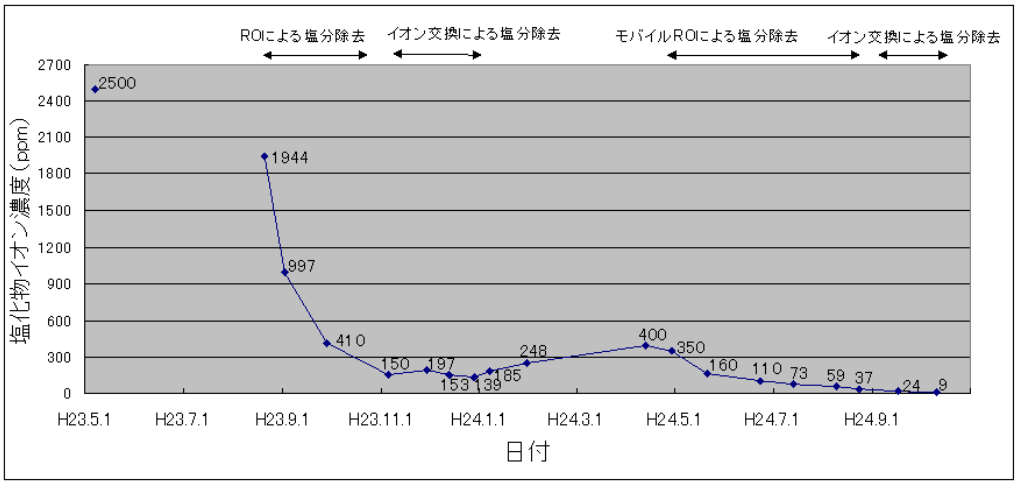


図２－７　４号機ＳＦＰ塩化物イオン濃度の評価結果

3.　燃料取り扱いに必要な機能

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

3.1.　燃料集合体の吊上げ

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

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

3.2.　構内用輸送容器の収納条件

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

4.　海水注入等による燃料構造材の腐食

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

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

4.1.　腐食試験

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

4.1.1.　試験条件

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

表４－４に示す。

4.1.1.1.　海水注水による影響の確認

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

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

水質環境は，４号機の水質環境を模擬して３つのフェーズに分割した。

(1)　フェーズ１：平成23年3月22日～平成23年5月7日までの環境条件

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

(2)　フェーズ２：平成23年5月7日以降の環境条件

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

(3)　フェーズ３：環境改善後の環境条件

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

現在は100ppm以下で管理されている。

4.1.1.2.　アルカリ化による影響の確認

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

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

4.1.1.3.　照射影響の確認

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

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

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

4.1.2.　試験結果

図４－１～図４－５に腐食試験の代表的な結果を示す。

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

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

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

4.2.　４号機使用済燃料プール内に保管された新燃料の外観点検

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

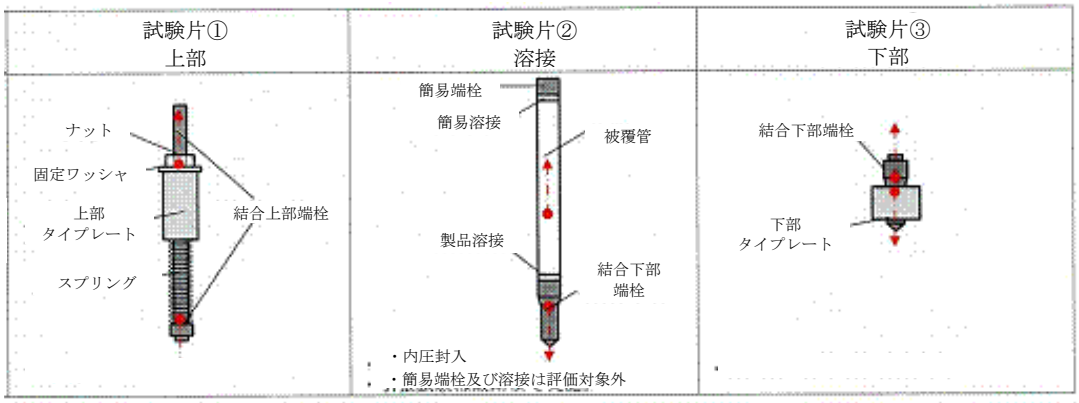
図４－８，図４－９にジルカロイ製部材（上部端栓）とステンレス製部材（ナット）の接触部を示す。ジルカロイ製部材とステンレス製部材の接触部にも腐食は確認されなかった。図４－１０にＬＴＰの観察結果を示す。ＬＴＰの一部分に僅かな錆が見られたが，全体的に有意なキズも腐食もない状況であった。尚，錆は限定的であり，腐食の集中による荷重負担部材の強度が低下する可能性は小さく，吊上げ機能には影響しないと考える。

表４－１　腐食試験の試験条件

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

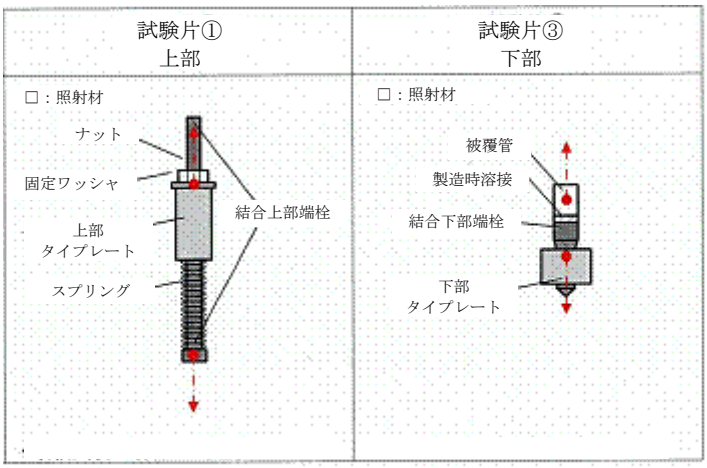
○は試験時間２条件（２０００ｈ，３５００ｈ），△は試験時間１条件（３５００ｈ），▲は試験時間１条件（２０００ｈ）を示す。

表４－２　未照射材用腐食試験片の形状



＊一点鎖線矢印（ -·-·-▶ ）は，引張試験での荷重作用方向を表わす。

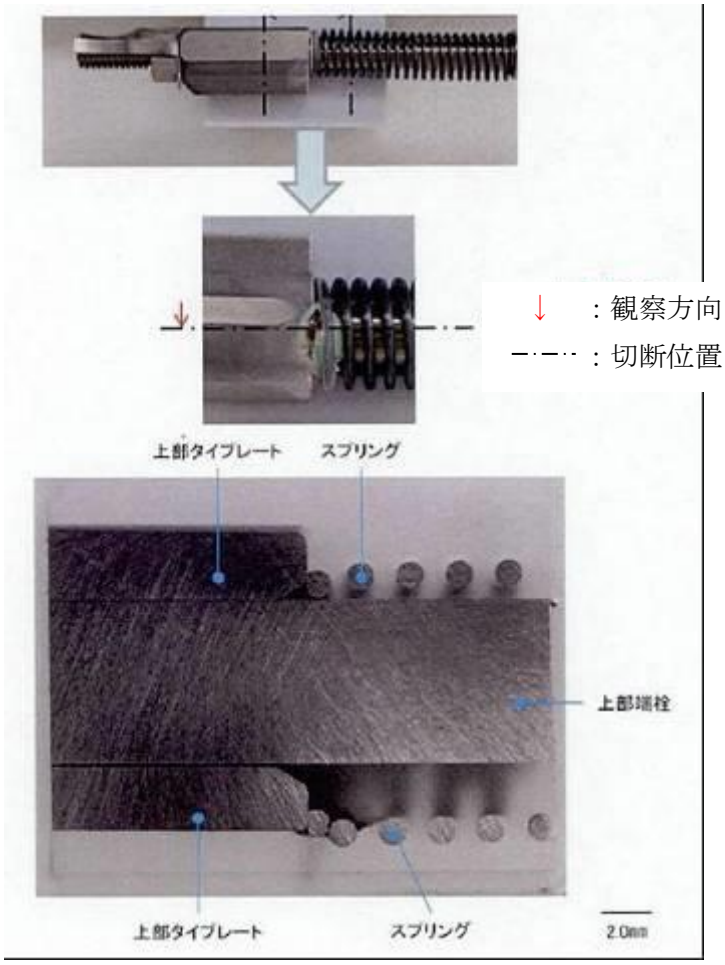
表４－３　照射材用腐食試験片の形状



＊一点鎖線矢印（ -·-·-▶ ）は，引張試験での荷重作用方向を表わす。

表４－４　各部材の材質

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



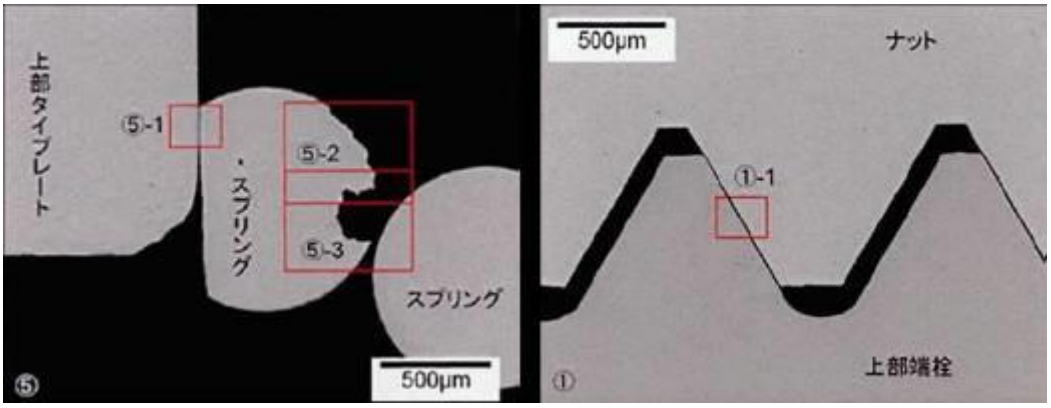


図４－１　腐食試験結果（試験片①，未照射材）：フェーズ１
（90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200 時間)，2500ppm，3500 時間浸漬）
【予備酸化無し】

浸漬試験前



(a) C65U6CZ02－全体写真

3500 時間浸漬試験後



(b) C65U6CZ02－全体写真

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

浸漬試験前



(a) C65U7CZ11, C65U8CZ11
－全体写真

3500 時間浸漬試験後



(c) C65U7CZ11, C65U8CZ11
－全体写真

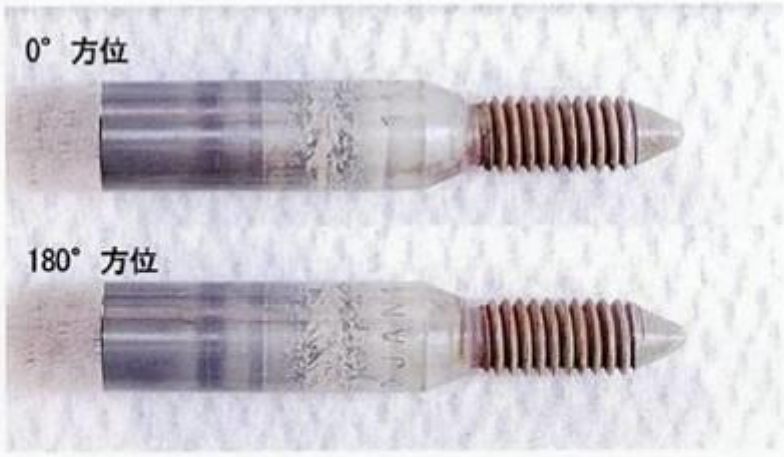
図４－３　腐食試験結果（試験片③，未照射材）：フェーズ１
（90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200 時間)，2500ppm，3500 時間浸漬）
【予備酸化無し】

浸漬試験前



(a) C65C7CZ01－全体写真

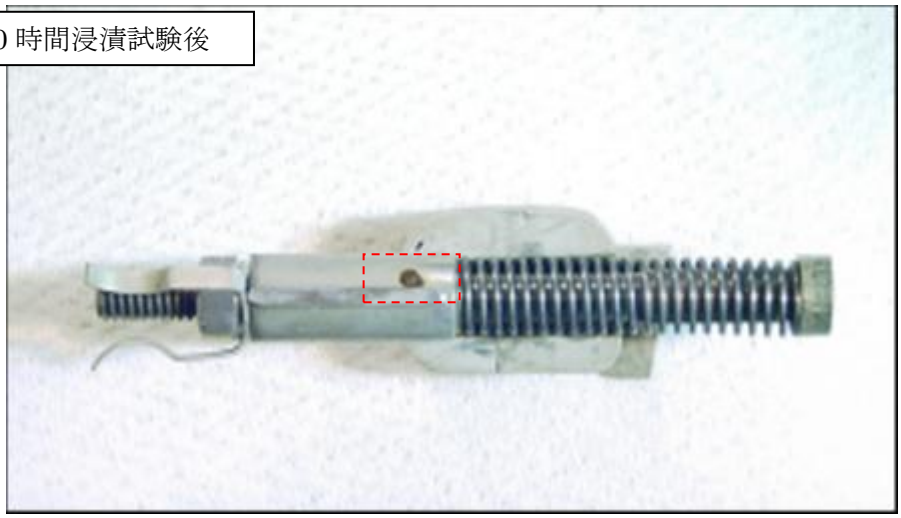
2000 時間浸漬試験後



(b) C65C7CZ01－全体写真

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

2000 時間浸漬試験後



2000 時間浸漬試験後（詳細）

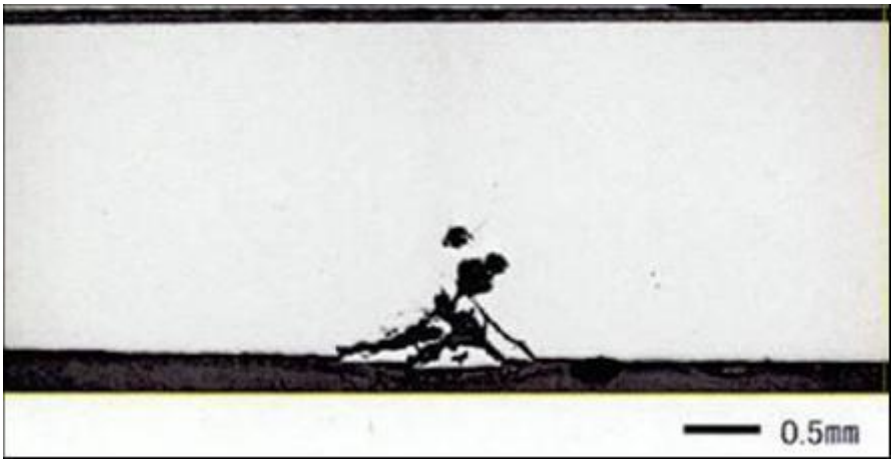


図４－５　腐食試験結果（試験片①，照射材）：照射影響の確認
（90℃ 塩化物イオン濃度：2500ppm，2000 時間浸漬）
（上部端栓は照射材，その他は未照射材）

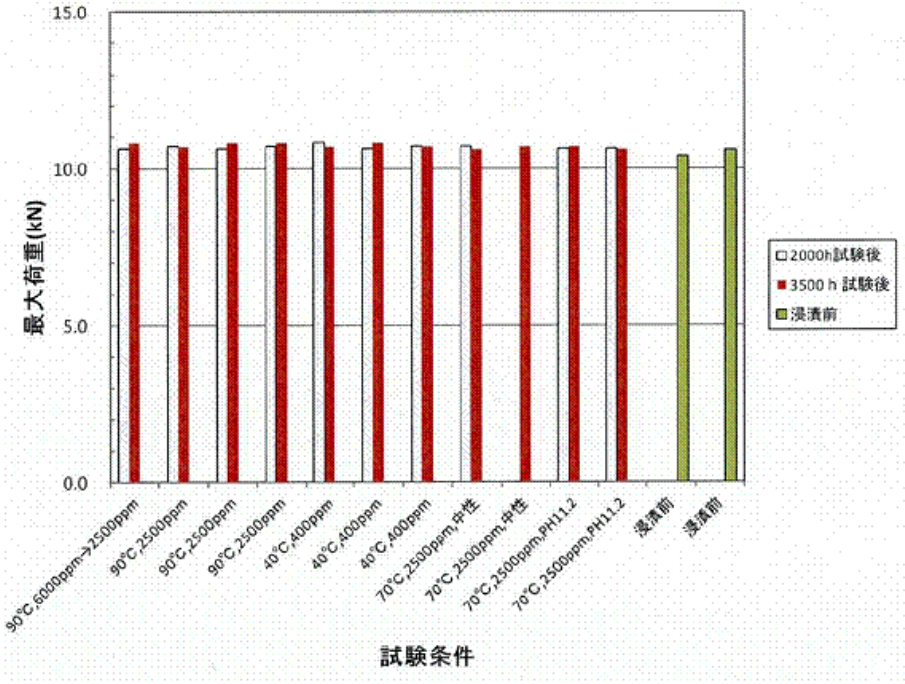


図４－６　浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
（未照射試験片①　予備酸化無し）

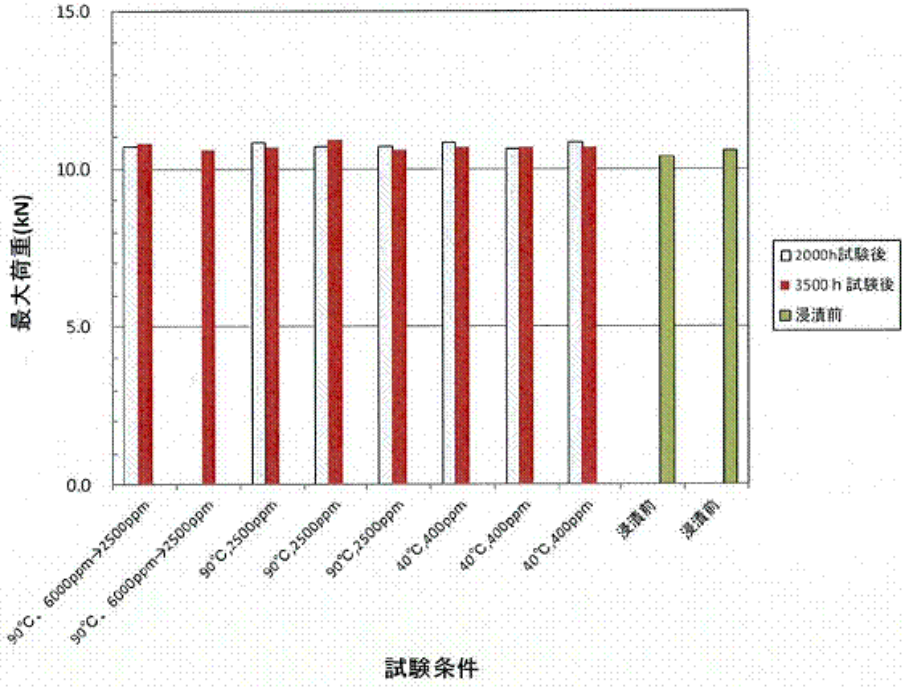


図４－７　浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
（未照射試験片①　予備酸化有り）

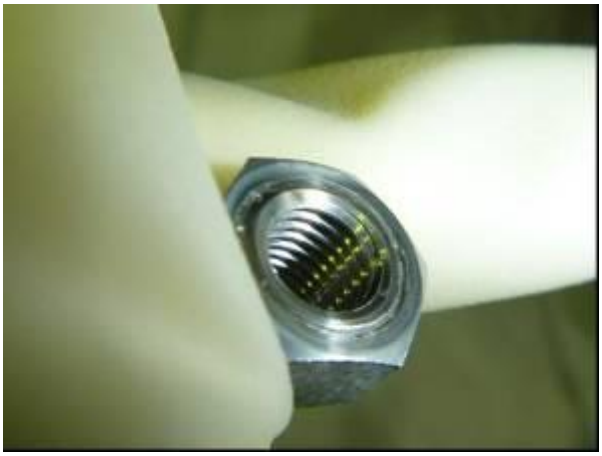


図４－８　４号機新燃料点検結果（ナット）：平成 24 年 8 月



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



白色部はメーカ機密情報が含まれるため非公開

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

5.　落下がれきによる影響

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

5.1.　がれき落下衝撃試験

5.1.1.　試験概要

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

5.1.2.　試験条件

がれき落下衝撃試験の試験条件を以下に示す。

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

5.1.3.　試験結果

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

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

5.2.　３号機及び４号機におけるがれき落下影響に関する解析評価

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

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

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

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

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

5.2.1.　燃料健全性の評価方針

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

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

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

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

5.2.1.1.　ＵＴＰ塑性変形量の評価位置

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

(1)　チャンネルボックス上端に対するハンドル上端の沈み込み量

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

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

(2)　ハンドル幅拡大量

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

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

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

5.2.1.2.　燃料被覆管を模擬したばね要素のばね定数と圧縮荷重

(1)　解析方法

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

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

①　ＵＴＰ下降開始時

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

②　たわみ発生直前

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

③　たわみ発生以降

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

$$K=\frac{E・A}{L}$$

$$Pcr=\frac{n・\pi^2・E・I}{(Lsp8)^2}$$

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

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

ここで

K　　：燃料被覆管等価ばね定数[N/mm]

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

A　　：燃料被覆管断面積[mm^2]

L　　：燃料被覆管全長[mm]

Pcr　　：たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重[N]

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

I　　：断面二次モーメント[mm^4]

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

Xcr　　：たわみ発生直前の燃料被覆管上端の軸方向変位[mm]

σ_{cr}　　：たわみ発生直前の発生応力[N/mm^2]

(2)　解析結果

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

5.2.1.3.　燃料被覆管に発生する応力

(1)　解析方法

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

①　ＵＴＰ下降開始時

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

②　たわみ発生直前

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

③　たわみ発生以降

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

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

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

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

ここで

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

図５－１１にたわみの材料力学的評価の模式図を示す。最大発生応力（σ_a）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（σ_a）（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（σ_a）（９×９燃料（Ｂ型））を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm^2]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）は，9.4[mm]となった。

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

5.2.2.　評価結果

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

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

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

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

5.2.3.　まとめ

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

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

5.3.　３号機におけるハンドル変形燃料の吊り上げに関する評価

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

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

ル変形燃料を模擬した解析や試験より評価する。

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

5.3.1.　がれき衝突時の結合燃料棒の健全性

(1)　解析方法

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

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

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

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

(2)　解析結果

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

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

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

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

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

5.3.2.　吊り上げ時のハンドルの健全性

(1)　試験概要

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

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

(2)　試験条件

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

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

(3)　試験結果

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

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

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

5.3.3.　ＣＢ変形燃料について

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

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

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

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

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

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

5.3.4.　評価結果

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

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

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

表５－１　３号機ＳＦＰと４号機ＳＦＰの貯蔵燃料の差異

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

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

表５－２　ジルコニウム合金の物性値[3][4]

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

*1：20℃及び300℃のデータからの内挿値

表５－３　燃料被覆管の等価ばね定数

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

*1：酸化膜厚さ約15μm[3]の酸化減肉に相当

表５－４　たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重

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

表５－５　ＵＴＰに残留する塑性変形量

［単位：mm］

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

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

表５－６　ＵＴＰに残留する塑性変形量（９×９燃料（Ａ型））

［単位：mm］

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

表５－７　がれき衝突時の結合燃料棒の健全性評価における解析条件

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

表５－８　ハンドルポスト引張試験結果(破断試験)

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

表５－９　ＣＢ変形燃料における解析条件

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

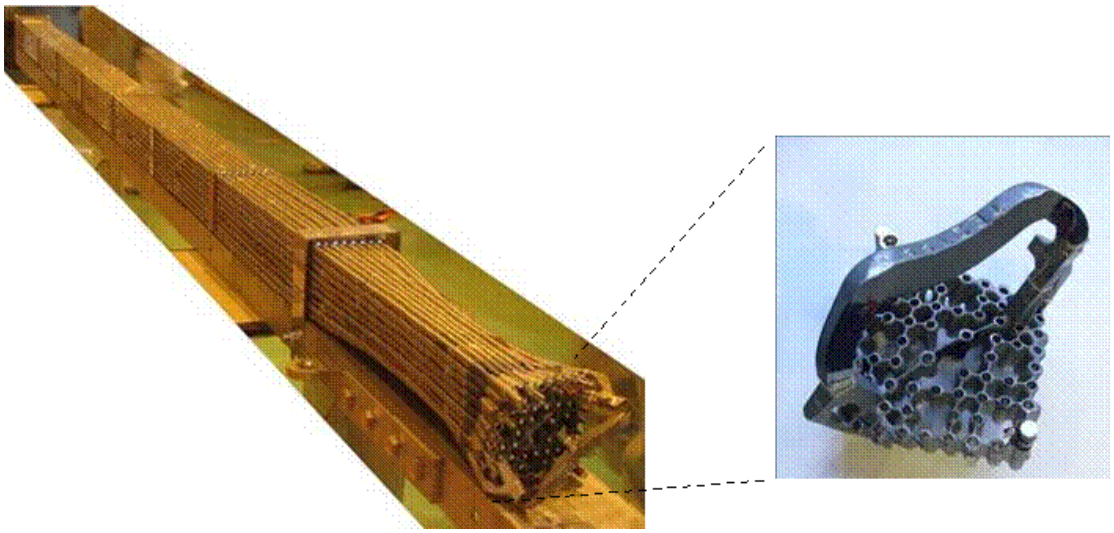


図５－１　がれき落下衝撃試験の結果

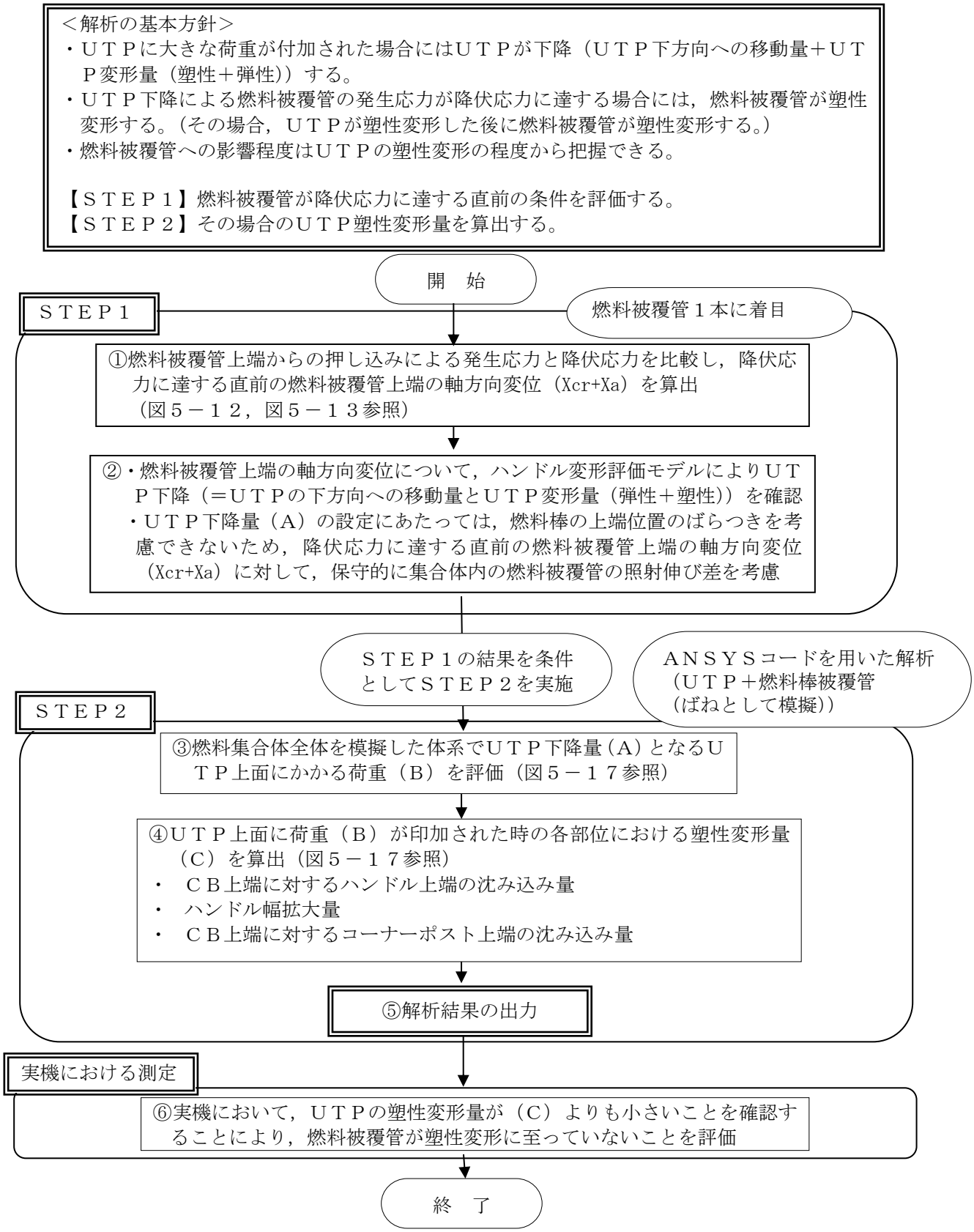


図５－２　ＵＴＰに残留する塑性変形量の解析フロー図

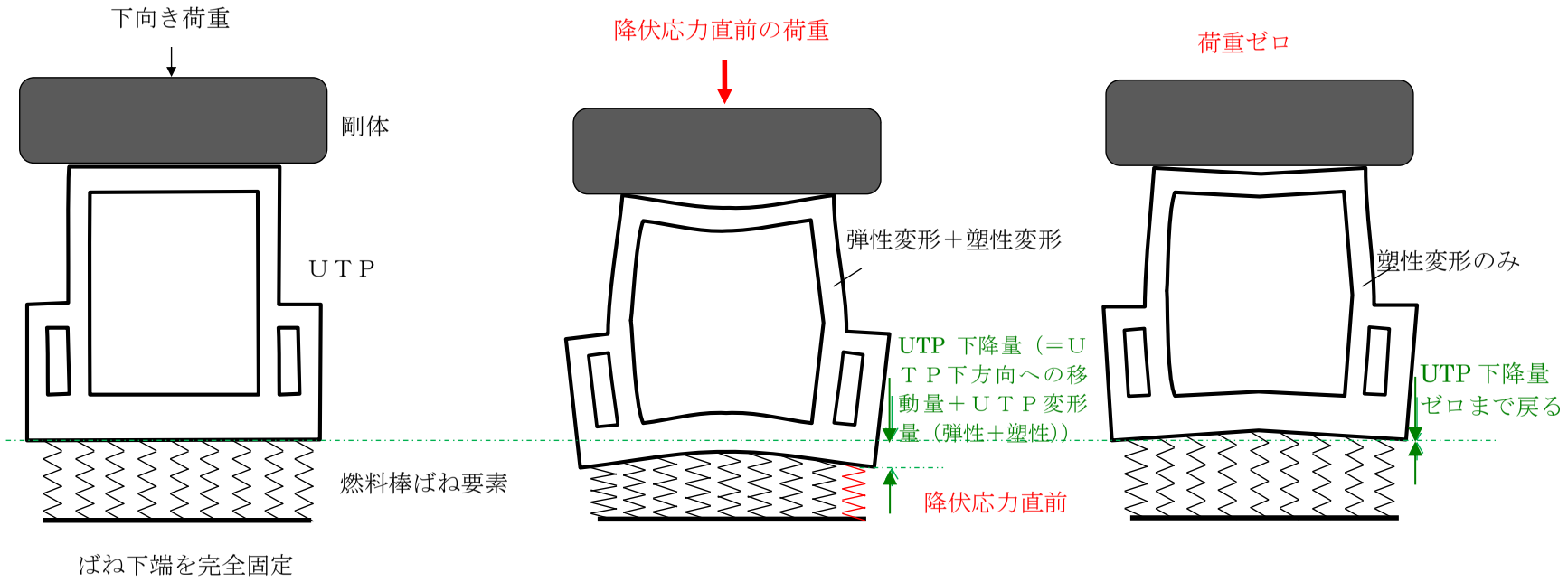
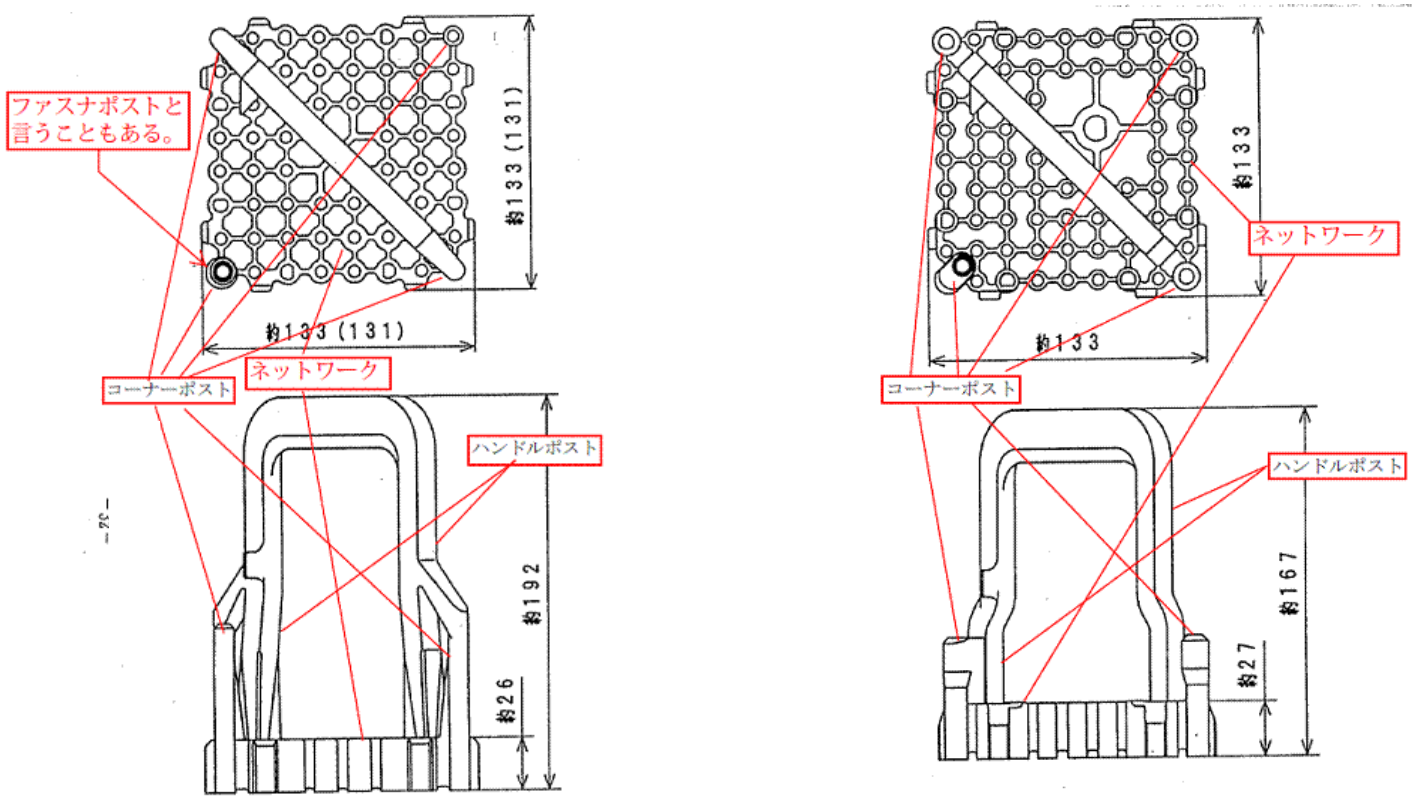


図５－３　解析モデルの概要



高燃焼度８×８燃料

９×９燃料（B型）（D格子）

（ ）はS格子
(単位：mm)

図５－４　ＵＴＰの概要図

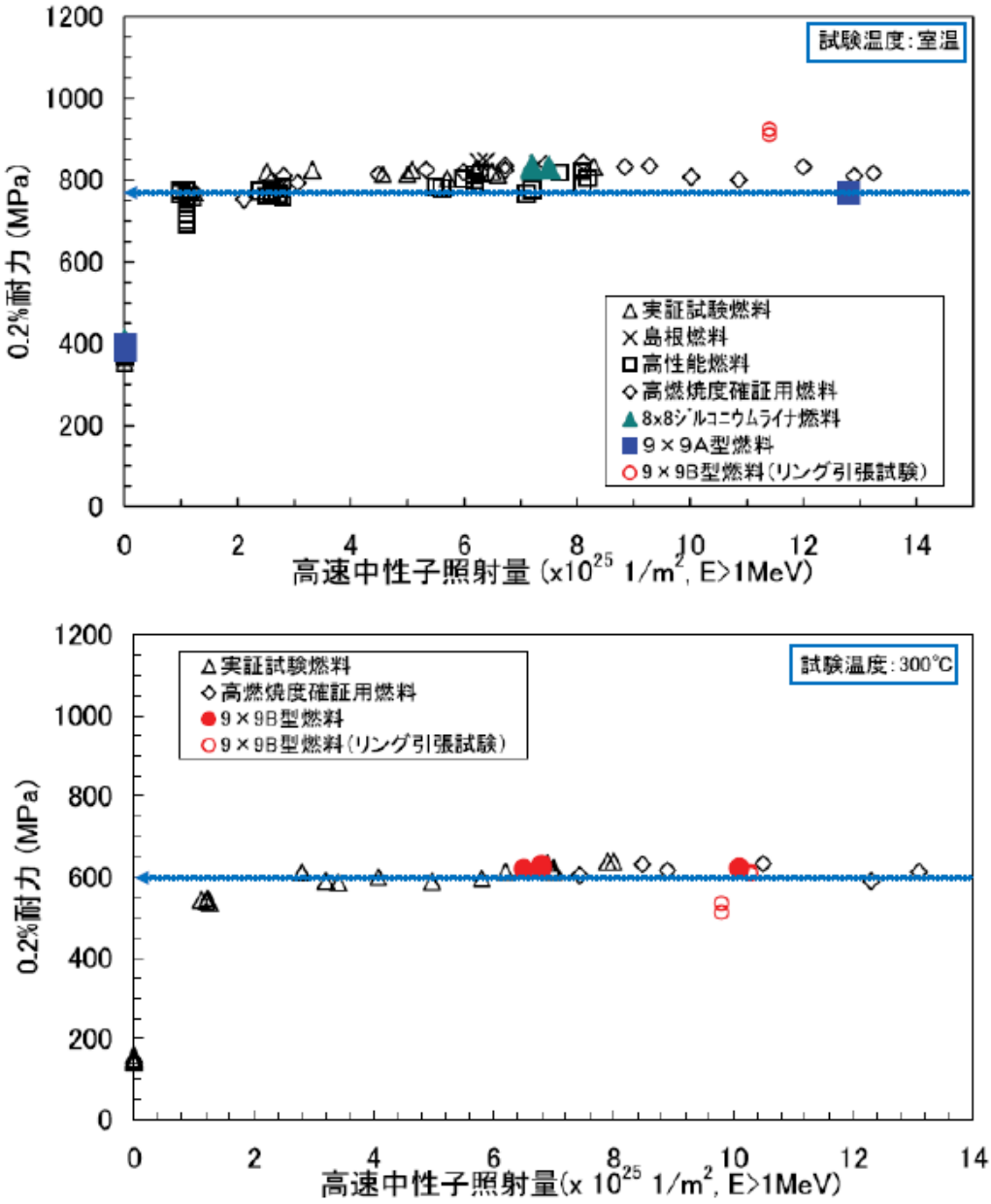


図５－５　ジルコニウム合金の降伏応力（０．２%耐力）評価[3]

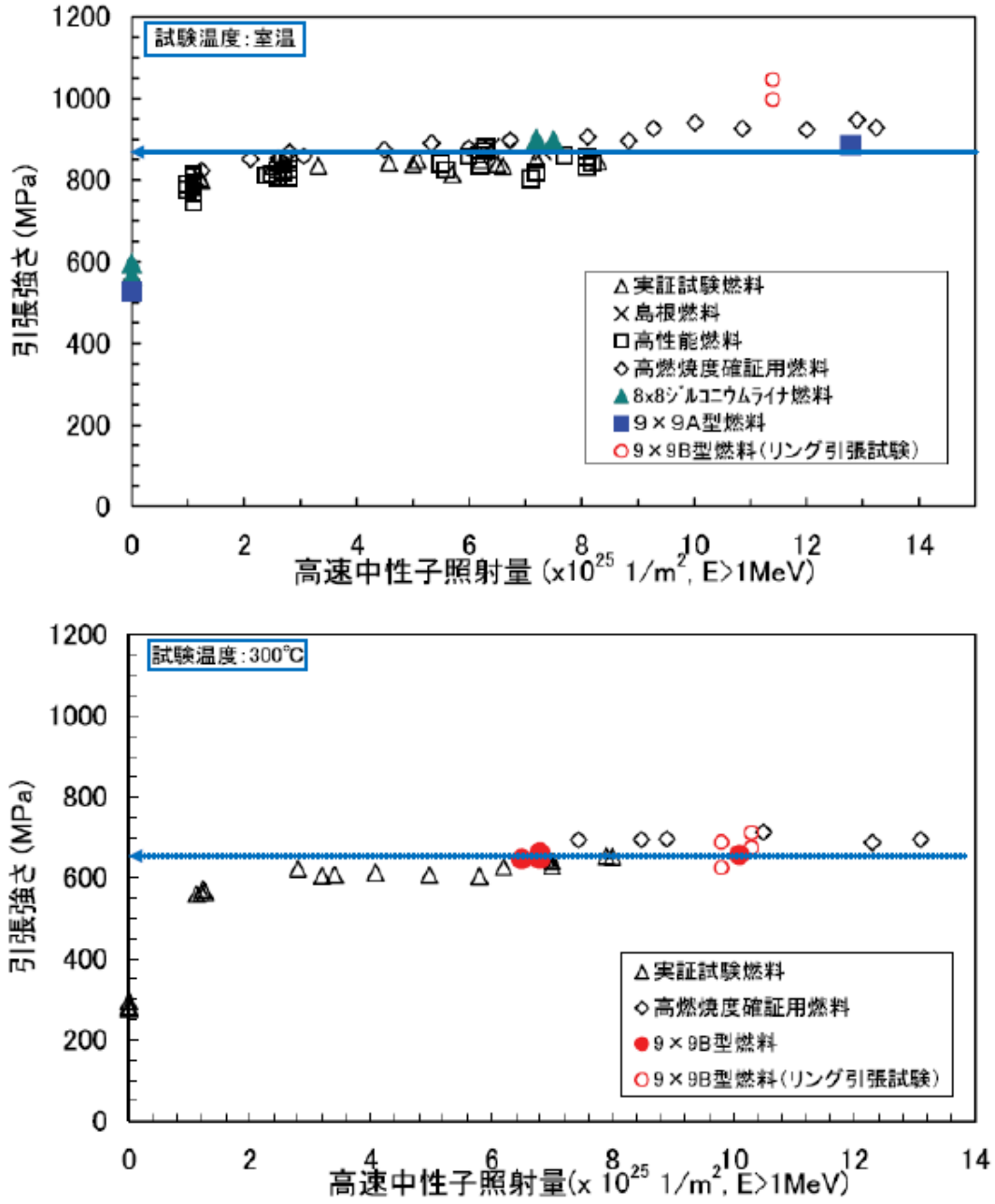
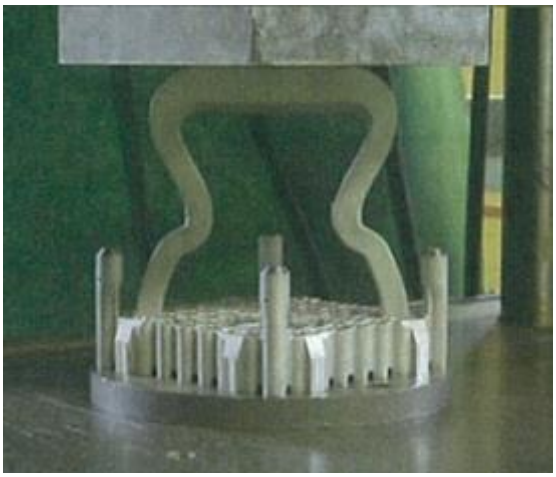
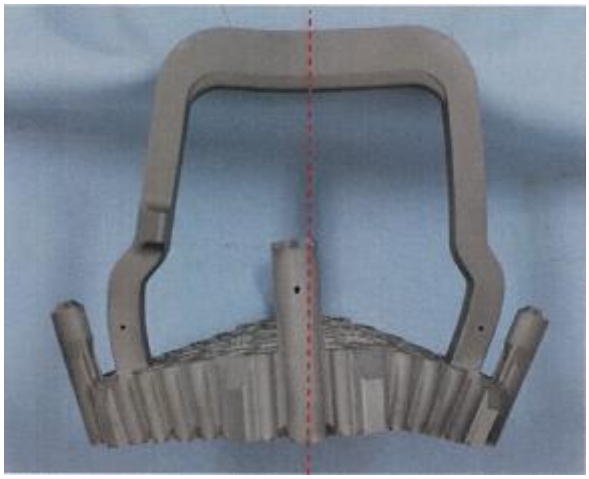


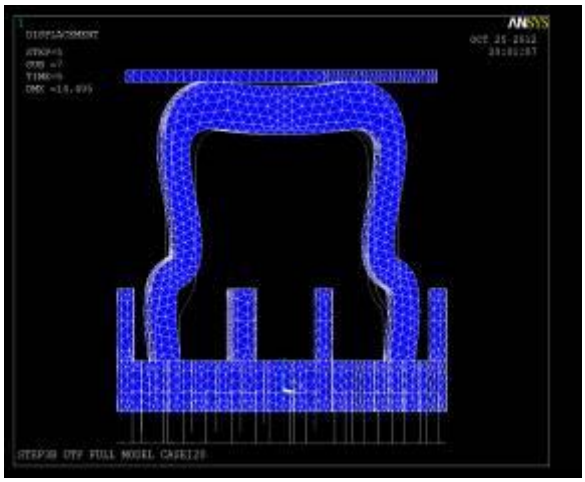
図５－６　ジルコニウム合金の引張り強さ評価[3]



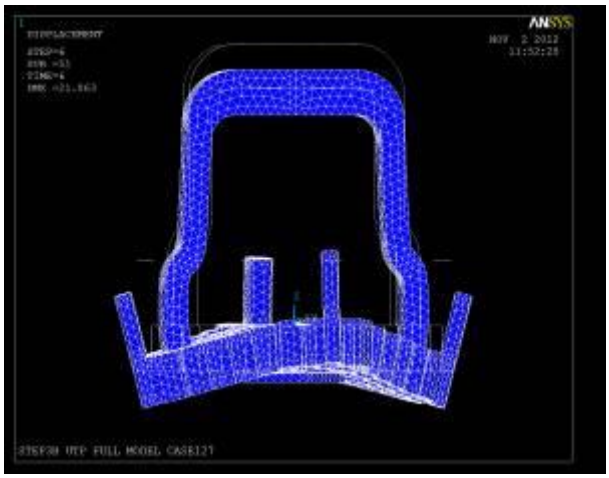
ハンドルを変形させる試験



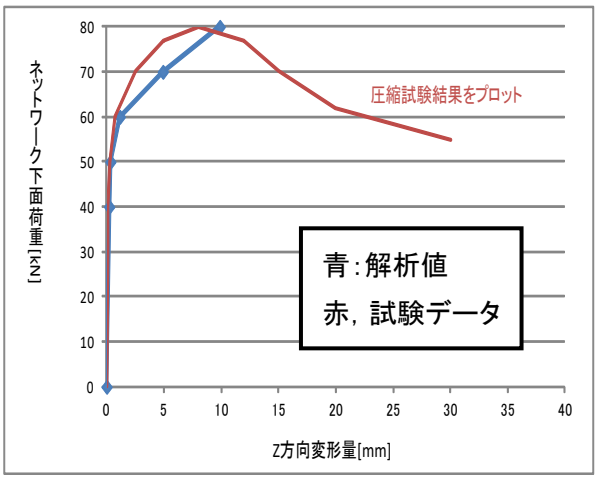
ネットワークを変形させる試験



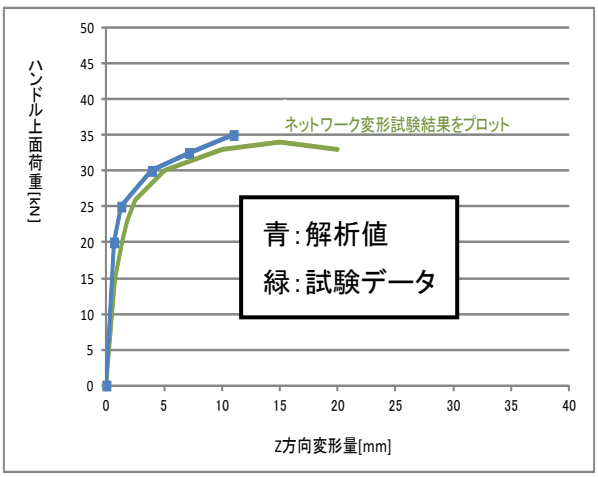
ハンドルを変形させる解析



ネットワークを変形させる解析



単体試験と解析の比較



単体試験と解析の比較

図５－７　単体試験とＡＮＳＹＳコード解析との比較

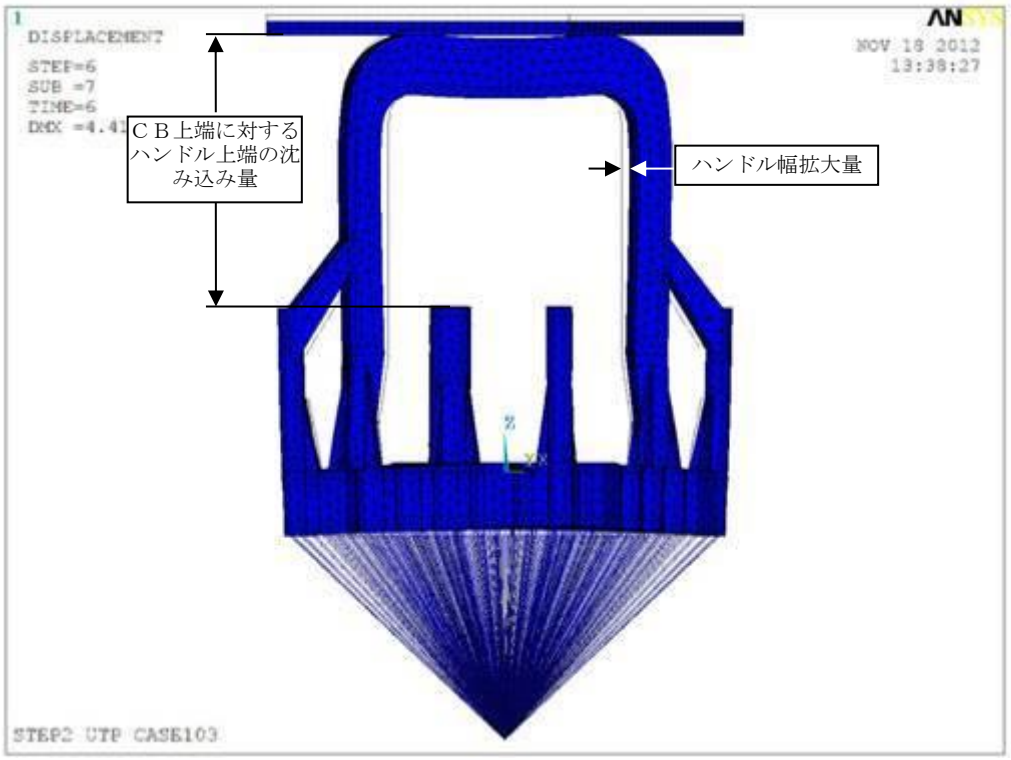


図５－８　典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図（高燃焼度８×８燃料）

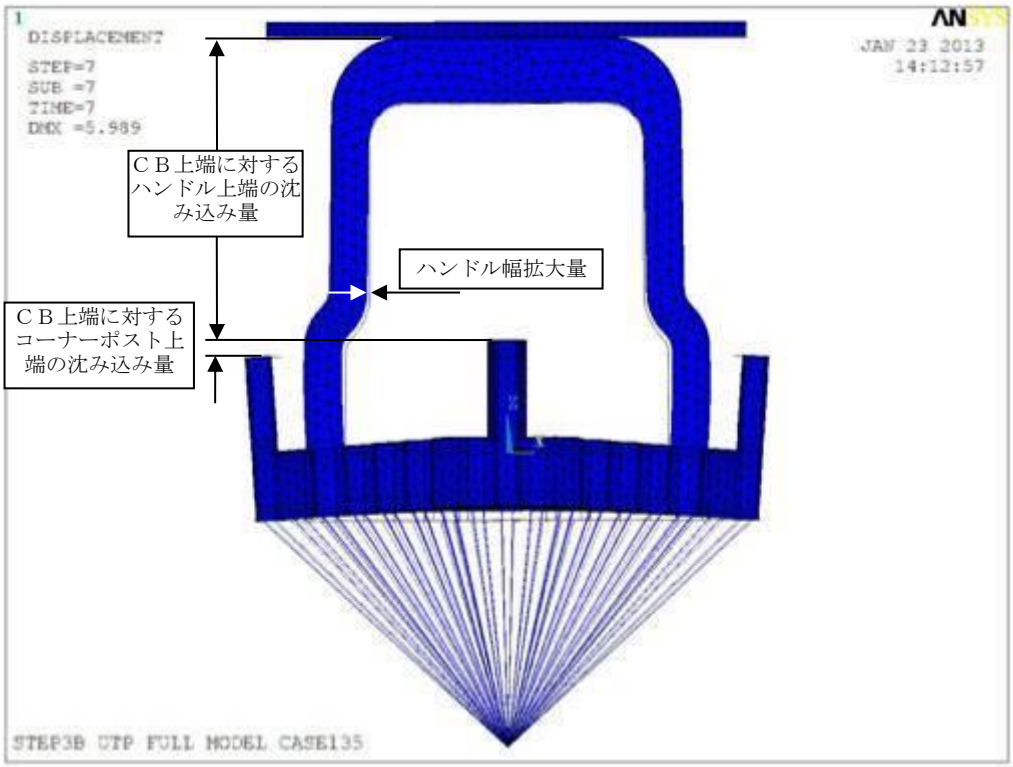


図５－９　典型的なＵＴＰ塑性変形の外観図（９×９燃料（Ｂ型））

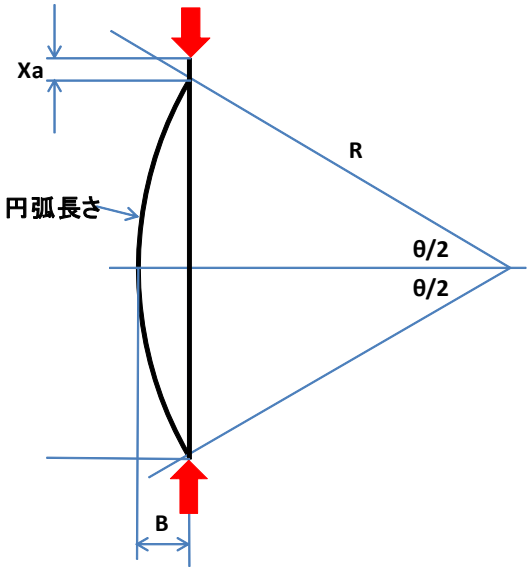


図５－１０　たわみの幾何学的評価の模式図

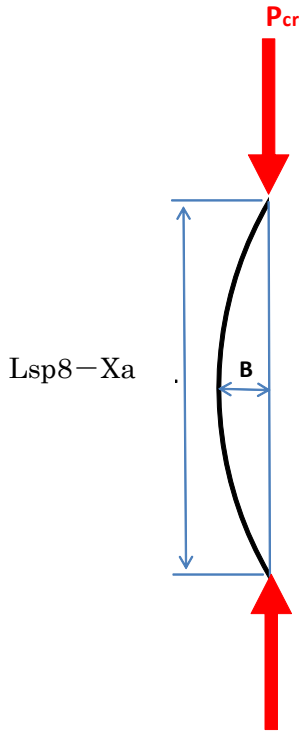


図５－１１　たわみの材料力学的評価の模式図

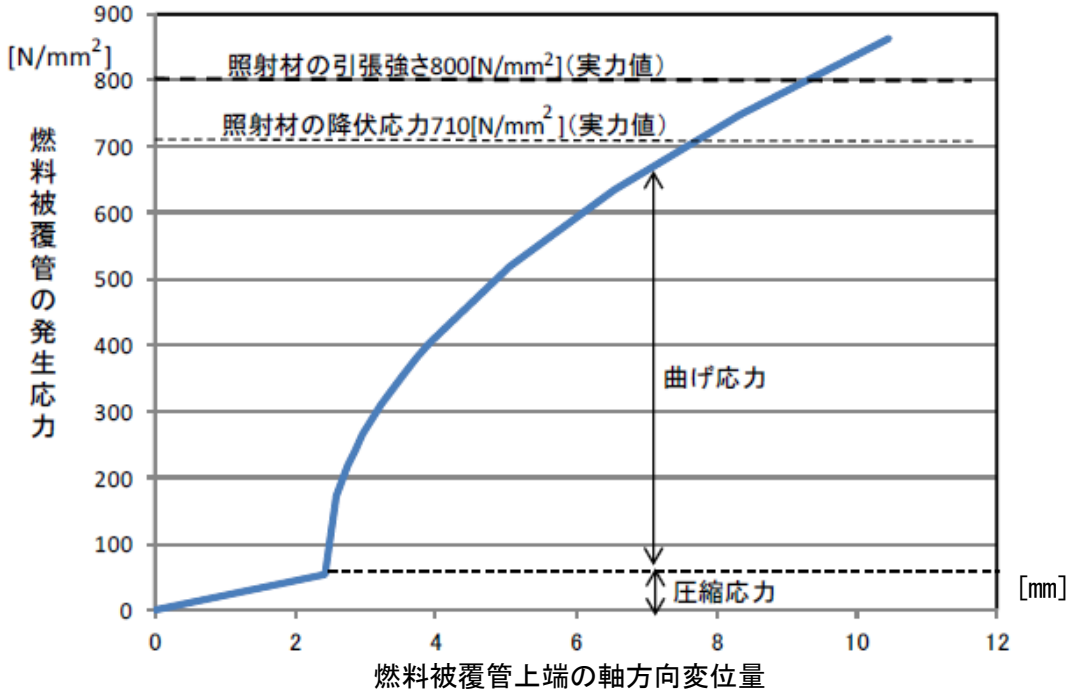


図５－１２　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（高燃焼度８×８燃料）

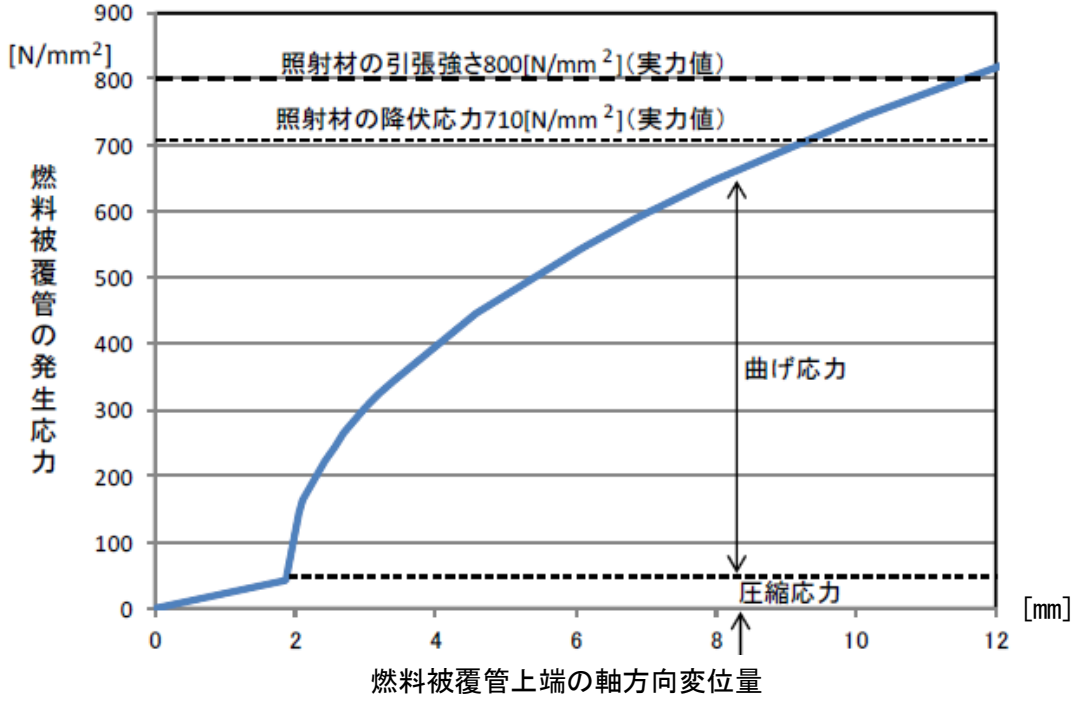


図５－１３　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（９×９燃料（Ｂ型））

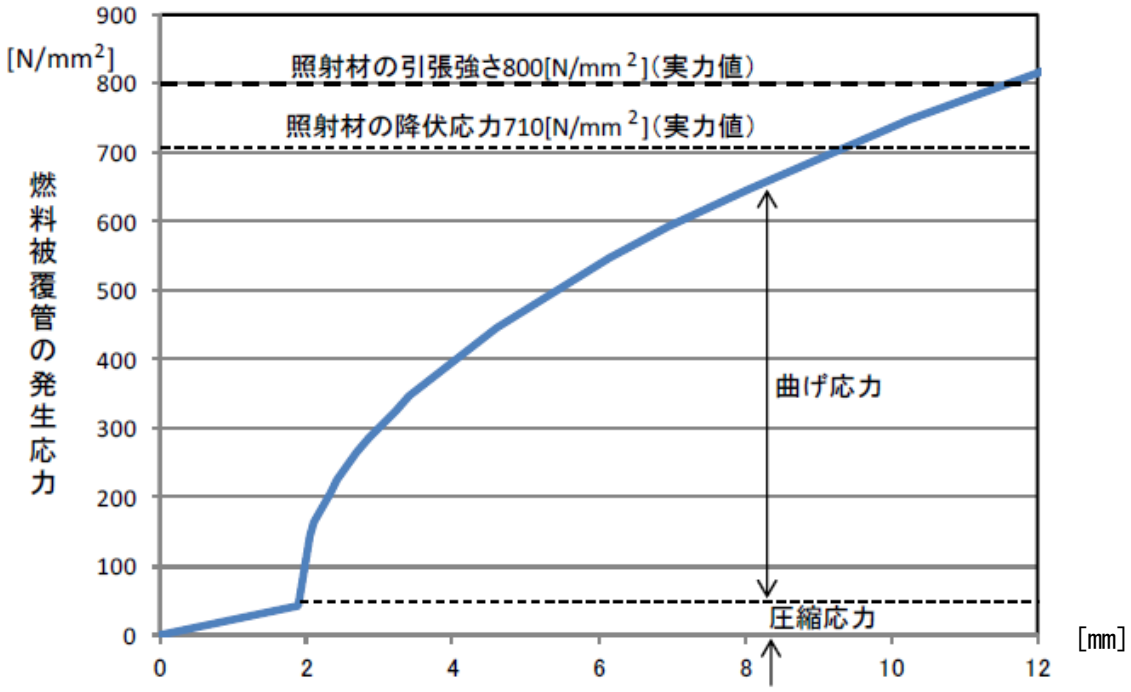
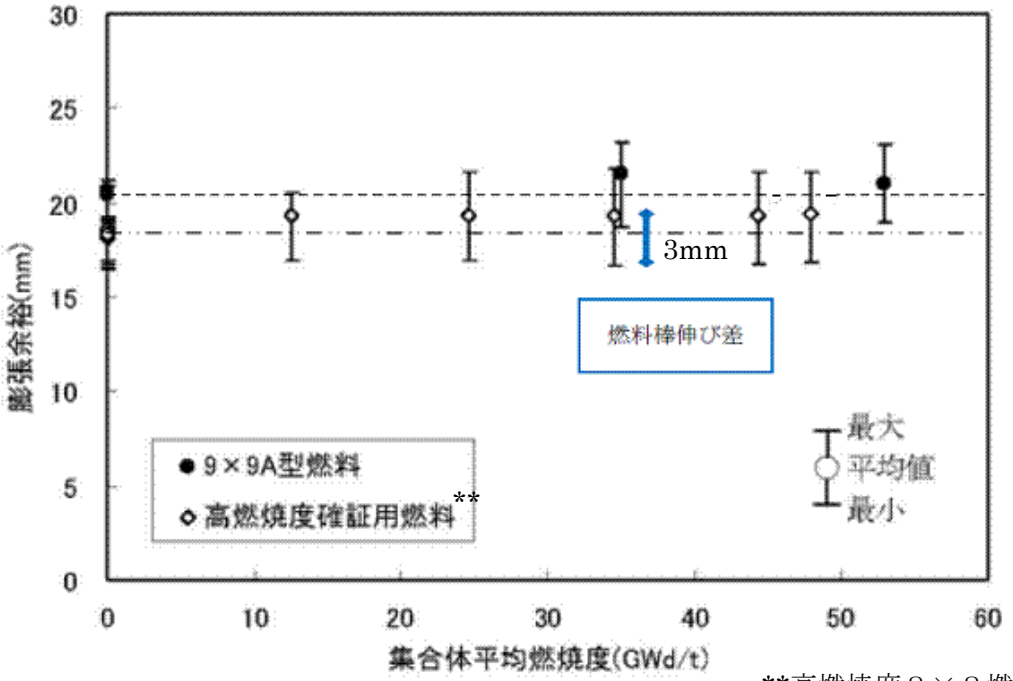


図５－１４　燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr+Xa）による燃料被覆管発生応力（σa）
（９×９燃料（Ａ型））



**高燃焼度８×８燃料のデータ

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

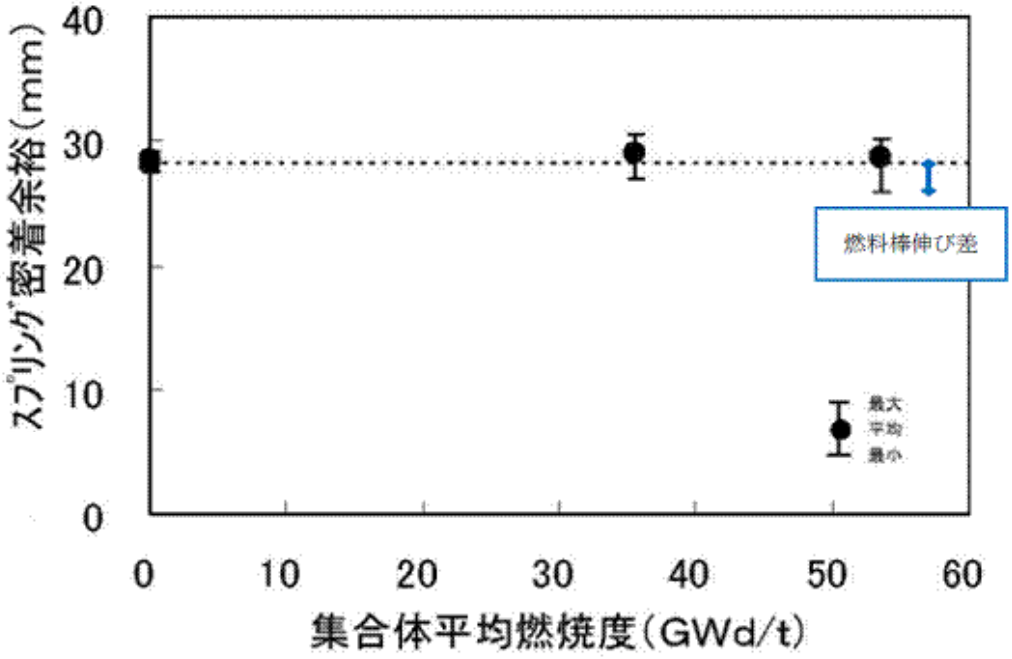
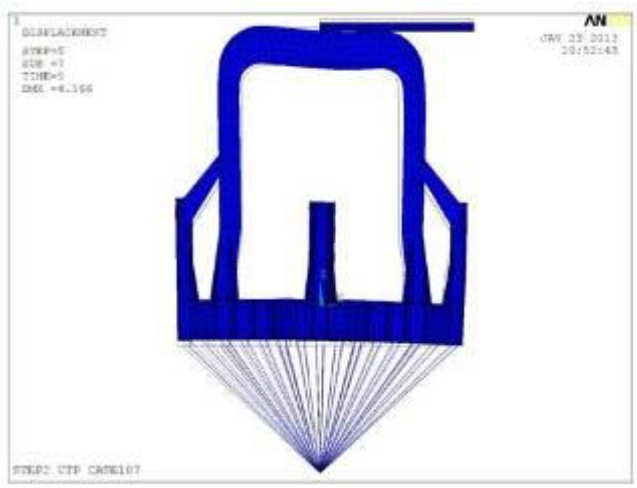
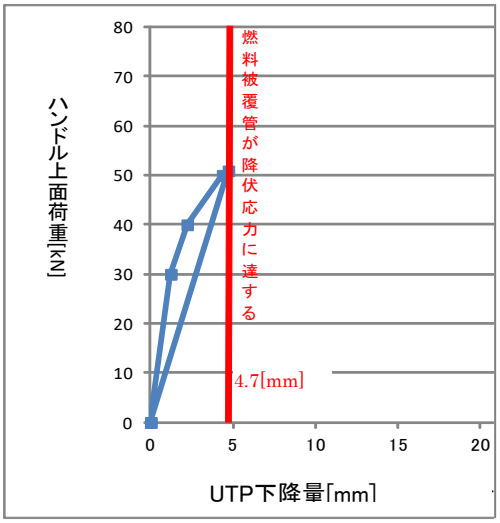
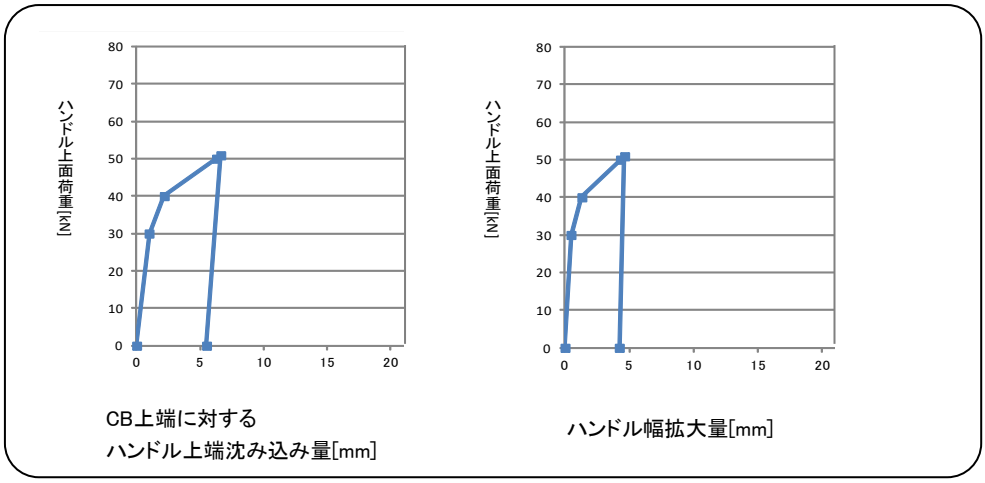


図５－１６　燃料棒伸び差の燃焼変化（膨張スプリングのデータから評価）
（９×９燃料（Ｂ型））[2]



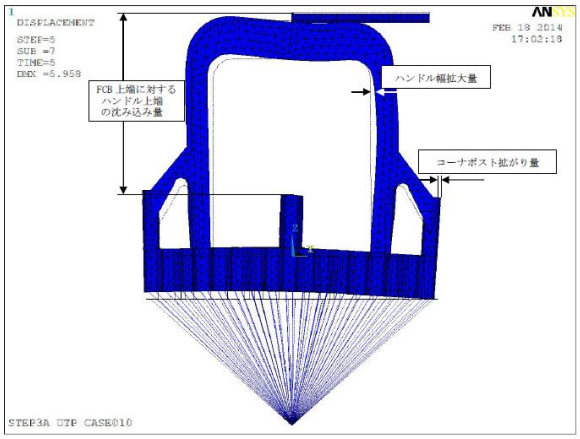


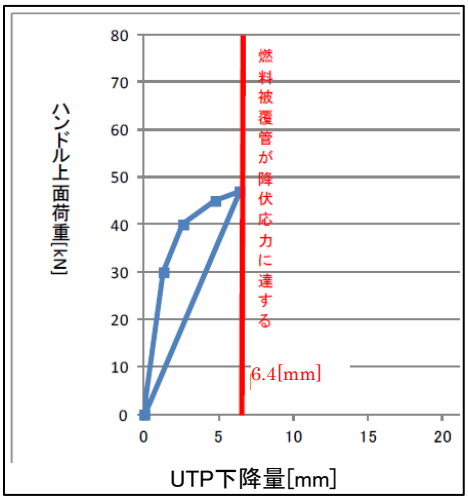
燃料被覆管が降伏応力を与えるＵＴＰ下降量に達する際にハンドル上面に付加される荷重を評価



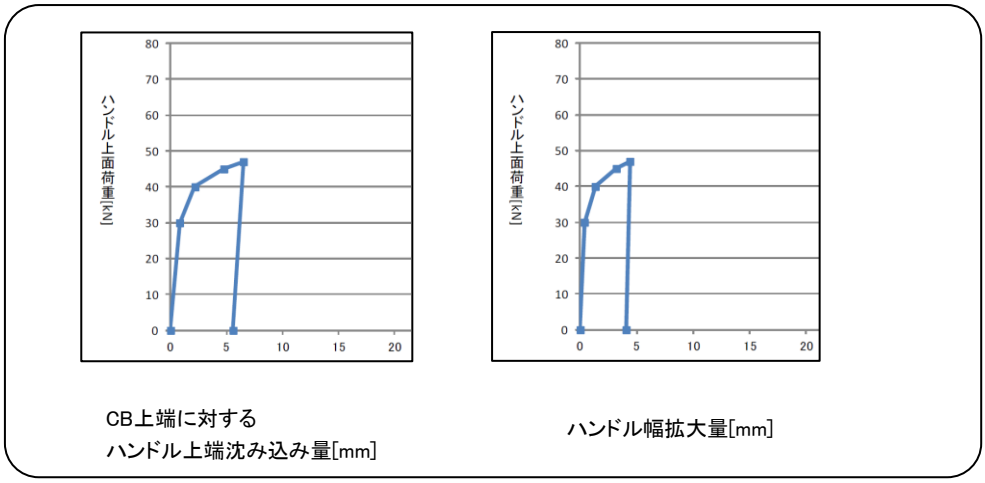
上記荷重が付加された場合のＵＴＰ各部の塑性変形を評価

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





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



上記荷重が付加された場合のＵＴＰ各部の塑性変形を評価

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

CF側

(単位%)

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

反CF側

上部端栓の塑性歪分布（条件①）

（1t，21m/s，斜め 45°，９×９燃料（A型））

■：結合燃料棒

CF側

(単位%)

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

反ＣＦ側

上部端栓の塑性歪分布（条件②）

（1t，21m/s，垂直，９×９燃料（A型））

■：結合燃料棒

CF側

(単位%)

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

反CF側

上部端栓の塑性歪分布（条件③）

（4.5t，12m/s，垂直，９×９燃料（A型））

■：結合燃料棒

CF側

(単位%)

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

反CF側

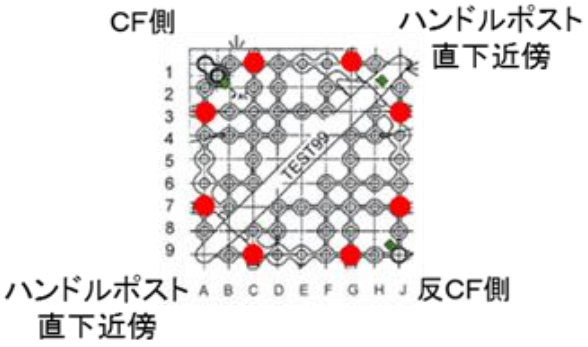
上部端栓の塑性歪分布（条件④）

（1t，21m/s，垂直，

新型８×８ジルコニウムライナ燃料）

■：結合燃料棒

図５－１９　がれき衝突解析における上部端栓の塑性歪分布



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

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

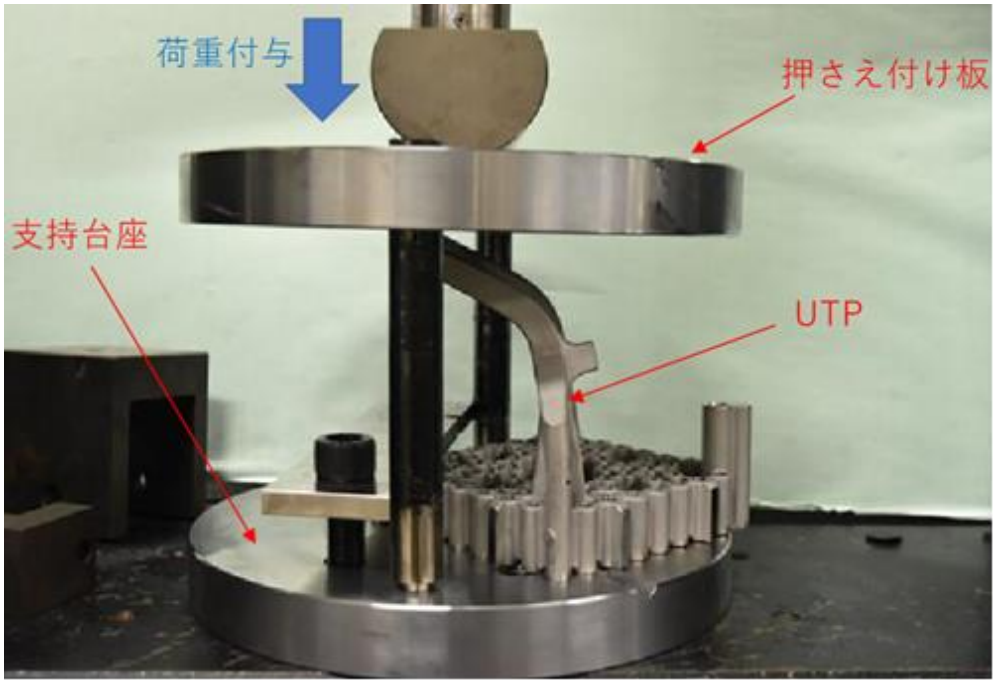


図５－２１　ハンドルへの変形付与装置

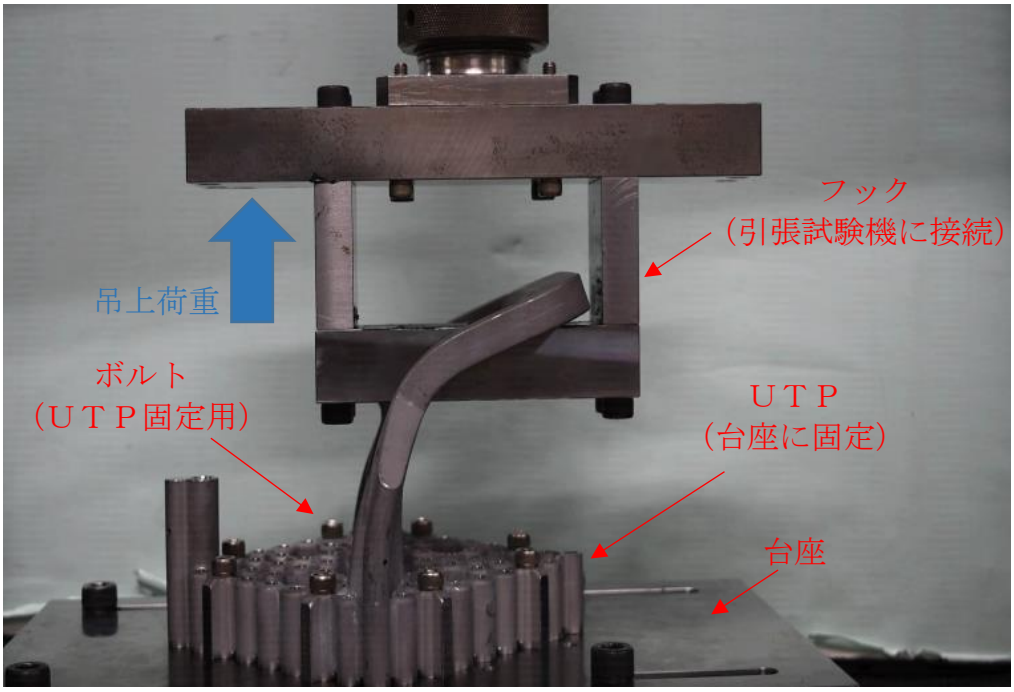


図５－２２　ハンドルの引張試験装置

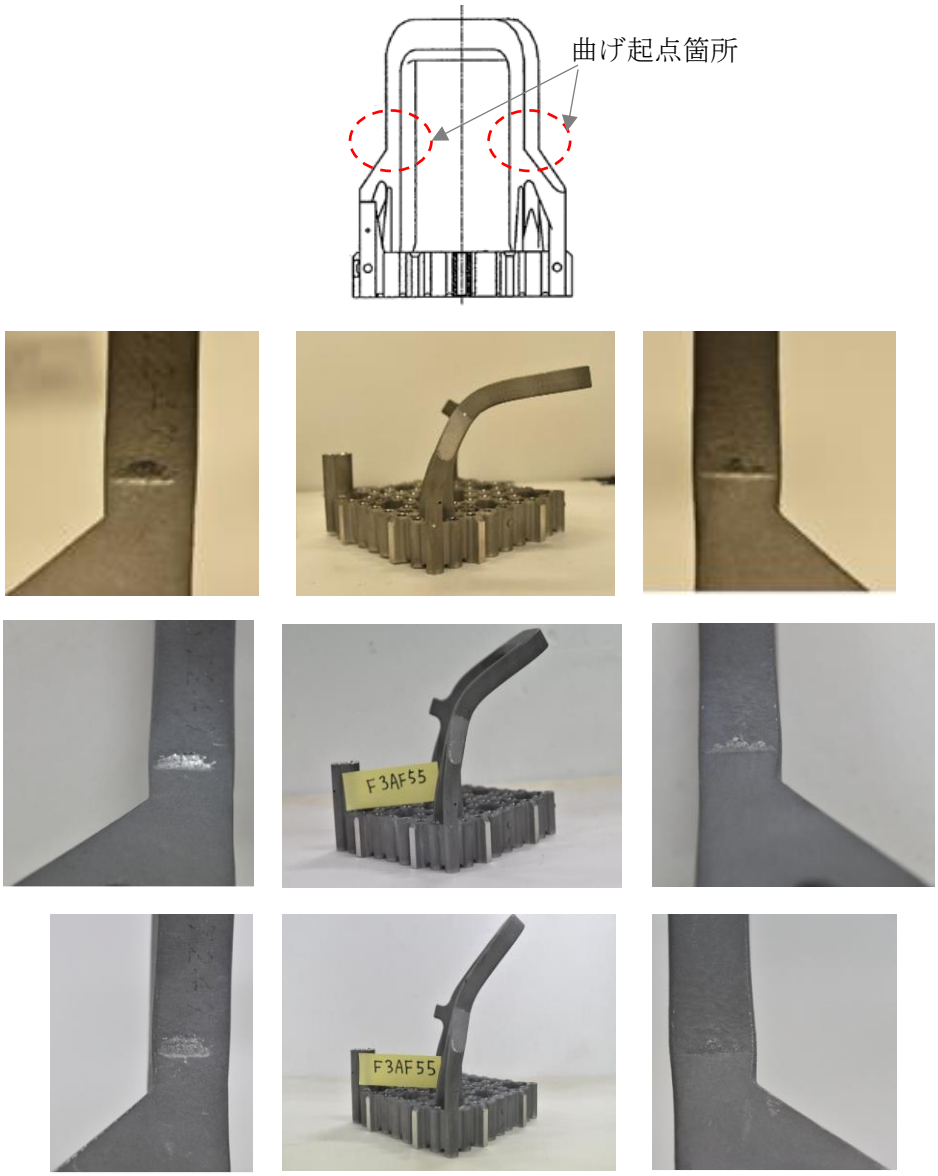


図５－２３　９×９燃料（Ａ型）ハンドルの引張試験前後の比較
（上段：引張試験前　中段：13kN 引張試験後　下段：26kN 引張試験後）

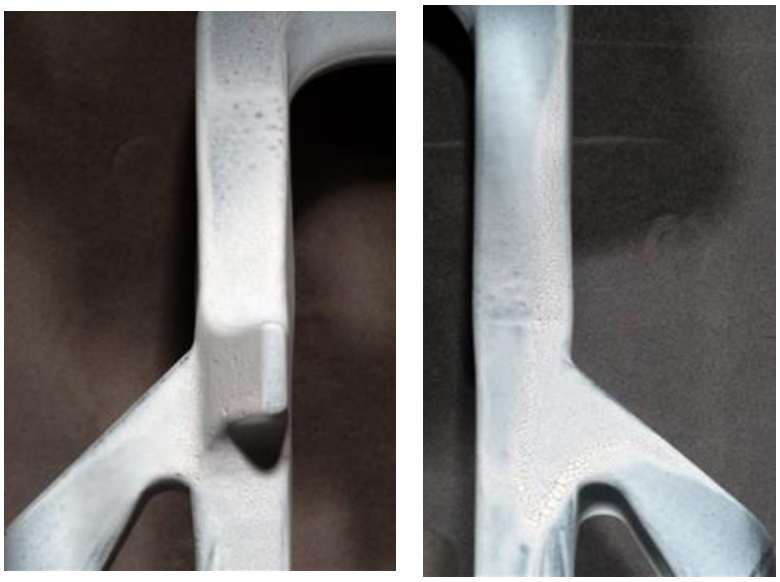


図５－２４（１）　ハンドル引張試験後の浸透探傷試験結果
（９×９燃料（Ａ型）　引張荷重 13kN）

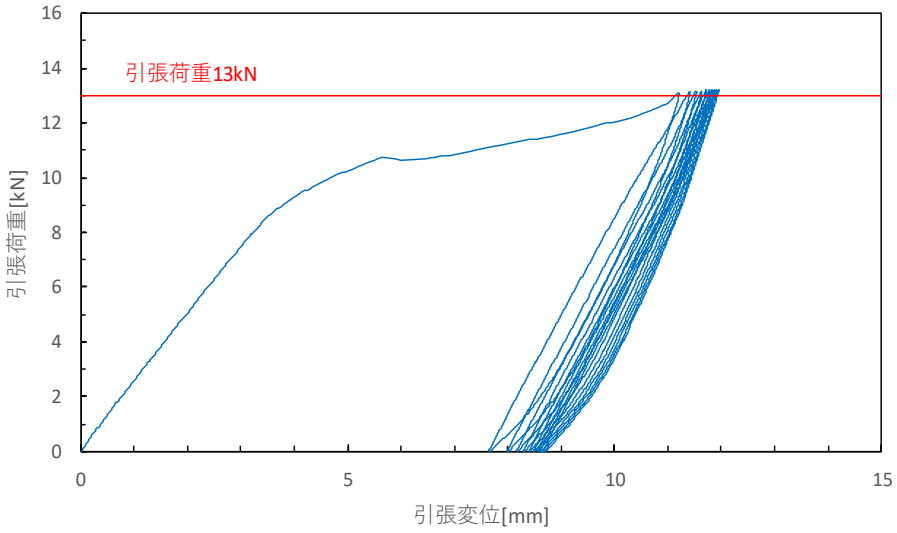


図５－２５（１）　ハンドル引張試験中の引張荷重―引張変位
（９×９燃料（Ａ型）　引張荷重 13kN）

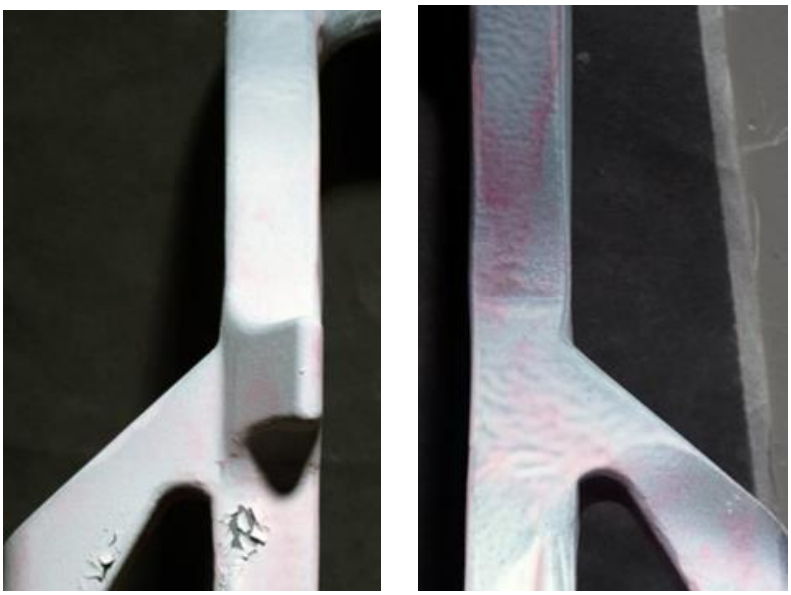


図５－２４（２）　ハンドル引張試験後の浸透探傷試験結果
（９×９燃料（A型）　引張荷重 26kN）

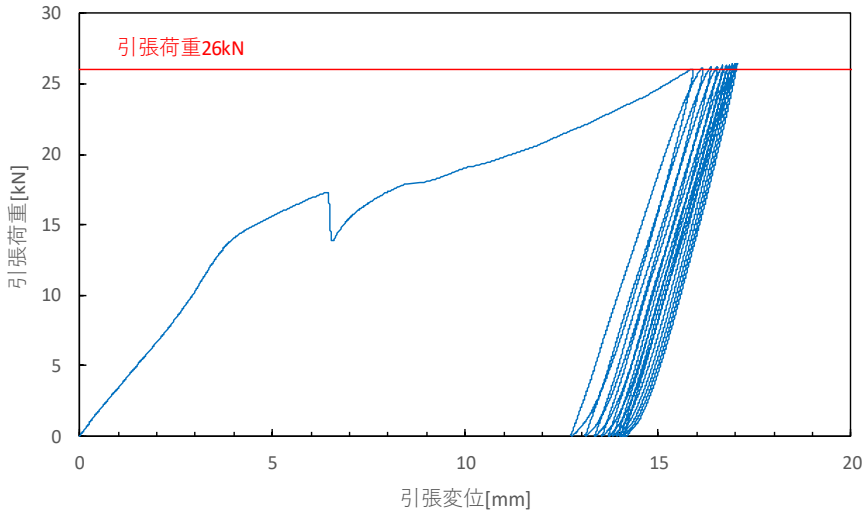


図５－２５（２）　ハンドル引張試験中の引張荷重―引張変位
（９×９燃料（A型）　引張荷重 26kN）

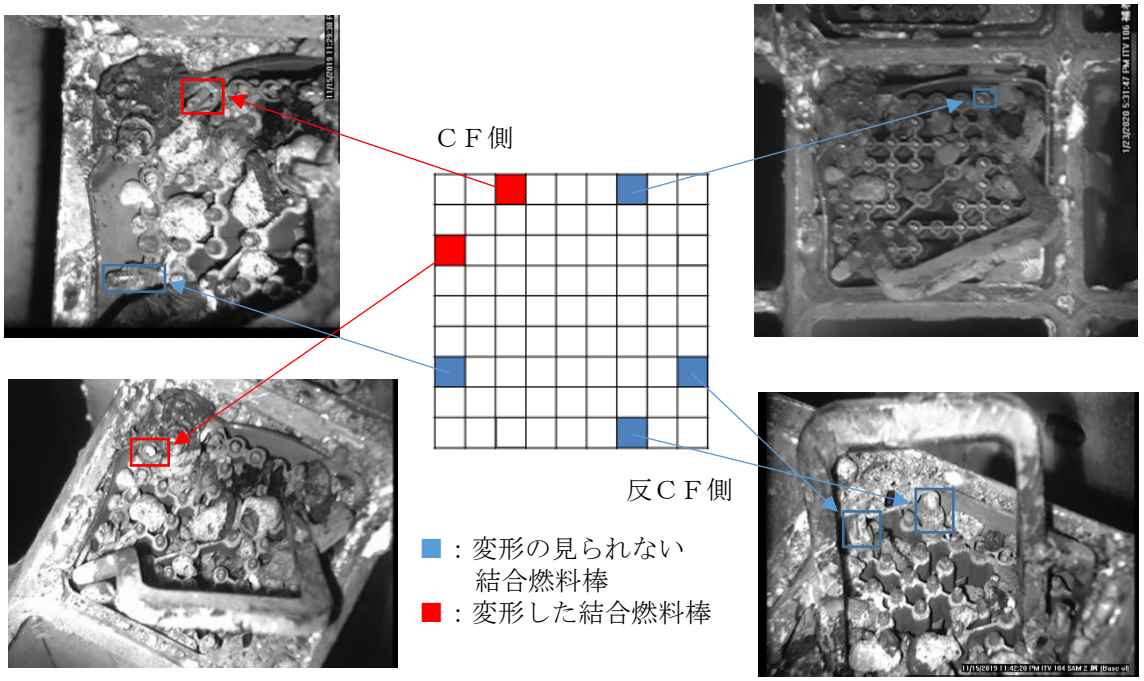


図５－２６　ＣＢ変形燃料の結合燃料棒状況

6.　燃料の取り扱い

6.1.　４号機における燃料の取り扱い

6.1.1.　燃料取り出し手順の概要

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

6.1.2.　燃料健全性確認

6.1.2.1.　燃料健全性確認手順

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

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

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

6.1.2.2.　燃料健全性確認用治具

燃料健全性確認用治具の概念図を図６－３，図６－４に示す。

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

6.1.3.　取り出し後の確認

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

6.1.4.　がれきによるＣＢの固着

6.1.4.1.　固着の発生防止

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

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

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

6.1.4.2.　固着発生時の対応

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

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

6.1.4.3.　固着解消時に使用済燃料が落下した場合の被覆管の健全性評価

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

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

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

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

6.1.4.4.　落下防止治具の特徴

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

6.1.5.　クレーン又は天井クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い

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

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

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

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

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

6.2.　３号機における燃料の取り扱い

6.2.1.　燃料取り出し手順の概要

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

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

6.2.2.　燃料健全性確認

6.2.2.1.　燃料健全性確認手順

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

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

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

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

6.2.2.2.　燃料健全性確認用治具

燃料健全性確認用治具を図６－１３に示す。

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

6.2.3.　取り出し後の確認

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

6.2.4.　がれきによるＣＢの固着

6.2.4.1.　固着発生の防止

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

6.2.4.2.　固着発生時の対応

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

6.2.5.　震災以前から存在する漏えい燃料等について

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

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

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

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

6.2.6.　ハンドル変形燃料の取り扱い

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

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

6.2.7.　ハンドル変形燃料の吊り上げ

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

6.3.　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。

6.3.1.　液相

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

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

6.3.2.　気相

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

表６－１　４号機ＳＦＰ内で確認されたがれき

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

表６－２　クレーン又は天井クレーンでの燃料取り扱いに関する安全対策

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

表６－３　３号機ＳＦＰに震災以前から存在する漏えい燃料等

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



図６－１　４号機ＳＦＰ内の状況（その１）



図６－２　４号機ＳＦＰ内の状況（その２）

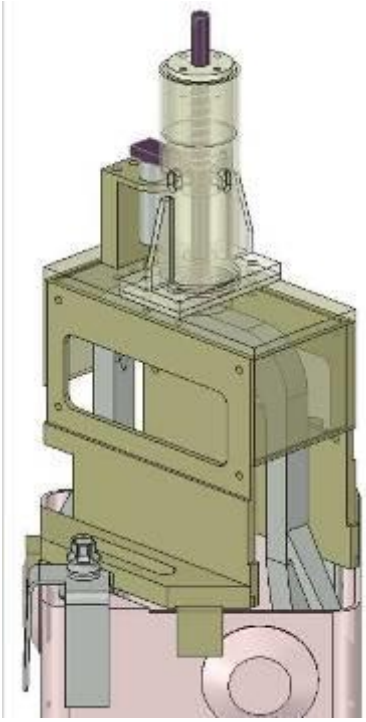


図６－３　燃料健全性確認用治具（概念図）：高燃焼度８×８燃料用

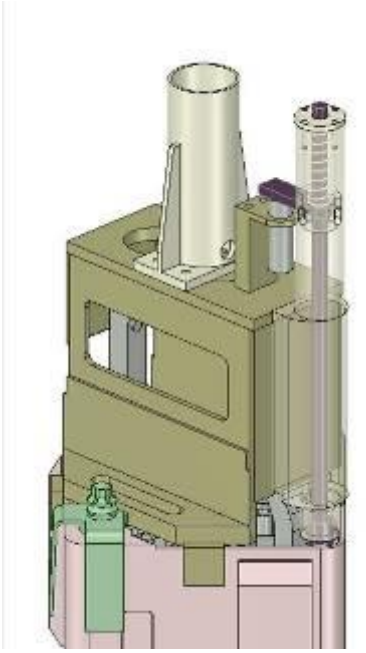


図６－４　燃料健全性確認用治具（概念図）：９×９燃料（Ｂ型）用

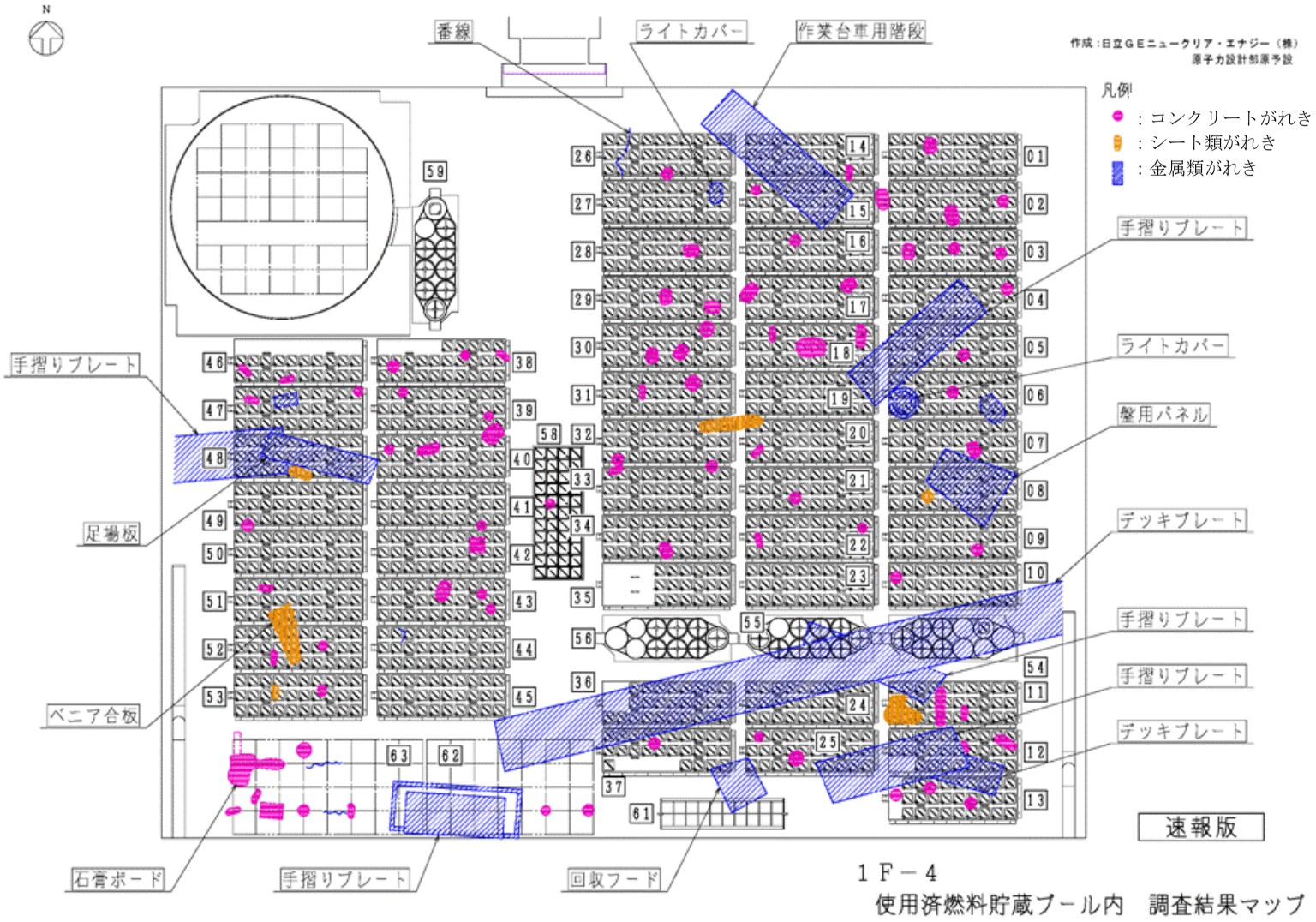
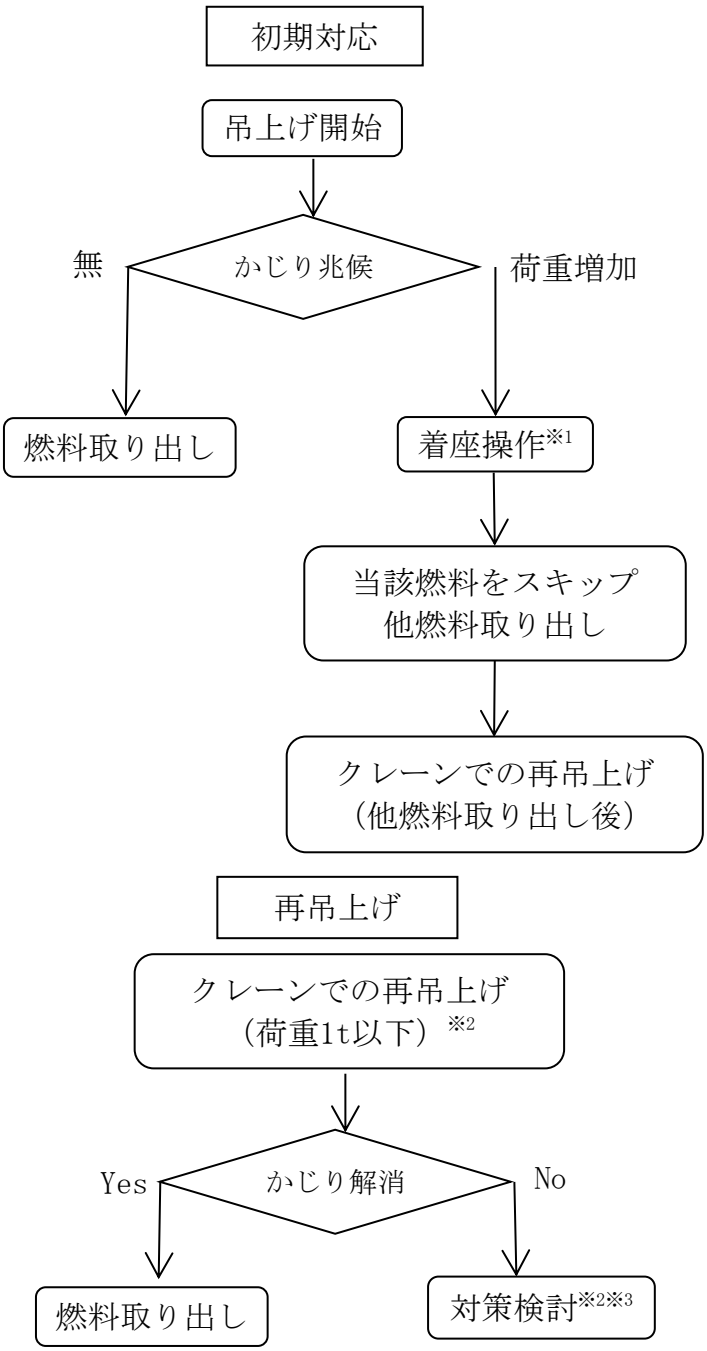


図６－５　４号機ＳＦＰ内がれきマップ



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

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

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

図６－６　固着発生時の対応フロー

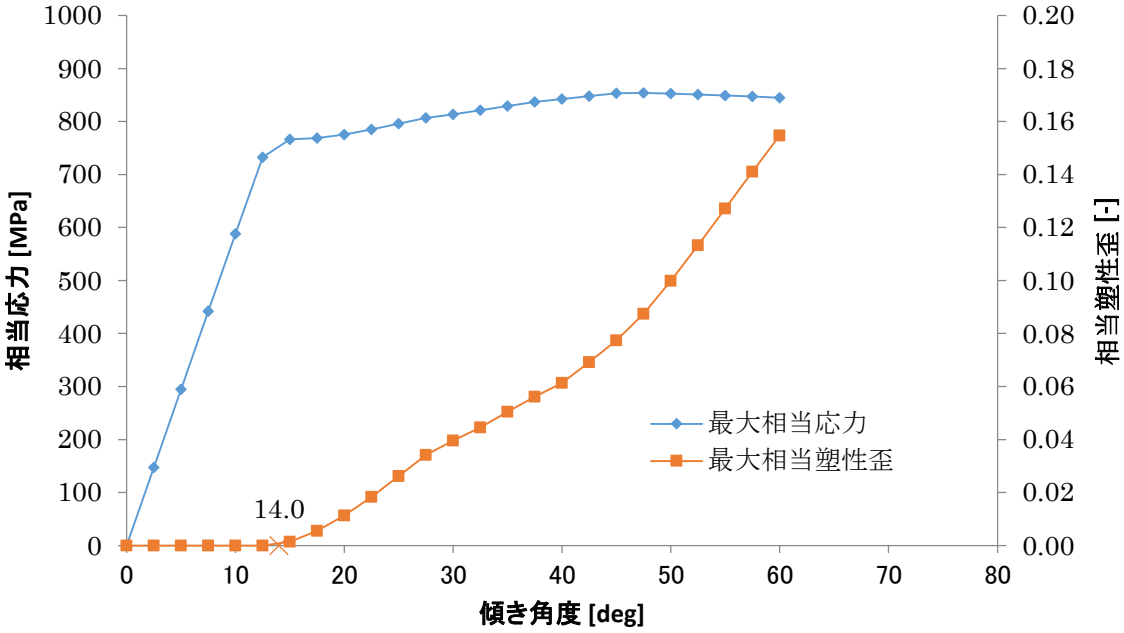


図６－７　ＬＴＰと燃料棒との嵌合部傾き角度－発生応力及び塑性歪

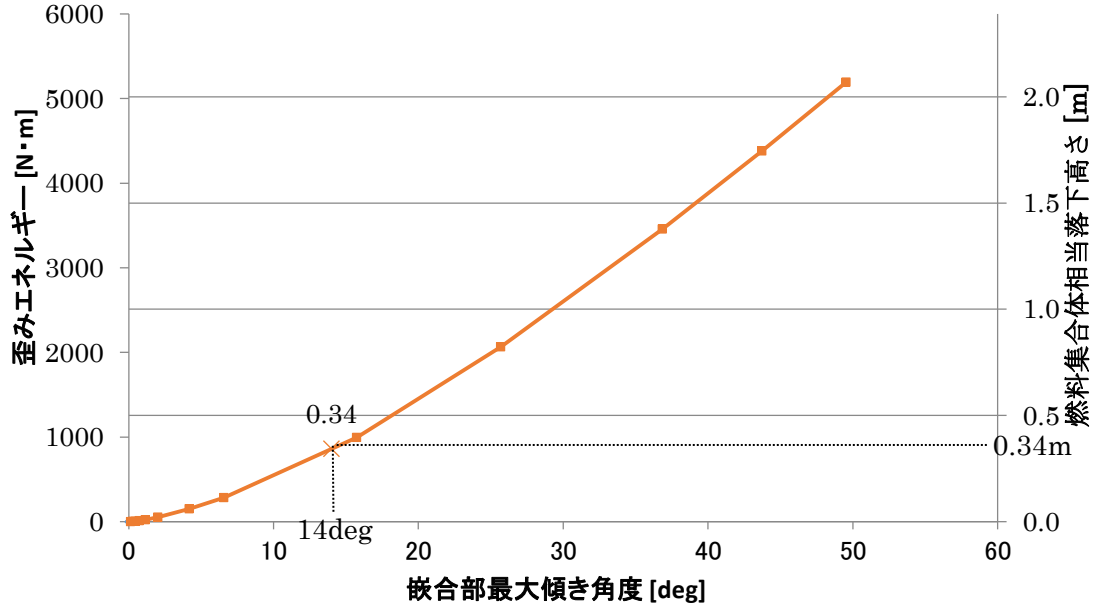


図６－８　ＬＴＰと燃料棒との嵌合部最大傾き角度－歪みエネルギー及び落下高さ

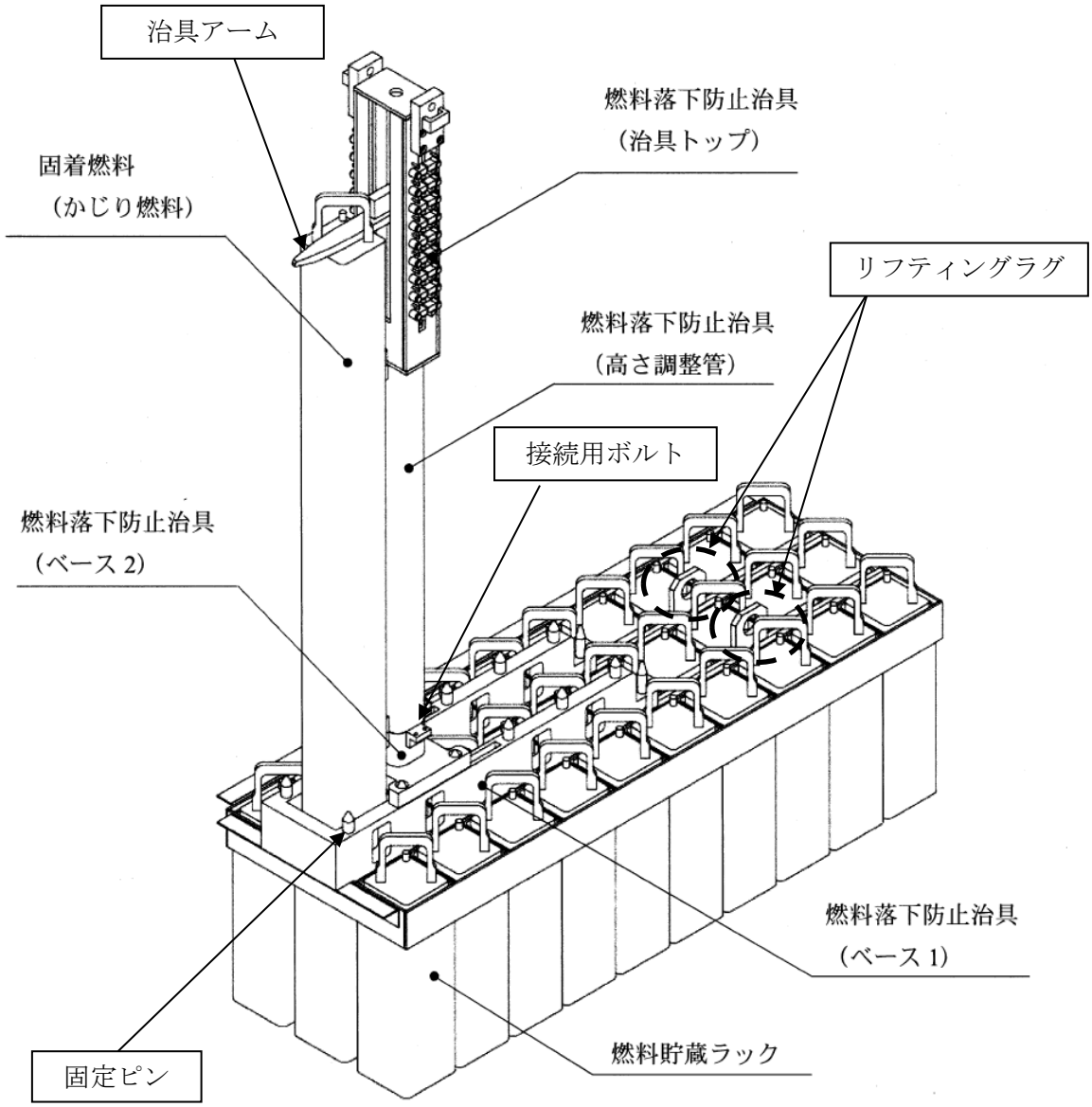


図６－９　落下防止治具概念図

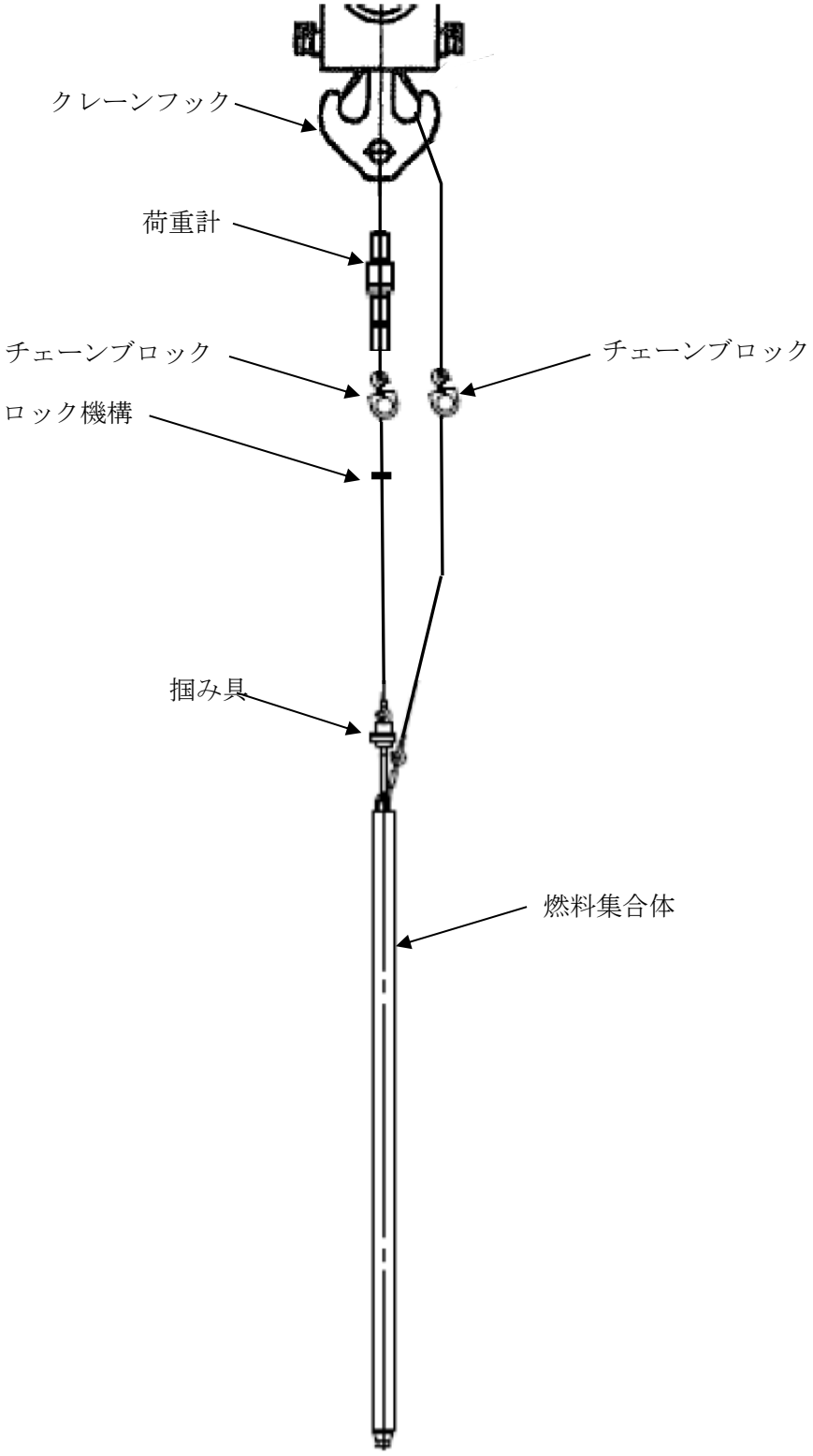


図６－１０　クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い（概念図）

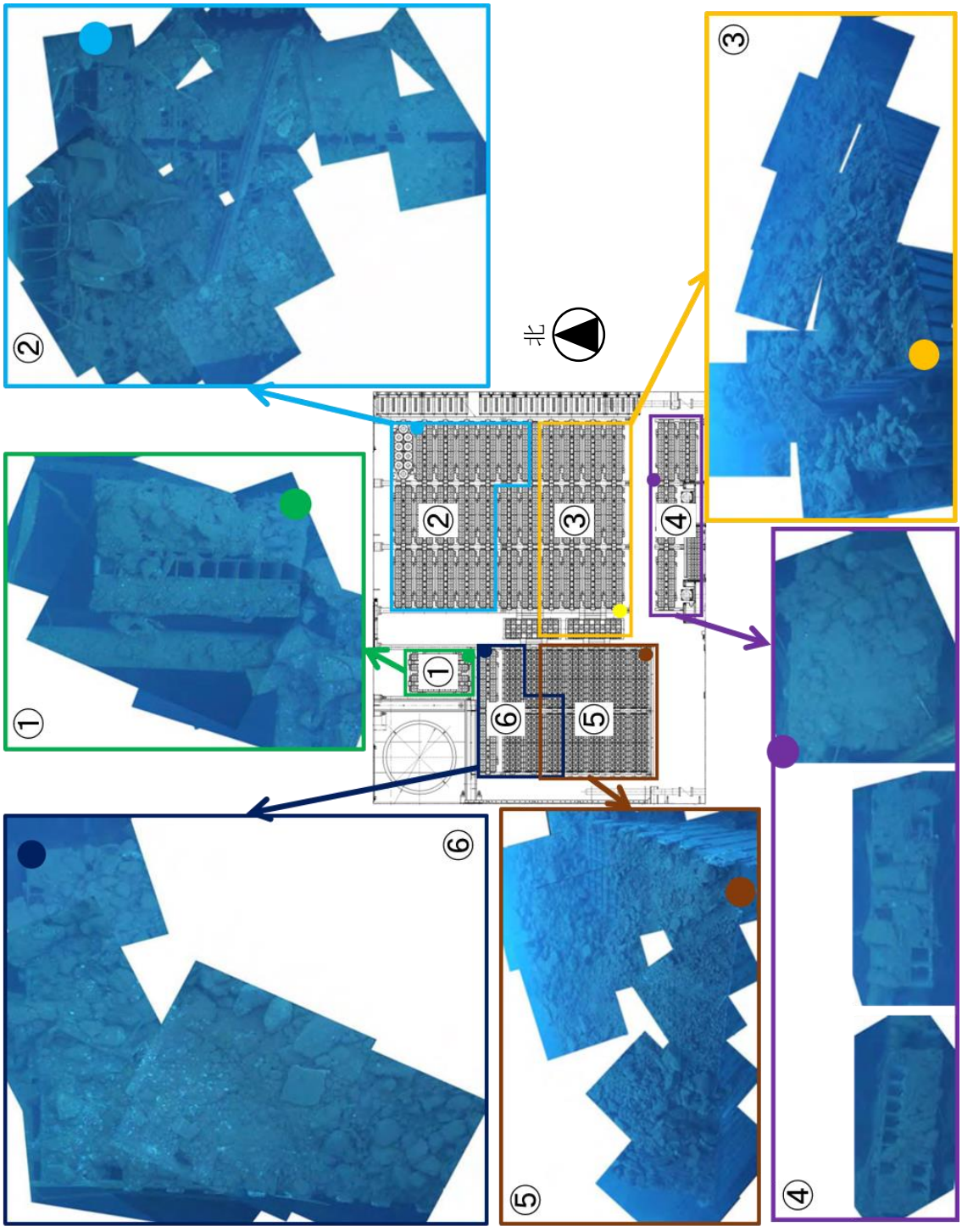
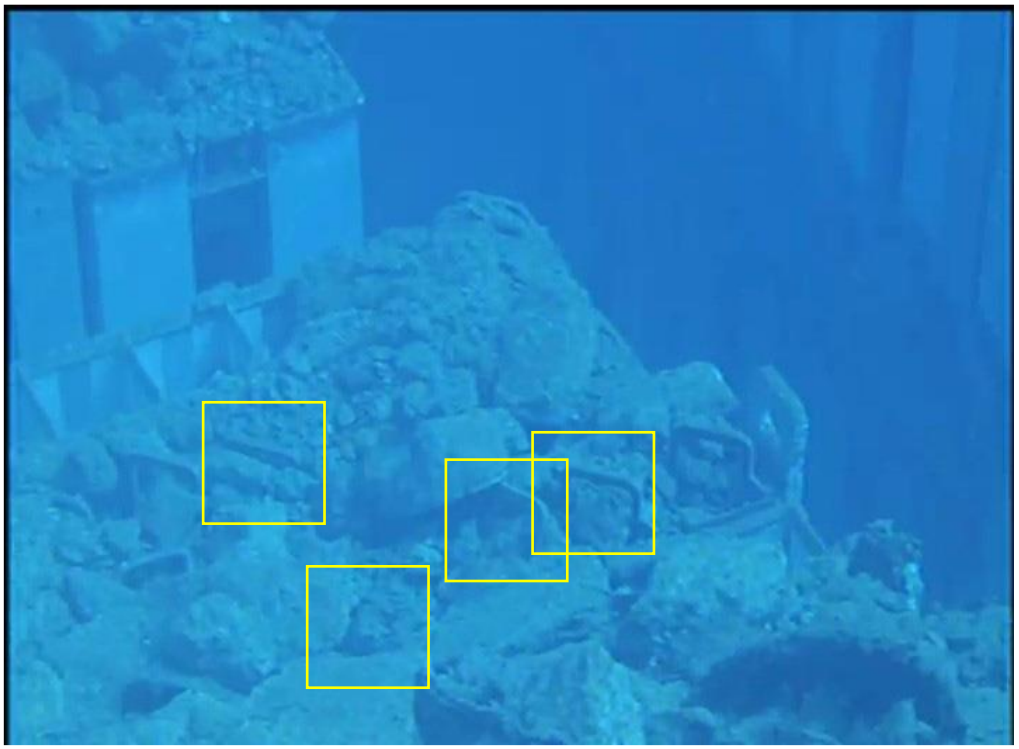


図６－１１　３号機ＳＦＰ内の状況（大型のがれき撤去後）



FHM 落下箇所



CUW ハッチ落下箇所

図６－１２　ハンドル部の変形が認められる燃料（３号機）

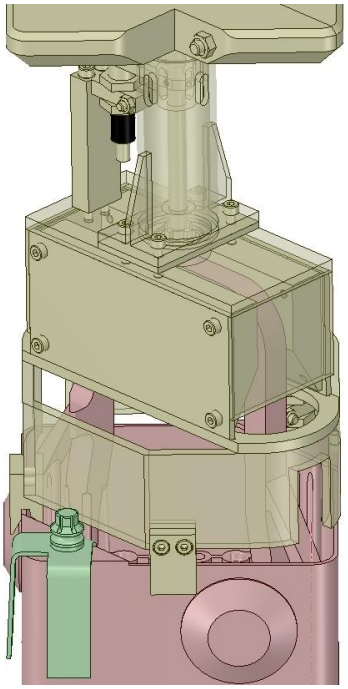
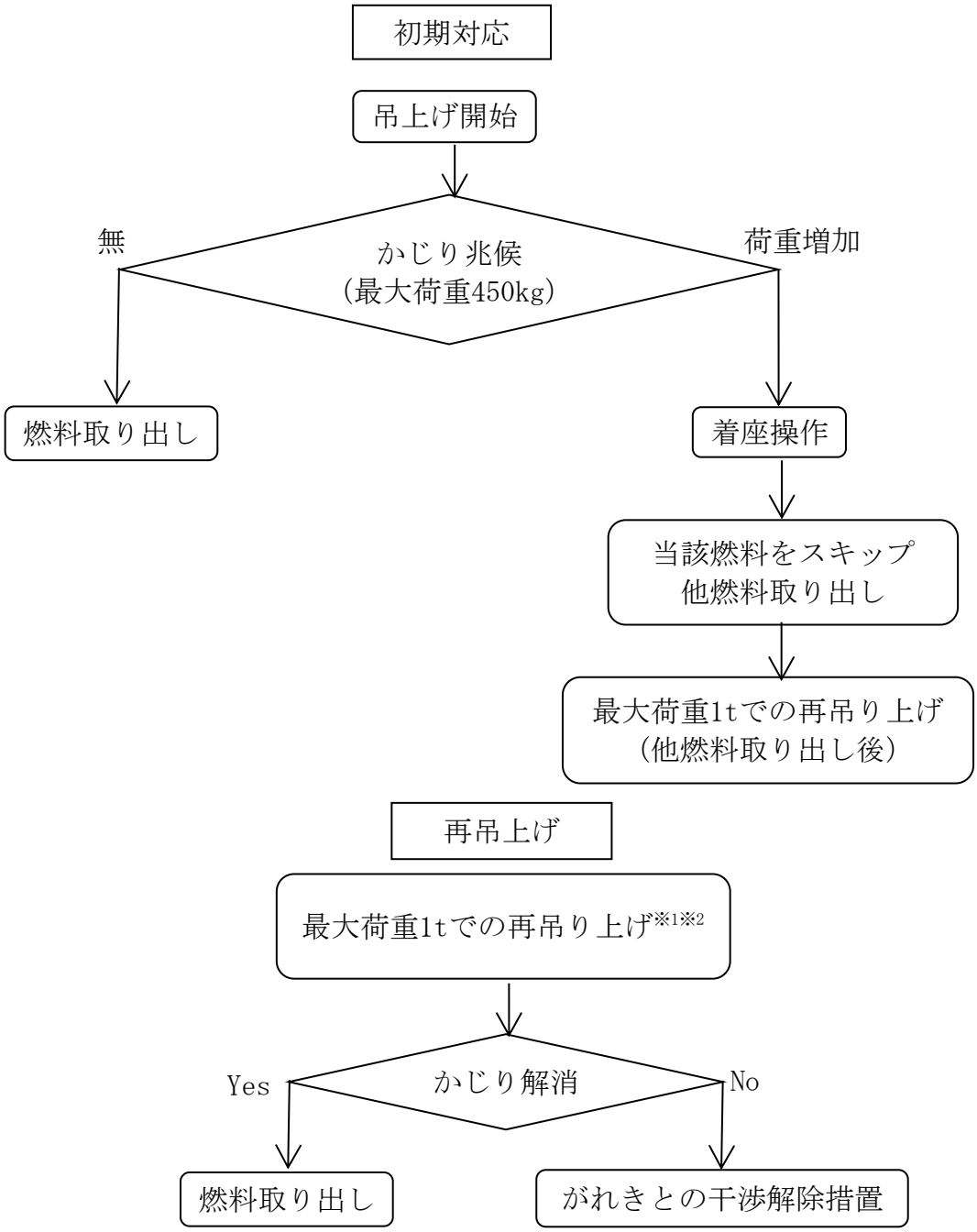


図６－１３　燃料健全性確認用治具（概念図）



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

図６－１４　固着発生時の対応フロー（３号機）

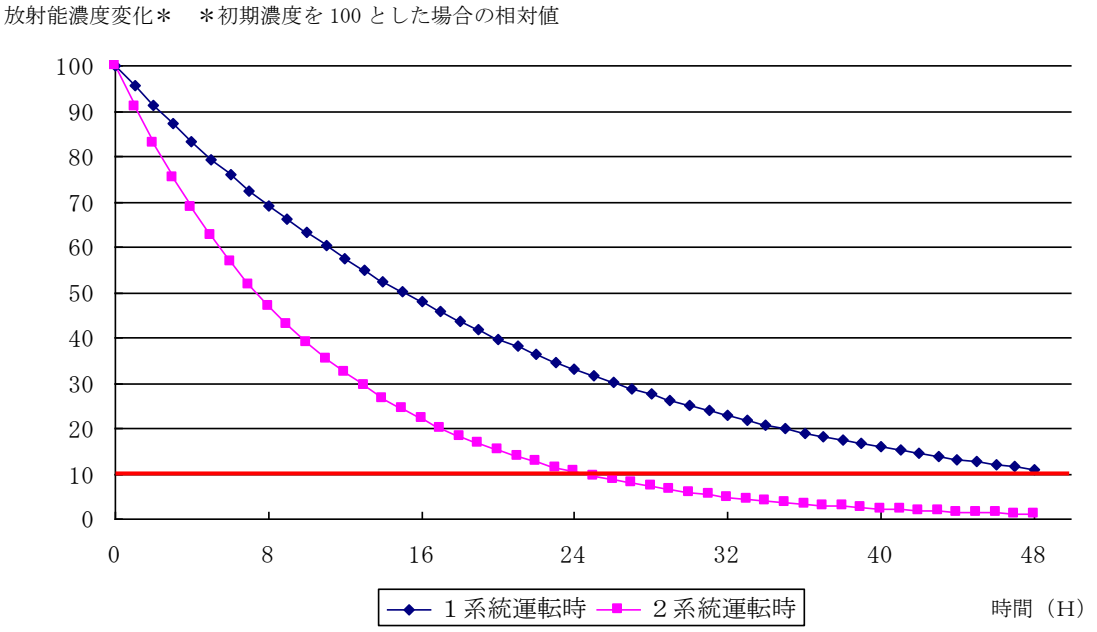


図６－１５　使用済燃料共用プール冷却浄化系ろ過脱塩装置での放射能除去評価

7. 参考資料

（1） 汎用有限要素解析コード（ＡＮＳＹＳ）について

（2） がれき衝突解析に用いるコード（ＬＳ－ＤＹＮＡ）について

8. 参考文献

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

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

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

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

以上

汎用有限要素解析コード（ＡＮＳＹＳ）について

(1) 概要

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

(2) 機能

ＡＮＳＹＳコードは，構造解析に際して以下の機能を有している。

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

(3) 解析フロー

ＡＮＳＹＳコードの解析フローを図１に示す。

(4) 使用実績及び検証

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

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

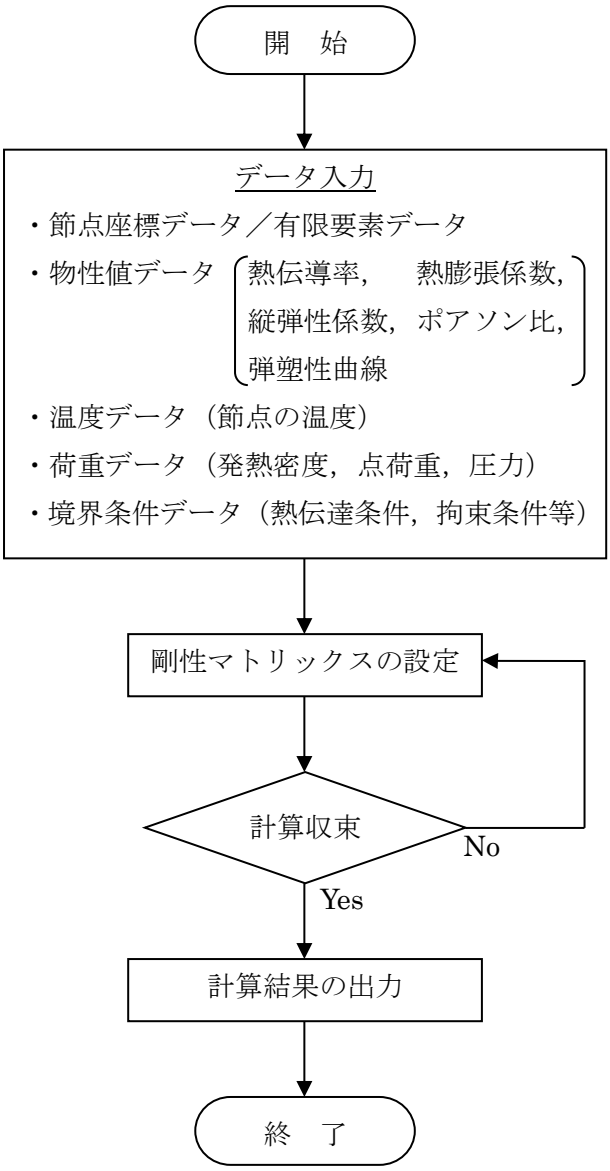


図１　ＡＮＳＹＳコードの解析フロー図

がれき衝突解析に用いるコード（ＬＳ－ＤＹＮＡ）について

(1)　概要

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

(2)　機能

ＬＳ－ＤＹＮＡコードは，衝撃解析に際して以下の機能を有している。

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

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

③ 面と面の接触状態だけでなく，辺と辺，節点と面の接触も可能である。

④ 要素の消滅などの特殊な条件も扱うことができる。

⑤ 多数の金属，非金属材料モデルを有している。

(3)　解析フロー

ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析フローを図１に示す。

(4)　使用実績

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

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

(5)　検証方法

実験との比較による検証が実施されていることを確認している。

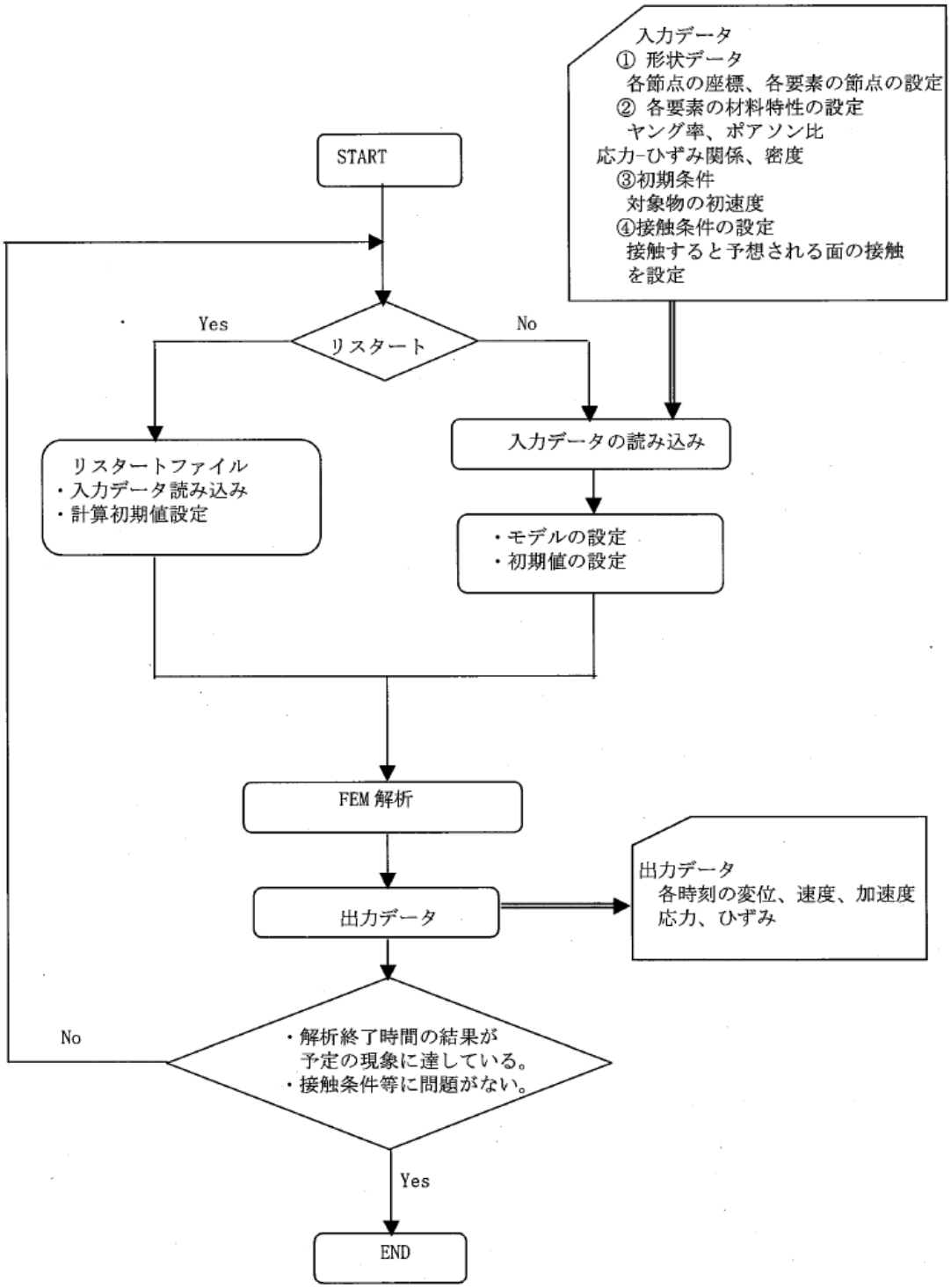


図１　ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析フロー図

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1.　構内用輸送容器の概要

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

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

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

1.1.　構内用輸送容器の構成

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

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

1.2.　設備仕様

1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に，鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1　構内用輸送容器の仕様

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

1.2.2.　燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2　構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

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

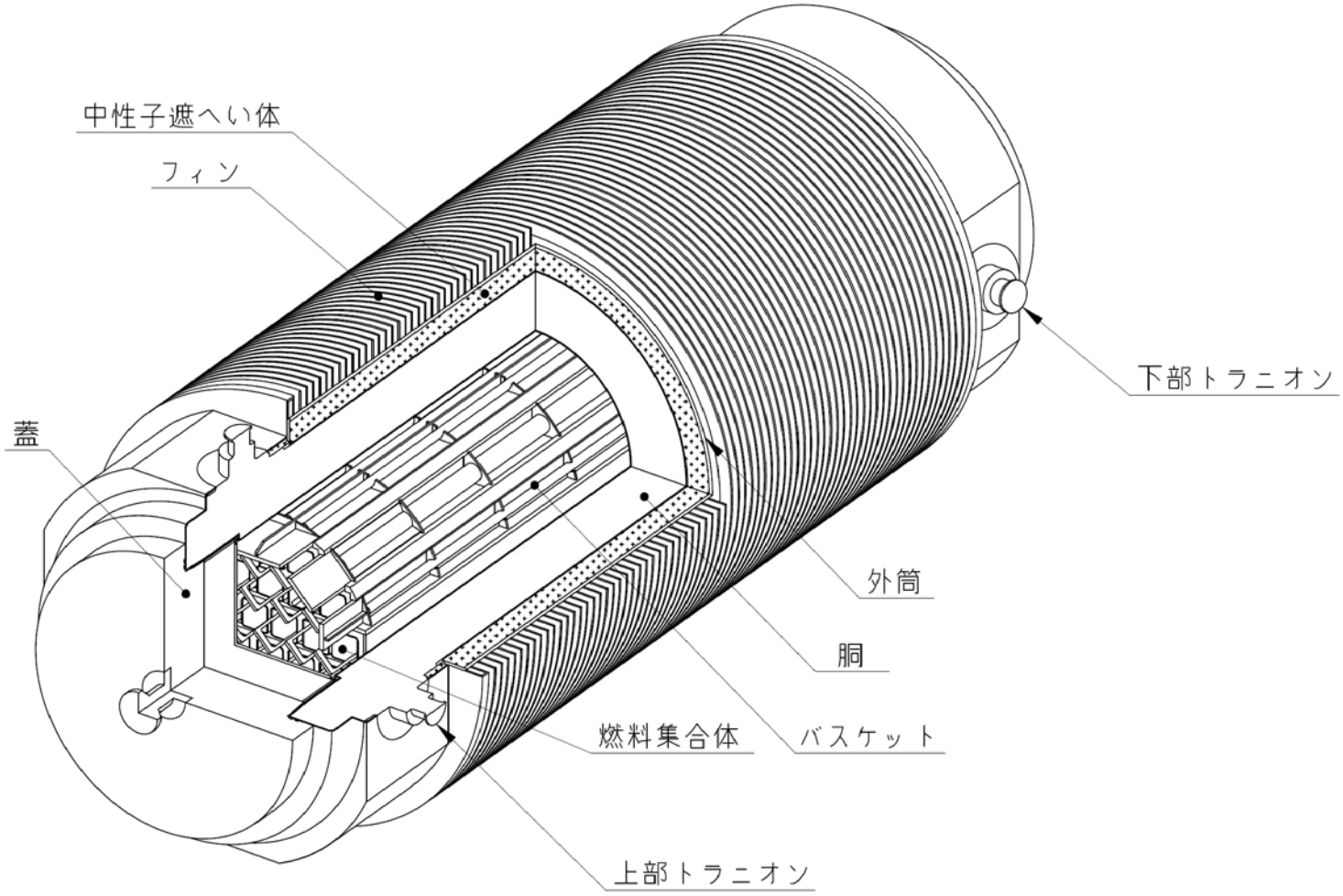


図1-1　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2.　評価の基本方針

2.1.　設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

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

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

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

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

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

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

2.2.　安全設計・評価方針

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

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

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

表2-1　構内用輸送容器安全評価の基本方針

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

表 2-2　貯蔵中の燃料仕様と既存評価の燃料仕様との比較

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

*1 最高燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最高値

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

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

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

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

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

3.　安全評価

3.1.　構造強度

(1)　基本的な考え方

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

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

(2)　設計事象の抽出

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

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

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

1）設計事象Ⅰ

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

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

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

2）設計事象Ⅱ

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

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

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

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

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

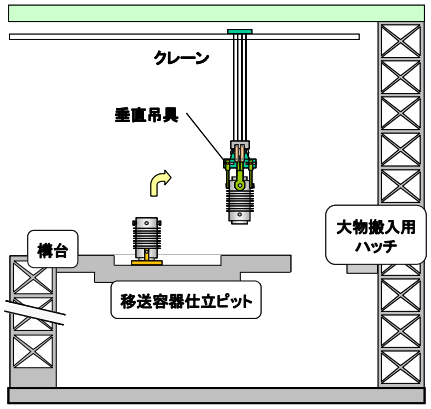
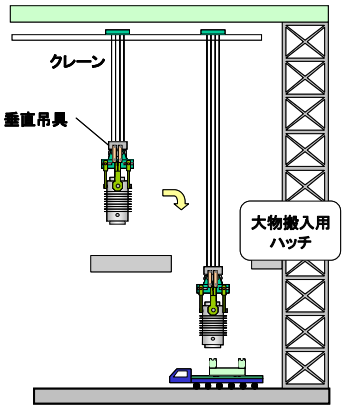
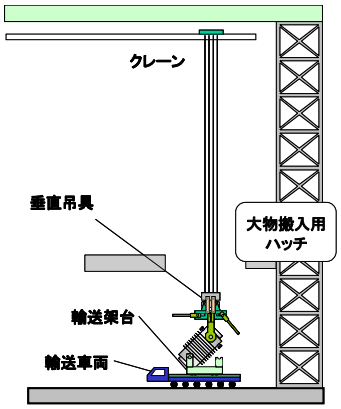
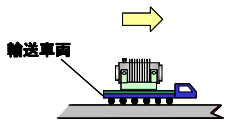
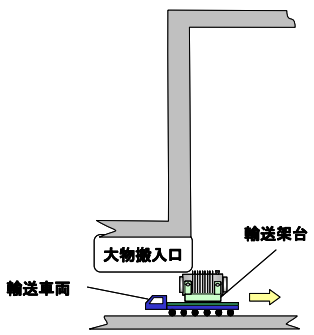
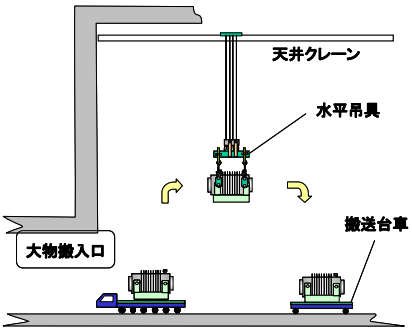
No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）	No.	取扱いモード （共用プールへの輸送）
1-1	輸送容器の搬出  	1-2	輸送容器の吊下ろし 
1-3	輸送車両への積載  	1-4	構内輸送（徐行） 
1-5	共用プール建屋への搬入  	1-6	搬送台車への積載 

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/3）

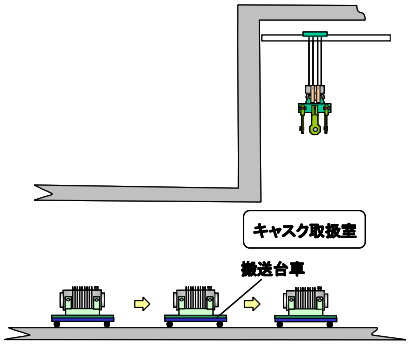
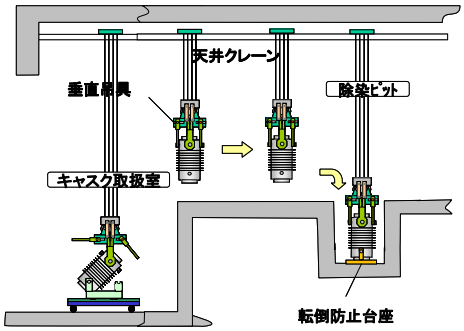
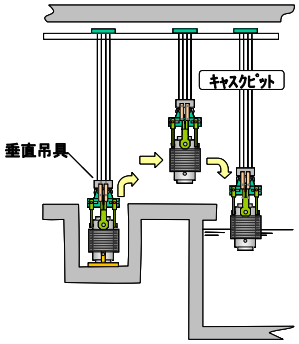
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード
（共用プールへの輸送）</th><th>No.</th><th>取扱いモード
（共用プールへの輸送）</th></tr>
<tr><td>1-7</td><td>キャスク取扱室への移動
 
</td><td>1-8</td><td>除染ピットへの移動
 
</td></tr>
<tr><td>1-9</td><td>キャスクピットへ移動
 
</td><td></td><td></td></tr>
</table>

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/3）

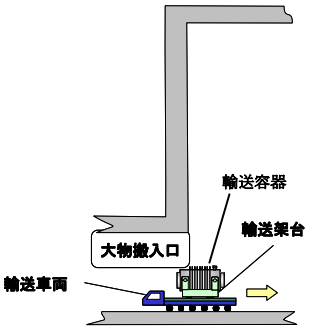
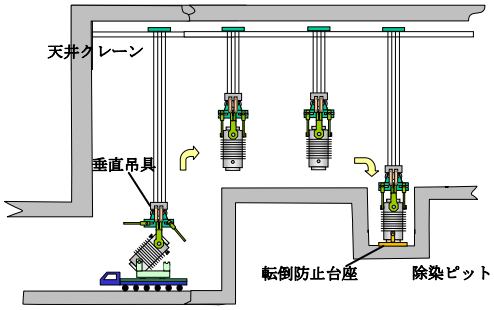
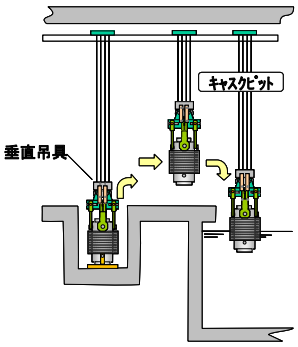
No.	取扱いモード （6 号機への輸送）	No.	取扱いモード （6 号機への輸送）
2-1 ～ 2-4	「輸送容器の搬出」，「輸送容器の吊下ろし」，「輸送車両への積載」，「構内輸送」は No. 1-1～1-4 と同じ	2-5	6 号機への搬入 
2-6	輸送容器の吊上げ，除染ピットへの移動  	2-7	キャスクピットへ移動 

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（3/3）

表 3.1-1　設計事象の抽出

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

(3)　設計事象の荷重条件

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

1）設計事象の加速度の導出

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

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.1-2,2-2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

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

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

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

ただし，α：衝撃加速度（G）

Ｋ：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（3.01×10^{10}N/m）

Ｖ：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

ｍ：構内用輸送容器の質量（9.1×10^{4}kg）

ｇ：重力加速度（9.8m/s^2）

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

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

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

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

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

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

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

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

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

６号機転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（9.48×10^{11}N/m）

Ｖ：共用プール及び６号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

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

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

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

６号機キャスクピット床面のバネ定数（6.71×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プール及び６号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

2）評価結果

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

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

表 3.1-2　荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3　荷重条件の比較（バスケット）

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向
*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4　荷重条件の比較（トラニオン）

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

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

(4)　設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5　設計基準

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

(5)　評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1）容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルト

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

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

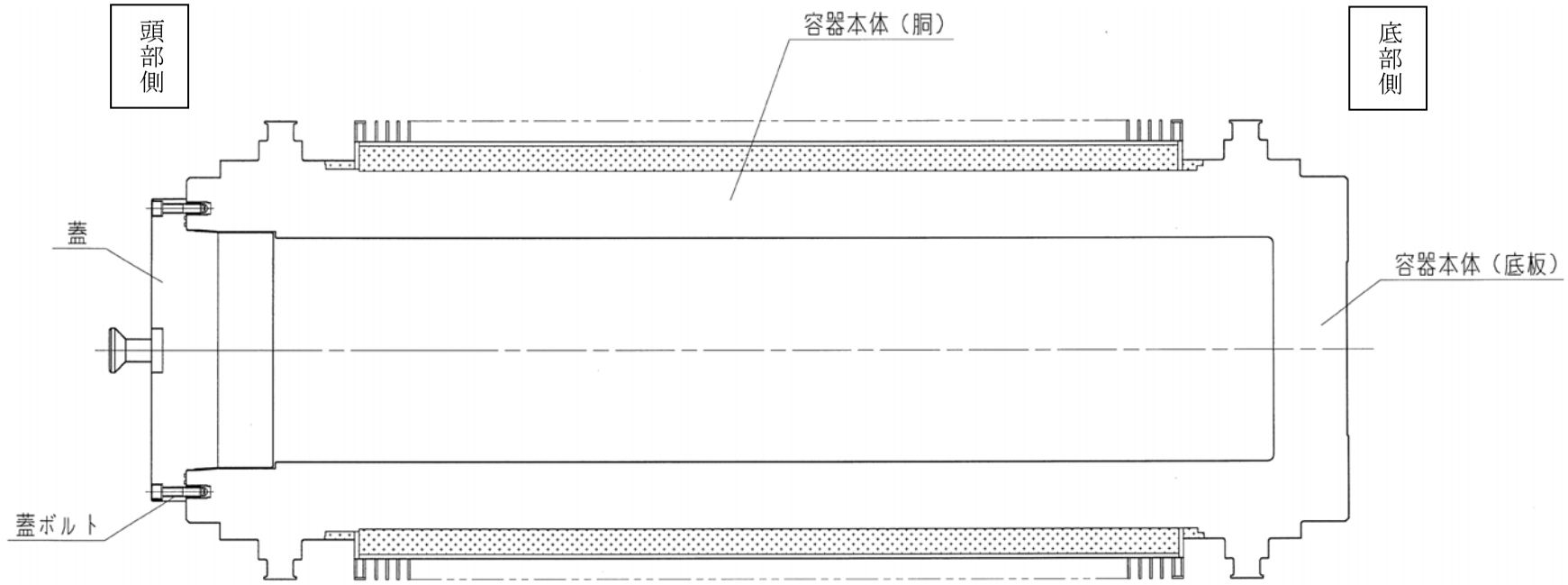


図 3.1-2　容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

2)　バスケット

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

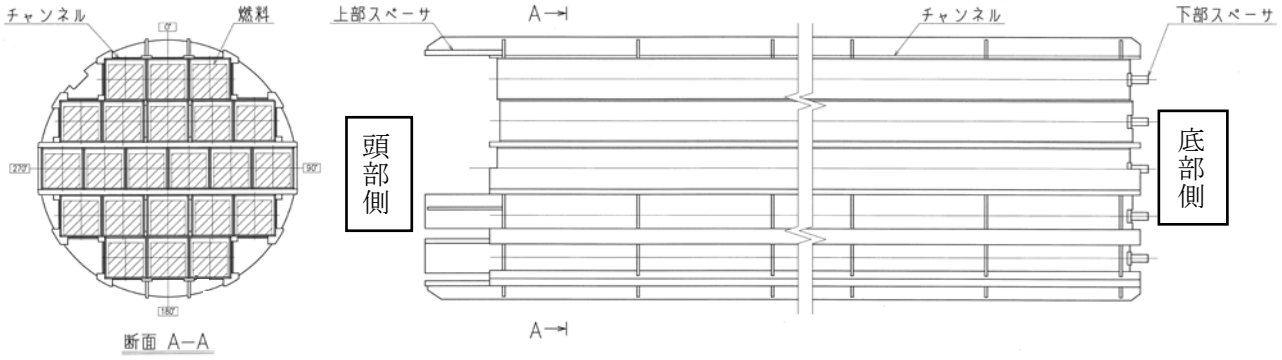


図 3.1-3　バスケットの応力評価箇所

3) トラニオン

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

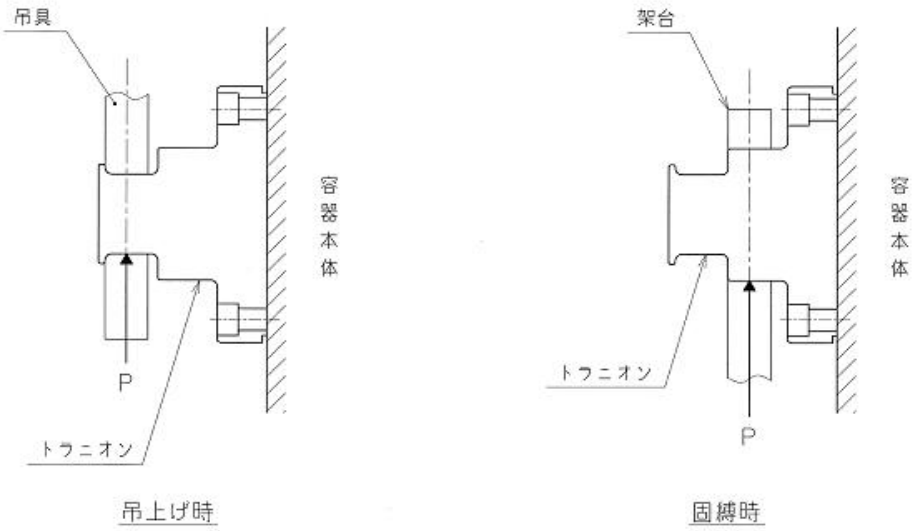


図3.1-4　トラニオンへの荷重点

(6)　評価結果

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

表3.1-6　容器本体及び蓋の構造強度評価結果

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

*1 旧通産省告示第501号による

*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

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

*1 臨界評価上影響のある塑性変形が生じない

*2 設計・建設規格より引用

*3 既存評価の材料試験データ

表 3.1-8　トラニオンの構造強度評価結果

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

*1 旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による

*2 設計・建設規格より引用

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

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

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

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

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

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

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

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.1-5 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

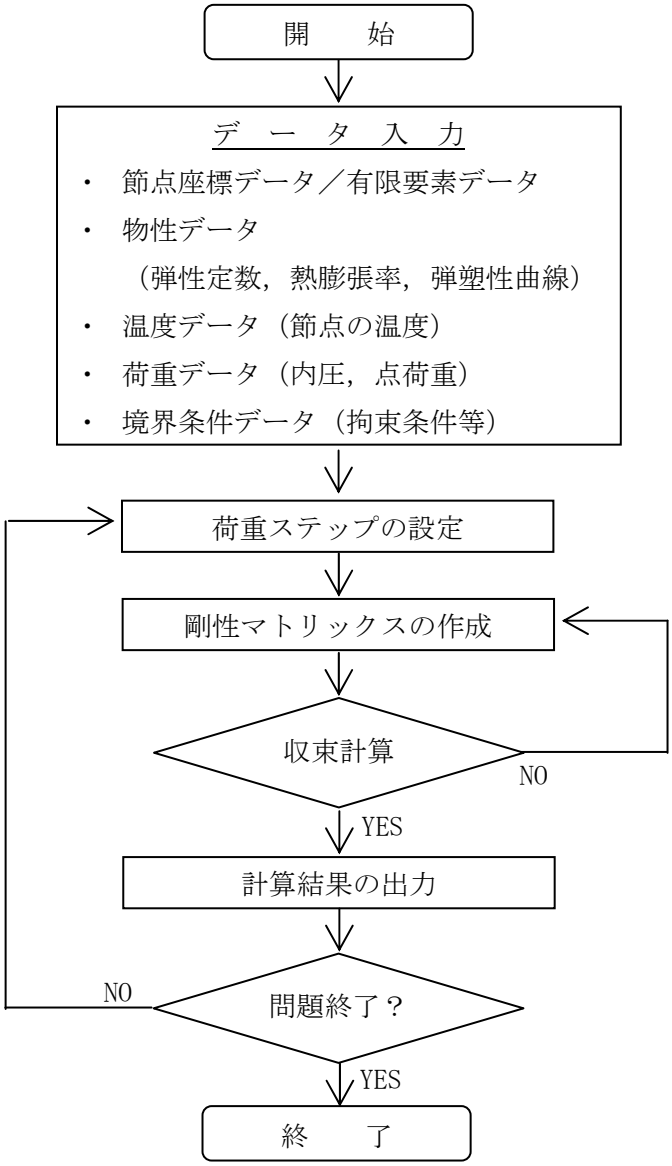


図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

3.2.　除熱機能

(1)　基本的な考え方

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

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

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

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

(2) 設計基準

設計基準を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 設計基準

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

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

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

(3)　燃料仕様

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

(4)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

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

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル
（以下「全体モデル」という。）

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

表 3.2-2　評価条件

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

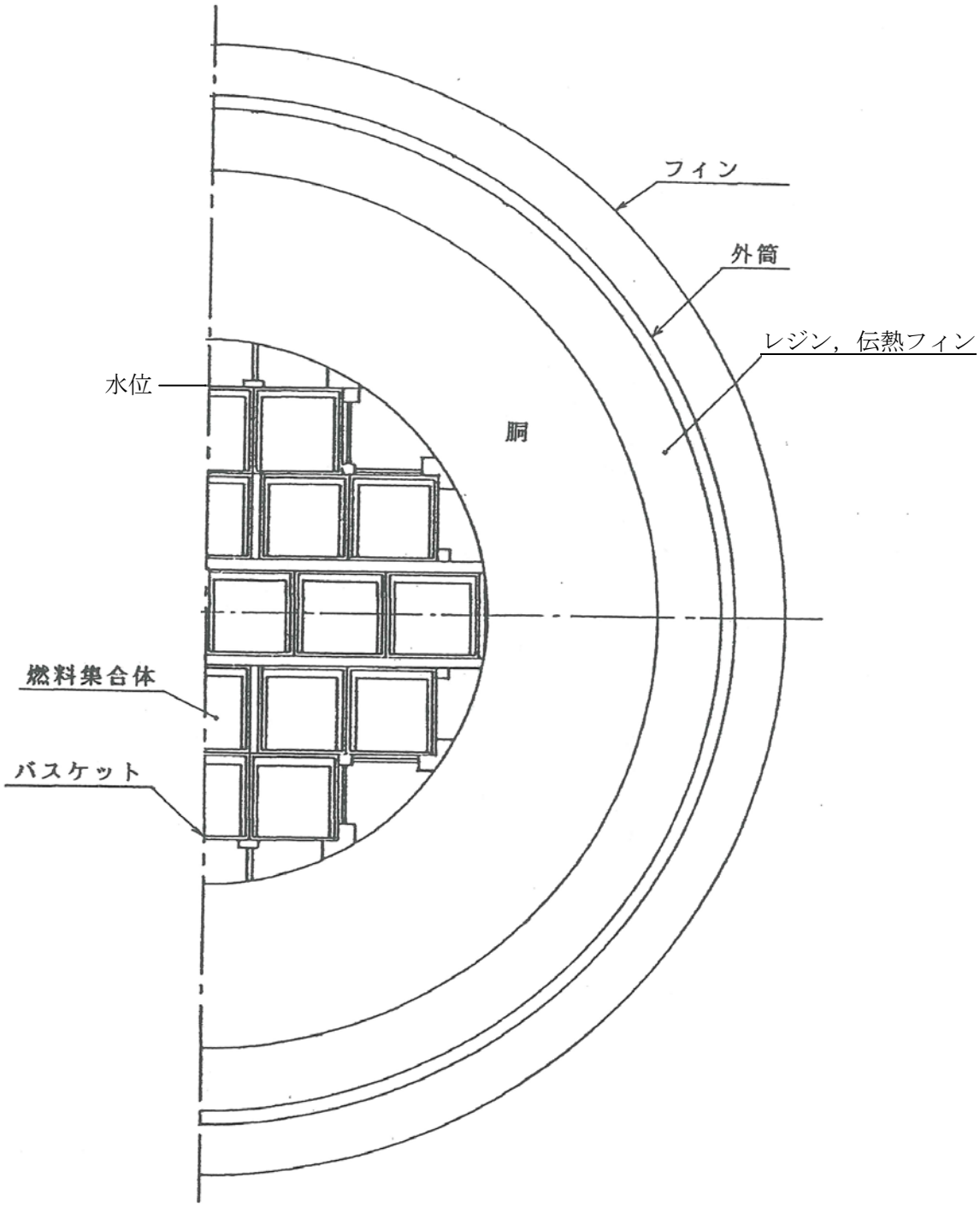
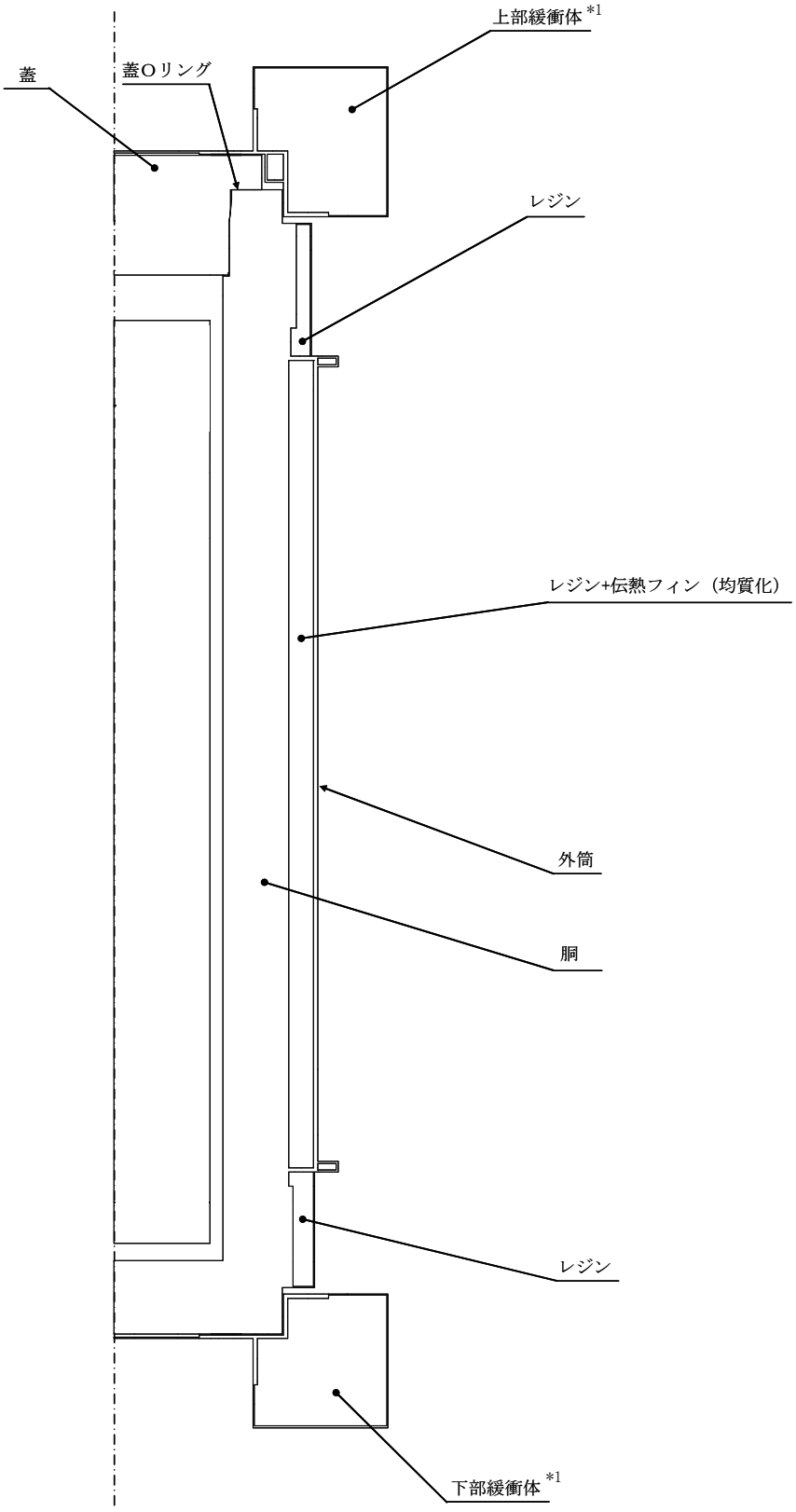


図 3.2-1　輪切り半ピッチモデル形状図



*1 構内輸送では，上部緩衝体及び下部緩衝体は装着しない。

図 3.2-2　全体モデル形状図

(5)　評価方法

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

解析にはABAQUSコードを用いる。

(6)　評価結果

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

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

表3.2-3 評価結果（各部温度）

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

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

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

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.2-3 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

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

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

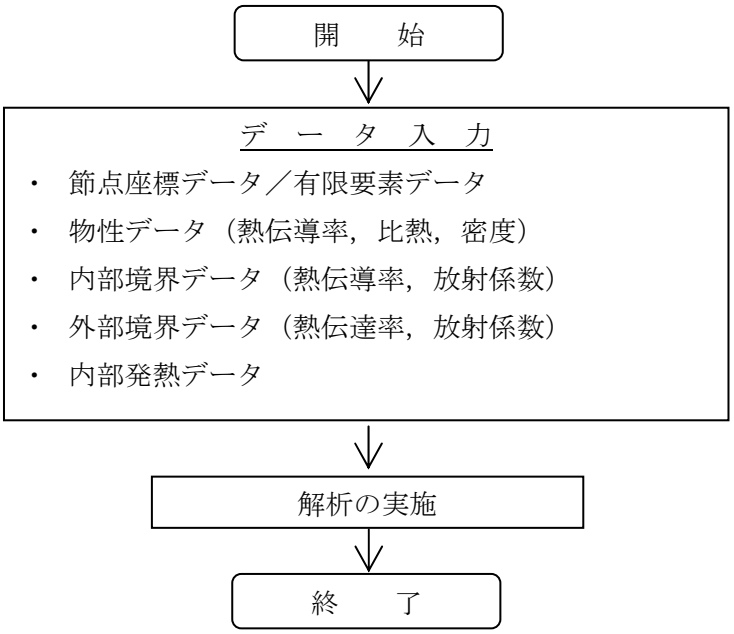


図 3.2-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

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

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

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

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

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.2-4 に示す。

（４） 使用実績

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

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

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

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

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

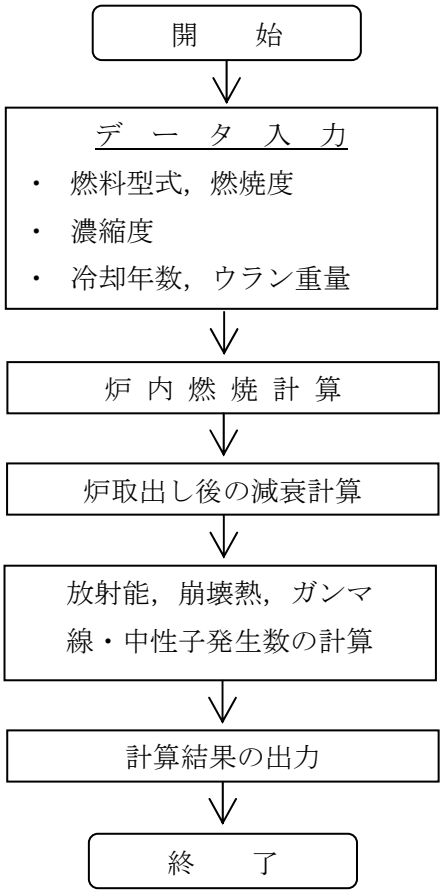


図 3.2-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

3.3. 密封機能

(1) 基本的な考え方

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

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

(2) 評価結果

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

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

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

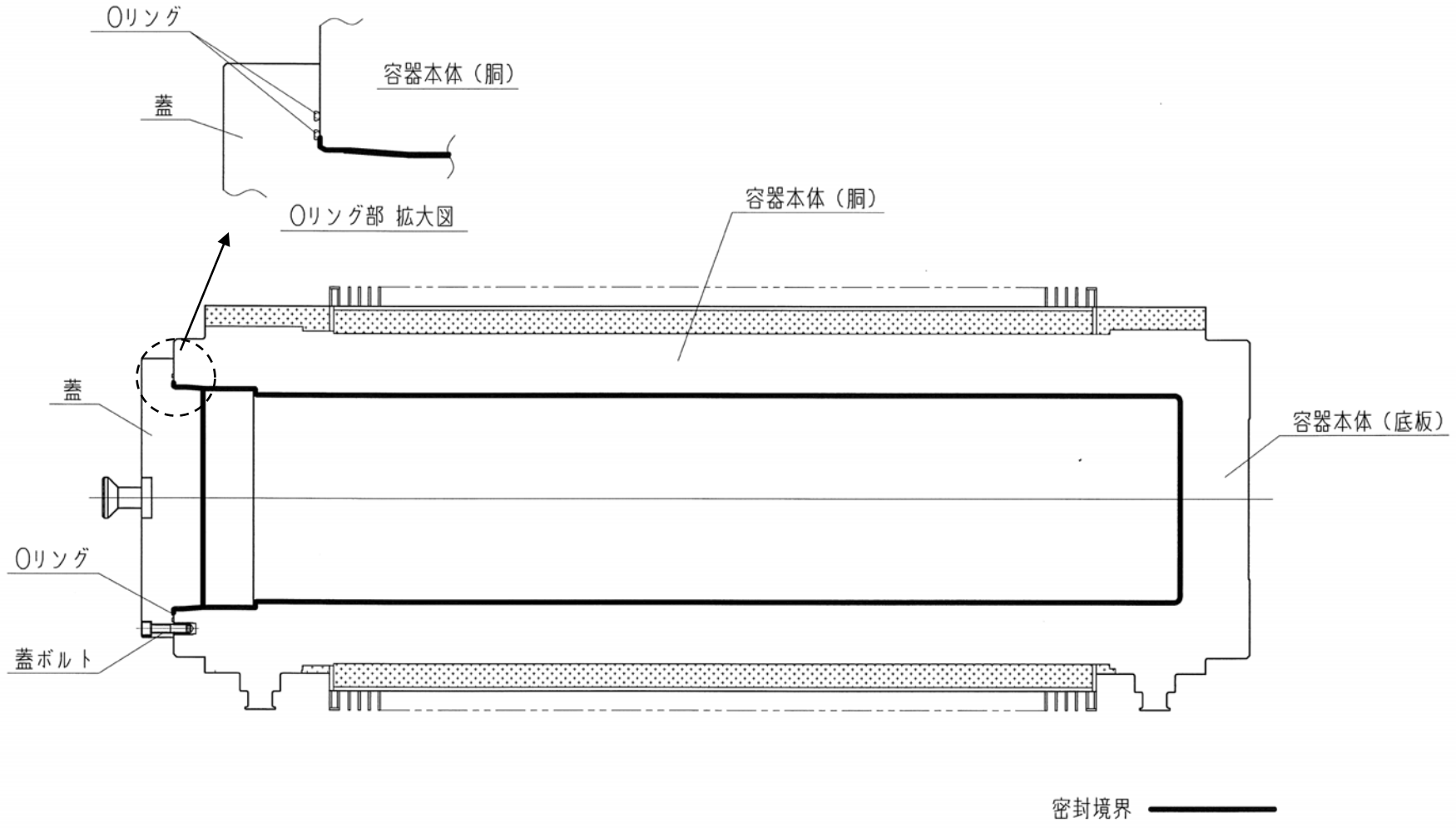


図 3.3-1 密封境界

3.4. 遮へい機能

(1) 基本的な考え方

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

a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

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

c. 主要な中性子遮へい材は，胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

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

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

(2) 設計基準

設計基準を表 3.4-1 に示す。

表 3.4-1 設計基準

（単位：μSv/h）

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

(3) 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 遮へい厚さ

（単位：mm）

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

2) 線源条件

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

構内用輸送容器の収納物の線源条件を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 線源条件

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

3) 線源強度及びエネルギー

a. ガンマ線源強度

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

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

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

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

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表3.4-4　ガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

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

表 3.4-5　構造材の放射化によるガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

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

b. 中性子線源強度

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

表 3.4-6　中性子線源強度　（輸送容器１基あたり）

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

表3.4-7　中性子線源スペクトル

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

(4)　評価方法

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

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

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

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

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

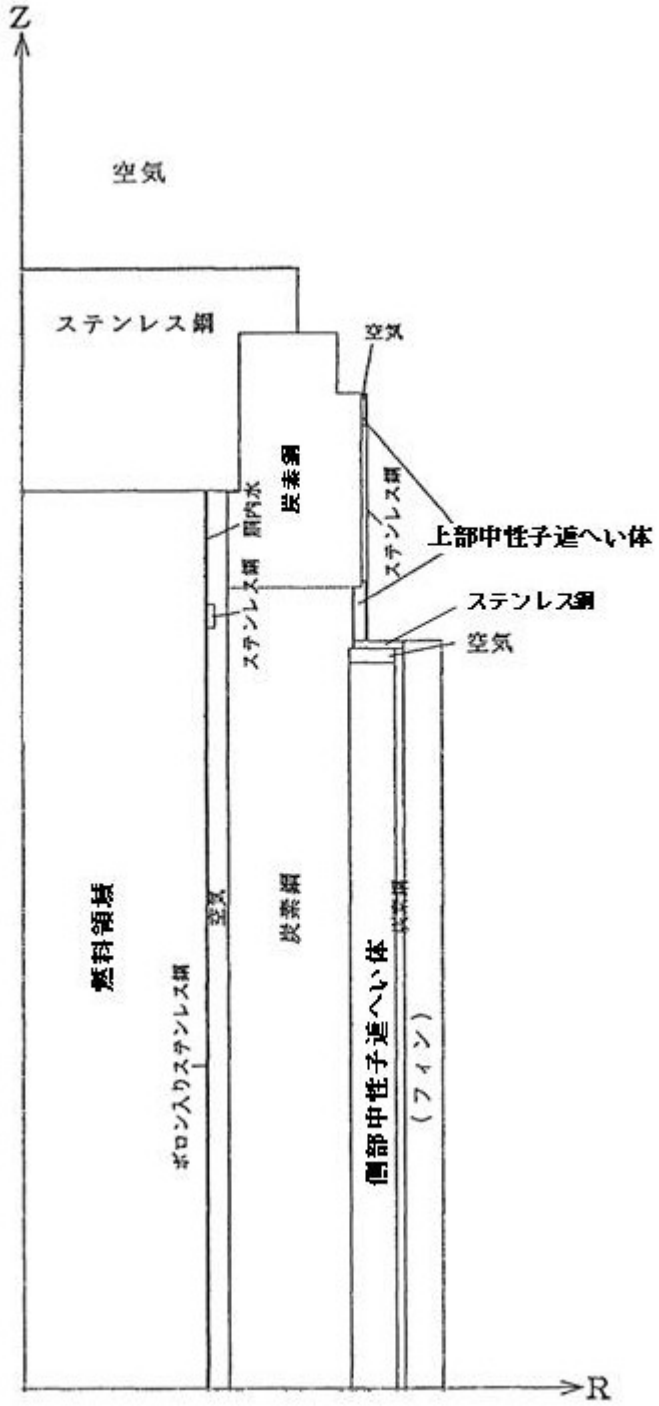


図 3.4-1 遮へい解析モデル（頭部方向）

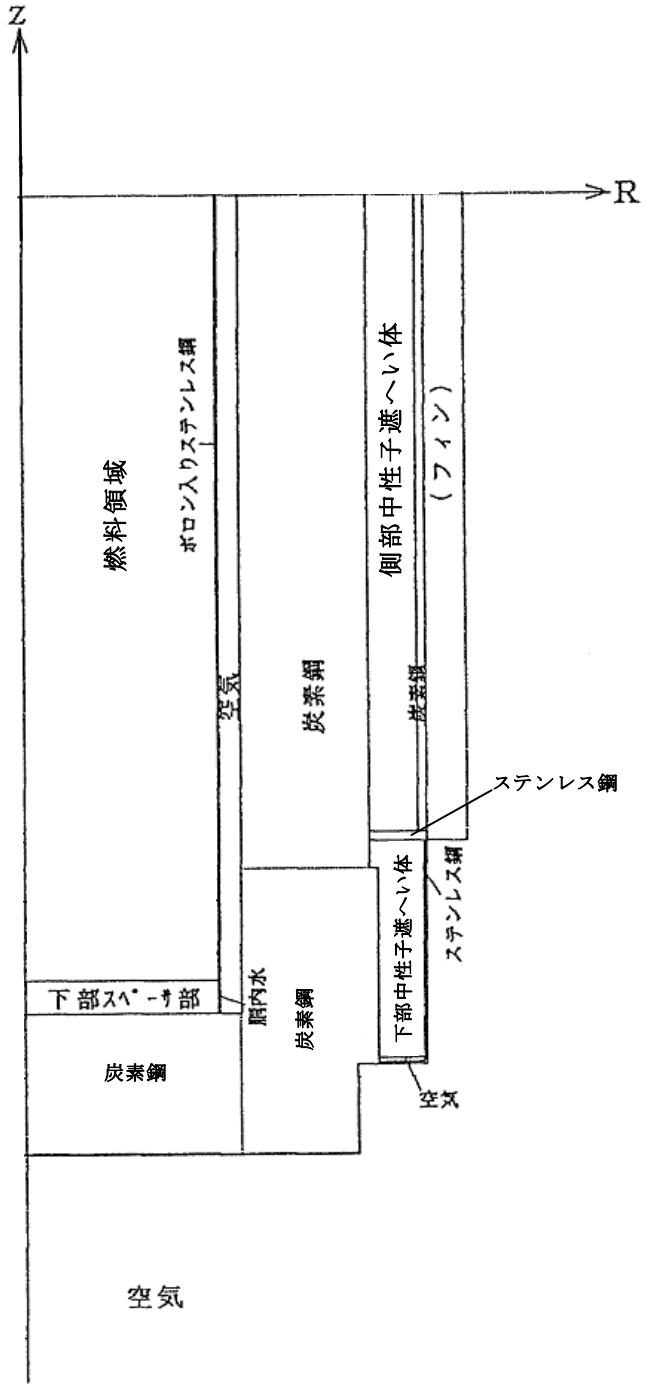


図 3.4-2 遮へい解析モデル（底部水位方向）

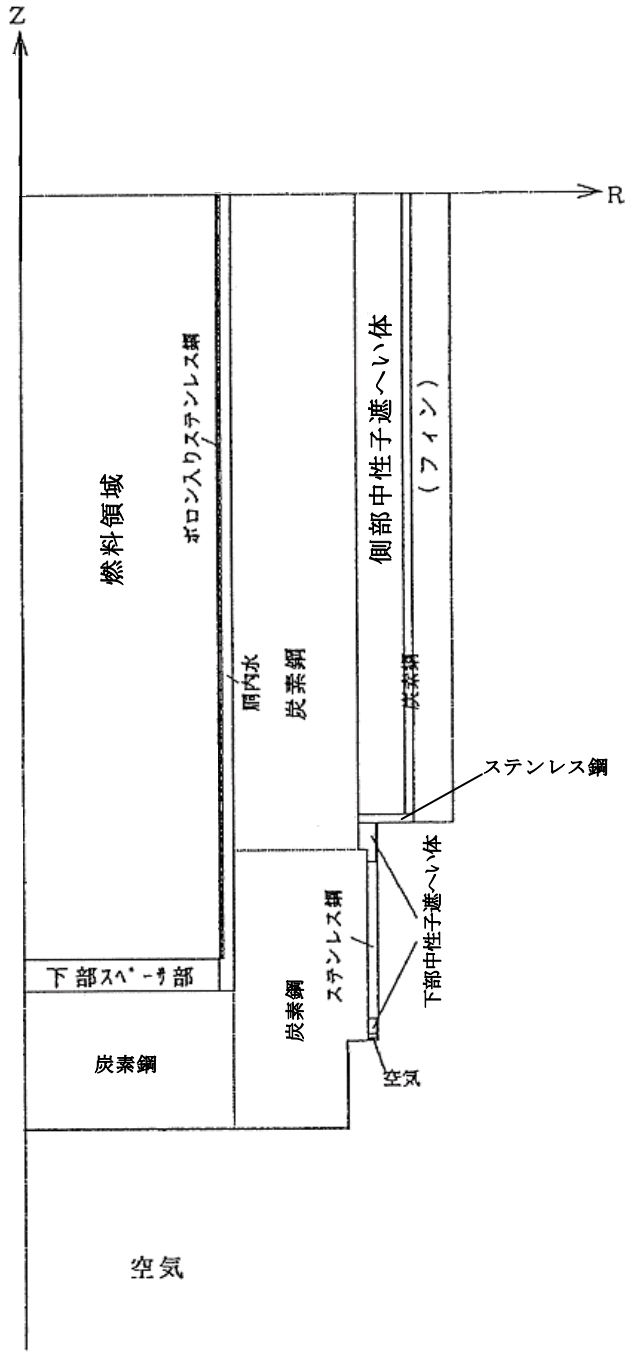


図 3.4-3 遮へい解析モデル（底部トラニオン方向）

(5)　評価結果

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

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

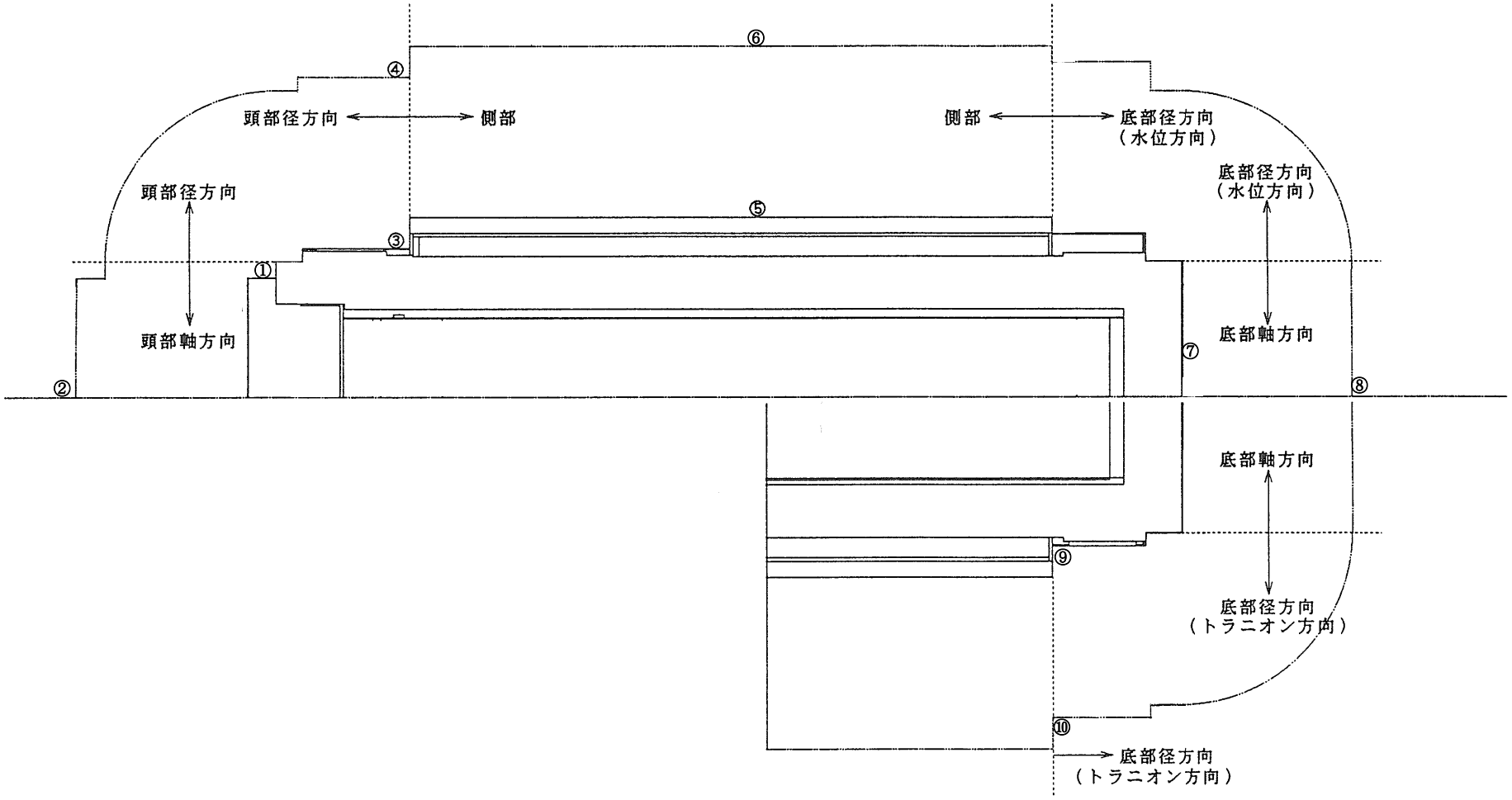


図3.4-4　　線量当量率評価位置

表3.4-8　最大線量当量率の計算結果

（単位：μSv/h）

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

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

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

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

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

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

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.4-5 に示す。

（４） 使用実績

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

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

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

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

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

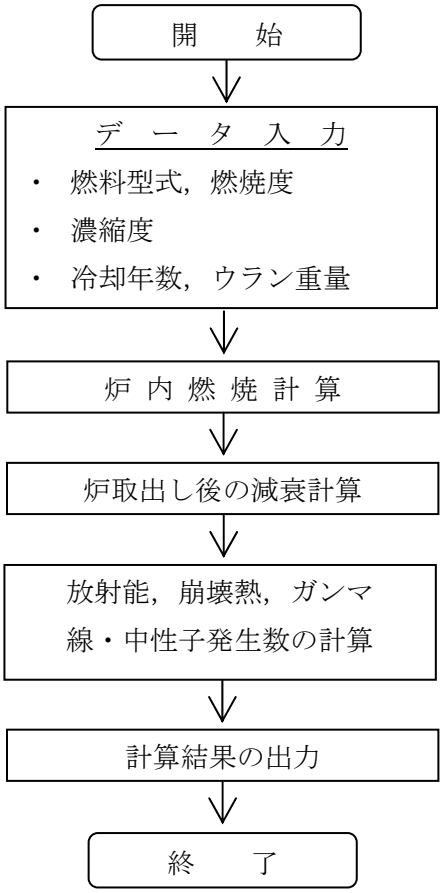


図 3.4-5　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

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

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

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

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.4-6 に示す。

（４）使用実績

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

（５）検証

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

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

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

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

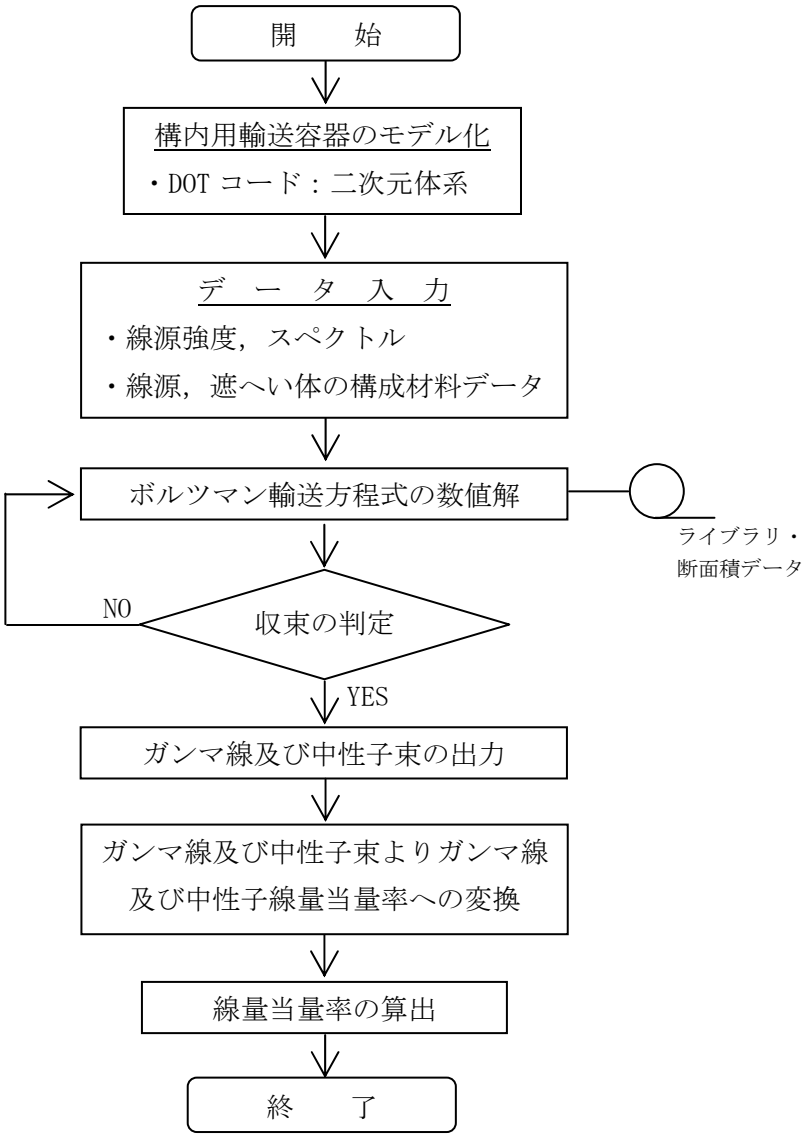


図 3.4-6　DOT コードの解析フロー図

3.5.　臨界防止機能

(1) 基本的な考え方

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

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

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

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

(2)　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3)　評価条件

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

・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。

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

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

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

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

・チャンネルボックスを水に置換える。

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

・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。

・中性子遮へい体及びフィンは無いものとする。

・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

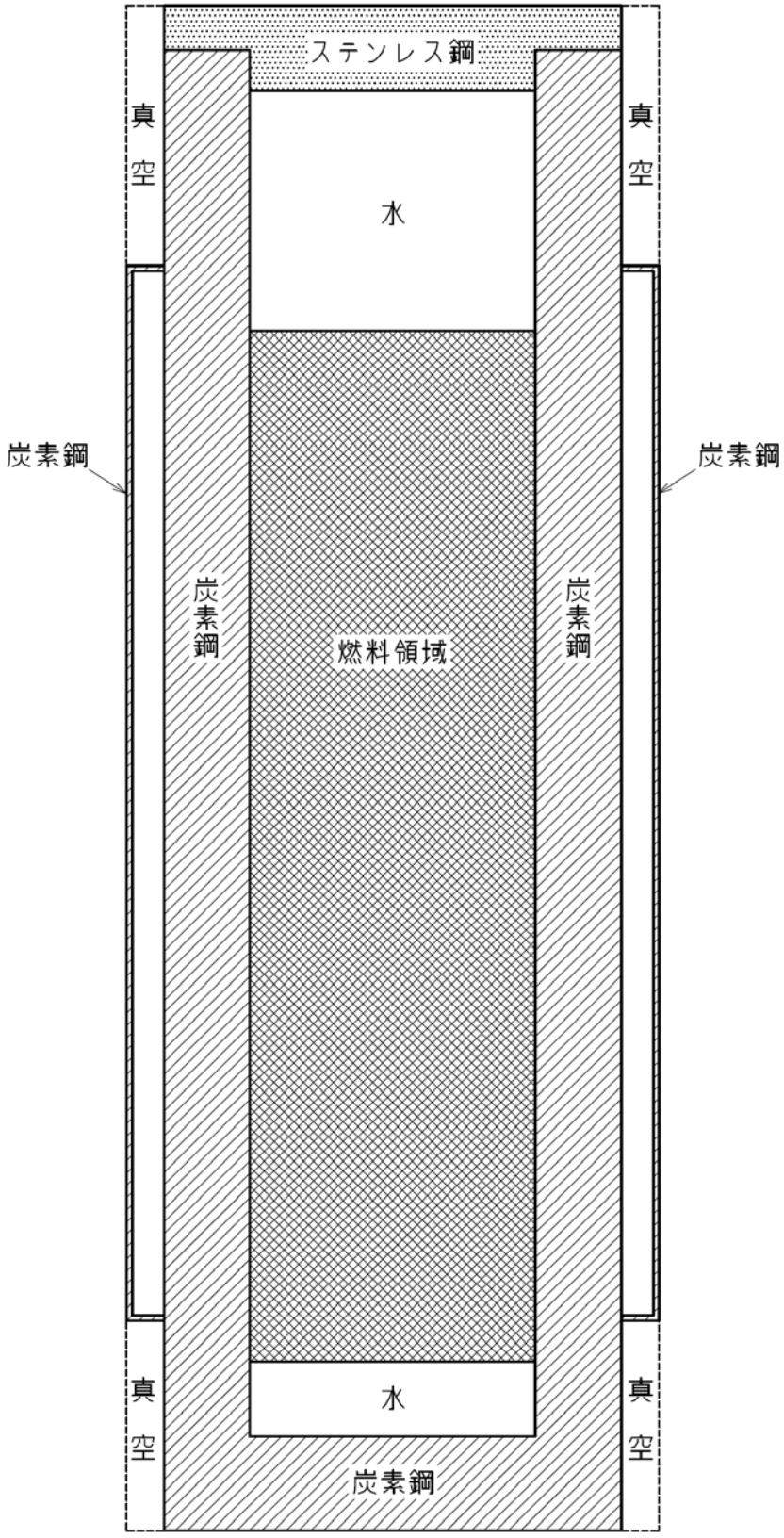
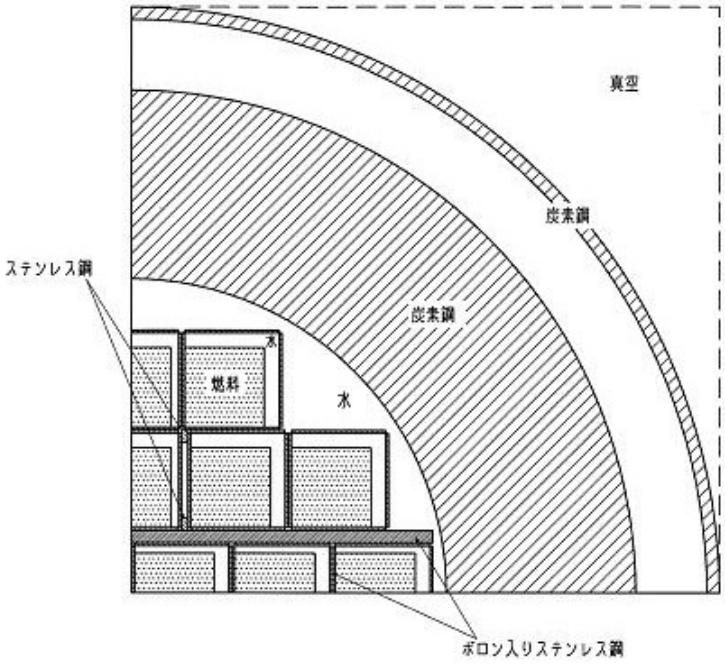
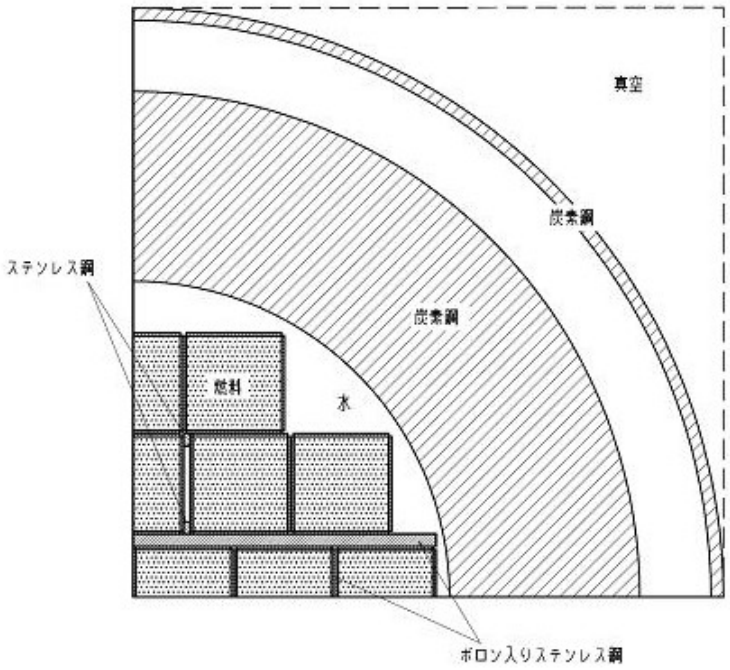


図 3.5-1　臨界解析モデル（縦断面図）



燃料棒ピッチの変化のない領域



燃料棒ピッチの変化のある領域

図 3.5-2　臨界解析モデル（燃料領域部横断面図）

(4)　評価方法

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

(5)　評価結果

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

表 3.5-1 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.91*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

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

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

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

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 3.5-3 に示す。

（４） 使用実績

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

（５） 検証

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

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

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

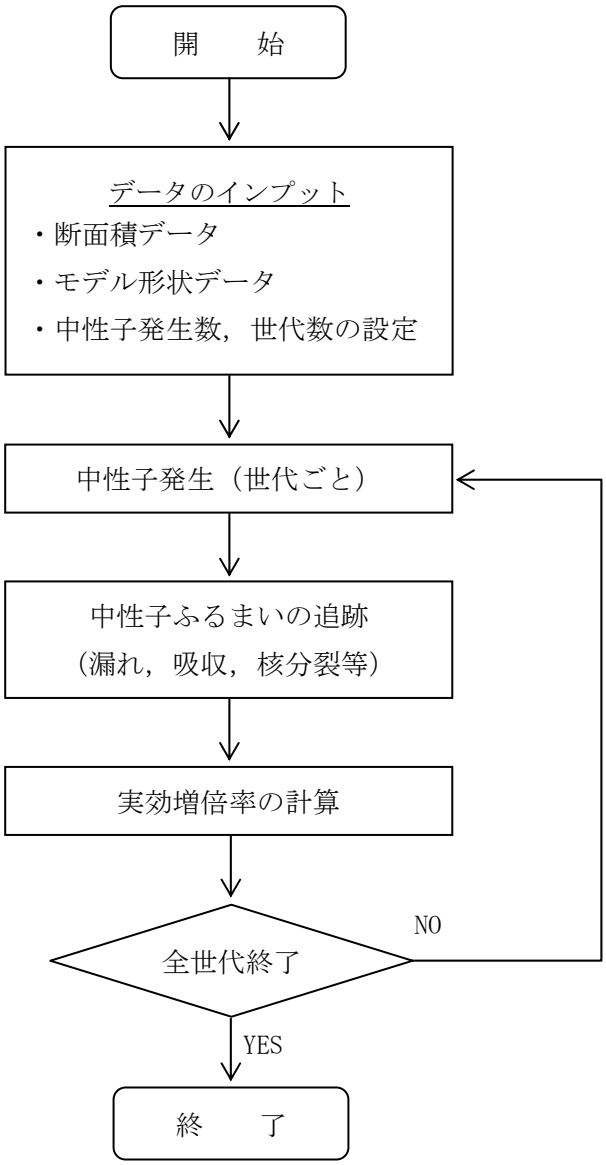


図 3.5-3　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

4.　構内用輸送容器の落下

4.1.　原因

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

4.2.　発生防止対策

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

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

4.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.3.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

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

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

(2)　評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

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

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

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

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

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

用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4.1 の通りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

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

4.3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

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

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

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

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

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

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量H_I（Sv）は，(4.1)式で計算する。

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

ここで，

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

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

χ／Q　　：相対濃度（s/m^3）
Q_I　　：よう素の大気放出量（Bq）

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

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

ここで，

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

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

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

ここで，

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

(3)　評価結果

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

表 4.2　構内用輸送容器の落下時の実効線量

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

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

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1.　３号機の構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度

1.1.　構内用輸送容器の概要

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

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

1.1.1.　構内用輸送容器の構成

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

（１）容器本体

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

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

（２）蓋

蓋は一次蓋及び二次蓋で構成する。

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

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

（３）バスケット

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

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

納する。

（4）トラニオン

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

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

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

1.1.2.　設備仕様

1.1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1-1に示す。

表 1-1-1　構内用輸送容器の仕様

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

※１：バスケット（7体収納）は3個有する

1.1.2.2.　構内用輸送容器に収納する燃料仕様

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

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

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

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

表1-1-2　3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

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

※２：平成27年3月1日時点での冷却期間

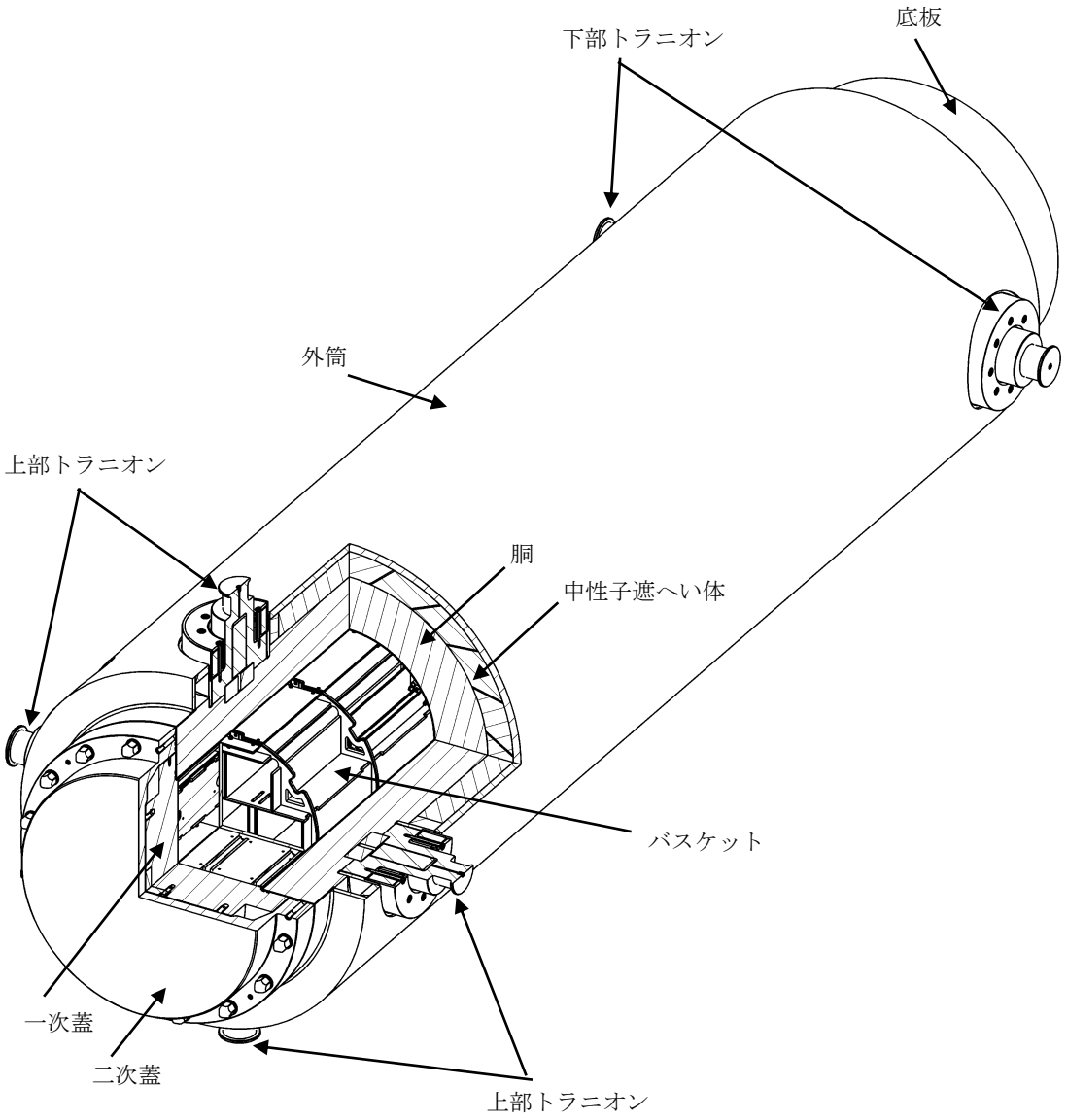


図 1-1-1 構内用輸送容器　概要図

1.2.　評価の基本方針

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

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に対する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1　構内用輸送容器安全評価の基本方針

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

1.3. 構造強度評価

1.3.1. 基本的な考え方

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

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

表 1-3-1　構造強度に係る適用基準・規格

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

1.3.2.　設計事象の抽出

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

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

1）設計事象Ⅰ

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

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

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

2）設計事象Ⅱ

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

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

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

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

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

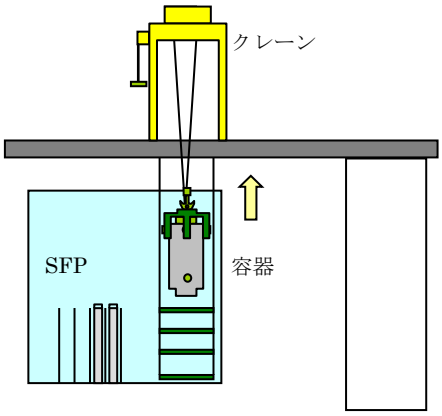
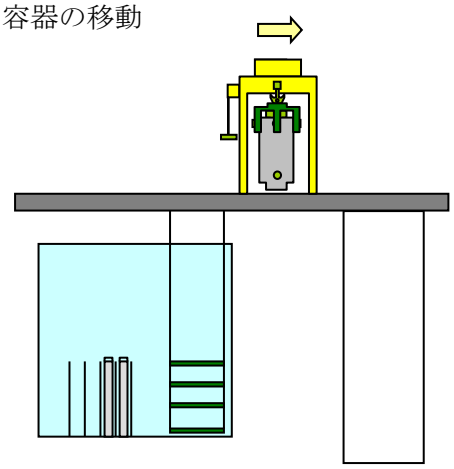
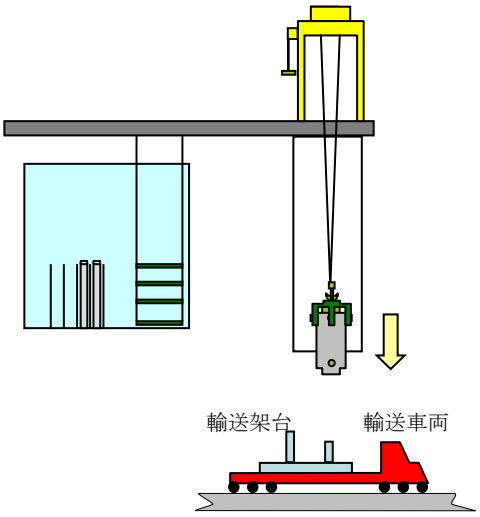
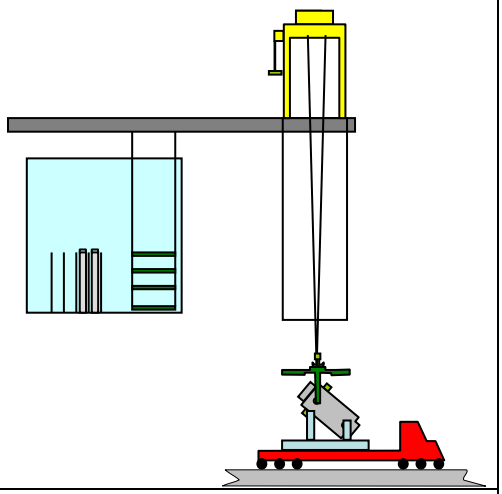
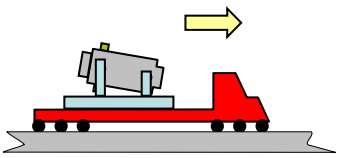
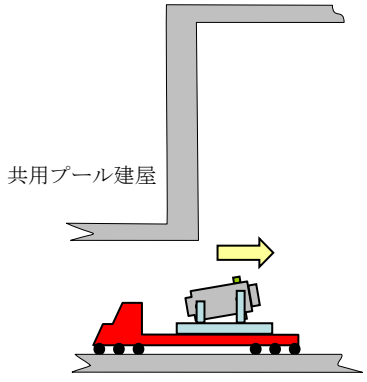
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード</th><th>No.</th><th>取扱いモード</th></tr>
<tr><td>1</td><td>プールからの容器の吊上げ
 
</td><td>2</td><td>容器の移動
  </td></tr>
<tr><td>3</td><td>容器の吊下し
 
</td><td>4</td><td>輸送車両への積載
  </td></tr>
<tr><td>5</td><td>構内輸送（３号機→共用プール）
  </td><td>6</td><td>共用プール建屋への搬入
 
</td></tr>
</table>

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

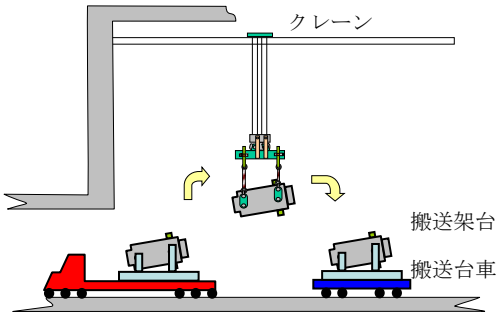
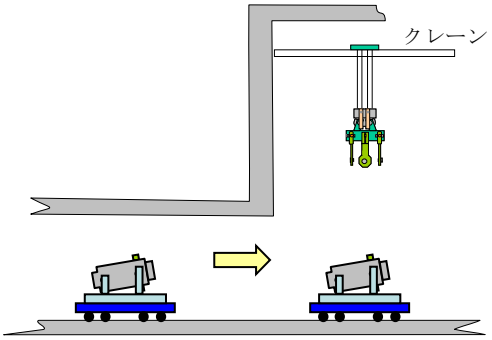
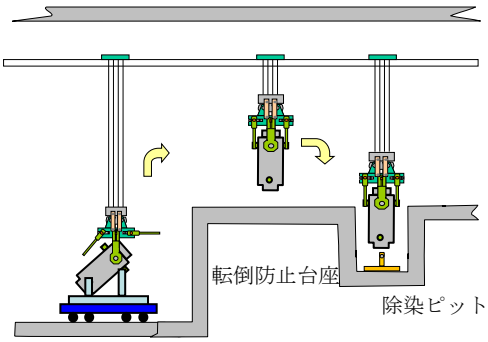
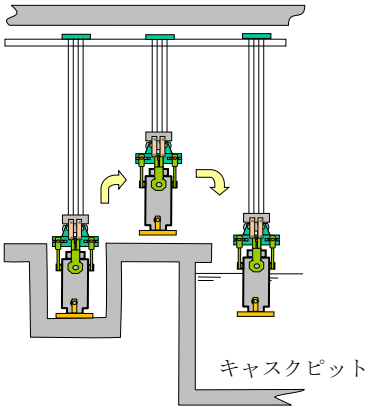
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
7	搬送台車への積載 	8	キャスク取扱室への移動 
9	除染ピットへの移動 	10	キャスクピットへの移動 

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 1-3-2　設計事象の抽出（1/2）

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

表 1-3-2　設計事象の抽出（2/2）

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

1.3.3.　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する荷重を評価する。

1）内圧

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

① 容器内部水及び気体の熱膨張を考慮した場合の内圧

(a) 容器本体及び一次蓋の内圧

容器本体及び一次蓋の内圧は 0.6（MPa）とする。

(b) 二次蓋の内圧

二次蓋の内圧は 0.45（MPa）とする。

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

(a) 容器本体及び一次蓋の最高使用圧力

容器本体及び一次蓋の最高使用圧力は 2.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の最高使用圧力

二次蓋の最高使用圧力は 1.4（MPa）とする。

③ 試験時圧力

(a) 容器本体及び一次蓋の試験時圧力

容器本体及び一次蓋の試験時圧力は 3.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の試験時圧力

二次蓋の試験時圧力は 2.1（MPa）とする。

2）熱荷重

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

3）設計事象Ⅰの加速度

取扱い時及び構内輸送時の加速度

①取扱い時（吊上げ時）

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

・容器軸方向加速度：1.32（G）

②構内輸送時

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

・前後方向加速度：2.0（G）

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

4）設計事象Ⅱの加速度の導出

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

①輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3）

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

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

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

ただし，α：衝撃加速度（G）

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

Ｖ：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

ｍ：構内用輸送容器の質量（4.63×10^{4}kg）

ｇ：重力加速度（9.8m/s^2）

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

②構内用輸送容器の搬送台車上の搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7）

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

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

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

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

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

縦姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速

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

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

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

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

5) 各設計事象における荷重条件

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

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(1/2)

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

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(2/2)

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

表 1-3-4　荷重条件（バスケット）

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

*1 設計時のうち荷重条件が最も厳しいのは搬送架台への衝突荷重である

表 1-3-5　荷重条件（トラニオン）

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

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

1.3.4.　設計基準

1）容器本体及び蓋

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

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5S_m$

(c)　一次膜＋一次曲げ応力（P_L+P_b）

$P_L+P_b \leqq 1.5S_m$

(d)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）

$P_L+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq B$

(e)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq 2S_m$

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

$\sigma_m+\sigma_b \leqq 3S_m$

③ 試験状態における許容応力

試験状態における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq 0.9S_y$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5(0.9S_y)$

(c)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

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

2) バスケット

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

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_m+P_b+Q）

$P_m+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　軸圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq f_c$

3) トラニオン

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

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

①トラニオンの一次応力の許容応力

一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　引張応力（σ_t）

$\sigma_t \leqq f_t$

(b)　せん断応力（σ_s）

$\sigma_s \leqq f_s$

(c)　圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq f_c$

(d)　曲げ応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq f_b$

(e)　組合せ応力（σ_T）

$\sigma_T \leqq f_t$

② トラニオンの一次＋二次応力の許容応力

一次＋二次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　引張応力及び圧縮応力（σ_t）

$\sigma_t \leqq 3f_t$

(b)　せん断応力（σ_s）

$\sigma_s \leqq 3f_s$

(c)　曲げ応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq 3f_b$

③ トラニオン取付けボルトの許容応力

応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　引張応力（σ_t）

$\sigma_t \leqq f_t$

表 1-3-6　胴及び底板の許容応力

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

材質：　GLF1 相当材（ASTM A350M Gr. LF5 Cl.1）

設計温度：　135（℃）

表 1-3-7　一次蓋の許容応力

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

材質：　SUSF304

設計温度：　100（℃）

表 1-3-8　ポートカバーの許容応力

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

材質：　SUS304

設計温度：　135（℃）

表 1-3-9　二次蓋，二次蓋ポートカバーの許容応力

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

材質：　SUSF304

設計温度：　95（℃）

表 1-3-10　一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトの許容応力

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

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　135（℃）

表 1-3-11　二次蓋ポートカバーボルトの許容応力

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

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　95（℃）

表 1-3-12　バスケットの許容応力

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

材質：　ボロン添加ステンレス鋼

設計温度：　170（℃）

表 1-3-13　トラニオンの許容応力

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

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　135（℃）

表 1-3-14　トラニオン取付けボルトの許容応力

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

材質：　SNB23-3

設計温度：　135（℃）

1.3.5. 評価方法及び評価モデル

1.3.5.1. 容器本体及び蓋

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

1）設計条件

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 最高使用圧力，ボルト初期締付け力，機械的荷重による応力

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

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 最高使用圧力による応力

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

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

ここで，

P　：最高使用圧力

r　：ポートカバーOリング平均半径

二次蓋ポートカバーは締付けボルトピッチ円半径

t　：ポートカバー最小板厚

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

(a) 最高使用圧力及びガスケット締付による平均引張応力

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

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

ここで，

W_{m1}　：必要な最小ボルト荷重

A　：全数のボルト最小断面積

H　：フランジに加わる最高使用圧力による全荷重

H_p　：気密を十分保つために，Oリング又は継手接触面にかける圧縮

力（ゴム製Oリングのため Hp=0N）

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

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

ここで，

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

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，構内輸送時の機械的荷重，熱荷重による応力

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

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（τ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

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

ここで，

m_b　：バスケットの質量

G_z　：後方向加速度

A_b　：接触面積

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

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

ここで，

m_c　：容器の質量

G_z　：後方向加速度

A_c　：胴の断面積

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

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

ここで，

F_S　　：ボルト初期締付け力

A_S　　：ボルト最小断面積

(c) 構内輸送時に作用する加速度による平均引張応力

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

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

ここで，

m　　：作用する質量

G　　：加速度

A　　：全数のボルト最小断面積

(d) 構内輸送時に作用する加速度による曲げ応力

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

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

ここで，

n　　：ボルト本数

m　　：作用する質量

G　　：加速度

ℓ_b　　：ボルト長さ

Z　　：ボルトの断面係数

なお，二次蓋ポートカバーボルトには取付け構造上，曲げ応力は発生しない。

3）設計事象Ⅰ　吊上げ時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，吊上げ時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

(c) 吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力

吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力

吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

4）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

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

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（τ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

(c) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

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

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

(d) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

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

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

5）設計事象Ⅱ　転倒防止台座への衝突（縦姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

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

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

(c) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

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

(d) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

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

6）試験状態

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 試験時圧力，ボルト初期締付け力による応力

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

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 試験時の圧力による応力

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

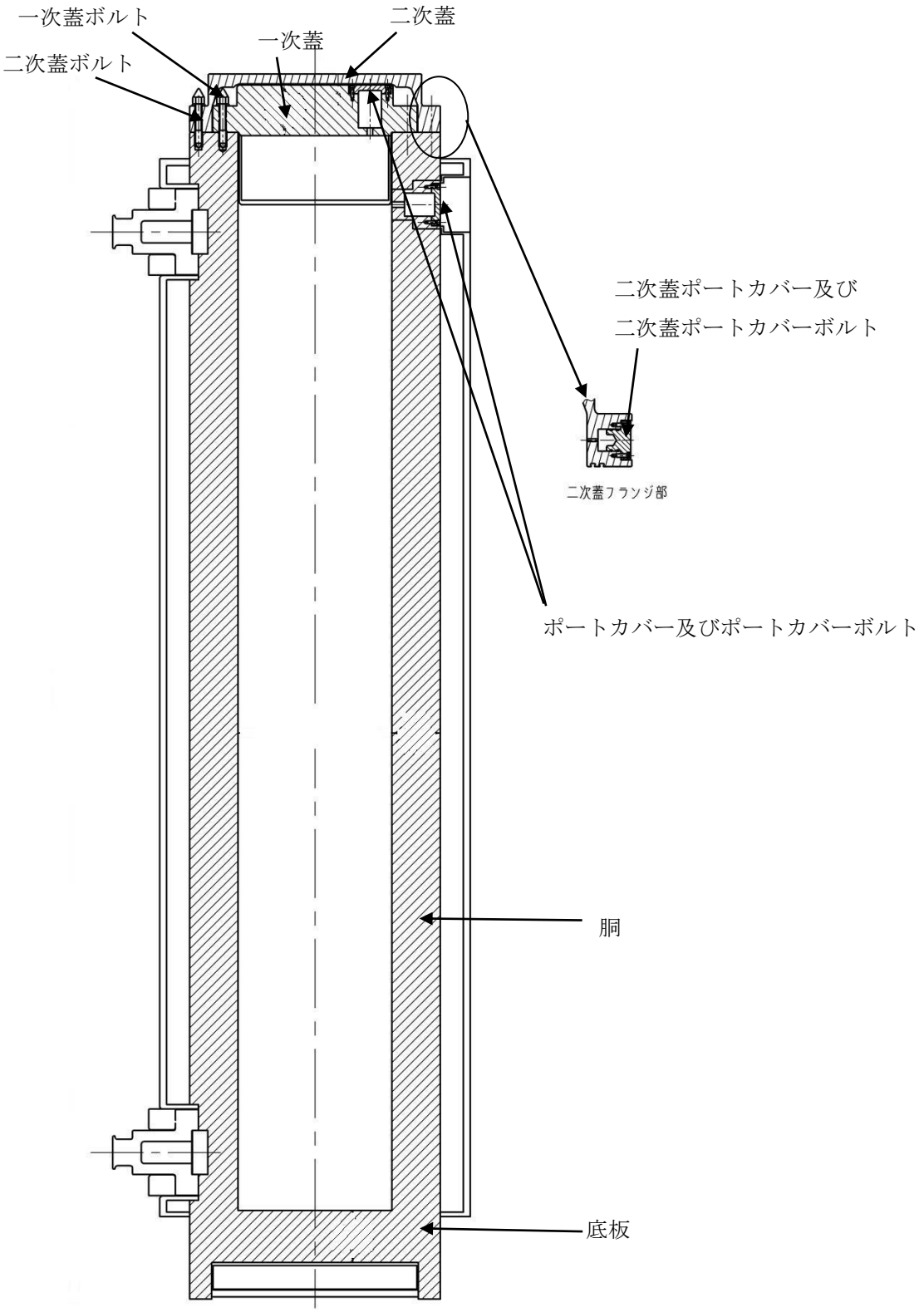


図1-3-2　容器本体及び蓋の応力評価箇所

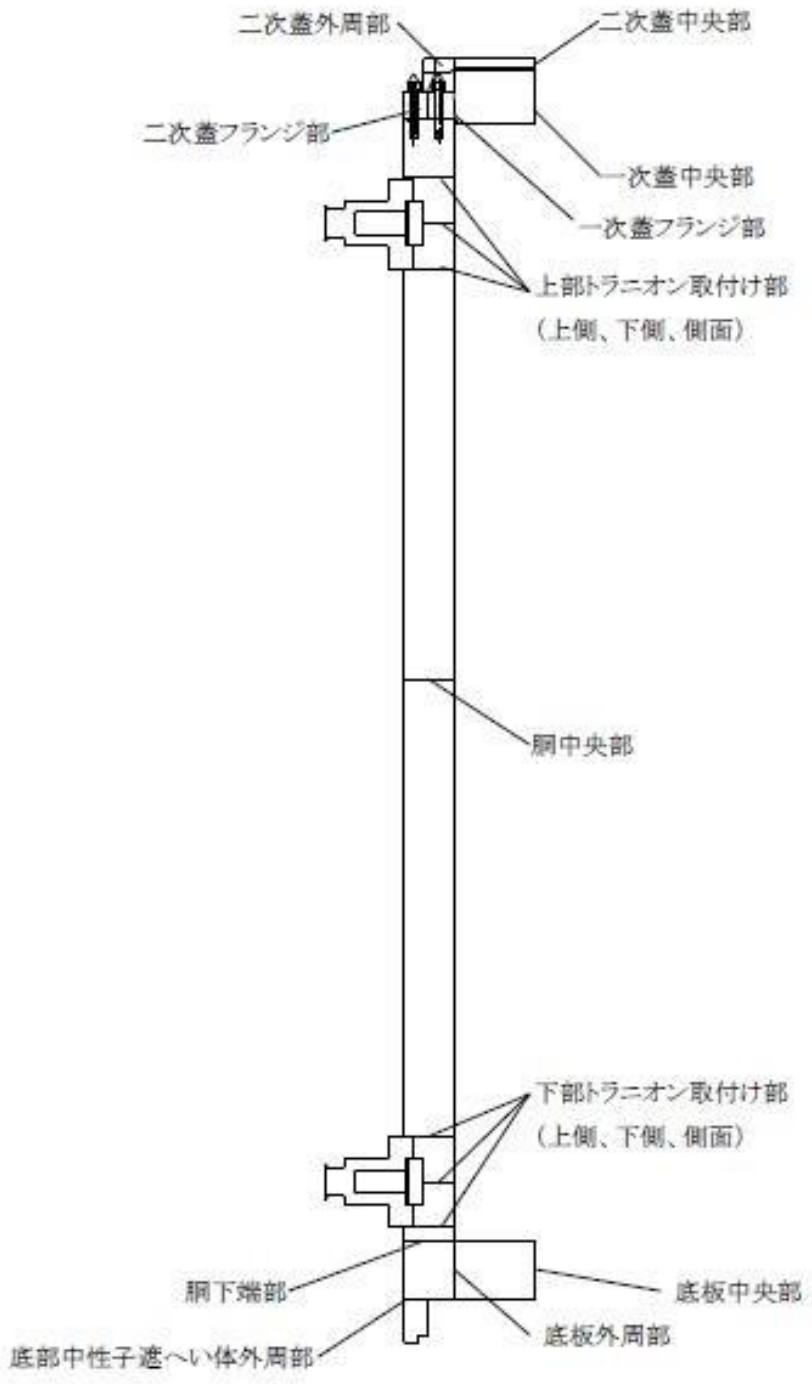


図1-3-3　容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

1.3.5.2. バスケット

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

1）設計条件

①一次一般膜応力

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

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

m_2　：評価点②に作用する質量

A_2　：評価点②の断面積

G_X　：加速度

② 一次膜応力＋一次曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，搬送架台への衝突時の図 1-3-4 の評価点③である。

評価点③の一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m＋P_b)は，(11)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_3 G_X}{A_3} \\ P_b &= \frac{M_3}{Z_3} \\ M_3 &= \frac{m_3 G_X l_3}{8} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (11)$$

ここで，

m_3　：評価点③に作用する質量

G_X　：加速度

A_3　：評価点③の断面積

M_3　：評価点③に生じる曲げモーメント

Z_3　：評価点③における枠板の断面係数

l_3　：格子支持板のピッチ

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 一次＋二次応力

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(11)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点⑤(枠板の組合せ部)である。

左右方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は，(12)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_5 G_Y}{A_5} \quad \cdots\cdots (12)$$

ここで，

m_5　：評価点⑤に作用する質量

A_5　：評価点⑤の断面積

G_Y　：加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

3）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 一次＋二次応力

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(11)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点②である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

4）設計事象Ⅱ　転倒防止台座への衝突（縦姿勢）

① 一次＋二次応力

転倒防止台座への衝突時の荷重は枠板断面に均等に加わるため枠板には圧縮応力が発生する。また，熱荷重は発生しない。

転倒防止台座への衝突に発生する一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は(13)式で計算する。

$$P_m + P_b + Q = \frac{m_A G_Z}{A_A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (13)$$

ここで,

m_A　：バスケットの質量

A_A　：枠板の総断面積

G_Z　：加速度

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

平均支圧応力(σ_b)は①一次＋二次応力と同じである。

④ 軸圧縮応力

軸圧縮応力(σ_c)は①一次＋二次応力と同じである。

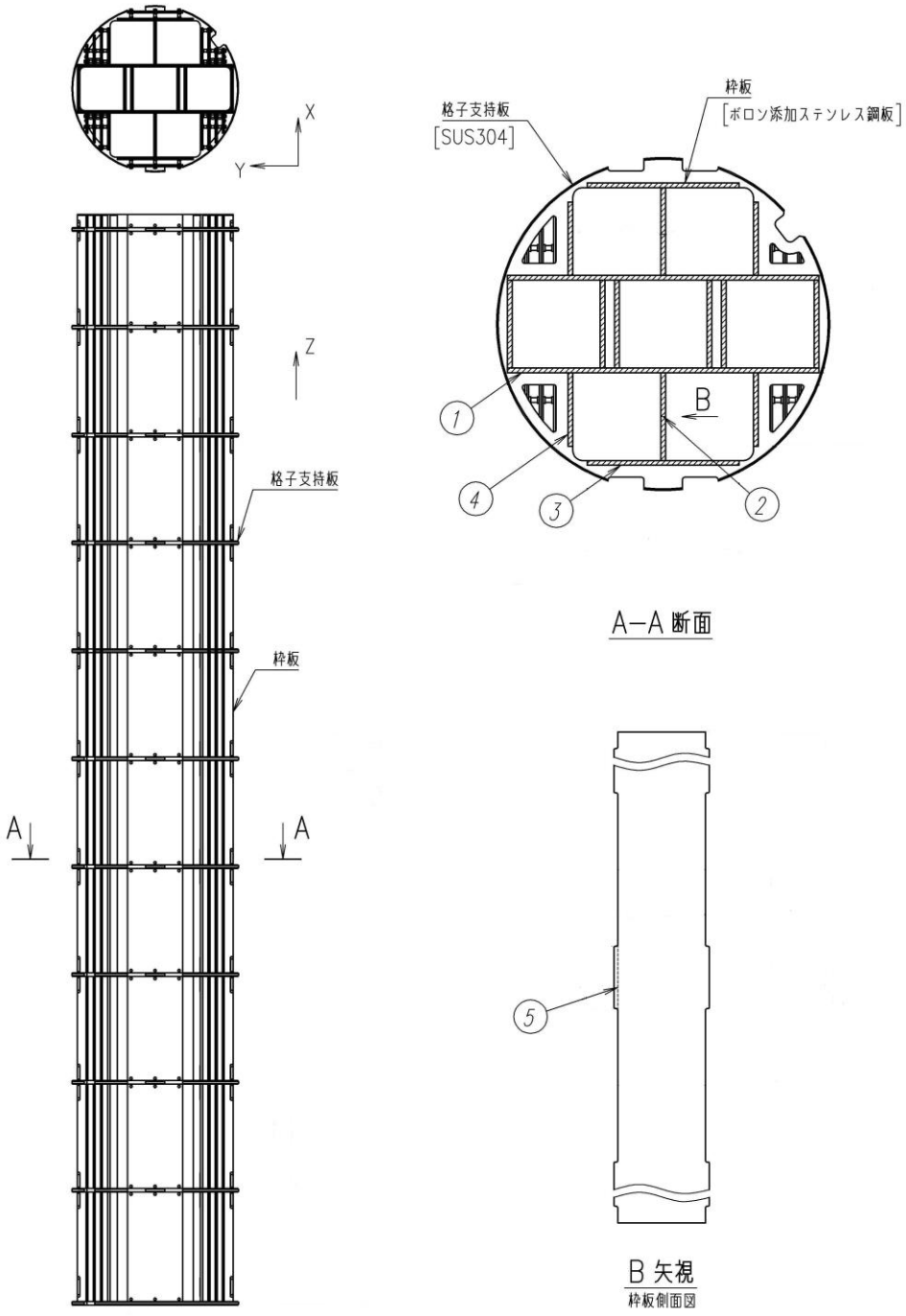


図1-3-4　バスケットの応力評価箇所

1.3.5.3. トラニオン

トラニオン応力評価箇所を図 1-3-5 に示す。荷重条件は表 1-3-5 に示したとおりである。

１）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① トラニオン

(a) せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。

前後方向加速度及び下方向加速度により発生するせん断応力（σ_s）は，(14)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_S &= \frac{F_m}{A_2} \\ F_m &= \sqrt{\left(\frac{m}{4}\cdot G_X\right)^2+\left(\frac{m}{2}\cdot G_Z\right)^2}\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (14)$$

ここで，

F_m　：構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重

m　：容器の質量

A_2　：評価点の断面積

G_X　：下方向加速度

G_Z　：前後方向加速度

(b) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。前後方向加速度及び下方向加速度により発生する曲げ応力（σ_b）は，(15)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_b &= \frac{M_2}{Z_2} \\ M_2 &= F_m \cdot L_2\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (15)$$

ここで，

M_2　：評価点に生じる曲げモーメント

Z_2　：評価点の断面係数

F_m　：構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重　(14)式のとおり

L_2　：評価点と荷重作用位置との距離

(c) 引張応力及び圧縮応力

構内輸送時は図1-3-5の上部及び下部トラニオンと輸送架台間の摩擦力により左右方向加速度による荷重を支持する。したがって引張応力と圧縮応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の評価点②である。左右方向加速度により発生する評価点②の引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は，(16)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \sigma_c = \frac{F_{m2}}{A_2}\\ F_{m2} &= \frac{m}{4}\cdot G_Y\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (16)$$

F_{m2} ：構内輸送時に上部及び下部トラニオンに作用する荷重

m ：容器の質量

A_2 ：評価点の断面積

G_Y ：左右方向加速度

(d) 組合せ応力

垂直応力(σ)とせん断応力(σ_S)との組合せ応力(σ_T)は，(17)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_T &= \sqrt{\sigma^2 + 3\cdot\sigma_S^2}\\ \sigma &= \sigma_b + \sigma_t = \sigma_b + \sigma_c\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (17)$$

ここで，

σ ：評価点における垂直応力

σ_b ：評価点における曲げ応力

σ_t，σ_c ：評価点における引張応力及び圧縮応力

σ_S ：評価点におけるせん断応力

また，圧縮応力(σ_c)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力は，(18)式で計算する。

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

ここで，$|{}_c\sigma_b| = |{}_t\sigma_b| = \sigma_b$，$|\sigma_c| = \sigma_c$である。

また，引張応力(σ_t)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力は，(19)式で計算する。

$$\frac{|\sigma_t| + |{}_t\sigma_b|}{f_t} \leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_c\sigma_b| - |\sigma_t|}{f_b} \leqq 1 \quad \cdots\cdots (19)$$

ここで，$|{}_c\sigma_b| = |{}_t\sigma_b| = \sigma_b$，$|\sigma_b| = \sigma_t$である。

(e) 一次＋二次応力

容器の熱膨張による応力は無視できるため，トラニオンに発生する一次＋二次応力は(a)せん断応力(σ_S)，(b)曲げ応力(σ_b)，(c)引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)と同じである。

② トラニオン取付けボルト

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点③である。

トラニオンにモーメント荷重及び引張荷重が作用する場合にトラニオン取付けボルトに発生する引張応力(σ_t)は，(20)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \frac{M_3}{Z_b} + \frac{1}{16}\bullet\frac{F_{m2}}{S_b}\\ M_3 &= F_m \cdot L_3\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (20)$$

ここで，

F_m　：構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重　(14)式のとおり

F_{m2}　：構内輸送時に上部及び下部トラニオンに作用する荷重

L_3　：評価点と荷重作用位置との距離

Z_b　：トラニオン取付けボルトの断面係数

S_b　：トラニオン取付けボルトの最小断面積

2）設計事象Ⅰ　吊上げ時

① トラニオン

(a) せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の上部トラニオンの評価点①である。

吊上げ荷重により発生するせん断応力(σ_S)は，(21)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_S &= \frac{F_{m3}}{A_1}\\ F_{m3} &= \frac{m}{2}\cdot G_Z\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (21)$$

ここで，

F_{m3}　：吊上げ時に上部トラニオンに作用する荷重

m　：容器の質量

A_1　：評価点の断面積

G_Z　：吊上げ加速度

(b) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の上部トラニオンの評価点①である。吊上げ荷重により発生する曲げ応力(σ_b)は，(15)式で計算する。

(c) 引張応力及び圧縮応力

吊上げ時には引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は発生しない。

(d) 組合せ応力

垂直応力(σ)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力(σ_T)は，(17)式で計算する。

(e) 一次＋二次応力

容器の熱膨張による応力は無視できるため，トラニオンに発生する一次＋二次応力は(a)せん断応力(σ_S)，(b)曲げ応力(σ_b)と同じである。

② トラニオン取付けボルト

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の上部トラニオンの評価点③である。

トラニオンにモーメント荷重が作用する場合にトラニオン取付けボルトに発生する引張応力(σ_t)は，(22)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_t &= \frac{M_3}{Z_b}\\ M_3 &= F_{m3}\cdot L_3\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (22)$$

ここで，

M_3　：評価点に生じる曲げモーメント

L_3　：評価点と荷重作用位置との距離

Z_b　：トラニオン取付けボルトの断面係数

3）設計事象Ⅱ　輸送架台への衝突

① トラニオン

(a) せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。

衝突荷重により発生するせん断応力(σ_s)は，(21)式で計算する。

(b) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点②である。衝突荷重により発生する曲げ応力(σ_b)は，(15)式で計算する。

(c) 引張応力及び圧縮応力

輸送架台への衝突時には引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は発生しない。

(d) 組合せ応力

垂直応力(σ)とせん断応力(σ_S)との組合せ応力(σ_T)は，(17)式で計算する。

(e) 一次＋二次応力

容器の熱膨張による応力は無視できるため，トラニオンに発生する一次＋二次応力は(a)せん断応力(σ_S)，(b)曲げ応力(σ_b)と同じである。

② トラニオン取付けボルト

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-5 の下部トラニオンの評価点③である。

トラニオンにモーメント荷重が作用する場合にトラニオン取付けボルトに発生する引張応力(σ_t)は，(22)式で計算する。

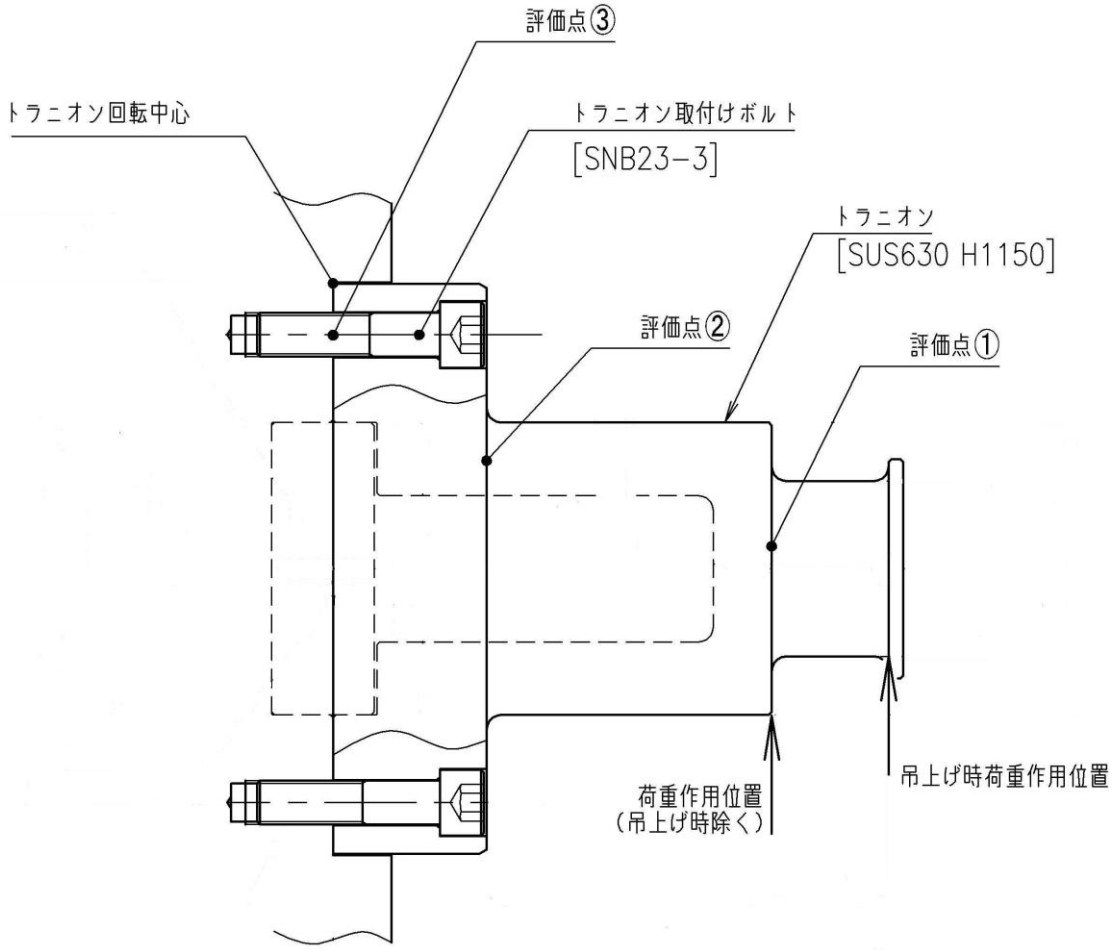


図1-3-5　トラニオンの応力評価箇所

1.3.6.　評価結果

評価結果を表1-3-15～表1-3-23に示す。いずれも，許容応力に対して十分に余裕がある。

このため，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表 1-3-15　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　1/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力(P_m)		一次局部膜応力(P_L)		一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)		一次＋二次応力(P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴中央部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	8	123	－	－	9	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	369
		試験状態	7	165			－	－	9	247	－	－
底板中央部		設計条件	5	123	－	－	10	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	21	369
		試験状態	3	165	－	－	－	－	6	247	－	－
底板外周部		設計条件	－	－	5	184	11	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	10	369
		試験状態	－	－	3	247	－	－	6	247	－	－
胴下端部		設計条件	－	－	13	184	23	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	17	369
		試験状態	－	－	5	247	－	－	10	247	－	－
底部中性子遮へい体外周部		設計条件	－	－	10	184	13	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	369
		試験状態	－	－	6	247	－	－	10	247	－	－
上部トラニオン取付け部		設計条件			11	184	22	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	21	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	10	247	－	－

表 1-3-15　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　2/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次局部膜応力 (P_L)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
下部トラニオン取付け部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	－	－	18	184	32	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	32	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	9	247	－	－
一次蓋中央部	SUSF304	設計条件	3	137	－	－	9	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	4	411
		試験状態	3	153	－	－	－	－	10	229	－	－
一次蓋フランジ部		設計条件	－	－	7	205	9	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	8	411
		試験状態	－	－	8	229	－	－	8	229	－	－
二次蓋中央部		設計条件	61	137			102	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	34	411
		試験状態	92	155	－	－	－	－	154	232	－	－
二次蓋外周部		設計条件	－	－	36	205	64	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	411
		試験状態	－	－	46	232	－	－	95	232	－	－
二次蓋フランジ部		設計条件			9	205	18	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	411
		試験状態	－	－	13	232	－	－	27	232	－	－

表 1-3-16　容器本体及び蓋の評価結果（ポートカバー）

（単位：MPa）

部位	材質	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
ポートカバー	SUS304	設計条件	2	137	17	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	17	411
		試験状態	3	143	－	－	26	214		
二次蓋 ポートカバー	SUSF304	設計条件	2	137	7	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	7	411
		試験状態	3	155	－	－	11	232	－	－

表 1-3-17　容器本体及び蓋の評価結果（ボルト）

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	平均引張応力（σ_m）		平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋ボルト	SUS630 H1150	設計条件	101	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	320	432	350	648
二次蓋ボルト		設計条件	125	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	334	432	352	648
ポートカバーボルト		設計条件	39	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	227	432	229	648
二次蓋ポートカバーボルト		設計条件	21	223	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	216	446	216	669

表 1-3-18　容器本体及び蓋の評価結果（平均支圧応力及び圧縮応力）

（単位：MPa）

部位	設計事象	平均支圧応力（σb）		圧縮応力（σc）	
		計算値	許容応力	計算値	許容応力
底板	Ⅰ，Ⅱ	2	184	－	－
胴	Ⅰ，Ⅱ	－	－	7	95

表 1-3-19　バスケットの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計条件		設計事象Ⅰ		設計事象Ⅱ				許容応力
					構内輸送時		搬送架台への衝突		転倒防止台座への衝突		
			計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	
バスケット	一次一般膜応力(Pm)		52	②	—	—	—	—	—	—	133
	一次一般膜＋一次曲げ応力(Pm+Pb)		159	③	—	—	—	—	—	—	199
	一次＋二次応力(Pm+Pb+Q)		—	—	103	③	159	③	5	—	399
	平均せん断応力（τ）		—	—	1	⑤	—	—	—	—	79
	平均支圧応力（σb）		—	—	34	②	52	②	5	—	150
	軸圧縮応力（σc）	バスケット長手方向	—	—	—	—	—	—	5	—	34
		上記以外	—	—	34	②	52	②	—	—	84

表 1-3-20　トラニオンの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計事象Ⅰ				設計事象Ⅱ		許容応力
			構内輸送時		吊上げ時		輸送架台への衝突		
			計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	
トラニオン	一次応力	引張応力（σ_t）	5	②	—	—	—	—	394
		せん断応力（σ_S）	27	②	27	①	39	②	227
		曲げ応力（σ_b）	165	②	143	①	243	②	537
		圧縮応力（σ_c）	5	②	—	—	—	—	383
		組合せ応力（σ_T）	177	②	151	①	253	②	394
	一次＋二次応力	引張応力及び圧縮応力（σ_t）	5	②	—	—	—	—	1182
		せん断応力（σ_S）	27	②	27	①	39	②	681
		曲げ応力（σ_b）	165	②	143	①	243	②	1611

表 1-3-21　トラニオンの評価結果

評価点②の組合せ応力（圧縮応力＋曲げ応力）

評価式	σ_c（MPa）	σ_b ＊（MPa）	計算値	基準値
$\frac{\lvert\sigma_c\rvert}{f_c}+\frac{\lvert{}_c\sigma_b\rvert}{f_b}$	5	165	0.32	≦1
$\frac{\lvert{}_t\sigma_b\rvert-\lvert\sigma_c\rvert}{f_t}$	5	165	0.41	≦1

注記 ＊：$\lvert{}_c\sigma_b\rvert=\lvert{}_t\sigma_b\rvert=\sigma_b$である。

表 1-3-22　トラニオンの評価結果

評価点②の組合せ応力（引張応力＋曲げ応力）

評価式	σｔ（MPa）	σｂ＊（MPa）	計算値	基準値
$\frac{\lvert\sigma_t\rvert+\lvert{}_t\sigma_b\rvert}{f_t}$	5	165	0.44	≦1
$\frac{\lvert{}_c\sigma_b\rvert-\lvert\sigma_t\rvert}{f_b}$	5	165	0.30	≦1

注記 ＊：$\lvert{}_c\sigma_b\rvert=\lvert{}_t\sigma_b\rvert=\sigma_b$である。

表 1-3-23　トラニオン取付けボルトの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計事象Ⅰ		設計事象Ⅱ	許容応力
			構内輸送時	吊上げ時	輸送架台への衝突	
			計算値	計算値	計算値	
トラニオン取付けボルト	一次応力	引張応力	168	96	228	318

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

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

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

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

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

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

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

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-3-6 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

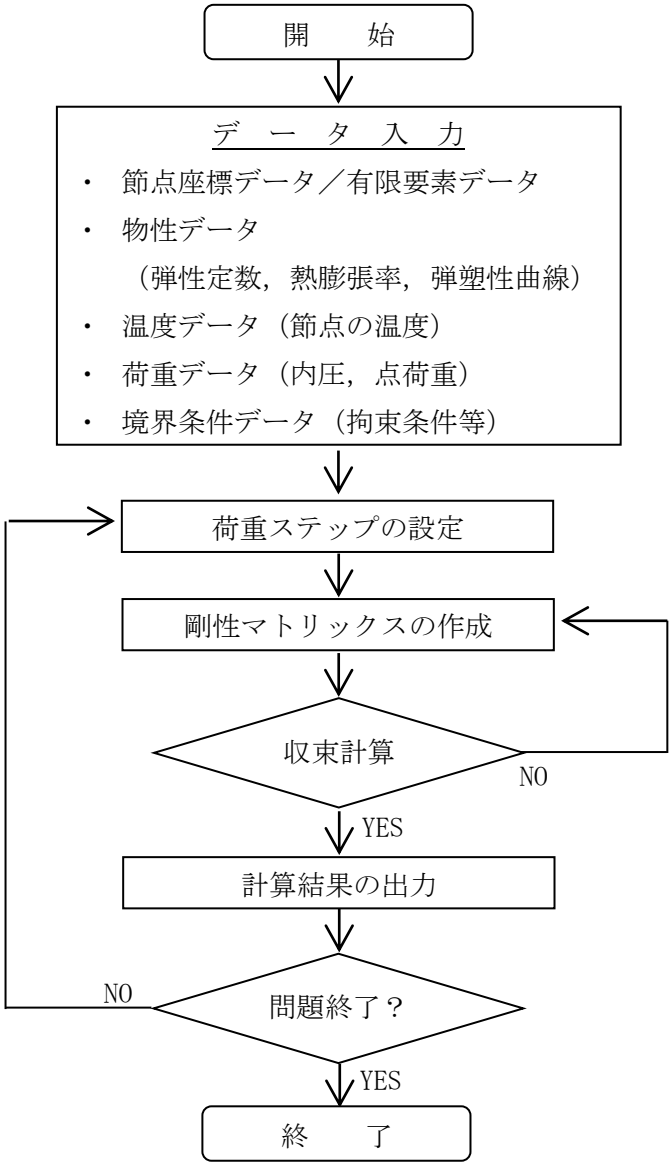


図 1-3-6 ABAQUS コードの応力解析フロー図

参考資料

容器内水の放射線分解による水素ガス発生について

１．容器内水の放射線分解による水素ガス発生

本構内用輸送容器のような密閉した槽内での容器内水の放射線分解により発生する水素ガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは，水素ガス発生評価を以下に示す。

２．評価方法

「添付資料－２－１－３ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機)」(NFT-12B 型)と同じく，類似の環境下における水の放射線分解による水素ガス定常濃度評価*1 をベースに，液相定常水素ガス濃度が照射線量率の平方根に比例する*2 として，水素ガス濃度の評価を行う。

３．評価結果および 4 号機構内用輸送容器(NFT-12B 型)との比較

水素ガス濃度の評価結果および，4 号機構内用輸送容器(NFT-12B 型)との比較を以下に示す。

	ガンマ線照射線量	水素ガス濃度
3 号機 構内用輸送容器	0.29Gy/s	1.24%
4 号機 構内用輸送容器(NFT-12B)	1Gy/s	2.4%

3 号機 構内用輸送容器のガンマ線照射量は，4 号機構内用輸送容器(NFT-12B 型)のガンマ線照射量より低く，水素ガス濃度も低くなっている。

水素ガス濃度 1.24%は，水素の爆発下限である空気との混合比 4%に対して十分低い値であり問題ない。

＊1 Sunaryo, 1993, “A Study on Yields and Chemical Behavior of Radiolysis Products of High Temperature Water”, University of Tokyo.

＊2 Y.Fujita, M.Ebihara, ″EVALUATION OF HYDROGEN YIELD IN SPENT FUEL TRANSPORT PACKAGE″ The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8 2010, London, UK Poster Session 210 (2010)

1.4.　除熱機能

1.4.1.　基本的な考え方

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

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

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，自然冷却により冷却されるものとして，除熱条件が厳しくなる横姿勢（輸送時）の各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

1.4.2.　設計基準

設計基準を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1　設計基準

対象部位		材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	中性子遮へい材	レジン	使用可能温度	149	
	Oリング	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	
	胴	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	
	蓋	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	
	バスケット	ボロン添加ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	
燃料被覆管		ジルカロイ－２	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度*1, *2	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料， 高燃焼度 8×8 燃料， 9×9 燃料

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

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

1.4.3.　燃料仕様および崩壊熱量

表 1-1-2 に示す３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を包絡する条件で崩壊熱量を ORIGEN2 コードにより評価する。燃料条件及び崩壊熱量を表 1-4-2 に示す。

表 1-4-2　燃料条件及び崩壊熱量

燃料タイプ	９×９燃料
燃焼度(MWd/t)	52,000
冷却期間(日)	1716
収納体数(体)	7
崩壊熱量(kW)	3.91

1.4.4.　評価条件

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

・輪切り断面モデル

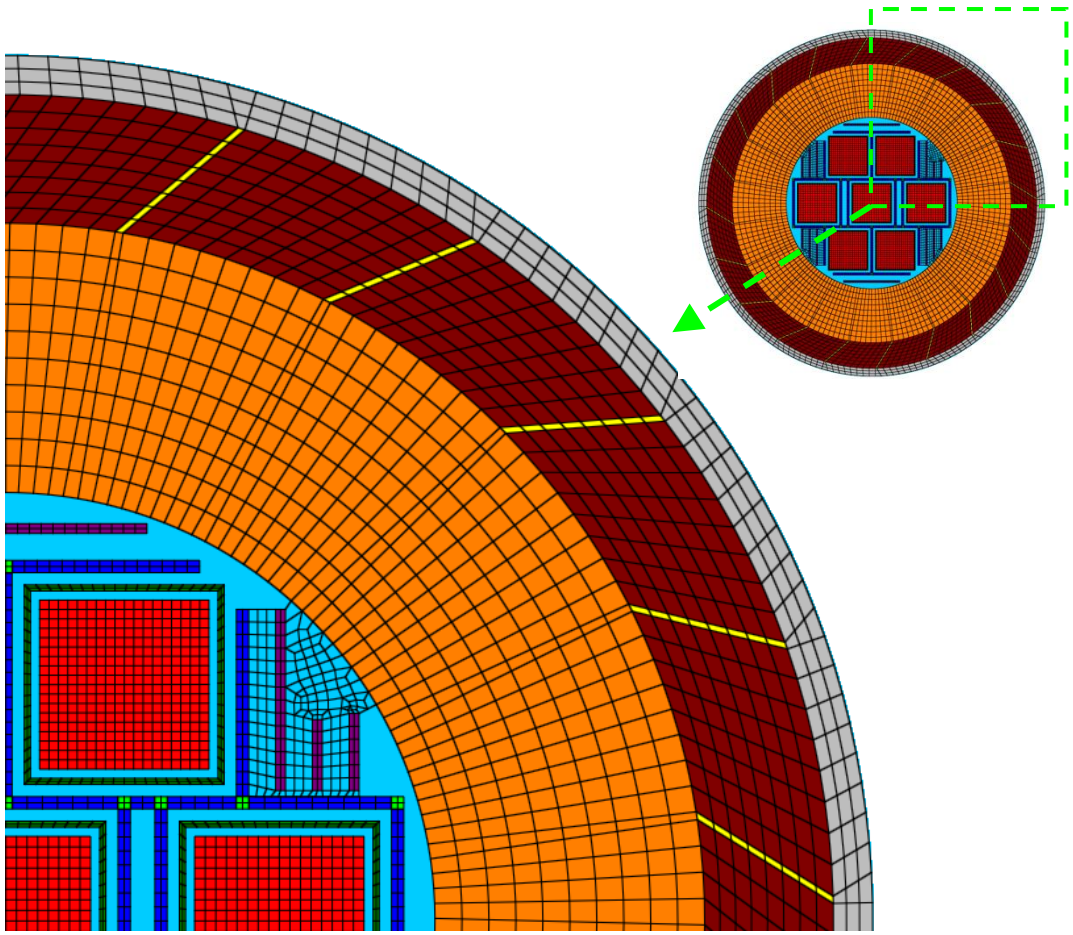
・軸対称断面モデル

輪切り断面モデル形状図を図 1-4-1 に，軸対称断面モデル形状図を図 1-4-2 に示す。また，評価条件を表 1-4-3 に示す。

表 1-4-3　評価条件

項目		横姿勢 (輸送時)
収納体数　(体)		7
崩壊熱量　(kW)		3.91
周囲温度　(℃)		38
太陽熱放射(W/m^2)*1	垂直に輸送される表面	200
	その他の表面（曲面）	400

*1：太陽熱放射は１日につき１２時間ごと，７日間受ける



■：外筒
■：中性子遮へい体
■：伝熱フィン
■：胴体
■：バスケット
■：バスケット交差部
■：中性子吸収材
■：水
■：使用済燃料収納缶（小）
■：燃料領域（均質化）

図 1-4-1　輪切り断面モデル形状図

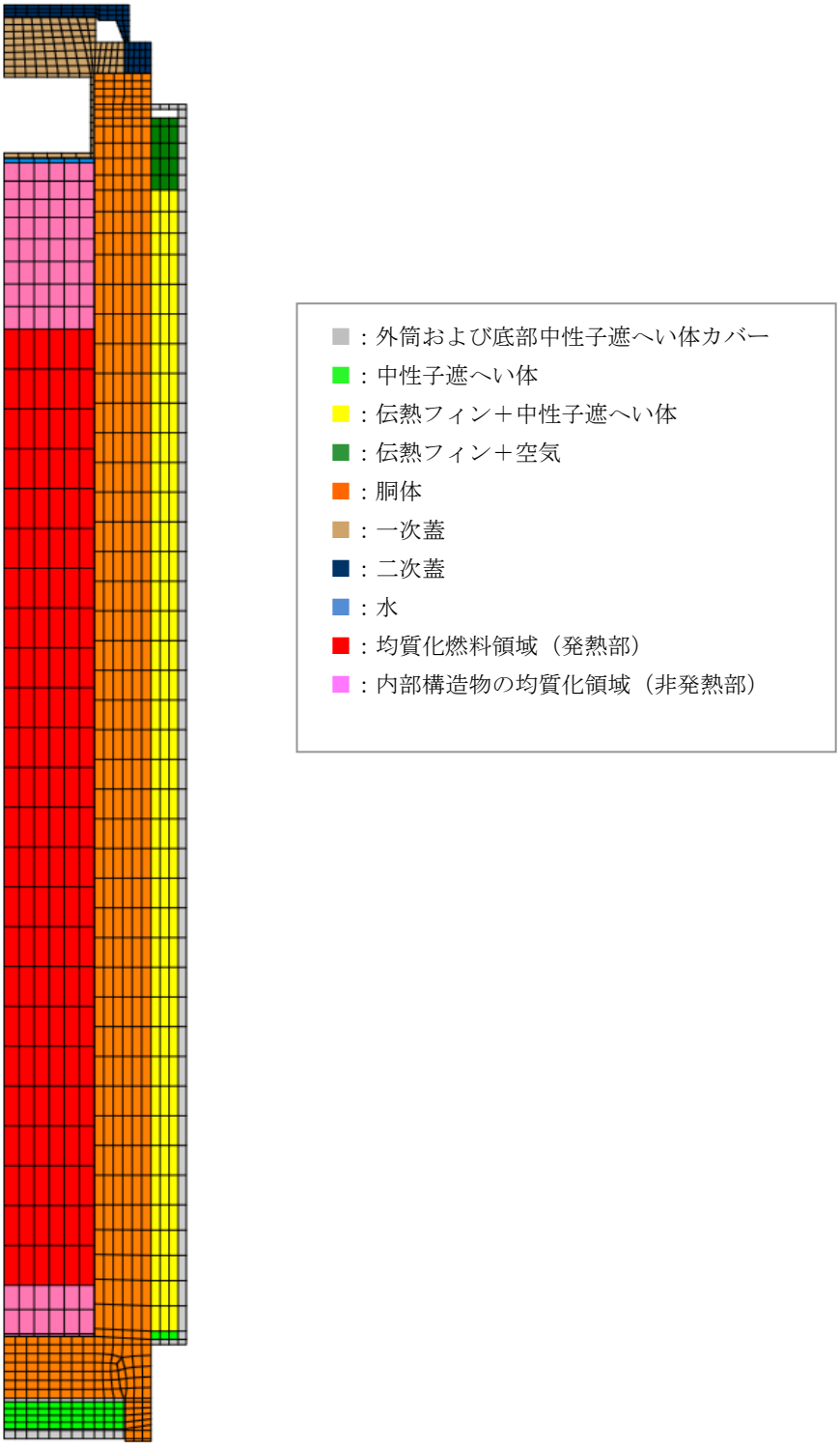


図 1-4-2　軸対称断面モデル形状図

1.4.5.　評価方法

輪切り断面モデルで容器中央部断面の燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の温度を評価する。輪切り断面モデルで評価できない部位については，軸方向の温度分布が求められる軸対称断面モデルで評価する。解析には ABAQUS コードを用いる。

1.4.6.　評価結果

評価結果を表 1-4-4 に示す。表 1-4-4 に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は 169℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表 1-4-4 評価結果（各部温度）

対象部位		材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	中性子遮へい材	レジン	96	149	
	Oリング	ふっ素ゴム	82	300	
	胴	低合金鋼	100	350	
	蓋	ステンレス鋼	96	425	
	バスケット	ボロン添加ステンレス鋼	152	200	
燃料被覆管		ジルカロイ－2	169	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料 高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

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

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-4-3 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

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

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

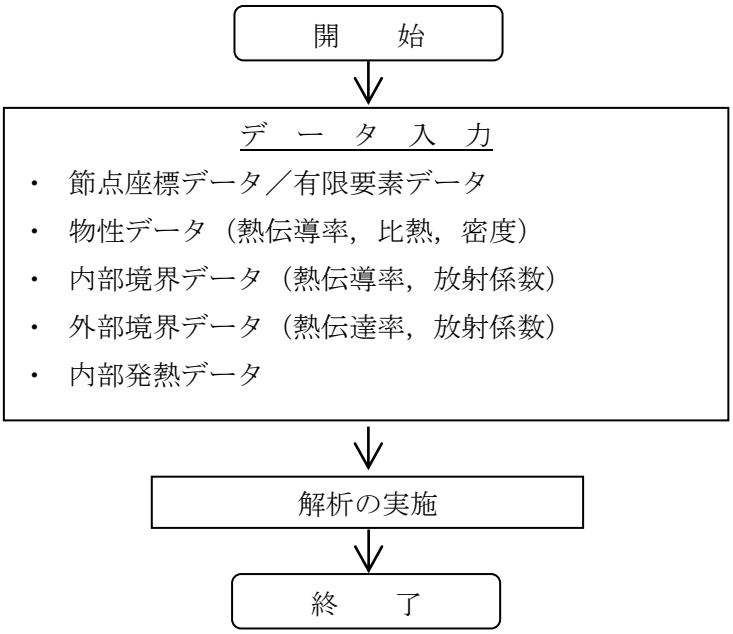


図 1-4-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

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

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

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

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

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-4-4 に示す。

（４） 使用実績

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

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

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

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

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

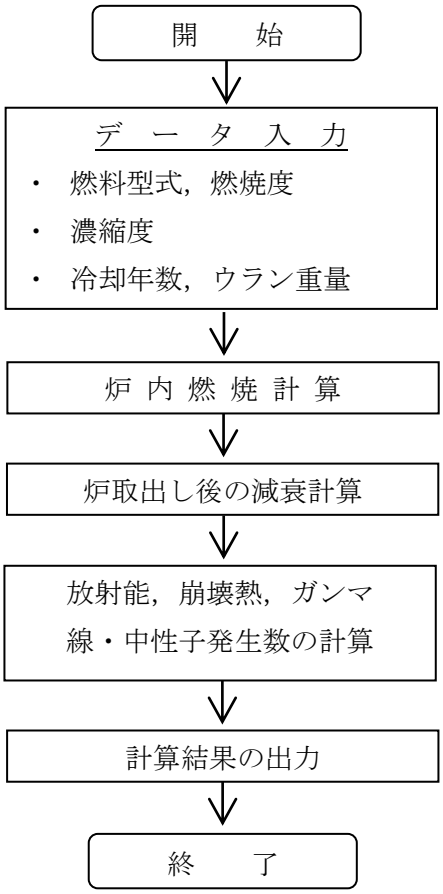


図 1-4-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.5. 密封機能

1.5.1. 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封は容器本体及び一次蓋より構成される密封容器とこれに付属するポート部のカバーから構成される。容器本体と一次蓋，各ポートカバーのガスケットにはゴム製Oリングが使用されている。一次蓋で構成される構内用輸送容器の密封境界を図1-5-1に示す。

また，一次蓋を覆う形で二次蓋を容器本体に取付ける構造となっており，容器本体と二次蓋のガスケットはゴム製Oリングが使用され，一次蓋に漏えいが発生しても二次蓋で密封を確保できる構造となっている。二次蓋で構成される構内用輸送容器の密封境界を図1-5-2に示す。

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

1.5.2. 評価結果

(1)構造強度評価結果

1.3項に示したとおり，構造強度評価から構内用輸送容器の密封境界を構成する胴，底板，一次蓋，一次蓋ボルト，二次蓋，二次蓋ボルト，ポートカバー及びポートカバーボルトは想定される荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封境界の構造健全性に問題がないことが確認されている。

(2)除熱評価結果

1.4項に示したとおり，除熱機能評価からOリングの最高温度は82℃で，設計基準温度である300℃を大きく下回ることから，密封境界の熱的健全性に問題ないことが確認されている。

(3)容器構造

構内用輸送容器の密封境界を構成する一次蓋及び各ポートカバーは，ガスケットにゴム製のOリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付ける構造であり，締付けトルクの管理により密封機能を担保する。

各ポートカバーは3号機に空の容器を移動する前に，共用プールで締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

一次蓋は3号機で燃料装填後に容器本体に締付ける際に，締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

二次蓋も一次蓋と同様にガスケットにゴム製のOリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付けトルクを管理して締付ける構造であり，万が一，一次蓋の密封機能が喪失した場合でも，二次蓋で密封機能を担保する。

(4)まとめ

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

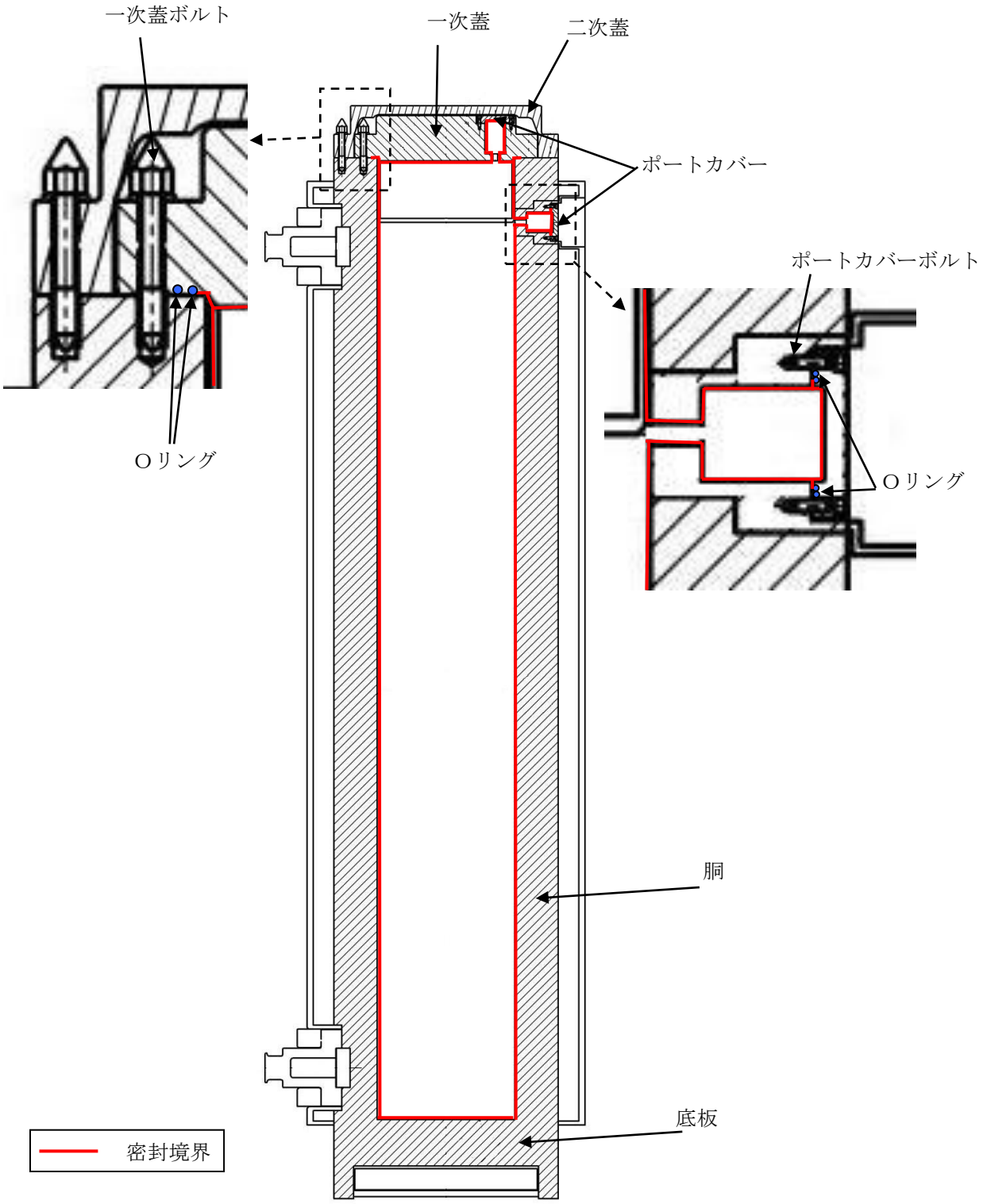


図 1-5-1　一次蓋で構成する容器密封境界

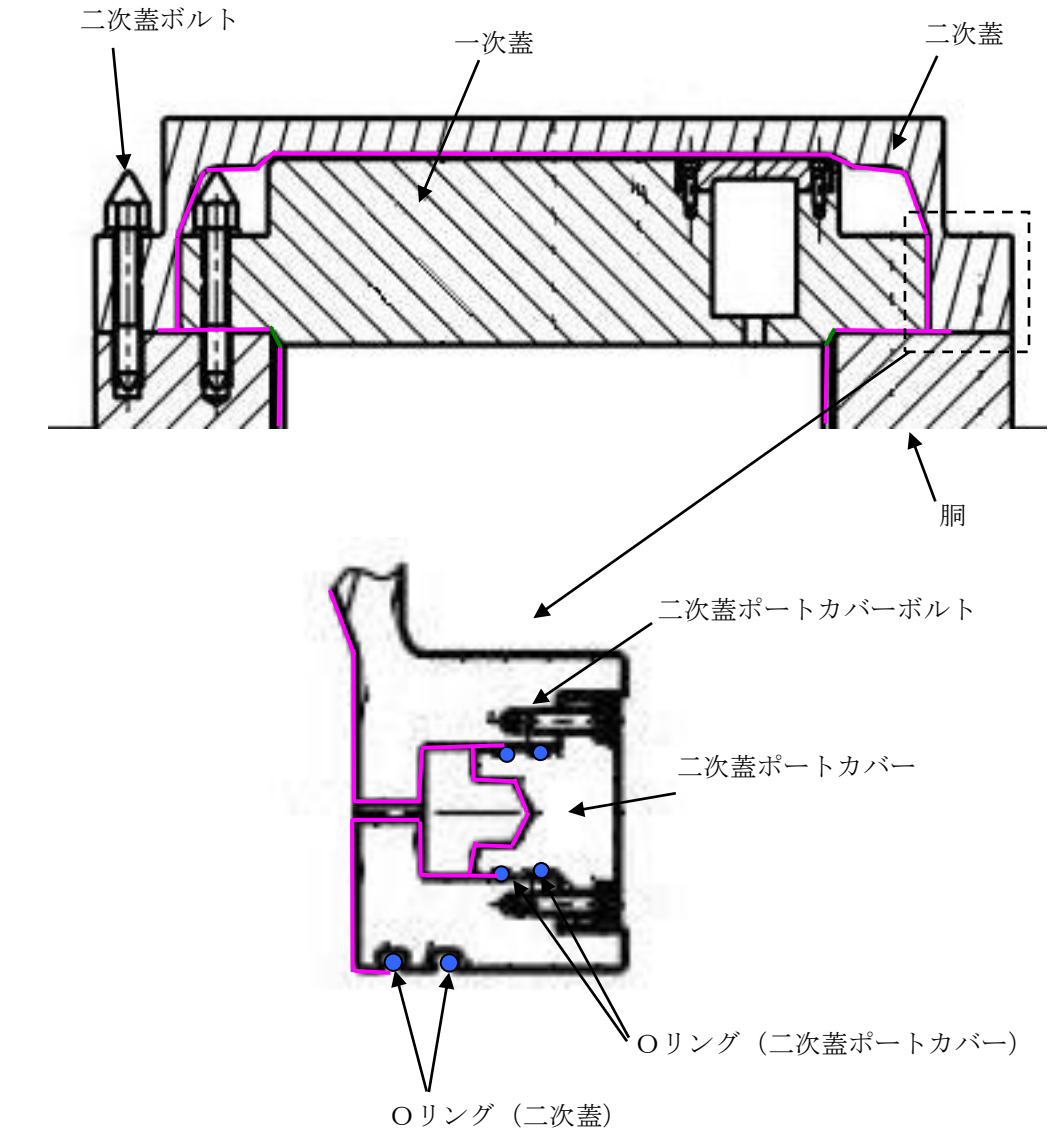


図 1-5-2　二次蓋で構成する密封境界

1.6. 遮へい機能

1.6.1. 基本的な考え方

収納した使用済燃料から発生する放射線を遮へいするための構内用輸送容器の遮へい設計の基本的な考え方は以下のとおりである。

- 使用済燃料から発生するガンマ線及び中性子を遮へいするために，構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有するものとする
- 主要なガンマ線遮へい材は，胴及び底板の低合金鋼，外筒の炭素鋼，蓋のステンレス鋼とする
- 主要な中性子遮へい材は，内水及び胴と外筒間，底板底部のレジンとする

1.1 に記載のとおり，構内用輸送容器は３号機に新設するクレーン（定格荷重：50ton）で取扱えるよう，収納する燃料を含む総重量を 46.3ton として設計した容器であり，容器の取扱作業に従事する放射線業務従事者の作業環境からの被ばく低減を図るため，収納体数を７体として遮へい厚さを設定している。

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率を評価する。

1.6.2. 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 1-6-1 に示す。

表 1-6-1　遮へい厚さ

（単位：cm）

	低合金鋼・炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側面方向	約 25	－	約 10
上部方向	－	約 23	－
下部方向	約 28	－	約 10

2) 線源条件

遮へい評価の線源条件は表 1-1-2 に示す 3 号機使用済燃料プールに保管されている燃料の条件を包絡する条件とする。線源条件を表 1-6-2 に示す。

表 1-6-2　線源条件

項目	線源条件
燃料タイプ	9×9 燃料
平均燃焼度　(MWd/t)	52,000
冷却期間　(日)	1716
収納体数　(体)	7

3) 線源強度及びエネルギー

① ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 1-6-3 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 1-6-4 に示す。

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

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

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

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表1-6-3　ガンマ線源強度

（容器１基あたり）

光子エネルギー群		集合体7体あたり (ph/s/7体)
群	代表エネルギー(MeV)	
1	1.00E-02	5.9E+15
2	2.50E-02	1.3E+15
3	3.75E-02	1.5E+15
4	5.75E-02	1.2E+15
5	8.50E-02	7.7E+14
6	1.25E-01	8.3E+14
7	2.25E-01	6.4E+14
8	3.75E-01	3.6E+14
9	5.75E-01	1.1E+16
10	8.50E-01	3.1E+15
11	1.25E+00	5.9E+14
12	1.75E+00	1.9E+13
13	2.25E+00	6.7E+12
14	2.75E+00	2.9E+11
15	3.50E+00	3.7E+10
16	5.00E+00	1.3E+08
17	7.00E+00	1.5E+07
18	9.50E+00	1.7E+06

表 1-6-4　構造材の放射化によるガンマ線源強度

（容器１基あたり）

	^{60}Co 線源強度(Bq)
ハンドル部	1.2×10^{12}
上部グリッド部	5.2×10^{12}
上部端栓部	5.0×10^{11}
下部タイプレート部	2.3×10^{13}

② 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 1-6-5 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルは Pu-239 の核分裂スペクトルとし，表 1-6-6 に示す。

表 1-6-5　中性子線源強度

（容器１基あたり）

		中性子線源強度(n/s)
１次中性子源	自発核分裂によるもの	3.0×10^{9}
	（α，n）反応によるもの	3.6×10^{7}
実効増倍率		0.95
実効増倍効果を考慮した全中性子線源強度		6.0×10^{10}

表1-6-6　中性子線源スペクトル

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

1.6.3. 評価モデル

遮へい評価のモデルを図 1-6-1～図 1-6-2 に示す。計算モデルは，構内用輸送容器の実形状を模擬して２次元Ｒ－Ｚ体系で評価する。また，トラニオン取付け部は局所的な中性子遮へい体の欠損が生じるため詳細評価を行う。

評価モデルは以下の条件を考慮する。

・ 主要な遮へい体の厚さは製造公差を考慮した寸法とし，遮へい体の密度はノミナル値とする。

1.6.4. 評価方法

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

ライブラリとしては，DLC-23/CASK データを用い，線量当量率への変換は ICRP Publ.74 に基づく 1cm 線量当量率への換算係数を用いる。

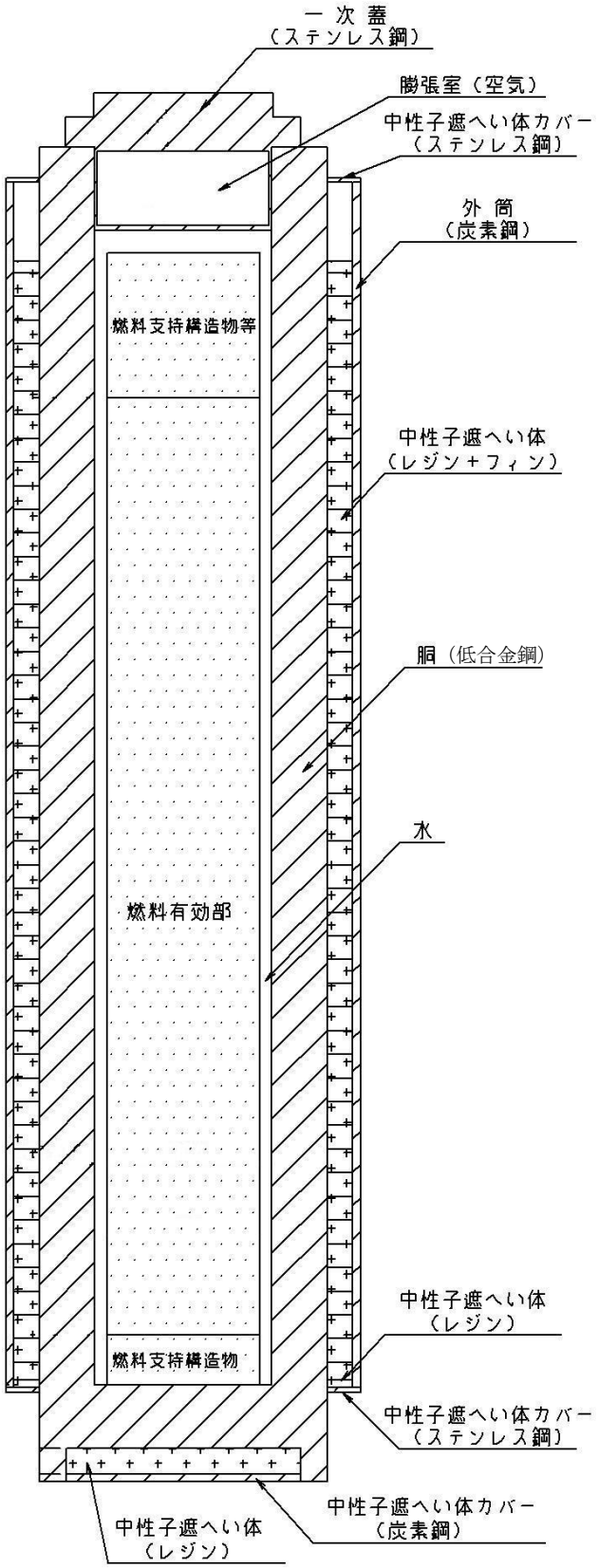


図 1-6-1　遮へい解析モデル（全体　Ｒ－Ｚ体系）

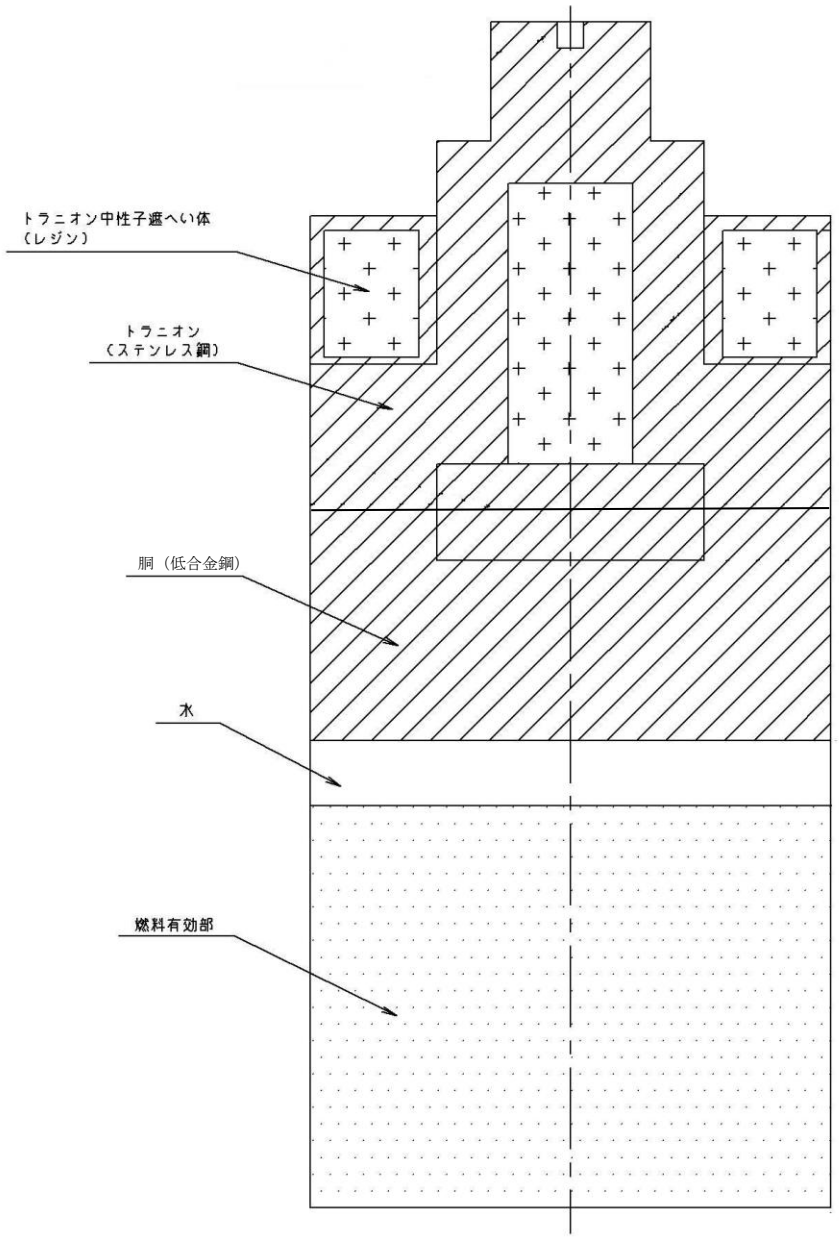


図 1-6-2　遮へい解析モデル（トラニオン部　Ｒ－Ｚ体系）

1.6.5.　評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 1-6-3 に，評価結果を表 1-6-7 に示す。評価結果は容器上部，上部中性子遮へい体欠損部，容器側面，下部中性子遮へい体欠損部，容器下部における線量当量率の最大値を示しており，容器表面の線量当量率は容器側面で最大 1.5mSv/h，容器表面から 1m の線量当量率は容器側面で最大 0.34mSv/h となっている。

線量当量率が最大となるのは容器側面であり，容器取扱時には追加遮へい体設置等の放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる計画としている。

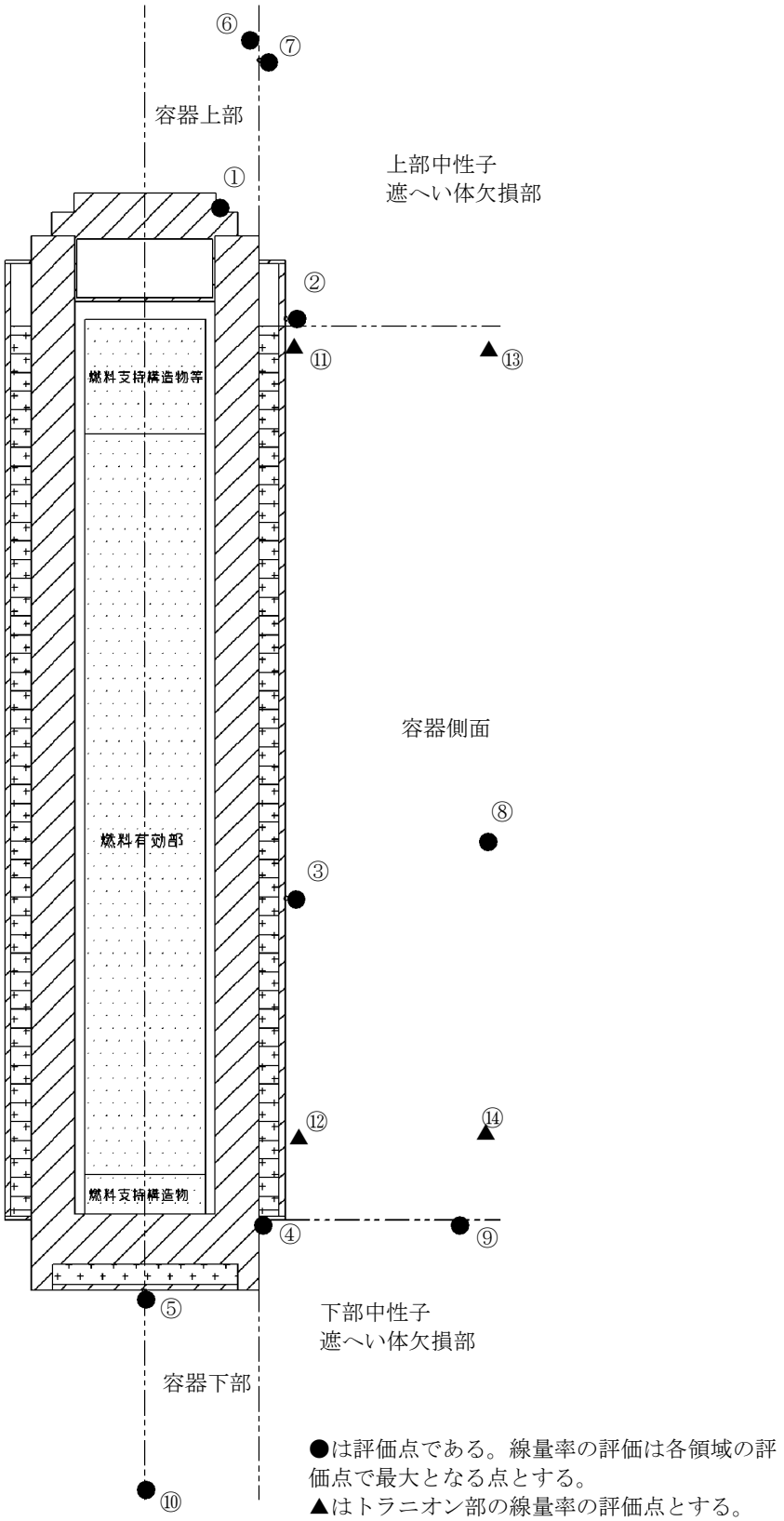


図 1-6-3　線量評価点（容器全体）

表 1-6-7　最大線量当量率の評価結果

（単位：mSv/h）

		容器上部	上部中性子遮へい体欠損部	容器側面	下部中性子遮へい体欠損部	容器下部
表面	評価点	①	②	③	④	⑤
	結果	1.4	5.1E-2	1.5	1.1	1.7E-1
表面から１ｍ	評価点	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
	結果	4.6E-2	5.2E-2	3.4E-1	1.0E-1	2.1E-2

（単位：mSv/h）

		上部トラニオン	下部トラニオン
表面	評価点	⑪	⑫
	結果	5.4E-2	7.5E-1
表面から１ｍ	評価点	⑬	⑭
	結果	6.4E-2	1.9E-1

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

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

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

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

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

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-6-4 に示す。

（４） 使用実績

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

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

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

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

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

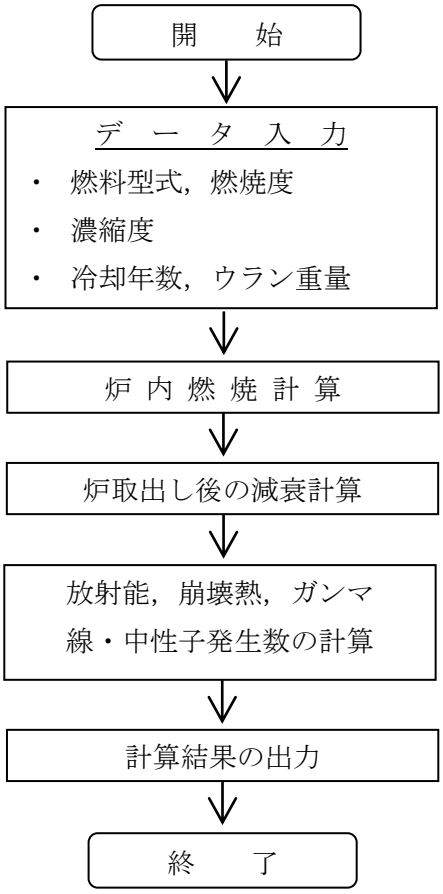


図 1-6-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

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

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

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

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 1-6-5 に示す。

（４）使用実績

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

（５）検証

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

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

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

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

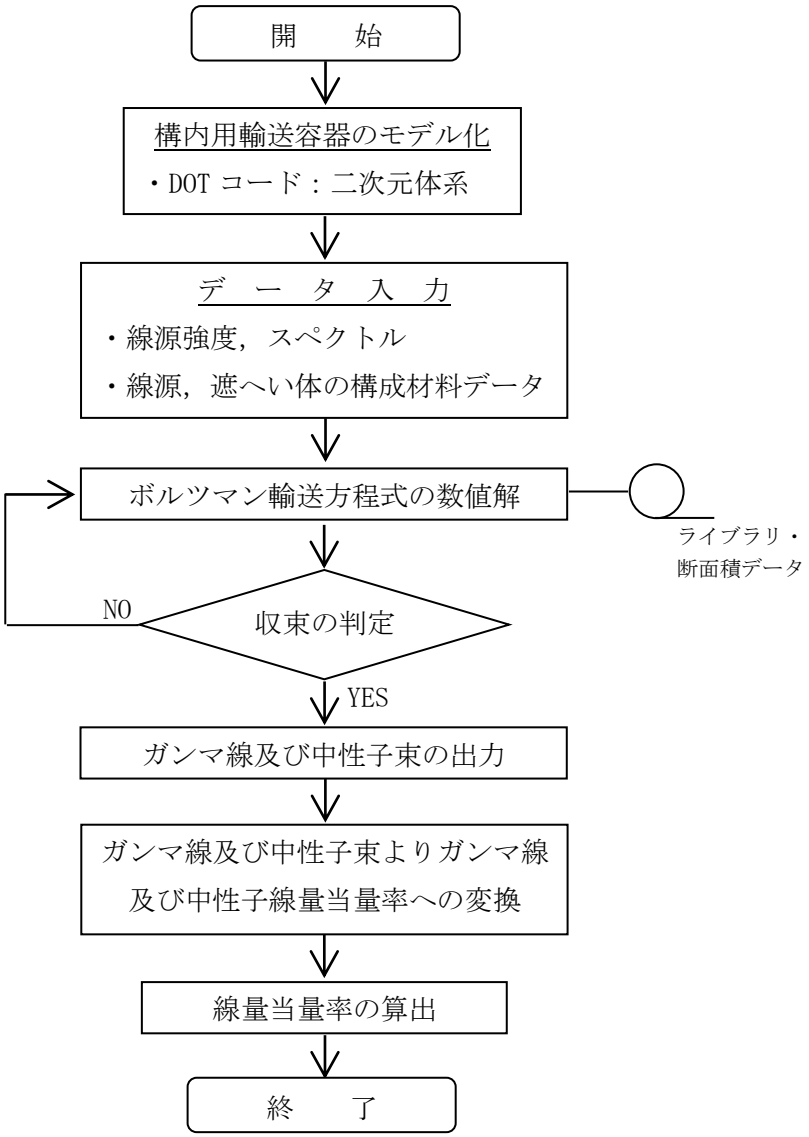


図 1-6-5　DOT コードの解析フロー図

1.7.　臨界防止機能

1.7.1. 基本的な考え方

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

- 燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン添加ステンレス鋼を使用し，バスケット外周部にボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.7.2.　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.7.3.　評価条件

1)燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。臨界評価モデルを図 1-7-1 に示す。

・燃料タイプは表 1-1-2 に示す燃料条件を包絡する条件として，最も U-235 の濃縮度の高い９×９燃料とする
・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，９×９燃料の集合体平均値 3.9wt%とする。
・燃料には可燃性毒物として Gd を添加した燃料が含まれるが，中性子吸収断面積の大きい Gd を無視する。
・燃料の変形を考慮して使用済燃料収納缶（小）内で燃料棒が最適な状態に広がった配列とする。
・燃料を装填した使用済燃料収納缶(小)がバスケット内で最適に偏心した状態とする。
・バスケット材料のボロン添加ステンレス鋼材中及びバスケット外周に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
・構内用輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
・評価モデルは２次元体系とする。

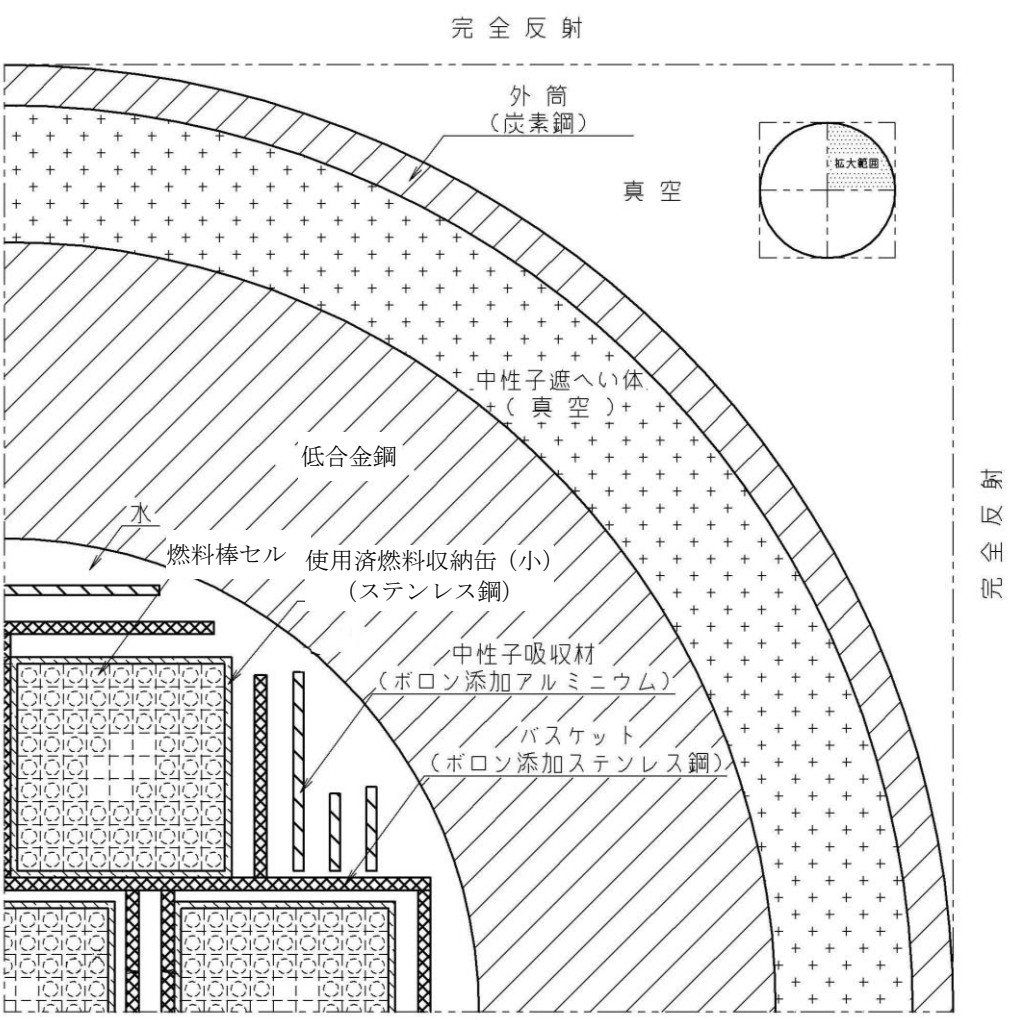

完全反射
外筒
（炭素鋼）
真空
拡大範囲
中性子遮へい体
（真空）
低合金鋼
水
燃料棒セル
使用済燃料収納缶（小）
（ステンレス鋼）
中性子吸収材
（ボロン添加アルミニウム）
バスケット
（ボロン添加ステンレス鋼）
完全反射

図 1-7-1 臨界評価体系

1.7.4.　評価方法

構内用輸送容器の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

1.7.5.　評価結果

評価結果を表 1-7-1 に示す。表 1-7-1 に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-7-1 評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.77	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

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

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

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

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 1-7-2 に示す。

（４） 使用実績

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

（５） 検証

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

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

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

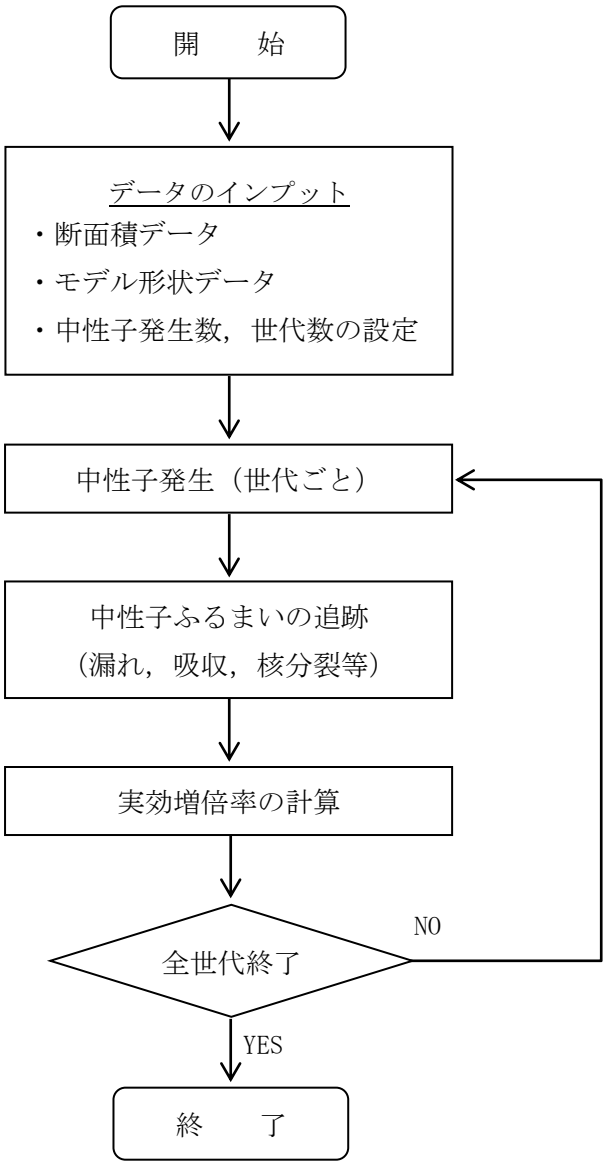


図 1-7-2　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

1.8.　構内用輸送容器の落下

1.8.1.　原因

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

1.8.2.　発生防止対策

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

（１）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。

（２）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。

（３）クレーン主巻フックと吊具，吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。

（４）取付け作業後の取付け状態を ITV にて確認し，外れ止めを取り付ける。

（５）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。

（６）作業手順書を整備し，作業員への教育訓練を行う。

1.8.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

1.8.3.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

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

b. 落下による燃料集合体の破損体数は，構内用輸送容器の収納体数 7 体とする。

(2)　評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，表 1-1-2 の燃料条件を包絡する条件として燃焼度 52,000MWd/t の 9×9 燃料集合体について行う。

b. 燃料集合体の冷却期間は表 1-1-2 の燃料条件を包絡する条件として 1716 日とする。

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

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

e. 放出されたよう素は，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし，構内用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3)　評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 1-8-1 の通りである。

表 1-8-1　核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス	約 1.3×10^{14}Bq
よう素	約 6.6×10^{8}Bq

1.8.3.2.　線量当量の評価

(1)　評価の前提

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

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

なお，相対濃度（χ／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の４号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-5}s/m^3 を適用する。

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

なお，相対線量（D／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の４号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-19}Gy/Bq を適用する。

(2)　評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量H_I（Sv）は，(1)式で計算する。

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

ここで，

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

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

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（Bq）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ（Sv）は，(2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdots\cdots (2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）

Q_K　　：希ガスの大気放出量（Bq）

E_γ　　：γ線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.0022MeV)

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

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

ここで，

χ／Q　　：相対濃度（s/m^3）

Q_K　　：希ガスの大気放出量（Bq）

E_β　　：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)

W_{TS}　　：皮膚の組織荷重係数はICRP Publ.60の値を用いる。(0.01)

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 1-8-2 の通りである。

表 1-8-2　構内用輸送容器の落下時の実効線量

	小児	成人
よう素のγ線による実効線量	約 3.9×10^{-4}mSv	約 7.1×10^{-4}mSv
希ガスのγ線による実効線量	約 1.9×10^{-4}mSv	約 1.9×10^{-4}mSv
希ガスのβ線による実効線量	約 6.7×10^{-4}mSv	約 6.7×10^{-4}mSv
実効線量（合計）	約 1.3×10^{-3}mSv	約 1.6×10^{-3}mSv

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

2.　別添

別添－１　３号機構内用輸送容器に係る確認事項について

別添－２　３号機構内用輸送容器の保守について

３号機　構内用輸送容器に係る確認事項について

３号機　構内用輸送容器の設置工事および溶接に係る主要な確認項目を表－1～表－2 に示す。

表－1　安全機能及び構造強度に関する確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	強度・漏えい確認	耐圧・漏えい確認	確認圧力で保持した後，確認圧力に耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後，耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	確認圧力に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。 また，耐圧部から著しい漏えいがないこと。
構造強度 遮へい機能	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
除熱機能	機能確認	伝熱確認	代表１基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ，温度を確認する。	周囲温度を補正した容器各部の温度が最高使用温度を超えないこと。
密封機能	機能確認	取合確認	密封境界を構成する蓋等が容器と取合い密封境界の構成に問題が無いことを確認する。	密封境界を構成する蓋等が容器と取合うこと。
臨界防止機能	機能確認	材料確認 寸法確認 外観確認	バスケットの材料及び主要寸法が，実施計画評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し，バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・材料が実施計画どおりであり，寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形，破損等の異常がないこと。

表－2　溶接部に関する確認事項

確認項目	確認内容	判定基準
材料確認	使用材料を材料証明書により確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。
開先確認	開先面の溶接に悪影響を及ぼす欠陥，付着物の有無を確認する。	開先面の溶接に悪影響を及ぼす傷，欠陥，付着物がないこと。
	開先形状，寸法について確認する。	開先形状，寸法が溶接規格に適合していること。
溶接作業確認	溶接施工法が，溶接規格第２部に定める溶接施工法認証標準に基づく確認試験を実施し合格したものであることを確認する。	溶接施工法が，溶接規格第２部に定める溶接施工法認証標準に基づく確認試験を実施し合格したものであること。
	溶接士は，実機作業が可能となる資格を有し，同資格が有効期限内であることを確認する。	溶接士は，実機作業が可能となる資格を有し，同資格が有効期限内であること。
	溶接設備が溶接施工法に適したものであることを確認する。	溶接設備が溶接施工法に適したものであること。
	溶接が，あらかじめ決められた溶接施工法によって，溶接士が保有する資格の作業範囲内で行われていることを確認する。	溶接が，あらかじめ決められた溶接施工法で行われていること。 溶接士が保有する資格の作業範囲内で行われていること。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法，熱処理設備の種類及び容量が溶接規格に適合するものであることを確認する。	溶接後熱処理の方法，熱処理設備の種類及び容量が溶接規格に適合するものであること。
非破壊確認	放射線透過試験または浸透探傷試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合することを確認する。	放射線透過試験または浸透探傷試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合すること。
機械確認	機械試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合することを確認する。	機械試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合すること。
耐圧確認	溶接規格に規定する試験圧力で，一定時間以上保持した後，試験圧力に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。	目視により各溶接部を検査し，漏えいのないこと。
外観確認	溶接部の形状，外観及び状態について溶接規格に適合することを目視で確認する。	目視により溶接部の仕上がり形状を確認し，溶接規格に適合していること。

３号機構内用輸送容器の保守について

３号機構内用輸送容器は，本文 2.11.1.4 供用期間中に確認する項目に記載のとおり，「除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること」を供用期間中，確認する。

輸送容器は，共用プールにおいて，輸送毎に以下の検査を実施する。なお，合格基準は，表－3 に示す。また，検査の結果，必要に応じて消耗品の交換，補修を実施する。

（１）外観検査
輸送容器の外表面を目視で確認する。
（２）気密漏えい検査
輸送容器密封部の圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。
（３）遮へい検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。
（４）未臨界検査
輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。
（５）吊上検査
輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。
（６）作動確認検査
バルブの開閉を行い，作動性を確認する。
（７）熱検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。

表－3　検査項目，検査方法及び合格基準

検査項目	検査方法	合格基準
外観検査	輸送容器の外表面を目視で確認する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.9MPaG以上の圧力を加え，圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。	一次蓋，二次蓋及びポートカバーの各部の漏えい率が 9×10^{-1} ref cm^3/s を超えないこと。
遮へい検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。
未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。
吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。
作動確認検査	バルブの開閉を行い，作動性を確認する。	作動性に異常のないこと。
熱検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1.　構内用輸送容器の概要

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

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第１号機から第２号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）を用いる。

使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）は，使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり，容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

本構内用輸送容器は，震災前の原子炉運転中に被覆管から放射性物質の漏えいのあった燃料（以下「漏えい燃料」という。）（２体），及び震災前の取り扱い中にハンドル及びチャンネルボックスが変形した燃料（以下「変形燃料」という。）（１体）を輸送する。これらの燃料を輸送するにあたって既存の核燃料輸送物設計承認書の条件に該当しない事項については，新たに評価を行う。

また，構内用輸送容器は上記漏えい燃料，変形燃料以外の健全と確認された燃料についても合わせて輸送する。

なお，本構内用輸送容器は，核燃料輸送物としての設計承認及び容器承認を取得しており，容器の仕様を長期にわたって保証できる保守条件を定め（核燃料輸送物設計変更承認申請書別紙ニ章　輸送容器の保守及び核燃料物質の取扱方法，平成２４年１月承認），定期点検※を実施している。

※定期点検については，平成２６年６月に実施し異常の無いことを確認している。

1.1.　構内用輸送容器の構成

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

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

1.2.　設備仕様

1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

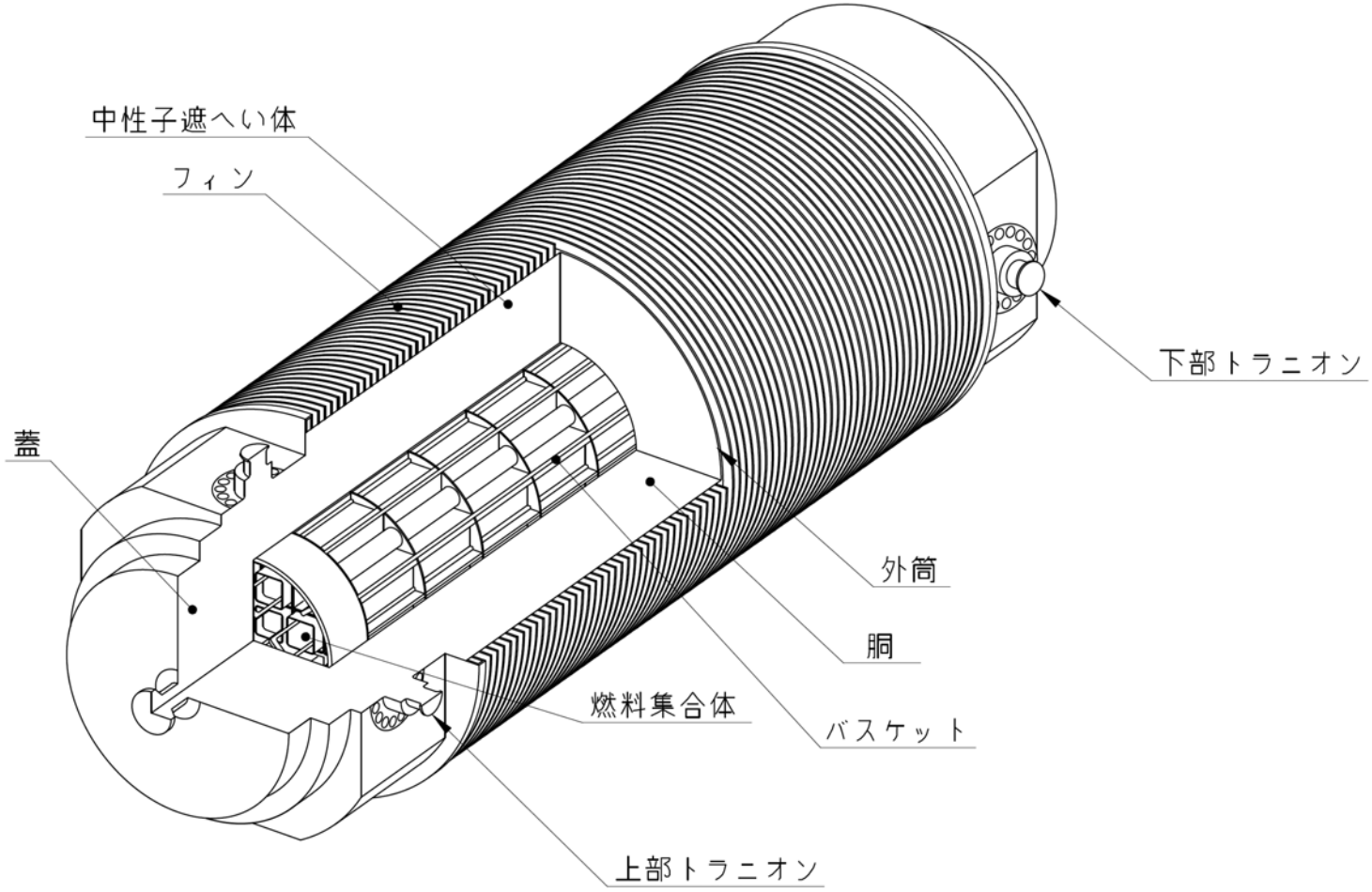
構内用輸送容器の仕様を表－１に，鳥瞰図を図－１に示す。

表－１　構内用輸送容器の仕様

項　　目	数　値　等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 68
全長（m）	約 5.5
外径（m）	約 1.8
収納体数（体）	12 以下
基数（基）	2

1.2.2.　燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様は，核燃料輸送物設計承認書に示されている。



図－１　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2.　評価の基本方針

2.1.　設計方針

2.1.1.　基本的安全機能

構内用輸送容器は，これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）であり，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2.　構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）の安全機能は，以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが，構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから，既存評価を引用可能な項目は引用し，新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-12B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

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

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

2.2.　安全設計・評価方針

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

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

また，４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料には，漏えい燃料及び変形燃料がある。

構内用輸送容器には健全燃料のみを収納する場合と，健全燃料と漏えい燃料及び変形燃料を同時に収納する場合があり，変形燃料については，通常の燃料輸送時に用いる大口格子に設置されている燃料収納スペーサを抜き取り，大口格子にスツールと共に収納する。燃料を混載する場合には，必要に応じ新規評価を実施することとする。

3. 構内用輸送容器に収納する燃料

構内用輸送容器に収納する燃料は，漏えい燃料（２体），変形燃料（１体），及び健全と確認された燃料である。なお，燃料の健全性の確認方法等については，「添付資料１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」に記載している。

3.1. 漏えい燃料（２体）

漏えい燃料は，原子炉停止後シッピング検査により漏えいが確認された燃料である*1。２体とも震災前に使用済燃料プールにおいて超音波装置を用いて漏えい燃料棒が特定されている。ファイバースコープ装置による漏えい燃料棒の観察の結果，漏えい燃料棒の漏えい孔及び被覆管の亀裂は２体とも確認されていないが，水素化による被覆管の膨れが一部に確認されており，また２体のうち１体は漏えいの原因と推定される金属らしき異物が確認されている。

3.2. 変形燃料（１体）

変形燃料は，過去の震災前の取り扱いによりチャンネルボックス及びハンドルが変形した燃料である*2。事象発生当時に当該燃料についてシッピングを実施した結果，放射性物質の漏えいは確認されていない。そのため，当該燃料の燃料被覆管の密封性能は維持されているものと考えられる。また，2013 年 12 月に当該燃料について吊上げチャンネルボックスの曲がり状況を確認し，チャンネルボックスの曲がりを考慮した最大寸法は測定誤差を加味し 156mm であることを確認している*3。

*1 報告書番号 2006-東京-M006，2007-東京-M015（ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー））

*2 報告書番号 1982-東京-T003（ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー））

*3 福島第一原子力発電所４号機使用済燃料プール内の変形が確認されている燃料集合体の調査結果について（平成２６年１月３０日，東京電力株式会社）

表－２　構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	－	収納する燃料の崩壊熱量が既存評価以下であるため，既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では，緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○	－		
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	－	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	－	○	線源強度は既存評価に包絡されるが，緩衝体を装着しないため，緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお，線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。漏えい燃料については，ペレット放出を考慮した評価を実施する。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	○	収納する燃料の初期濃縮度は既存評価以下である。既存評価においては容器配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，構内輸送での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。漏えい燃料については，保守的にペレットが容器内に放出された状態での評価を実施する。変形燃料については，保守的に燃料棒の変形を考慮した状態での評価を実施する。	
構造強度	構内用輸送容器は取り扱い中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	構内用輸送容器	○	－	容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で，既存評価を引用して評価を行う。	
		大口格子用スツール	－	○	変形燃料輸送時には大口格子にスツールを装荷するため，スツールの強度評価を行う。	

参考資料

核燃料輸送物設計変更承認申請書に記載の輸送容器の保守について

核燃料輸送物設計変更承認申請書に記載の輸送容器の保守について，該当箇所の抜粋を以下に記載する。

B．　保守条件

輸送容器の仕様を長期にわたって保証できる保守条件について定める。

輸送容器は、定期点検として、(ニ)－第B．１表の項目に示す定期自主検査、定常検査、基本検査及び総合検査を実施する。また、定期点検の結果、必要に応じて補修を実施する。なお、１年以上使用する計画のない輸送容器については、保管状態に置くことができる。

（１）定期自主検査

外観検査（Ⅰ）、気密漏えい検査、未臨界検査（Ⅰ）、吊上検査（Ⅰ）、作動確認検査を１年に１回以上実施する。なお、保管期間中には、外観検査（Ⅲ）のみを実施する。

但し、年間使用回数が 10 回を超えるものにあっては、使用回数 10 回に１回以上実施する。

（２）定常検査

外観検査（Ⅰ）、気密漏えい検査、未臨界検査（Ⅰ）、吊上検査（Ⅰ）、作動確認検査を輸送前毎に実施する。

（３）基本検査

外観検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、気密漏えい検査、未臨界検査（Ⅰ）、吊上検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、作動確認検査を５年に１回実施する。

但し、前回の検査から使用回数が 30 回を超えるものにあっては、使用回数 30 回に１回実施する。

（４）総合検査

外観検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、耐圧検査、気密漏えい検査、遮蔽検査、未臨界検査（Ⅰ）・（Ⅱ）・（Ⅲ）、熱検査、吊上検査（Ⅰ）・（Ⅱ）、作動確認検査を 10 年に１回実施する。

但し、前回の検査から使用回数が 60 回を超えるものにあっては、使用回数 60 回に１回実施する。なお、遮蔽検査及び熱検査については検査期限を過ぎた場合、期限を過ぎた初回の燃料輸送時(燃料装荷から燃料取出)に実施する。

（５）定期点検の期限管理

定期点検の有効期間は、前回の各々の定期点検終了日を起点とし、有効期間内に次の定期点検を開始する。

基本検査及び総合検査の有効期間の期限が輸送容器の保管期間中になる場合は、各々の検査を省略することができる。

（６）補修

（１）・（２）・（３）・（４）の検査の結果、補修が必要と判定された部位については、補修を行う。

（７）輸送容器保管状態の管理

輸送容器を保管状態に置くに当たっては、定期自主検査を実施する。輸送容器は必要な養生を行った上で保管する。

（８）保管期間終了後の検査

保管期間終了後に輸送容器を再使用する前に、定期自主検査に加え、保管期間中に省

略した他の定期点検を行う。

（9）記録の保管

製作時検査記録、定期自主検査記録、定常検査記録、基本検査記録及び総合検査記録などの定期点検記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

(ニ)－第Ｂ．１表　定期点検の項目、検査方法、合格基準及び検査区分

検査項目	検査方法	合格基準	検査区分			
			定期自主検査	定常検査	基本検査	総合検査
外観検査（Ⅰ）	輸送容器の外表面を目視で検査する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。	○	○	○	○
外観検査（Ⅱ）	輸送容器の構成部品である蓋部、バルブ及びシール面について外観を目視で検査する。	表面の形状に異常な傷又は割れがないこと。	－	－	○	○
外観検査（Ⅲ）	輸送容器の外表面を目視で検査する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。	○*1	－	－	－
耐圧検査	0.75MPaGの水圧（輸送容器製作時の耐圧検査圧力）を加え、輸送容器の外表面を目視で検査する。	異常な変形、ひび、割れ等がないこと。	－	－	－	○
気密漏えい検査	輸送容器密封部に 0.66MPaG 以上の圧力を加え、圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。	各部の漏えい率の合計が 3×10^{-2} ref cm^3/s を超えないこと。	○	○	○	○
遮蔽検査	収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の線量当量率測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の線源強度で行った評価結果を比較する。	遮蔽能力に劣化のないこと。	－	－	－	○*2
未臨界検査（Ⅰ）	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。	○	○	○	○
未臨界検査（Ⅱ）	バスケットの格子枠について、寸法確認用スルーゲージを挿入する。	スルーゲージが支障なく挿入できること。	－	－	－	○
未臨界検査（Ⅲ）	中性子吸収による中性子吸収材の減損について計算により評価する。	臨界防止性能に影響を及ぼす減損がないこと。	－	－	－	○
熱検査	収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の温度測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の発熱量で行った評価結果を比較する。	伝熱性能に劣化のないこと。	－	－	－	○*2
吊上検査（Ⅰ）	輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で検査する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。	○	○	○	○
吊上検査（Ⅱ）	上部トラニオン部について浸透探傷試験を行う。	有害な傷による浸透指示模様のないこと。	－	－	○	○
作動確認検査	バルブの開閉を行い、作動性を検査する。	作動性に異常がないこと。	○	○	○	○

*1：外観検査（Ⅲ）は、保管期間中に実施する。
*2：総合検査の有効期間 10 年を過ぎた場合には、初回の燃料輸送時(燃料装荷から燃料取出)に実施する。

Ｂ．１　外観検査

外観検査（Ⅰ）は、輸送容器の外表面を目視で検査する。

外観検査（Ⅱ）は、輸送容器の構成部品である蓋部、バルブ及びシール面について外観を目視で検査する。

外観検査（Ⅲ）は、保管状態の輸送容器の外表面を目視で検査する。

Ｂ．２　耐圧検査

0.75MPaGの水圧（輸送容器製作時の耐圧検査圧力）を加えて、輸送容器の外表面を目視で検査する。

Ｂ．３　気密漏えい検査

輸送容器密封部に0.66MPaG以上の圧力を加え、圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。

Ｂ．４　遮蔽検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の線量当量率測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の線源強度で行った評価結果を比較する。

Ｂ．５　未臨界検査

未臨界検査（Ⅰ）は、輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。

未臨界検査（Ⅱ）は、バスケットの格子枠について、寸法確認用スルーゲージを挿入する。

未臨界検査（Ⅲ）は、中性子吸収による中性子吸収材の減損について計算により評価する。

Ｂ．６　熱検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の温度測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の発熱量で行った評価結果を比較する。

Ｂ．７　吊上検査

吊上検査（Ⅰ）は、輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で検査する。

吊上検査（Ⅱ）は、上部トラニオン部について浸透探傷試験を行う。

Ｂ．８　作動確認検査

バルブの開閉を行い、作動性を検査する。

B．9　補助系の保守

該当なし。

B．10　密封装置の弁、ガスケット等の保守

輸送容器の弁の保守は、分解点検を原則として１年に１回実施する。また、輸送容器の弁、Ｏリング及びボルトは、定期点検及び輸送物発送前検査においても交換が必要となった場合に、その都度新品と取り替える。なお、輸送容器が保管期間中の場合は、輸送容器の弁の保守を省略することができる。

上記に係わらず、(ニ)－第Ｂ．２表に示す部品については同表の交換頻度で無条件に交換する。部品交換又は補修後は、当該部位の再検査を行う。定期点検の実績、部品交換や安全機能に係る部位の補修については、記録し、輸送容器存続中保存する。

(ニ)－第Ｂ．２表　部 品 交 換 頻 度

部 品 名	交換頻度	備考
Ｏリング	実使用期間（燃料装荷期間）の合計で１年に１回以上	密封境界に係る部位とする

B．11　輸送容器の保管

B．11．１　保管状態の管理

輸送容器を保管状態に置くに当たっては、定期自主検査を実施する。輸送容器は必要な養生を行った上で保管する。

B．11．２　保管期間終了後の検査・補修

保管期間終了後に輸送容器を再使用する場合は、保管開始前に行った定期点検から再使用までの保管状況に応じて、定期点検及び補修を行う。

B．12　記録の保管

製作時検査記録、定期自主検査記録、定常検査記録、基本検査記録及び総合検査記録などの定期点検記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

B．13　その他

該当なし。

4.　安全評価

4.1.　構造強度

(1)　基本的な考え方

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

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

(2)　設計事象の抽出

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

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

a. 設計事象Ⅰ

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

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

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

大口格子用スツールには，取り扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

b. 設計事象Ⅱ

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

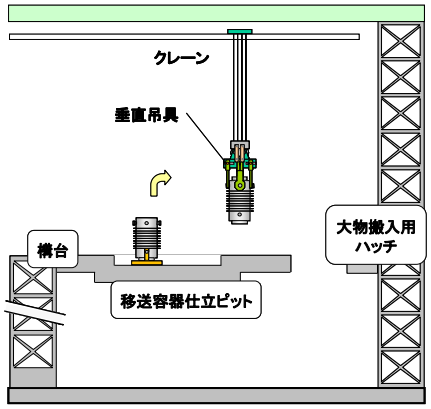
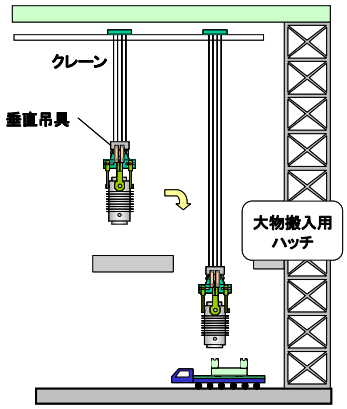
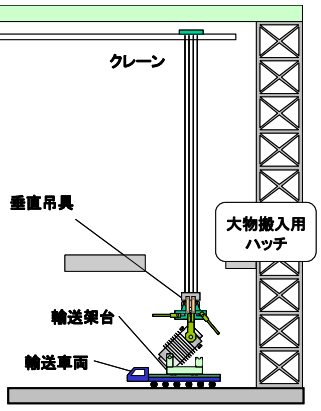
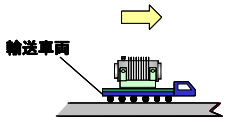
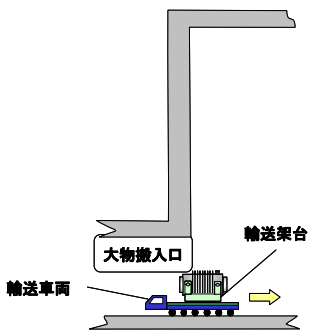
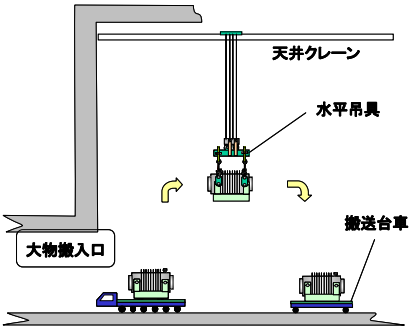
バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

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

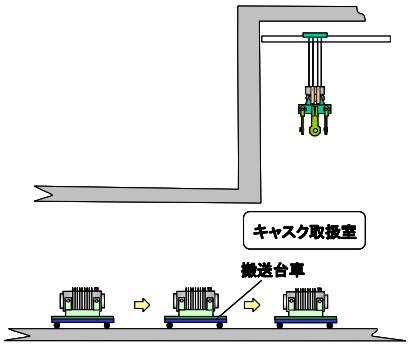
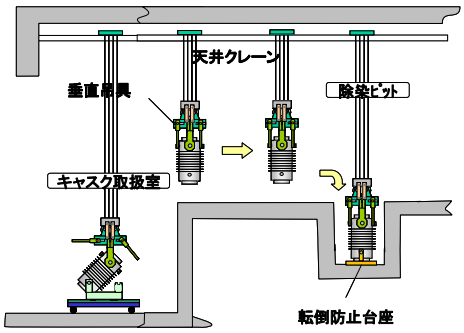
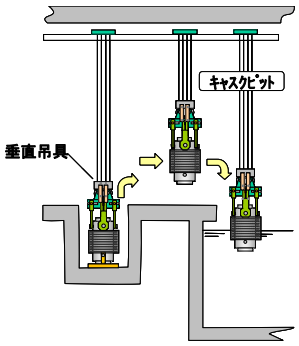
大口格子用スツールには，輸送架台へのトラニオン衝突（取り扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取り扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取り扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

c. 設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

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

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

図－２　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

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

図－２　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表－３　設計事象の抽出

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

(3)　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する加速度を導出し，容器本体及び蓋，バスケット，トラニオンについては荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認し，大口格子用スツールについては設計加速度を設定する。

a. 設計事象の加速度の導出

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

(a) 輸送架台への衝突（垂直姿勢：取り扱いモードNo.2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン，大口格子用スツール

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

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。ここで，（１）式より衝撃加速度は質量が小さいほうが保守的な結果となる。また，変形燃料混載時の質量は燃料収納スペーサを抜くため健全燃料輸送時よりも小さい。よって，構内用輸送容器の質量は，変形燃料混載時の質量を用いる。

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

ただし，α：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（2.17×10^{10}N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：構内用輸送容器の質量（6.87×10^{4}kg）

g：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は2.75Gとなり，余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン，大口格子用スツール

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

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

ただし，Ｋ：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（4.54×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.30Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

(c) 転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取り扱いモードNo.8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，大口格子用スツール

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

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

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

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は10.2Gとなり，余裕をみて11.0Gを評価加速度とする。

(d) キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取り扱いモードNo.9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，大口格子用スツール

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

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

ただし，Ｋ：キャスクピット床面のバネ定数（4.33×10^{10}N/m）

Ｖ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.26Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

b. 評価結果

(a) 容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表－４～表－６に示す。なお，構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表－４～表－６に示すとおり，設計事象における「容器本体及び蓋」，「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており，評価条件は既存評価に包絡される。また，構造強度評価における設計基準，評価条件，評価方法は既存評価と同様である。従って，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

(b) 大口格子用スツール

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件を表－７に，設計加速度を表－８に示す。大口格子用スツールは既存評価がないため，以降で構造健全性を確認する。

表－４　荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.2G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.7G 熱荷重
	容器の吊上げ，吊下げ，移動	－	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取り扱いモードNo.6）	－	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.7G 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取り扱いモードNo.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取り扱いモードNo.2） キャスクピットへの衝突 （取り扱いモードNo.9）	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：11.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表－５　荷重条件の比較（バスケット）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重：93.0G
				特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重：89.1G
				特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重：89.5G
	容器の吊上げ，吊下げ，移動	－	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重：89.1G
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取り扱いモードNo.6）	－	輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重：89.5G
	転倒防止台座への衝突 （取り扱いモードNo.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取り扱いモードNo.2） キャスクピットへの衝突 （取り扱いモードNo.9）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：11.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重：89.1G

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表－６　荷重条件の比較（トラニオン）

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突（取り扱いモード No.2）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は２本であるのに対して，輸送架台の搬送台車への衝突（取り扱いモード No.6）では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は４本である。

このため，構内用輸送容器への荷重は取り扱いモード No.6 の方が大きいものの，トラニオンあたりに作用する荷重は取り扱いモードNo.2 の方が大きくなる。

以上から，設計事象としては取り扱いモードNo.2 が抽出される。

表－７　荷重条件（大口格子用スツール）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件			
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	容器の吊上げ， 吊下げ，移動	－	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）
Ⅱ	輸送架台の 搬送台車への衝突 （取り扱いモード No.6）	－	輸送架台の搬送台車への 衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮）
	転倒防止台座 への衝突 （取り扱いモード No.8）	輸送架台への トラニオン衝突 （取り扱いモード No.2） キャスクピットへの 衝突 （取り扱いモード No.9）	転倒防止台座への 衝突時荷重 下方向[*2]：11.0G （自重を考慮）

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

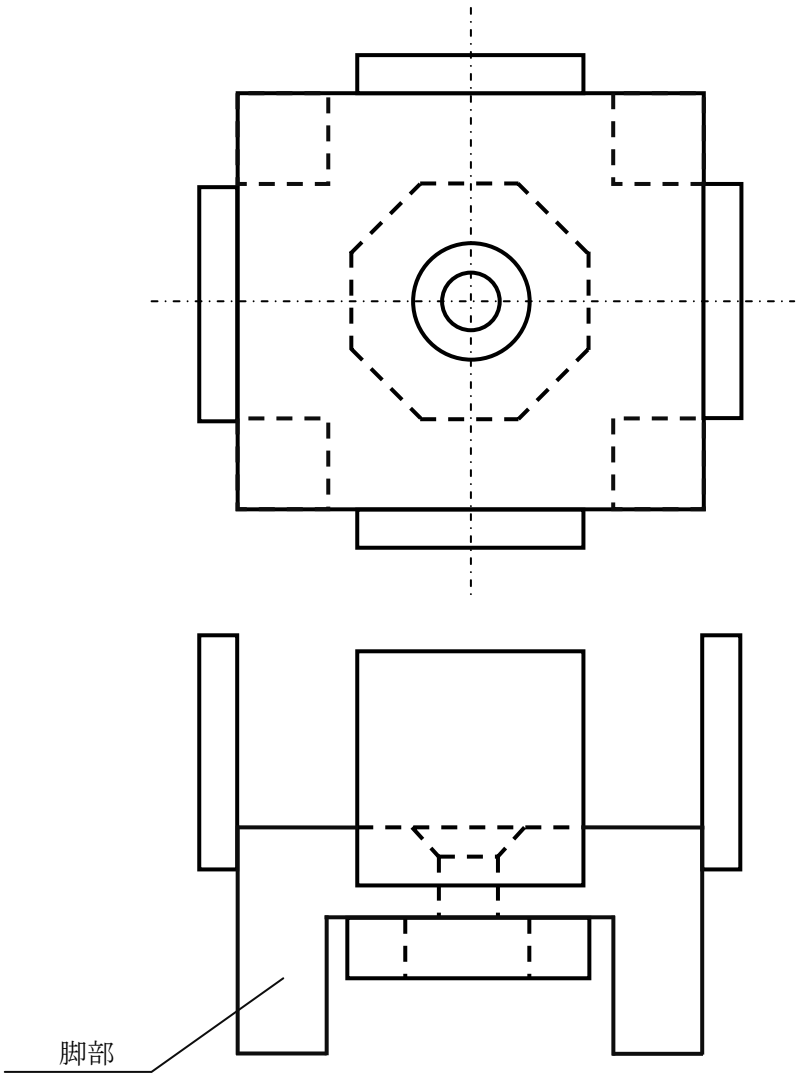
表－８　設計加速度（大口格子用スツール）

方向	設計加速度	備考
構内用輸送容器 軸方向	11.0G （108m/s^2）	以下の荷重の最大値 ・構内輸送時荷重：前後方向 ・吊上げ荷重：下方向 ・転倒防止台座への衝突時荷重：下方向

(4)　大口格子用スツールの構造強度評価

大口格子用スツールの設計基準は，既存評価のスツールに用いられている設計基準を用いる。塑性変形が生じないように，膜応力強さが降伏応力以下であることとする。

大口格子用スツールの構造強度評価は，想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。構内用輸送容器軸方向に慣性力が作用した場合には大口格子用スツールの脚部に慣性力による圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図－３に示す。



図－３　大口格子用スツールの応力評価箇所

構内用輸送容器軸方向に慣性力が作用した場合に大口格子用スツールの脚部に作用する圧縮応力（σc）は，次のようになる。

$\sigma c = W \cdot Gv / A$

$= 9.93\mathrm{MPa}$

ただし，W：燃料（チャンネルボックス含む）重量（320 kg）＋大口格子用スツール重量

Gv：構内用輸送容器軸方向の設計加速度（$108\mathrm{m/s^2}$）

A：大口格子用スツール脚部の全断面積

130℃におけるステンレス鋼の設計降伏点 Sy は 161MPa であるので，大口格子用スツールは塑性変形しない。また，脚部は細長比が小さいので座屈することもない。

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

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

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

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

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

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

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

（３）解析フロー

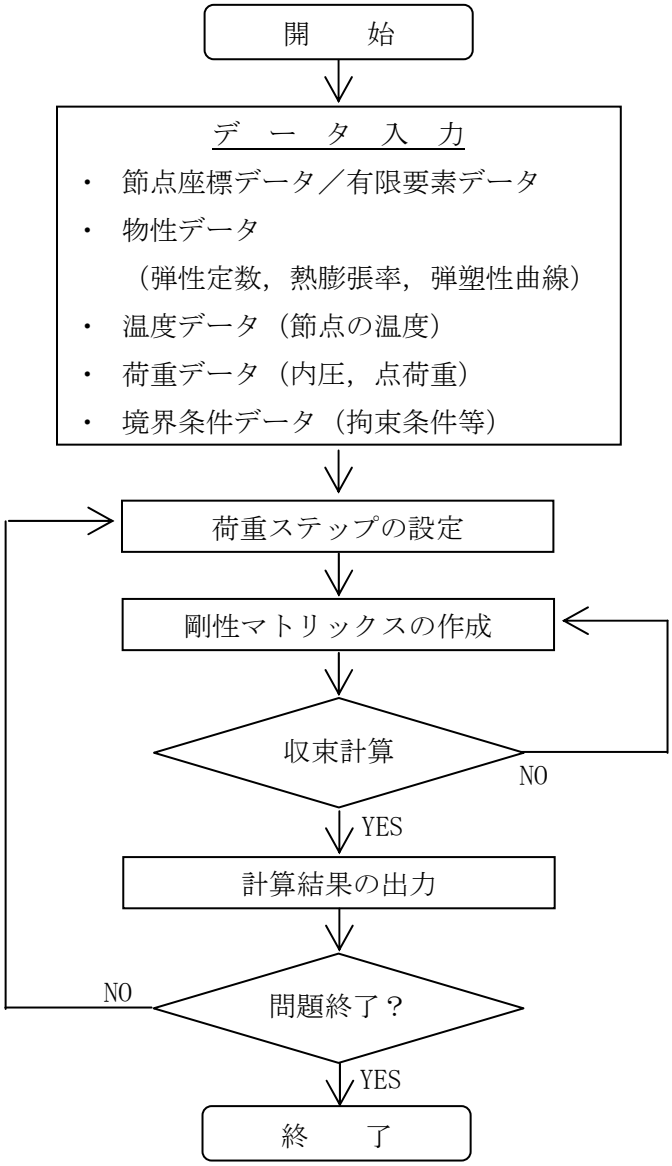
ABAQUS コードの解析フローを図－４に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。



図－４　ABAQUS コードの応力解析フロー図

参考資料

容器内水の放射線分解による圧力上昇について

本構内用輸送容器（NFT-12B 型）の核燃料輸送物設計変更承認書別紙（以下，「SAR」という。）には，NFT-14P 型及び NFT-38B 型を例として，実輸送後の輸送容器内の水素ガス濃度の測定結果及び容器内のガンマ線照射線量から求めた評価結果が示されている。

SAR（参考資料　ロ章 B　容器内水の放射線分解による圧力上昇について）では，ガンマ線照射量を保守的に NFT-12B 型を含む NFT 型輸送物を包含する 1Gy/s(3,600Gy/h)を仮定しても，水素ガス濃度の評価値は小さく（2.4%と評価），容器内圧の上昇として無視できるものであることが示されている。

NFT-12B 型は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を対象にしており，容器内のガンマ線照射量は SAR の燃料仕様に基づくガンマ線照射線量（約 0.8Gy/s(2,910Gy/h)）に比べてさらに小さくなると考えられることから，SAR において評価された水素発生量を超えることは無く，新規に水素発生対策を追加する必要はないと考えられる。

また，SAR の該当箇所の抜粋を以下に記載する。

Ｂ．２　容器内水の放射線分解による圧力上昇について

輸送容器内のような密閉した槽内での水の放射線分解により発生するガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは、ＮＦＴ－１４Ｐ型及びＮＦＴ－３８Ｂ型を例として、実輸送後に輸送容器内の水素ガス濃度を測定した結果[1)]及びＮＦＴ型輸送物の評価を以下に示す。

１．ＮＦＴ型輸送容器内の水素ガス濃度測定結果

(1) 測定対象輸送容器

測定対象輸送容器は、ＰＷＲ燃料輸送用のＮＦＴ－１４Ｐ型及びＢＷＲ燃料用のＮＦＴ－３８Ｂ型とし、各１基の測定を行った。収納物は、漏えいのない健全な使用済燃料であり、ガンマ照射線量はそれぞれ 640Gy/h 及び 844Gy/h である（中性子による照射線量は全照射線量の 10^{-5} 程度であるため評価の上で無視した）。

(2) 輸送容器内ガスのサンプリング

ＮＦＴ型輸送容器の内部ガスは、蓋膨張室内とキャビティ内に分かれているため、それぞれからガスのサンプリングを行なった。サンプリングは、ＮＦＴ型輸送容器からの使用済燃料の取り出し作業の過程で行った。

まず、輸送容器縦起こし状態にて、蓋のバルブを通して、蓋膨張室内のガスをサンプリングタンクに回収し、検知器にガスを吸入して測定した（(ロ)－第Ｂ．参１図）。

次に、輸送容器縦起こし状態にて、輸送容器をプールに入水し、蓋を取り外す際に、輸送容器にガス捕集フードを取付け、サンプリングラインを通してサンプリングバッグに回収し、サンプリングバッグから検知器にキャビティ内のガスを吸入して測定した（(ロ)－第Ｂ．参２図）。

(3) 水素ガス濃度測定

水素濃度の測定は、ガス検知管により行った。実測結果を(ロ)－第Ｂ．参１表に示す。ＮＦＴ－１４Ｐ型及びＮＦＴ－３８Ｂ型の水素濃度測定値は、いずれも発火下限の水素濃度４％を下回る結果であった。

(ロ)－第Ｂ．参１表　水素ガス濃度測定結果[1)]

輸送物	水素ガス濃度	
	蓋膨張室	キャビティ
ＮＦＴ－１４Ｐ型	0.50%	1.24%
ＮＦＴ－３８Ｂ型	0.14%	0.43%

２．ＮＦＴ型輸送容器内の水素ガス濃度評価

(1) 水素ガス濃度を測定したＮＦＴ型輸送容器に対する評価

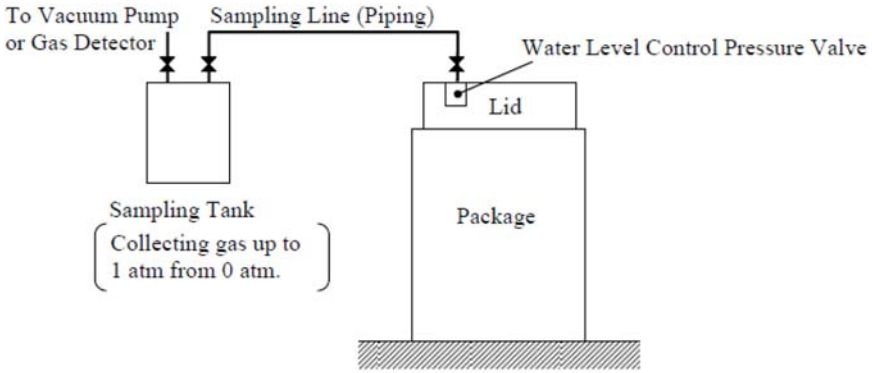
参考文献(1)では、計算評価値として、類似の環境下における水の放射線分解による水素定常濃度評価結果をベースに、水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして、水素ガス濃度の概算計算を行っている。その評価結果を(ロ)－第Ｂ．参２表に示す。ＮＦＴ－１４Ｐ型では計算値が実験値を若干下回っており、ＮＦＴ－３８Ｂ型では計算値が実験値を上回っているが、比較的よい一致を示している。

(ロ)－第Ｂ．参２表　水素ガス濃度評価結果[1)]

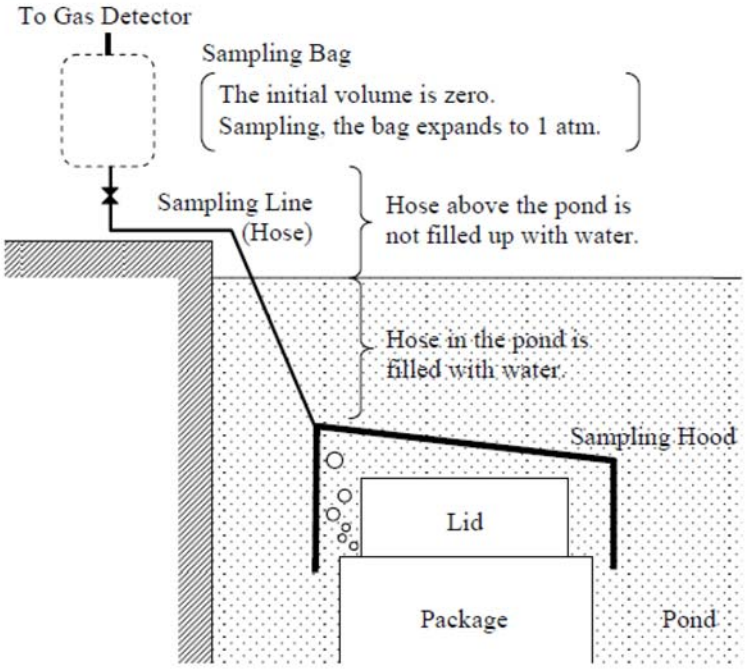
輸送物	ガンマ線照射線量	水素ガス濃度
ＮＦＴ－１４Ｐ型	640Gy/h	0.99%
ＮＦＴ－３８Ｂ型	844Gy/h	1.14%

(2) ＮＦＴ型輸送物における線源条件に対する評価

ＮＦＴ型輸送物において、最もガンマ線源強度が大きいＮＦＴ－１４Ｐ型においても、ガンマ線照射量は約 0.7Gy/s であるが、仮にガンマ線照射線量を保守側に 1Gy/s (3600Gy/h) としても、(1)で示した値を同様に水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして補正すると、水素ガス濃度は 2.4%となる。この値は、水素ガスの爆発下限である空気との混合比 4%に対して十分小さい値であり、容器内圧の上昇としても無視できるものである。



（ロ）－第Ｂ．参１図　蓋膨張室内ガスのサンプリング方法[1)]



（ロ）－第Ｂ．参２図　輸送容器キャビティ内ガスのサンプリング方法[1)]

<参考文献>

1）Y.Fujita, M.Ebihara, “Evaluation of Hydrogen Yield in Spent Fuel Transport Package”, The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8, 2010, London, UK, Poster Session 210 (2010).

4.2.　除熱機能

4.2.1.　健全燃料輸送時

(1)　基本的な考え方

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

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

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

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

(2) 設計基準

設計基準を表－９に示す。

表－９　設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	使用可能温度	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	Ｏリング
	炭素鋼	構造強度が確保される制限温度	375	胴
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－２	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 *1，*2	200	7×7 燃料，8×8 燃料
			300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料

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

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

(3)　燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（15kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量(最大 8kW)を包絡している。

(4)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は，以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

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

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル
（以下「全体モデル」という。）

評価条件を表－１０に示す。

表－１０　評価条件

項目		評価条件
収納体数　　(体)		12
崩壊熱量　　(kW)		15
周囲温度　　(℃)		38
太陽熱放射 (W/m^2)	垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面（曲面）	400

(5)　評価方法

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

解析にはABAQUSコードを用いる。

(6)　評価結果

評価結果を表－１１に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は123℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表－１１　評価結果（各部温度）

対象部位	材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	104	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	106	300	Ｏリング
	炭素鋼	116	375	胴
	ステンレス鋼	110	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	120	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－２	123	200	7×7燃料，8×8燃料
			300	新型8×8ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度8×8燃料，9×9燃料

4.2.2.　漏えい・変形燃料混載時

構内用輸送容器に収納する漏えい・変形燃料の燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており，既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため，評価結果は前項の健全燃料輸送時の評価に包絡される。

なお，万が一輸送容器の取り扱い中に漏えい燃料棒が破損し，漏えい燃料棒からペレットが放出されたとしても，放出ペレットの発熱量は設計発熱量の 0.1%未満であり，構内用輸送容器の構成部材及び燃料の健全性に影響はない。

また，既存評価の解析モデルには燃料収納スペーサをモデル化しているが，燃料収納スペーサがない場合でも上記と同様に崩壊熱量は十分低いものとなっていることから，構内用輸送容器の構成部材及び燃料の健全性に影響はない。

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

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

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図－５に示す。

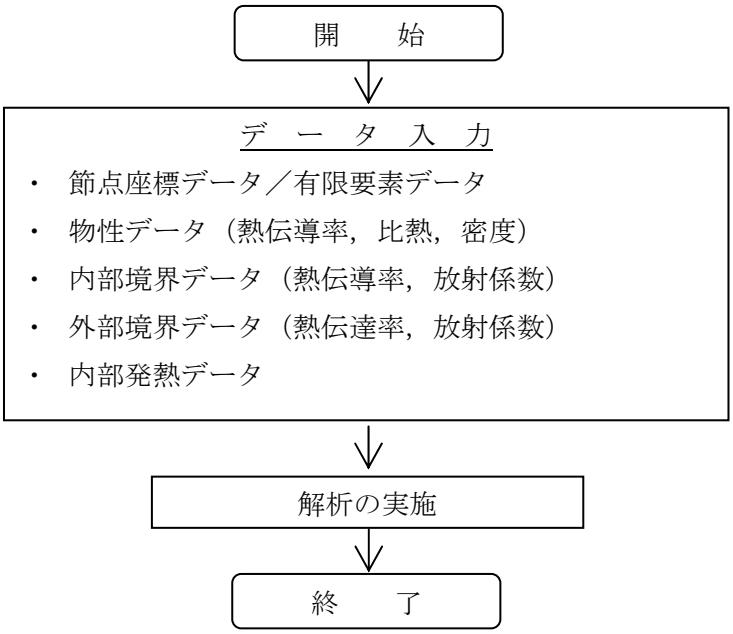
（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

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

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



図－５　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

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

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

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

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

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図－６に示す。

（４） 使用実績

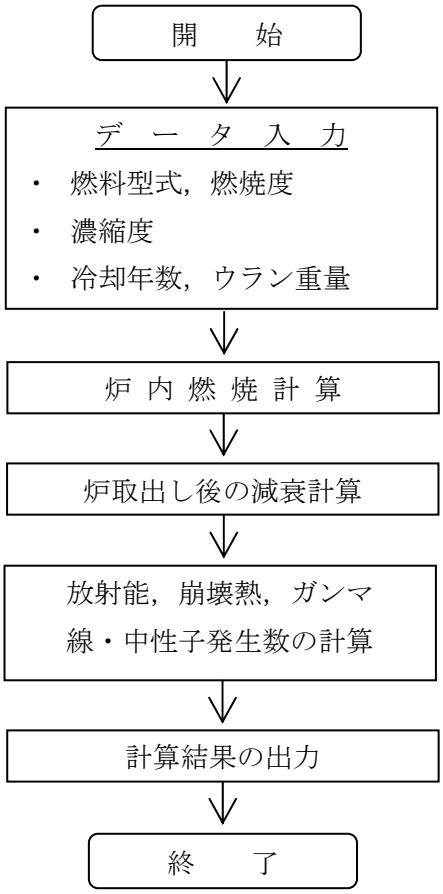
ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。
大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

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

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



図－６　ORIGEN2 コードの計算フロー図

4.3.　密封機能

(1)　基本的な考え方

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

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

(2)　評価結果

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

また，4.2.項に示したとおり，除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は 106℃以下であり，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

4.4.　遮へい機能

4.4.1.　健全燃料輸送時

(1)　基本的な考え方

遮へい設計にあたっては，内部に燃料を入れた場合に放射線障害を阻止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

a．構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

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

c．主要な中性子遮へい材は，胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

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

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

(2)　設計基準

設計基準を表－１２に示す。

表－１２　設計基準

（単位：μSv/h）

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

(3)　評価条件

評価条件は既存評価と同一である。

(4)　評価方法

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

遮へい解析モデルは既存評価モデルから，緩衝体のないモデルに変更する。その他の条件は，既存評価と同様である。

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

(5)　評価結果

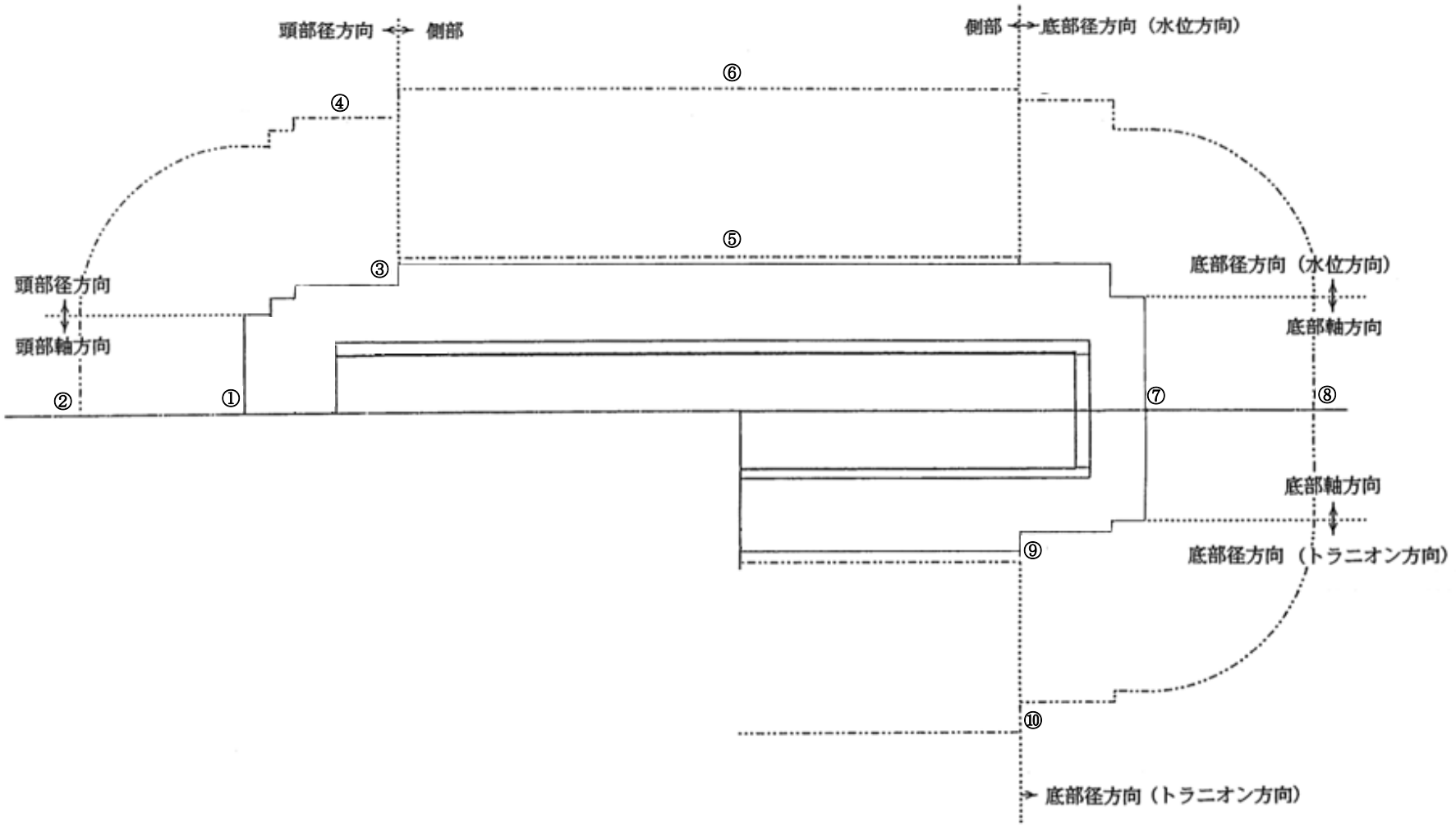
構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図－７に,評価結果を表－１３に示す。なお,評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

表－１３　最大線量当量率の計算結果

（単位：μSv/h）

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	984.6	549.9	236.9	165.1	928.8
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から１ｍ	計算結果	38.3	44.5	79.5	31.5	57.6
	設計基準値	100				



図－７　　線量当量率評価位置

4.4.2.　漏えい・変形燃料混載時

(1)　基本的な考え方

漏えい・変形燃料混載時の遮へい機能の評価においては，構外用輸送容器としての安全評価（漏えい燃料収納時）に用いられている評価手法を用い，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率が設計基準を超えないことを評価する。

なお，構内輸送では燃料収納缶を用いずに運用することから，再評価を実施する。ただし，燃料収納缶がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし，既存評価書の内容を引用する。

(2)　設計基準

設計基準は健全燃料と同様であり，表－１２に示すとおりである。

(3)　評価条件

漏えい燃料２体については，漏えい燃料の冷却期間，平均燃焼度により放射能強度を求め，評価を行う。

なお，変形燃料については冷却期間，平均燃焼度は既存評価の条件に包絡されるため，本評価では変形燃料は安全側に健全燃料として扱うこととする。

(4)　評価方法

漏えい燃料については，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒 2 本分のペレットが容器内の任意の位置に存在するものとして線量当量率を求める。

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共に ANISN コードを用いて燃料棒２本分のペレットに対する線量当量率を求め，安全側に健全燃料（変形燃料含む）のみ収納時の線量当量率に加算して，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

解析モデルは一次元球モデルとし，健全燃料の解析モデルにおける遮へい解析結果が厳しい位置に存在すると仮定する。

なお，ライブラリは，健全燃料と同様に DLC-23/CASK データを用い，線量当量率への変換は ICRP Publ.74 に従う。

(5)　評価結果

漏えい・変形燃料混載時の評価結果を表－１４に示す。なお，評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，漏えい・変形燃料混載時においても構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

なお，線量当量率評価位置については，健全燃料収納時と同様であり，図－７に示すとおりである。

表－１４　最大線量当量率の計算結果（漏えい・変形燃料混載時）

（単位：μSv/h）

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1010.0	607.7	238.3	237.2	986.6
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から１ｍ	計算結果	40.7	47.7	79.8	35.4	60.8
	設計基準値	100				

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

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

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

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

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

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

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

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図－８に示す。

（４） 使用実績

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

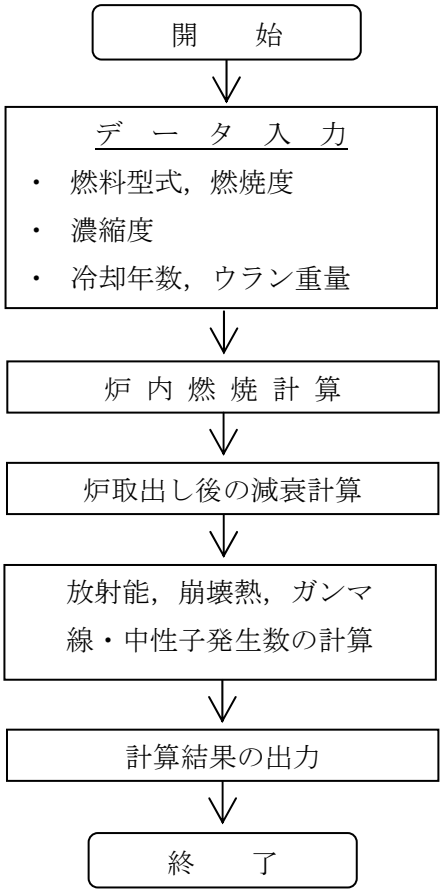
（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

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

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

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



図－８　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5）について

（１）概要

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

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

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

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図－９に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

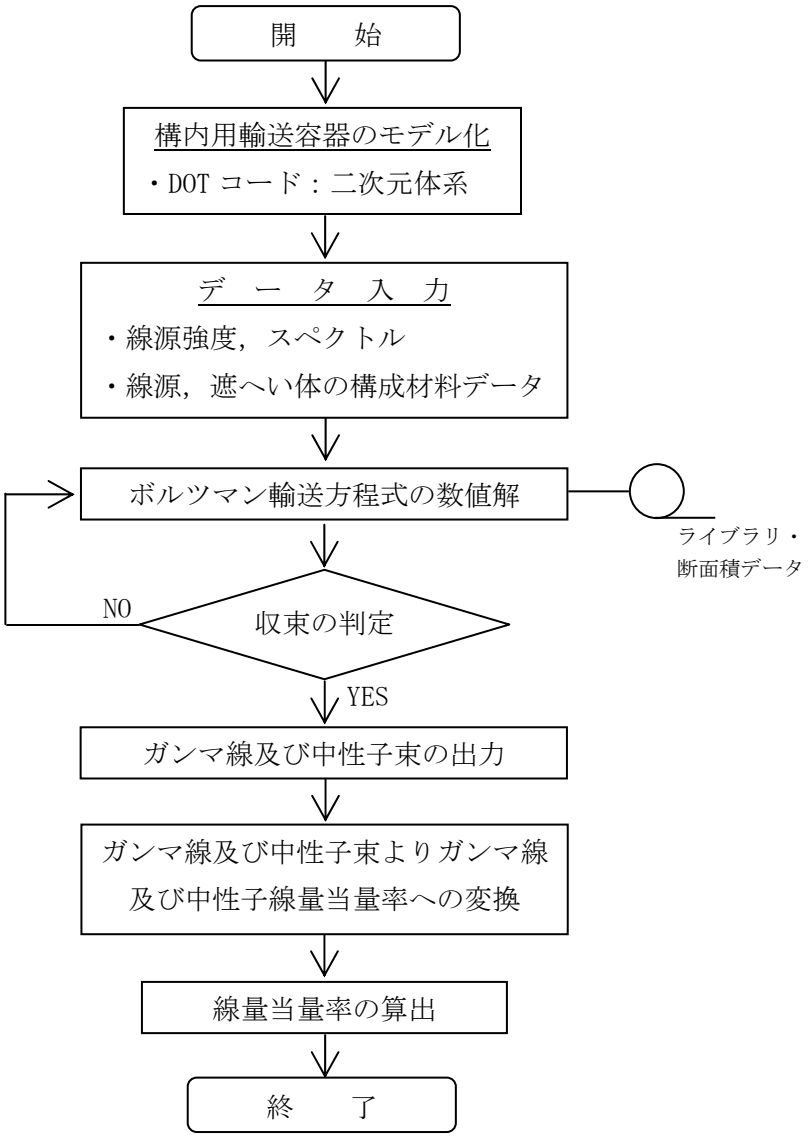
（５）検証

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月



図－９　DOT コードの解析フロー図

4.5.　臨界防止機能

4.5.1.　健全燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，構内用輸送容器に収納する健全燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。
・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値（初期濃縮度）とする。
・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが，中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し，安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。
・燃料は反応度が最も高くなるように配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。
・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
・チャンネルボックスを水に置換える。
・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし，上・下部タイプレート部などを水に置換える。
・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。
・中性子遮へい体及びフィンはないものとする。
・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１５に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１５　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.900[*1]	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

4.5.2.　漏えい・変形燃料混載時

4.5.2.1.　健全燃料及び漏えい燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，構内用輸送容器に収納する健全燃料及び漏えい燃料の初期濃縮度は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため，健全燃料及び漏えい燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。さらに，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒 2 本分のペレットが構内用輸送容器内に放出されるものとして，既存評価の条件に追加する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，ペレットの放出を考慮する以外は健全燃料輸送時と同様とする。

放出されたペレットはペレットと水が混ざった状態とし，燃料領域以外の水領域に存在するものと仮定する。また，ペレットと水は水／ウラン比及びペレット粒径が最適な状態とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料及びペレットのウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１６に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１６　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.903*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

4.5.2.2.　健全燃料及び変形燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，構内用輸送容器に収納する健全燃料は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため，健全燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。また，安全側に変形燃料の燃料棒の変形を考慮して評価する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，9×9 燃料 11 体，7×7 燃料 1 体について行うこと及び燃料収納スペーサを無視すること以外は健全燃料輸送時と同様とする。

変形燃料は大口格子に収納し，反応度が最も高くなるように配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される変形燃料について全領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１７に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１７　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.895*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

4.5.2.3.　健全燃料，漏えい燃料及び変形燃料混載時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，4.5.2.1.と同様に健全燃料及び漏えい燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。また，4.5.2.2.と同様に安全側に変形燃料の燃料棒の変形を考慮して評価する。さらに，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒2本分のペレットが構内用輸送容器内に放出されるものとして，4.5.2.2.の条件に追加する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が0.95以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，ペレットの放出を考慮する以外は健全燃料及び変形燃料輸送時と同様とする。

放出されたペレットは健全燃料及び漏えい燃料輸送時と同様にペレットと水が混ざった状態とし，燃料領域以外の水領域に存在するものと仮定する。また，ペレットと水は水／ウラン比及びペレット粒径が最適な状態とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は，燃料及びペレットのウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，KENO-V.a コードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表－１８に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表－１８　評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.898*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-V.a）について

(1) 概要

KENO-V.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-V.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図－１０に示す。

(4) 使用実績

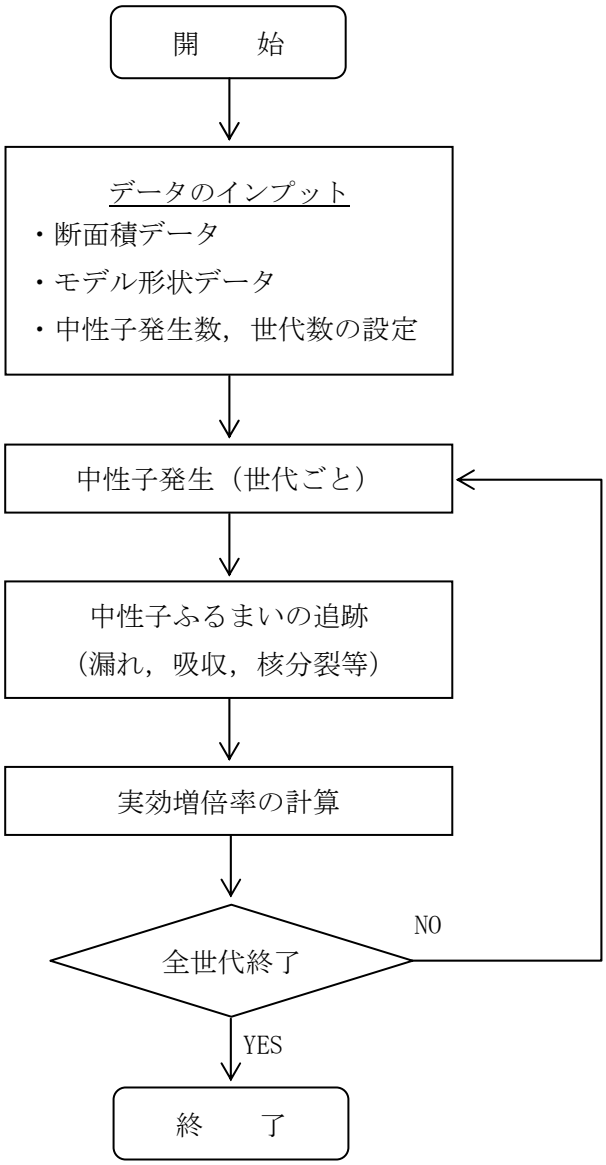
KENO-V.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1の中から16種類の臨界体系をベンチマーク試験*2として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.



図－１０　KENO-V.a コードの解析フロー図

5.　構内用輸送容器の落下

5.1.　原因

構内用輸送容器の取り扱い中に，何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

5.2.　発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために，次のような設計及び運転上の対策を講じる。

（１）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。

（２）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。

（３）クレーン主巻フックと吊具，吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。

（４）取付け作業後の取付け状態を確認し，外れ止めを取り付ける。

（５）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。

（６）作業手順書を整備し，作業員への教育周知を行う。

（７）有資格者による設備操作，作業管理を行う体制とする。

5.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

本構内用輸送容器は，最大 12 体の燃料を輸送することが可能な容器である。これは既に構内用輸送容器として用いている NFT-22B 型の燃料収納体数 22 体より少ない。

従って，核分裂生成物の放出量及び線量の評価は「添付資料－２－１　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）」の評価に包絡される。

４号機　構内用輸送容器（NFT-12B 型）に係る確認事項について

４号機 構内用輸送容器（NFT-12B 型）の確認事項を表―1～表―2 に示す。

表－1　確認事項（構内用輸送容器（NFT-12B 型））

確認項目	確認内容	判定基準
寸法確認	変形燃料を収納する大口格子の内寸を確認する。	実施計画のとおりであること。
挿入確認	変形燃料を収納する大口格子に挿入ゲージ※が円滑に挿入,取出しできることを確認する。	挿入ゲージの挿入，取出しが円滑に行えること。

※2013 年 12 月に当該燃料について吊上げチャンネルボックスの曲がり状況を確認し，チャンネルボックスの曲がりを考慮した最大寸法は測定誤差を加味し 156mm であることを確認している。このため，挿入ゲージは１辺 156mm 以上とする。

表―２　確認事項（構内用輸送容器（NFT-12B 型）のうち，大口格子用スツール）

確認項目	確認内容	判定基準
寸法確認	実施計画に記載されている主な寸法について確認する。	実施計画のとおりであること。
材料確認	実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
外観確認	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。

破損燃料用輸送容器（7 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1.　３号機の破損燃料用輸送容器（7 体）に係る安全機能及び構造強度

1.1.　破損燃料用輸送容器（7 体）の概要

３号機使用済燃料プールには，「添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書　6.2.　３号機における燃料の取り扱い」に示すとおり，震災以前から存在する漏えい燃料等やハンドル部が変形し燃料健全性への影響が疑われる燃料（以下，「破損燃料」という。）が存在し，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定する。破損燃料用輸送容器は，これらの破損燃料を共用プールへ輸送する際に使用する。

破損燃料用輸送容器は，既存の３号機構内用輸送容器に対して破損燃料を評価条件とした安全評価を行い，安全機能及び構造強度を確認した上で破損燃料用輸送容器として使用する。

また，破損燃料用輸送容器は，収納する燃料のハンドル部の変形の程度に応じて，バスケットを取り替えることにより，変形が小さい燃料を 7 体収納できる容器（以下，「破損燃料用輸送容器（7 体）」という。）と，変形が大きい燃料を 2 体収納できる容器（以下，「破損燃料用輸送容器（2 体）」という。）に使い分けることが可能である。

なお，後者の破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度については，「添付資料２－２－２　破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）」で説明する。

1.1.1.　破損燃料用輸送容器（7 体）の構成

「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.1.1.　構内用輸送容器の構成」を参照。

1.1.2.　設備仕様

1.1.2.1.　破損燃料用輸送容器（7体）の仕様

「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.1.2.1.　構内用輸送容器の仕様」を参照。

1.1.2.2.　破損燃料用輸送容器（7体）に収納する燃料仕様

バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（小）（内寸153㎜）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は，震災以前から存在する漏えい燃料，チャンネルボックスが装

着されていないスペーサー部損傷燃料及びハンドル部の変形が小さい燃料，並びに健全燃料とする。

なお，破損燃料用輸送容器（7体）で輸送可能な３号機の破損燃料は，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定される燃料に限る。

３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様を表1-1-1に示す。

表1-1-1　３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

	使用済燃料				新燃料
燃料タイプ	8×8燃料	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	高燃焼度 8×8 燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	－
最短冷却日数(日)※1	12,133	7,979	4,229	3,207	－

※１：平成 31 年 3 月 31 日時点での冷却期間

1.2.　評価の基本方針

破損燃料用輸送容器（7 体）が本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

なお，既存の３号機構内用輸送容器の安全機能及び構造強度は「添付資料－２－１－２構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）」（以下，「既存評価」という。）で確認されているため，1.1.2.2.項に示す３号機の破損燃料が既存評価の評価条件に該当しない事項について，新たに評価を行う。

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に対する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1　破損燃料用輸送容器（7体）安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	新評価実施要否	評価方針
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	破損燃料用輸送容器（7体）	－	震災以前から存在する漏えい燃料等は，燃料被覆管の軽微な損傷または損傷の可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。また，ハンドル部が変形した燃料についても落下がれきにより燃料上部が損傷している可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから，設計事象の荷重条件が既存評価と同等であると言えるため，新評価は不要。
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	－	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから，評価条件が既存評価と同等であると言えるため，新評価は不要。
		破損燃料用輸送容器（7体）	－	
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	－	構造強度及び除熱機能の評価結果が既存評価と同等であり，容器構造も同一であるため，新評価は不要。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	－	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから，評価条件が既存評価と同等であると言えるため，新評価は不要。
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	○	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定するが，万一臨界に至った場合の影響緩和が困難であることから，保守的に燃料棒の形状が維持されていないと仮定して実効増倍率を評価する。

1.3.　臨界防止機能

1.3.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- 燃料を収納するバスケットは格子構造として,燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン添加ステンレス鋼を使用し，バスケット外周部にボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.3.2.　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.3.3.　評価条件

1)燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。臨界評価モデルを図 1-3-1 に示す。

・燃料棒の形状が維持されていないと仮定し，以下の条件を設定する。
  ・燃料被覆管が破損しペレットが使用済燃料収納缶（小）内に放出され，さらに使用済燃料収納缶（小）外にペレットが漏えいすることを仮定し，容器内にペレットと水が非均質に混ざった状態とする。
  ・水／ウラン比，ペレット粒径が最適な状態とする。
  ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，９×９燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%とする。また，中性子吸収断面積の大きい Gd は無視する。
・バスケット内の使用済燃料収納缶（小）配置は，格子間の範囲で偏心配置（バスケット中心寄り）を考慮する。
・バスケット材料のボロン添加ステンレス鋼材中及びバスケット外周に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}Ｂ含有量は，製造下限値とする。
・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
・破損燃料用輸送容器（7 体）外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
・評価モデルは３次元体系とする。

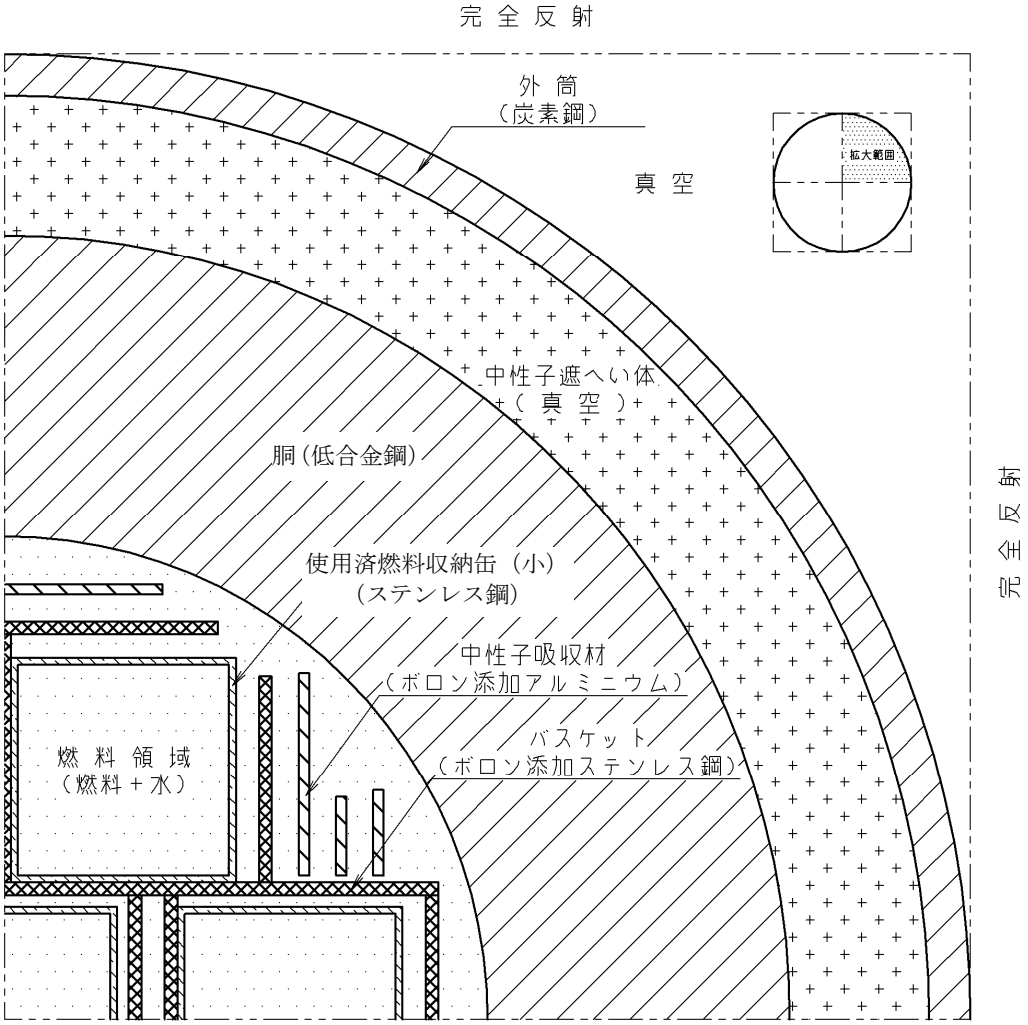

完 全 反 射
外 筒
（炭素鋼）
真 空
拡大範囲
中性子遮へい体
（ 真 空 ）
胴（低合金鋼）
使用済燃料収納缶（小）
（ステンレス鋼）
中性子吸収材
（ボロン添加アルミニウム）
バスケット
（ボロン添加ステンレス鋼）
燃 料 領 域
（燃料＋水）
完 全 反 射

図 1-3-1　臨界評価体系

1.3.4.　評価方法

破損燃料用輸送容器（7 体）の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

1.3.5.　評価結果

評価結果を表 1-3-1 に示す。表 1-3-1 に示すとおり，破損燃料用輸送容器（7 体）の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-3-1　評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.94	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 1-3-2 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

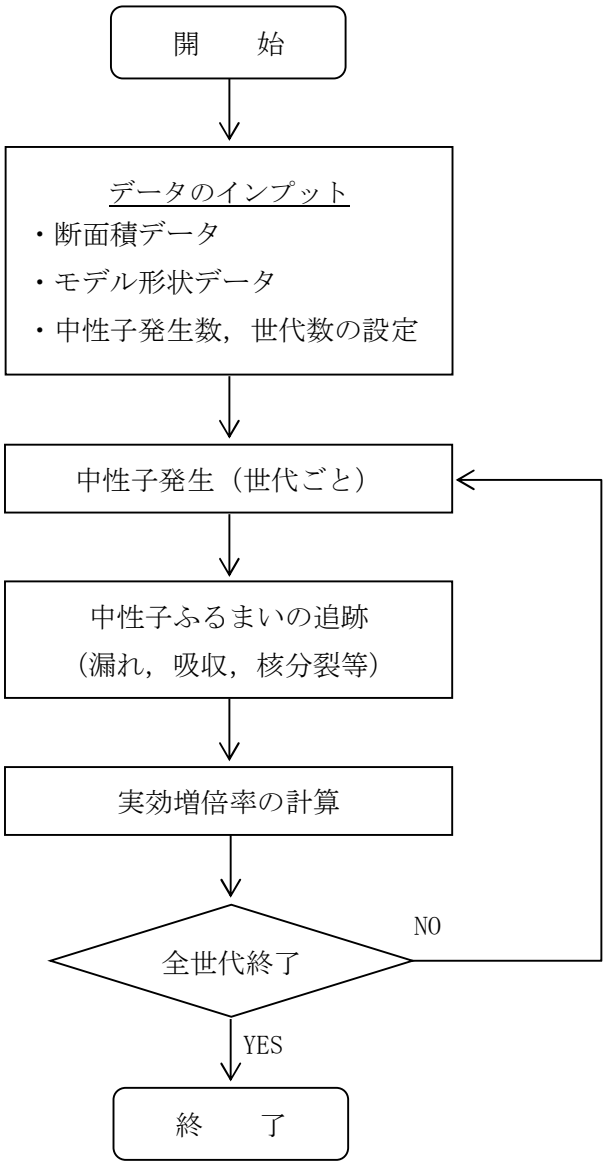


図 1-3-2　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

1.4.　破損燃料用輸送容器（7 体）の落下

「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.8.　構内用輸送容器の落下」を参照。

破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1.　３号機の破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度

1.1.　破損燃料用輸送容器（2 体）の概要

３号機使用済燃料プールにあるハンドル部の変形が認められる燃料のうち,ハンドル部の変形が大きく破損燃料用輸送容器（7 体）に収納できない燃料については，内のりの大きいバスケット（2 体収納）に取り替えた破損燃料用輸送容器（2 体）を使用して，共用プールへ輸送する。なお，バスケット（2 体収納）は 3 基ある３号機構内用輸送容器のいずれに対しても取り替えることができる。

1.1.1.　破損燃料用輸送容器（2 体）の構成

破損燃料用輸送容器（2 体）は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。なお，バスケット以外の構成部材は破損燃料用輸送容器（7 体）から流用して用いる。破損燃料用輸送容器（2 体）の概要図を図 1-1-1 に示す。

（１）容器本体

容器本体は胴，底板，中性子遮へい体，外筒で構成される。低合金鋼の胴及び底板と蓋で放射性物質を閉じ込める耐圧バウンダリを構成する。

また，主に胴及び底板の低合金鋼がガンマ線遮へい機能を有し，胴と外筒の間および底板の底部に配置されたレジンが中性子遮へい機能を有する。

（２）蓋

蓋は一次蓋及び二次蓋で構成する。

一次蓋はステンレス鋼であり，複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。一次蓋にはゴム製のＯリングを設け容器本体フランジ面との密封性を確保する構造となっている。一次蓋のステンレス鋼がガンマ線遮へい機能を有する。

二次蓋もステンレス鋼であり，一次蓋の上から複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。二次蓋にもゴム製のＯリングを設け，容器本体フランジ面との密封性を確保できる構造となっている。

（３）バスケット

バスケットは容器内において燃料集合体を所定の位置に保持するための構造物である。また，未臨界確保のためバスケット外周にボロン添加アルミニウム合金板を設置している。

燃料集合体はバスケット内に装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（大）に収納する。

（4）トラニオン

トラニオンは容器のクレーンでの取扱い（吊上げ）及び，構内輸送時の固縛のために容器上部及び下部にボルトで取付ける。

取扱い時（縦姿勢）は容器と吊具との接続を二重化して落下を防止するために，上部トラニオンは二対（4個）設ける。

構内輸送時(横姿勢)では上部トラニオンと下部トラニオンで架台等に固定するため，下部トラニオンは一対（2個）設ける。

1.1.2.　設備仕様

1.1.2.1.　破損燃料用輸送容器（2体）の仕様

破損燃料用輸送容器（2体）の仕様を表1-1-1に示す。

表 1-1-1　破損燃料用輸送容器（2 体）の仕様

項目	数値等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 44.3
全長（m）	約 5.6
外径（m）	約 1.4
収納体数（体）	2
基数（基）	1※1

※１：バスケット（2体収納）は1個有する

1.1.2.2.　破損燃料用輸送容器（2体）に収納する燃料仕様

1.1.1.(3)に記載のとおり，バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（大）（内寸209㎜）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は，破損燃料用輸送容器（7体）に収納できない破損燃料，並びに健全燃料とする。

なお，破損燃料用輸送容器（2体）で輸送可能な３号機の破損燃料は，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定される燃料に限る。

３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様を表1-1-2に示す。

表1-1-2　３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

	使用済燃料				新燃料
燃料タイプ	8×8燃料	新型８×８ ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	高燃焼度 ８×８燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	－
最短冷却日数(日)※2	12,133	7,979	4,229	3,207	－

※２：平成 31 年 3 月 31 日時点での冷却期間

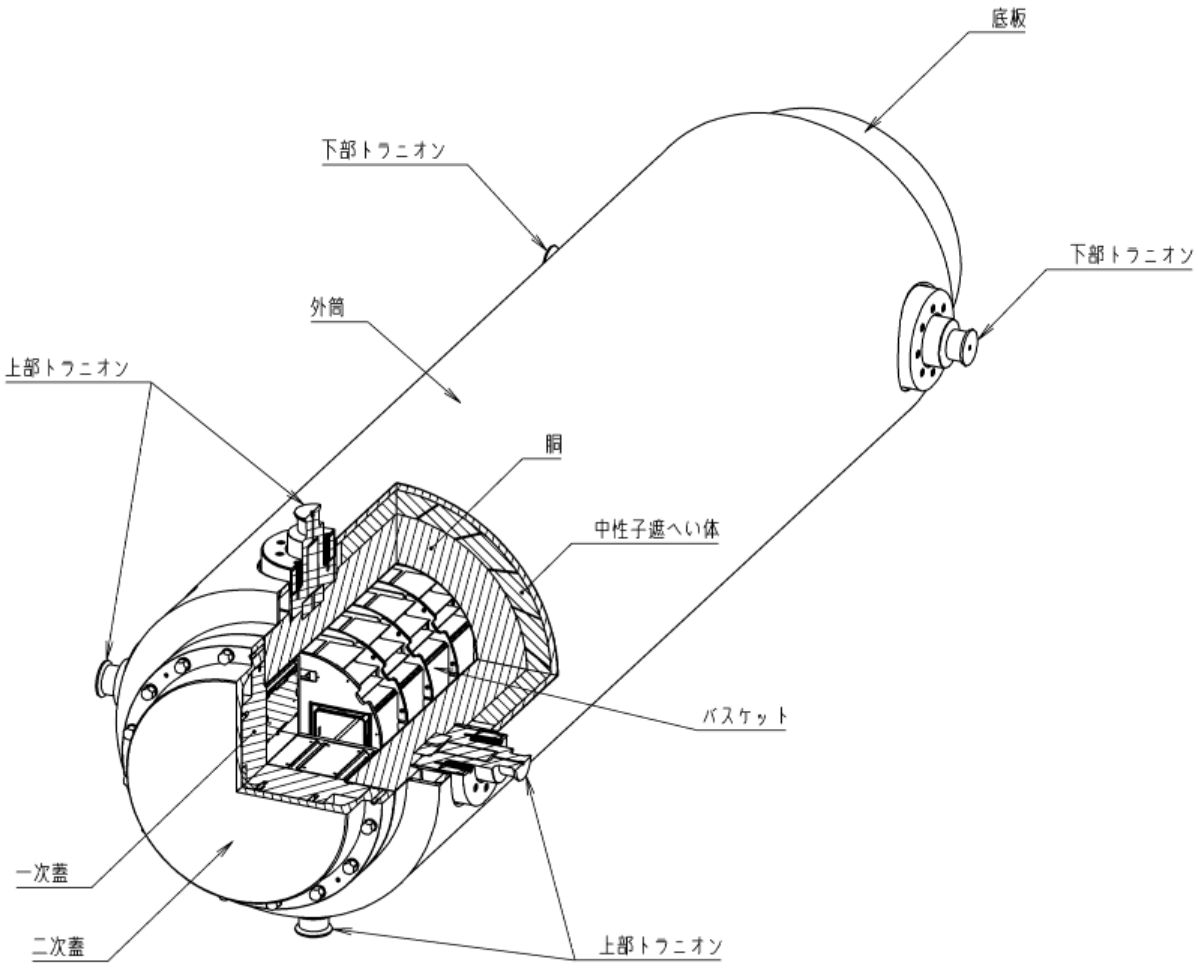


図 1-1-1　破損燃料用輸送容器（2 体）　概要図

1.2.　評価の基本方針

破損燃料用輸送容器（2 体）が，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に関する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1　破損燃料用輸送容器（2体）安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	評価方針
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	破損燃料用輸送容器（2体）	落下がれきにより燃料上部が損傷している可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。 ３号機構内用輸送容器の取扱手順から設計事象を抽出し，その荷重条件で発生する応力を評価する。 構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007設計・建設規格を準用する。
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管 破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定し，収納する燃料から発生する最大崩壊熱量で容器各部及び燃料の温度を評価する。
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器密封部の健全性が維持されることを評価する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定し，収納する燃料から発生する線源強度で容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を評価する。
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定するが，万一臨界に至った場合の影響緩和が困難であることから，保守的に燃料棒の形状が維持されていないと仮定して実効増倍率を評価する。

1.3.　構造強度評価

1.3.1.　基本的な考え方

破損燃料用輸送容器（2 体）の構造強度の評価部位は，安全上重要な部位として容器本体（胴及び底板），蓋，バスケット，支持機能を有するトラニオンとする。

ただし，バスケットを除く構成部材は３号機構内用輸送容器と同一であり，収納体数は３号機構内用輸送容器の 7 体より少ないため容器質量は小さい。よって，容器の支持部材であるトラニオンについては,「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機） 1.3.　構造強度評価」に包絡される。

従って，容器本体（胴及び底板），蓋，バスケットの各部の構造強度を評価する。

構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007 設計・建設規格（以下,「設計・建設規格」という。）を準用する。各評価対象部位の適用基準・規格を表 1-3-1 に示す。

表 1-3-1　構造強度に係る適用基準・規格

評価対象 部位	設計・建設規格 機器区分	構造強度 評価方法	考え方
容器本体，蓋	クラス３容器	クラス１容器の規定を準用	容器本体及び蓋は設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義より，クラス３容器に区分されると考えられる。 圧力荷重についてはクラス３容器における規格計算式で評価することができるが，熱荷重や取扱時の衝撃荷重等の各種の負荷荷重が発生することから，これらの荷重については，応力解析によって発生応力を求めて評価する必要がある。 したがって，構造強度評価手法は，同様な「解析による設計」の考え方が採用されているクラス１容器を準用する。
バスケット	ノンクラス	炉心支持構造物の規定を準用	バスケットは設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義に該当しないと考えられる。 しかし，容器内において燃料を支持する部材であるため，構造強度評価手法は，炉心支持構造物を準用する。

1.3.2.　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，破損燃料用輸送容器（2体）の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図 1-3-1 に示すハンドリングフローに基づき，破損燃料用輸送容器（2 体）の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 1-3-2 に示す。

1）設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

2）設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3），搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7），転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3），搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7），転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

破損燃料用輸送容器（2 体）を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤ及び吊具の二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，破損燃料用輸送容器（2 体）の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

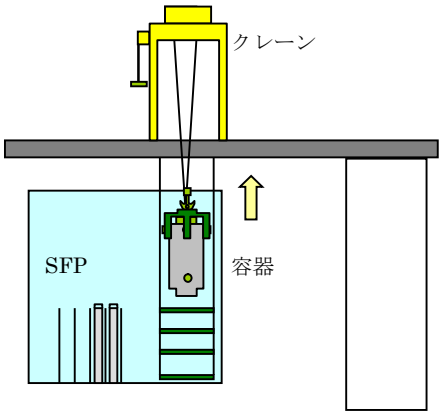
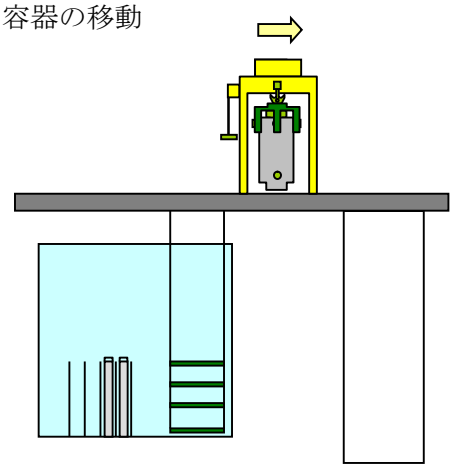
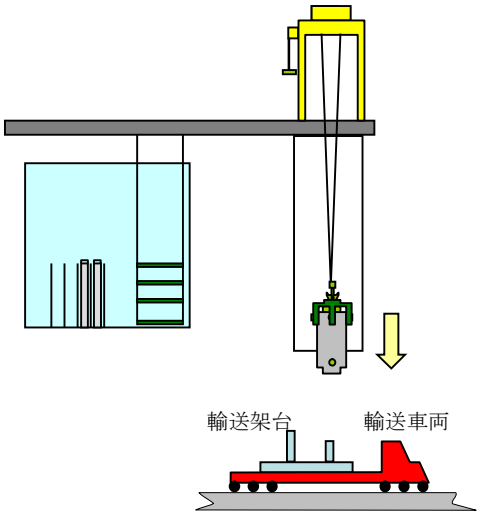
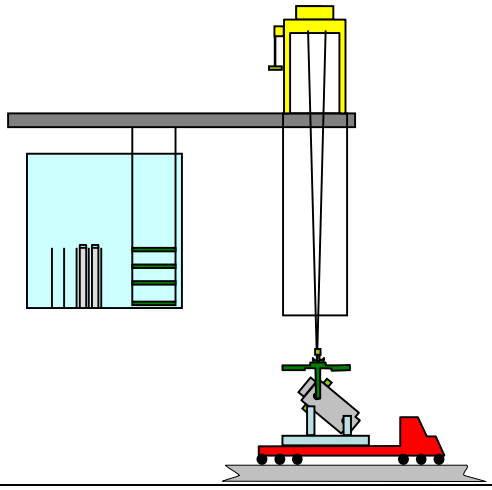
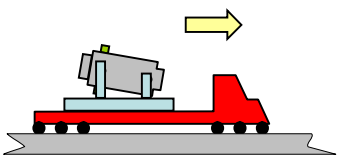
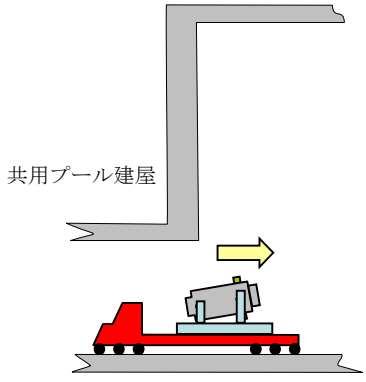
<table>
<tr><th>No.</th><th>取扱いモード</th><th>No.</th><th>取扱いモード</th></tr>
<tr><td>1</td><td>プールからの容器の吊上げ
 
</td><td>2</td><td>容器の移動
  </td></tr>
<tr><td>3</td><td>容器の吊下し
 
</td><td>4</td><td>輸送車両への積載
  </td></tr>
<tr><td>5</td><td>構内輸送（３号機→共用プール）
  </td><td>6</td><td>共用プール建屋への搬入
 
</td></tr>
</table>

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

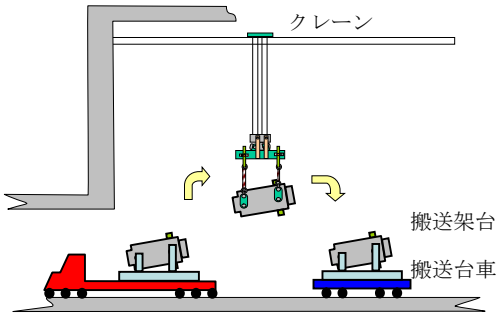
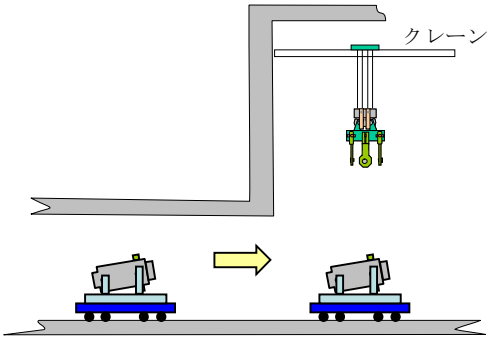
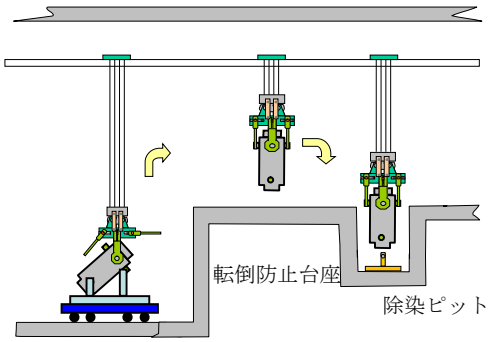
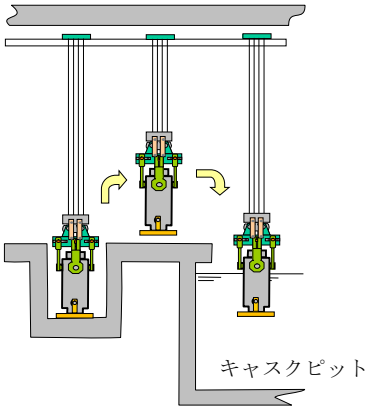
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
7	搬送台車への積載 	8	キャスク取扱室への移動 
9	除染ピットへの移動 	10	キャスクピットへの移動 

図 1-3-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 1-3-2　設計事象の抽出（1/2）

起因事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
破損燃料用輸送容器（2 体）の落下	輸送車両取扱い時の落下（No. 5）	固定ボルトの取付け不良	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 容器は輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 容器は輸送車両で徐行して輸送 ● 輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限	×		×
	搬送台車取扱い時の落下（No. 8）	固定ボルトの取付け不良	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 容器は搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有している	×		×
	クレーン取扱時の落下（No. 1, 2, 3, 4, 7, 9, 10）	吊具の取付け不良（３号機）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の ITV による目視確認 ● 取付け状態の吊具アーム部のリミットスイッチによる確認 ● 地切り後の ITV による取付け状態の確認，クレーンの荷重確認	×		×
		吊具の取付け不良（共用プール）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の作業員による確認	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断（３号機）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ，吊具点検	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断（共用プール）	以下の対策，設計により容器の落下を防止する ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ，吊具点検	×		×

表 1-3-2　設計事象の抽出（2/2）

起因事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
破損燃料用輸送容器（2 体）の衝突	クレーン移動時（走行，横行）の衝突 (No. 2, 7, 9, 10)	ブレーキの故障（３号機）	以下の対策，設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● ＩＴＶにより移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤（シーケンサ、インバータ等）による停止機能の作動	×		×
		ブレーキの故障（共用プール）	以下の対策，設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤（シーケンサ、インバータ等）による停止機能の作動	×		×
		操作員の誤操作（３号機）	以下の対策，設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● ＩＴＶにより移動経路に障害物がないことの確認	×		×
		操作員の誤操作（共用プール）	以下の対策，設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り） (No. 3, 4, 9, 10)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座，キャスクピットに衝突する場合を，設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り） (No. 7)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の搬送架台へ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，容器は巻下げ速度で搬送架台に衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，容器が搬送架台に衝突する場合を，設計事象として抽出。	○

1.3.3.　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，破損燃料用輸送容器（2 体）に発生する荷重を評価する。

1）内圧

内圧は，除熱評価結果から設定した容器内部水の温度（℃）から，下記の通り設定した。

① 容器内部水及び気体の熱膨張を考慮した場合の内圧

(a) 容器本体及び一次蓋の内圧

容器本体及び一次蓋の内圧は 0.6（MPa）とする。

(b) 二次蓋の内圧

二次蓋の内圧は 0.45（MPa）とする。

② 容器内部水及び気体の熱膨張に加えて，燃料破損による燃料棒内のガス放出を考慮した場合の内圧（最高使用圧力）

(a) 容器本体及び一次蓋の最高使用圧力

容器本体及び一次蓋の最高使用圧力は 2.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の最高使用圧力

二次蓋の最高使用圧力は 1.4（MPa）とする。

③ 試験時圧力

(a) 容器本体及び一次蓋の試験時圧力

容器本体及び一次蓋の試験時圧力は 3.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の試験時圧力

二次蓋の試験時圧力は 2.1（MPa）とする。

2）熱荷重

破損燃料用輸送容器（2 体）に発生する熱応力は，３号機構内用輸送容器における除熱評価で得られた温度分布を用いて評価する。

3）設計事象Ⅰの加速度

取扱い時及び構内輸送時の加速度

①取扱い時（吊上げ時）

破損燃料用輸送容器(2 体)を吊り上げる際に発生する加速度は以下のとおり。なお，吊上げ時の姿勢は縦姿勢である。

・容器軸方向加速度：1.32（G）

②構内輸送時

破損燃料用輸送容器（2 体）を構内輸送する際に発生する加速度は以下のとおり。な

お，構内輸送時の姿勢は横姿勢である。

・前後方向加速度：2.0（G）
・上方向加速度：2.0（G）
・下方向加速度：3.0（G）（自重を考慮）
・左右方向加速度：1.0（G）

4）設計事象Ⅱの加速度の導出

事象発生時に破損燃料用輸送容器（2 体）が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，搬送架台，転倒防止台座）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（取扱いモードNo.3）

縦姿勢で破損燃料用輸送容器（2 体）の下部トラニオンが輸送架台後部支持脚にクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

破損燃料用輸送容器（2 体）の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，(1)式で破損燃料用輸送容器（2 体）に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1+\sqrt{1+\frac{K\cdot V^2}{m\cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，α：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（2.882×10^{10}N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：破損燃料用輸送容器（2 体）の質量（4.43×10^{4}kg）

g：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は3.29Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

②破損燃料用輸送容器（2 体）の搬送台車上の搬送架台への衝突（取扱いモードNo.7）

横姿勢で破損燃料用輸送容器（2 体）を搬送台車上の搬送架台に積載する際に，破損燃料用輸送容器（2 体）が搬送台車上の搬送架台に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

破損燃料用輸送容器（2 体）を剛体として，破損燃料用輸送容器（2 体）の有する運動エネルギーを搬送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，(1)式で破損燃料用輸送容器（2 体）に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：搬送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（5.738×10^{10}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は4.07Gとなり，余裕をみて5.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突及びキャスクピット床面への衝突（取扱いモードNo.9，10）

縦姿勢で破損燃料用輸送容器（2体）が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合及び，転倒防止台座を取り付けた破損燃料用輸送容器（2体）がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，(1)式で破損燃料用輸送容器（2体）に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（4.407×10^{11}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は9.10Gとなり，余裕をみて10Gを評価加速度とする。

5）各設計事象における荷重条件

破損燃料用輸送容器（2体）の各設計事象における荷重条件を表1-3-3，表1-3-4に示す。なお，破損燃料用輸送容器（2体）の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(1/2)

設計 事象	代表事象	包絡される 事象	荷重条件
設計 条件	設計時	－	最高使用圧力：2.0MPa (二次蓋は 1.4MPa) ボルト初期締付け力 以下の荷重のうち最大となるもの ・構内輸送時荷重 ・吊上げ時荷重 ・搬送架台への衝突時荷重 ・転倒防止台座への衝突時荷重
I	構内輸送時	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は 0.45MPa) ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重
	吊上げ時	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は 0.45MPa) ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向：1.32G （自重を考慮） 熱荷重

表 1-3-3　荷重条件（容器本体及び蓋）(2/2)

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
Ⅱ	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）	－	内圧：0.6MPa (二次蓋は0.45MPa) ボルト初期締付け力 搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G （自重を考慮） 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.9） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.10）	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	内圧：0.6MPa (二次蓋は0.45MPa) ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：10G （自重を考慮） 熱荷重
試験状態	試験時	－	試験時圧力：3.0MPa (二次蓋は2.1MPa) ボルト初期締付け力

表 1-3-4　荷重条件（バスケット）

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
設計条件	設計時	－	転倒防止台座への衝突時荷重[*1] 下方向：10G （自重を考慮）
Ⅰ	構内輸送時	吊上げ時	構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
Ⅱ	搬送架台への衝突 （取扱いモードNo.7）	－	搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G （自重を考慮）
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.9） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.10）	輸送架台への衝突 （取扱いモードNo.3）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：10G （自重を考慮）

*1 設計時のうち荷重条件が最も厳しいのは転倒防止台座への衝突荷重である

1.3.4.　設計基準

1）容器本体及び蓋

容器本体及び蓋は設計・建設規格 クラス 1 容器に関する規定 PVB-3000 に準じて評価を実施する。容器本体及び蓋の許容応力を表 1-3-5～表 1-3-10 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5S_m$

(c)　一次膜＋一次曲げ応力（P_L+P_b）

$P_L+P_b \leqq 1.5S_m$

(d)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）

$P_L+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq B$

(e)　ボルトの平均引張応力（σ_m）

$\sigma_m \leqq 2S_m$

(f)　ボルトの平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）

$\sigma_m+\sigma_b \leqq 3S_m$

③ 試験状態における許容応力

試験状態における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq 0.9S_y$

(b)　一次局部膜応力（P_L）

$P_L \leqq 1.5(0.9S_y)$

(c)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5(0.9S_y)$

2) バスケット

バスケットは設計・建設規格 炉心支持構造物に関する規定 CSS-3000 に準じて評価を実施する。バスケットの許容応力を表 1-3-11 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次一般膜応力（P_m）

$P_m \leqq S_m$

(b)　一次一般膜＋一次曲げ応力（P_m+P_b）

$P_m+P_b \leqq 1.5S_m$

② 設計事象Ⅰ，Ⅱにおける許容応力

設計事象Ⅰ，Ⅱにおける応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a)　一次＋二次応力（P_m+P_b+Q）

$P_m+P_b+Q \leqq 3S_m$

(b)　平均せん断応力（τ）

$\tau \leqq 0.6S_m$

(c)　平均支圧応力（σ_b）

$\sigma_b \leqq S_y$

(d)　軸圧縮応力（σ_c）

$\sigma_c \leqq f_c$

表 1-3-5　胴及び底板の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	123	
	一次局部膜応力	P_L	184	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	184	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	369	
	平均せん断応力	τ	73	
	平均支圧応力	σ_b	184	
	圧縮応力	σ_c	95	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	165	
	一次局部膜応力	P_L	247	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	247	

材質：　GLF1 相当材（ASTM A350M Gr. LF5 Cl.1）

設計温度：　135（℃）

表 1-3-6　一次蓋の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	153	
	一次局部膜応力	P_L	229	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	229	

材質：　SUSF304

設計温度：　100（℃）

表 1-3-7　ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	143	
	一次局部膜応力	P_L	214	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	214	

材質：　SUS304

設計温度：　135（℃）

表 1-3-8　二次蓋，二次蓋ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜＋曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	155	
	一次局部膜応力	P_L	232	
	一次一般膜＋曲げ応力	P_m+P_b	232	

材質：　SUSF304

設計温度：　95（℃）

表 1-3-9　一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	216	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	平均引張応力	σ_m	432	
	平均引張応力＋曲げ応力	$\sigma_m+\sigma_b$	648	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　135（℃）

表 1-3-10　二次蓋ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	223	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	平均引張応力	σ_m	446	
	平均引張応力＋曲げ応力	$\sigma_m + \sigma_b$	669	

材質：　SUS630 H1150

設計温度：　95（℃）

表 1-3-11　バスケットの許容応力

設計事象	応力分類		記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力		P_m	133	
	一次一般膜＋曲げ応力		P_m+P_b	199	
設計事象Ⅰ，Ⅱ	一次＋二次応力		P_m+P_b+Q	399	
	平均せん断応力		τ	79	
	平均支圧応力		σ_b	150	
	軸圧縮応力	枠板 長手方向	σ_c	96	
		枠板 長手方向以外		88	
		格子支持板外周部 0°－180°方向		56	
		格子支持板外周部 90°－270°方向		129	
		スペーサ		129	

材質：　SUS304

設計温度：　170（℃）

1.3.5. 評価方法及び評価モデル

1.3.5.1. 容器本体及び蓋

容器本体及び蓋の主な構造部材の応力評価箇所を図 1-3-2，図 1-3-3 に示す。荷重条件は表 1-3-3 に示したとおりである。

1）設計条件

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 最高使用圧力，ボルト初期締付け力，機械的荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 最高使用圧力による応力

最高使用圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び，一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)は(2)式で計算する。なお，一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_x &= \frac{1.24 \cdot P \cdot r^2}{t^2} \\ \sigma_y &= \sigma_x \\ \sigma_z &= -P\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (2)$$

ここで，

P　：最高使用圧力

r　：ポートカバーＯリング平均半径

二次蓋ポートカバーは締付けボルトピッチ円半径

t　：ポートカバー最小板厚

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力及びガスケット締付による平均引張応力

最高使用圧力におけるボルト荷重及びガスケット（Ｏリング）締付時のボルト荷重により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_{m1} &= \frac{W_{m1}}{A} \\ W_{m1} &= H + H_p\end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (3)$$

ここで，

W_{m1}　：必要な最小ボルト荷重

A　：全数のボルト最小断面積

H　：フランジに加わる最高使用圧力による全荷重

H_p　：気密を十分保つために，Ｏリング又は継手接触面にかける圧縮

力（ゴム製Oリングのため Hp=0N）

また，ガスケット（Oリング）締付け時の平均引張応力（σ_{m2}）は(4)式で計算する。

$$\sigma_{m2}=\frac{W_{m2}}{A} \quad \cdots\cdots (4)$$

ここで，

W_{m2}　：ガスケット締付時に必要な最小ボルト荷重（ゴム製Oリングのため W_{m2}=0N）

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，構内輸送時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

$$\sigma_b=\frac{m_b \cdot G_z}{A_b} \quad \cdots\cdots (5)$$

ここで，

m_b　：バスケットの質量

G_z　：後方向加速度

A_b　：接触面積

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

$$\sigma_c=\frac{m_c \cdot G_z}{A_c} \quad \cdots\cdots (6)$$

ここで，

m_c　：容器の質量

G_z　：後方向加速度

A_c　：胴の断面積

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，構内輸送時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7) 式で計算する。

$$\sigma_{m3}=\frac{F_s}{A_S} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (7)$$

ここで，

F_S　：ボルト初期締付け力

A_S　：ボルト最小断面積

(c) 構内輸送時に作用する加速度による平均引張応力

構内輸送時に作用する加速度により発生する平均引張応力（σ_{m4}）は(8)式で計算する。

$$\sigma_{m4}=\frac{mG}{A} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (8)$$

ここで，

m　：作用する質量

G　：加速度

A　：全数のボルト最小断面積

(d) 構内輸送時に作用する加速度による曲げ応力

構内輸送時に作用する加速度によって発生する曲げ応力（σ_b）は(9)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{1}{n} \cdot \frac{mG\ell_b}{8Z} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (9)$$

ここで，

n　：ボルト本数

m　：作用する質量

G　：加速度

ℓ_b　　：ボルト長さ

Z　　：ボルトの断面係数

なお，二次蓋ポートカバーボルトには取付け構造上，曲げ応力は発生しない。

3）設計事象Ⅰ　吊上げ時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，吊上げ時の機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，吊上げ時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力

吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力

吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

4）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，搬送架台への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（τ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力（σ_b）は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，搬送架台への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する平均引張応力（σ_{m4}）は(8)式で計算する。

なお，一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトには，搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力（σ_{m4}）は発生しない。

(d) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する曲げ応力（σ_b）は(9)式で計算する。

なお，二次蓋ポートカバーボルトには，搬送架台への衝突時に作用する加速度により曲げ応力（σ_b）は発生しない。

5）設計事象Ⅱ　転倒防止台座への衝突（縦姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，転倒防止台座への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コードABAQUSを用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（σ_c）は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，転倒防止台座への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力（P_L+P_b+Q）は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力（σ_{m1}）は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力（σ_{m3}）は(7)式で計算する。

(c) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力(σ_{m4})は発生しない。

(d) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力（σ_b）は発生しない。

６）試験状態

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 試験時圧力，ボルト初期締付け力による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 試験時の圧力による応力

試験時圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び，一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)は(2)式で計算する。なお，一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

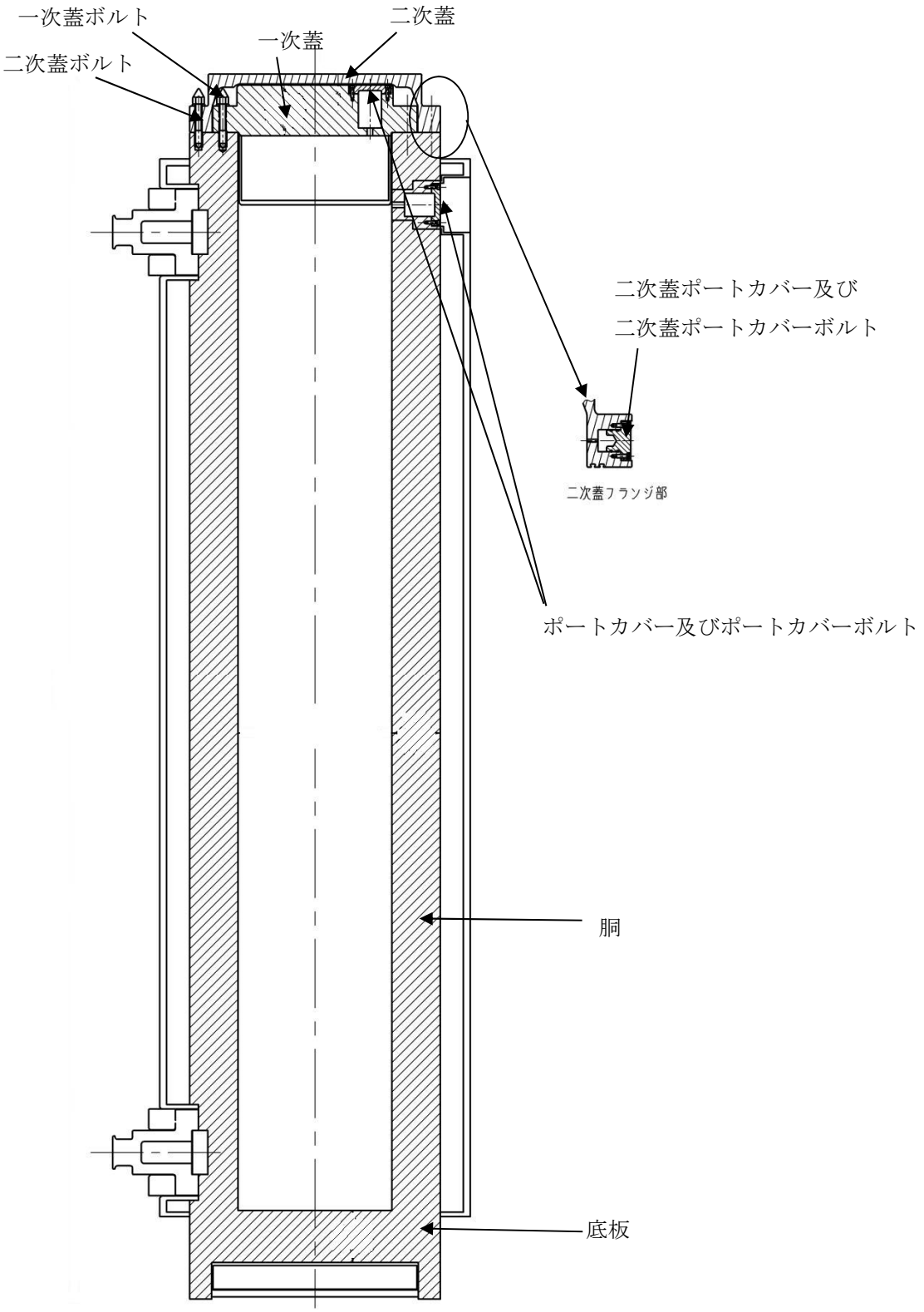


図1-3-2　容器本体及び蓋の応力評価箇所

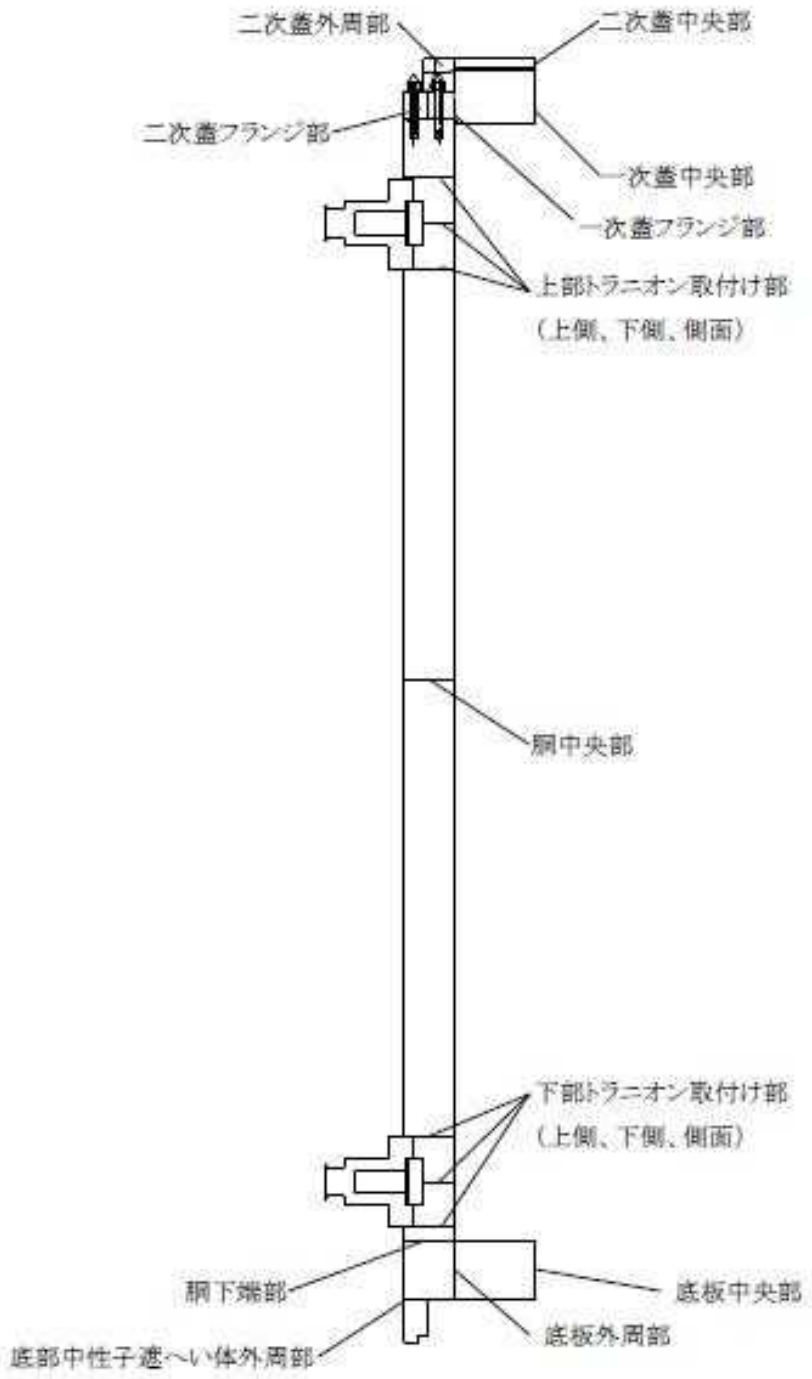


図1-3-3　容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

1.3.5.2. バスケット

バスケットの応力評価箇所を図1-3-4に示す。荷重条件は表1-3-4に示したとおりである。

1）設計条件

①一次一般膜応力

最大応力が発生する箇所は，転倒防止台座への衝突時の図 1-3-4 の評価点①及び⑦である。評価点①及び⑦の一次一般膜応力(P_m)は，(10)式で計算する。

$$P_m = \frac{m_{1,7} G_Z}{A_{1,7}} \quad \cdots\cdots (10)$$

ここで，

$m_{1,7}$ ：評価点①及び⑦に作用する総質量

$A_{1,7}$ ：評価点①及び⑦の総断面積

G_Z ：加速度

② 一次膜応力＋一次曲げ応力

最大応力が発生する箇所は，転倒防止台座への衝突時の図 1-3-4 の評価点④である。

評価点④の一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)は，(11)式で計算する。

$$\left.\begin{aligned} P_m+P_b &= \frac{M_4}{Z_4} \\ M_4 &= \frac{m_4 G_Z l_4}{24} \end{aligned}\right\} \quad \cdots\cdots (11)$$

ここで，

m_4 ：評価点④に作用する質量

G_Z ：加速度

M_4 ：評価点④に生じる曲げモーメント

Z_4 ：評価点④における枠板の断面係数

l_4 ：評価点④における等分布荷重が作用する長さ

2）設計事象Ⅰ　構内輸送時

① 一次＋二次応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点①である。

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(12)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_{1,7}G_Z}{A_{1,7}} \\ P_b &= \frac{1}{n_{span}} \cdot \frac{m_1 G_X l_{pitch}}{12Z_1} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (12)$$

ここで,

$m_{1,7}$ ：評価点①及び⑦に作用する総質量
m_1 ：評価点①に作用する質量
$A_{1,7}$ ：評価点①及び⑦の総断面積
G_X, G_Z ：加速度
Z_1 ：評価点①における枠板の断面係数
n_{span} ：格子支持板によって支持されるスパンの数
l_{pitch} ：枠板の支持ピッチ

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点④である。

左右方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は，(13)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_4 G_Y}{A_4} \cdots\cdots (13)$$

ここで,

m_4 ：評価点④に作用する質量
A_4 ：評価点④の断面積
G_Y ：加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①，③及び⑦である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び⑦である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

3）設計事象Ⅱ　搬送架台への衝突（横姿勢）

① 一次＋二次応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点①である。

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力(P_m+P_b+Q)は，(14)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

$$\left.\begin{aligned} P_m &= \frac{m_1 G_X}{A_1} \quad , \quad \frac{m_{1,7} G_Z}{A_{1,7}} \\ P_b &= \frac{1}{n_{span}} \cdot \frac{m_1 G_X l_{pitch}}{12 Z_1} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots (14)$$

ここで，

$m_{1,7}$　：評価点①及び⑦に作用する総質量

m_1　：評価点①に作用する質量

$A_{1,7}$　：評価点①及び⑦の総断面積

A_1　：評価点①の断面積

G_X, G_Z　：加速度

Z_1　：評価点①における枠板の断面係数

n_{span}　：格子支持板によって支持されるスパンの数

l_{pitch}　：枠板の支持ピッチ

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点⑦である。

前後方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は，(15)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_7 G_X}{A_7} \cdots\cdots (15)$$

ここで，

m_7　：評価点⑦に作用する質量

A_7　：評価点⑦の断面積

G_X　：加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び④である。平均支圧応力(σ_b)は(16)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{m_1 G_X}{A_1} \quad \cdots\cdots\cdots\

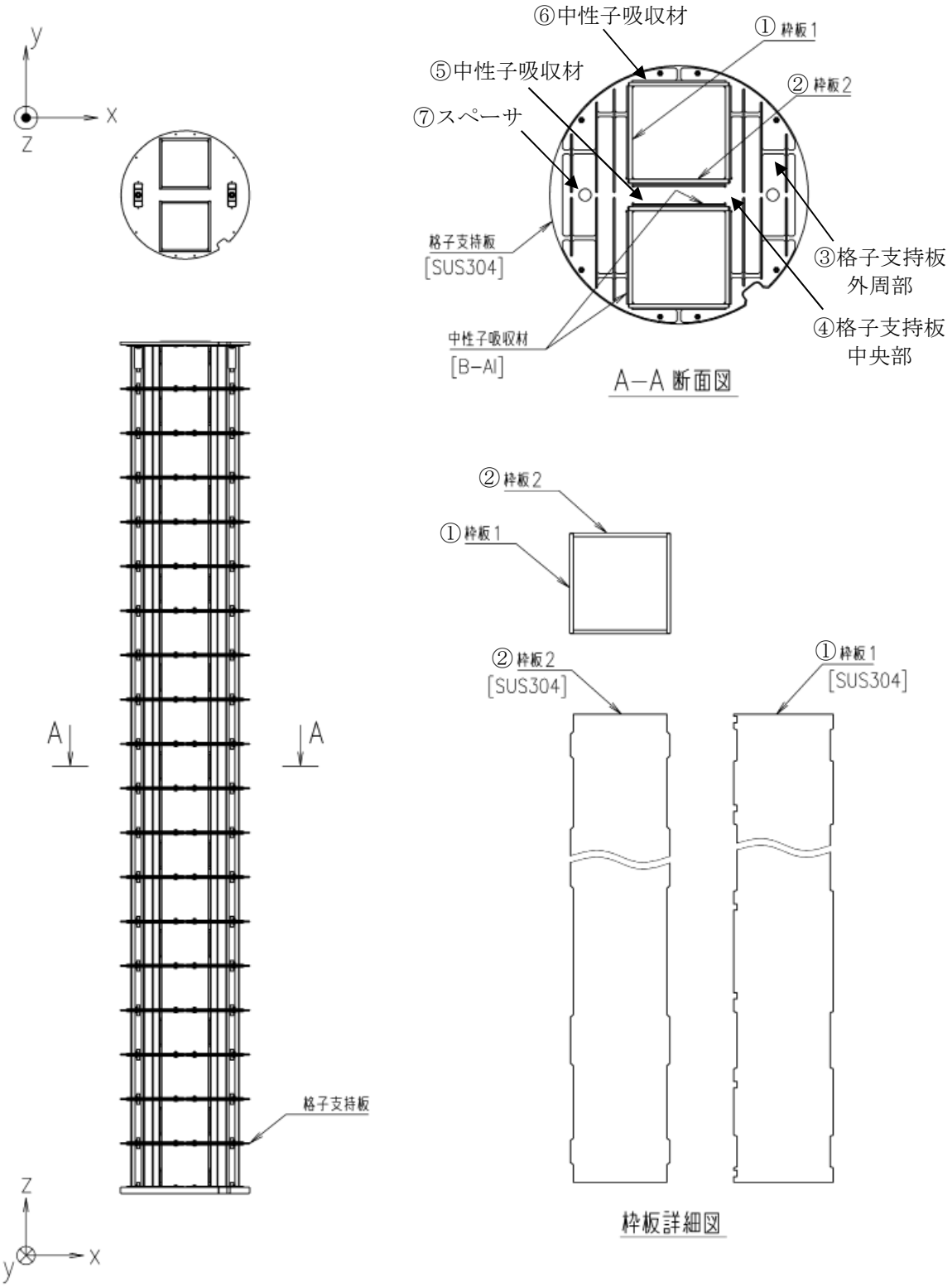


図1-3-4　バスケットの応力評価箇所

1.3.6.　評価結果

評価結果を表1-3-12～表1-3-16に示す。いずれも，許容応力に対して十分に余裕がある。

このため，破損燃料内用輸送容器（2体）の構造健全性は維持される。

表 1-3-12　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　1/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力(P_m)		一次局部膜応力(P_L)		一次膜＋曲げ応力(P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力(P_m+P_b)		一次＋二次応力(P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴中央部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	8	123	－	－	9	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	369
		試験状態	7	165			－	－	9	247	－	－
底板中央部		設計条件	5	123	－	－	9	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	21	369
		試験状態	3	165	－	－	－	－	6	247	－	－
底板外周部		設計条件	－	－	5	184	10	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	10	369
		試験状態	－	－	3	247	－	－	6	247	－	－
胴下端部		設計条件	－	－	12	184	22	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	16	369
		試験状態	－	－	5	247	－	－	10	247	－	－
底部中性子遮へい体外周部		設計条件	－	－	10	184	13	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	369
		試験状態	－	－	6	247	－	－	10	247	－	－
上部トラニオン取付け部		設計条件			11	184	22	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	20	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	10	247	－	－

表 1-3-12　容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋）　2/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次局部膜応力 (P_L)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
下部トラニオン取付け部	ASTM A350M Gr.LF5 Cl.1	設計条件	－	－	18	184	31	184	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	30	369
		試験状態	－	－	7	247	－	－	9	247	－	－
一次蓋中央部	SUSF304	設計条件	3	137	－	－	8	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	4	411
		試験状態	3	153	－	－	－	－	10	229	－	－
一次蓋フランジ部		設計条件	－	－	7	205	8	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	7	411
		試験状態	－	－	8	229	－	－	8	229	－	－
二次蓋中央部		設計条件	61	137			102	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	34	411
		試験状態	92	155	－	－	－	－	154	232	－	－
二次蓋外周部		設計条件	－	－	36	205	64	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	25	411
		試験状態	－	－	46	232	－	－	95	232	－	－
二次蓋フランジ部		設計条件			9	205	18	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	－	－	9	411
		試験状態	－	－	13	232	－	－	27	232	－	－

表 1-3-13　容器本体及び蓋の評価結果（ポートカバー）

（単位：MPa）

部位	材質	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜＋曲げ応力 (P_m+P_b)		一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
ポートカバー	SUS304	設計条件	2	137	17	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	17	411
		試験状態	3	143	－	－	26	214		
二次蓋 ポートカバー	SUSF304	設計条件	2	137	7	205	－	－	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	－	－	－	－	－	－	7	411
		試験状態	3	155	－	－	11	232	－	－

表 1-3-14　容器本体及び蓋の評価結果（ボルト）

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	平均引張応力（σ_m）		平均引張応力＋曲げ応力（$\sigma_m+\sigma_b$）	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋ボルト	SUS630 H1150	設計条件	101	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	316	432	346	648
二次蓋ボルト		設計条件	125	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	325	432	343	648
ポートカバーボルト		設計条件	39	216	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	227	432	229	648
二次蓋ポートカバーボルト		設計条件	21	223	－	－
		Ⅰ，Ⅱ	216	446	216	669

表 1-3-15　容器本体及び蓋の評価結果（平均支圧応力及び圧縮応力）

（単位：MPa）

部位	設計事象	平均支圧応力（σb）		圧縮応力（σc）	
		計算値	許容応力	計算値	許容応力
底板	Ⅰ，Ⅱ	1	184	－	－
胴	Ⅰ，Ⅱ	－	－	7	95

表 1-3-16　バスケットの評価結果

（単位：MPa）

部位	応力の種類		設計条件		設計事象Ⅰ		設計事象Ⅱ				許容応力
					構内輸送時		搬送架台への衝突		転倒防止台座への衝突		
			計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	計算値	評価点（面）	
バスケット	一次一般膜応力(Pm)		13	①，⑦	—	—	—	—	—	—	133
	一次一般膜＋一次曲げ応力(Pm+Pb)		31	④	—	—	—	—	—	—	199
	一次＋二次応力（Pm+Pb+Q)		—	—	13	①	16	①	31	④	399
	平均せん断応力（τ）		—	—	1	④	1	⑦	0	④，⑦	79
	平均支圧応力（σb)		—	—	3	①,③,⑦	2	①,④	13	①,③,⑦	150
	軸圧縮応力（σc）	枠板 長手方向	—	—	3	①	1	①	13	①	96
		枠板 長手方向以外	—	—	2	①	2	①	0	①，②	88
		格子支持板外周部 0°－180°方向	—	—	2	③	2	③	0	③	56
		格子支持板外周部 90°－270°方向	—	—	1	③	0	③	0	③	129
		スペーサ	—	—	3	⑦	1	⑦	13	⑦	129

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-3-5 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

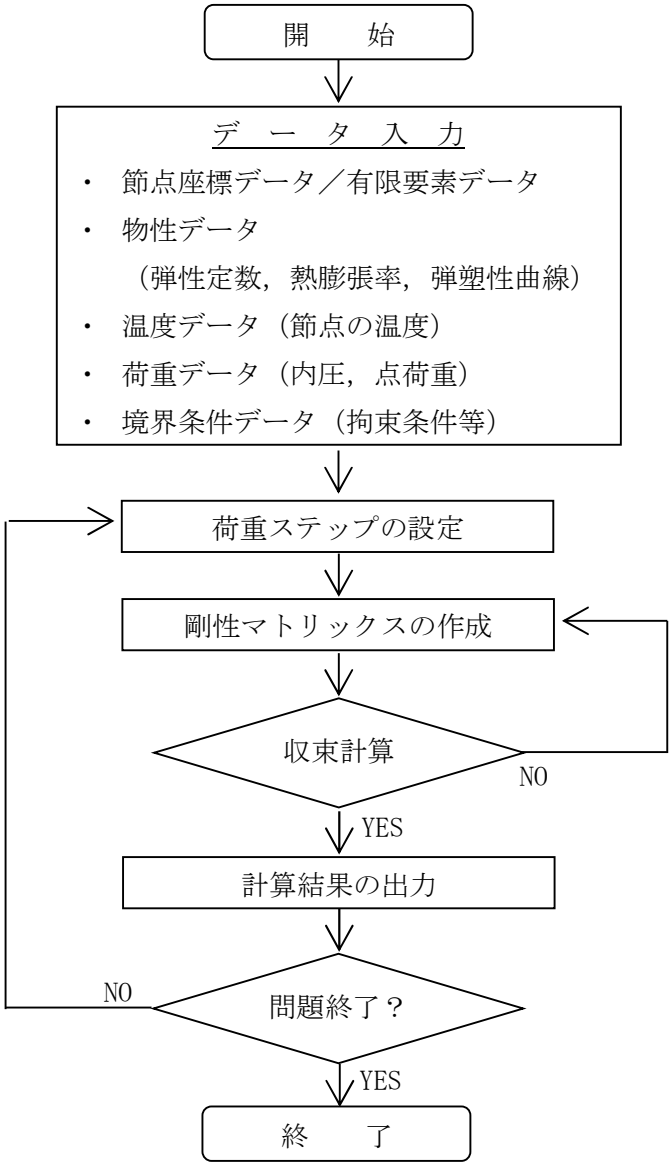


図 1-3-5　ABAQUS コードの応力解析フロー図

参考資料

容器内水の放射線分解による水素ガス発生について

１．容器内水の放射線分解による水素ガス発生

本破損燃料用輸送容器のような密閉した槽内での容器内水の放射線分解により発生する水素ガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは，水素ガス発生評価を以下に示す。

２．評価方法

「添付資料－２－１－３ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機)」と同じく，類似の環境下における水の放射線分解による水素ガス定常濃度評価*1をベースに，液相定常水素ガス濃度が照射線量率の平方根に比例する*2として，水素ガス濃度の評価を行う。

３．評価結果

破損燃料用輸送容器（2 体）は３号機構内用輸送容器より燃料収納体数が少ないことから，照射線量率は３号機構内用輸送容器より小さい。

従って，水素ガスの水中濃度は「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機)」の評価に包絡されるため，水素の爆発下限である空気との混合比 4%に対して十分低い値であり問題ない。

＊1 Sunaryo, 1993, “A Study on Yields and Chemical Behavior of Radiolysis Products of High Temperature Water”, University of Tokyo.

＊2 Y.Fujita, M.Ebihara, ″EVALUATION OF HYDROGEN YIELD IN SPENT FUEL TRANSPORT PACKAGE″ The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8 2010, London, UK Poster Session 210 (2010)

1.4.　除熱機能

1.4.1.　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び破損燃料用輸送容器（2 体）の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a. 収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，容器内に充填した水及び空気の自然対流及び熱伝導により胴に伝える。
b. 胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
c. 外筒に伝えられた熱は外筒から大気に放散する。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，自然冷却により冷却されるものとして，除熱条件が厳しくなる横姿勢（輸送時）の各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

ただし，バスケットを除く構成部材は３号機構内用輸送容器と同一であり，収納体数は３号機構内用輸送容器の７体より少なく崩壊熱量は小さい。また，軸方向の評価対象部位であるＯリング及び蓋については，３号機構内用輸送容器の評価において最も保守的な条件で評価しているため，「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.4.　除熱機能」の評価に包絡される。

従って，径方向の評価対象部位である燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の各部の温度を評価する。

1.4.2.　設計基準

設計基準を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1　設計基準

対象部位		材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
破損燃料用輸送容器（2 体）	中性子遮へい材	レジン	使用可能温度	149	
	胴	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	
	バスケット	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	
燃料被覆管		ジルカロイ－2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度*1, *2	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料， 高燃焼度 8×8 燃料， 9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

1.4.3.　燃料仕様および崩壊熱量

表 1-1-2 に示す３号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を包絡する条件で崩壊熱量を ORIGEN2 コードにより評価する。燃料条件及び崩壊熱量を表 1-4-2 に示す。

表 1-4-2　燃料条件及び崩壊熱量

燃料タイプ	９×９燃料
燃焼度(MWd/t)	52,000
冷却期間(日)	3,207
収納体数(体)	2
崩壊熱量(kW)	1.18

1.4.4.　評価条件

破損燃料用輸送容器（2 体）の除熱評価は輪切り断面モデルを用いて行う。輪切り断面モデル形状図を図 1-4-1 に示す。

また，評価条件を表 1-4-3 に示す。

表 1-4-3　評価条件

項目		横姿勢 (輸送時)
収納体数　(体)		2
崩壊熱量　(kW)		1.18
周囲温度　(℃)		38
太陽熱放射(W/m^2)*1	水平に輸送される表面（曲面）	400

*1：太陽熱放射は１日につき１２時間ごと，７日間受ける

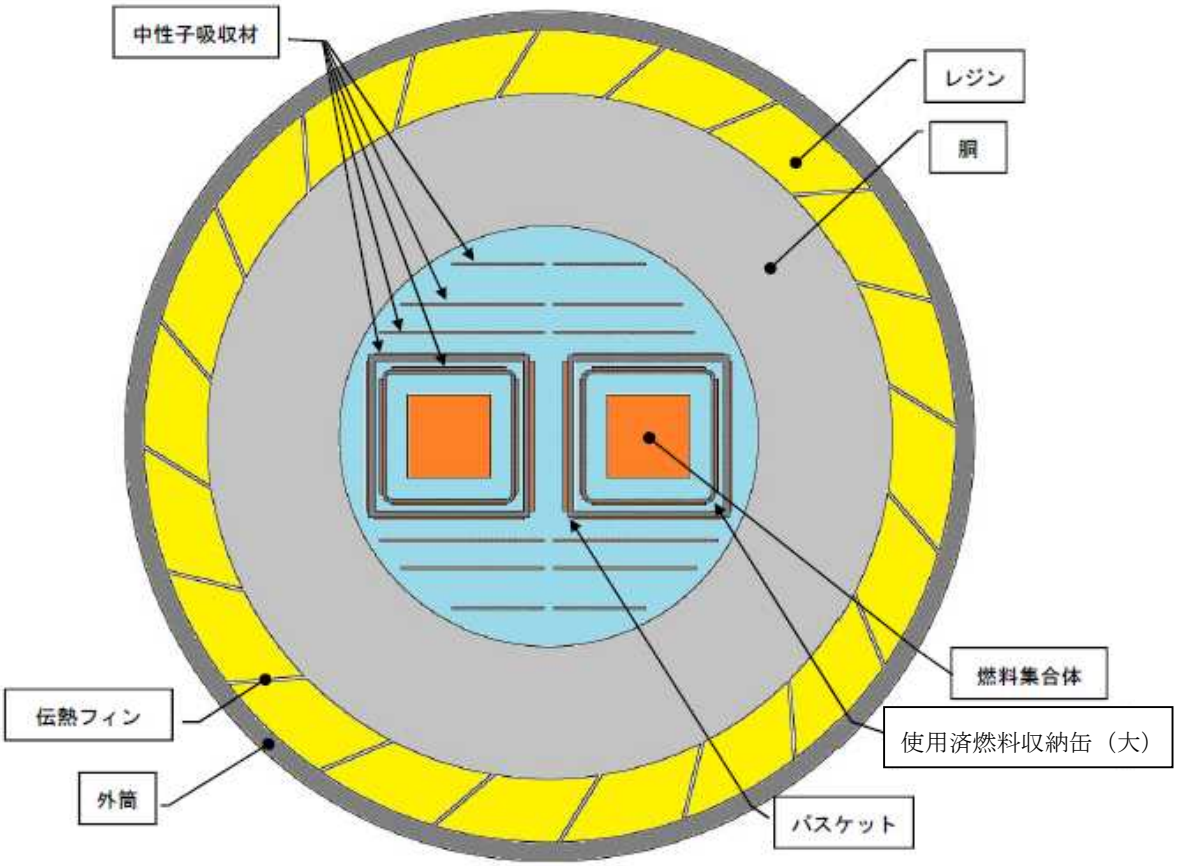


図 1-4-1　輪切り断面モデル形状図

1.4.5.　評価方法

輪切り断面モデルで容器中央部断面の燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の温度を評価する。解析にはABAQUSコードを用いる。

1.4.6.　評価結果

評価結果を表1-4-4に示す。表1-4-4に示すとおり，破損燃料用輸送容器（2体）を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は110℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表1-4-4 評価結果（各部温度）

対象部位		材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
破損燃料用輸送容器（2体）	中性子遮へい材	レジン	72	149	
	胴	低合金鋼	71	350	
	バスケット	ステンレス鋼	89	425	
燃料被覆管		ジルカロイ－2	110	200	8×8燃料
				300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料 高燃焼度8×8燃料，9×9燃料

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-4-2 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

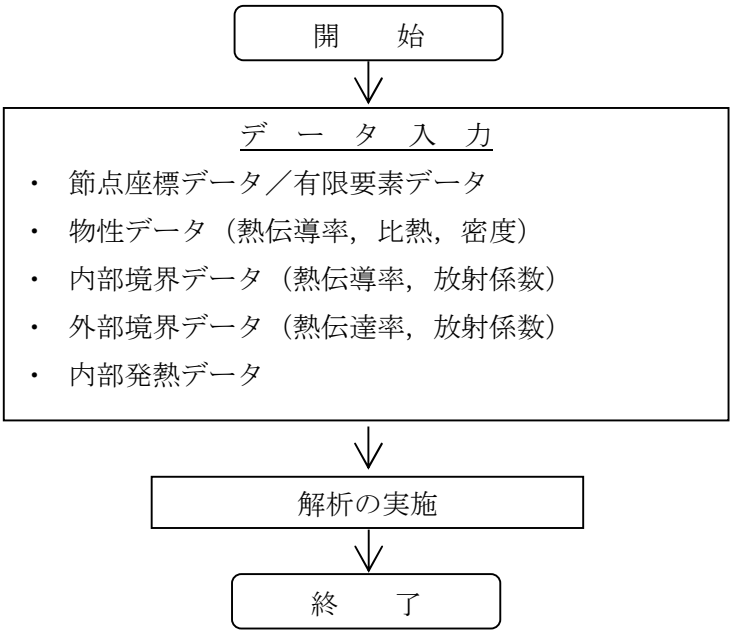


図 1-4-2　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-4-3 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

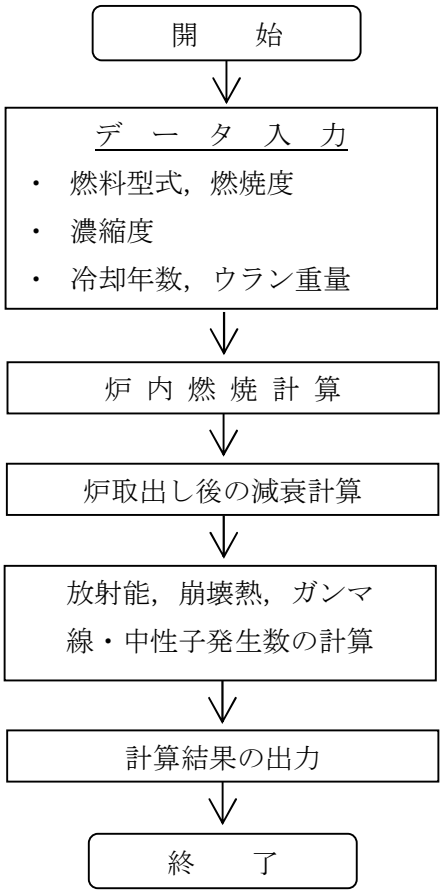


図 1-4-3　ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.5. 密封機能

1.5.1. 基本的な考え方

破損燃料用輸送容器（2 体）の密封は容器本体及び一次蓋より構成される密封容器とこれに付属するポート部のカバーから構成される。容器本体と一次蓋，各ポートカバーのガスケットにはゴム製Ｏリングが使用されている。一次蓋で構成される破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を図 1-5-1 に示す。

また，一次蓋を覆う形で二次蓋を容器本体に取付ける構造となっており，容器本体と二次蓋のガスケットはゴム製Ｏリングが使用され，一次蓋に漏えいが発生しても二次蓋で密封を確保できる構造となっている。二次蓋で構成される破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を図 1-5-2 に示す。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価結果，除熱機能評価結果，容器構造から，破損燃料用輸送容器（2 体）の密封機能が維持されることを確認する。

1.5.2. 評価結果

(1)構造強度評価結果

1.3 項に示したとおり，構造強度評価から破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を構成する胴，底板，一次蓋，一次蓋ボルト，二次蓋，二次蓋ボルト，ポートカバー及びポートカバーボルトは想定される荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封境界の構造健全性に問題がないことが確認されている。

(2)除熱評価結果

1.4 項に示したとおり，除熱機能評価からＯリングの最高温度は 82℃以下で，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，密封境界の熱的健全性に問題ないことが確認されている。

(3)容器構造

破損燃料用輸送容器（2 体）の密封境界を構成する一次蓋及び各ポートカバーは，ガスケットにゴム製のＯリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付ける構造であり，締付けトルクの管理により密封機能を担保する。

各ポートカバーは３号機に空の容器を移動する前に，共用プールで締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

一次蓋は３号機で燃料装填後に容器本体に締付ける際に，締付けトルクを管理し，密封機能を担保する。

二次蓋も一次蓋と同様にガスケットにゴム製のＯリングを使用し，複数のボルトで容器本体に締付けトルクを管理して締付ける構造であり，万が一，一次蓋の密封機能が喪失した場合でも，二次蓋で密封機能を担保する。

(4)まとめ

以上から，破損燃料用輸送容器（2 体）の密封性能は維持される。

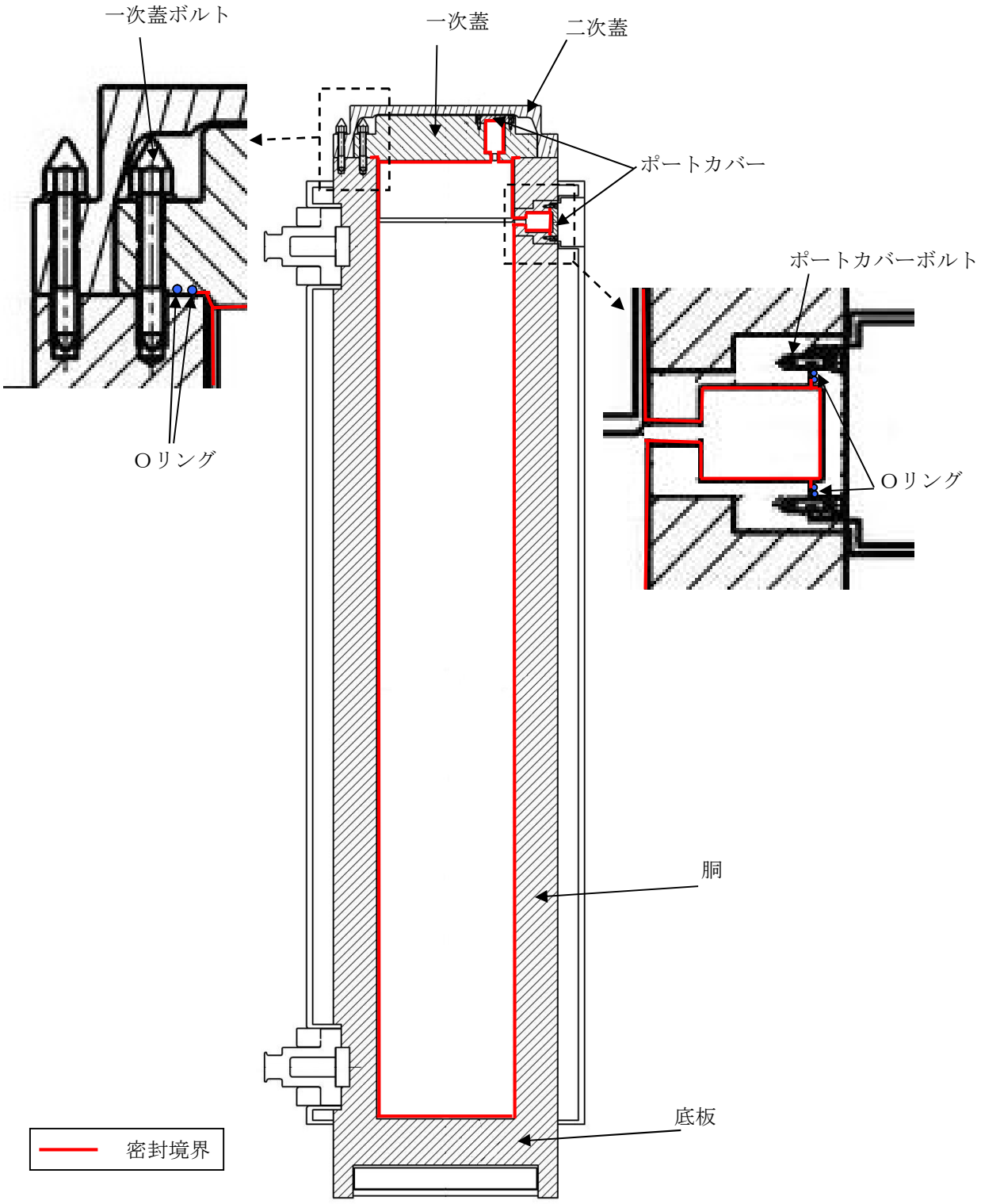


図 1-5-1　一次蓋で構成する容器密封境界

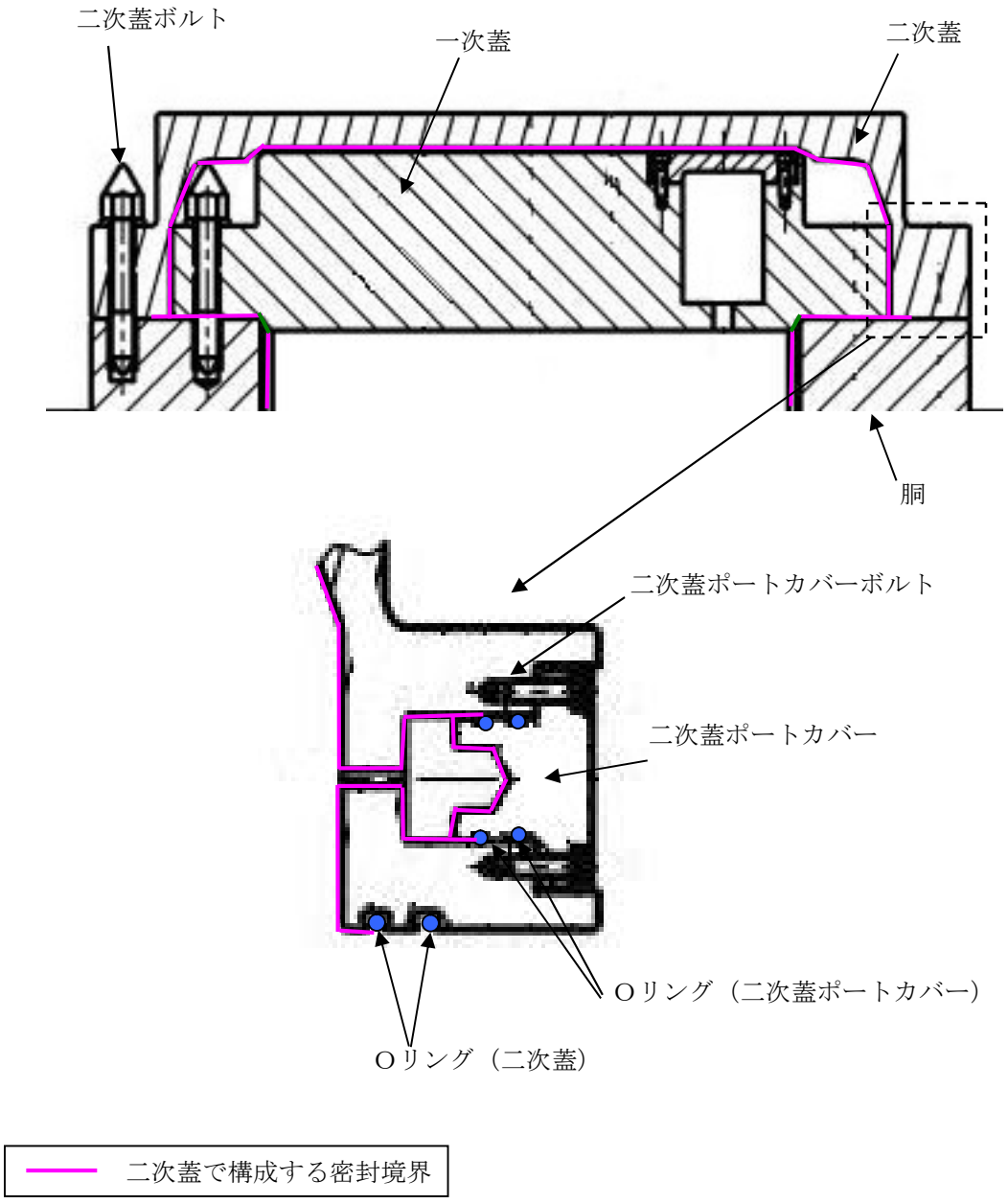


図 1-5-2　二次蓋で構成する密封境界

1.6. 遮へい機能

1.6.1. 基本的な考え方

収納した使用済燃料から発生する放射線を遮へいするための破損燃料用輸送容器(2 体)の遮へい設計の基本的な考え方は以下のとおりである。

- 使用済燃料から発生するガンマ線及び中性子を遮へいするために，破損燃料用輸送容器（2 体）はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有するものとする
- 主要なガンマ線遮へい材は，胴及び底板の低合金鋼，外筒の炭素鋼，蓋のステンレス鋼とする
- 主要な中性子遮へい材は，内水及び胴と外筒間，底板底部のレジンとする

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，破損燃料用輸送容器（2 体）表面及び表面から１ｍにおける線量当量率を評価する。

ただし，破損燃料用輸送容器（2 体）の構成部材はバスケットを除いて３号機構内用輸送容器と同一である。また，線源条件について，冷却期間は３号機構内用輸送容器の条件よりも長く，収納体数は３号機構内用輸送容器の 7 体より少ないため，「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機） 1.6. 遮へい機能」の評価に包絡されることを確認する。

収納燃料は３号機構内用輸送容器と同一であるため，軸方向の燃焼度分布も同一である。

従って，軸方向の燃焼度分布が最大となる高さにおける水平断面の径方向の線量分布が３号機構内用輸送容器に包絡されていれば，いずれの高さ方向における評価点位置についても包絡されていることがわかる。以上から，径方向の線量評価を行う。

1.6.2. 評価条件

1）遮へい厚さ

破損燃料用輸送容器（2 体）の遮へい厚さを表 1-6-1 に示す。

表 1-6-1　遮へい厚さ　　（単位：cm）

	低合金鋼・炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側面方向	約 25	－	約 10
上部方向	－	約 23	－
下部方向	約 28	－	約 10

2）線源条件

遮へい評価の線源条件は表 1-1-2 に示す３号機使用済燃料プールに保管されている燃料の条件を包絡する条件とする。線源条件を表 1-6-2 に示す。

表 1-6-2　線源条件

項目	線源条件
燃料タイプ	9×9 燃料
平均燃焼度　(MWd/t)	52,000
冷却期間　(日)	3,207
収納体数　(体)	2

3) 線源強度及びエネルギー

① ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 1-6-3 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。破損燃料用輸送容器（2 体）では，冷却期間及び収納体数が 3 号機構内用輸送容器よりも小さいため，構造材の放射化によるガンマ線源強度は包絡される。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

σ ：2200m/s の中性子による（^{59}Co）の(n, γ)反応断面積(cm^2)

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表1-6-3　ガンマ線源強度

（容器１基あたり）

光子エネルギー群		集合体２体あたり (ph/s/2 体)
群	代表エネルギー(MeV)	
1	1.00E-02	1.3E+15
2	2.50E-02	2.6E+14
3	3.75E-02	3.6E+14
4	5.75E-02	2.4E+14
5	8.50E-02	1.5E+14
6	1.25E-01	1.7E+14
7	2.25E-01	1.2E+14
8	3.75E-01	5.8E+13
9	5.75E-01	2.6E+15
10	8.50E-01	3.6E+14
11	1.25E+00	1.1E+14
12	1.75E+00	3.0E+12
13	2.25E+00	8.6E+10
14	2.75E+00	6.8E+09
15	3.50E+00	9.6E+08
16	5.00E+00	5.6E+07
17	7.00E+00	6.4E+06
18	9.50E+00	7.4E+05

② 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 1-6-4 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルは Pu-239 の核分裂スペクトルとし，表 1-6-5 に示す。

表 1-6-4　中性子線源強度

（容器１基あたり）

		中性子線源強度(n/s)
１次中性子源	自発核分裂によるもの	1.3×10^{9}
	（α，n）反応によるもの	1.5×10^{7}
実効増倍率		0.95
実効増倍効果を考慮した全中性子線源強度		2.6×10^{10}

表1-6-5　中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー（eV）	スペクトル
1	1.492×10^{7}	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^{7}	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^{7}	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^{6}	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^{6}	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^{6}	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^{6}	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^{6}	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^{6}	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^{6}	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^{6}	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^{6}	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{5}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{5}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{3}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{2}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{2}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{1}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{1}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{0}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{0}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

1.6.3. 評価モデル

破損燃料用輸送容器（2 体）の実形状を模擬して２次元Ｒ－θ体系で評価する。

評価モデルは以下の条件を考慮する。

・ 主要な遮へい体の厚さは製造公差を考慮した寸法とし，遮へい体の密度はノミナル値とする。

1.6.4. 評価方法

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共に DOT3.5 コードを用いて計算し，破損燃料用輸送容器（2 体）表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

ライブラリとしては，DLC-23/CASK データを用い，線量当量率への変換は ICRP Publ.74 に基づく 1cm 線量当量率への換算係数を用いる。

1.6.5.　評価結果

破損燃料用輸送容器（2 体）の容器側面における評価結果を表 1-6-6 に示す。評価結果から，３号機構内用輸送容器に包絡されることを確認できる。

また，容器側面以外の評価点（容器上部，上部中性子遮へい体欠損部，下部中性子遮へい体欠損部，容器下部，上部トラニオン，下部トラニオン）についても，破損燃料用輸送容器(2 体)の構成部材はバスケットを除いて３号機構内用輸送容器と同一であり，遮へい効果も同じとなるため線量の大小関係は変わらず,容器側面と同様に包絡される。

３号機構内用輸送容器と同様に，容器取扱時には追加遮へい体設置等の放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる計画としている。

表 1-6-6　最大線量当量率の評価結果

（単位：mSv/h）

		容器側面
表面	7体収納	1.5
	2体収納	8.5E-1
表面から１ｍ	7体収納	3.4E-1
	2体収納	1.6E-1

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-6-1 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは,輸送容器,核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

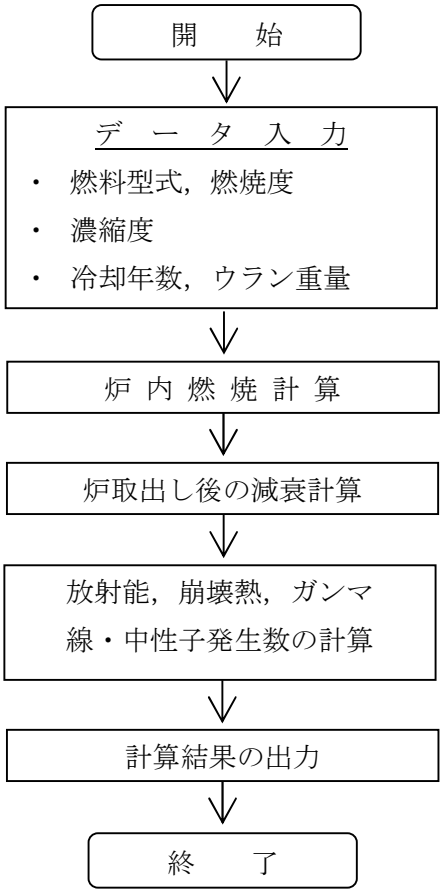


図 1-6-1　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 1-6-2 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

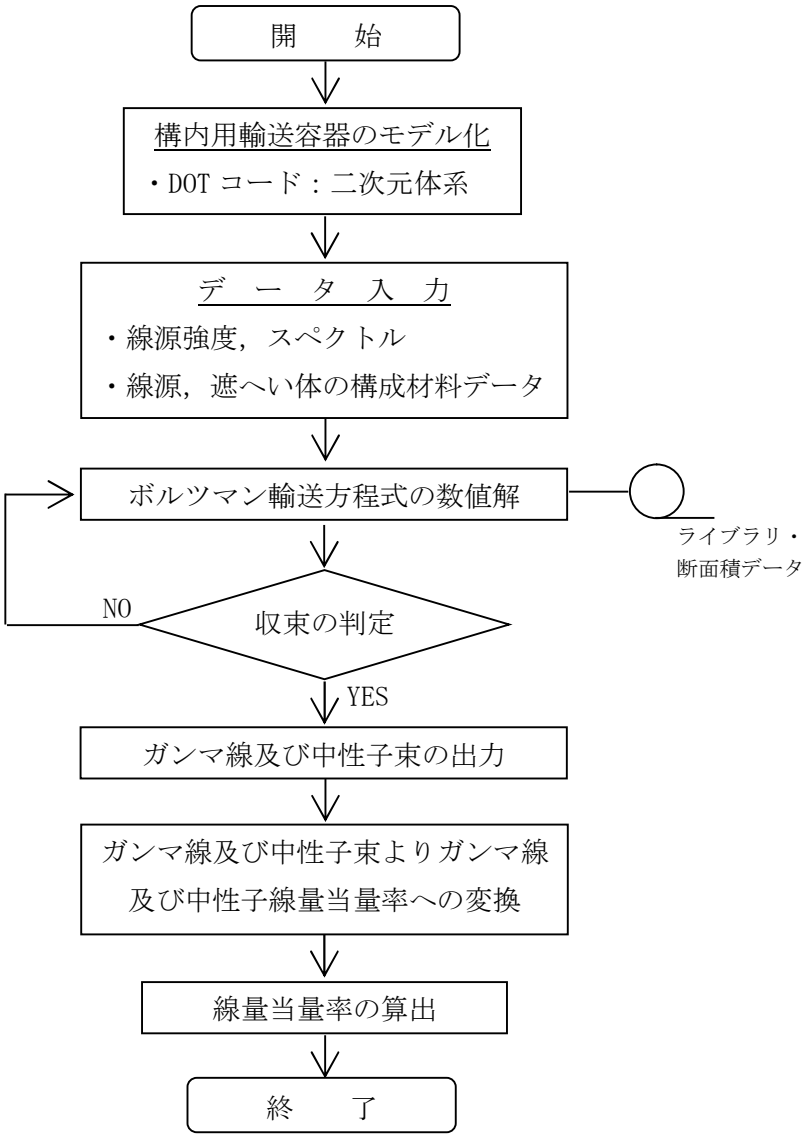


図 1-6-2　DOT コードの解析フロー図

1.7.　臨界防止機能

1.7.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- 燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- バスケット外周部及び使用済燃料収納缶（大）側面には，中性子を吸収するボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.7.2.　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.7.3.　評価条件

1)燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。

・燃料棒の形状が維持されていないと仮定し，以下の条件を設定する。
  ・燃料被覆管が破損しペレットが使用済燃料収納缶（大）内に放出され，さらに使用済燃料収納缶（大）外にペレットが漏えいすることを仮定し，容器内にペレットと水が非均質に混ざった状態とする。
  ・水／ウラン比，ペレット粒径が最適な状態とする。
  ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，９×９燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%とする。また，中性子吸収断面積の大きい Gd は無視する。
・バスケット内の使用済燃料収納缶（大）配置は，格子間の範囲で偏心配置（バスケット内側の格子隅角部寄り）を考慮する。
・バスケット外周部及び使用済燃料収納缶（大）側面に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
・破損燃料用輸送容器（2 体）外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
・評価モデルは３次元体系とする。

1.7.4.　評価方法

破損燃料用輸送容器（2 体）の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

1.7.5.　評価結果

評価結果を表 1-7-1 に示す。表 1-7-1 に示すとおり，破損燃料用輸送容器（2 体）の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-7-1　評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.93	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 1-7-1 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

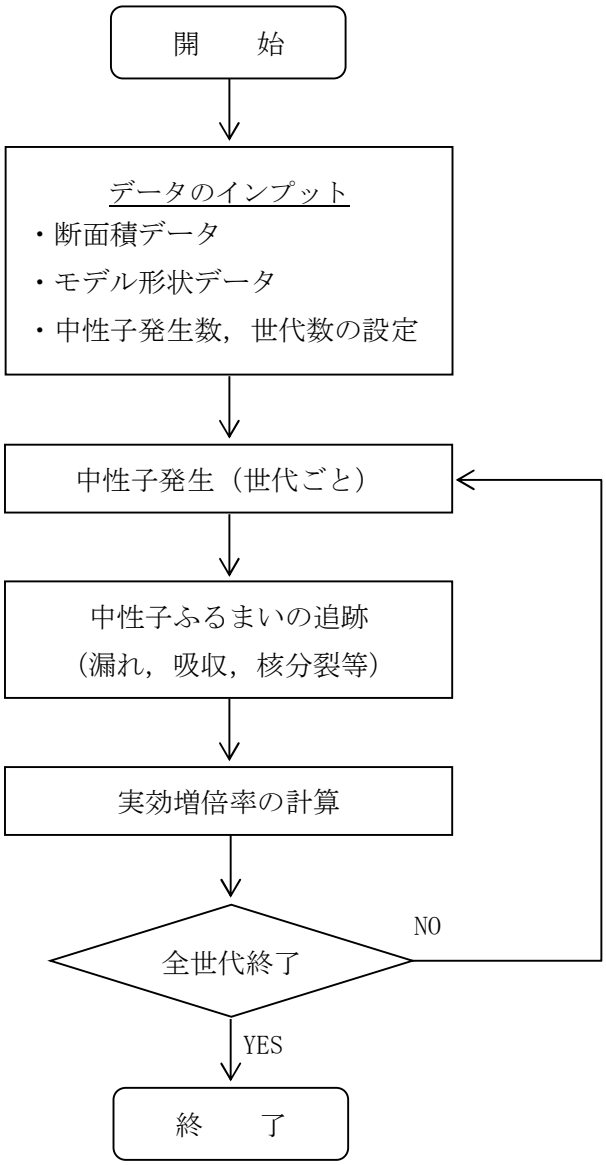


図 1-7-1　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

1.8.　破損燃料用輸送容器（2 体）の落下

1.8.1.　原因

破損燃料用輸送容器（2 体）の取扱い中に，何らかの原因で破損燃料用輸送容器（2 体）が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

1.8.2.　発生防止対策

破損燃料用輸送容器（2 体）の落下を防止するために，次のような設計及び手順の対策を講じる。

（1）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。

（2）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。

（3）クレーン主巻フックと吊具，吊具と破損燃料用輸送容器（2 体）の取付けを二重化する。

（4）取付け作業後の取付け状態を ITV にて確認し，外れ止めを取り付ける。

（5）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。

（6）作業手順書を整備し，作業員への教育訓練を行う。

1.8.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

本破損燃料用輸送容器は，最大 2 体の燃料を輸送することが可能な容器である。これは既に構内輸送に用いている 3 号機構内用輸送容器の燃料収納体数 7 体より少ない。

従って，核分裂生成物の放出量及び線量の評価は「添付資料－２－１－２　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）　1.8.　構内用輸送容器の落下」の評価に包絡される。

2.　別添

別添－１　破損燃料用輸送容器（2 体）に係る確認事項について

別添－２　破損燃料用輸送容器（2 体）の保守について

破損燃料用輸送容器（2 体）に係る確認事項について

破損燃料用輸送容器（2 体）の設置工事に係る主要な確認項目を表－1 に示す。

表－1　安全機能及び構造強度に関する確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度	材料確認		実施計画に記載されているバスケットの主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
構造強度 遮へい 機能	構造 確認	寸法確認	実施計画に記載されているバスケットの主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	バスケットの各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
密封機能	機能 確認	取合確認	密封境界を構成する蓋等が容器と取合い密封境界の構成に問題が無いことを確認する。	密封境界を構成する蓋等が容器と取合うこと。
臨界防止 機能	機能 確認	材料確認 寸法確認 外観確認	バスケットの材料及び主要寸法が,実施計画評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し,バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・材料が実施計画どおりであり，寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形，破損等の異常がないこと。

破損燃料用輸送容器（2 体）の保守について

破損燃料用輸送容器（2 体）は，本文 2.11.1.4 供用期間中に確認する項目に記載のとおり，「除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること」を供用期間中，確認する。

輸送容器は，共用プールにおいて，輸送毎に以下の検査を実施する。なお，合格基準は，表－2 に示す。また，検査の結果，必要に応じて消耗品の交換，補修を実施する。

（１）外観検査
輸送容器の外表面を目視で確認する。
（２）気密漏えい検査
輸送容器密封部の圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。
（３）遮へい検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。
（４）未臨界検査
輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。
（５）吊上検査
輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。
（６）作動確認検査
バルブの開閉を行い，作動性を確認する。
（７）熱検査
収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。

表－2　検査項目，検査方法及び合格基準

検査項目	検査方法	合格基準
外観検査	輸送容器の外表面を目視で確認する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.9MPaG以上の圧力を加え，圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。	一次蓋，二次蓋及びポートカバーの各部の漏えい率が 9×10^{-1} ref cm^3/s を超えないこと。
遮へい検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。
未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。
吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。
作動確認検査	バルブの開閉を行い，作動性を確認する。	作動性に異常のないこと。
熱検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。

構内輸送時の措置に関する説明書（４号機）

１．構内輸送の概要

第４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は，使用済燃料プールで燃料取扱機またはクレーンを使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし，輸送車両に積載し，共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第４号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型），およびこれまで第１号機および２号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）を用いる。

２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅲ.3.3.1　放射線防護及び管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，保安規定により４号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第 88 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが，周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから，周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため，運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては，作業実施時の最新の保安規定，社内マニュアル等に基づき管理する。

構内輸送時の措置に関する説明書（３号機）

１．構内輸送の概要

第３号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は，使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし，輸送車両に積載し，共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は，新たに設計・製造した容器（密封式円筒形）を用いる。

２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅲ特定原子力施設の保安　第３編　3.1.1 放射線防護及び 3.1.2 放射線管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，「Ⅲ特定原子力施設の保安　第１編　45 条」により３号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は，「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則の第 14 条の２（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施する。

放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

1　本説明書の記載範囲

本説明書は，１号機，２号機，３号機及び４号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

2　４号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.1　燃料取り出し用カバーについて

2.1.1　概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

2.1.2　燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。（図 2-1　燃料取り出し用カバー概略図参照）

2.1.3　換気設備

2.1.3.1　系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ，排風機等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，換気風量約 25,000m^3/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m^3/h の換気風量で運転する。

また，燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図，図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照)

なお，４号機での燃料取り出し作業は，有人での作業を計画していることから，燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため，給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは，プレフィルタ，送風機，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは，換気風量約 25,000m^3/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m^3/h の換気風量で運転する。

表 2-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
給気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 送風機 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
給気吹出口	配置：カバー内の側部に設置
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） 排風機 フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^0～10^4s^{-1} 台数　排気フィルタユニット入口　1 台 排気フィルタユニット出口　2 台

2.1.3.2　換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また，カバー内での燃料取り出し作業は，有人による作業を計画していることから，作業エリアには，局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められ約50,000m^3/hとなる。

$Q=q/(Cp \cdot \rho \cdot (t1-t2) \cdot 1/3600)$

Q　：換気（排気）風量（m^3/h）

q　：設計用熱負荷，約143（kW）（機器発熱）※1

Cp　：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ　：密度，1.2（kg/m^3）

t1　：カバー内温度，40（℃）

t2　：設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1　10%の余裕を含む

※2　28.5℃（小名浜気象台で観測された1971年～1975年の5年間の観測データにおける累積出現率が99%となる最高温度）+約3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

2.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は，屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により送風機・排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，送風機・排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。また，免震重要棟でも同様に，送風機・排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

2.1.3.4　異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，４号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：4.5×10^{0}Bq/cm^3，Cs-137：6.6×10^{0}Bq/cm^3（平成 24 年 1 月 30 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，燃料取り出し用カバー換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，送風機，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

2.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.2.1　排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 2-2 に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 2-2 に示す放射性物質濃度のうち，濃度の高い４号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 2-3 の通りとなる。

表 2-2　発電所敷地内の放射性物質濃度　　(Bq/cm^3)

核種	4 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）	福島第一原子力発電所西門の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）※
Cs-134	約 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-6}

※現在は，検出限界値以下であるが，4 号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため，平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

Q=C・(1-f)

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 2-2 参照）

f　：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ　97%）

表 2-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 3.6×10^{-6}
Cs-137	約 3.3×10^{-6}

以上の結果，表 2-2 及び表 2-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

2.2.2　敷地境界線量

2.2.2.1　評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が，表 2-2 に示す 4 号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同じ気象データを使用する。

2.2.2.2　評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

2.2.2.3　放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 2\text{-}1$$

ここで，　D　　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/y）

K_1　　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis）

μ_{en}　　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　　：空気に対するγ線の線減衰係数（m^{-1}）

r　　：放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点（x，y，0）までの距離（m）

$B(\mu r)$　：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeVのγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

$\alpha=1.000$，　　$\beta=0.4492$，　$\gamma=0.0038$

$\chi(x', y', z')$　：放射性雲中の点(x', y', z')における濃度（Bq/m^3）

なお，$\chi(x', y', z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \cdot \quad 2\text{-}2$$

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　：家屋の遮蔽係数（1.0）

f_0　：居住係数（1.0）

$(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1})$　：計算地点を含む方位(L)及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均のγ線による空気カーマ(μGy/y)。これらは2-1式から得られる空気カーマ率Dを放出モード，大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

2.2.2.4　吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度$\overline{\chi}$は，2-2式を用い，隣接方位からの寄与も考慮して，次式により計算する。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}4$$

ここで，　j　：大気安定度（A～F）

L　：計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は，次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}6$$

ここで，　H_I　：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/y）

365　：年間日数への換算係数（d/y）

K_{Ii}　：核種ｉの吸入摂取による成人実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Ii}　：核種ｉの吸入による摂取率（Bq/d）

M_a　：人間の呼吸率（m^3/d）

（成人の１日平均の呼吸率：22.2m^3/d を使用）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

表 2-4　吸入摂取による成人の実効線量換算係数（μSv/Bq）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

2.2.2.5　地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し，放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度$\overline{\chi}$は，2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}8$$

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_{0i}　：核種ｉの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

V_g　：沈着速度（0.01m/s）

λ_i　：核種ｉの物理的減衰係数（s^{-1}）

T_o　：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の 5 年を想定）

f_1　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 2-5　核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

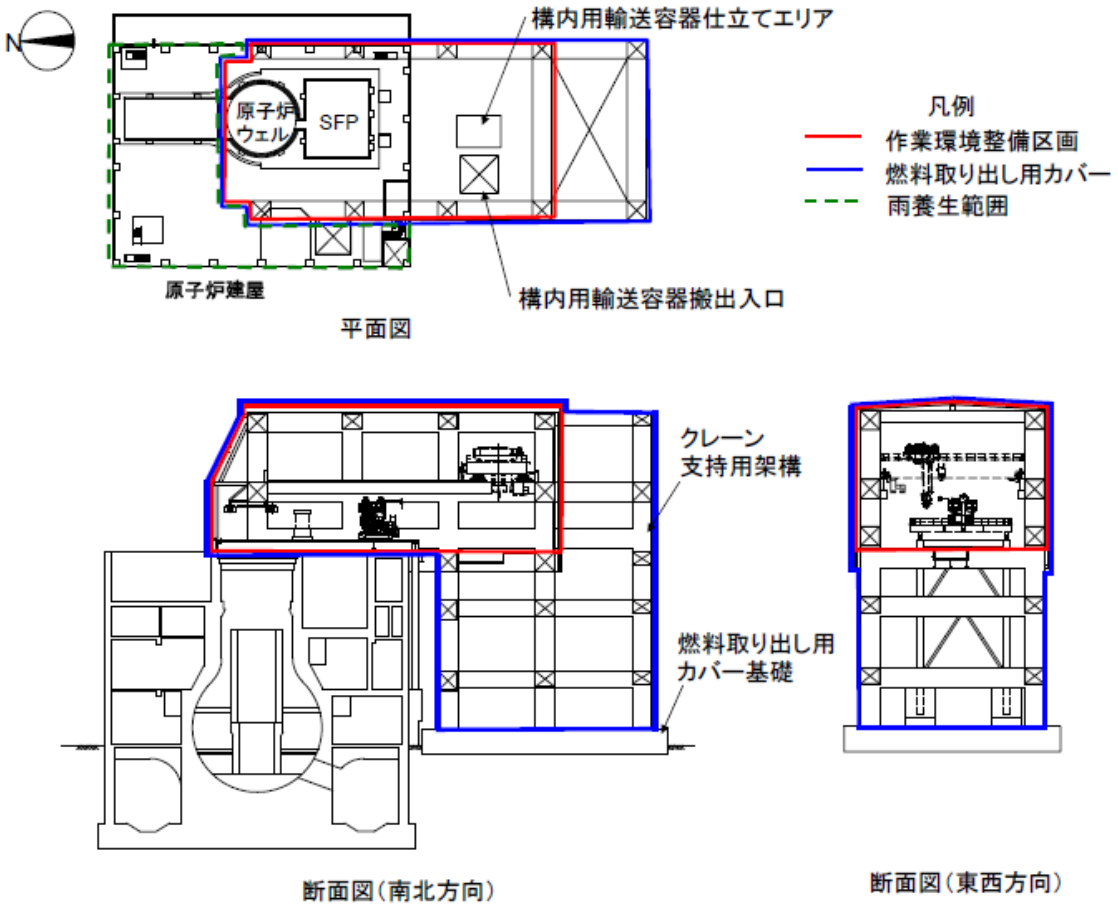
2.2.2.6　評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 2-6 参照）

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編　2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}



【燃料取り出し用カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- 換気対象範囲外とする。

図 2-1　燃料取り出し用カバー概略図

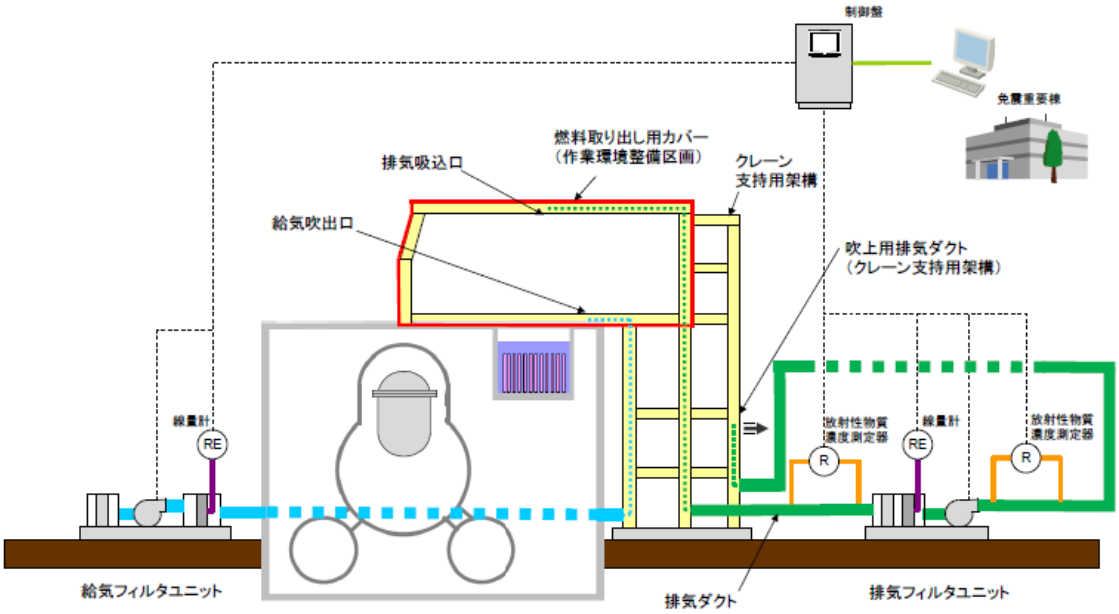


図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

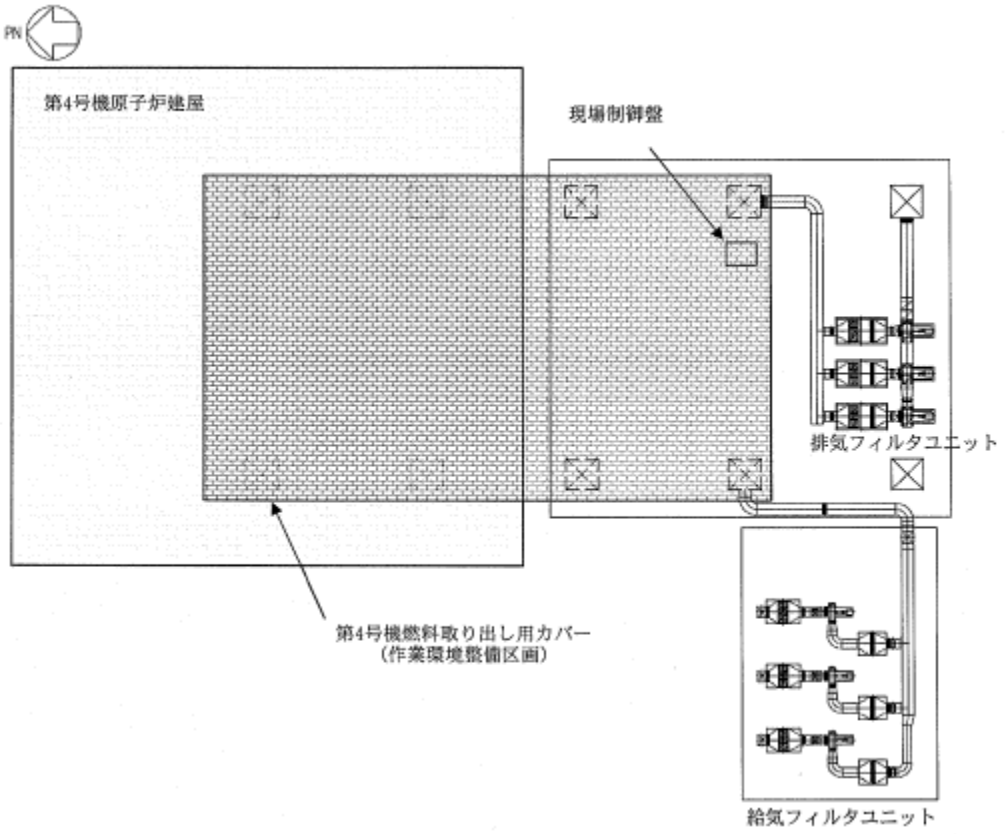


図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

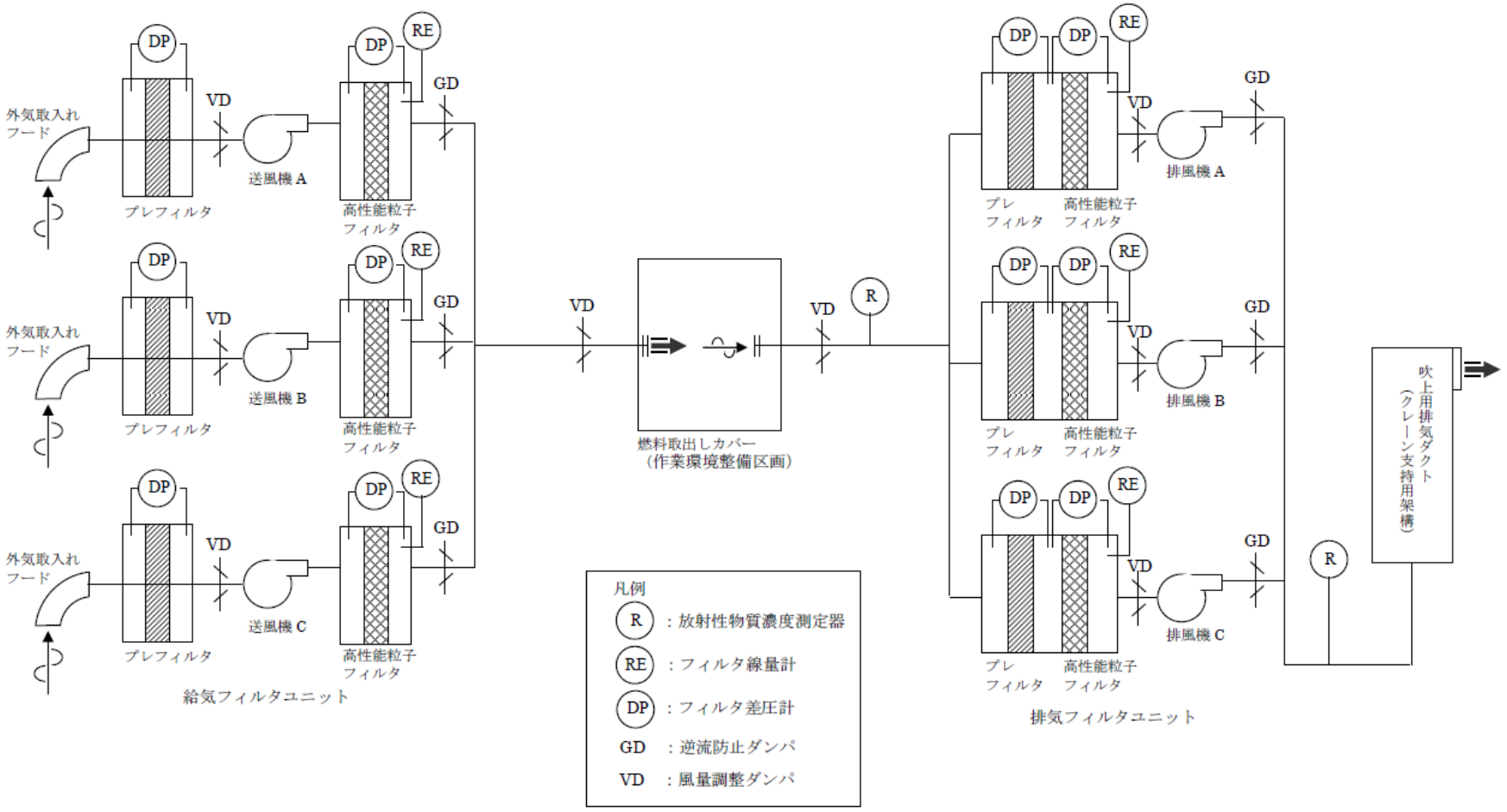
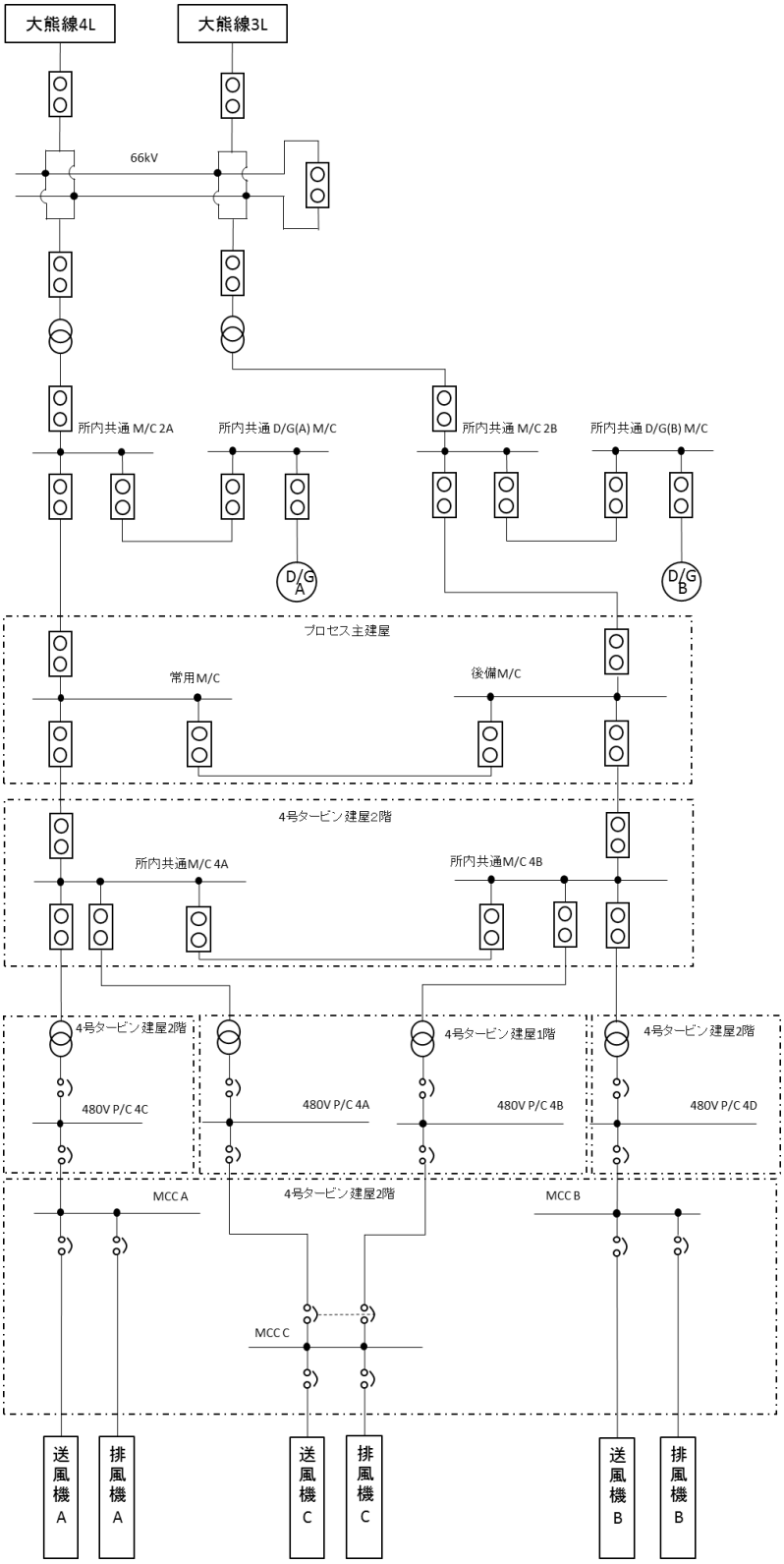


図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3　３号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.1　燃料取り出し用カバーについて

3.1.1　概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

3.1.2　燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，ドーム状の屋根を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図参照）

3.1.3　換気設備

3.1.3.1　系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，約 10,000m^3/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備），排風機は，換気風量約 30,000m^3/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 30,000m^3/h の 換気風量で運転する。

また，燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図，図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　1 台 排気フィルタユニット出口　2 台

3.1.3.2　換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m^3/h とする。

$$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m^3/h）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m^3）

t1：カバー内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

3.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。また，免震重要棟でも同様に，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

3.1.3.4　異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，３号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：2.4×10^{3}Bq/cm^3，Cs-137：3.9×10^{3}Bq/cm^3（平成 24 年 9 月 24 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，燃料取り出し用カバー換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，送風機，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

3.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.2.1　排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。(Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照)

表 3-2 に３号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2　３号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 5.2×10^{-4}
Cs-137	約 8.0×10^{-4}

※平成 24 年 9 月 6 日測定

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 3-2 参照）

f　：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ　97%）

表 3-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 1.6×10^{-5}
Cs-137	約 2.4×10^{-5}

以上の結果，表 3-2 及び表 3-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

3.2.2　敷地境界線量

3.2.2.1　評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が，表 3-2 に示す３号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮

定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同じ気象データを使用する。

3.2.2.2　評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

3.2.2.3　放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 3\text{-}1$$

ここで，　D　　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/h）

K_1　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis）

μ_{en}　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　　：空気に対するγ線の線減衰係数（m^{-1}）

r　　：放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点（x，y，0）までの距離（m）

$B(\mu r)$：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeVのγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

$\alpha=1.000$，　　$\beta=0.4492$，　$\gamma=0.0038$

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点(x',y',z')における濃度（Bq/m^3）

なお，$\chi(x',y',z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot U}\cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}}\cdot\left\{e^{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}}+e^{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}}\right\}\quad\cdot\ 3\text{-}2$$

ここで，　Q　　：放射性物質の放出率（Bq/s）

U　　：放出源高さを代表する風速（m/s）

H　　：放出源の有効高さ（m）

σ_y　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z　：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（z’= H）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（z’= 0）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は，計算地点を含む方位に向かう放射性雲のγ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot \overline{D}_L \qquad \cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}3$$

ここで，　H_γ　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（μSv/y）

K_2　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8μSv/μGy）

f_h　：家屋の遮蔽係数（1.0）

f_0　：居住係数（1.0）

$\overline{D}_L$　：計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均のγ線による空気カーマ(μGy/y)。

3.2.2.4　吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度$\overline{\chi}$は，3-2 式を用い，隣接方位からの寄与も考慮して，次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_{j} \overline{\chi}_{jL} + \sum_{j} \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_{j} \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}4$$

ここで，　j　：大気安定度（A～F）

L　：計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は，次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_{i} K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}6$$

ここで，　H_I　：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/y）

365　：年間日数への換算係数（d/y）

K_{Ii}　：核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Ii}　：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

M_a　：人間の呼吸率（m^3/d）

（成人の 1 日平均の呼吸率：22.2m^3/d を使用）

$\overline{\chi}_i$　：核種 i の年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

表 3-4　吸入摂取による成人の実効線量換算係数（μSv/Bq）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5　地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し，放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度$\bar{\chi}$は，3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_{i} K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}8$$

ここで,　H_G　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する
年間の実効線量（μSv/y）

K_{Gi}　：核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

S_{0i}　：核種ｉの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

V_g　：沈着速度（0.01m/s）

λ_i　：核種ｉの物理的減衰係数（s^{-1}）

T_o　：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の５年を想定）

f_1　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 3-5　核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

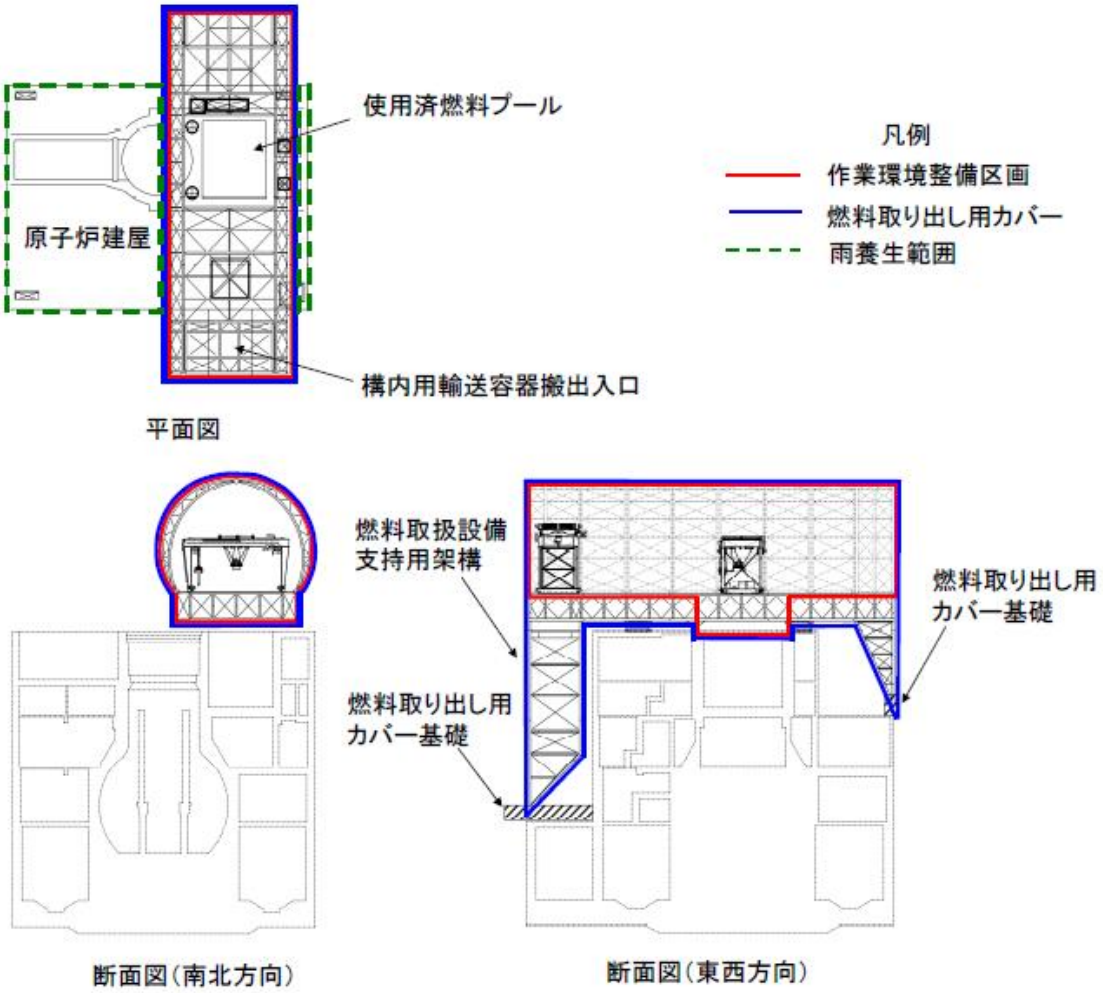
3.2.2.6　評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.015mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 3-6 参照）

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第３編　2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 3-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}



【燃料取り出し用カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- 換気対象範囲外とする。

図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図

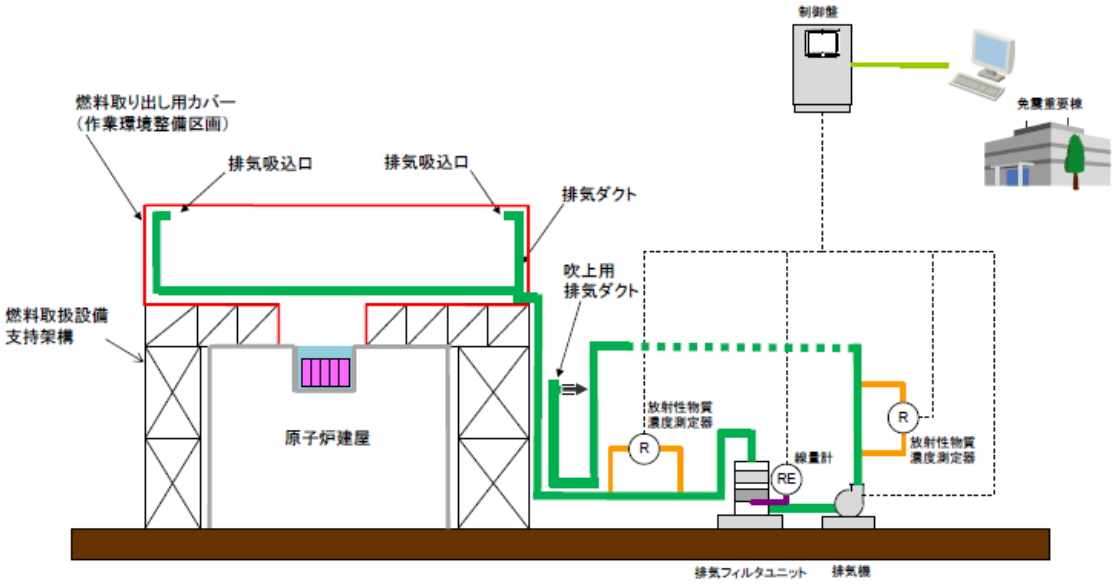


図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

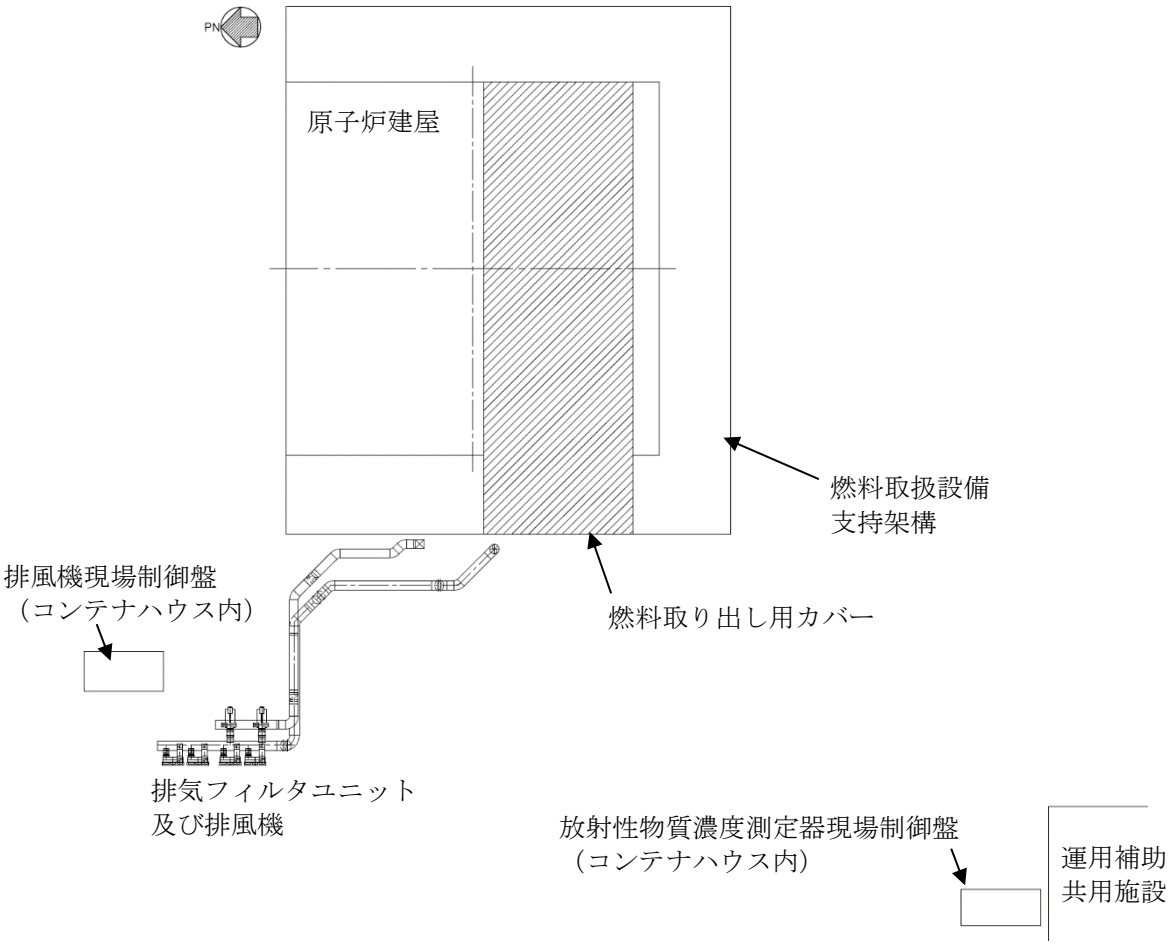


図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

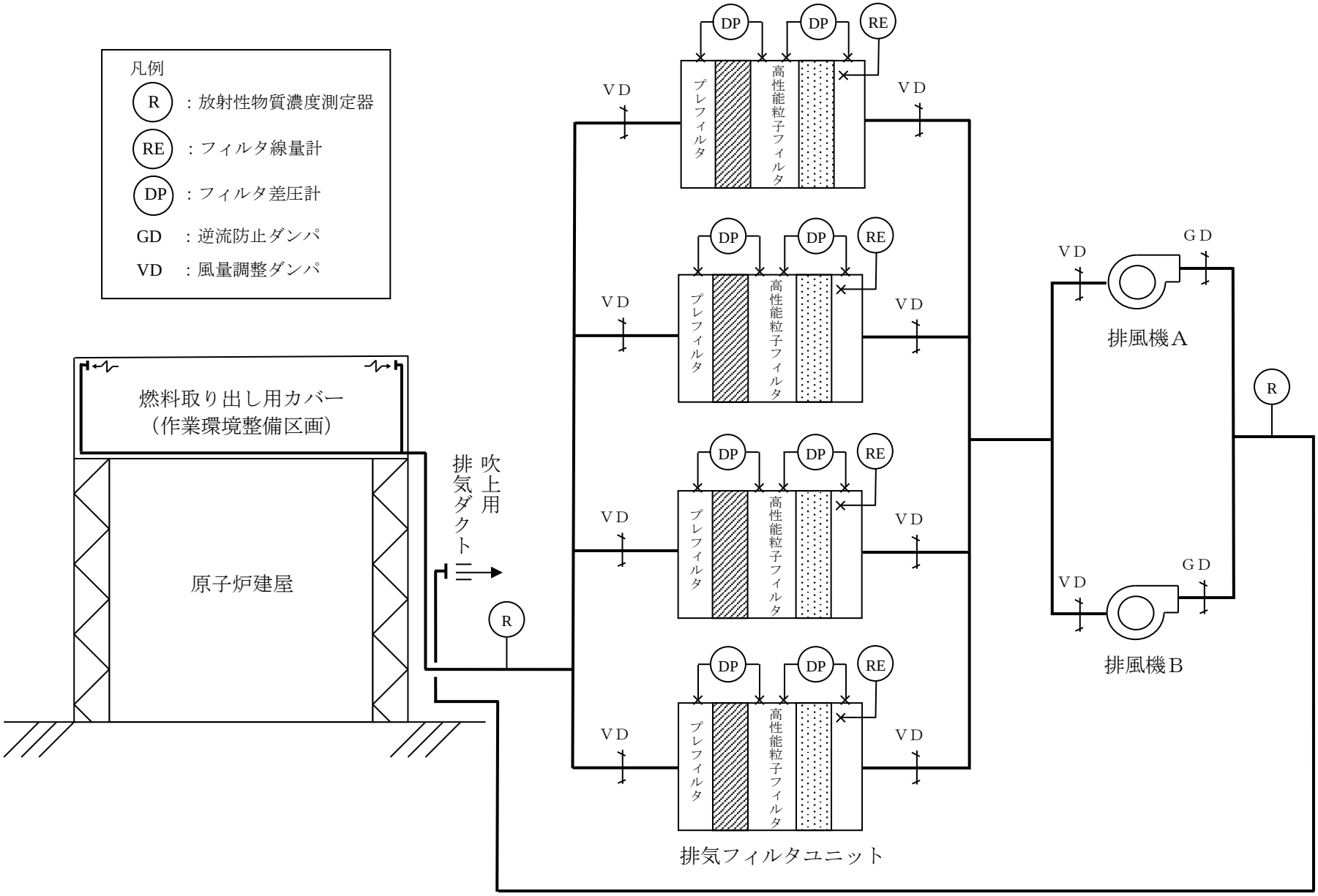
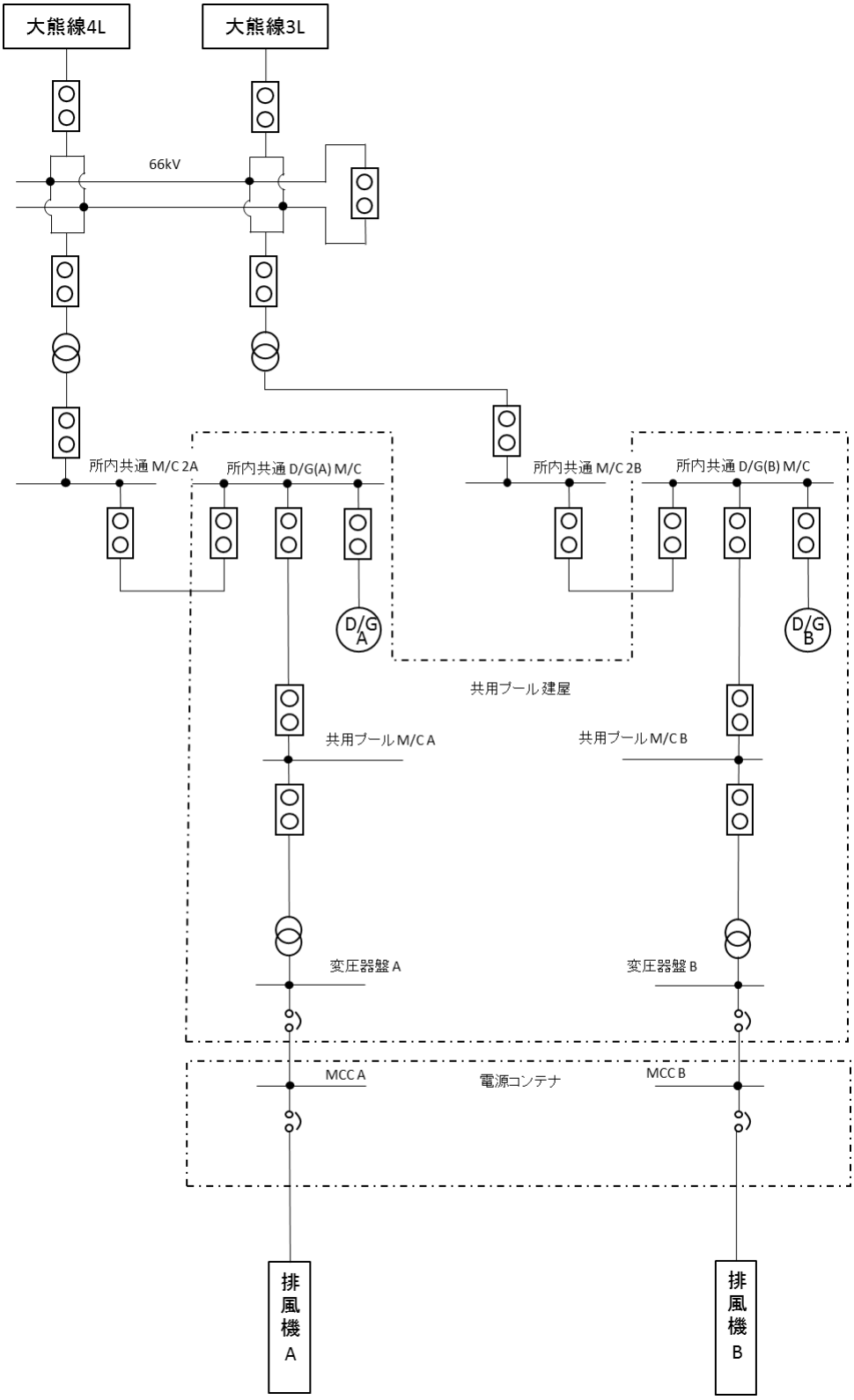


図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4　２号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.1　燃料取り出し用構台について

4.1.1　概要

燃料取り出し用構台は，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用構台は隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

4.1.2　燃料取り出し用構台

燃料取り出し用構台の大きさは，約 33m（南北）×約 27m（東西）×約 45m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，燃料取り出し用構台作業エリアの壁面及び屋根面を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 4-1　燃料取り出し用構台概略図参照）

4.1.3　換気設備

4.1.3.1　系統構成

換気設備は，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用構台地上階に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，約 10,000m^3/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備），排風機は，換気風量約 30,000m^3/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台作業エリアを約 30,000m^3/h の換気風量で運転する。

また，原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備概略構成図，図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図，図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図参照）

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 4-5　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図参照）

表 4-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：原子炉建屋オペレーティングフロア壁面及び燃料取り出し用構台床上に設置
排気フィルタユニット	配置：燃料取り出し用構台地上階に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ／高性能粒子フィルタ （効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（各排気フィルタユニットに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置:燃料取り出し用構台地上階に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　4 台 (原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側 2 台ずつ) 排気フィルタユニット出口　2 台

4.1.3.2　換気風量について

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m^3/h とする。

$$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m^3/h）

q：設計用熱負荷，約 80（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ ：密度，1.2（kg/m^3）

t1：燃料取り出し用構台内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

4.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，免震重要棟集中監視室で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，現場の放射性物質監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（排気フィルタユニットに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

4.1.3.4　異常時の措置

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，２号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，２号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：1.42×10^4Bq/L，Cs-137：5.89×10^5Bq/L（令和 2 年 10 月 15 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

4.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.2.1　排気フィルタによる低減効果

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%(粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，２号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 4-2 に２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が表 4-2 に示す放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 4-3 の通りとなる。

表 4-2　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

核種	オペレーティングフロア上の濃度（令和１年８月～令和２年８月の検出濃度の平均値）
Cs-134	約 7.6×10^{-6}
Cs-137	約 5.0×10^{-5}

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 4-2 参照）

f　：フィルタ効率（プレフィルタ／高性能粒子フィルタ　97%）

表 4-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 2.3×10^{-7}
Cs-137	約 1.5×10^{-6}

以上の結果，表 4-2 及び表 4-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

4.2.2　敷地境界線量

4.2.2.1　評価条件

(1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が，表 4-2 に示す２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，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。

4.2.2.2　評価方法

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

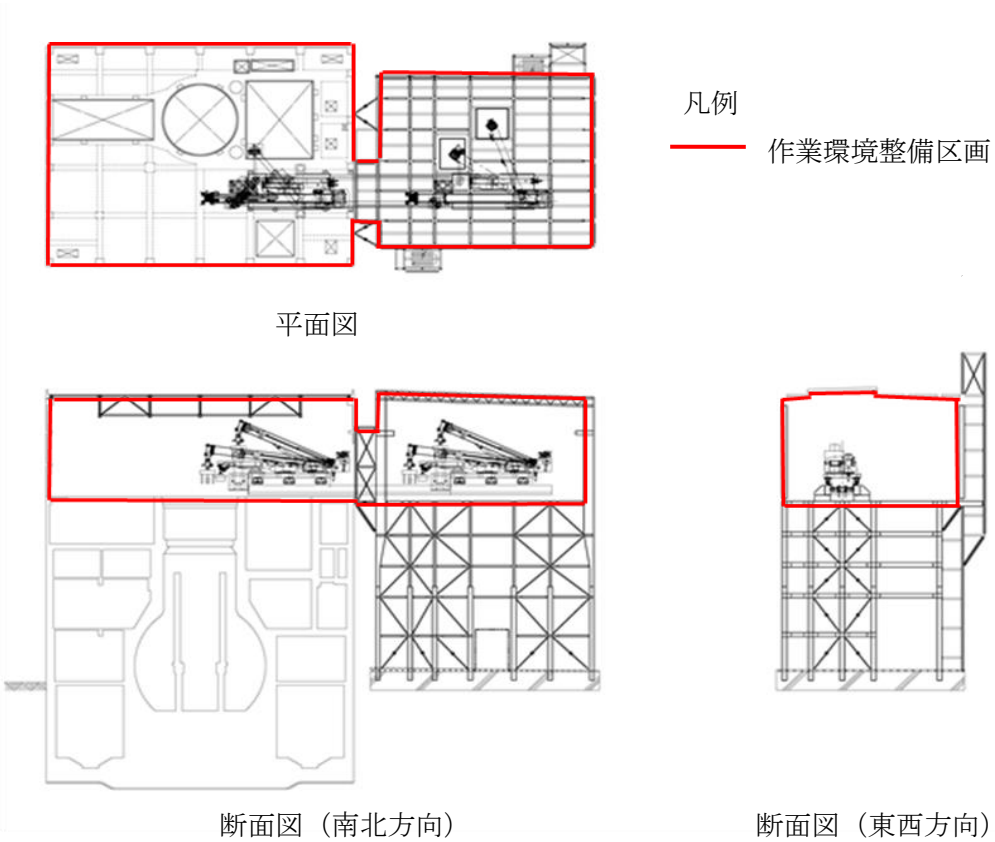
4.2.2.3　評価結果

表 4-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.0004mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 4-4 参照）

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 6.4×10^{-9}	約 7.9×10^{-7}	約 4.4×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}



【燃料取り出し用構台】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用構台のうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

図 4-1　燃料取り出し用構台概略図

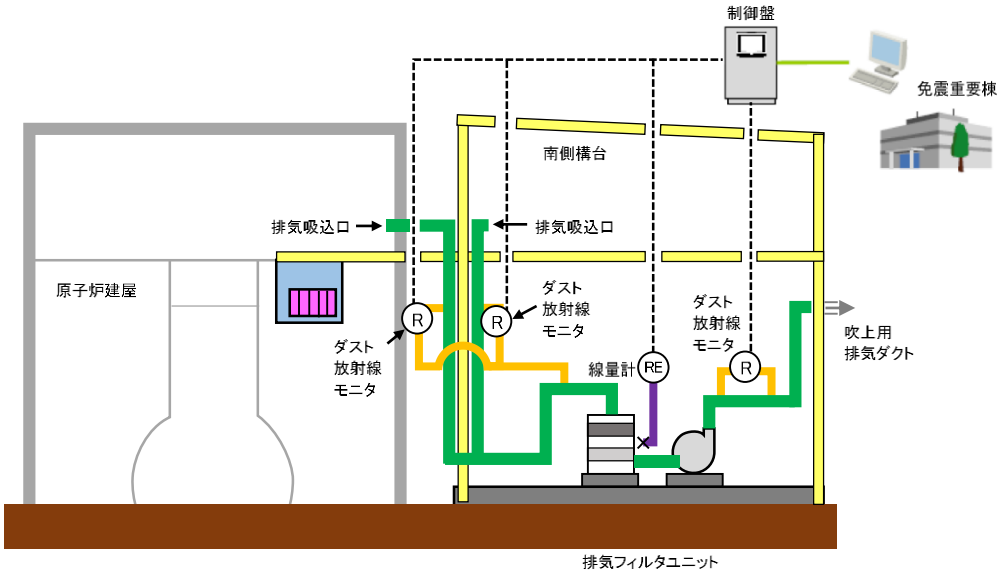


図 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備 概略構成図

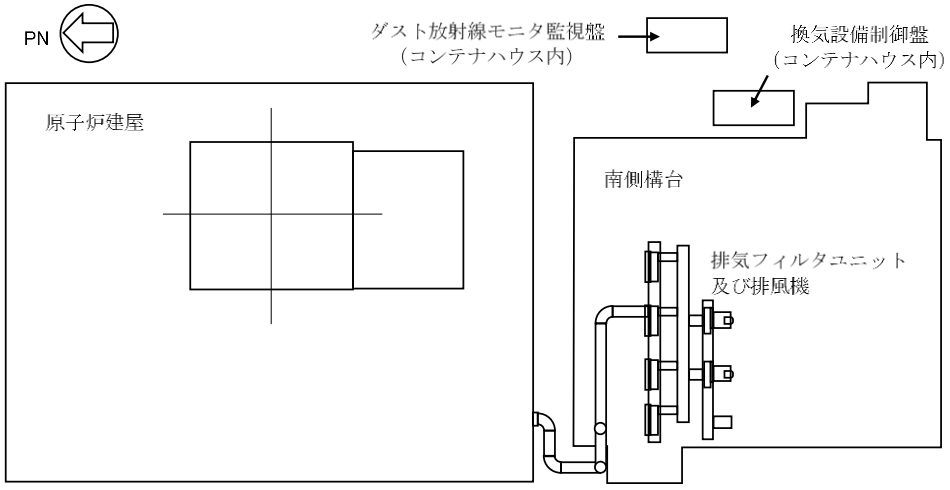


図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

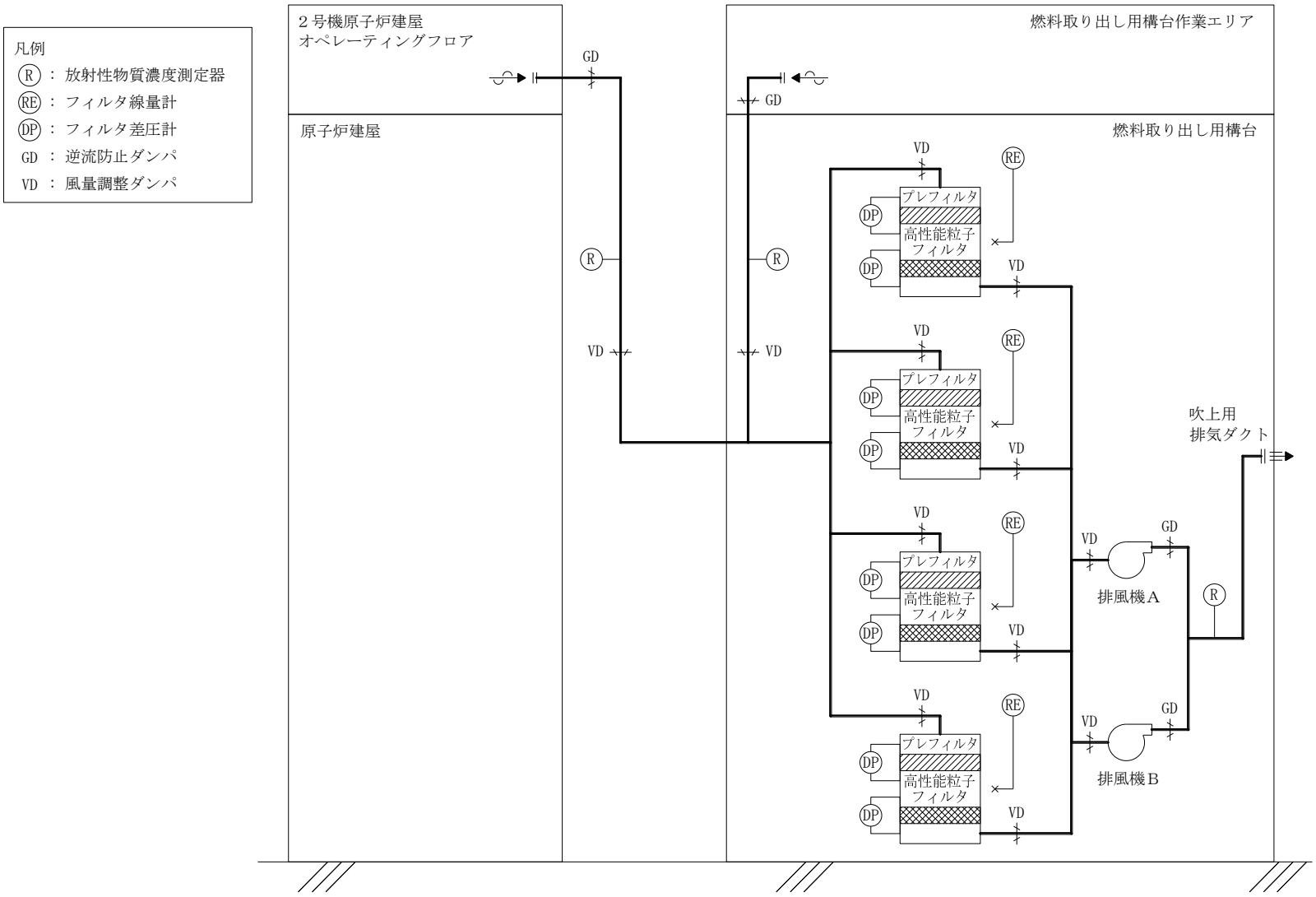
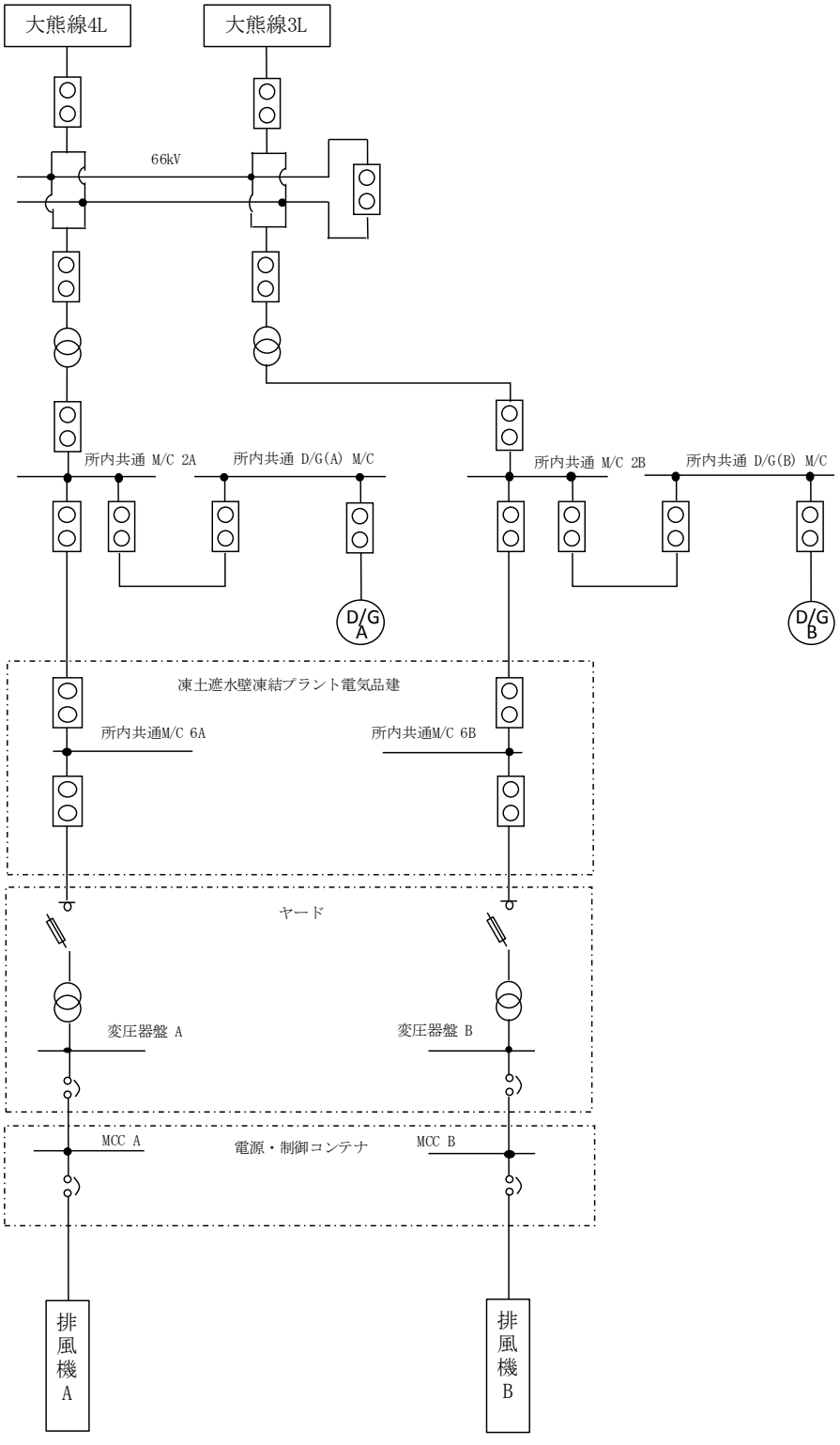


図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図



※令和４年７月時点

図 4-5　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図

5　1号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.1　大型カバーについて

5.1.1　概要

大型カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，オペレーティングフロア上にあるガレキ撤去時の放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，大型カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

5.1.2　大型カバー

大型カバーの大きさは，約66m（南北）×約56m（東西）×約68m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，作業エリアの壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。（図 5-1　大型カバー概略図参照）

5.1.3　換気設備

5.1.3.1　系統構成

換気設備は，大型カバー内の気体を吸引し，排気ダクトを経由して大型カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，換気風量約30,000m^3/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し，約30,000m^3/hの換気風量で運転する。

また，大型カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図5-2　大型カバー換気設備概略構成図，図5-3　大型カバー換気設備配置図，図5-4　大型カバー換気設備系統図参照）

大型カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図5-5　大型カバー換気設備電源系統図参照）

表 5-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：大型カバー壁面に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：大型カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{0}～$10^{4}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　2 台 排気フィルタユニット出口　2 台

5.1.3.2　換気風量について

大型カバー内の環境は，ガレキ撤去用天井クレーン及び電源盤等の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

大型カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m^3/h とする。

$Q=q/(Cp・\rho・(t1-t2)・1/3600)$

Q　：換気（排気）風量（m^3/h）

q　：設計用熱負荷，約 103（kW）（機器発熱）※1

Cp　：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ　：密度，1.2（kg/m^3）

t1　：カバー内温度，40（℃）

t2　：設計用外気温度，29.7（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 2015 年～2019 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

5.1.3.3　運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，免震重要棟集中監視室で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，大型カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備についてはオペレーティングフロア上のガレキ撤去作業時に運転が必要な設備であり，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，現場の放射性物質濃度監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し，機器の故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

5.1.3.4　異常時の措置

大型カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，１号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，１号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：2.32×10^{5}Bq/L，Cs-137：7.02×10^{6}Bq/L（令和 3 年 4 月 23 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，大型カバー換気設備は，機器の故障が発生した場合を想定して，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

5.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.2.1　排気フィルタによる低減効果

大型カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，１号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

１号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率は，下式により求められ表 5-2 の通りとなる。

$R_1=Sd\cdot A\cdot S/h$

R_1　：ガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率（Bq/h）

Sd　：崩落屋根鉄骨の表面汚染密度，1.69×10^{8}（Bq/cm^2）※1

A　：ガレキ撤去（鉄骨切断）に伴う欠損面積，約 190（cm^2）

S　：飛散率，0.02（%）※2

h　：1 切断にかかる作業時間，0.23（h）

※1　2016 年 10 月に実施した 1 号機オペレーティングフロア上の空間線量率の測定結果から遮蔽計算コードにて表面汚染密度へ換算

※2　（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響ハンドブック（第 3 次版）」（平成 19 年 3 月）より引用

表 5-2　１号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去時の放射性物質の放出率（Bq/h）

放出率
約 2.8×10^{7}

仮に，ガレキ撤去実施に伴い大型カバー内で放射性物質が表 5-2 に示す放出率で飛散する場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質の放出率は下式により求められ表 5-3 の通りとなる。

$R_2=R_1\cdot(1-f)\cdot h_1/h_2$

R_2　：フィルタ通過後の放射性物質の放出率（Bq/h）

R_1　：大型カバー内の放射性物質の放出率（Bq/h）（表 5-2 参照）

f　：フィルタ効率（プレフィルタ／高性能粒子フィルタ　97%）

h_1　：1 月あたりのガレキ撤去作業時間，約 100（h/月）

h_2　：1 月の総時間数，720（h/月）

表 5-3　フィルタ通過後の放射性物質の放出率（Bq/h）

核種	放出率※
Cs-134	約 6.8×10^{3}
Cs-137	約 1.1×10^{5}

※核種比を考慮して算出

5.2.2　敷地境界線量

5.2.2.1　評価条件

(1) ガレキ撤去実施時において，大型カバー内が，表 5-2 に示す放出率で放射性物質が飛散した場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 大型カバーの供用期間である 6 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，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。

5.2.2.2　評価方法

大型カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

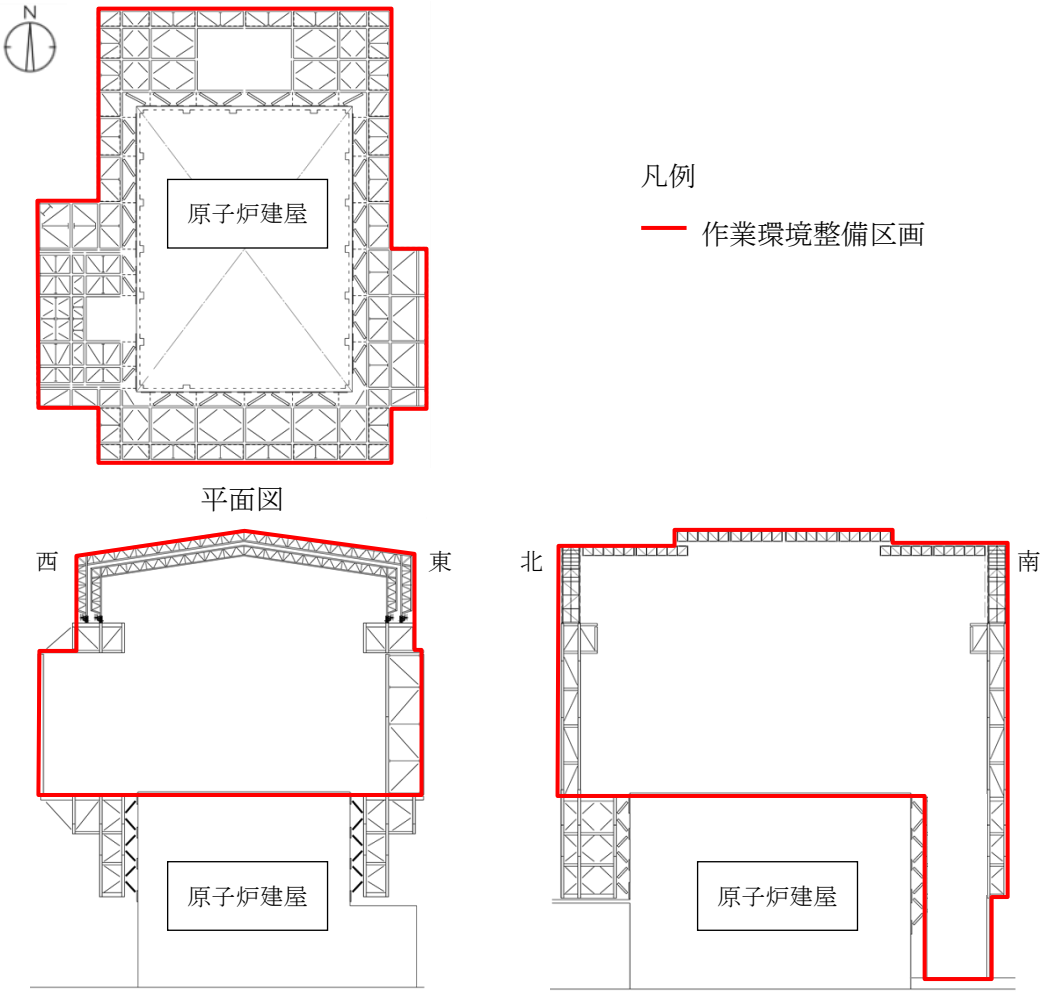
5.2.2.3　評価結果

表 5-3 に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である 6 年間(想定)続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.001mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。(表 5-4 参照)

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 5-4　大型カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.2×10^{-8}	約 1.6×10^{-6}	約 1.1×10^{-3}	約 1.1×10^{-3}



【大型カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 大型カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

図 5-1　大型カバー概略図

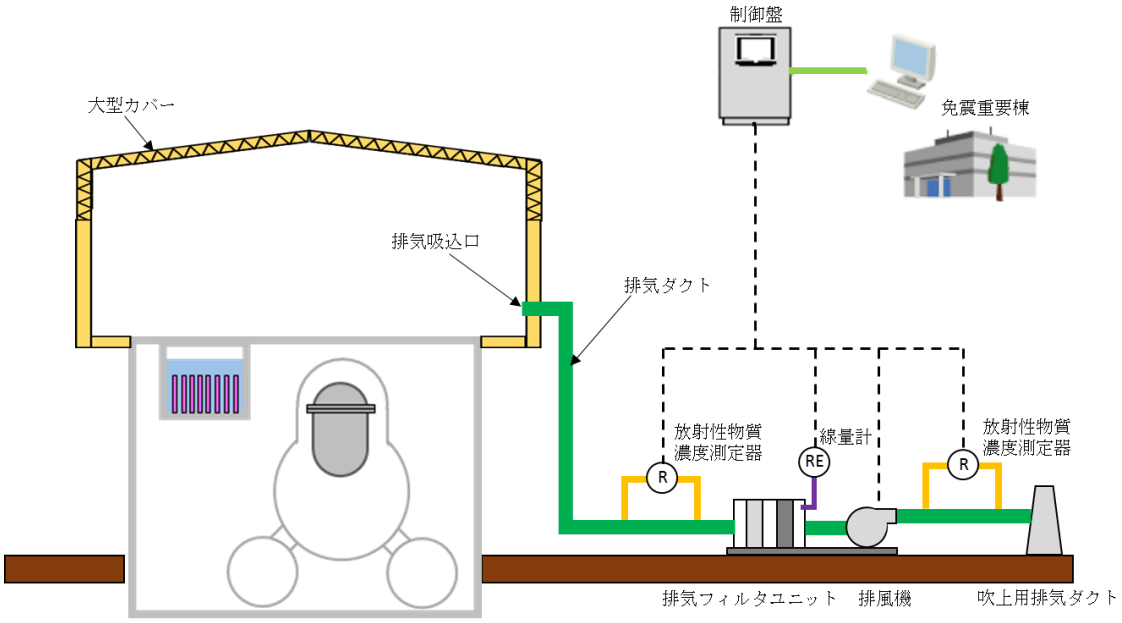


図 5-2　大型カバー換気設備概略構成図

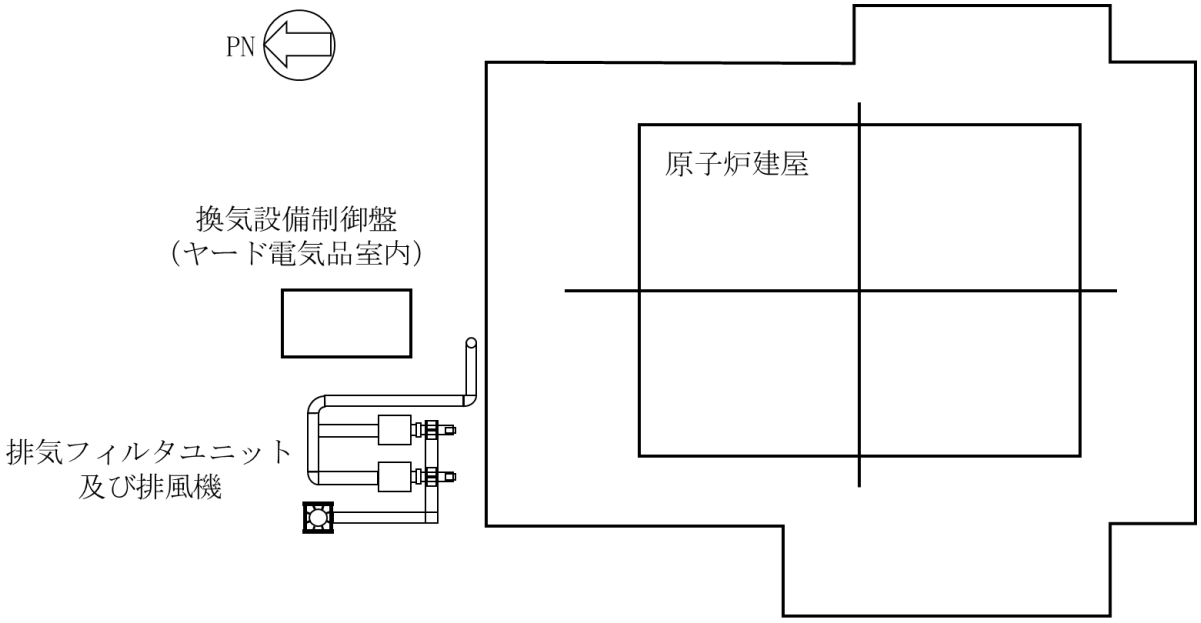


図 5-3　大型カバー換気設備配置図

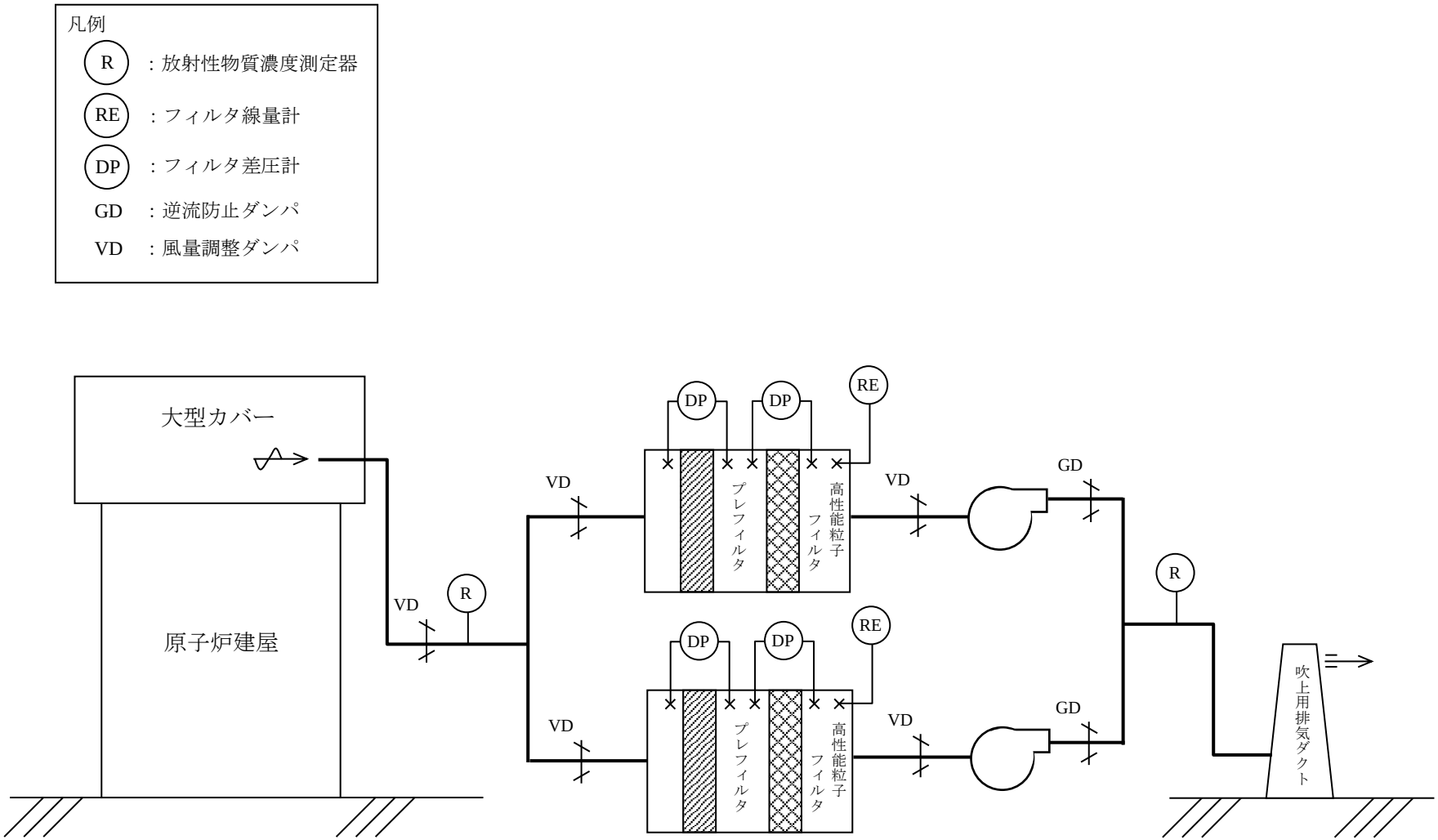
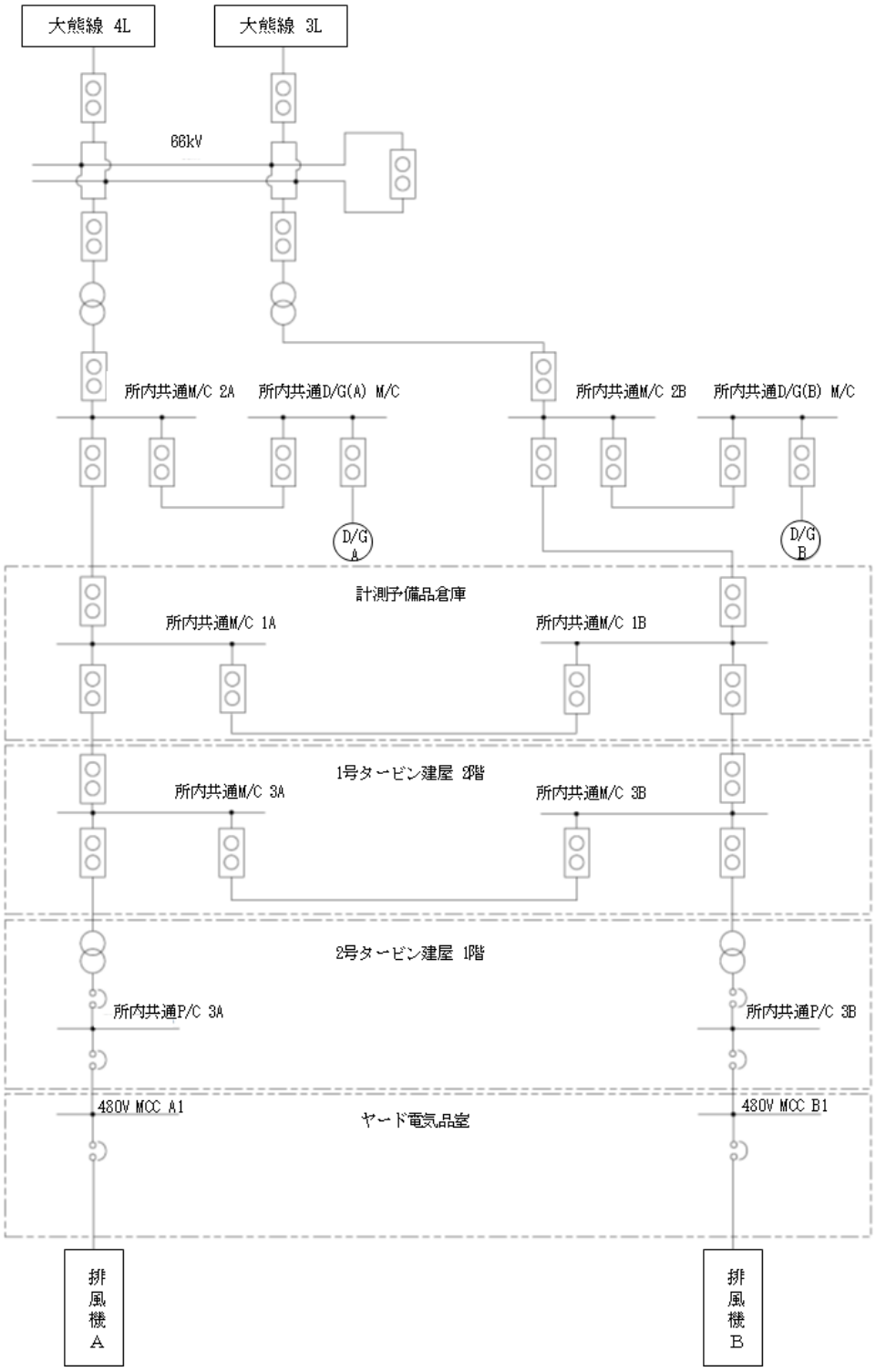


図 5-4　大型カバー換気設備系統図



※令和３年８月時点

図 5-5　大型カバー換気設備電源系統図

6　別添

別添－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

別添－２　３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

別添－３　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

別添－４　１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を確認する。	送風機・排風機が１台当たり 25,000m³/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，50,000m³/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。

３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

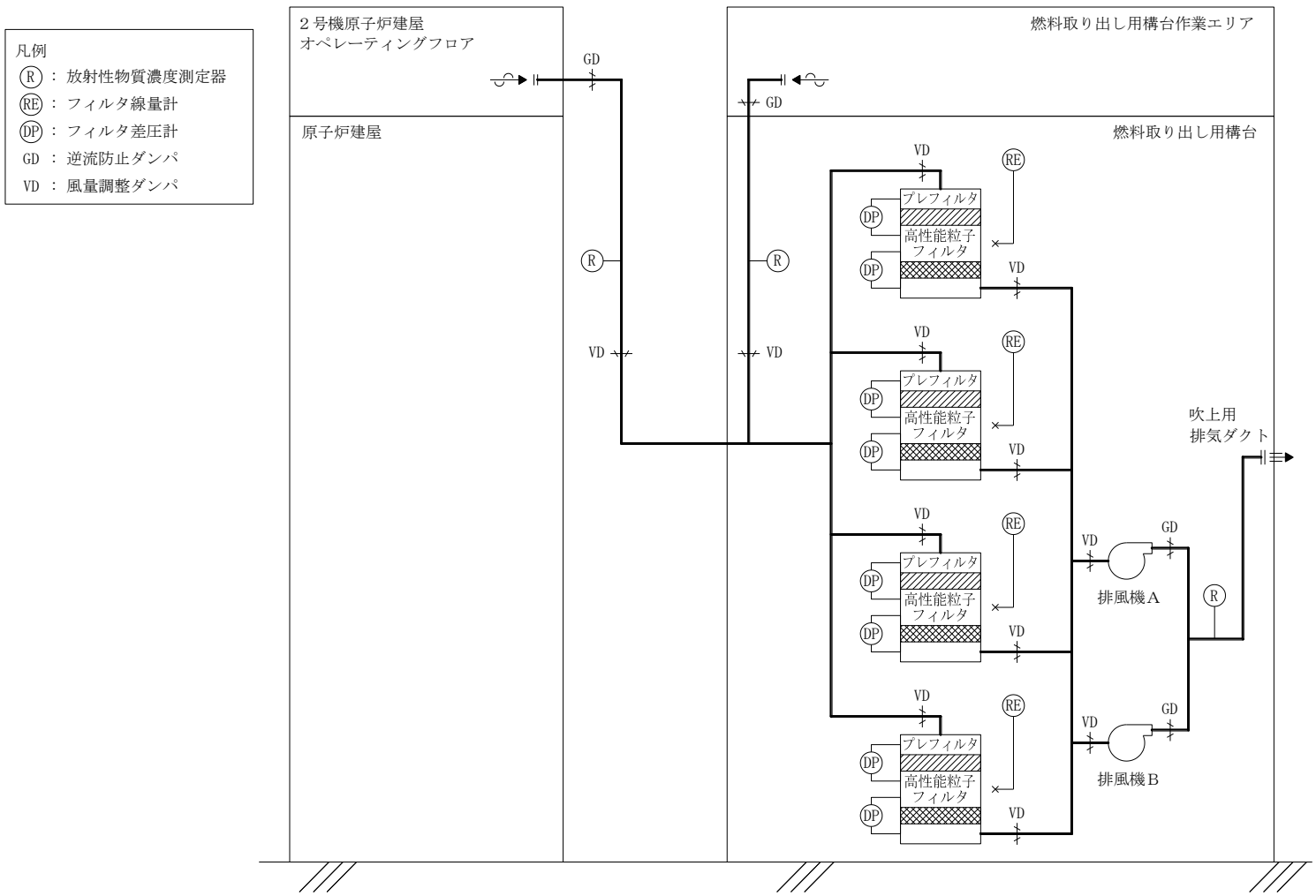
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	各指示値が許容値範囲以内に入っていること。

２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

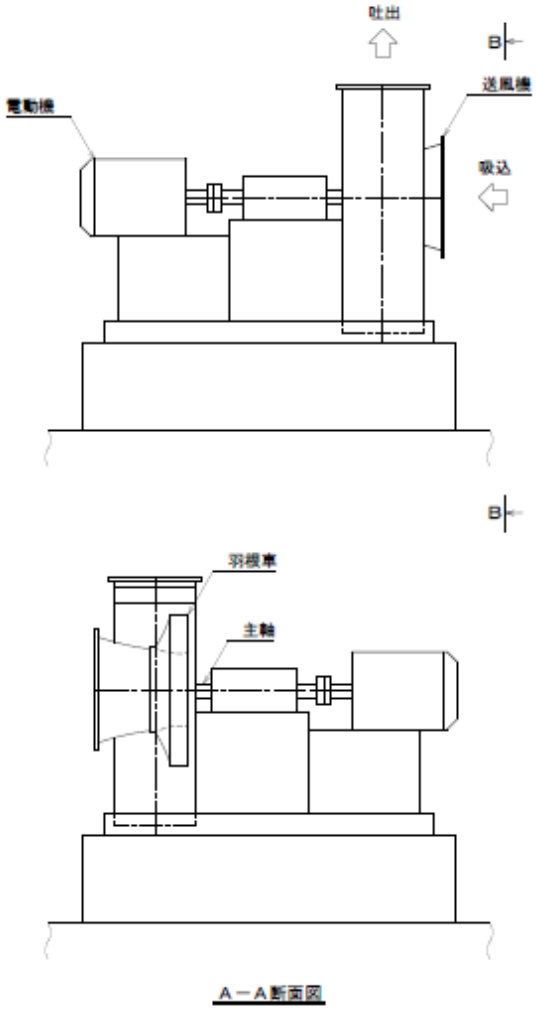
２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－１，図―２，図―３に示す。

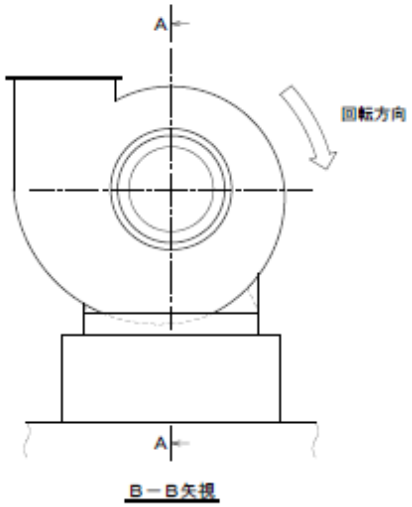
表－１　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
放出抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－１の通りであること。	現地
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。	現地
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径 0.3μm)以上であること。	現地
		監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	現地
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	現地
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	現地



図－１　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図（添付３－１　図４－４再掲）

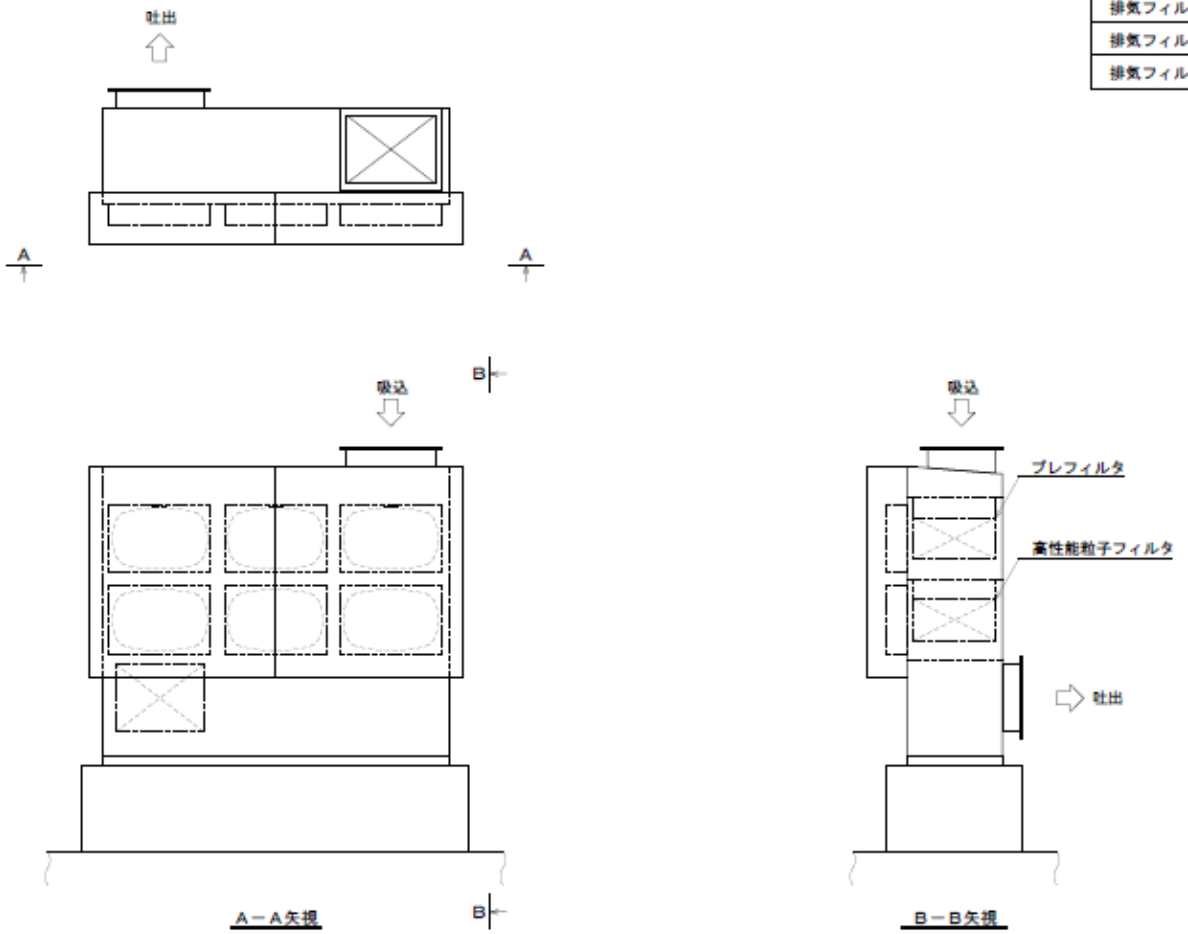




機器名称
排風機（A）
排風機（B）

図－２　排風機　外形図

機器名称
排気フィルタユニット（A）
排気フィルタユニット（B）
排気フィルタユニット（C）
排気フィルタユニット（D）



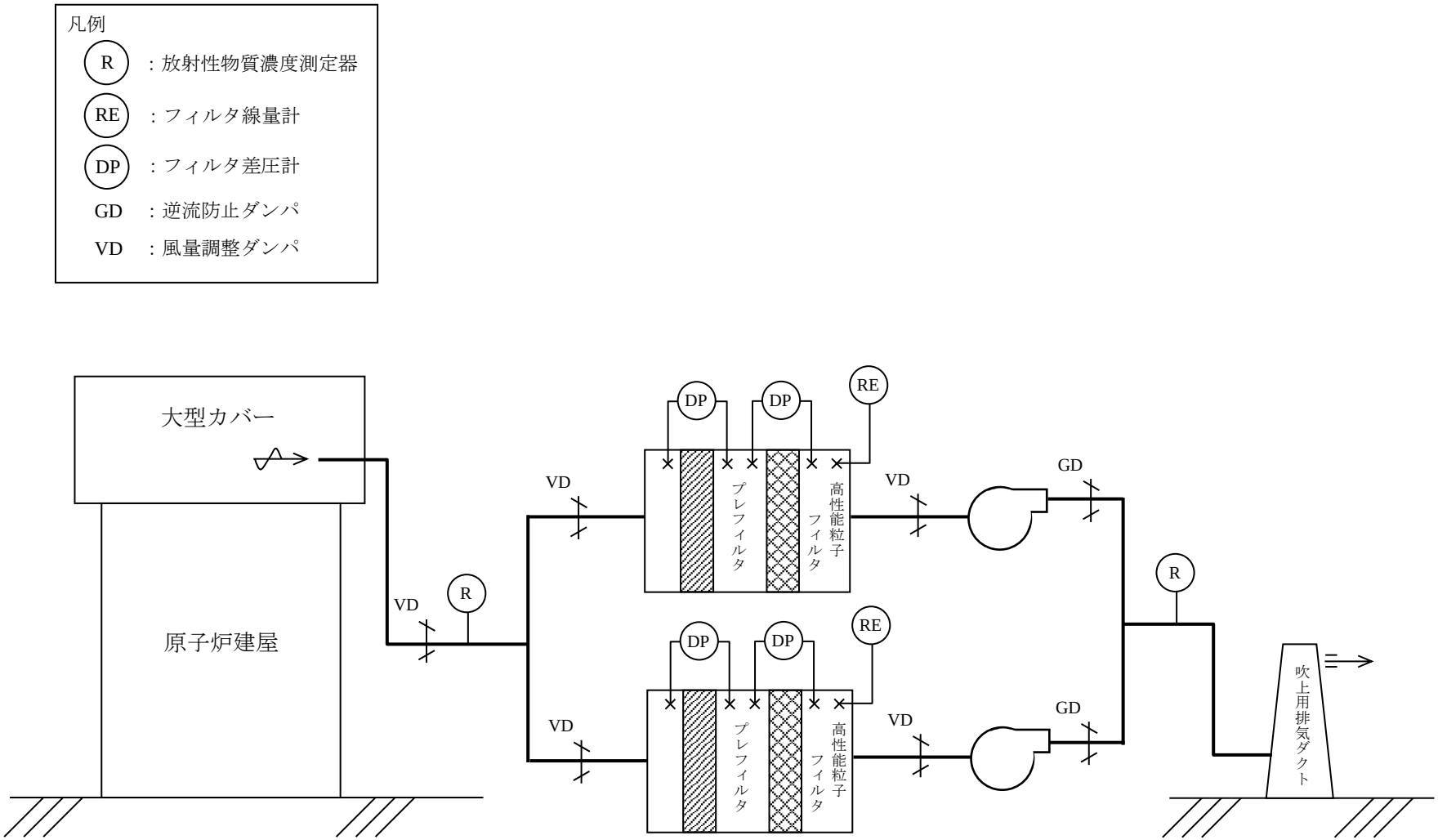
図－３　排気フィルタユニット　外形図

１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

１号機大型カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，大型カバー換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1，図－２，図－３に示す。

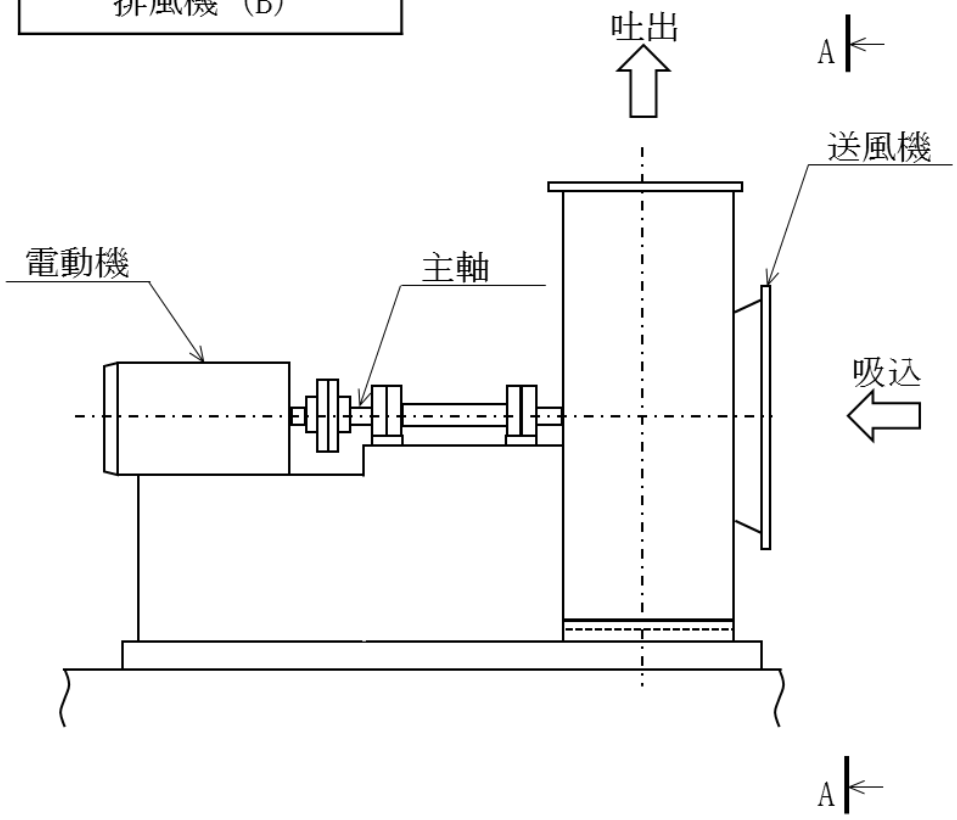
表－１　１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

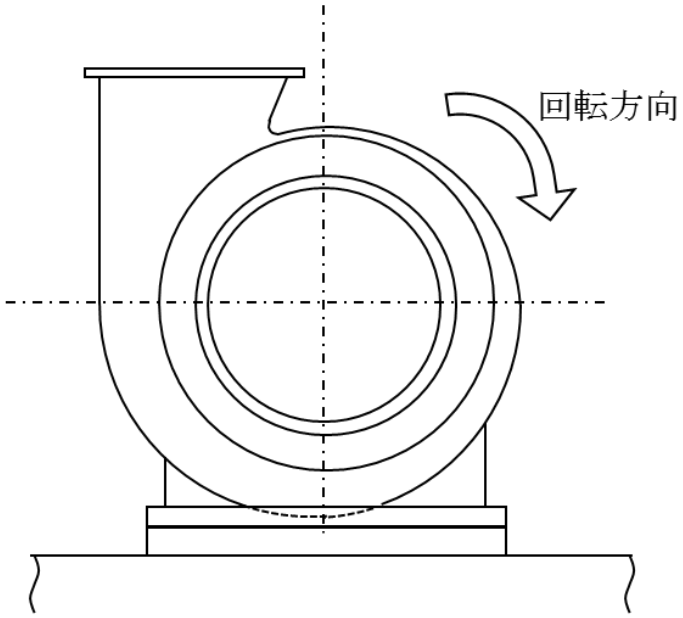
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
放出抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－１の通りであること。	
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり 30,000m^3/h 以上であること。	
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%(粒径 0.3μm)以上であること。	
		監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	



図－１　大型カバー換気設備系統図（添付３－１　図５－４再掲）

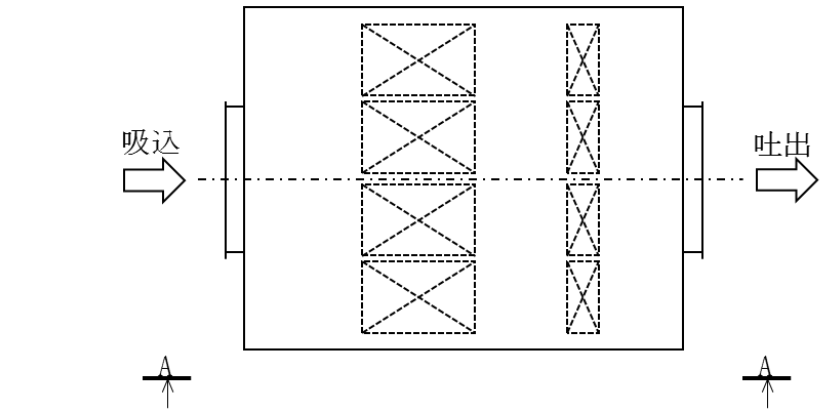
機器名称
排風機（A）
排風機（B）



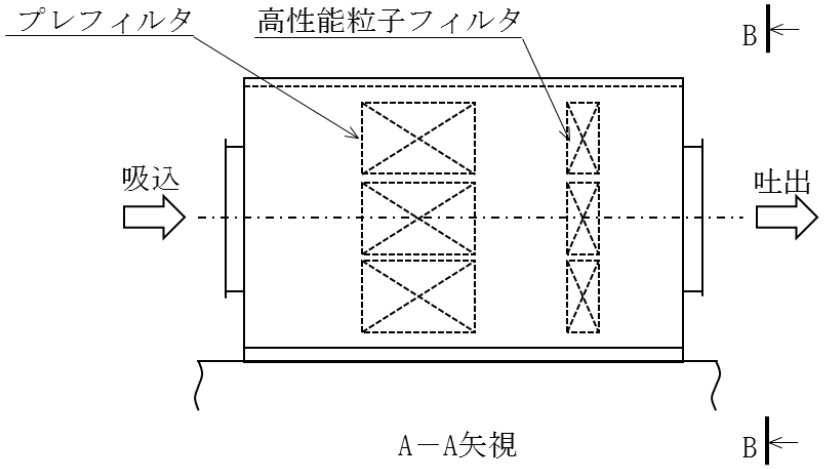


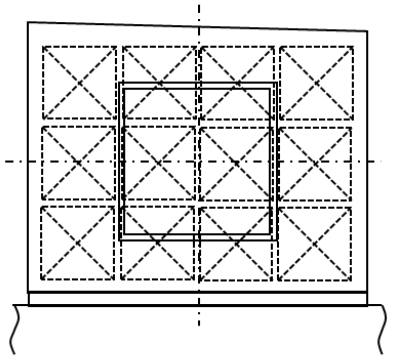
A－A矢視

図－２　排風機　外形図



機器名称
排気フィルタユニット（A）
排気フィルタユニット（B）





図－３　排気フィルタユニット　外形図

添付資料－３－２

がれき撤去等の手順に関する説明書

1　概要

１～４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，１，３，４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

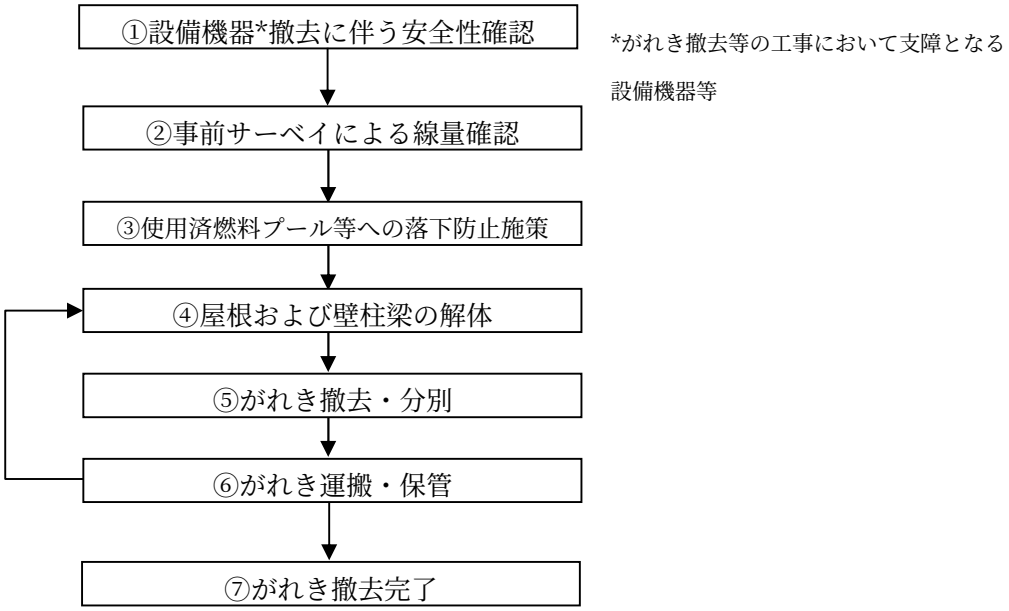


図 1　原子炉建屋上部のがれき撤去フロー

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。

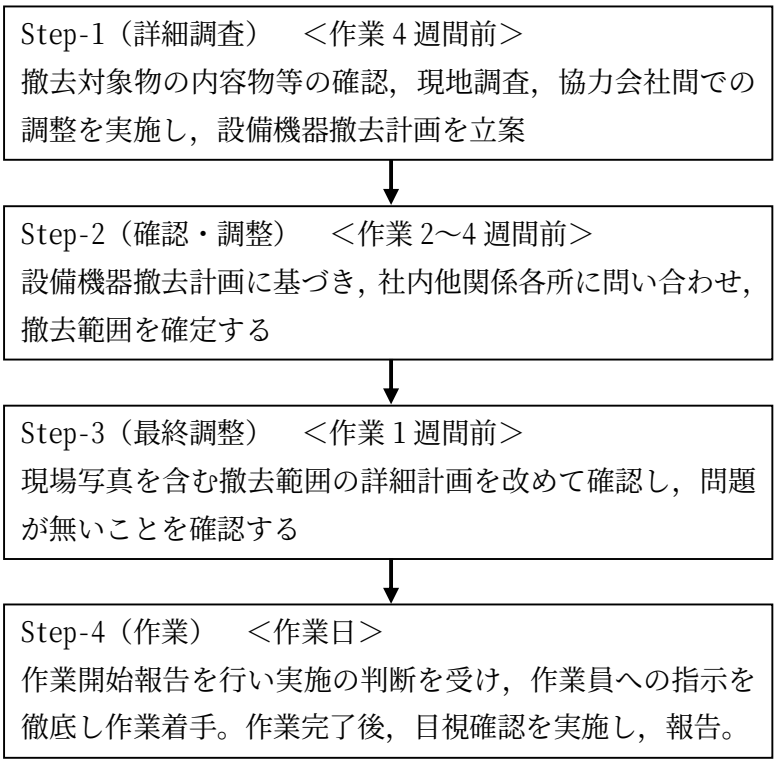


図 2　設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

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

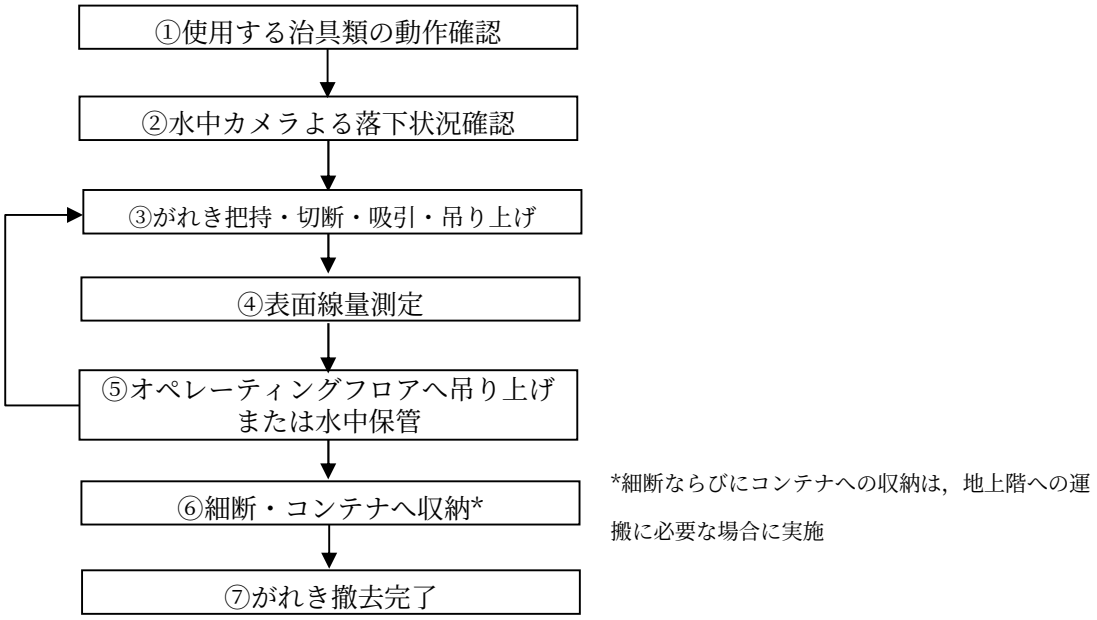


図 3 使用済燃料プール内がれき撤去フロー

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。

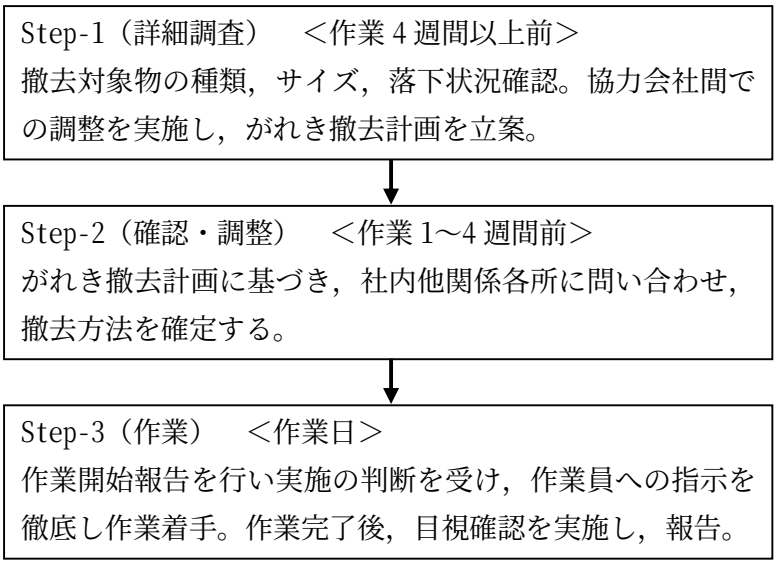


図 4　がれき撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

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により把握する。

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。

撤去作業中の治具およびがれきの落下を防ぐため，作業前の点検，誤操作防止対策，水中カメラによる監視等を実施する。

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等にがれきを積載し，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，燃料取り出し用カバー内また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，「Ⅲ章第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，保管・管理する。

３号機の燃料取り出し用カバー完成後の使用済燃料プール内がれき撤去作業に伴い，表面線量が 30mSv/h を超えるがれき類が約 60m^3 発生すると想定している。

c. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

使用済燃料プール内がれき撤去作業における放射線業務従事者の被ばく低減策として，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

現場状況を踏まえ，今後継続的に被ばく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。

d. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制対策

燃料取り出し用カバー完成後の使用済燃料プール内がれき撤去作業は，燃料取り出し用カバー内で実施することで放射性物質の飛散抑制を図る。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は，「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」の通り。燃料取り出し用カバーの外へがれきを搬出する際はコンテナに収納し，放射性物質の飛散抑制を図る。

撤去作業中に，万が一，燃料取り出し用カバー換気設備の排気フィルタユニット出口の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する。

5　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　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　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　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　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　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。

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。

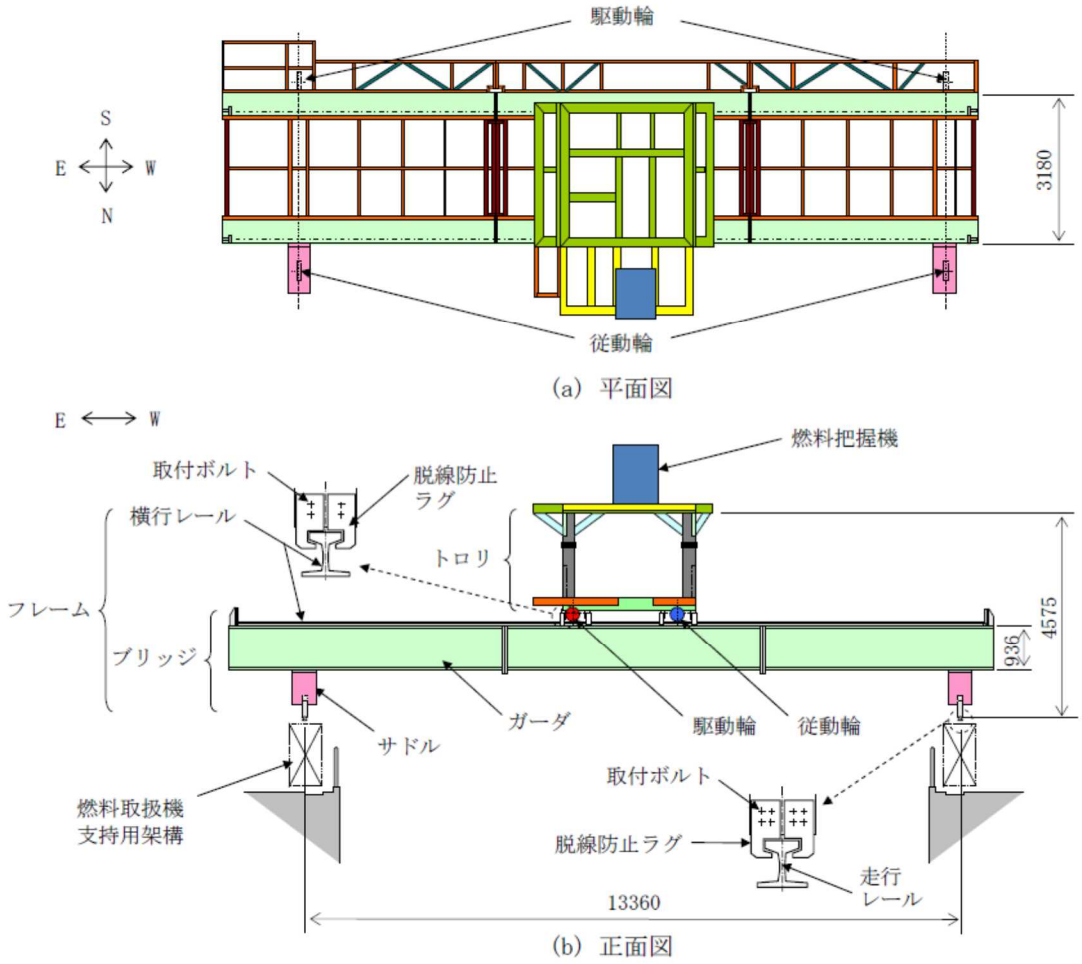


図 2.1.2-1　燃料取扱機の概要

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。

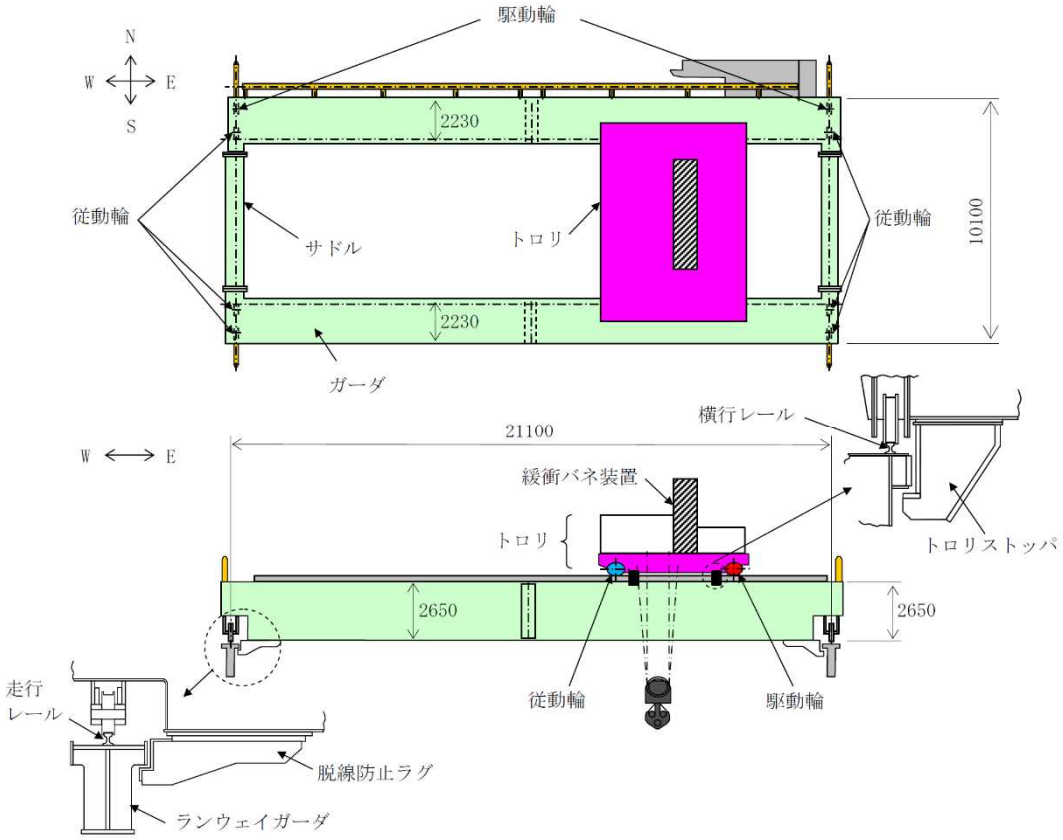


図 2.1.3-1　クレーンの概要

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	曲げ	690
			せん断	398

	30A）	組合せ	690

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 Ss による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- 死荷重＋水平地震（NS 方向）＋鉛直地震
- 死荷重＋水平地震（EW 方向）＋鉛直地震

ブリッジ質量	42,000(kg)
トロリ質量※	17,000(kg)

※吊り荷質量（450(kg)含む）

(2)　燃料取扱機の地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「SAP－Ⅳ」を用いたモーダル解析による応答スペクトル法により行う。

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 G.L.+30.77m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは，燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

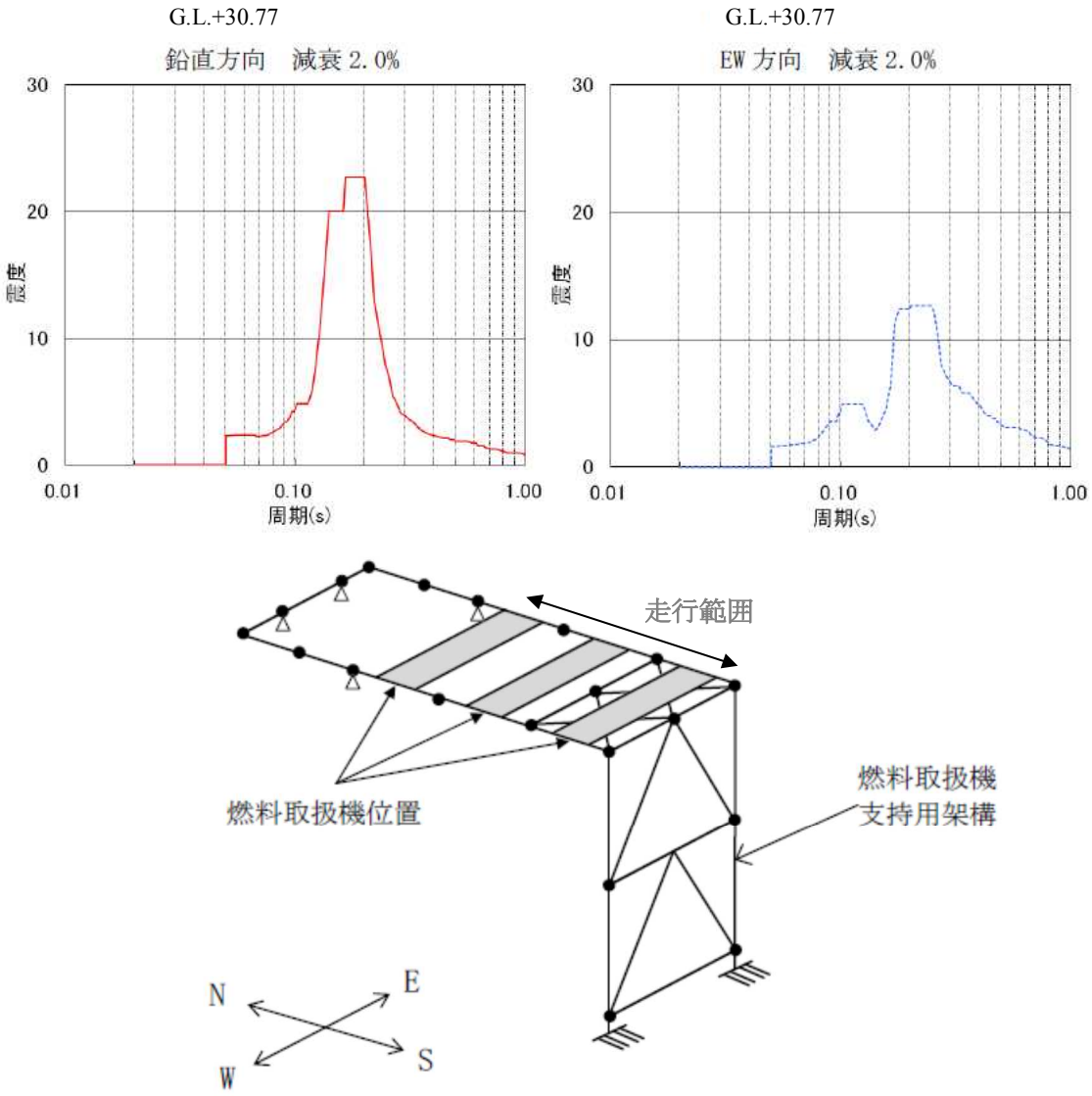


図 2.2-1　床応答スペクトル

2)　地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 2.2-2 に示す。

解析モデルはビームでモデル化しており，ブリッジ脱線防止ラグ下端が架構側との取り合い点であり，脱線防止ラグにより浮上りを押さえる構造としているため，そこを拘束点とする。

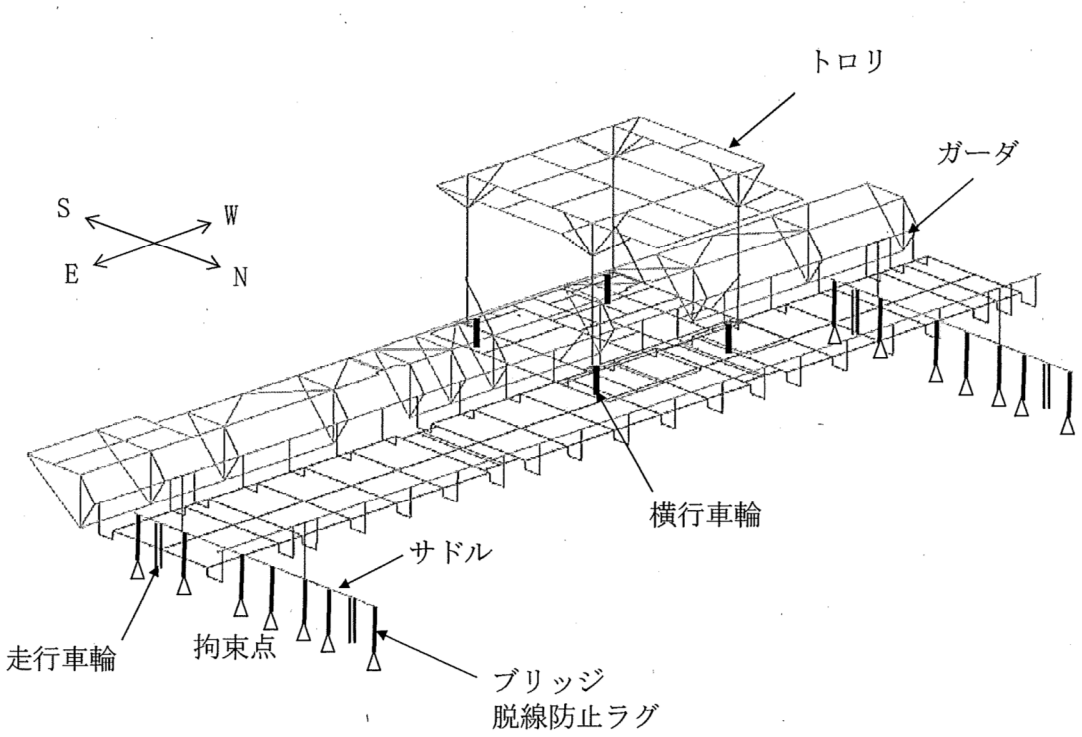


図 2.2-2　地震応答解析モデル

3)　設計震度

・死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

・地震荷重は，図 2.2-1 に示す床応答スペクトルを入力する。ただし，レールと車輪の走行方向のすべりを考慮し，ブリッジの NS 方向及びトロリの NS，EW 方向については，2.1.2 項で述べた最大静止摩擦係数より求めた値を水平方向設計震度とする。

			固有周期（s）	設計震度
水平方向	ブリッジ	NS 方向	－	0.15※
		EW 方向	0.034	1.76
	トロリ	NS 方向	－	0.15※
		EW 方向	－	0.15※
鉛直方向			0.065	2.34

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4)　地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を図 2.2-3 に示す。

これは死荷重，水平地震及び鉛直地震の荷重を加算して，各部材毎に応力を求めて表示したものである。

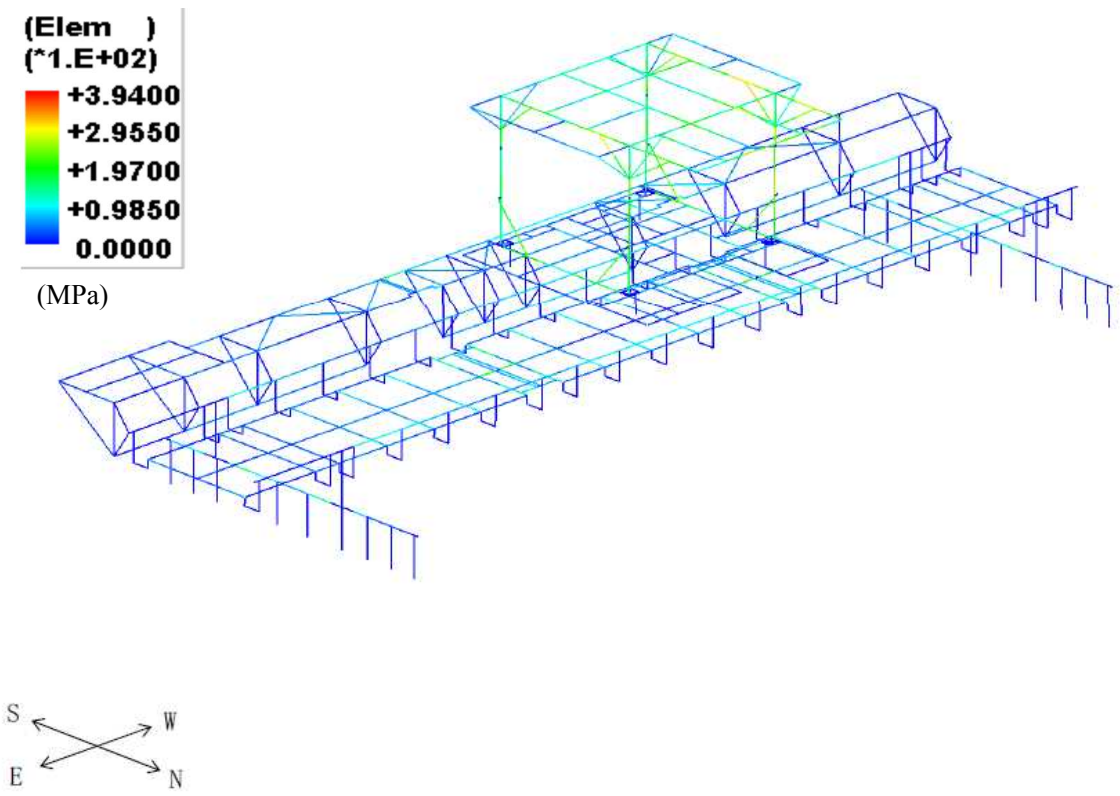


図 2.2-3　地震応答解析結果

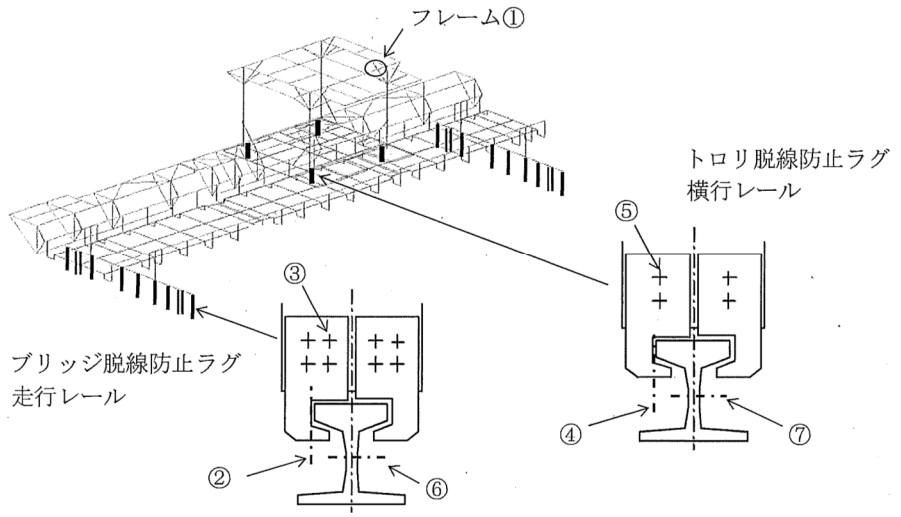
(3)　燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 2.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，燃料取扱機は基準地震動 Ss に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.2-2　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
燃料取扱機構造物フレーム①		SS400 STKR400	曲げ	316	394
			せん断	13	227
			組合せ	316	394
ブリッジ	脱線防止ラグ②	SS400	曲げ	125	394
			せん断	38	227
			組合せ	140	394
	取付ボルト③	SCM435	せん断	66	523
トロリ	脱線防止ラグ④	SS400	曲げ	90	394
			せん断	35	227
			組合せ	107	394
	取付ボルト⑤	SCM435	せん断	139	523
走行レール⑥		レール鋼（CR 73K-DHH）	曲げ	531	1080
			せん断	42	623
			組合せ	535	1080
横行レール⑦		レール鋼（1 類　AR 30A）	曲げ	568	690
			せん断	24	398
			組合せ	569	690



2.3. クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 2.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から，曲げと組合せは設計引張強さＳｕを許容応力とする。せん断応力は JEAG4601・補-1984 に従い引張応力から換算して，設計引張強さＳｕを 1/√3 倍して用いる。

表 2.3-1　物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 （MPa）	ポアソン比	温度 （℃）
クレーン本体 ガーダ	SM490A	201,000	0.3	50

許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 （MPa）
クレーン本体 ガーダ	中央	SM490A	曲げ	480
	端部	SM490A	せん断	277
脱線防止ラグ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
トロリストッパ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動 Sd による荷重であり，水平 2 方向の地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

・　死荷重＋水平地震（NS，EW 方向）＋鉛直地震

クレーン本体ガーダ質量	170,000(kg)
トロリ質量	103,000(kg)
吊り荷質量	100,000(kg)

(2)　クレーンの地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「ABAQUS」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う

1)　解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は，弾性設計用地震動 Sd を入力した時のクレーン支持用架構の地震応答計算から得られる G.L.+40.22m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波形を図 2.3-1 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，クレーンに対し最も影響を与えるものである。

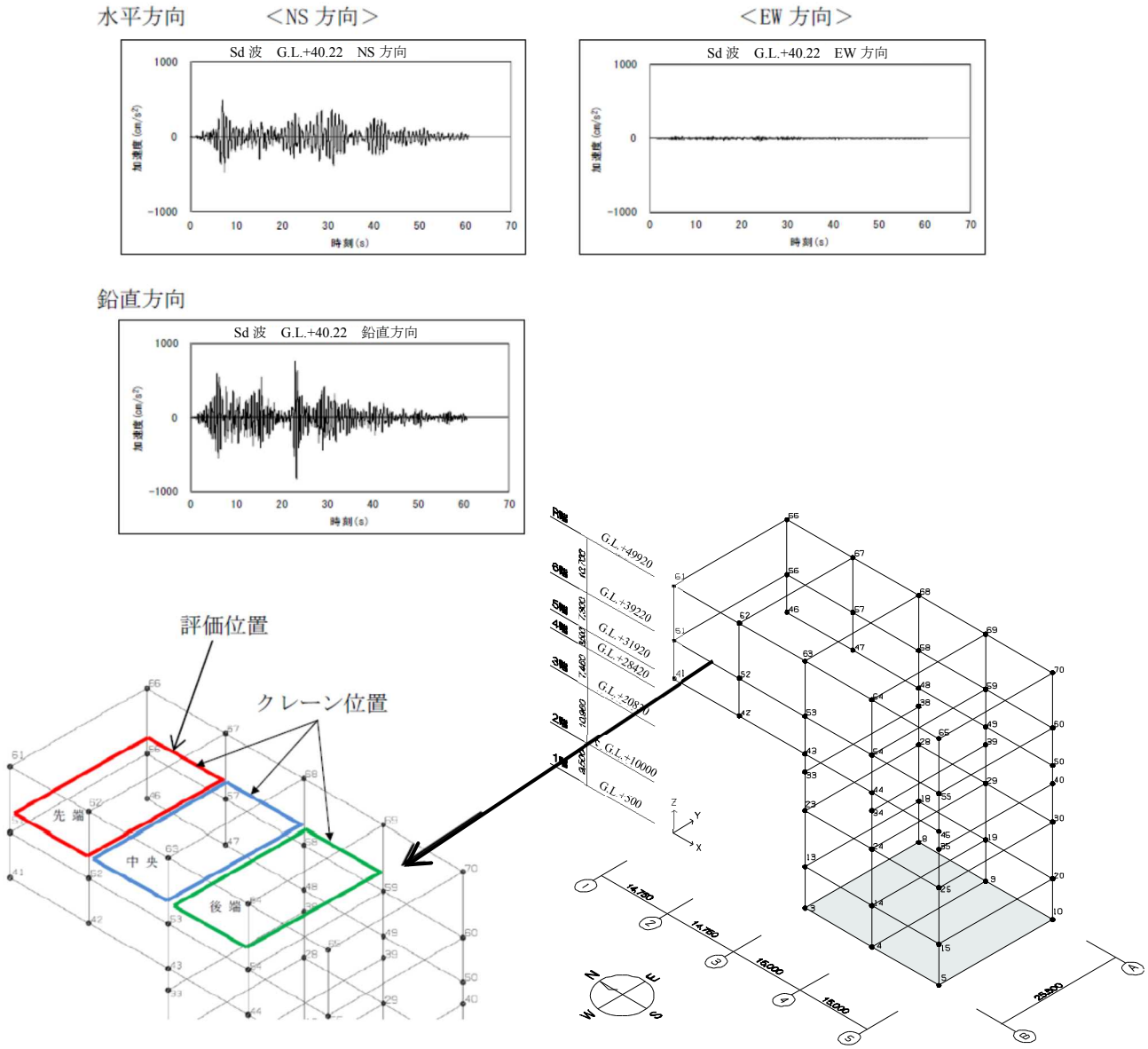


図 2.3-1　時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 2.3-2 に示す。

解析モデルは，ビーム及び非線形要素でモデル化しており，走行車輪部下端がクレーン支持用架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

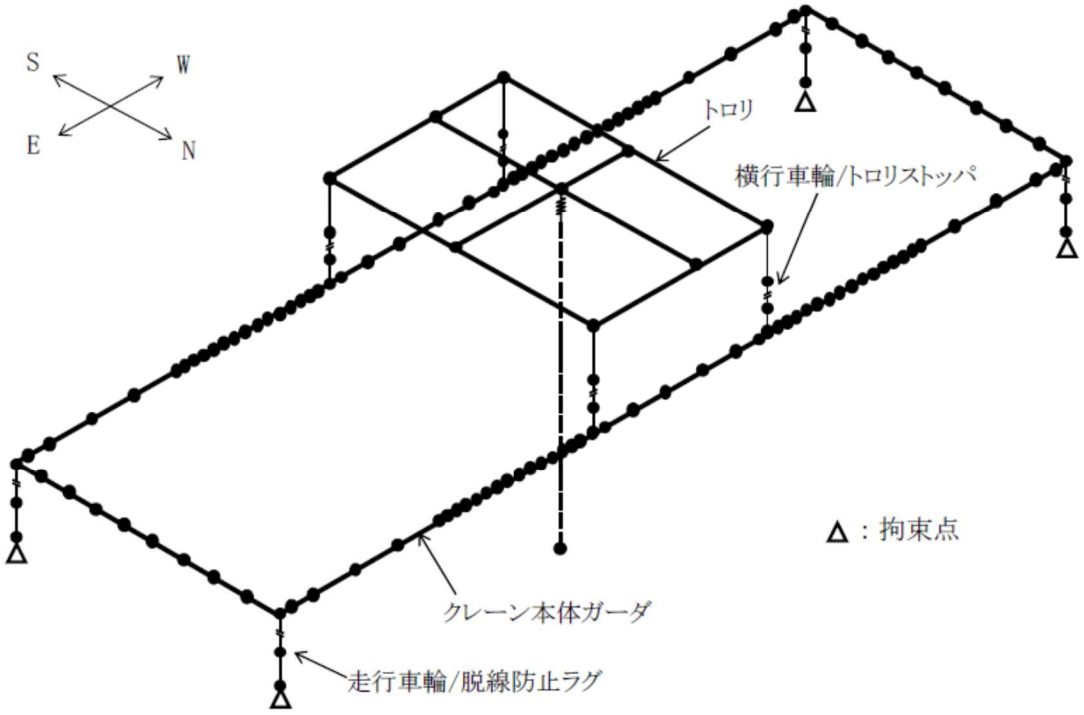


図 2.3-2　地震応答解析モデル

3)　設計地震

脱線防止ラグ及びトロリストッパの評価において，設計震度は以下とする。

	固有周期（s）	設計震度
走行方向（NS 方向）	－	0.075※
横行方向（EW 方向）	0.020	0.89

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4)　地震動の入力方法の考え方

クレーンに入力される時刻歴波は，クレーン周囲のクレーン支持用架構の節部分からランウェイガーダ／走行レールを経由してクレーン車輪部に入力されることとなるが，クレーンの位置により時刻歴波が異なることから，クレーン重心位置に応じて平均化した時刻歴波を入力地震動とする。

5)　地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 2.3-2 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 2.3-2　クレーンの地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
クレーン本体ガーダ	中央	曲げモーメント (N･mm)	鉛直	1.707×10^{10}
			水平	8.429×10^{8}
	端部	せん断力(N)	鉛直	2.372×10^{6}
脱線防止ラグ		圧縮力(N)	鉛直	2.779×10^{5}
トロリストッパ			鉛直	1.877×10^{5}

注：絶対値にて表示している。

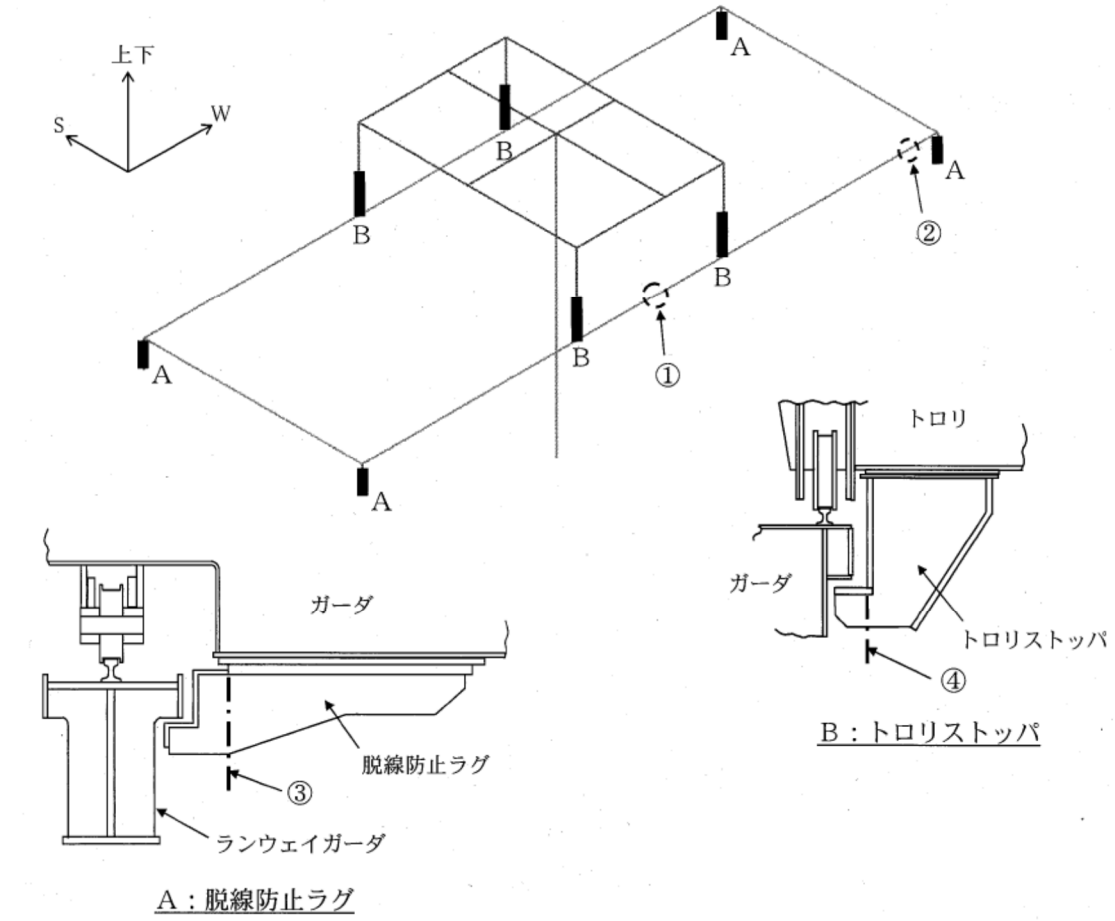
(3)　クレーンの構造強度評価結果

クレーンの構造強度評価結果を表 2.3-3 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，クレーンは弾性設計用地震動 Sd に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.3-3　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
クレーン本体ガーダ	中央①	SM490A	曲げ	140	480
	端部②	SM490A	せん断	60	277
脱線防止ラグ③		SS400	曲げ	87	394
			せん断	12	227
			組合せ	89	394
トロリストッパ④		SS400	曲げ	30	394
			せん断	9	227
			組合せ	34	394



3.　３号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

3.1. 概要

3.1.1.　一般事項

３号機燃料取扱設備は，燃料取扱機とクレーンを有し，それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。燃料取扱機とクレーンの耐震設計上の重要度分類は，B クラス相当とする。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は，検討に用いる地震動として基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取扱機が使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は燃料取扱機が転倒・落下に至らないことを確認する。

クレーンの構造強度及び耐震性は，検討に用いる地震動として弾性設計用地震動 Sd に対する地震応答解析を実施し，クレーンが使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，クレーンが転倒・落下に至らないことを確認する。

弾性設計用地震動 Sd は，基準地震動 Ss の１／２として評価する。

なお，キャスクの縦揺れについては，キャスクの荷重に対して，クレーンのワイヤが切断しない（キャスクが落下しない）ことを確認している。また，キャスクの横揺れについては，クレーンの水平方向固有周期と比較し，ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから，クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は，下記に準拠して行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）
(2) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）
(3) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1-2005）
(4) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2007 年追補版）（JSME S NC1-2007）

3.1.2.　燃料取扱機

燃料取扱機は，門型架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，南北方向を長手方向としてブリッジが配置され，東西方向に走行する。このブリッジ上にトロリが設置され，南北方向に走行する。燃料取扱機フレームは，ブリッジ，テンシルトラストロリで構成される。燃料取扱機の概要を図 3.1.2-1 に示す。

ブリッジは，走行レール上に乗っているので地震時，走行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

テンシルトラストロリは，横行レール上に乗っているので地震時，横行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4 個であり，そのうち摩擦を受ける駆動輪は，ブリッジは 2 個，トロリは 4 個であり，駆動輪で水平力を受ける。

ゆえに，最大静止摩擦係数をμ=0.3 とすれば，ブリッジ水平力は鉛直方向荷重×μ×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 であるが，保守的に鉛直方向荷重×0.3 とする。

ブリッジは，走行方向に水平直角な方向に対して，ガイドフレームによって荷重を支持され，鉛直上向き方向に対して，脱線防止ラグによって支持される。

トロリは，走行方向に水平直角及び鉛直上向きな方向に対しては，脱線防止ラグによって荷重を支持する。

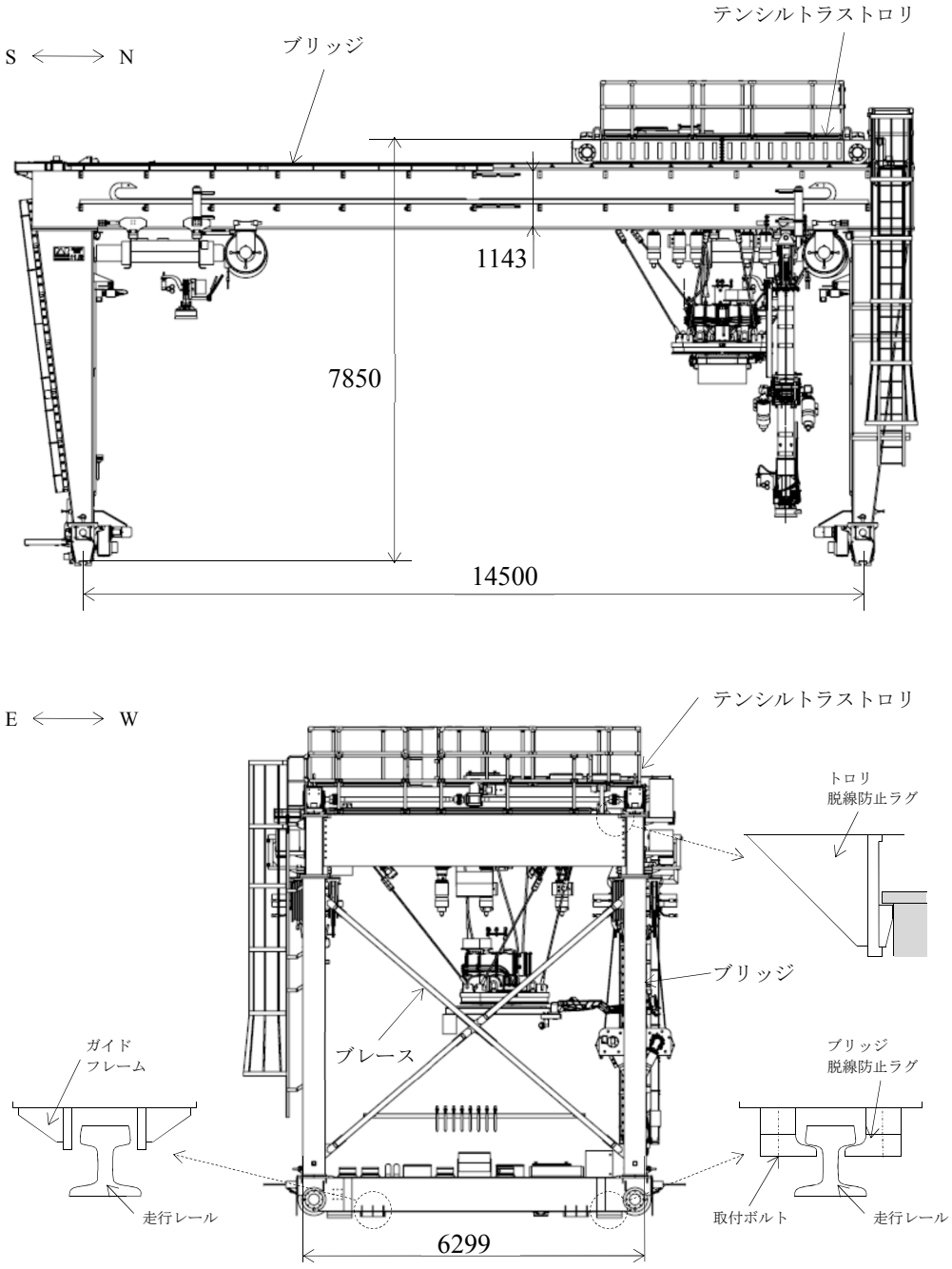


図 3.1.2-1　燃料取扱機の概要

3.1.3.　クレーン

クレーンは，門型架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，南北方向を長手方向としてブリッジが配置され，東西方向に走行する。このブリッジ上にトロリが設置され，南北方向に走行する。クレーンは，ブリッジ，トロリで構成される。クレーンの概要を図 3.1.3-1 に示す。

ブリッジは，走行レール上に乗っているので地震時，走行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

トロリは，横行レール上に乗っているので地震時，横行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4 個であり，そのうち摩擦を受ける駆動輪は，ブリッジ，トロリ共に各々2 個であり，駆動輪で水平力を受ける。

ゆえに，最大静止摩擦係数をμ＝0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×μ×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 であるが，保守的に鉛直方向荷重×0.3 とする。

ブリッジは，走行方向に水平直角な方向に対して，ガイドフレームによって荷重を支持され，鉛直上向き方向に対して，脱線防止ラグによって支持される。

トロリは，走行方向に水平直角及び鉛直上向きな方向に対しては，脱線防止ラグによって荷重を支持する。

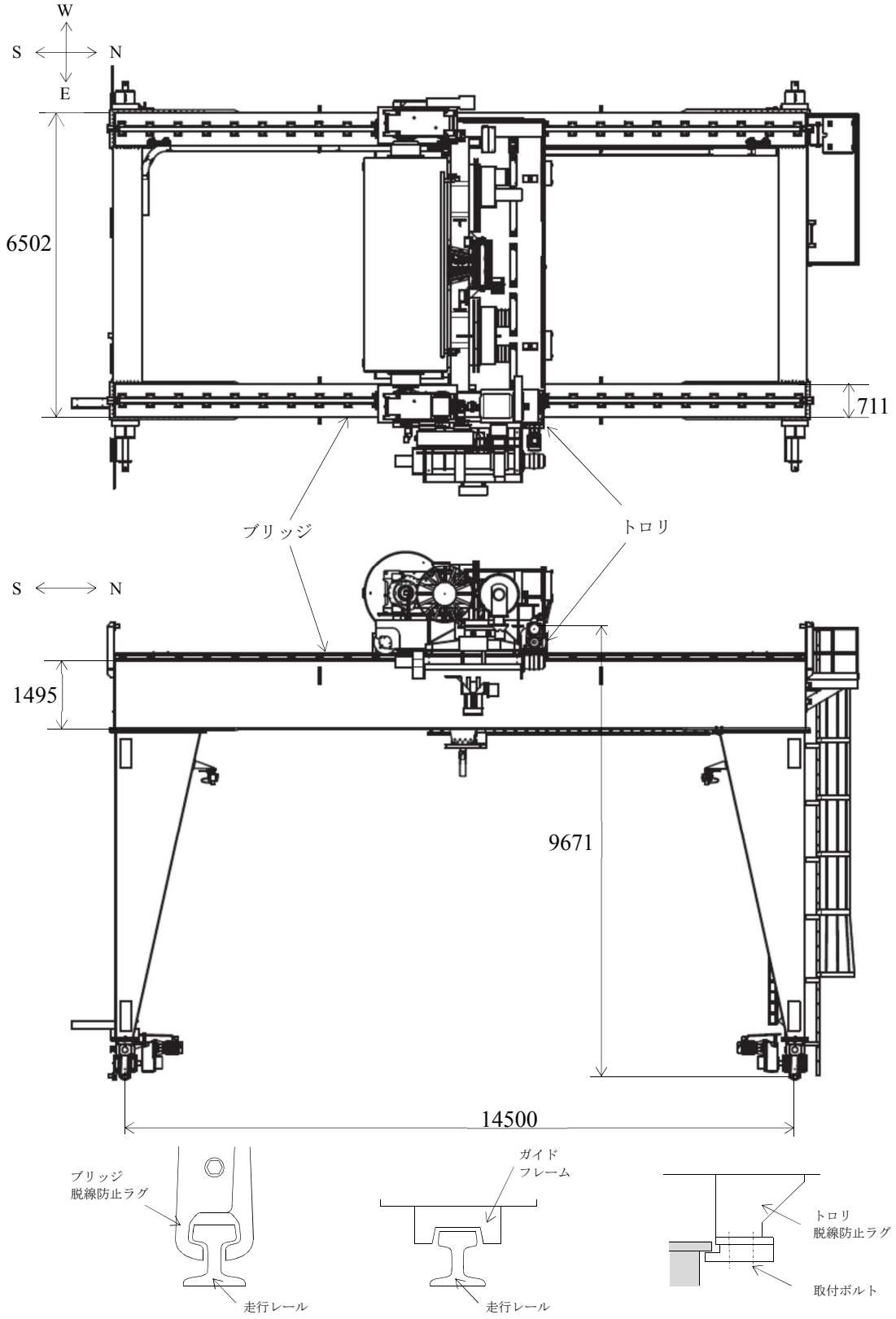


図 3.1.3-1　クレーンの概要

3.2. 燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

燃料取扱機の物性値及び許容応力を表 3.2-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。曲げ，組合せ，せん断の許容応力は，JEAC 4601-2008 に従い用いる。

表 3.2-1　物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数（MPa）	ポアソン比	温度（℃）
燃料取扱機構造物フレーム	ASTM A572 GR50	201,000	0.3	50
	ASTM A500 GR B	201,000	0.3	50

許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力（MPa）
燃料取扱機構造物フレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
	ASTM A500 GR B	曲げ	280
		せん断	161
		組合せ	280
ブリッジ脱線防止ラグ	ASTM A514 GR H	曲げ	483
		せん断	278
		組合せ	483
ブリッジ脱線防止ラグ取付ボルト	ISO898-1 8.8	引張	420
ガイドフレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
トロリ脱線防止ラグ	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		引張	315
		組合せ	315
走行レール	レール鋼（ASTM A759）	曲げ	537
		せん断	310
		組合せ	537

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 Ss による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を二乗和平方根（SRSS）法で組み合わせる。具体的には次の通りである。

・　$((\text{水平地震(NS 方向)})^2+(\text{水平地震(EW 方向)})^2+(\text{鉛直地震})^2)^{1/2}$

ブリッジ質量	43,000(kg)
テンシルトラストロリ質量※1	26,300(kg)
マストトロリ質量	3,500(kg)
西側補助ホイストトロリ質量※2	6,650(kg)
東側補助ホイストトロリ質量※2	6,650(kg)

※1：吊り荷質量（1,500(kg)）含む

※2：吊り荷質量（4,900(kg)）含む。但し，評価は 5,000kg で行った。

(2)　燃料取扱機の地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「NX Nastran」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う。

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機の入力地震動は，基準地震動 Ss を入力した時の門型架構地震応答計算から得られる G.L.+36m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波は燃料取扱機，クレーンの門型架構上の位置（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」図 3.2-1 参照）によって異なるため，時刻歴加速度波の各床応答スペクトルの内，燃料取扱機の固有周期で最も大きな値をとる床応答スペクトルの時刻歴加速度波を用いる。

門型架構上での燃料取扱機の位置を表 3.2-2，時刻歴加速度波形を図 3.2-1，図 3.2-2 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波は燃料取扱機の走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，燃料取扱機に対し最も影響を与えるものである。

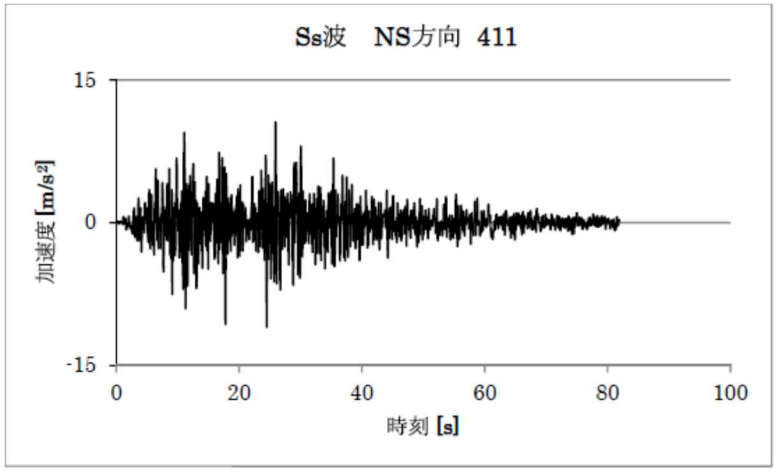
表 3.2-2　門型架構上での燃料取扱機の位置

トロリがブリッジの中央にある場合の解析ケース

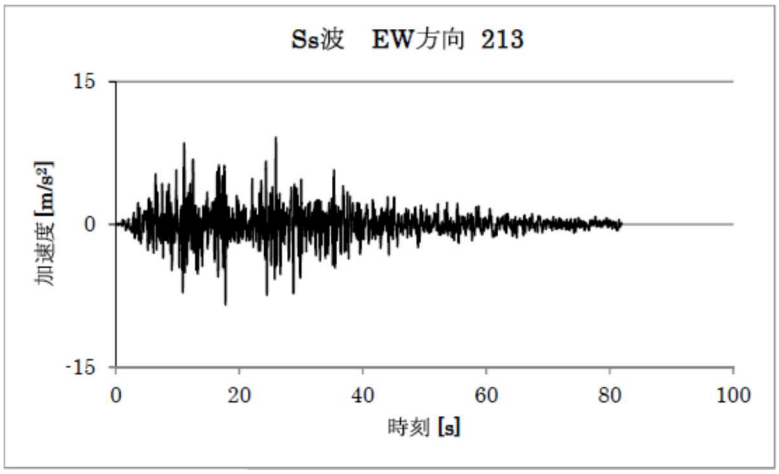
時刻歴加速度波	門型架構上での 燃料取扱機の位置
ＮＳ方向	中央
ＥW方向	東端
ＵＤ方向	東端

トロリがブリッジの端部にある場合の解析ケース

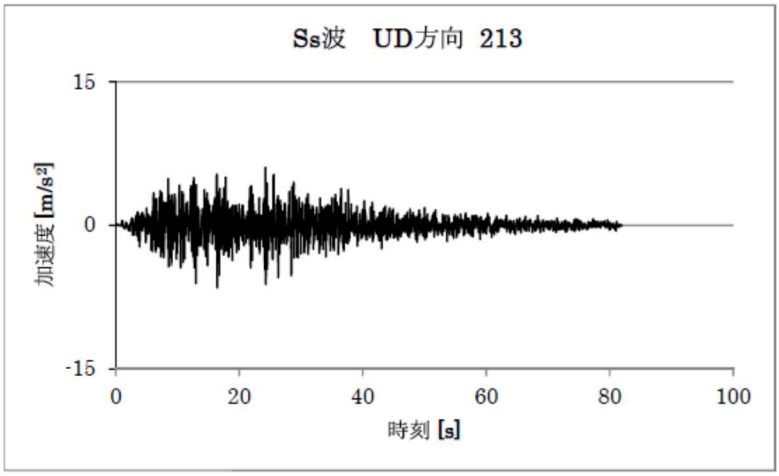
時刻歴加速度波	門型架構上での 燃料取扱機の位置
ＮＳ方向	中央
ＥW方向	中央
ＵＤ方向	中央



水平方向＜NS 方向＞

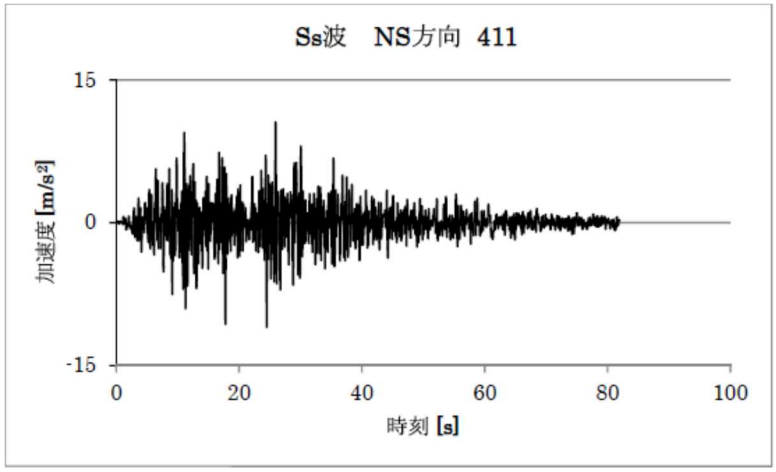


水平方向＜EW 方向＞

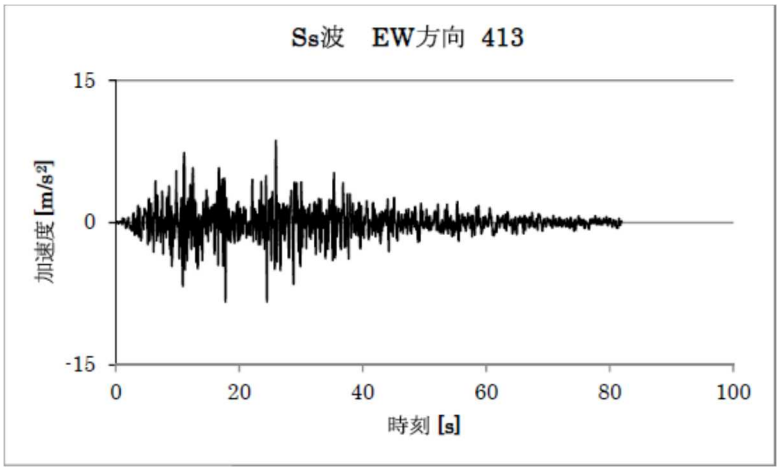


鉛直方向

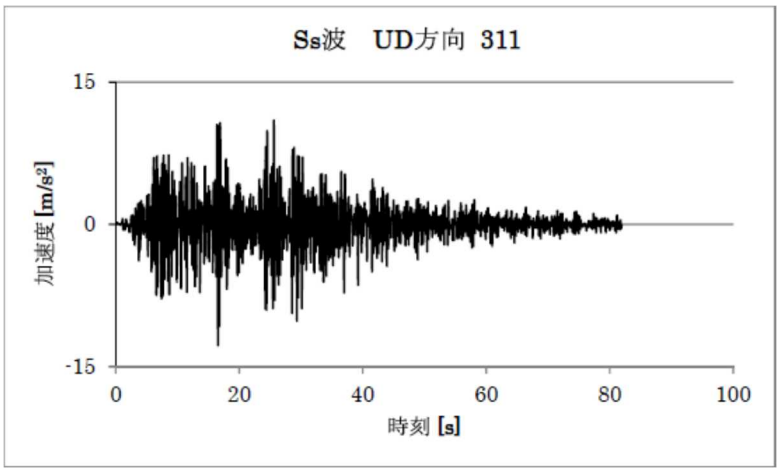
図 3.2-1　トロリがブリッジの中央にある場合の時刻歴加速度波形



水平方向＜NS 方向＞



水平方向＜EW 方向＞



鉛直方向

図 3.2-2　トロリがブリッジの端部にある場合の時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 3.2-3 に示す。

解析モデルは，ビーム，非線形要素及びシェルでモデル化しており，走行車輪部下端が門型架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

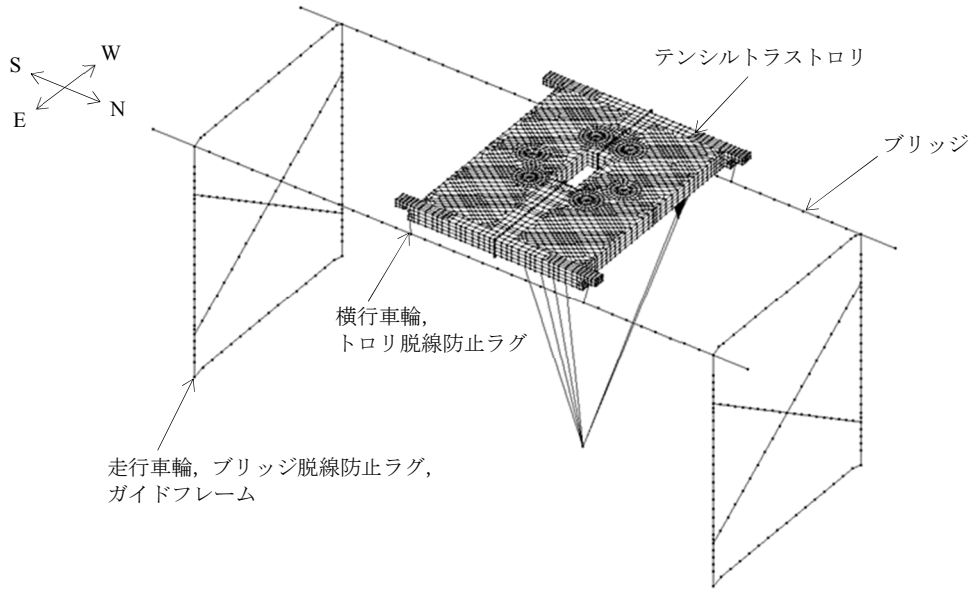


図 3.2-3　地震応答解析モデル

3)　地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を表 3.2-3 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 3.2-3　燃料取扱機の地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
燃料取扱機構造物	脚部	曲げモーメント(N･mm)	水平	2.064×10^{9}
	ブリッジガーダ	せん断力(N)	水平	7.301×10^{4}
			鉛直	5.478×10^{5}
ブリッジ脱線防止ラグ		圧縮力(N)	鉛直	1.669×10^{5}
ガイドフレーム		圧縮力(N)	水平	3.394×10^{5}
トロリ脱線防止ラグ		圧縮力(N)	水平	1.110×10^{5}
		圧縮力(N)	鉛直	1.317×10^{5}
走行レール		圧縮力(N)	水平	3.394×10^{5}

注：絶対値にて表示している。

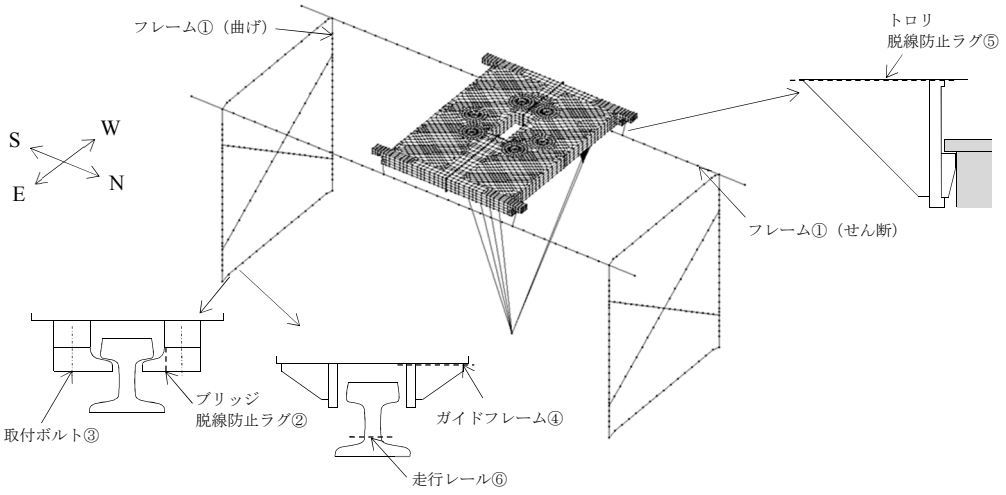
(3)　燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 3.2-4 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，燃料取扱機は基準地震動 Ss に対して転倒・落下に至らないことを確認した。

表 3.2-4　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位	使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
燃料取扱機構造物 フレーム①	ASTM A572 GR50	曲げ	140	315
		せん断	41	181
		組合せ	153	315
ブリッジ 脱線防止ラグ②	ASTM A514 GR H	曲げ	41	483
		せん断	8	278
		組合せ	44	483
ブリッジ脱線防止ラグ 取付ボルト③	ISO898-1 8.8	引張	222	420
ガイドフレーム④	ASTM A572 GR50	曲げ	170	315
		せん断	27	181
		組合せ	177	315
引張トロリ 脱線防止ラグ⑤	ASTM A572 GR50	曲げ	16	315
		せん断	5	181
		引張	6	315
		組合せ	24	315
走行レール⑥	レール鋼 （ASTM A759）	曲げ	305	537
		せん断	14	310
		組合せ	306	537



3.3. クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 3.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。曲げ，組合せ，せん断の許容応力は，JEAC 4601-2008 に従い用いる。

表 3.3-1 物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数（MPa）	ポアソン比	温度（℃）
クレーン構造物フレーム	ASTM A572 GR50	201,000	0.3	50
	ASTM A500 GR C	201,000	0.3	50

許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力（MPa）
クレーン構造物フレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
	ASTM A500 GR C	曲げ	297
		せん断	171
		組合せ	297
ガイドフレーム	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		組合せ	315
トロリ脱線防止ラグ	ASTM A572 GR50	曲げ	315
		せん断	181
		引張	315
		組合せ	315
トロリ脱線防止ラグ取付ボルト	ASTM A325	引張	433
走行レール	レール鋼（ASTM A759）	曲げ	537
		せん断	310
		組合せ	537

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動 Sd による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を二乗和平方根（SRSS）法で組み合わせる。具体的には次の通りである。

・　$((\text{水平地震(NS 方向)})^2+(\text{水平地震(EW 方向)})^2+(\text{鉛直地震})^2)^{1/2}$

ブリッジ質量	54,600(kg)
トロリ質量※	85,400(kg)

※吊り荷質量（50,000(kg)）含む

(2)　クレーンの地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「NX Nastran」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う。

1)　解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は，弾性設計用地震動 Sd を入力した時の門型架構地震応答計算から得られる G.L.+36m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波は燃料取扱機，クレーンの門型架構上の位置（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」図 3.2-1 参照）によって異なるため，時刻歴加速度波の各床応答スペクトルの内，クレーンの固有周期で最も大きな値をとる床応答スペクトルの時刻歴加速度波を用いる。

門型架構上でのクレーンの位置を表 3.3-2，時刻歴加速度波形を図 3.3-1，図 3.3-2 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，クレーンに対し最も影響を与えるものである。

表 3.3-2　門型架構上でのクレーンの位置

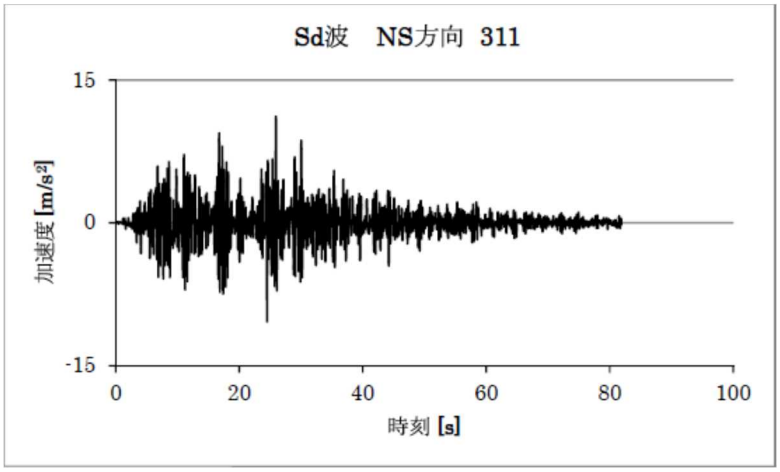
トロリがブリッジの中央にある場合の解析ケース

時刻歴加速度波	門型架構上での クレーンの位置
ＮＳ方向	西端
ＥW方向	西端
ＵＤ方向	西端

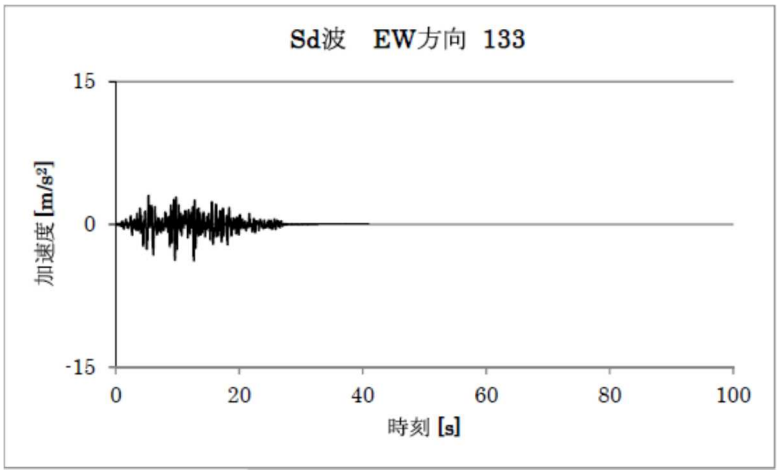
トロリがブリッジの端部※にある場合の解析ケース

時刻歴加速度波	門型架構上での クレーンの位置
ＮＳ方向	西端
ＥW方向	西端
ＵＤ方向	西端

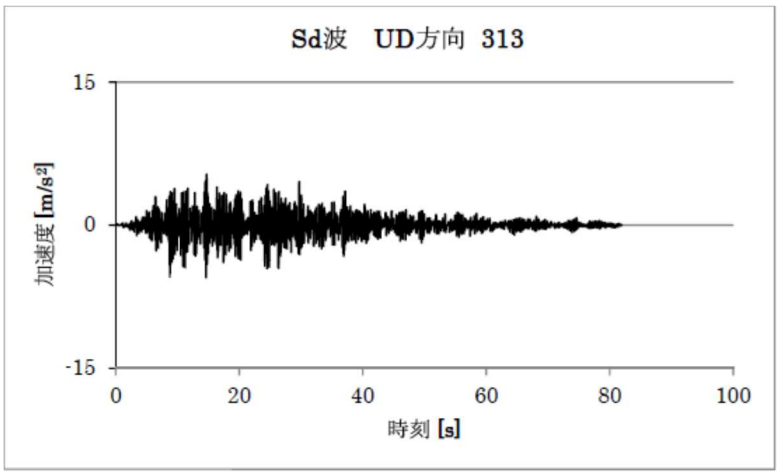
※：構内用輸送容器取扱モードの中でトロリが最も北側に位置する状態



水平方向＜NS 方向＞

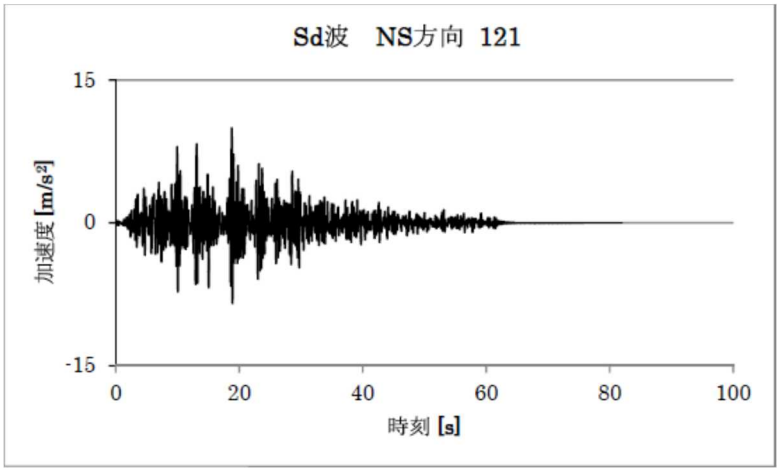


水平方向＜EW 方向＞

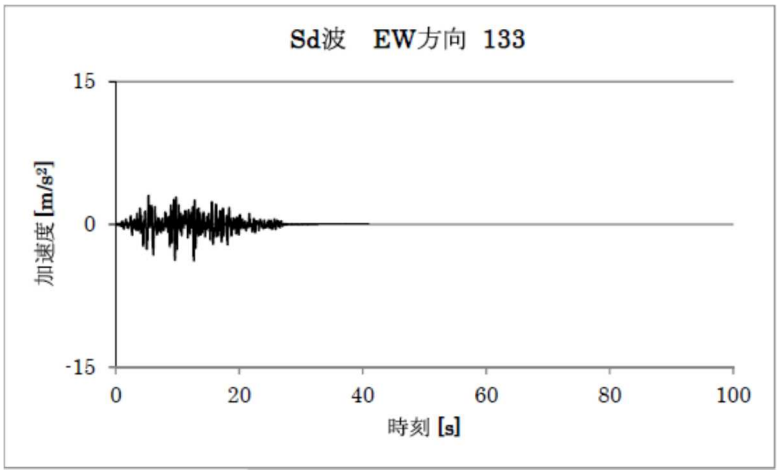


鉛直方向

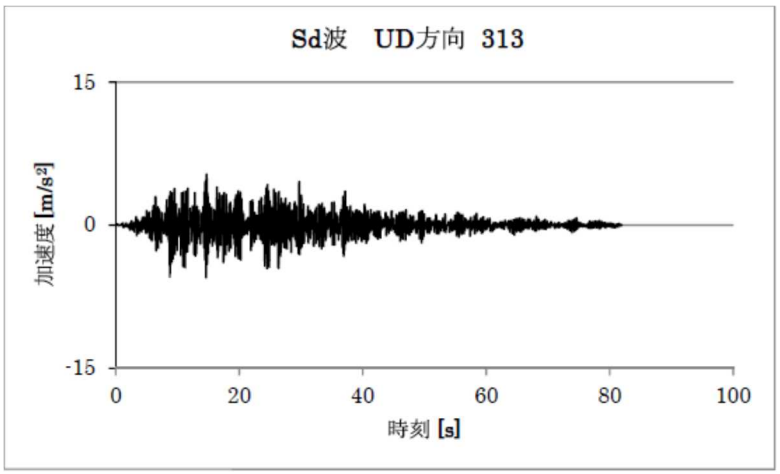
図 3.3-1　トロリが中央にある場合の時刻歴加速度波形



水平方向＜NS 方向＞



水平方向＜EW 方向＞



鉛直方向

図 3.3-2　トロリが中間位置にある場合の時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 3.3-3 に示す。

解析モデルは，ビーム及び非線形要素でモデル化しており，走行車輪部下端が門型架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

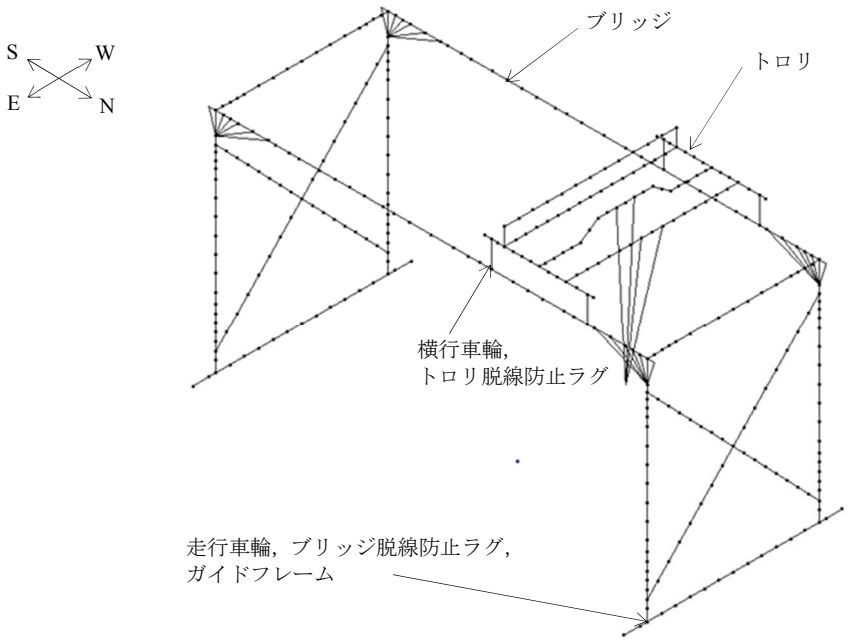


図 3.3-3　地震応答解析モデル

3)　地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 3.3-3 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 3.3-3　クレーンの地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
クレーン構造物	トロリ	曲げモーメント(N･mm)	水平	2.775×10^{7}
			鉛直	1.157×10^{9}
		せん断力(N)	水平	2.585×10^{4}
			鉛直	8.182×10^{5}
ガイドフレーム		圧縮力(N)	水平	5.357×10^{5}
トロリ脱線防止ラグ		圧縮力(N)	水平	1.977×10^{5}
		圧縮力(N)	鉛直	2.145×10^{5}
走行レール		圧縮力(N)	水平	5.357×10^{5}

注：絶対値にて表示している。

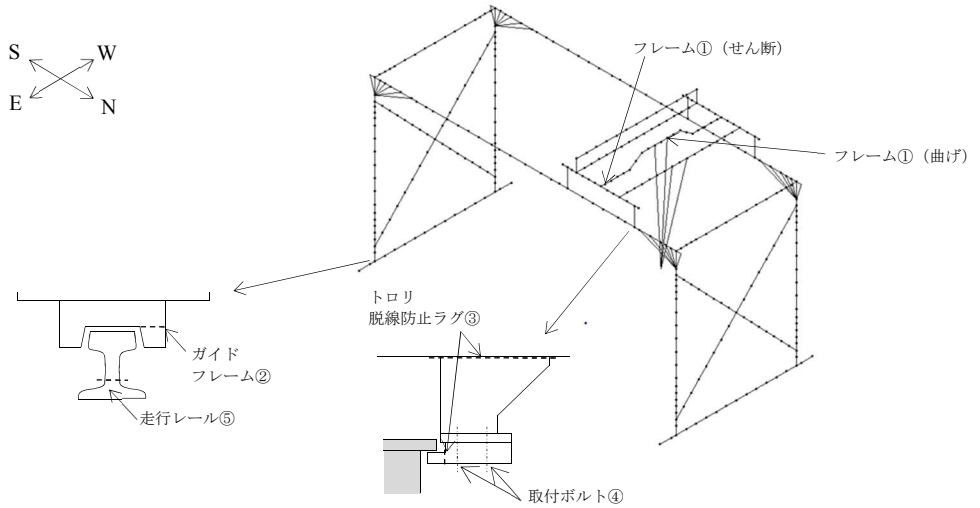
(3)　クレーンの構造強度評価結果

クレーンの応力評価結果を表 3.3-4 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，クレーンは弾性設計用地震動 Sd に対して転倒・落下に至らないことを確認した。

表 3.3-4　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

部位	使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
クレーン構造物 フレーム①	ASTM A572 GR50	曲げ	127	315
		せん断	113	181
		組合せ	234	315
ガイドフレーム②	ASTM A572 GR50	曲げ	93	315
		せん断	11	181
		組合せ	95	315
トロリ 脱線防止ラグ③	ASTM A572 GR50	曲げ	39	315
		せん断	14	181
		引張	10	315
		組合せ	52	315
トロリ脱線防止ラグ 取付ボルト④	ASTM A325	引張	131	433
ブリッジ 脱線防止ラグ	ASTM A572 GR50	—	—	—
走行レール⑤	レール鋼 （ASTM A759）	曲げ	273	537
		せん断	12	310
		組合せ	274	537



4. 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。

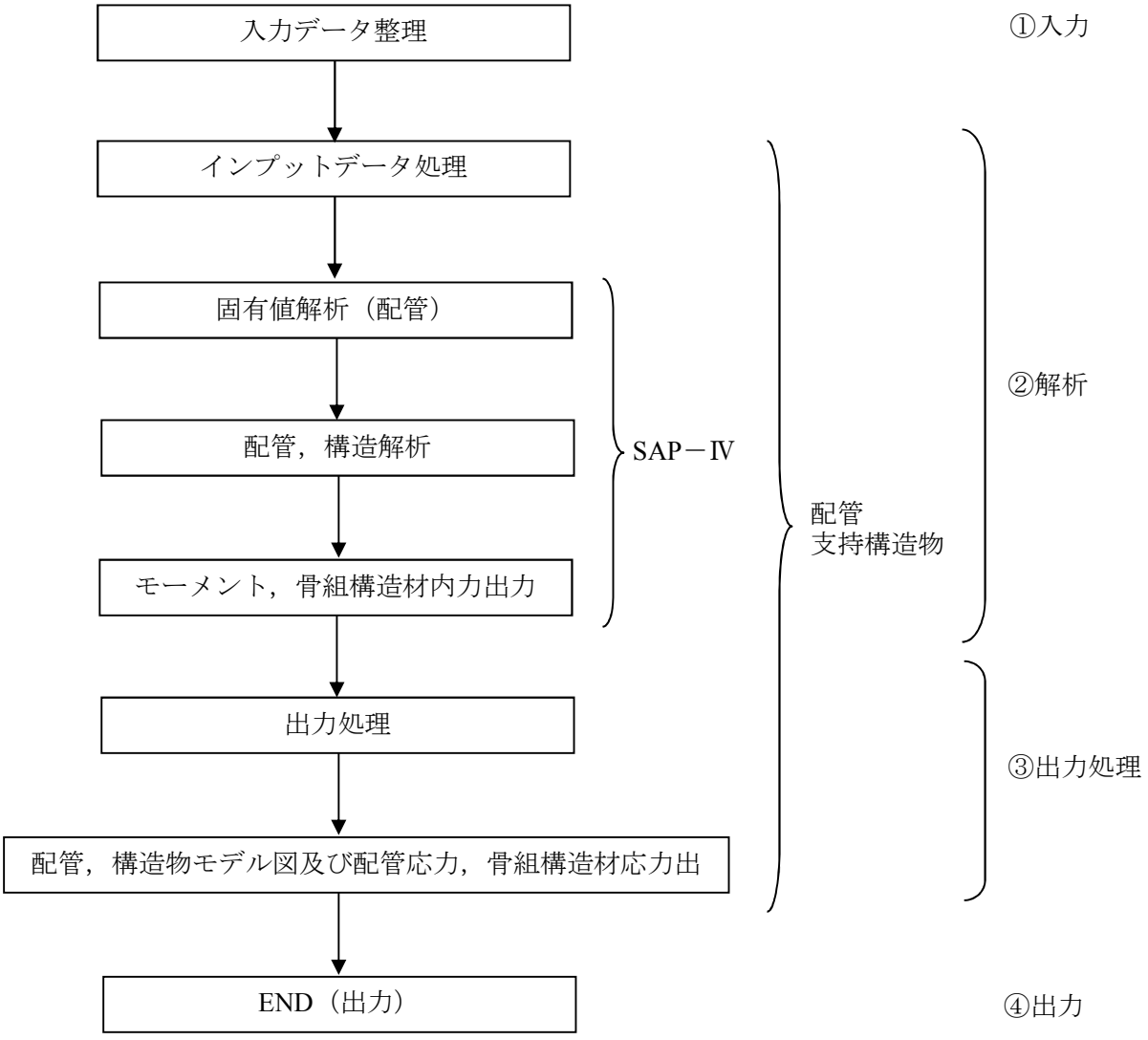


図 1-1　計算フロー

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

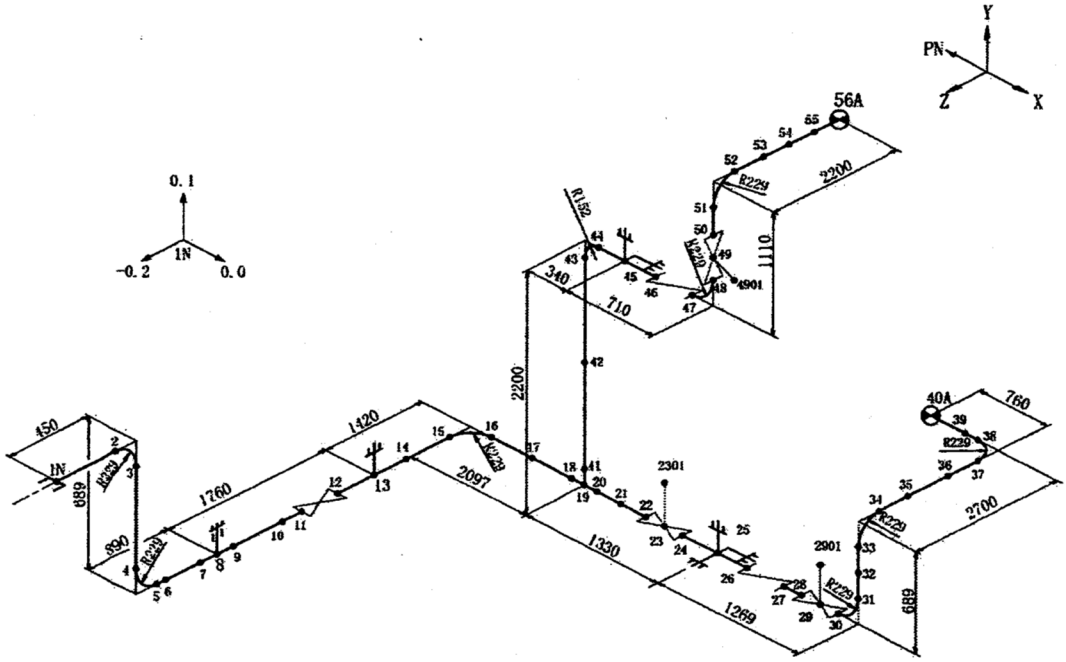
代表的な配管検証用モデルについて,「SAP－Ⅳ」及び「NASTRAN」を用いて解析し，両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

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

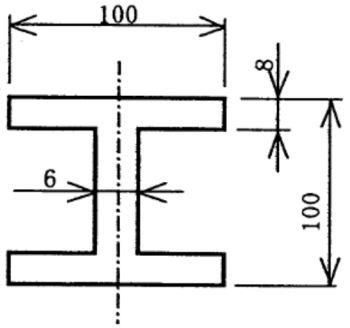
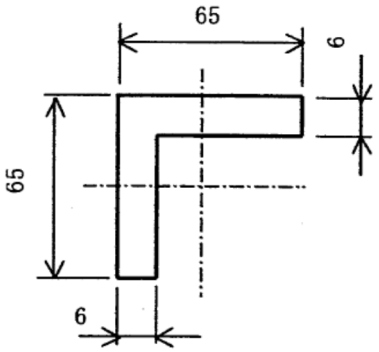
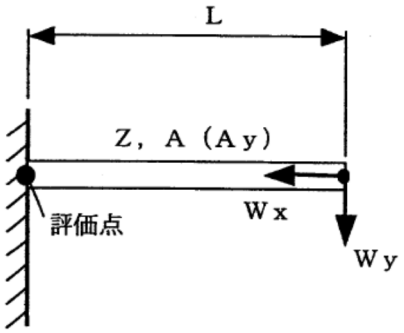
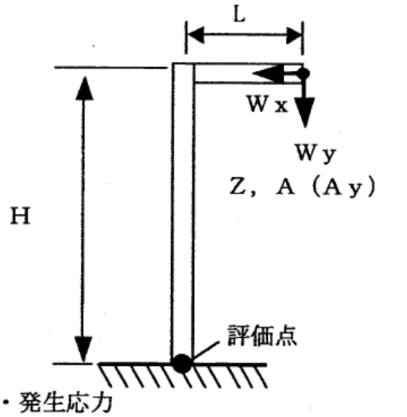
代表的な支持構造物検証用モデル「H 形鋼材」及び「L 形鋼材」について，「SAP－Ⅳ」及び「手計算手法」を用いて，両者の比較評価をする。

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	Ay	mm^2	504	354

積)				

(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。

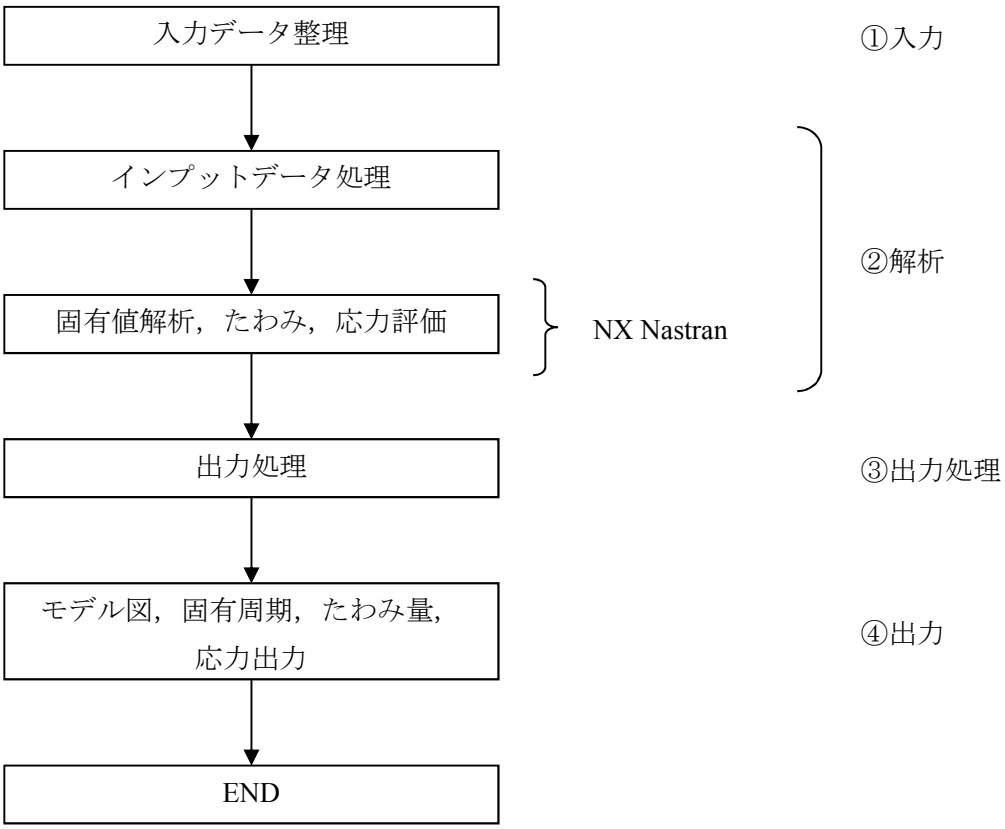


図 5.1-1　計算フロー

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

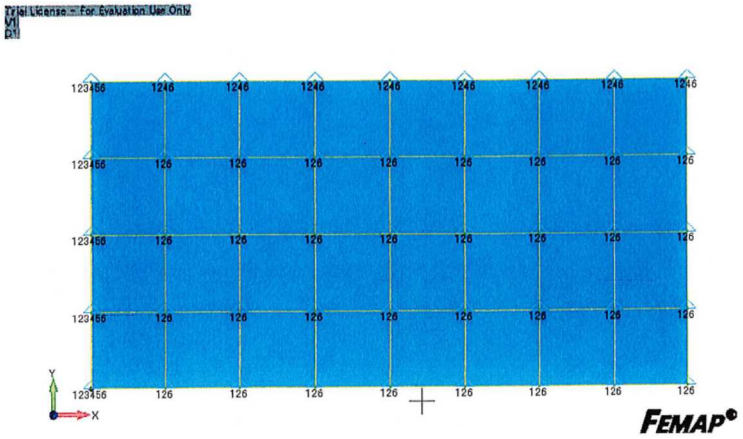


図 5.2.2-2　片持ち平板の解析モデル



図 5.2.2-3　片持ち梁の解析モデル

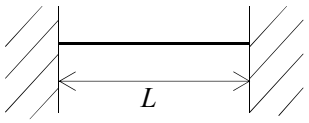
5.2.3. 理論解

(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

$$f_1 = \frac{\lambda_1^2}{2\pi L^2}\sqrt{\frac{EI}{\rho A}}$$

$$= \frac{4.730^2}{2\cdot\pi\cdot 10^2}\sqrt{\frac{200000\cdot 10^6\times 1.333}{8000\times 4}}$$

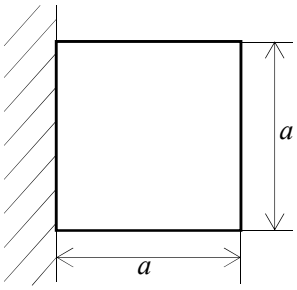
$= 102.7774$ [Hz]

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

$$v = \frac{Wl^3}{3EI}$$

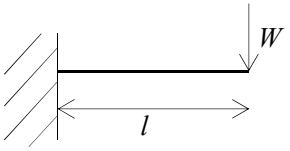
で表される。

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。

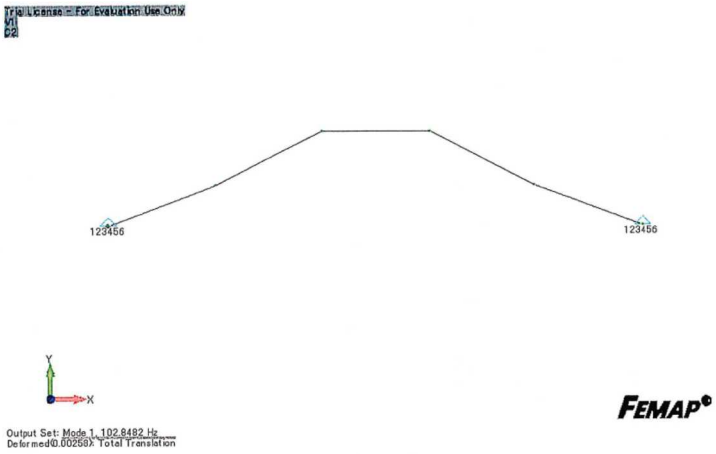
5.2.4. 検証結果

「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。

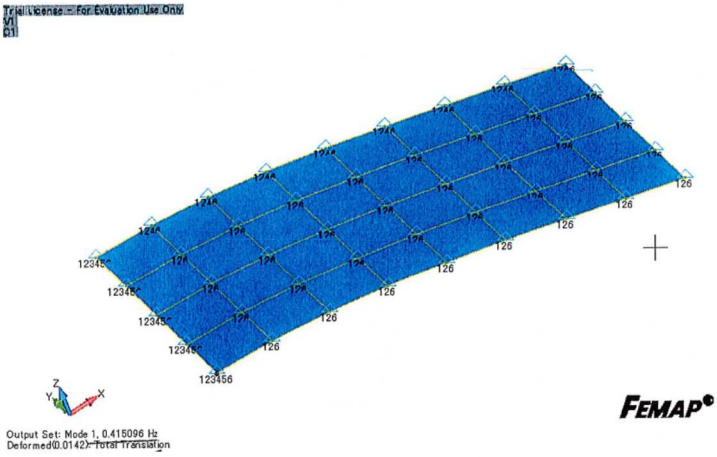
表 5.2.4-1 「NX Nastran」による解析結果と理論解の比較

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



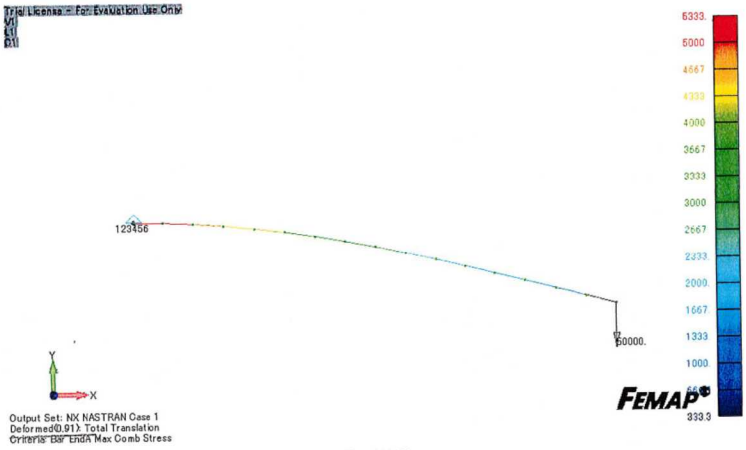
1 次モード

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，２号機，３号機及び４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお，２号機，３号機及び４号機以外については，別途申請する。

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。

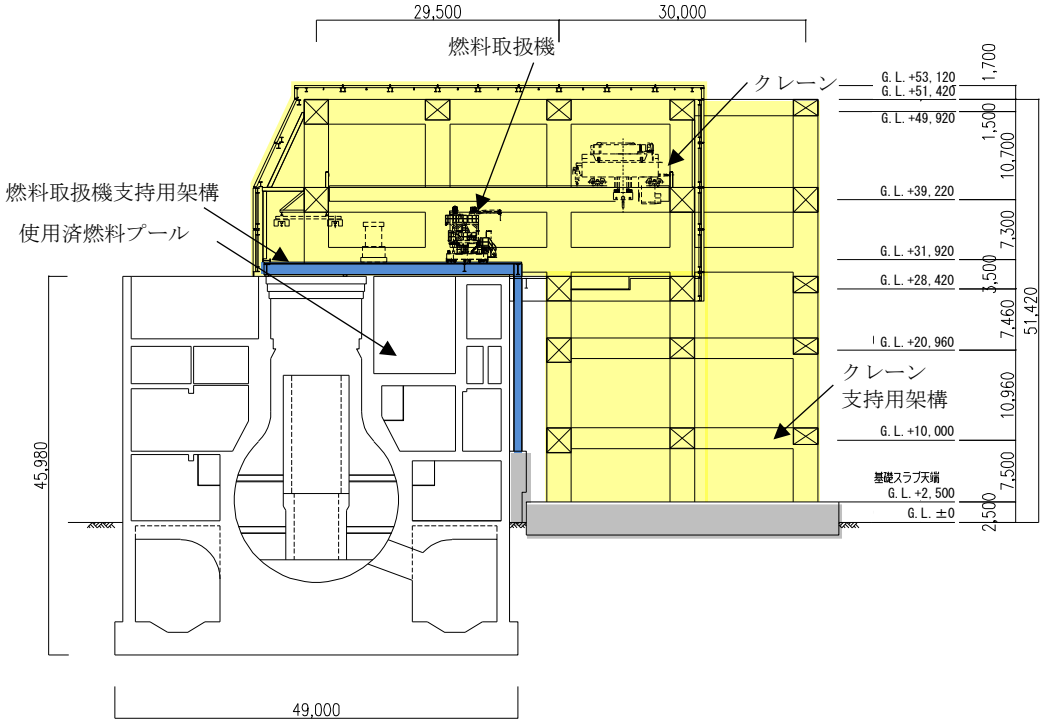


図 2.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ

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)

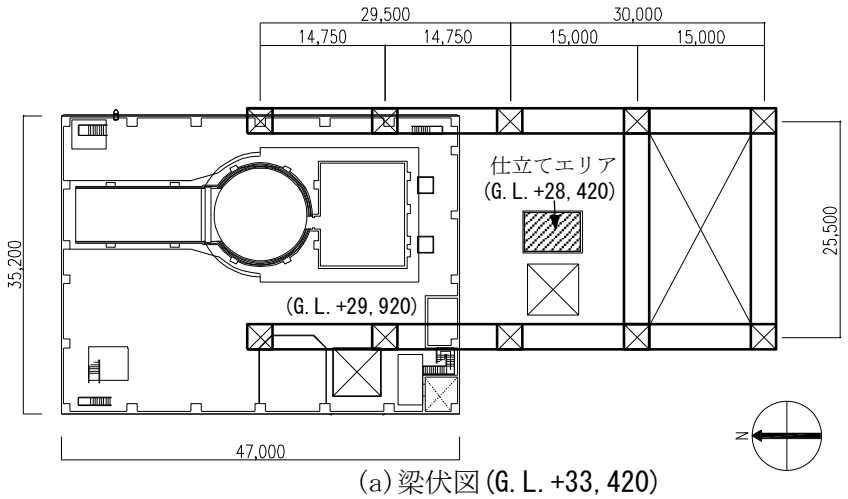
添付資料－4－2 では，G.L.±0mm＝T.P.8,564(※)とする。
(※)震災後の地盤沈下量(-709mm)と，O.P.から T.P.への
読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜ 換算式 ＞ T.P.＝旧 O.P.-1,436mm

2.1.2　クレーン支持用架構

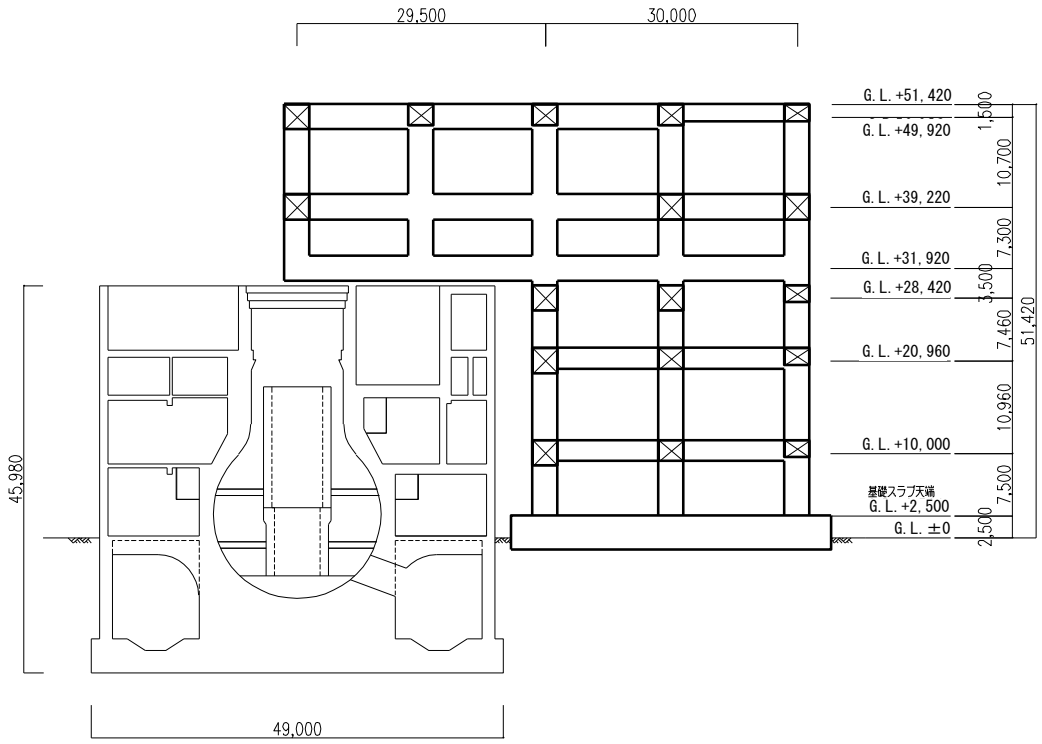
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で，南北方向に 30.00m，東西方向に 25.50m，地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と，北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。柱，大梁には，箱型断面部材を用いる。

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし，地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い，基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に，基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

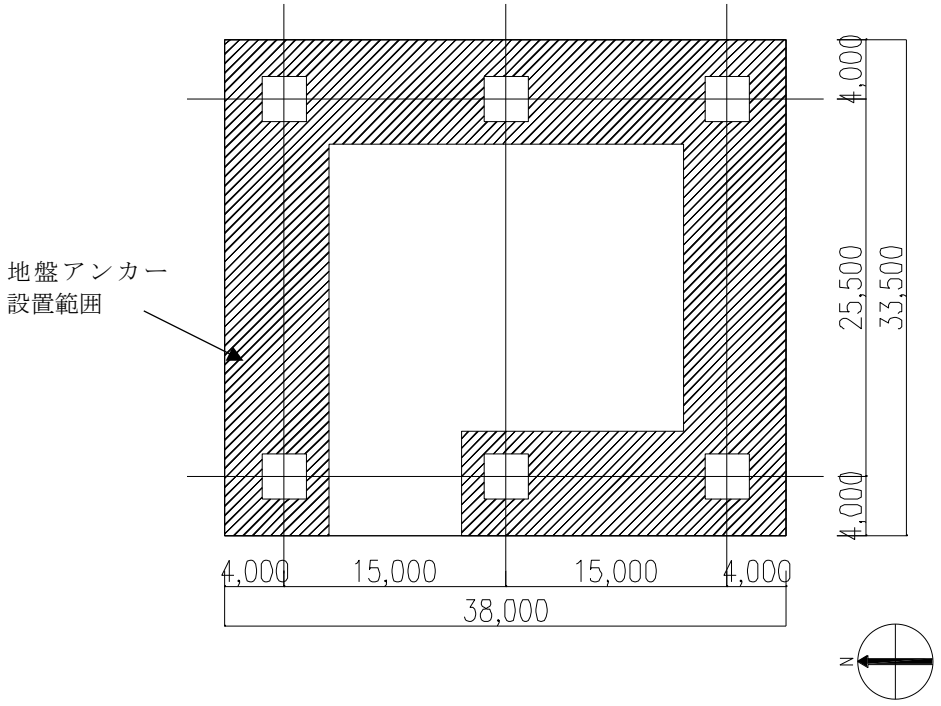


(a)梁伏図(G.L.+33,420)

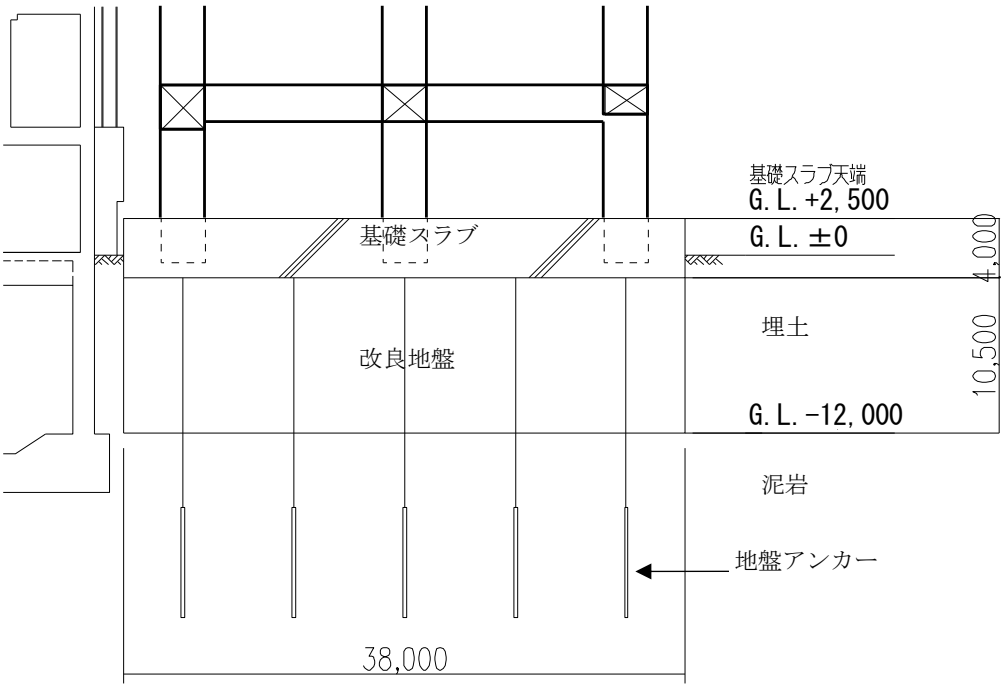


(b) 軸組図

図 2.1.2-1　クレーン支持用架構の概要（単位：mm）



(a) 基礎伏図



(b) 基礎断面図

図 2.1.2-2　基礎スラブ及び改良地盤の概要（単位：mm）

2.1.3　燃料取扱機支持用架構

燃料取扱機支持用架構は燃料取扱機を支持する架構で，南北方向に 30.50m，東西方向に 13.36m，地盤面からの高さが 30.77m の柱及び梁からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。

支持形式は，原子炉建屋シェル壁上端及び 1 階から 2 階の南側外壁に支持する構造である。燃料取扱機支持用架構の概要を図 2.1.3-1(1)及び図 2.1.3-1(2)に示す。

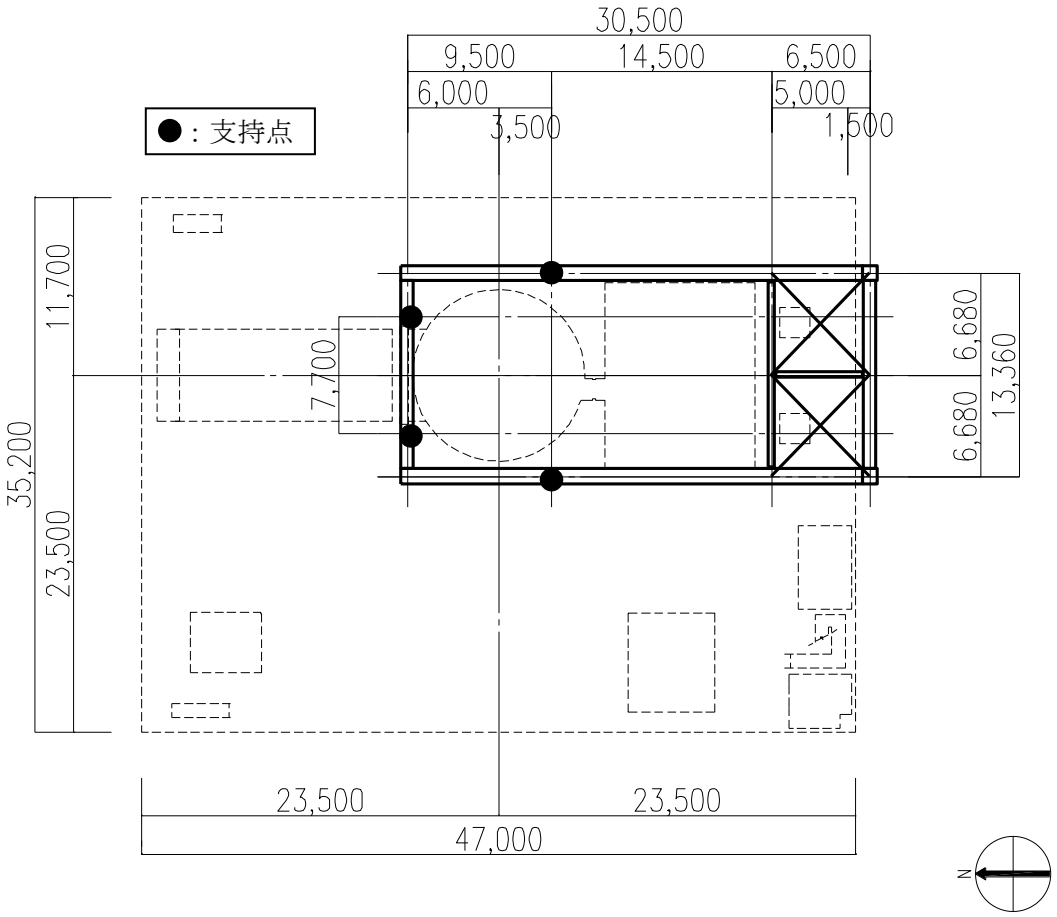
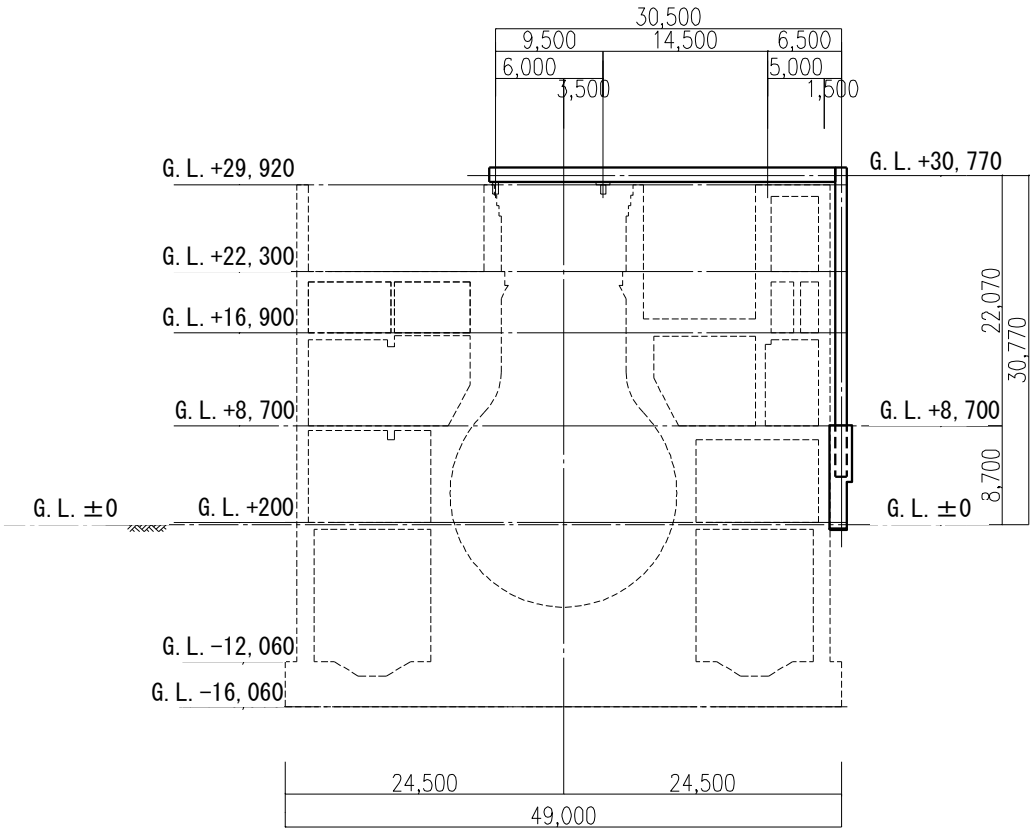
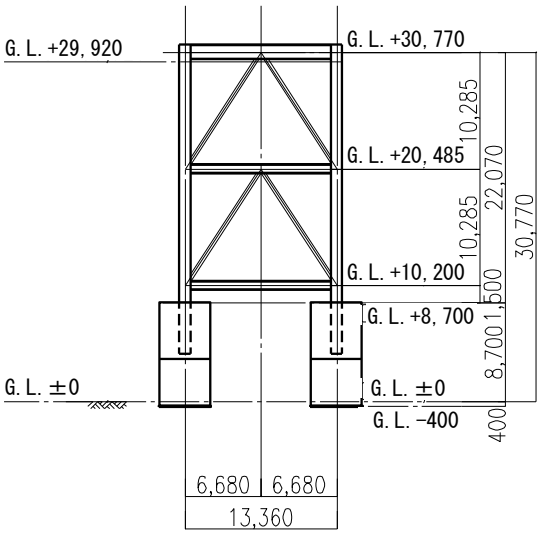


図 2.1.3-1(1)　燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図（G.L.+31,420））（単位：mm）



(a)断面図



(b)立面図

図 2.1.3-1(2)　燃料取扱機支持用架構の概要（単位：mm）

2.2　クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

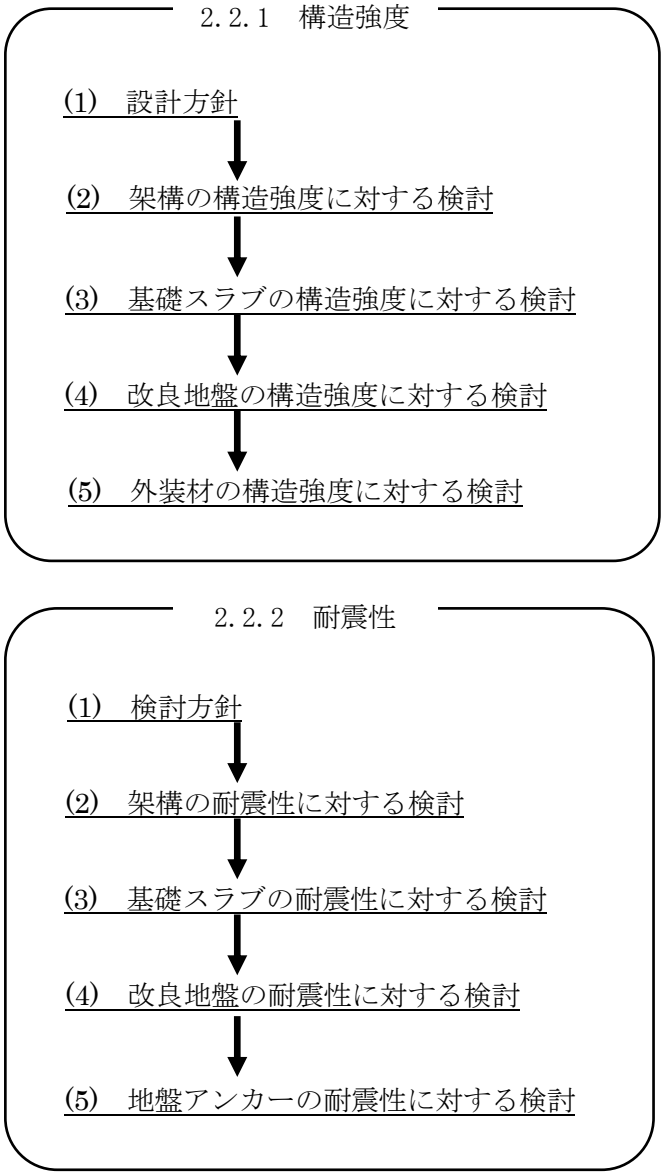


図 2.2-1　クレーン支持用架構の検討フロー

2.2.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1)及び表 2.2.1-1(2)に示す。

表 2.2.1-1(1)　クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/mm²）	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ（kN/m³）
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

	長期			短期		
設計基準強度＝30	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	－	0.790	20.0	－	1.185

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm²）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			
SD390	D29 未満	215	195	390	390
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm²）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B	325	
T≦40mm	SM520B	355	

表 2.2.1-1(2)　改良地盤，支持地盤の物性値及び許容応力度

改良地盤の許容応力度　（単位：kN/m²）

設計基準強度=2300*1	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	766	－	153	1533	－	306
断面欠損を考慮*2	750	－	114	1502	－	229

*1：施工結果を反映した

*2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　（単位：kN/m²）

種別	長期*1	短期*1
泥岩（岩盤）	1960	3920

*1：「福島第一原子力発電所第 4 号機工事計画認可申請書」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

クレーン支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重，積載荷重及び地盤アンカーの効果を考慮した荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

天井クレーンによる荷重を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-2　クレーン荷重一覧表

クレーン自重	1666 kN
トロリ自重	1010 kN
吊荷	980 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-3 に示す。

表 2.2.1-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m²)
52.73	1.28	2.00	3.28	30	1769

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

・地震荷重（K）

水平地震力はG.L.±0mを基準面として，下式により算定し，算定結果を表2.2.1-4に示す。

$$Qi=n \cdot Ci \cdot Wi$$
$$Ci=Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

Rt ：振動特性係数（Rt=1.0）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 ：標準せん断力係数（C_0=0.2）

表2.2.1-4　水平地震力の算定結果

階	G.L.(m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n・Ci		Qi (kN)	
				NS方向	EW方向	NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
R	+51.42	10569	－	－	－	－	－	－	－
6	+40.72～+51.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	+33.42～+40.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	+29.92～+33.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	+22.46～+29.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	+11.50～+22.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	+2.50～+11.50	－	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に，荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

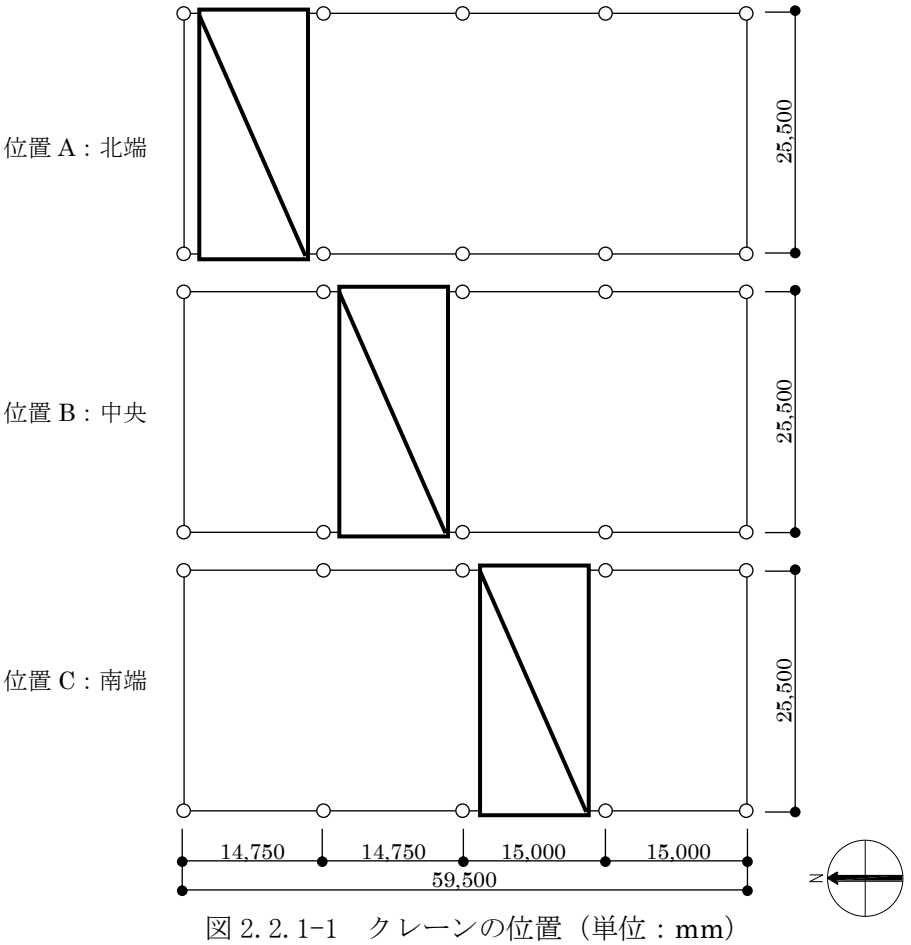


図 2.2.1-1　クレーンの位置（単位：mm）

表 2.2.1-5　クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(＋NS)*2	
	E2	VL+CL*1+K(－NS)*2	
	E3	VL+CL*1+K(＋EW)*2	
	E4	VL+CL*1+K(－EW)*2	

*1：　吊荷重量は，常時，積雪時及び暴風時はクレーン位置，地震時は仕立てエリアにて考慮する。

*2：　地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3：　短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2.2.1-2 に示す。図 2.2.1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

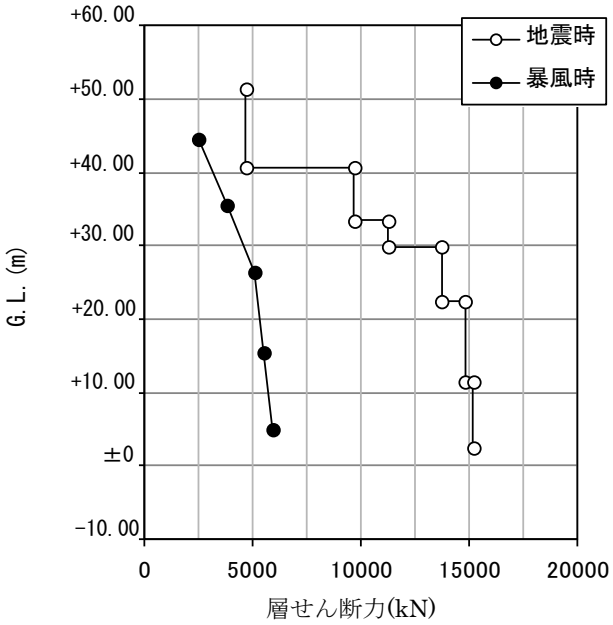


図 2.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは，基礎スラブ厚中央（G.L.+0.5m）より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁の部材端部の条件は剛接，柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.2.1-3 に示す。ここに，使用する材質は SM490A とする。

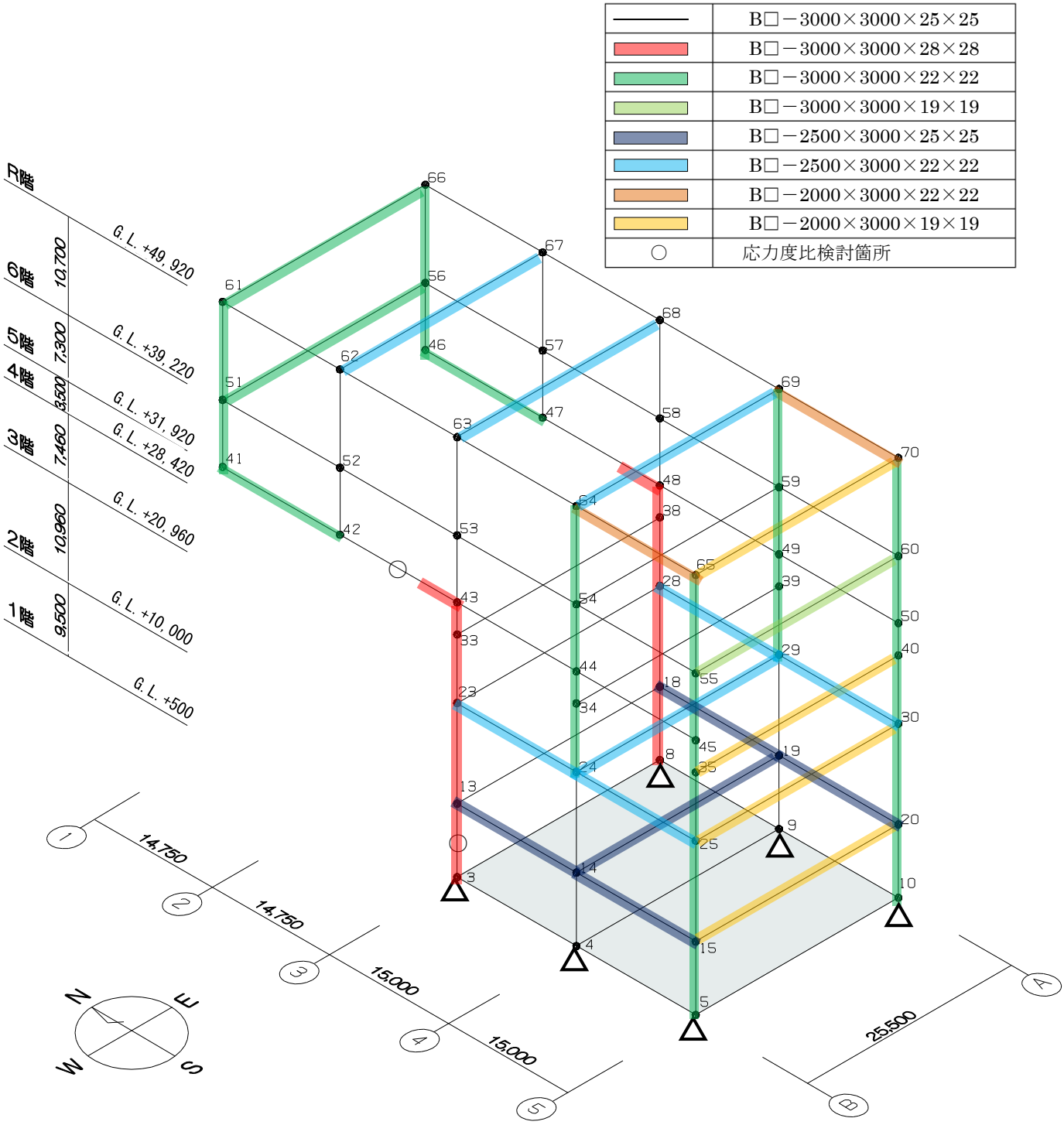
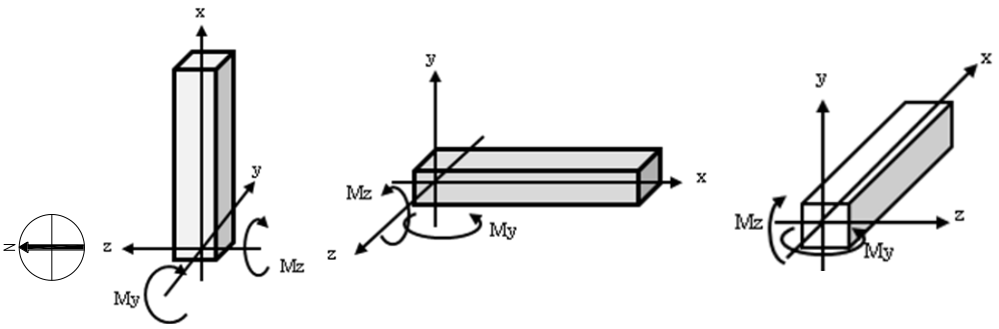


図 2.2.1-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.2.1-4 に示すように考慮する。



柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.2.1-4　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

σ_c：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

σ_{bz}：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝M_z／Z_z）

M_z，Z_z：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by}：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝M_y／Z_y）

M_y，Z_y：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c：許容圧縮応力度

f_b：許容曲げ応力度

f_t：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

τ_z：部材 z 軸方向せん断応力度（＝Q_z／A_{wz}）

Q_z，A_{wz}：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y：部材 y 軸方向せん断応力度（＝Q_y／A_{wy}）

Q_y，A_{wy}：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.2.1-6 及び表 2.2.1-7 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.1-6　断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	37.3	216.7	0.52	OK
				曲げ My	8.4	216.7		
				圧縮 N	65.1	213.6		
				せん断 Qz	0.8	125.1		
				せん断 Qy	8.9	125.1		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	93.0	216.7	0.55	OK
				曲げ My	0.4	216.7		
				圧縮 N	19.2	214.1		
				せん断 Qz	0.4	125.1		
				せん断 Qy	20.1	125.1		

*1：クレーンの位置を示す

表 2.2.1-7　断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	160.6	325.0	0.86	OK
				曲げ My	31.9	325.0		
				圧縮 N	79.5	320.4		
				せん断 Qz	7.9	187.6		
				せん断 Qy	37.1	187.6		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	93.1	325.0	0.55	OK
				曲げ My	58.9	325.0		
				圧縮 N	20.0	321.1		
				せん断 Qz	8.3	187.6		
				せん断 Qy	20.5	187.6		

*1：クレーンの位置を示す

(3)　基礎スラブの構造強度に対する検討

1)　解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い，解析モデルは図 2.2.1-5 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

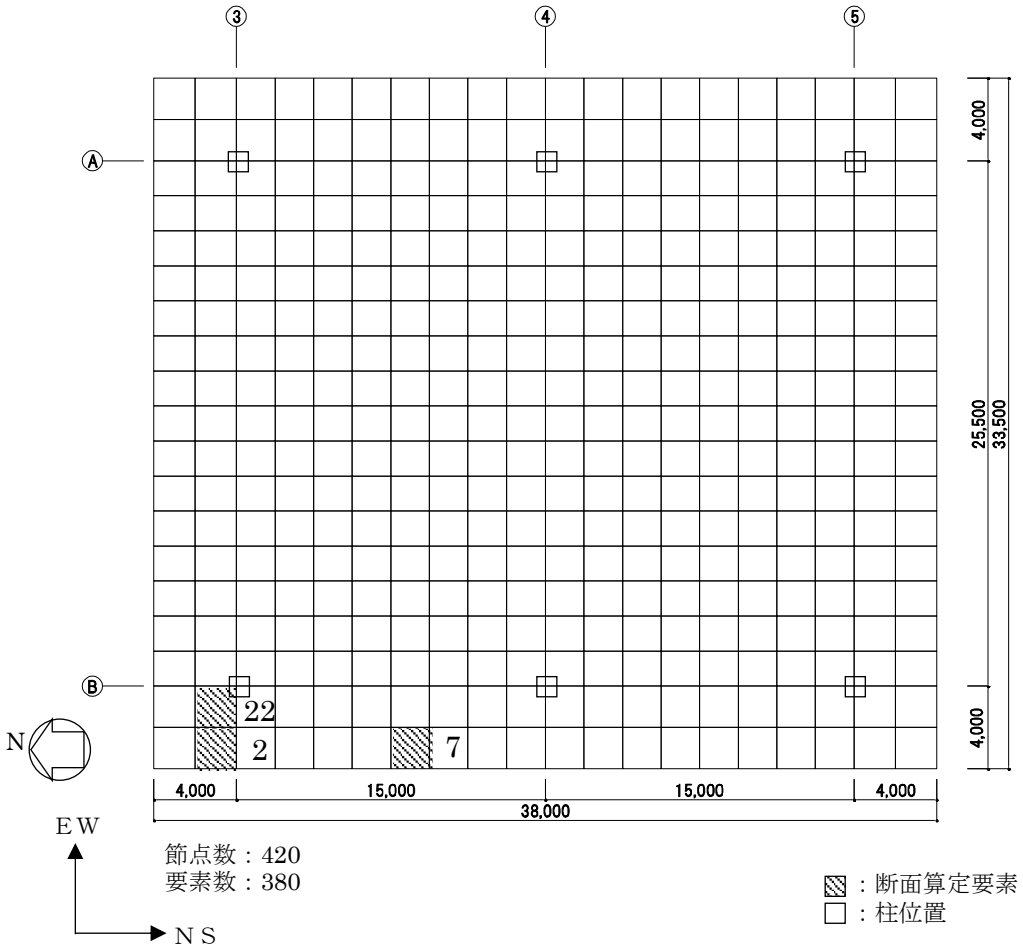


図 2.2.1-5　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 2.2.1-8 に示し，必要鉄筋比が最大となる要素を含む EW 方向の配筋図を図 2.2.1-6 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 2.2.1-8　基礎スラブの断面算定表

要素番号	方向	荷重ケース(位置)*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN･m/m)	N/(b･D) *2 (×10⁻²N/mm²)	M/(b･D²) (×10⁻²N/mm²)	Pt (%)	at (mm²/m)	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:%)	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 fs･b･j (kN/m)	判定
2	NS	C(A)	-53	2397	-1.4	15.0	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	126	2627	OK
		E3(A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	215	3940	OK
	EW	C(A)	16	1589	0.4	10.0	0.06	2400	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(A)	1583	2627	OK
		E3(A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200		E3(A)	1925	3940	OK
7	NS	C(A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	245	2627	OK
		E2(A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(C)	396	3940	OK
	EW	C(C)	-2	40	-0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	C(B)	135	2627	OK
		E4(A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(A)	154	3940	OK
22	NS	C(A)	13	2582	0.4	16.2	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	104	2627	OK
		E2(A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	541	3940	OK
	EW	C(A)	77	2818	2.0	17.7	0.10	4000	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(C)	575	2627	OK
		E3(A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800		E4(A)	1227	3940	OK

＊1：クレーンの位置を示す
＊2：圧縮を正とする

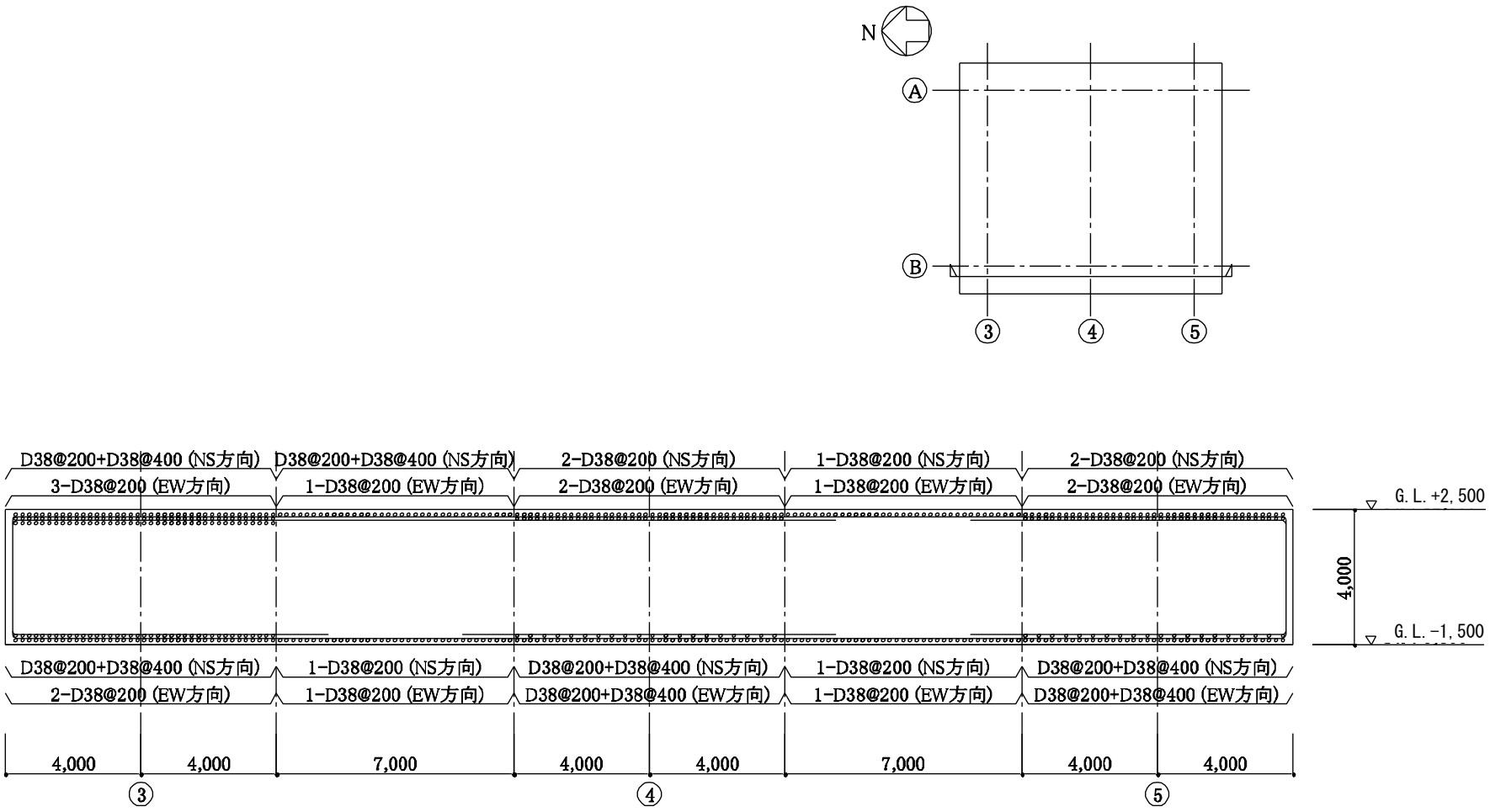


図 2.2.1-6　基礎スラブの配筋図（B 通り）（単位：mm）

(4)　改良地盤の構造強度に対する検討

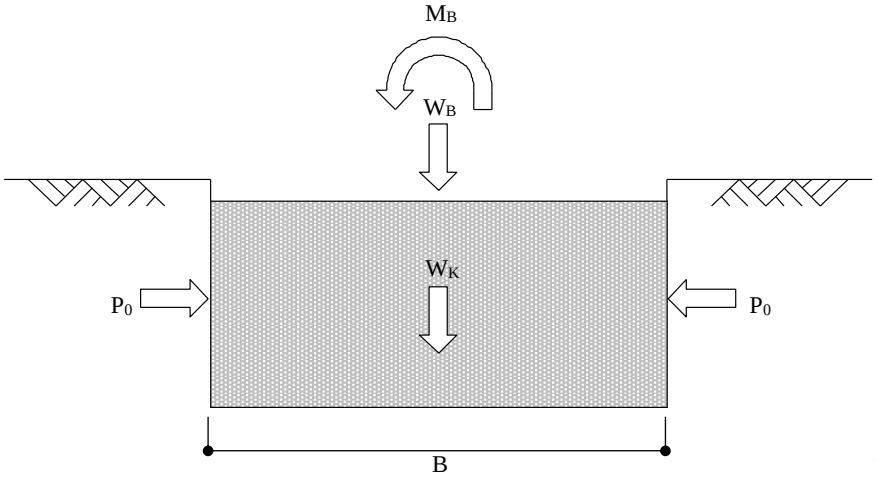
1)　設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は，基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m，東西方向に 33.5m，改良厚さ 10.5m とし，G.L.-12.0mの泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2)　常時に対する検討

・改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。



W_B：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_K：改良地盤の自重

M_B：架構の偏心による転倒モーメント

P_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　$_Lq_a=1960\ kN/m^2$

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lq_a=1960\ kN/m^2$

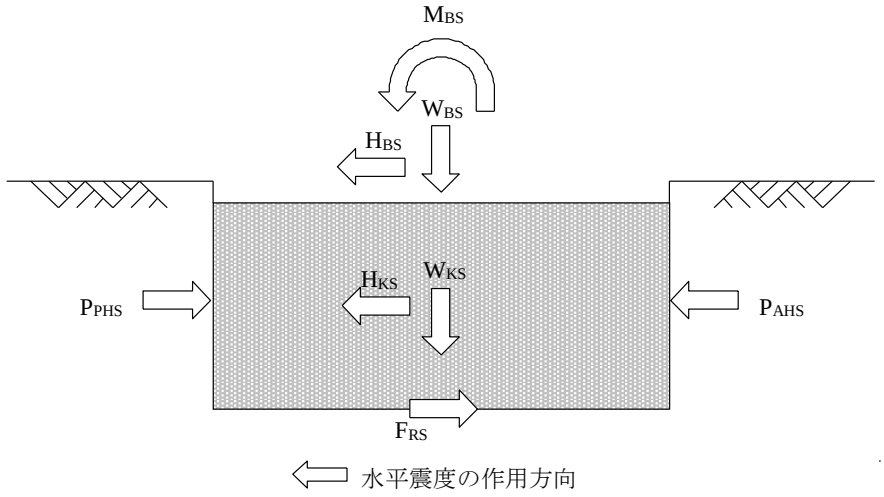
・沈下の検討

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

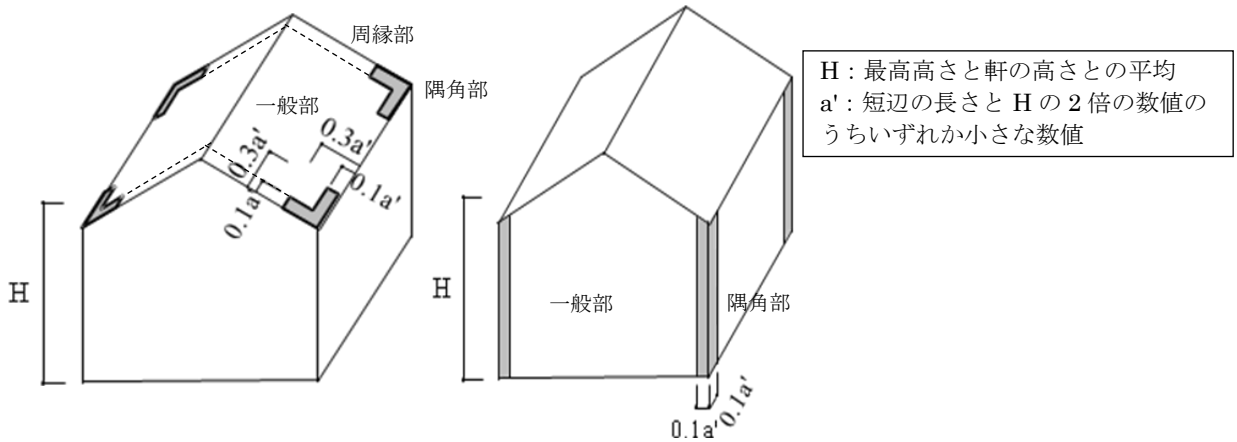


図 2.2.1-9　風力係数の算定箇所のイメージ

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/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	せん断断面積 As (mm^2)	形状係数	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	210.7	0.022	59.8	26.3×10^3	3.92	4.40×10^4	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2/8=(0.885\times4.3)\times1.8^2/8 = 1.542\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M/Z=1.542\times10^6/26.3\times10^3 = 58.7\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b}=\frac{58.7}{59.8}=0.982\leqq1.0 \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

・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

$$\delta = \delta_M+\delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L}=\frac{0.522}{180}=\frac{1}{344}\leqq\frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

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

$$M = w\times L^2 / 8 = (0.885\times2.62)\times1.2^2 / 8 = 0.418\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418\times10^6 / 17.0\times10^3 = 24.6\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leqq 1.0 \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

・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，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

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leqq \frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

検討の結果，作用応力は壁材の短期許容応力度以下であり，たわみは壁材の短期許容変形以下であることを確認した。

2.2.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び地盤アンカーについて行い，基準地震動 Ss に対して，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び周辺地盤の応答性状を適切に表現できる地震応答解析モデルを設定して実施する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)に示す。

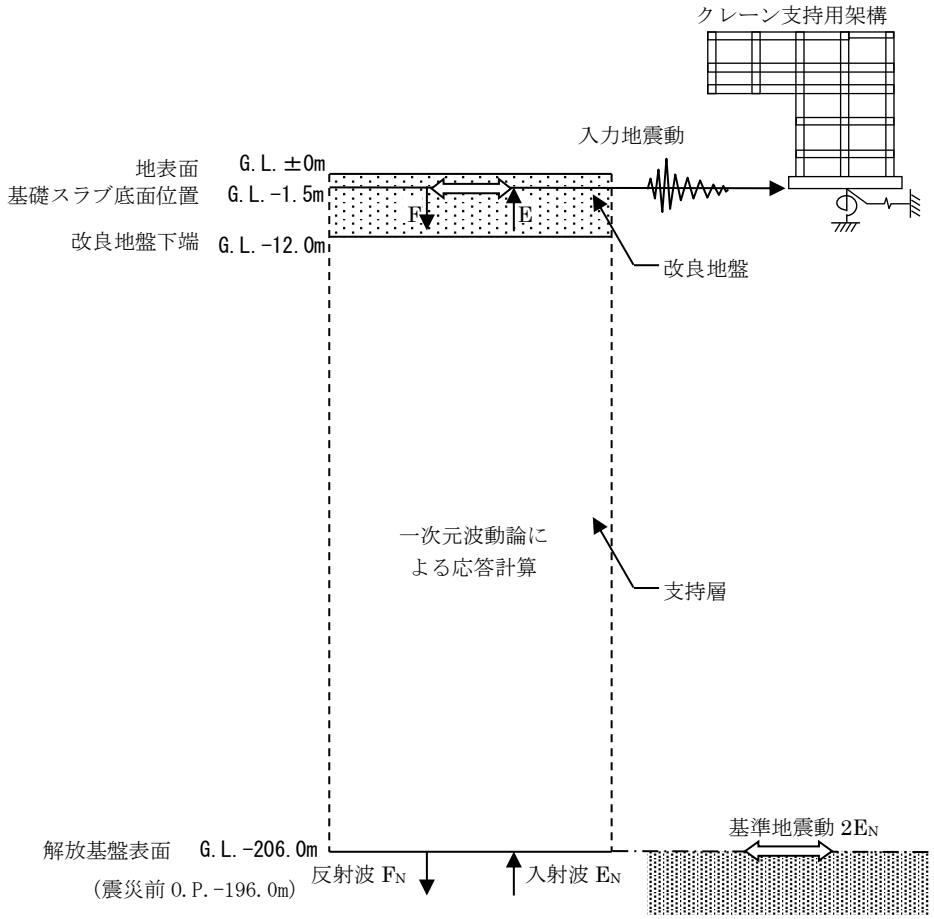
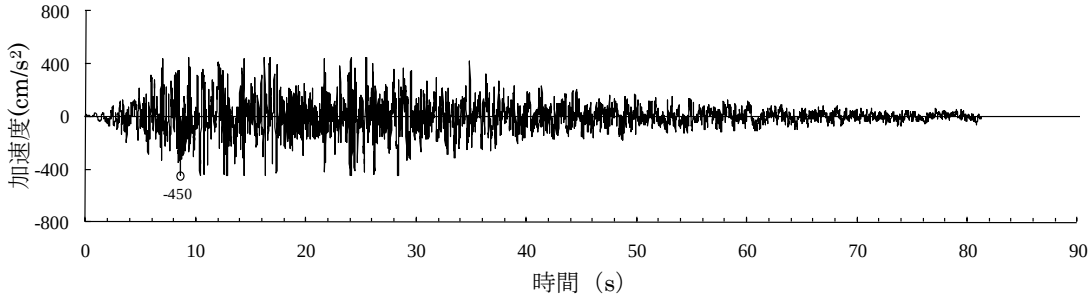
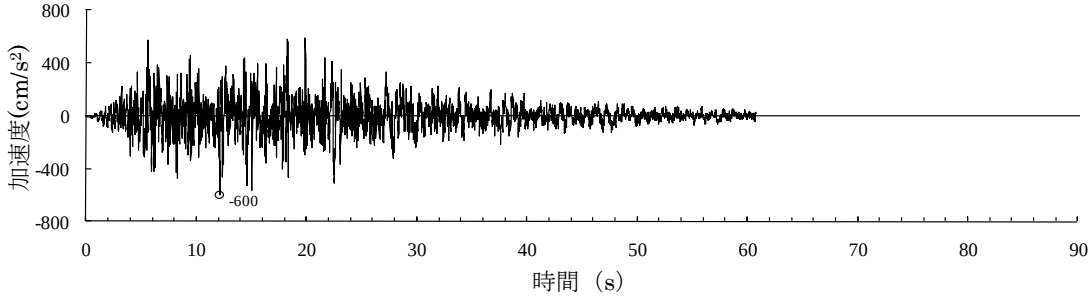


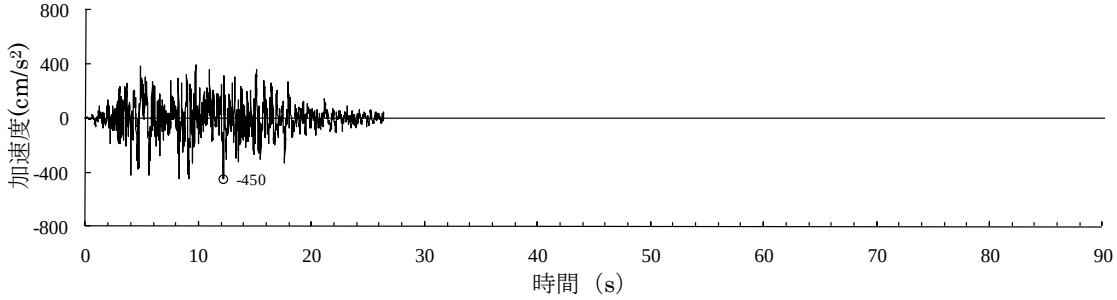
図 2.2.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

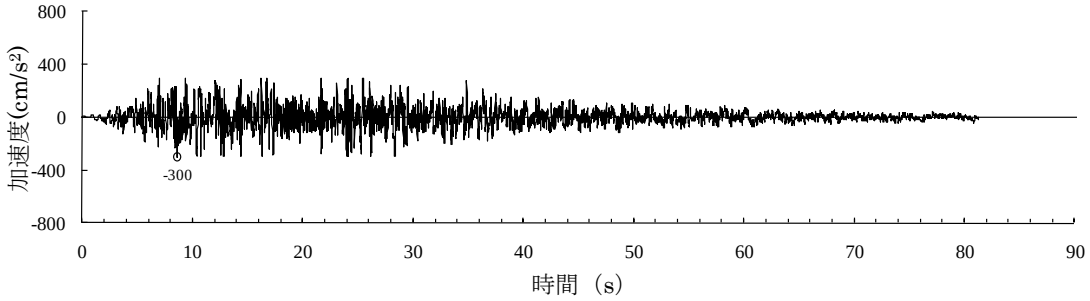


(Ss-3H)

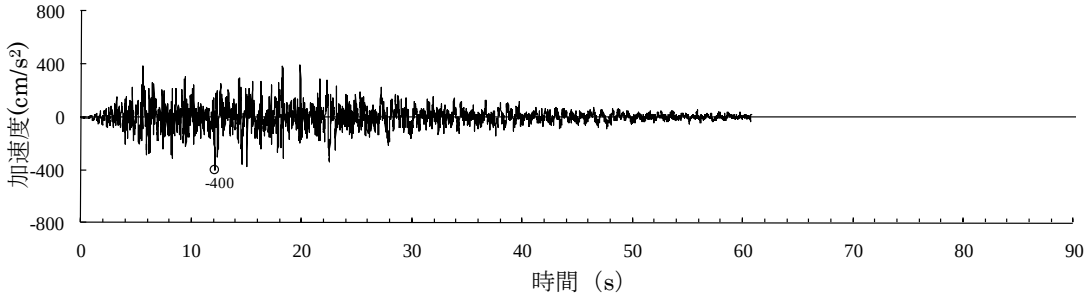
○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(1)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形

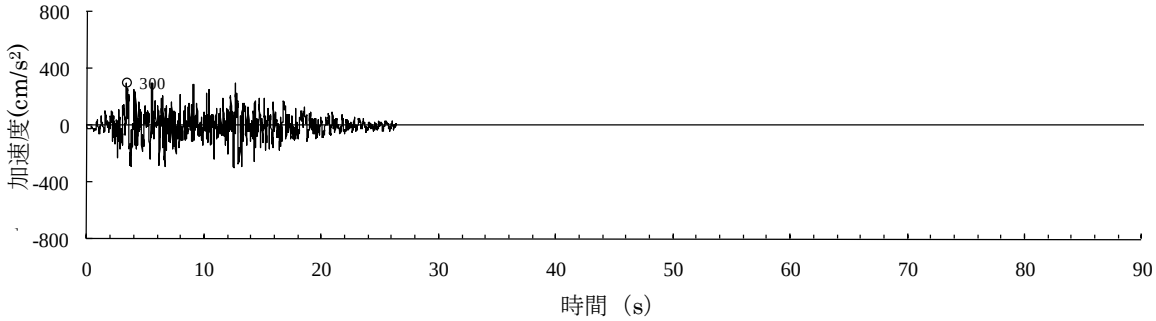
(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは,図 2.2.2-3 に示す柱及び梁を立体的にモデル化した立体架構モデルとし,地盤を等価なばねで評価した建屋－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。

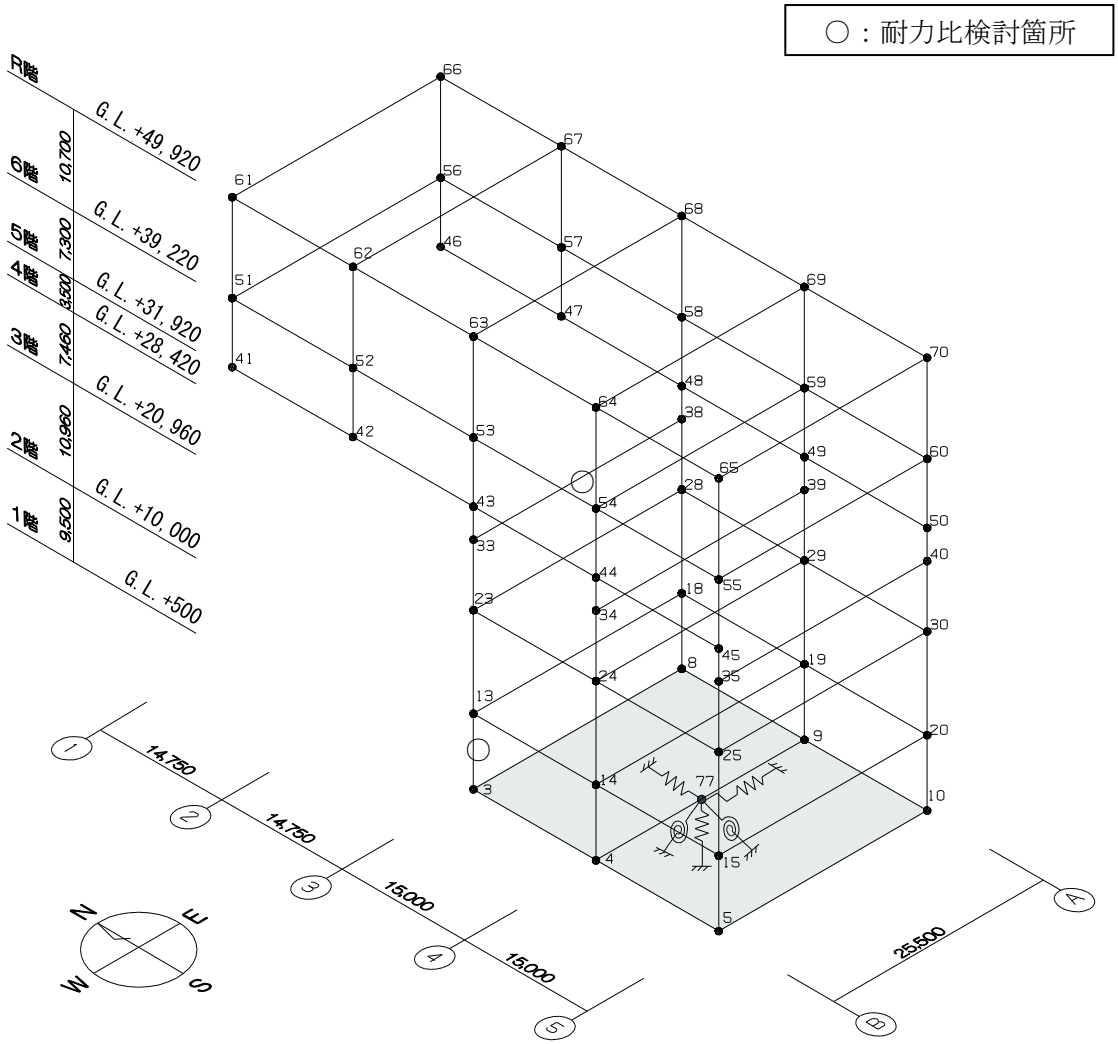


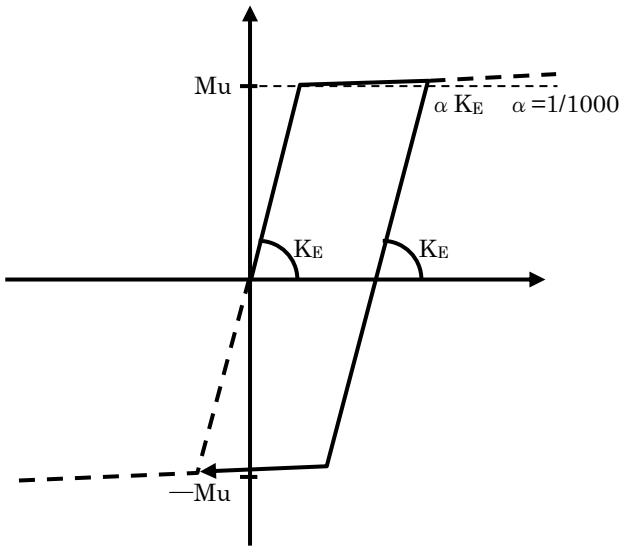
図 2.2.2-3　クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

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

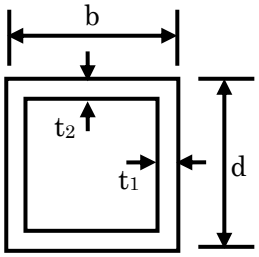


図 2.2.2-4　クレーン支持用架構の復元力特性の設定

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

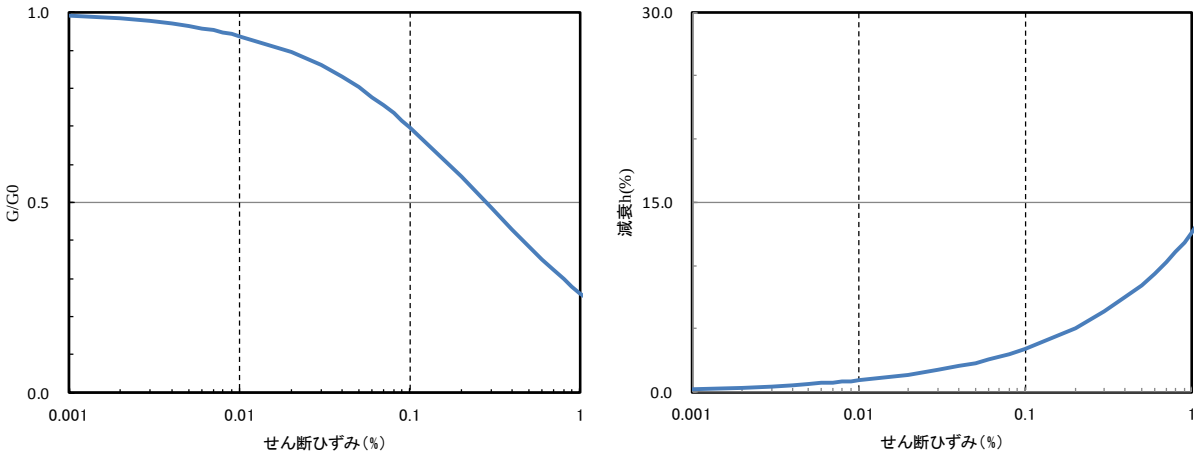


図 2.2.2-5　地盤のひずみ依存性(泥岩)*

＊:『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

G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-12.0		450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-20.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
	泥岩	560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-90.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
-118.0										
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

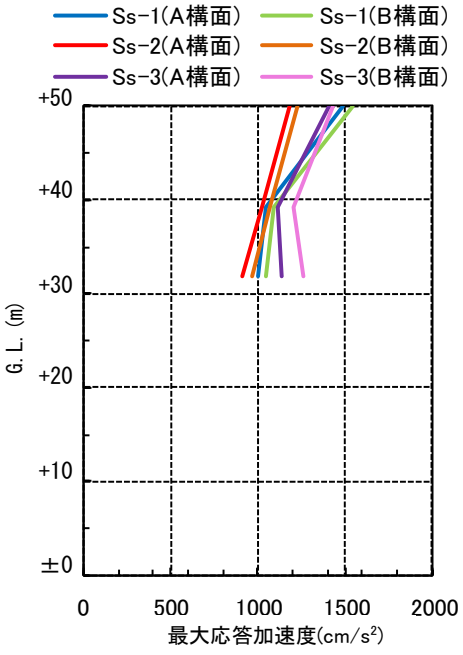
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-12.0		450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-20.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
	泥岩	560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-90.0		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
-118.0										
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

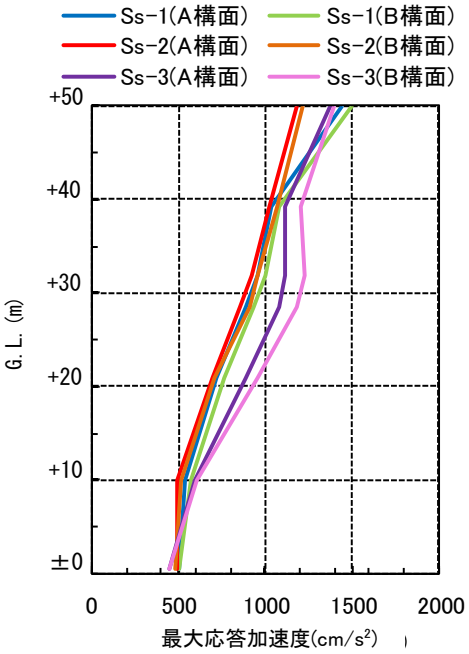
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-12.0		450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-20.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
	泥岩	560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-90.0		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
-118.0										
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3) 地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を同時入力した。最大応答加速度を図 2.2.2-6 及び図 2.2.2-7 に示す。

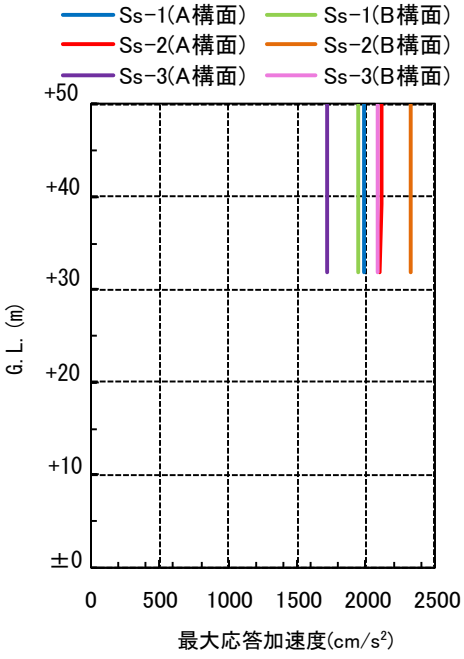


（１通り）

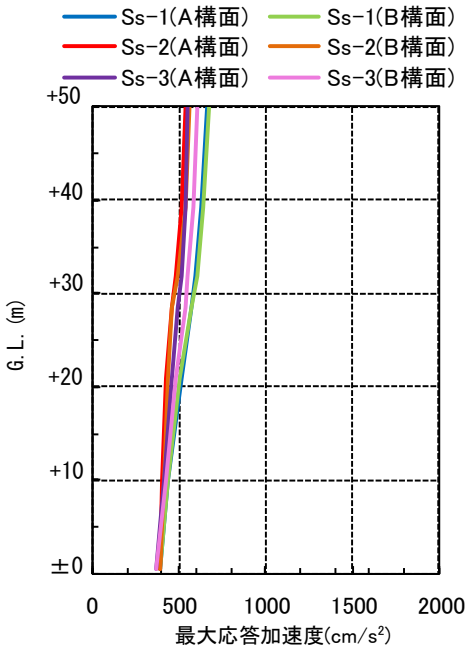


（３通り）

(a) 最大応答加速度（水平(NS)成分）



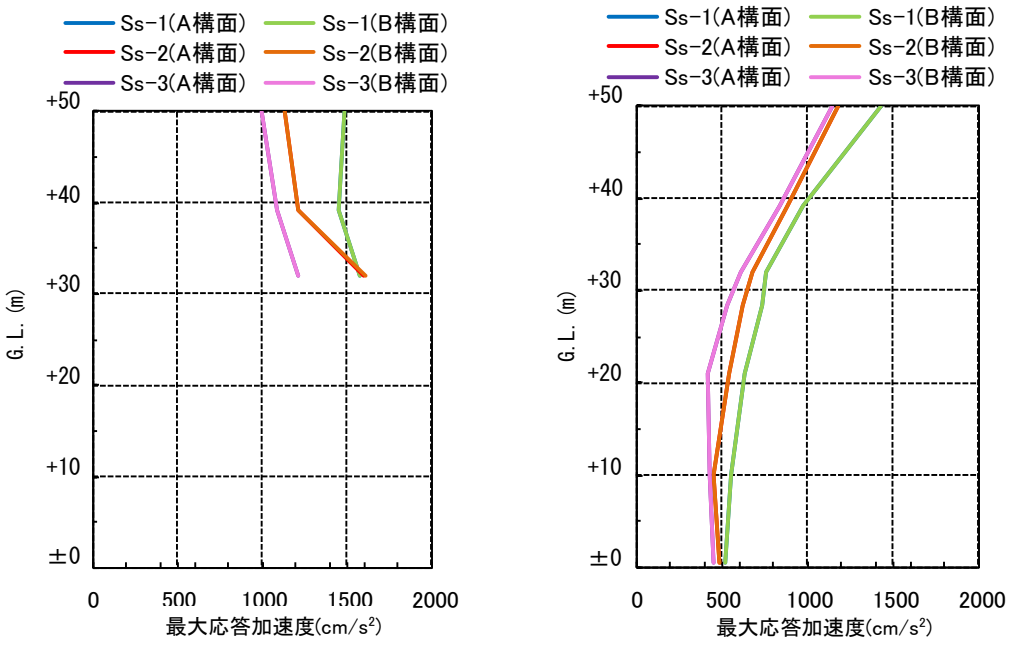
（１通り）



（３通り）

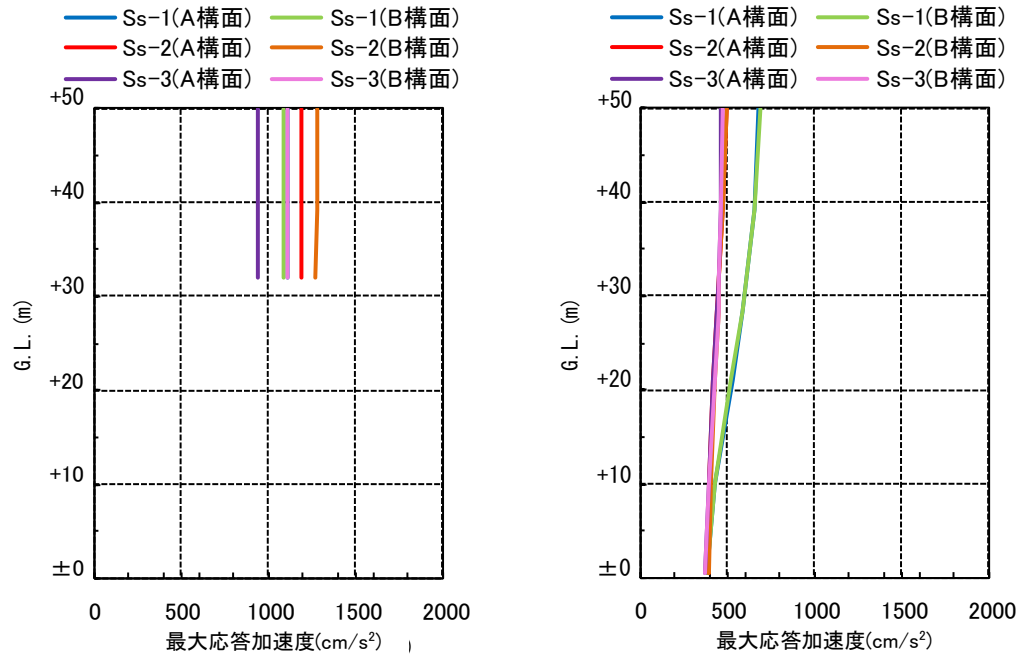
(b) 最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-6　最大応答加速度（NS 方向入力時）



（１通り）　　（３通り）

(a)最大応答加速度（水平(EW)成分）



（１通り）　　（３通り）

(b)最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-7　最大応答加速度（EW 方向入力時）

4)波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

層間変形の評価はクレーン支持用架構の剛心位置で評価し，表 2.2.2-5 に検討結果を示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-5　層間変形角の検討結果

検討箇所	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
6 階	1/256	1/278	1/229	1/298	1/356	1/352	1/75	OK
5 階	1/240	1/266	1/220	1/239	1/295	1/288	1/75	OK
4 階	1/228	1/249	1/225	1/207	1/243	1/252	1/75	OK
3 階	1/194	1/205	1/199	1/196	1/233	1/237	1/75	OK
2 階	1/206	1/211	1/194	1/187	1/224	1/229	1/75	OK
1 階	1/357	1/359	1/317	1/329	1/397	1/409	1/75	OK

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.2.2-6 に検討結果を示す。

表 2.2.2-6 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-6　耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.85	OK
			Ss-3	NS	M_y/M_{uy}	0.86	
			Ss-3	NS	Q_z/Q_{uz}	0.27	
			Ss-1	EW	Q_y/Q_{uy}	0.37	
梁	4 階 3/A-B	B□-3000×3000 ×25×25	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.80	OK
					M_y/M_{uy}	0.01	
					Q_z/Q_{uz}	0.00	
					Q_y/Q_{uy}	0.32	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値　　Q_{uz}：　部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値　　Q_{uy}：　部材 y 軸方向のせん断耐力

(3)　基礎スラブの耐震性に対する検討

1)解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，図 2.2.2-8 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

検討は組合せ係数法にて行い，荷重組合せケースを表 2.2.2-7 に示す。

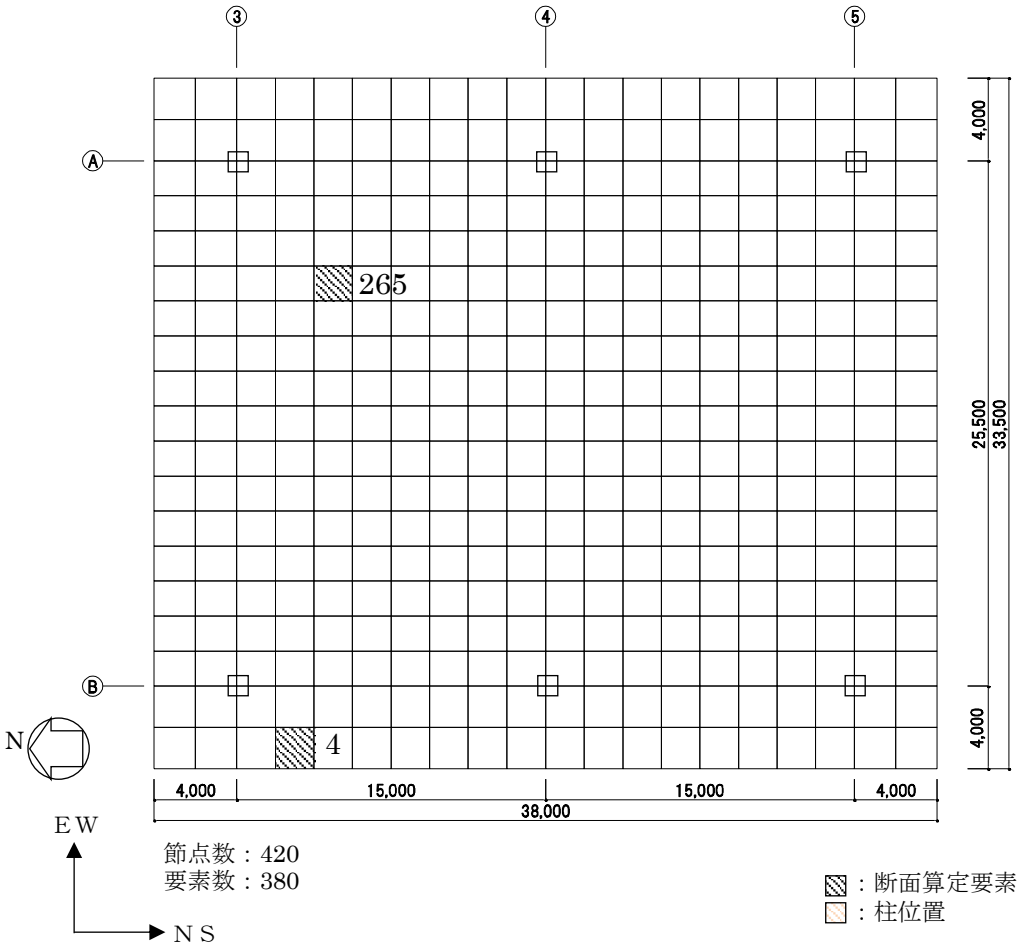


図 2.2.2-8　解析モデル図（単位：mm）

表 2.2.2-7　荷重組合せケース一覧表

荷重ケース	地震力の作用方向					
	鉛直方向		水平方向			
	上向き	下向き	N→S	S→N	E→W	W→E
Dn		○	○			
Ds		○		○		
De		○			○	
Dw		○				○
Un	○		○			
Us	○			○		
Ue	○				○	
Uw	○					○

2)　断面検討

各要素に対して，検討用応力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。曲げ終局強度及びせん断終局強度の算定は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による柱の終局強度算定式に準拠する。なお，鉄筋の引張強度は，平成 12 年建設省告示第 2464 号に定められた基準強度の 1.1 倍を用いる。検討用曲げモーメントを曲げ終局強度で除した値が最大となる箇所及び検討用せん断力をせん断終局強度で除した値が最大となる箇所の基礎スラブの断面検討結果を表 2.2.2-8 に示す。

断面検討の結果，検討用曲げモーメントは曲げ終局強度を下回り，検討用せん断力はせん断終局強度を下回ることを確認した。

表 2.2.2-8　基礎スラブの断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース	検討用応力			設計配筋 上段：上端筋［断面積 mm^2/m］(pt:%) 下段：下端筋［断面積 mm^2/m］(pt:%)	部材の終局強度		M/Mu	Q/Qu	判定
			N*1 (kN/m)	M (kN･m/m)	Q (kN/m)		Mu (kN･m/m)	Qu (kN/m)			
4	NS	De	129	1317	3958	D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)	11995	6778	0.11	0.59	OK
	EW	De	61	1415	1507	3-D38@200 ［17100］ (0.43) 2-D38@200 ［11400］ (0.29)	15772	7294	0.09	0.21	OK
265	NS	Ds	24	3316	52	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	7873	2215	0.43	0.03	OK
	EW	Dw	-349	4927	76	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	7267	2184	0.68	0.04	OK

＊1：圧縮を正とする

(4)　改良地盤の耐震性に対する検討

1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，基準地震動 Ss により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2)　地震応答解析モデル

応力算定用の地震応答解析モデルを図 2.2.2-9 に示す。改良地盤及び支持地盤の物性は表 2.2.2-4 を用いた。

周辺地盤の物性は，一次元波動論であらかじめ実施した等価線形解析結果をもとに改良地盤及び周辺地盤のひずみレベルに応じた等価なせん断剛性，減衰を設定した。

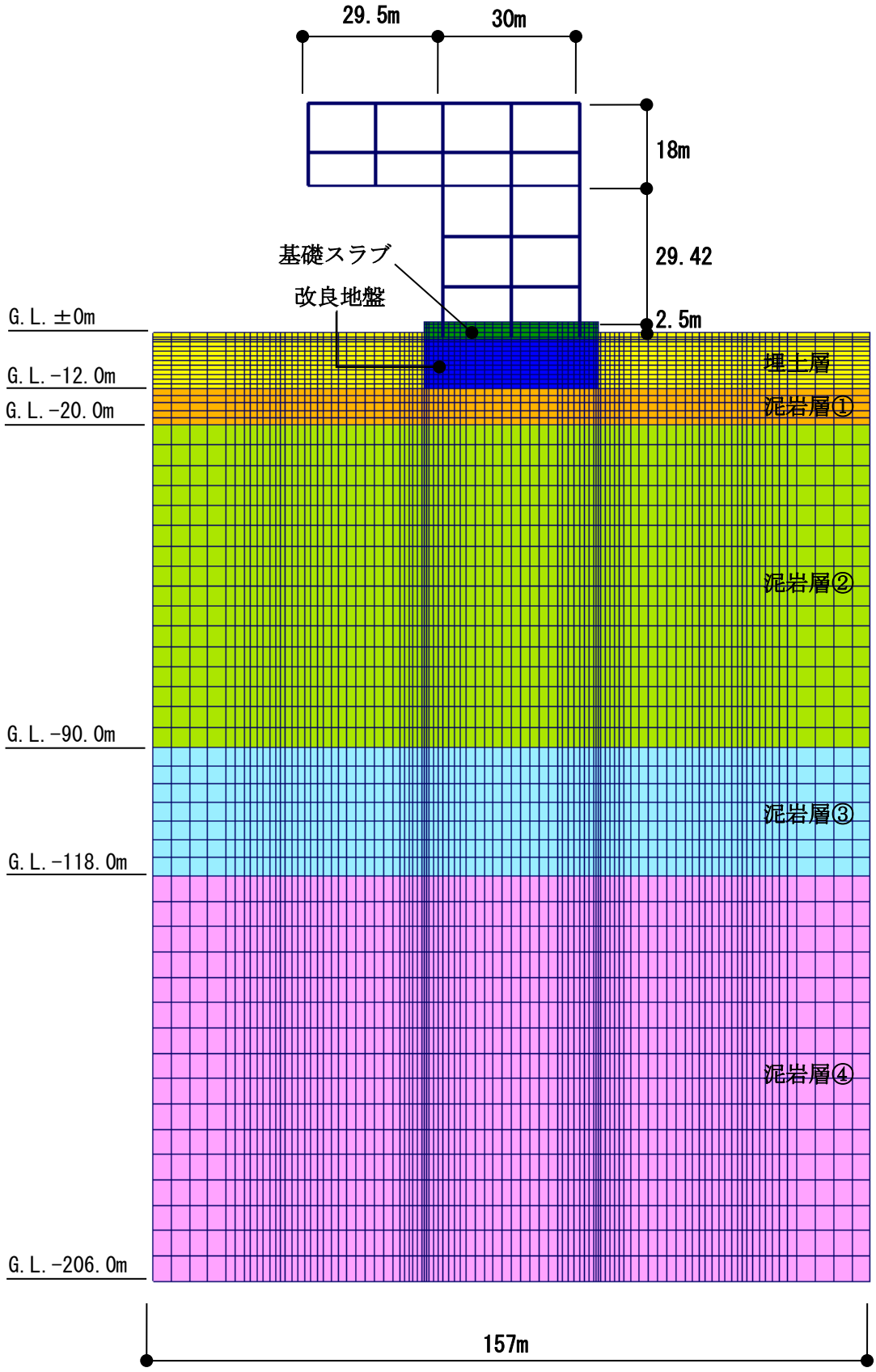


図 2.2.2-9　応力算定用地震応答解析モデル

3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

・改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを下式により確認する。

$$\frac{{}_{ss}f_{SC}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

ここで，　　$_{ss}f_{SC}$　：改良地盤の圧縮強度

σ_{ymax}　：有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（$_{ss}f_{SC}$）は，「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度4498kN/m²（断面欠損2%を考慮する）を改良地盤の圧縮強度として検討を行う。

安全率の検討結果を表2.2.2-9に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の1.5以上の安全率を有していることを確認した。

表2.2.2-9　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

（改良地盤底部）

地震波	最大鉛直応力 $\sigma_{y\,max}$(kN/m²)	圧縮強度 $_{ss}f_{SC}$(kN/m²)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	1809	4498	2.48	1.50	OK
Ss-2	1453	4498	3.09	1.50	OK
Ss-3	1821	4498	2.47	1.50	OK

・改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し，各時刻（t）における改良地盤に作用する水平方向せん断力 $F_H(t)$と改良地盤の水平抵抗力 $F_R(t)$を評価し，そのせん断に対する安全率 $F_S(t)$が 1.5 以上であることを下式により確認する。

$$F_S(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geqq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum_i F_R(t) = \sum \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum_i F_H(t) = \sum \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

ここで，　$F_S(t)$　：せん断に対する安全率

$F_R(t)$　：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$　：せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$\tau_{Ri}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗力（kN/m²）

$\tau_{Ri}(t)$は上載圧による強度増加は無視して設定し，せん断強度 $_{ss}f_{ss}$ を用いる。なお，せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない

$\tau_{Si}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力（kN/m²）

l_i　：解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ（要素 i の長さ）（m）

$_{ss}f_{ss}$　：改良地盤のせん断強度（kN/m²）

改良地盤のせん断強度（$_{ss}f_{ss}$）は下式より設定する。

$$_{ss}f_{ss} = \frac{1}{5} {}_{ss}f_{sc}$$

ここで，　$_{ss}f_{ss}$　：688kN/m²　（断面欠損 25%を考慮する）

安全率の検討結果を表 2.2.2-10 及び表 2.2.2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお，解析は二次元でモデル化しているため，単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2.2.2-10　改良地盤のせん断力に対する検討

（基礎スラブ下端）

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	3635	21156	5.82	1.50	OK
Ss-2	3052	22188	7.26	1.50	OK
Ss-3	3548	20640	5.81	1.50	OK

表 2.2.2-11　改良地盤のせん断力に対する検討

（改良地盤底部）

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	7741	24080	3.11	1.50	OK
Ss-2	7481	24424	3.26	1.50	OK
Ss-3	6494	24080	3.70	1.50	OK

4)　支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤底部における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

ここで，　R_u　：極限鉛直支持力度

V　：地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（6860kN/m²）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊：「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設）」による

$$6860\text{kN/m}^2 \ / \ 1821\ \text{kN/m}^2 \ = \ 3.76 \ \geqq \ 1.50 \ \cdots\cdot\text{OK}$$

(5)　地盤アンカーの耐震性に対する検討

1)　検討方針

地盤アンカーは，図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし，泥岩層 G.L.-17.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 Ss 時に自由長部に発生する応力が規格降伏耐力以下及び定着長部の設計定着長が必要定着長以上であることを確認する。検討は，旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日）における設計マニュアルに基づき実施する。

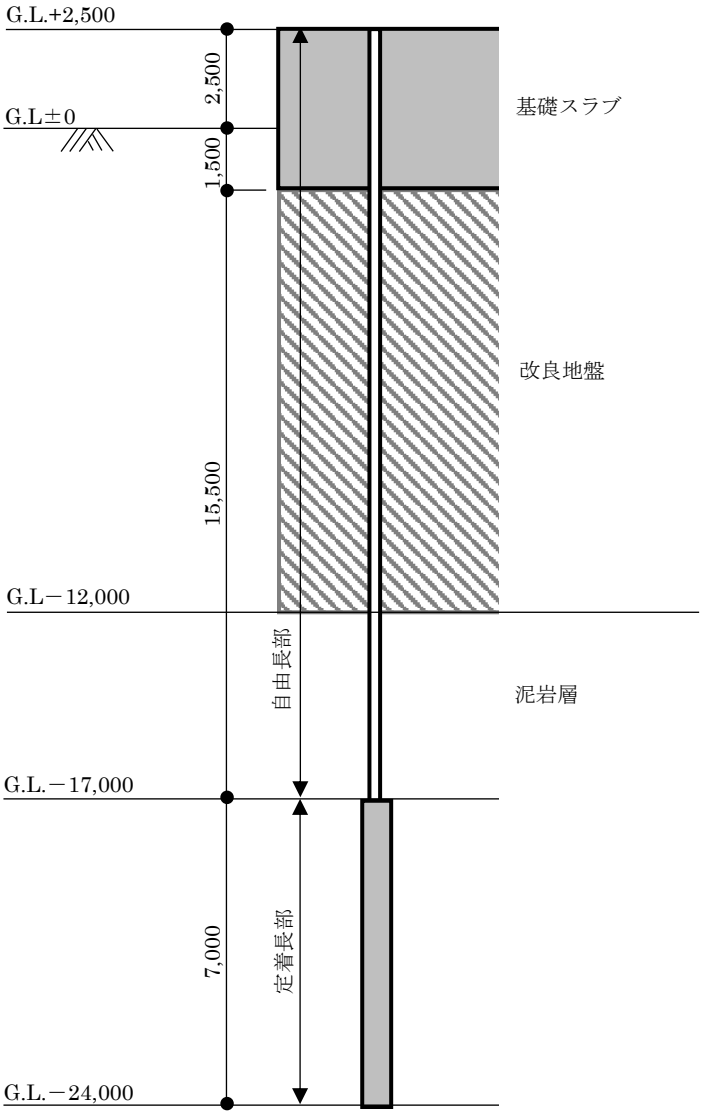


図 2.2.2-10　地盤アンカー設置計画（単位：mm）

2)　地盤アンカーの検討

・自由長部の検討

地盤アンカーに発生する応力と規格降伏耐力を比較した結果を表 2.2.2-12 に示す。地盤アンカーは STK-200 (SWPR19 4-φ21.8)を用いる。

検討の結果，耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.2-12　自由長部の検討結果

発生応力 T_{max} (kN/本)	規格降伏耐力 T_{ys} (kN/本)	耐力比 $T_{max}／T_{ys}$	判定
1590	1981	0.81	OK

・定着長部の検討

定着長部の検討は，地盤アンカーの規格降伏耐力と地盤の極限摩擦抵抗力から求める必要定着長が，設計定着長を下回ることを確認する。結果を表 2.2.2-13 に示す。

検討の結果，検定比が 1 以下になることを確認した。

$$L_a = \frac{T_{ys} \times F}{\tau_u \times \pi \times D_d}$$

ここで，

La　：必要定着長（cm）

T_{ys}　：地盤アンカーの規格降伏耐力（1981kN）

F　：安全率（=1.0）

τ_u　：地盤の極限摩擦抵抗力（N/cm²）（137N/cm²）*

＊：旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」(建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日)，設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

D_d　：地盤アンカー体の設計径（17cm）

表 2.2.2-13　定着長の検討結果

必要定着長 L_a (cm)	設計定着長 L_d (cm)	検定比 $L_a／L_d$	判定
271	700	0.39	OK

2.3　燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

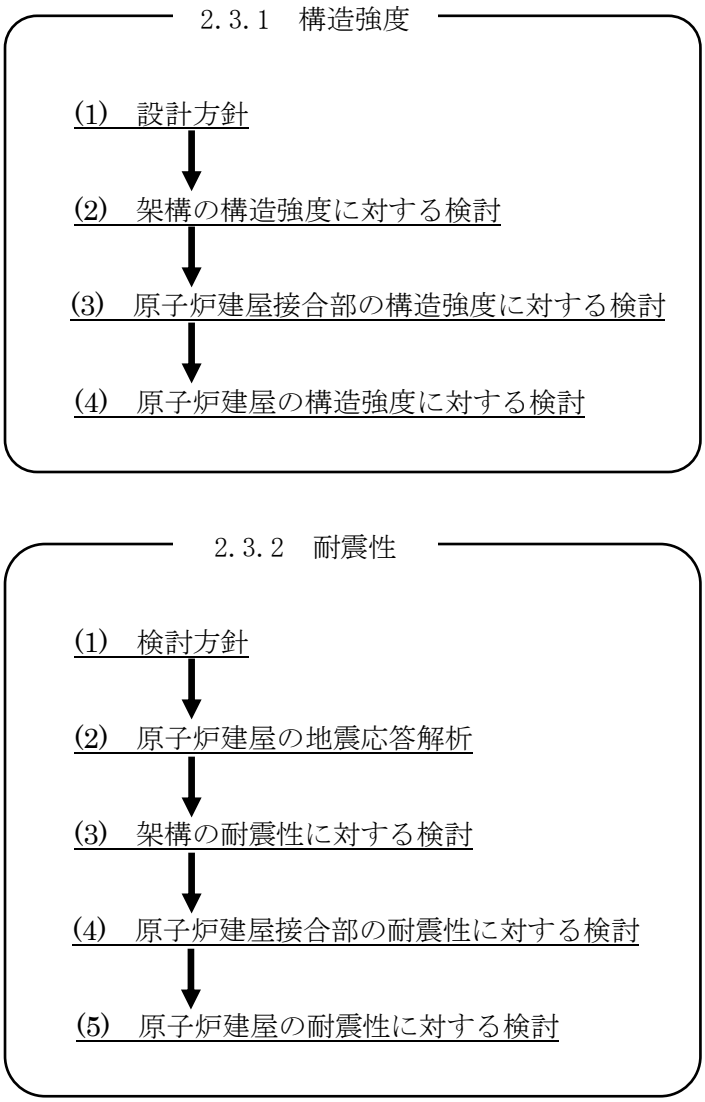


図 2.3-1　燃料取扱機支持用架構の検討フロー

2.3.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1　燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/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，G.L.-12.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し，算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi：水平地震力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取扱機支持用架構の設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と燃料取扱機支持用架構を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 2.3.1-3 に示す。

表 2.3.1-3　原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*1	1078100
瓦礫撤去による軽減重量	-39810
燃料取扱機支持用架構の付加重量	+6490
燃料取扱機支持用架構設計用原子炉建屋全体重量	1044780

*1　「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）にて用いた原子炉建屋重量(1069320kN)に使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事による重量(8780kN)を加算したもの

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，燃料取扱機支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

表 2.3.1-4　原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

階	G.L. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n･Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	+29.92	77700	－	－	－	－	－
4	+29.92～+22.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	+22.30～+16.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	+16.90～+8.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	+8.70～+0.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	+0.20～-12.06	－	625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.497)及び EW 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.533)より，水平震度を Ki=n・Ci として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1-5　水平地震力の算定結果

G.L. (m)	各階重量 (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)
+30.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
+20.485	298	0.497	148	0.533	159
+10.20	188	0.497	93	0.533	100

ここに，燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく，原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから，燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく，地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 2.3.1-1 に，荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお，燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため，積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

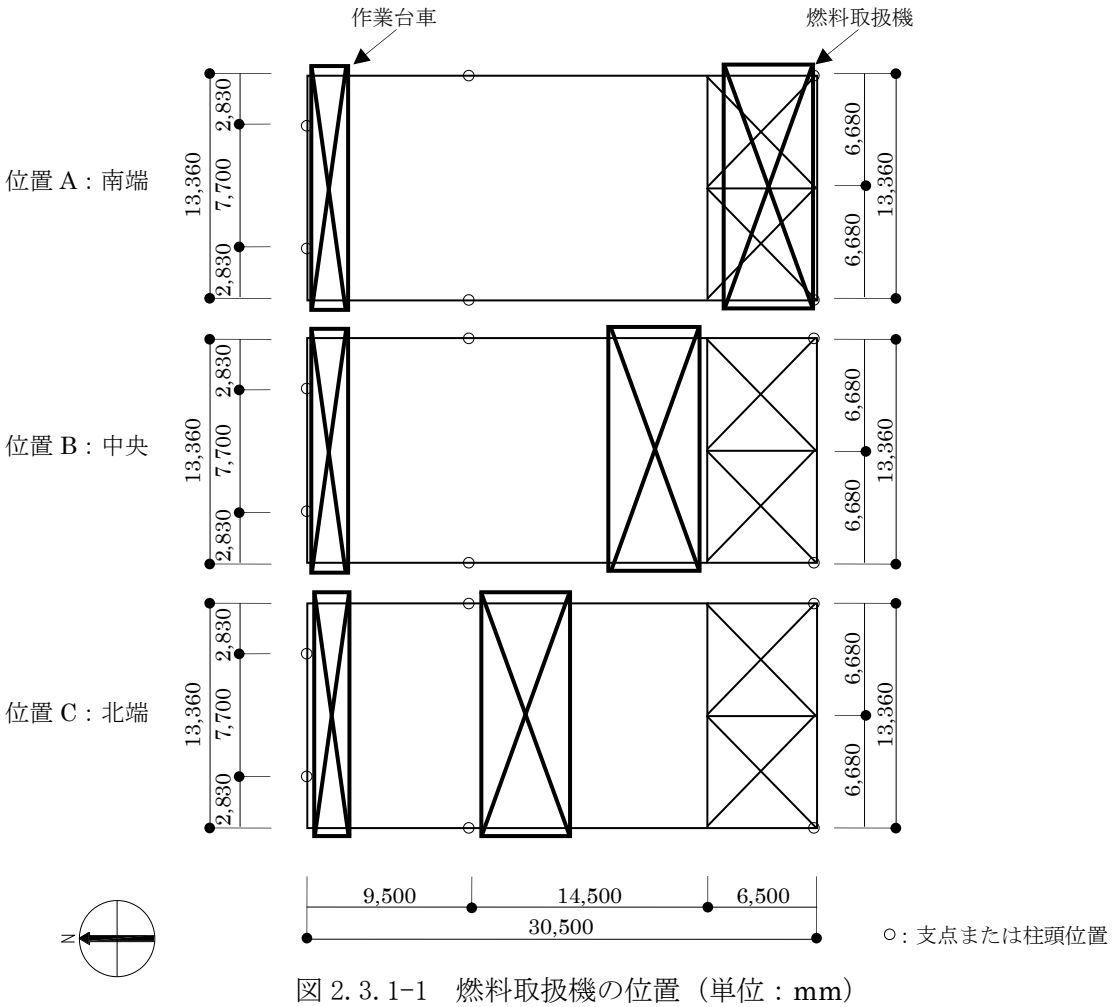


図 2.3.1-1　燃料取扱機の位置（単位：mm）

表 2.3.1-6　燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL＋CL	長期
地震時	E1	VL＋CL＋K(＋NS)*1	短期
	E2	VL＋CL＋K(－NS)*1	
	E3	VL＋CL＋K(＋EW)*1	
	E4	VL＋CL＋K(－EW)*1	

*1：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは，G.L.+8.70m より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁端部の境界条件は剛接，原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

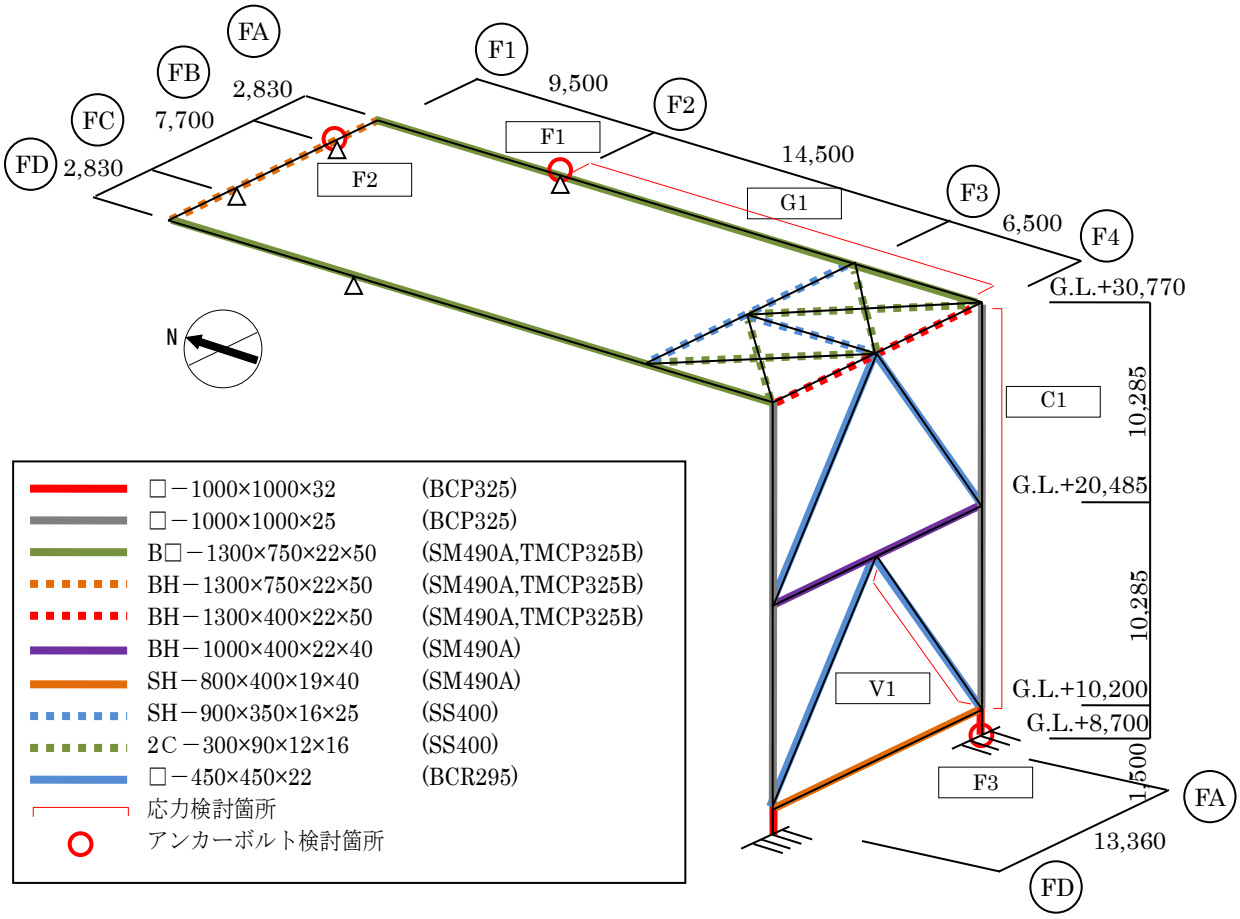
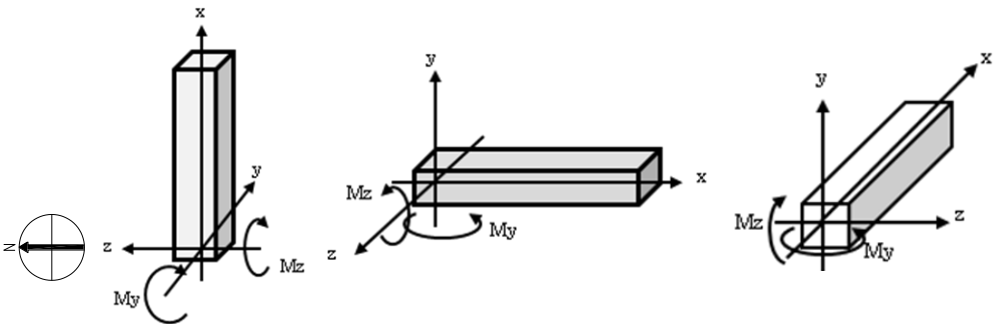


図 2.3.1-2　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.3.1-3 に示すように考慮する。



柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.3.1-3　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

σ_c：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

σ_{bz}：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝M_z／Z_z）

M_z，Z_z：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by}：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝M_y／Z_y）

M_y，Z_y：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c：許容圧縮応力度

f_b：許容曲げ応力度

f_t：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は，下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

τ_z：部材 z 軸方向せん断応力度（＝Q_z／A_{wz}）

Q_z，A_{wz}：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y：部材 y 軸方向せん断応力度（＝Q_y／A_{wy}）

Q_y，A_{wy}：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.3.1-7 及び表 2.3.1-8 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.1-7　断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	C (B)	曲げ Mz	0.3	216.7	0.13	OK
				曲げ My	20.0	216.7		
				圧縮 N	4.2	150.1		
				せん断 Qz	0.9	125.1		
				せん断 Qy	0.0	125.1		
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	C (B)	曲げ Mz	36.6	216.7	0.18	OK
				曲げ My	1.2	216.7		
				圧縮 N	0.4	134.0		
				せん断 Qz	0.2	125.1		
				せん断 Qy	0.5	125.1		
ブレース	V1	□-450×450 ×22	C (B)	曲げ Mz	0.0	196.7	0.02	OK
				曲げ My	1.5	196.7		
				圧縮 N	1.5	135.1		
				せん断 Qz	0.1	113.5		
				せん断 Qy	0.0	113.5		

*1：燃料取扱機の位置を示す

表 2.3.1-8　断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	E2 (B)	曲げ Mz	0.2	325.0	0.10	OK
				曲げ My	25.1	325.0		
				圧縮 N	4.3	225.2		
				せん断 Qz	1.7	187.6		
				せん断 Qy	0.0	187.6		
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	E3 (C)	曲げ Mz	34.2	325.0	0.21	OK
				曲げ My	28.5	325.0		
				圧縮 N	1.2	201.0		
				せん断 Qz	3.4	187.6		
				せん断 Qy	10.2	187.6		
ブレース	V1	□-450×450 ×22	E3 (A)	曲げ Mz	2.8	295.0	0.13	OK
				曲げ My	0.0	295.0		
				圧縮 N	23.9	202.7		
				せん断 Qz	0.0	170.3		
				せん断 Qy	0.2	170.3		

*1：燃料取扱機の位置を示す

(3)　原子炉建屋接合部の構造強度に対する検討

1)　許容耐力の算定

燃料取扱機支持用架構の原子炉建屋上の支点は接着系アンカーボルトを用いて一体化が図られる。接着系アンカーボルトの許容耐力は「各種合成構造設計指針・同解説」に従い，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて下式によって求め，計算結果を表 2.3.1-9 に示す。

$$p_a = \min(p_{a1},\ p_{a3})$$
$$q_a = \min(q_{a1},\ q_{a2},\ q_{a3})$$

ここで，

p_a　：接着系アンカーボルトの許容引張力

p_{a1}　：アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力

p_{a3}　：付着力により決まる許容引張力

q_a　：接着系アンカーボルトの許容せん断力

q_{a1}　：アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力

q_{a2}　：躯体の支圧強度により決まる許容せん断力

q_{a3}　：躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2.3.1-9　接着系アンカーボルトの許容耐力

箇所			シェル壁上端（F1，F2）	南側外壁(F3)
高さ		m	G.L.+29.92	G.L.-0.40～G.L.+8.70
鋼材種類			M27	D25
			SNR490B	SD345
埋め込み長さ		mm	700	450
アンカーボルトの間隔		mm	300	400
長期	許容引張力(p_{aL})	kN/本	58	51
	許容せん断力(q_{aL})	kN/本	53	58
短期	許容引張力(p_{aS})	kN/本	116	102
	許容せん断力(q_{aS})	kN/本	104	116

2)　シェル壁上端位置の検討

燃料取扱機支持用架構とシェル壁との接合部の概要を図 2.3.1-4 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-10 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

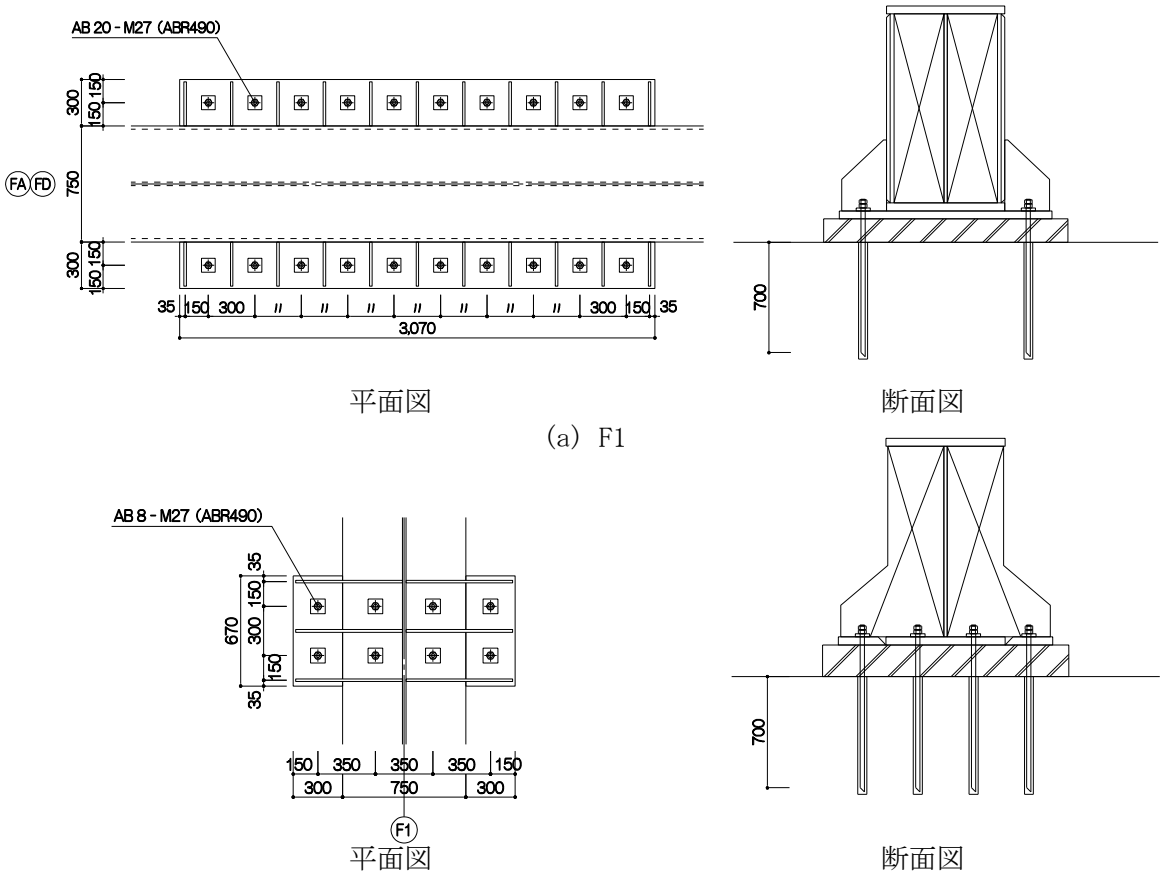


図 2.3.1-4　シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-10　　シェル壁上端位置の検討結果

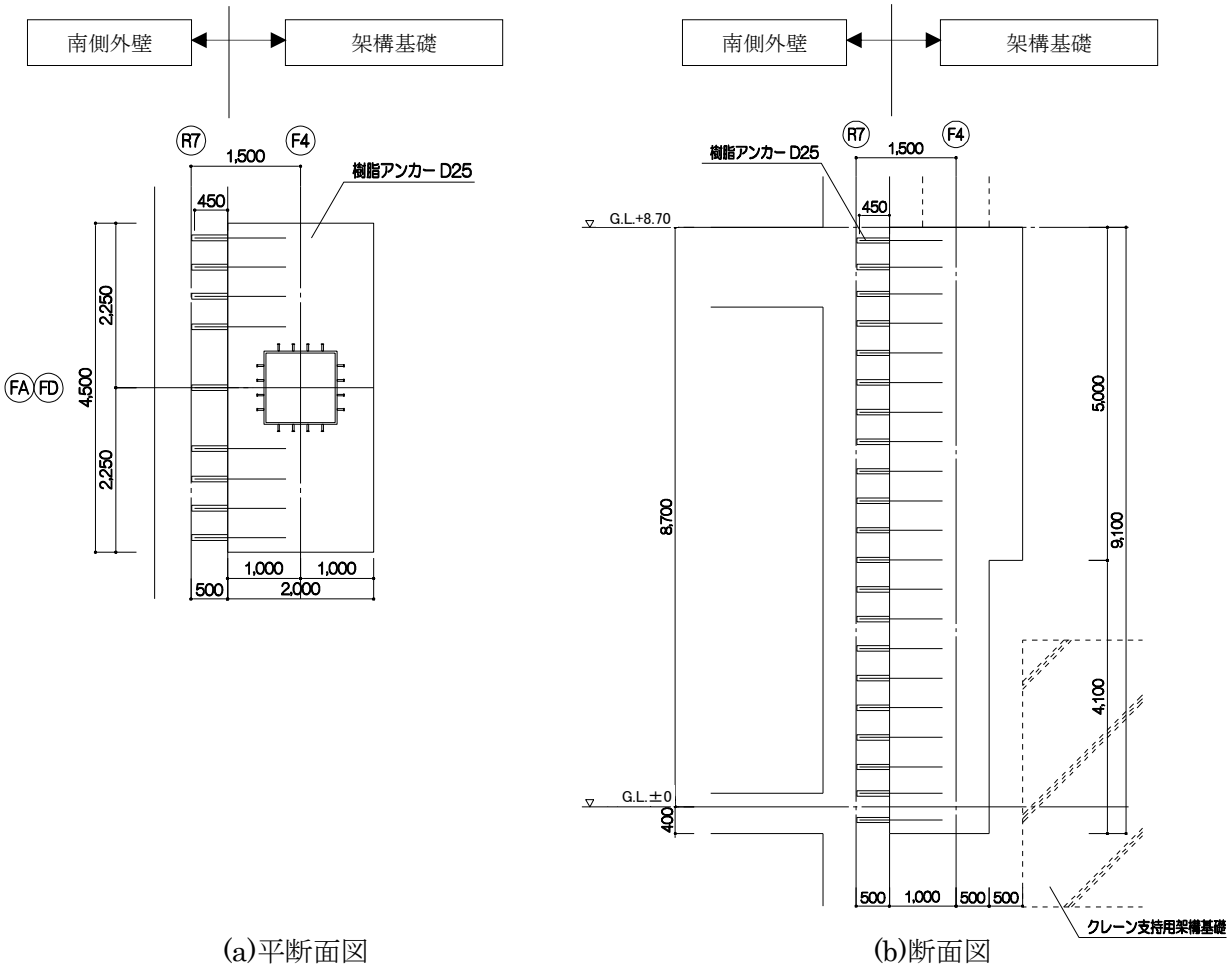
検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数) *1	荷重ケース (位置) *2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	C (B)	0	41	1160	1060	0.04	OK
	E2 (B)	0	669	2320	2080	0.33	OK
F2 (8)	C (A)	0	10	464	424	0.03	OK
	E3 (A)	0	94	928	832	0.12	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数
*2：燃料取扱機の位置を示す

3)　南側外壁位置の検討

燃料取扱機支持用架構と南側外壁との接合部の概要を図 2.3.1-5 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-11 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。



(a)平断面図　　(b)断面図

図 2.3.1-5　南側外壁位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-11　南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (ｱﾝｶｰ本数)*1	荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	C (A)	552	2622	1224	5742	0.46	OK
	E1 (A)	951	2613	2448	11484	0.39	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	C (A)	24	2622	765	5742	0.46	OK
	E3 (A)	412	4049	1530	11484	0.36	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

*2：燃料取扱機の位置を示す

(4)　原子炉建屋の構造強度に対する検討

1)　検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では，当該躯体建設時の設計用応力*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が，許容応力度以下になることを確認する。ここで，燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから，検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は，架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお，シェル壁については G.L.+8.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

*1：原子炉建屋全体重量は，瓦礫撤去の効果（－39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（＋6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり，地震時応力は低減されるが，安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

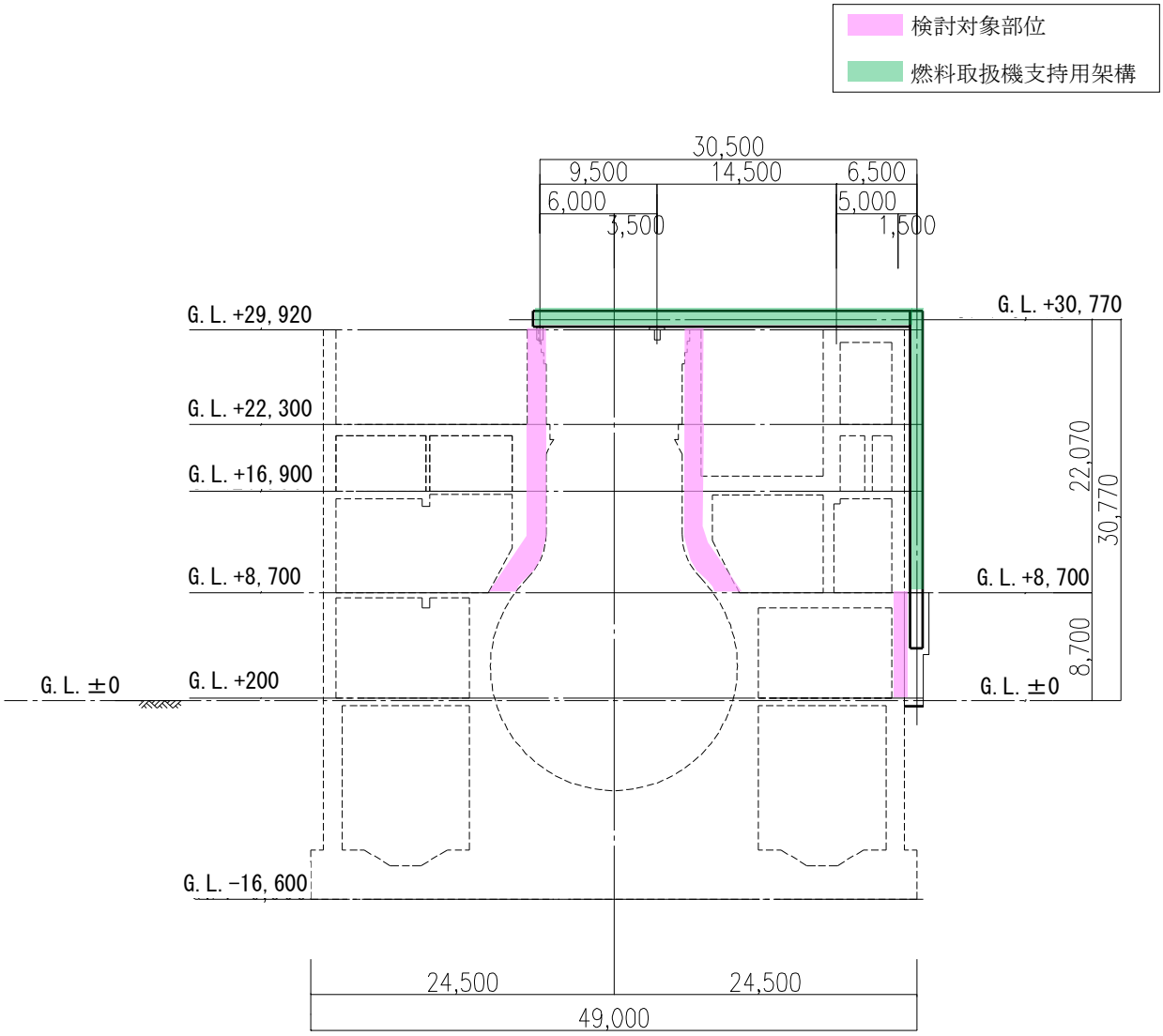


図 2.3.1-6　既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2) 断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い，設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて行う。

シェル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に，せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に，面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。また，燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は，建設時の設計用応力の 10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12　シェル壁の断面検討結果(1)
(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

G.L. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 a_t(cm²/m) P_g(%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+29.92～ +22.30	1.50	a_t=87.7 P_g=1.16	58.1	2.0	0.17	OK
+22.30～ +16.90	1.85	a_t=87.7 P_g=0.94	80.1	3.4	0.24	OK
+16.90～ +8.70	2.08	a_t=171.0 P_g=1.64	64.3	3.7	0.19	OK

表 2.3.1-13　シェル壁の断面検討結果(2)
(せん断に対する検討)

G.L. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 a_t(cm²/m) P_g(%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+29.92～ +22.30	1.50	a_t =87.7 P_g =1.16	86.3	0.26	OK
		a_t =76.0 P_g =1.01	99.1	0.29	OK
+22.30～ +16.90	1.85	a_t =87.7 P_g =0.94	117.1	0.34	OK
		a_t =76.0 P_g =0.82	134.2	0.39	OK
+16.90～ +8.70	2.08	a_t =171.0 P_g =1.64	125.0	0.37	OK
		a_t =171.0 P_g = 1.64	125.0	0.37	OK

表 2.3.1-14　南側外壁の断面検討結果(1)
(面内方向)

G.L. (m)	壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 P_g (%)	せん断 鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント 鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+8.70 ～ +0.20	1.00	2-D32@200 P_g=0.79 2-D32@200 P_g=0.79	278.5	0.0	2.0	0.81	OK

表 2.3.1-15　南側外壁の断面検討結果(2)
(面外方向)

G.L. (m)	壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 P_g (%)	せん断 ｺﾝｸﾘｰﾄの最大 せん断応力度 τ_s (N/mm²)	せん断 応力 度比 τ_s / f_s	せん断 判定	曲げモーメント 鉄筋の最大 引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント ｺﾝｸﾘｰﾄの最大 圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	曲げモーメント 応力 度比 σ_t / f_t	曲げモーメント 判定
+8.70 ～ +0.20	1.00	2-D32@200 P_g =0.79	0.1	0.10	OK	110.8	2.1	0.33	OK

2.3.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して燃料取扱機支持用架構及び原子炉建屋の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

(2)　原子炉建屋の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss（図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)参照）とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。

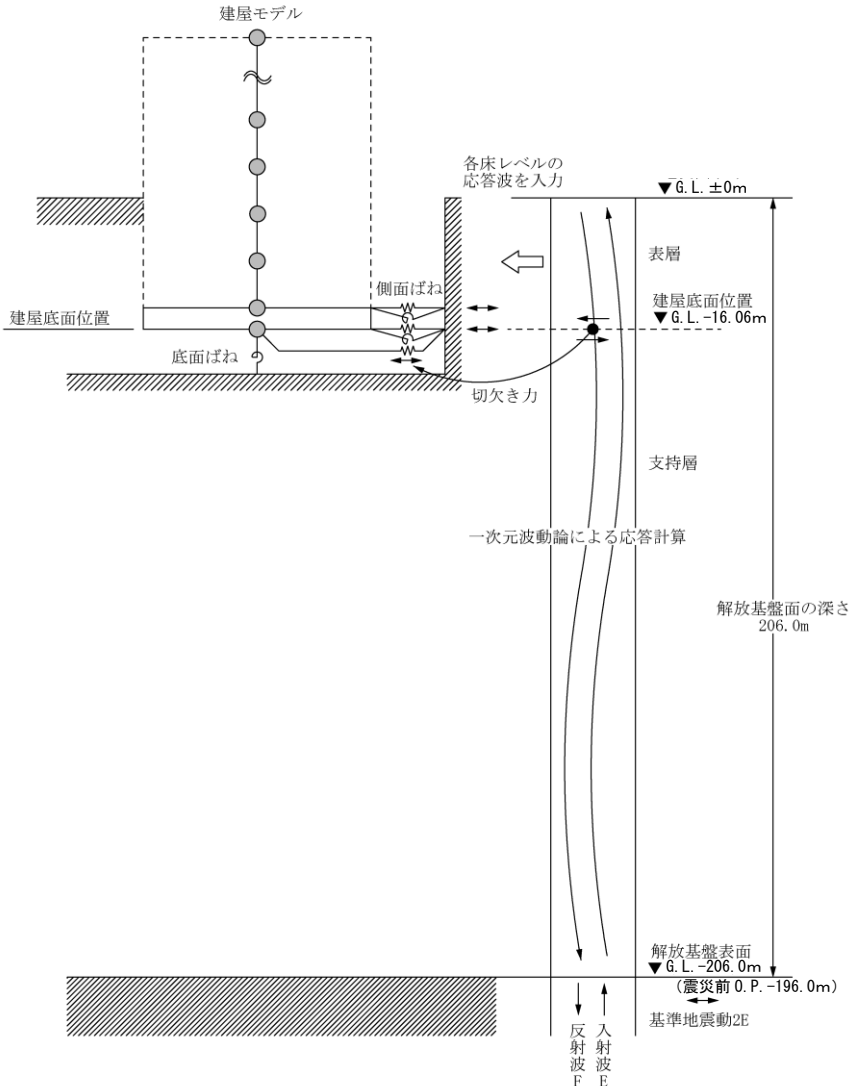


図 2.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 2.3.2-2 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）に示される内容に，使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事，瓦礫撤去及び新規に設置する燃料取扱機支持用架構の重量を考慮した。解析諸元を表 2.3.2-1(1)及び表 2.3.2-1(2)に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。地盤定数の設定結果を表 2.3.2-2 に示す。基礎底面の地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

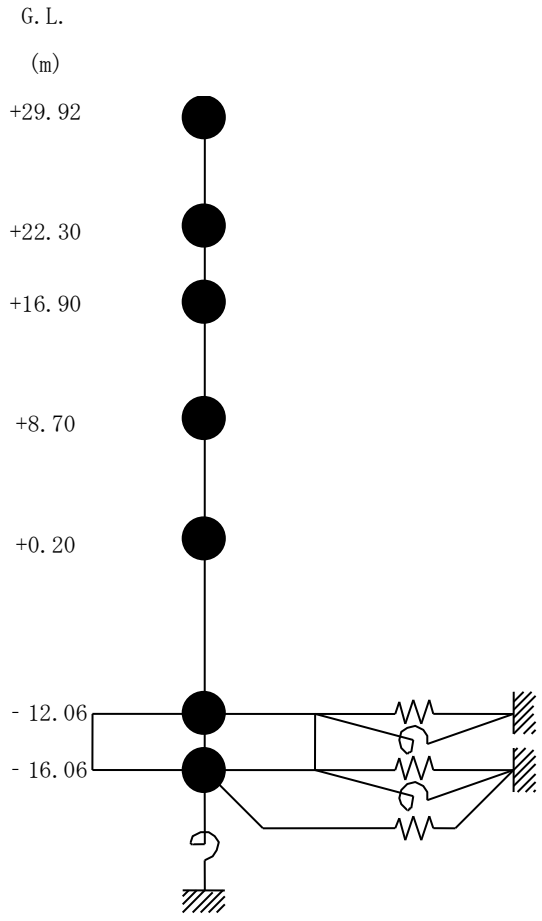


図 2.3.2-2　原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2.3.2-1(1)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

G.L.(m)	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	77700	141.73		
			150.8	13068
+22.30	88770	163.44		
			103.4	15942
+16.90	122210	224.92		
			223.4	45026
+8.70	127700	244.14		
			175.4	46774
+0.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-12.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-16.06	132390	264.88		
合計	1044780			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

(b)水平（EW）方向

G.L.(m)	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	77700	78.78		
			90.4	6491
+22.30	88770	91.66		
			105.8	6388
+16.90	122210	224.92		
			167.5	32815
+8.70	127700	232.88		
			166.4	46303
+0.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-12.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-16.06	132390	346.27		
合計	1044780			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/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）

G.L. (m)	質点重量 W（kN）	軸断面積 A_N（m^2）	軸ばね剛性 K_A（$\times 10^8$ kN /m^2）
+29.92	77700		
		222.6	7.41
+22.30	88770		
		218.1	10.58
+16.90	122210		
		380.4	11.92
+8.70	127700		
		340.6	10.30
+0.20	208960		
		654.7	13.72
-12.06	287050		
		2812.6	180.71
-16.06	132390		
合計	1044780		

ヤング係数 Ec	2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%

表 2.3.2-2　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

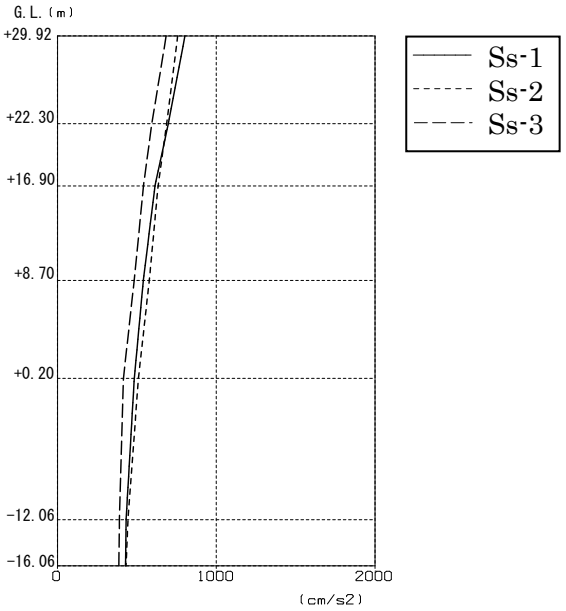
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

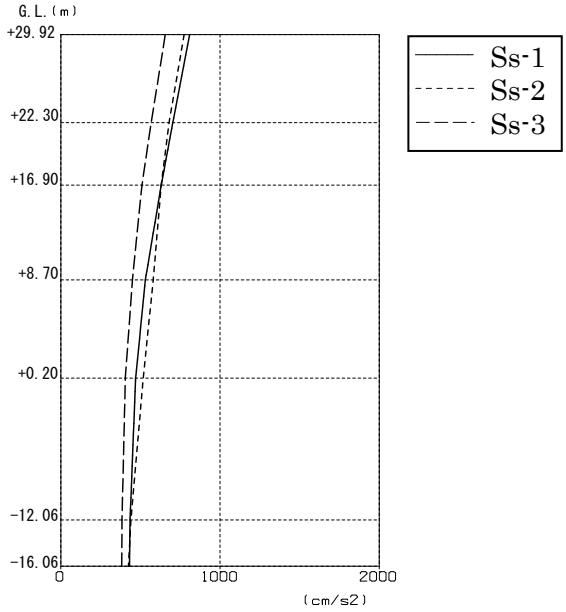
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

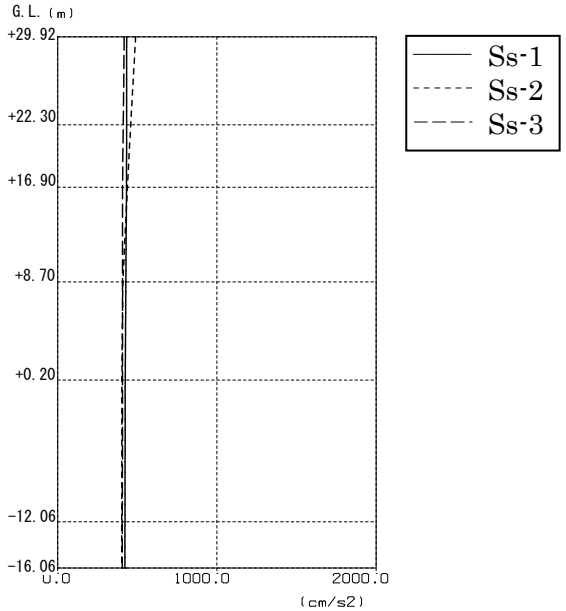
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2.3.2-3 に示す。



(a)水平（NS）方向



(b)水平（EW）方向



(c)鉛直方向

図 2.3.2-3　原子炉建屋の最大応答加速度分布

(3)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機支持用架構への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの原子炉建屋 G.L.+29.92m と G.L.+8.70m の時刻歴応答変位を用い，水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に，層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

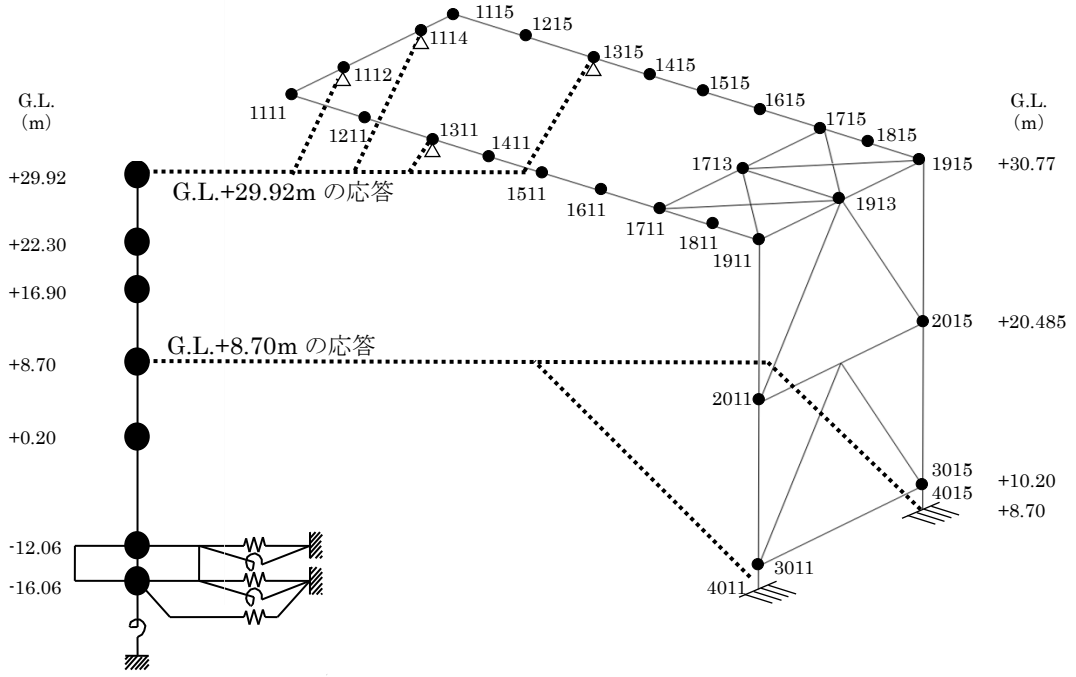


図 2.3.2-4　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

G.L.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
+30.77	1111	57
	1211	89
	1311	79
	1411	68
	1511	68
	1611	68
	1711	78
	1811	62
	1911	97
	1115	57
	1215	89
	1315	79
	1415	68
	1515	68
	1615	68
	1715	78
	1815	62
	1915	97
	1112	46
	1114	46
	1713	37
	1913	94
	9001	49
	9002	49
	9003	49
	9004	49
	9501	184
	9502	184
	9601	184
	9602	184
+20.485	2011	149
	2015	149
+10.20	3011	94
	3015	94
合　計		2973

3)　波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4　層間変形角の検討結果

G.L. (m)	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
+20.485～+30.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706	1/75	OK
+8.70～+20.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5　耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	C1	□-1000×1000×25×25	Ss-1	NS	Mz/Muz	0.01	OK
					My/Muy	0.10	
					Qz/Quz	0.03	
					Qy/Quy	0.01	
梁	G1	B□-1300×750×22×50	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.12	OK
					My/Muy	0.06	
					Qz/Quz	0.02	
					Qy/Quy	0.09	
ブレース	V1	□-450×450×22	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.02	OK
					My/Muy	0.02	
					Qz/Quz	0.01	
					Qy/Quy	0.01	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値　Q_{uz}：部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値　Q_{uy}：部材 y 軸方向のせん断耐力

(4) 原子炉建屋接合部の耐震性に対する検討

接着系アンカーボルトの耐震性の検討は，短期許容引張力及び短期許容せん断力を許容耐力とし，応力度比が 1 以下になることを確認する。

1) シェル壁上端位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-6 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-6 シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 p_a (kN)	短期 許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	Ss-1	NS	0	1105	2320	2080	0.54	OK
F2 (8)	Ss-1	EW	104	168	928	832	0.21	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

2) 南側外壁位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-7 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (ｱﾝｶｰ本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 p_a (kN)	短期 許容せん断力 q_a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	Ss-1	NS	1568	3214	2448	11484	0.65	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	Ss-1	EW	863	5793	1530	11484	0.57	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

(5)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1）検討方針

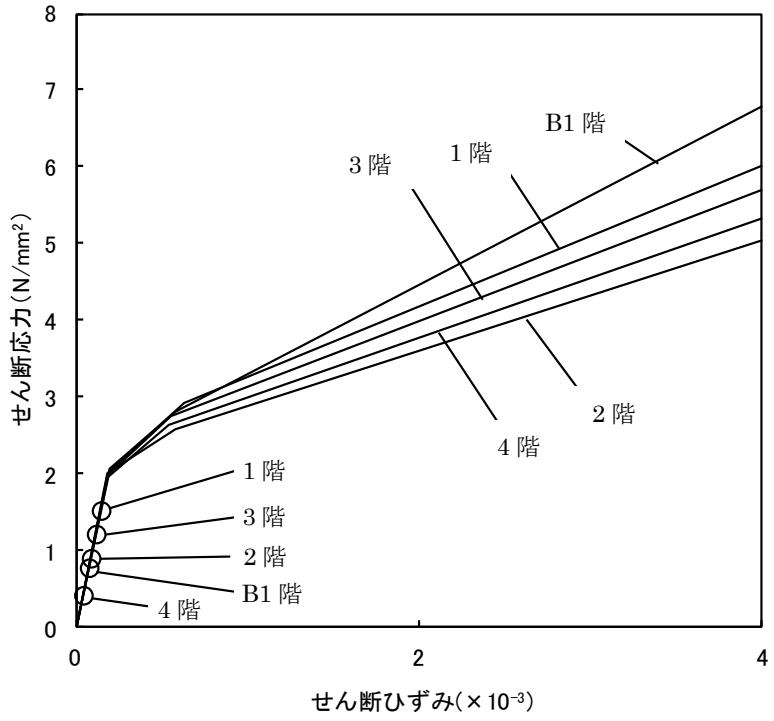
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

ここで，耐震壁のせん断ひずみは，「(2)原子炉建屋の地震応答解析」で実施した地震応答解析結果の値とする。

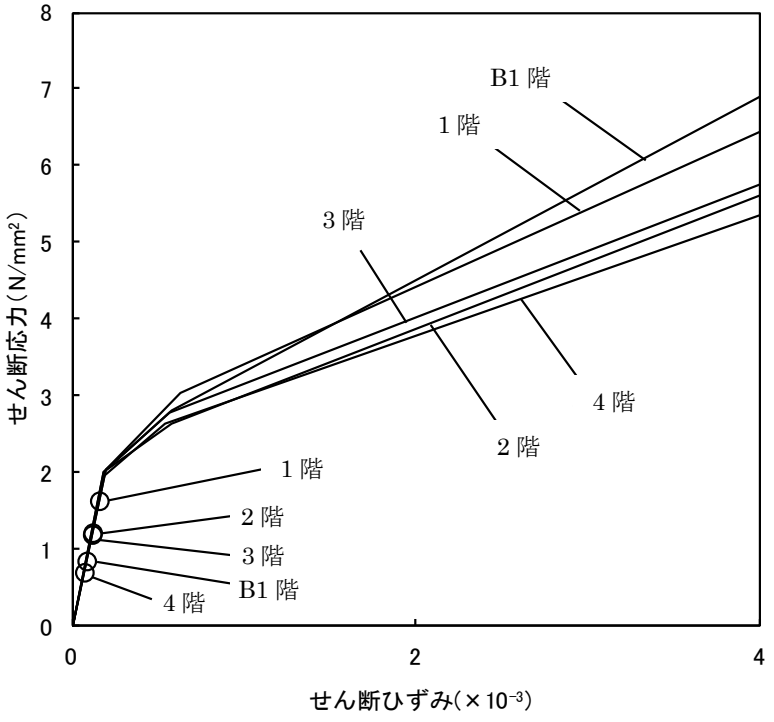
2）検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 2.3.2-5 から図 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。

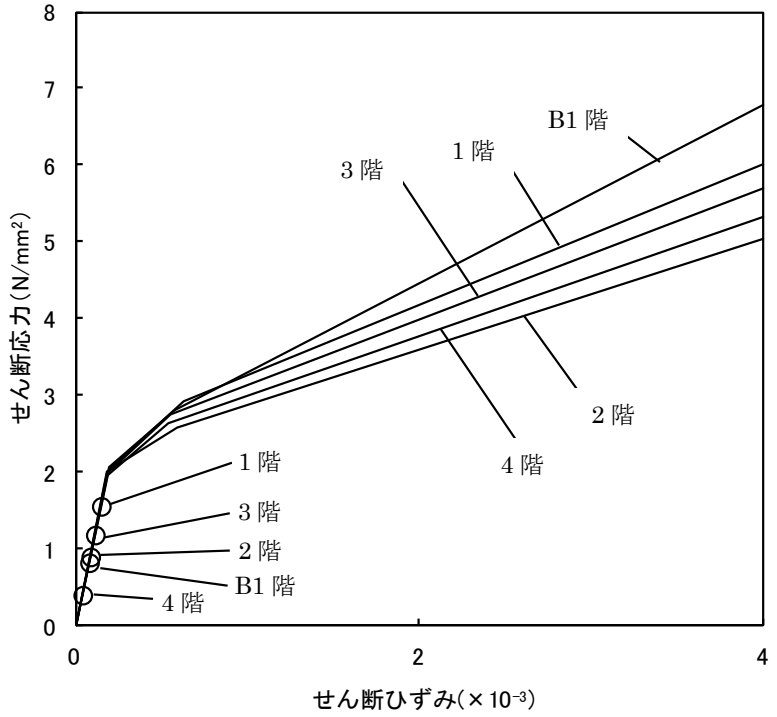


(a)NS 方向

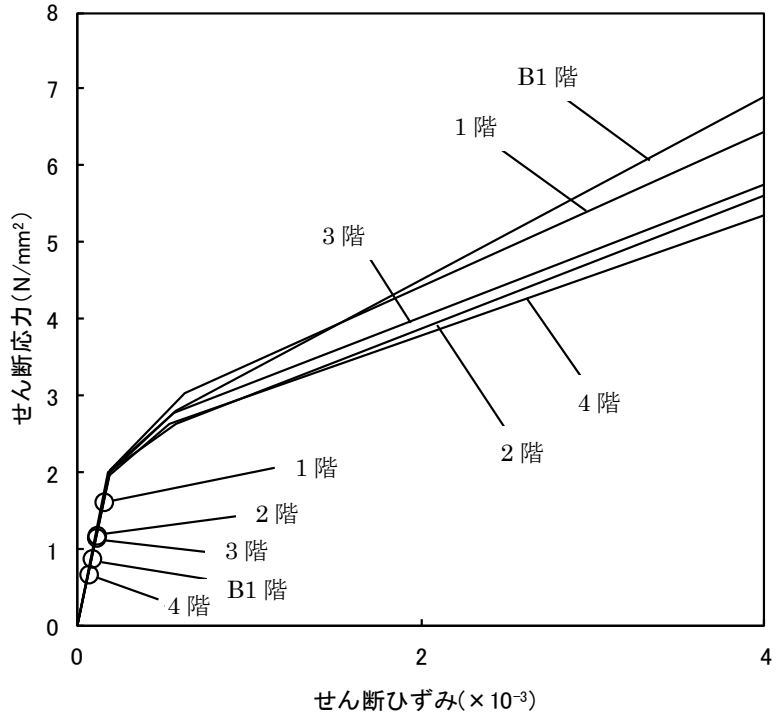


(b)EW 方向

図 2.3.2-5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

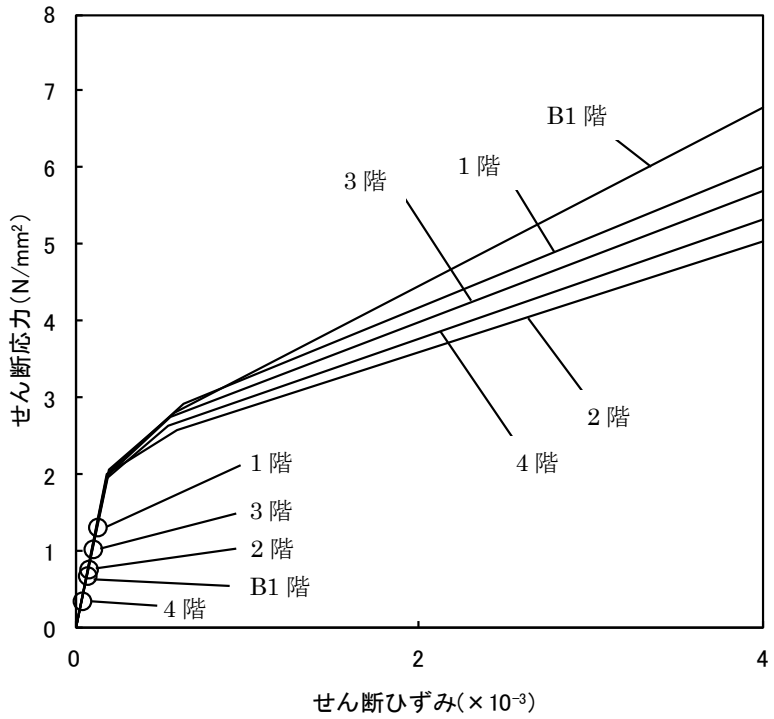


(a)NS 方向

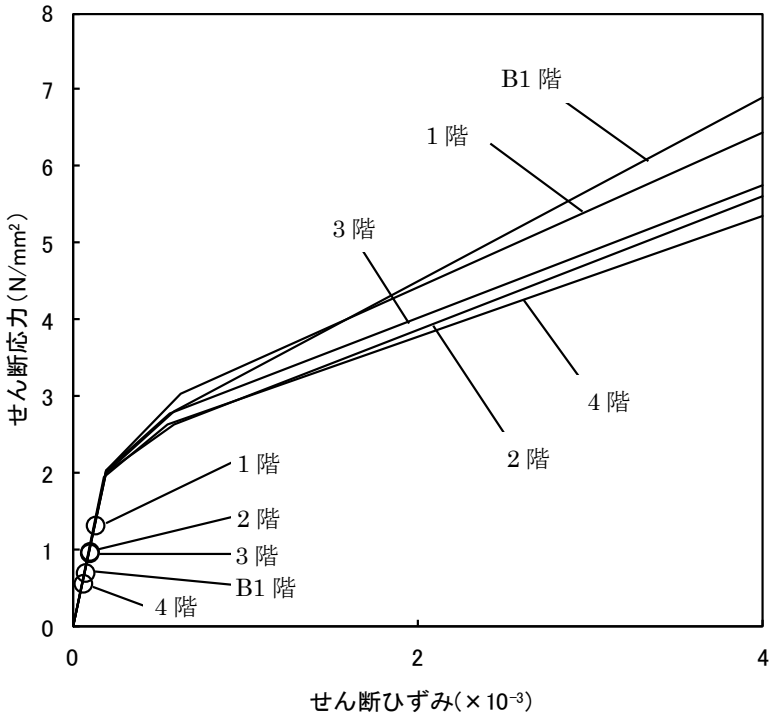


(b)EW 方向

図 2.3.2-6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）



(a)NS 方向



(b)EW 方向

図 2.3.2-7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

3.　3 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

3.1　概要

3.1.1　一般事項

3 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり，構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，架構の損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

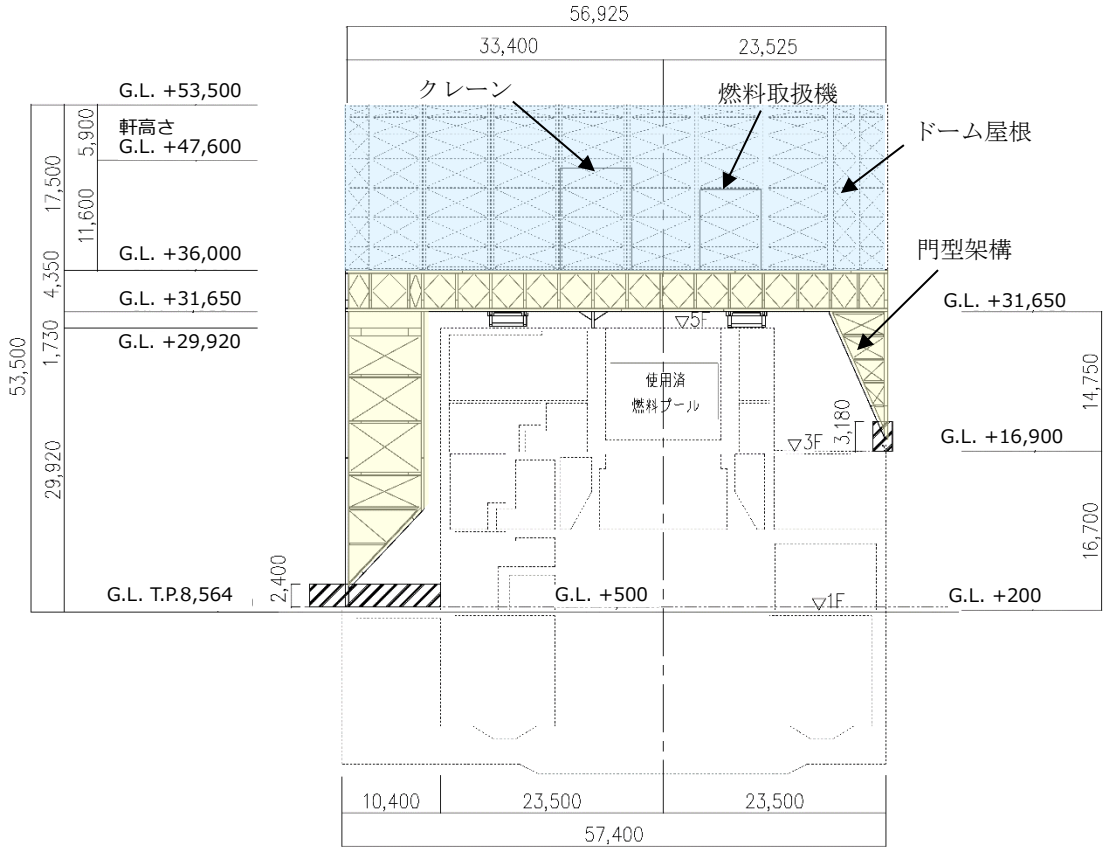


図 3.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行)
(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
(7) 現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002) （日本建築学会，2002 制定）
(8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

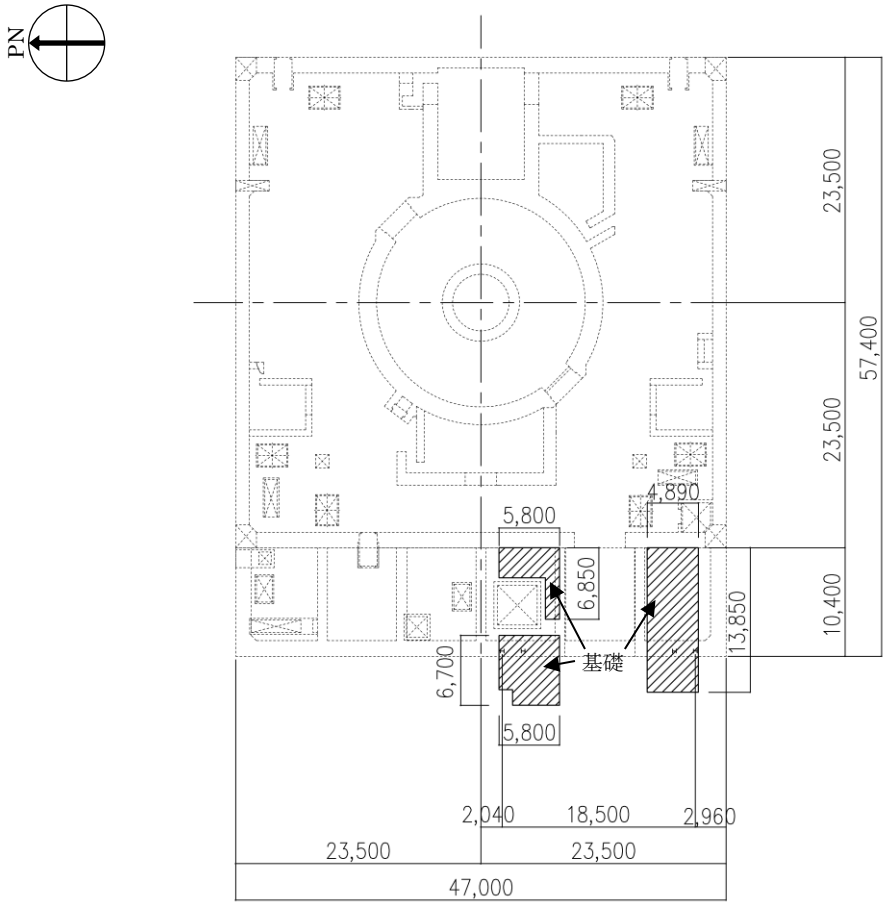
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会　原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)

3.1.2　構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で，南北方向に 18.50m，東西方向に 56.925m，地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で，構造種別は鉄骨造である。

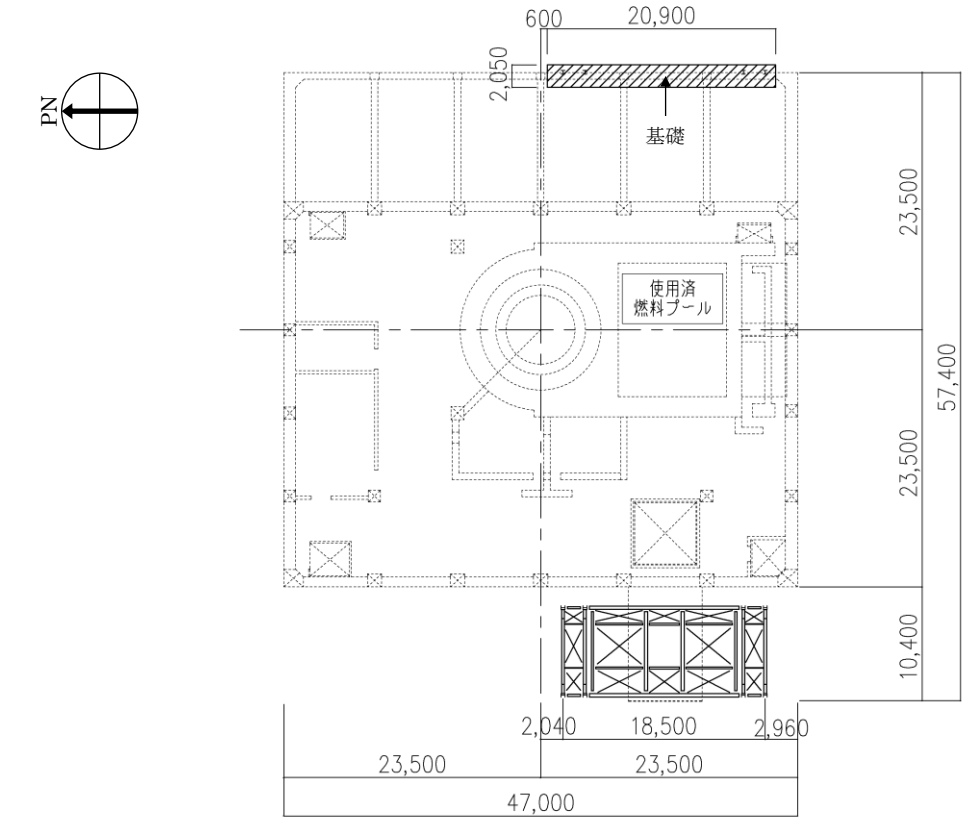
燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋の 1 階，3 階及び 5 階に支持される構造である。なお，5 階の原子炉建屋躯体支持点においては，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。

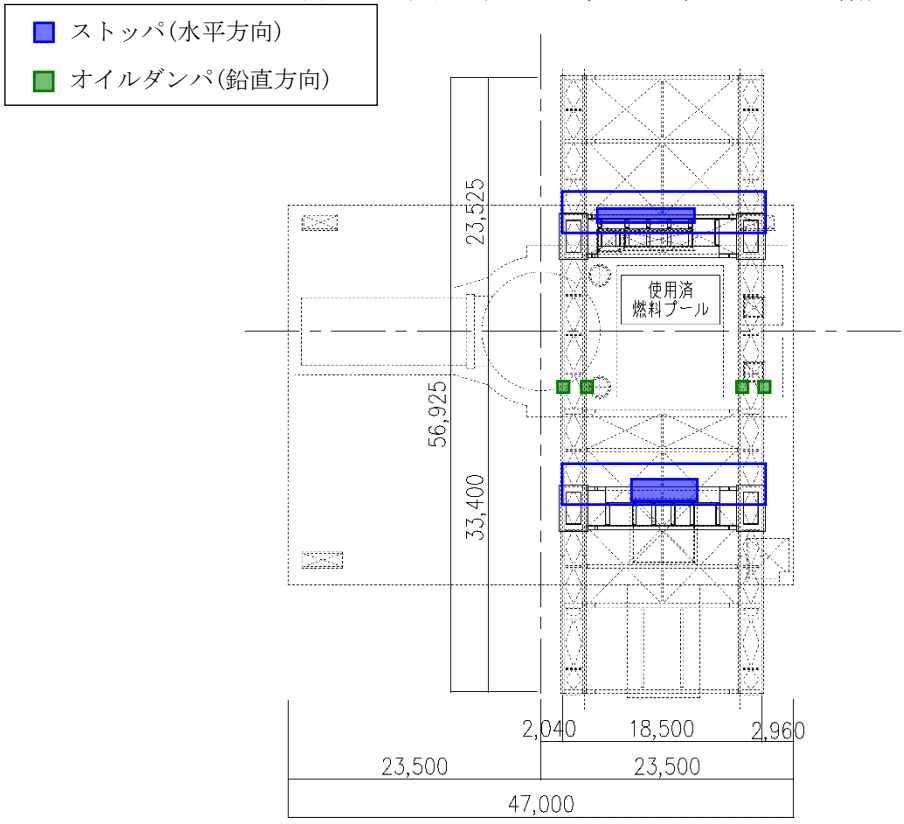


(a) 基礎伏図（G.L.+500　原子炉建屋 1 階レベル+300mm）

図 3.1.2-1　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

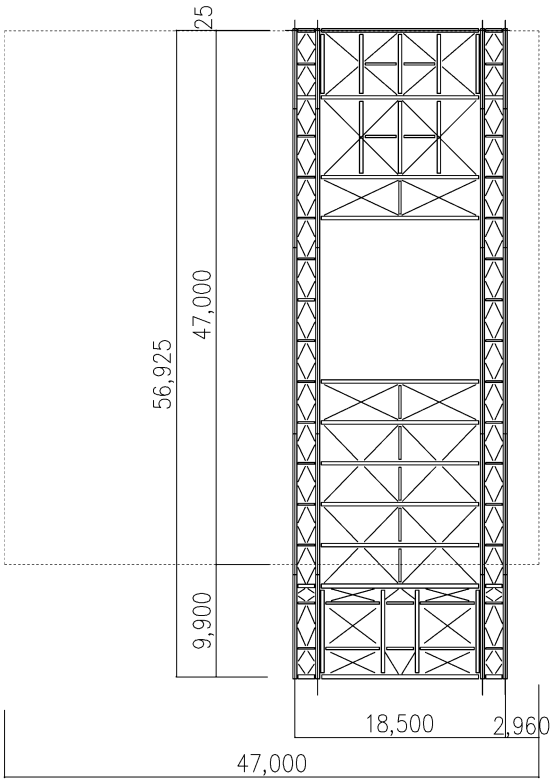


(a) 基礎伏図 (G.L.+16,900　原子炉建屋 3 階)

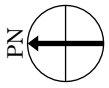


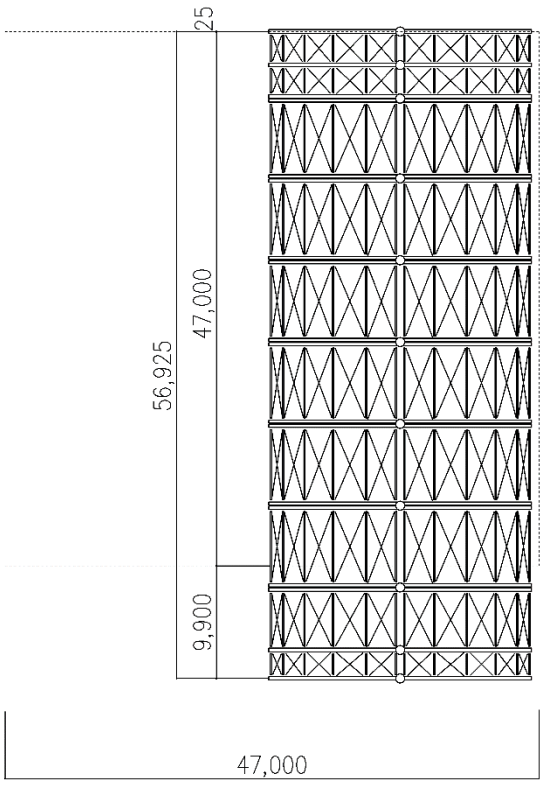
(b)梁伏図 (G.L.+29,920　原子炉建屋 5 階)

図 3.1.2-2　燃料取り出し用カバーの概要 (単位：mm)



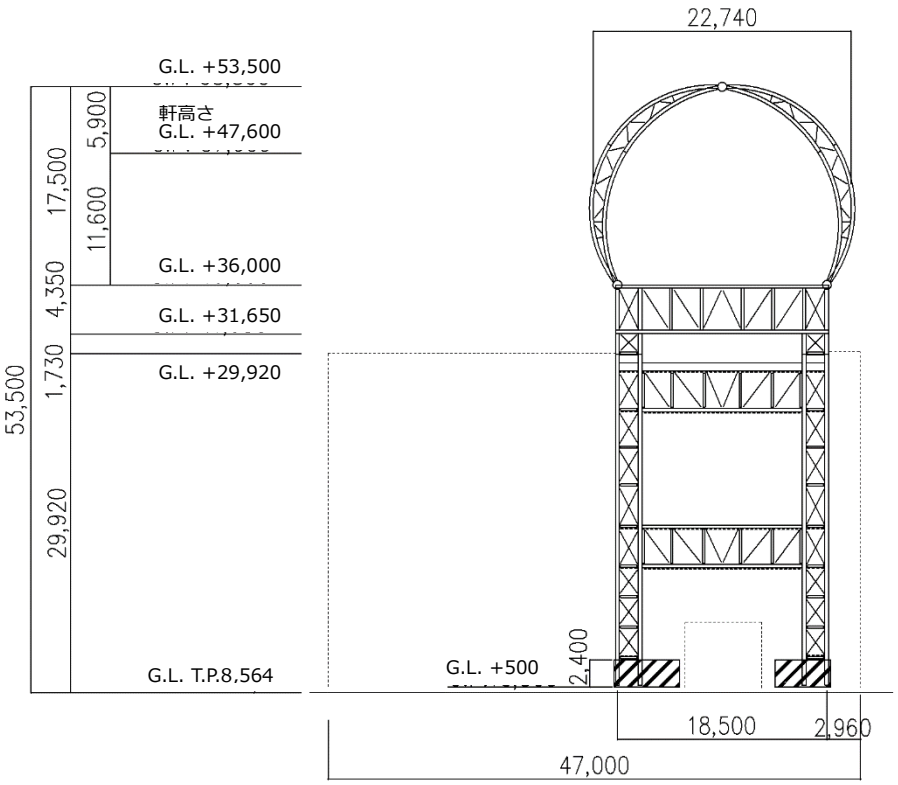
(a)架構ガーダー部平面図(G.L.+36,000)



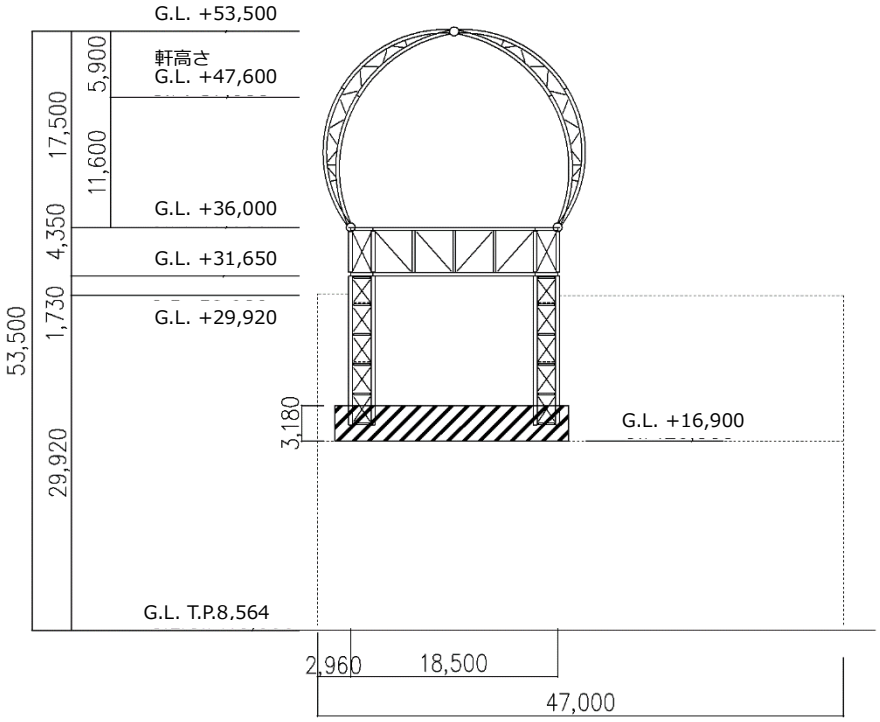


(b)屋根伏図

図 3.1.2-3　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

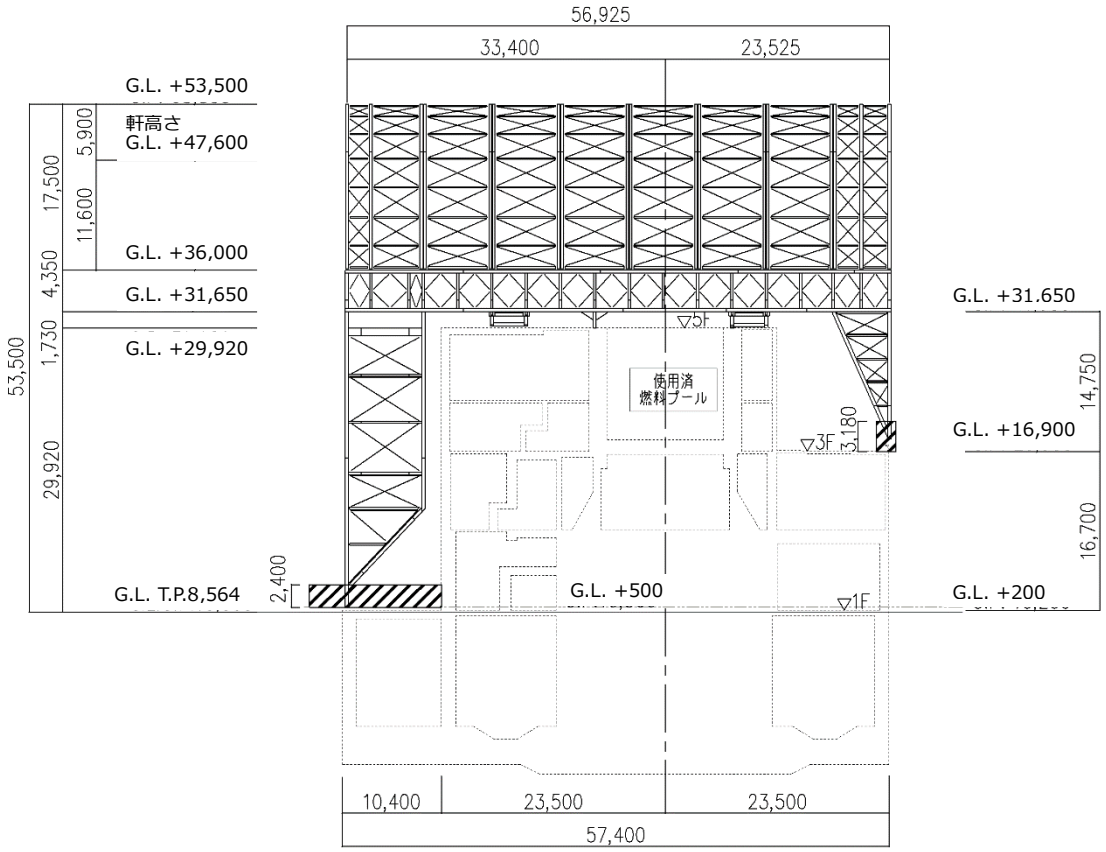


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3.1.2-4　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）



(a)南軸組図

図 3.1.2-5　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

3.1.3　検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

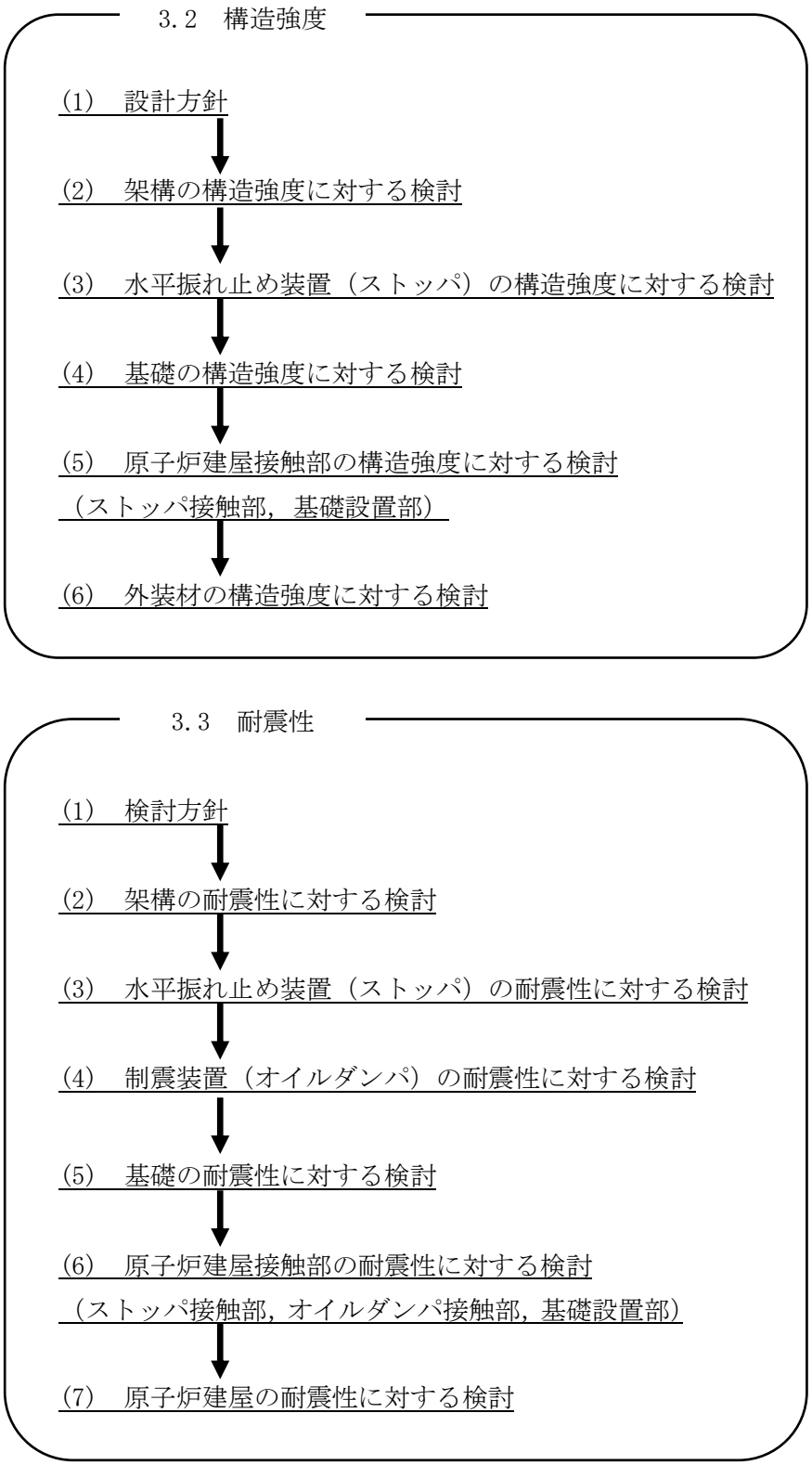


図 3.1.3-1　燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，門型架構及びドーム屋根，水平振れ止め装置（ストッパ），基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基　　礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm^2）

設計基準強度＝24	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	－	0.73	16.0	－	1.095

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm^2）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B，STK490	325	
－	STKT590	440*	

＊：　「JIS G 3474-2008」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱設備による荷重を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　燃料取扱設備荷重一覧表

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^2/cm

・風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

＊：　建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，G.L.-12.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し，算定結果を表 3.2-5 及び表 3.2-6 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi ：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取り出し用カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と遮へい体及び燃料取り出し用カバーを新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 3.2-4 に示す。

表 3.2-4　原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*	1092200
瓦礫撤去による軽減重量	-24640
遮へい体設置による付加重量	+18000
燃料取り出し用カバー等の付加重量	+44750
燃料取り出し用カバー設計用原子炉建屋全体重量	1130310

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量の総計

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

Rt ：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 ：標準せん断力係数（C_0=0.2）

i 層の水平震度 ki は，下式によって算定する。

$$Pi=Q_i-Q_{i-1}$$

$$ki=Pi/wi$$

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震力の差（kN）

wi：各階重量（kN）

表 3.2-5　原子炉建屋の水平震度の算定結果（NS 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	+29.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	+29.92～+22.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	+22.30～+16.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	+16.90～+8.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	+8.70～+0.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	+0.20～-12.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6　原子炉建屋の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	+29.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	+29.92～+22.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	+22.30～+16.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	+16.90～+8.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	+8.70～+0.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	+0.20～-12.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 1 階，3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし，水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は，建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7　水平地震力の算定結果

標高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)
+53.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
+36.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
+16.90	200	0.286	57	0.272	54
+0.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3.2-1 に，荷重組合せを表 3.2-8 に示す。

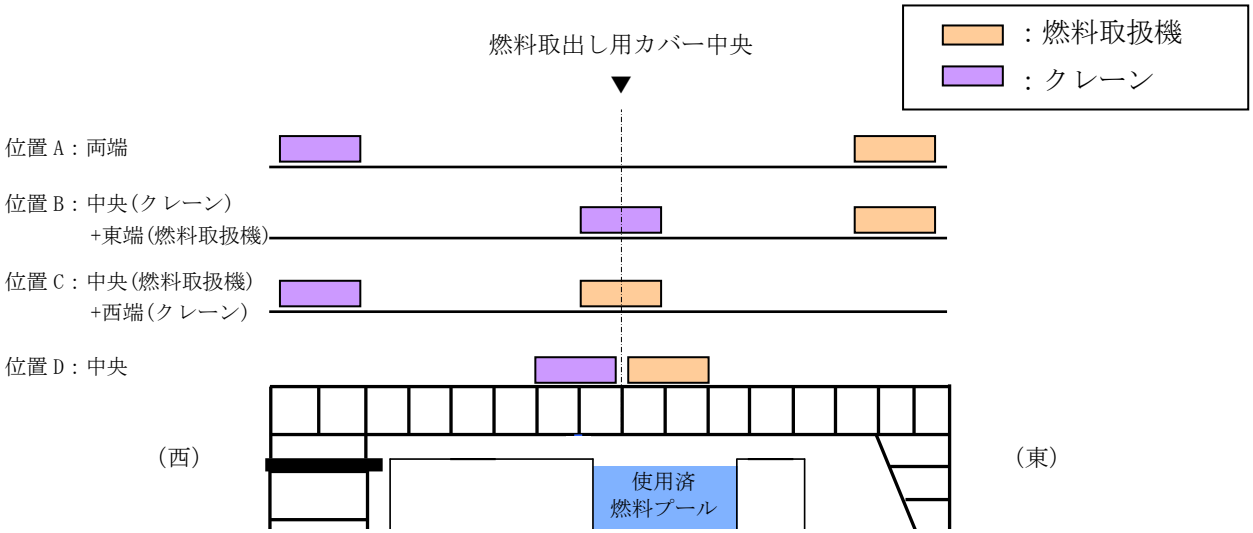


図 3.2-1　燃料取扱設備の位置

表 3.2-8　燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS) *2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS) *2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW) *2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW) *2	

＊1：吊荷荷重は，常時，積雪時及び暴風時は図 3.2-1 に示すクレーンの位置，地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

＊2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

＊3：短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時の架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

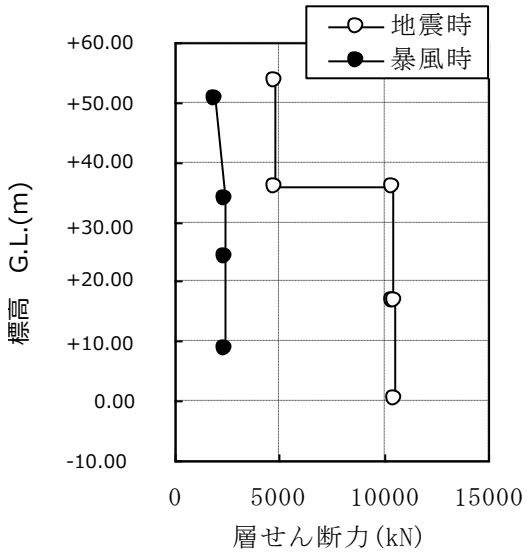


図 3.2-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3.2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。

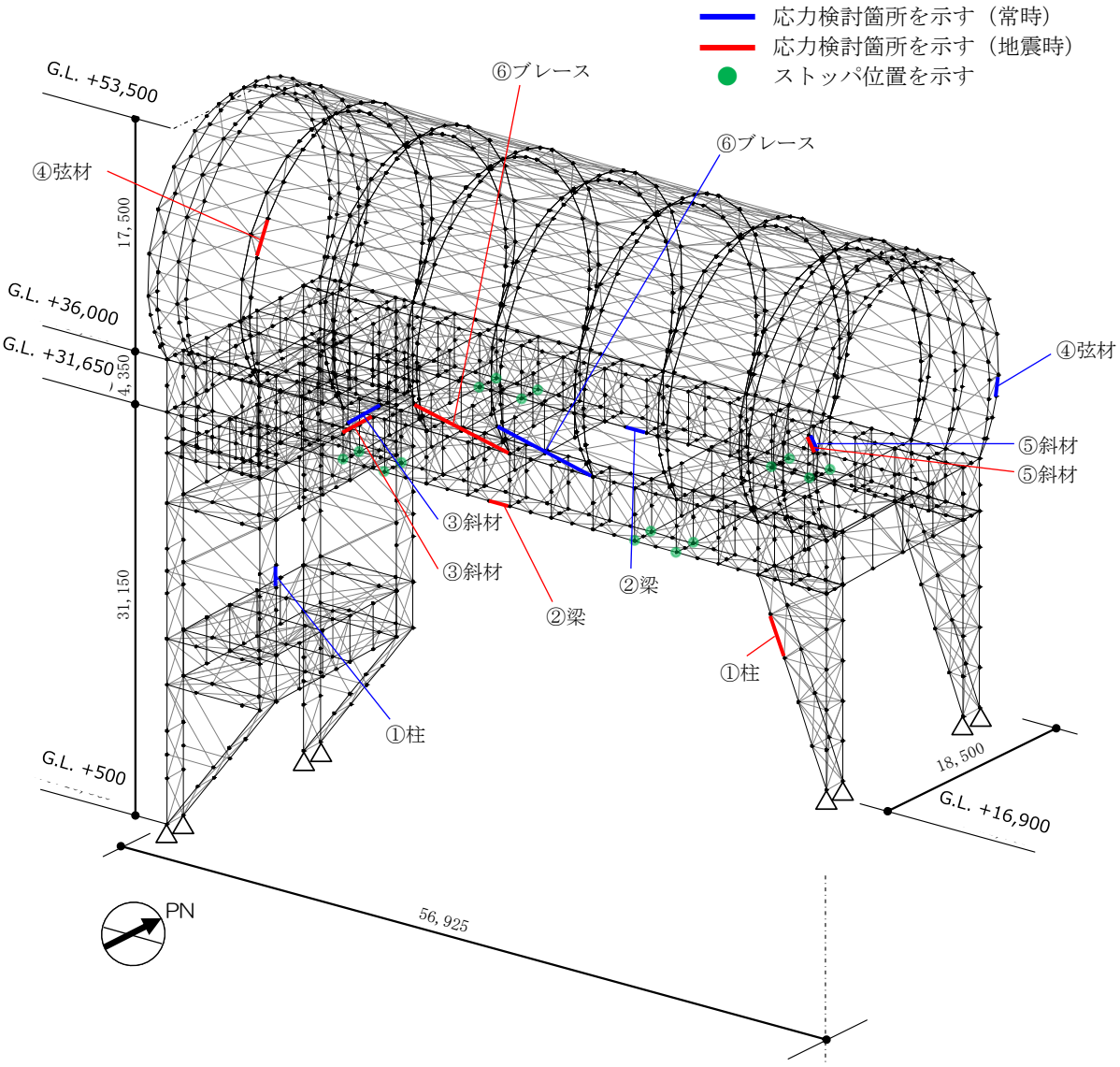


図 3.2-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力に対して下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　　$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　　$\frac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

ここで，　　σ_c，σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

表 3.2-9 及び表 3.2-10 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-9　断面検討結果（常時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース （位置）*2	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O.K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 〈STKT590〉	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O.K.

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

表 3.2-10　断面検討結果（地震時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O.K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O.K.

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

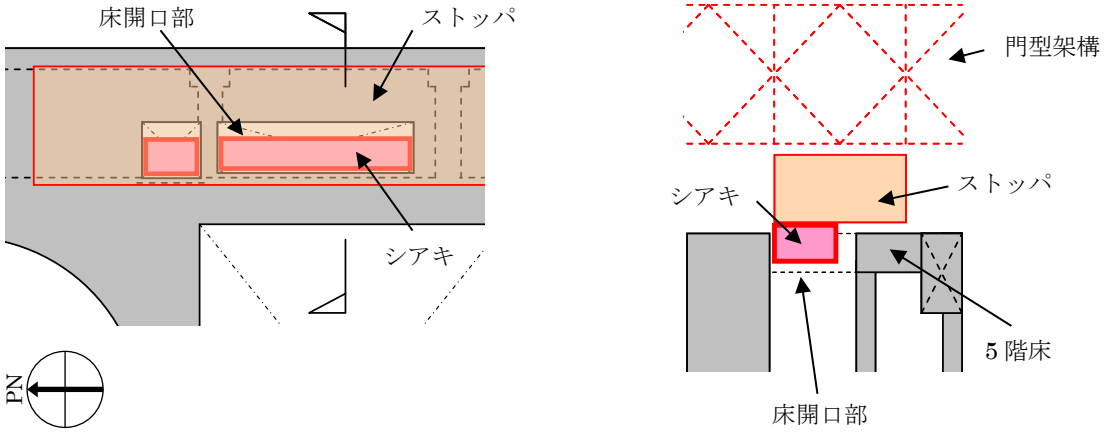
＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 2 か所に鋼製のストッパを設置し，架構に発生する水平力を，ストッパを介して原子炉建屋に支持させる。原子炉建屋へは，5 階床の床開口部に突出させた強固なシアキにより水平力を伝達させる。図 3.2-4 にストッパ概要図を示す。

ストッパについては，架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



(a)伏図　　(b)断面図

図 3.2-4　ストッパ概要図

シアキの許容せん断力は下式より算定し，表 3.2-11 に応力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに，

Qa：短期許容せん断力(kN)

A：シアキの断面積（mm^2）

f_s：短期許容せん断応力度(N/mm^2)（SM490A）

表 3.2-11　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(4)　基礎の構造強度に対する検討

架構の基礎は独立フーチング基礎とし，西側柱脚部は原子炉建屋の地下 1 階壁の直上に設置し，

東側柱脚部は原子炉建屋2階壁の直上に設置して基礎反力が原子炉建屋を介して地盤に伝わるようにする。ここでは，基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，特に先打ちコンクリート表面に処理をしない場合の後打ちコンクリートとの境界面で設定する0.6(普通コンクリートの場合)とする。

表3.2-12に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

表3.2-12　基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 （北側）	E1 (C)	1990	O.K.

＊：図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

許容摩擦力は下式より算定し，表3.2-13に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

$$V_a = \mu(N + R)$$

ここに，

Va：許容摩擦力(kN)

μ ：摩擦係数（μ=0.6）

N：基礎重量(kN)

R：基礎上端の架構の鉛直反力(kN)

表3.2-13　基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	O.K.
	E4 (D)	2430	4580	0.54	O.K.

＊：図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1)　ストッパ接触部

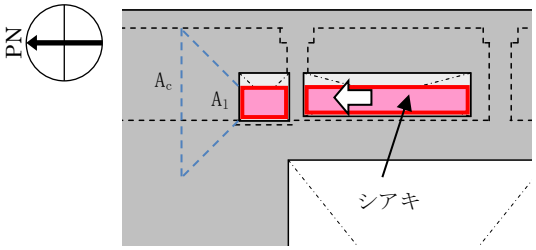
ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

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/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)

表 3.2-14　ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2 (B)	3980	10300	0.39	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル（G.L.+0.2m）で支持し，東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル（G.L.+16.9m）で支持している。基礎設置部については，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 Na は下式より算定し，表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_1 \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_L f_c$：長期許容圧縮応力度(N/mm^2)（${}_L f_c$=22.1×1/3=7.4）

${}_S f_c$：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 3.2-15　壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚（南側）	C (B)	4280	12900	0.34	O.K.
	E1 (B)	6540	25900	0.26	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　外装材の構造強度に対する検討

1)　検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお，短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

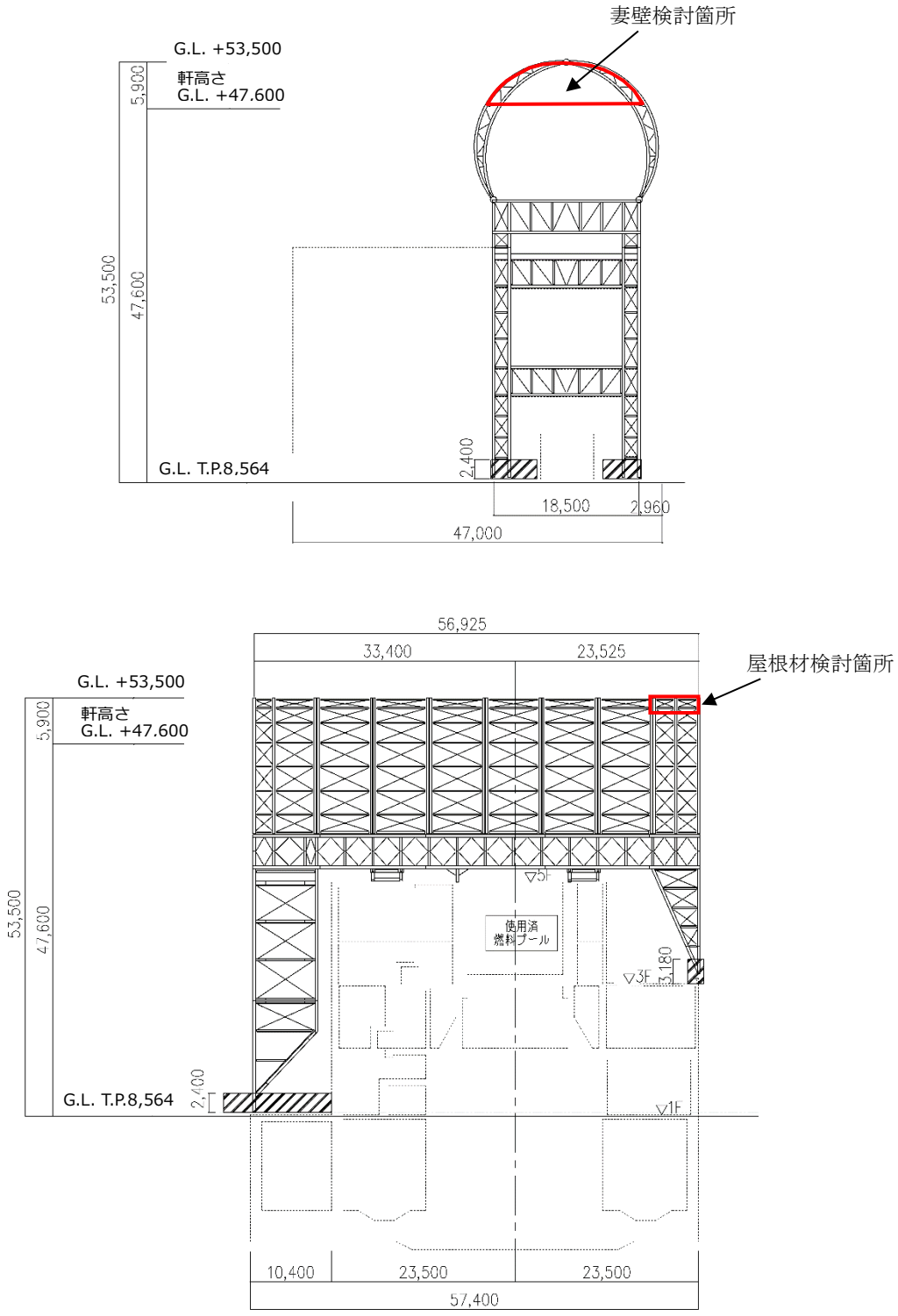


図 3.2-5　外装材検討箇所（単位：mm）

2)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 および建設省告示第 1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に，ピーク風力係数を表 3.2-17 に，風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16　速度圧の算定結果

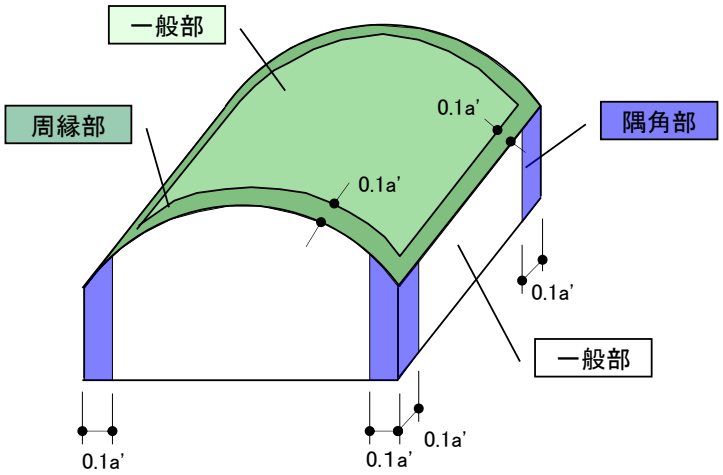
建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	30	871

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

表 3.2-17　ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面		妻壁面	
	一般部	周縁部	一般部	隅角部
50.55	-2.5	-3.2	-2.02	-2.5

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした



a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか小さな数値（30 を超えるときは，30 とする）（単位：m）

図 3.2-6　風力係数の算定箇所

3)　外装材の強度検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔はドーム屋根が 3.4m で連続支持，妻壁が 4.0m で単純支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 3.2-18 に示す。また，検討結果を表 3.2-19 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-18　屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.8	118	360	43.6(13.1*)	347	40.6(12.2*)

＊：括弧内の数値は折曲加工部を示す

表 3.2-19　応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O.K.
妻壁	109	205*	0.54	O.K.

＊：「JIS G 3321-2010」による

・応力度に対する検討

①ドーム屋根

$w = 871 \times (-3.20) = -2790 (N/m^2)$

$M = (9/128) \times w \times L^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^6 / (12.2 \times 10^3) = 189 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 189/205 = 0.93 \leqq 1.0$　　OK

②妻壁

$w = 871 \times (-2.50) = -2180 (N/m^2)$

$M = (1/8) \times w \times L^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 109 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 109/205 = 0.54 \leqq 1.0$　　OK

3.3　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は,「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.3-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（G.L.-206.0m(震災前 O.P.-196.0m)）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 3.3-2(1)及び図 3.3-2(2)に示す。

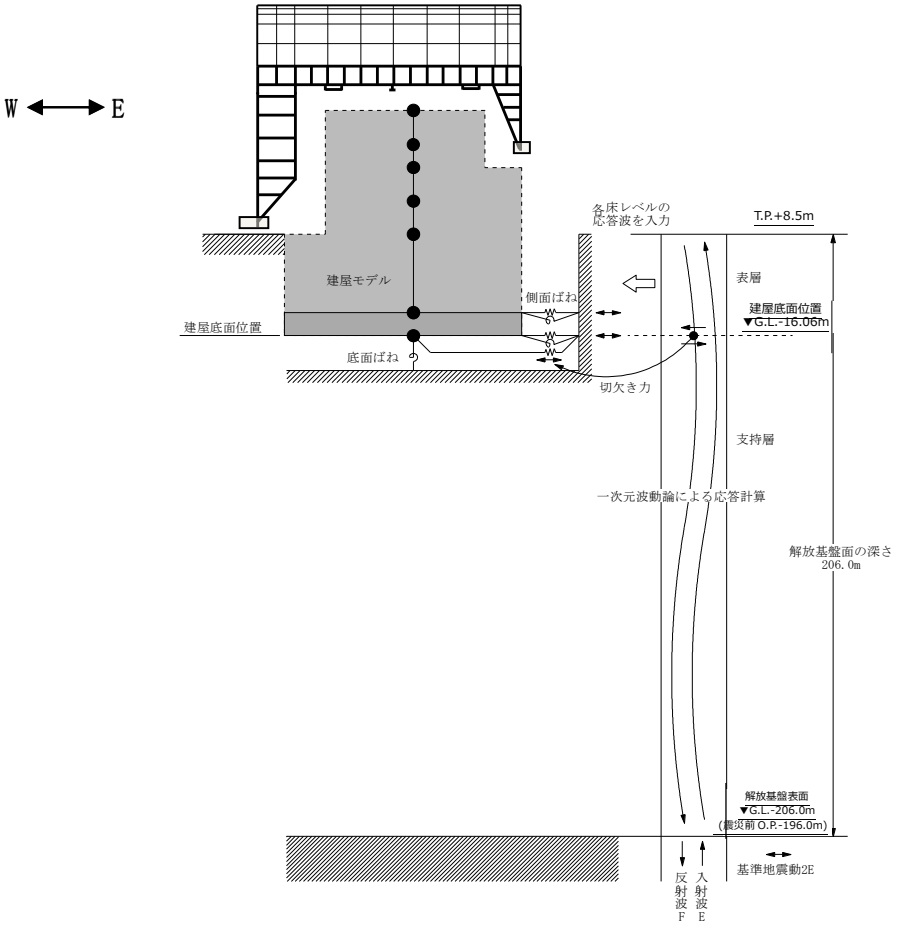
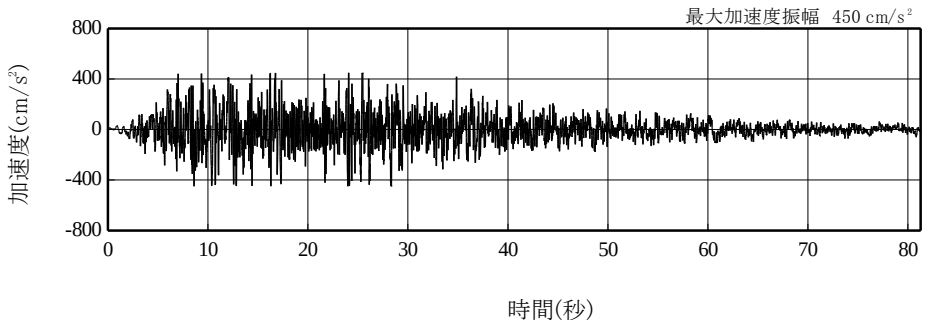
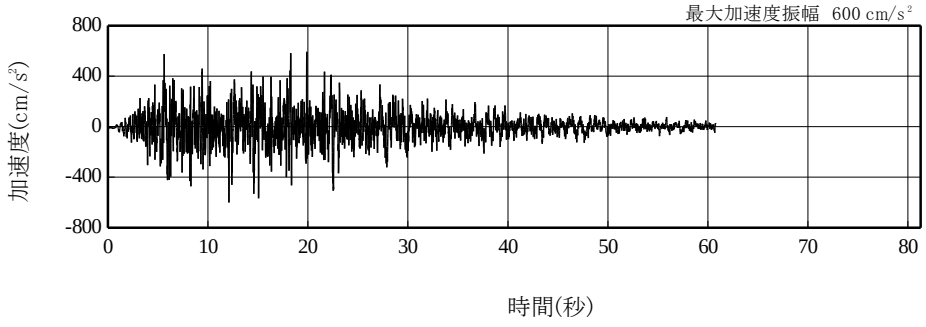


図 3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

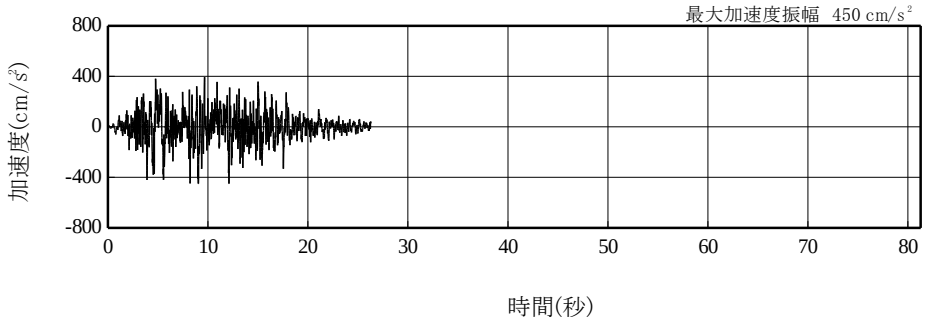
本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



(Ss-1H)

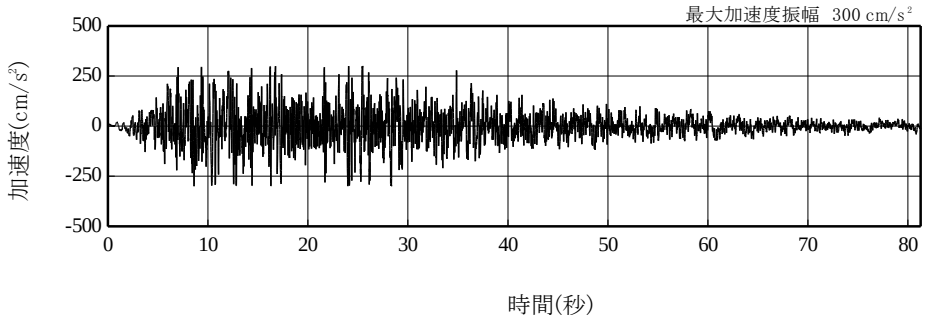


(Ss-2H)

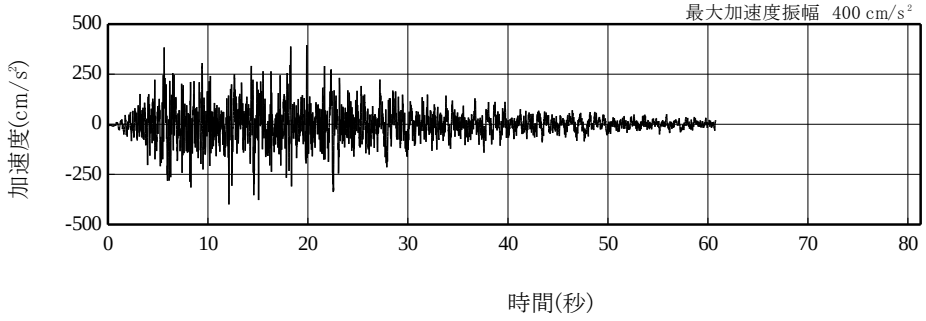


(Ss-3H)

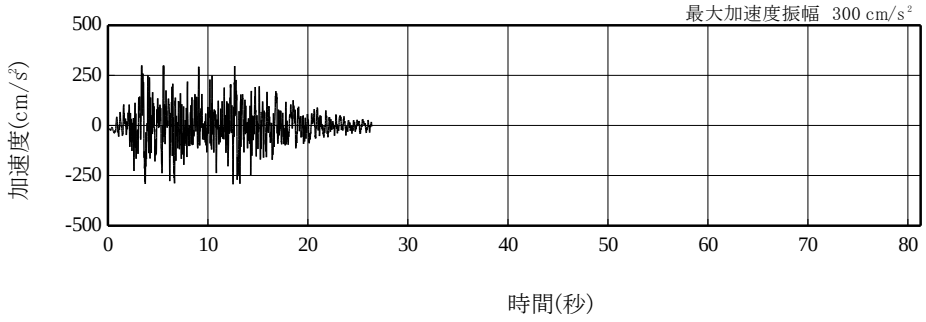
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

図 3.3-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（鉛直方向）

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3.3-3 に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋 5 階質点（G.L.+29.92m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3.3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3.3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」(日本建築学会構造工学論文集 37B 号　1991 年 3 月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG　4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 3.3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG　4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

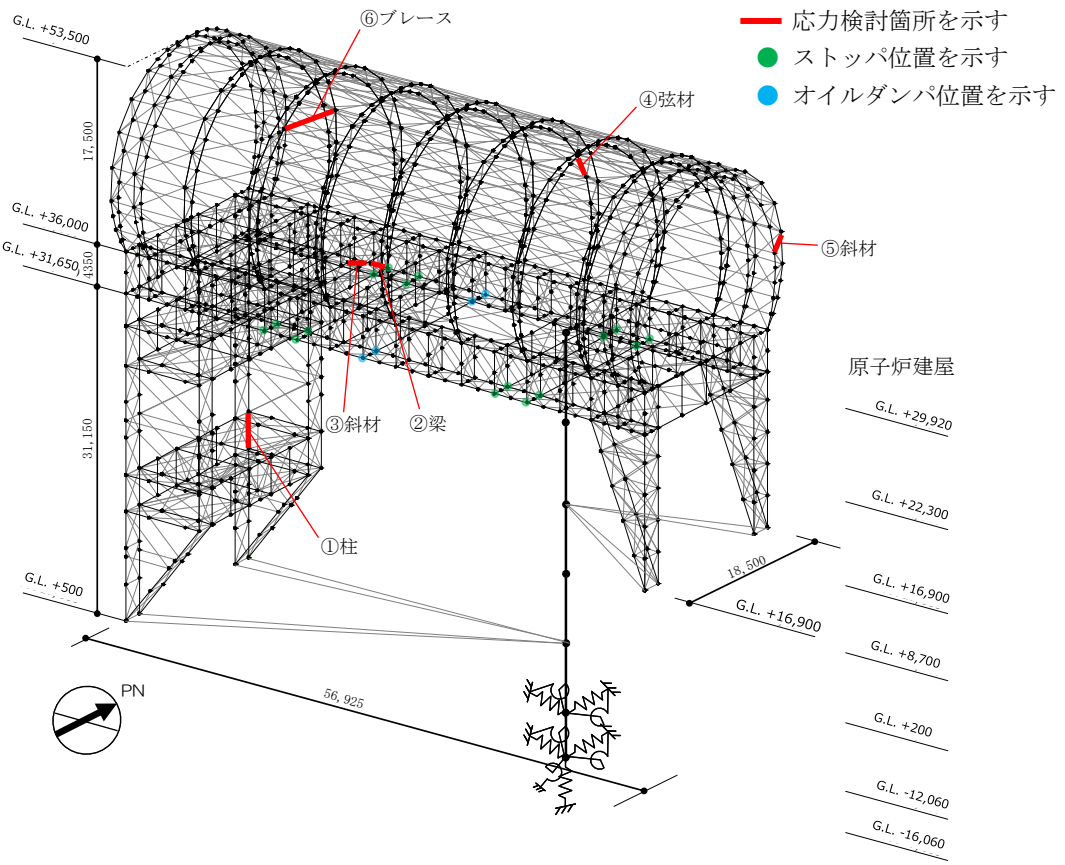


図 3.3-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

表 3.3-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400,SM490A STK490,STKT590

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	72990	76.95		
			145.3	9598
+22.3	119490	238.33		
			146.1	29271
+16.9	111140	204.58		
			237.3	56230
+8.7	130160	239.58		
			208.6	60144
+0.2	252510	464.88		
			458.7	112978
-12.06	301020	554.17		
			2697.8	496620
-16.06	127000	233.79		
合計	1114310			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b)水平（EW）方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	72990	56.10		
			61.9	5665
+22.3	119490	124.49		
			123.4	12460
+16.9	111140	204.58		
			204.1	41352
+8.7	130160	239.58		
			226.6	61084
+0.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-12.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-16.06	127000	348.72		
合計	1114310			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

(c)鉛直方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	軸断面積 A_N（m^2）	軸ばね剛性 K_A（$\times 10^8$ kN/m）
+29.92	72990		
		192.0	6.48
+22.3	119490		
		266.3	12.67
+16.9	111140		
		431.7	13.53
+8.7	130160		
		423.0	12.79
+0.2	252510		
		691.2	14.49
-12.06	301020		
		2697.8	173.33
-16.06	127000		
合計	1114310		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-3　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0 (震災前 O.P.-196.0)										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

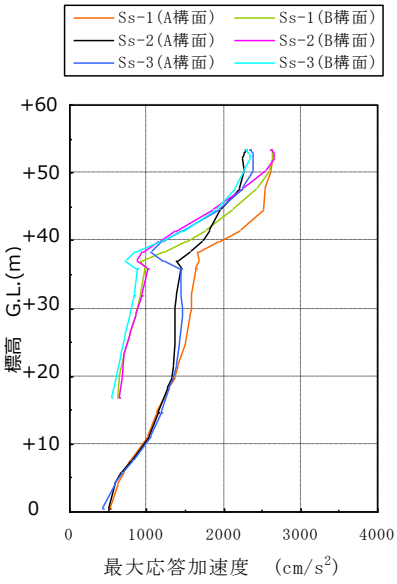
標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0 (震災前 O.P.-196.0)										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

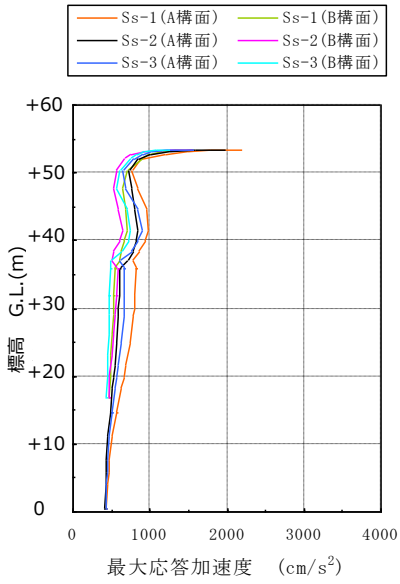
標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0 (震災前 O.P.-196.0)										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

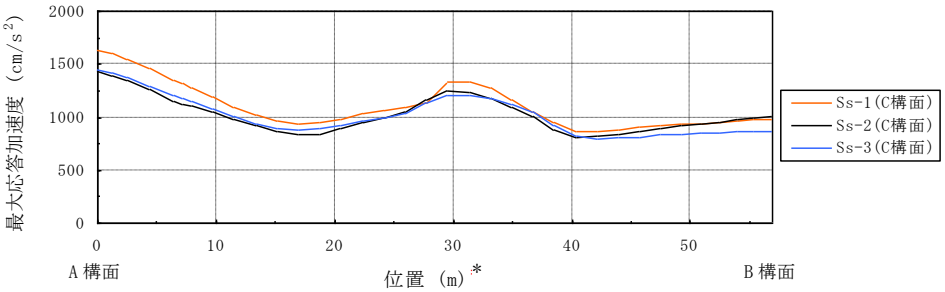
最大応答加速度分布を図 3.3-4(1)及び図 3.3-4(2)に示す。



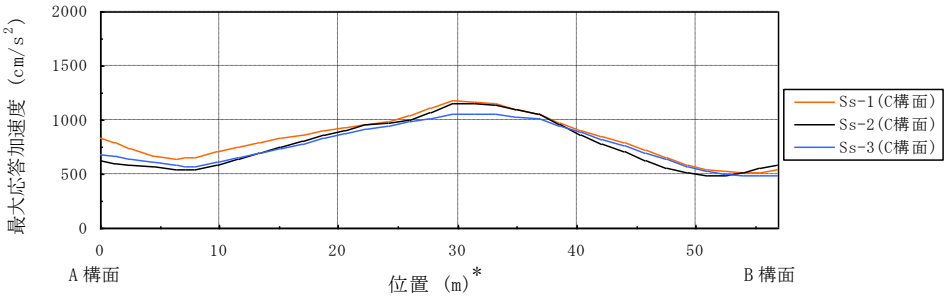
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

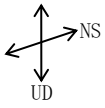


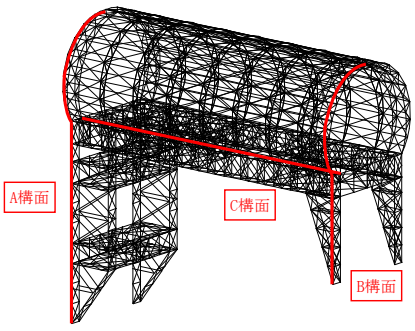
水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

(NS 方向)

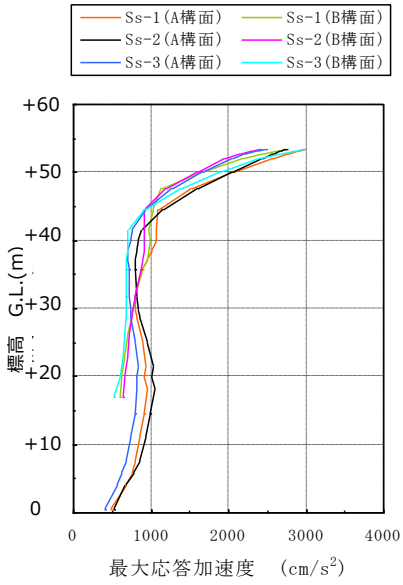




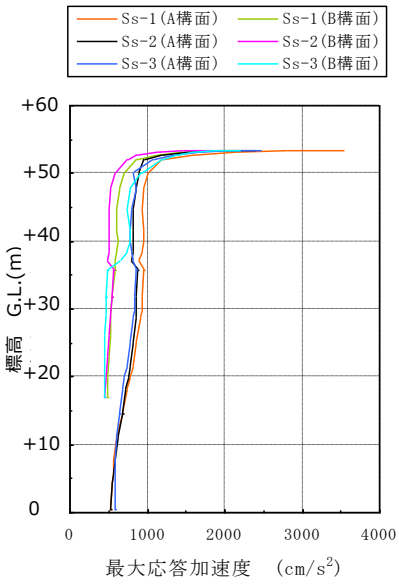
注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

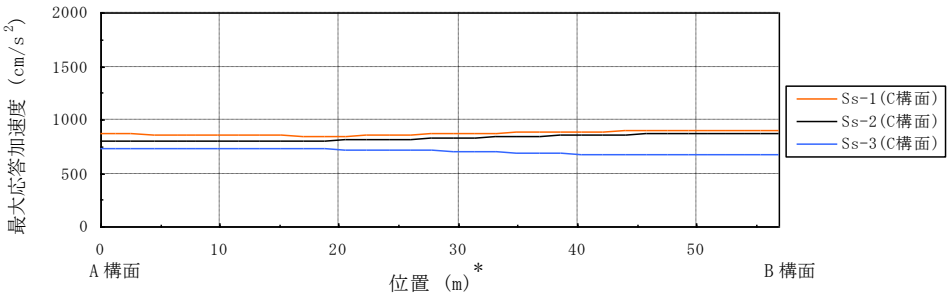
図 3.3-4(1)　最大応答加速度分布



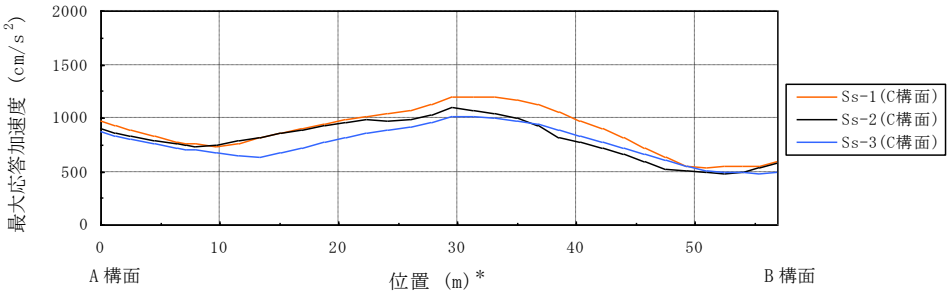
水平(EW)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）



水平(EW)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

（EW 方向）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

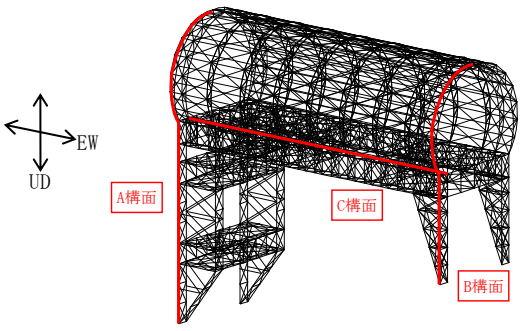


図 3.3-4(2)　最大応答加速度分布

4)　波及的影響の評価

門型架構は，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA 性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-4　最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向(位置)＊	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
東側 G.L.+36.00(m) ～G.L.+16.90(m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	O.K.
		EW (B)	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
西側 G.L.+36.00(m) ～G.L.+0.50(m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1800	1/75	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

・塑性率の検討

部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。最大軸力時のひずみが引張耐力または座屈耐力時のひずみ未満の場合は弾性であり塑性率は 1 未満となる。最大応答軸力を引張耐力または座屈耐力で除した値を耐力比と定義し，表 3.3-5 に検討結果を示す。なお，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度（STKT590 材を除く）は「平成 19 年国土交通省告示第 625 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 3.3-5 より全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-5　耐力比の検討結果

部位*1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

＊1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C ：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T ：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

ストッパ（鋼製）の耐震性に対する検討は，材料強度を基準強度 F 値の 1.1 倍としたせん断耐力とし，耐力比が 1 以下になることを確認する。図 3.3-5 にストッパ概要図を示す。

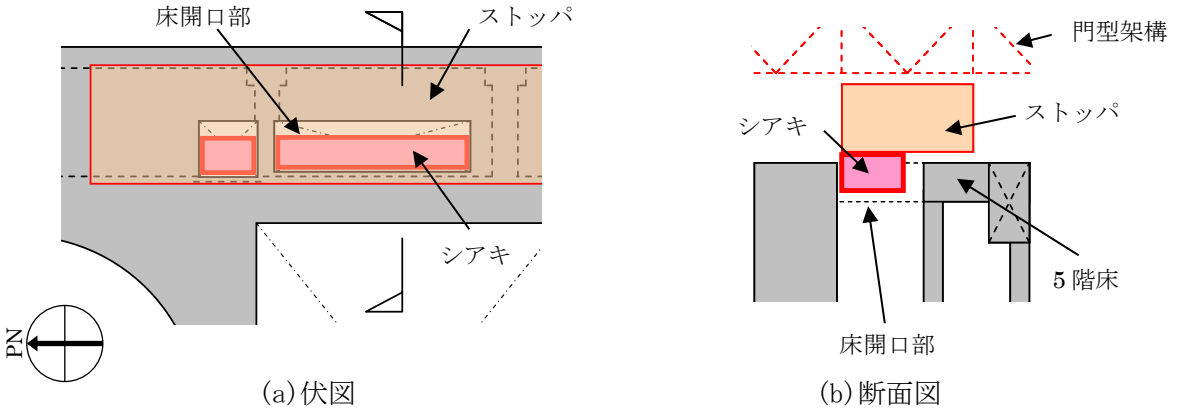
表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-6　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答ストッパ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a)伏図　　(b)断面図

図 3.3-5　ストッパ概要図

(4)　制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に設置するオイルダンパ概念図を図 3.3-6 に示す。

オイルダンパの耐震性に対する検討は，架構と原子炉建屋 5 階床がオイルダンパを介して各々変形する時の相対的な応答値がオイルダンパの許容値以下であることを確認する。

表 3.3-7 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

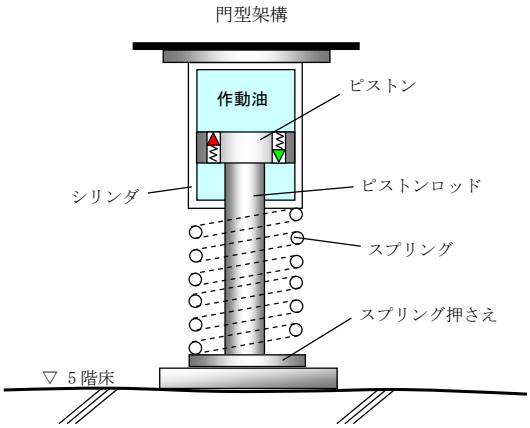


図 3.3-6　オイルダンパ概念図

表 3.3-7　オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向 （位置）＊	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	NS (D)	72	±100	O.K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認する。

1)　基礎浮き上がりの検討

表 3.3-8 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上になることを確認した。

表 3.3-8　基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	Ss-3	NS (C)	227	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎すべりの検討

表 3.3-9 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-9　基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1)　ストッパ接触部

ストッパ接触部の耐震性の検討では，最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-10 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-10　ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大ストッパ 水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS (C)	10400	19600	0.54	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　オイルダンパ接触部

オイルダンパ接触部の耐震性の検討では，最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-11 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0 *$$

ここに，

f_n ：短期許容支圧応力度(N/mm^2)

f_{na} ：$F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm^2)

F_{ci} ：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm^2　(F_{ci}=22.1N/mm^2)

A_c ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm^2)

A_l ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm^2)

(500×500=2.50×10^{5}mm^2)

表 3.3-11　オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大オイルダンパ 鉛直反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
南側端部	Ss-1	NS (D)	1250	6620	0.19	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

3)　基礎設置部

基礎設置部の耐震性の検討では，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

表 3.3-12 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_S f_c$：短期許容圧縮応力度(N/mm^2)（${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7）

A_1：柱脚部支配面積(mm^2)

表 3.3-12　壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚 （南側）	Ss-3	NS (B)	7430	25900	0.29	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(7)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1)　検討方針

架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

2)　原子炉建屋の地震応答解析

・解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり，モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その 2)」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

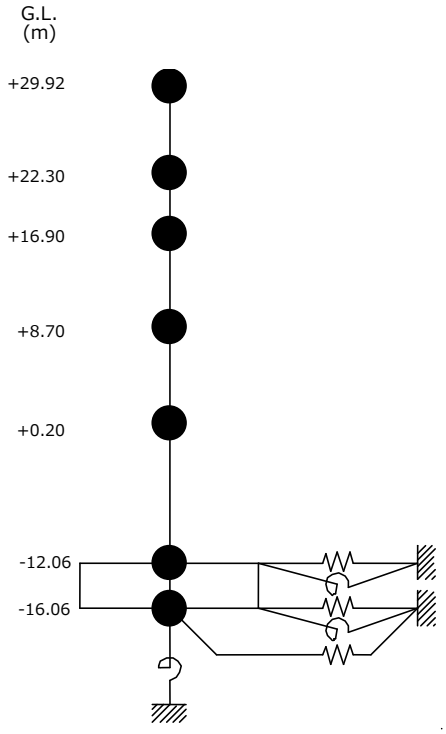


図 3.3-7　原子炉建屋の地震応答解析モデル

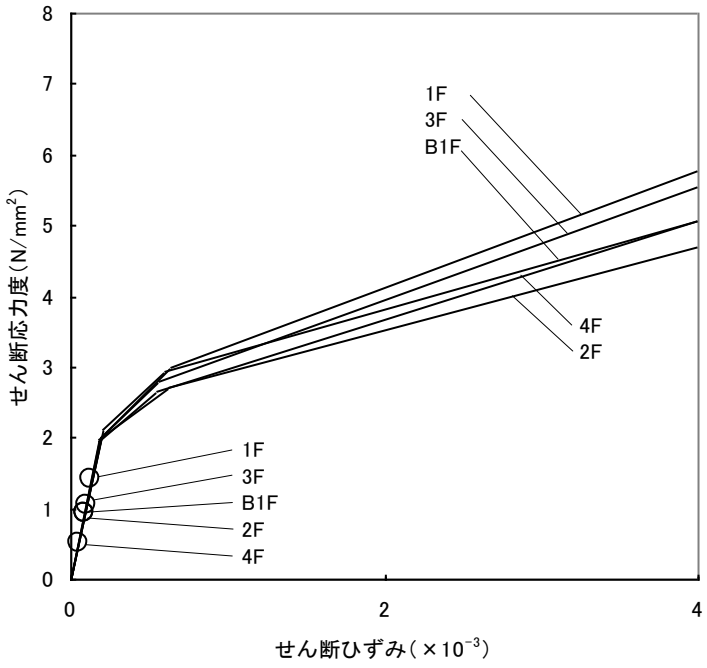
表 3.3-13　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	
		水平(NS)方向	水平(EW 方向)
+29.92	87590	92.34	67.32
+22.3	119490	238.33	124.49
+16.9	111340	204.95	204.95
+8.7	130160	239.58	239.58
+0.2	253710	467.09	696.62
-12.06	301020	554.17	826.50
-16.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

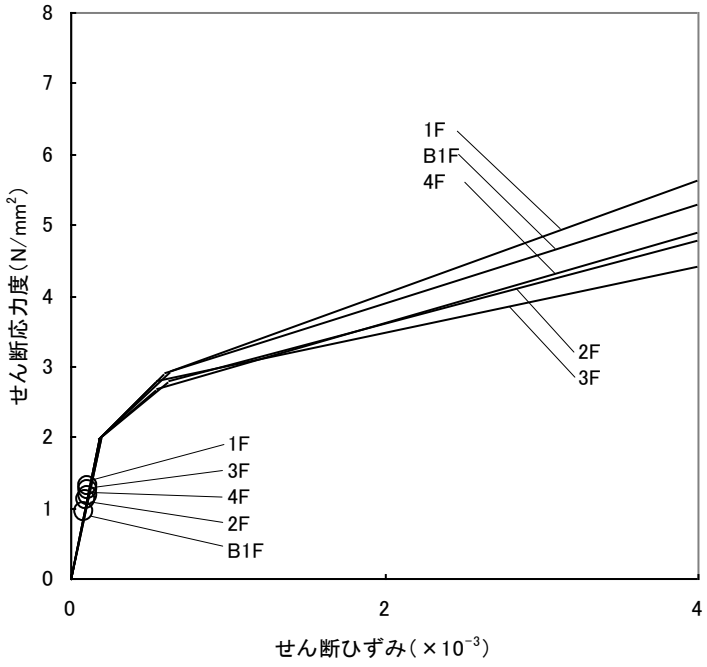
3) 検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。

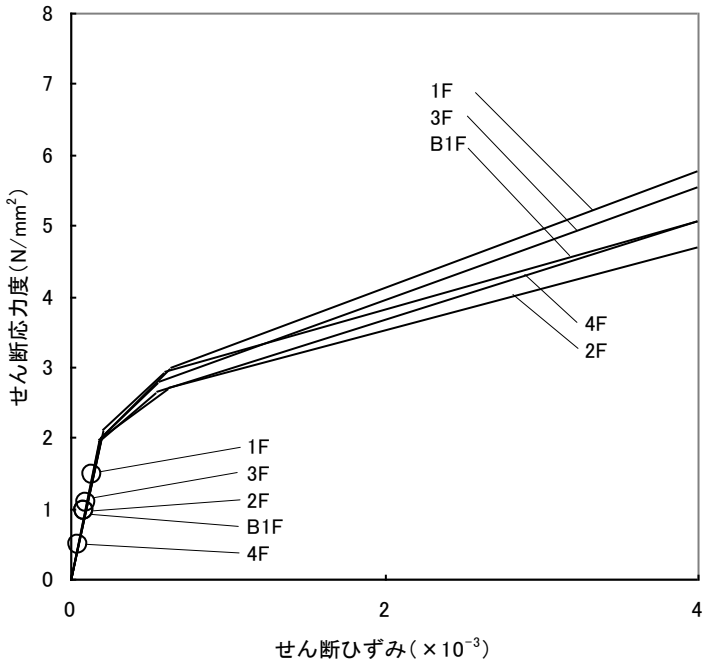


(a) NS 方向

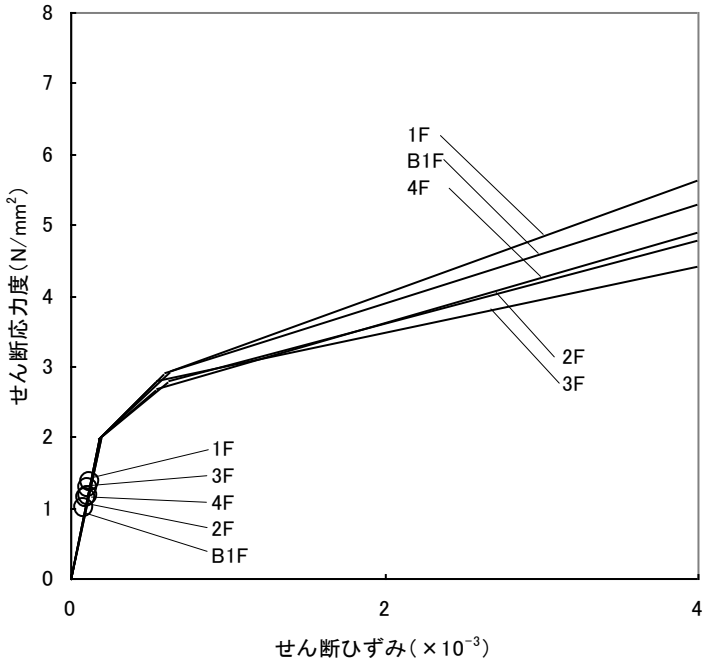


(b) EW 方向

図 3.3-8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

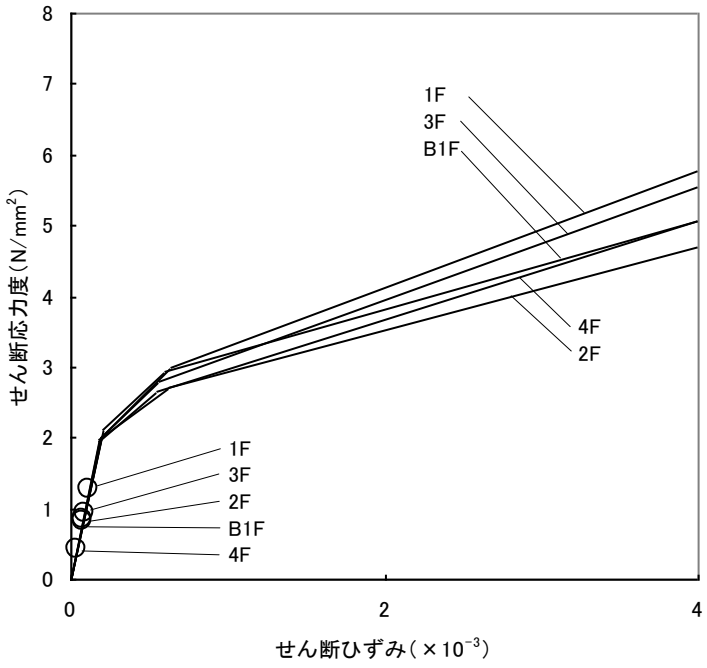


(a) NS 方向

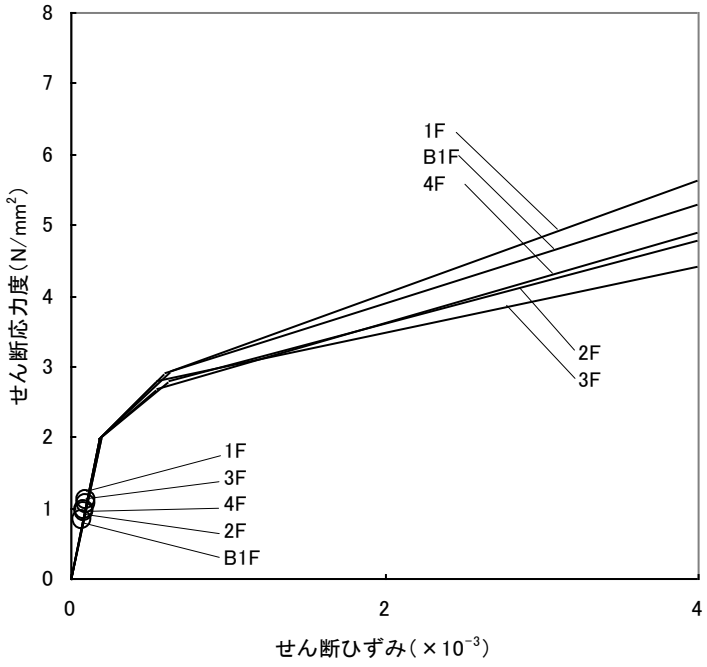


(b) EW 方向

図 3.3-9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 3.3-10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

4.　2 号機燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性について

4.1　概要

4.1.1　一般事項

2 号機燃料取り出し用構台は，原子炉建屋の南側に設置される基礎・構台・前室と，原子炉建屋に延伸して設置されるランウェイガーダ，弾性支承，オイルダンパから構成され，改良地盤上に設置する。また，ランウェイガーダ上を燃料取扱設備が走行する。ここでは，本燃料取り出し用構台の構造強度と耐震性について検討を行う。なお，2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とし，具体的には B+クラスに分類される燃料取出設備の間接支持構造物として，B+クラス相当の地震力に対する耐震評価を行う。なお，耐震クラス分類に係わる被ばく評価については，「別冊２８　２号機　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明」（以下，別冊２８と記載）P113～P130 参照。

燃料取り出し用構台の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は検討用地震動（最大加速度 900gal）の 1/2 の最大加速度 450gal の地震動（以下，1/2Ss450 と記載）に対する地震応答解析を実施し，燃料取り出し用構台の損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，燃料取り出し用構台が崩壊機構に至らないことを確認する。検討用地震動（最大加速度 900gal）は「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」（東京電力株式会社，平成 26 年 10 月 3 日，特定原子力施設監視・評価検討会（第 27 回））にて提示した地震動とする。

なお，2 号機燃料取り出し用構台については，実施計画変更認可申請の審査期間中に，適用地震動見直しが行われたことから，一部の評価については，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される新規制基準によらない従来の Ss（最大加速度 600gal）（以下，Ss600 と記載）に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。図 4.1.1-1 に燃料取り出し用構台のイメージを示す。

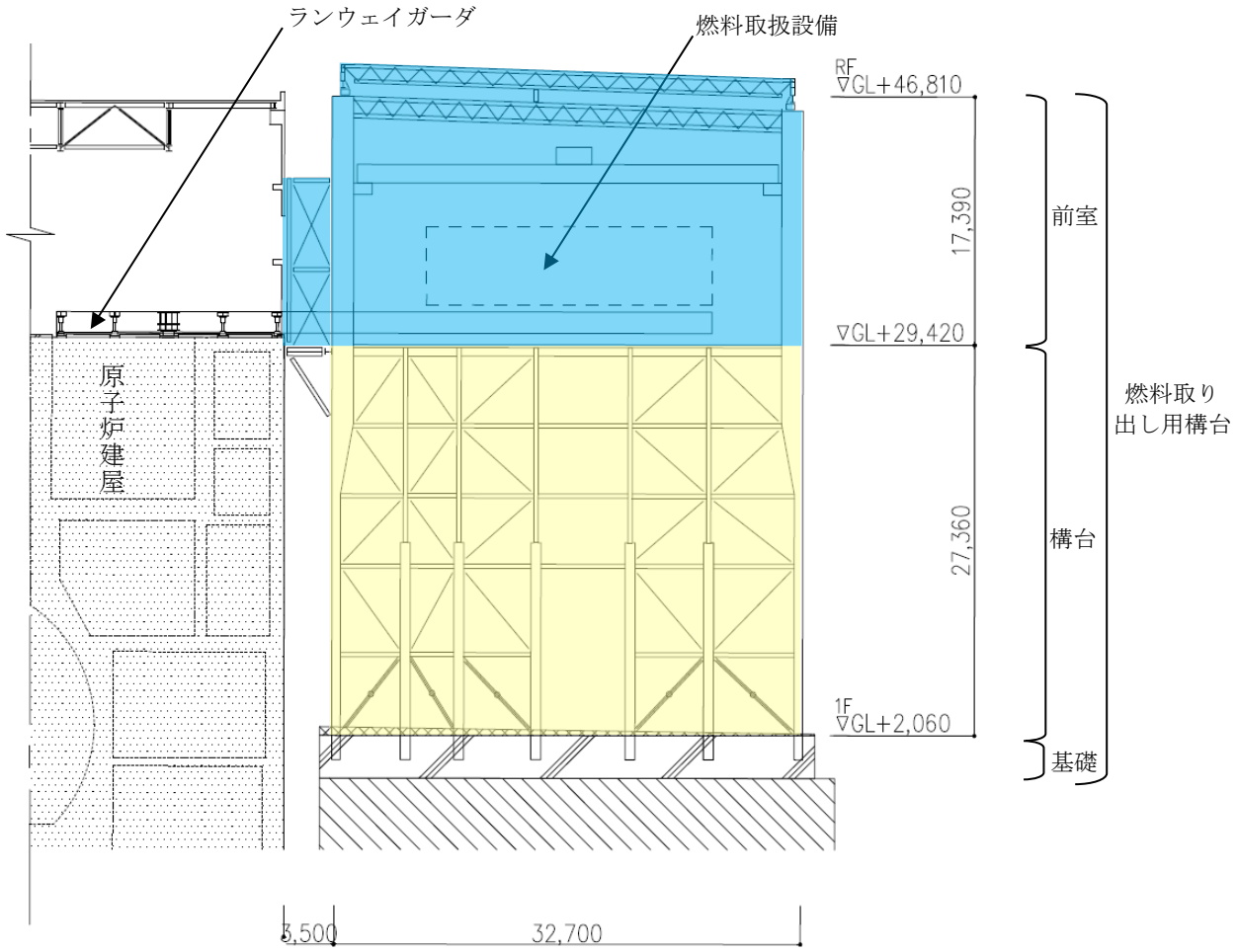


図 4.1.1-1　燃料取り出し用構台のイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用構台の検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，改訂版 2013 年８月発行）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2018 年 12 月）
(4) 鋼構造設計規準－許容応力度設計法－（日本建築学会，2005 年 9 月）
(5) 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2015 年)
(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
(7) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）
(8) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
(9) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2015)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 27 年 6 月 改定）
(10) 乾式キャスク使用済燃料中間建屋の基礎構造の設計技術規程(JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 22 年 4 月 発刊）

4.1.2　構造概要

燃料取り出し用構台は，東西方向 27.0m，南北方向 32.7m，高さ 44.75m の矩形架構で構造種別は鉄骨造である。燃料取り出し用構台の概要を以下に示す。なお，オイルダンパ，弾性支承の設置目的及び役割については，別冊２８ P6 参照。

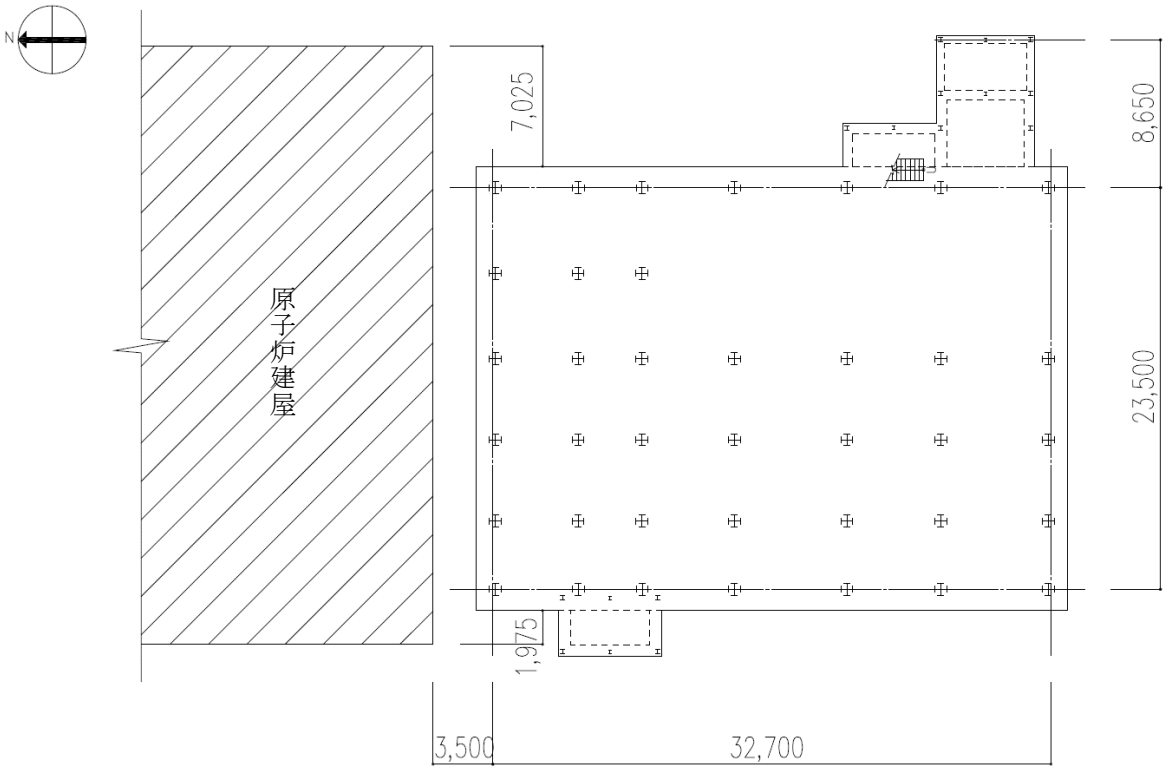
(1) 原子炉建屋と燃料取り出し用構台の間にオイルダンパ（水平棟間）を設置する。

(2) 構台は 5 層の柱・梁・ブレース及びオイルダンパ（鉛直）から成る架構とし，オイルダンパ（鉛直）はブレース状に配置する。

(3) 前室は，柱・梁・ブレース及び屋根トラスから成る架構とする。

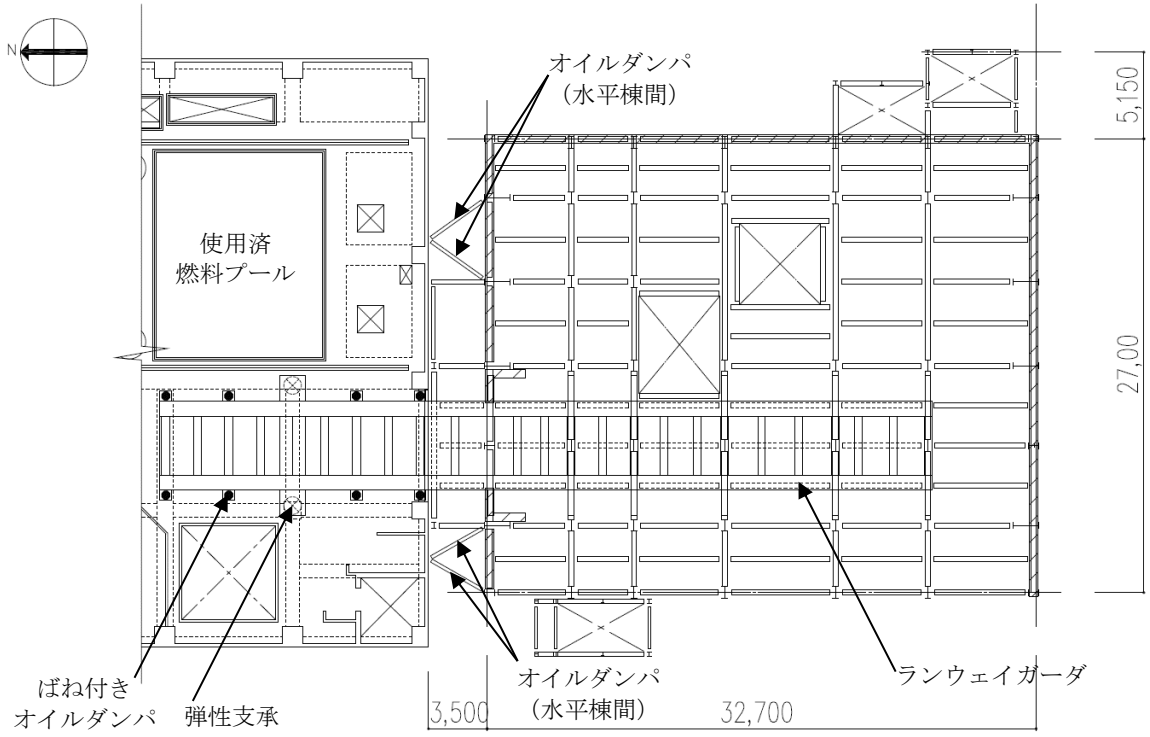
(4) ランウェイガーダは，原子炉建屋南側外壁に開口を設け，構台と原子炉建屋に跨がる形で設置する。構台内では EW 方向の大梁に接続し，水平方向，鉛直方向ともに支持する。原子炉建屋内では水平方向の支持は行わないため，構台からの片持形式であり，鉛直方向は弾性支承で支持する。なお，弾性支承と原子炉建屋床面の固定は行わない。また，ランウェイガーダと原子炉建屋床面との間にばね付きオイルダンパを設置する。ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材を取付け，原子炉建屋床面上に設置したすべり板との間で接触させ，水平方向に滑動可能な構造とする。

燃料取り出し用構台の概要図を図 4.1.2-1～図 4.1.2-3 に示す。

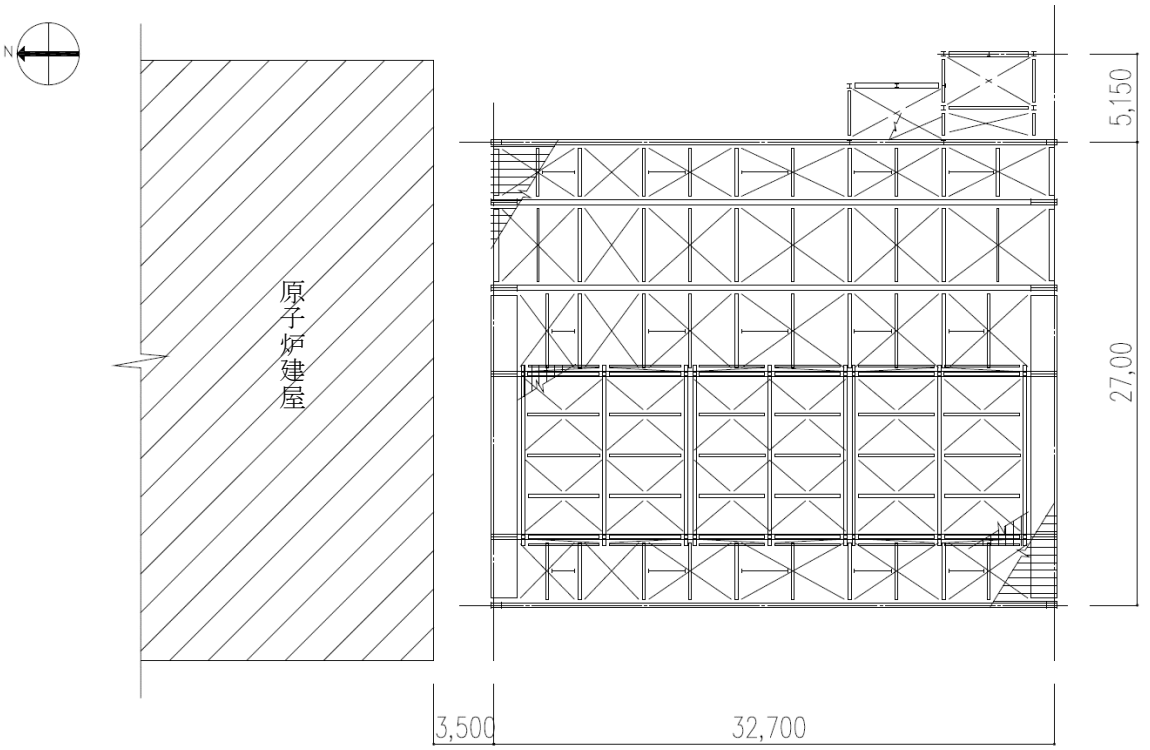


(a) 1F 伏図(G.L.2,020)

図 4.1.2-1　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

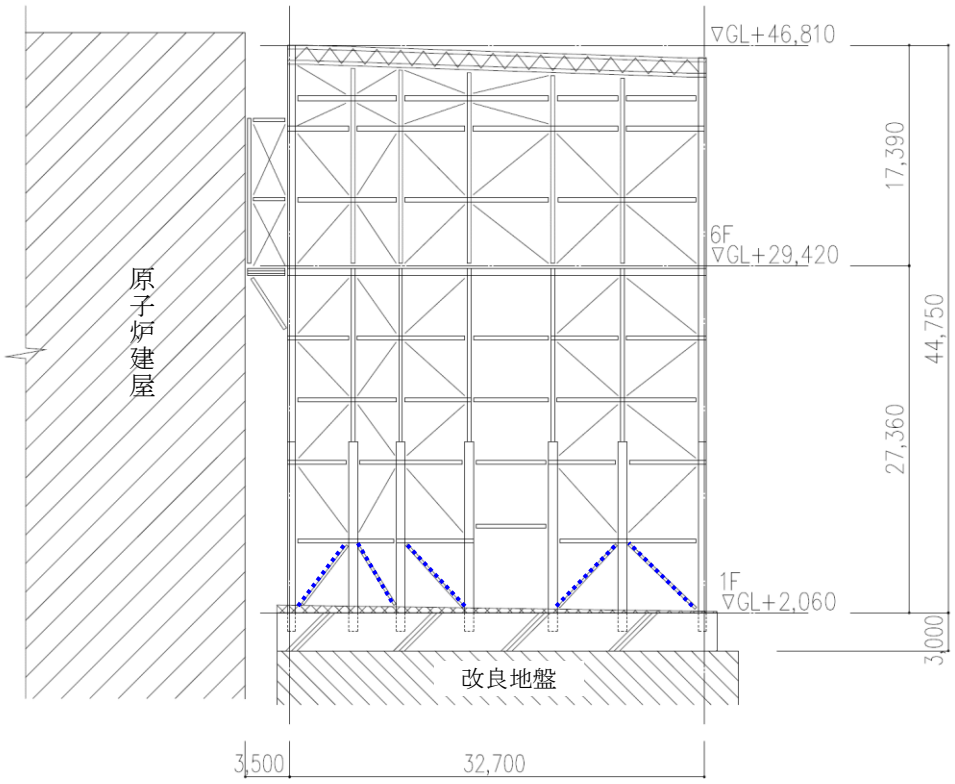


(a) 6F 伏図(G. L. 29, 420)

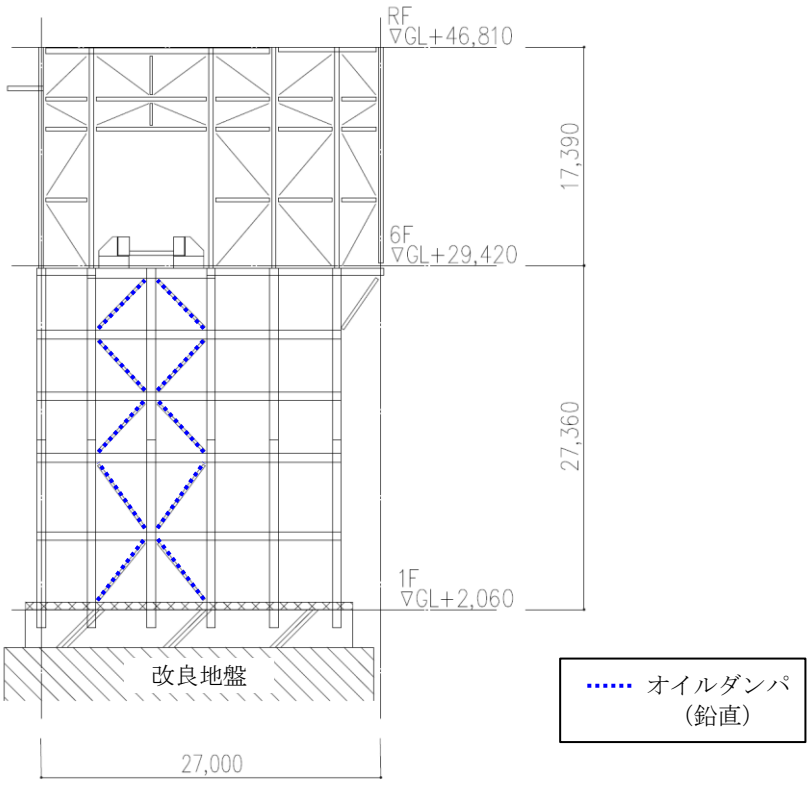


(b) 屋根伏図

図 4.1.2-2　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）



(a) 構台最西側軸組図



(b) 構台最北側軸組図

図 4.1.2-3　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

4.1.3　検討フロー

燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性の検討フローを図 4.1.3-1 に示す。

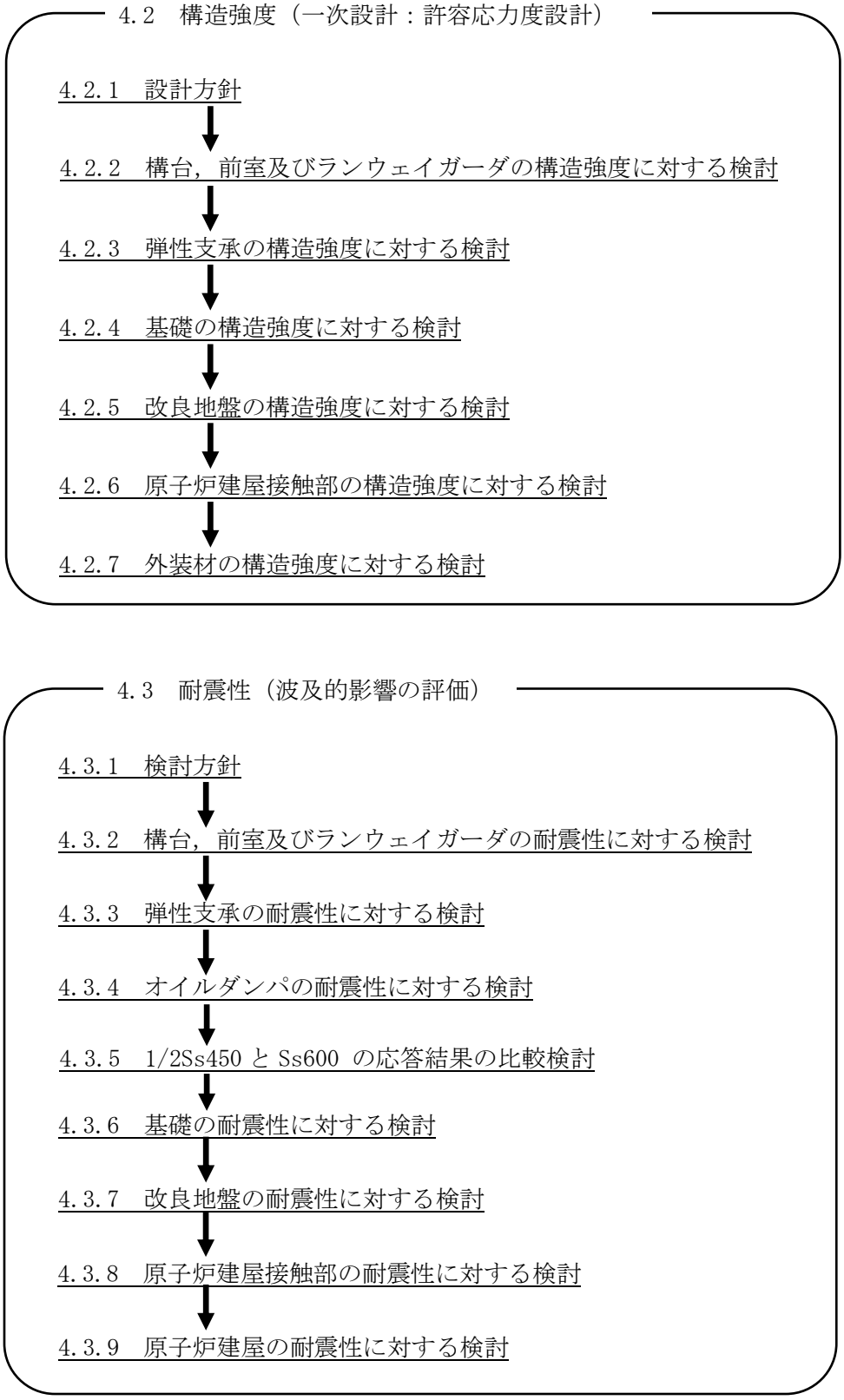


図 4.1.3-1　燃料取り出し用構台の検討フロー

4.2　構造強度

4.2.1　設計方針

構造強度の検討は，構台，前室及びランウェイガーダ，弾性支承，基礎及び改良地盤について許容応力度設計を実施する。

(1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 4.2.1-1～表 4.2.1-3 に示す。なお，弾性支承の詳細仕様については，別冊２８ P46，P47 参照。

表 4.2.1-1　燃料取り出し用構台の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
床・基礎スラブ	コンクリート	2.27×10^4	0.2	23.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm^2）

設計基準強度	長期			短期		
24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	－	0.73	16.0	－	1.095

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295	－	195	195	295	295
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm^2）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SGLCC	205	JIS G 3321 に従い，左記 F の値（降伏点又は耐力）より求める
	SS400	235 *	「建設省告示第 2464 号」に従い，左記 F の値より求める *:終局強度は基準強度 F 値の 1.1 倍とする。
	SM490A，STK490	325 *	
	SN490B，SN490C	325 *	
T＞40mm	SN490B	295 *	
	TMCP325	325	

表 4.2.1-2　弾性支承の物性値

弾性支承の物性値

種別	ゴム			鋼　材	
積層ゴム	ゴム径 (mm)	鉛直剛性 ($\times 10^3$ kN/m)	水平剛性 ($\times 10^3$ kN/m)	フランジ プレート	内部鋼板
	750	2140	0*	SS400	SS400

＊：ローラー支承と仮定

表 4.2.1-3　改良地盤・支持地盤の許容応力度

改良地盤の許容応力度　　(単位：kN/m^2)

設計基準強度=3000*1	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	1000	－	200	2000	－	400
断面欠損を考慮*2	980	－	150	1960	－	300

＊1：設計圧縮強度 = 5000kN/m^2

＊2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　　(単位：kN/m^2)

種別	長期*3	短期*3
泥岩（岩盤）	1960	3920

＊3：「福島第一原子力発電所第４号機工事計画認可申請書」による

(2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1)　鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用構台に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱設備による荷重を表 4.2.1-4 に示す。なお，燃料取扱設備位置の選定根拠については，別冊２８ P52～P54 参照。

構内用輸送容器揚重時を想定し，構内用輸送容器を含んだ重量とする。

表 4.2.1-4　燃料取扱設備荷重

位　置	合計重量(t)
原子炉建屋内(A)	310
前室内(B)	310

2)　積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令第 86 条及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

なお，国土交通省告示 594 号による多雪区域以外の区域における積雪後の降雨を見込んだ割増係数を乗じた積雪荷重を考慮する。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^2/cm

3)　風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条および建設省告示第 1454 号に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 4.2.1-5 に示す。

表 4.2.1-5　速度圧の算定結果

建物高さ* H(m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo(m/s)	速度圧 q(N/m^2)
46.81	1.26	2.00	3.16	30	1707

＊：建物高さは，安全側に水上鉄骨天端とする

4)　地震荷重（K）

燃料取り出し用構台に作用させる地震荷重は，G.L.+2.06m（構台基礎上端レベル）を基準面とした構台の水平地震力の算定結果より設定する。水平地震力は下式より算定し，算定結果を表4.2.1-6および表4.2.1-7に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi：層せん断力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

Ci：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，燃料取り出し用構台の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

i層の水平震度kiは，下式によって算定する。

$Pi=Q_i-Q_{i-1}$

$ki=Pi/wi$

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震力の差（kN）

wi：各階重量（kN）

表 4.2.1-6　燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果（NS 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
R	46.81	3523.2	—	—	—	—	1068	0.304
8	46.81～40.42	2275.1	3523.2	1.263	0.303	1068	655	0.288
7	40.42～34.82	1316.1	5798.3	1.238	0.297	1722	354	0.269
6	34.82～29.42	22168.4	7114.4	1.216	0.293	2076	5631	0.254
5	29.42～24.30	2805.8	29282.8	1.097	0.263	7707	638	0.228
4	24.30～19.38	2426.8	32088.5	1.084	0.260	8345	487	0.201
3	19.38～14.46	2957.4	34515.3	1.066	0.257	8832	524	0.178
2	14.46～8.26	3530.4	37472.7	1.040	0.249	9356	484	0.138
1	8.26～2.06	—	41003.1	1.000	0.240	9841	—	—

表 4.2.1-7　燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
R	46.81	3523.2	—	—	—	—	1147	0.326
8	46.81～40.42	2275.1	3523.2	1.357	0.326	1147	719	0.317
7	40.42～34.82	1316.1	5798.3	1.341	0.323	1866	376	0.286
6	34.82～29.42	22168.4	7114.4	1.313	0.315	2242	6033	0.273
5	29.42～24.30	2805.8	29282.8	1.178	0.282	8276	609	0.217
4	24.30～19.38	2426.8	32088.5	1.154	0.278	8884	394	0.163
3	19.38～14.46	2957.4	34515.3	1.120	0.269	9278	339	0.115
2	14.46～8.26	3530.4	37472.7	1.069	0.257	9617	224	0.064
1	8.26～2.06	—	41003.1	1.000	0.240	9841	—	—

5)　荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱設備の位置を図 4.2.1-1 に，荷重組合せを表 4.2.1-8 に示す。

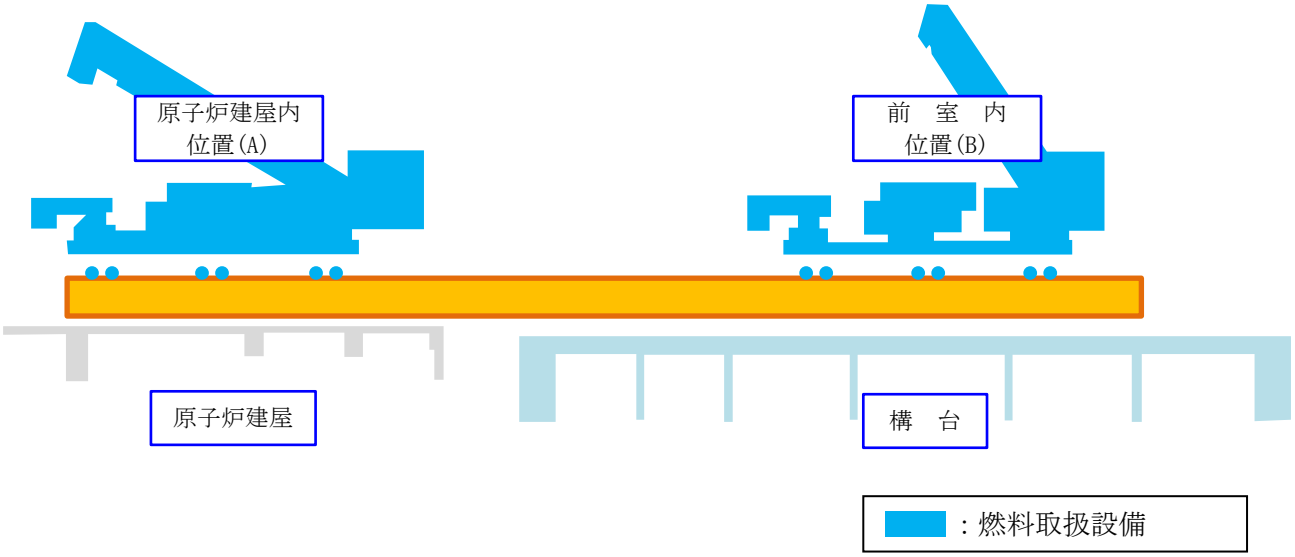


図 4.2.1-1　燃料取扱設備の位置

表 4.2.1-8　荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL	長期
積雪時	S	VL+SL	短期
暴風時	W	VL+WL	
地震時	E1	VL+K(+NS)	
	E2	VL+K(-NS)	
	E3	VL+K(+EW)	
	E4	VL+K(-EW)	

注：各荷重ケースにおいて，燃料取扱設備の位置は原子炉建屋内位置(A)と前室内位置(B)の 2 ケース考慮する。

地震時と暴風時の燃料取り出し用構台の層せん断力について，風荷重の受圧面積が大きい EW 方向で比較した結果を図 4.2.1-2 に示す。図 4.2.1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

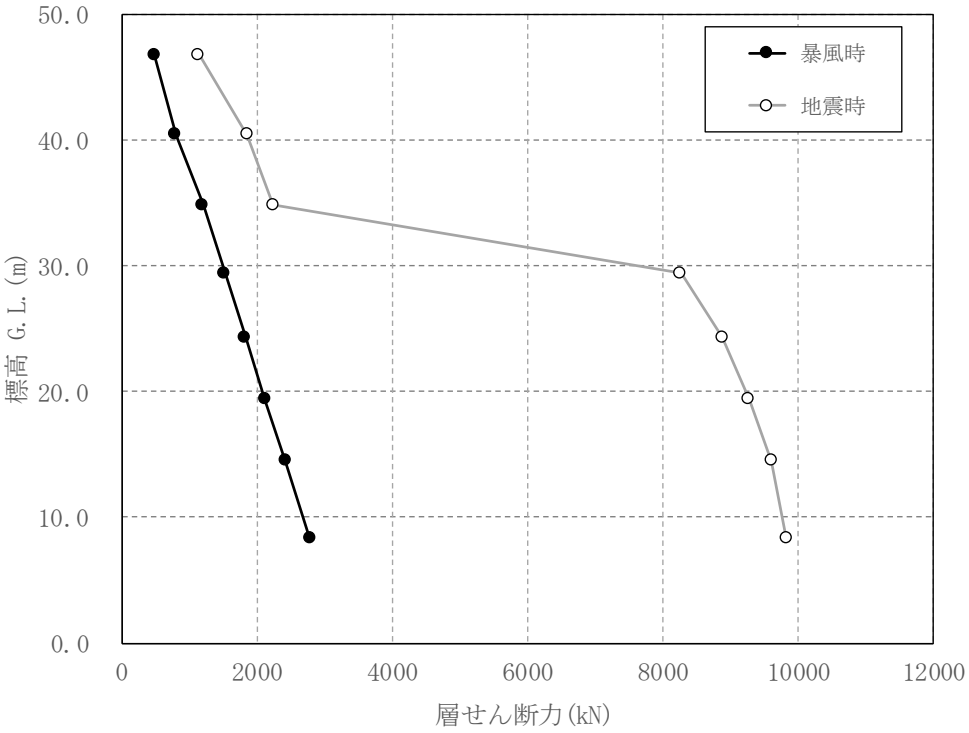


図 4.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較（EW 方向）

4.2.2　構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

(1) 解析モデル

架構の解析モデルは，構台及び前室とランウェイガーダを構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 4.2.2-1 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部は固定とする。

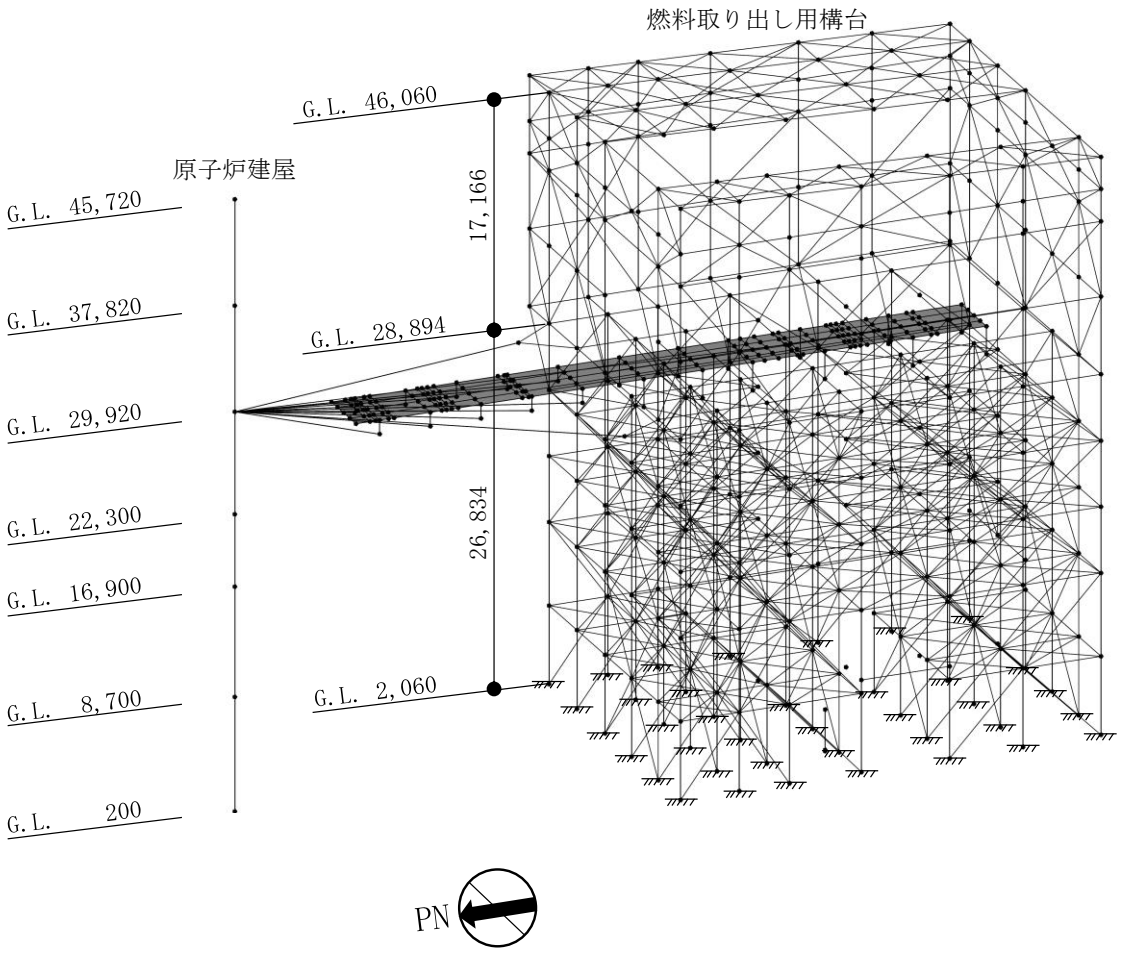


図 4.2.2-1　解析モデル

(2) 断面検討

1) 柱及び梁部材の検討

部材の応力度比は,「鋼構造設計規準」に従い，2 方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表される。

・軸圧縮の場合 $$\sqrt{\left(\frac{\sigma_c}{f_c}+\frac{\sigma_{by}}{f_{by}}+\frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2+\left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2}\leqq 1$$

・軸引張の場合 $$\sqrt{\left(\frac{\sigma_t}{f_t}+\frac{\sigma_{by}}{f_{by}}+\frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2+\left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2}\leqq 1$$

ここで, σ_c, σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

σ_{by}, σ_{bz}：強軸まわりの曲げ応力度（M_y/Z_y）

及び弱軸まわりの曲げ応力度（M_z/Z_z）(N/mm^2)

M_y, Z_y：強軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm^3)

M_z, Z_z：弱軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm^3)

τ：せん断応力度（Q/A_s）(N/mm^2)

Q：せん断力(N)，A_s：せん断断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

f_{by}：強軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm^2)

f_{bz}：弱軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm^2)

f_s：許容せん断応力度(N/mm^2)

2) トラス梁の斜材，ブレースの検討

応力度比の検討は，軸力に対し下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合 $$\frac{\sigma_c}{f_c}\leqq 1$$

・軸引張の場合 $$\frac{\sigma_t}{f_t}\leqq 1$$

ここで, σ_c, σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

表 4.2.2-1 に常時に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を，図 4.2.2-2 に応力度比が最大となる部材を示した図を示す。同様に，表 4.2.2-2 に地震時に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を，図 4.2.2-3 に応力度比が最大となる部位を示した図を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 4.2.2-1　断面検討結果（常時）

部　位		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-1500×400 ×16×32 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_c	7.4	f_c	203	0.32	O.K.
				σ_{by}	49.7	f_{by}	211		
				σ_{bz}	9.4	f_{bz}	216		
				τ	4.6	f_s	125		
	ⓑ梁	H-1500×500 ×19×40 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_t	0.2	f_t	216	0.11	O.K.
				σ_{by}	5.1	f_{by}	193		
				σ_{bz}	16.0	f_{bz}	216		
				τ	1.2	f_s	125		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 〈STK490〉	C (A,B)	σ_c	30.2	f_c	157	0.20	O.K.
	ⓓ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_c	76.4	f_c	174	0.45	O.K.
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216		
				τ	0.2	f_s	125		
	ⓔ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	C (A,B)	σ_c	59.9	f_c	136	0.45	O.K.
	ⓕランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈SN490B〉	C (B)	σ_c	0.0	f_c	196	0.25	O.K.
				σ_b	45.7	f_b	196		
				τ	9.2	f_s	113		
構台	ⓖ柱	H-700×300 ×16×32 〈SM490A〉	C (B)	σ_c	48.7	f_c	144	0.48	O.K.
				σ_{by}	20.5	f_{by}	161		
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216		
				τ	3.8	f_s	125		
	ⓗ梁	H-800×350 ×19×36 〈SM490A〉	C (B)	σ_c	0.0	f_c	200	0.44	O.K.
				σ_{by}	59.0	f_{by}	207		
				σ_{bz}	0.0	f_{bz}	216		
				τ	41.4	f_s	125		
	①鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 〈STK490〉	C (B)	σ_c	21.4	f_c	142	0.16	O.K.

＊1：ⓐ～①の符号は図 4.2.2-2 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

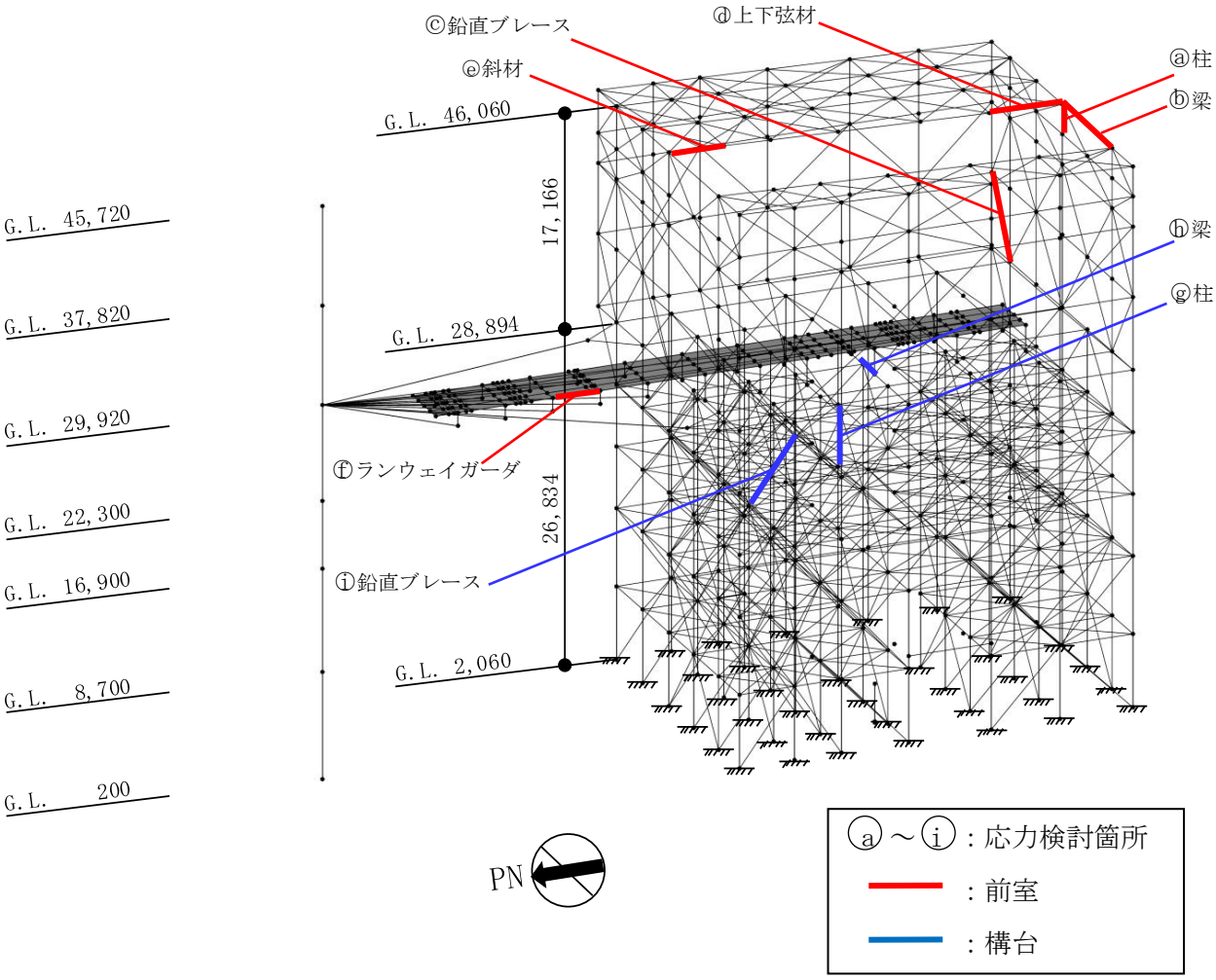


図 4.2.2-2　応力度比が最大となる部材（常時）

表 4.2.2-2　断面検討結果（地震時）

部　位		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-1500×400 ×16×32 〈SM490A〉	E3 (B)	σ_c	7.8	f_c	304	0.25	O.K.
				σ_{by}	48.5	f_{by}	316		
				σ_{bz}	21.1	f_{bz}	324		
				τ	4.4	f_s	187		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	E3 (B)	σ_t	9.2	f_t	192	0.17	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	220		
				σ_{bz}	37.5	f_{bz}	324		
				τ	0.6	f_s	187		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-406.4×12.7 〈STK490〉	E3 (A)	σ_c	76.2	f_c	253	0.31	O.K.
	ⓓ水平ブレース	2[s-150×75×9 ×12.5 〈SS400〉	E3 (A)	σ_t	35.8	f_t	234	0.16	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	E4 (A)	σ_c	80.3	f_c	261	0.35	O.K.
				σ_{bz}	10.5	f_{bz}	324		
				τ	0.3	f_s	187		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	E2 (A,B)	σ_c	61.0	f_c	204	0.30	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈SN490B〉	E3 (B)	σ_c	14.3	f_c	294	0.22	O.K.
				σ_b	45.7	f_b	294		
				τ	9.2	f_s	169		
構台	ⓗ柱	(X)H-700×300 ×40×40 (Y)H-700×350 ×40×40 〈SM490A〉	E1 (A)	σ_c	42.5	f_c	285	0.67	O.K.
				σ_{by}	11.2	f_{by}	312		
				σ_{bz}	154.4	f_{bz}	324		
				τ	7.3	f_s	187		
	ⓘ梁	H-700×350 ×19×36 〈SM490A〉	E3 (A)	σ_c	1.0	f_c	241	0.57	O.K.
				σ_{by}	134.0	f_{by}	261		
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	324		
				τ	38.1	f_s	187		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	E2 (A)	σ_t	83.8	f_t	231	0.37	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	E1 (A)	σ_t	44.5	f_t	234	0.20	O.K.

＊1：ⓐ～ⓚの符号は図 4.2.2-3 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

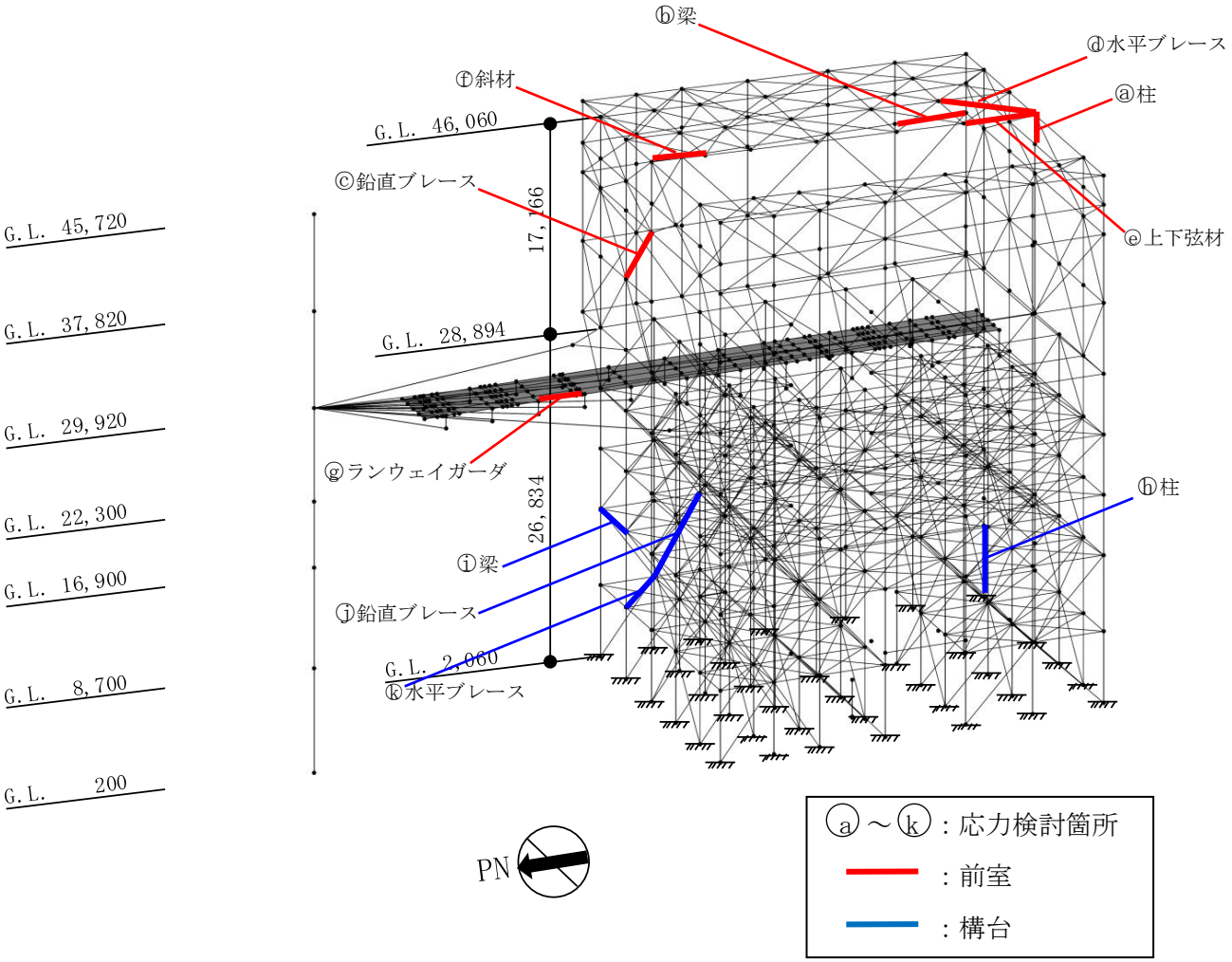


図 4.2.2-3　応力度比が最大となる部材（地震時）

4.2.3　弾性支承の構造強度に対する検討

弾性支承に作用する圧縮力による面圧が，弾性支承の圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

検討の結果，最大圧縮面圧が圧縮限界強度以下となることを確認した。

表 4.2.3-1　弾性支承の構造強度に対する検討結果

設置位置	最大面圧発生ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D(N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	E2(A)	43.00	6.37	0.15	O.K.
東側	E2(A)	43.00	6.36	0.15	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

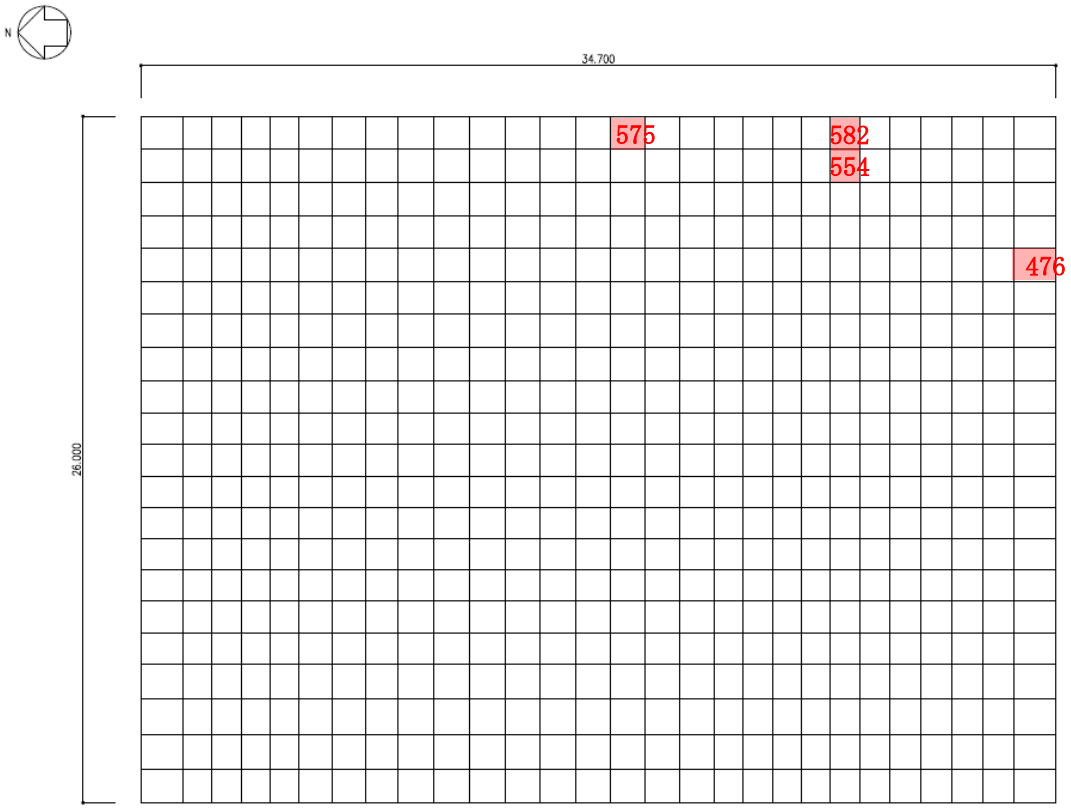
4.2.4　基礎の構造強度に対する検討

(1)　設計方針

基礎の応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い，解析モデルは図4.2.4-1 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。但し，浮き上がった場合は，ばねの剛性が０となる。

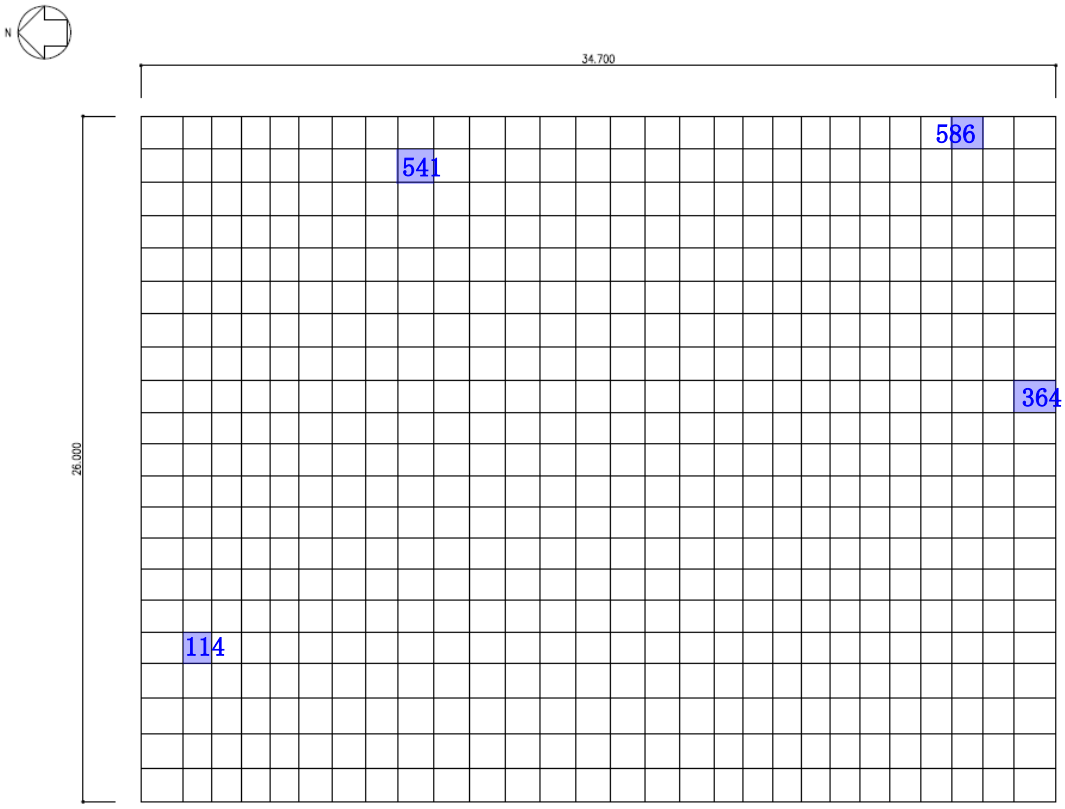
(2)　解析モデル

解析モデルを図 4.2.4-1，図 4.2.4-2 に示す。



凡例　###：断面算定要素(常時:C)（数字は要素番号）

図 4.2.4-1　解析モデル図(常時:C)（単位：mm）



凡例　###：断面算定要素(地震時:E1～E4)（数字は要素番号）

図 4.2.4-2　解析モデル図（単位：mm）

(3)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 4.2.4-1，表 4.2.4-2 に示し，配筋図を図 4.2.4-3 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 4.2.4-1　断面検討結果（常時:C）

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力		N/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
575	NS	C(B)	-0.5	408.2	0.000	0.045	0.026	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	75.5	1775	O.K.
476	EW	C(B)	-0.8	798.1	0.000	0.089	0.051	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	101.1	1775	O.K.
582	NS	C(B)	1.6	75.3	0.001	0.008	0.005	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	466.3	1775	O.K.
554	EW	C(B)	-0.7	22.0	0.000	0.002	0.001	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	488.7	1775	O.K.

表 4.2.4-2　断面検討結果（地震時:E1～E4 ）

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力		N/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
541	NS	E2(B)	-119.5	969.9	0.040	0.108	0.061	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	50.8	2616	O.K.
114	EW	E4(A)	-104.7	1140.3	0.035	0.127	0.046	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	14.4	2663	O.K.
586	NS	E3(A)	29.4	316.8	0.010	0.035	0.010	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	748.8	2663	O.K.
364	EW	E1(B)	26.5	109.7	0.009	0.012	0.003	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	677.2	2663	O.K.

*1：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

*2：圧縮を正とする。

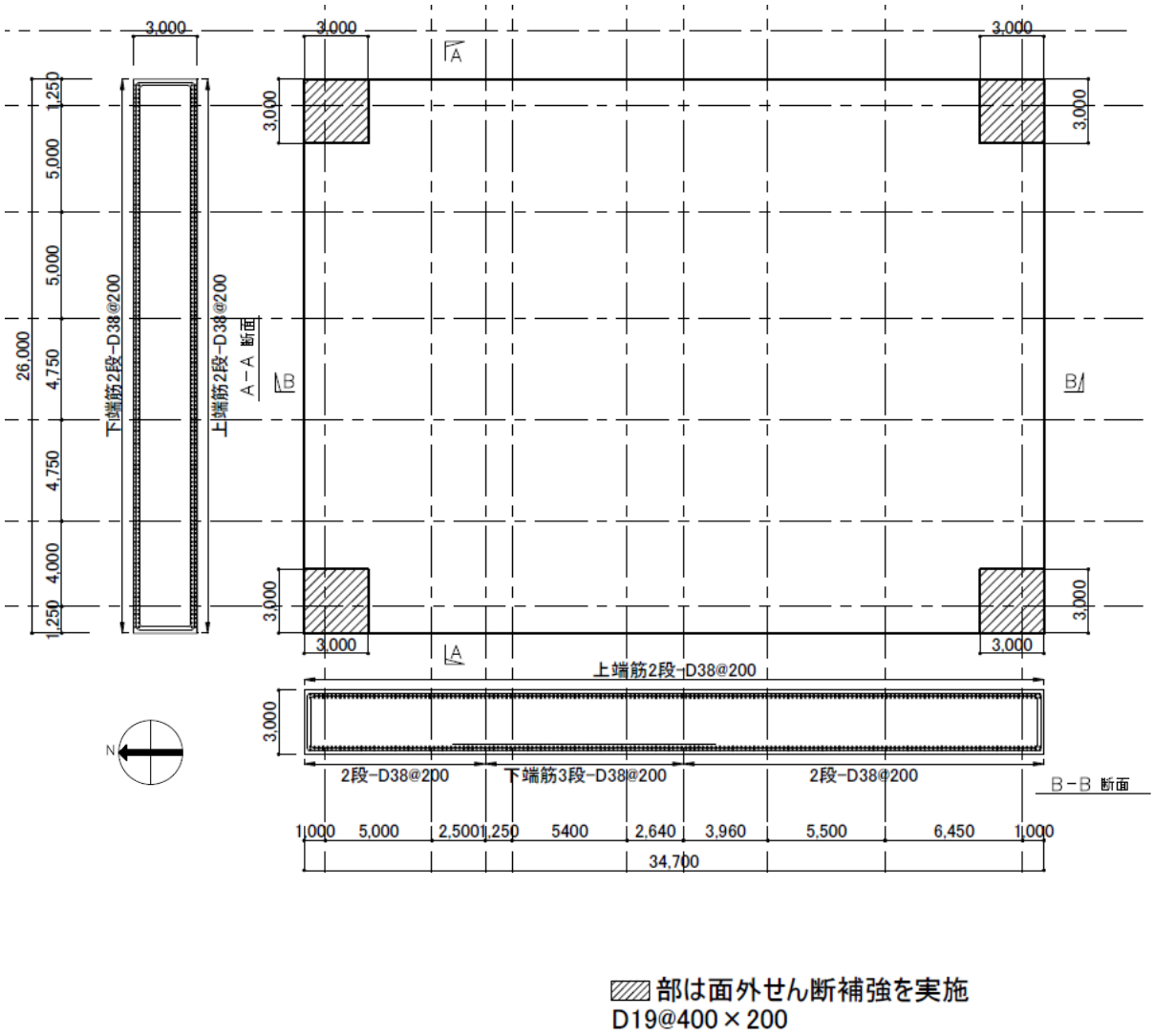


図 4.2.4-3　基礎の配筋図（単位：mm）

4.2.5　改良地盤の構造強度に対する検討

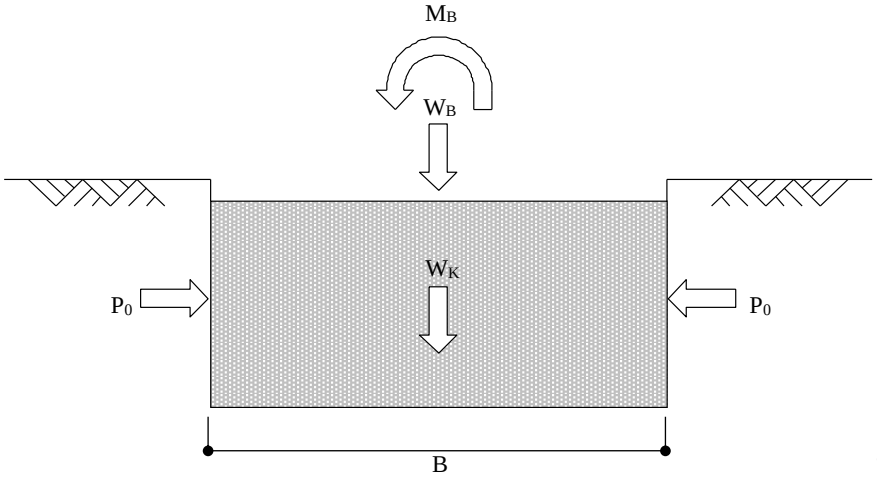
(1)　設計方針

燃料取り出し用構台を支持する改良地盤は，基礎直下の地盤を南北方向に 34.7m，東西方向に 26.0m，改良厚さ 7.16m とし，G.L.-8.1m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

(2)　常時に対する検討

1)　改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 4.2.5-1 に作用荷重を示す。



W_B：燃料取り出し用構台荷重

W_K：改良地盤の自重

M_B：燃料取り出し用構台の偏心による転倒モーメント

P_o：長期設計用土圧

B：改良幅

図 4.2.5-1　作用荷重（常時:C）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = WB+WK = 233360$ kN

転倒モーメントの合計　　$\Sigma M_{BX} = 32707$ kNm（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_{BY} = 58936$ kNm（Y 軸回り:NS 方向加力）

改良地盤の最大接地圧　　$qr = \Sigma W/A + \Sigma M_{BX}/Z_X + \Sigma M_{BY}/Z_Y = 279$ kN/m^2

改良地盤に生じる最大接地圧（qr）は，改良地盤の長期許容圧縮応力度（${}_Lfsc$）以下であることを確認した。

$qr = 279$ kN/m^2 ≦ ${}_Lf_{SC} = 980$ kN/m^2

2)　支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（qr）が，改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度（${}_Lqa$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　　$qr = 279$ kN/m^2

支持地盤の長期許容支持力度　　${}_Lqa = 1960$ kN/m^2

$qr = 279$ kN/m^2 ≦ ${}_Lqa = 1960$ kN/m^2

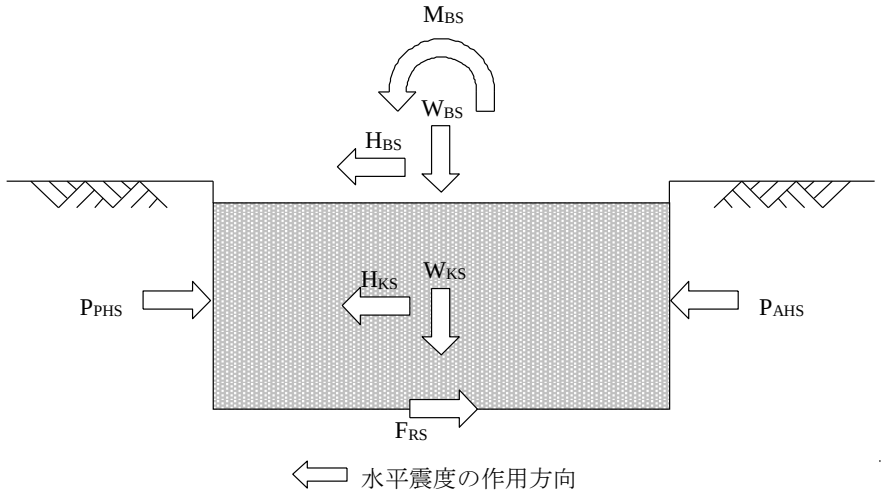
3)　沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため，沈下の検討は不要である。

(3)　地震時に対する検討

1)　改良地盤の検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 4.2.5-2 に作用荷重を示す。



W_{BS}：燃料取り出し用構台荷重

W_{KS}：改良地盤の自重

H_{BS}：燃料取り出し用構台による水平力

M_{BS}：燃料取り出し用構台による改良地盤底面における転倒モーメント

H_{KS}：改良地盤の慣性力（地中震度 0.15）

P_{AHS}：地震時主働土圧による水平力

P_{PHS}：地震時受働土圧による水平力

F_{RS}：支持地盤のせん断抵抗力

図 4.2.5-2　作用荷重（地震時:E1～E4）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ max）は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = W_{BS}+W_{KS} = 233360$ kN

水平力の合計　　$\Sigma H_X = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS} = 37007$ kN（NS 方向）

$\Sigma H_Y = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS} = 37391$ kN（EW 方向）

転倒モーメントの合計　$\Sigma M_X = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS} = 629283$ kNm（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_Y = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS} = 611209$ kNm（Y 軸回り:NS 方向加力）

ここに，　M_{KS}：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧　$q_{1SX} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y = 396$ kN/m^2

$q_{1SY} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X = 440$ kN/m^2

改良地盤底面の最大せん断応力　$\tau_{Xmax} = 1.2\times\Sigma H_X/A = 50$ kN/m^2

$\tau_{Ymax} = 1.2\times\Sigma H_Y/A = 50$ kN/m^2

改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は短期許容応力度（${}_sf_{sc}$ 及び ${}_sf_{ss}$）以下であることを確認した。

$q_{1S} = 440$ kN/m^2 ≦ ${}_sf_{SC} = 1960$ kN/m^2

$\tau_{max} = 50$ kN/m^2 ≦ ${}_sf_{SS} = 300$ kN/m^2

2)　支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_{1S}）が，改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度（${}_sq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　$q_{1S} = 440$ kN/m^2

支持地盤の短期許容支持力度　${}_sq_a = 3920$ kN/m^2

$q_{1S} = 440$ kN/m^2 ≦ ${}_sq_a = 3920$ kN/m^2

4.2.6　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

(1)　弾性支承反力に対する検討

弾性支承からの反力によって原子炉建屋 RC 梁に生じるせん断力が，梁の許容せん断耐力以下となることを確認する。

弾性支承の反力は基本的に，プール壁及び下階柱に直接かかるように配置するが，一部梁端に作用するため，それを考慮する。

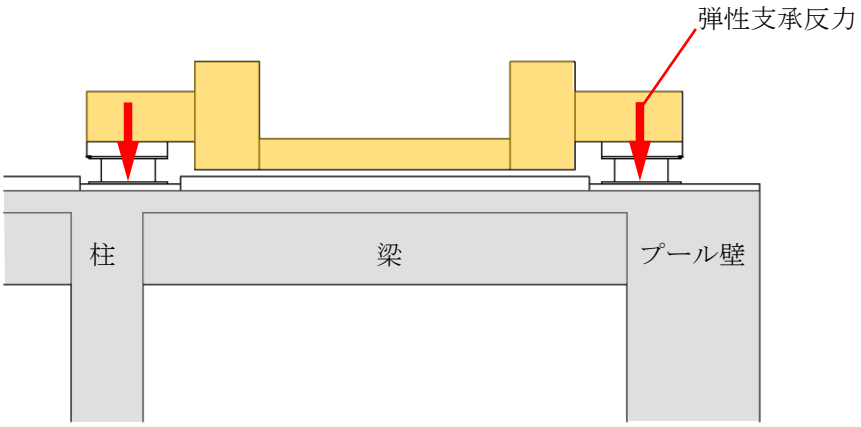


図 4.2.6-1　弾性支承からの反力

検討の結果，梁の発生せん断力が長期許容せん断力以下になることを確認した。

表 4.2.6-1　弾性支承反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	梁端せん断力 Q(kN)	長期許容せん断力 Qa(kN)	耐力比 Q/Qa	判定
弾性支承受梁	C (A)	760	1486	0.52	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

4.2.7　外装材の構造強度に対する検討

(1)　設置目的

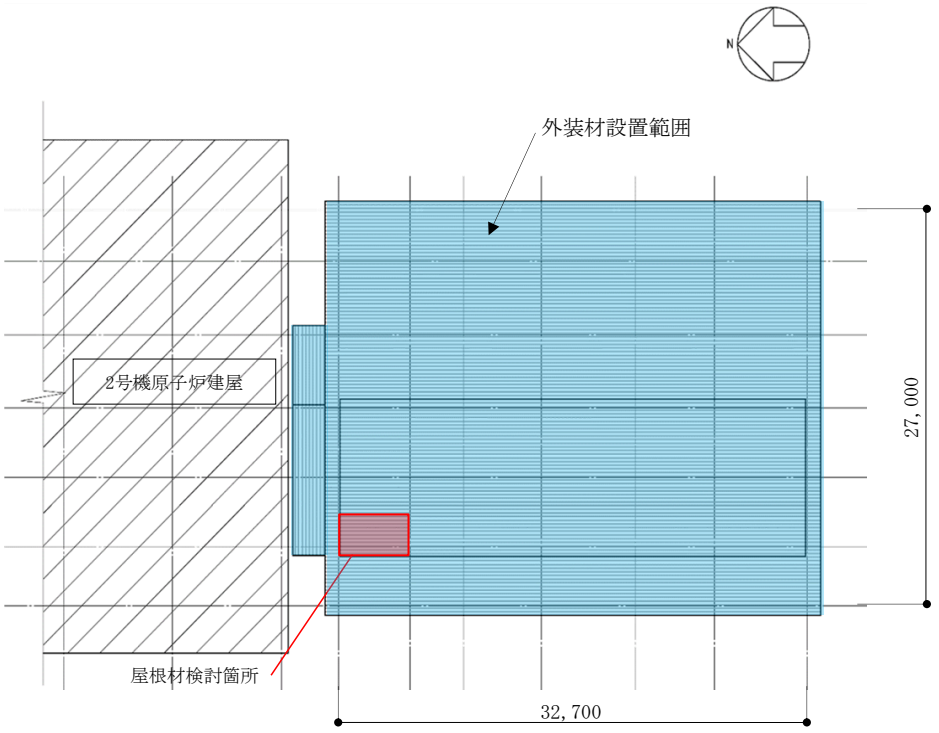
燃料取り出し用構台前室周囲には，燃料取り出し作業環境の整備並びに放射性物質の飛散・拡散防止のため，外装材を設置する。

(2)　評価方針

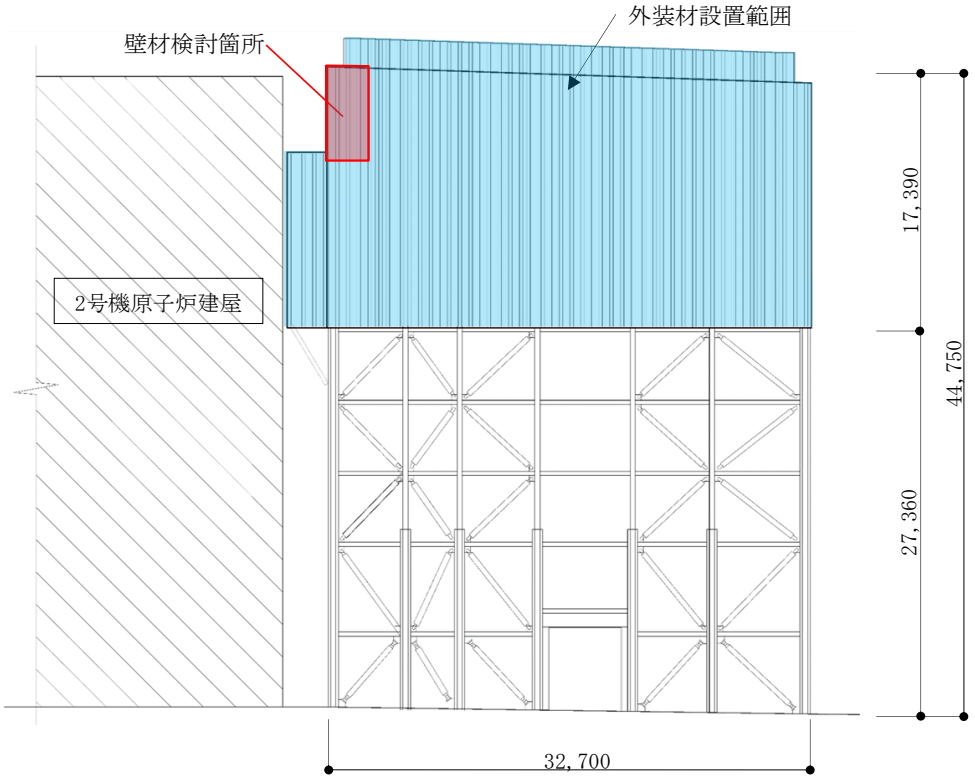
架構の屋根材，壁材には金属製外装材を用いる。断面検討は，屋根材，壁材それぞれに風圧力によって生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。

(3)　検討箇所

短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 4.2.7-1 に示す。



a. 屋根伏図



b. 西側立面

図 4.2.7-1　外装材検討箇所（単位：mm）

(3)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 及び建設省告示第 1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

表 4.2.7-1　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 Er	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
47	1.258	30	855

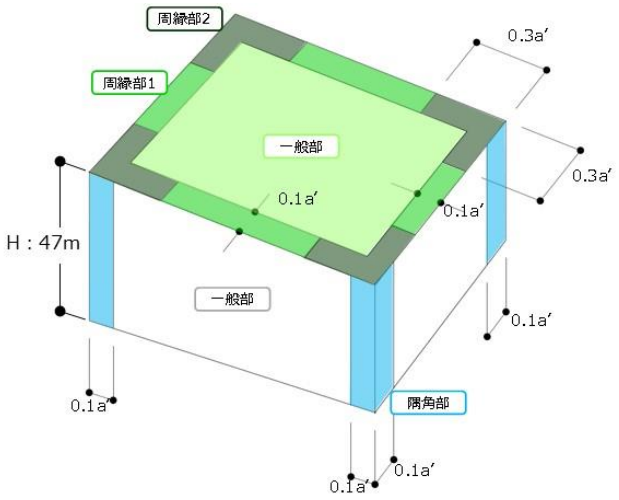
表 4.2.7-2　ピーク風力係数（屋根）

建物高さ* H (m)	正圧	負圧		
		一般部	周縁部 1	周縁部 2
47	0.50	-2.50	-3.20	-4.30

表 4.2.7-3　ピーク風力係数（壁）

建物高さ* H (m)	正圧	負圧	
		一般部	隅角部
47	2.60	-1.88	-2.31

＊：建物高さは，安全側に建築物の高さと軒の高さ(水上側鉄骨天端)との平均値以上とした



a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか
小さな数値（30 を超えるときは，30 とする）（単位：m）

図 4.2.7-2　風力係数の算定箇所

(4) 外装材の断面検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，外装材の自重は考慮しないものとする。外装材の支持間隔は，保守的な評価となるように最長スパンを用いて評価するものとし，屋根材の間隔は，3.3m で連続支持，壁材は 0.75m で連続支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 4.2.7-4 及び表 4.2.7-5 に示す。また，検討結果を表 4.2.7-6 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 4.2.7-4　屋根材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.8	118	360	43.6	347	40.6

表 4.2.7-5　壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.6	59	2.31	1.67	2.31	1.67

表 4.2.7-6　応力度に対する検討結果

部位	材料	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
屋根材	SGLCC[*1]	124	205[*2]	0.61	O.K.
壁　材	SGLCC[*1]	96	205[*2]	0.47	O.K.

＊1：溶融 55%アルミニウム－亜鉛合金めっき鋼板

＊2：「JIS G 3321」の「降伏点又は耐力」とする

4.3　耐震性

4.3.1　検討方針

耐震性の検討は，構台，前室及びランウェイガーダ，弾性支承，オイルダンパ，基礎，改良地盤，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，1/2Ss450 に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。1/2Ss450 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力する。また，前述の通り 2 号機燃料取り出し用構台については，実施計画変更認可申請の審査期間中に適用地震動見直しが行われたことから，一部の評価については，Ss600 に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。Ss600 を用いた地震応答解析は水平１方向及び鉛直方向を同時に入力する。

4.3.2　構台，前室及びランウェイガーダの耐震性に対する検討

(1)　解析に用いる入力地震動

解析に用いる地震動は，2 波ある 1/2Ss450 のうち振幅の大きな検討用地震動①の 1/2 の地震動および Ss600 を用いる。

1/2Ss450 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力するが，全く同じ地震動が同時に水平 2 方向に入力されることは現実的に考えにくいことから，応答スペクトルに基づく検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で，目標とする応答スペクトルに適合する位相の異なる模擬地震波（別冊２８ P98，P99 参照）を利用する。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 4.3.2-1 に示す。なお，入力地震動策定の詳細については，別冊２８ P25，上下動の解析モデルへの入力方法の妥当性については，別冊２８ P26，P27 参照。

解放基盤表面位置（G.L.-206.0m）（震災前 O.P.-196.0m)における 1/2Ss450 と，Ss600 の 3 波の加速度時刻歴波形を図 4.3.2-2，図 4.3.2-3 及び図 4.3.2-4 に示す。

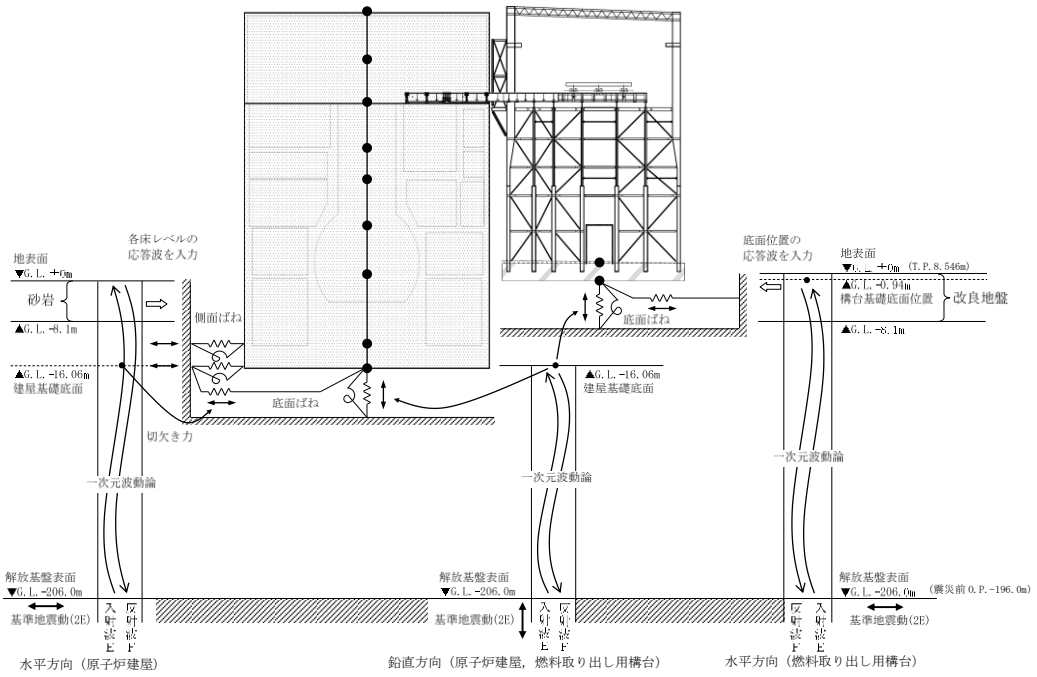
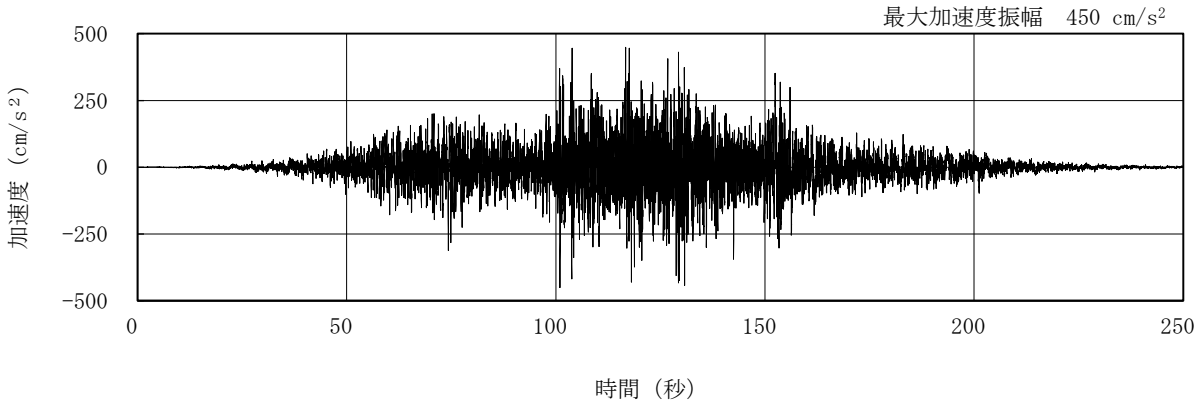
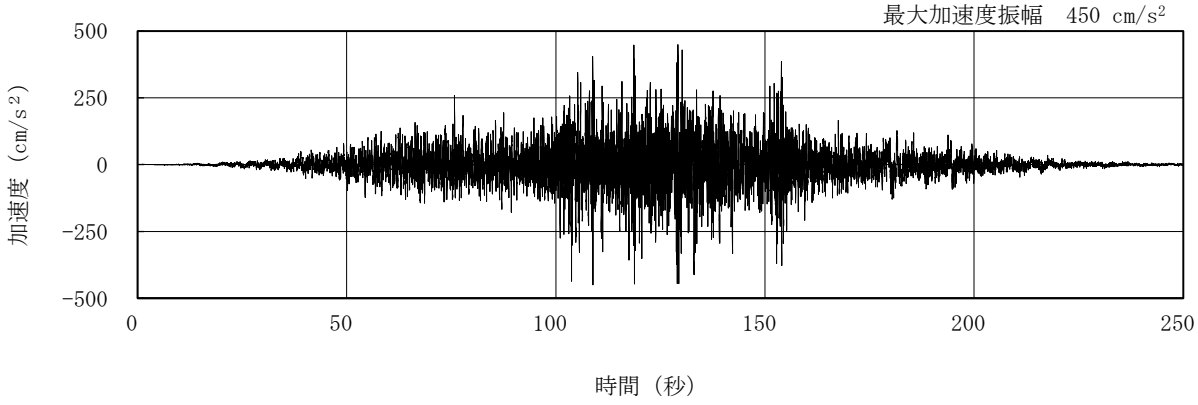


図 4.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

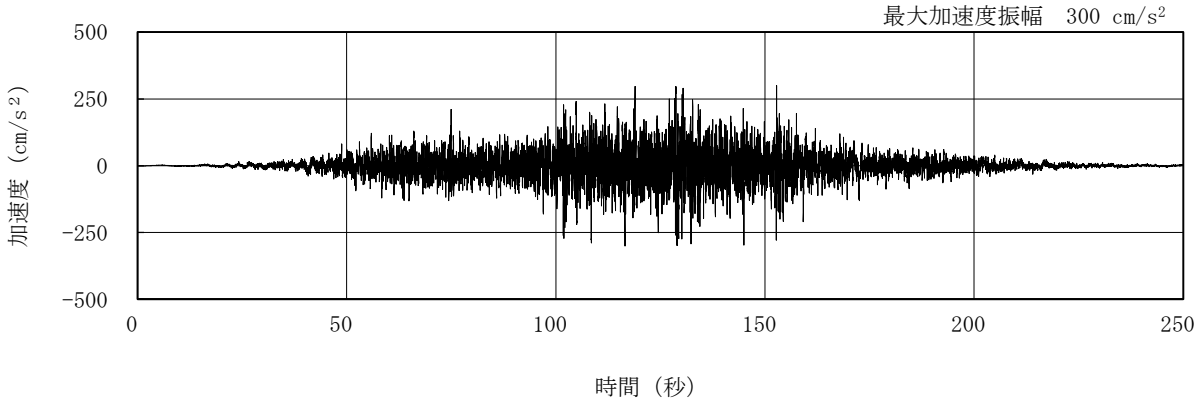
本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



（水平）

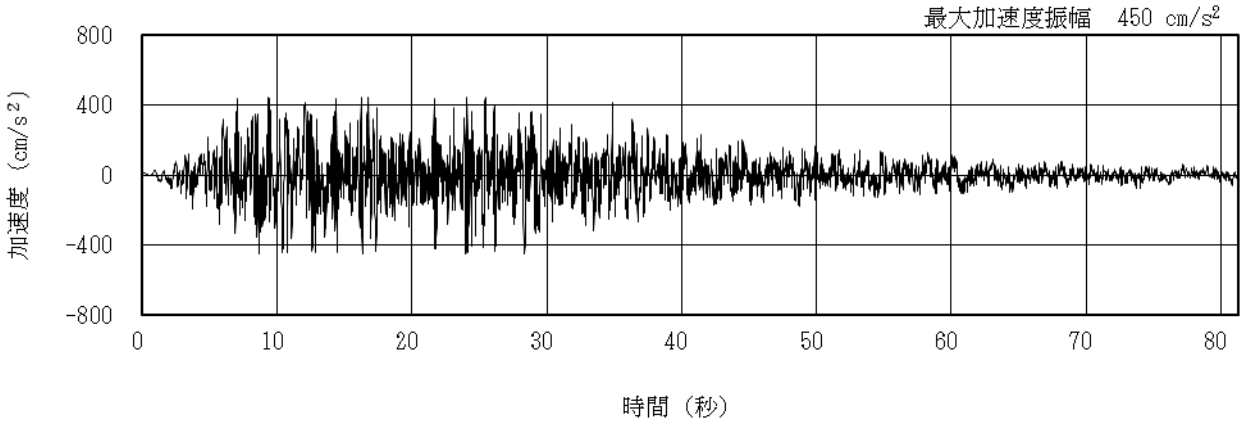


（水平，位相の異なる模擬地震波）

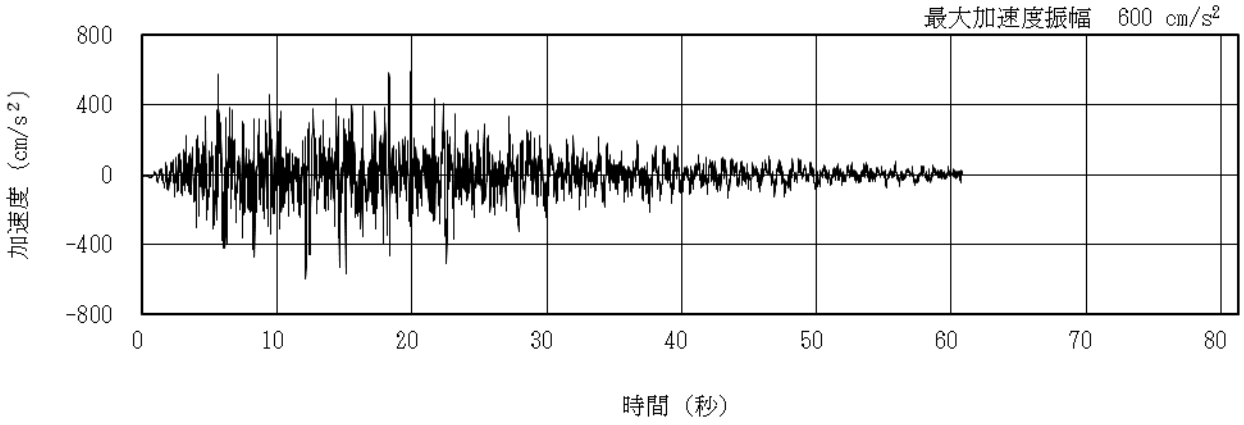


（鉛直）

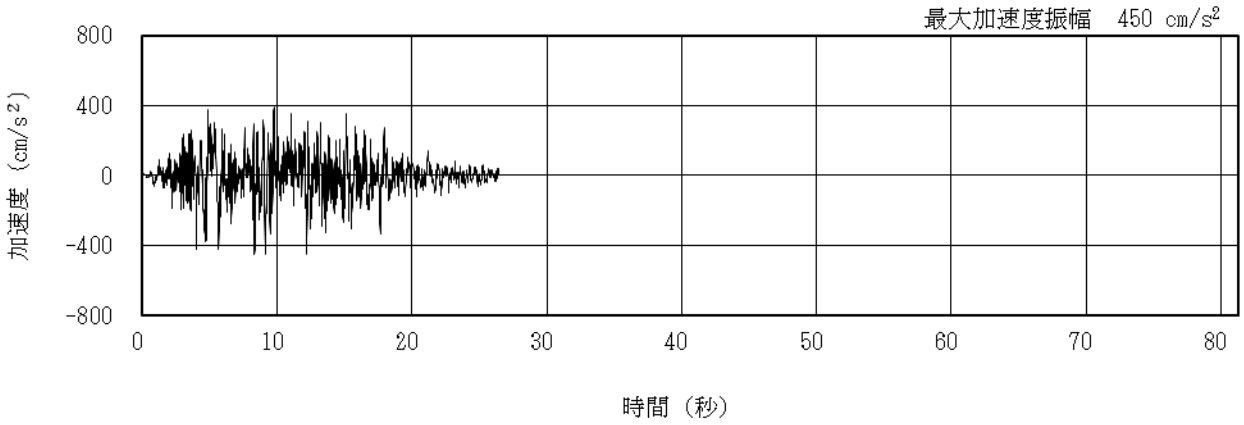
図 4.3.2-2　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（1/2Ss450）



（従来の Ss-1H）

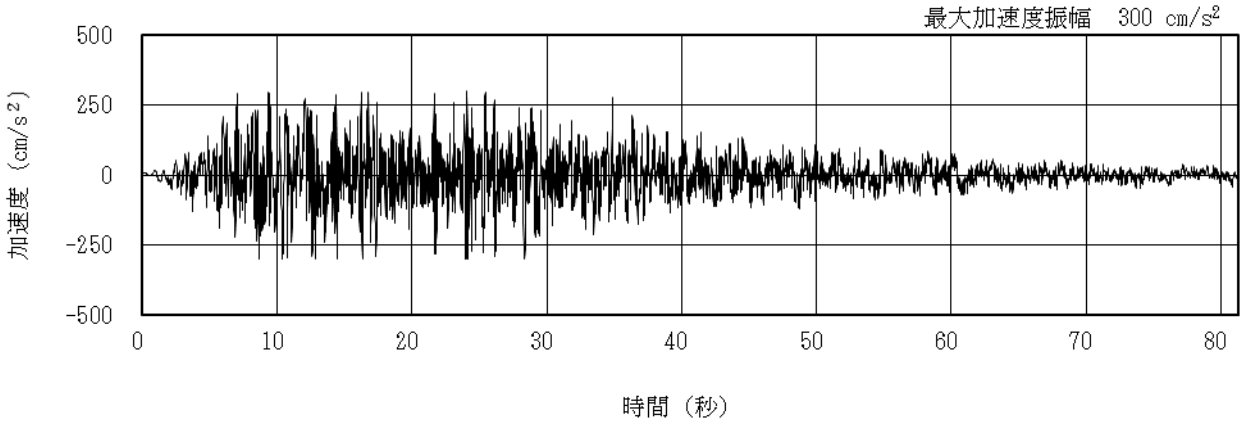


（従来の Ss-2H）

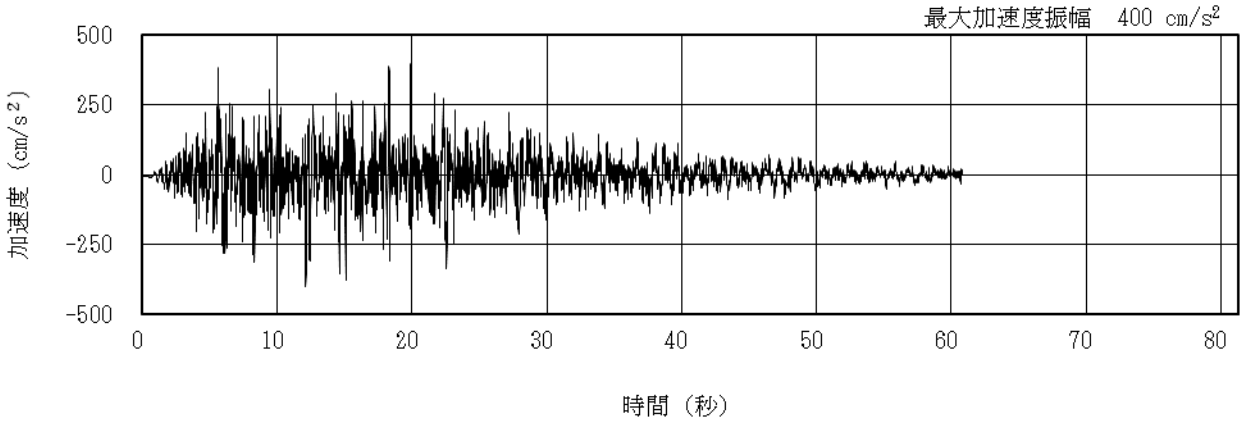


（従来の Ss-3H）

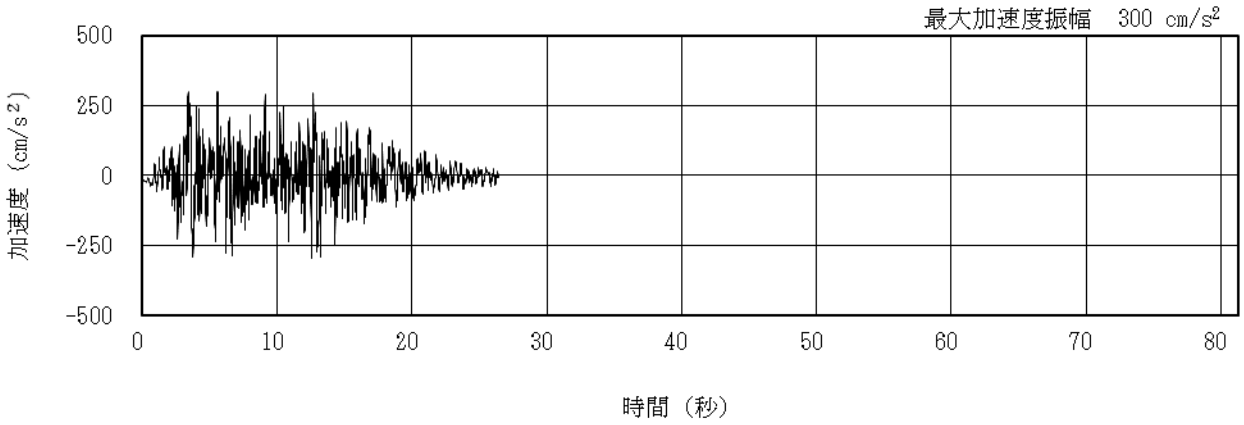
図 4.3.2-3　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（Ss600，水平方向）



（従来の Ss-1V）



（従来の Ss-2V）



（従来の Ss-3V）

図 4.3.2-4　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（Ss600，鉛直方向）

(2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，曲げ，せん断剛性及び軸剛性を考慮した原子炉建屋の質点系モデルの質点に，三次元立体骨組でモデル化した燃料取り出し用構台を接続し，地盤との相互作用を考慮した建屋－地盤連成系モデルとする。原子炉建屋のモデルは「Ⅱ章 2.11　添付資料－９　別添－１第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性」で用いた解析モデルを基本に，南側外壁開口や遮蔽コンクリート等の設置（別冊２８　P13 参照）を考慮して，重量や剛性を増減させたモデル（別冊２８　P34，P35 参照）とする。なお，原子炉建屋の質点は炉心位置にモデル化する。解析モデルを図 4.3.2-5 及び図 4.3.2-6 に示す。

地震応答解析に用いる鉄骨およびオイルダンパの物性値を表 4.3.2-1，表 4.3.2-2 に示す。燃料取り出し用構台の部材接合部の節点は機器荷重・仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は表 4.3.2-3 に示す重量とする。燃料取り出し用構台の柱，梁は弾性部材の梁要素，鉛直ブレースは弾性部材のトラス要素とする。

構台と原子炉建屋南側壁間，構台鉛直面，およびランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置するオイルダンパは，減衰要素とばね要素を直列に結合したモデルとする。ランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置する弾性支承の鉛直方向は軸ばねとし，水平方向はローラーとする。なお，床上のオイルダンパ・弾性支承とも，圧縮専用ばねを原子炉建屋質点との間に設けることにより浮き上りを許容したモデルとする。なお，弾性支承及びバネ付きオイルダンパを含めた原子炉建屋～構台間の接続条件については，別冊２８　P29，P30，弾性支承及びバネ付きオイルダンパの設置条件および境界条件設定の妥当性については，それぞれ，別冊２８　P48，別冊２８　P50，P51，弾性支承及びバネ付きオイルダンパ下部に設置するすべり材の耐放射線性については，それぞれ別冊２８　P49，別冊２８　P51 参照。また，原子炉建屋の質点系モデルは，軸方向は弾性とし，曲げとせん断に非線形特性を考慮する。

燃料取り出し用構台の地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）を参考に，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。改良地盤の諸元を表 4.3.2-4 に，非線形特性を図 4.3.2-7 に，地盤定数の設定結果を表 4.3.2-5 に示す。また，原子炉建屋の地盤定数は，1/2Ss450 に対しては上記報告書を参考に水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定め，Ss600 に対しては上記報告書と同様として定めた。原子炉建屋の地盤定数を表 4.3.2-6 に示す。なお，改良地盤物性の設定及び改良地盤部の地中構築物の影響については，別冊２８　P40～P42 参照。

地盤ばねは，「JEAG 4601-1991 追補版」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねとして評価する。なお，燃料取り出し用構台は改良地盤への埋込がほとんどないため，底面地盤ばねのみ考慮する。

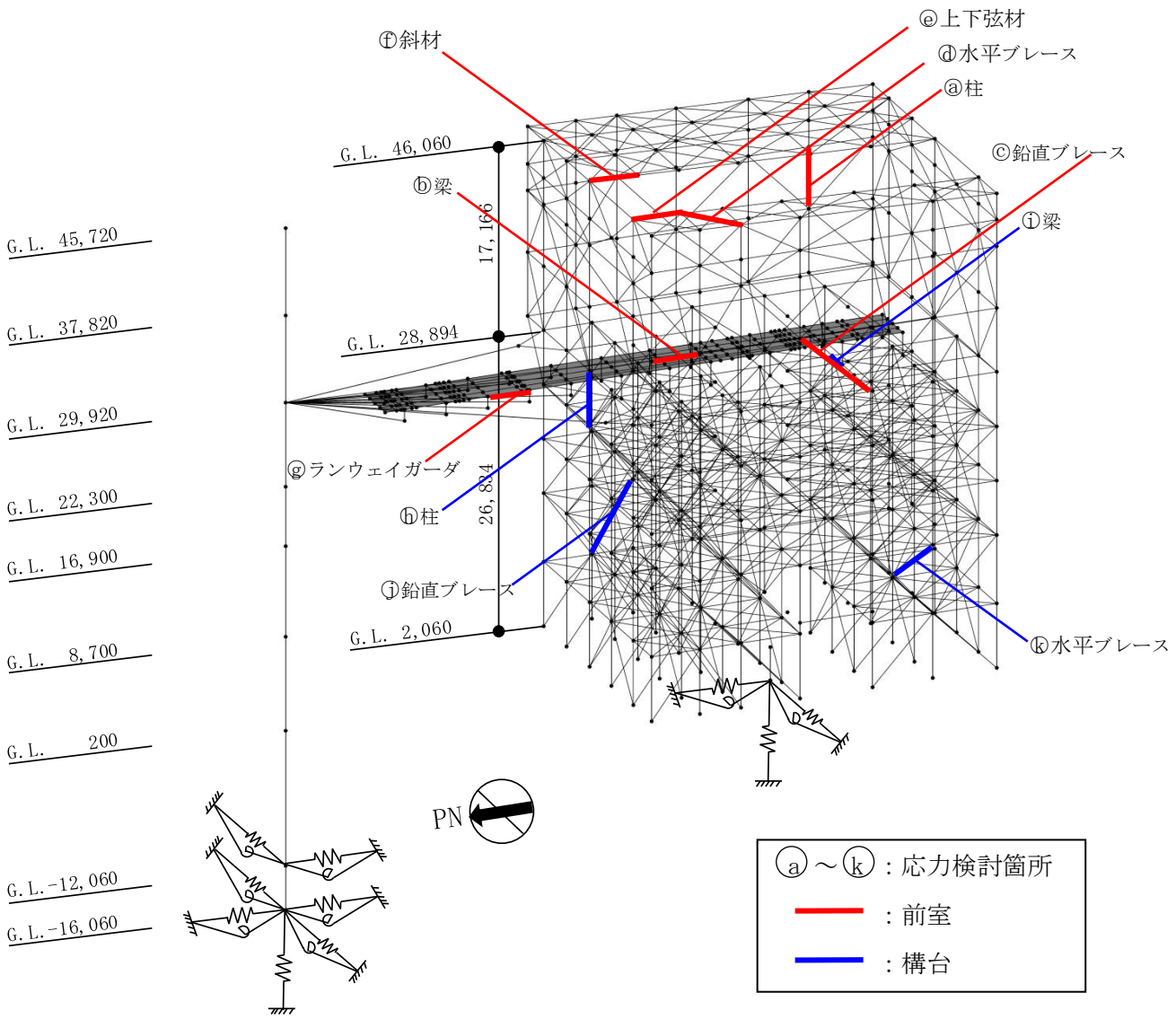


図 4.3.2-5　地震応答解析モデル（単位：mm）（1/2Ss450 応力検討箇所記載）

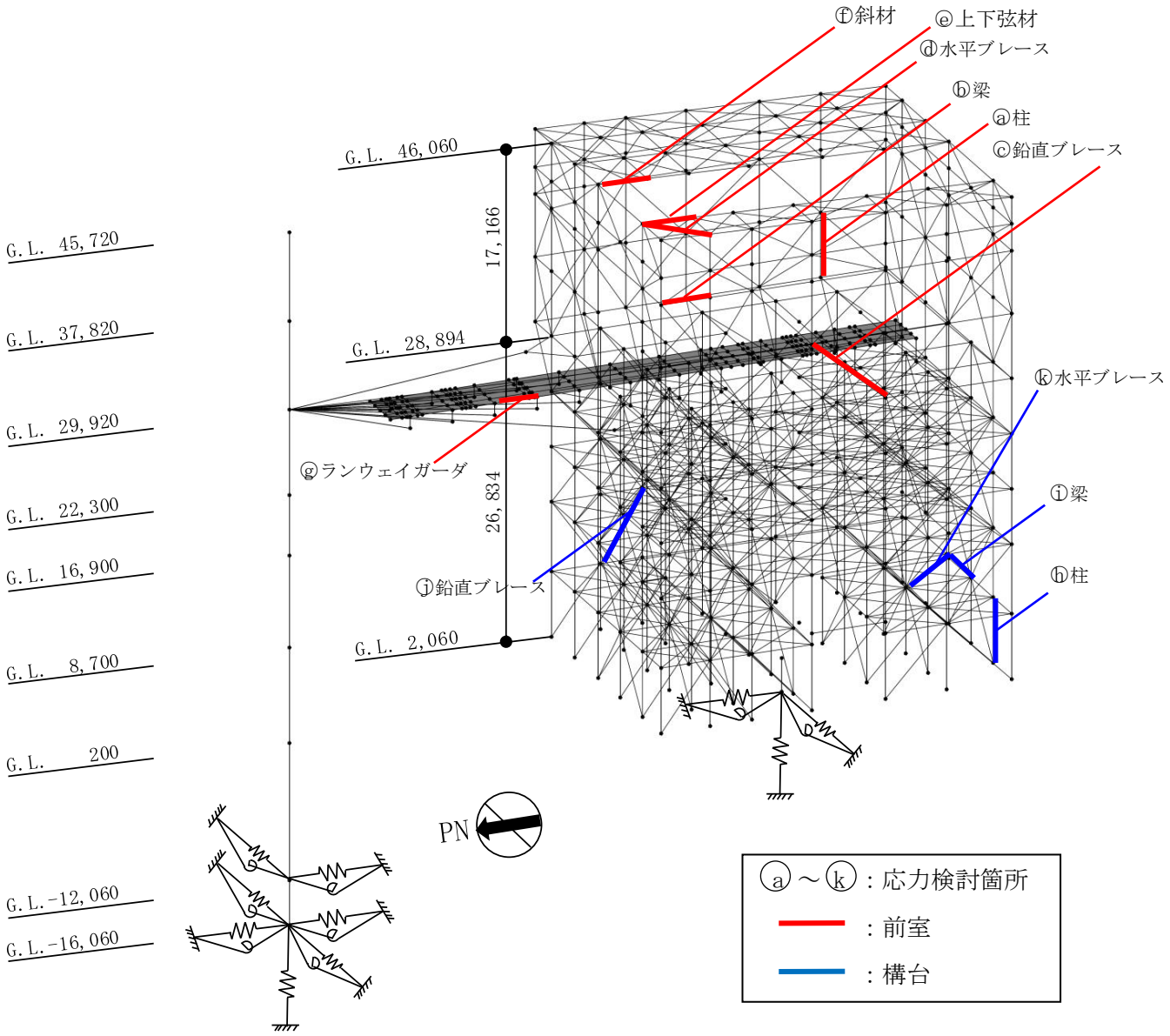


図 4.3.2-6　地震応答解析モデル（単位：mm）（Ss600 応力検討箇所記載）

表 4.3.2-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
燃料取り 出し用構台	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400，SM490A，SN490B， SN490C，STK490，TMCP325

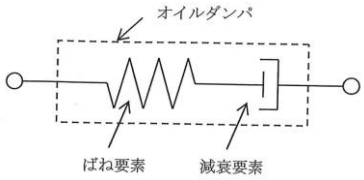
表 4.3.2-2　オイルダンパの物性値及び許容値

オイルダンパ（水平棟間）

	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ	1970	1700	0.7	12000	490	±100

オイルダンパ（鉛直）

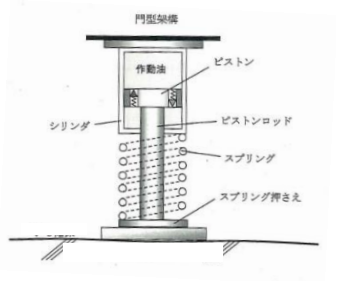
	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ	2060	1600	0.5	40000	1000	±60



オイルダンパのモデル化

ばね付きオイルダンパ

	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
ばね付き オイルダンパ	1500	1200	1.0	5000	395	±100



ばね付きオイルダンパ概念図

表 4.3.2-3(1)　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
45.72	12880	23.28		
			18.6	10154
37.82	10220	18.53		
			16.1	10626
29.92	74470	134.76		
			184.3	22551
22.3	79440	143.78		
			166.8	24629
16.9	107720	194.96		
			249.3	44401
8.7	116670	211.14		
			157.1	40661
0.2	201190	364.11		
			456.8	110444
-12.06	341290	617.55		
			2656.2	480675
-16.06	125030	226.24		
合計	1068910			

ヤング係数 Ec	2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%

表 4.3.2-3(2)　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b)水平（EW）方向

標高 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
45.72	12880	13.18		
			13.6	5926
37.82	10220	10.40		
			12.6	6255
29.92	74470	76.06		
			108.2	11927
22.3	79440	81.06		
			117.3	14199
16.9	107720	194.96		
			185.7	33796
8.7	116670	211.14		
			173.1	41960
0.2	201190	544.79		
			418.1	132121
-12.06	341290	923.98		
			2656.2	719166
-16.06	125030	338.53		
合計	1068910			

ヤング係数 Ec	2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%

表 4.3.2-3(3)　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(c)鉛直方向

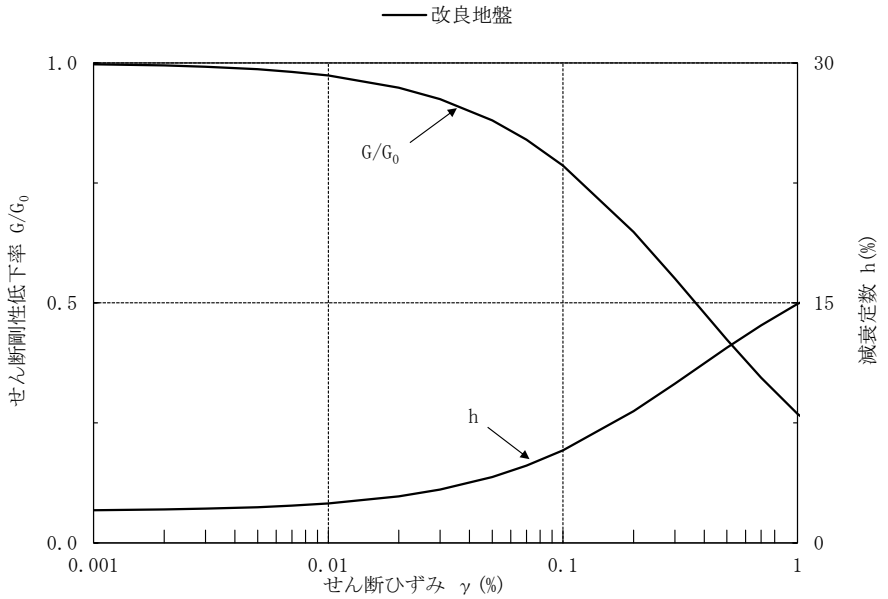
標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^8$ kN/m)
45.72	12880		
		43.0	1.40
37.82	10220		
		42.5	1.38
29.92	74470		
		291.9	9.84
22.3	79440		
		295.1	14.04
16.9	107720		
		437.5	13.71
8.7	116670		
		359.4	10.87
0.2	201190		
		627.4	13.15
-12.06	341290		
		2656.2	170.66
-16.06	125030		
合計	1068910		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

表 4.3.2-4　改良地盤の諸元

せん断波速度*	単位体積重量	ポアソン比*	初期せん断弾性係数
Vs (m/s)	γ (kN/m^3)	ν	G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)
800	17.7	0.31	11.52

*:『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機　建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答)』(東京電力株式会社，平成 22 年 2 月 19 日，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料)



*:『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機　建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答)』(東京電力株式会社，平成 22 年 2 月 19 日，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料)

図 4.3.2-7　改良地盤の非線形特性

表 4.3.2-5(1)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）

(a) 1/2Ss450

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	-	-	-	-

表 4.3.2-5(2)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）

(b)従来の Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) 従来の Ss-2

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(d) 従来の Ss-3

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.63	3.41	0.77	7.70	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.36	4.36	0.77	9.78	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.34	5.63	0.77	12.55	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.03	6.53	0.77	14.51	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 4.3.2-6(1)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）

(a) 1/2Ss450

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0										
		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	-	-	-	-

表 4.3.2-6(2)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）

(b) 従来の Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) 従来の Ss-2

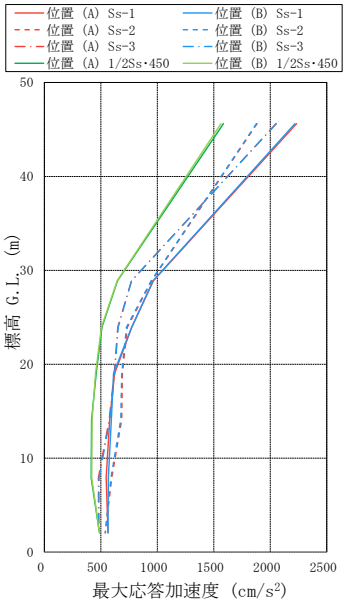
標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(d) 従来の Ss-3

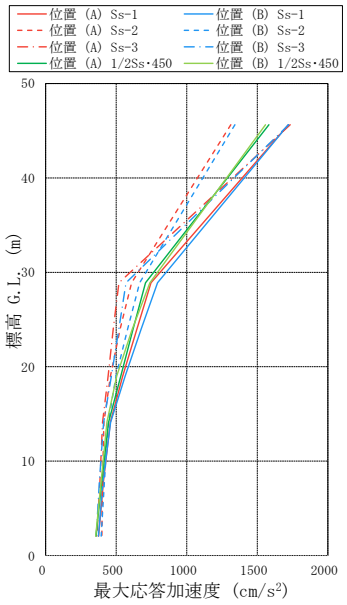
標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(3)　地震応答解析結果

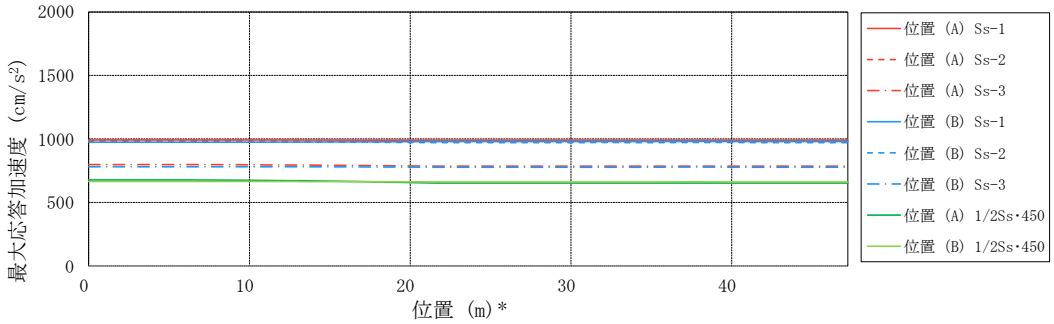
最大応答加速度分布を図 4.3.2-8(1) 及び図 4.3.2-8(2) に示す。



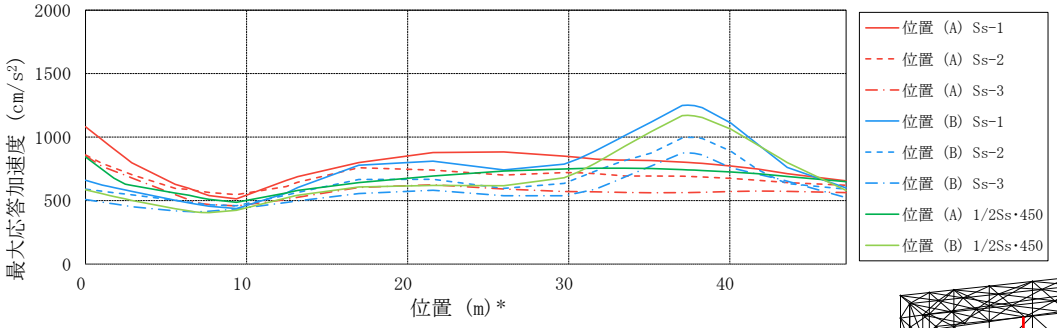
(a) 水平(NS)成分 (構台+前室)



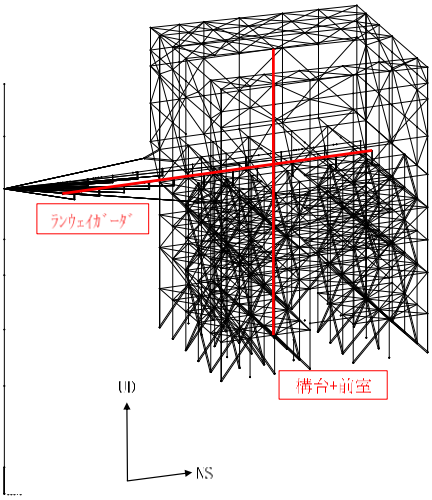
(b) 鉛直成分 (構台+前室)



(c) 水平(NS)成分 (ランウェイガーダ)



(d) 鉛直成分 (ランウェイガーダ)

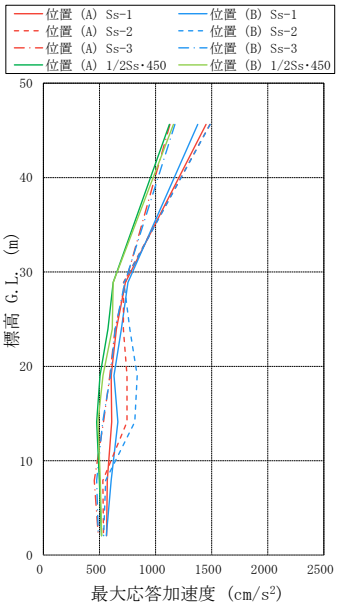


注：凡例位置の条件は表 4.2.1-4 に示す

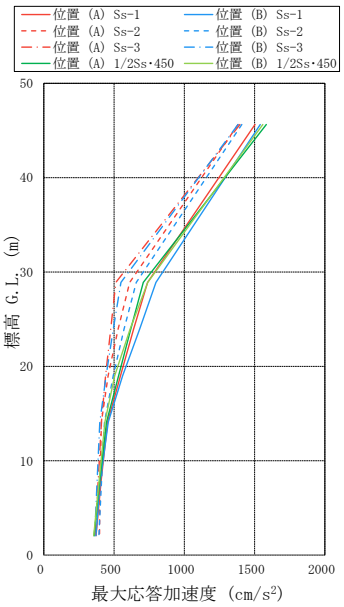
＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す

図 4.3.2-8(1)　最大応答加速度分布

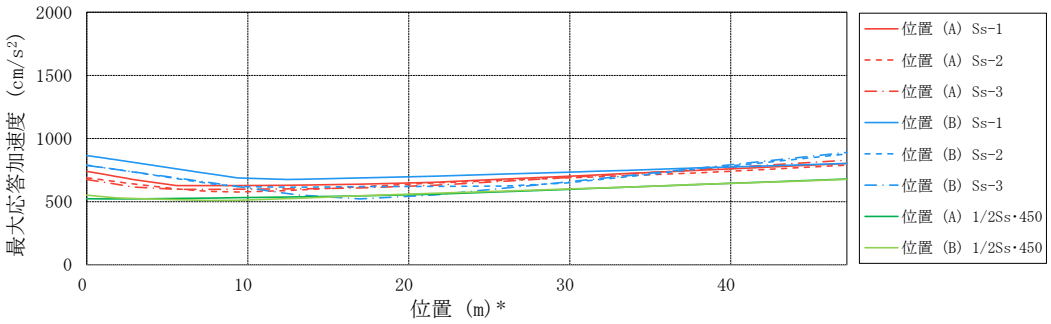
(Ss600：NS 及び UD 方向加力時，1/2Ss450：3 方向加力時)



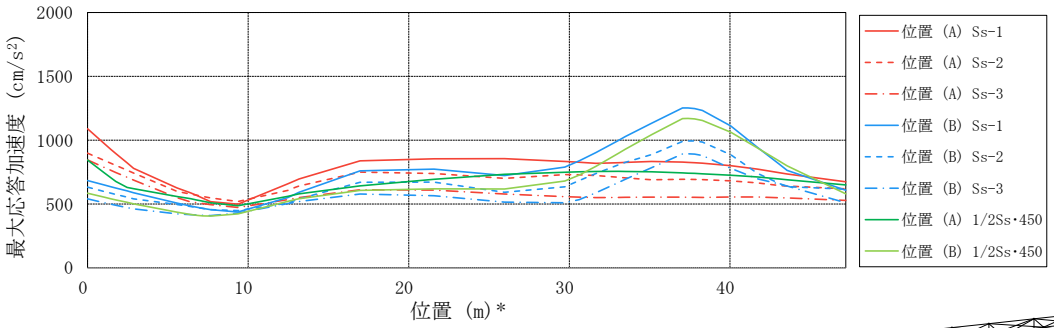
(a)水平(EW)成分 (構台+前室)



(b)鉛直成分 (構台+前室)



(c)水平(EW)成分 (ランウェイガーダ)



(d)鉛直成分 (ランウェイガーダ)

注：凡例位置の条件は表 4.2.1-4 に示す
＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す

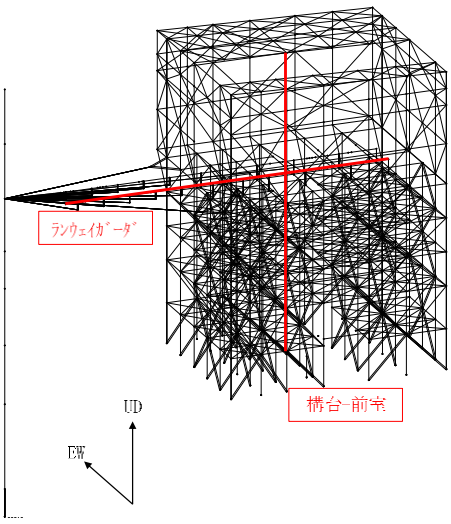


図 4.3.2-8(2)　最大応答加速度分布
(Ss600：EW 及び UD 方向加力時，1/2Ss450：3 方向加力時)

(4) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

1) 層間変形角の検討

最大応答層間変形角を表 4.3.2-7 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.2-7(1) 最大応答層間変形角の検討結果（1/2Ss450）

検討箇所	地震波	入力方向（位置）*	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
前室	1/2Ss450	NS（A）	1/604	1/75	O.K.
		EW（B）	1/624	1/75	O.K.
構台		NS（B）	1/741	1/75	O.K.
		EW（B）	1/386	1/75	O.K.

*：（ ）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

表 4.3.2-7(2) 最大応答層間変形角の検討結果（Ss600）

検討箇所	地震波	入力方向（位置）*	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
前室	従来の Ss-1	NS（A）	1/431	1/75	O.K.
		EW（A）	1/484	1/75	O.K.
	従来の Ss-2	NS（A）	1/433	1/75	O.K.
		EW（A）	1/472	1/75	O.K.
	従来の Ss-3	NS（B）	1/442	1/75	O.K.
		EW（A）	1/551	1/75	O.K.
構台	従来の Ss-1	NS（B）	1/443	1/75	O.K.
		EW（B）	1/320	1/75	O.K.
	従来の Ss-2	NS（B）	1/461	1/75	O.K.
		EW（B）	1/280	1/75	O.K.
	従来の Ss-3	NS（A）	1/591	1/75	O.K.
		EW（B）	1/262	1/75	O.K.

*：（ ）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

2) 断面検討

部材の応答結果が塑性していないため，断面検討結果を応力度比で示す。部材の応力度比は，2方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表される。表 4.3.2-8 に断面検討結果を示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 4.3.2-8 より全てのケースで応力度比が 1 以下になり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.2-8(1) 断面検討結果（前室）(1/2Ss450)

部 位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	燃料取扱 設備位置*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-700×300 ×14×28 〈SM490A〉	A	σ_c	24.2	f_c	310	0.71	O.K.
				σ_{by}	180.8	f_{by}	313		
				σ_{bz}	17.9	f_{bz}	357		
				τ	3.0	f_s	205		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	B	σ_t	3.8	f_t	357	0.70	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	273		
				σ_{bz}	243.8	f_{bz}	357		
				τ	4.2	f_s	205		
	ⓒ鉛直 ブレース	ϕ-355.6×9.5 〈STK490〉	B	σ_c	128.8	f_c	279	0.47	O.K.
	ⓓ水平 ブレース	2[s-150×75×9 ×12.5 〈SS400〉	B	σ_t	129.7	f_t	258	0.51	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	B	σ_c	169.2	f_c	316	0.66	O.K.
				σ_{bz}	43.7	f_{bz}	357		
				τ	0.7	f_s	205		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	A	σ_c	117.1	f_c	239	0.49	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈SN490B〉	A	σ_c	20.4	f_c	323	0.29	O.K.
				σ_b	69.8	f_b	323		
				τ	12.5	f_s	186		

*1：ⓐ～ⓖの符号は図 4.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.2-8(2)　断面検討結果（構台）(1/2Ss450)

部　位[*1]		部材形状(mm) 〈使用材料〉	燃料取扱 設備位置[*2]	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
構台	ⓗ柱	(X)H-1500×400 ×16×32 (Y)H- 700×350 ×16×32 〈SM490A〉	B	σ_c	41.6	f_c	348	0.83	O.K.
				σ_{by}	120.5	f_{by}	303		
				σ_{bz}	108.5	f_{bz}	357		
				τ	12.8	f_s	205		
	ⓘ梁	H-800×350 ×19×36 〈SM490A〉	B	σ_c	0.1	f_c	342	0.69	O.K.
				σ_{by}	152.4	f_{by}	339		
				σ_{bz}	0.7	f_{bz}	357		
				τ	106.1	f_s	205		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	B	σ_c	137.7	f_c	294	0.47	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	B	σ_t	36.1	f_t	258	0.14	O.K.

*1：ⓗ～ⓚの符号は図 4.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.2-8(3)　断面検討結果（前室）（Ss600）

部　位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-700×300 ×14×28 〈SM490A〉	従来の Ss-1 -EW+UD (A)	σ_c	13.7	f_c	310	0.82	O.K.
				σ_{by}	223.5	f_{by}	298		
				σ_{bz}	3.6	f_{bz}	357		
				τ	27.6	f_s	205		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	従来の Ss-1 +EW-UD (B)	σ_t	6.8	f_t	357	0.91	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	273		
				σ_{bz}	314.6	f_{bz}	357		
				τ	5.5	f_s	205		
	ⓒ鉛直 ブレース	ϕ-355.6×9.5 〈STK490〉	従来の Ss-2 +NS+UD (A)	σ_c	199.6	f_c	279	0.72	O.K.
	ⓓ水平 ブレース	2[s-200×90×8 ×13.5 〈SS400〉	従来の Ss-1 +EW-UD (B)	σ_t	178.7	f_t	258	0.70	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	従来の Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	221.0	f_c	316	0.80	O.K.
				σ_{bz}	33.3	f_{bz}	357		
				τ	0.5	f_s	205		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	従来の Ss-1 -NS+UD (B)	σ_c	148.7	f_c	239	0.63	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈SN490B〉	従来の Ss-1 +NS-UD と +EW-UD と の包絡 (A)	σ_c	24.2	f_c	323	0.35	O.K.
				σ_b	85.4	f_b	323		
				τ	14.9	f_s	186		

*1：ⓐ～ⓖの符号は図 4.3.2-6 の応力検討箇所を示す

*2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

表 4.3.2-8(4)　断面検討結果（構台）（Ss600）

部　位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
構台	ⓗ柱	(X)H-700×300 ×36×36 (Y)H-700×350 ×36×40 〈SM490A〉	従来の Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	43.4	f_c	343	0.91	O.K.
				σ_{by}	246.2	f_{by}	337		
				σ_{bz}	17.1	f_{bz}	357		
				τ	18.8	f_s	205		
	ⓘ梁	H-750×350 ×40×40 〈SM490A〉	従来の Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	24.1	f_c	350	0.87	O.K.
				σ_{by}	265.9	f_{by}	352		
				σ_{bz}	5.0	f_{bz}	357		
				τ	41.5	f_s	205		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	従来の Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	214.2	f_c	294	0.73	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	従来の Ss-3 -EW+UD (B)	σ_t	63.3	f_t	258	0.25	O.K.

*1：ⓗ～ⓚの符号は図 4.3.2-6 の応力検討箇所を示す

*2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

4.3.3　弾性支承の耐震性に対する検討

弾性支承に作用する圧縮力による面圧が，圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

検討の結果，最大圧縮面圧が圧縮限界強度以下となることを確認した。

表 4.3.3-1(1)　弾性支承の耐震性に対する検討結果（1/2Ss450）

設置位置	燃料取扱設備位置*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	A	43.00	8.80	0.21	O.K.
東側	A	43.00	8.86	0.21	O.K.

*：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.3-1(2)　弾性支承の耐震性に対する検討結果（Ss600）

設置位置	荷重ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	従来の Ss-1 +NS-UD (A)	43.00	10.83	0.26	O.K.
東側	従来の Ss-1 +NS-UD (A)	43.00	10.83	0.26	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

4.3.4　オイルダンパの耐震性に対する検討

各部位で用いられるオイルダンパの耐震性に対する検討は，地震応答解析における最大応答値が許容値以下であることを確認する。

表 4.3.4-1 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

表 4.3.4-1(1)　オイルダンパの検討結果（1/2Ss450）

種類	検討項目	燃料取扱設備位置*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（水平棟間）	変位（mm）	A	40	±100	O.K.
	速度（m/s）	A	0.42	0.70	O.K.
オイルダンパ（鉛直）	変位（mm）	B	13	±60	O.K.
	速度（m/s）	B	0.07	0.50	O.K.
ばね付きオイルダンパ	変位（mm）	A	14	±100	O.K.
	速度（m/s）	A	0.10	1.00	O.K.

＊：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.4-1(2)　オイルダンパの検討結果（Ss600）

種類	検討項目	荷重ケース（位置）*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（水平棟間）	変位（mm）	従来の Ss-1 NS (B)	50	±100	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-2 NS (B)	0.54	0.70	O.K.
オイルダンパ（鉛直）	変位（mm）	従来の Ss-3 EW (B)	18	±60	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-1 NS (B)	0.16	0.50	O.K.
ばね付きオイルダンパ	変位（mm）	従来の Ss-1 NS (A)	18	±100	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-1 NS (A)	0.14	1.00	O.K.

＊：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

4.3.5　1/2Ss450 と Ss600 の応答結果の比較検討

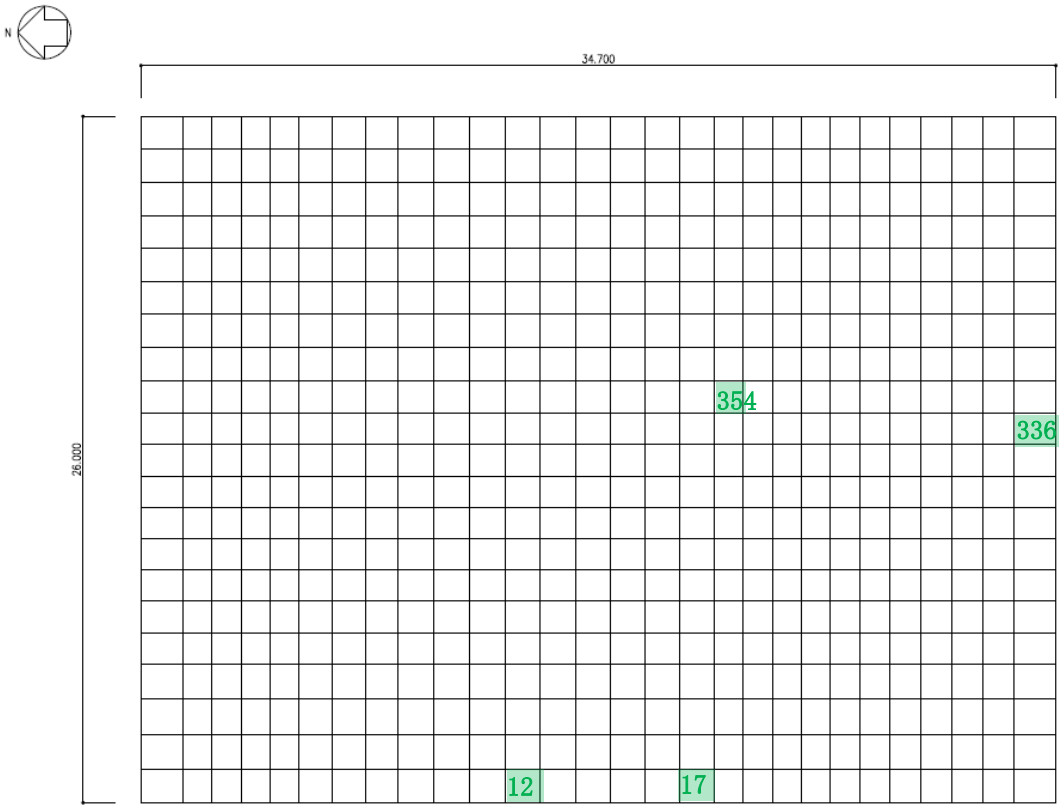
前述の通り，最大応答層間変形角，部材の断面検討結果，弾性支承の最大圧縮面圧およびオイルダンパの最大応答の全てにおいて，1/2Ss450 評価結果が Ss600 評価結果を下回り，1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことをことを確認した。（別冊２８ P97～P103 参照）

4.3.6　基礎の耐震性に対する検討

(1)　解析モデル

基礎の応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，図 4.3.6-1 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。但し，浮き上がった場合は，ばねの剛性が 0 となる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。



凡例　###　：Ss600 時断面算定要素（数字は要素番号）

図 4.3.6-1　基礎モデル(Ss600 時)

(2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 4.3.6-1 に示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 4.3.6-1　断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース (位置)*1	設計応力		N/(b・D)*2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋　(pt:%) 下段：下端筋　(pt:%)	設計面外 せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
12	NS	従来のSs-1 +NS-UD (A)	382.3	11137.8	0.127	1.238	0.378	2-D38@200　(0.38) 3-D38@200　(0.57)	542.8	2616	O.K.
336	EW	従来のSs-3 +EW-UD (B)	702.3	8453.6	0.234	0.939	0.261	2-D38@200　(0.38) 2-D38@200　(0.38)	513.9	2663	O.K.
17	NS	従来のSs-1 +NS-UD (A)	485.8	3585.9	0.162	0.398	0.099	2-D38@200　(0.38) 2-D38@200　(0.38)	2048.4	2663	O.K.
354	EW	従来のSs-2 -EW+UD (B)	700.2	4994.3	0.233	0.555	0.139	2-D38@200　(0.38) 2-D38@200　(0.38)	1806.0	2663	O.K.

*1：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）
*2：圧縮を正とする。

4.3.7　改良地盤の耐震性に対する検討

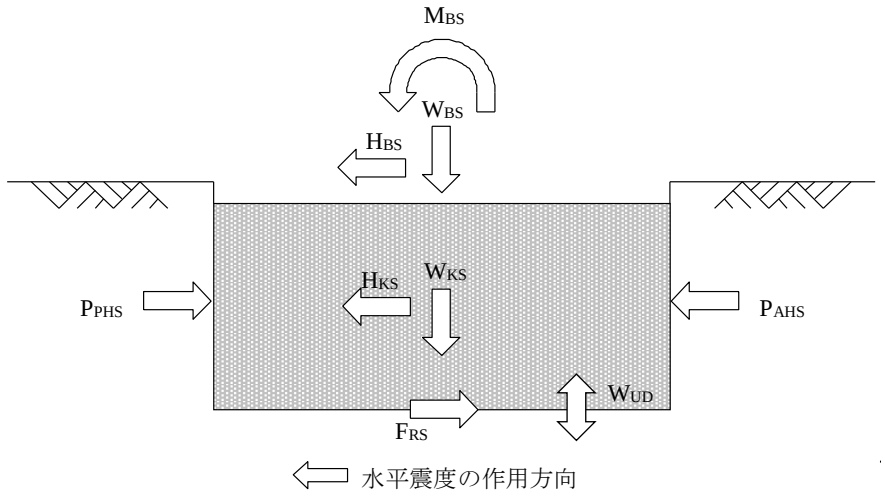
(1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，地震により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

(2)　地震時に対する検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力以下であることを確認する。図 4.3.7-1 に作用荷重を示す。



W_{BS}：燃料取り出し用構台荷重
W_{KS}：改良地盤の自重
H_{BS}：燃料取り出し用構台による水平力
M_{BS}：燃料取り出し用構台による改良地盤底面における
　　転倒モーメント
H_{KS}：改良地盤の慣性力
P_{AHS}：地震時主働土圧による水平力
P_{PHS}：地震時受働土圧による水平力
F_{RS}： 支持地盤のせん断抵抗力
W_{UD}： 上下動による鉛直応力

図 4.3.7-1　作用荷重（Ss600 時）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τmax）は下式にて求める。

鉛直力の合計　$\Sigma W = W_{BS}+W_{KS}$

水平力の合計　$\Sigma H_X= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}$（NS 方向）

$\Sigma H_Y= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}$（EW 方向）

転倒モーメントの合計　$\Sigma M_X= M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}$（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_Y= M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}$（Y 軸回り:NS 方向加力）

ここに，　M_{KS}：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧

$$q_{2SX+} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y+W_{UD}/A$$

$$q_{2SX-} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y-W_{UD}/A$$

$$q_{2SY+} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X+W_{UD}/A$$

$$q_{2SY-} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X-W_{UD}/A$$

ここに，　W_{UD}：上下動による鉛直応力

(3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

1)　改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討結果

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が 1.5 以上であることを確認する。

$$\frac{{}_{SS}f_{SC}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

ここで，　${}_{SS}f_{SC}$　：改良地盤の圧縮強度

σ_{ymax}　：有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（${}_{SS}f_{SC}$）は，「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度 5000 kN/m^2 とし，断面欠損を考慮した場合 4900 kN/m^2 とする。

安全率の検討結果を表 4.3.7-1 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 4.3.7-1　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

方向	最大鉛直応力 σ_{ymax}(kN/m^2)	最大鉛直応力発生地震波	圧縮強度 $_{SS}f_{SC}$(kN/m^2)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	761	従来の Ss-1	4900	6.43	1.50	OK
EW	793	従来の Ss-2	4900	6.17	1.50	OK

2)　改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は，改良地盤の基礎直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し，せん断に対する安全率 $F_S(t)$ が 1.5 以上であることを確認する。

$$F_S(t)=\frac{F_R(t)}{F_H(t)}\geqq 1.5$$

ここで，　$F_S(t)$：せん断に対する安全率

$F_R(t)$：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$：せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$_{SS}f_{SS}$：改良地盤のせん断強度（kN/m^2）

改良地盤のせん断強度（$_{SS}f_{SS}$）は下式より設定する。

$$_{SS}f_{SS}=\frac{1}{5}{}_{SS}f_{SC}$$

ここで，　$_{SS}f_{SS}$：1000 kN/m^2

断面欠損を考慮し

$_{SS}f_{SS}$：　750 kN/m^2

安全率の検討結果を表 4.3.7-2，表 4.3.7-3 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 4.3.7-2　改良地盤のせん断力に対する検討結果（基礎下端）

方向	最大せん断力発生地震波	最大せん断力 F_H (kN)	水平抵抗力 F_R (kN)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	従来の Ss-2	56816	676650	11.90	1.50	OK
EW	従来の Ss-1	55076	676650	12.28	1.50	OK

表 4.3.7-3　改良地盤のせん断力に対する検討結果（改良地盤下端）

方向	最大せん断力発生地震波	最大せん断力 F_H (kN)	水平抵抗力 F_R (kN)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	従来の Ss-2	105335	676650	6.42	1.50	OK
EW	従来の Ss-1	106956	676650	6.32	1.50	OK

3)　支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤下端における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

ここで，　　R_u:極限鉛直支持力度

V:地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（ 6860 kN/m^2）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊:「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設)」による

NS 方向：6860 kN/m^2 ／ 761 kN/m^2 ＝ 9.01 ≧ 1.50 ・・・・OK

EW 方向：6860 kN/m^2 ／ 793 kN/m^2 ＝ 8.65 ≧ 1.50 ・・・・OK

4.3.8　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

(1)　弾性支承反力に対する検討

地震応答解析で得られる弾性支承に生ずる最大圧縮軸力の反力として原子炉建屋の RC 梁に生じるせん断力が，梁の許容せん断耐力以下となることを確認する。なお，原子炉建屋接触部の状況については，別冊２８ P64 参照。

弾性支承の反力は基本的に，プール壁及び下階柱に直接かかるように配置するが，一部梁端に作用するため，それを考慮する。この時，地震時の鉛直方向震度を下向きに考慮する。鉛直震度は，時刻歴解析時のオペフロ床質点の鉛直方向最大加速度を震度換算して算定する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

検討の結果，梁のせん断力が許容せん断耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-1　弾性支承反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	梁端せん断力 Q(kN)	許容せん断耐力 Qa(kN)	耐力比	判定
弾性支承受梁	従来の Ss-1 NS (A)	1203	2313	0.52	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

(2)　ばね付きオイルダンパの反力に対する検討

ばね付きオイルダンパの反力を受ける原子炉建屋床架構を有限要素法を用いてモデル化し弾性解析を行う。床スラブは板要素で，大梁は線材でモデル化する。

ばね付きオイルダンパの反力は，地震応答解析における各支点での最大鉛直方向反力値を取り出し静的に作用させる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

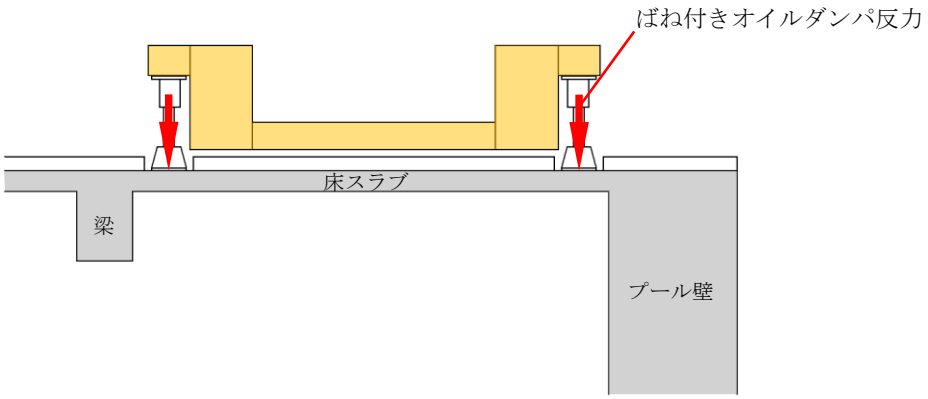


図 4.3.8-1　ばね付きオイルダンパ反力概要図

検討の結果，床スラブの発生応力が許容耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-2　ばね付きオイルダンパの反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
ばね付きオイルダンパ 受け床スラブ	従来の Ss-1 NS (A)	曲げ M (kN・m)	79	216	0.37	O.K.
		せん断 Q(kN)	321	420	0.77	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

(3)　オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討

オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける原子炉建屋南側外壁（壁・大梁及び柱）を有限要素法を用いてモデル化し，弾性解析を行う。

床スラブ・壁付梁は板要素で，柱は線材でモデル化する。

オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける箇所は 2 箇所あるが，面外方向の反力値が大きく，躯体断面の小さい西側での検定比が支配的となるため西側での検討を代表として行う。

オイルダンパ（水平棟間）の反力は，地震応答解析において発生した最大反力を取り出し静的に作用させる。

この時，地震時の水平方向震度を考慮する。水平震度は，時刻歴解析の原子炉建屋床質点の水平方向最大加速度を震度換算して算定し，慣性力として架構面外に作用させる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

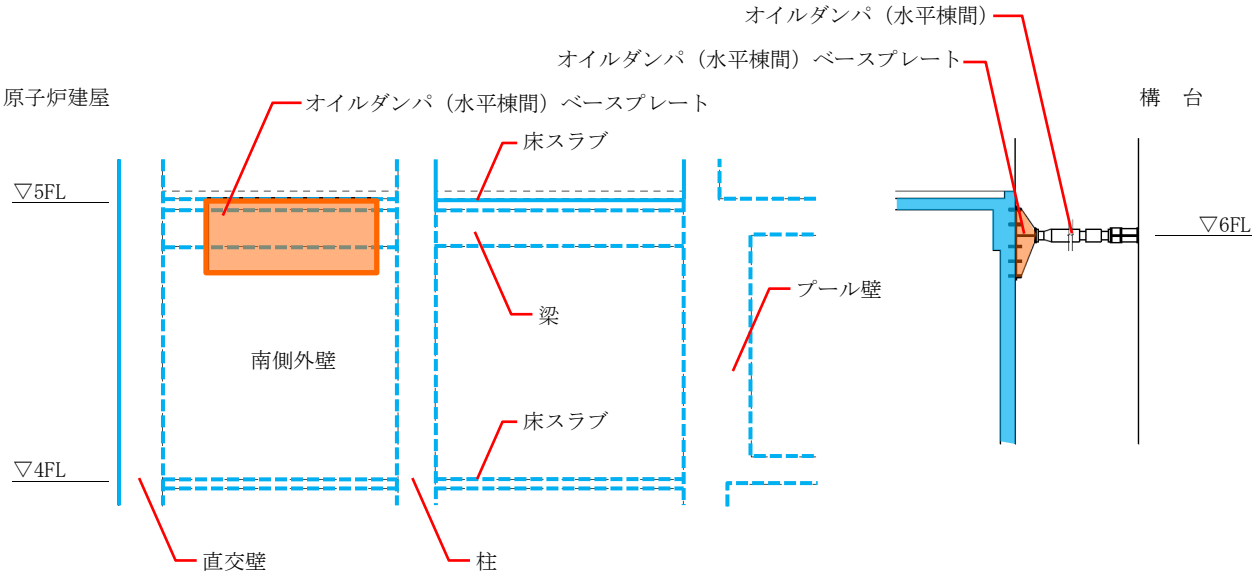


図 4.3.8-2　オイルダンパ（水平棟間）ベースプレート概要図

検討の結果，原子炉建屋南側外壁の発生応力が許容耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-3　オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
オイルダンパ （水平棟間） 受け外壁	従来の Ss-2 NS (B)	曲げ M（kN・m）	206	422	0.49	O.K.
		せん断 Q(kN/m)	273	589	0.47	O.K.

＊：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）

(4)　オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討

オイルダンパ（水平棟間）は，原子炉建屋南側外壁のオペフロ床より少し下がった位置で，あと施工アンカー（M30及びM60 の2種類）を用いて壁面に固定されたベースプレートと接続している。取り合い部の詳細を図 4.3.8-3 に示す。なお，あと施工アンカーの適用性については，別冊２８P63 参照。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600での検討結果を記載する。

あと施工アンカーは，地震応答解析で得られたオイルダンパ（水平棟間）の反力（引張及びせん断方向）の最大値に対して短期許容強度以下となることを確認した。

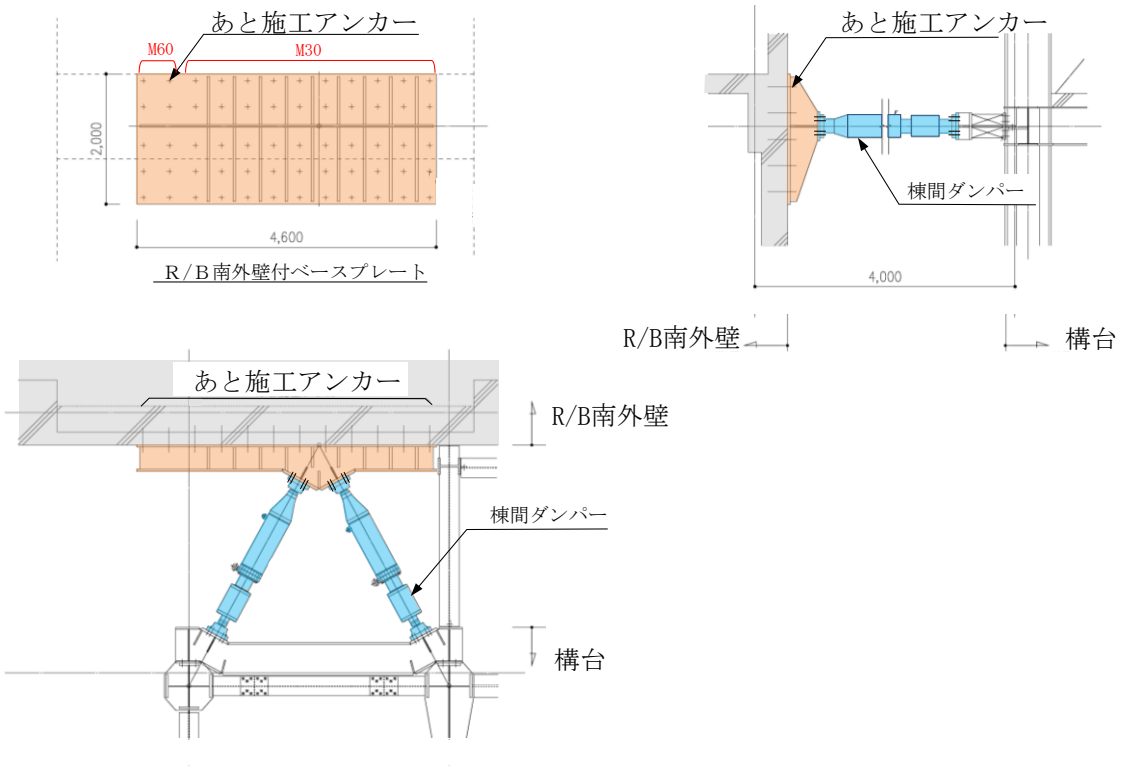


図 4.3.8-3　取り合い部の詳細

表 4.3.8-4　オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討結果

一般あと施工アンカー及び FM ボルトの許容耐力

種　類	径	有効埋込長	短期許容強度	
一般あと施工アンカー	M30	300 mm	107 kN/本	引張
FM ボルト	M60	265 mm	329 kN/本	せん断

検討結果

種　類	作用応力(kN)	許容耐力(kN)	耐力比	判定
引張	3203	5350	0.60	O.K.
せん断	2219	3290	0.68	O.K.

4.3.9　原子炉建屋の耐震性に対する検討

(1)　検討方針

燃料取り出し用構台を支持する原子炉建屋の耐震性の検討は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，原子炉建屋の耐震壁及び屋根トラス（以下，原子炉建屋上部架構）の健全性について行い，Ss600 に対して原子炉建屋上部架構の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

(2)　原子炉建屋上部架構の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

原子炉建屋上部架構の地震応答解析に用いる入力地震動は，Ss600 を入力したときの原子炉建屋 G.L.29.92m の時刻歴応答加速度とし，水平方向，回転方向及び鉛直方向の同時入力とする。入力地震動の概念図を図 4.3.9-1 に示す。

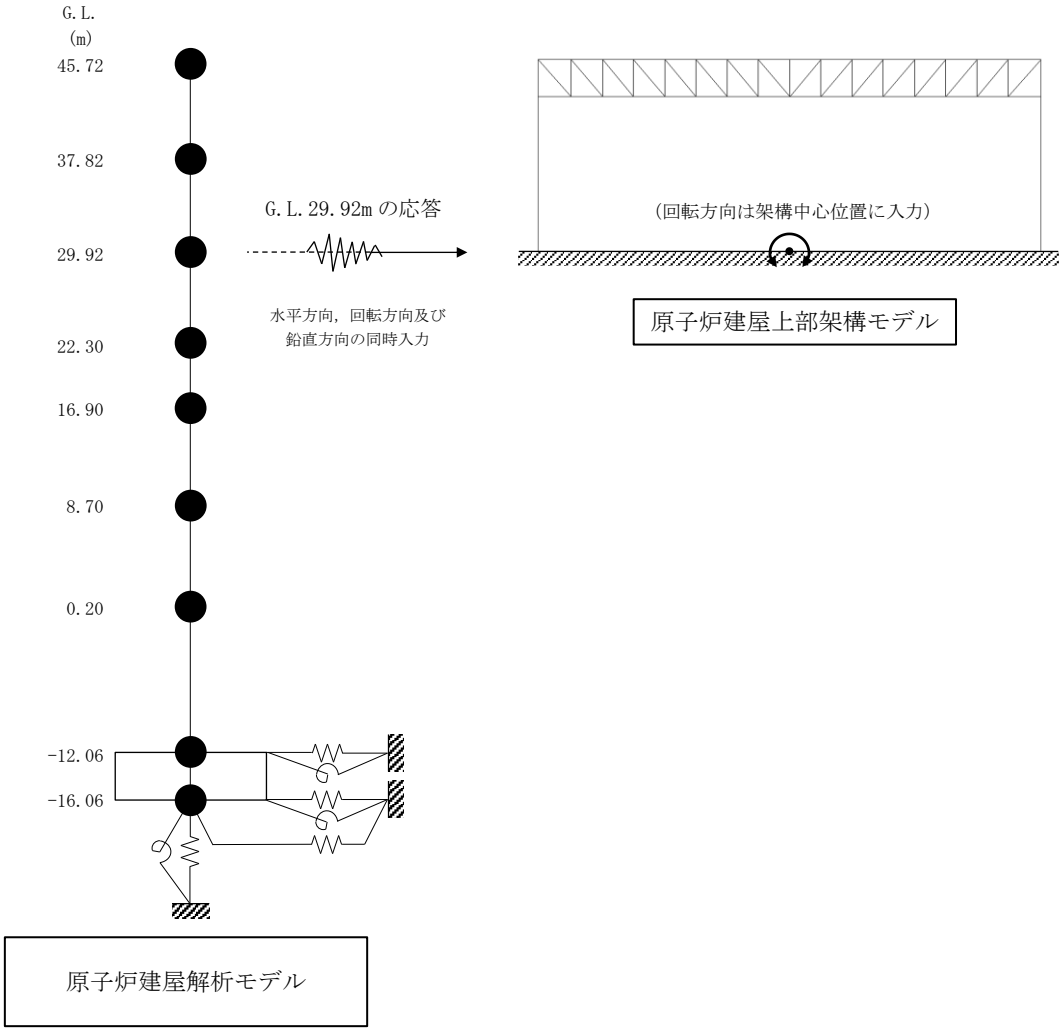


図 4.3.9-1　入力地震動の概念図

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデルは，G.L.29.92m より上部の鉄骨造の屋根と鉄筋コンクリート造の柱，梁及び耐震壁を組み込んだ立体架構モデルとし，境界条件は柱及び耐震壁脚を固定とする。解析モデルを図 4.3.9-2 に，物性値を表 4.3.9-1 に示す。

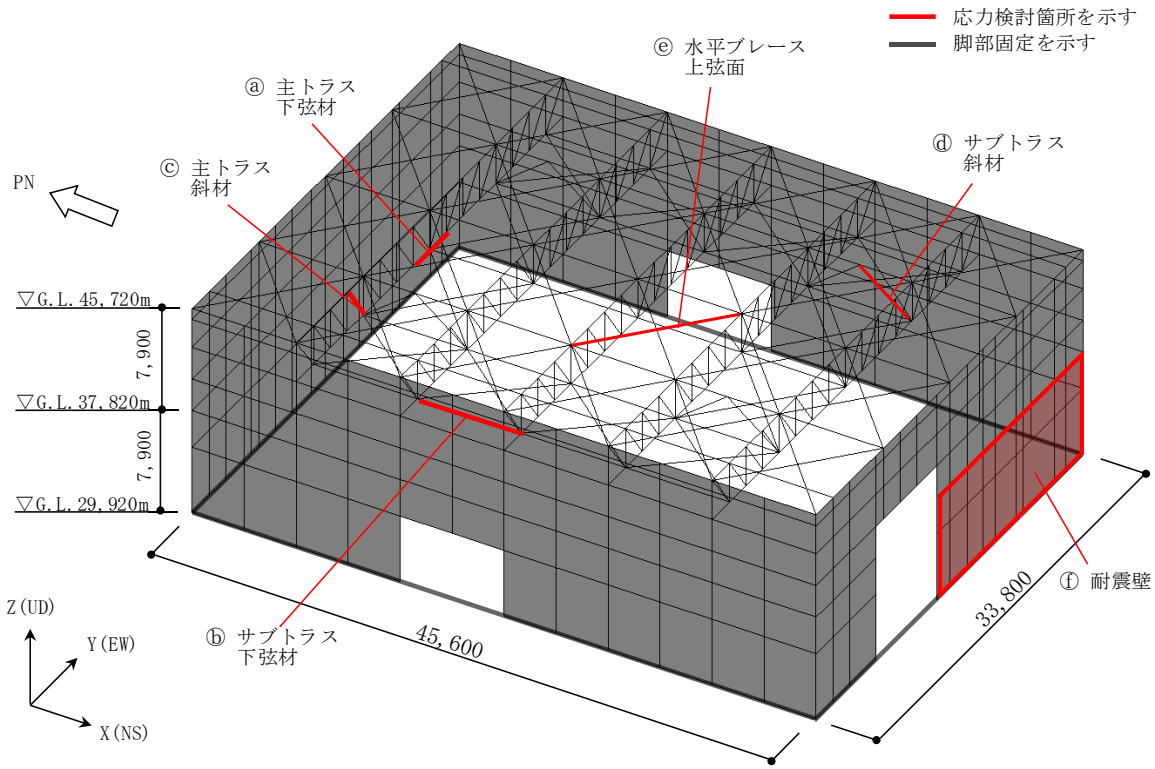


図 4.3.9-2　原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

表 4.3.9-1　地震応答解析に用いる物性値

部　位	材　料	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	減衰定数 h (%)
屋根	鉄骨	2.05×10^5	7.90×10^4	2
外周部	コンクリート*	2.57×10^4	1.07×10^4	5

＊：実強度(Fc35)に基づく物性値を示す。

(3) 波及的影響の評価

原子炉建屋上部架構の変形は，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリアとして，鉄骨造部材は，塑性率が 5 以下を満足することを確認する。

耐震壁のせん断ひずみは，鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

1) 応力度比及び塑性率の検討

部材の応力度比は，2 方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表され，部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。表 4.3.9-2 及び表 4.3.9-3 に応力度比及び塑性率が最大となる部位の検討結果を示す。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 4.3.9-2 より応力度比は 1 以下，表 4.3.9-3 より塑性率は 5 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-2　応力度比の検討結果

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
主トラス	ⓐ	下弦材	H-400×400 ×13×21 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	σ_t	108.4	258	0.72	O.K.
					σ_{by}	49.7	190		
					σ_{bz}	7.4	258		
					τ	5.0	148		
サブトラス	ⓑ	下弦材	H-248×249 ×8×13 〈SS400〉	従来の Ss-1 +EW-UD (A)	σ_c	53.1	142	0.38	O.K.
					σ_{by}	0.0	157		
					σ_{bz}	0.0	258		
					τ	0.0	148		

＊1：ⓐ，ⓑの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す
＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

σ_t ：引張応力度の最大値
σ_c ：圧縮応力度の最大値
σ_{by} ：強軸まわりの曲げ応力度の最大値ｂ
σ_{bz} ：弱軸まわりの曲げ応力度の最大値
τ ：せん断応力度の最大値

表 4.3.9-3　塑性率の検討結果

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	塑性率		判定
主トラス	ⓒ	斜材	2Ls-100×100×13 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	T/Tu	0.82	O.K.
サブ トラス	ⓓ	斜材	2Ls-100×100×7 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	C/Cu	0.58	O.K.
水平 ブレース	ⓔ	上弦面	CT-125×250×9× 14 〈SS400〉	従来の Ss-2 +EW-UD (A)	C/Cu	1.68	O.K.

＊1：ⓒ～ⓔの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

C　：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu ：座屈耐力

T　：部材軸方向の引張力の最大値

Tu ：引張耐力

2)　耐震壁のせん断ひずみの検討

原子炉建屋上部架構の耐震壁の最大せん断ひずみを表 4.3.9-4 に示す。

検討の結果，耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

また，「4.3.2　構台，前室及びランウェイガーダの耐震性に対する検討」で実施した地震応答解析による原子炉建屋の最大せん断ひずみを，「JEAG 4601-1991 追補版」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を図 4.3.9-3 に示す。

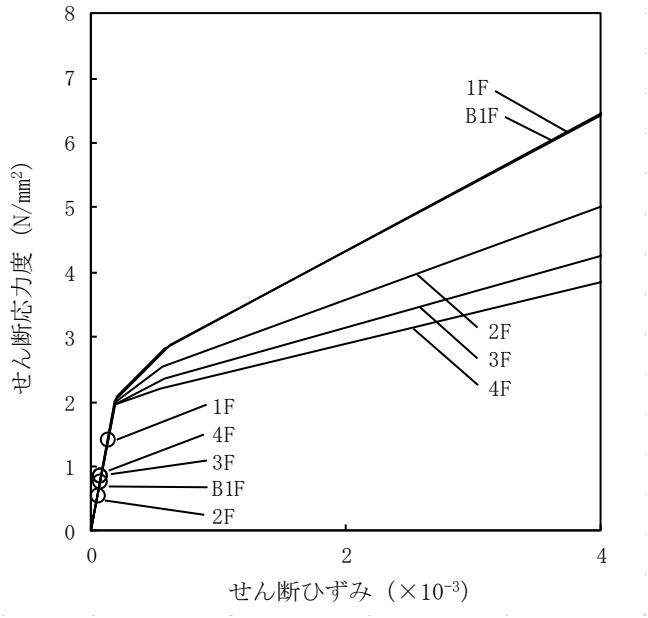
検討の結果，耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-4　耐震壁の最大せん断ひずみの検討結果

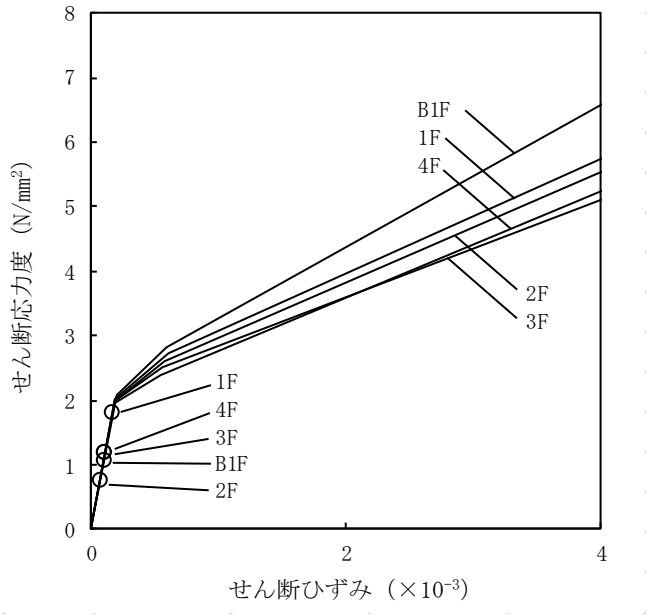
部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	せん断ひずみ ($\times10^{-3}$)	判定
耐震壁	ⓕ	建屋南側 5F	t=200 〈Fc22.1〉	従来の Ss-1 +EW+UD (A)	0.24	O.K.

＊1：ⓕの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

＊2：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 4.3.9-3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値

5.　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

別添－７　２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項

別添－８　２号機原子炉建屋　オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の落下防止について

特定原子力施設監視・
評価検討会（第４回）
資料4
（第3回資料4を一部改定）

福島第一原子力発電所
３号機燃料取り出し用カバーの
構造強度及び耐震性について

平成２５年2月21日
東京電力株式会社

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

１．施設概要と要求機能

２．構造概要

３．設計概要

４．解析モデル

５．耐震性に対する検討結果

６．建屋損傷の反映状況と今後の対応

・　コメント回答

・　参考資料

東京電力 TEPCO

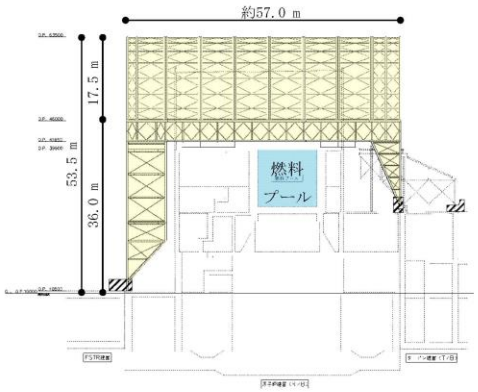
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

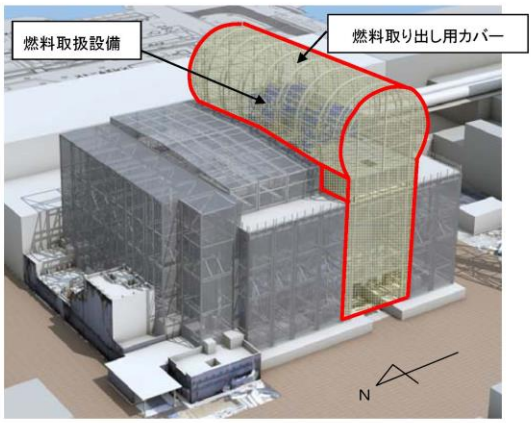
1．施設概要と要求機能

（1）施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5m の鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。



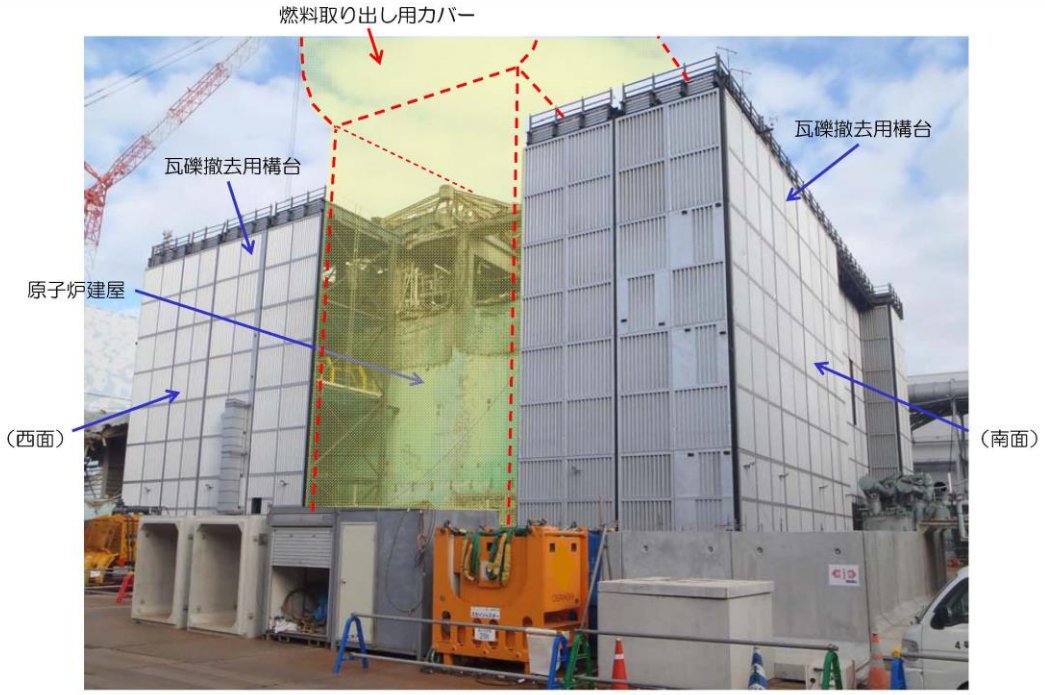
東西断面図



完成イメージ図（北西側外観）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1．施設概要と要求機能



３号機原子炉建屋の現況写真
（南西面、2013年1月8日撮影）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

1．施設概要と要求機能

（2）要求機能

1．作業環境保持

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る構造とする。

2．飛散・拡散抑制

外周覆いの隙間を低減し、排気設備によりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる構造とする。

3．燃料取扱設備の支持

燃料取扱設備を支持できる構造とする。

（3）使用期間

ロードマップに示した燃料取り出し作業に支障がない期間とする。

ロードマップ（2012年7月）



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．構造概要

（1）構造概要

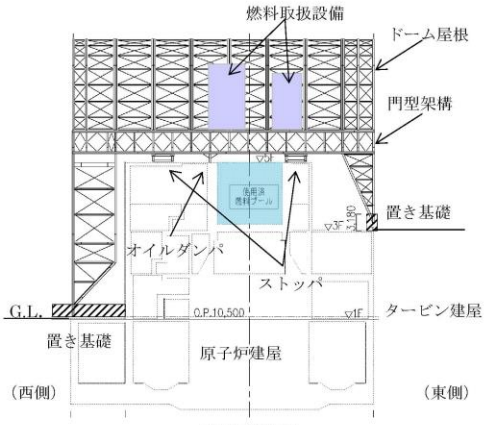
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 軽量の鉄骨トラス構造を採用し、建屋上部に予め大組みした鉄骨ブロックをクレーンで吊り込むことで、現地作業の低減をはかる。
- 建屋との取り合い部は、アンカー等による固縛が不要な構造とし、現地作業の低減をはかる。

② 建屋１、３階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱い設備を支持する門型架構を構築する。

③ 門型架構の中央部にはストッパおよびオイルダンパを配置し、地震時の建屋との一体挙動を確保する。

④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。

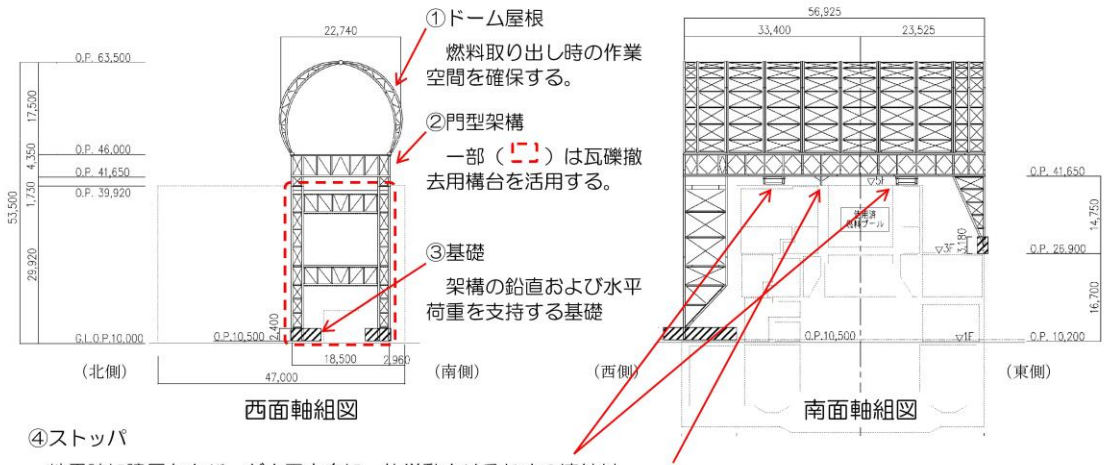


東西断面図

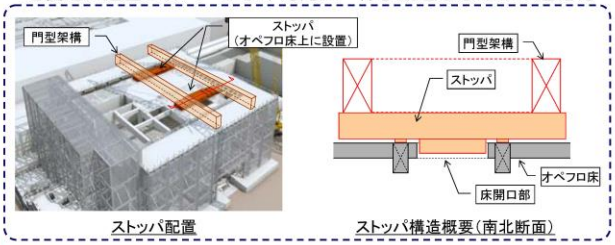
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

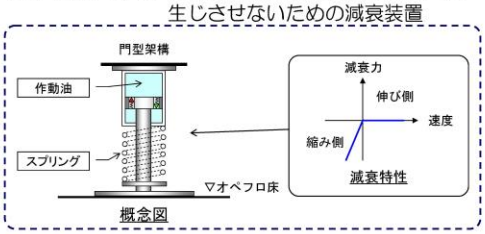
2. 構造概要



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

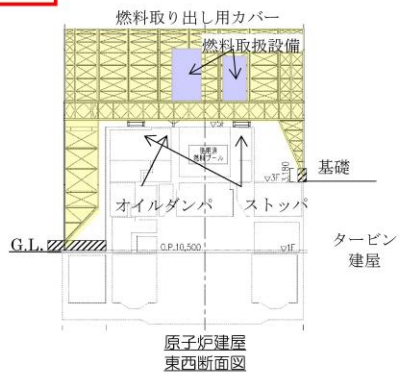


東京電力 TEPCO

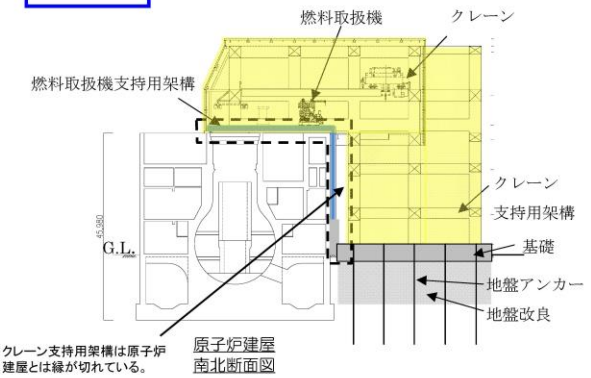
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

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

東京電力 TEPCO

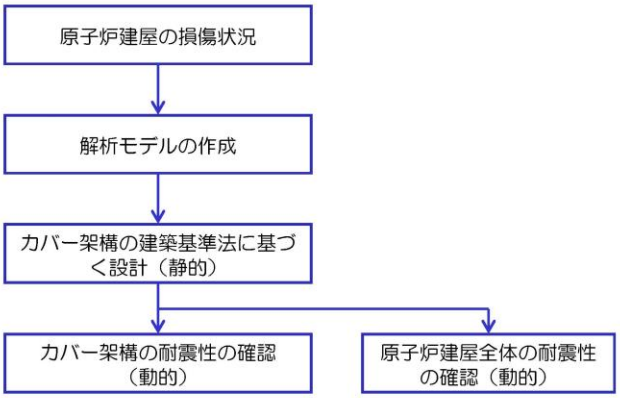
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

3. 設計概要

設計方針

- 耐震クラスは、燃料取り出し用カバーは安全機能を有しないため定めない。
- 設計は、建築基準法（地震*1、風圧力*2、積雪）に基づく。
- 基準地震動Ssに対して耐震性*3を確認する。



*1：建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

*2：基準風速30m/s（10分間平均風速、最大瞬間風速50m/s相当）

*3：原子炉建屋、使用済み燃料プールおよび使用済み燃料貯蔵ラックに波及的影響を与えないこと。

（注記）その他の荷重に対する考え方

津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

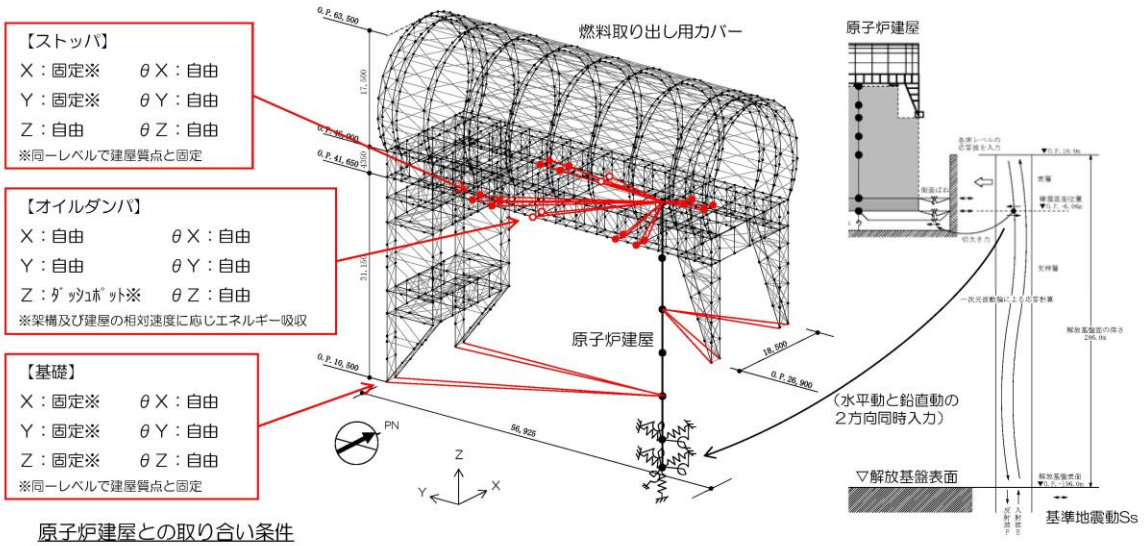
暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

4. 解析モデル

基準地震動Ssに対する耐震性評価モデル

- 立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続したモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。



原子炉建屋との取り合い条件　　解析モデル　　入力動の概念図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（1）架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下	OK
オイルダンパ	相対変位	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	0.59	1.0以下	OK

（2）原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3}以下	OK

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

（1）建屋損傷の反映状況

・外壁　：損傷状況を解析モデルに反映

・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認

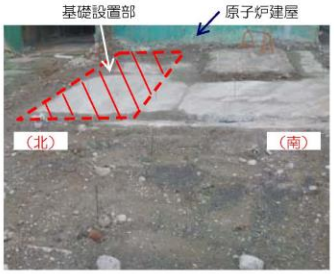


①西面



②東面

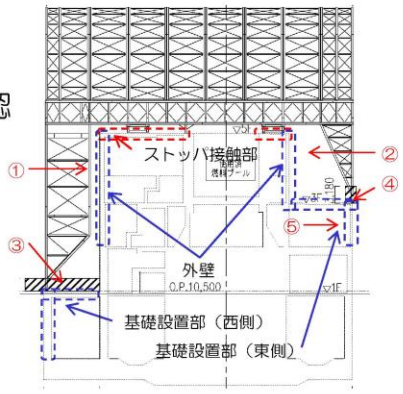
外壁



③基礎設置部（西側）



④基礎設置部（東側、外部）





⑤基礎設置部（東側、内部）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

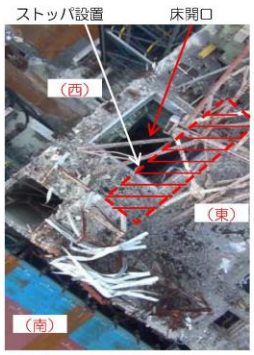
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

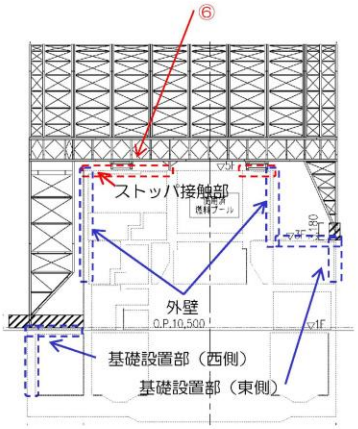
（2）今後の予定

・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

今後、燃料取出し開始前に、瓦礫撤去後予定する建屋オペフロ床の調査結果を基に、安全性の再確認を実施する。



⑥ストッパ接触部（南西部）





無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答①

①使用期間と設計のクライテリアは密接に関係することから、３号機燃料取り出し用カバーの使用期間を明確に記載すること。仮に、燃料取り出し後も継続使用するのであれば、竜巻、あるいは地震・津波に関わる新安全設計基準にどのように対応するつもりなのかを明確にすること。

使用期間

３号機燃料取り出し用カバーの使用期間は、ロードマップに示した「使用済み燃料」取り出し作業に支障がない期間（2017年度頃まで）としている。

その後に計画している「デブリ燃料」取り出し作業に関しては、別の構造体を構築することを想定している。当該構造体については、別途申請する予定である。

ロードマップ（2012年7月）



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答②

②ＪＳＣＡのクライテリア（層間変形角１／７５、層の塑性率４以下、部材の塑性率５以下を満足すること）については、一般の建築物に採用するクライテリアであるため、使用期間及び耐震安全性の観点から、リスク評価の観点から検討し、燃料取り出し用カバーの設計に適用して支障ないことを説明すること。特に、①とも関係し、ドーム屋根の塑性率に対する検定比が0.90となっていることは、仮に損傷を受けた場合に、補修方法も含めて問題がないか説明すること。

１．評価には、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアを用いている。

日本建築センターのクライテリアは、層間変形角１／１００以下、層の塑性率２以下、部材の塑性率４以下とされており、これを越える場合には、水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認するものとされている。

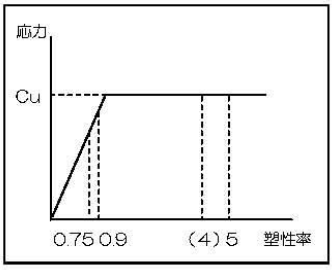
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答②

２．評価結果は、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアに対し十分余裕がある結果となっており、十分な耐震安全性を確保している。

部位	評価項目	最大応答値	評価クライテリア	耐震余裕
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下 （1/100以下）	9.6倍 （7.2倍）
門型架構	塑性率	0.75	5以下 （4以下）	6.6倍 （5.3倍）
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下 （4以下）	5.5倍 （4.4倍）

（注）（ ）は、日本建築センター「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」の判定基準に基づく値を示す。



門型架構、ドーム屋根の最大塑性率

（注）Cuは、建築学会鋼構造設計規準、建築基準法告示を基に算定した座屈荷重

３．本構造物の使用期間は、前述の通り一般の建築物に比べ短い。

⇨ 2つのクライテリアを用いること、両者のクライテリアに対し十分余裕があること、使用期間が一般の建築物に比べ短いことから、３号機燃料取り出し用カバーの耐震性評価に適用して支障がないと考えている。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

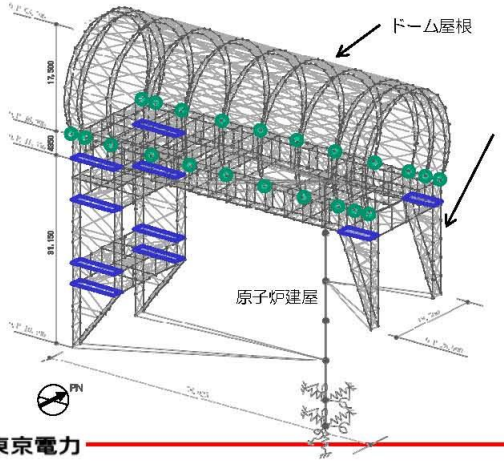
コメント回答③

③鋼構造において接合部等の詳細設計は耐震安全性を判断する上で重要な審査項目であるので、接合部等の詳細設計結果を追加報告すること。

1．接合部の設計方針

・原則として、保有耐力接合（接合部で破断させない設計）とする。

・高線量下での作業となる一部の現地接合部については、発生応力に対する強度設計を行う。（強度余裕確保）



現地接合箇所	接合部設計方針
：門型架構現地接合部（柱部）	発生応力に対する強度設計
：ドーム屋根現地接合部（脚部）	
無印：その他の接合箇所	⇨ 保有耐力接合

（注）「保有耐力接合」：母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部破断耐力>母材耐力」となるように破断の検討を行うこと

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答③

2．基準地震動Ssに対する接合部の検討結果

架構	検討部位	設計	検定比（最大箇所）	耐震余裕
門型架構	現地接合部（柱部）	発生応力に対する強度設計	0.60≦1.0（フランジプレート）	1.6倍
ドーム屋根	現地接合部（脚部）	発生応力に対する強度設計	0.36≦1.0（スプライスプレート）	2.7倍
門型架構 ドーム屋根	その他の接合部	保有耐力接合	接合部では破断しない	

（注）検定比＝発生応力／接合部破断耐力

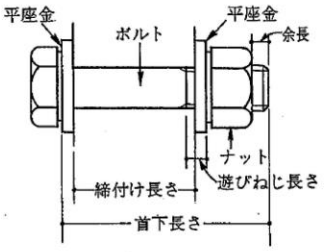
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答④

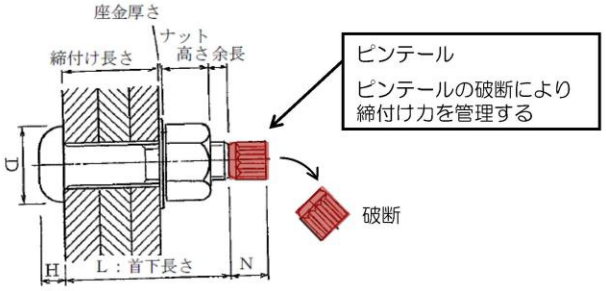
④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

1．有人にて現地作業が行えるよう、除染、遮へいにより作業環境を確保する。

2．ボルト接合部については、短時間の現地作業によって安定した品質確保及び品質管理が可能なトルシア型の高力ボルト接合工法を採用する。



一般的なボルトの例



今回採用を予定しているトルシア型高力ボルト

3．施工品質の管理は、作業完了後に、施工会社（協力会社）が現場環境を考慮し、全数確認（遠隔操作室からのカメラまたはその他のカメラ、あるいは目視）を実施し、東京電力は抜き取りで確認を実施する。

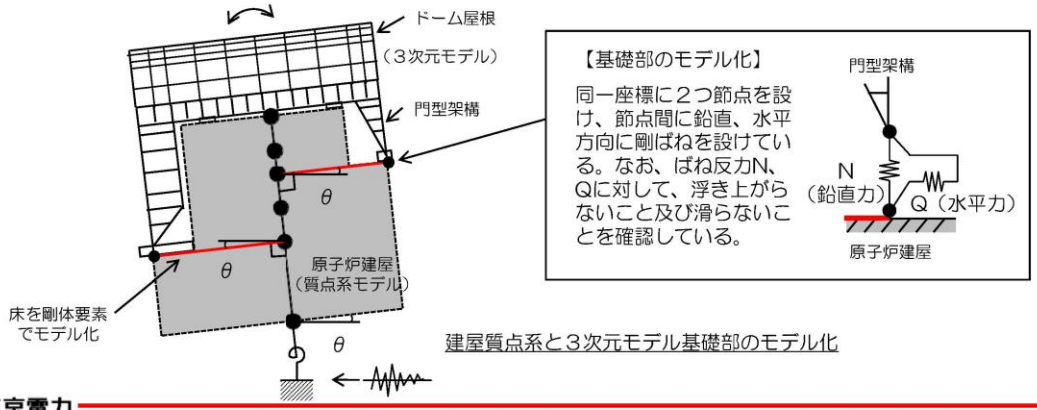
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑤

⑤燃料取り出し用カバーの３次元モデルと原子炉建屋の質点系モデルを連成した地震応答解析モデルにおいて、原子炉建屋の剛体的なロッキング運動による燃料取り出し用カバーへの影響（架構基礎部からの鉛直動入力及び柱脚基礎部の相対変位）を反映されていることについて説明すること。

・建屋のロッキング運動による影響を摸擬するため、距離効果を表現できる剛体要素で建屋質点系モデルと３次元モデルの基礎部を連結する。

・さらに、基礎との連結部には鉛直と水平方向に剛ばねを設け、建屋から架構基礎への入力伝達が表現できる境界条件となっている。



建屋質点系と３次元モデル基礎部のモデル化

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

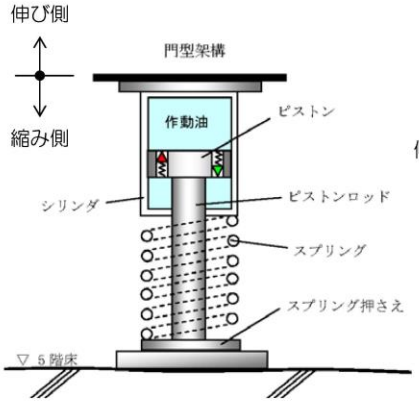
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

コメント回答⑥

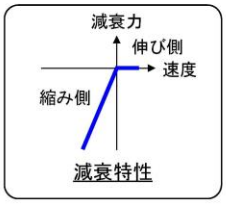
⑥オイルダンパーの機構が分かりにくいので確認したい。資料に示された復元力特性は、横軸が速度で良いかについて確認したい。

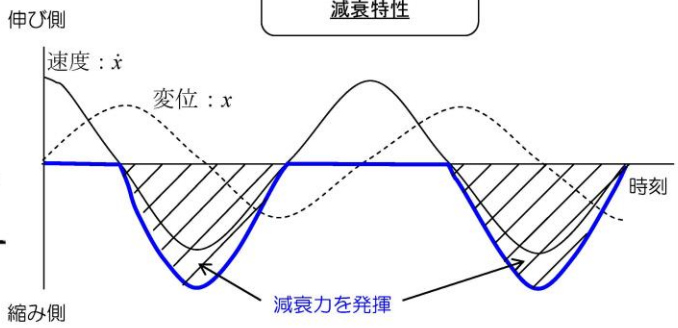
オイルダンパの減衰特性の横軸は速度を示している。

オイルダンパは、地震時に上下方向の縮み側に変形する場合に減衰力が発生し、伸び側に変形する場合にフリーとなる機構を有している。



オイルダンパ概念図





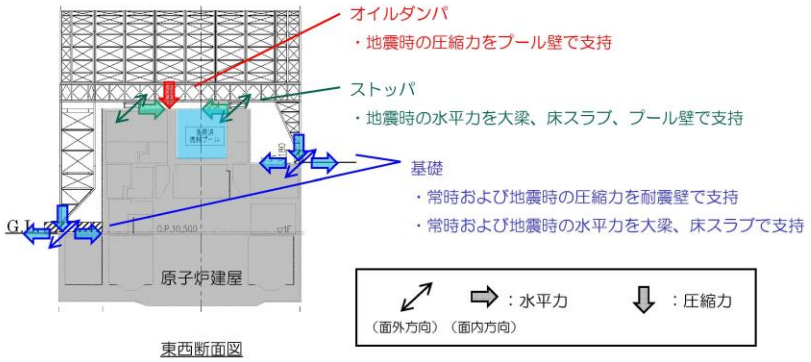
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑦

⑦今回設置する構造物の荷重が原子炉建屋にどのようにかかるのか。建屋カバー（燃料取り出し用カバー）を考慮した場合と考慮しない場合の建屋の耐震上の余裕の変化を主要な部分についてまとめて示して欲しい。

・燃料取り出し用カバーからの荷重は、ストッパ接触部、オイルダンパ接触部、基礎設置部から原子炉建屋に作用する。

・接触部の原子炉建屋躯体については、耐震安全性を確認している。（構造強度 p.43、耐震性p.67）



東西断面図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

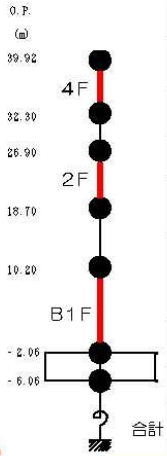
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

コメント回答⑦

・カバー設置前後の、原子炉建屋重量および、建屋の主要な耐震安全指標として、基準地震動Ssによる耐震壁の評価結果を以下に示す。

・原子炉建屋に対して、カバー設置による影響はほとんど見られない。

原子炉建屋質点重量の比較



質点重量 W (kN)		設置後
カバー設置前	カバー設置後	設置前
78,130	87,590	1.12
119,490	119,490	1.00
109,640	111,340	1.02
130,160	130,160	1.00
226,760	253,710	1.12
301,020	301,020	1.00
127,000	127,000	1.00
1,092,200	1,130,310	1.03

耐震壁の耐震安全性評価結果（単位：$\times 10^{-3}$）

部位	最大応答せん断ひずみ		評価クライテリア
	カバー設置前	カバー設置後	
4F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
2F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
B1F	0.09 (44.4)	0.10 (40.0)	4.0

注）（ ）内は裕度（評価クライテリア／最大応答値）を示す。

（出典）カバー設置前の数値は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社、平成23年7月13日による。

東京電力 TEPCO
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

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑨

⑨東側置き基礎の滑り摩擦抵抗は直下に接する既存コンクリート部の損傷、凹凸など考慮したものになっているか。

・基礎は現地で既存コンクリート上部にコンクリートを流し込む方法で構築している。従って、凹凸などに対し密着性を確保している。

・日本建築学会「現場打ち同等型プレキャストコンクリート構造設計指針(案)・同解説（2002）」に様々な条件下での摩擦係数が規定されている。今回の基礎底面の摩擦抵抗は凹凸などは考慮せず、コンクリートーコンクリート間に相当すると考え、摩擦係数として0.6を採用している。

境界面の状態	摩擦係数
コンクリートーコンクリート間	0.6
目荒ししたコンクリートーコンクリート間	1.0
一体で打設したコンクリートーコンクリート間	1.4

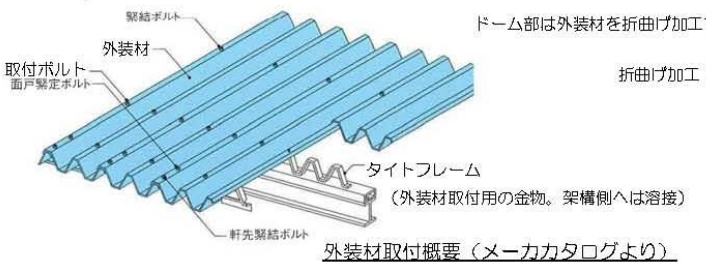
・なお、米国規準（ＡＣＩ 318）でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑩

⑩燃料取り出し用カバーの外装材の耐震性は大丈夫か（地震時の層間変形に対して安全な構法か、特に東西面の円形部分）。

・外装材は下図に示す通り、ボルトを用いてタイトフレームを介して直接架構に取付ける納まりとなっている。



外装材取付概要（メーカカタログより）

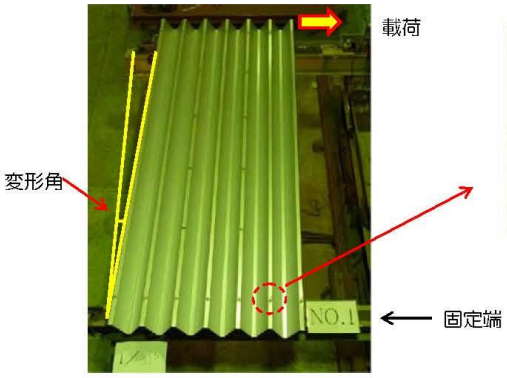


ドーム部外装材　加工試作

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑩

・変形に対する外装材の追従性の確認試験を行い、外装材の変形角1/30でも外装材は外れず、地震時の変形に対して追従性があることを確認している。



外装材せん断試験結果（変形角1/30）



（損傷なし）

取付け部詳細

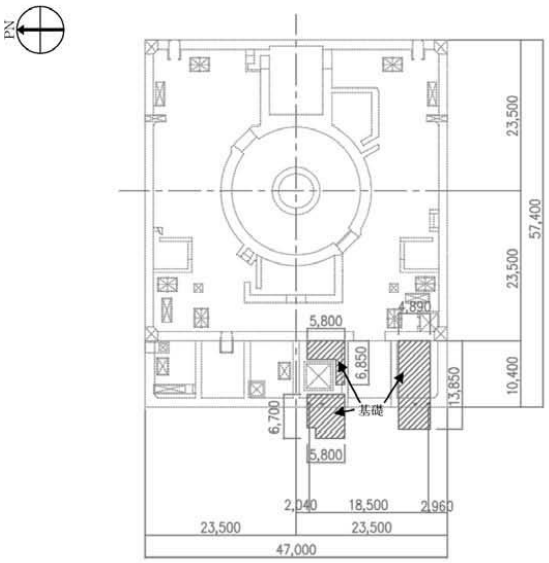
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

【参考資料】

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考１　構造概要

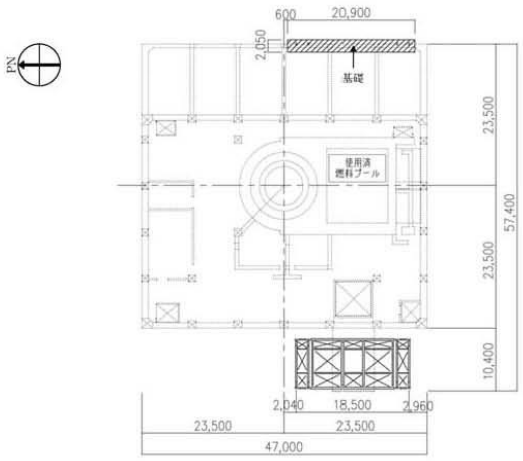


（a）　基礎伏図（O.P.10,500 原子炉建屋１階レベル+300mm）

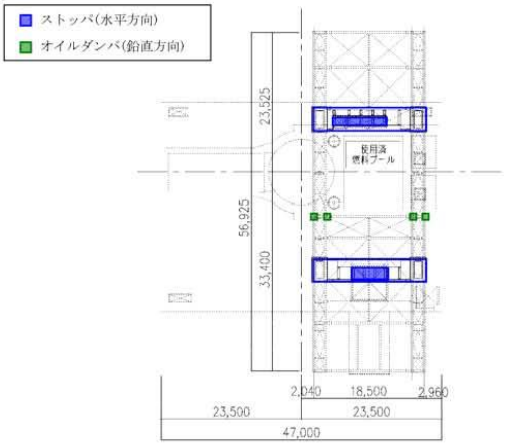
燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　構造概要



（a）　基礎伏図（O.P.26,900　原子炉建屋３階）



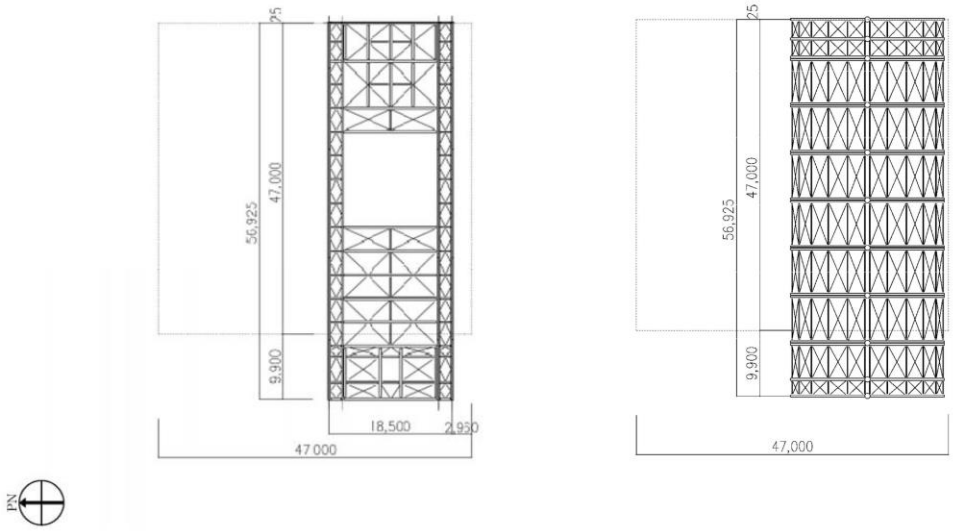
（b）　梁伏図（O.P.26,900　原子炉建屋５階）

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考１　構造概要

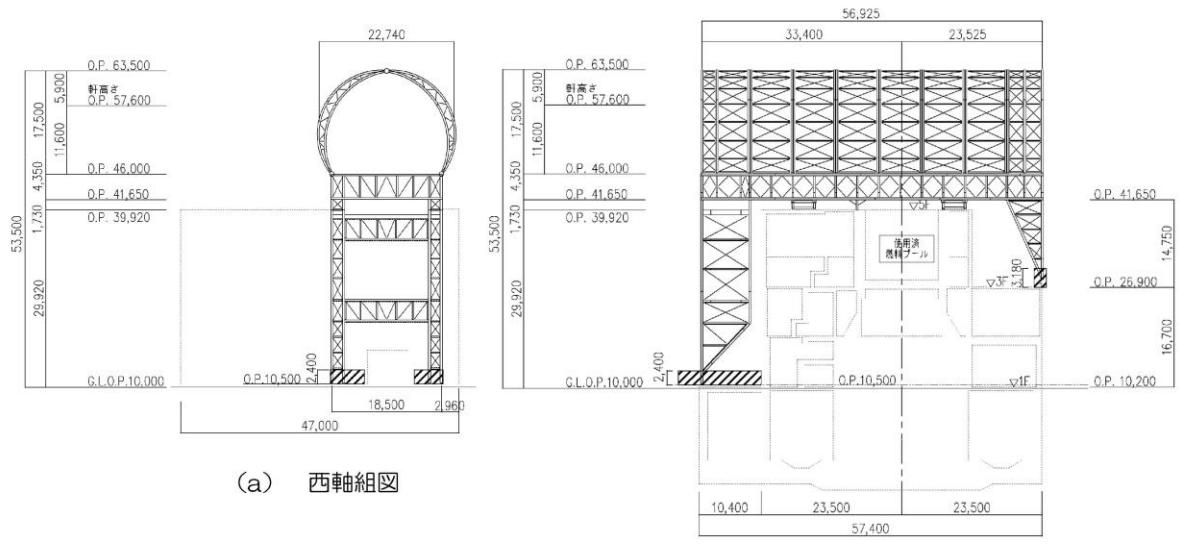


（a）　架構ガーダー部平面図（O.P.46,000 ）　　（b）　屋根伏図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　構造概要

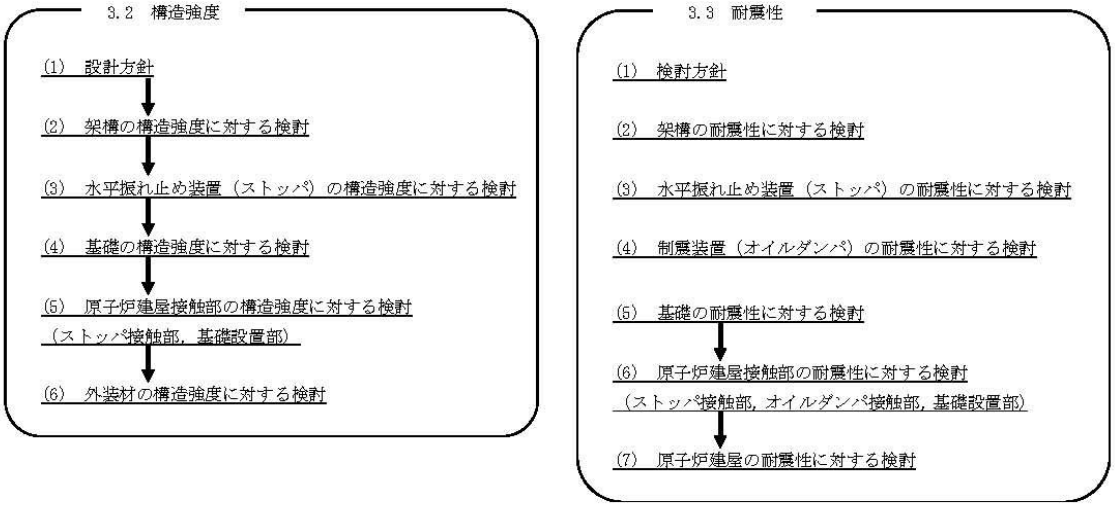


（a）　西軸組図　　（b）　南軸組図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考２　検討フロー



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（1） 設計方針

1）使用材料及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/mm²）	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ（kN/m³）
架　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基　礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

	長期			短期		
設計基準強度＝24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	—	0.73	16.0	—	1.095

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm²）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29未満	215	195	345	345
	D29以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm²）

板厚	材料	基準強度F	許容応力度
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記Fの値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B，STK490	325	
—	STKT590	440*	

＊「JIS G 3474-2008」による

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力（WL）

建築基準法施行令第87条に基づき，基準風速を30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

建物高さ* H (m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	ガスト影響係数 Gf	建物高さと粗度区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m²)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

※：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定する。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

Qi　：水平地震力（kN）
n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）
　　建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。
Ci　：地震層せん断力係数
Z　：地震地域係数（Z=1.0）
Rt　：振動特性係数（Rt=1.0）
Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、
　　原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）より求める。
C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

i層の水平震度は下式より算定する。

$$Pi = Q_i - Q_{i-1}$$

$$ki = Pi / wi$$

Pi　：当該階とその直下の水平地震力の差（kN）
wi　：各階重量（kN）

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋1階、3階及び5階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第1389号に基づく1.0に1.5を乗じて用いる。表3.2-7に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

水平地震力の算定結果

標高 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	NS方向		EW方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

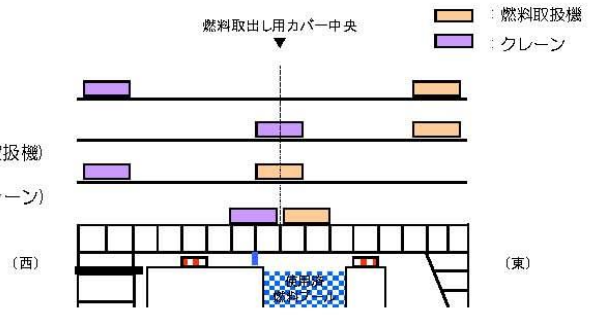
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

位置A：両端
位置B：中央(クレーン)+東端(燃料取扱機)
位置C：中央(燃料取扱機)+西端(クレーン)
位置D：中央



燃料取扱設備の位置

燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS) *2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS) *2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW) *2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW) *2	

＊1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は上図に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。
＊2：地震荷重はNS方向及びEW方向を考慮する。
＊3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。
ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

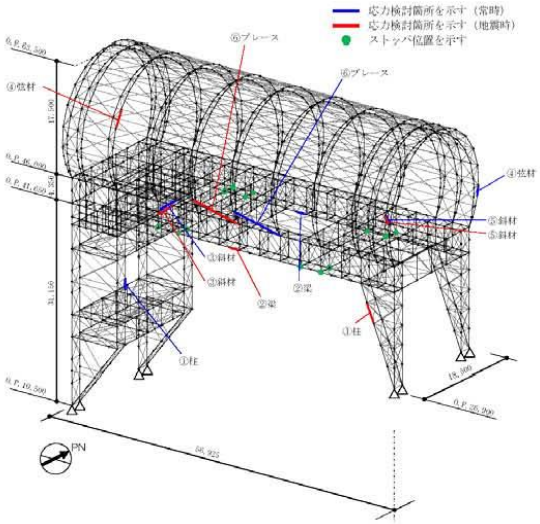
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

１）解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。下図に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。



解析モデル図（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

２）断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，検討を行う。

全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部　位*1			部材形状 (mm) ＜使用材料＞	荷重ケース （位置） *2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 ＜SM490＞	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 ＜SM490＞	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 ＜SM490＞	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O.K.
ドーム屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 ＜STKT590＞	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 ＜STK490＞	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 ＜STK490＞	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O.K.

*1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

*2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

２）断面検討

断面検討結果（地震時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース （位置）*2	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O.K.
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O.K.

＊1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

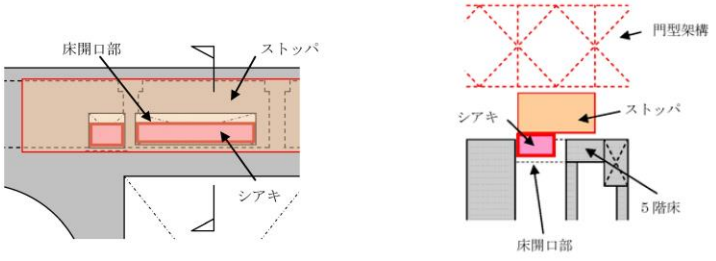
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（３） 水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，設置前において，本説明書で想定しているように，施工に十分な状況かどうか，雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら，可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



（a）　伏図　　（b）　断面図

ストッパ概要図

全てのストッパに対する応力比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（４）基礎の構造強度に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。
なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，0.6とする。
基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚（北側）	E1（C）	1990	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C（D）	2410	5270	0.46	O.K.
	E4（D）	2430	4580	0.54	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

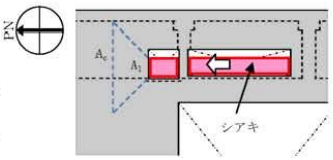
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（５）原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

１）ストッパ接触部

ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。
全てのストッパ接触部に対する応力比が1以下になることを確認した。



ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2（B）	3980	10300	0.39	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。
全ての基礎設置部に対する応力比が1以下になることを確認した。

壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚（南側）	C（B）	4280	12900	0.34	O.K.
	E1（B）	6540	25900	0.26	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

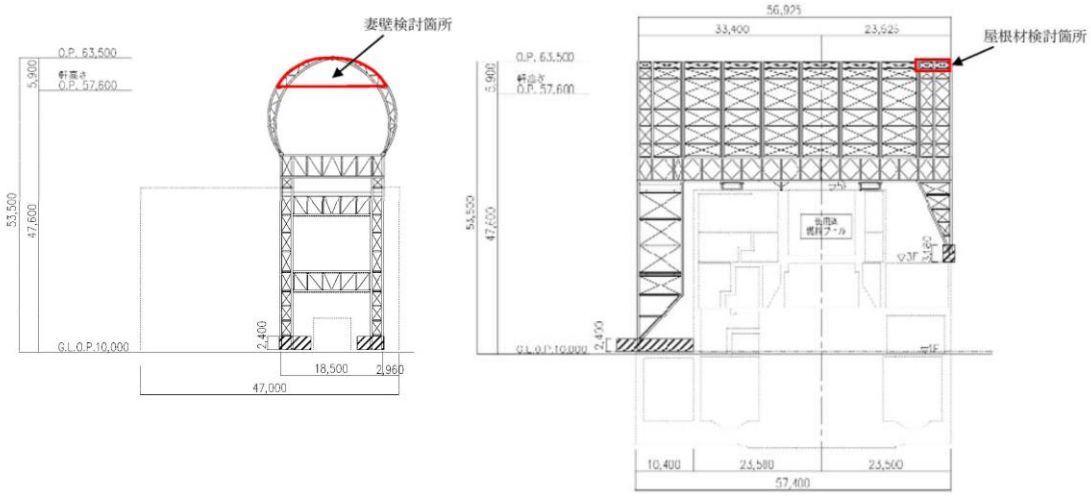
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考３　構造強度

（６）外装材の構造強度に対する検討

１）検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。



外装材検討箇所（単位：mm）

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/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

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

（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

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考４　耐震性

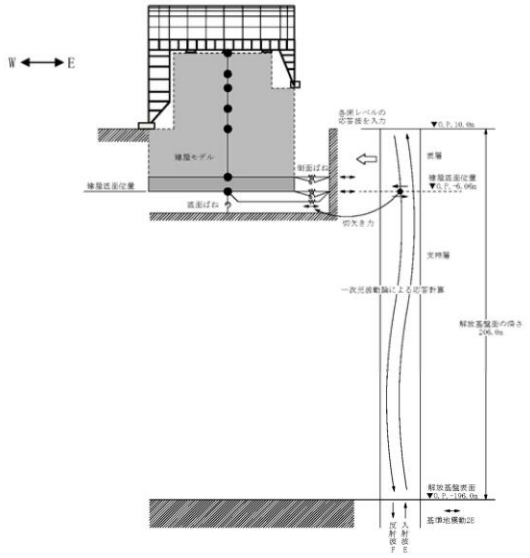
（１）検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動Ssに対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

（２）架構の耐震性に対する検討

１）解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを用いる。



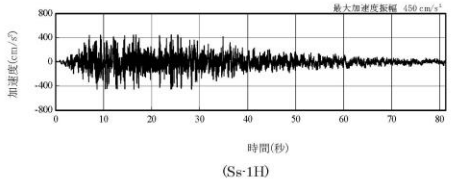
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

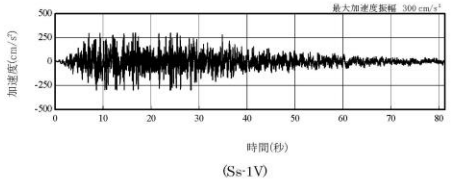
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

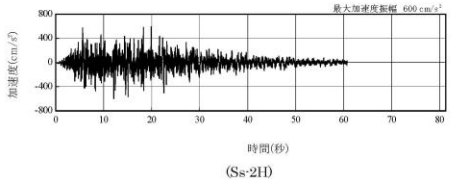
１）解析に用いる入力地震動



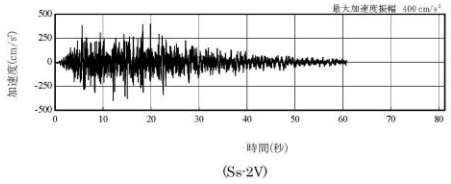
(Ss-1H)



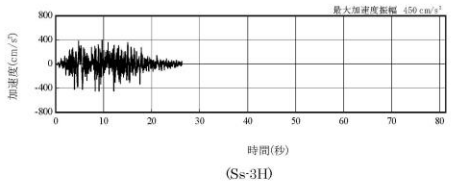
(Ss-1V)



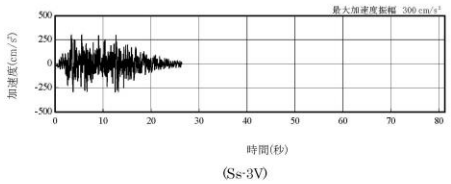
(Ss-2H)



(Ss-2V)



(Ss-3H)



(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(水平方向)

解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(鉛直方向)

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

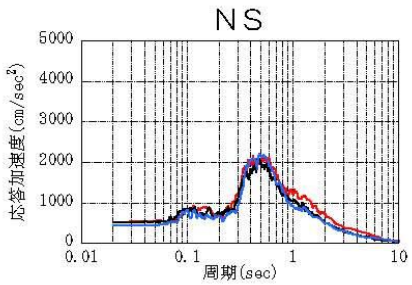
参考４　耐震性

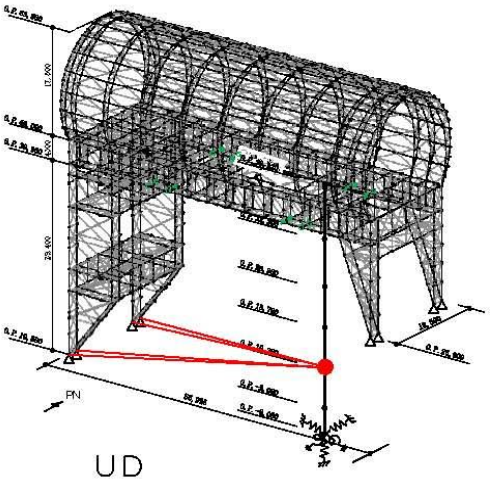
（２）架構の耐震性に対する検討

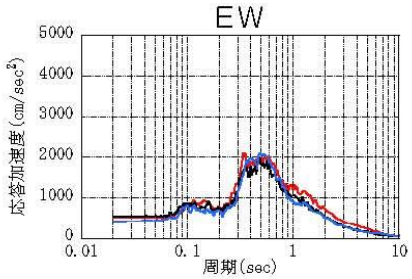
１）解析に用いる入力地震動

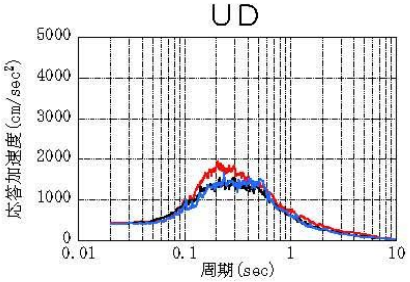
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F









(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

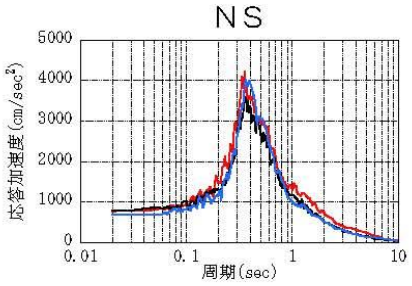
参考４　耐震性

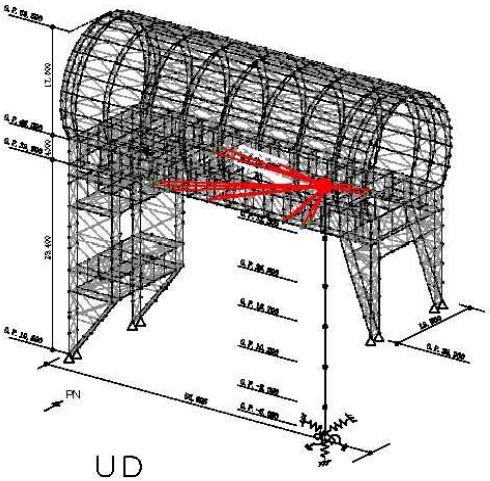
（２）架構の耐震性に対する検討

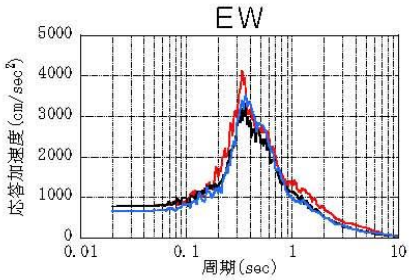
１）解析に用いる入力地震動

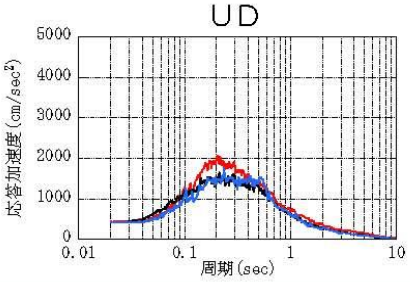
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F









(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

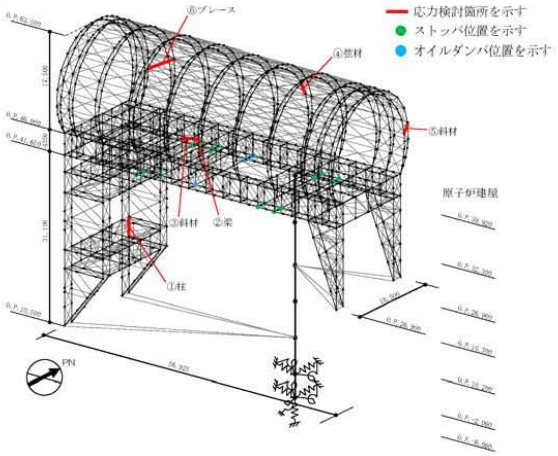
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した下図に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋5階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の5階床上面4箇所に門型架構と5階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。



地震応答解析モデル（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる物性値を下表に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映したP38に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号　1991年3月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400,SM490A STK490,STKT590

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 O.P.(m)	質点重量* W(kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN·m²)	せん断断面積 As(m²)	断面二次モーメント I(m⁴)
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E_c 2.57×10^7(kN/m²)
せん断弾性係数G 1.07×10^7(kN/m²)
ポアソン比ν 0.20
減衰h 5%

＊ 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量12800kN及びドーム屋根重量3200kNは含まない）

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）と同様とする。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねを評価した。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

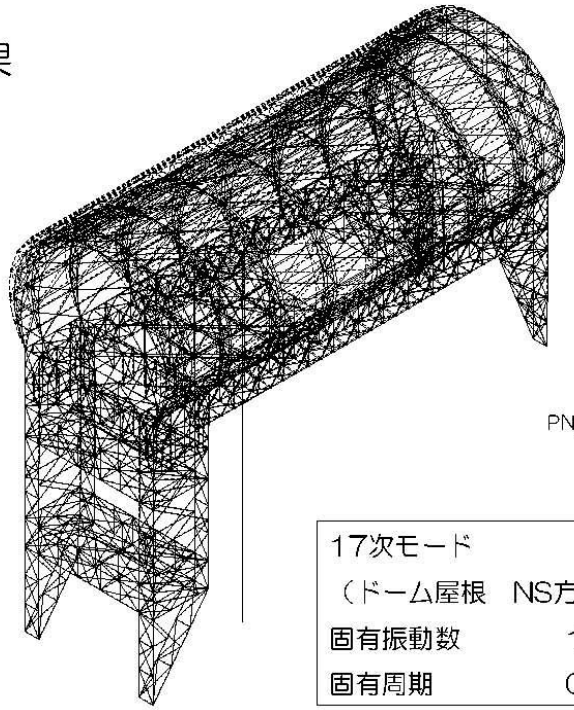
２）地震応答解析モデル
固有値解析結果

次数	固有振動数 (Hz)	固有周期 (秒)	刺激係数 NS方向 (X方向)	刺激係数 EW方向 (Y方向)	刺激係数 UD方向 (Z方向)	備考
17	1.35	0.742	3.034	-0.001	-0.019	ドーム屋根NS方向1次
25	1.78	0.561	-0.056	2.478	0.422	ドーム屋根EW方向1次
33	2.53	0.396	2.914	-0.031	-0.045	門型架構・原子炉建屋NS方向1次
34	2.65	0.377	-0.111	-7.751	-0.073	門型架構・原子炉建屋EW方向1次
35	2.94	0.340	2.165	-0.950	4.500	門型架構UD方向1次
54	4.30	0.233	-0.428	0.038	-40.498	原子炉建屋UD方向1次

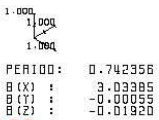
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



17次モード	
（ドーム屋根　NS方向　1次）	
固有振動数	1.35　Hz
固有周期	0.742 秒

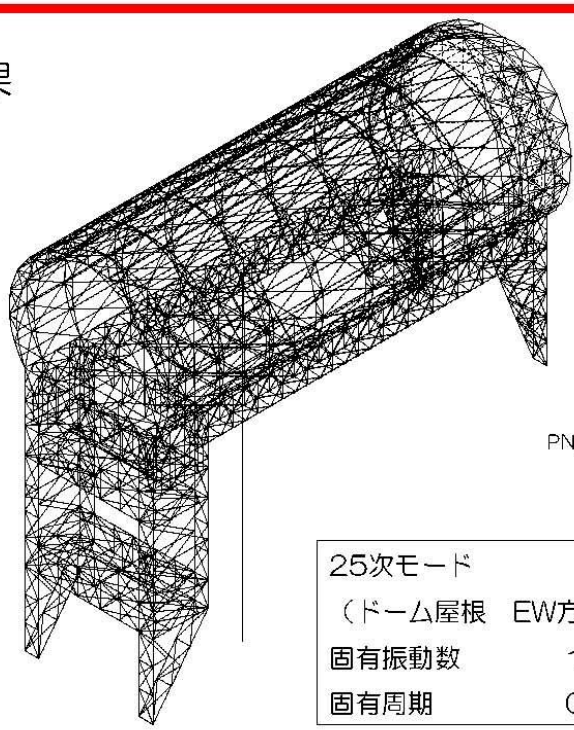


東京電力 TEPCO

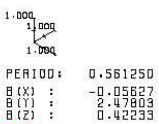
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



25次モード	
（ドーム屋根　EW方向　1次）	
固有振動数	1.78　Hz
固有周期	0.561 秒

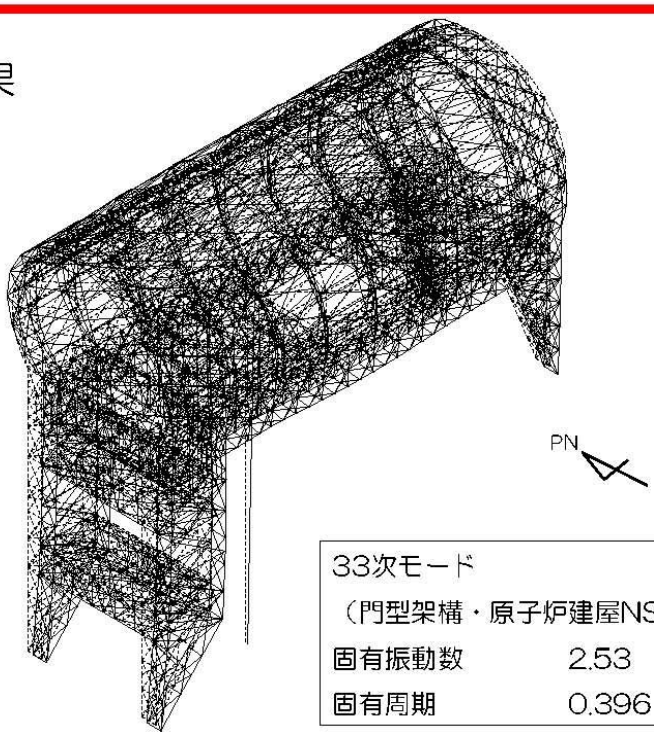


東京電力 TEPCO

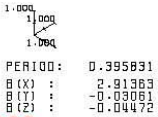
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



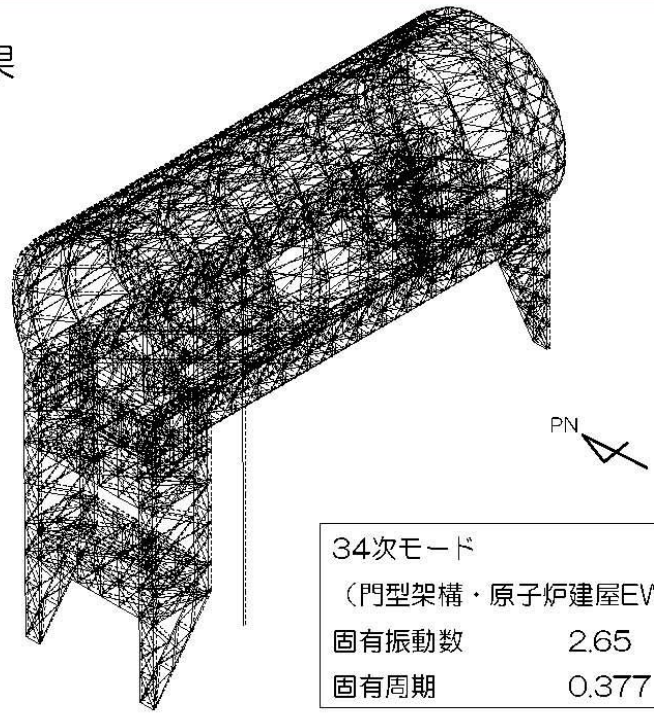
33次モード
（門型架構・原子炉建屋NS方向1次）
固有振動数　2.53　Hz
固有周期　0.396 秒



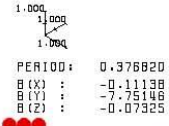
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



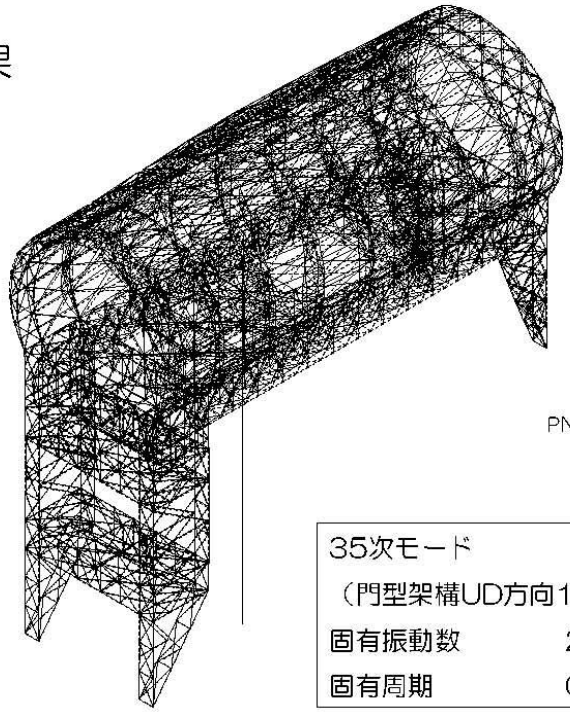
34次モード
（門型架構・原子炉建屋EW方向1次）
固有振動数　2.65　Hz
固有周期　0.377 秒



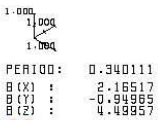
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



35次モード
（門型架構UD方向1次）
固有振動数　2.94　Hz
固有周期　0.340 秒

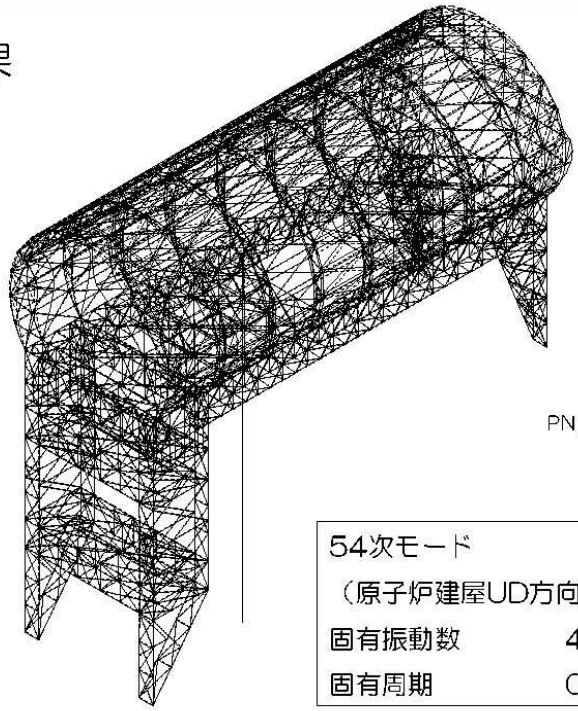


東京電力 TEPCO

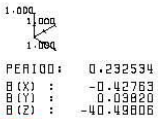
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



54次モード
（原子炉建屋UD方向1次）
固有振動数　4.30　Hz
固有周期　0.233 秒



東京電力 TEPCO

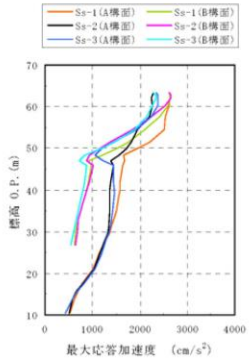
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

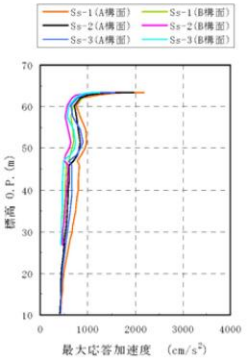
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

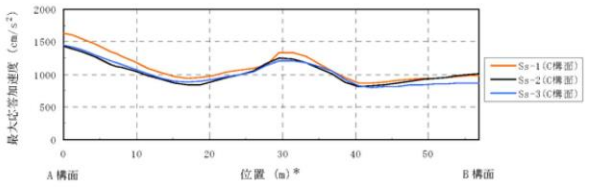
３）地震応答解析結果



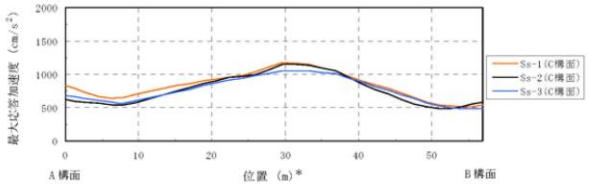
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

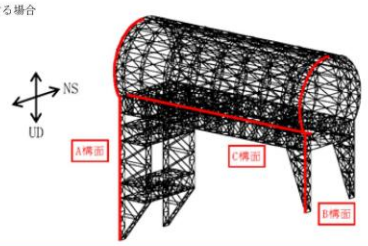


水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す
＊：位置は A 構面側からの距離を示す



最大応答加速度分布

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

門型架構は，JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75以下，層の塑性率は4以下，部材の塑性率は5以下」＊）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。
なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成19年7月20日）に示されるクライテリア（層間変形角は1/100以下，層の塑性率は2以下，部材の塑性率は4以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第604号，2006年6月

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・層間変形角の検討

最大応答層間変形角は1/75以下となりクライテリアを満足することを確認した。

最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
東側 O.P.46.00(m) ～O.P.26.90(m)	Ss-1	NS（A）	1/820	1/75	O.K.
		EW（B）	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（B）	1/990	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（B）	1/990	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1000	1/75	O.K.
西側 O.P.46.00(m) ～O.P.10.50(m)	Ss-1	NS（A）	1/720	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（C）	1/860	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（C）	1/800	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1800	1/75	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・塑性率の検討

全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

耐力比の検討結果

部位＊1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向（位置）＊2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

＊1：①～⑥の符号はP36の応力検討箇所を示す
＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

C　：部材軸方向の圧縮力の最大値
Cu：座屈耐力
T　：部材軸方向の引張力の最大値
Tu：引張耐力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

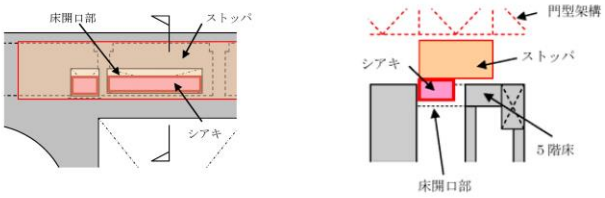
（３）水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

全てのストッパに対する耐力比が1以下になることを確認した。

ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）	最大応答ストッパ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW（D）	3970	9480	0.42	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a)伏図　(b)断面図

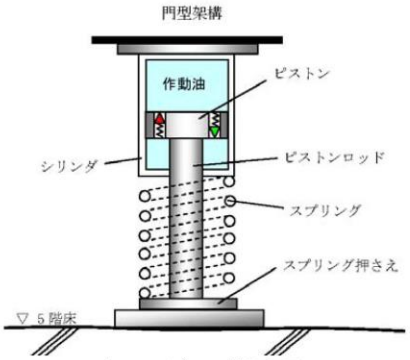
ストッパ概要図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（４）制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。



オイルダンパ概念図

オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位（mm）	Ss-3	NS（D）	72	±100	O.K.
オイルダンパ速度（m/s）	Ss-1	NS（D）	0.48	1.00	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（５）基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認した。

１）基礎浮き上がりの検討

基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚（北側）	Ss-3	NS（C）	227	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）基礎すべりの検討

基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW（D）	2810	4780	0.59	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（６）原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

１）ストッパ接触部

最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大ストッパ水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS（C）	10400	19600	0.54	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）オイルダンパ接触部

最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW（D）	2810	4780	0.59	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

３）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚（南側）	Ss-3	NS（B）	7430	25900	0.29	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

１）検討方針

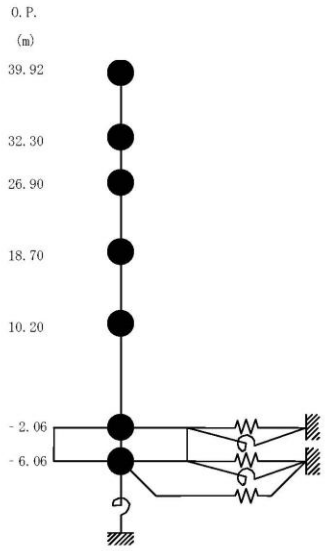
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

２）原子炉建屋の地震応答解析

・入力地震動　基準地震動Ss

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，右図に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

２）原子炉建屋の地震応答解析

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O.P.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times10^5$ kN·m^2）	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

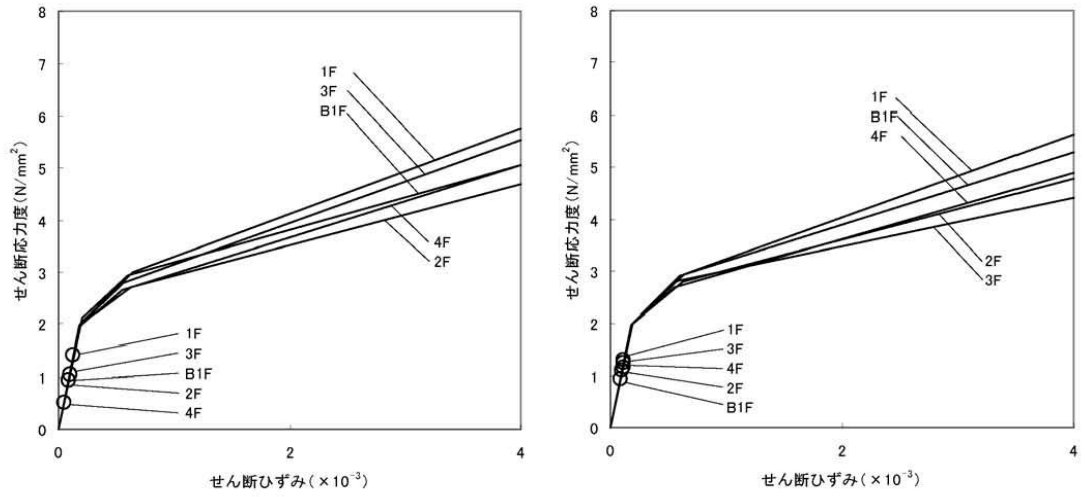
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果

地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。



(a) NS方向　　(b) EW方向

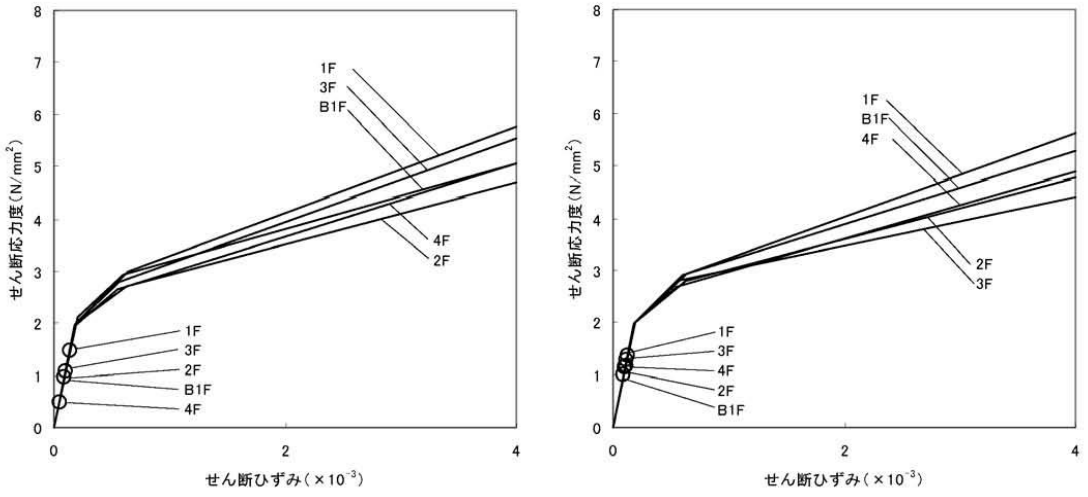
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果



(a) NS方向　　(b) EW方向

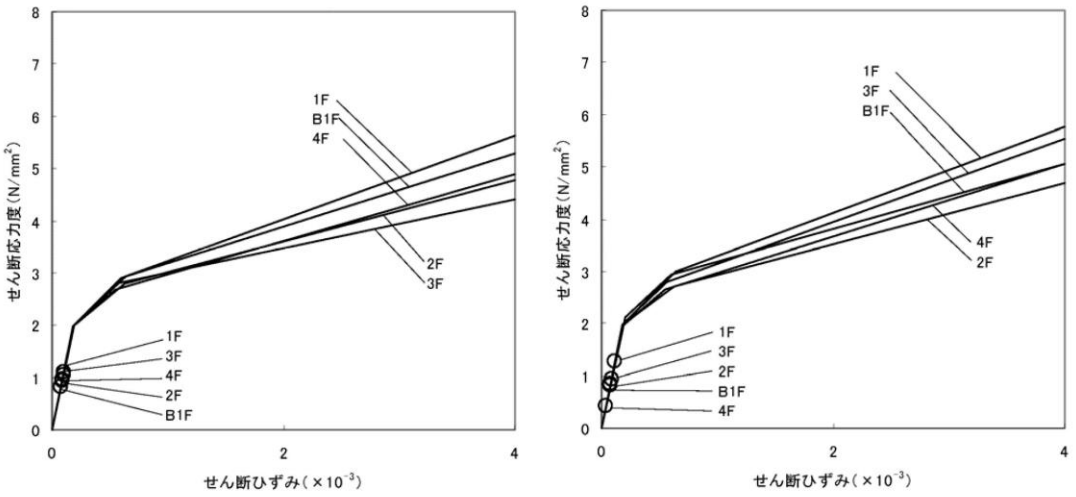
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果

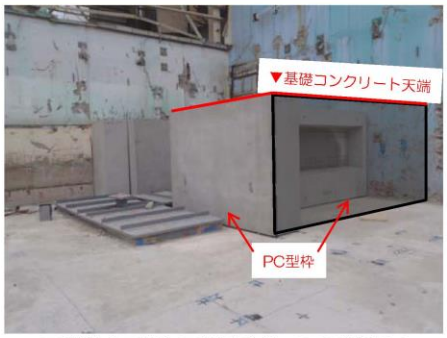


(a) NS方向　　(b) EW方向

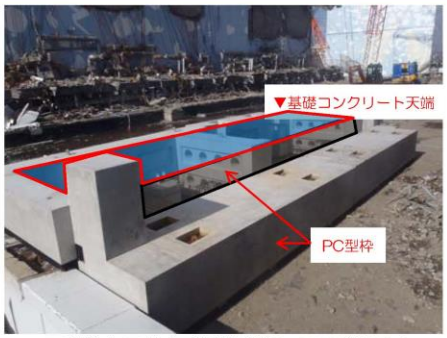
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　瓦礫撤去用構台基礎の施工状況



瓦礫撤去用構台西側基礎部　PC型枠設置



瓦礫撤去用構台東側基礎部　PC型枠設置



瓦礫撤去用構台西側基礎部　コンクリート打設



瓦礫撤去用構台東側基礎部　コンクリート打設

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

特定原子力施設監視・
評価検討会（第6回）
資料5

福島第一原子力発電所
３号機燃料取り出し用カバーの
構造強度及び耐震性について
（コメント回答）

東京電力株式会社

平成２５年３月8日

東京電力 TEPCO

目次

・コメント回答①　地震・津波・竜巻等への対応について　・・・P.2
・コメント回答②　耐震性の検討結果（表）の記載について　・・・P.4
・コメント回答③　作業環境の確保について　・・・P.6
・コメント回答④　オイルダンパの機構および損傷時の対応について・・・P.7

コメント回答①

①３号機燃料取り出し用カバーの使用期間が短いとしても、地震・津波に関わる新安全設計基準への対応あるいは竜巻などの想定外事象に対する安全性や修復性は確保しなくてよいのか、既にされているのかを説明すること。（林教授）

・現在、国により策定中の新安全設計基準への対応については今後となるが、以下を念頭に計画している。

・地震：各部の検討において、可能な限り余裕を確保した計画*1としている。また、脆性的な破壊を生じないよう、原則として保有耐力接合*2 *3としている。

・津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

*1　5ページ参照。例えば、ドーム屋根は基準地震動Ssに対し、約５倍の裕度がある。

*2　母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部の破断耐力＞母材耐力」となるように破断の検討を行うこと 。

*3　特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4 16ﾍﾟｰｼﾞ 参照

コメント回答①

・竜巻：ドーム屋根の外装材は、設計風圧力の約４倍以上の耐力を有することを確認しており、最大瞬間風速100m/s程度の暴風に対しても飛散しない計画となっている。

・修復性については、除染・遮へい対策を施す計画（コメント回答③参照）であり、現地へのアクセスは可能であると考えている。また、オペレーティングフロア上のガレキ撤去に用いたクレーン等により、遠隔操作による作業も可能であると考えている。

コメント回答②

②特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４の10ページの耐震性の検討結果の表は、検定比なのか、最大応答値なのかを区別できるように明確にすること。（林教授）

・評価項目欄が、「耐力比」もしくは「抵抗比」となっている項目が「検定比」で評価している項目であり、その他が「最大応答値」で評価している項目である。

・「検定比」か「最大応答値」かが分かるように、結果欄に追記した。

（次ページ参照）

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

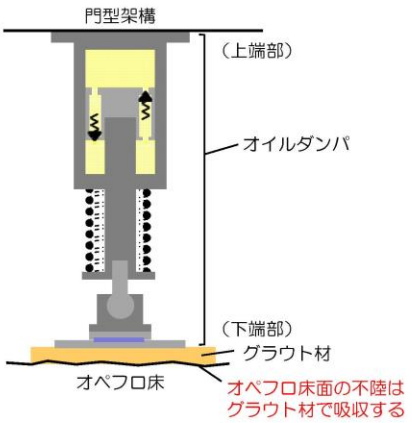
④オイルダンパについては、５階床面の不陸や門型架構の変形などにより、５階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

・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。

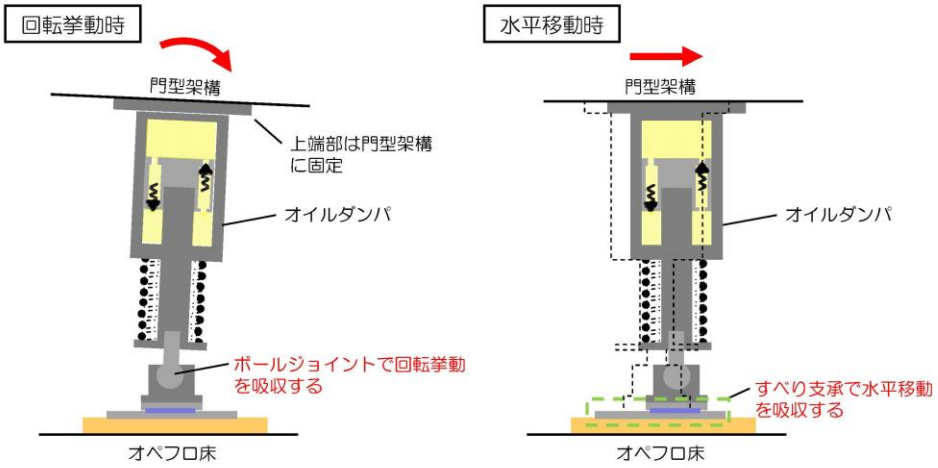
・グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



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

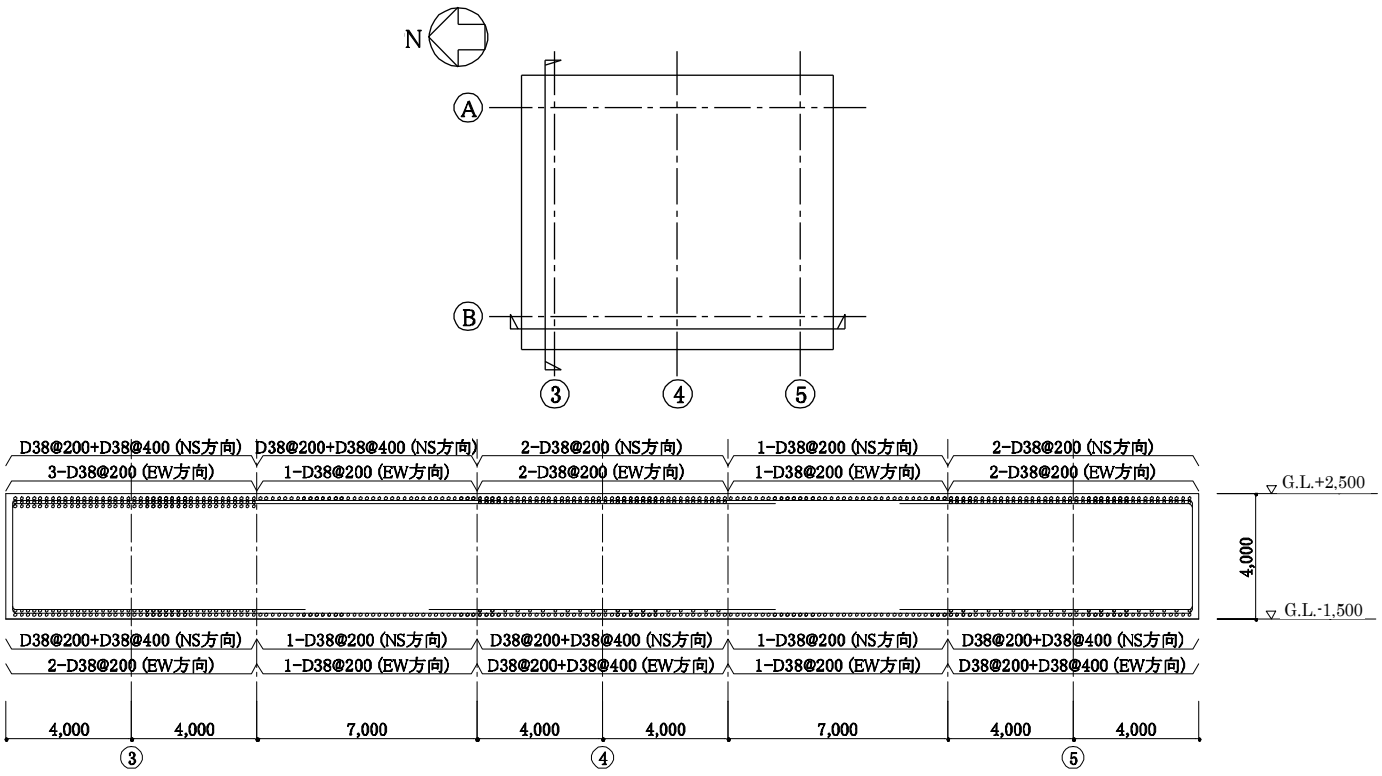
４号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１および表－２に示す。

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。

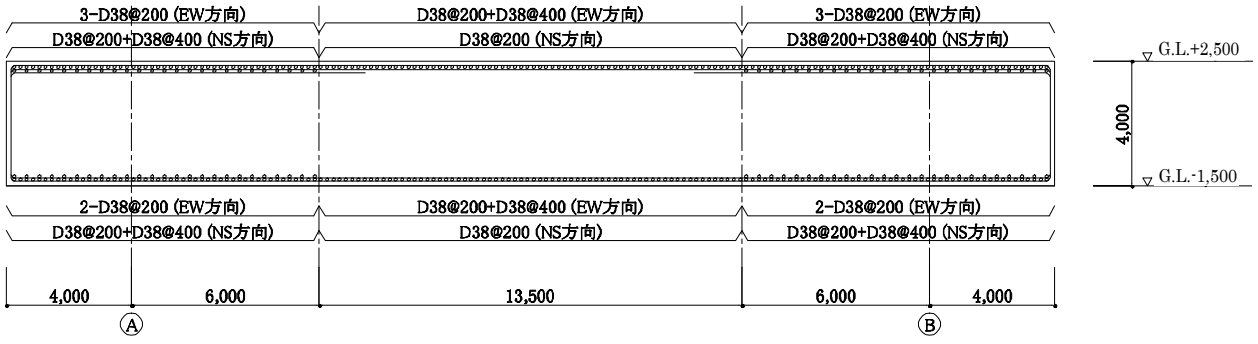
表－２　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

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

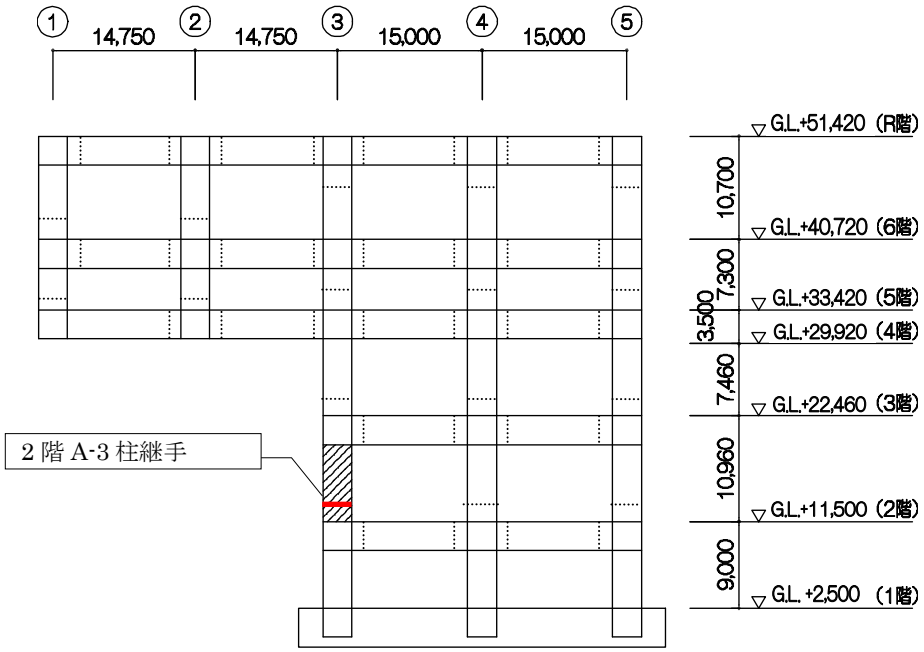
クレーン支持用架構　基礎配筋図(B 通り)



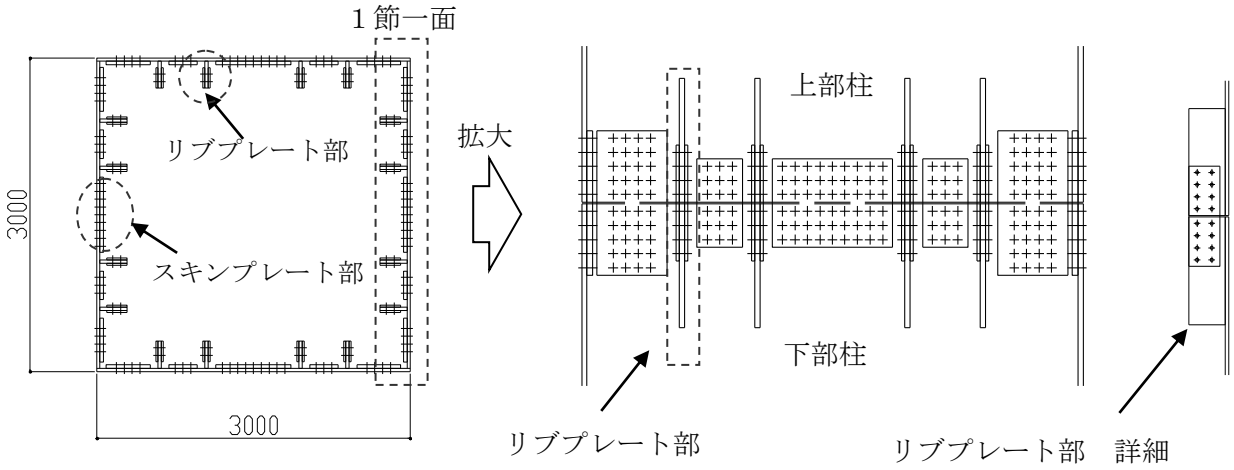
かぶり厚さ 7cm 以上

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）

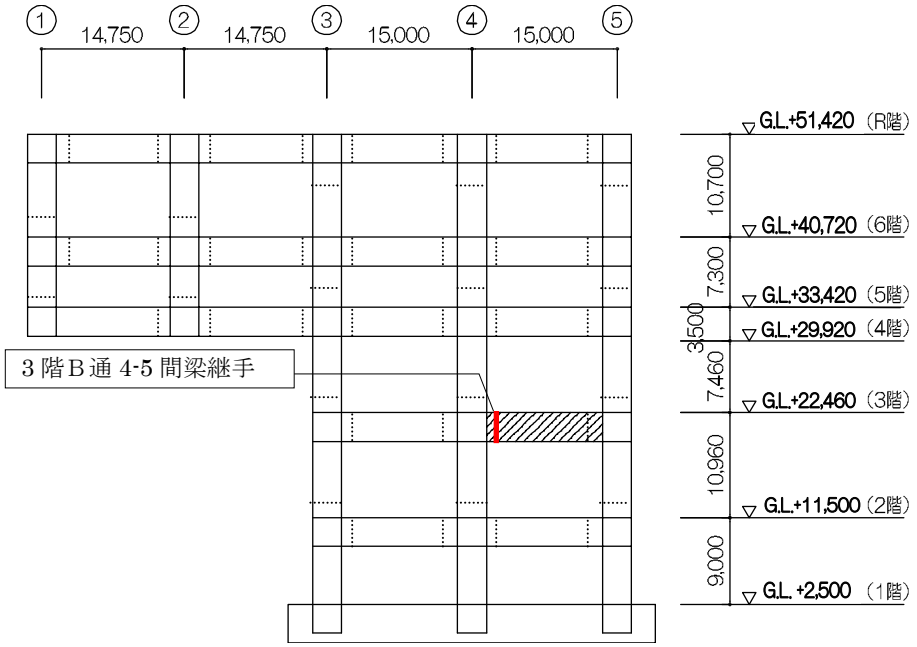


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：85 本×2（1 面あたり）

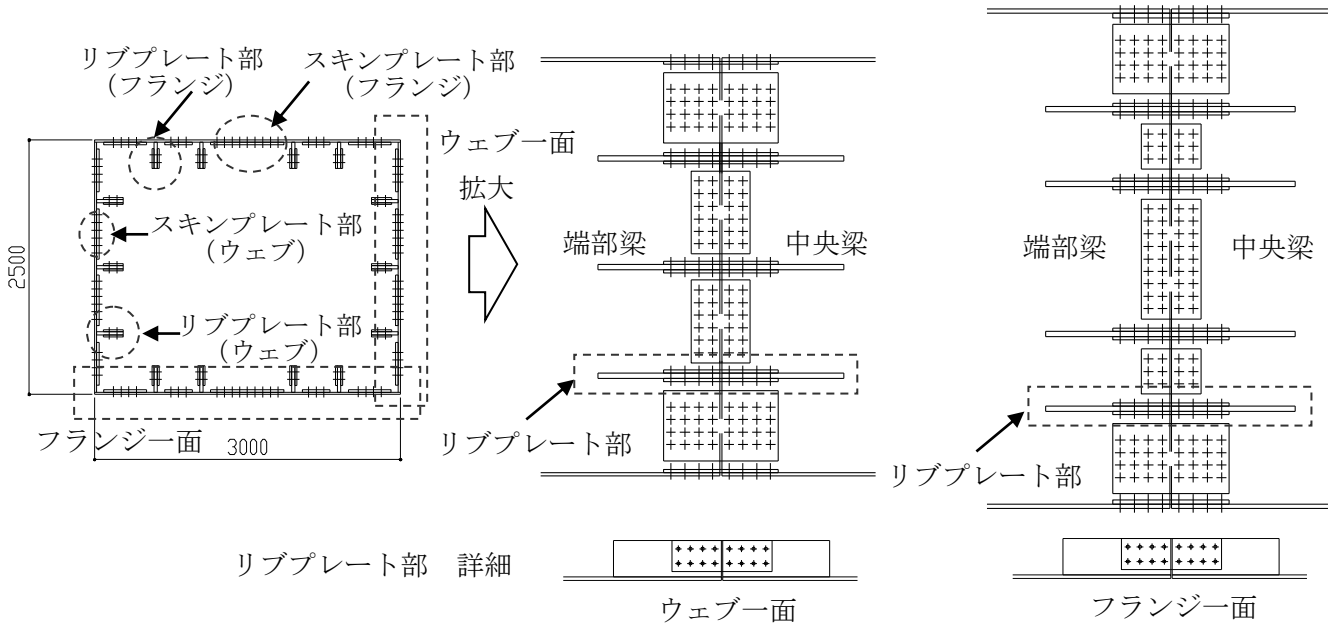
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（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）

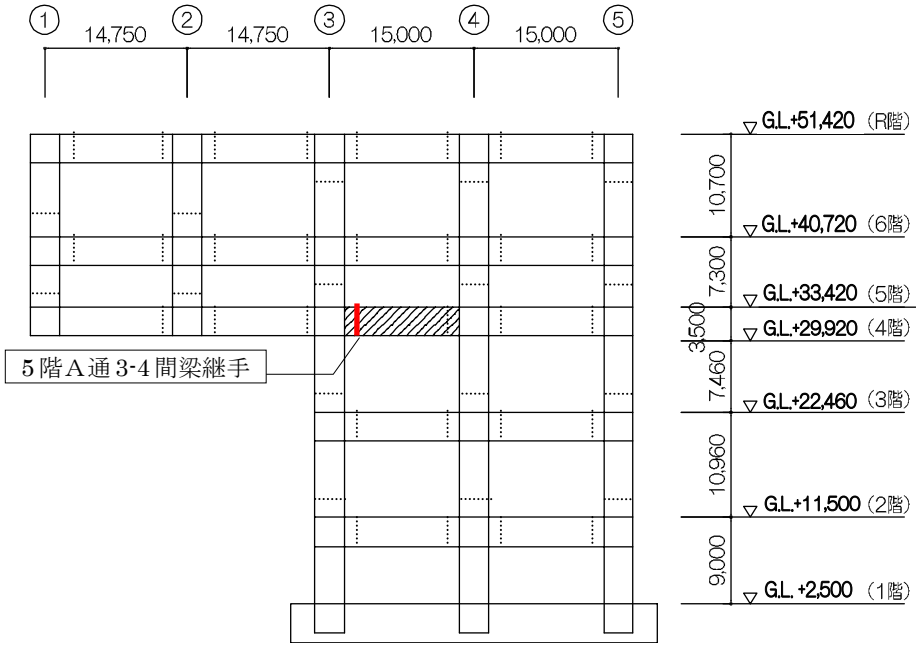


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：62 本×2（フランジ 1 面あたり）
本数：56 本×2（ウェブ 1 面あたり）

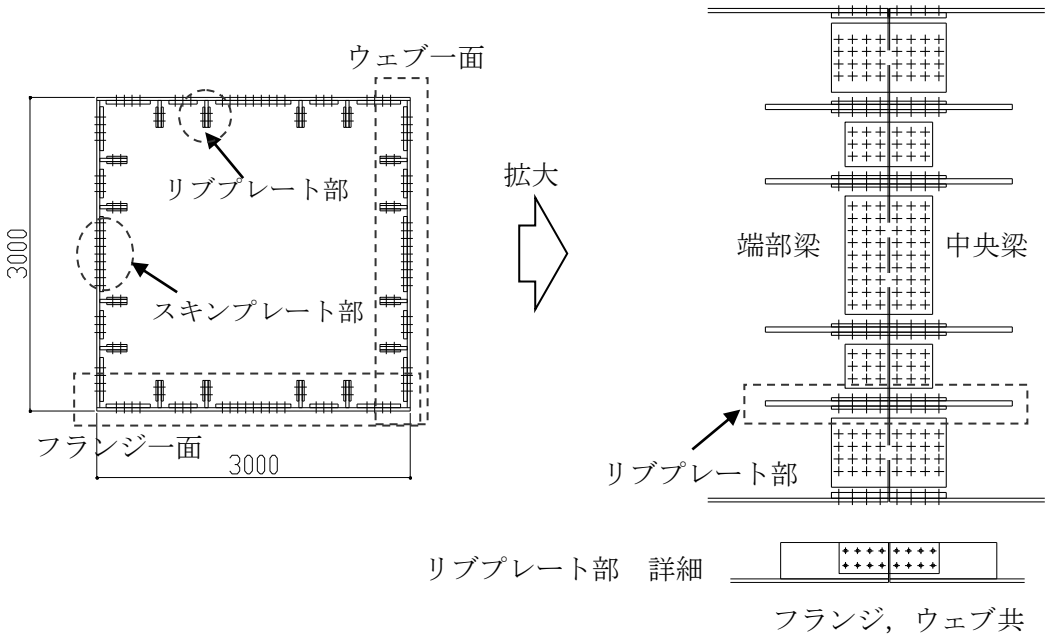
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（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）

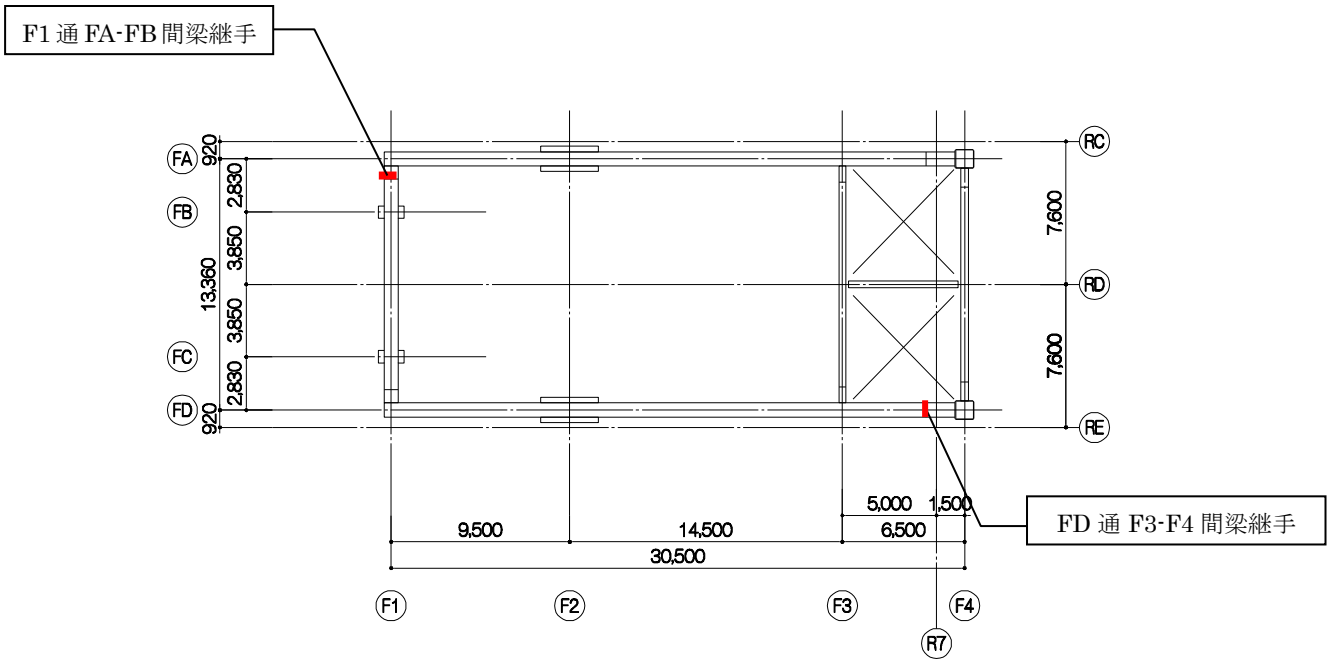


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：77 本×2（フランジ，ウェブ共 1 面あたり）

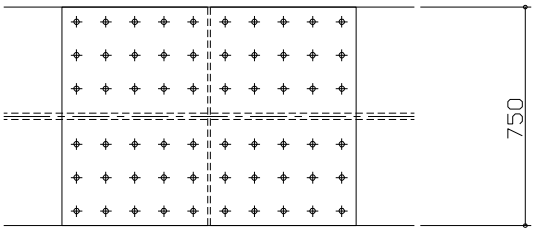
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（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

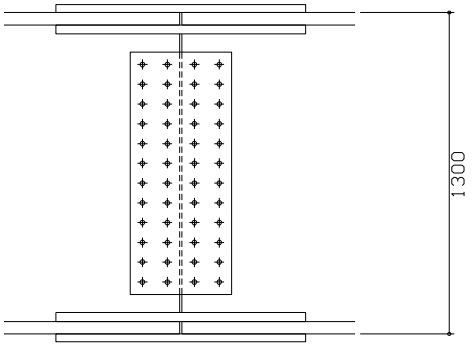


（１）接合部位置



(a)フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト本数：30 本×2

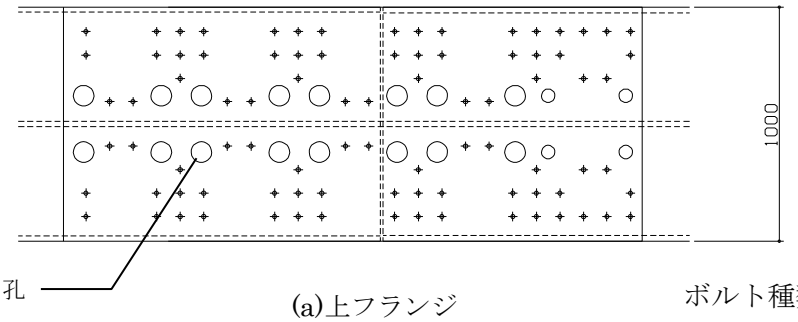


(b)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

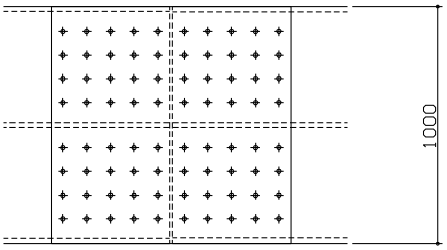
（２）接合部詳細図（F1 通 FA-FB 間梁継手）

図－５　燃料取扱機支持用架構　接合部図①



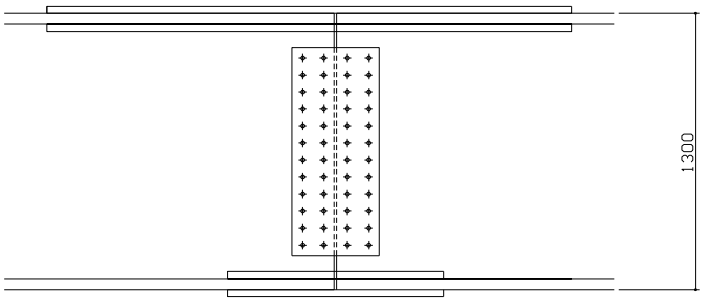
(a)上フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：44 本×2



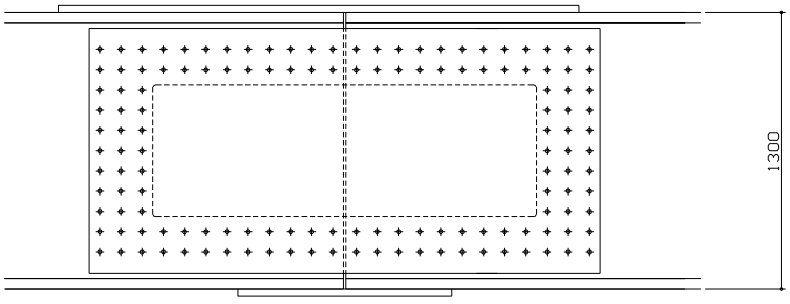
(b)下フランジ

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

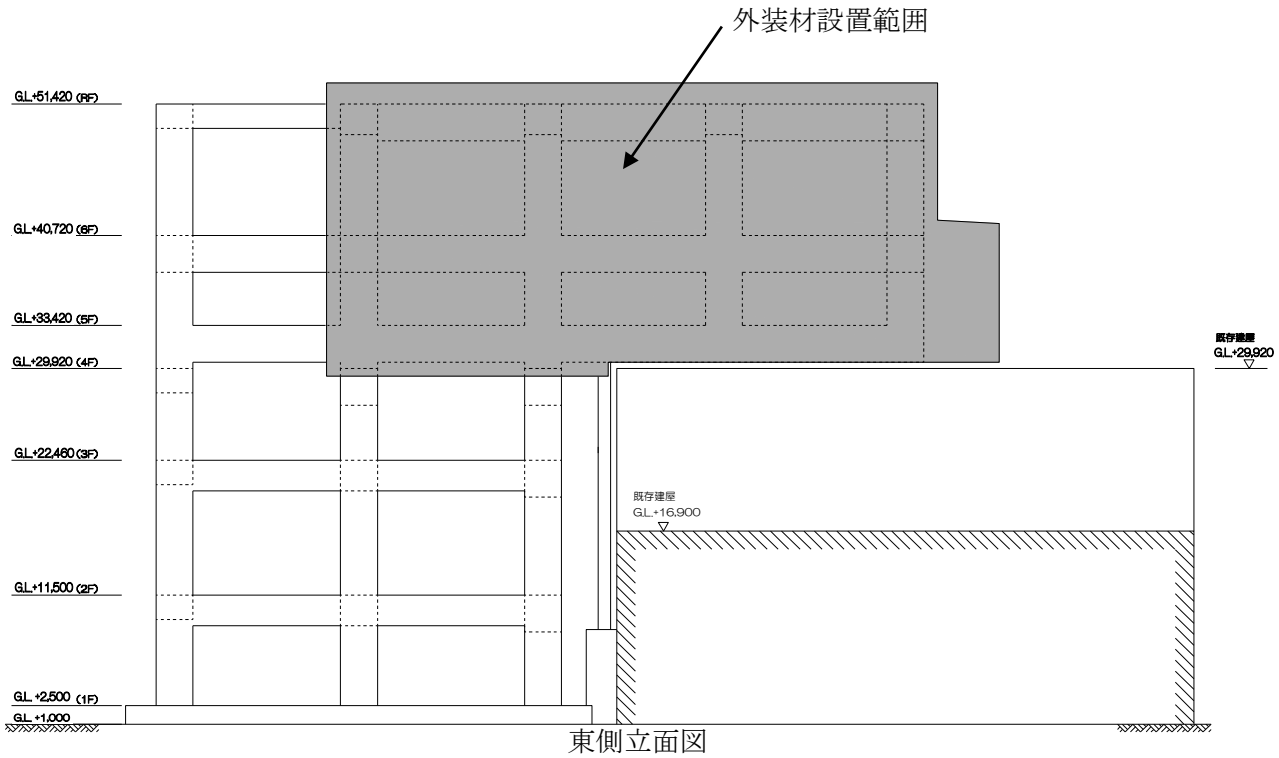


(d)側面プレート

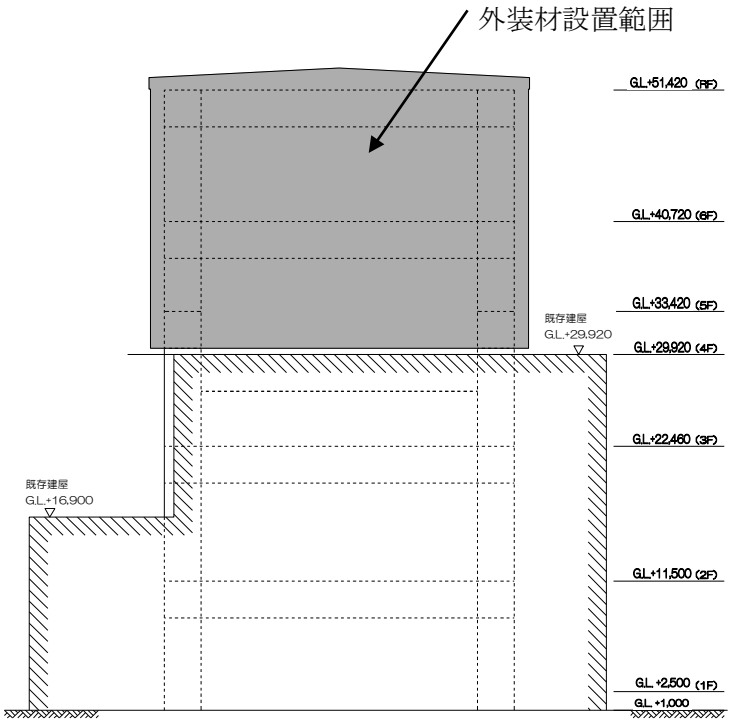
ボルト種類：MUTF27
ボルト数：69 本×2

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

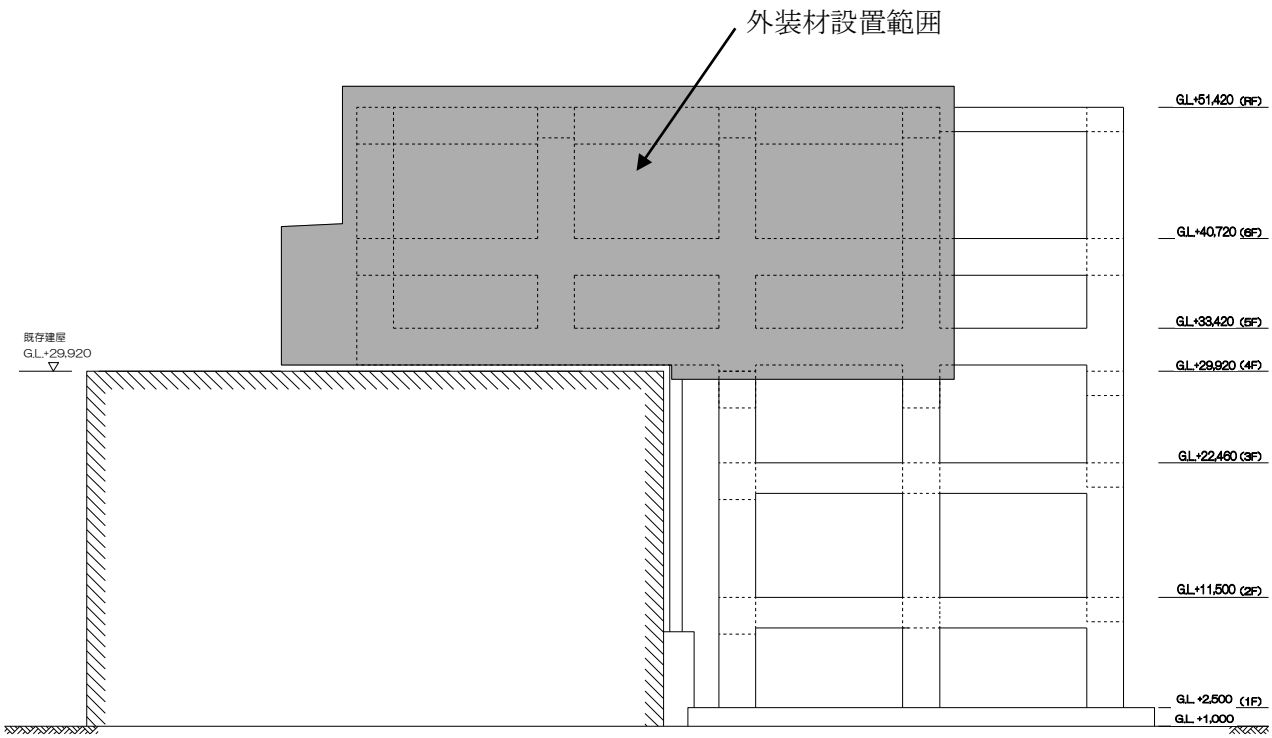


東側立面図

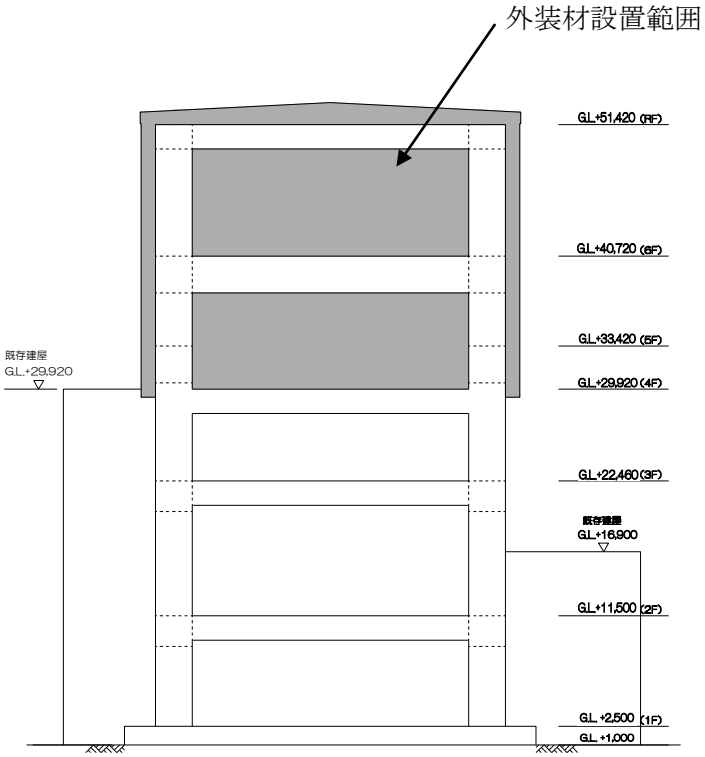


北側立面図

図－７　外装材設置範囲図①

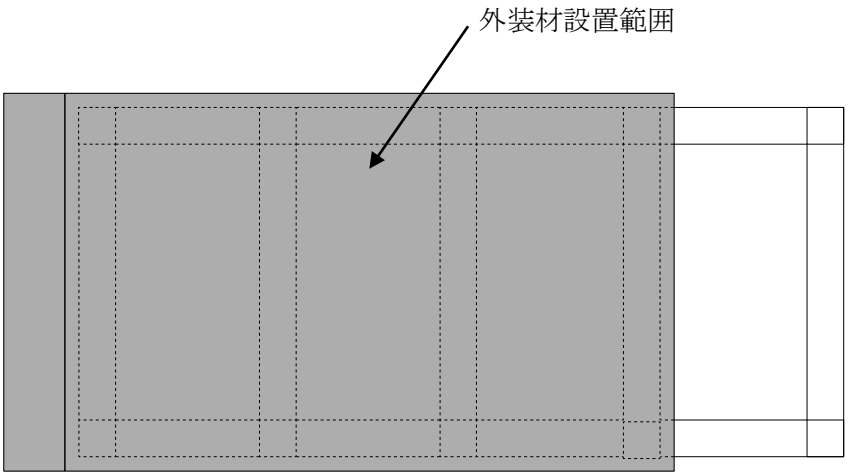


西側立面図



南側立面図

図－８　外装材設置範囲図②



屋根伏図

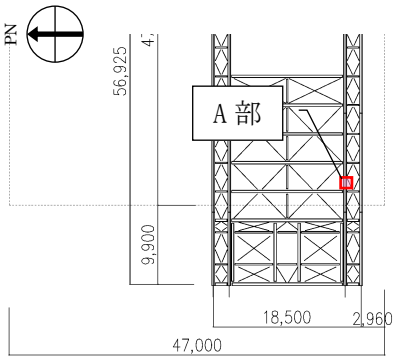
図－９　外装材設置範囲図③

３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

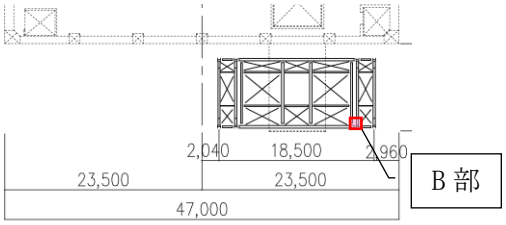
３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

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

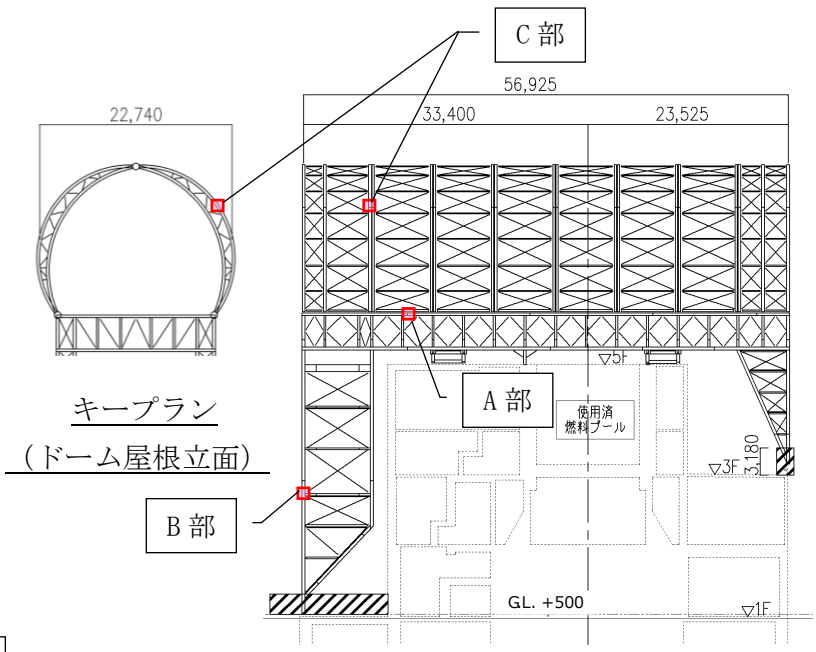
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136，JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3474 に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（C_1=50×10^5 N・s/m，C_2= 3.95×10^5 N・s/m）が±10%以内であること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)の仕様を確認する。	建築基準法 68 条の 26 第 1 項の規定に基づき、同法第 37 条第二号の規定に適合すること。
	据付確認	接合部（図－１参照）の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（G.L.+36.000 伏図）

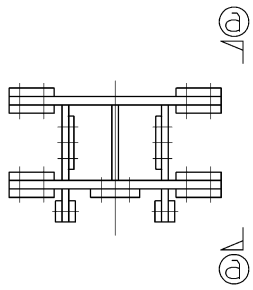


キープラン（G.L.+16.900 伏図）

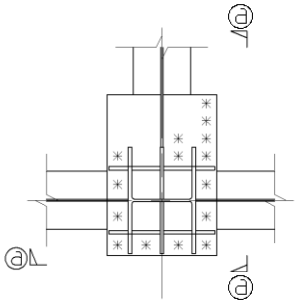


キープラン
（ドーム屋根立面）

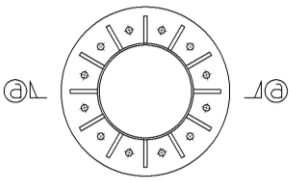
キープラン（東西断面図）



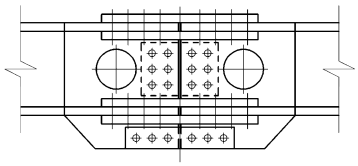
断面図



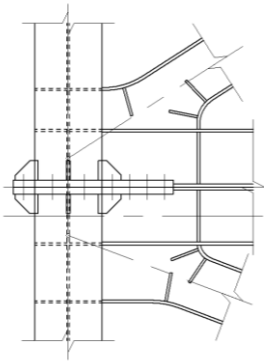
伏図



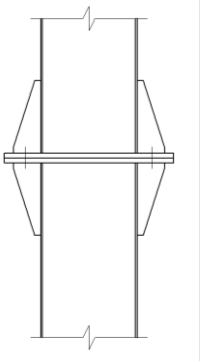
断面図



ⓐ-ⓐ断面図



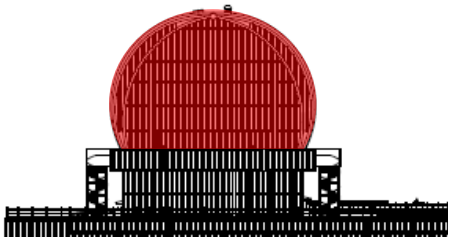
ⓐ-ⓐ断面図



ⓐ-ⓐ断面図

ボルト種類 ： SHTB M24 本数 58×2	ボルト種類 ： SHTB M24 本数 15	ボルト種類 ： SHTB M22 本数 12
(a) ガーダ上弦材（A 部）	(b) 柱材（B 部）	(c) 弦材（C 部）

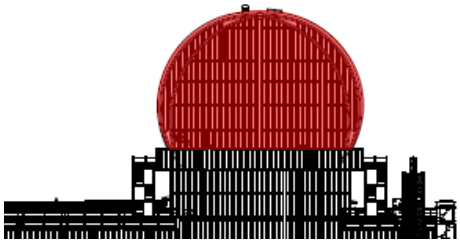
図－１　接合部詳細



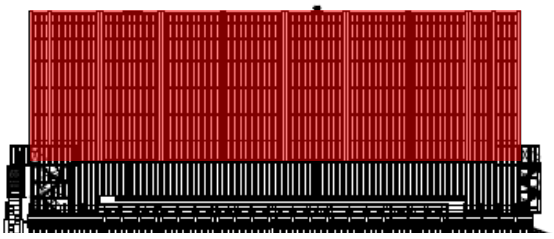
東立面図



北立面図



西立面図



南立面図

ドーム屋根外装材設置箇所

図－２　３号機燃料取り出し用カバーのドーム屋根外装材設置範囲

別添－５

３号機原子炉建屋の躯体状況調査結果を反映した使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果

1. はじめに

３号機原子炉建屋では，現在，瓦礫撤去及び燃料取り出し用カバーの施工が進捗している。瓦礫撤去に伴い，新たな損傷調査が可能になり，躯体の詳細な損傷状況が明らかになった。一方で，燃料取り出し用カバーには，使用済燃料プール部近傍のオペレーティングフロア（５階床）を支持点として，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）の設置や，同じくオペレーティングフロアの随所に，作業の安全のため遮へい体の設置などが計画されている。

本報告書では，燃料取り出し用カバー設置に際し，使用済燃料プール，オペレーティングフロア（以下，オペフロとする）及び１～５階の最新の損傷状況調査結果と，その損傷状況を反映し，かつ使用済燃料の取り出し時の荷重状態を想定した原子炉建屋の３次元ＦＥＭ解析により，使用済燃料プール等（使用済み燃料プール壁床，プールを拘束するシェル壁，オペフロ床）の耐震安全性評価結果を報告する。

2. 損傷状況の調査結果

原子炉建屋の瓦礫撤去に伴い，損傷状況の調査を行った。調査は耐震安全性に関わる内外壁及び床を対象に，クレーン吊りの遠隔操作カメラによる映像分析及び遠隔操作ロボットによる建屋内調査の映像分析により実施した。主にクレーン吊りカメラではオペフロ床面及びオペフロ南西部に位置する大物搬入用の床開口から２～５階の開口周辺部の使用済燃料プール壁を含む壁，床を確認した。遠隔操作ロボットによる建屋内調査映像ではクレーン吊りカメラでは確認できない１階，２階のシェル壁を含むエリアの壁，床の状況を確認した。調査結果として，通りスパンごとに損傷の程度を３段階（損傷なし，一部損傷，全壊）に分類した。図-2.1～図-2.10 に原子炉建屋内の各階における損傷状況を，図-2.11 に建屋外壁状況写真をそれぞれ示す。

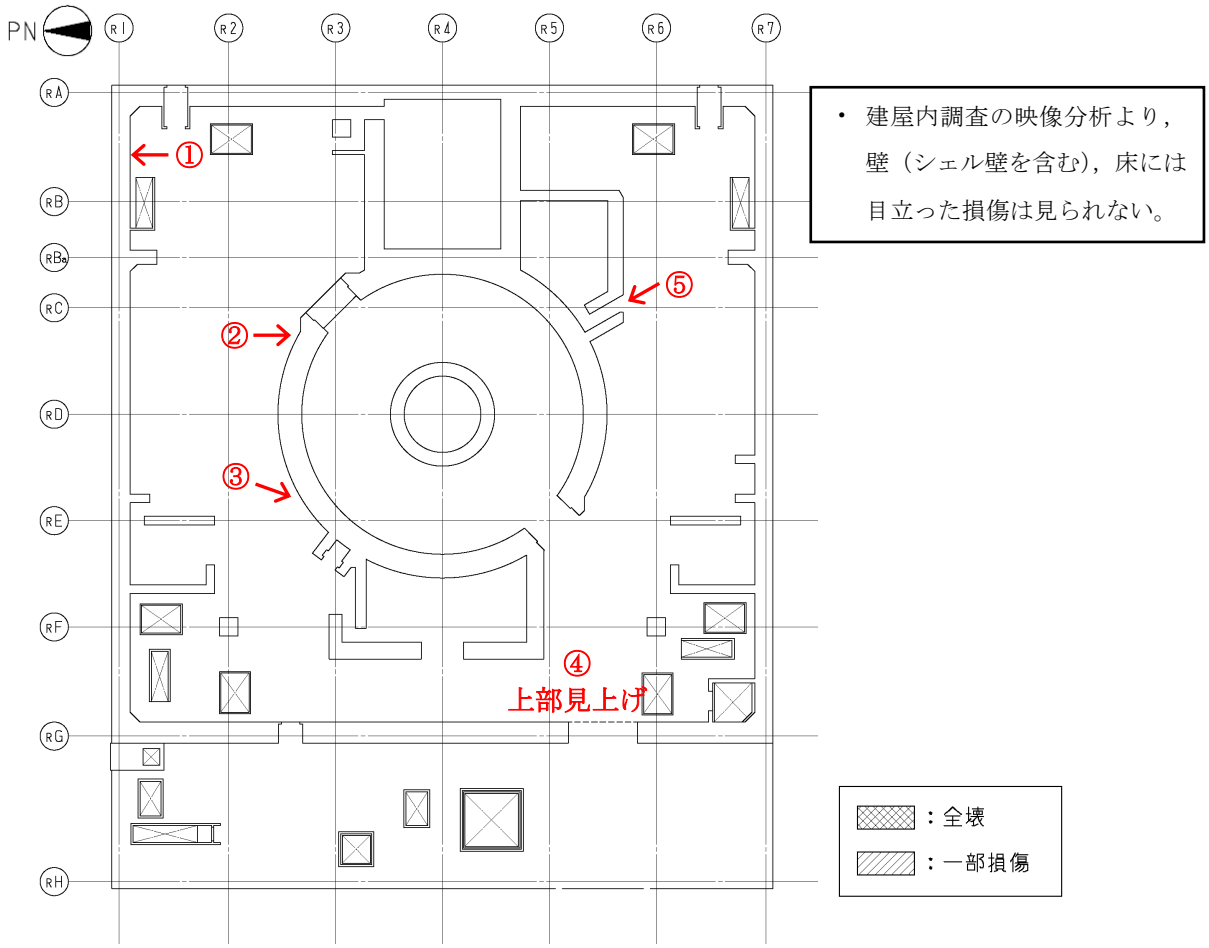
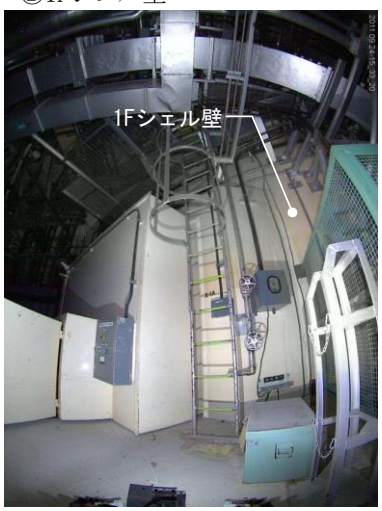


図-2.1　損傷状況（１階）

①1F北側外壁



②1Fシェル壁



③1Fシェル壁及び1F床

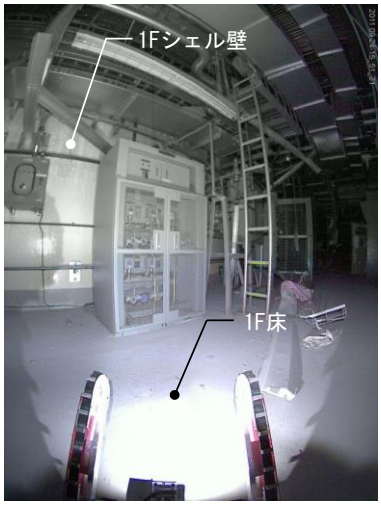
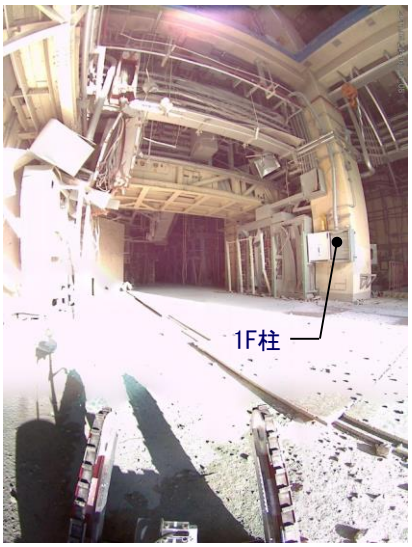


図-2.2(1)　建屋内状況写真（１階）

④1F大物搬入口付近



⑤1Fシェル壁

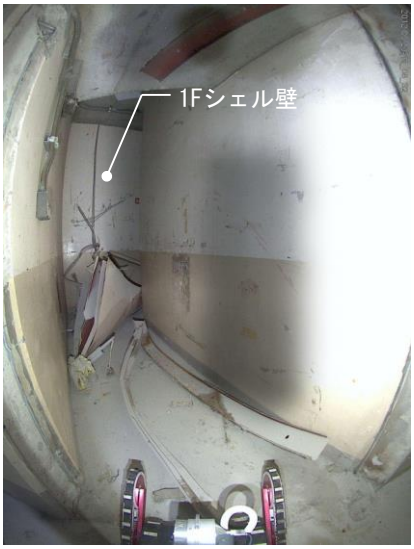


図-2.2(2)　建屋内状況写真（１階）

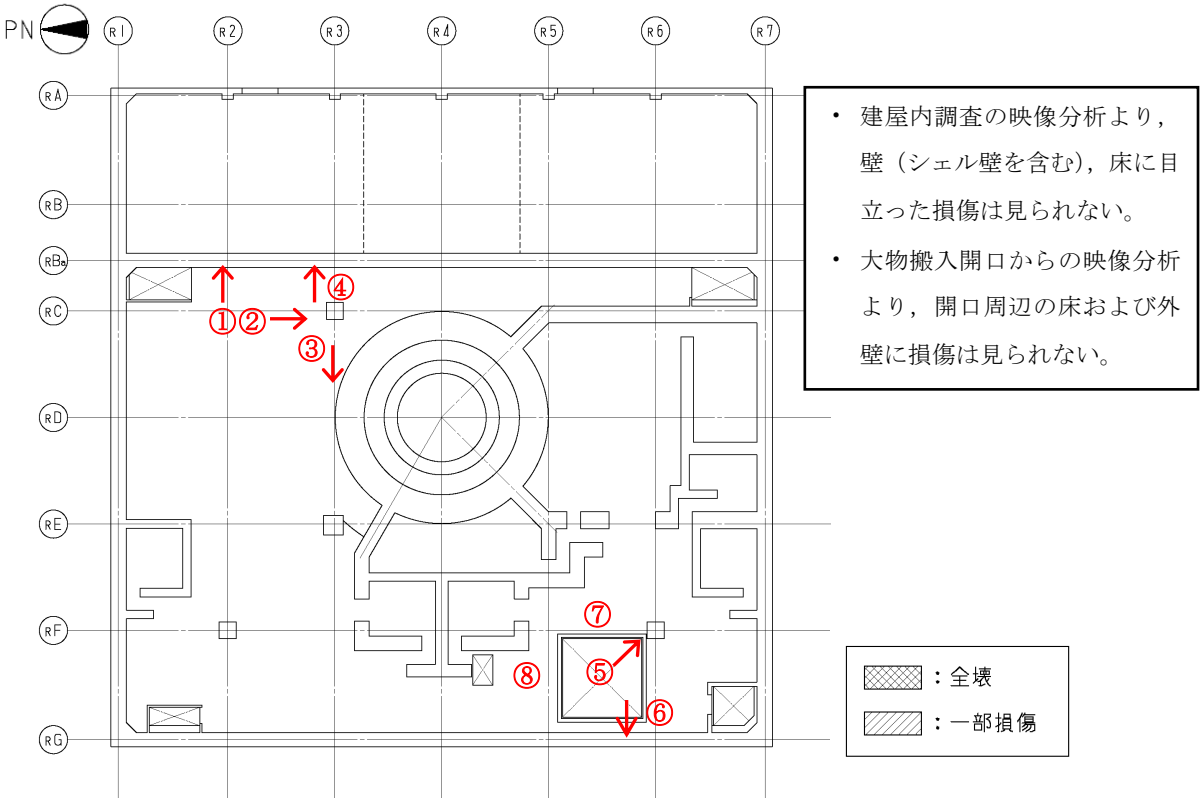


図-2.3　損傷状況（２階）

①2F階段口東側外壁

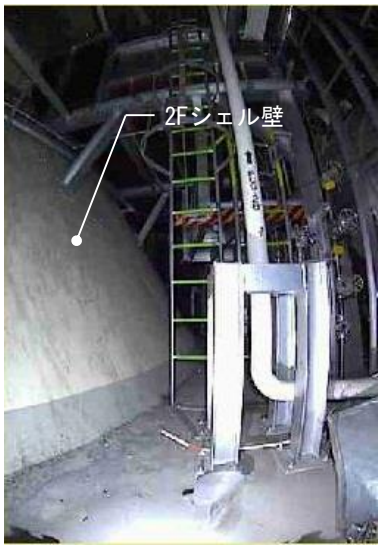


②2F床及び中間部の柱



図-2.4(1)　建屋内状況写真（２階）

③2Fシェル壁



④2F東側外壁



⑤2F柱脚



⑥2F西側外壁脚部



⑦2F床（大物搬入口東側）



⑧2F床（大物搬入口北側）



図-2.4(2)　建屋内状況写真（２階）

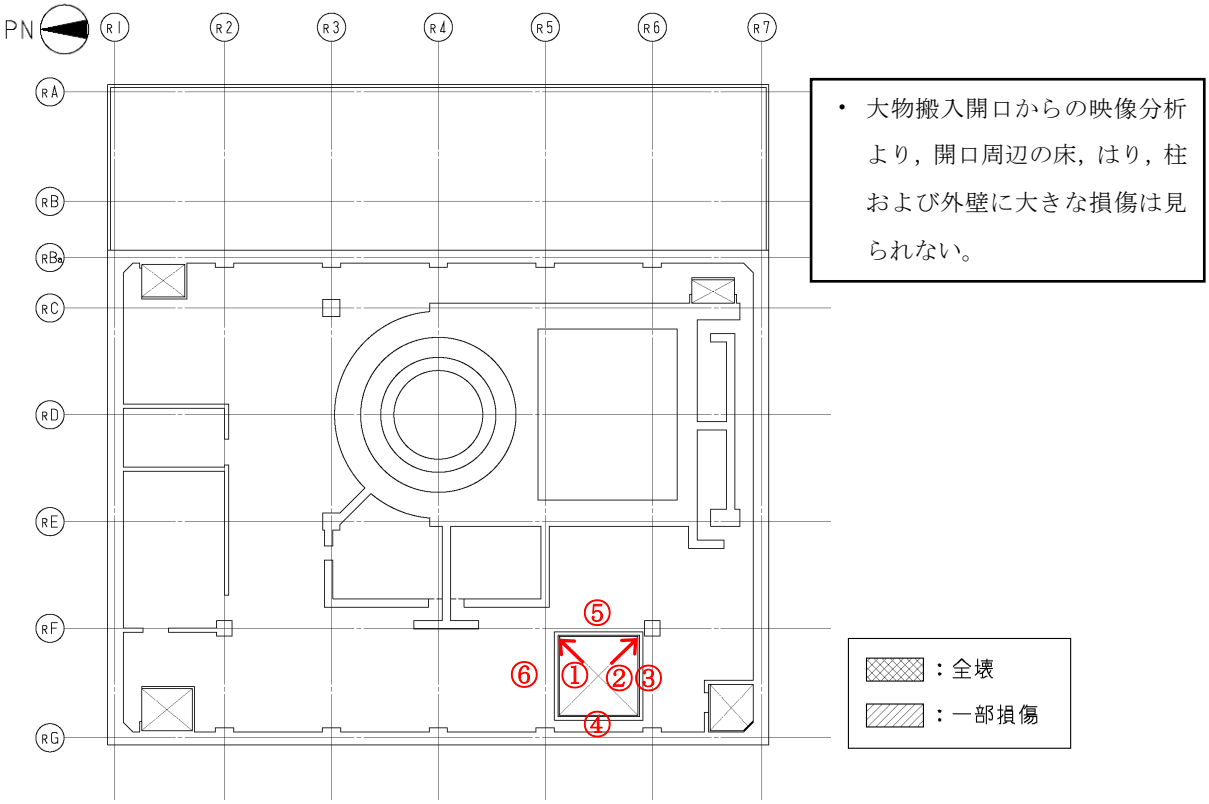
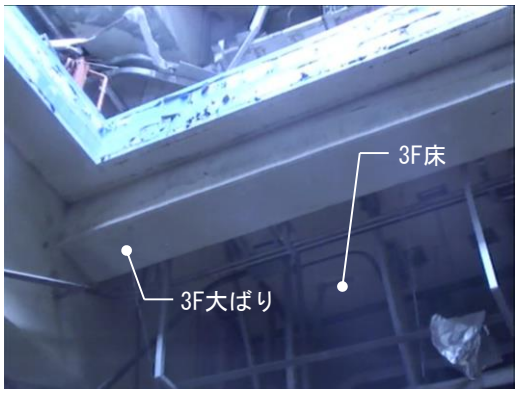


図-2.5　損傷状況（３階）

①3F大ばり交差部（R5通り×RF通り）



② 3F大ばり交差部（R6通り×RF通り）

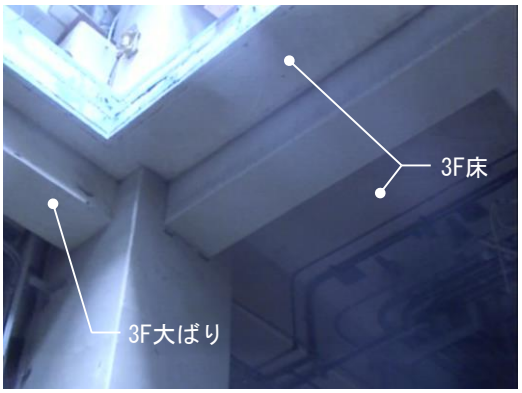
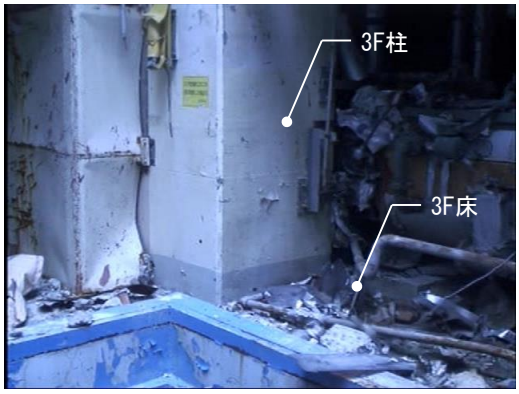
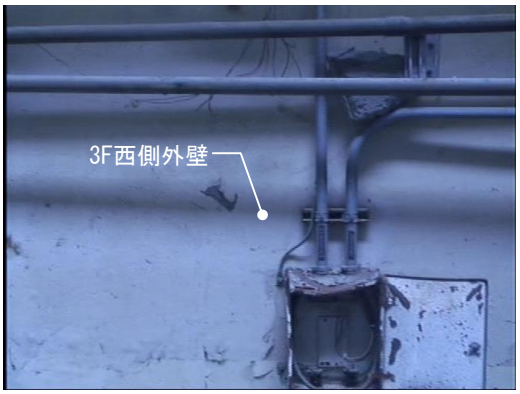


図-2.6(1)　建屋内状況写真（３階）

③3F柱脚



④3F西側外壁中央部



⑤3F床（大物搬入口東側）



⑥3F床（大物搬入口北側）

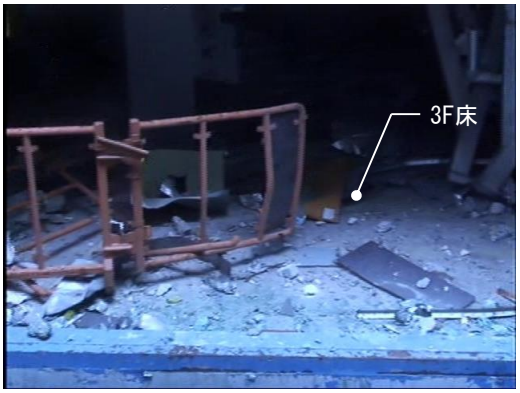
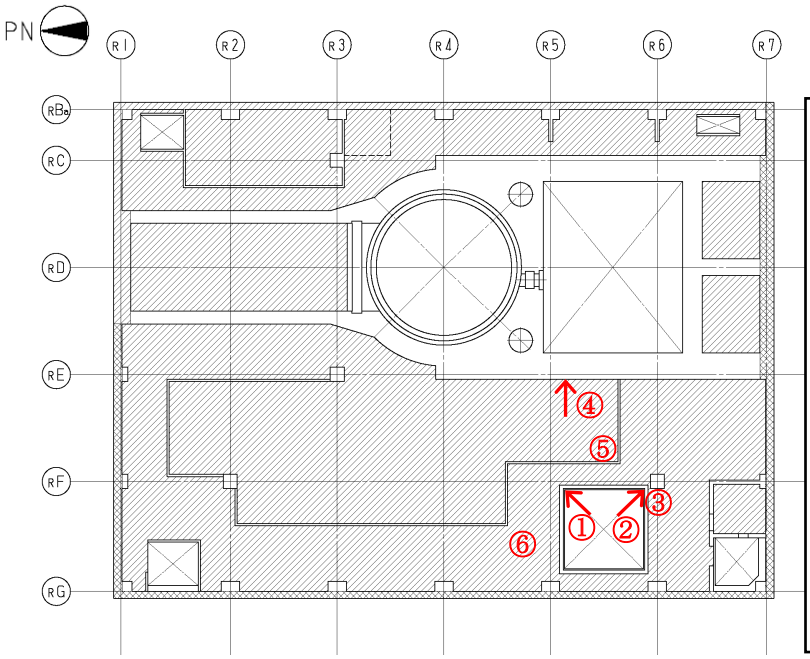


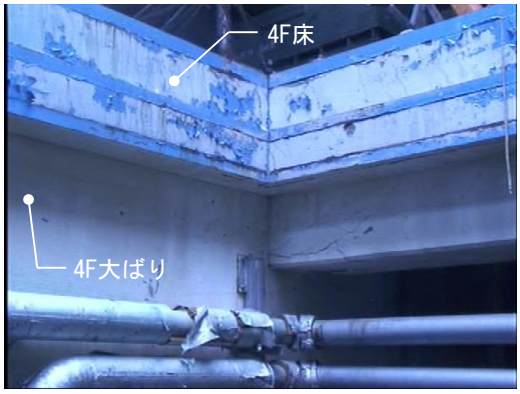
図-2.6(2)　建屋内状況写真（３階）



- 大物搬入開口からの映像分析より，開口周辺の床，はりの一部に剥落が見られる。
- 北西部や北東部において，上部の 5 階床が全壊している箇所もあることより，4 階床は全面的に一部損傷状態にあると推定する。
- プール壁頂部の一部に軽微な損傷が見られるが，剥落などは見られない。

図-2.7　損傷状況（４階）

①4F大ばり 交差部（R5通り ×RF通り）



②4F大ばり 交差部（R6通り ×RF通り）

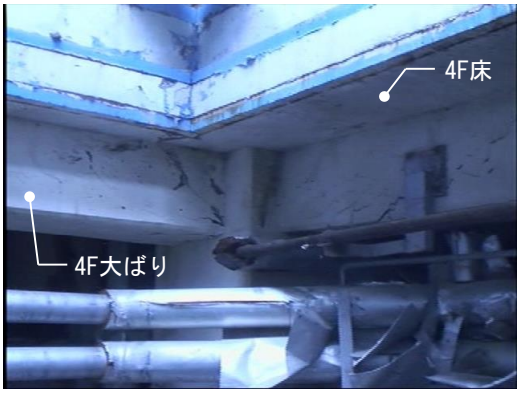
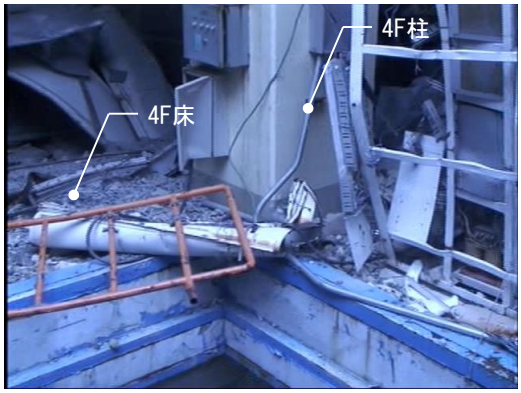
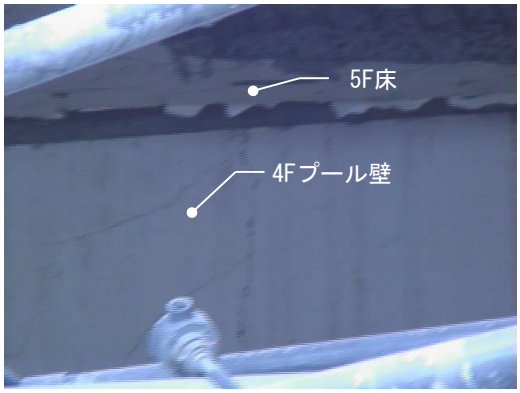


図-2.8(1)　建屋内状況写真（４階）

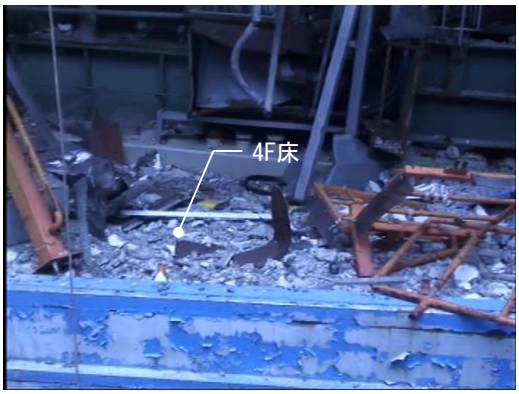
③4F柱脚



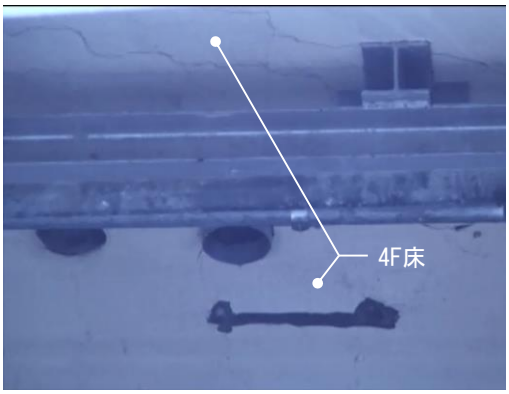
④4Fプール壁（頂部）



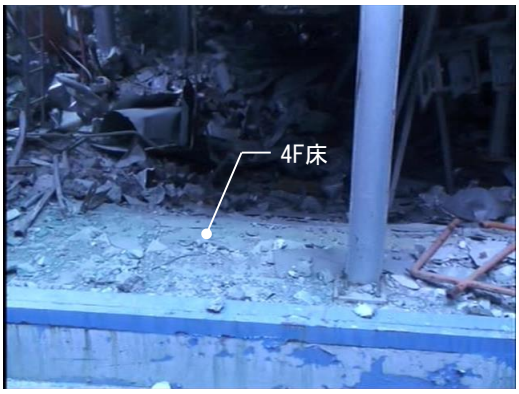
⑤4F床（大物搬入口東側）



⑤4F床（大物搬入口東側）



⑥4F床（大物搬入口北側）



⑥4F床（大物搬入口北側）

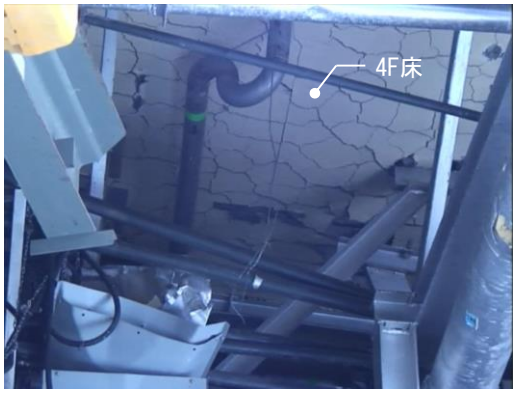
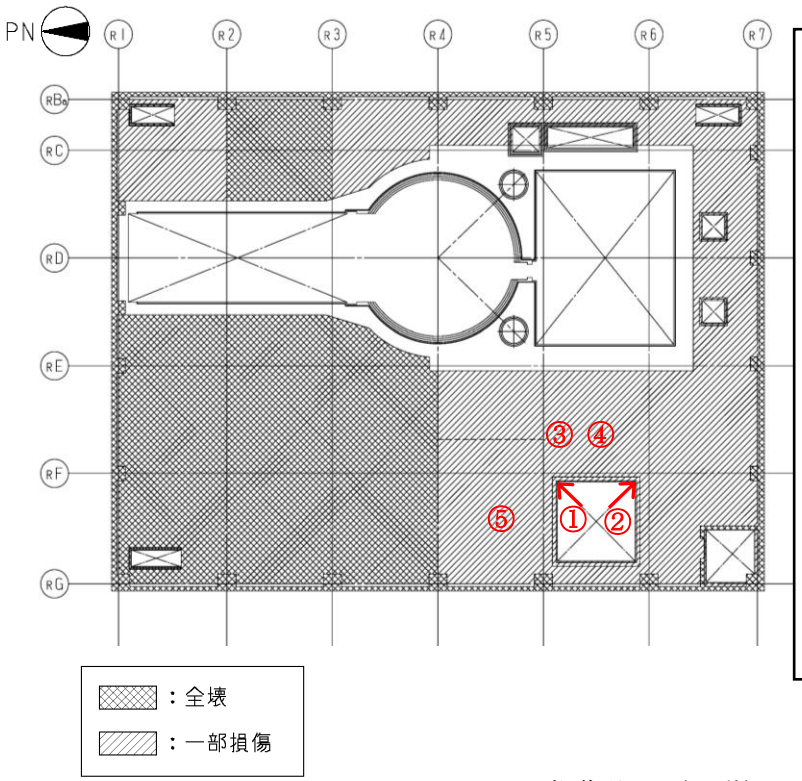


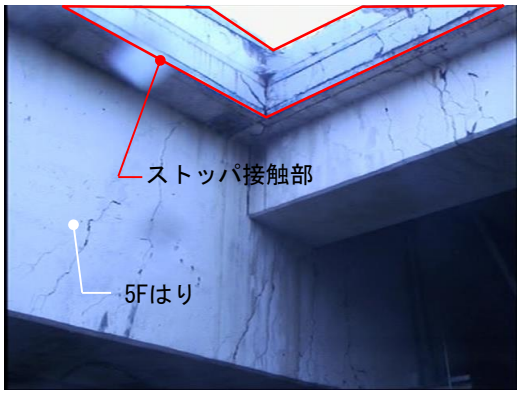
図-2.8(2)　建屋内状況写真（４階）



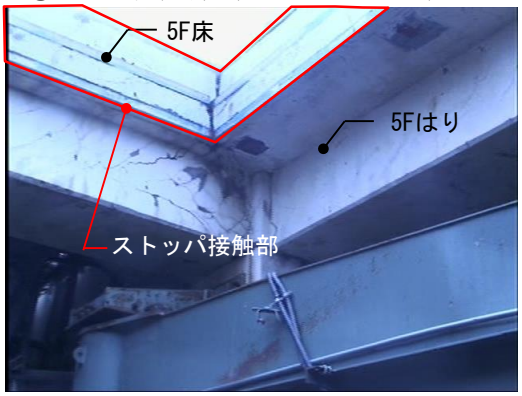
- 大物搬入開口からの映像分析より，開口周辺の床，はりに一部剥落が見られる。
- 北東部２～３通り間および北西部１～４通り間の床は全壊状態にある。
- ストッパ接触部を含む南西部および南東部の床，はりは一部剥落が見られる。
- プール壁上面のオイルダンパ接触部には表面の塗装が剥がれた程度で目立った損傷は見られない。

図-2.9　損傷状況（５階）

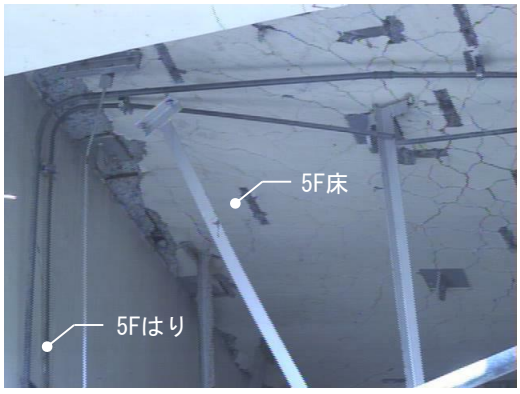
①5Fはり交差部（R5通り×RF通り）



②5Fはり交差部（R6通り×RF通り）



③5F床（大物搬入口東側）



④5F床（大物搬入口東側）

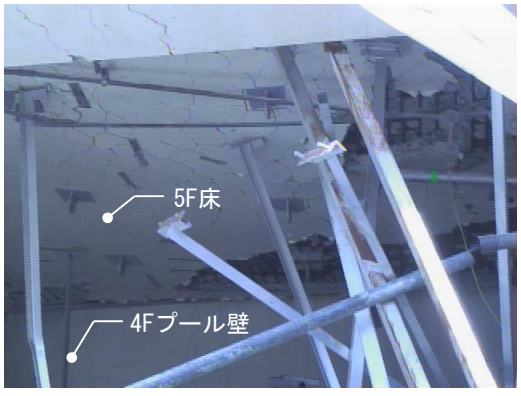
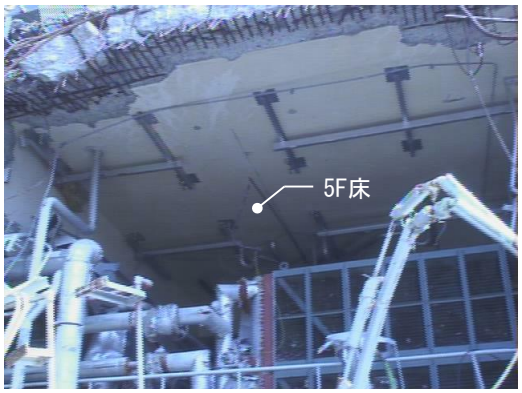
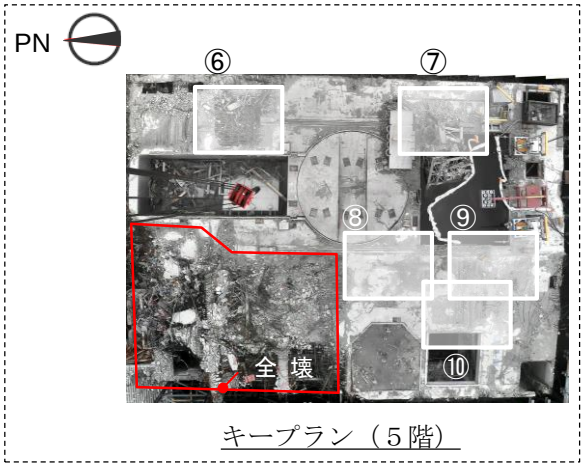


図-2.10(1)　建屋内状況写真（５階）

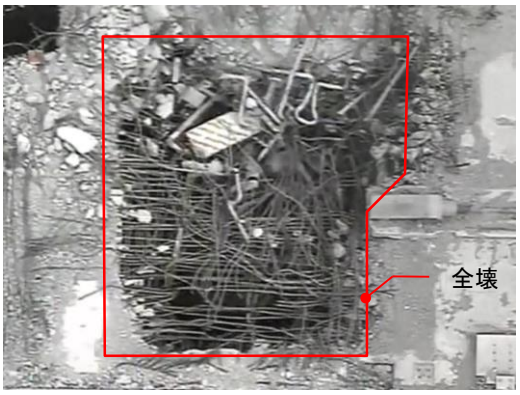
⑤5F床（大物搬入口北側）



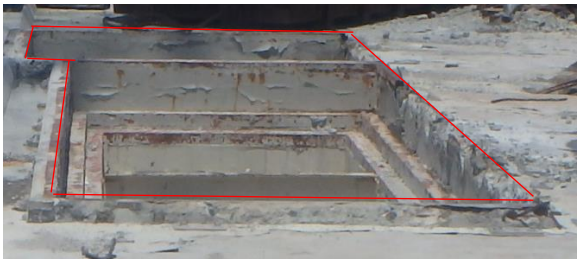


キープラン（５階）

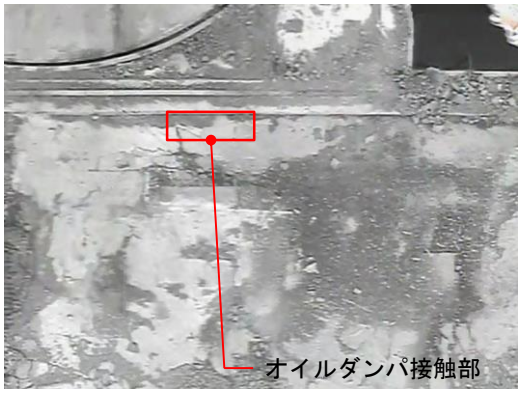
⑥5F床（機器仮置プール）



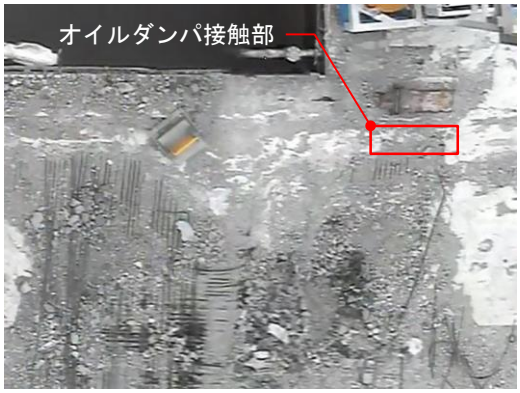
⑦東側ストッパ接触部



⑧オイルダンパ接触部（北側）



⑨オイルダンパ接触部（南側）



⑩西側ストッパ接触部

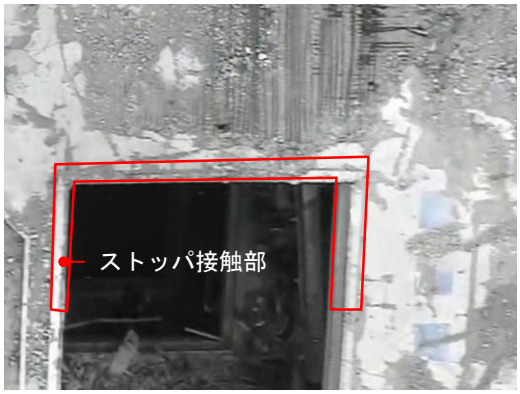


図-2.10(2)　建屋内状況写真（５階）

①西側壁面



②東側壁面



③南側壁面



④北側壁面



・ 外壁４面とも新たな損傷は見られない。

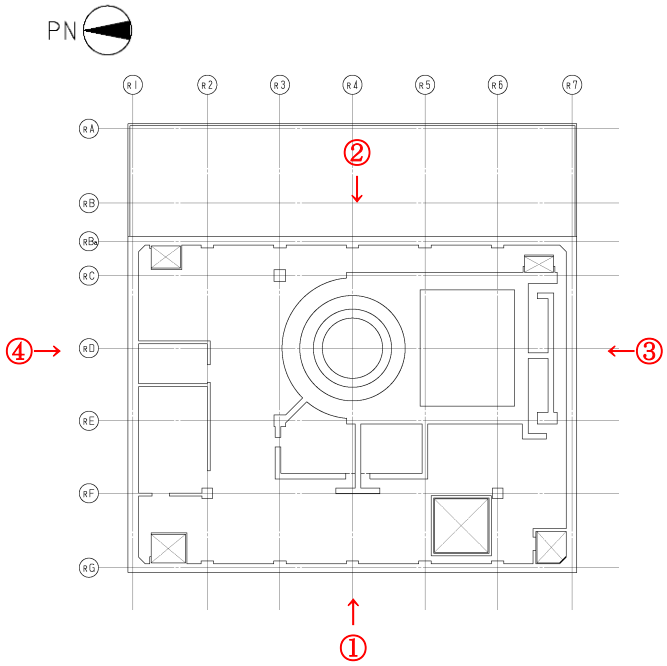


図-2.11　建屋外壁状況写真

3. ３次元ＦＥＭ解析による耐震安全性評価

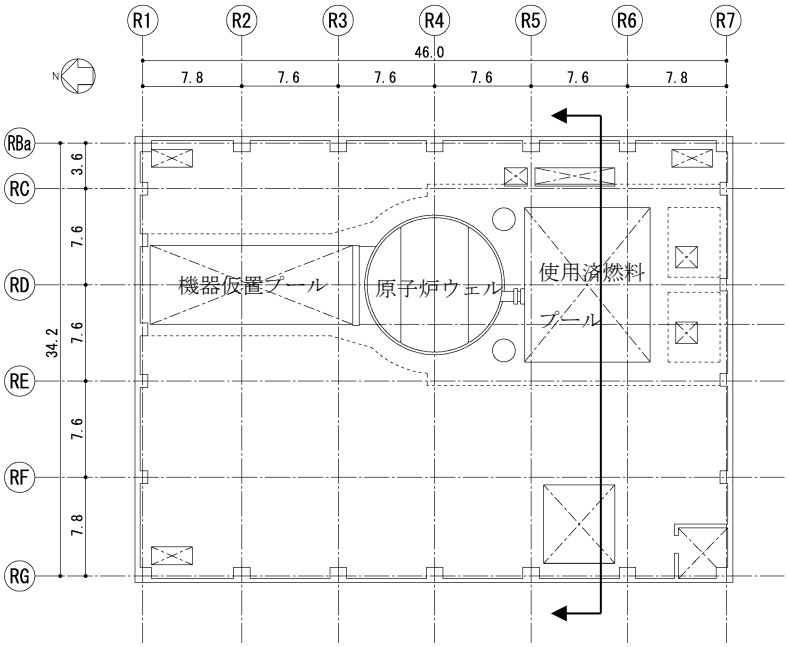
3.1 解析方針

本検討では，使用済燃料の取出し時における原子炉建屋の状況を反映するとともに，２章において損傷が確認された箇所を反映した解析モデルを作成し，基準地震動 Ss に対する耐震安全性を，３次元ＦＥＭ解析によって評価する。

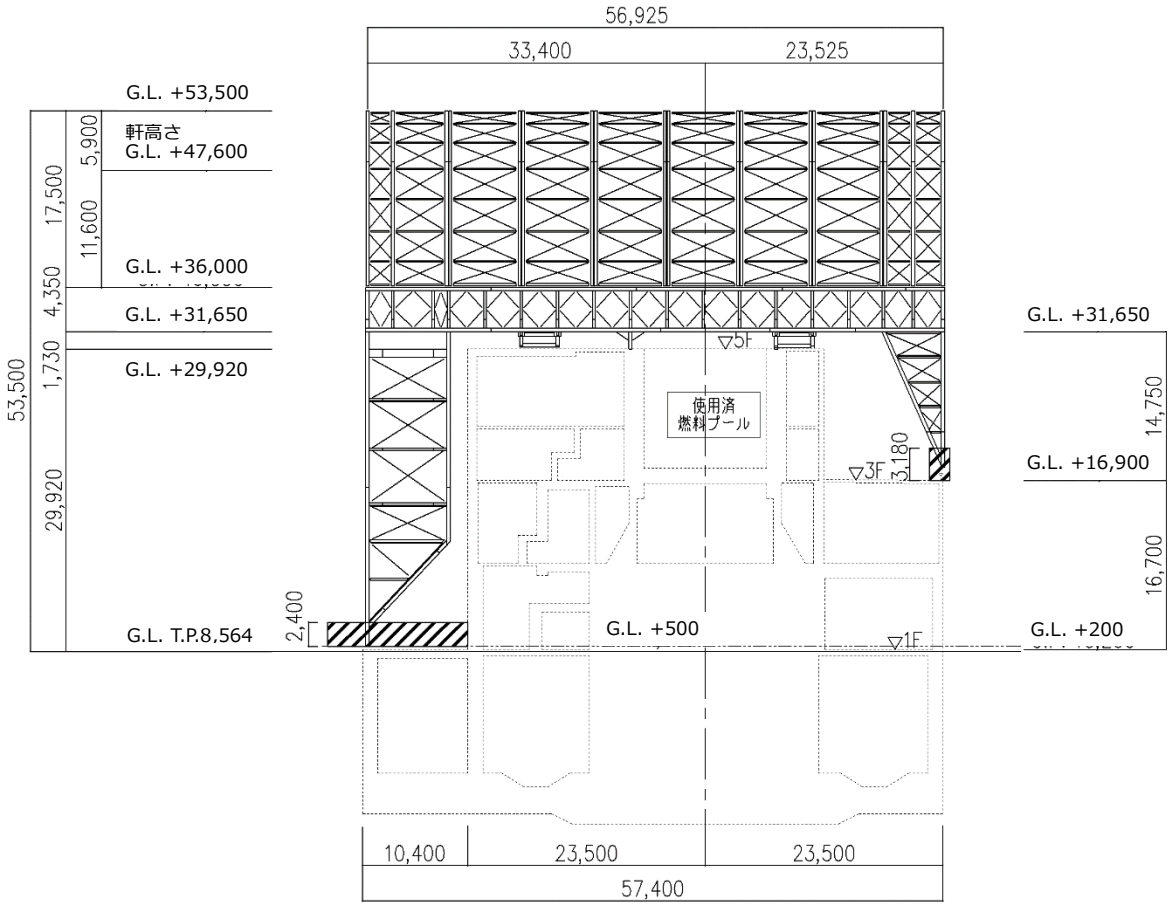
図-3.1.1 に原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図を示す。

耐震安全性評価は，図-3.1.2 のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（G.L.+8.7m）から５階の床（G.L.+29.92m）までの建屋部分をもとに，２章において新たに損傷が確認された箇所の強度を期待せず，剛性を低下あるいは無視した３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重，遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重，使用済燃料プール水による静水圧，地震応答解析結果にもとづく地震荷重，地震時の燃料取り出し用カバー反力及び荷重組合せの条件を設定する。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い，使用済燃料プール部，シェル壁及び燃料取り出し用カバーが取り付く５階オペフロに発生する応力及びひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し，耐震安全性を評価する。



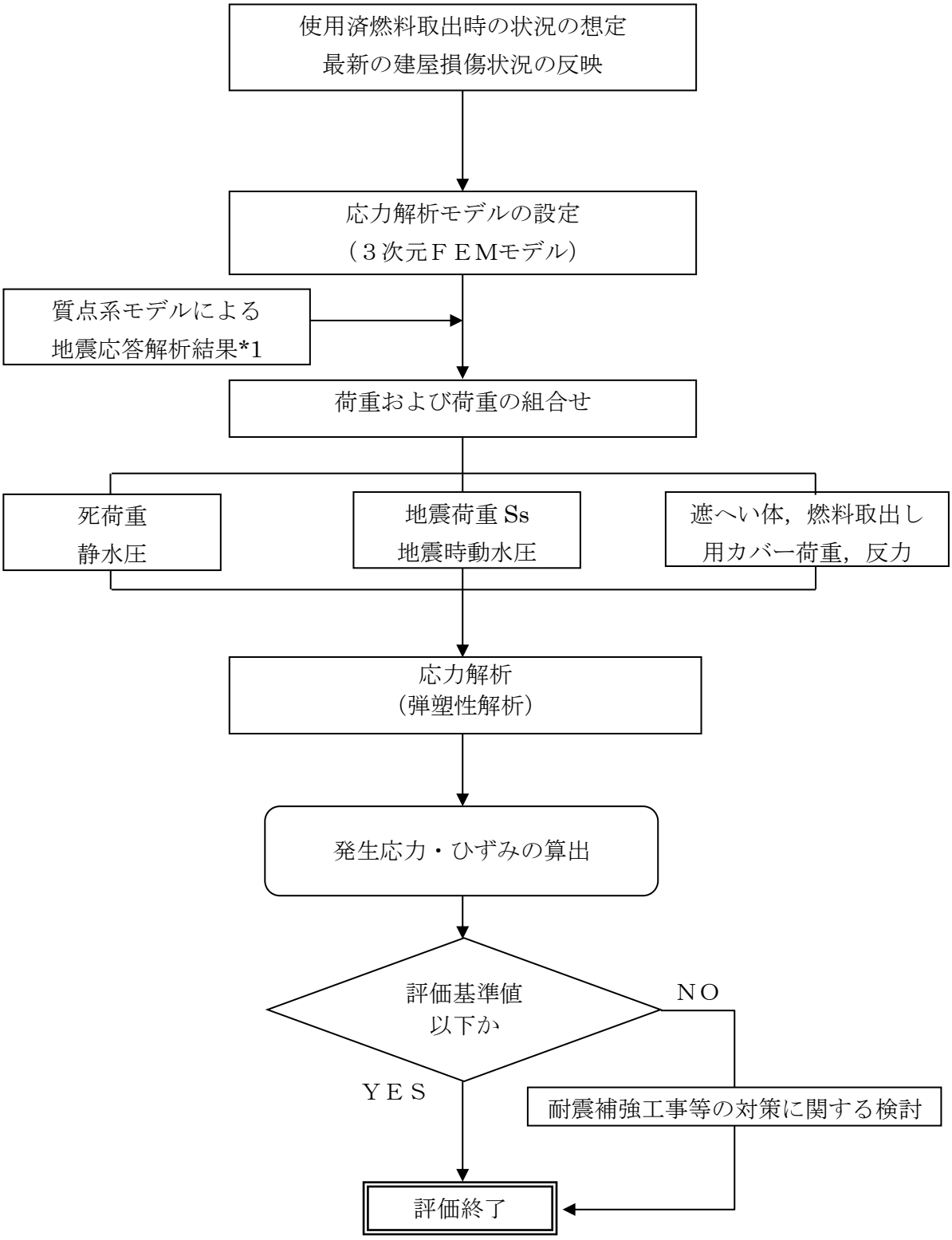
平面図



断面図

図-3.1.1　原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図

本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm



*1：「Ⅱ-2-11　添付資料-4-2　3.　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について」中の３号機の燃料取出し時の状態を考慮した地震応答解析結果にもとづく。

図-3.1.2　耐震安全性評価フロー

3.2　応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し，使用済燃料プール及びシェル壁等に発生する応力及びひずみを算定する。２階壁から５階のオペフロまでの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化した。２章において損傷（一部損傷及び全壊）が確認された箇所について，建屋損傷状況を反映した応力解析モデルを構築した。

使用計算機コードは「ABAQUS」である。解析モデルに使用する板要素は，鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素（コンクリート部：10 要素 11 積分点）を用いた。一般には断面の板厚方向の応力分布を評価するには板厚方向の分割は 4～5 要素で十分であるが、今回は鉄筋層の外側のコンクリート剛性を考慮できるように 10 要素と細かくした。なお、面外せん断剛性は「ABAQUS」では、板厚方向には分割されず 1 要素のままとなる。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考える。また，板のたわみには曲げによる変形とせん断による変形を考慮する。柱と梁は，軸力，曲げ，せん断を同時に考慮できる梁要素としてモデル化し，板要素を含めそれぞれの要素の接合条件は剛接とした。

図-3.2.1 に解析モデル概要図を，図-3.2.2 にコンクリートと鉄筋の構成則を，図-3.2.3 に解析モデルの境界条件を示す。

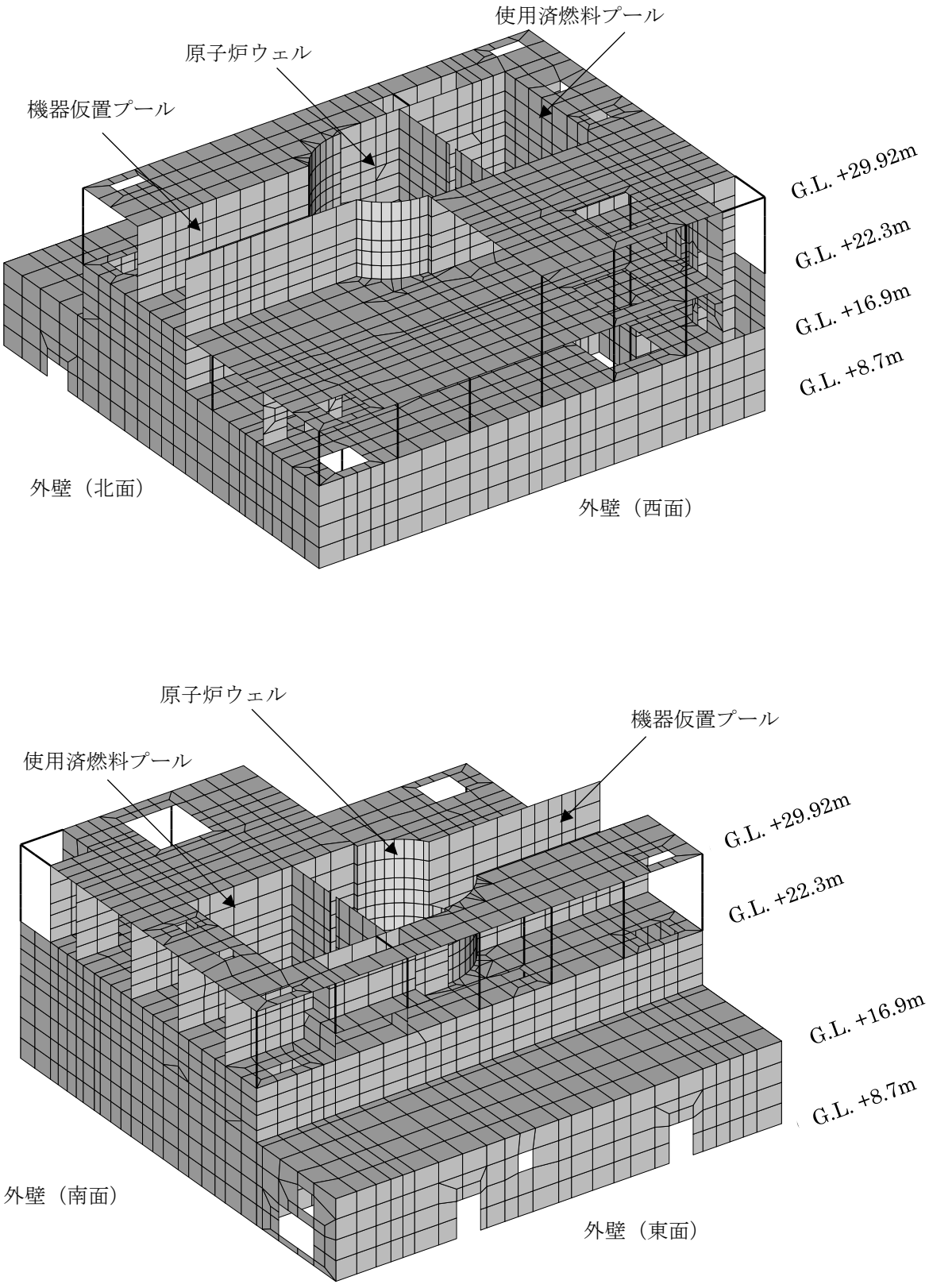
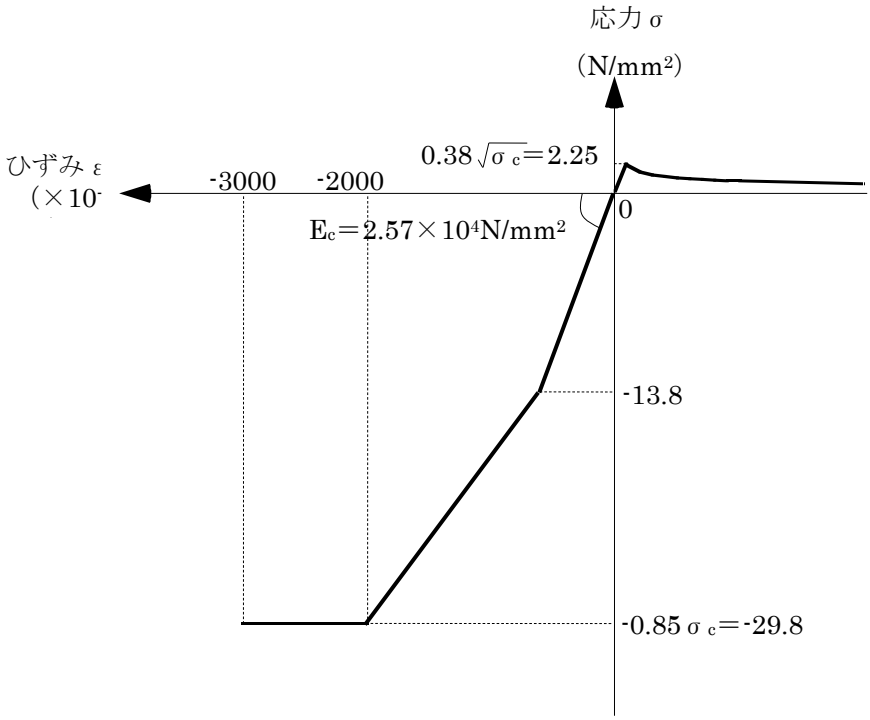
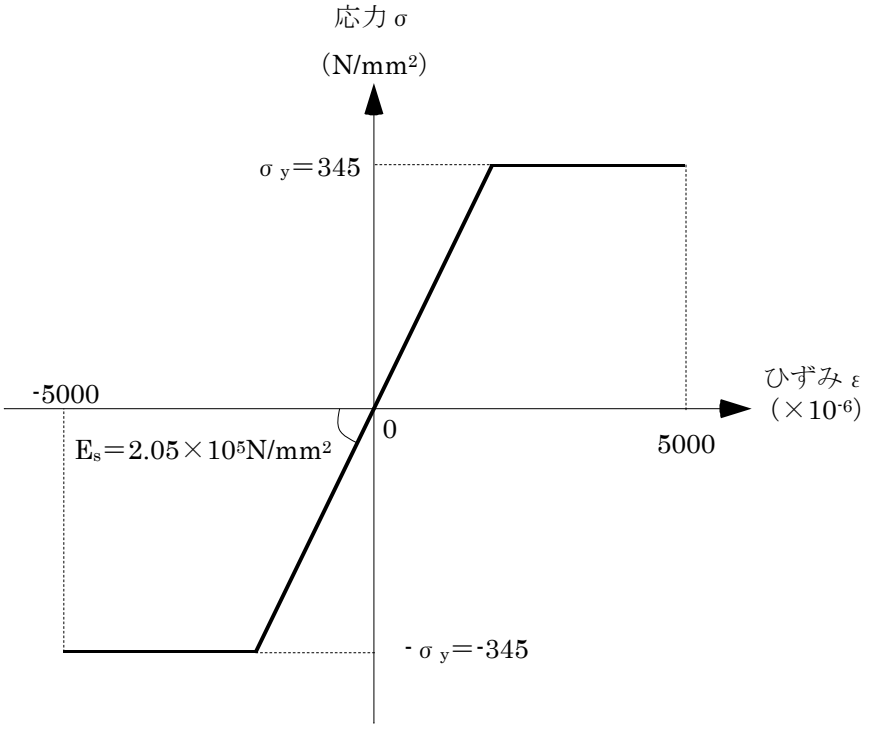


図-3.2.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力－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

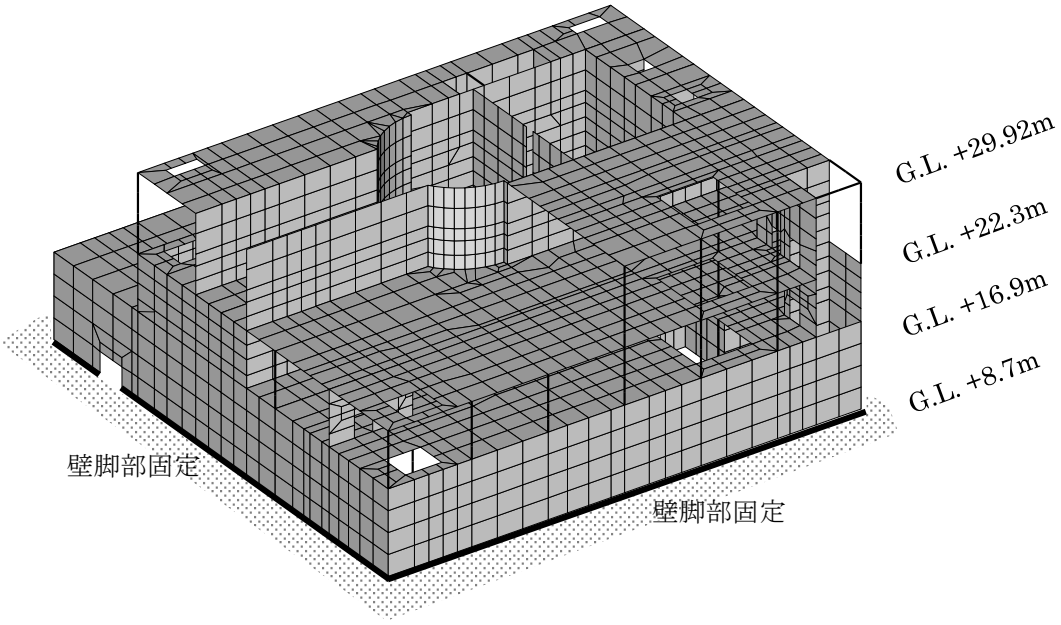


図-3.2.3　解析モデルの境界条件

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

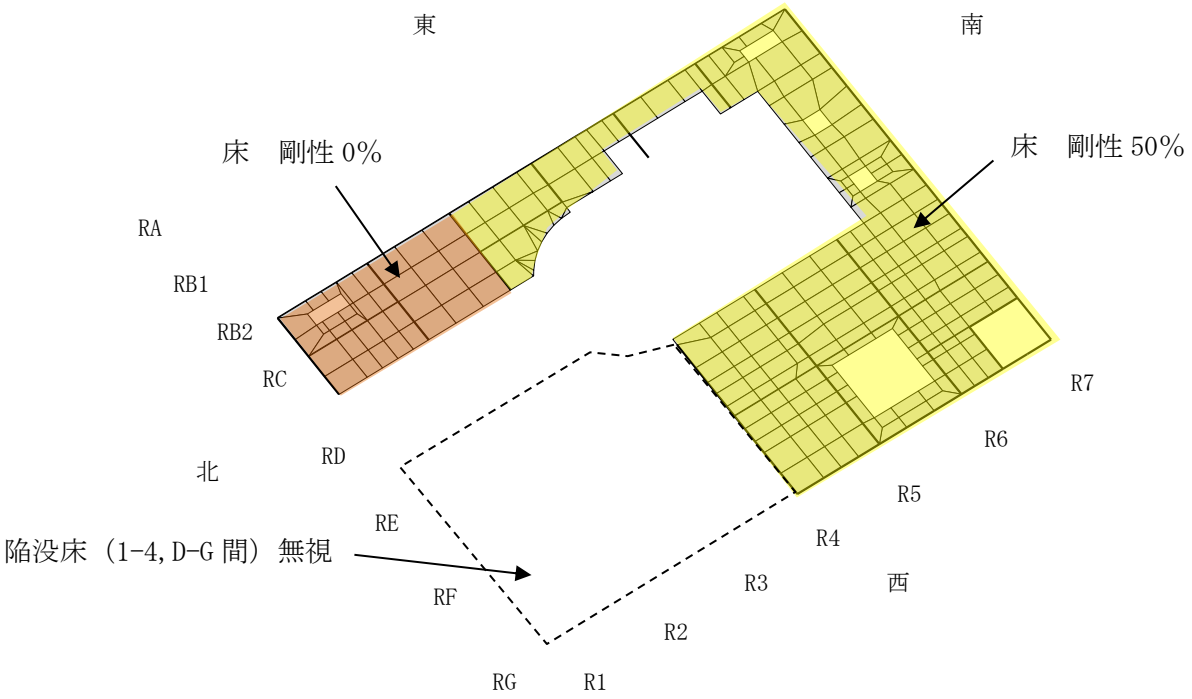
外壁・内壁は，新たな損傷が確認されていないため，変更は行わない。

(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。

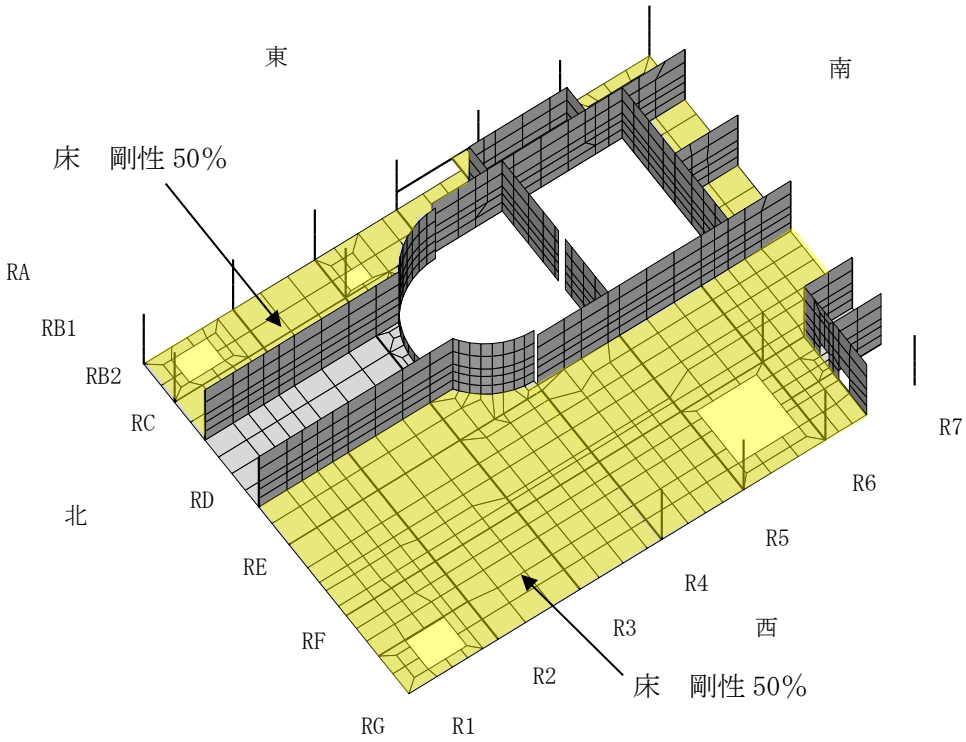
(4)シェル壁

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。



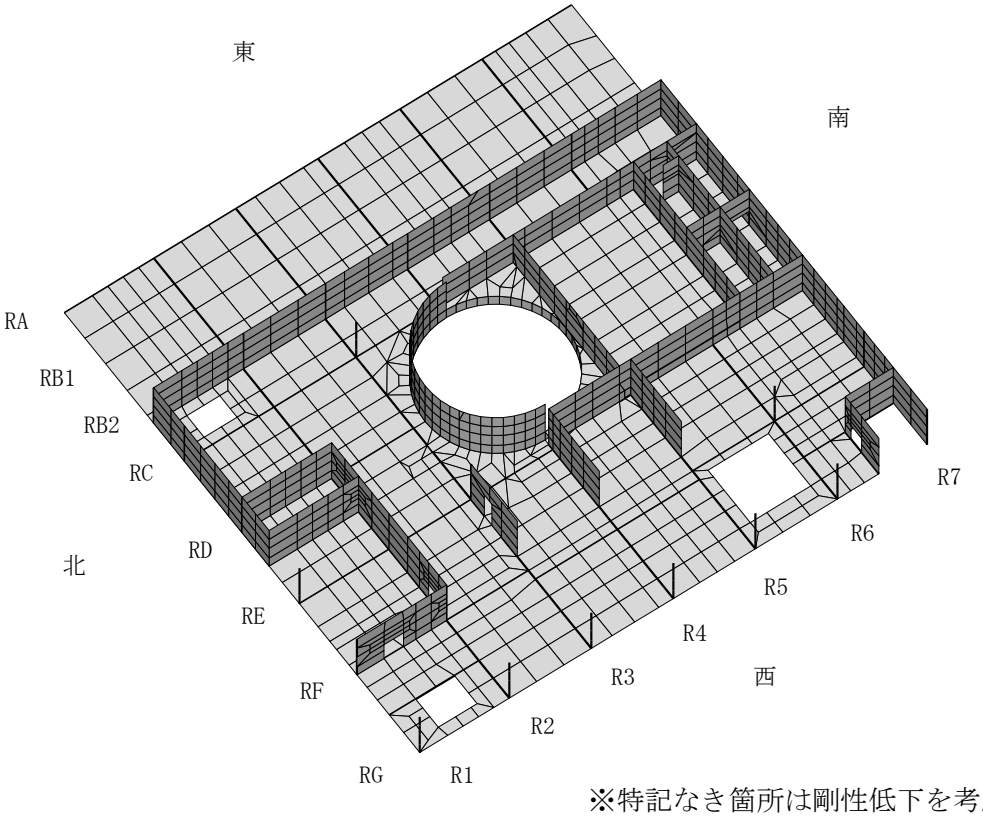
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.1　損傷状況仮定　アイソメ図　５階（G.L.+29.92m）



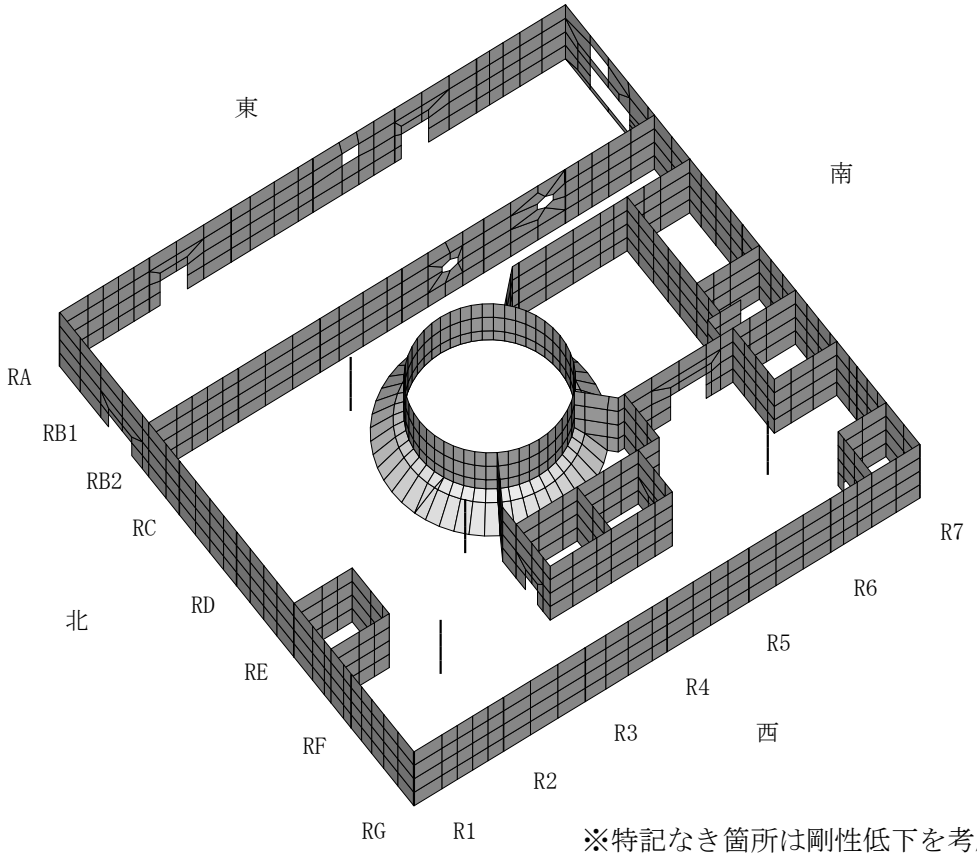
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.2　損傷状況仮定　アイソメ図　４階（G.L.+22.3m）



※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.3　損傷状況仮定　アイソメ図　３階（G.L.+16.9m）



※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.4　損傷状況仮定　アイソメ図　２階（G.L.+8.7m）

3.4　荷重及び荷重の組合せ

(1) 死荷重　ＤＬ

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え，機器・配管・その他の重量は床に一様に積載されているものとする。死荷重を表-3.4.1 に示す。

表-3.4.1　死荷重

荷重	荷重の与え方	荷重（kN）
死荷重（原子炉建屋）	シェル要素に物体力（密度×体積）として入力する	330619

(2) 遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重　ＤＦ

遮へい体及び燃料取り出し用カバー重量を表-3.4.2 に示す。

表-3.4.2　遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重（固定荷重）

荷重		荷重の与え方	荷重（kN）
遮へい体荷重（固定荷重）		オペフロ階（既存躯体の５階）の鉛直支持位置に、支配面積に応じて按分した荷重を節点荷重として入力する	18000
燃料取り出し用カバー荷重（固定荷重）	ストッパ	オペフロ階（既存躯体の５階）のストッパ脚部反力を節点荷重として入力する	1500
	東側脚部※1	カバー架構（オイルダンパを含む）の脚部反力を節点荷重として入力する	7700※2
	置き基礎	死荷重（原子炉建屋）として考慮済み※3	(1500)

※1：解析モデル（3 次元 FEM モデル）において，2 階壁から上部をモデル化しているため，西側脚部（1 階床面レベル）は該当なし。

※2：東側脚部の荷重 7700kN は，全体モデルの取合い点の反力より算出している。

※3：置き基礎は，原子炉建屋下屋部分に一様に荷重（２階外壁上。３階床レベル。）がかかるため，原子炉建屋の死荷重として考慮した。

(3) 静水圧　H

使用済燃料プールが満水状態（プール水重量 13640 kN）にあると仮定した場合の静水圧（σ＝113 kN/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。

静水圧　　$P_s = \rho g H$

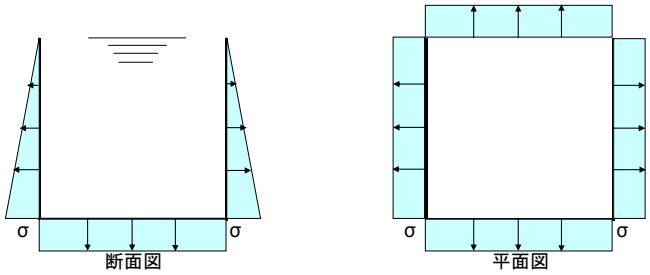
ここで

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)

$P_s = 113(kN/m^2)$



(4) 地震荷重　K

全体架構モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき，水平方向及び鉛直方向の地震荷重を考慮する。地震荷重を表-3.4.3 に示す。

表-3.4.3(1)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	NS 方向地震力			荷重の与え方
		せん断力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	71920	0.83	基準地震動 Ss に対する応答せん断力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	71920	83080	0.70	
+16.9	111340	155000	74320	0.67	
+8.7	130160	229320	77190	0.60	
+0.2	－	306510	－	－	

表-3.4.3(2)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	EW 方向地震力			荷重の与え方
		せん断力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	72110	0.83	基準地震動 Ss に対する応答せん断力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	72110	85770	0.72	
+16.9	111340	157880	72640	0.66	
+8.7	130160	230520	74140	0.57	
+0.2	－	304660	－	－	

表-3.4.3(3)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	UD 方向地震力			荷重の与え方
		軸力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	43860	0.50	基準地震動 Ss に対する応答軸力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	43860	54730	0.46	
+16.9	111340	98590	47810	0.43	
+8.7	130160	146400	57000	0.44	
+0.2	－	203400	－	－	

(5) 燃料取り出し用カバー反力　ＫＦ

地震時に生じる燃料取り出し用カバーからの反力を表-3.4.4 に示す。

表-3.4.4　燃料取り出し用カバー反力（地震時）

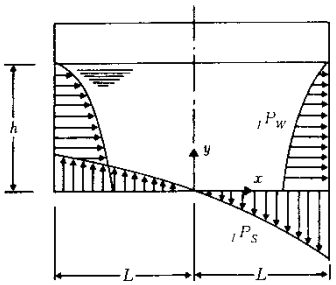
荷重	荷重の与え方	作用方向	反力（kN）	
オイルダンパ反力	節点力として入力	鉛直下向き	5200	
燃料取り出し用カバー反力			ストッパ	東側脚部
	節点力として入力	N→S	15500	700
		S→N	15600	700
		W→E	14600	2500
		E→W	16300	2500
	節点力として入力	鉛直方向	7700	

(6) 地震時動水圧荷重　ＫＨ

JEAC4601 に基づき，使用済燃料プール水の基準地震動 Ss 時の動水圧（σ_{NS}＝44 kN/m^2，σ_{EW}＝56 kN/m^2）を考慮する。荷重は圧力荷重としてシェル要素に入力する。

動水圧は保守的にプール最深部の衝撃圧を壁面全体に作用させる。

衝撃圧　$${}_IP_W = \rho L\ddot{X}\frac{\sqrt{3}}{2}\frac{H}{L}\left[1-\left(\frac{y}{H}\right)^2\right]\tanh\left(\sqrt{3}\frac{L}{H}\right)$$



(a) 衝撃圧分布形状

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

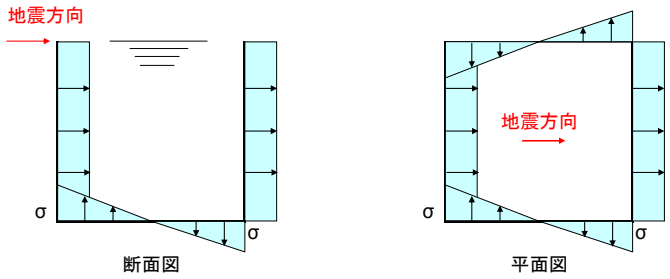
L=4.953(m)、$\ddot{X}$＝8.08（m/s^2）

$${}_IP_W = 44(kN/m^2)$$

EW 方向

L=6.096(m)、$\ddot{X}$＝8.14（m/s²）

$_{I}P_{w} = 56(kN/m^2)$



(7) 荷重の組合せ

表-3.4.5 に荷重の組合せを示す。なお，水平方向及び鉛直方向の地震動の組合せは，組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

表-3.4.5　荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
Ss 地震時	DL ＋ DF ＋ H ＋ K ＋ KF ＋ KH

ここに，　DL：死荷重，DF：遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重，　H：静水圧，
K：地震荷重（基準地震動 Ss），KF：燃料取り出し用カバー反力，KH：地震時動水圧

3.5　評価結果

配筋諸元等に基づき構造検討を行い，耐震安全性を評価する。評価においては，応力解析より求まる発生応力及びひずみが，評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（CCV 規格）に基づき設定した。表-3.5.1 にひずみの評価基準値の値を示す。発生応力（面外せん断力）の評価基準値は，下式による。

シェル壁の面外せん断力に対する評価基準値（Q_A）は，次の２つの計算式により計算した値のいずれか小さい方の値とシェル壁の断面積を乗じて算出した値とする。

$$\tau_R = \Phi\{\ 0.1(\ p_t \cdot f_y - \sigma_0\ ) + 0.5 p_w \cdot f_y + 0.235\sqrt{F_c}\ \} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}1)$$

$$\tau_R = 1.10\sqrt{F_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}2)$$

ここで，

τ_R　：終局面外せん断応力度（N/mm²）

p_t　：主筋の鉄筋比

f_y　：鉄筋の許容引張応力度および許容圧縮応力度（N/mm²）

F_c　：コンクリートの設計基準強度（N/mm²）

σ_0　：外力による膜応力度（N/mm²）（引張の符号を正とする）

p_w　：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比であって，次の計算式により計算した値

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}3)$$

a_w　：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm²）

b　：断面の幅（mm）

x　：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

Φ　：低減係数であり，次の計算式により計算した値（1を超える場合は1，0.58未満の場合は0.58とする）

$$\Phi = 1/\sqrt{M/(Q \cdot d)} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}4)$$

M　：曲げモーメント（N･mm）

Q　：せん断力（N）

d　：断面の有効せい（mm）

シェル壁以外の面外せん断力に対する評価基準値（Q_A）は，次の(1)または(2)に示す計算式により計算した値とする。

(1) 次の計算式により計算した値

$$Q_A = b \cdot j \cdot {}_c f_s \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}5)$$

ここで，

Q_A　：許容面外せん断力（N）

b　：断面の幅（mm）

j　：断面の応力中心間距離で ${}_c f_s$，断面の有効せいの7／8倍の値（mm）

${}_c f_s$　：コンクリートの許容せん断応力度（N/mm²）

(2) (1)の規定を超えるものについては，次の計算式により計算した値

$$Q_A = b \cdot j \{ \alpha \cdot {}_cf_s + 0.5 {}_wf_t (p_w - 0.002) \} \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}6)$$

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）

${}_wf_t$ ：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 ${}_cf_s$は，(1)に定めるところによる。

検定比は，発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比とする。（１以下で評価基準値を満足する。）

ひずみの検定比 ： $\varepsilon / \varepsilon_A$

面外せん断力の検定比 ： Q / Q_A

検定比を示した結果を図-3.5.1～図-3.5.9 に示す。いずれの箇所においても発生ひずみ及び発生応力は弾性範囲内であり，評価基準値を十分に下回っている。このことから，使用済燃料取り出し時の状況において，使用済燃料プール・燃料取り出し用カバーが取りつくオペフロ（5 階）床は，２章の損傷状況の調査結果を考慮しても，耐震安全性を有しているものと評価した。

また，ひずみが弾性範囲内であるため，コンクリートに内張りされたライナーが損傷し，使用済燃料プールの水が漏れ出る可能性はないと考えられる。

なお，付録において，パラメトリックスタディとして，本章の損傷状況をより安全側に評価したケースを実施し，耐震安全性に及ぼす影響を確認した。この目的は，２章の損傷状況の調査結果に示すように，現状の調査範囲では一部で損傷判定の不確定な箇所があり，解析上，これらの箇所の残存剛性を安全側に評価し，評価結果に及ぼす感度を把握するためである。併せて，このパラメトリックスタディにおいては，事故時の影響で使用済燃料プール部やシェル壁の剛性が低下した可能性についても考慮した。この結果，多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差

異は生じておらず，仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくなく，パラメトリックスタディにおいても耐震安全性を有していると評価した。（付録参照）

表-3.5.1　評価対象別の ε_A

評価対象	評価基準値 ε_A ($\times 10^{-6}$)
コンクリート	-3000
鉄筋	±5000

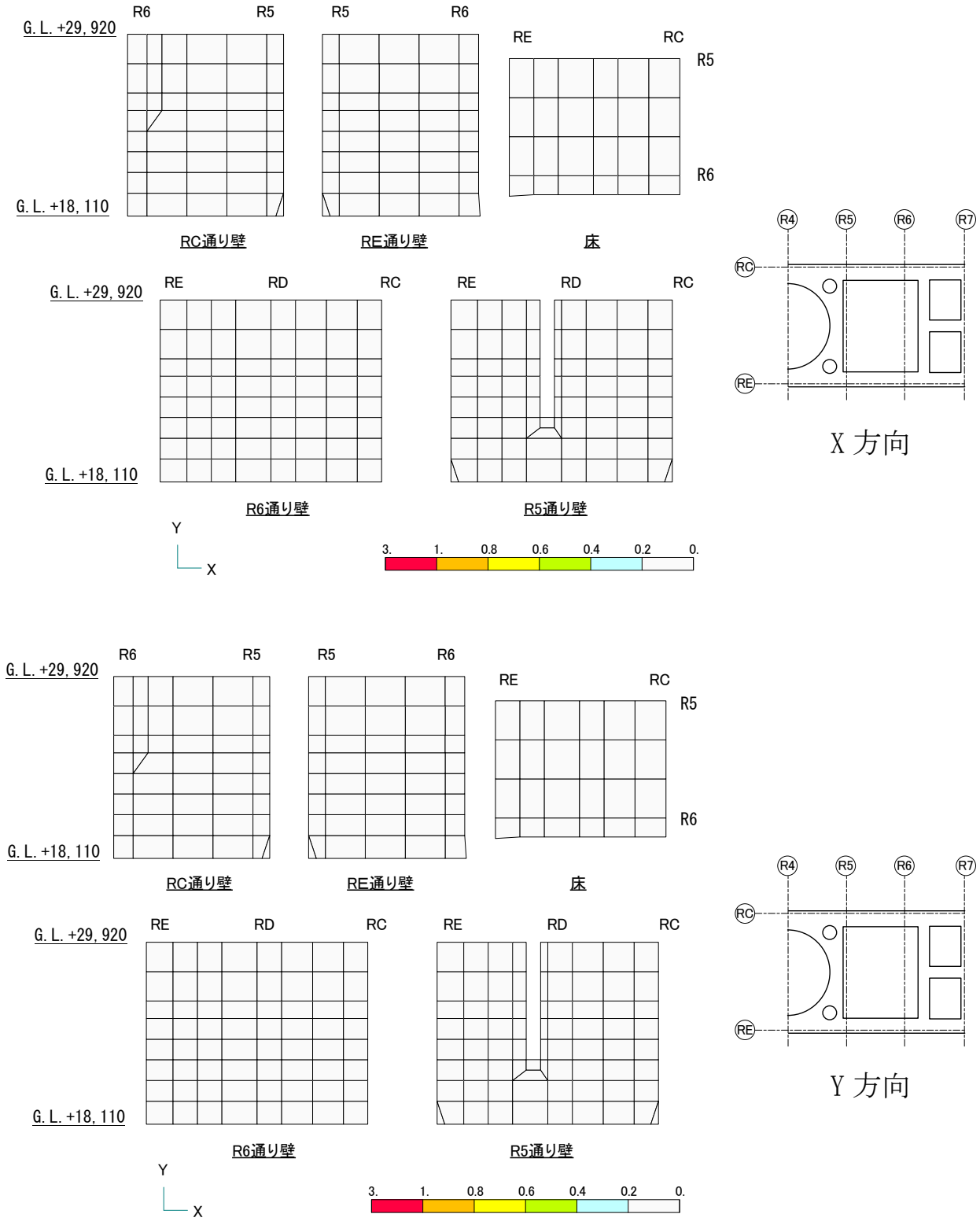
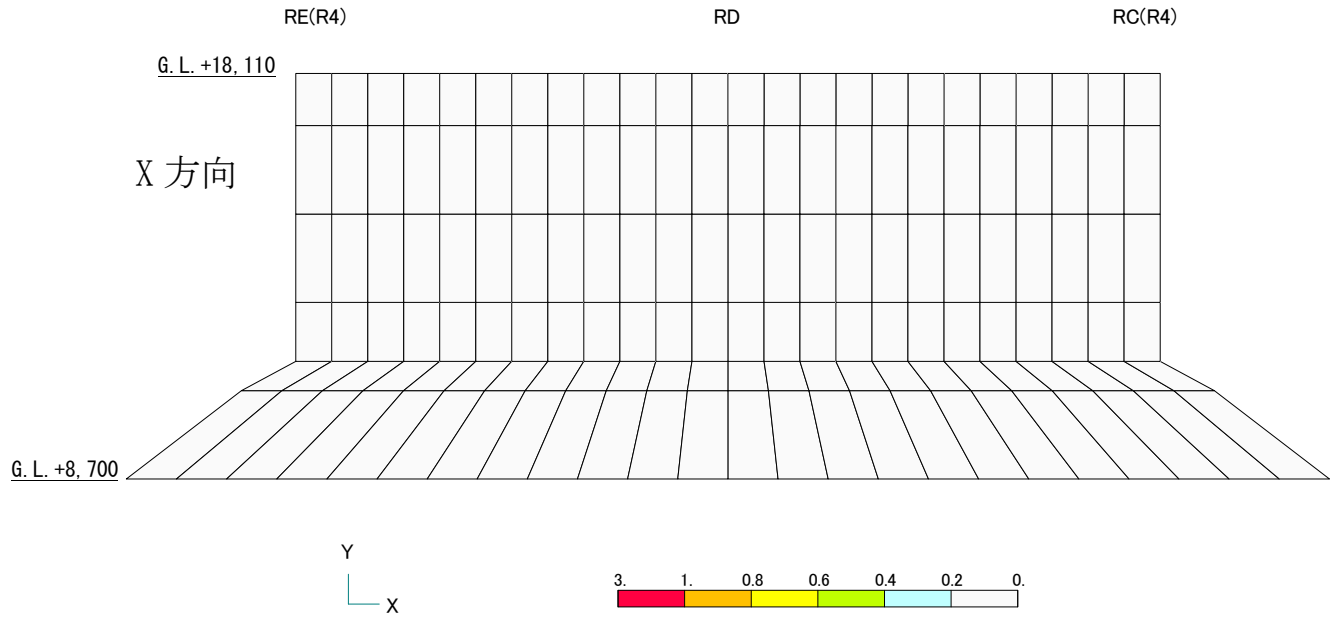


図-3.5.1　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



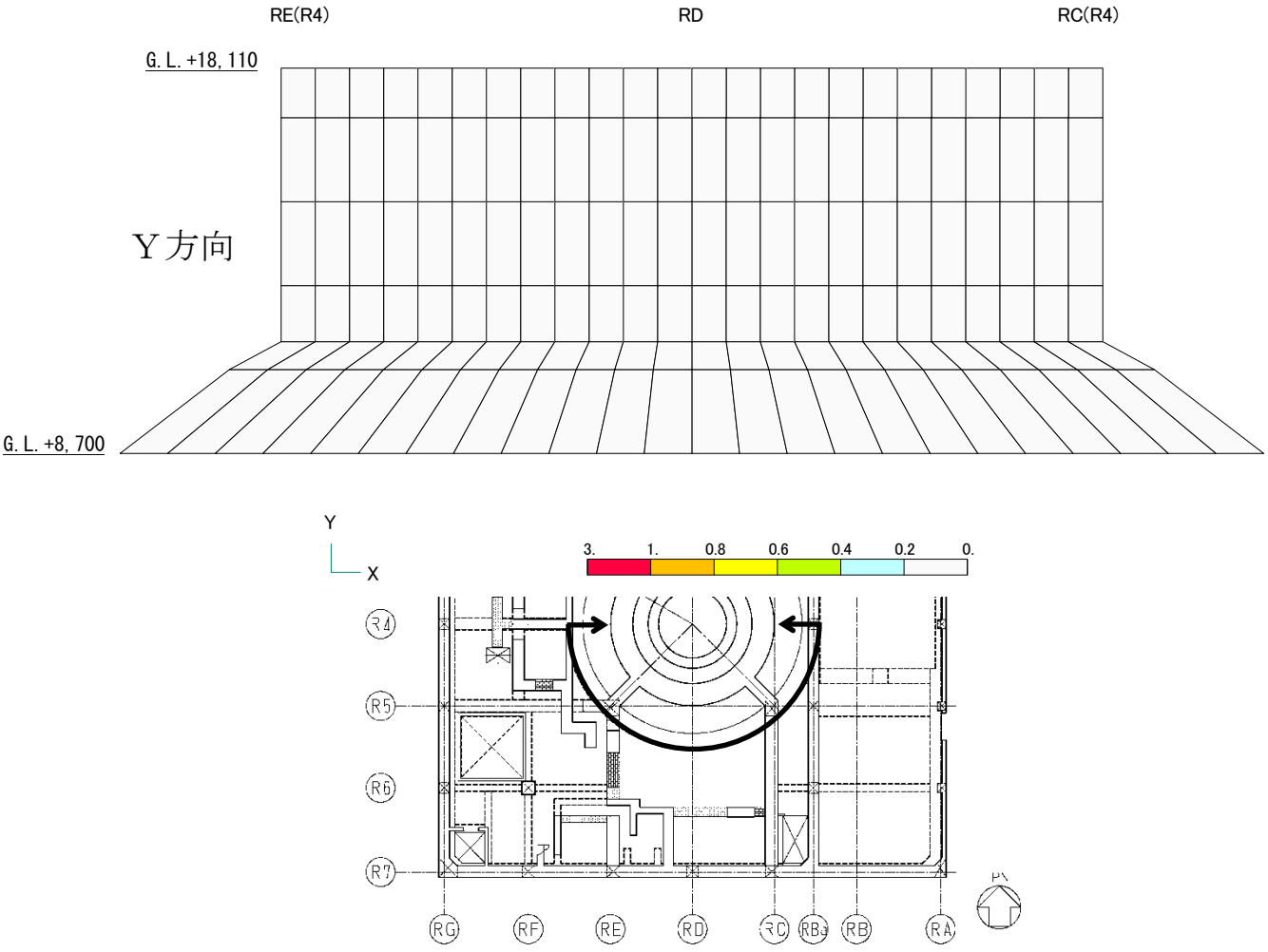


図-3.5.2　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）

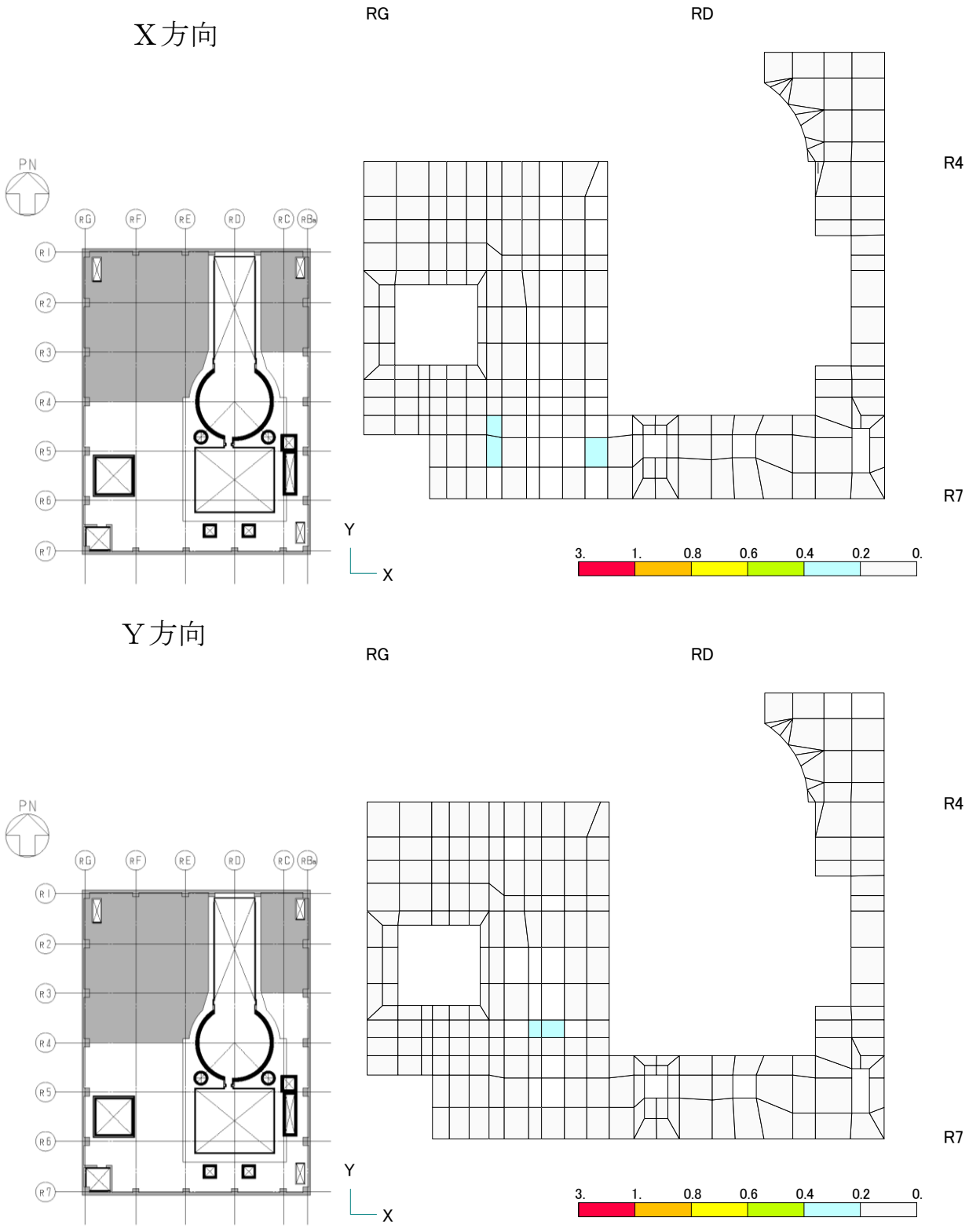
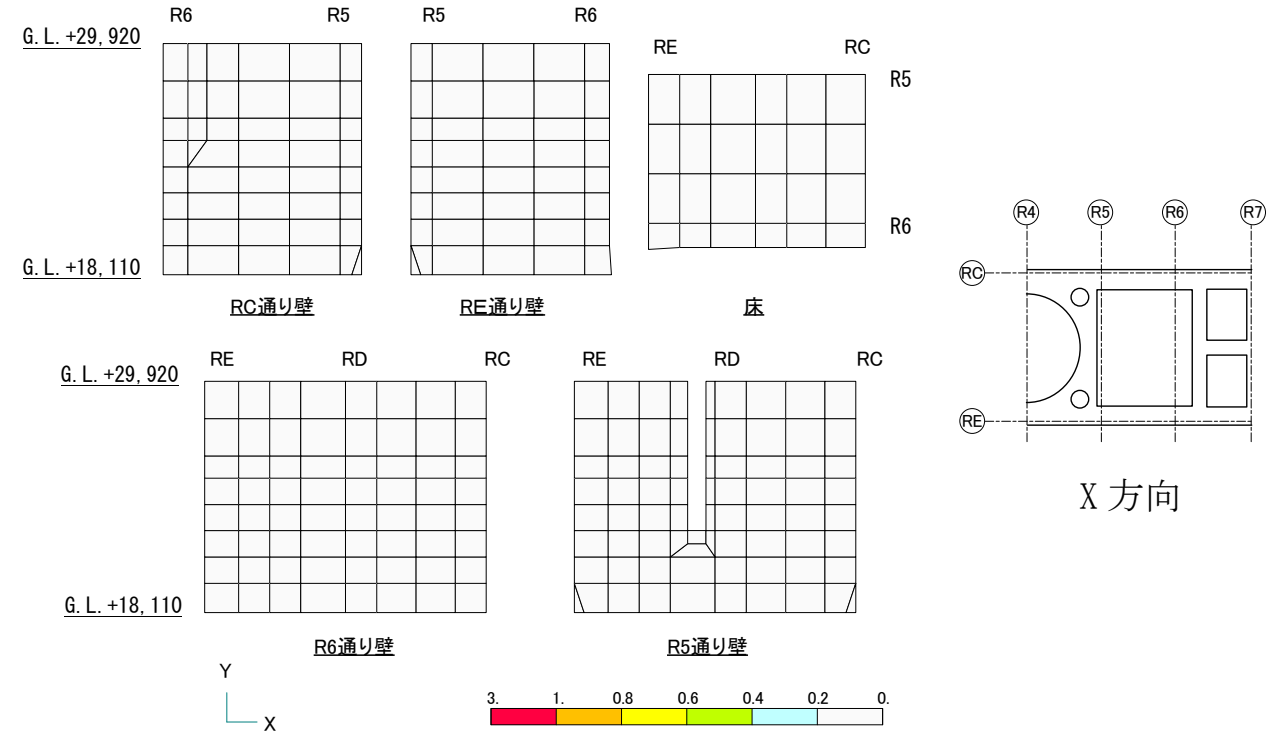


図-3.5.3　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



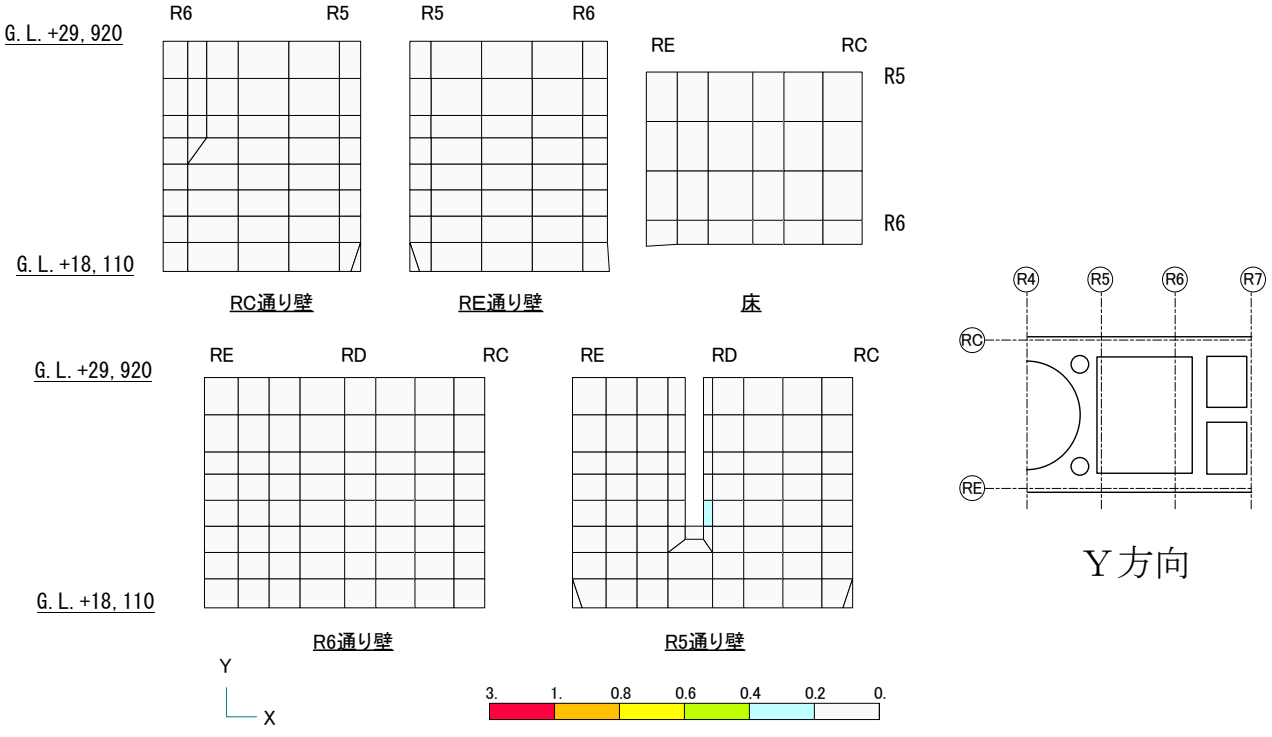
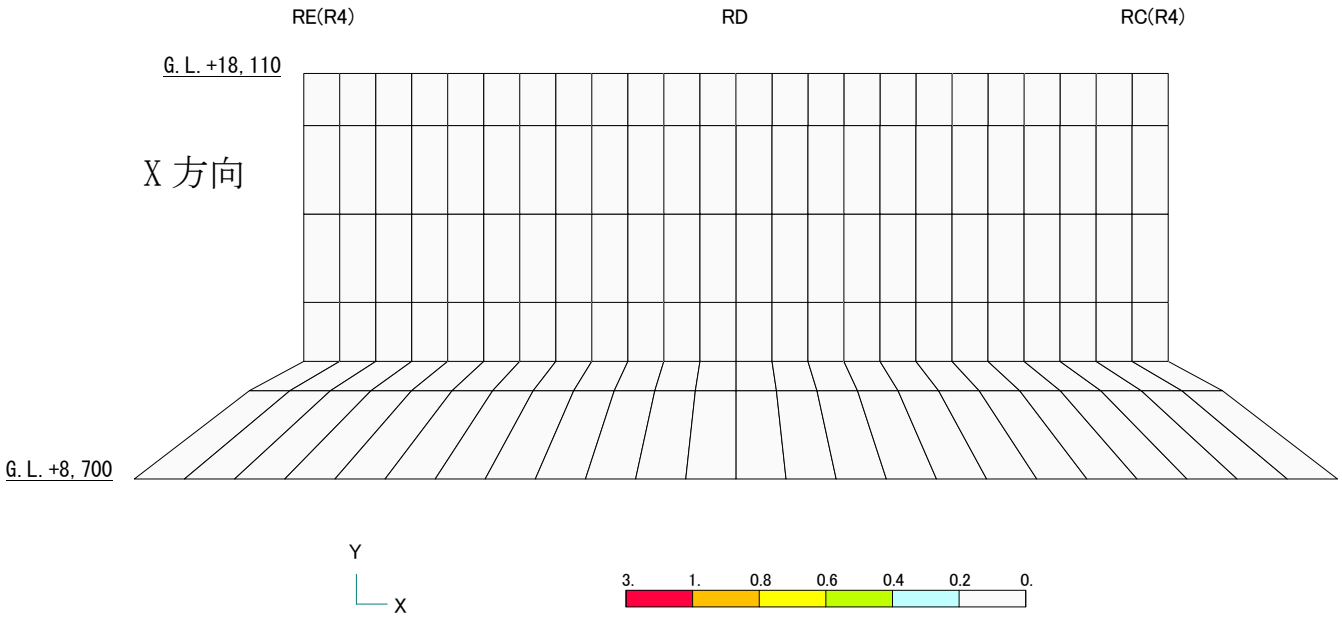


図-3.5.4　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



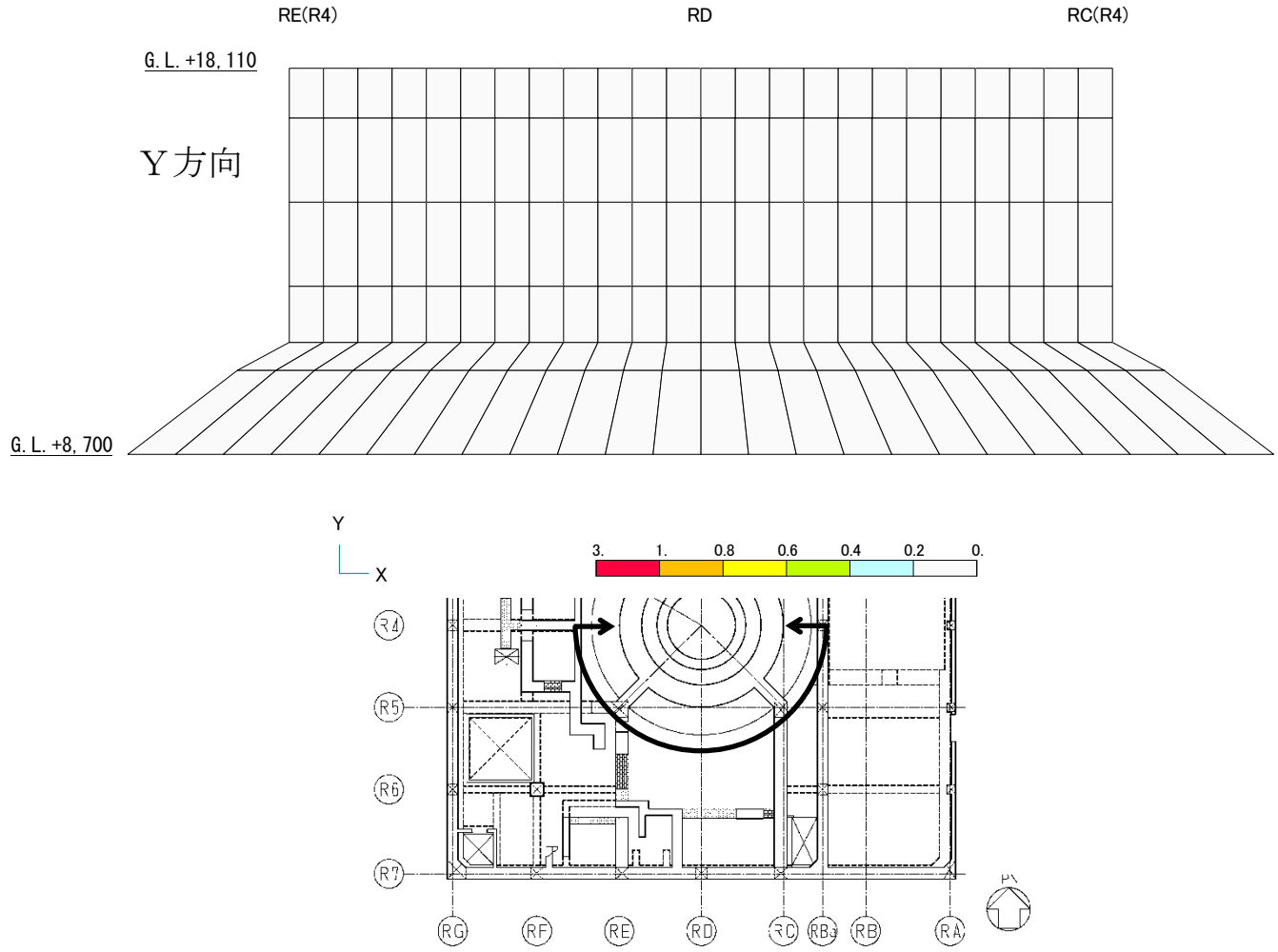
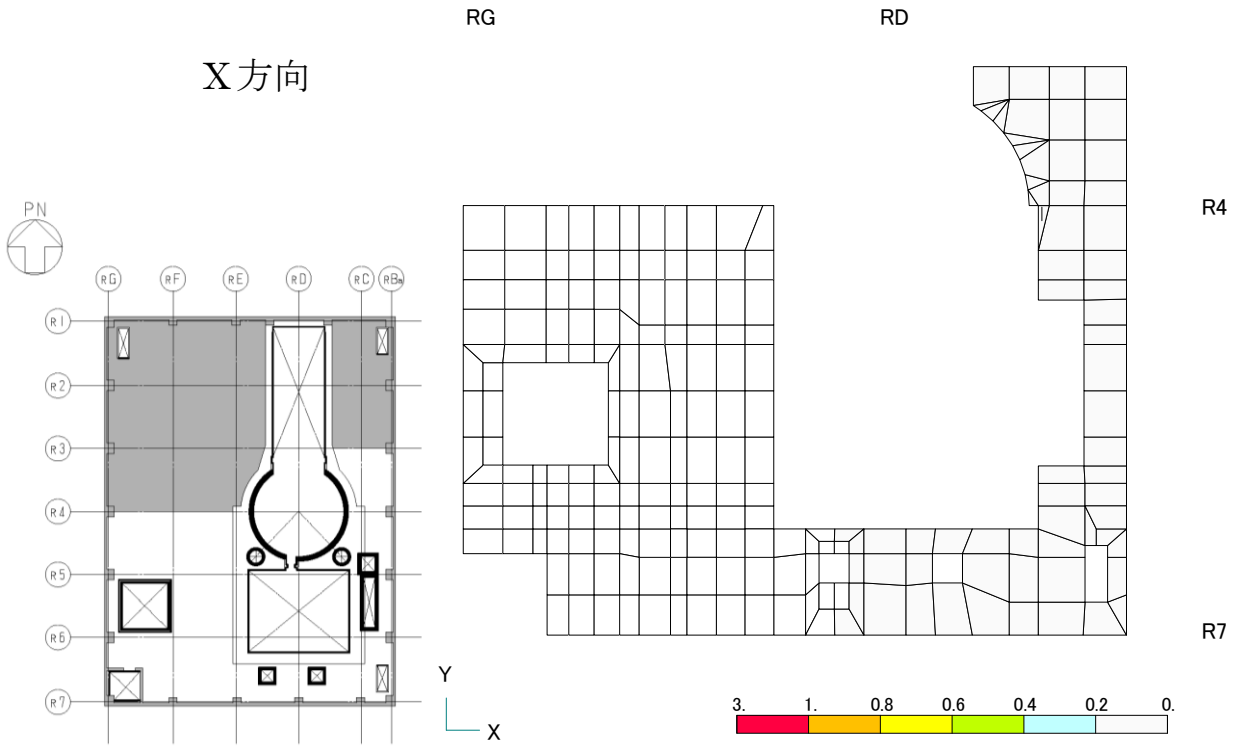


図-3.5.5　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）



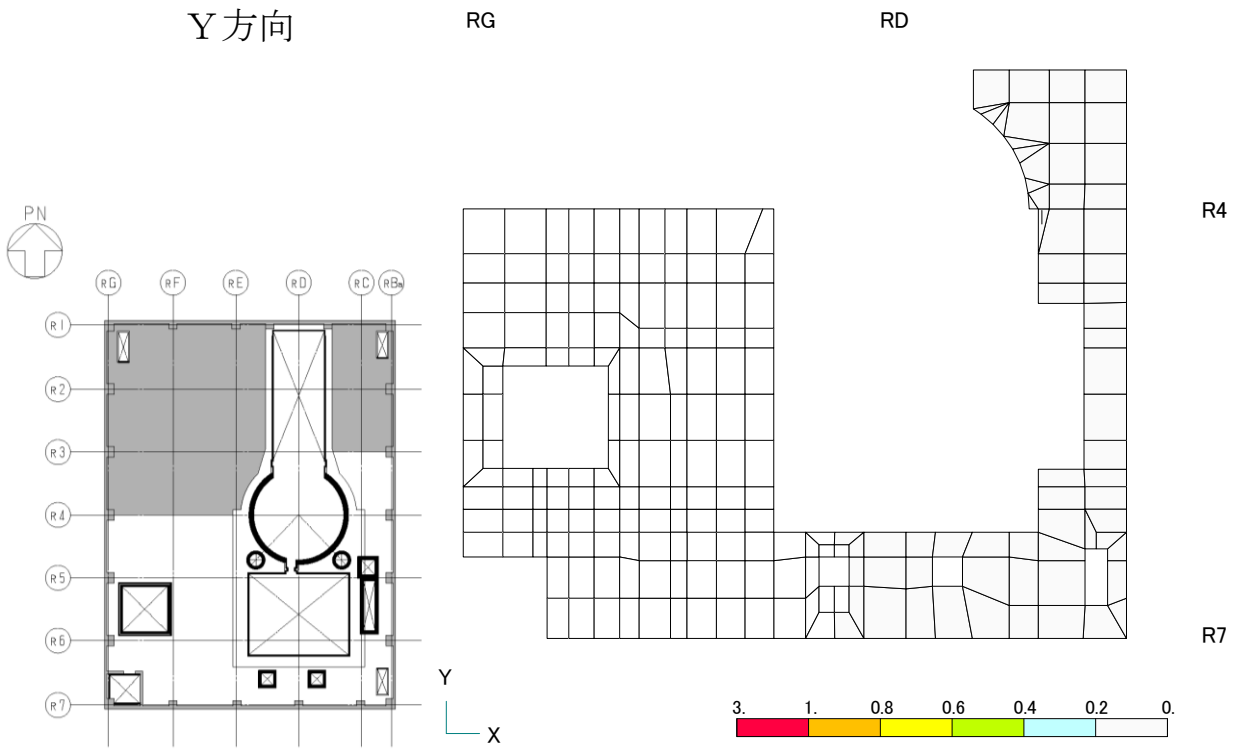
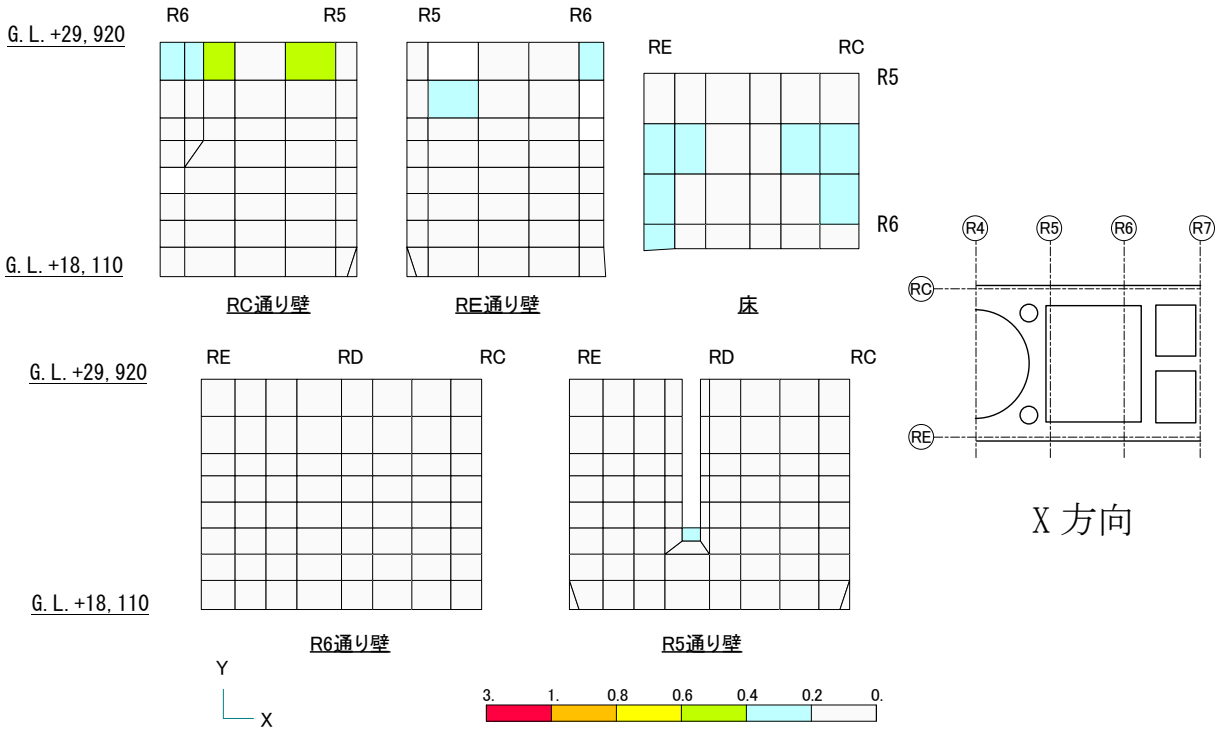


図-3.5.6　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



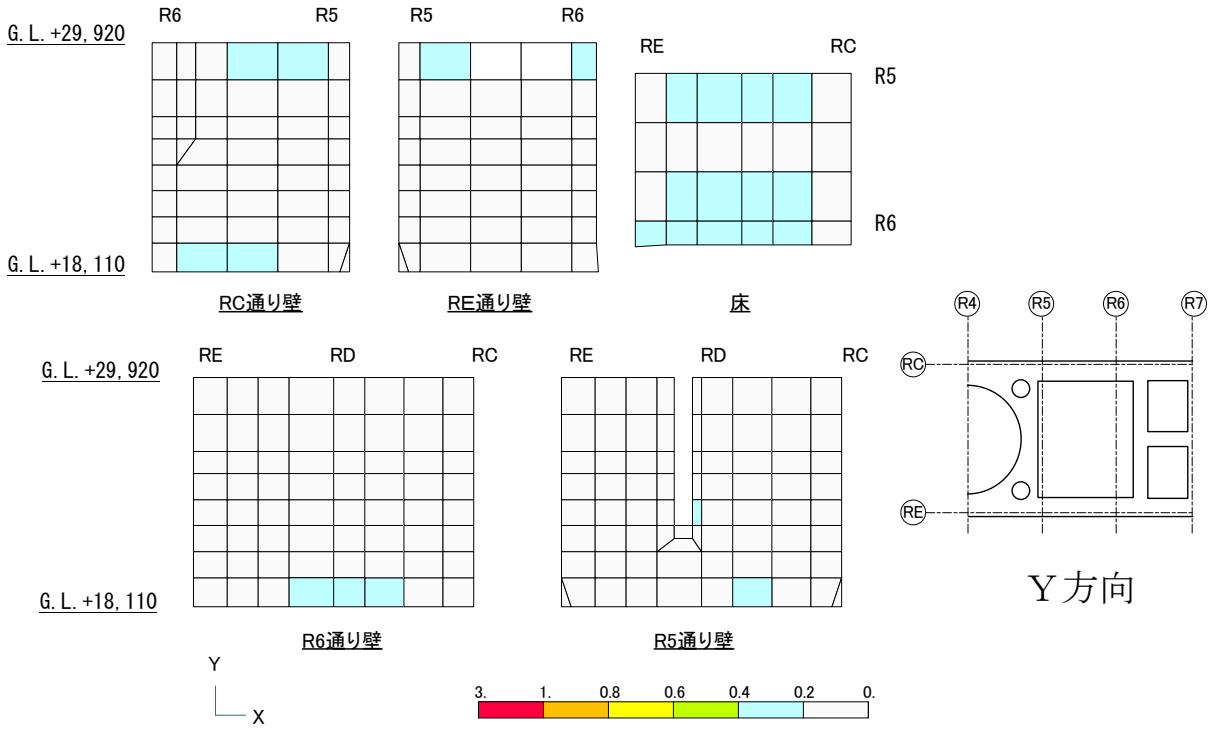
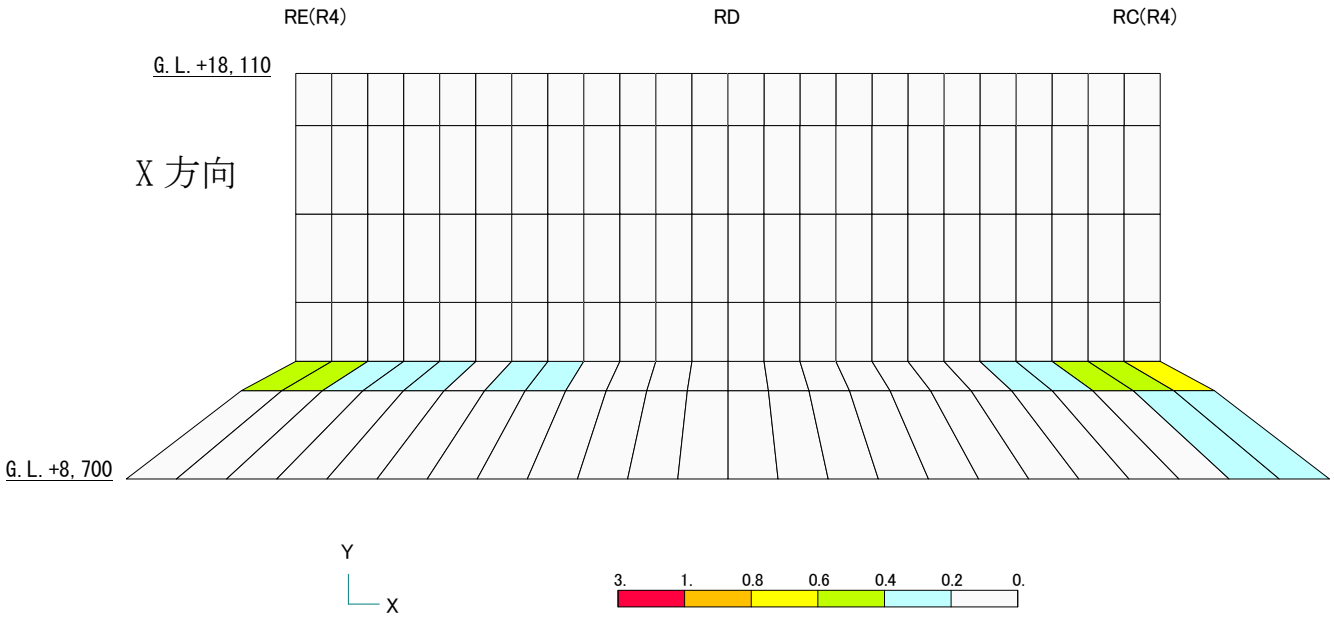


図-3.5.7　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



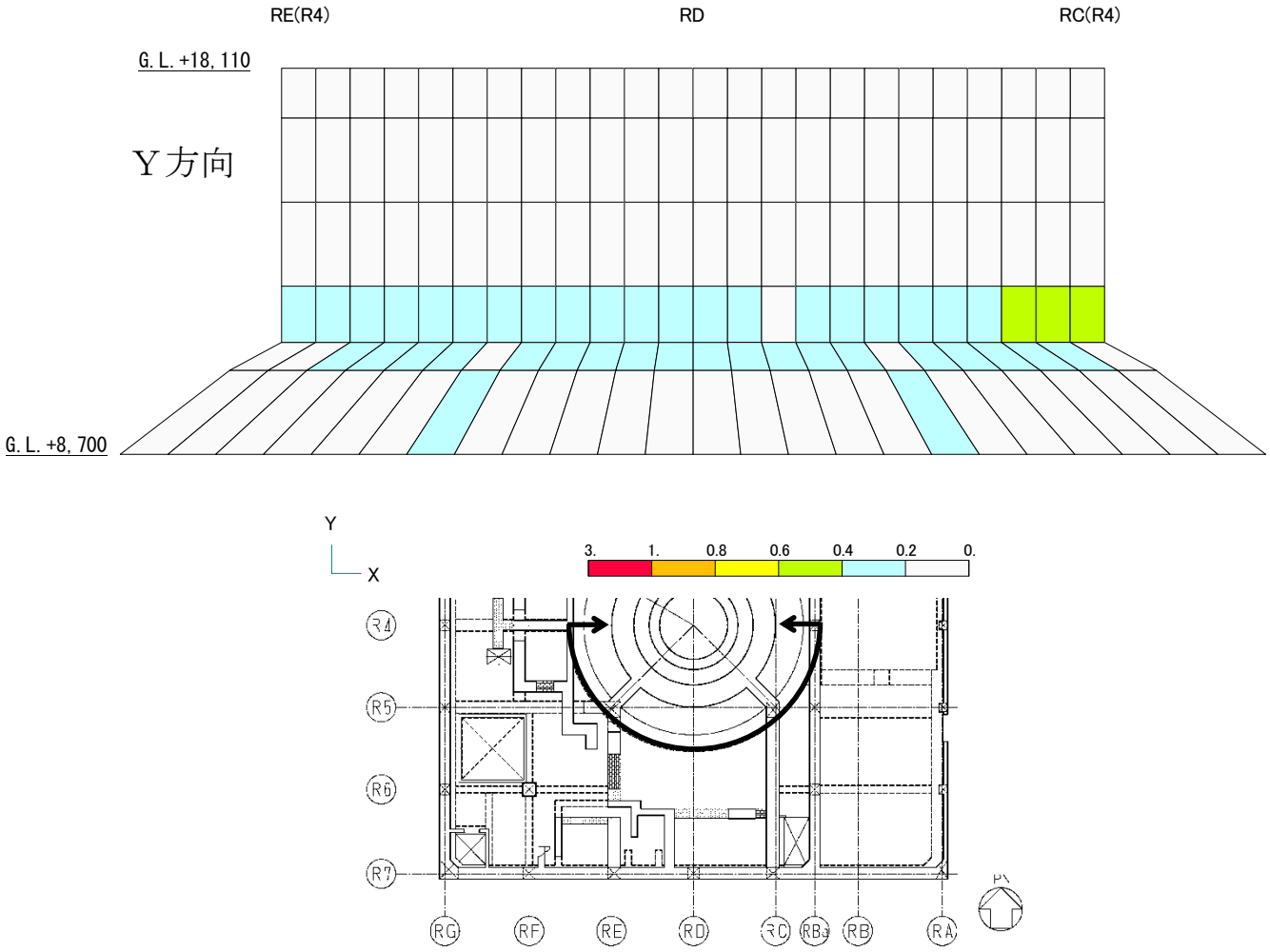


図-3.5.8　面外せん断力の検定比（シェル壁部）

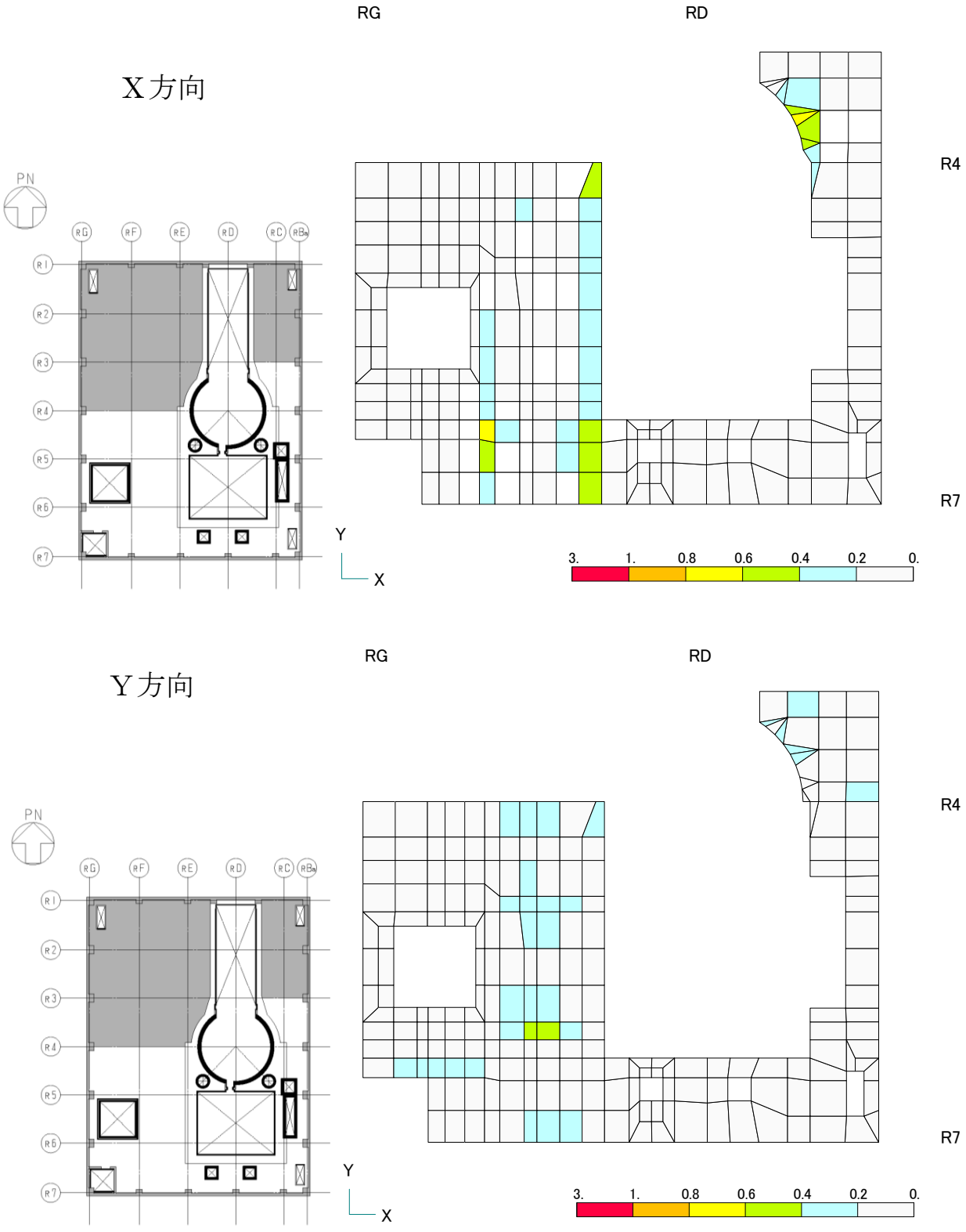


図-3.5.9　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

付録

使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果に係わるパラメトリックスタディについて

1. 概要

付録では，使用済燃料プール部等の剛性を安全側に低下させた場合について解析を行い，その影響を把握する。

2. 検討条件

図-1～図-4 にパラメトリックスダディで想定する損傷仮定条件を示す。

(1) 床スラブ

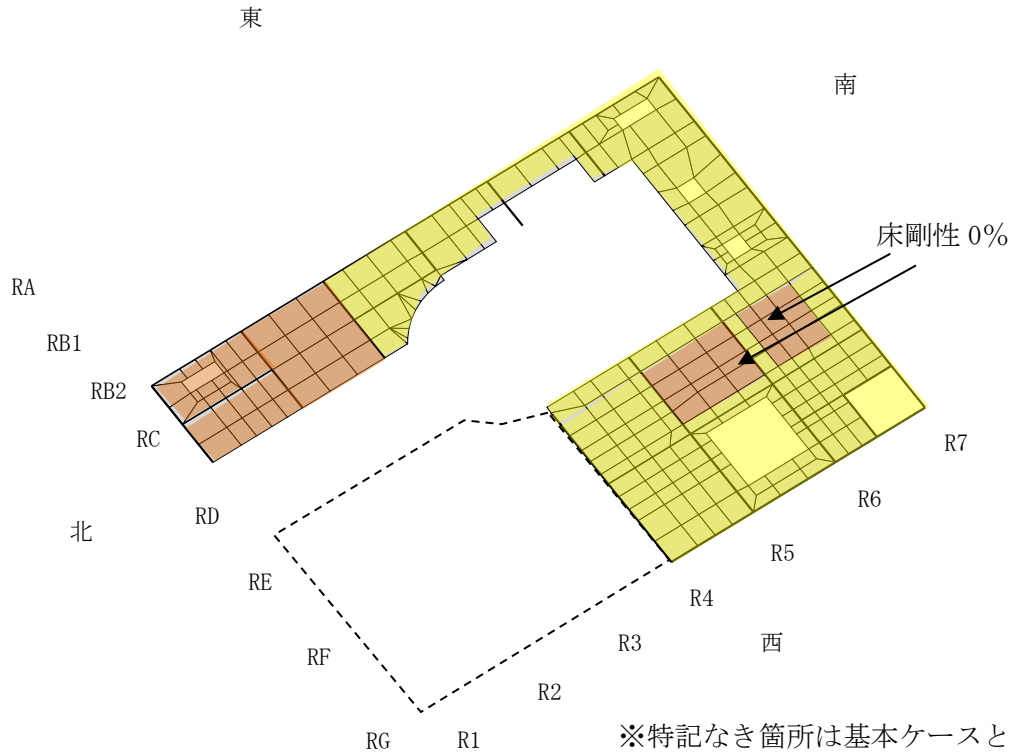
２章より，５階（G.L.+29.92m）のプール部の西側床において，周辺に比べ比較的激しい損傷状況が確認されており，その箇所の剛性を無視した場合を想定する。

４階床において，５階床の全壊箇所の瓦礫の落下や，爆発の影響を受けたと想定し，床の剛性を無視した場合を想定する。

また，今回の調査において十分な損傷確認が実施できなかった３階床について，剛性を 50%に低減した場合を想定する。

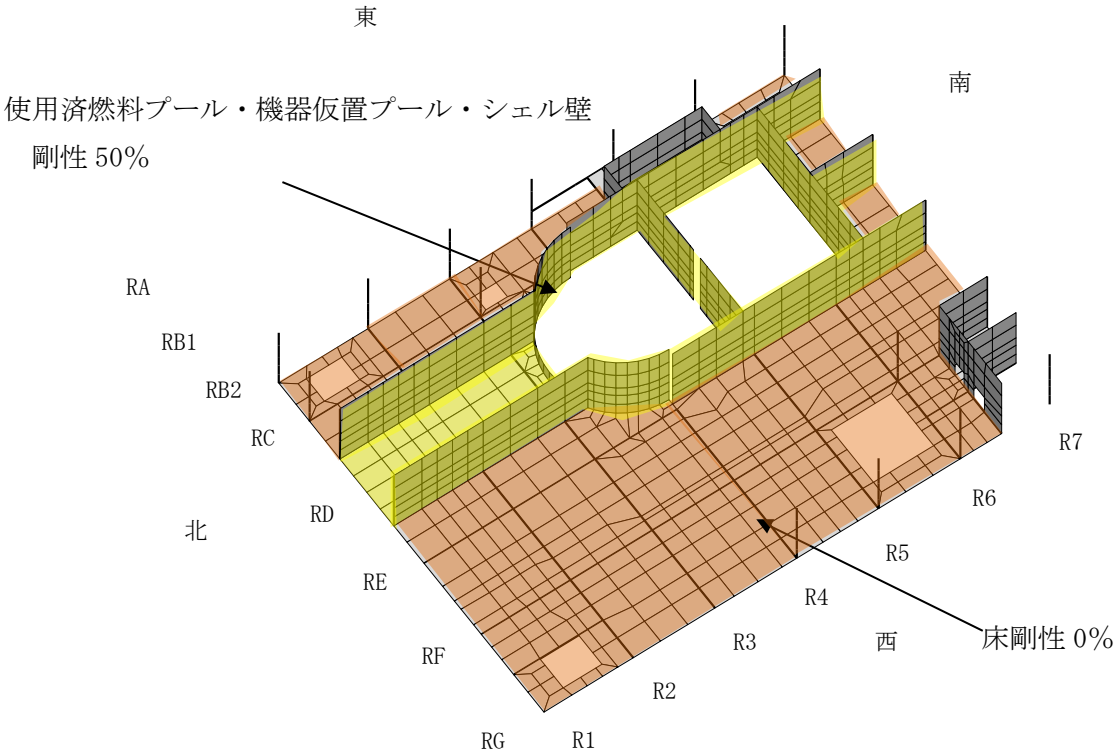
(2) 使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁

使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁について，事故時の影響を考慮し剛性を 50%に低減させた場合を想定する。



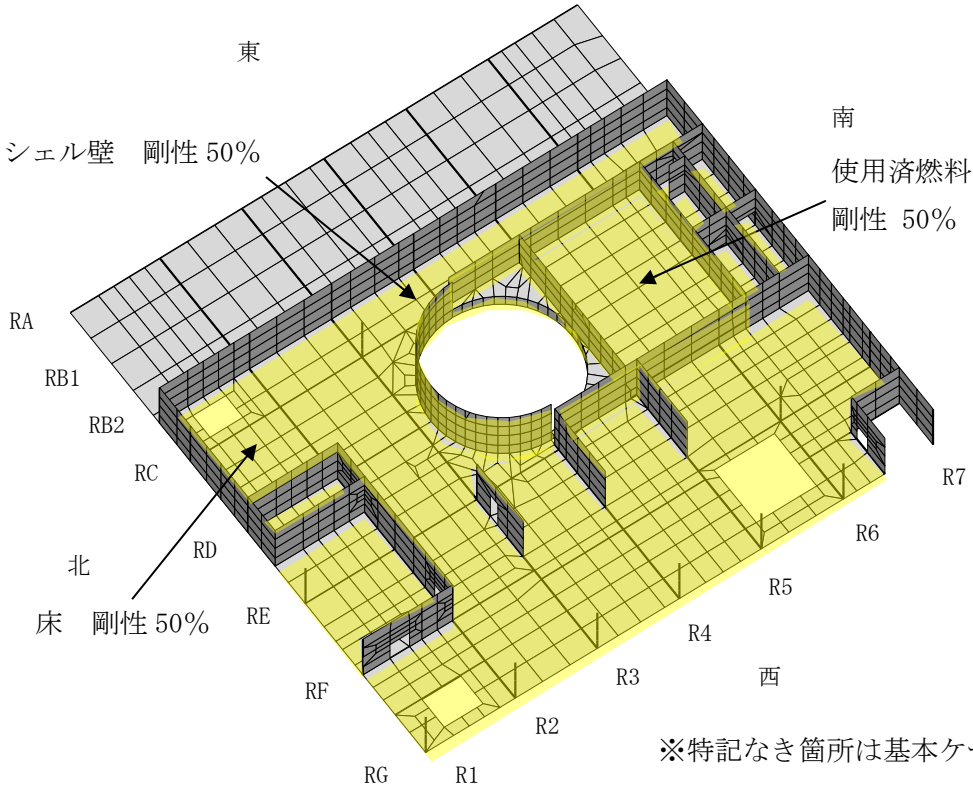
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-1　損傷仮定　アイソメ図　５階（G.L.+29.92m）　（パラメータケース）



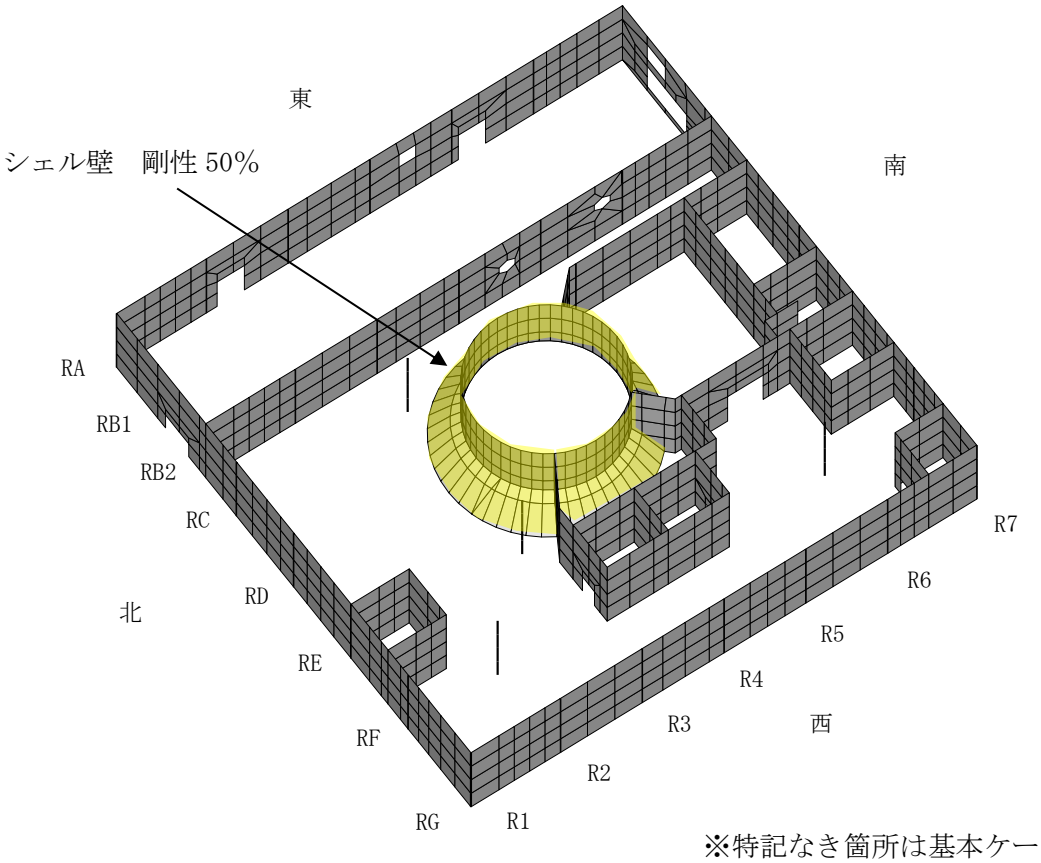
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-2　損傷仮定　アイソメ図　４階（G.L.+22.3m）　（パラメータケース）



※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-3　損傷仮定　アイソメ図　３階（G.L.+16.9m）　（パラメータケース）

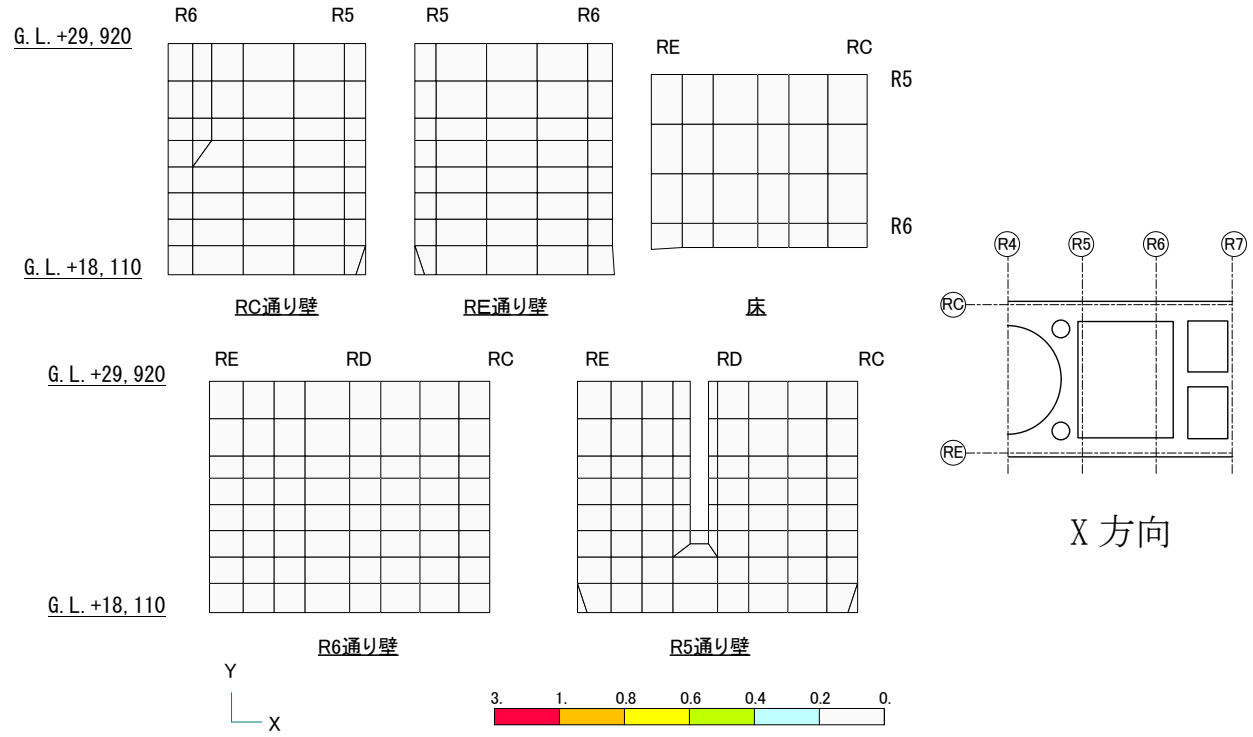


※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-4　損傷仮定　アイソメ図　２階（G.L.+8.7m）　（パラメータケース）

3．検討結果

パラメータケースの発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比（検定比）を示した結果を図-5～図-13 に示す。損傷仮定を安全側に低下させた場合においても耐震安全性を有しており，解析結果には大きな影響を与えないことが確認された。



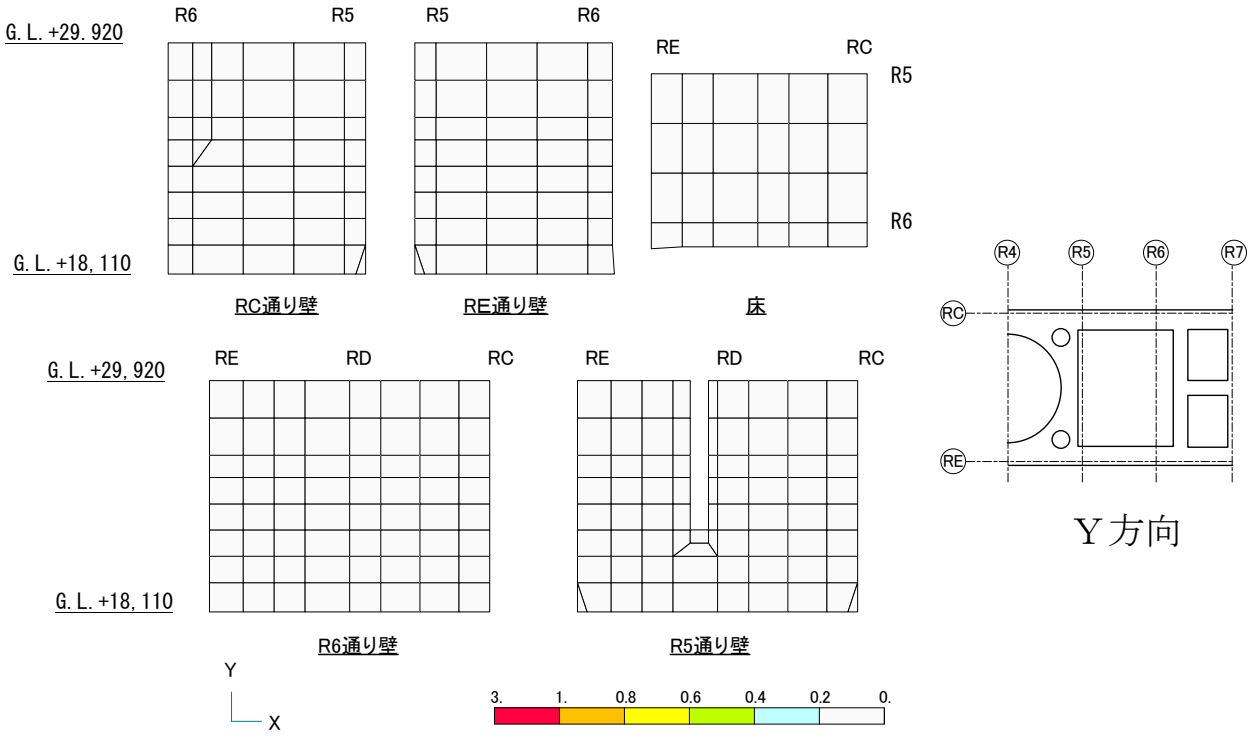
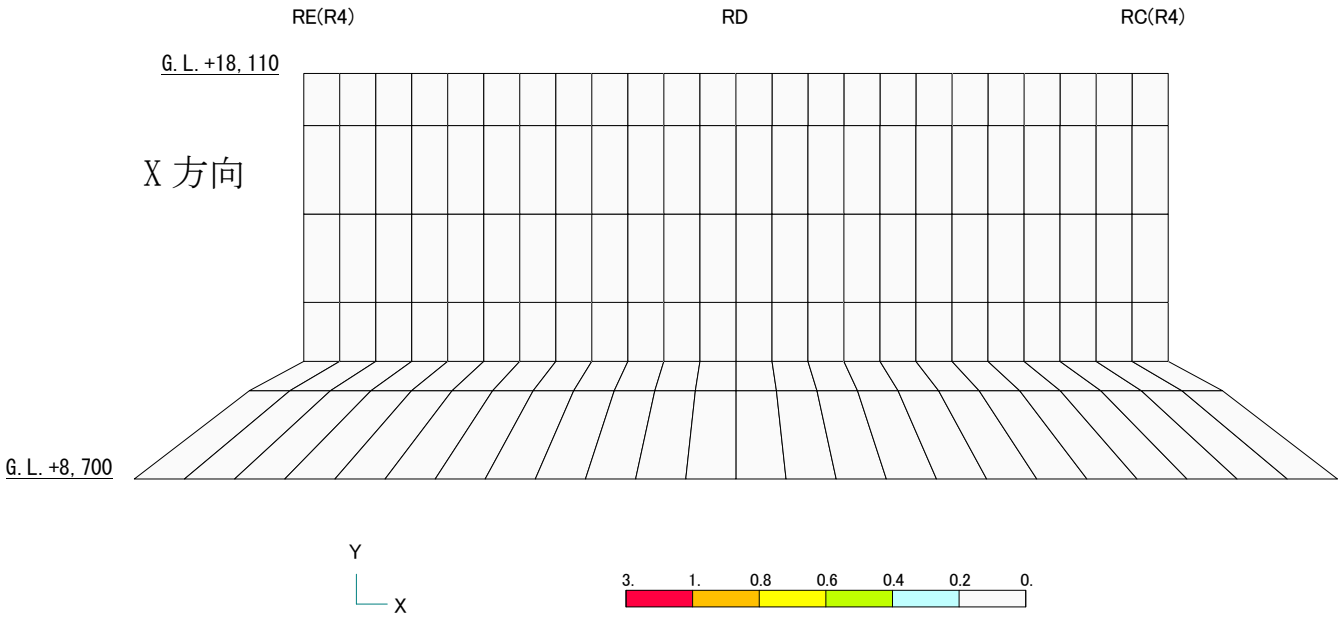
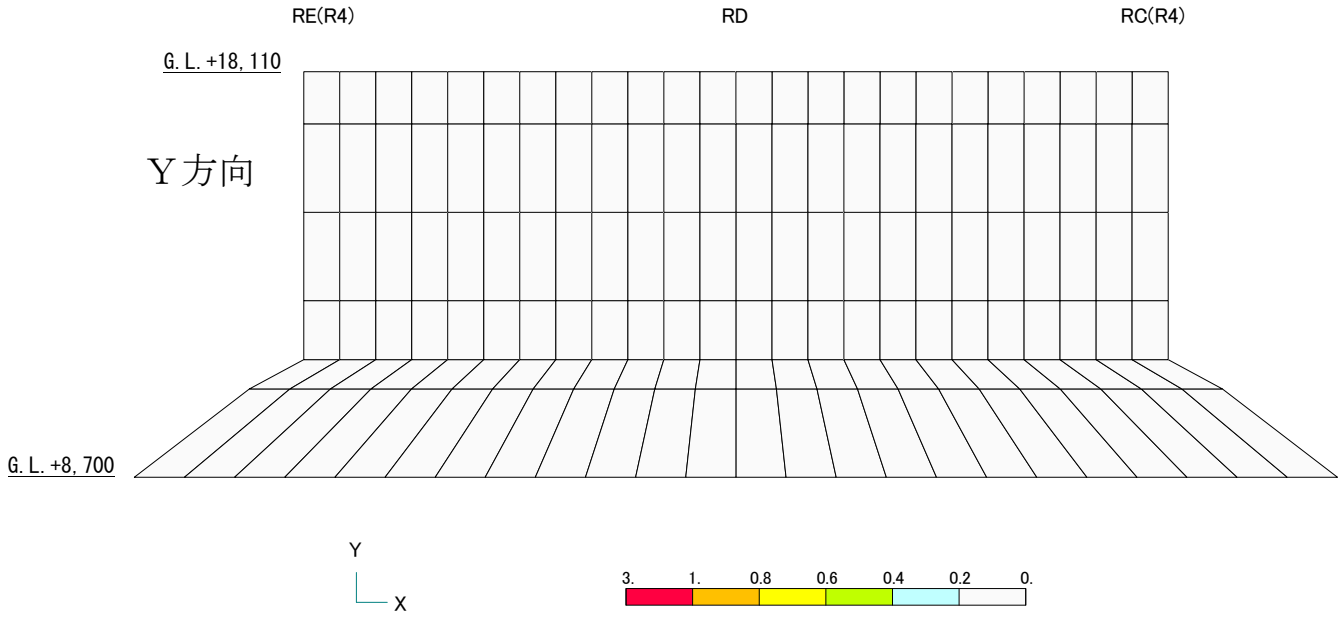


図-5　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）





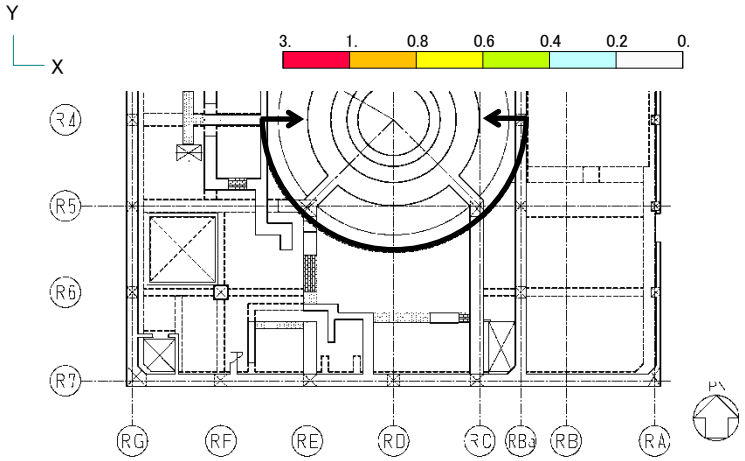
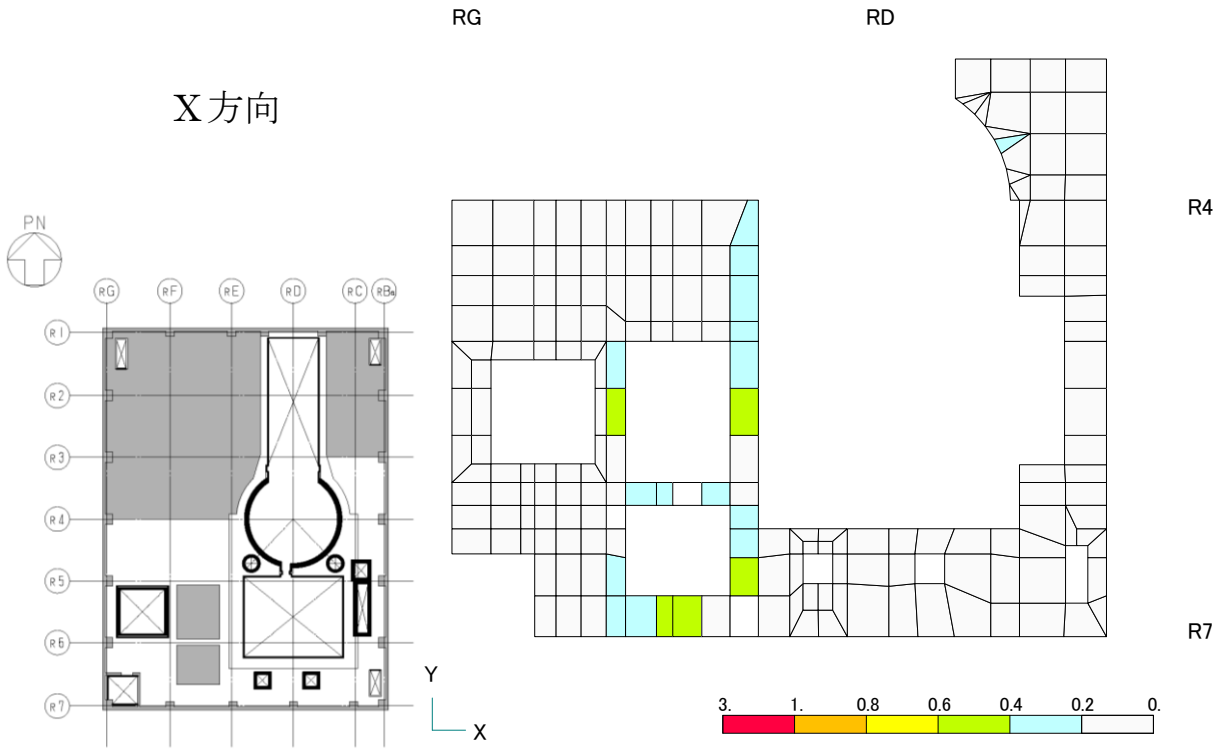


図-6　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）



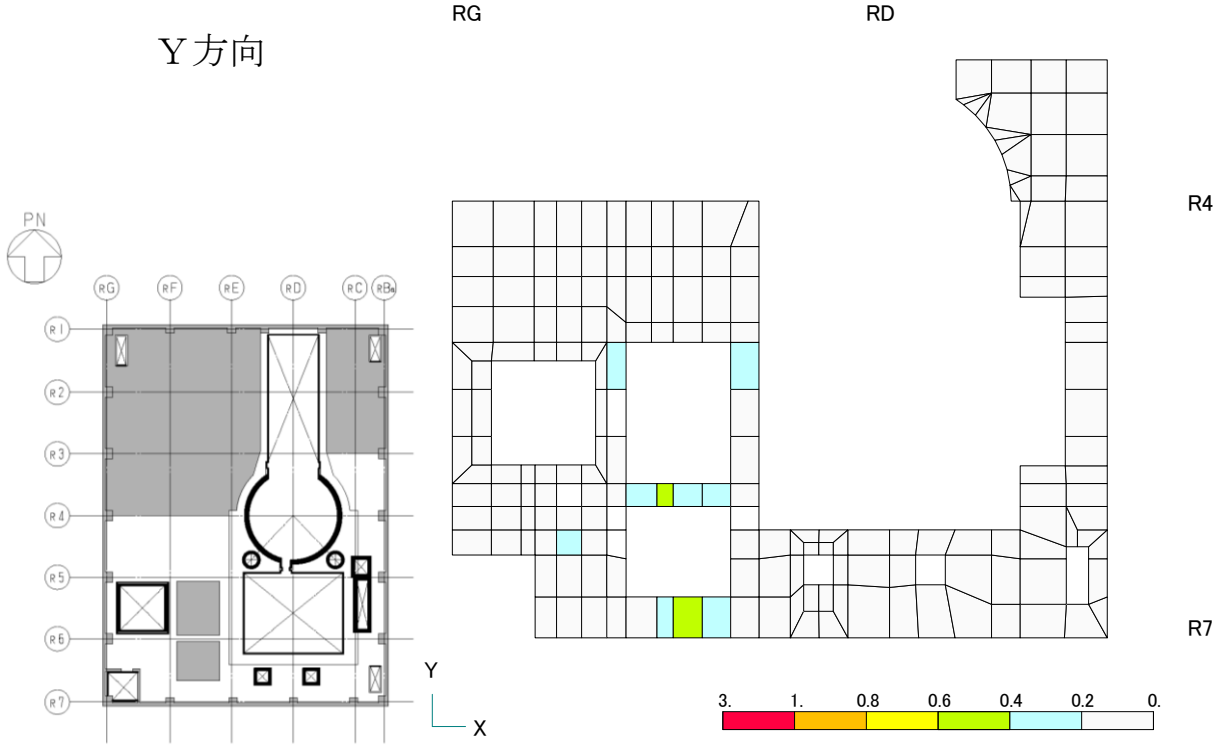
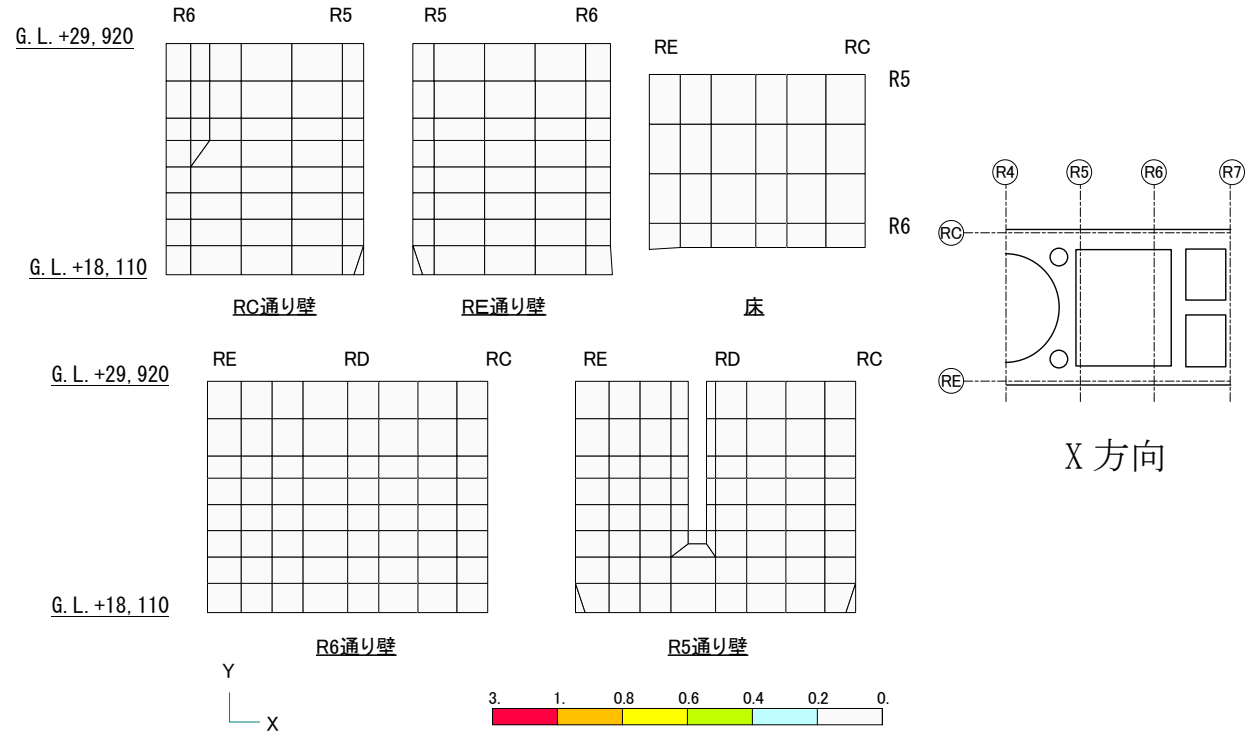


図-7　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



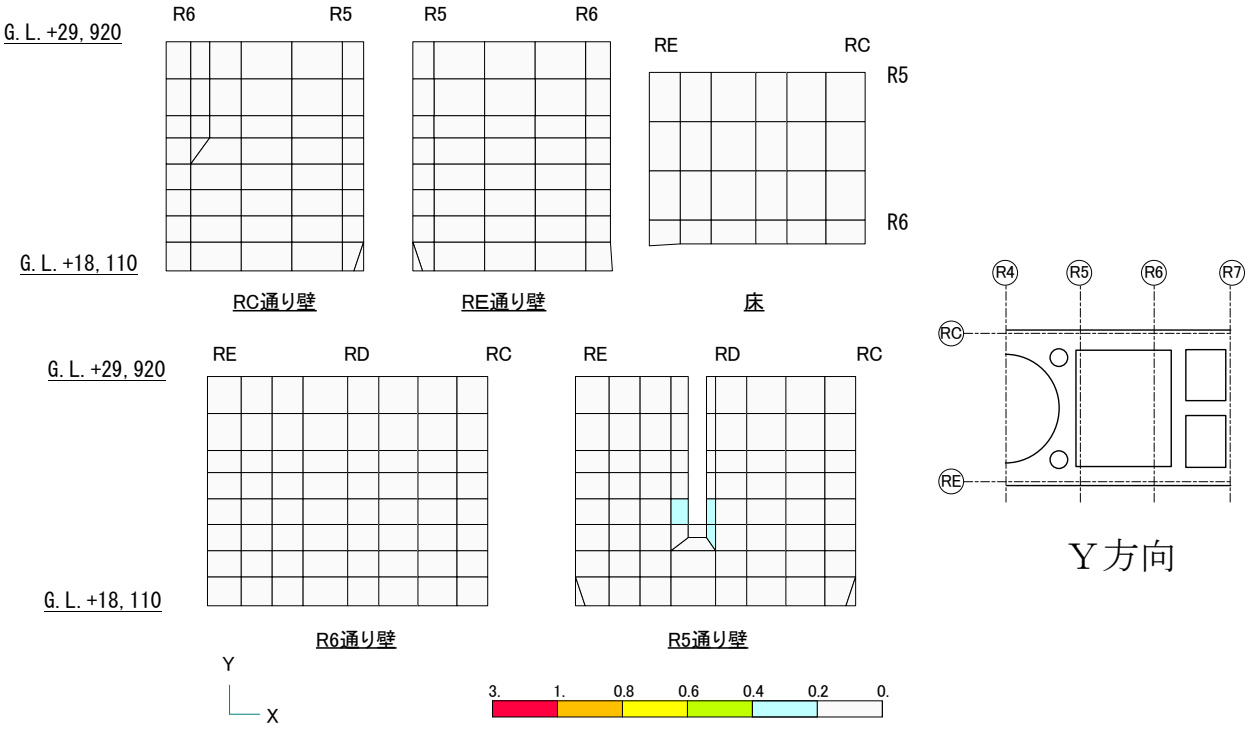
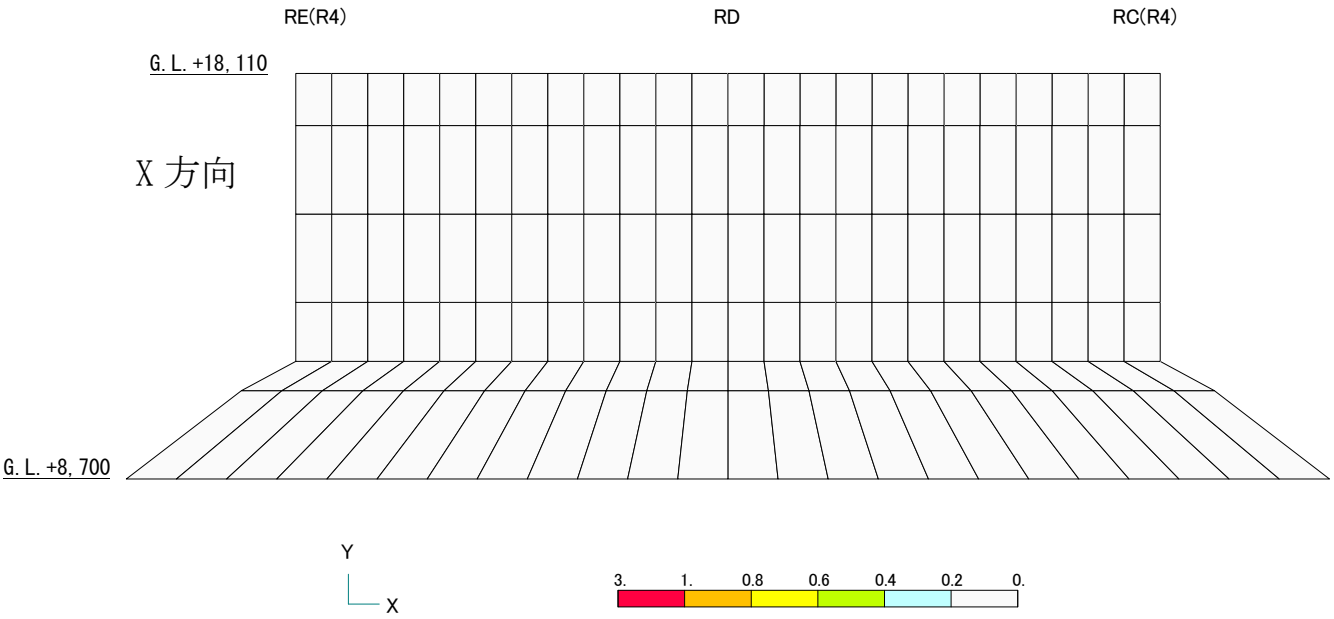


図-8　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



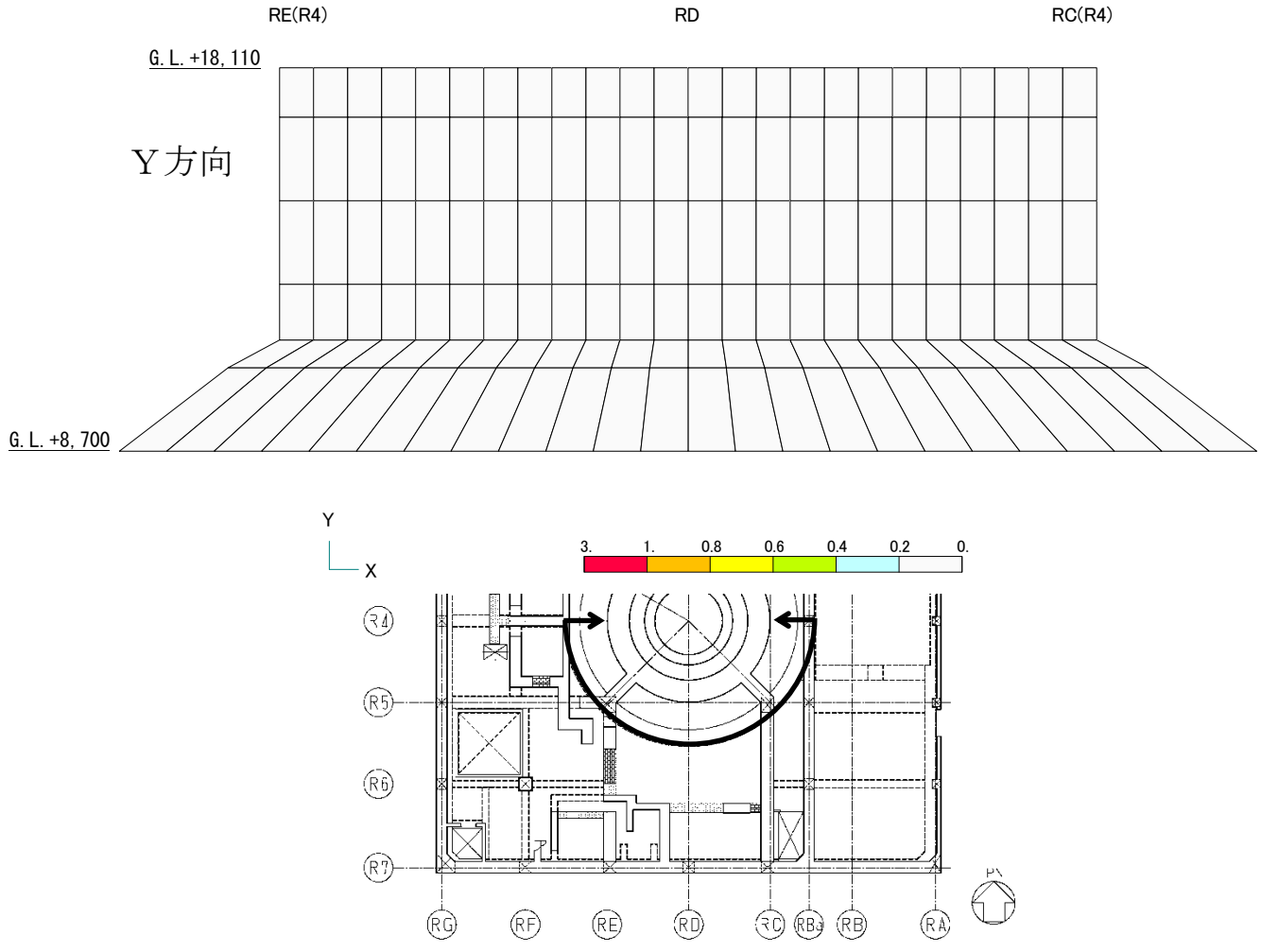
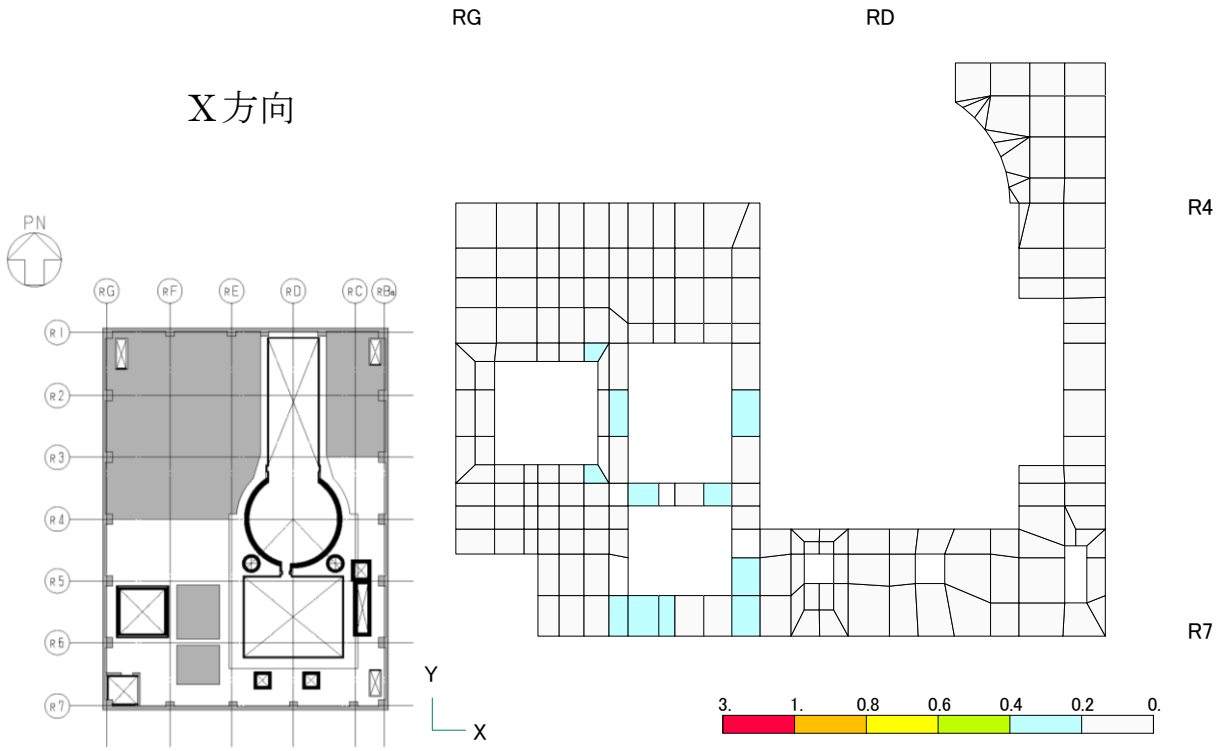


図-9　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）



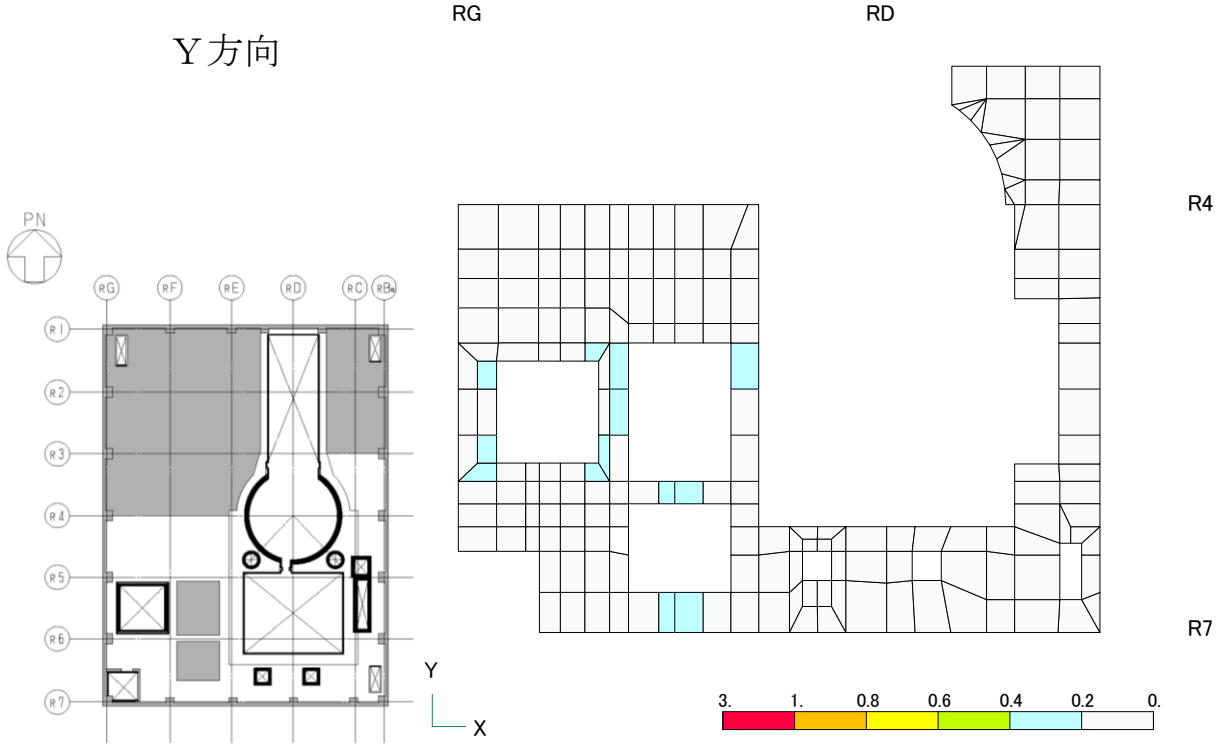
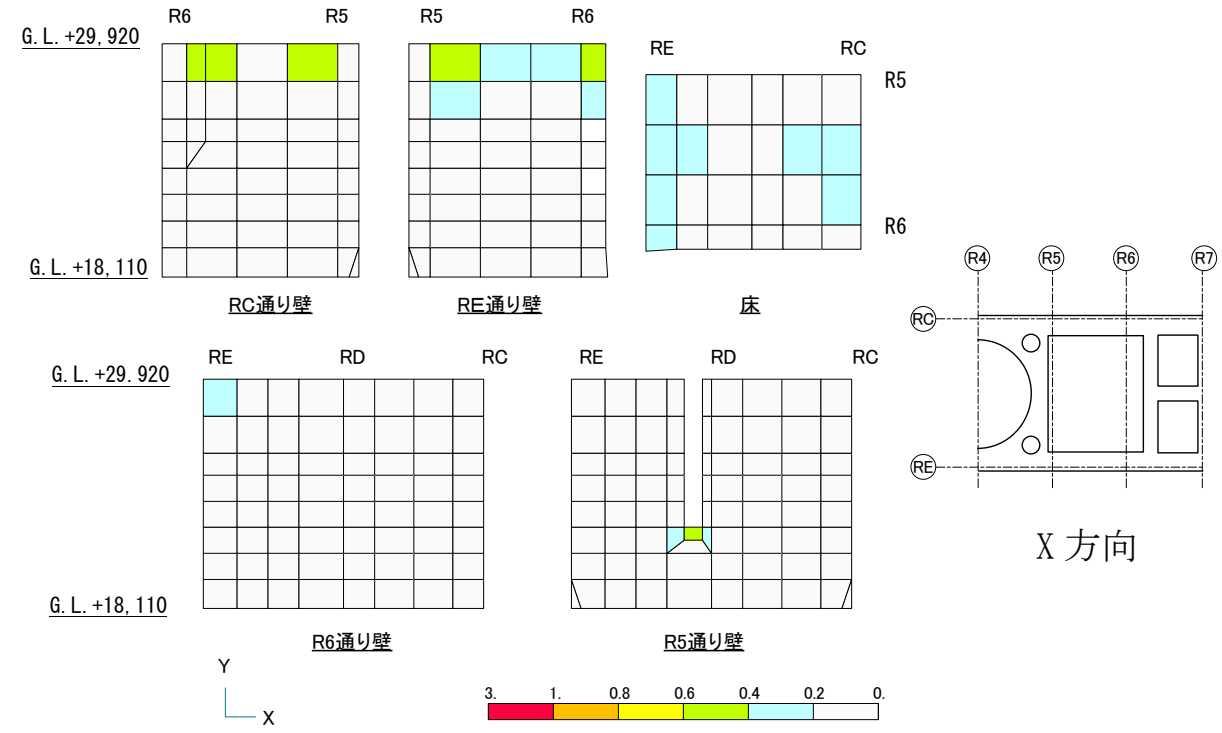


図-10　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



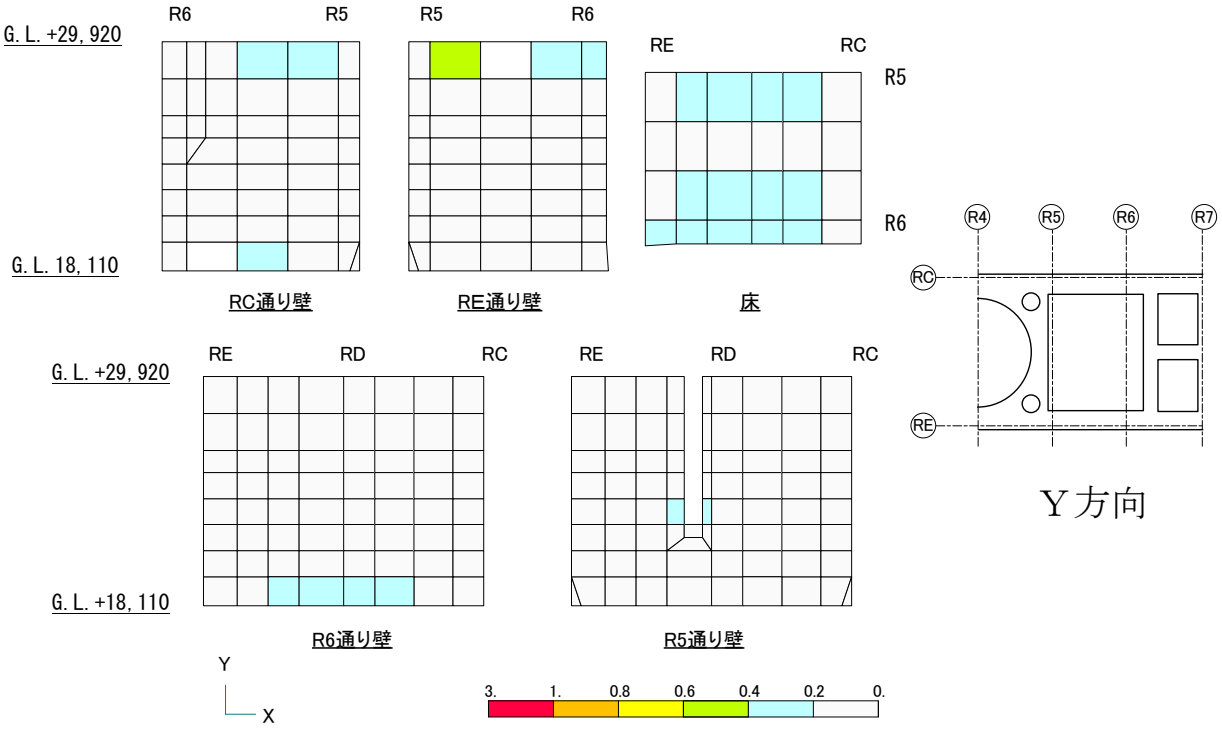
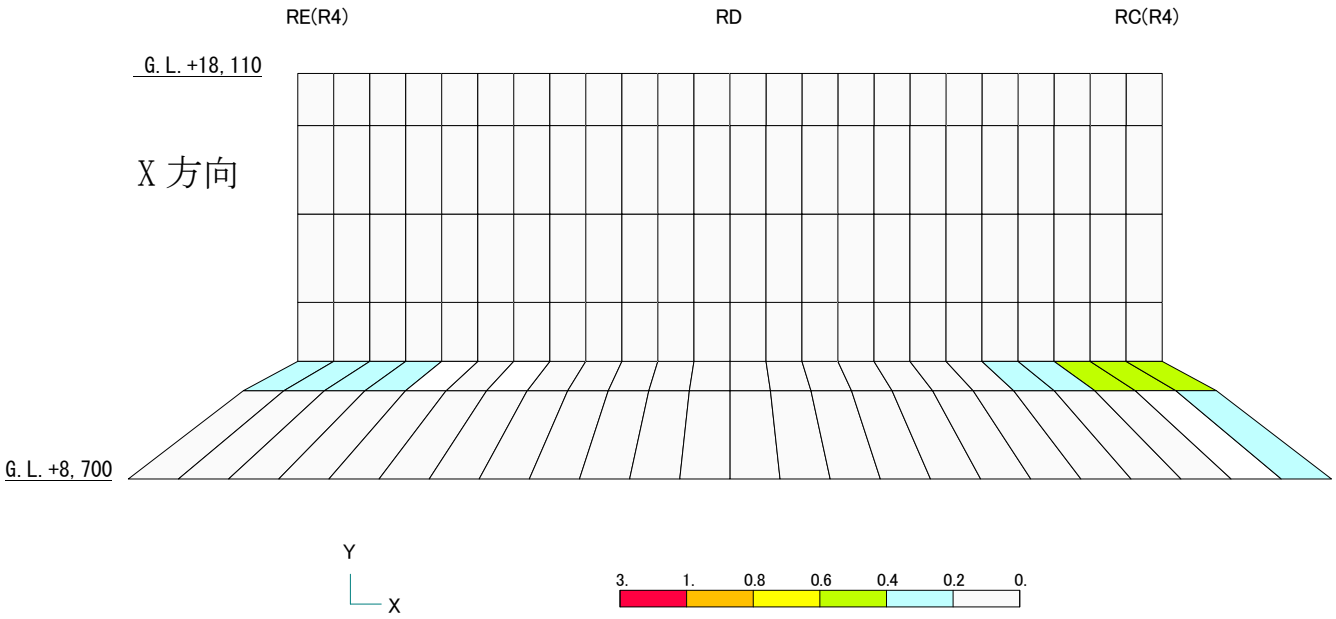


図-11　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



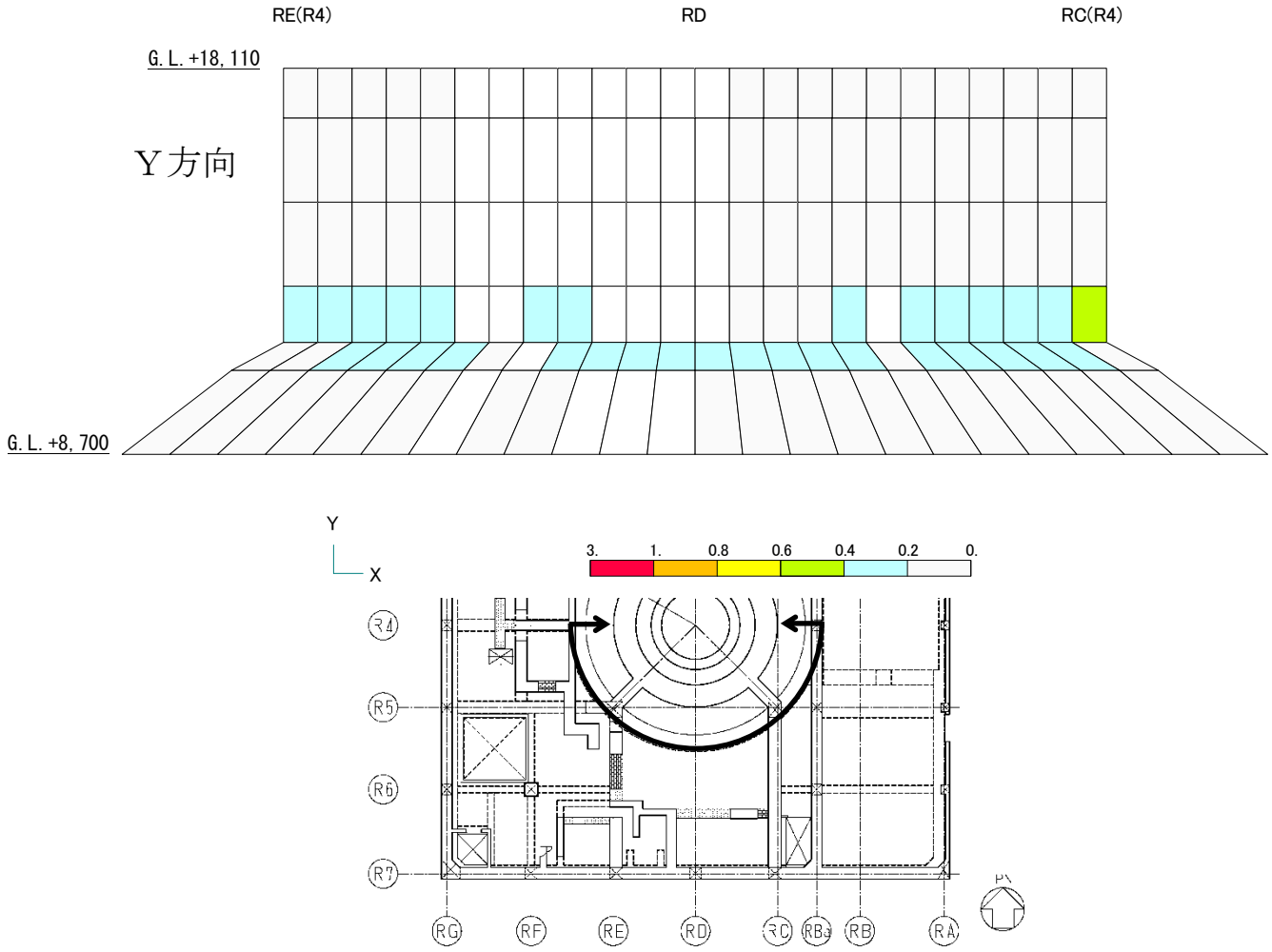
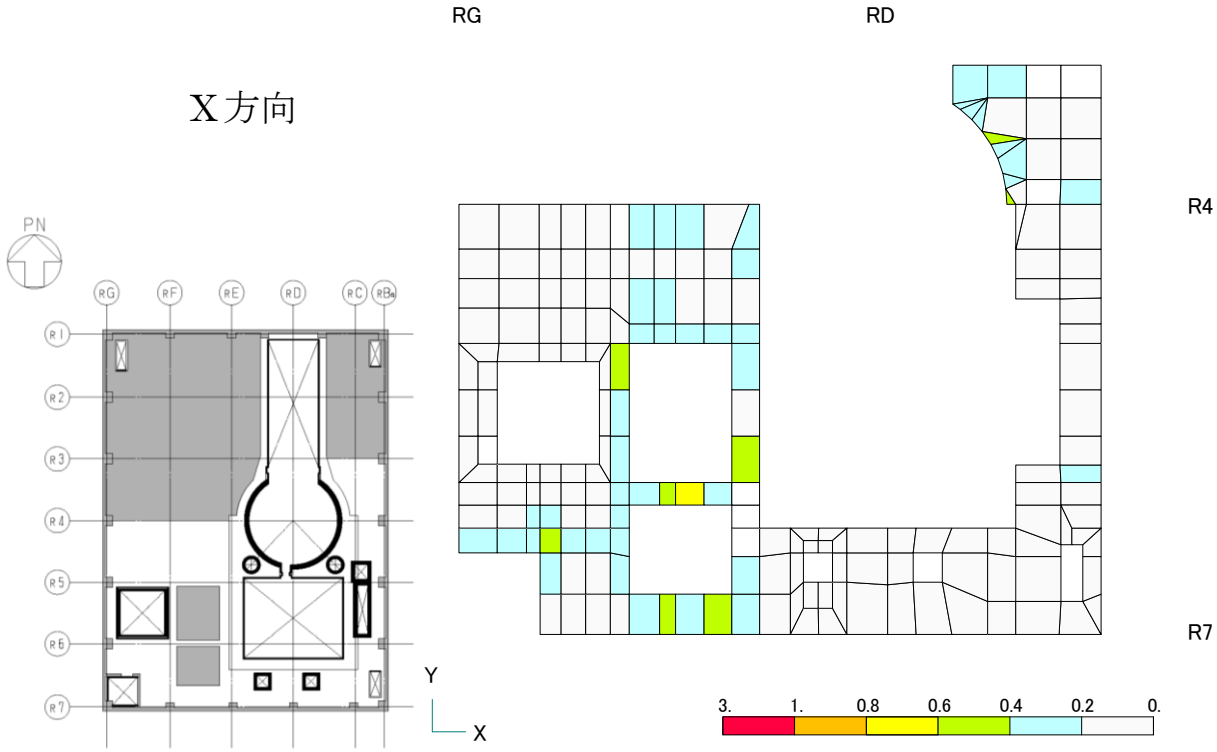


図-12　面外せん断力の検定比（シェル壁部）



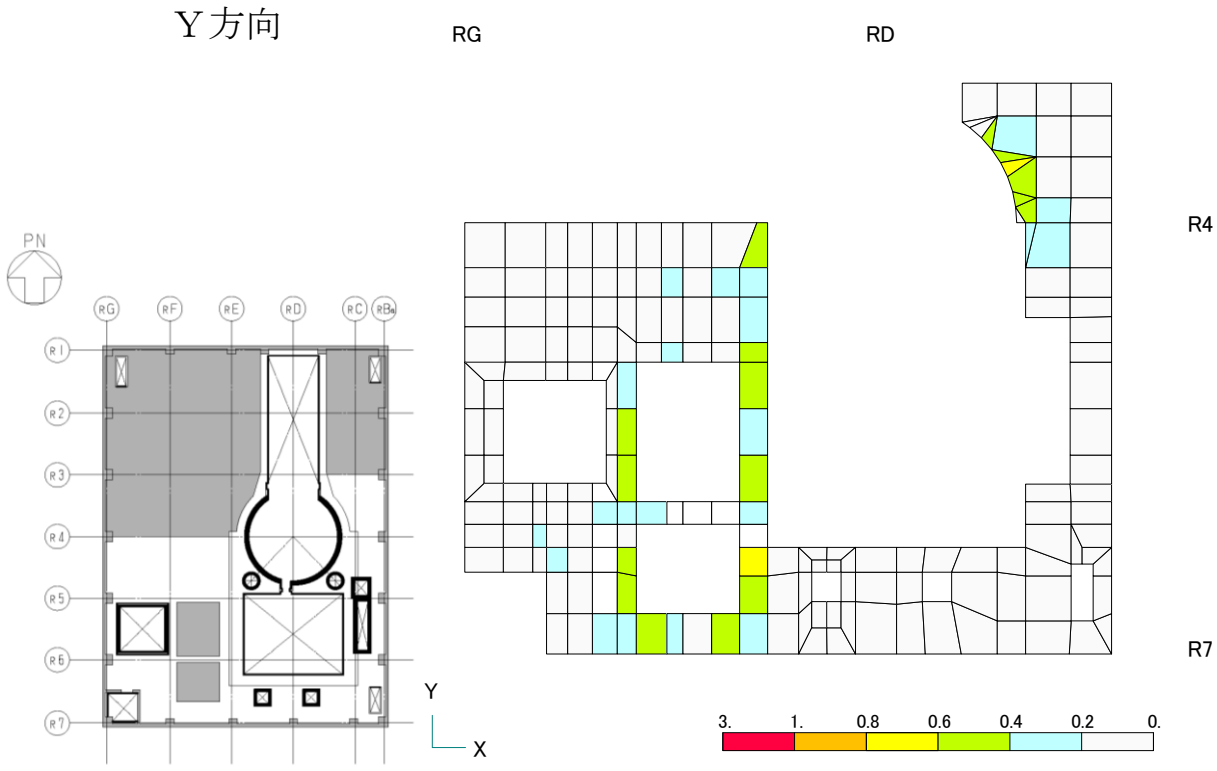


図-13　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

3 号機原子炉建屋　遮へい体設置における滑動対策について

1. 概要

３号機原子炉建屋は作業環境改善のため，オペレーティングフロア（以下，オペフロとする）床面に遮へい体を設置する計画としている。遮へい体の内，使用済燃料プール周りに設置するものについては，地震時（基準地震動 Ss）に遮へい体へ慣性力が作用することで，遮へい体が使用済燃料プール方向に滑動して使用済燃料プール内に落下しないように，滑動対策を施している。

滑動対策は，遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力を，使用済燃料プール壁等の原子炉建屋躯体で支持することで，遮へい体の使用済燃料プール方向への滑動を防止することである（以下，ずれ止め)。ずれ止めの方法は，下記の２通りがある。

①間接支持

ずれ止めを目的とした支持部材（以下，ずれ止め部材）を遮へい体の上に設置する。遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力がずれ止め部材に伝達され，ずれ止め部材が原子炉建屋躯体に接触することで，遮へい体を間接支持する。

対象箇所：Ａ工区　ＢＣ工区

②直接支持

遮へい体を原子炉建屋躯体に接触させ，遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力を，原子炉建屋躯体で直接支持する。

対象工区：Ｄ工区（東側）　Ｄ工区（南側）

遮へい体の設置方法については，一部の小規模遮へい体を除き，大型クレーンを遠隔操作して遮へい体をオペフロの所定の位置に吊り込むことにより，オペフロへ無人で設置する。この際，大型クレーンの遠隔操作精度に依ることなく遮へい体を設置できるように，鉛直支持材を大型クレーンの遠隔操作により，あらかじめオペフロ床に直置きする。鉛直支持材には溝型部材（凹）が，鉛直支持材に対応する遮へい体の下面には突起部材（凸）が取り付けられており，突起部材を溝形部材に沿わせて遮へい体を設置する。オペフロ床の損傷状況や既設設備（既設 FHM レール）の干渉により，鉛直支持材が設置できない箇所もあり，この箇所については遮へい体をオペフロ床に直置きする。

本資料では，遮へい体設置に関する局所評価として，地震時(基準地震動 Ss)における使用済燃料プール周りの遮へい体，及び，ずれ止め部材，並び，遮へい体またはずれ止め部材と接触する原子炉建屋躯体を対象に行う構造評価の結果示す。また，ずれ止め部材設置前の状況下での地震（基準地震動 Ss）を想定して，間接支持される遮へい体，及び，鉛直支持材を下記の対象（以下，滑動対象物）に行う滑動評価の結果を示す。

Ａ工区　　：遮へい体

ＢＣ工区　　：鉛直支持材（遮へい体と一体化となり滑動する）

Ｄ工区（南側）：鉛直支持材（遮へい体は単独で床スラブで直接支持され，滑動しない）

Ｄ工区（東側）：滑動評価対象外（遮へい体下面の突起部材が既設 FHM レール及び使用済燃料プール壁に接触して、遮へい体が直接支持されるため、滑動しない）

2. 遮へい体設置に関する局所評価

2.1　評価方法

ずれ止め部材の例を図 2.1-1 に，計画概要を図 2.1-2 に示す。

燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうち，オペフロ階の最大応答加速度を保守的に設定した水平震度（k＝0.8）を用いる。検討に用いる応力はこの水平震度により生じる慣性力からずれ止め箇所の構造を考慮して算出する。なお，評価基準値は，遮へい体及びずれ止め部材は鋼材の材料強度（F 値×1.1 倍）に基づく許容値を，接触部は原子炉建屋躯体コンクリートの設計基準強度 22.1N/mm^2 に基づく許容値とする。

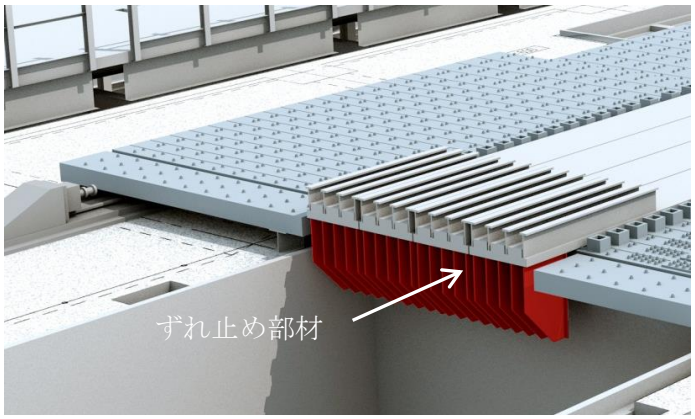
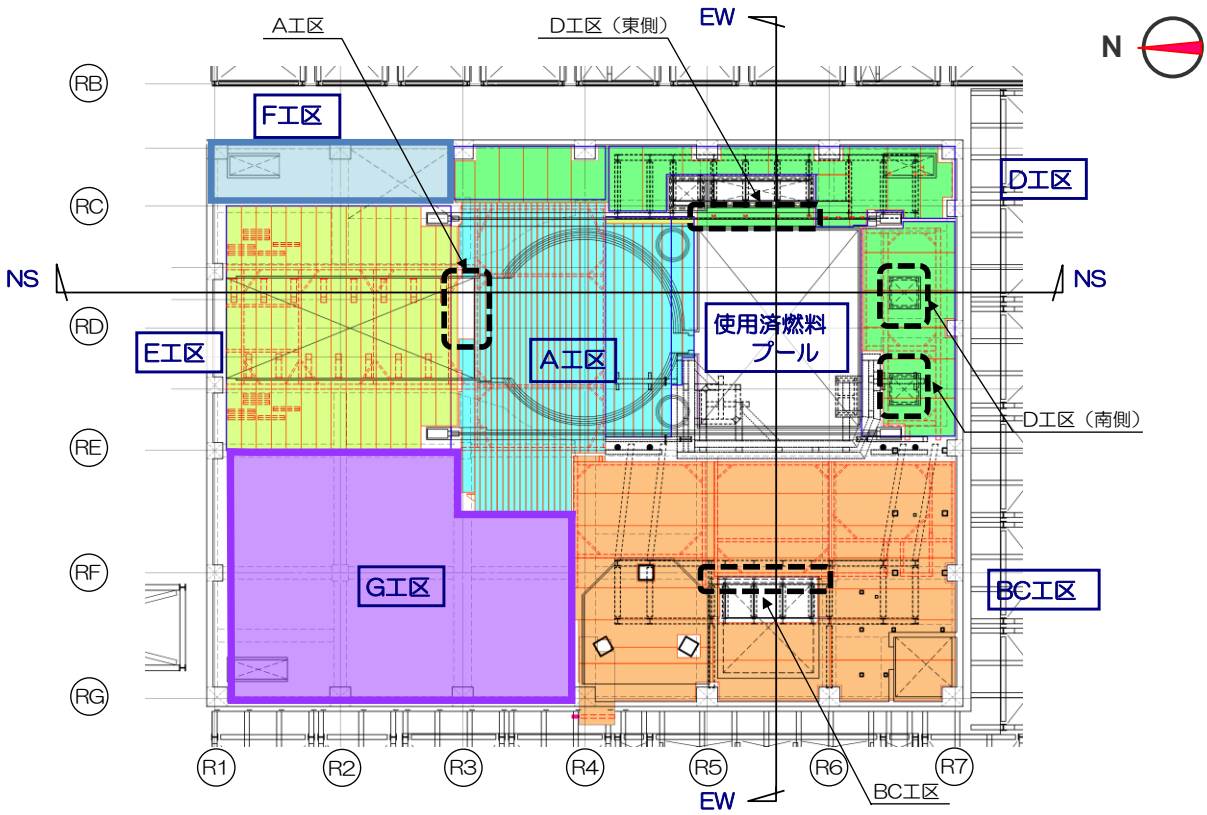
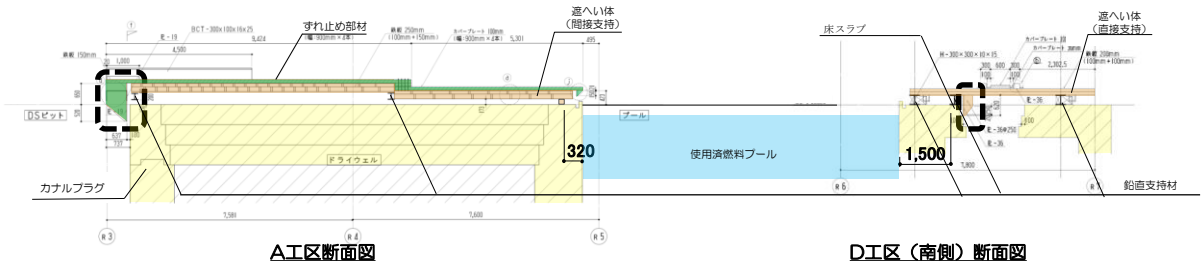


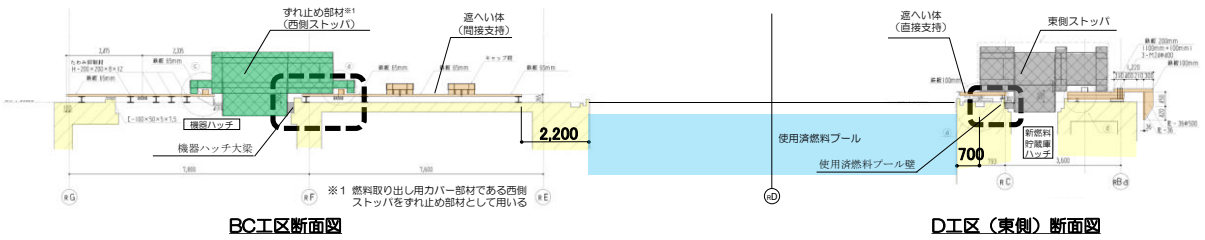
図 2.1-1　ずれ止め部材の例（A 工区）



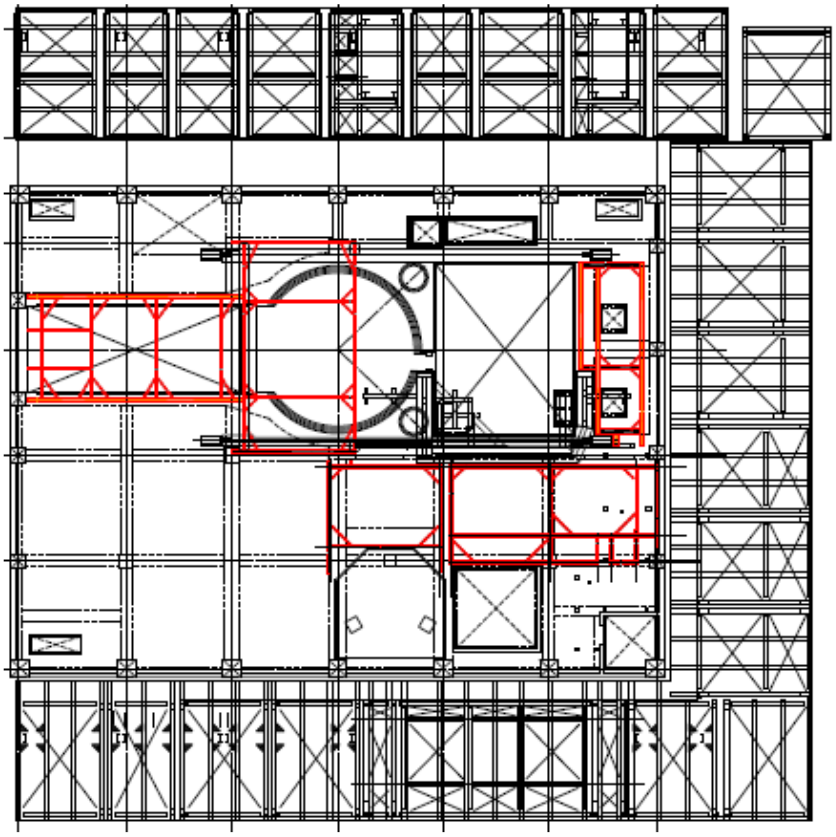
（a）平面計画



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



（c）使用済燃料プール周りの東西断面



（d）鉛直支持材配置図（赤線：鉛直支持材）

図 2.1-2　遮へい体計画概要（ ：使用済燃料プール周りの遮へい体のずれ止め箇所　）

＜算定式＞

・ずれ止め箇所（曲げ，せん断の評価）

$$M_a = {}_S f_b \cdot Z$$

$$Q_a = {}_S f_s \cdot A_s$$

ここに，　M_a　：許容曲げモーメント

Q_a　：許容せん断力

${}_S f_b$　：曲げ応力に対する許容値※1

${}_S f_s$　：せん断応力に対する許容値※1

Z　：ずれ止め箇所の断面係数

A_s　：ずれ止め箇所のせん断断面積

W　：遮へい体重量

k　：地震時の水平震度（0.8）

M　：地震時の曲げモーメント（$M = Q \times l$）

Q　：地震時のせん断力（$Q = W \times k$）

l　：作用間距離

※1　：建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F値の1.1倍）による許容値

・接触部（支圧の評価）

$$P_a = f_n \cdot A_1$$

ここに，　$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_1}}$　，　$f_{na} = 0.6F_c$　，　$\sqrt{\frac{A_c}{A_1}} \leq 2.0$

P_a　：許容支圧力

F_c　：コンクリートの設計基準強度（22.1N/mm²）

A_c　：支承面積

A_1　：接触面積

・接触部（曲げの評価）

$$M_a = A_t \cdot f_t \cdot j$$

ここに，　A_t　：鉄筋断面積

f_t　：鉄筋の引張に対する許容値※2

j　：応力中心間距離

※2　：建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F値の1.1倍）による許容値

2.2　評価結果

図 2.1-2 に示す使用済燃料プールの四方の遮へい体工区について検討を実施した。遮へい体，ずれ止め部材及び原子炉建屋躯体の結果を表 2.2-1，表 2.2-2 に示す。

遮へい体またはずれ止め部材の設置に関する局所評価として使用済燃料プールに隣接する四方の工区について，基準地震動 Ss 時，使用済燃料プール周りの遮へい体，及び，ずれ止め部材，並び，遮へい体またはずれ止め部材と接触する原子炉建屋躯体に加わる応力は許容応力を下回り，遮へい体が使用済燃料プールに落下することはない。

表 2.2-1　遮へい体またはずれ止め部材の構造評価（基準地震動 Ss）

工区	応力	許容応力	検定比	検定部位
A	M=　903 kN・m	Ma=　1，260 kN・m	0.72	ずれ止め部材（曲げ）
B C	Q=　621 kN	Qa= 15，694 kN	0.04	ずれ止め部材（せん断）
D（南側）	M=　194 kN・m	Ma=　1，525 kN・m	0.13	遮へい体（曲げ）
D（東側）	Q=　58 kN	Qa=　2，238 kN	0.03	遮へい体（せん断）

表 2.2-2　原子炉建屋躯体の構造評価（基準地震動 Ss）

工区	応力	許容応力	検定比	検定部位
A	P=　879 kN	Pa= 11，925 kN	0.08	カナルプラグ（支圧）
B C	P=　1，860 kN	Pa= 39，856 kN	0.05	機器ハッチ大梁（支圧）
D（南側）	P=　431 kN	Pa= 11，368 kN	0.04	床スラブ（支圧）
D（東側）	M=　594 kN・m	Ma=　5，351 kN・m	0.12	使用済燃料プール壁（曲げ）※

※D工区（東側）遮へい体下面の突起部は既設 FHM レールと使用済燃料プール壁に接触するので、基準地震動 Ss 時にD工区（東側）遮へい体に発生する慣性力は両箇所で負担可能であるが、評価上は慣性力を使用済燃料プール壁で負担するものとする。

3. 遮へい体の滑動に対する評価

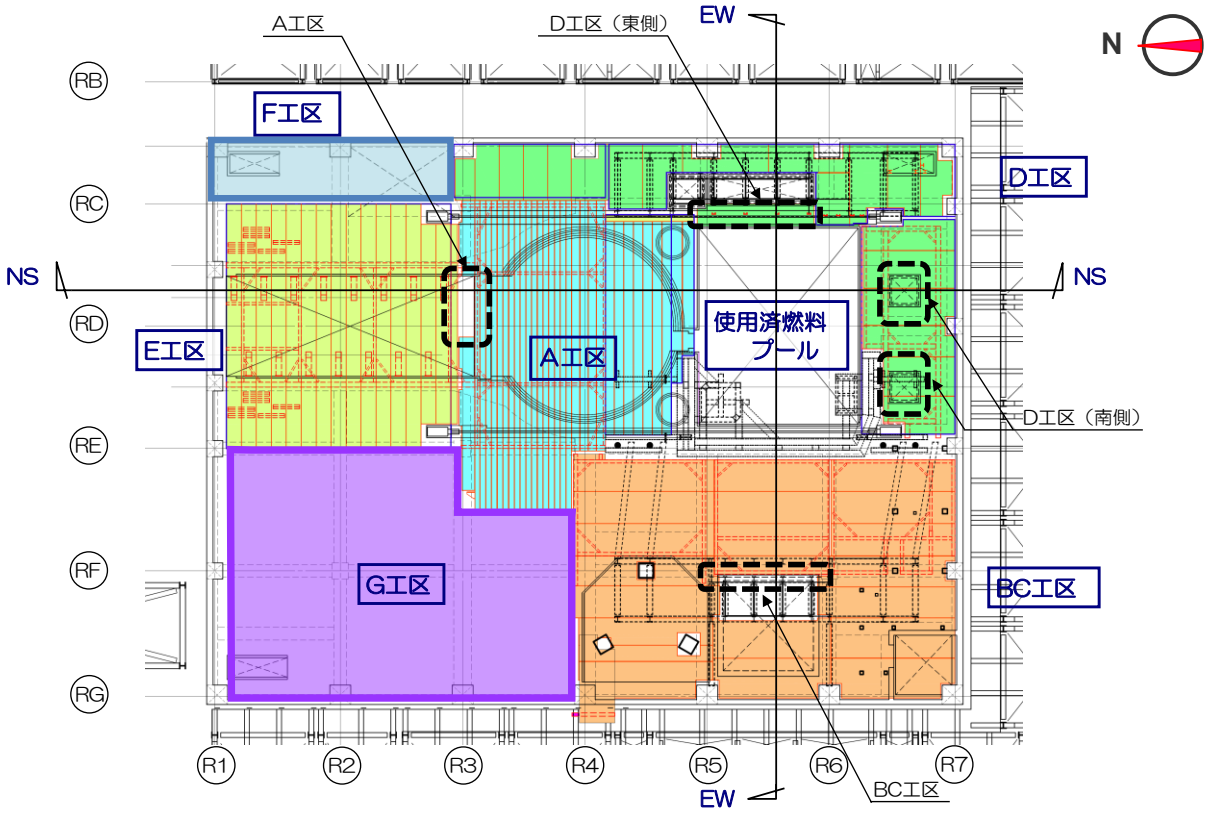
3.1　評価方法

本検討では，滑動対象物の端部と使用済燃料プール壁面までのクリアランスが地震時のすべり量より大きいことを確認する。各工区のクリアランスを表 3.1-1 及び図 3.1-1 に，工区ごとの詳細を図 3.1-2 に示す。

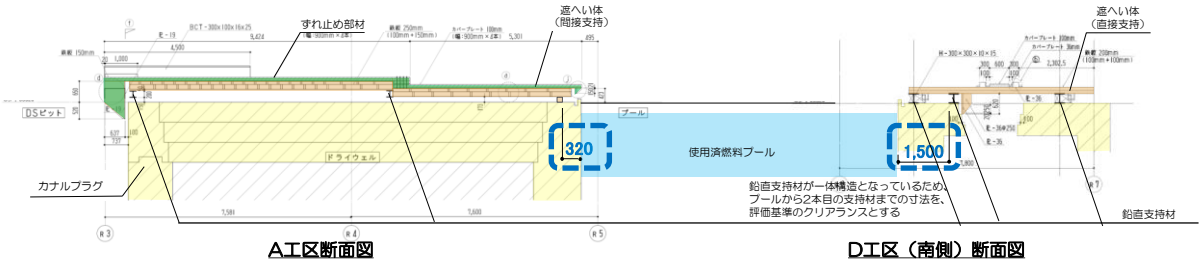
燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうちオペフロ階の応答加速度時刻歴を入力として，滑動対象物を摸擬した 1 自由度系に遮へい体の動摩擦係数と保守的に上向きの鉛直震度による摩擦抵抗の減少を条件とした地震応答解析を行い，滑動対象物とオペフロ床の相対変位を算出する。地震応答解析の概要を図 3.1-3 に，摩擦係数と鉛直震度の組合せを表 3.1-2 に示す。ここで算出した相対変位が使用済燃料プール壁面までのクリアランス以下であることを確認する。

表 3.1-1　滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

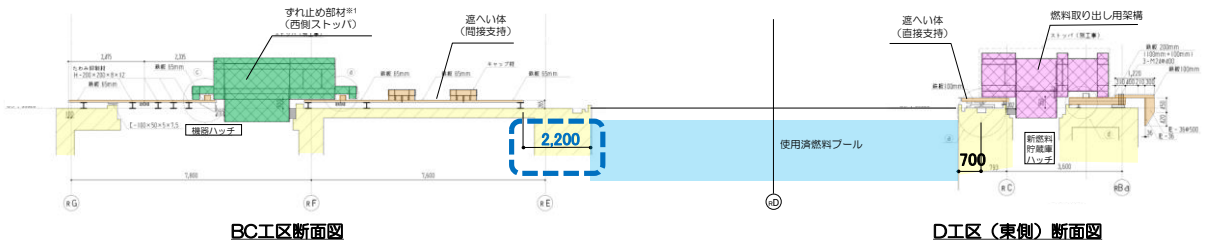
工区	クリアランス
A	320 mm
B C	2，200 mm
D（南側）	1，500 mm



（a）平面計画



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



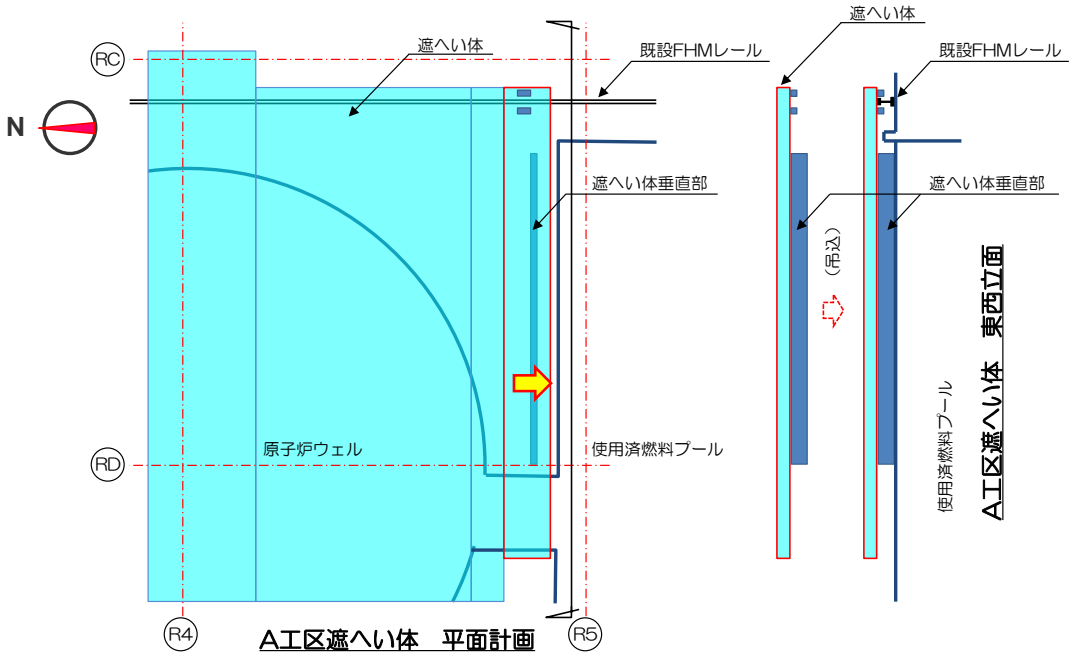
滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

（c）使用済燃料プール周りの東西断面

図 3.1-1　滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

Ａ工区遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を既設 FHM レールに，西側を原子炉建屋躯体に載せる。

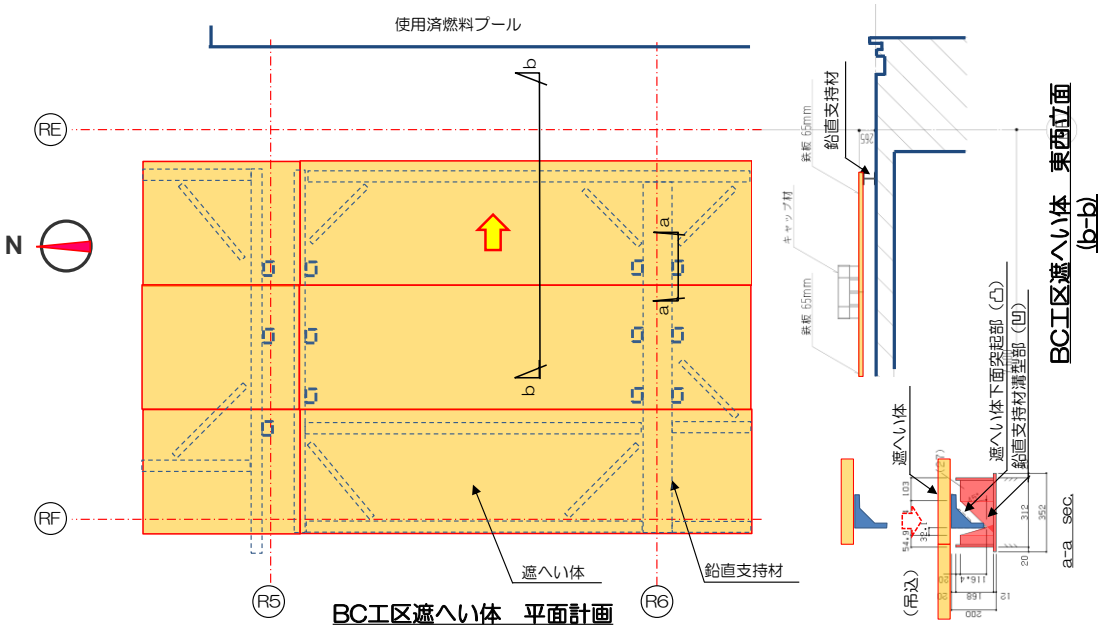
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」及び「既設 FHM レール（鋼材）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」の確認を行う。



（a）使用済燃料プール際Ａ工区遮へい体

ＢＣ工区遮へい体は，鉛直支持材をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

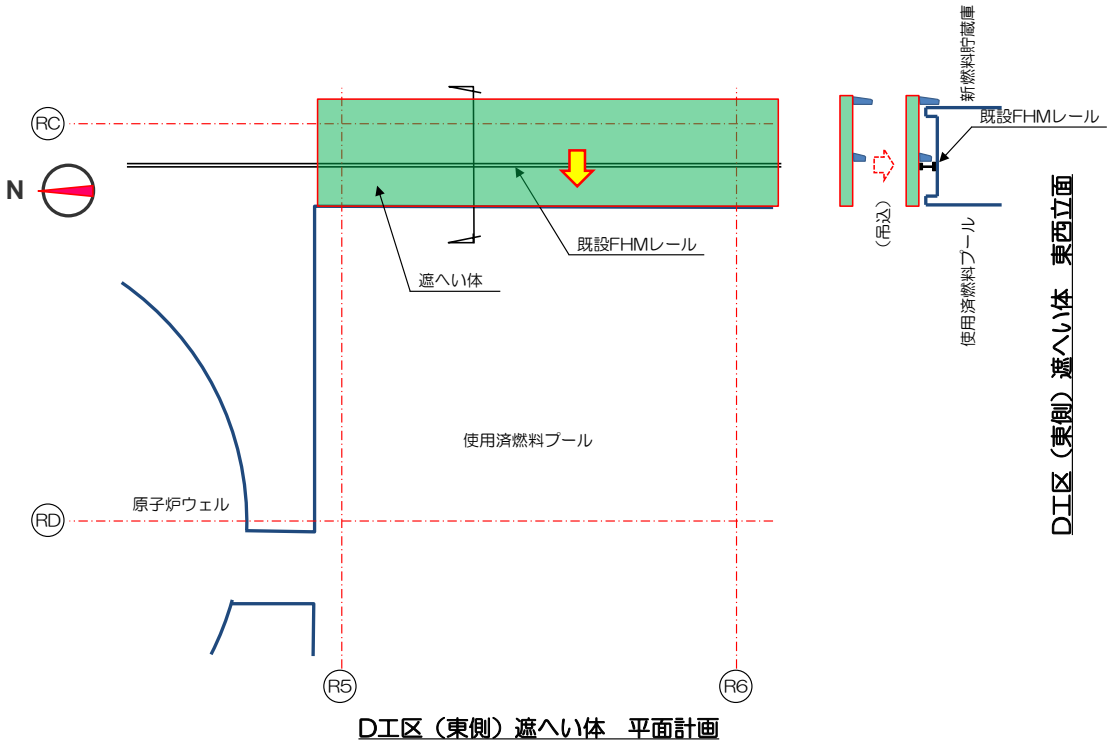
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）と一体化された遮へい体（鋼製）のすべり量」の確認を行う。



(b) 使用済燃料プール際ＢＣ工区遮へい体

図 3.1-2　遮へい体詳細(1)

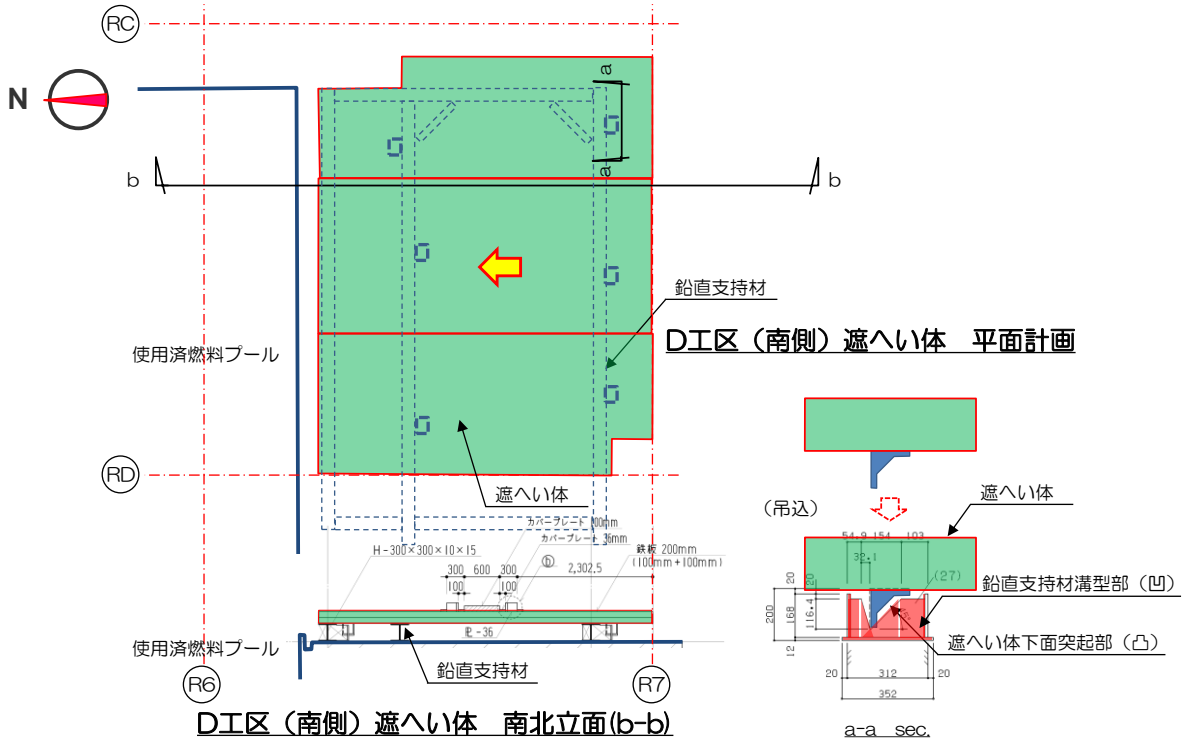
Ｄ工区（東側）遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を原子炉建屋躯体に，西側を既設 FHM レールに載せる。
・遮へい体は原子炉建屋躯体で直接支持されるため滑動せず，使用済燃料プール側には落下しないと評価。（滑動に対する評価は実施しない）



（c）使用済燃料プール際Ｄ工区（東側）遮へい体

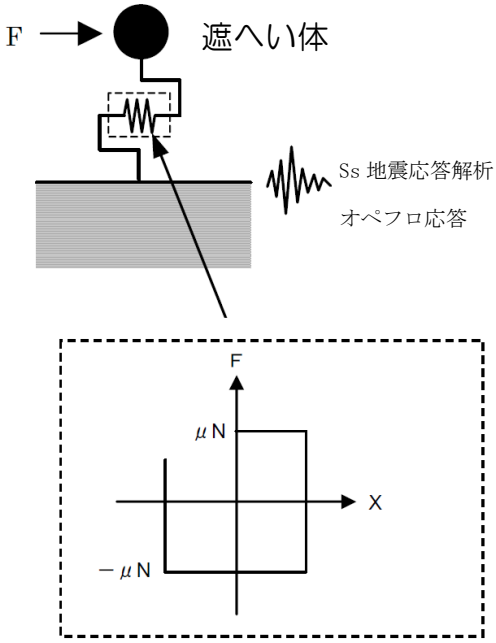
D工区（南側）遮へい体は，鉛直支持材（鋼製）をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

・ 「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）のすべり量」の確認を行う。

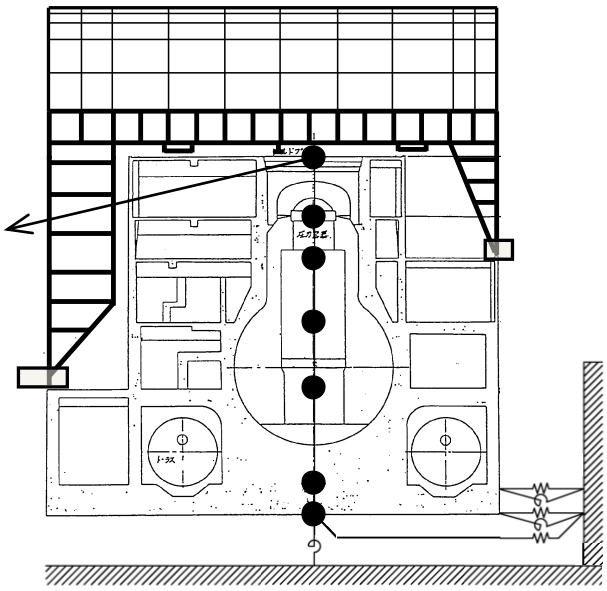


（d）使用済燃料プール際D工区（南側）遮へい体

図 3.1-2　遮へい体詳細(2)



オペフロ床面の摩擦抵抗を摸擬した非線形のばね特性のイメージ



【凡例】Ｆ：地震動により遮へい体に作用する慣性力
Ｘ：遮へい体と使用済燃料プール壁までの距離
μ：摩擦係数
Ｎ：遮へい体の重量

＊：解析モデルの諸元は，「添付資料－4-2　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」の中で用いたものを使用。

＊：遮へい体とオペフロ床面の摩擦抵抗については，遮へい体に生じる慣性力が静止摩擦力を超過すると，一定の摩擦力が抵抗力として作用しながら遮へい体が移動し，慣性力が静止摩擦力以下の場合は，遮へい体は移動せずその場にとどまるような，非線形のばね特性で評価。

図 3.1-3　遮へい体滑動検討の地震応答解析モデル

表 3.1-2　摩擦係数と鉛直震度の組合せ

CASE	摩擦面	摩擦係数	備考
1	鋼材とコンクリート	0.40	鋼構造設計規準（日本建築学会）
2	鋼材とコンクリート	0.25	電中研報告書「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立-地震時のキャスク転倒評価-」（研究報告：U92037） コンクリート及び鋼材表面の塗装条件を様々に変化させた試験結果のうち最も不利な摩擦係数。
3	鋼材とコンクリート	0.25	CASE2 に鉛直震度（0.45G）による鉛直力Ｎを低減させた場合。
4	鋼材と鋼材	0.35～0.40	機械工業ハンドブック改訂版 「鋼材とコンクリート」の評価により包絡されるため，省略。

3.2　評価結果

表 3.1-2 の組合せケースの結果を表 3.2-1 に示す。基準地震動 Ss 時の相対変位が最大となるケース 3 において相対変位が 22.3cm となり,使用済燃料プール壁面までの最小クリアランス 32.0cm 以下である。よって，ずれ止め設置前においても滑動対象物が使用済燃料プールに落下することはない。

表 3.2-1　地震応答解析による滑動対象物とオペフロの相対変位（基準地震動 Ss）

CASE	摩擦係数	鉛直震度	最大相対変位 (cm)	クリアランス (cm)
1	0.40	0	5.8	32.0
2	0.25	0	10.8	32.0
3	0.25	0.45（上向き）	22.3	32.0

２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項

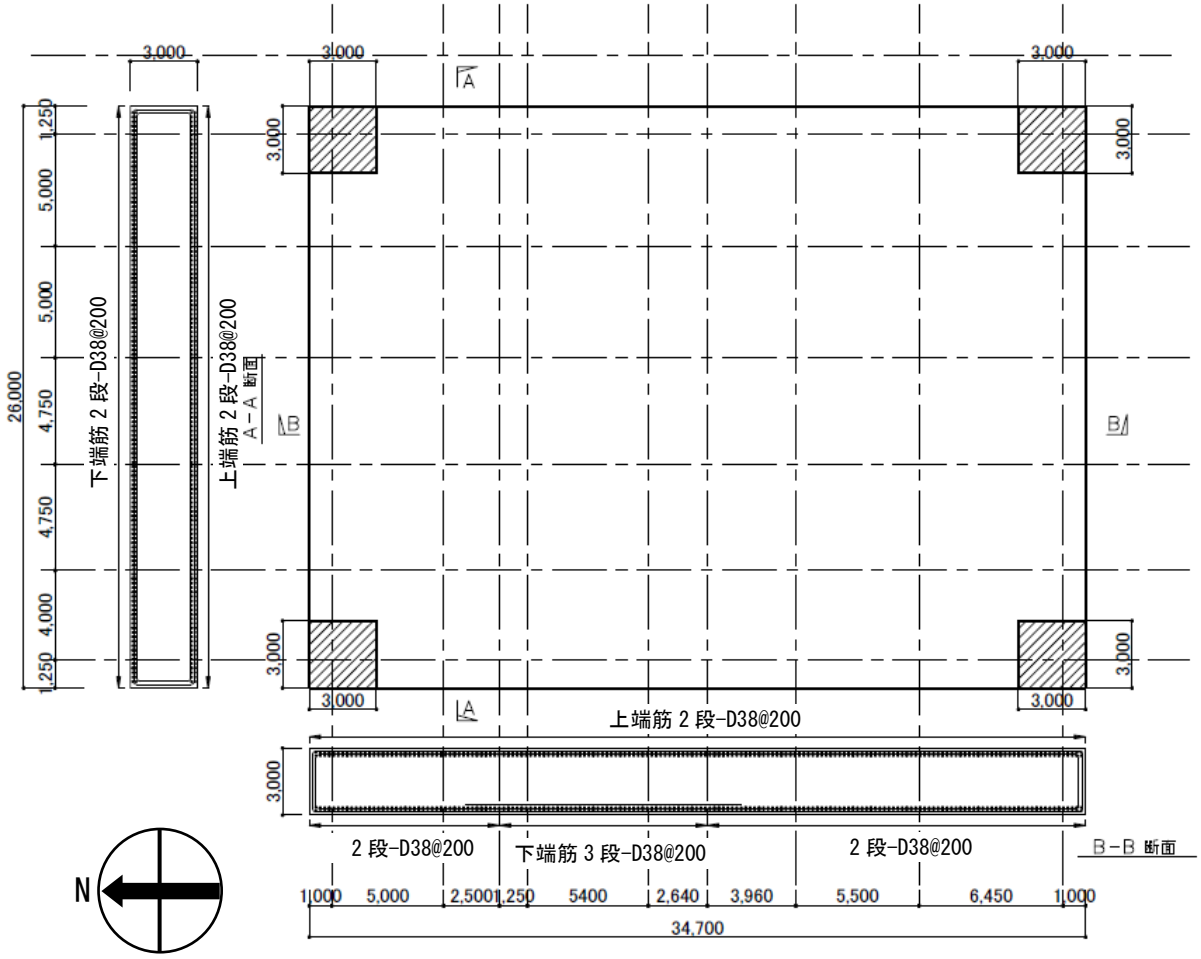
２号機燃料取り出し用構台の工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－1　２号機燃料取り出し用構台に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度および耐震性	材料確認	地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の一軸圧縮強さが，実施計画に記載されている設計基準強度を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度対して，JASS5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3101，JIS G 3136，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3321 又は建築基準法第 37 条第二号の規定に適合すること。
		特殊ボルト（ワンサイドボルト）の締め付け張力を確認する。	導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し，所定の張力が得られること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)，トルシア型高力ボルト(S10T)，高力六角ボルト(F10T)の仕様を確認する。	JIS B 1186 又は建築基準法第 37 条第二号の規定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		弾性支承の鉛直剛性を確認する。	弾性支承の鉛直剛性が，Ⅱ章 2.11 添付資料－４－２に記載した値の±20%以内であること。
		オイルダンパの減衰係数を確認する。	ばね付きオイルダンパの第一減衰係数は，試験時の各速度における荷重が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したオイルダンパの減衰係数に各速度を掛けて算出した荷重の±10%以内であること。オイルダ

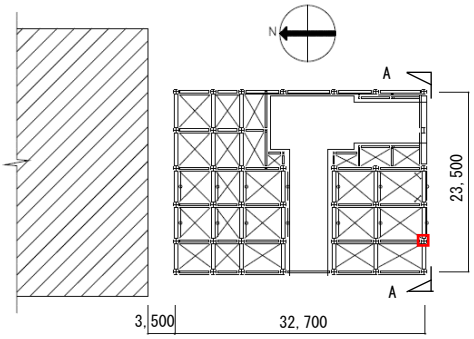
			ンパ（水平棟間）およびオイルダンパ（鉛直）の第一減衰係数は，正弦波加力を行った際の減衰力ループから算出した第一減衰係数が，添付資料－４－２に記載したオイルダンパの減衰係数の±10％以内であること。 第二減衰係数は，試験時の各速度における荷重の平均が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したオイルダンパのリリーフ荷重と，減衰係数に各速度を掛けて，並列配置を考慮し算出した荷重の和の±10％以内であること。
		オイルダンパのリリーフ荷重を確認する。	試験で複数の加力速度を用いて得られる近似直線と，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載した第一減衰係数の交点として得られる荷重が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したリリーフ荷重の±10％以内であること。
		オイルダンパのストロークを確認する。	オイルダンパのストロークが，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載した値以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持レベルに着底していること。
		鉄筋の径，間隔（図-1 参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画書に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図-2～図-5 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
		アンカーボルト埋め込み長さを確認する。	有効埋め込み長さが所定の値（M30：300mm、M60：265mm）であり，かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが 3 山以上であること。
		制震装置（オイルダンパ）の設置状況を確認する。	制震装置（オイルダンパ）の設置位置および設置数が図-6～図-13 の通

			りであること。
		免震装置（弾性支承）の設置状況を確認する。	免震装置（弾性支承）の設置位置および設置数が図-13 の通りであること。
		外装材および床の施工状況を確認する。	外装材および床の設置範囲が，図-14～図-17 の通りであること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。
		免震装置（弾性支承）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。

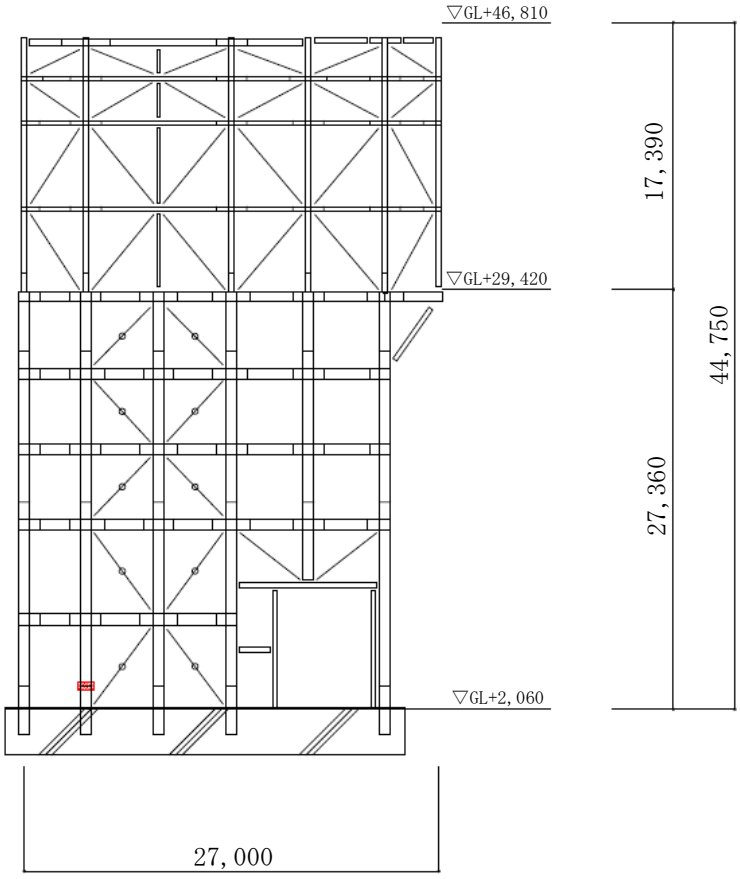


部は面外せん断補強を実施
D19@400×200
鉄筋材質：SD345

図-1　基礎配筋図（単位：mm）

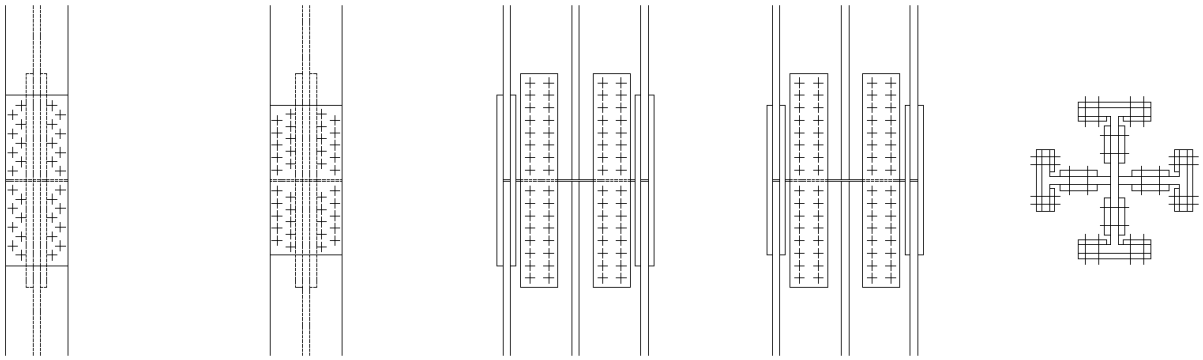


G.L.+8,260 キープラン



A-A 断面図

（１）接合部位置（構台部柱材最大応力度比発生箇所）



(a) フランジ NS
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：16 本×2

(b) フランジ EW
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：20 本×2

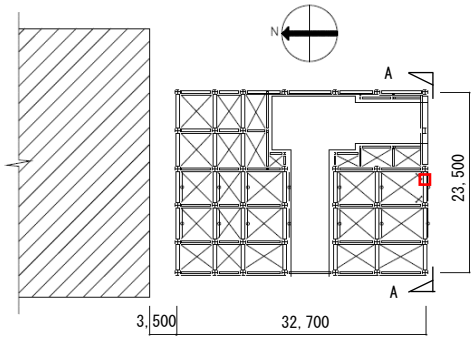
(c) ウェブ NS
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：32 本

(d) ウェブ EW
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：32 本

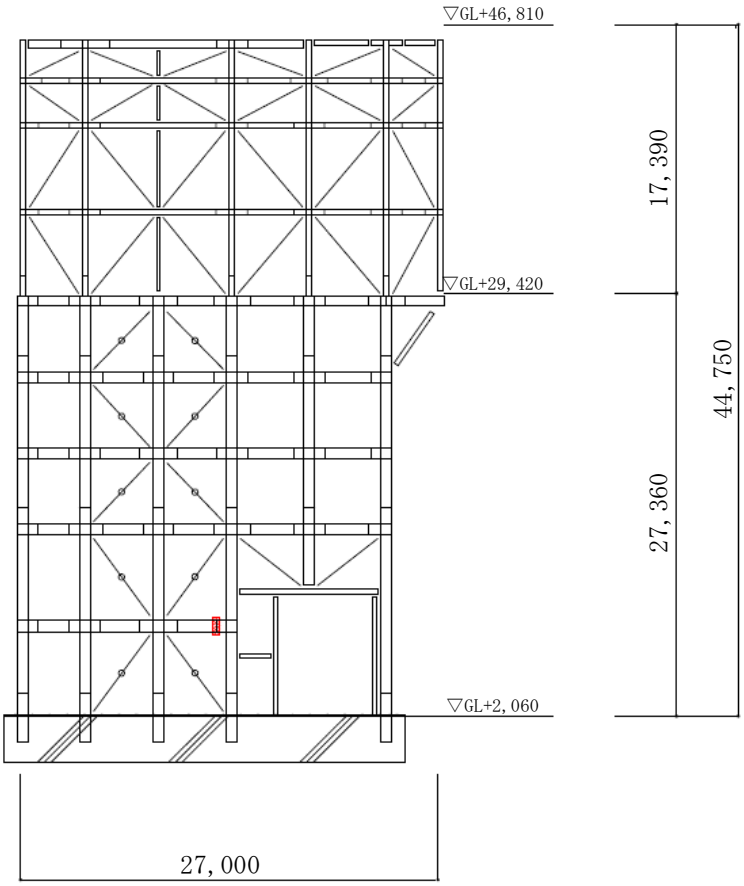
(e) 断面

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-2　構台接合部①

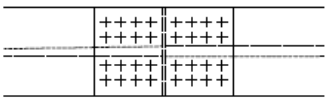


G.L.+8,260 キープラン

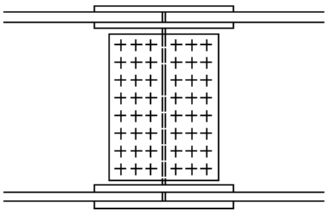


A-A 断面図

（１）接合部位置（構台部梁材最大応力度比発生箇所）



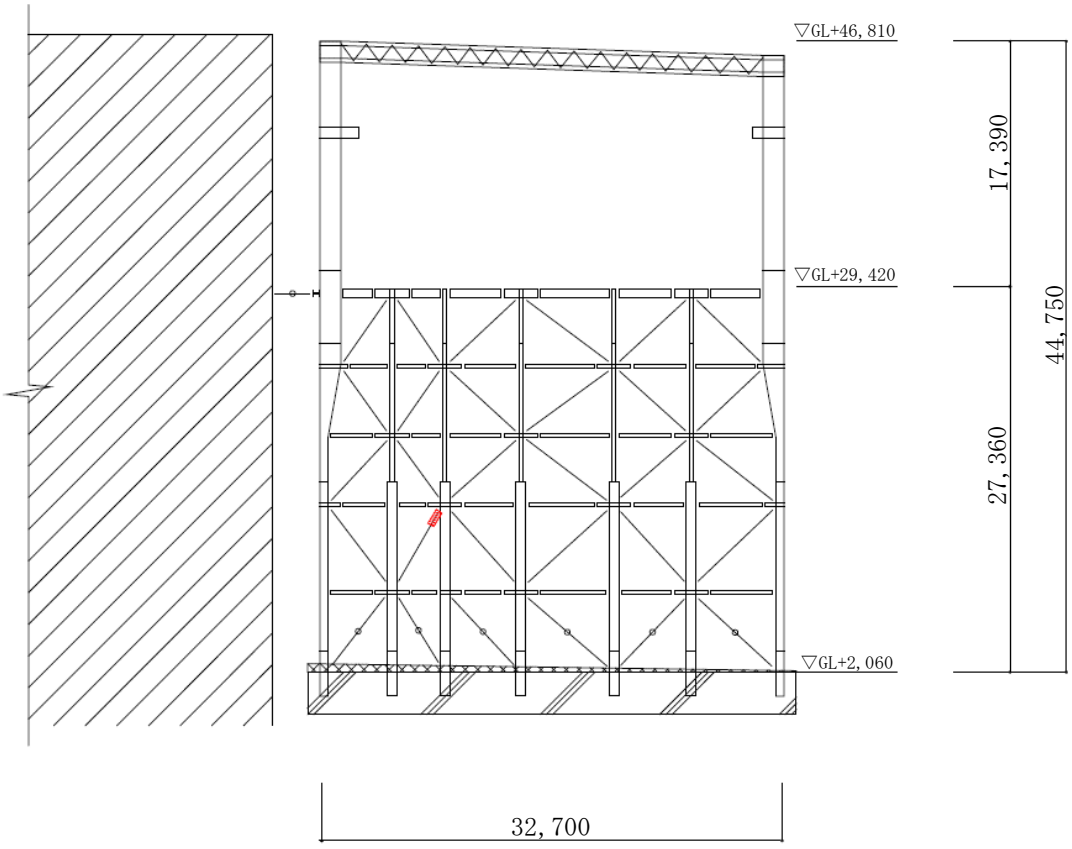
(a) 上下フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：16 本×2



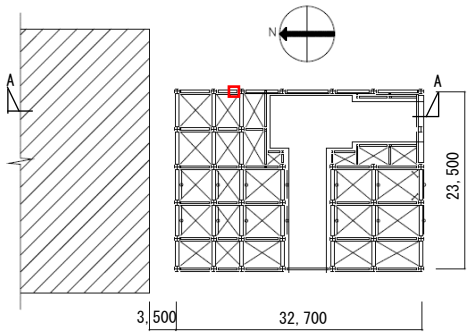
(b) ウェブ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：24 本

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-3　構台接合部②

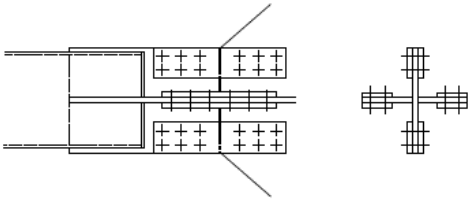


A-A 断面図



G.L.+8,260 キープラン

（１）接合部位置（構台部ブレース材最大応力度比発生箇所）

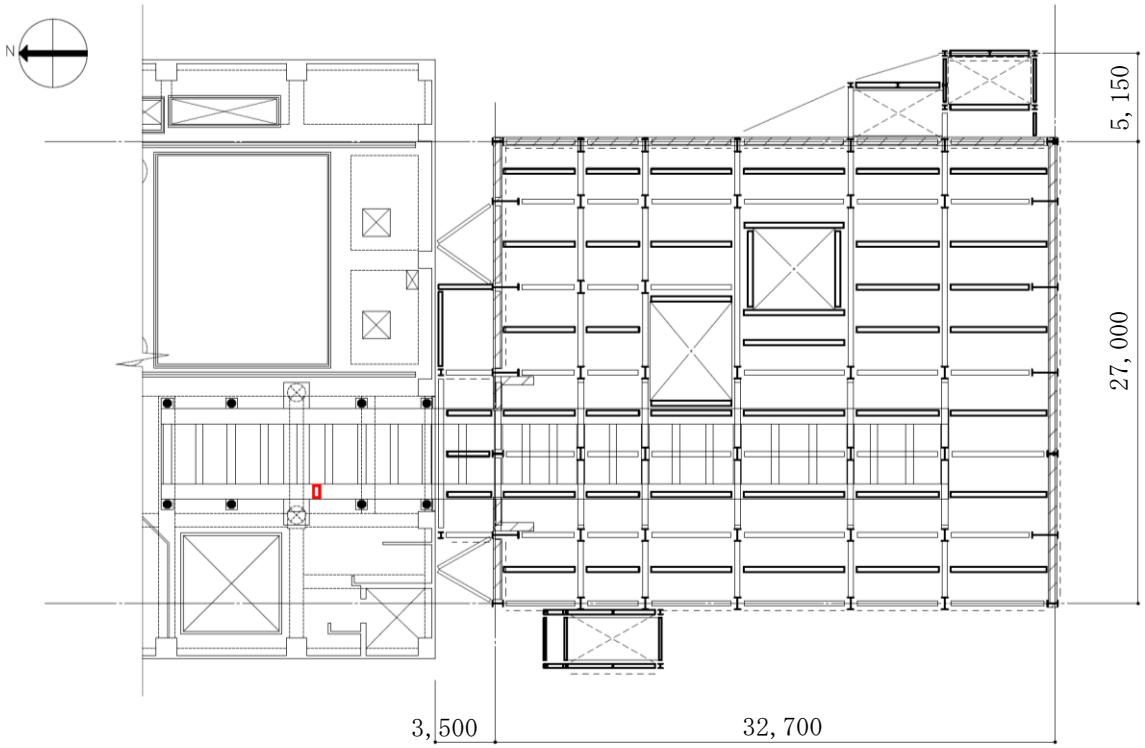


（a）側面　　（b）断面

ボルト種類：SHTB M22
ボルト本数：12 本×2

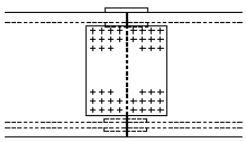
（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-4　構台接合部③

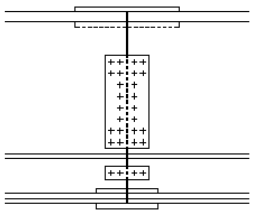


G.L.+29,420 キープラン

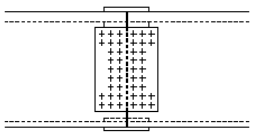
（１）接合部位置（ランウェイガーダ最大応力度比発生箇所）



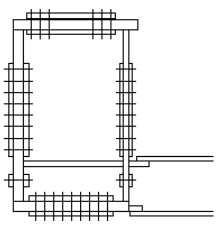
(a) 上フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：22 本



(c) ウェブ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：14 本×2



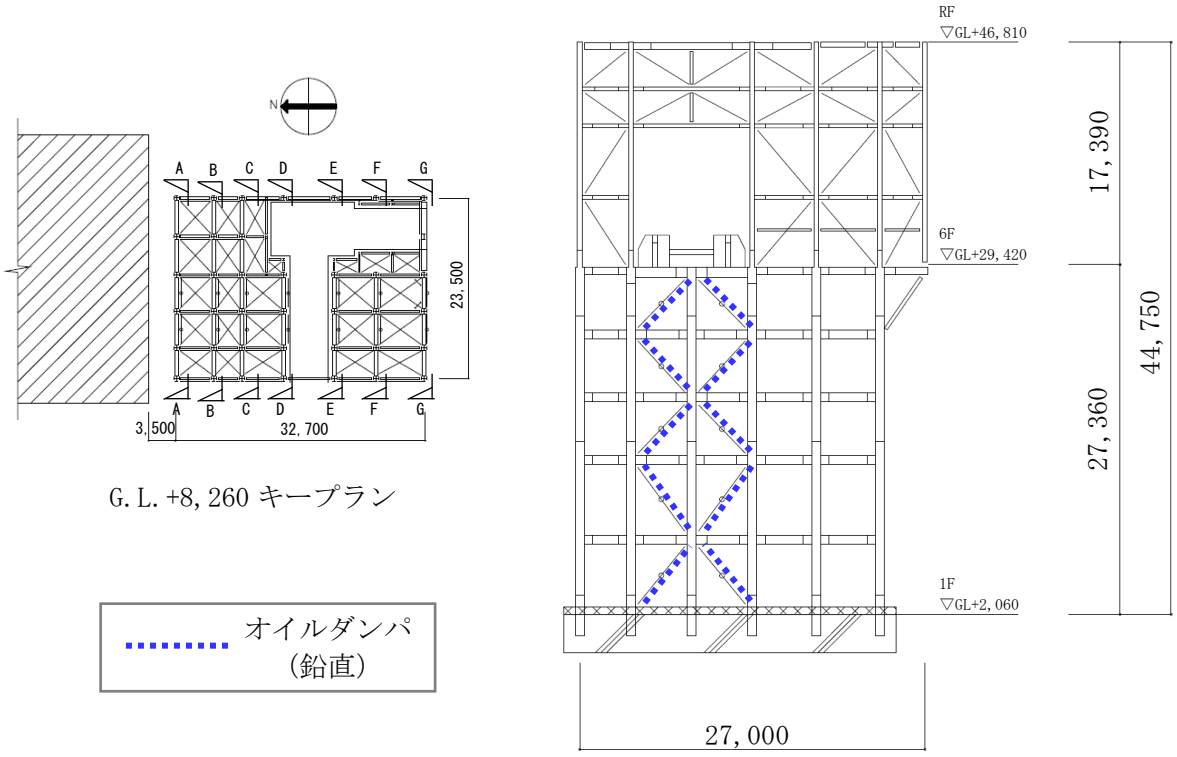
(b) 下フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：22 本



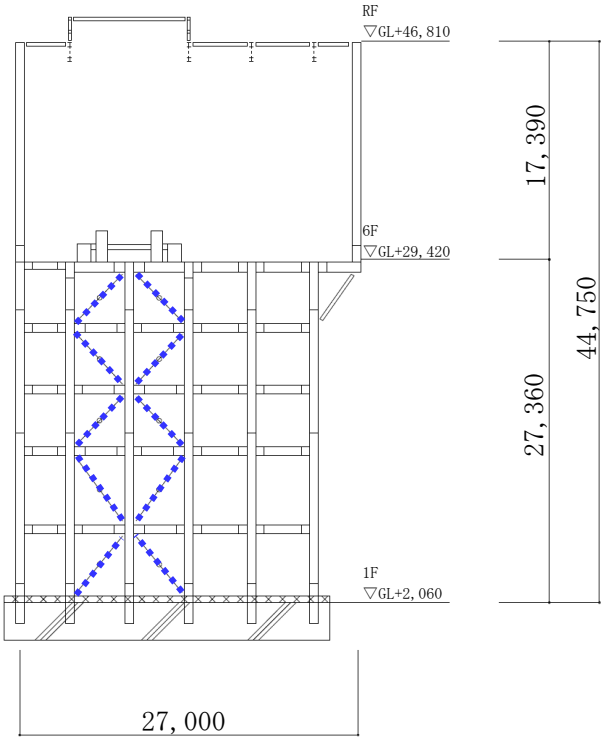
(d) 断面

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-5　ランウェイガーダ接合部

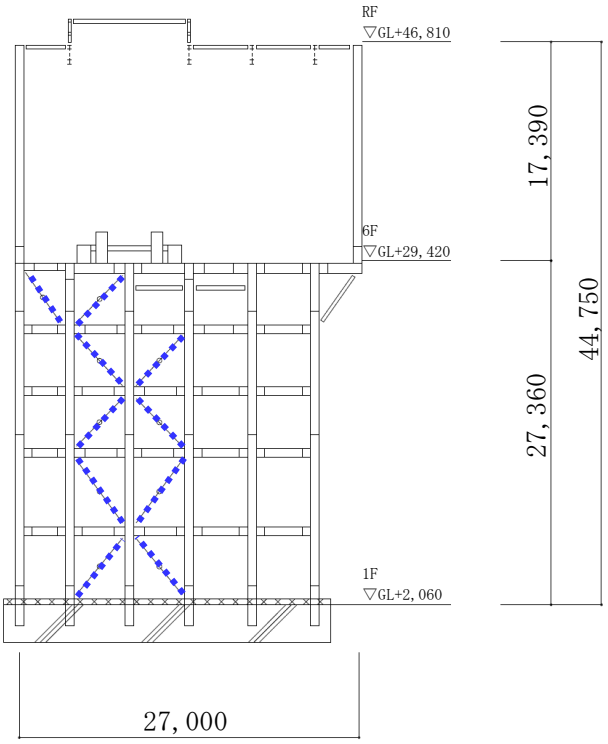


（１）オイルダンパ位置図（A-A 断面図）

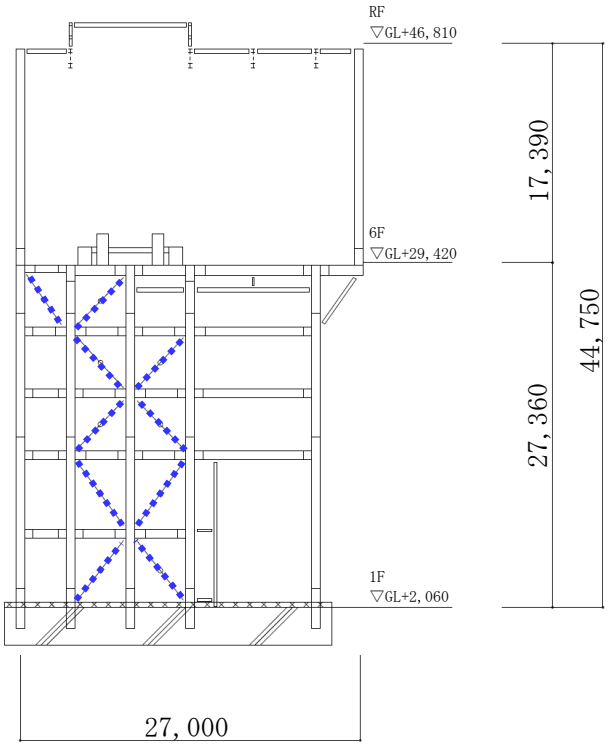


（２）オイルダンパ位置図（B-B 断面図）

図-6　オイルダンパ位置図①

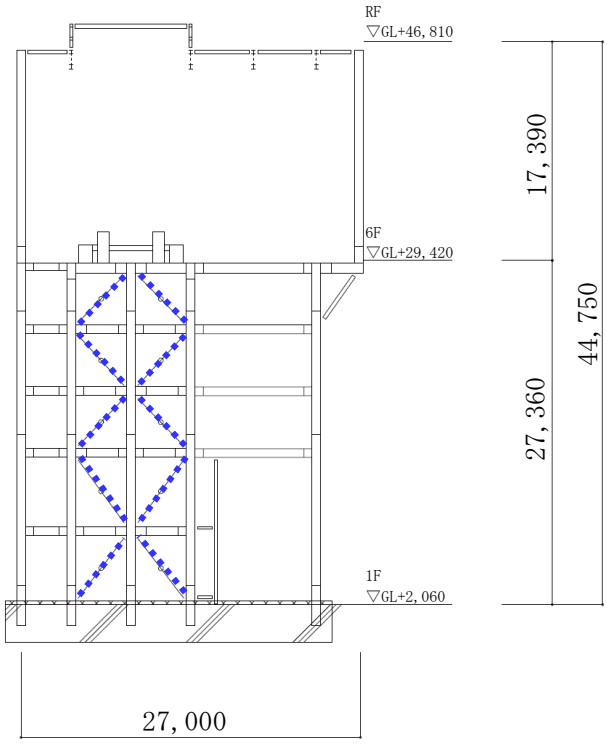


（１）オイルダンパ位置図（C-C 断面図）

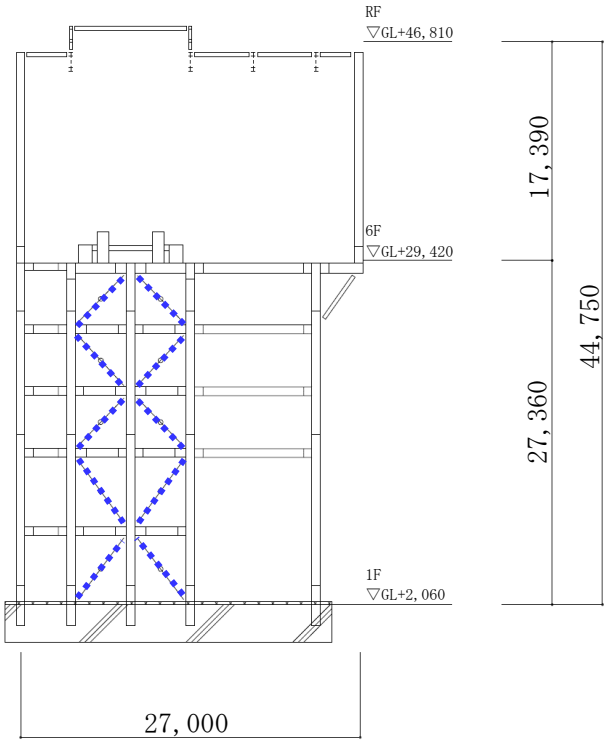


（２）オイルダンパ位置図（D-D 断面図）

図-7　オイルダンパ位置図②

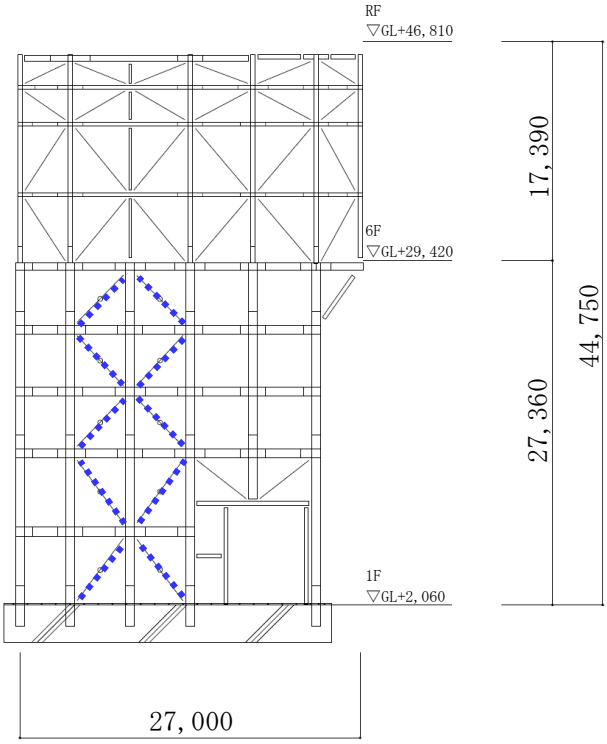


（１）オイルダンパ位置図（E-E 断面図）



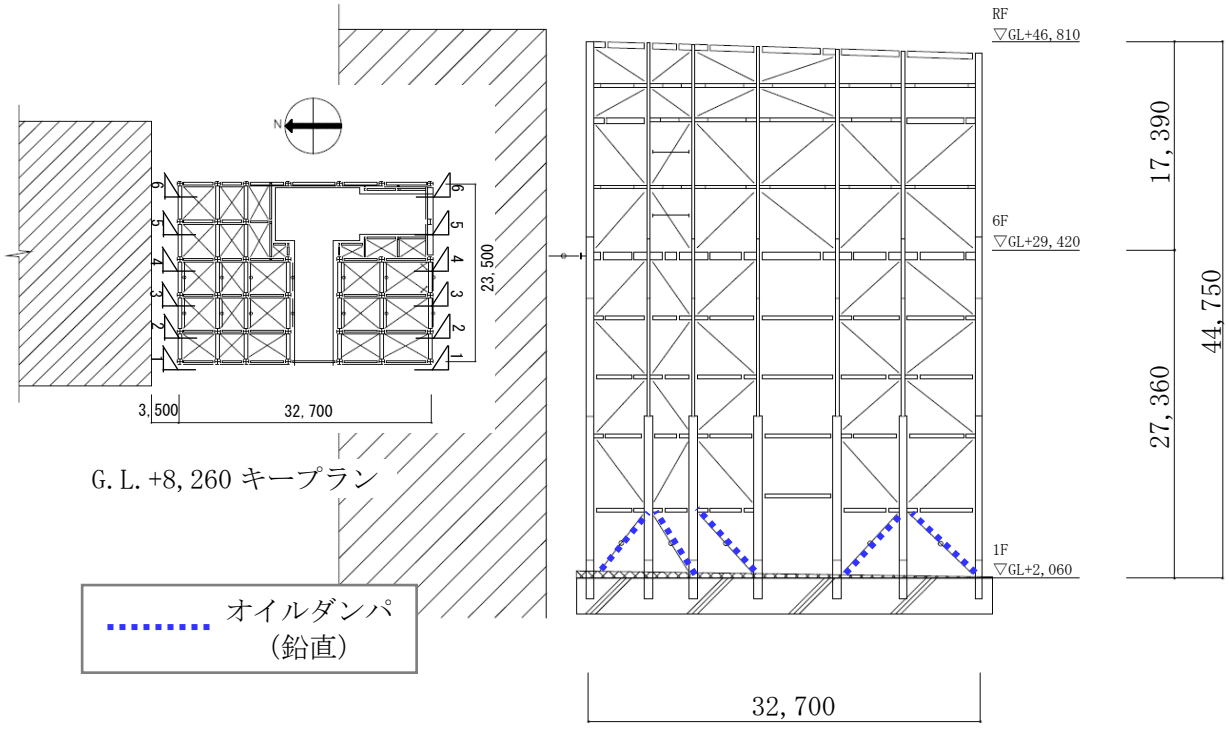
（２）オイルダンパ位置図（F-F 断面図）

図-8　オイルダンパ位置図③

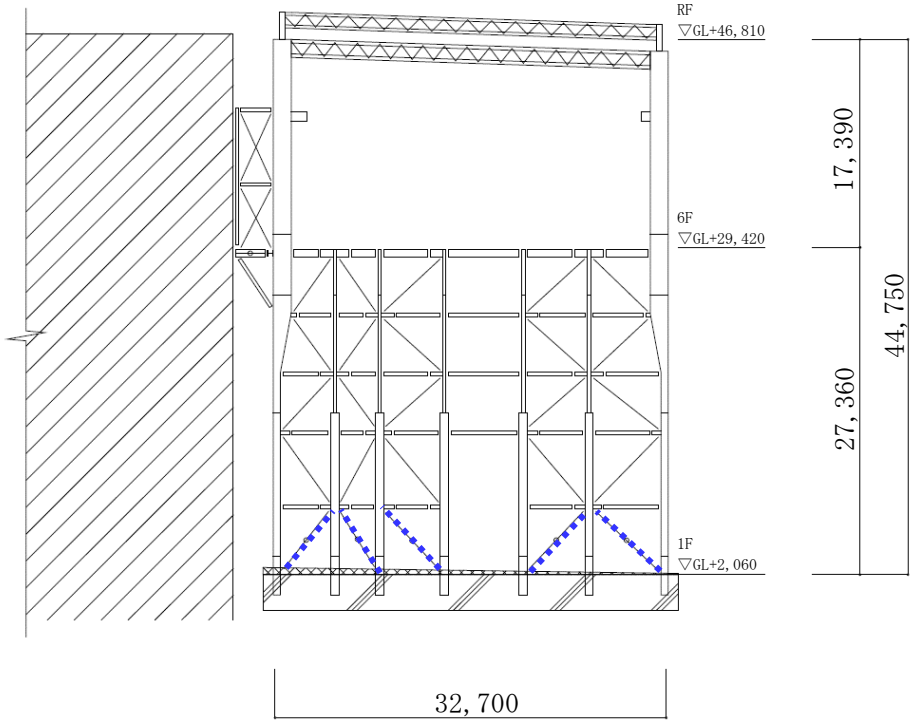


（１）オイルダンパ位置図（G-G 断面図）

図-9　オイルダンパ位置図④

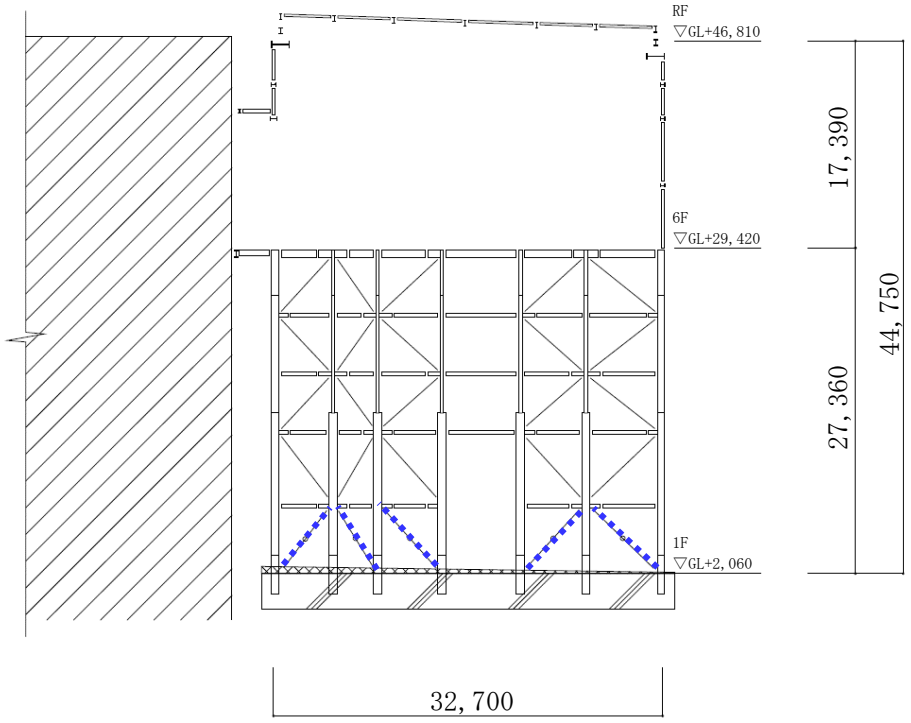


（１）オイルダンパ位置図（1-1 断面図）

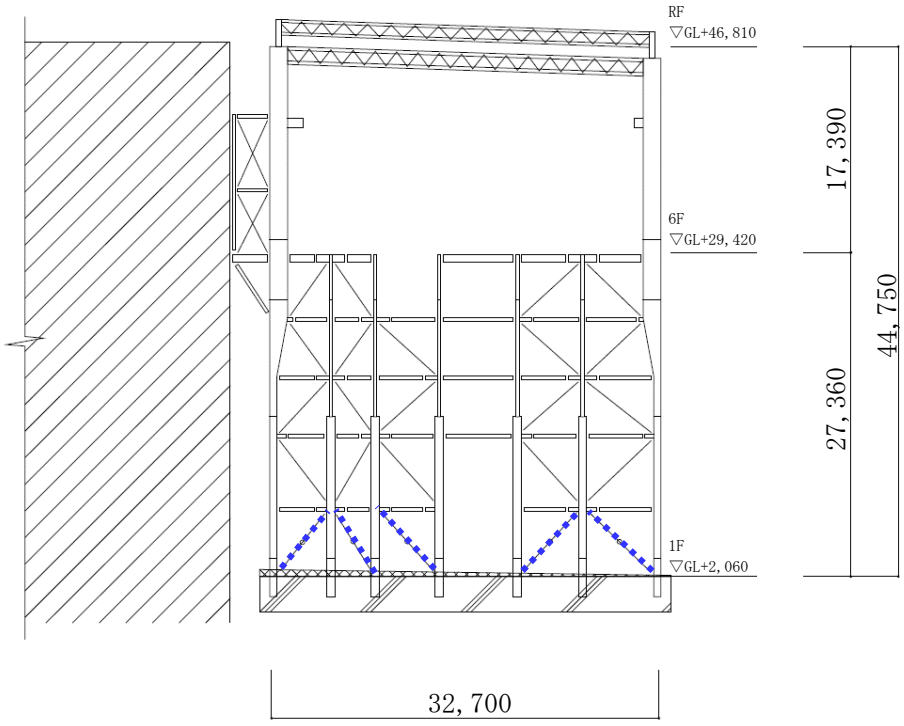


（２）オイルダンパ位置図（2-2 断面図）

図-10　オイルダンパ位置図⑤

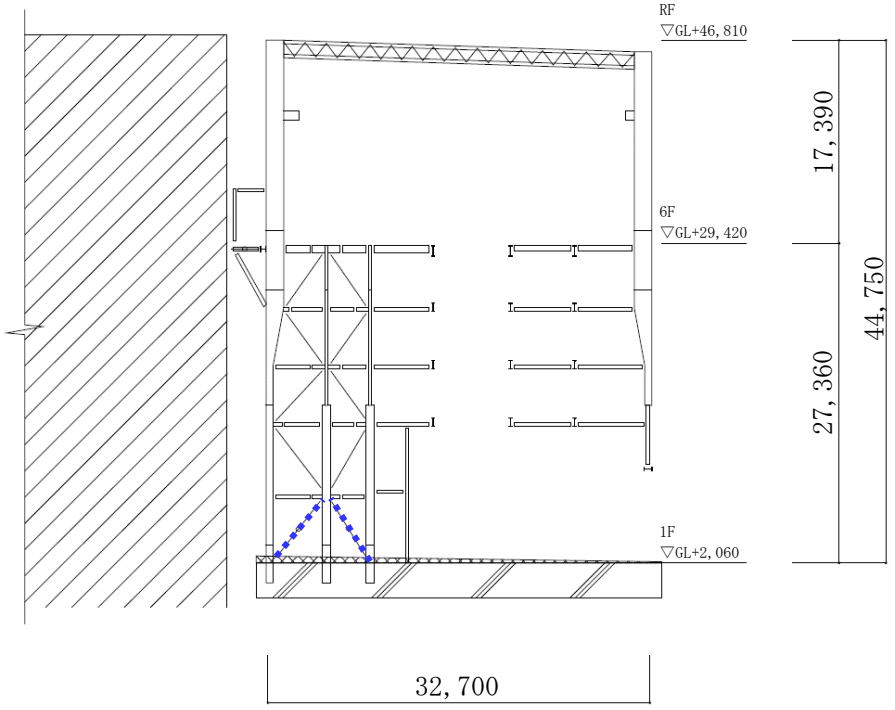


（１）オイルダンパ位置図（3-3 断面図）

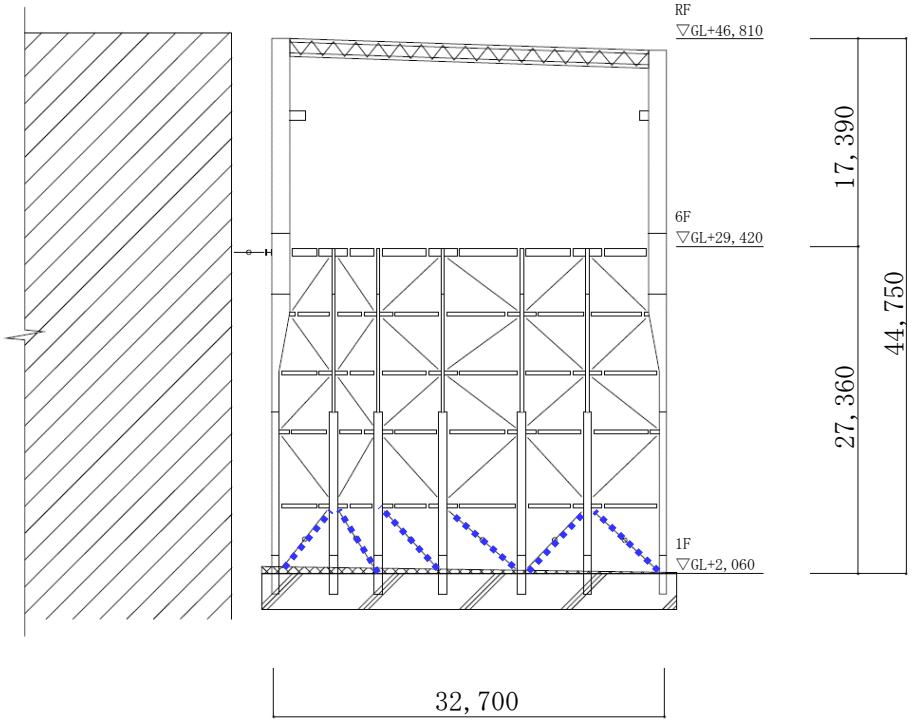


（２）オイルダンパ位置図（4-4 断面図）

図-11　オイルダンパ位置図⑥

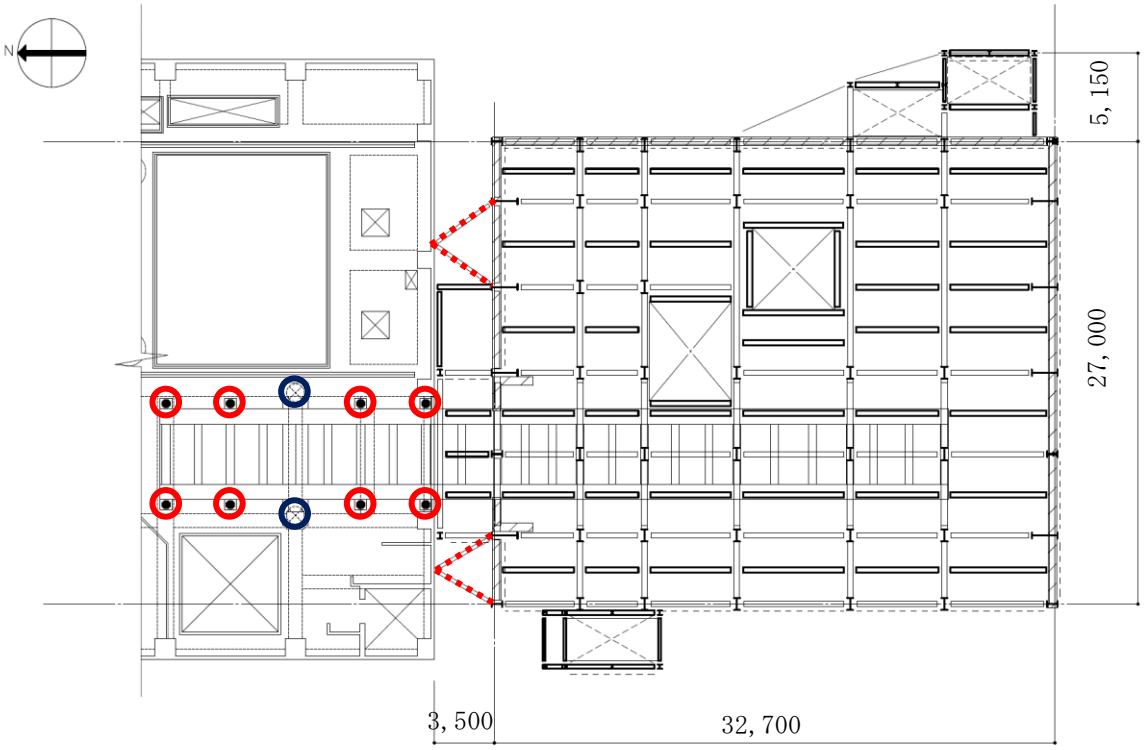


（１）オイルダンパ位置図（5-5 断面図）



（２）オイルダンパ位置図（6-6 断面図）

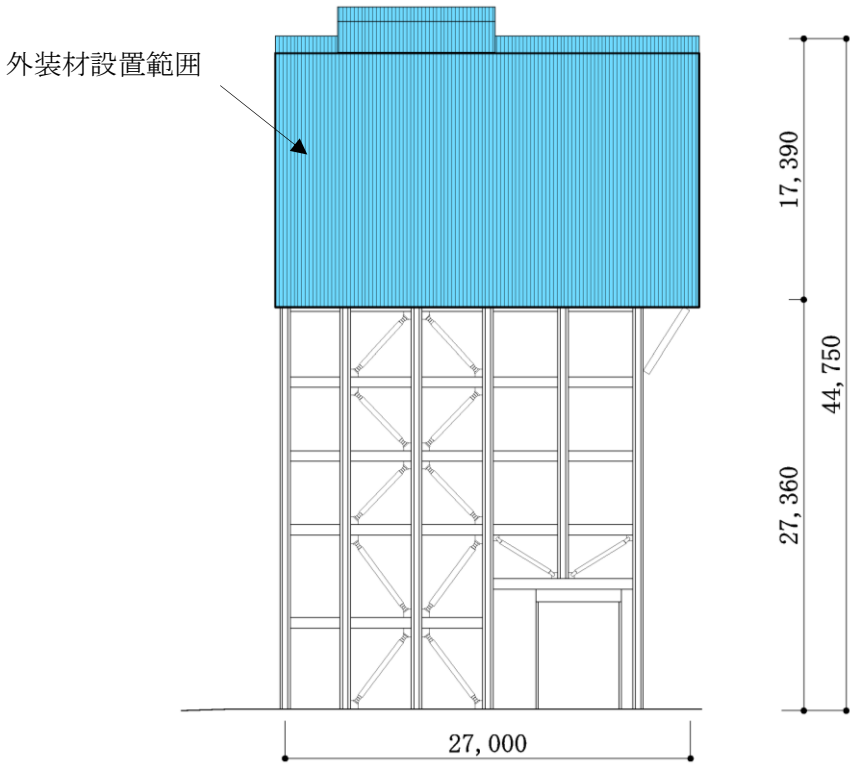
図-12　オイルダンパ位置図⑦



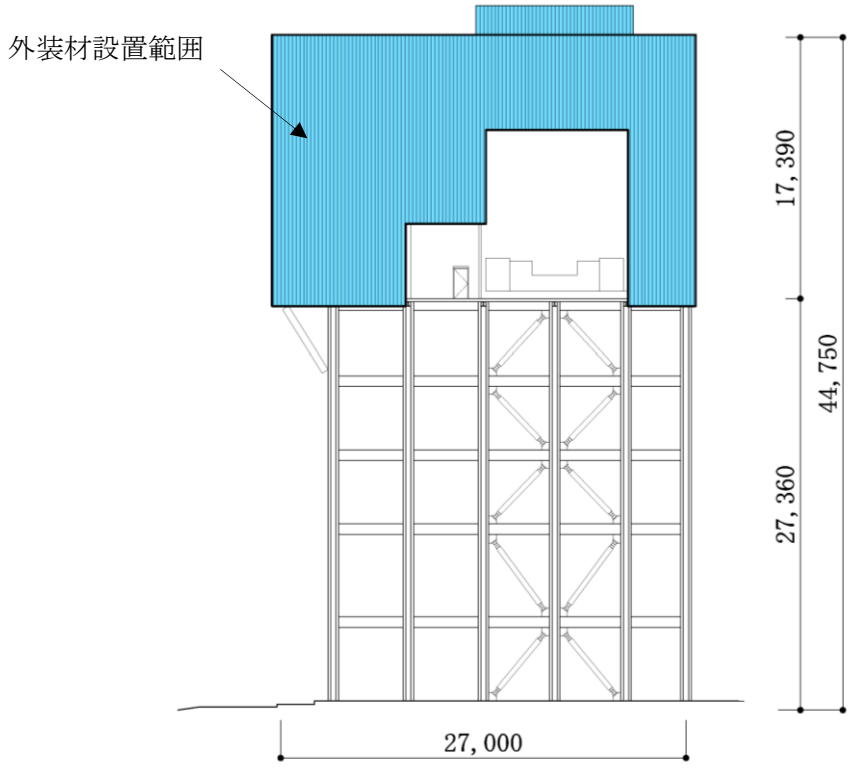


G. L. +29, 420 キープラン

図-13　オイルダンパおよび弾性支承位置図

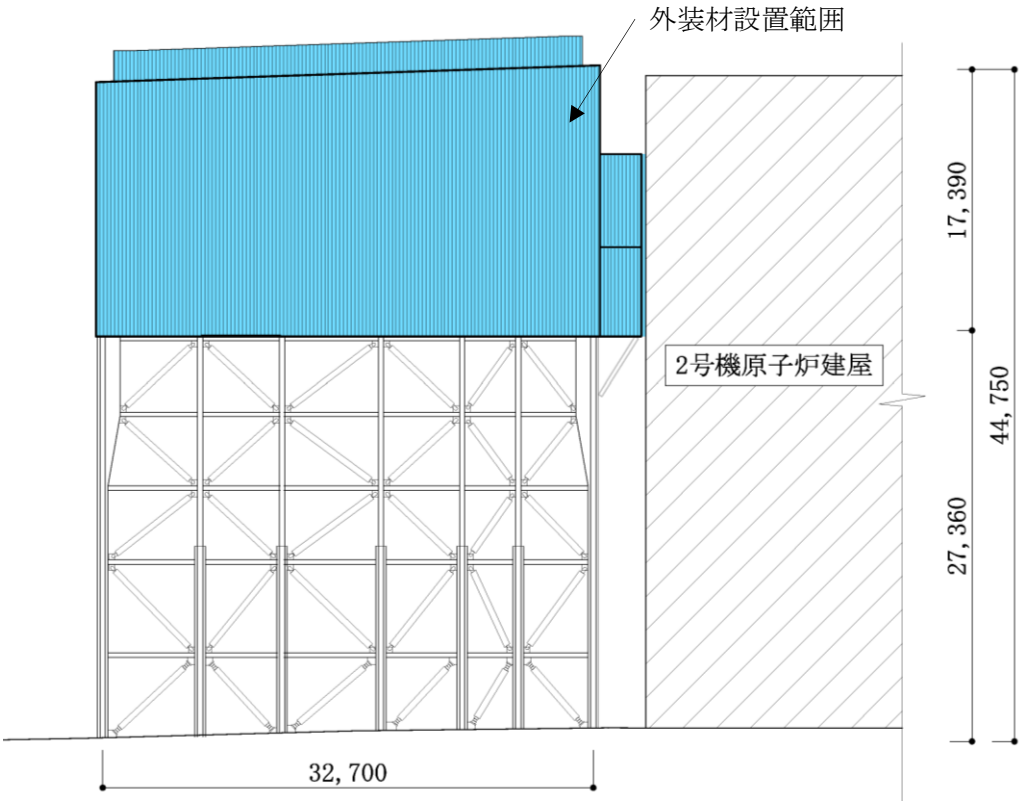


南側立面

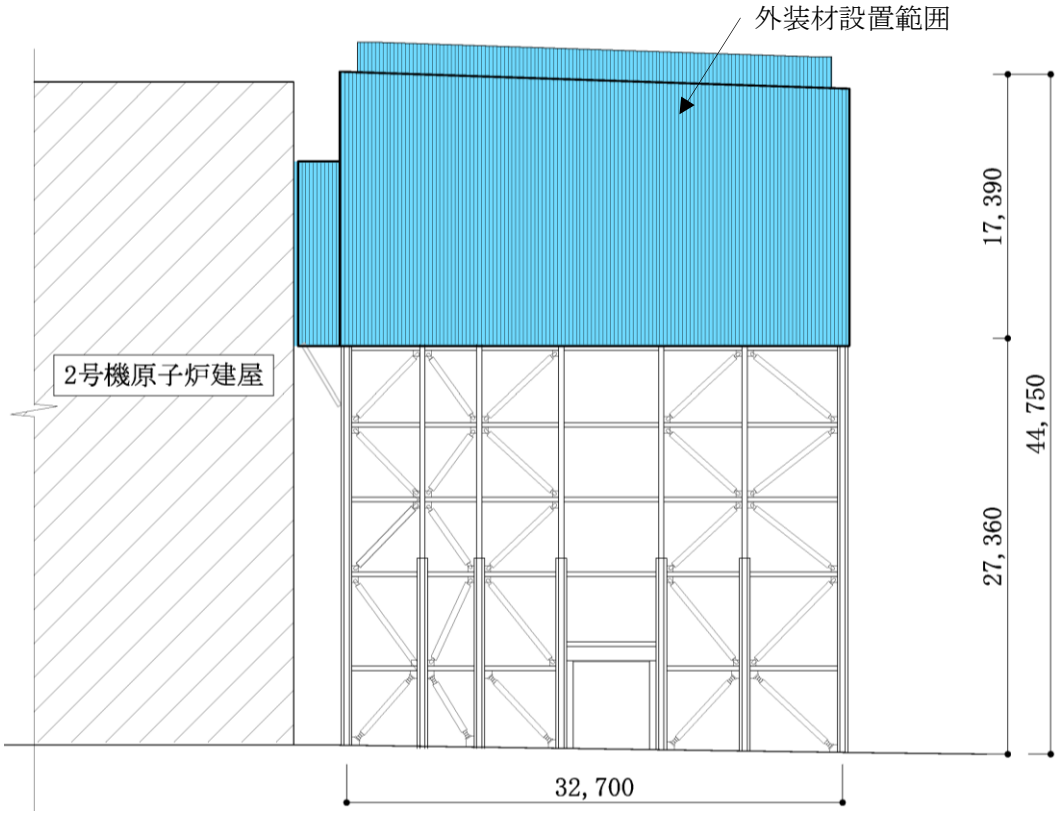


北側立面

図-14　外装材設置範囲図①

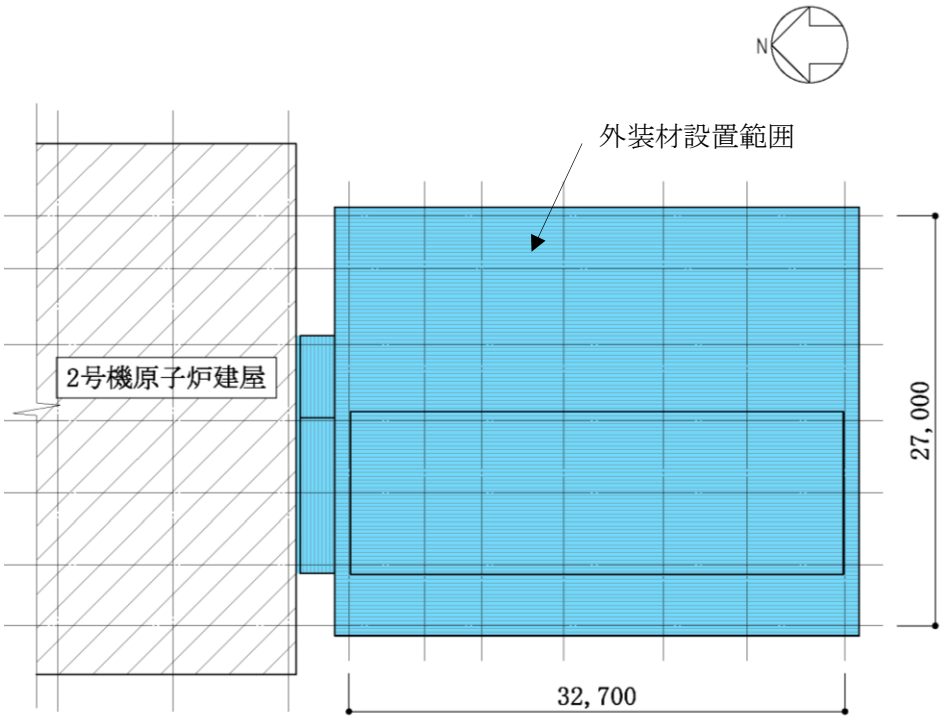


東側立面



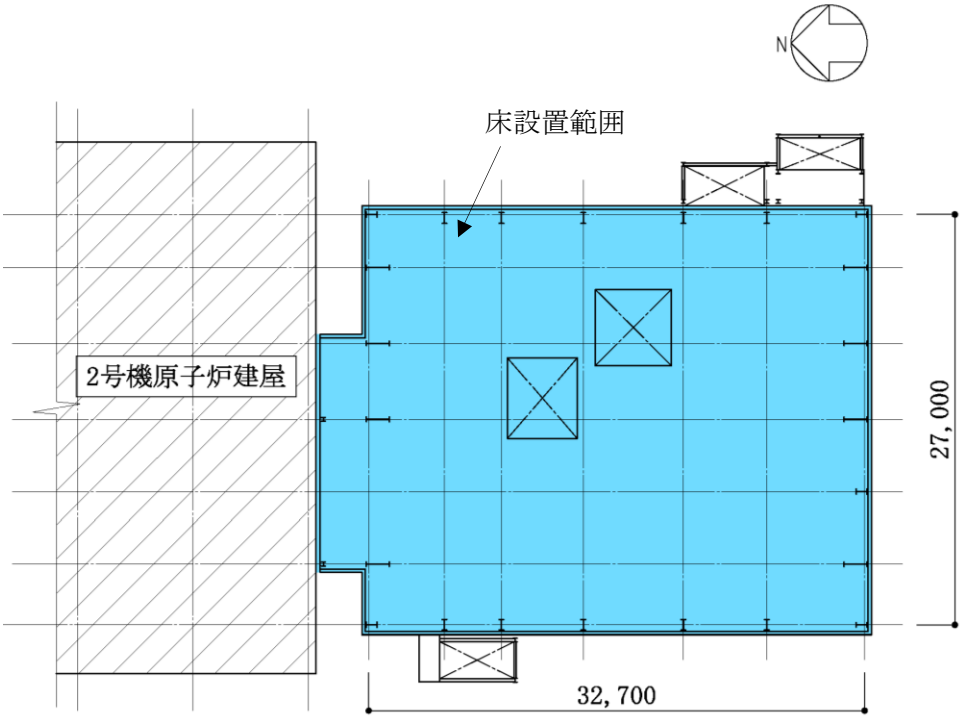
西側立面

図-15　外装材設置範囲図②



屋根伏図

図-16　外装材設置範囲図③



6F 伏図 (G.L. 29,420)

図-17　床設置範囲図

２号機原子炉建屋　オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の落下防止について

1. 概要

２号機原子炉建屋内の作業環境改善のため，原子炉建屋内オペレーティングフロア床面及び壁側に遮蔽体を設置する計画としている。オペレーティングフロアに設置する遮蔽体のうち，使用済燃料プール周りに設置するものが，地震時に使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを，遮蔽体の地震水平方向荷重に対する支持部材の構造強度を評価により確認する。

本資料では，地震時における使用済燃料プール周りに設置する下記遮蔽体の支持部材の構造評価の結果を示す。各遮蔽体の配置を図 1-1 に示す。

(1) 使用済燃料プール(SFP)北側遮蔽
(2) 使用済燃料プール(SFP)南側遮蔽
(3) 使用済燃料プール(SFP)東側遮蔽
(4) 使用済燃料プール(SFP)西側遮蔽

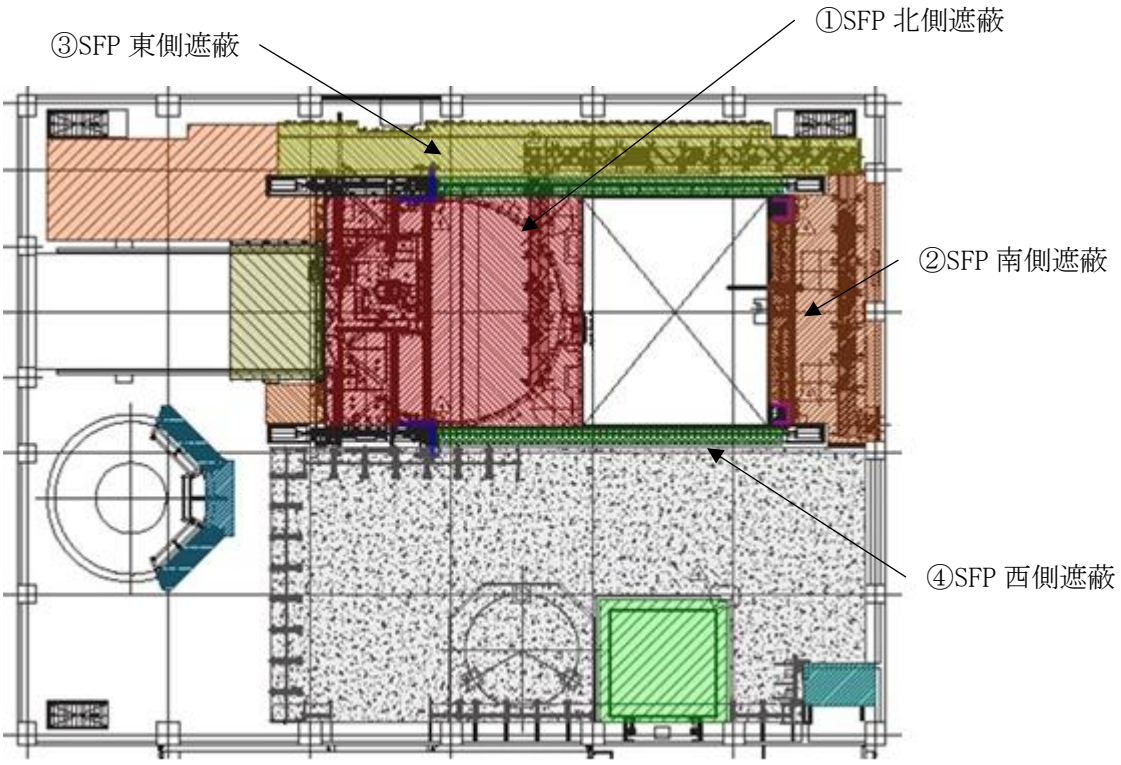


図 1-1 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体

2. 遮蔽体の耐震評価

2.1　評価方法

遮蔽体の耐震評価には，燃料取り出し用構台検討用モデルの地震応答解析結果のうち，原子炉建屋オペレーティングフロアの層せん断係数より保守的に設定した水平震度を用いる。解析に用いる地震動は,2波ある1/2Ss450のうち振幅の大きな検討用地震動①の1/2の地震動を用いるが，実施計画の審査期間中に適用地震動見直しが行われたことから，Ss600 に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。(別冊２８ P104 参照) なお，1/2Ss450 を適用した場合の算出応力は，Ss600 での算出応力に包絡されている。

また，遮蔽体は原子炉建屋のオペレーティングフロア上に設置されるため，摩擦係数(μ=0.25)を考慮する。地震時水平方向荷重により支持部材に生じる応力を，JEAG4601-1987 の支持構造物の評価基準値を用いて評価する。

2.1.1　SFP 北側遮蔽

SFP 北側遮蔽の地震時水平方向荷重が D/S プールカバー支持ビームを介して D/S プール南壁と取合うブラケットに負荷されるものとしてブラケットの強度評価を行う。評価対象部を図 2-1 に示す。

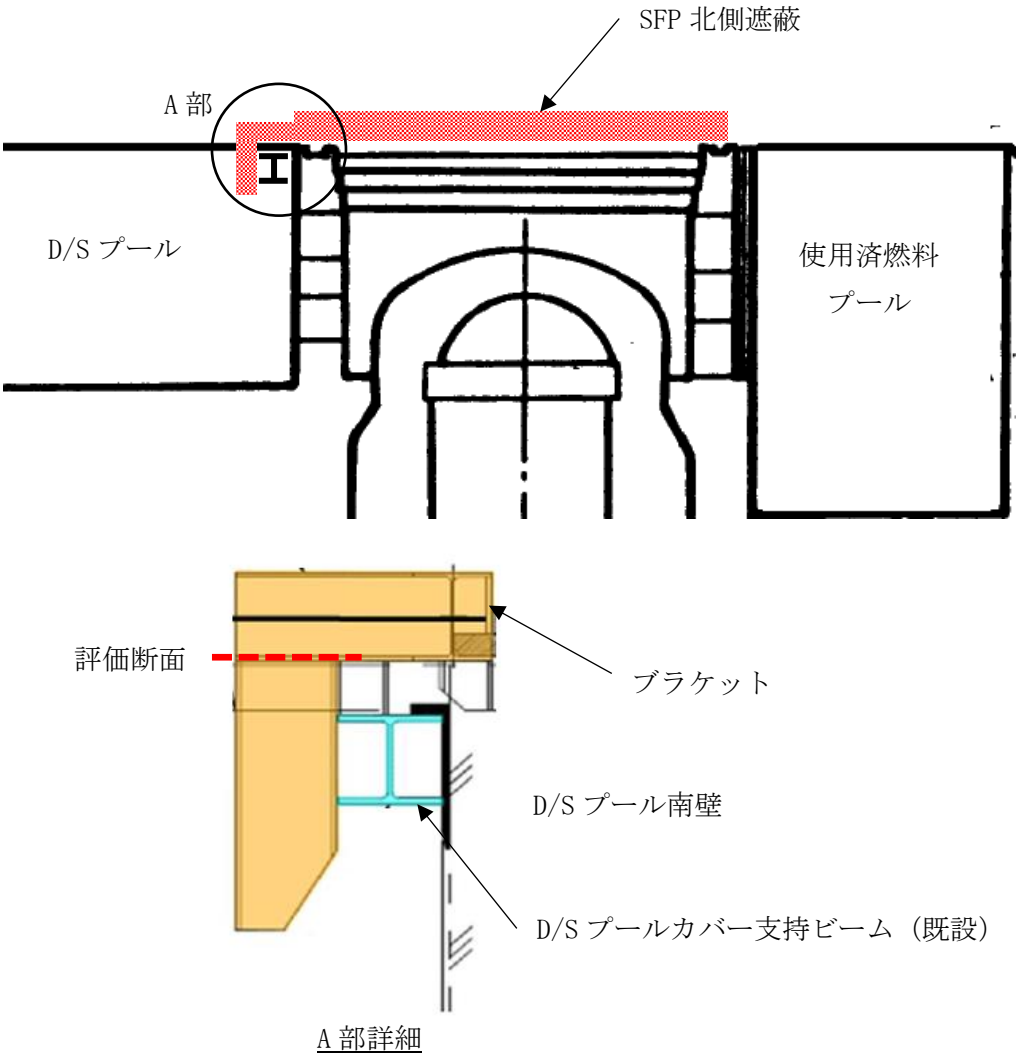


図 2-1　SFP 北側遮蔽　評価対象部

2.1.2 SFP 南側遮蔽

SFP 南側遮蔽の地震時水平荷重が，ジブクレーン及びチャンネル取扱いブームと取り合う荷重受け部材に負荷されるものとして荷重受け部材の強度評価を行う。また，SFP 南側遮蔽のうち，荷重受け部材より使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平荷重が，同遮蔽体の引っ掛け部材に負荷されるものとして引っ掛け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-2 に示す。

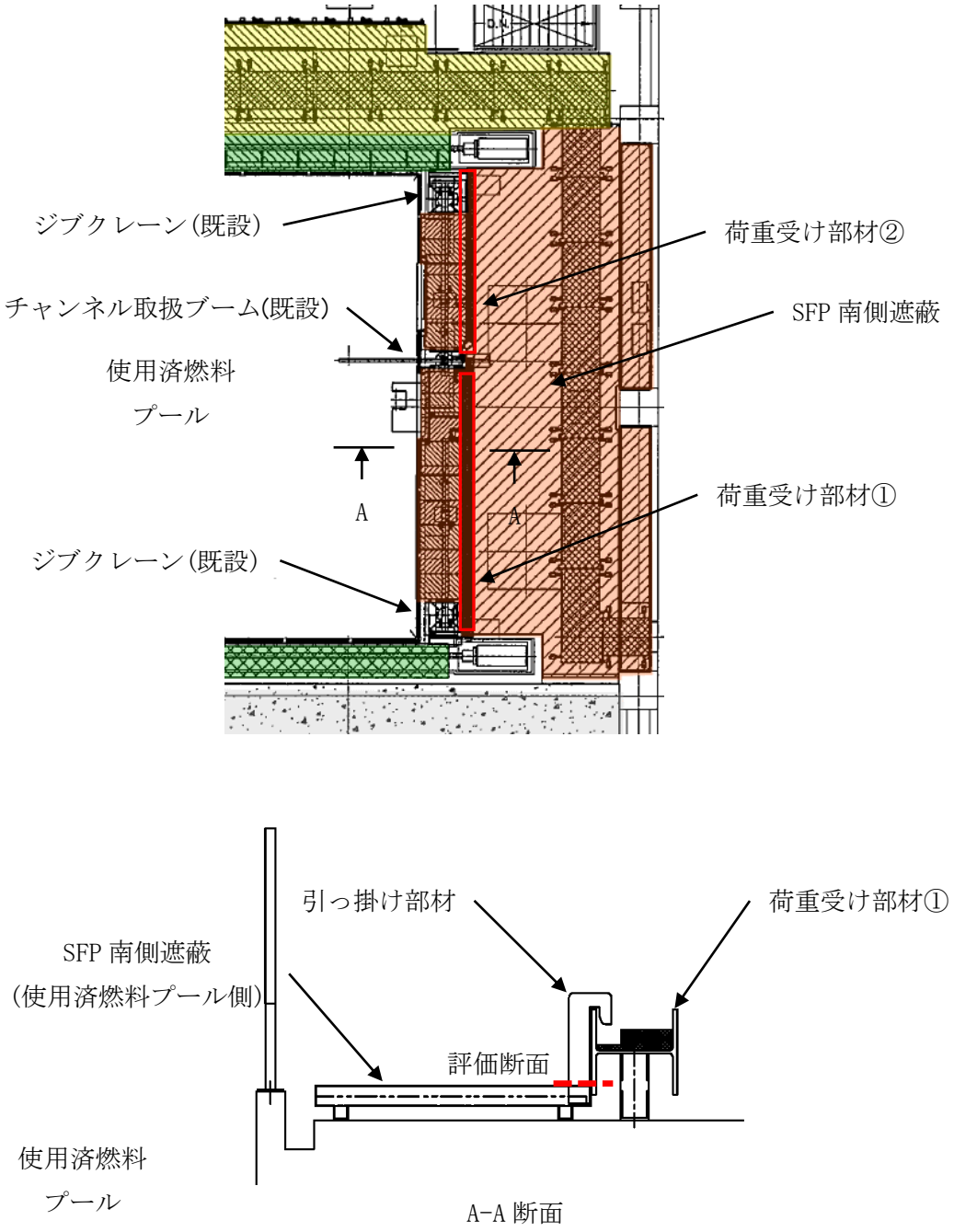


図 2-2　SFP 南側遮蔽体　評価対象部

2.1.3 SFP 東側遮蔽

SFP 東側遮蔽のうち，燃料取替機レールより使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平方向荷重が，同遮蔽体の引っ掛け部材及び燃料取替機レールよりプール外側に設置する遮蔽体の荷重受け部材に負荷されるものとして引っ掛け部材及び荷重受け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-3 に示す。

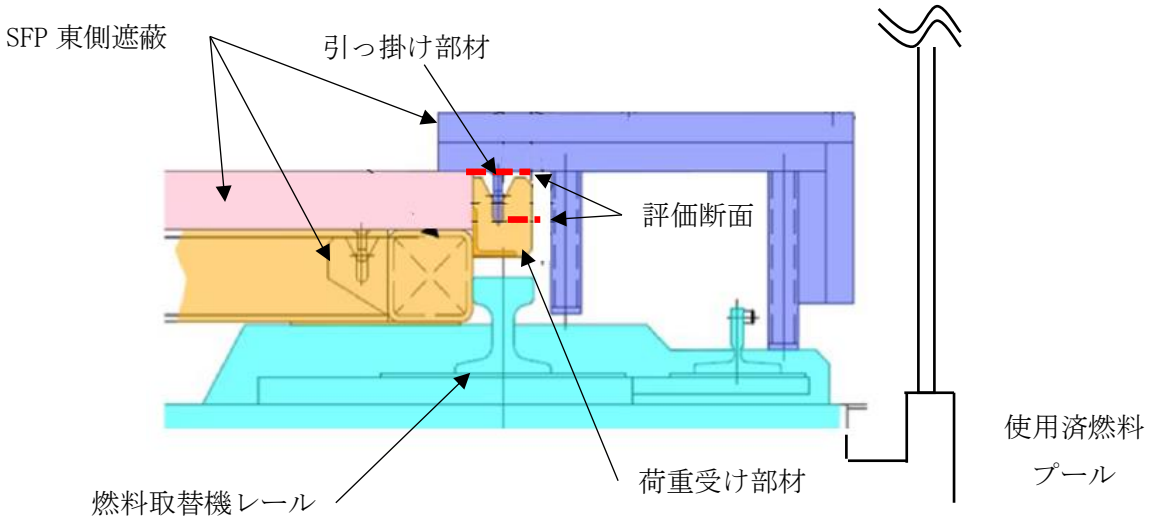


図 2-3　SFP 東側遮蔽体　評価対象部

2.1.4 SFP 西側遮蔽

SFP 西側遮蔽の地震時水平方向荷重が，燃料取替機レールと取合う荷重受け部材に負荷されるものとして，荷重受け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-4 に示す。

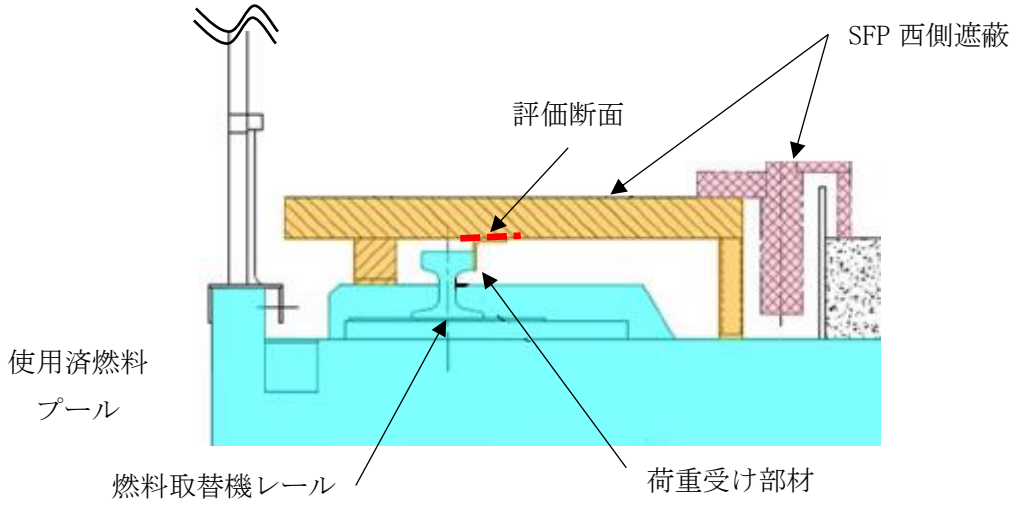


図 2-4　SFP 西側遮蔽　評価対象部

2.2　評価結果

強度評価の結果を表 2-1 に示す。使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体について，地震時水平荷重に対して支持部材に生じる応力は許容応力を下回るため，遮蔽体が使用済燃料プールへ落下することはない。

表 2-1　遮蔽体支持部材の構造強度評価結果

部位		材質	許容応力(MPa)		算出応力 Ss600 (MPa)	算出応力 1/2Ss450 (MPa)
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280	146	143
			せん断	161	46	46
			組合せ	280	167	164
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280	244	240
			せん断	161	17	17
			組合せ	280	246	242
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280	270	265
			せん断	161	20	19
			組合せ	280	273	268
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280	52	51
			せん断	161	3	3
			組合せ	280	53	52
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280	23	23
			せん断	161	6	5
			組合せ	280	26	25
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323	201	186
			せん断	161	13	12
			組合せ	280	203	188
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323	57	56
			せん断	161	2	2
			組合せ	280	58	57

燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1　構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は，その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm^3 未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

2　耐震性

2.1　基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は，換気空調系であるＣクラス相当と位置付けられることから，一般構造物と同等の耐震性を有する設計とし，日本産業規格（JIS），空気調和・衛生工学会規格（SHASE-S）等に従うものとする。

1 号機大型カバー換気設備は，「令和３年２月１３日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方」を踏まえ，Ｃクラス（敷地周辺の公衆被ばく線量≦50μSv）と位置付けられることから，一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

2.2　主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し，静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い，Ｃクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

2.3　第４号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.3.1　送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-1 参照）。

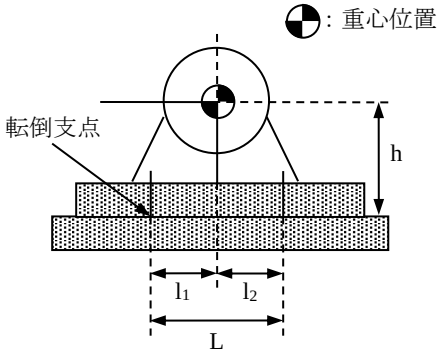


図 2.3-1　送風機・排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

鉛直方向のせん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\dfrac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向のせん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_W}$

水平方向のせん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

水平方向のせん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_W}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

M_P　：送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に M_P は作用しない

l_1　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l_2　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n　：基礎の溶接部の箇所数

A_W　：基礎の溶接部の断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1　送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	34	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

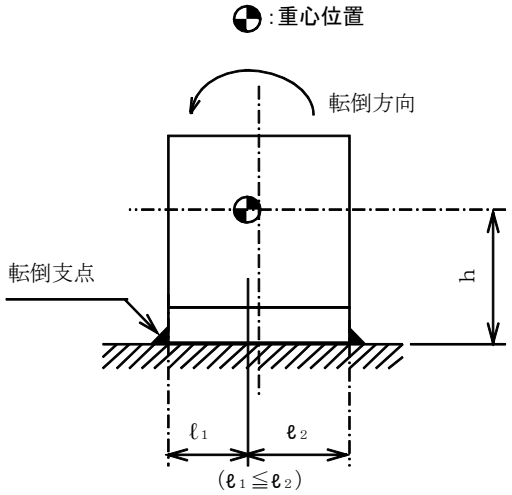


図 2.3-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

鉛直方向せん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向せん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_w}$

水平方向せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

水平方向せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_w}$

W　：据付面に作用する重量
g　：重力加速度(=9.80665)
h　：据付面から重心までの距離
l_1　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離
l_2　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）
n_f　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数
n　：基礎の溶接部の箇所数
A_w　：基礎の溶接部の断面積
C_H　：水平方向設計震度
C_V　：鉛直方向設計震度

表 2.3-2　フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット（プレフィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
給気フィルタユニット（高性能粒子フィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	8	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

2.3.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.3-3）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している（添付資料－３－１　図 2.2 参照）。クレーン支持用架構は，添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で，基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

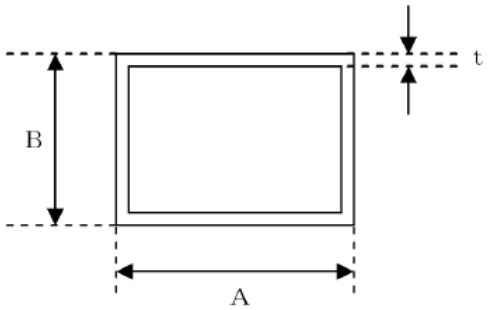


図 2.3-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　：基準支持間隔

M_x　：水平方向座屈曲げモーメント

M_{xa}　：水平方向許容座屈曲げげモーメント

M_Y　：鉛直方向座屈曲げモーメント

M_{Ya}　：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント

W　：ダクト単位長さ当たり質量

g　：重力加速度（＝9.80665）

C_H　：水平方向設計震度

表 2.3-3　角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	13703

2.4　第３号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.4.1　排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-1,2.4-2 参照)。

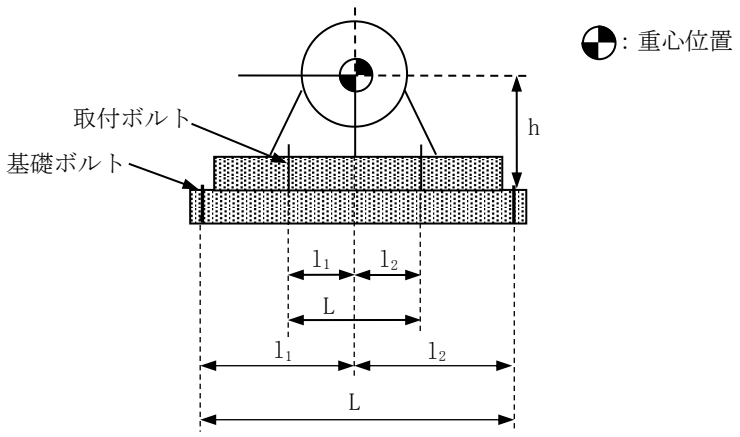


図 2.4-1　排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重 /排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

M_P　：排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に M_P は作用しない

l_1　：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2　：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

A_b　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：排風機振動による震度

表 2.4-1　排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎ボルト	SS400	荷重	2829	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2　排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付ボルト	SS400	応力	3	作用しない	133	173

2.4.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-3,2.4-4 参照)。

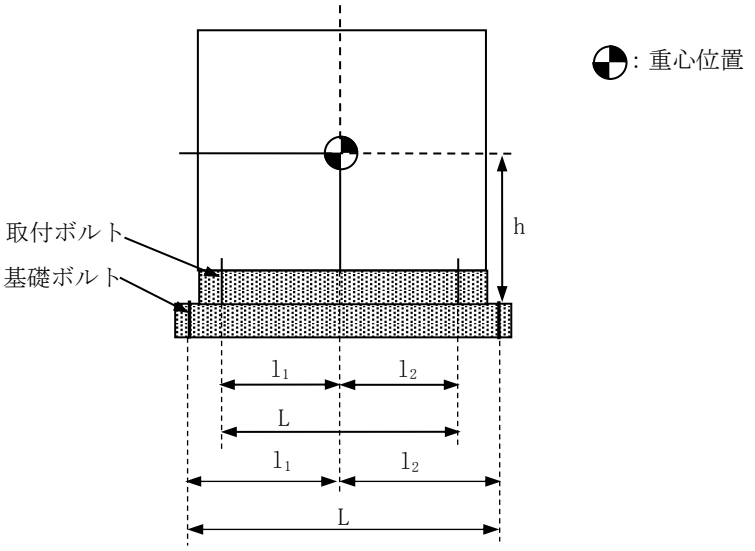


図 2.4-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$(l_1 \leqq l_2)$

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

A_b　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_V　：鉛直方向設計震度

表 2.4-3　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	1476	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4　フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	7	139	180

2.4.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5,2.4-6 参照）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

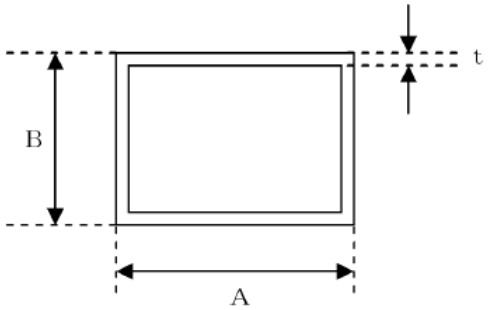


図 2.4-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L	：基準支持間隔
M_x	：水平方向座屈曲げモーメント
M_{xa}	：水平方向許容座屈曲げげモーメント
M_Y	：鉛直方向座屈曲げモーメント
M_{Ya}	：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント
W	：ダクト単位長さ当たり質量
g	：重力加速度（＝9.80665）
C_H	：水平方向設計震度

表 2.4-5　角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

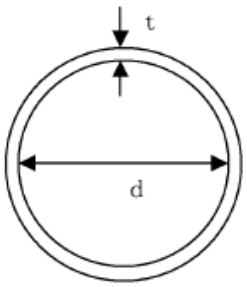


図 2.4-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H{}^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　　$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000}\sqrt{(1 + C_H{}^2)}}}$$

L　　：基準支持間隔
M　　：座屈曲げモーメント

M_a　：許容座屈曲げげモーメント

W　：ダクト単位長さ当たり質量

g　：重力加速度（＝9.80665）

C_H　：水平方向設計震度

表 2.4-6　丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200φ×3.2t	鋼板	42685
700φ×3.2t	鋼板	42674

2.5　第2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の耐震性

2.5.1　排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については，評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-1 参照)。

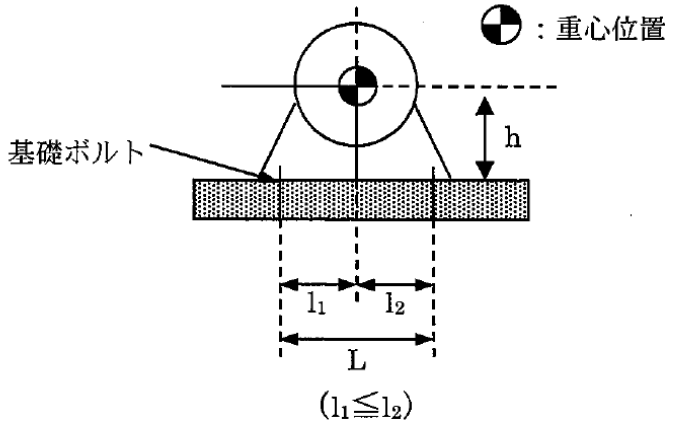


図 2.5-1　排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト

・考慮する荷重：地震荷重，排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力　　$Q_V=\frac{W\cdot g\cdot(C_H+C_p)\cdot h-W\cdot g\cdot(1-C_p)\cdot l_1}{n_f\cdot(l_1+l_2)}$

せん断力　　$Q_H=\frac{W\cdot g\cdot(C_H+C_P)}{n}$

W　：排風機質量

g　：重力加速度(=9.80665 m/s^2)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：排風機重心と基礎ボルト間の距離

l_2　：排風機重心と基礎ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：排風機振動による加速度

表 2.5-1　排風機の基礎ボルトの強度評価結果

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎ボルト	SS400	荷重	654.1	作用しない	20550	35600

2.5.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.5.1 項と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力として 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については，評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-2 参照)。

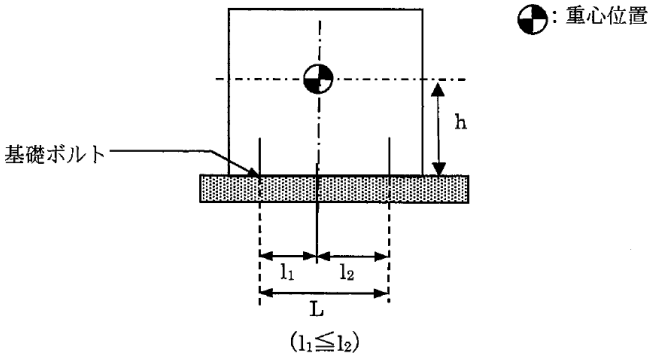


図 2.5-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

引張力　　$Q_V=\frac{W\cdot g\cdot C_H\cdot h-W\cdot g\cdot l_1}{n_f\cdot(l_1+l_2)}$

せん断力　　$Q_H=\frac{W\cdot g\cdot C_H}{n}$

W　：フィルタユニット質量
g　：重力加速度(=9.80665 m/s^2)
h　：据付面から重心までの距離
l_1　：フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離
l_2　：フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離
　　($l_1\leqq l_2$)

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

C_H　：水平方向設計震度

表 2.5-2　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	281.9	作用しない	11400	14300

2.5.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力として燃料取り出し用構台側は 0.27G，原子炉建屋側は 0.94G を採用した。ダクトは基準支持間隔(表 2.5-3，表 2.5-4 参照)よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，当該ダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響を与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

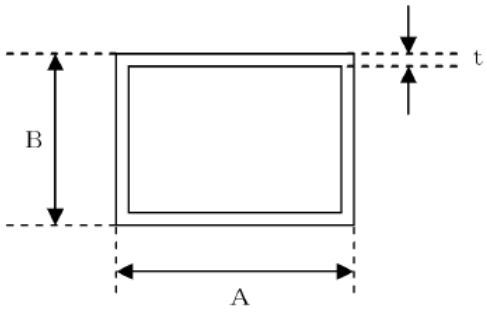


図 2.5-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による水平軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_X=\frac{1}{8}\cdot\frac{W\cdot g}{1000}\cdot L^2$$

地震による鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_Y=\frac{1}{8}\cdot\frac{W\cdot g\cdot C_H}{1000}\cdot L^2$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}+\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　　：基準支持間隔

M_x　　：水平軸廻り座屈曲げモーメント

M_{xa}　　：水平軸廻り許容座屈曲げモーメント

M_Y　　：鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

M_{Ya}　　：鉛直軸廻り許容座屈曲げモーメント

W　　：ダクト単位長さ当たり質量

g　　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

C_H　　：水平方向設計震度

表 2.5-3　角ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1450×1050×3.2t	SS400	34488
1200×1200×3.2t	SS400	29352
900×900×3.2t	SS400	44585
650×500×3.2t	SS400	47815
1000×800×1.2t	ガルバリウム鋼板	12609
900×900×1.2t	ガルバリウム鋼板	13526
708×558×1.2t	ガルバリウム鋼板	15603

(2) 丸ダクトの耐震計算

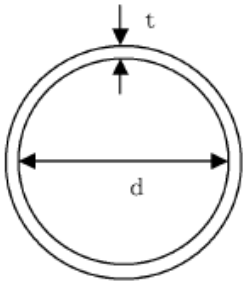


図 2.5-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M=\sqrt{1^2+C_H{}^2}\cdot\frac{W\cdot g}{1000}\cdot\frac{L^2}{8}$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M}{M_a}=1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_a}{\frac{W\cdot g}{1000}\sqrt{1+C_H{}^2}}}$$

L　　：基準支持間隔

M　　：座屈曲げモーメント

M_a　　：許容座屈曲げモーメント

W　　：ダクト単位長さ当たり質量

g　　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

C_H　　：水平方向設計震度

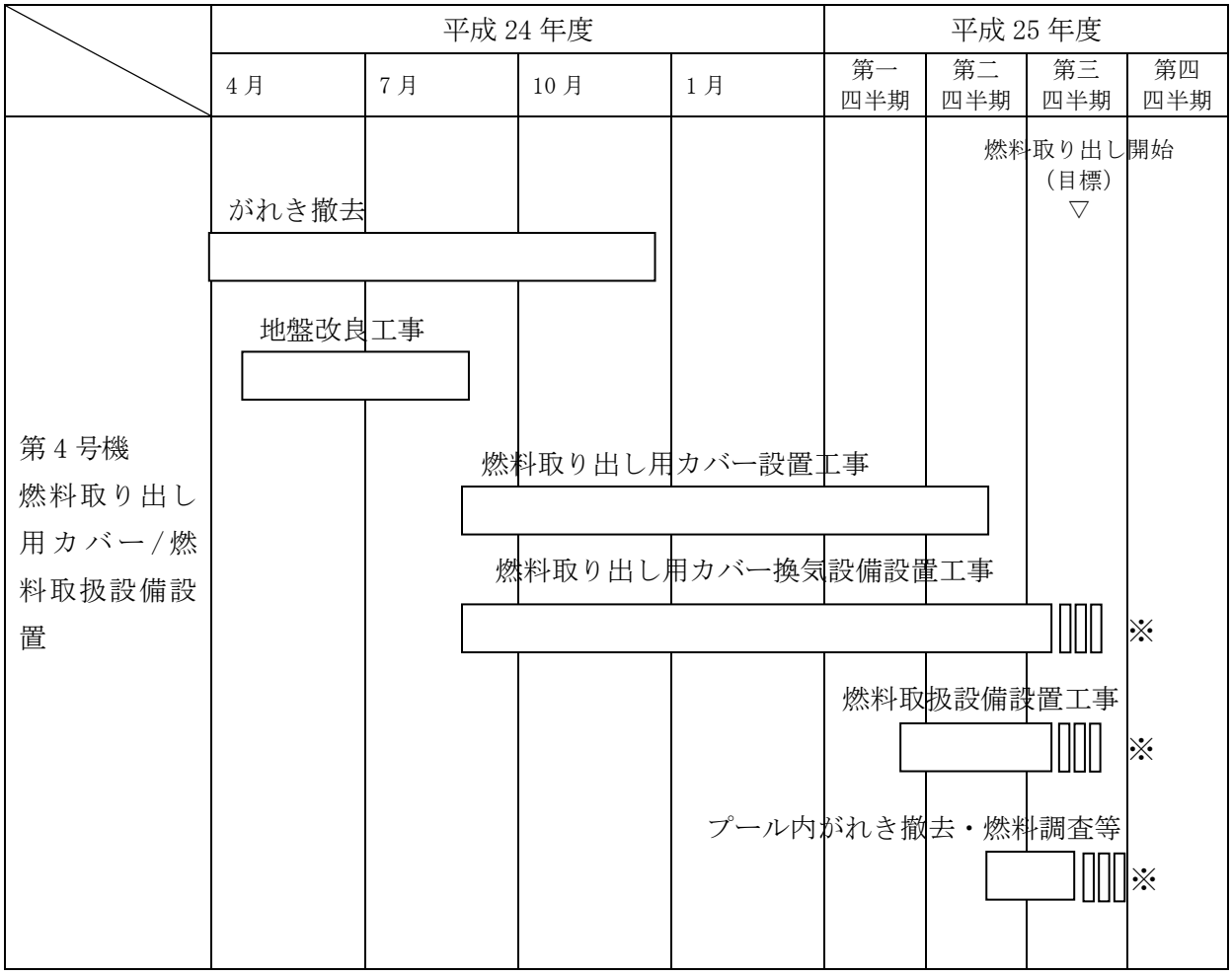
表 2.5-4　丸ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1000φ×3.2t	SS400	41890
700φ×3.2t	SS400	43507
753.6φ×3.2t	SS400	44452

添付資料－５

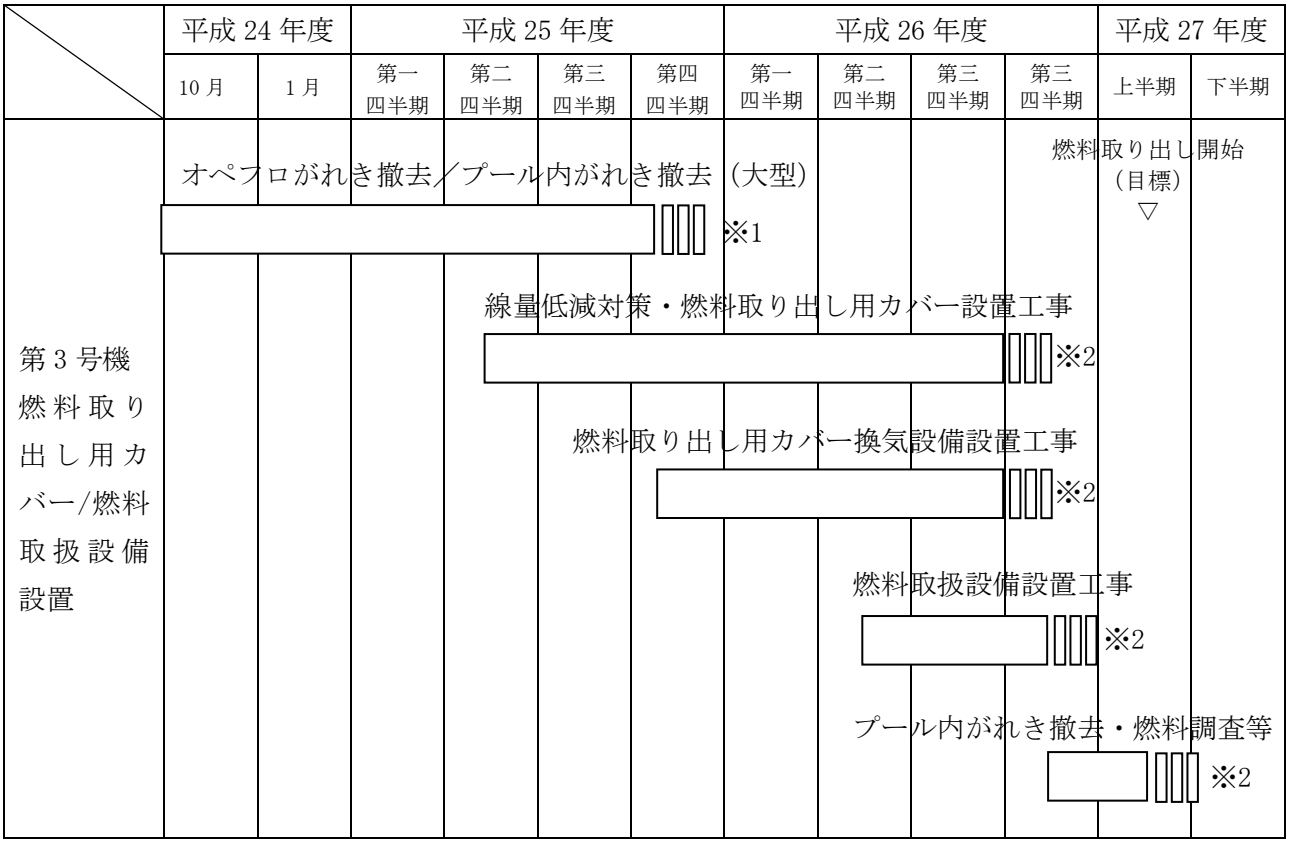
使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第４号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



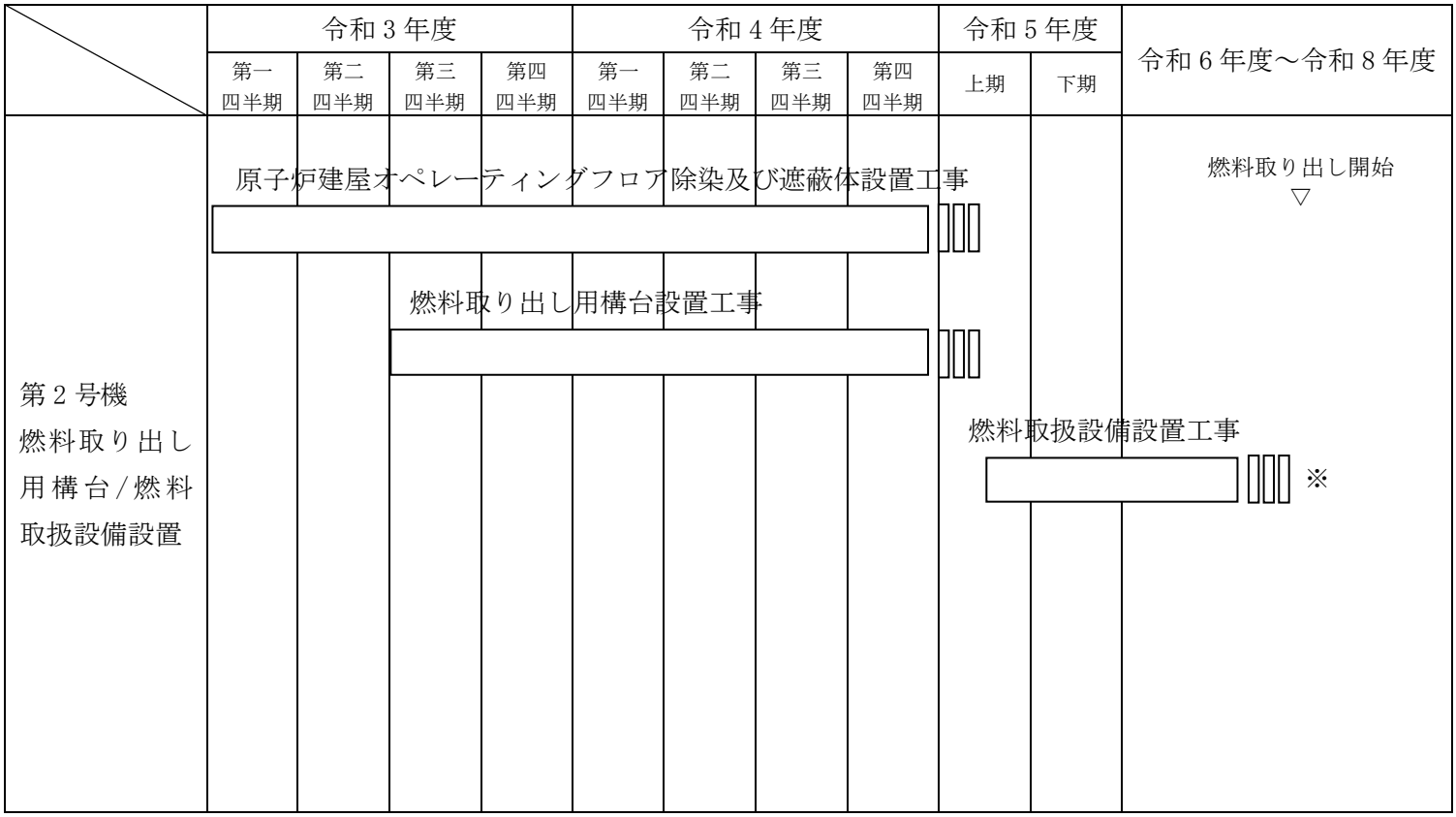
※：燃料取扱設備設置工事/プール内がれき撤去の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第 3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有
※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

第 2 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



※：原子炉建屋オペレーティングフロア除染及び遮蔽体設置工事の進捗により，燃料取扱設備設置工事工程に影響を与える可能性有

福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

1. 適用範囲

本書は，第１号機原子炉建屋カバー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 G.L.+18.9m の位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し，原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ，放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合，原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが，原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%），振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり，評価基準値

（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。

なお，架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は，設計風荷重に対し約 1.8 倍，設計地震荷重に対し 3.0 倍の余裕度があり，地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より，原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時，暴風時）の外力が作用した場合に，原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが，波及的影響は極めて小さい。

5.1.2　原子炉建屋内の環境への影響について

原子炉からの熱，使用済燃料プールからの熱，外気温及び日射熱を考慮すると，原子炉建屋カバー内の温度は上昇し，原子炉建屋内の温度が最大 10℃程度上昇する場合がある。一方で，原子炉建屋カバーに附属する排気設備では，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込み，原子炉建屋の外側を外壁に沿って上昇することを想定している。このため，原子炉建屋内においては，スポットクーラー等を設置することで局所的に作業エリアの環境改善を図り，また，状況によっては作業時間を限定するなどの対策をとる。

使用済燃料プール水および原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気により原子炉建屋カバー内が加湿されるが，原子炉建屋内の湿度が著しく高くなることはない。

5.1.3　事故の収束に向けた他工程への干渉について

原子炉建屋カバーの設置工事が原子炉および使用済燃料プールの安定的冷却のための他工程へ干渉が生じることがないよう，工程調整・ヤード調整を行い，計画を進める。現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われているため，原子炉建屋カバーと注水作業が干渉することはない。しかし，原子炉建屋の内部配管を経由して行われる注水作業が中断した場合の代替注水手段であるコンクリートポンプ車による注水作業の代わりとして，原子炉建屋カバーに注水ノズルと注水管・ホースを設置するとともに，注水ノズルによる注水状況やオペレーティングフロア上の状況は原子炉建屋カバー内に設置したカメラを通じて，免震重要棟で確認する。

5.1.4　事故の収束に向けた後工程への影響について

使用済燃料の取り出し，放射線の遮へい機能を有するコンテナ設置等の後工程に対しては，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体することを前提に，柱・梁に鉄骨材，壁・屋根に膜材を使用し，解体撤去が可能な構造を採用する。なお，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体を実施する場合は，周辺環境への影響を考慮した上で実施する。

6.　運転管理および保守管理

6.1 運転管理

フィルタユニット内の排風機の起動/停止操作は，フィルタユニットの傍に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合は，警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには，制御盤の情報が送られ，カメラによるカバー内状況とともに確認することができる。また，免震重要棟でも同様に，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

また，放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍に 1 箇所及び使用済燃料プール上方部に 1 箇所から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面のコーナー部近傍に 3 箇所設置し，各々のサンプリング配管を放射性物質濃度測定器に接続し，原子炉建屋から放出される放射性物質濃度を測定し，１号機原子炉建屋の周辺環境への影響を評価する。

6.2 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

7.　別添

別添－１　原子炉建屋カバーの設計方針，構内建屋配置図，立面図・アイソメ図

別添－２　構造計算書，伏図・軸組図

別添－３　供用期間を考慮した風荷重の設定

別添－４　設計荷重以上の外力に対する検討

別添－５　原子炉建屋カバー附属設備について

1.　原子炉建屋カバーの設計方針

1.1　設計概要

1.1.1　原子炉建屋カバーを設置する位置づけ

福島第一原子力発電所第１号機は，原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり，放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵が風雨による飛散が懸念される。一方，放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには，その要求性能を踏まえた建屋構造とし，かつ諸設備を設ける必要があり，短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策として，放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置が必要である。

この原子炉建屋カバーの設置は，平成 23 年４月 17 日に示した「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」において「Ⅱ．抑制（４）大気・土壌での放射性物質の抑制」の課題への対策として位置づけているものである。

1.1.2　原子炉建屋カバーの要求性能

原子炉建屋カバーの設計にあたり，要求する性能は下記のとおりとする。

(1) 遮へい性：考慮しない

(2) 気密性：

以下に示す放射性物質の飛散抑制のため，極力気密性のよい素材を選定する。

① 原子炉から放出される放射性物質

② 使用済燃料プール水からの水蒸気に含まれる放射性物質

③ 放射性物質が付着した瓦礫・粉塵等

(3) 構造安全性：後述

1.1.3　設計条件

原子炉建屋カバーの設計にあたり，留意するべき条件は下記のとおりとする。

(1) 出来るだけ早く設置できる設計・施工工法であること

(2) 原子炉建屋カバーの損傷により原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないこと

(3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により相互の工程に遅延を生じさせないこと

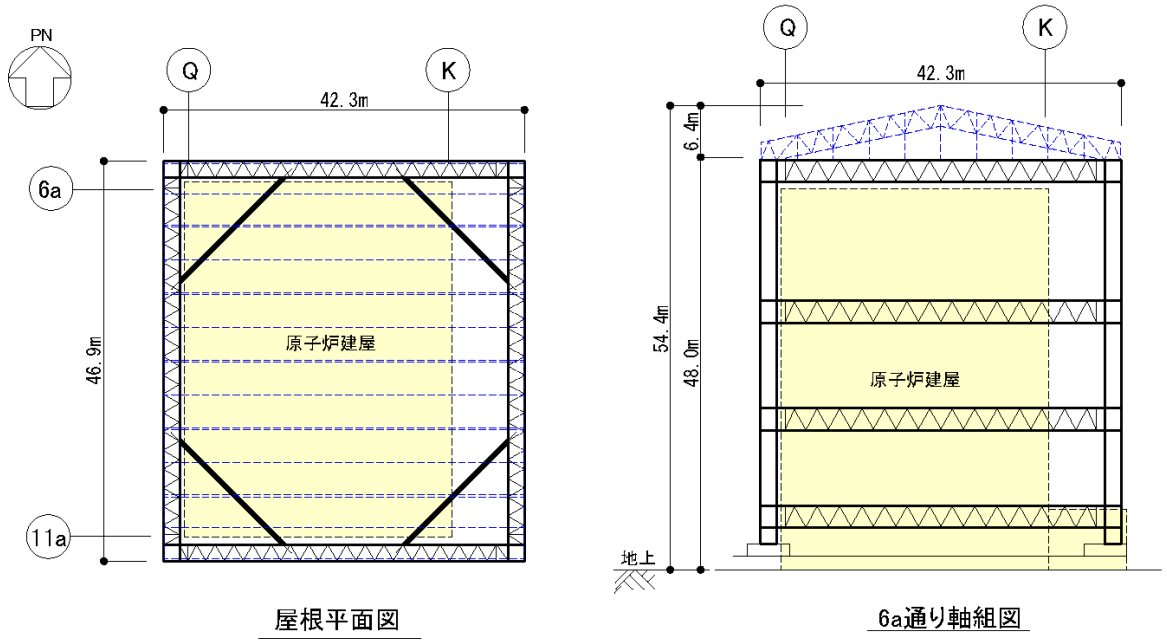
(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

1.2　建物概要

1.2.1　構造概要

1.2.1.1 構造種別：

主体構造は鉄骨造であり，壁面および屋根面は膜材で覆う。



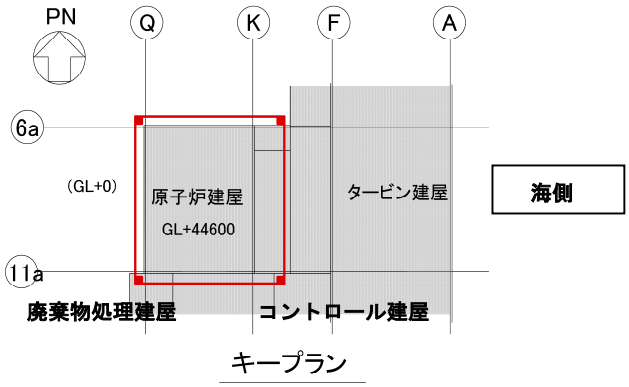


図 1-1　1 号機原子炉建屋カバー概要図

1.2.2　構造安全性

1.2.2.1 設計基規準

・関係諸法規等

建築基準法・施行令および関連告示等

・規準規格類

日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」1993 年版

日本建築学会「鋼構造設計規準」2005 年版

1.2.2.2 使用材料と材料強度

・鋼材

表 1-1　鋼材の材料強度

種類	基準強度 F (N/mm²)
SS400, SN400, STK400, STKR400	235
SN490, SM490	325

・膜材：塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物

引張強さ 400 N/cm 以上

1.2.2.3 外力

表 1-2　外力の設定条件

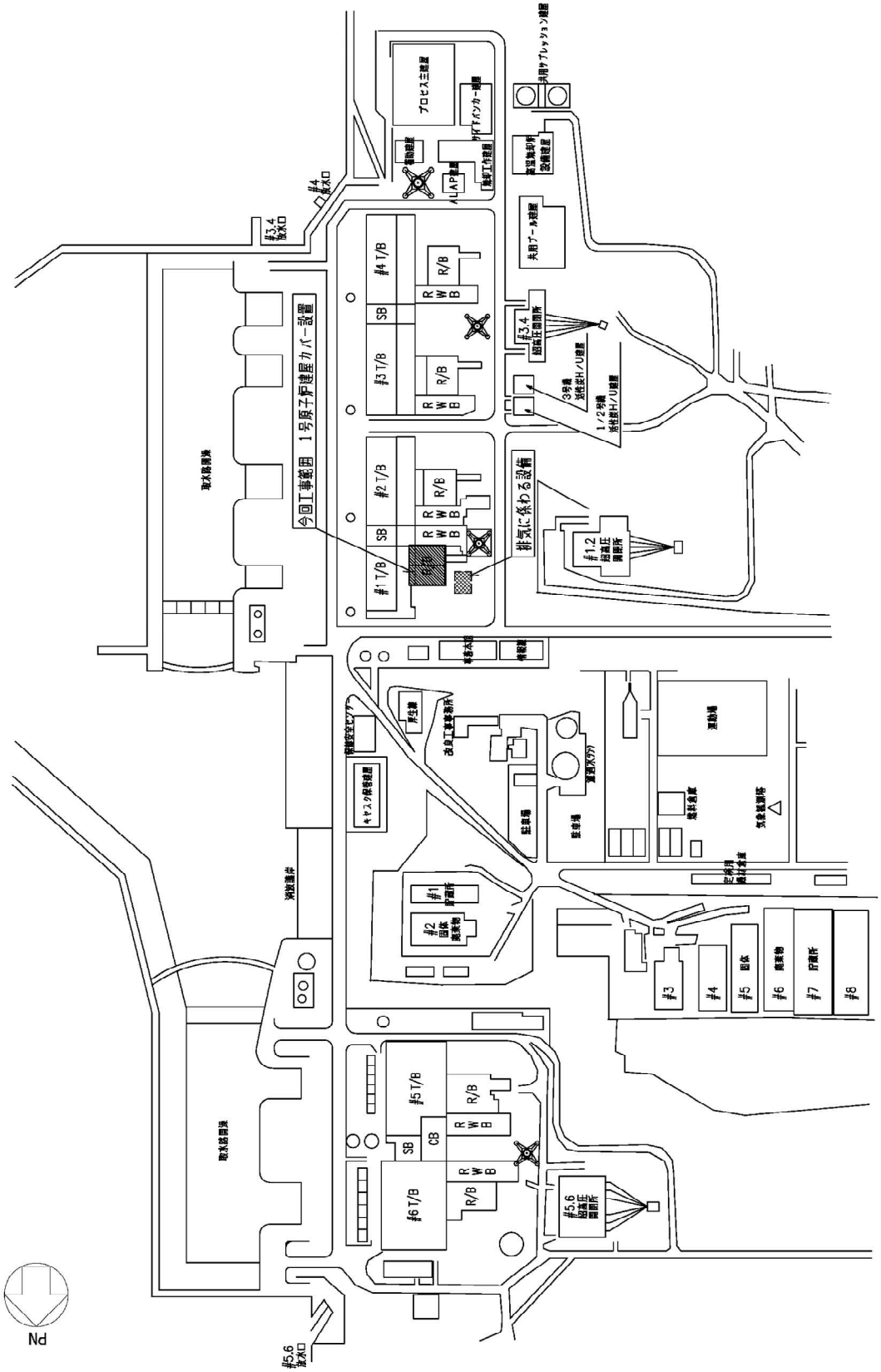
種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m²/cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50 年再現期間）に対し，使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993 年版）に示される評価式に基づき 10 年再現期間で低減した値とする。なお，サイト近傍（広野町，浪江町）での過去 35 年の最大風速は 17m／sec 程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

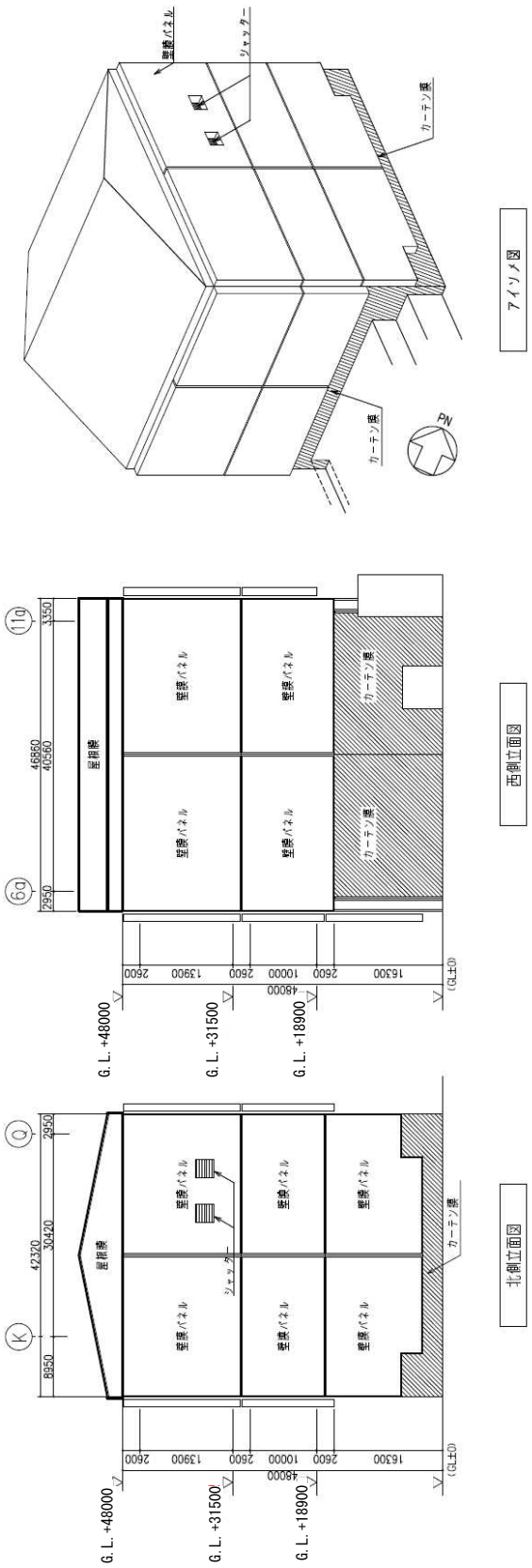
表 1-3　荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P		長期
積雪時	G+P+S		短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重


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
R/B
R W B
SB
CB
#1 貯蔵所
#2 固体廃棄物
#3
#4
#5 固体
#6 廃棄物
#7 貯蔵所
#8
#1.2 給気圧調整所
#3.4 給気圧調整所
#5.6 給気圧調整所
#3.4 取水口
#4 取水口
#5.6 取水口
取水路開渠
海底導水路
プロセス主建屋
共用プール建屋
運転棟
資料倉庫
駐車場
屋外変圧器
気象観測所
Nd

構内建屋配置図


アイソメ図
西側立面図
北側立面図
壁面パネル
シャッター
カーテン壁
屋根壁
PN
G. L. +48000
G. L. +31500
G. L. +18900
(GL±0)
48000
16300
2600
10000
2600
13900
2600
46860
40560
3350
2950
42320
30420
8950

立面図・アイソメ図

構造計算書

1　　構造計画

原子炉建屋カバーは，福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋において，原子炉建屋を覆う構造物である。

原子炉建屋カバーの寸法は，図 2-1 に示すように，平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で，高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造であり，壁面及び屋根面は膜材で覆う計画である。

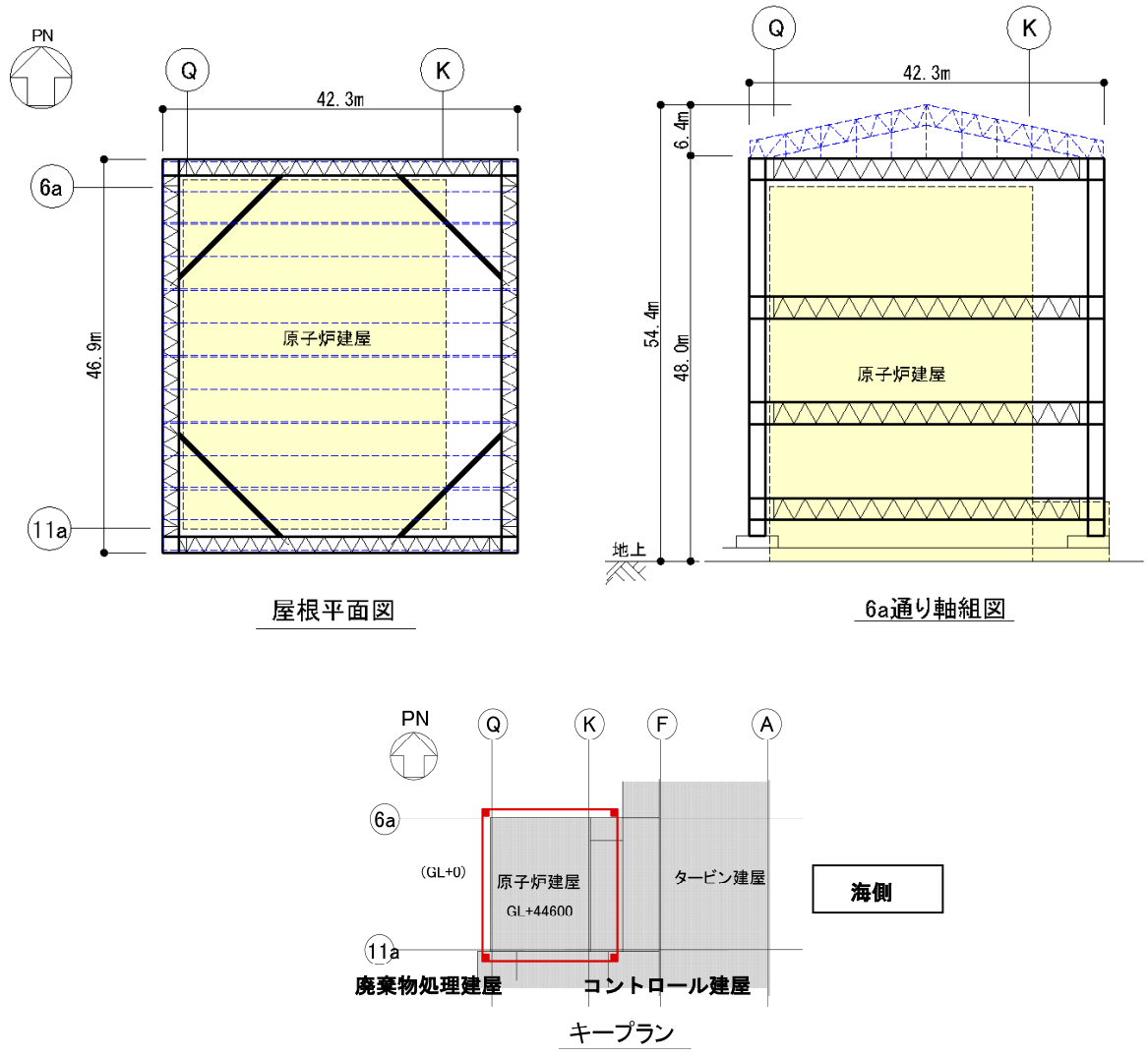


図 2-1　1 号機　原子炉建屋カバー概要図

主要構造部材である柱，梁及び補助材である火打材は，弦材と斜材による組立材で構成する。構造検討に用いる応力は，３次元フレームモデルを用いて算定する。図 2-2 に解析モデル及び部材形状の概要を示す。

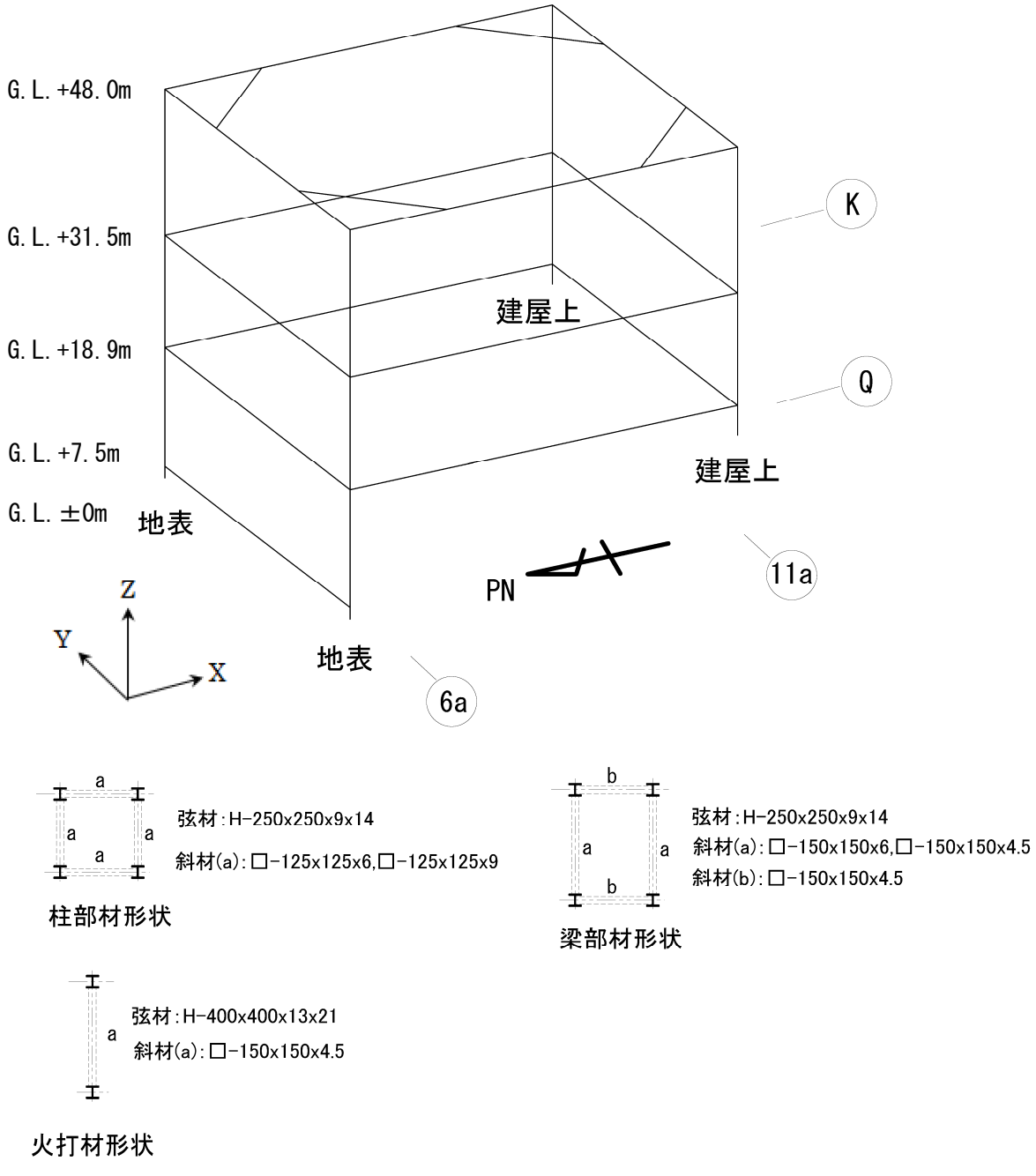


図 2-2　解析モデル及び部材形状の概要

2　全体架構の設計

2.1　使用材料及び材料の許容応力度

鋼材は SS400，SN400，STK400，STKR400，SN490，SM490 のいずれかを使用する。

鋼材の材料定数及び許容応力度を表 2-1～表 2-2 に示す。

表 2-1　材料の定数

材　　料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 v	単位体積重量 (kN/m^3)
鉄　　骨	2.05×10^5	0.3	77 *1

注）*1：鉄骨の単位体積重量は質量密度 $7.85t/m^3$ に換算係数 9.80665 を乗じた。

表 2-2　鋼材の基準強度及び許容応力度　　（単位：N/mm^2）

	材料	板厚	基準強度 F	許容応力度
構造用 鋼材	SS400,SN400 STK400,STKR400	t≦40mm	235	日本建築学会「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。
		t＞40mm	215	
	SN490,SM490	t≦40mm	325	
		t＞40mm	295	

2.2　荷重及び荷重の組合せ

(1)　荷重

設計に当たっては，以下の荷重を考慮する。

a.　鉛直荷重

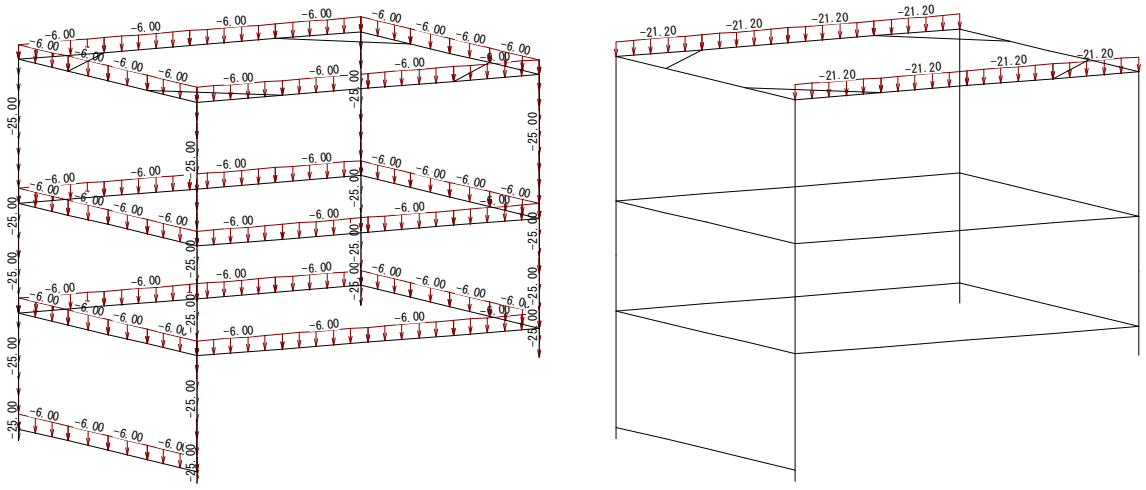
構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で，以下の値とする。

鉄骨	77 kN/m^3
膜材自重	0.01 kN/m^2

上記より，部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

柱	25.0 kN/m
梁	6.0 kN/m
屋根	1.00 kN/m^2
火打材	17.0 kN/箇所
壁膜（パネル部）	0.45 kN/m^2
壁膜（カーテン部）	0.4 kN/m

応力解析モデルに考慮する鉛直荷重の概要を図 2-3 に示す。



(a) 柱梁重量　　(b)屋根重量

図 2-3　鉛直荷重の概要

b.　積雪荷重

建築基準法施行令及び福島県施行細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量　　30 cm

単位荷重　　20 N/m²/cm

$W_{SNL}=30\times20\times10^{-3}=0.60$ kN/m²

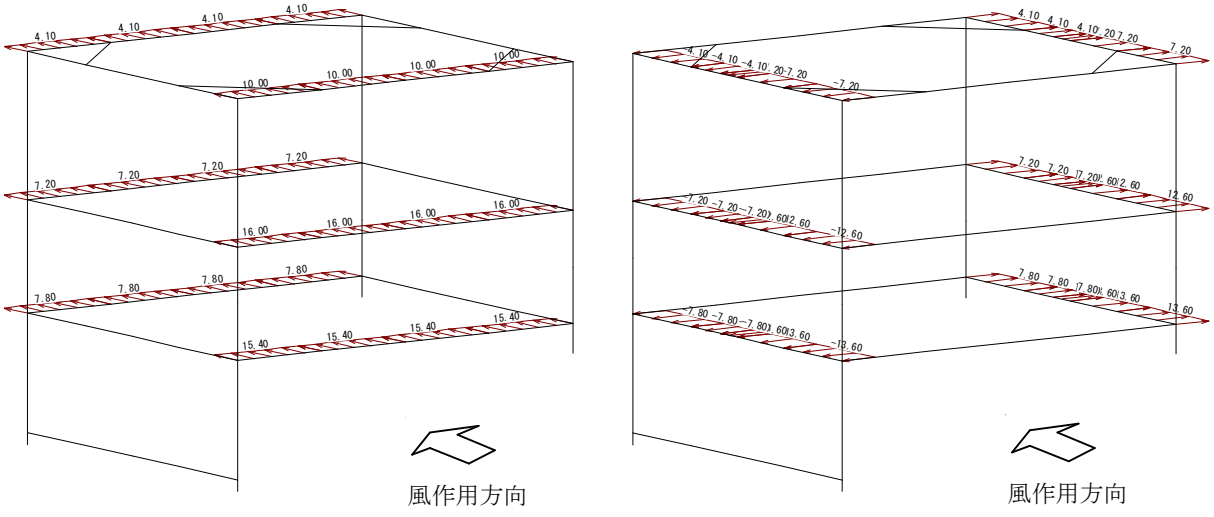
c.　風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に，また，西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

表 2-3　速度圧の算定

G.L. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	ガスト影響係数 G_f	建築物の高さと地表面粗度に応じた係数 E	基準風速 V_O (m/s)	速度圧 q (N/m²)
+48.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230



(a) 風上及び風下壁面（風作用方向）　　(b) 側壁面（風直交方向）

図 2-4　風圧力の概要（西風）

d. 地震力

地震力は地表面（G.L.±0m）を基準として，下式により算定する。

$Qi = Ci \cdot Wi$

$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot C_0$

ここで,

Qi　：地震力（kN）

Ci　：地震層せん断力係数

Wi　：当該層以上の重量（kN）

Z　：地震地域係数（Z＝1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt＝1.0）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

C_0　：標準せん断力係数（C_0＝0.2）

地震力は，構造物を 1 層構造とみなし，建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4　地震力の算定結果

G.L. （m）	重量 Wi （kN）	ΣWi （kN）	Ai	Ci	地震力 Q （kN）
+48.0	8336	8336	1.0	0.2	1668

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により，以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5　荷重の組合せ

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P	－	長期
積雪時	G+P+S	－	短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

ここで，

G ：固定荷重

P ：積載荷重

S ：積雪荷重

W ：風圧力

K ：地震力

なお，短期事象においては，暴風時及び地震時の影響が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。

2.3　全体架構の強度検討

(1)　解析モデル

解析モデルは，図 2-5 に示すとおり，柱，梁，火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については，重量は考慮するが，屋根自体の剛性は考慮しない。また，膜材についても同様に，重量は考慮するが，膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱，梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお，柱脚部はピン支持とする。

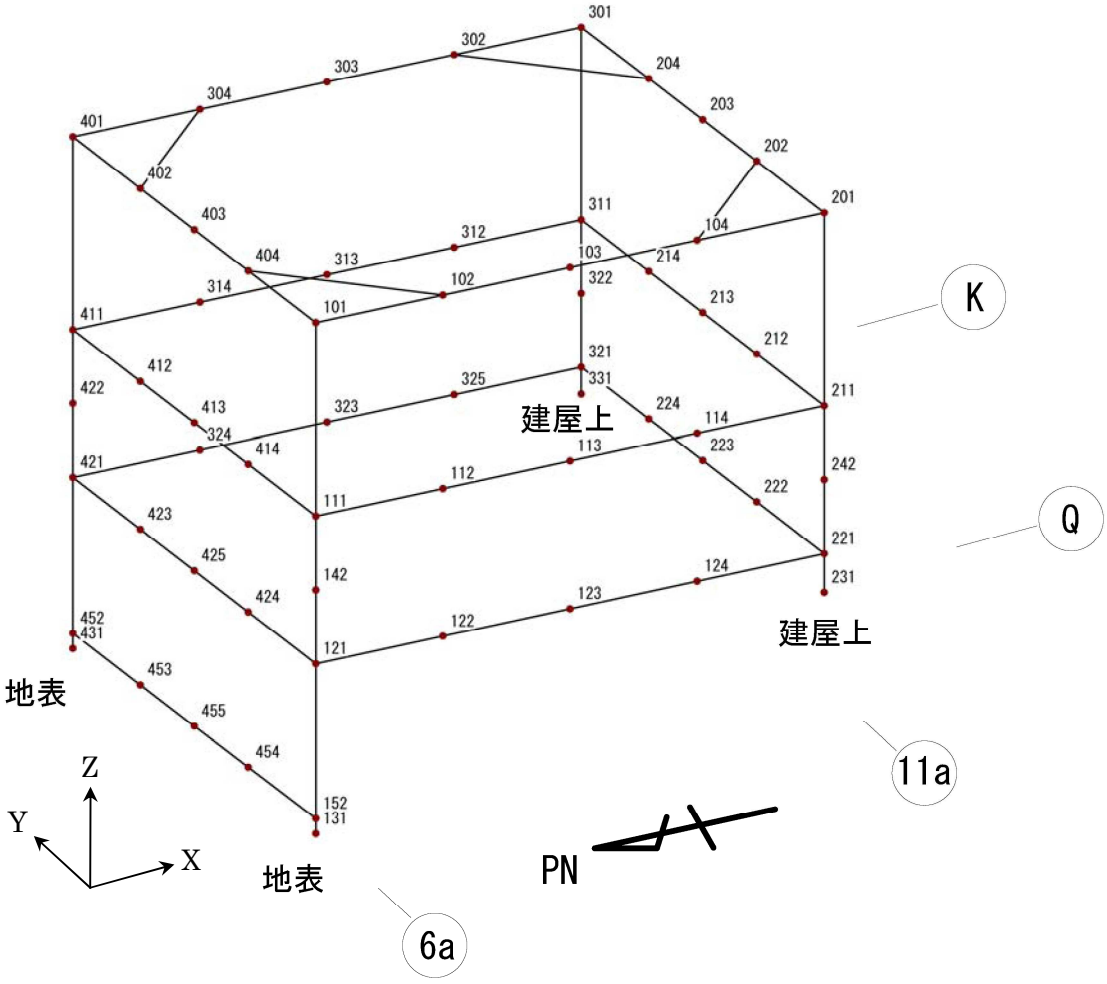


図 2-5　解析モデル

(2) 応力解析

応力解析は以下の 9 ケースについて実施する。

表 2-6　応力解析ケース

ケース No.	荷重	許容応力度
1	常時荷重（固定＋積載）	長期
2	風圧力（東→西）	短期
3	風圧力（西→東）	短期
4	風圧力（南→北）	短期
5	風圧力（北→南）	短期
6	地震力（東→西）	短期
7	地震力（西→東）	短期
8	地震力（南→北）	短期
9	地震力（北→南）	短期

注) : 架構が非対称となるため，風圧力及び地震力は 4 方向からの荷重を考慮する。

(3) 部材の断面検討

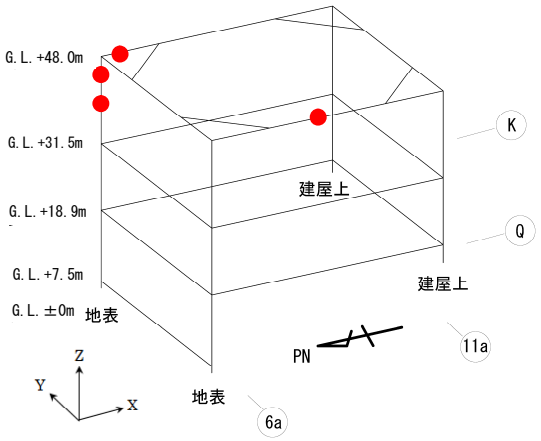
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ，柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時（固定＋積載），表 2-8 に暴風時（固定＋積載＋風圧力），表 2-9 に地震時（固定＋積載＋地震力）における断面検討結果を示す。各表には，軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について，柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7　柱及び梁部材の断面検討結果（常時）

部材		使用部材			応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
		弦材	斜材					
柱（北東）	G. L. +48. 0m ～ G. L. +31. 5m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	31.3	201	0.64	OK
				曲げ	102.8	216		
				せん断	27.3	142	0.20	OK
					70.5	142	0.50	OK

部材		使用部材			応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
		弦材	斜材					
梁（西面）	G. L. +48. 0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.0	186	0.60	OK
				曲げ	119.0	216		
				せん断	119.7	137	0.88	OK
梁（東面）	G. L. +48. 0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.2	186	0.60	OK
				曲げ	118.8	216		
				せん断	119.8	137	0.88	OK

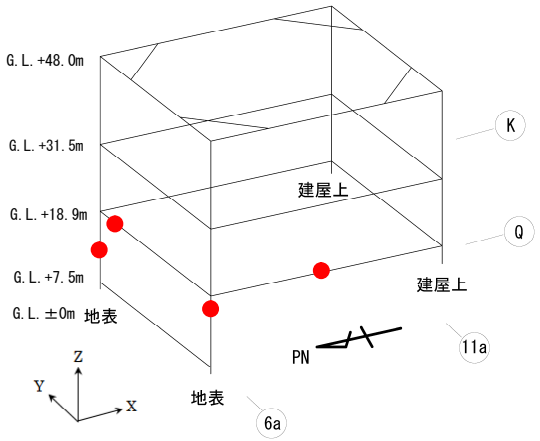


●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

部材		使用部材		応力度 (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（北西）	G. L. +18. 9m ～ G. L. +5. 6m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	88.8	301	0.69	東→西	OK
				曲げ	127.8	325			
				せん断	105.0	213	0.50	東→西	OK
					20.0	213	0.10	南→北	OK
柱（北東）	G. L. +18. 9m ～ G. L. +5. 6m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	77.4	301	0.57	西→東	OK
				曲げ	99.0	325			
				せん断	106.0	213	0.50	西→東	OK
					5.9	213	0.03	北→南	OK

部材		使用部材		応力度 (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（西面）	G. L. +18. 9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	11.3	279	0.68	西→東	OK
				曲げ	205.2	325			
				せん断	109.4	206	0.54	西→東	OK
梁（北面）	G. L. +18. 9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	7.9	279	0.53	北→南	OK
				曲げ	162.5	325			
				せん断	116.9	207	0.57	西→東	OK



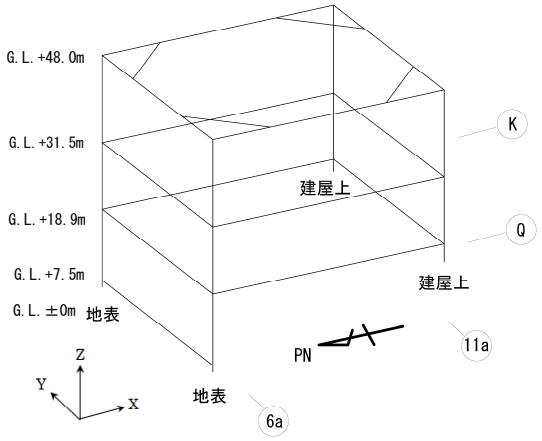
●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9　柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材						
柱（南西）	G.L.+48.0m ～ G.L.+31.5m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	37.1	301	0.69	東→西	OK
				曲げ	184.2	325			
				せん断	120.7	214	0.57	東→西	OK
					154.8	214	0.73	北→南	OK
柱（北東）	G.L.+48.0m ～ G.L.+31.5m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	36.1	301	0.67	南→北	OK
				曲げ	177.2	325			
				せん断	109.2	214	0.52	西→東	OK
					158.6	214	0.75	南→北	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材						
梁（東面）	G.L.+48.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	16.8	279	0.63	南→北	OK
				曲げ	183.7	325			
				せん断	168.6	206	0.82	南→北	OK



●は最大応力発生位置を示す

図 2-8

2.4　基礎の検討

(1)　すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは，基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため，水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10　すべりに対する検討結果

（単位：kN）

部位	せん断力			すべり抵抗	判定
	暴風時		地震時		
	東・西	南・北			
柱脚	2720	2445	1668	5024	OK

注)：すべり抵抗は，「鋼構造設計規準　17 章　柱脚」に基づき，摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2) 柱支持力に対する検討

原子炉建屋カバーの柱のうち南面の柱は，図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため，常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり，柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11　柱支持力に対する検討結果

（単位：kN）

部位	作用荷重			パンチングシアに対する許容せん断力		判定
	長期	短期				
	常時	暴風時	地震時	長期	短期	
南東柱	1442	1549	1808	4719	7046	OK
南西柱	973	1118	1211	3513	5245	OK

注)：パンチングシアに対する許容せん断力は，「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説　20 条　基礎」に基づき算定した。

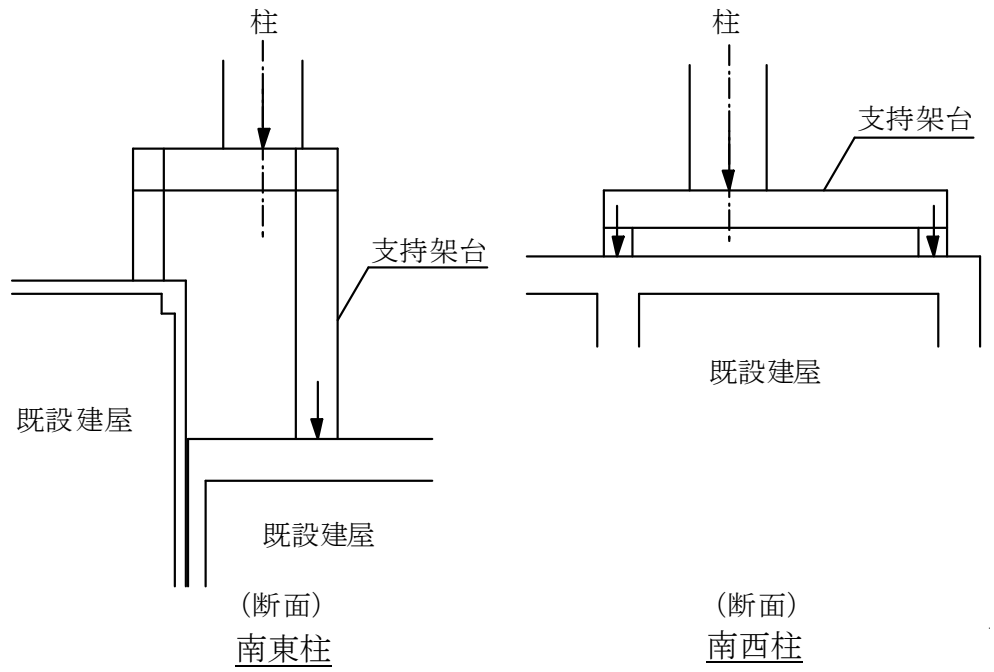


図 2-9　支持架台

3　膜材の設計

3.1　使用材料及び材料の許容応力度

膜材としては塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物を用いる。

膜材の許容応力度を表 2-12 に示す。

表 2-12(a)　膜材の許容応力度（壁パネル）

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 $_{L}ft(N/mm^2)$	短期 $_{S}ft(N/mm^2)$
0.52	タテ糸方向	457	14.64	29.29
	ヨコ糸方向	408	13.07	26.15

注記 *1：　基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2：　ft=Fm/t/v　：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 667 号「テント倉庫建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第 3 項第一号に従い，長期は 6，短期は 3 とする）

表 2-12(b)　膜材の許容応力度（屋根）

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 $_{L}ft(N/mm^2)$	短期 $_{S}ft(N/mm^2)$
0.63	タテ糸方向	654	12.97	25.95
	ヨコ糸方向	654	12.97	25.95

注記 *1：　基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2：　ft=Fm/t/v　：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い，長期は 8，短期は 4 とする）

3.2　設計用荷重

膜材の強度検討は，風圧力に対して行う。

(1)　風圧力

全体架構の設計と同様に，設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13　速度圧及び風力係数の算定

(a)速度圧(q)の算定

G.L. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	ガスト影響係数 G_f	建築物の高さと地表面粗度に応じた係数 E	基準風速 V_O (m/s)	速度圧 q (N/m^2)
+48.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

(b)風力係数(C_f)の算定

G.L. (m)	地上高さ Z(m)	k_Z	壁面:正圧時			壁面:負圧時		
			外圧係数 Cpe	内圧係数 Cpi	風力係数 Cf	外圧係数 Cpe	内圧係数 Cpi	風力係数 Cf
+48.0	38.5	0.912	0.73	-0.20	0.93	-0.70	0	-0.70

設計用風圧力は，以下のとおりとなる。

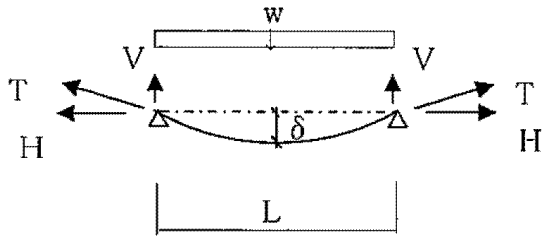
壁パネル膜材：　（正圧時）w=0.93×1230=1144　→　1150N/m²

（負圧時）w=0.70×1230= 861　→　870N/m²

屋根膜材：　（負圧時）w=1.0×1230=1230　→　1230N/m²

3.3　膜材の強度検討

風圧力 w により膜材に生じる応力度 T'は以下の式により算定する。



$V = w \cdot L / 2$ （N/m）

$H = \sqrt[3]{\left(w^2 \cdot L^2 \cdot Et\right) / 24} + T_0$ （N/m）　　（$T_0 = 1000$ N/m）

$T = \sqrt{V^2 + H^2}$ （N/m）

$T' = T / t / 1000$ （N/mm²）

ここで,

L ：支持スパン（m）

Et ：引張剛性（壁パネル膜材：タテ糸方向 230000N/m，ヨコ糸方向 160000N/m）

（屋根膜材：タテ糸方向 418400N/m，ヨコ糸方向 367600N/m）

T_0 ：初期張力（=1000 N/m）

t ：膜厚さ（mm）

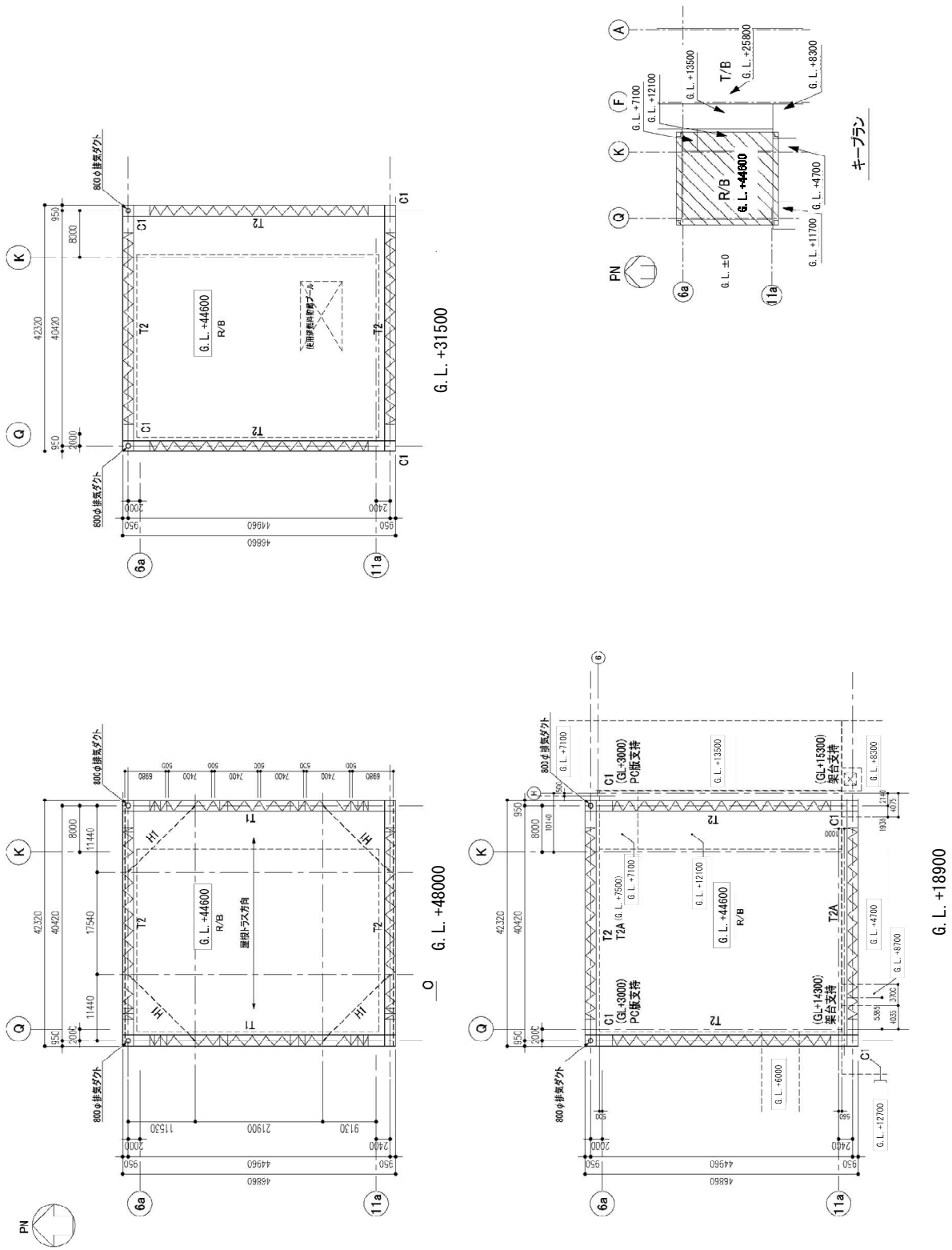
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

風圧力により膜材に生じる応力度は，表 2-12 に示す許容応力度以下であり，基準風速に対して約 2 倍の余裕度がある。

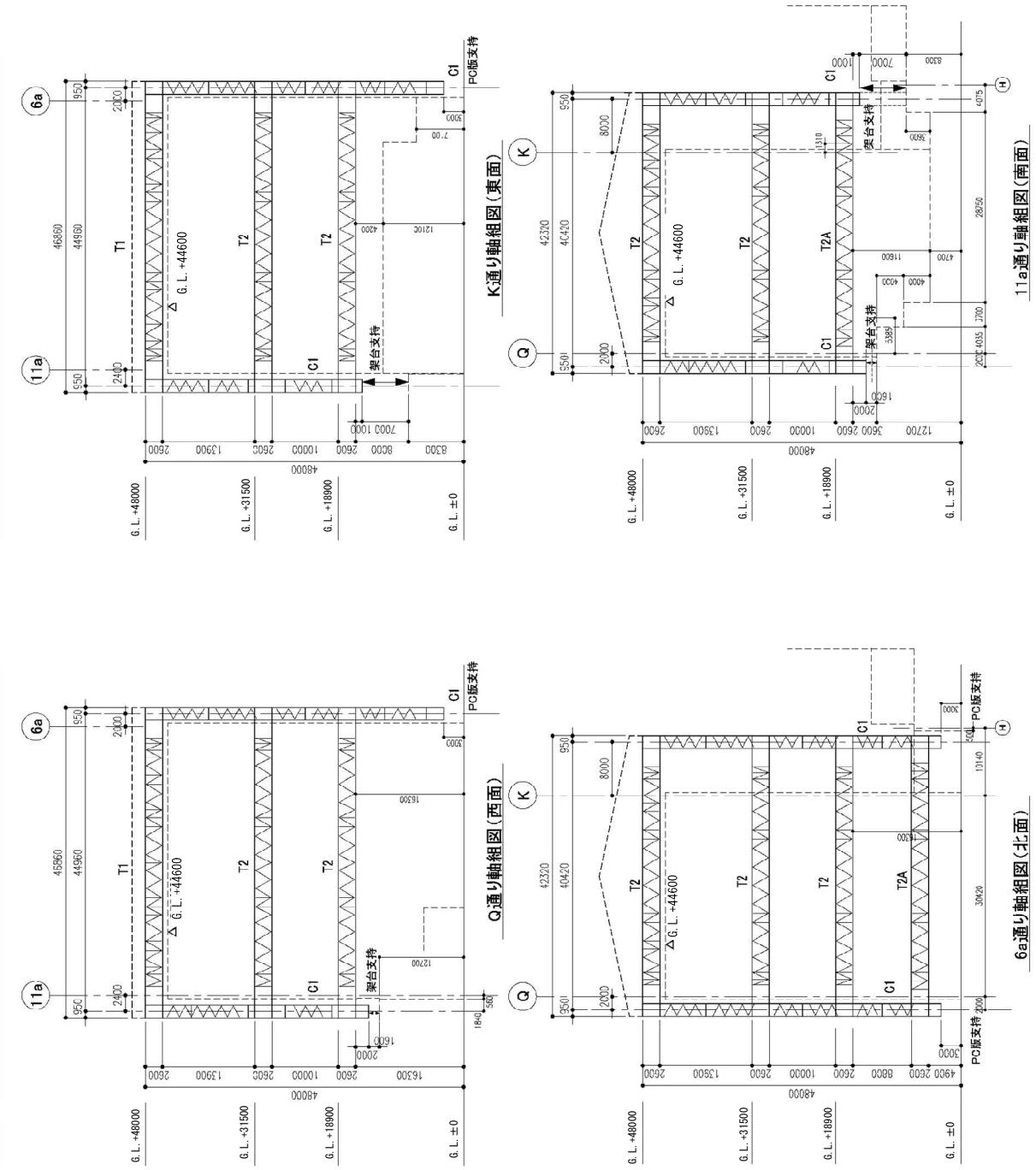
表 2-14　膜材の強度検討結果

	(壁パネル膜材)		(屋根膜材)		
	（正圧時）	（負圧時）	（屋根面）	（側面）	（妻面）
	(Cf=0.93) 短期	(Cf=－0.7) 短期	(Cf=－1.0) 短期	(Cf=1.0) 短期	(Cf=1.0) 短期
風圧力　w (N/m²)	1150	870	1230	1230	1230
糸方向	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ
支持スパン　L (m)	2.31	2.31	1.85	1.85	2.53
応力度　T' (N/mm²)	9.23	7.93	8.60	8.60	10.29
許容応力度　ft (N/mm²)	26.15	26.15	25.95	25.95	25.95
応力度比　T'/ft	0.35	0.30	0.33	0.33	0.40
判定	OK	OK	OK	OK	OK

参考文献：　国土交通省国土技術政策総合研究所　他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」，平成 15 年 8 月



1 号機原子炉建屋カバー　伏図



1号機原子炉建屋カバー　軸組図

供用期間を考慮した風荷重の設定
－　風荷重の設定方針について　－

1　　原子炉建屋カバーの供用期間を考慮した風荷重の算定について

原子炉建屋カバーは恒久的対策実施までの短期的対策として，約 2 年間の使用を考えているが，建築基準法で定められる基準風速は建築物の供用期間を考慮し，再現期間を概ね 50 年として設定されている。しかし，原子炉建屋カバーについては供用期間が短期であることを考慮し，日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版)」に基づき，10 年再現期間で低減した風速による風荷重を採用することとする。

2　　日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版)」の適用について

日本建築学会「建築物荷重指針」は統計的データや確率・統計的分析により得られた知見をもとに，1993 年に荷重全般について改定され，その後，2004 年に見直しが行われている。

「建築物荷重指針（2004 年版)」では建築物の長期使用を見込み，設計風速の算定に用いる再現期間換算係数は，再現期間 500 年の年最大風速U_{500}に基づいた近似式となっている。そのため，再現期間が 100 年から 500 年の範囲から外れるに従って，推定誤差は大きくなる（※1)。

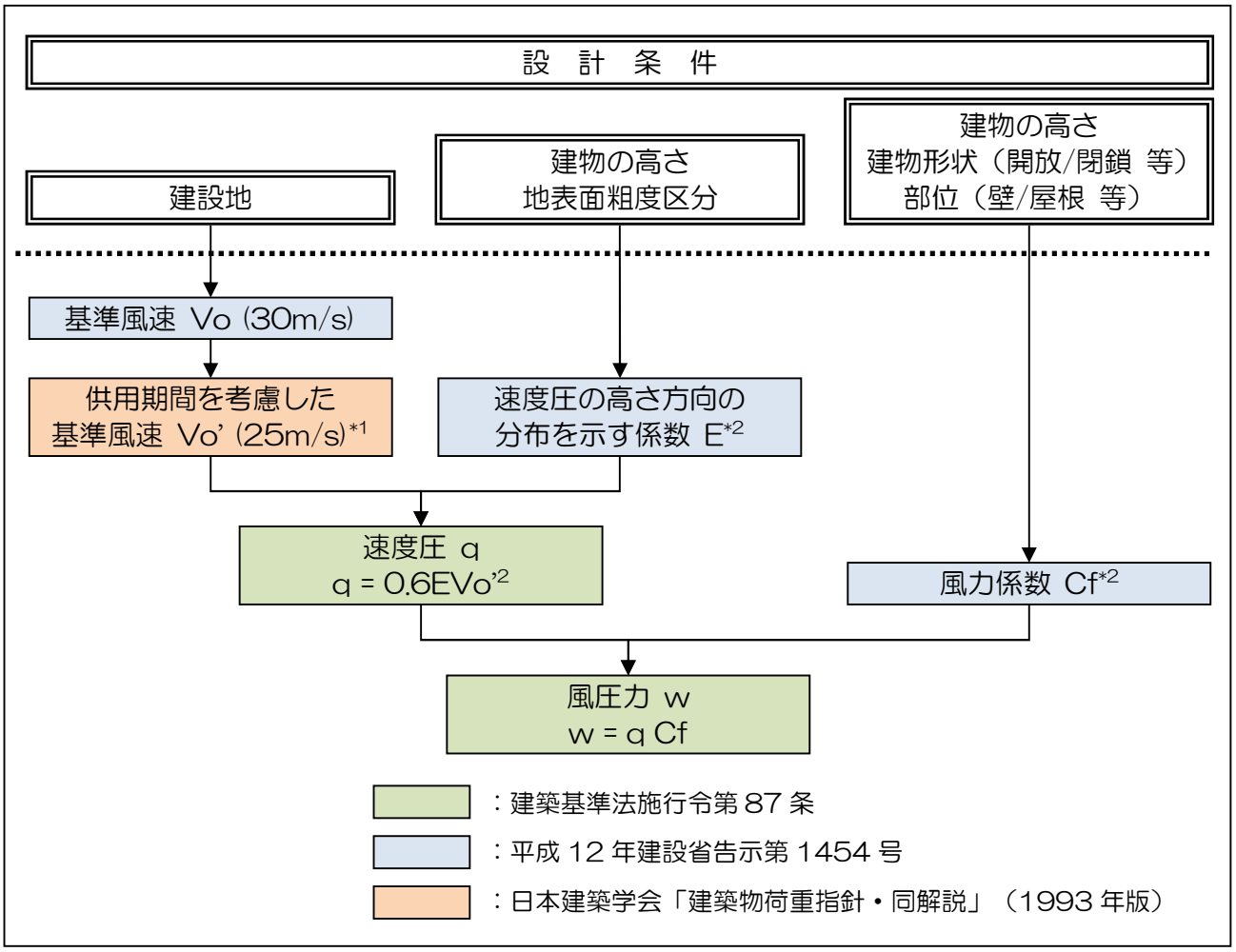
一方，「建築物荷重指針（1993 年版)」は，100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており，短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2)。

（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%
（※2）建築物荷重指針（1993 年版）の再現期間 5 年とした場合の誤差は 0.6%

以上より，原子炉建屋カバーに作用する風荷重は「建築物荷重指針（1993 年版)」を用いて算定する。

3　　風荷重の算定フロー

設計に用いる風荷重（風圧力）は，以下のフローに従い算定する。



*1:　風速の再現期間換算係数 R は，設計用再現期間 r（年）に応じて，下式により算定される。

$$R = 0.54 + 0.1 \ln(r)$$

50 年再現期間に相当する基準風速 Vo=30m/s を 10 年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$Vo' = Vo \times (0.54 + 0.1 \ln(10))/(0.54 + 0.1 \ln(50))$$

$$= 30 \times 0.77/0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s}$$

*2:　E および Cf は，告示第 1454 号中に示される数式や図表に示される係数により算定される。

設計荷重以上の外力に対する検討

1　架構がすべる場合の検討

架構の総重量は，約 12,560 kN であり，すべり摩擦係数を 0.4 とすると，
架構のすべり抵抗は，Qa＝0.4×12,560=5,024 kN となる。

風荷重，地震荷重について漸増載荷解析を実施した結果を図 4-2 及び図 4-3 に示す。崩壊形を形成する場合の最下層のせん断力（保有水平耐力）は，架構のすべり抵抗以上の値となる。

（風荷重時）　Qu=約 7,450kN
（地震荷重時）　Qu=約 6,330kN

すなわち，風荷重時，地震荷重時のいずれにおいても，（Qa＜Qu となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合，架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため，架構の崩壊には至らないと考えられる。

また，すべり量が増加した場合，最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され，それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお，原子炉建屋カバーの G.L.+18,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し，万一すべりが生じた場合でも，原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合，原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが，動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%），振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある（※）。これより，原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係わる報告書（その１）」参照

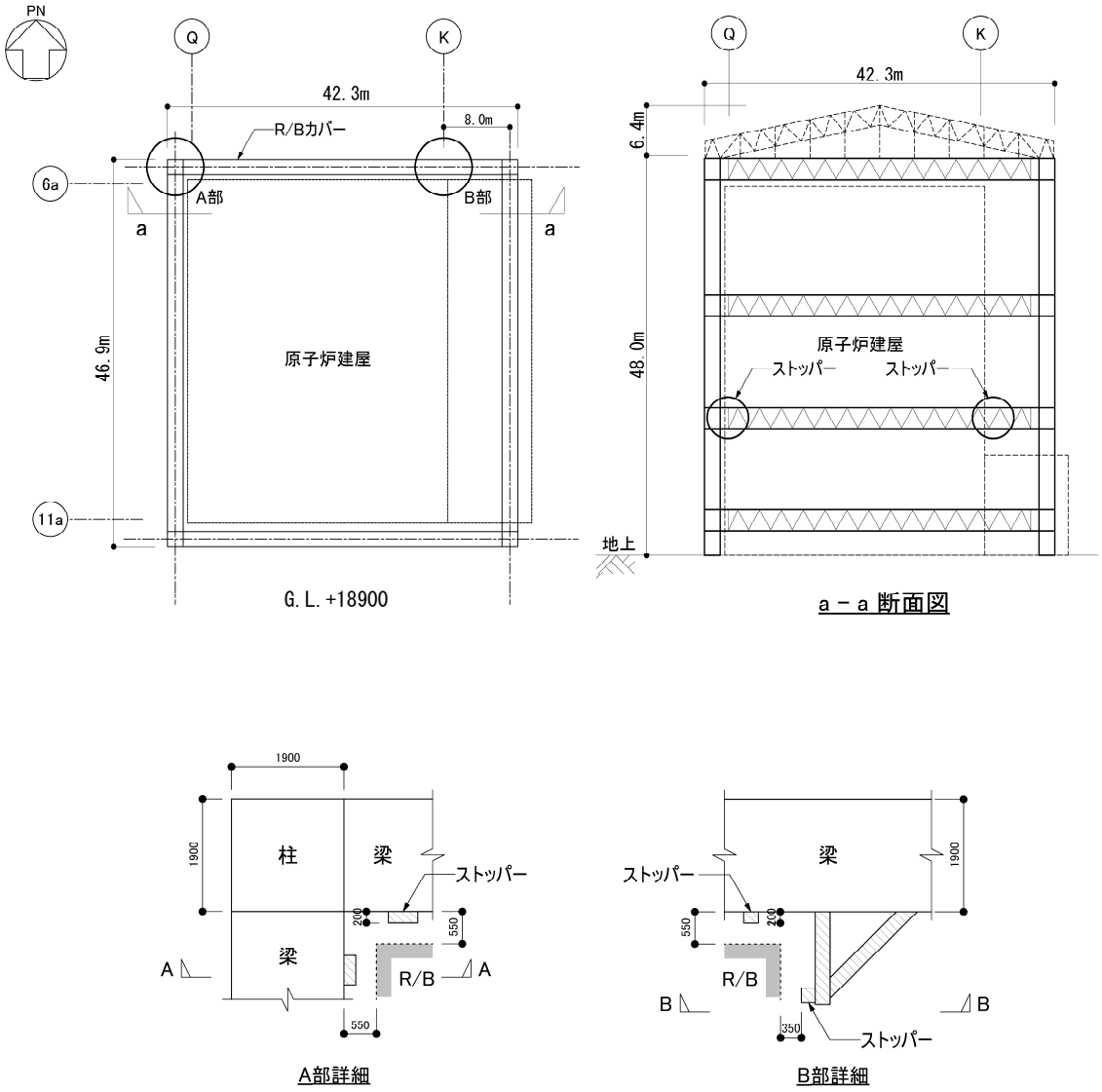
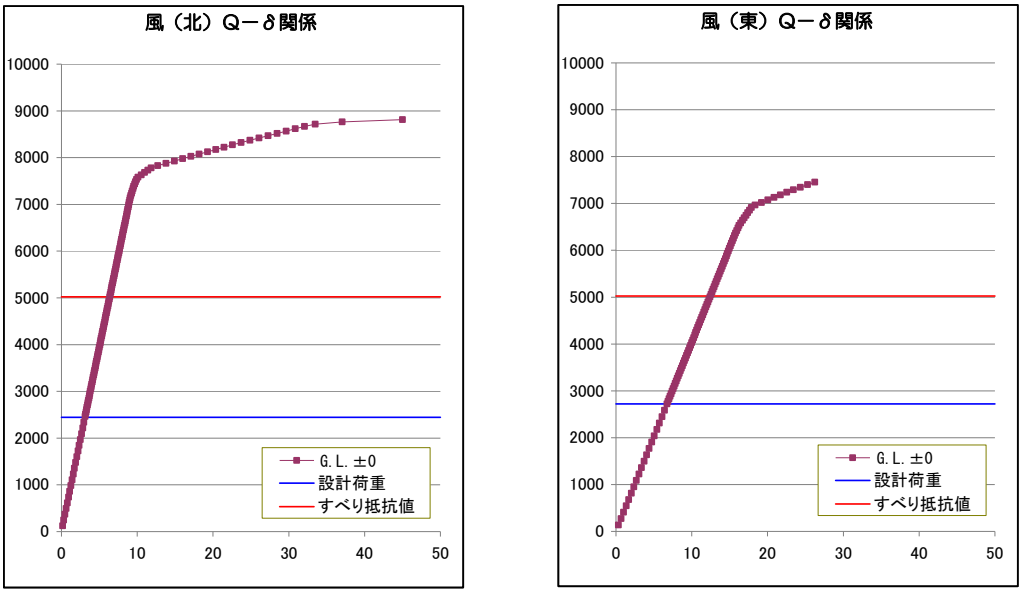


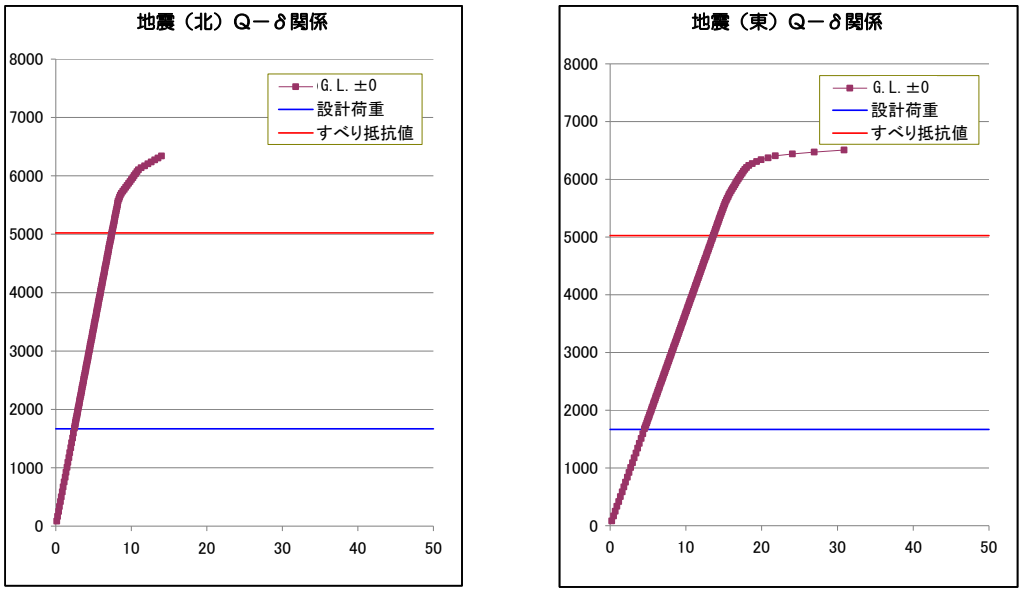
図 4-1　ストッパーの概要

設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると，風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍），地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-2　荷重-変形関係：風荷重時



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-3　荷重-変形関係：地震荷重時

なお，設計荷重に対する架構の保有耐力は，風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍），地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

原子炉建屋カバー附属設備について

1.　設備概要

1.1　系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため，原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け，排気ダクトを経由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%），よう素用チャコールフィルタ（効率90%），加熱コイル，排風機等から構成されたフィルタユニットを6 系列（うち予備2 系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は，約10,000m^3/hとし，総排気風量約40,000m^3/h（4 系列）で運転する。原子炉建屋カバー下部は仕切板により区画されており，オペレーティングフロアより上のカバー空間は，約45,000m^3（図5-2参照）であることから，1 回/h 程度の換気頻度となる。

また，カバー内の状況や温度，放射性物質の濃度等を確認できる装置を設置する。

表5-1 排気設備及び計測設備等

設備名	構成・配置等
吸込口	配置：カバー内の北側天井部に設置
フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に6 系列（うち予備2 系列）設置 構成：プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ（効率90%）， 高性能粒子フィルタ（効率97%），加熱コイル，排風機， フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）， フィルタ差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排気管 （吹上用排気ダクト）	配置：フィルタユニットの下流側に設置 （直径：約 1m，高さ：約 4m）
カメラ	配置：オペレーティングフロア上部外周に6 台（うち予備3 台） 対象：プールへの注水状況及びカバー内状況
温度計	配置：天井部に2 個（うち予備1 個）， オペレーティングフロア高さに2 個（うち予備1 個）
放射性物質濃度測定器	測定対象：オペレーティングフロアコーナー部近傍（3 箇所）， 機器ハッチ開口部近傍，使用済燃料プール上方， カバー内上部空間及び大気放出前の放射性物質の濃度
水素濃度計	測定対象：カバー内上部空間の水素濃度 配置　：フィルタユニットの下流側に2 台（うち予備1 台）

1.2 計測設備構成

原子炉建屋カバー内の各種状態を監視できるよう以下の計測設備を設置する（図5-1参照）。

1.2.1 カメラ

カバー天井部に設置した使用済燃料プール注水用の注水ノズル（1.3項参照）から注水する場合の注入状況，及びカバー内の全体状況を監視するため，オペレーティングフロアより約18m 上のカバー内の外周に沿ってカメラを6 台（うち予備3 台）設置する。設置場所は，オペレーティングフロアを対角線に監視できるよう北面の東側，西面の南側に各2 台（うち予備2台）と使用済燃料プールをより確実に監視できるよう使用済燃料プールの西側に2 台（うち予備1 台）とする。

1.2.2 温度計

使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約23m）に2 個（うち予備1 個）及びオペレーティングフロアとほぼ同じ高さの北側と西側外周部に各1 個（うち予備1個）の温度計を設置する。

1.2.3 放射性物質濃度測定器

放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，機器ハッチ端部より約2m 西側）と，使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約25m）から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間（オペレーティングフロアより約25m 上）及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面の北東，北西，南西コーナー部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，原子炉建屋端部より約1m）に各1 箇所設置し（南東コーナー部近傍の１箇所は環境改善を行うなど設置が可能となるよう工夫した後，設置），各々のサンプリング配管は放射性物質濃度測定器に接続する。（図5-2 参照）

1.2.4 フィルタ線量計

Cs-134（半減期2 年）及びCs-137（半減期30 年）は，I-131（半減期8 日）に比べ半減期が長く，セシウムを捕集する高性能粒子フィルタのフィルタ線量が短期間で上昇する可能性があるため，適切な時期にフィルタ交換ができるよう，高性能粒子フィルタにγ線線量計を設置する。

1.2.5 フィルタ差圧計

カバー内の粉塵等を捕集することにより，フィルタ差圧が上昇することが想定されるため，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ，よう素用チャコールフィルタに差圧計を設置する。

1.2.6 水素濃度計

3.3項に記載の通り，原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生する。水素の発生量は，排気風量に比べ十分に少ないことや，カバー内気体と混合されること，天井から排気することから，カバー内に水素濃度が滞留する可能性は極めて低いが，念のため水素濃度計を排気ダクトに2 台（うち予備1 台）設置する。

1.3 使用済燃料プール注水設備

現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており，これが停止した場合の代替手段として，使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は，原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け，配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。注水管は予備1 本を含め2 本設置し，注水管の先端に接続する注水ノズルの向きはコンテナに格納された現場制御盤において遠隔で操作が可能である。

1.4 電源構成

原子炉建屋カバー排気設備及び附属設備の電源は，構内設置の降圧変圧器盤から供給される。降圧変圧器盤は，高圧電源盤に接続されており，高圧電源盤は多重化された外部から給電される構成としている。

1.5 配置

原子炉建屋カバー排気設備，コンテナに格納された現場制御盤及び排気管は，原子炉建屋の西側の屋外に設置する（図5-3 参照）。

1.6 運転管理

原子炉建屋カバーの排気設備については，フィルタユニットの近傍に設置した現場制御盤で操作し，排気設備の故障等により停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合は，警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには，制御盤の情報が送られ，カメラによるカバー内状況とと

もに確認することができる。また，免震重要棟でも同様に，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

1.7 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

2. 放出抑制効果について

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて外部へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

なお，原子炉建屋カバー設置後の敷地境界における年間実効線量については，「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」の評価を参照。

3. 原子炉建屋カバー設置による影響について

3.1 温度の影響について

外気28.5℃（夏季設計用温度），原子炉からの熱（10 月1 日時点），使用済燃料プールからの熱（10 月1 日時点）及び日射（秋），排気風量40,000m^3/h と仮定した場合におけるカバー内の温度について，気流解析により評価した結果，オペレーティングフロア上約1.5m の温度が約40℃となった。また，原子炉建屋カバーに附属する排気システムは，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込むことを前提とした構成であり，原子炉建屋内の気体を排気することは想定していない。そこで，原子炉建屋内温度について以下の計算方法で評価した結果，約10℃上昇して約39℃となった。原子炉建屋内で作業を行う場合には，必要に応じてスポットクーラー等を設置し，作業エリアの環境改善を図り，また状況によっては，作業時間を限定するなどの対策をとる。

＜計算方法＞

① 下式により，カバー設置前の原子炉建屋内温度を 28.5℃と仮定した場合の駆体負荷 Q（W）を求める。

② ①で求めた駆体負荷 Q（W）と同程度となるカバー内温度（気流解析結果）と原子炉建屋内温度の温度差Δt（℃）を逆算し，カバー設置後の原子炉建屋内温度を

求める。

$Q=KA\Delta t$

Q：駆体負荷（W）

K：熱通過率（$W/m^2\cdot℃$）

A：伝熱面積（m^2）

Δt：室内外温度差（℃）

$T=t-\Delta t$

T：原子炉建屋内温度（℃）

t：カバー内温度（℃）

3.2 湿度の影響について

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱全てがプール水の蒸発に使用されと仮定した場合の蒸発量は約231kg/h，原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器から漏出したと仮定した場合の蒸発量は180kg/h となる。また，排気風量 40,000m^3/h で，カバー設置前の温度／相対湿度を28.5℃/75%と仮定した場合，カバー設置後のカバー内温度が約40℃の時の相対湿度を以下の計算方法で評価した結果，カバー内湿度は約58%となった。

原子炉建屋内の湿度については，カバーを設置することにより原子炉建屋内温度が約40℃となることから（2.1項参照），カバー内の湿度と同等の約58%になるものと考える。

＜計算方法＞

① 下式により，カバー設置後の絶対湿度 X（kg/kg’）を求める。

② ①で求めた絶対湿度 X（kg/kg’）とカバー内温度の 40℃から，湿り空気 h-x 線図より相対湿度を求める。

$X=X1+\{(LS+LR)/(W\gamma)\}$

X：カバー設置後の絶対湿度（kg/kg’）

X1：カバー設置前の絶対湿度（0.0186kg/kg’）

LS：使用済燃料プールからの蒸発量（231kg/h）

LR：原子炉からの蒸発量（180kg/h）

W：カバー排気風量（40,000m^3/h）

γ：空気密度（1.2kg/m^3）

3.3 水素発生に対する影響について

原子炉圧力容器内燃料及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により発生する水素の量について評価した（表5-2 参照）。

評価の結果，水素の発生量は，カバー内の容積及び排気風量に比べ十分に少ないこと，カバー内気体と混合されやすいこと，カバー内の空気を天井から排気することから，カバー内の水素濃度が上昇する可能性は極めて低い。万一，水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放し，カバー外へ放出する。なお，オペレーティングフロアより上のカバー内容積45,000m^3/h に対しての水素濃度は，約0.01%となる。

表5-2 水素発生量

発 生 箇 所	発生量*（Nm^3/h）	40℃の場合（m^3/h）
原子炉圧力容器内燃料	約3.17	約3.65
使用済燃料貯蔵プール内燃料	約0.56	約0.64
合 計	約3.73	約4.29

*原子炉内の燃料,使用済燃料貯蔵プール内の燃料ともに100%破損を仮定

○ 原子炉圧力容器内燃料の水素発生量は，3.4kmol/日
体積に換算すると，3.4kmol/日×22.4Nm^3/kmol=76.2Nm^3/日=3.17Nm^3/h

○ 使用済燃料貯蔵プール内燃料の水素発生量は，5.98E-01kmol/日
体積に換算すると，5.98E-01kmol/日×22.4Nm^3/kmol=13.4Nm^3/日=0.56Nm^3/h
（安全側に7 月末時点（原子炉停止後135 日）での評価とした）

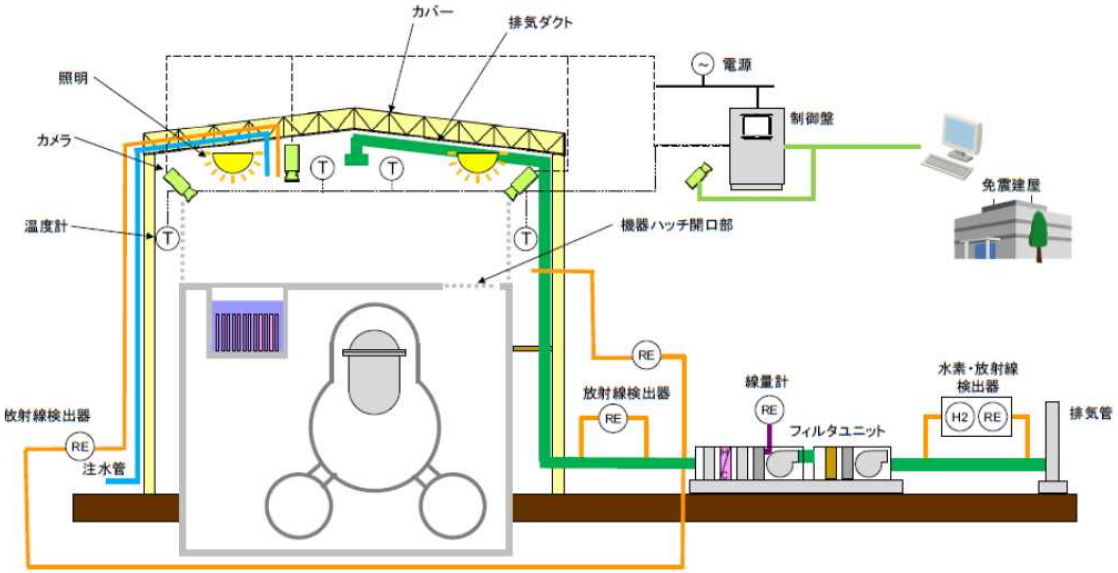


図5-1　原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

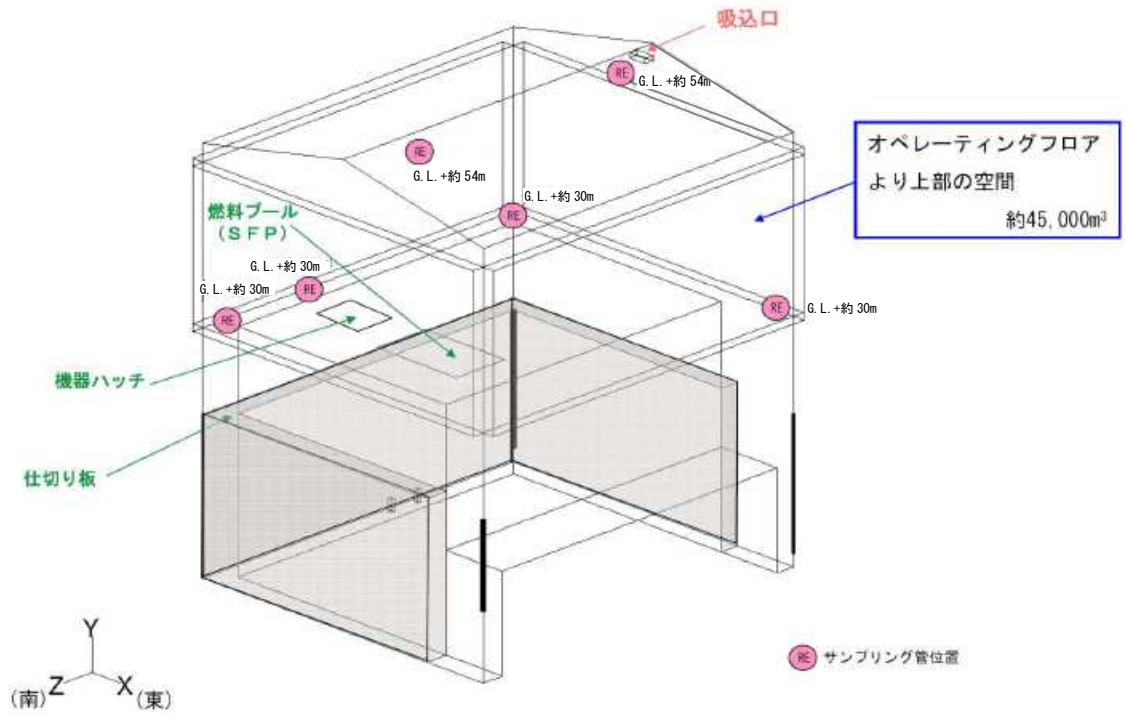


図5-2　原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

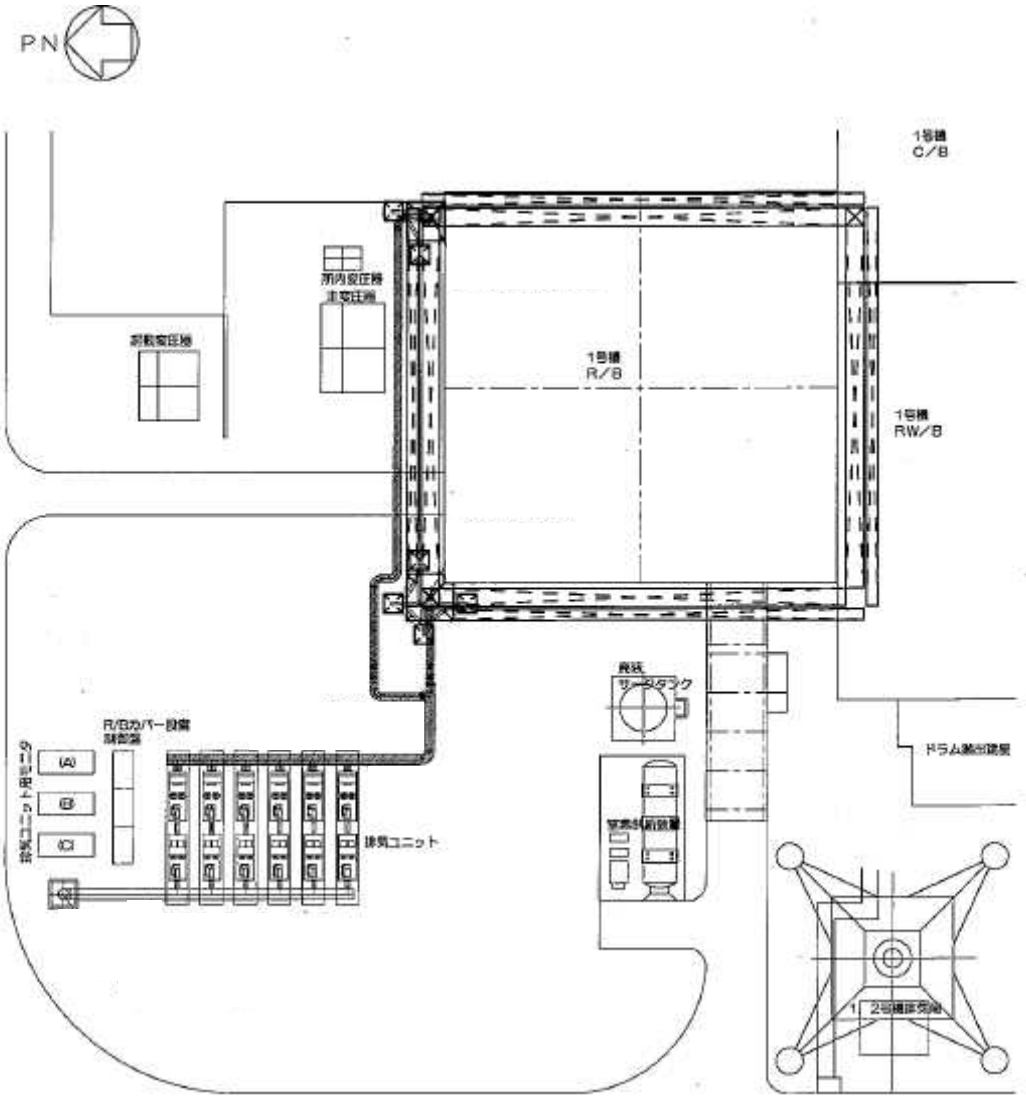


図5-3　原子炉建屋カバー排気設備配置図

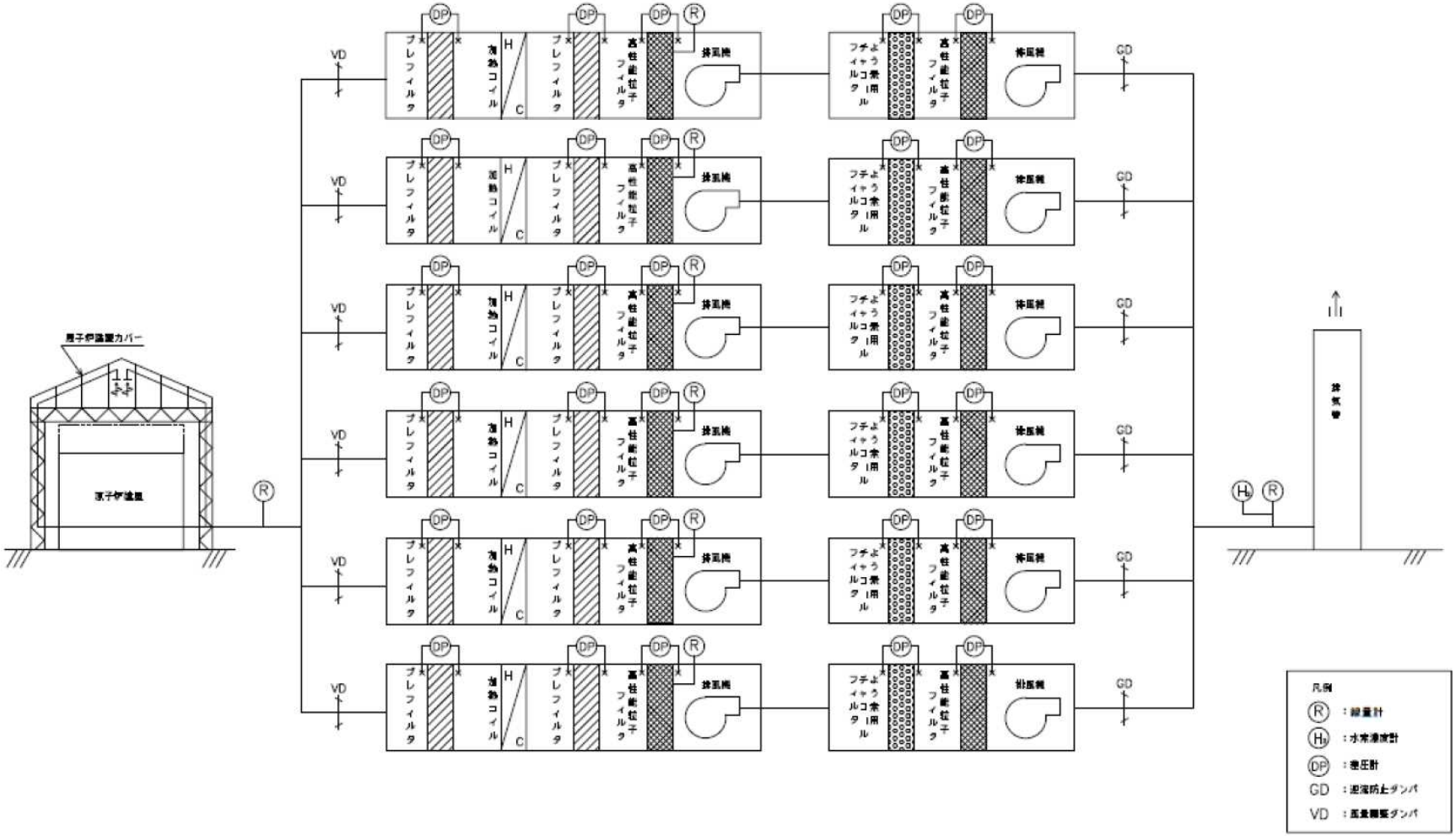


図5-4　原子炉建屋カバー排気設備系統図

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，大型カバーの換気設備運転以前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(m^3/h)

建屋カバー内容積：約 45,000(m^3)

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(m^3)

水素が約 1,800m^3 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)

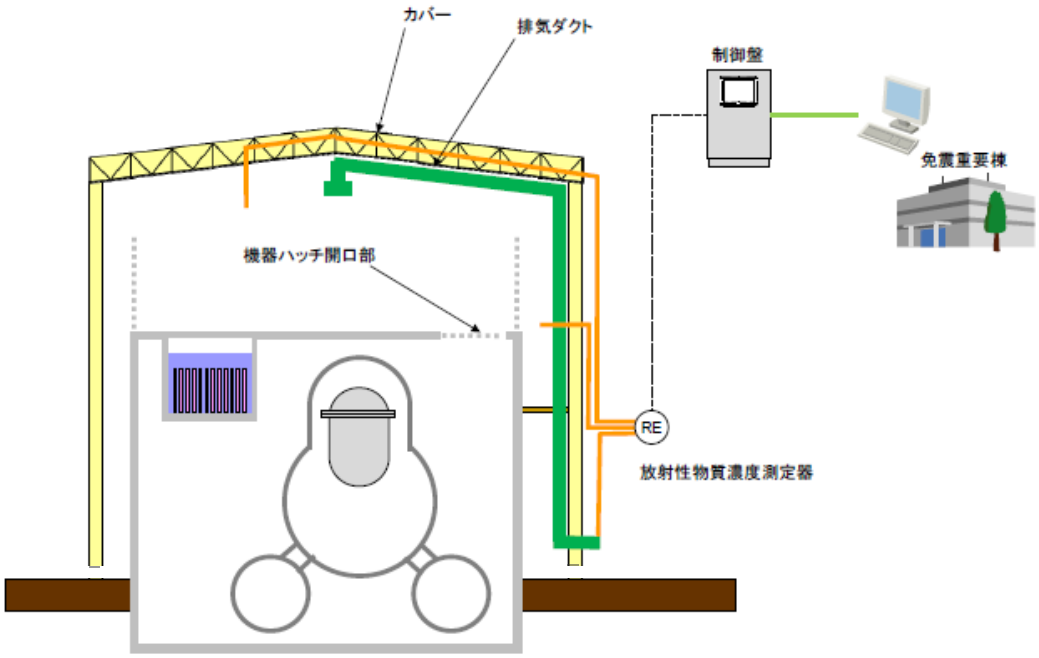


図１　排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備概略構成図

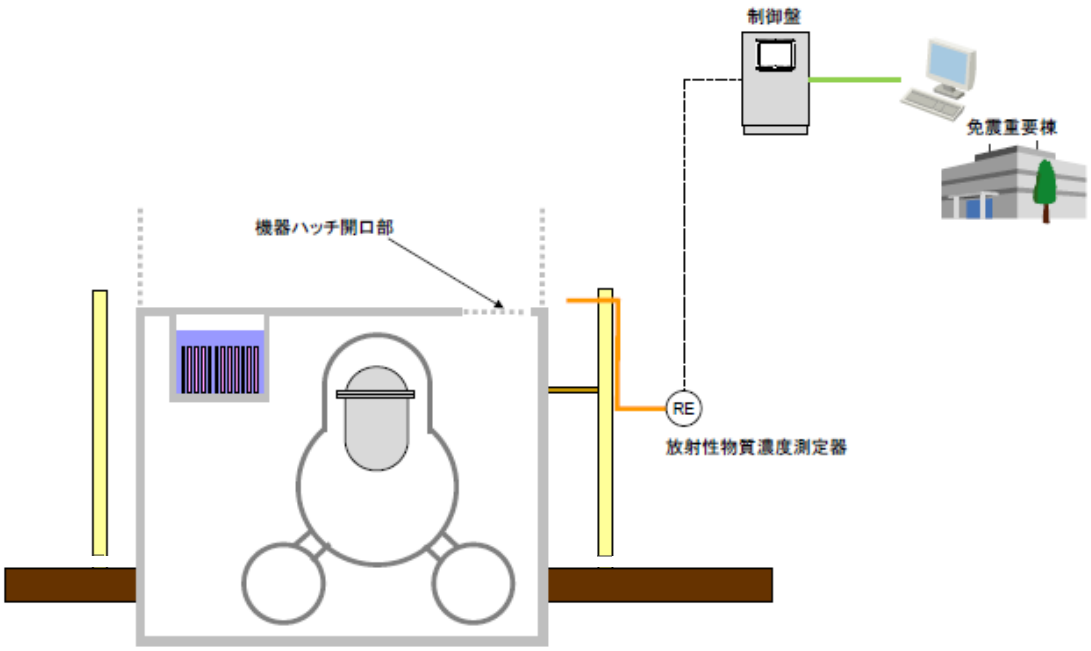


図２　建屋カバー解体以降の監視設備概略構成図

表１　建屋カバー解体工程表

	2013年度				2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
	１Ｑ	２Ｑ	３Ｑ	４Ｑ				
排気設備 停止・撤去								
既存の放射性物質濃度測定器の移設			※					
建屋周辺 整備等								
建屋カバーの 解体								
燃料取り出し計画は検討中のため，以下　参考工程								
ガレキ 撤去等								
カバー改造・ 復旧等								

※ 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

$＝1.6\times10^{-5}$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]
	濃度 [Bq/cm^3]	流量 [m^3/h]	流量評価時の想定縮小% 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１・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

１・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，１・２号機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,１・２号機原子炉建屋の周辺は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) ２号機原子炉建屋西側作業エリア

a. 廃液サージタンク（２号機）

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) ２号機原子炉建屋南側作業エリア

g. 電気品室

h. １～４号機共用所内ボイラ建屋

(3) １号機原子炉建屋西側作業エリア

i. 液体窒素貯蔵タンク

j. 液体窒素蒸発器

k. 廃液サージタンク（１号機）

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。

2015 年 8 月～2016 年 2 月（2.　解体撤去の対象となる干渉物：a～g）

2019 年 6 月～2020 年 6 月（2.　解体撤去の対象となる干渉物：h）
2020 年 2 月～2023 年 3 月（2.　解体撤去の対象となる干渉物：i～k）

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る。廃液サージタンク（２号機）の廃液は，解体撤去前に２号機放射性廃棄物処理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。また，廃液サージタンク（１号機）の廃液は，解体撤去前に，プロセス主建屋地下まで吸引車で移送する。

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)
- 2.解体撤去の対象となる干渉物 h.１～４号機共用所内ボイラ建屋については，建屋内に設置されている稼働中の２号機原子炉建屋排気設備が解体撤去作業に伴い損傷しないために，現場状況に応じて適切な防護を施す。

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，または常時専任監視員を設ける。
- 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。

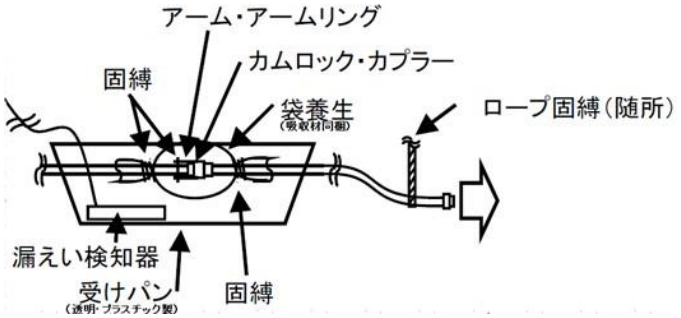


図１　仮設ホース連結部養生

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

2. 解体撤去の対象となる干渉物 a～g，i～k については，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。

2. 解体撤去の対象となる干渉物 h. １～４号機共用所内ボイラ建屋については，鉄骨造であり，ダスト飛散の恐れが低いことから，作業中の散水は実施しない。

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または飛散

防止剤の散布を行う。

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 0.03mSv/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

2.解体撤去の対象となる干渉物 a～g，i～k については，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 570 ㎥（コンクリート約 230 ㎥，金属類約 340 ㎥），線量率は 1～30 mSv/h と想定しており，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，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），固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。なお，2.解体撤去の対象となる干渉物 i.液体窒素貯蔵タンクについては，共用プール建屋西側整備ヤードに一時的に移動・保管した後，解体撤去を実施する。

2.解体撤去の対象となる干渉物 h.１～４号機共用所内ボイラ建屋については，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 70 ㎥，金属類約 200 ㎥），線量率は 1～30mSv/h と想定している。解体後，解体対象物の線量測定を行い，線量区分に応じて，下記の通り保管・管理する。

「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，1～30mSv/h の瓦礫類は固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。1mSv/h 以下の瓦礫類のうち，0.1～1mSv/h 以下の瓦礫類は一時保管エリア（E1，P2，W，X）及び固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟に，0.1mSv/h 以下の瓦礫類は一時保管エリア（P1）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を超えないようにする。

１・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程（JEAC4601-2008）
・鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 年）
・鋼構造接合部設計指針（日本建築学会，2006 年）
・日本産業規格（JIS）

(2) 原子炉建屋の検討結果

開口（せん断断面積及び断面二次モーメントを低減）並びに構台及び使用済燃料プールへの養生の重量を考慮した原子炉建屋の解析モデルを用い，基準地震動 Ss による地震応答解析を実施した。その結果，耐震壁のせん断ひずみが評価基準値 4.0×10^{-3} を下回っており，耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値：0.17×10^{-3}（5 階，Ss-1，EW 方向））（詳細は別添－１を参照）

(3) 前室の検討結果

主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルを用い,原子力発電所耐震設計技術指針に定める C クラス相当の地震力に対して，断面検討を実施した。その結果，全ての部材に対する検定比（作用応力度/許容応力度）が 1 を下回っており，耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値：0.21）

7. 開口設置に伴う放射性物質の環境影響

燃料取り出しに向け原子炉建屋西側外壁に開口を設置した場合,開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため，放射性物質の放出量について評価を行った結果，敷地

境界における被ばく評価への影響は少ないと評価される。（詳細は別添－２を参照）

8. 廃棄物の保管

解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 31 ㎥（コンクリート約 26 ㎥，金属類約 5 ㎥），線量率は１～30mSv/h と想定しており，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，構内一時保管エリアにて保管・管理する。

9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では，外部放射線に係わる線量率を把握し，放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで，作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度（100mSv/5 年及び50mSv/年）を超えないようにする。

開口設置作業における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として，以下の対策を実施する。

・省人化を目的とした遠隔操作設備の設置による作業員被ばく量の低減
・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減
・必要に応じ作業員の被ばく量を低減させるための遮蔽ベストの着用
・作業時間管理による作業員被ばくの低減

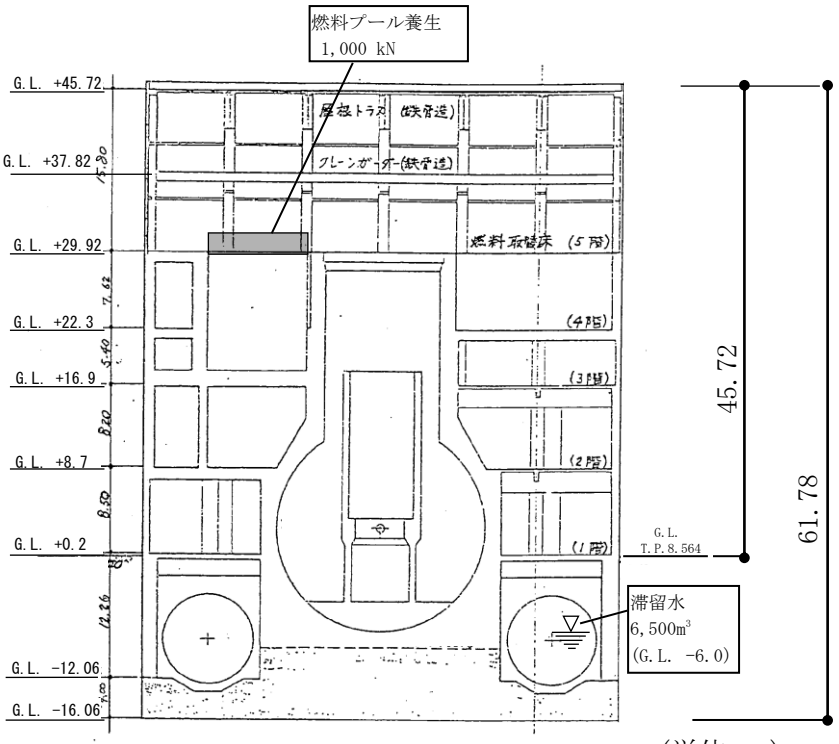
高線量エリアにおける施工であるため，現場状況を踏まえ，今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去，線源に対する遮蔽，作業区域管理の検討を行い，更なる被ばく線量低減に努める。

第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性

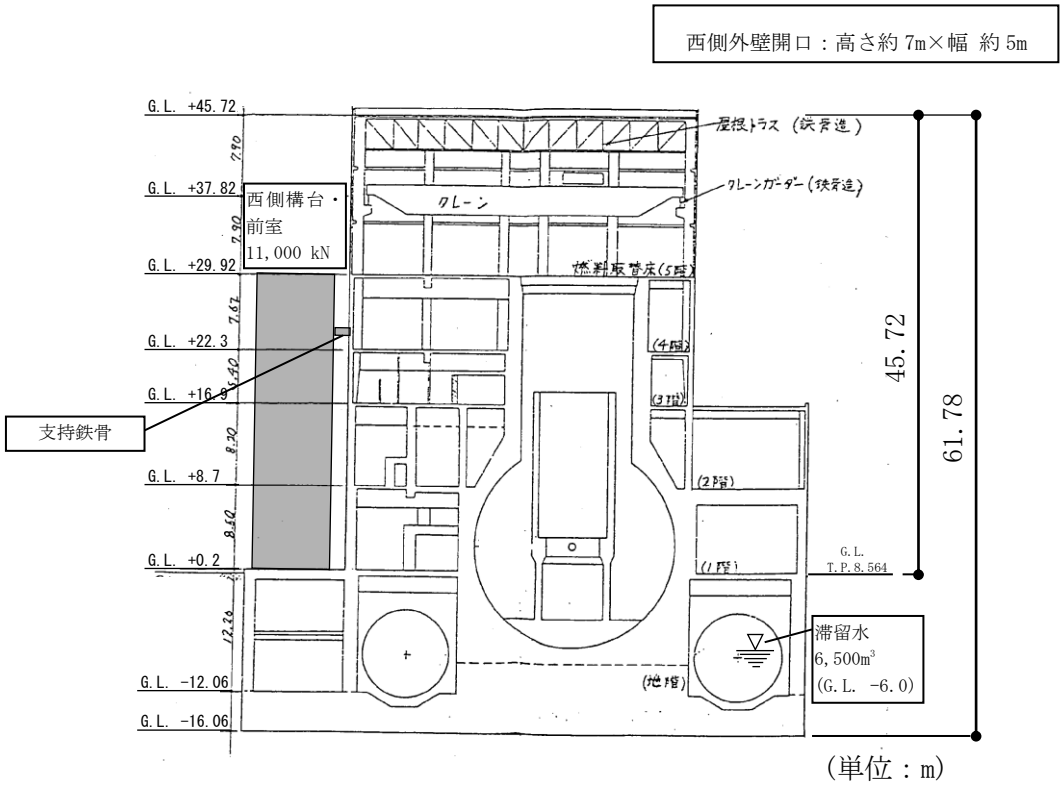
１．　はじめに

本書は，「Ⅱ章 2.6　添付資料－２　構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)」で用いた解析モデルを基本に，西側外壁開口，西側構台・前室及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮した解析モデルを用いて基準地震動 Ss に対する評価を行う。なお，評価に用いる地震動（基準地震動 Ss）及び地盤定数は「Ⅱ章 2.6　添付資料－２構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)」で用いたものと同じである。

建屋の概要図を図１－１に示す。



（a）NS 方向断面



（b）EW 方向断面

図１－１　原子炉建屋の概略断面図

添付資料９に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

２．　解析に用いる入力地震動

原子炉建屋への入力地震動は，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図２－１に示す。この原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

解放基盤表面位置（G.L.-206m（震災前 O.P.-196.0m））における基準地震動 Ss の加速度波形については，図２－２に示す。

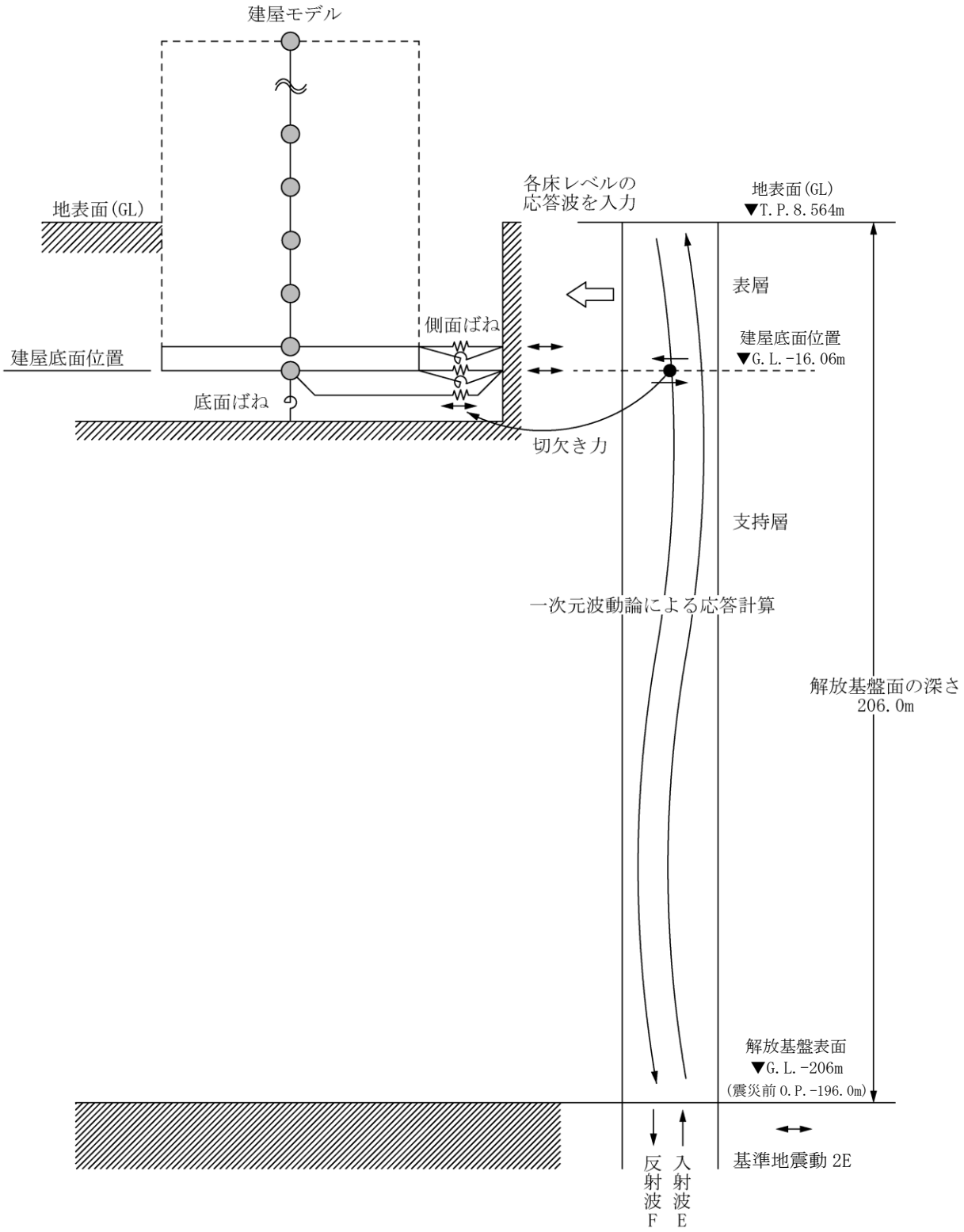
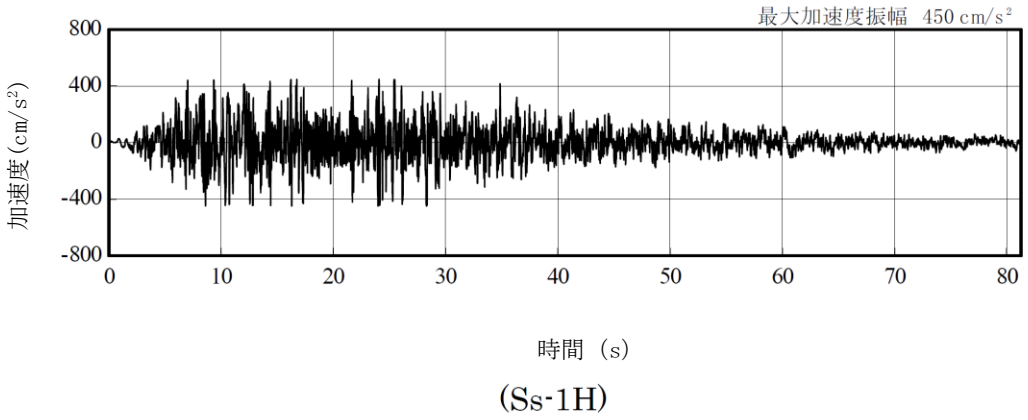
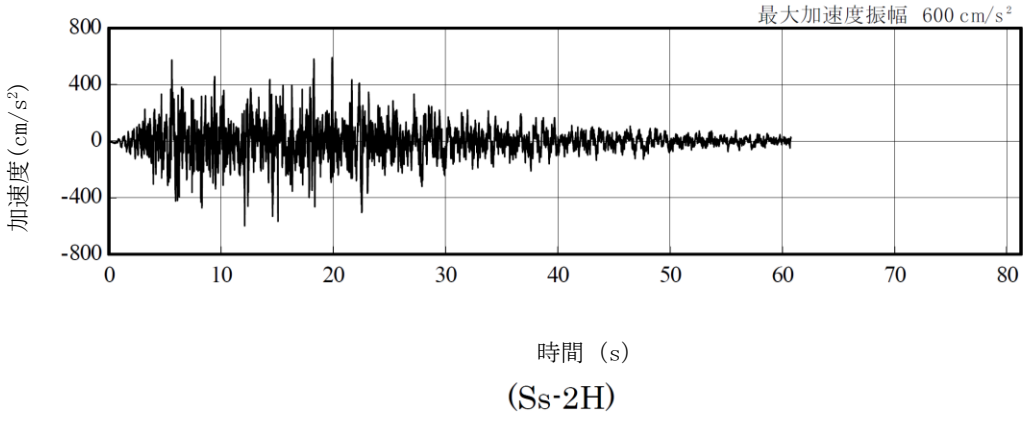


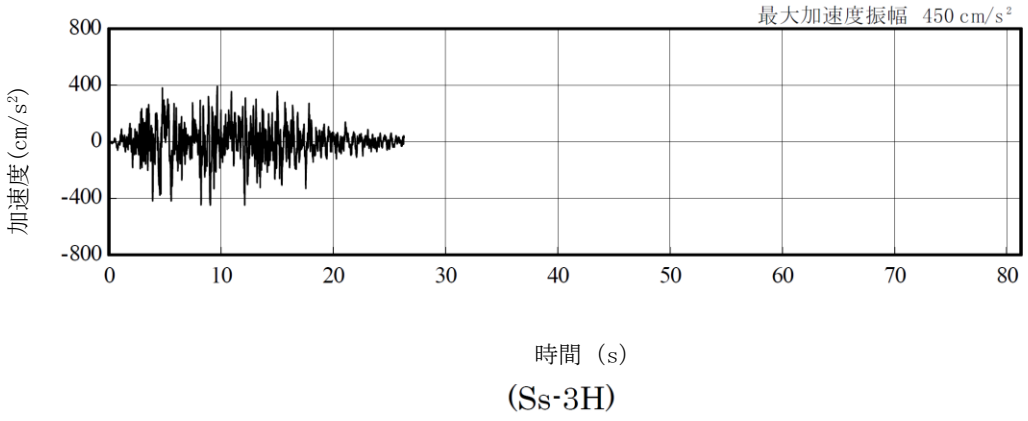
図２－１　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図２－２　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

３．　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「２．　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図３－１に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。建屋解析モデルの諸元は，滞留水を貯留している建屋の耐震安全性を評価した諸元に，オペレーティングフロア階に設けた西側外壁開口，西側構台・前室の重量及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮する。建屋解析モデルの諸元に追加した重量を表３－１に，建屋モデル諸元を表３－２に示す。

表３－１　建屋解析モデル追加重量

	質点	G.L. (m)	重量 (kN)
燃料プール落下防止養生	3	+29.92	1,000
西側構台・前室	4	+22.3	9,000
	7	+0.2	2,000
合計			12,000

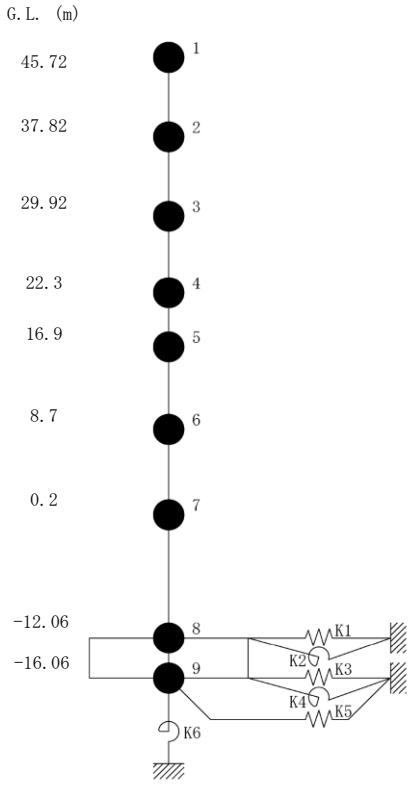
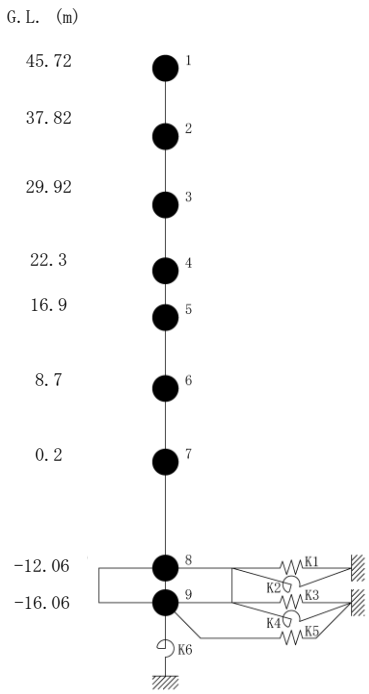


図３－１　原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS，EW 方向）

表３－２　建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

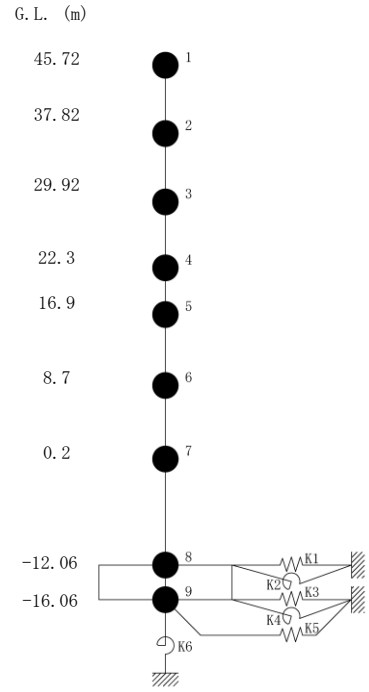


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	14,380	25.99		
			18.6	10,154
2	10,220	18.53		
			17.4 {1.2}	10,650 {25}
3	59,470 [1,000]	107.62 [1.81]		
			184.3	22,551
4	79,440 <9,000>	143.78 <16.29>		
			166.8	24,629
5	107,720	194.96		
			249.3	44,401
6	116,670	211.14		
			157.1	40,661
7	201,190 <2,000>	364.11 <3.62>		
			456.8	110,444
8	341,290 (63,750)	617.55 (115.35)		
			2,656.2	480,675
9	125,030	226.24		
合計	1,055,410			

注（ ）内は滞留水による付加重量分を示す。
［ ］内は燃料プール養生による付加重量分を示す。
＜ ＞内は燃料取り出し用西側構台による付加重量分を示す。
｛ ｝内は耐震壁開口による減少分を示す。

ヤング係数E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%
基礎形状	46.60m(NS方向)×57.00m(EW方向)

(EW 方向)



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	14,380	14.71		
			14.0	5,941
2	10,220	10.40		
			14.0	6,307
3	59,470 [1,000]	60.74 [1.02]		
			108.2	11,927
4	79,440 <9,000>	81.06 <9.18>		
			117.3	14,199
5	107,720	194.96		
			185.7	33,796
6	116,670	211.14		
			173.1	41,960
7	201,190 <2,000>	544.79 <5.42>		
			418.1	132,121
8	341,290 (63,750)	923.98 (172.59)		
			2,656.2	719,166
9	125,030	338.53		
合計	1,055,410			

注（ ）内は滞留水による付加重量分を示す。
［ ］内は燃料プール養生による付加重量分を示す。
＜ ＞内は燃料取り出し用西側構台による付加重量分を示す。

ヤング係数E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%
基礎形状	46.60m(NS方向)×57.00m(EW方向)

４．　耐震安全性評価結果（耐震壁のせん断ひずみの確認）

地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみ一覧を表４－１に示す。せん断ひずみは基準地震動 Ss による解析でも，最大で 0.17×10^{-3} であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）以下である。

表４－１　耐震壁のせん断ひずみ一覧

(NS 方向)

（単位：$\times10^{-3}$）

G.L.(m)	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
	今回	参考*1	今回	参考*1	今回	参考*1	
45.72～37.82	0.09	0.09	0.08	0.08	0.07	0.07	4.0 以下
37.82～29.92	0.15	0.14	0.13	0.12	0.12	0.11	
29.92～22.3	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.03	
22.3～16.9	0.07	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	
16.9～8.7	0.07	0.07	0.08	0.07	0.07	0.06	
8.7～0.2	0.15	0.15	0.16	0.15	0.14	0.13	
0.2～-12.06	0.08	0.07	0.08	0.08	0.07	0.07	

＊1:「西側外壁開口，西側構台及び燃料プール落下防止養生の重量」を考慮しない場合

(EW 方向)

（単位：$\times10^{-3}$）

G.L.(m)	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
	今回	参考*1	今回	参考*1	今回	参考*1	
45.72～37.82	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
37.82～29.92	0.17	0.17	0.16	0.16	0.15	0.15	
29.92～22.3	0.07	0.06	0.06	0.06	0.06	0.05	
22.3～16.9	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.08	
16.9～8.7	0.10	0.10	0.10	0.10	0.09	0.08	
8.7～0.2	0.14	0.14	0.15	0.14	0.12	0.12	
0.2～-12.06	0.08	0.08	0.09	0.08	0.07	0.07	

＊1:「西側外壁開口，西側構台及び燃料プール落下防止養生の重量」を考慮しない場合

第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放射性物質の放出量評価

1.　放出量評価方法の考え方

原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は，従前の放出箇所であるブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備に加え，新たに設置する開口を考慮して評価を行った。

本評価は，開口設置前に採取した平成 27 年 8 月～平成 29 年 2 月の期間において，原子炉建屋排気設備入口で最大濃度であった平成 27 年 9 月のダスト濃度を評価に適用した。

開口設置に際し，放射性物質の飛散抑制のために開口全体を覆う前室を設置する。そのため，新たに設置する開口の面積については，前室と開口の間に生ずる隙間（以下「開口の隙間」という）を開口面積として評価に適用した。

なお，大物搬入口，二重扉，非常用扉については，実態にあわせた開口面積を評価に適用した。

2.　放出量評価

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において，下記のとおりの評価を行った。

①　開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間に関しては，外部の風による流量の変動幅が大きいため，変動幅を考慮して評価を行った。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最大）

＝原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

×　流量（開口の隙間の流量＋ブローアウトパネルの隙間の流量）

$＝4.6\times10^{-5}$ [Bq/cm^3]$\times(9.6\times10^{3}+1.5\times10^{4})$ [m^3/h]$\times10^{6}$ [cm^3 /m^3]

＝約 1.1×10^{6} [Bq/h]　　＝約 1.1×10^{-2} [億 Bq/h]

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最小）

＝原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

×　流量（開口の隙間の流量＋ブローアウトパネルの隙間の流量）

$＝4.6\times10^{-5}$ [Bq/cm^3]$\times(3.8\times10^{3}+7.9\times10^{3})$ [m^3/h]$\times10^{6}$ [cm^3 /m^3]

＝約 5.4×10^{5} [Bq/h]　　＝約 5.4×10^{-3} [億 Bq/h]

② 原子炉建屋排気設備

原子炉建屋排気設備からの放出量

＝原子炉建屋排気設備出口の月間平均ダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

× 原子炉建屋排気設備の流量

＝4.9×10^{-7} [Bq/cm^3] × 1.0×10^{4} [m^3/h] × 10^{6} [cm^3 /m^3]

＝約 4.9×10^{3} [Bq/h] ＝約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h]

③ 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

＝原子炉格納容器ガス管理設備出口の月間平均ダスト濃度（Cs-134+Cs-137）

× 原子炉格納容器ガス管理設備の流量

＝1.2×10^{-5} [Bq/cm^3] × 1.9×10^{1} [m^3/h] × 10^{6} [cm^3 /m^3]

＝約 2.2×10^{2} [Bq/h] ＝約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

※計算に引用した数値（ダスト濃度・流量）は以下のとおり。

・ダスト濃度

平成 27 年 9 月の原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度，原子炉建屋排気設備出口及び原子炉格納容器ガス管理設備出口の月間平均ダスト濃度を適用した。

・開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し，圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については，以下のとおり。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の前提

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の開口面積を縮小せず，二重扉を全開，非常用扉を全開及び大物搬入口を全閉した場合を想定。

風速の前提

昭和 54 年 4 月～昭和 55 年 3 月の 1 年間における福島第一原子力発電所の露場の平均風速（3.1[m/s]）を適用した。（原子炉設置変更許可申請書添付書類 6）

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に開口の隙間及びブローアウトパ

ネルの隙間からの流量を評価し，最大と最小の流量をそれぞれ以下のとおり評価した。

	合計	開口の隙間	ブローアウトパネルの隙間
最大流量[m^3/h]	約 2.4×10^4	9.6×10^3	1.5×10^4
最小流量[m^3/h]	約 1.2×10^4	3.8×10^3	7.9×10^3

・原子炉建屋排気設備の流量

原子炉建屋排気設備の容量（1.0×10^4 [m^3/h]）を適用した。

・原子炉格納容器ガス管理設備の流量

ダスト濃度と同様に平成 27 年 9 月の値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価より，開口設置後の原子炉建屋からの放出量合計値は以下のとおり。

開口設置後の放出量評価（最大）

=約 1.1×10^{-2} [億 Bq/h] ＋ 約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h] ＋ 約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

=約 0.011 [億 Bq/h]

開口設置後の放出量評価（最小）

=約 5.4×10^{-3} [億 Bq/h] ＋ 約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h] ＋ 約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

=約 0.0054 [億 Bq/h]

よって，開口設置後の放出量は，約 0.0054～0.011 億 Bq/h と評価した。

なお，開口設置前の原子炉建屋の平成 27 年 8 月～平成 29 年 2 月の平均の放出量は，約 0.0013 億 Bq/h である。

3. 被ばく評価

以下の計算条件で，開口が設置された場合の放出量による被ばく評価を行った。

① 気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は，昭和 54 年 4 月～昭和 55 年 3 月の 1 年間における風向，風速，日射量，放射収支量の観測データを統計処理して用い，統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

② 実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目

標値に対する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は,原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし,外部被ばくについては放射性雲からのγ線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からのγ線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については,「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。

③ 計算地点

計算地点は，１．２号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で，評価した結果は，以下のとおり。

敷地境界における被ばく量は年間約0.0012～0.0025 [mSv]

4. 評価

第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は,約0.0054～0.011 億Bq/hであり，開口設置前と比較して約0.0042～0.0099億Bq/h増加することとなる。これによる敷地境界における被ばく量は年間約0.0016～0.0029 mSvとなる。（表参照）

なお，気体廃棄物の管理については,「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」に準じる。

放出量 ［単位：億Bq/h］	第２号機開口設置前	第２号機開口設置後 （評価値）
第1号機	約0.000027※1	
第2号機	約0.0013※1	約0.0054～0.011
第3号機	約0.0012※1	
第4号機	約0.00022※1	
合計	0.0027※2	0.0068~0.013※2
敷地境界線量 ［単位：mSv/y］	0.0007	0.0016~0.0029

※1 平成27年8月～平成29年2月の平均値を用いている。

※2 数値処理の都合上，合計が一致しない。

福島第一原子力発電所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。

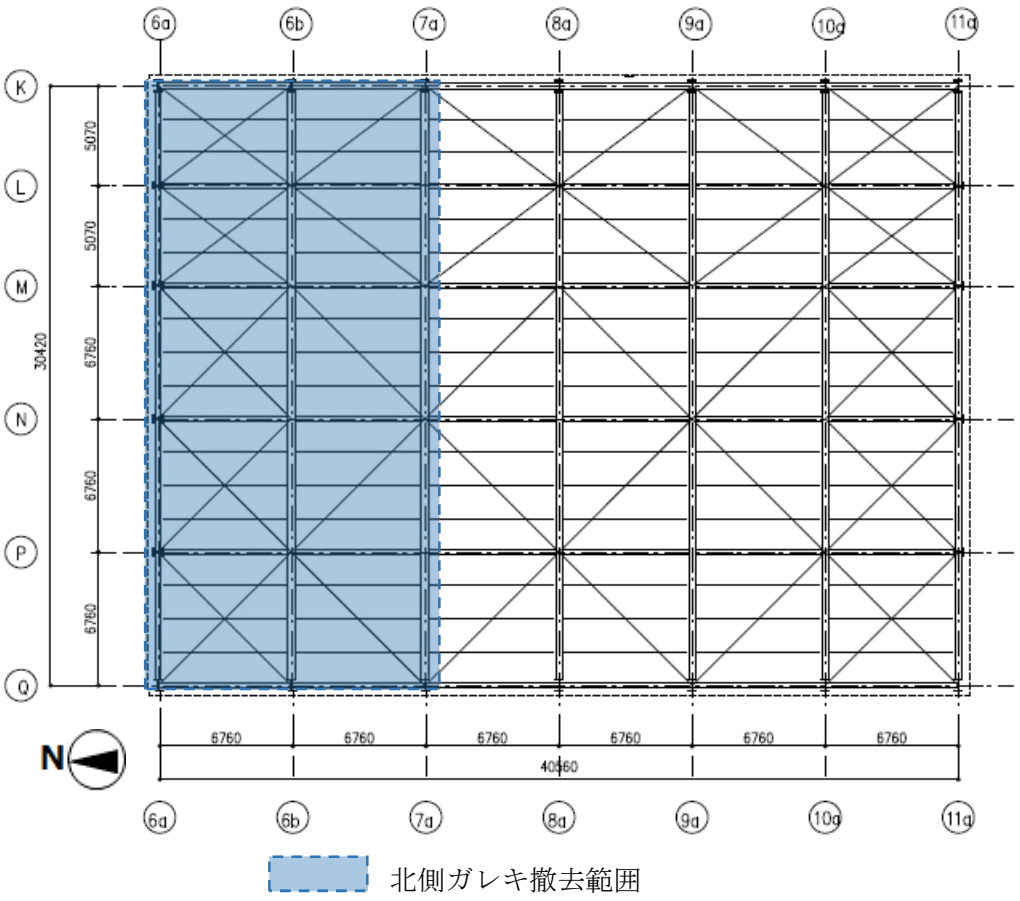


図 1　屋根伏図（上弦面）

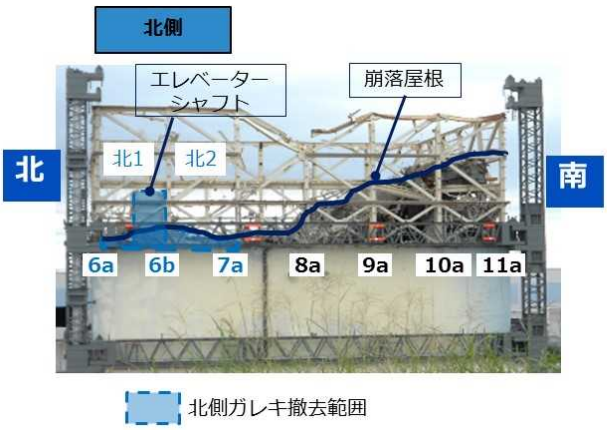


図２　立面イメージ

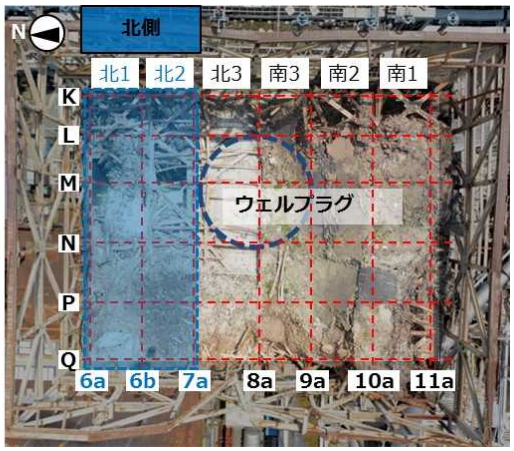


図３　平面イメージ

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。

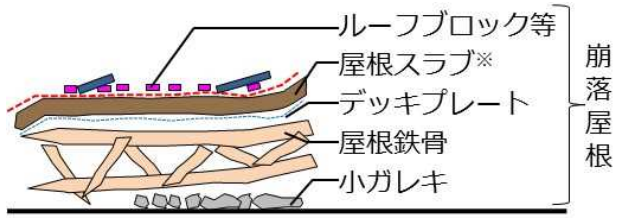
平成 30 年 1 月～平成 31 年 3 月

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，ワイヤーソー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。

屋根鉄骨のうち，ワイヤーソーにより切断する箇所を図 5 に示す。



※ 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	・ルーフブロック等 ・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）
ワイヤーソー	切断	・屋根鉄骨

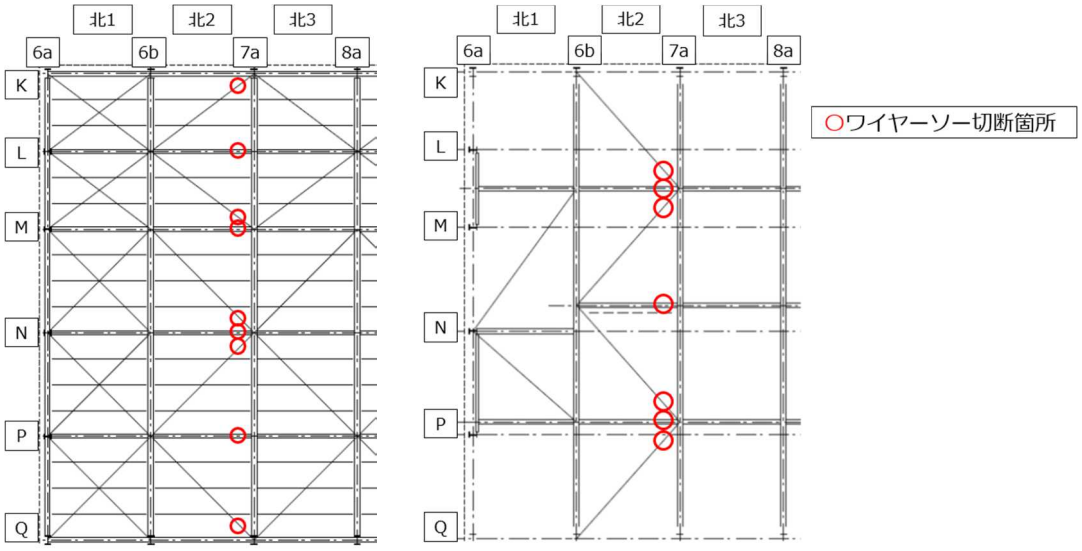


図 5　ワイヤーソーによる切断箇所

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 m^3，表面線量率 30mSv/h を超える瓦礫類が約 400 m^3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）もしくは容器収納のうえ固体廃棄物貯蔵庫に，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の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

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。

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中央および南側のガレキの一部撤去について

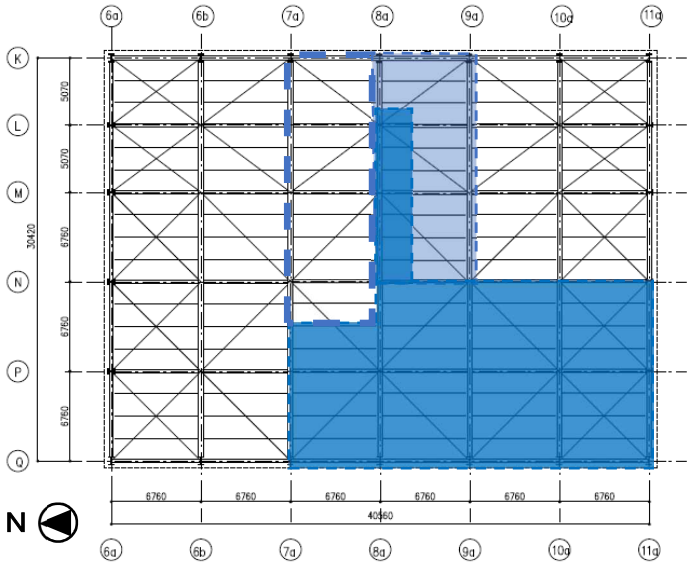
1.　ガレキ撤去の目的

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 通り以南の範囲のガレキとする。（オペフロ外周の鉄骨を除く）

また，撤去するガレキは，図１―①の範囲においては図 4 におけるルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレートとする。図１―②の範囲はルーフブロック等を撤去する。

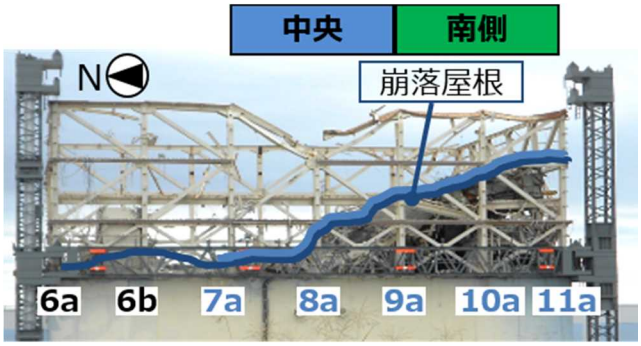


ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去範囲(①)

ルーフブロック等撤去範囲(②)

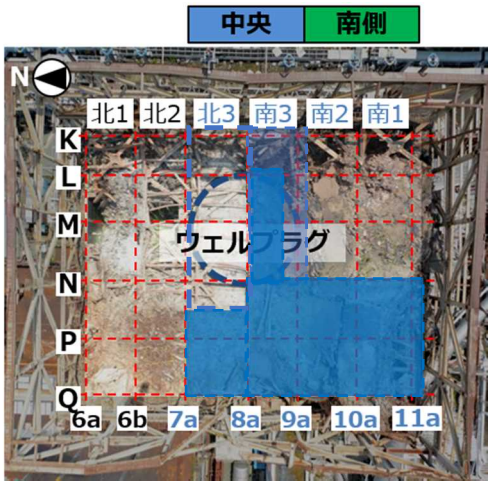
オペフロ調査に伴う支障物撤去により，ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去済みの範囲

図１　屋根伏図（上弦面）



中央および南側ガレキ撤去

図２　立面イメージ

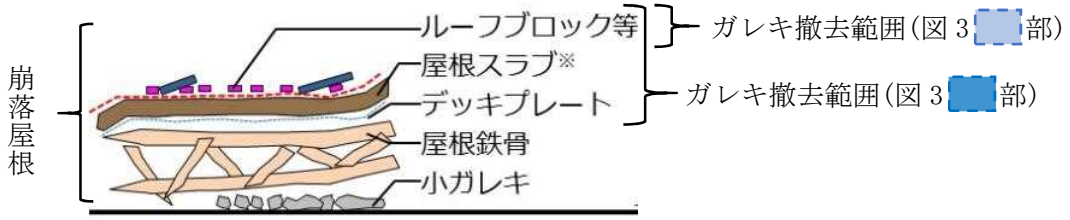


ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去範囲

ルーフブロック等撤去範囲

オペフロ調査に伴う支障物撤去により，ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去済みの範囲

図３　平面イメージ



※ 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　ガレキの状態および中央ガレキ撤去範囲

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 6 月～平成 32 年 5 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。

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	・ルーフブロック等 ・屋根スラブ（アスファルト，コンクリート）
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）

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。

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。

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 110 ㎥，表面線量率 30mSv/h を超える瓦礫類が約 620 ㎥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）もしくは容器収納のうえ固体廃棄物貯蔵庫に，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の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

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。

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外周鉄骨の一部撤去について

1.　外周鉄骨撤去の目的

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）上の外周鉄骨を撤去する。

オペフロ南側ガレキ撤去に際し天井クレーン，燃料取扱機，ガレキ等が使用済燃料プール（以下，ＳＦＰ）へ落下することを防止するため，ＳＦＰ保護等を実施する計画としている。ＳＦＰ保護等は作業床からアクセスを計画しており，ルート確保のため外周鉄骨の一部のブレースを撤去する。

2.　撤去の対象となる外周鉄骨

本資料にて対象となる範囲は図 1～3 の通り，東面 2 箇所，南面 1 箇所，西面 1 箇所のブレースとする。上記以外の外周鉄骨については，施工計画を策定次第，別途申請する。

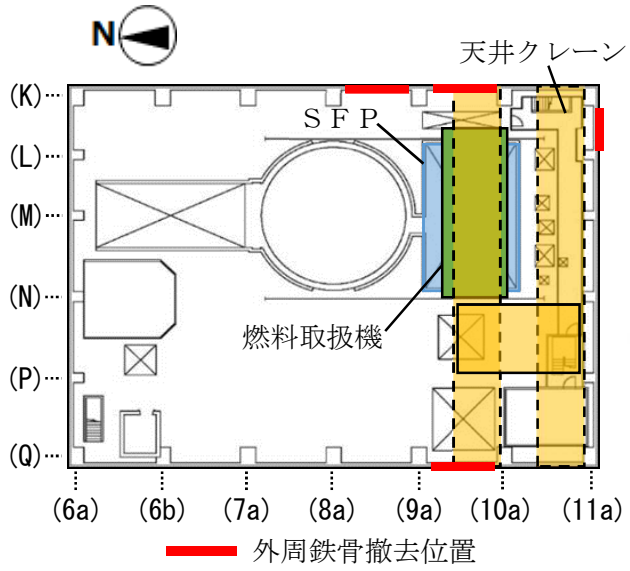


図１　オペフロ平面図

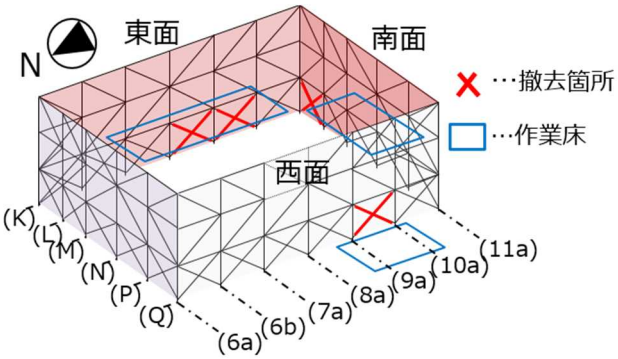


図２　ブレース撤去位置イメージ

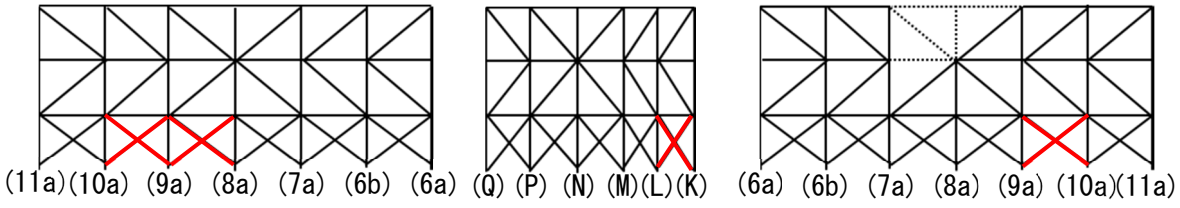


図３　ブレース撤去位置(建屋外側からの視点)

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 7 月～平成 30 年 10 月

4.　外周鉄骨の撤去方法

外周鉄骨の撤去は，切断装置(セーバーソー，バンドソー)を使用し，切断・撤去する。切断箇所は，図 4 に示すように 4 箇所あり，そのうち初めの 3 箇所をセーバーソーで切断し，残った 1 箇所を，切断した鉄骨の把持・引き抜きを行う把持装置と干渉しないように，バンドソーで切断する。(西面の撤去箇所については，内空確保の観点で下部 2 箇所をバンドソーで切断する)

なお，装置はすべて地上から遠隔により操作する。

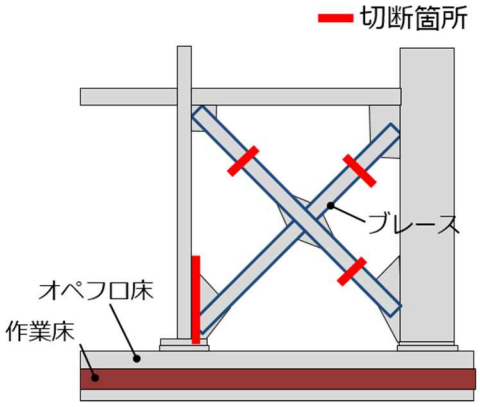


図 4　ブレース切断イメージ(南面の例)*

*：東面，西面については，干渉回避や内空確保の観点で切断位置が異なる

表 1　ブレース撤去に使用する装置

装置	使用目的
セーバーソー	・ブレースの切断
バンドソー	・ブレースの切断
把持装置	・切断後のブレースの把持，引出し

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

外周鉄骨の撤去時に，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，作業完了後

鉄骨は内部に汚染が浸透しないこと，切断時の刃の接触面積が小さいこと，および表面のダストは飛散防止剤により固着していることから，外周鉄骨切断時のダスト発生量は極めて小さい。

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

外周鉄骨の表面線量率や表面積から，切断により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1mSv/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 30 ㎥，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）もしくは容器収納のうえ固体廃棄物貯蔵庫に，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の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

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。

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床上のガレキの一部撤去について

1.　床上ガレキ撤去の目的

１号機原子炉建屋の崩落屋根ガレキや天井クレーン，燃料取扱機等の撤去にあたり，ガレキ落下対策として実施を計画している使用済燃料プール（以下，ＳＦＰ）保護カバー等を設置するため，当該作業に支障となるオペレーティングフロア（以下，オペフロ）床上ガレキの一部を撤去する。

2.　撤去の対象となる床上ガレキ

対象となる範囲は図１の通り。その他の範囲については必要に応じて計画が纏まり次第，別途申請する。

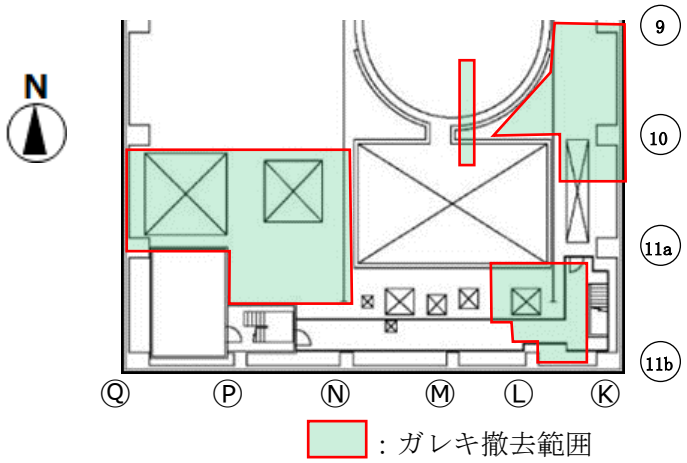


図１　オペフロ床上のガレキ撤去範囲

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。

2019 年 3 月～2020 年 1 月

4.　オペフロ床上ガレキの撤去方法

床上支障ガレキの撤去は，遠隔重機に装着した小型バケットやバイブスクレーパー，カッター，グラップル等を使用する。中型重機のＺＡＸＩＳ－７５は，作業床上から腕が届く範囲でガレキの撤去を行い，小型重機のＺＡＸＩＳ－１７やＡＳＴＡＣＯ－ＳｏＲａは，オペフロ床上にアクセスし，ガレキの撤去を行う。

表１　オペフロ床上のガレキ撤去に使用する装置

装置	主な使用目的
単腕遠隔重機 （ZAXIS-75，ZAXIS-17）	・ガレキの把持，手すり等の切断，ガレキのすくい，固着ガレキの剥離　等
双腕遠隔重機 （ASTACO-SoRa）	・ガレキの把持，梯子・ケーブル等の切断　等
吸引装置	・ガレキの吸引
クレーン （オーシャンクレーン， ミニクローラークレーン）	・H鋼の把持，H鋼の移動

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

オペフロ床上のガレキ撤去時に，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

オペフロ床上のガレキ全体に，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，粉じん飛散量の低減を図る。

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，並びに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・押し切り切断による撤去は，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・押し切り切断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。

機械的切断・すくい・剥離による撤去は，ガレキの表面線量率やガレキ撤去範囲の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１mSv/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，誤操作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 以上のガレキ類が約 30 ㎥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 を超えるガレキ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の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

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。

福島第一原子力発電所１号機及び２号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

1.　一部撤去の目的

１号機及び２号機非常用ガス処理系配管（以下，ＳＧＴＳ配管）のうち屋外に敷設されている配管については，1/2 号機廃棄物処理建屋雨水対策工事及び１号 R/B 大型カバー設置工事等に干渉することから配管の撤去を実施する。

2.　ＳＧＴＳ配管一部撤去の計画概要

１ 号機及び ２ 号機ＳＧＴＳ配管は各原子炉建屋からそれぞれ屋外に敷設されており，１号機ＳＧＴＳ配管及び２号機ＳＧＴＳ配管は排気筒付近で合流し，排気筒に接続している。本計画では，図に示す各原子炉建屋出口から 1/2 号機合流箇所手前までの配管を撤去する。

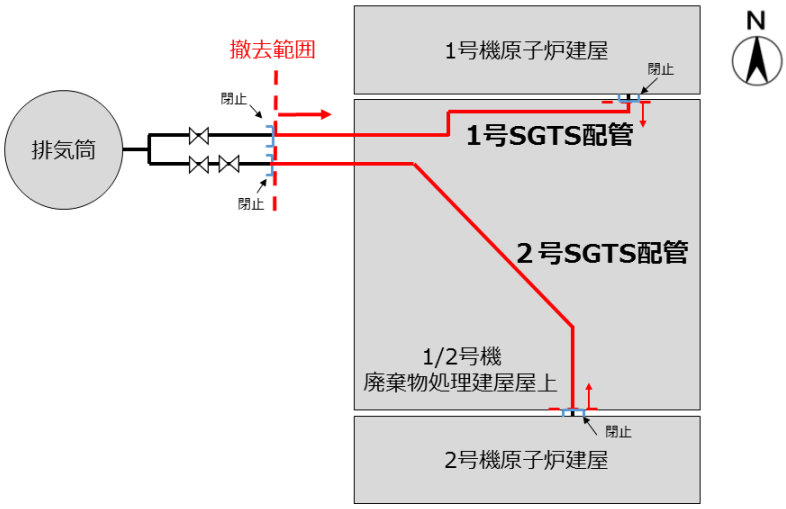


図１　ＳＧＴＳ配管撤去範囲

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。

計画工程：2021 年 8 月～　2022 年 3 月

4.　配管の撤去方法

クレーンにより吊り下げた遠隔切断装置により配管を把持・切断し撤去する。撤去した配管はハウス内で遠隔装置にてコンテナに収納可能な長さに切断しコンテナに入れて固体廃棄物貯蔵庫で保管する。

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，事前に図面及び現場調査にて確認し，必要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，原則，火気を発生させる装置は使用しない。
- 切断するＳＧＴＳ配管のうち本計画で撤去しない配管については，端部に閉止キャップを取り付けてダストが気中へ飛散することを防止する。
- ＳＧＴＳ配管内の水の存在については少量の結露水程度と考えており，結露水が溜まっていると想定する箇所の切断は行わない。
- ＳＧＴＳ配管内に水素の滞留は無いものと考えているが，予め同材質かつ同口径の配管材を用いて火花が出ないことを確認した低速回転のドリルを使用して穿孔し，水素濃度の測定を行う。配管内の水素濃度が４％以上であった場合は，配管内に窒素をパージしてから作業を継続する。

5.　撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制対策

配管内面には遊離性の放射性ダスト（以下，ダスト）が付着している可能性があることから，配管切断時は下記の対策を実施する。

a. 配管切断前

配管切断時に配管内部のダストを気中に飛散させないため，配管切断箇所及び小割箇所へ発泡ウレタンを注入する。

b. 配管切断時

配管切断は予めウレタンを注入した箇所を切断する。配管切断中に切断箇所へ飛散防止剤を散布することで，切断箇所にダストを固着させる。さらに，切断装置（ワイヤーソー）の両面にカバーを設置し，カバー内を吸引することでダスト飛散量の低減を図る。

c. 配管小割時

配管の小割は，フィルタ付の局所排風機で換気される管理されたハウス内でウレタンの注入されている箇所を切断することで，ダスト飛散量の低減を図る。

d. 配管細断時

配管の細断は建屋内に設置するフィルタ付の局所排風機で換気される管理されたハウス内で実施することで，ダスト飛散量の低減を図る。

上記に加え，各作業エリアにダストモニタを設置しダスト濃度を監視する。
作業中にダスト濃度の異常を検知した場合は速やかに作業を中断し，状況に応じて飛散防止剤の散布または散水の実施を検討する。

6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

ＳＧＴＳ配管の表面線量率測定をもとに配管内部の放射性物質量を推定し，切断に伴い欠損する面積分の配管内部の放射性物質が気中へ放出された場合の影響評価を保守的な条件の基に行った。評価結果より，放射性物質の放出による敷地境界での線量影響が，「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 1mSv/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から想定した敷地境界空気中放射性物質濃度は，敷地境界に設置されたモニタリングポスト近傍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. 撤去作業中の部材の落下防止対策

撤去作業中の部材落下防止を図るため，遠隔切断装置を用いて把持し把持状態はカメラにより監視する。また，遠隔切断装置とクレーンの使用前点検，監視員の配置及び作業エリアの区画等の対策を実施する。

8. 廃棄物の保管

ＳＧＴＳ配管撤去作業に伴い，表面線量率が最大で 160mSv/h 程度の金属瓦礫類が約 15m^3 発生すると想定している。なお，撤去作業後に撤去物の線量測定を行い線量区分に応じて下記の通りに保管・管理する。

「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第３編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，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，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を超えないように管理する。

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，遠隔操作設備の利用により被ばく線量の低減を図る。また，配管の細断作業においては既存の建屋内にハウスを設置しＲαゾーンに設定するとともに，配管の細断からキャスク収納までを遠隔で実施することや遮蔽を設置することによる放射線業務従事者の被ばく線量の低減を図る。

10.　モックアップ試験

同材質かつ同口径の配管材で構成されたモックアップ試験設備でＳＧＴＳ配管の把持，穴開け，ウレタン注入，切断，閉止及び細断作業のモックアップ試験を行う。

モックアップ試験では要素試験で確認できていない項目について検証し，各安全対策を満足したうえで全ての作業が成立することを確認する。

2.15 放射線管理関係設備等

2.15.1 基本設計

2.15.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所１～４号機から環境に放出される気体廃棄物を抑制するために設けられた設備の健全性を把握すること，ならびに当該設備を経由して放出される放射性物質の放出量を把握することを目的とする。また，万が一，安全に関する機能が一時的に喪失した場合でも，一般公衆ならびに放射線業務従事者を放射線から防護するため，周辺環境における放射線量率等の状況を把握することを目的とする。

2.15.1.2 要求される機能

福島第一原子力発電所１～４号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質，ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を監視できること。

2.15.1.3 設計方針

(1) １～４号機から放出される気体廃棄物の監視設備

原子炉格納容器ガス管理設備，原子炉建屋カバー換気設備，原子炉建屋換気設備のダスト放射線モニタにより，建屋から放出される気体廃棄物中の放射性物質の濃度を監視できる設計とする。

(2) 周辺監視区域周辺の監視設備

モニタリングポストは，１～６号機の他，附帯設備を含めた発電所全体からの影響を把握するため，周辺監視区域境界付近８箇所の空間放射線量率を監視できる設計とする。

(3) 供用期間中に確認する項目

福島第一原子力発電所１～４号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質，ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を適切に監視できること。

2.15.1.4 主要な機器

a. ダスト放射線モニタ

ダスト放射線モニタは，２チャンネル設置し，免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

b. モニタリングポスト

モニタリングポストは，周辺監視区域境界付近８箇所に設置し，空間放射線量率を連続的に測定可能な設備とし，免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設

備とする。

2.15.1.5　設計上の考慮すべき事項

ダスト放射線モニタ及びモニタリングポストは,『特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について』に示される“１４．設計上の考慮”を踏まえた設計とすることを基本方針として，特に次の事項に考慮する。

(1) 準拠規格及び基準

一般的な放射線計測器や一般構造物と同様の構造強度を有する設計とし，耐震性についても一般構造物と同等なものとして設計する。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

仮設防潮堤を設置したことでアウターライズ津波の影響がないと想定される 1～4 号機の標高以上のエリアに設置する。(Ⅲ.3.1.3 参照)

(3) 信頼性に対する設計上の考慮

ダスト放射線モニタは，所内高圧母線からの受電の他，外部電源喪失の場合に備えて，非常用所内電源からも受電できる構成とする。

モニタリングポストにおいては，異なる２系統の所内高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合に備えて，非常用所内電源ならびに蓄電池から受電できる構成とする。

2.15.2　基本仕様

2.15.2.1　主要仕様

(1) １号機

ダスト放射線モニタ（大型カバー換気設備出口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{0}～10^{4} s^{-1}
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{-1}～10^{6} s^{-1}
チャンネル数	2

(2) 2号機

ダスト放射線モニタ（原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備出口）

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}
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

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}
チャンネル数	2

(3) 3号機

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

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}
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

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}
チャンネル数	2

(4) 4号機

ダスト放射線モニタ（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{0}～10^{4} s^{-1}
チャンネル数	2

(5) モニタリングポスト

検出器の種類	電離箱検出器
測定範囲	10～10^{8} nGy/h
台数	8

(6) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては，以下の各章に記載している。

- Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備
- Ⅱ.2.12　使用済燃料共用プール設備
- Ⅱ.2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備
- Ⅱ.2.34　５・６号機　計測制御設備

(7) 換気設備

換気設備については，以下の各章に記載している。

- １号機大型カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ３号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ４号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- 原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8　原子炉格納容器ガス管理設備）
- 雑固体廃棄物焼却設備（Ⅱ.2.17　放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備））

2.15.3　添付資料

添付資料―１　ダスト放射線モニタ系統概略図

添付資料―２　モニタリングポストの配置図

ダスト放射線モニタ系統概略図

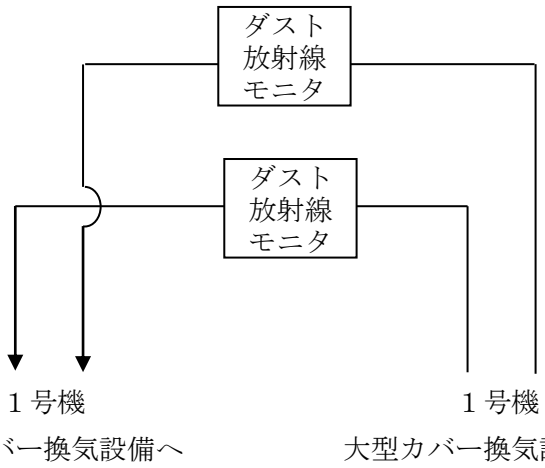


図２．１５－１　１号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（大型カバー換気設備出口）

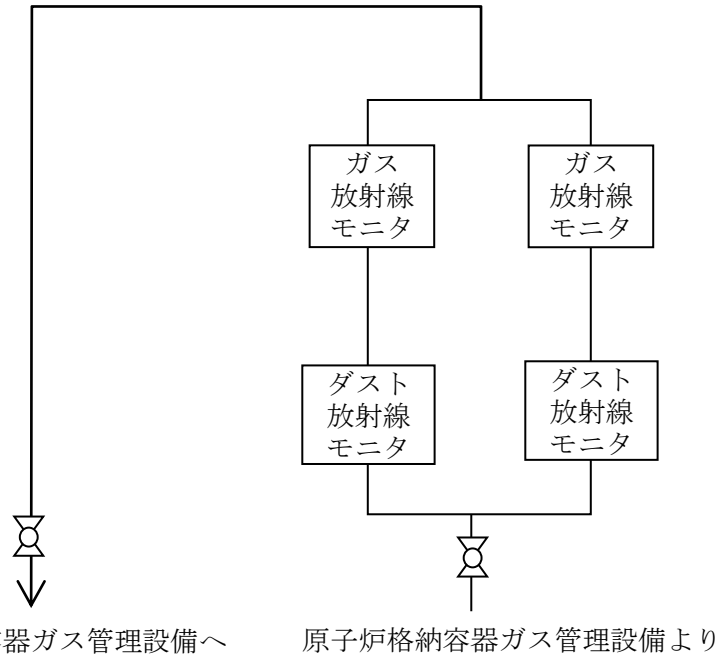


図２．１５－２　１号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

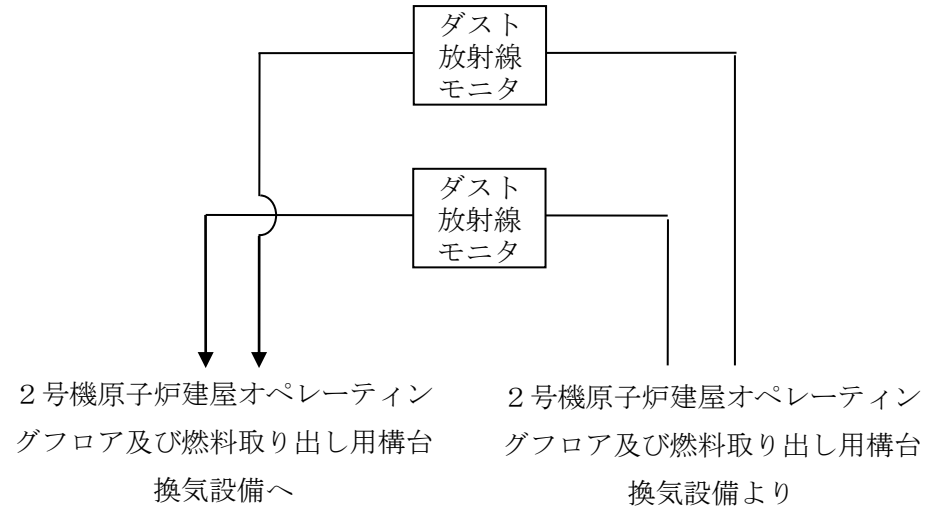


図２．１５－３　２号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備出口）

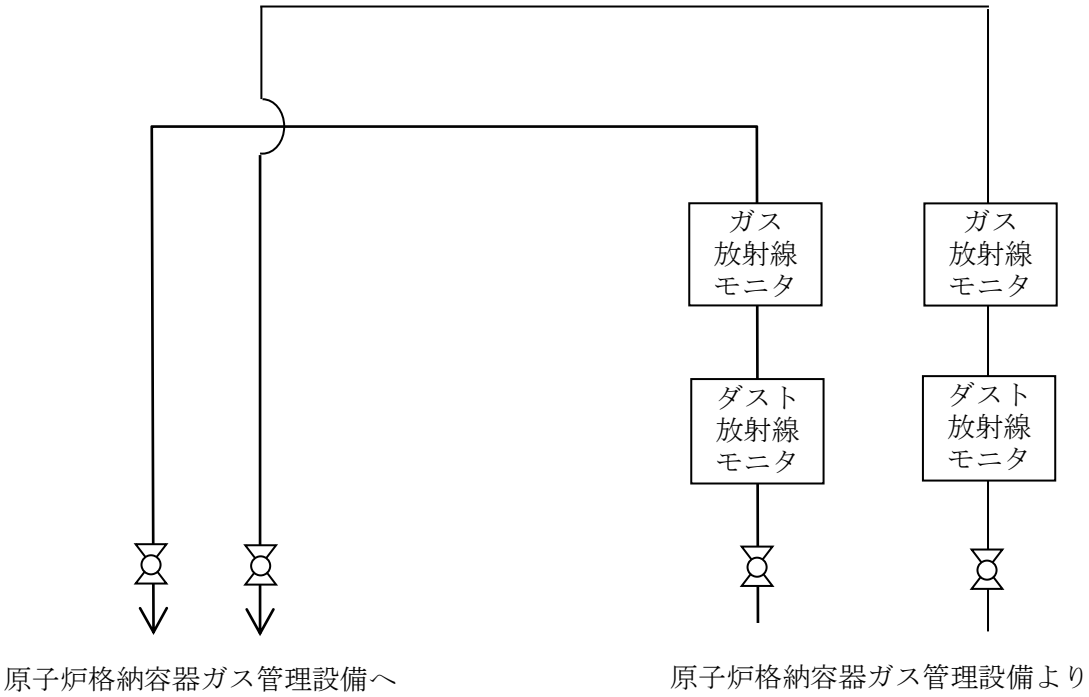


図２．１５－４　２号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

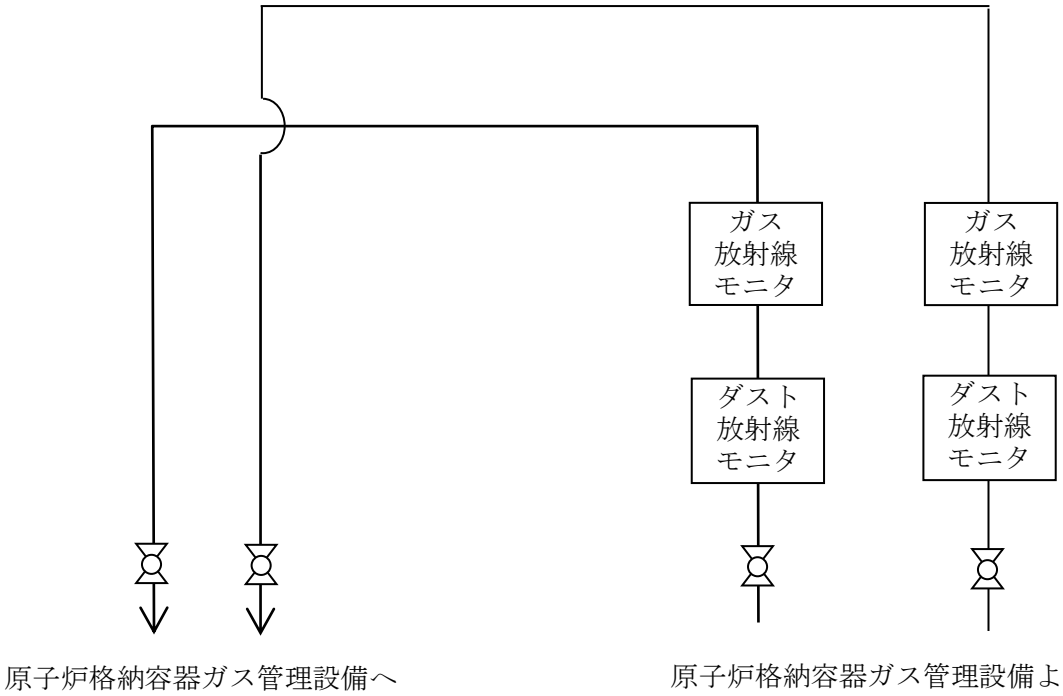


図２．１５－５　３号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

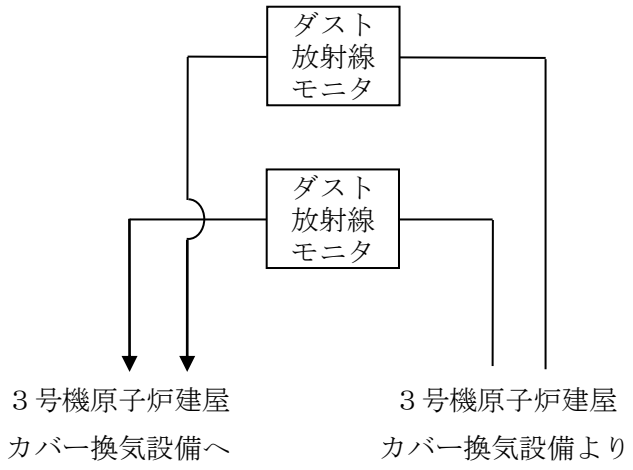


図２．１５－６　３号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

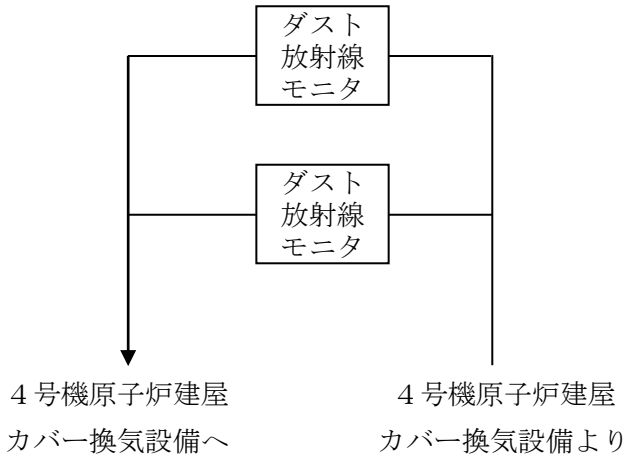


図２．１５－７　４号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

モニタリングポストの配置図

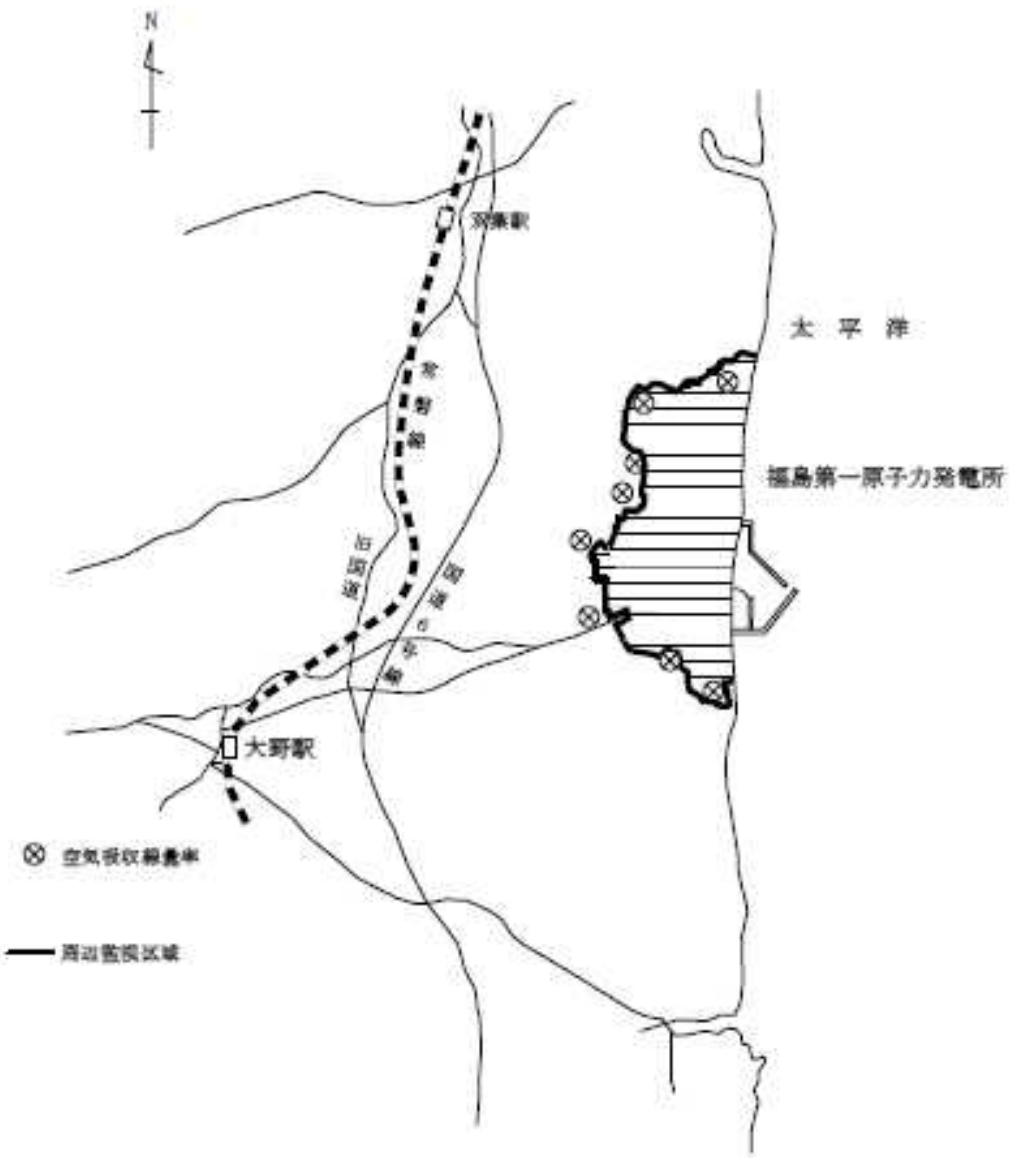


図２．１５－８　モニタリングポスト配置図

2.50　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設

2.50.1　基本設計

2.50.1.1　　ALPS 処理水希釈放出設備

2.50.1.1.1　設置の目的

福島第一原子力発電所構内のタンク※には，多核種除去設備にて汚染水から放射性核種（トリチウムを除く。）を十分に低い濃度になるまで除去した水（以下「ALPS 処理水等」という。）を貯留している。

本設備は，ALPS 処理水等がトリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和 1 未満を満足している ALPS 処理水であることを確認した上で，海水にて希釈し海洋へ放出することを目的とする。

※：RO 濃縮水貯槽，多核種処理水貯槽，Sr 処理水貯槽

RO 濃縮水貯槽は，当初，逆浸透膜装置の濃縮水を貯留していたが，濃縮水の処理完了後は，ALPS 処理水等を貯留している。Sr 処理水貯槽は，当初，RO 濃縮水処理設備（廃止）の処理水を貯留していたが，処理水の処理完了後は，ALPS 処理水等を貯留している。

2.50.1.1.2　要求される機能

(1) 海洋への放出量は，発生する汚染水の量（地下水，雨水の流入による増量分）を上回る能力を有すること。

(2) 希釈放出前の水が ALPS 処理水であることを確認するため，測定・確認用のタンク内およびタンク群の放射性物質濃度の均質化および試料採取ができること。

(3) ALPS 処理水を海水で希釈し，放水設備へ排水できること。

(4) 異常が発生した場合，速やかに ALPS 処理水の海洋への放出を停止できる機能を有すること。

(5) ALPS 処理水を 100 倍以上及び海水希釈後のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満となるまで希釈する能力を有すること。

2.50.1.1.3　設計方針

(1) 放射性液体廃棄物の処理等

ALPS 処理水希釈放出設備は，主に測定・確認用設備，移送設備，希釈設備により構成する。

測定・確認用設備では，タンク内およびタンク群の放射性物質濃度を均質にした後，試料採取・分析を行い，ALPS 処理水に含まれる，トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和が 1 未満であること及びトリチウム濃度を確認する。

その後，移送設備により ALPS 処理水を希釈設備まで移送し，海水で希釈した上で，放水設備へ排水する。

a．海洋放出前のタンク内 ALPS 処理水の放射能濃度の均質化

測定・確認用設備では，代表となる試料が得られるよう，採取する前にタンク群の水を循環ポンプにより循環することでタンク群の放射性物質の濃度をほぼ均質にする。また，各タンクに攪拌機器を設置し，均質化の促進を図る設計とする。

b．ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視

敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために，ALPS 処理水を海水で希釈した後に放出する水（以下「放出水」という。）中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満，海水による希釈倍率が 100 倍以上になるよう，希釈処理が可能な設計とする。なお，ALPS 処理水希釈放出設備における混合希釈状態について，解析コードを用いて評価を行う。

また，放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満となるよう，混合希釈率の調整及び監視が実施可能な設計とする。

c．異常の検出と ALPS 処理水の海洋放出の停止

供用期間中に想定される機器の故障等の異常により，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象（以下「異常事象」という。）等が発生した場合に備え，移送設備には緊急遮断弁を設置し，正常な運転状態を逸脱すると判断される場合においてはインターロックにより閉動作させるとともに，必要に応じて運転員の操作により ALPS 処理水の海洋放出を停止することが可能な設計とする。

d. 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

ALPS処理水希釈放出設備は,放射性液体廃棄物としてALPS処理水を取り扱うことから,その漏えい発生防止・汚染拡大防止等のため，次の各項を考慮した設計とする。ただし，当該設備のうち，放水立坑（上流水槽）については，通常時において放出水のみを取り扱うことから,放水設備以外への著しい流出が発生しないよう水密性を確保した設計とする。

(a) 漏えいの発生を防止するため，機器等には設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。

(b) 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えいの早期検出を可能にするとともに，漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。

(c) 漏えい検知等の警報については，免震重要棟集中監視室に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

e. 被ばく低減

ALPS処理水希釈放出設備は，取り扱う放射性液体廃棄物の性状に応じて，機器等の設計において遮へい機能を考慮した設計とする。

(2) 準拠規格及び基準

ALPS処理水希釈放出設備を構成する構築物，系統及び機器の設計，材料の選定，製作及び検査については，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME)，(公社）土木学会等の技術基準（規準)，日本産業規格（JIS）等を適用することにより信頼性を確保する。

(3) 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

なお，主要な機器の耐震性を評価するにあたっては，原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）等に準拠することを基本とするが，評価手法，評価基準について実態に合わせたものを採用する。

ポリエチレン管，耐圧ホース等は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

b．地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって，施設の安全性が損なわれないよう設計する。

(4) 外部人為事象に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，想定される外部人為事象によって，施設の安全性を損なうことのない設計とする。また，第三者の不法な接近等に対し，これを防御するため，適切な措置を講じた設計とする。

(5) 火災に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，火災の発生を防止し，火災の検知及び消火を行い，並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより，火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の構築物，系統及び機器は，経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

(7) 運転操作に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，運転員による誤操作を防止できる設計とするとともに，異常事象や設備の運転に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した状況下においても，運転員がこれらの事象に対処するために必要な設備を容易に操作できる設計とする。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，ヒューマンエラーや機器の故障による「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」が発生しないよう，高い信頼性を確保した設計とする。また，万が一，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」が発生したとしても，その量が極めて小さくなる設計とする。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物，系統及び機器は，それらの健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(10) その他の設計上の考慮

a．健全性に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

b．監視・操作に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により，遠隔操作及び運転状況の監視が可能な設計とする。

c．長期停止に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，動的機器及び異常発生時に ALPS 処理水の海洋放出を速やかに停止する機器については，故障により設備が長期停止することがないように 2 系列設置する。また，電源は異なる 2 系統の所内高圧母線から受電可能な設計とする。

2.50.1.1.4　主要な機器

ALPS 処理水希釈放出設備は，測定・確認用設備，移送設備，希釈設備により構成する。

(1) 測定・確認用設備

測定・確認用設備は，ALPS 処理水に含まれる放射性物質濃度の均質化および放出前の試料採取を目的に，測定・確認用タンク，攪拌機器，循環ポンプ，循環配管，受入配管により構成する。

測定・確認用タンクは，現状の汚染水発生量と ALPS 処理水に含まれる放射性物質量の測定・評価に要する時間を踏まえ，ALPS 処理水の海洋放出までには，少なくとも約 1 万 m^3 分の容量が必要であることから，「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」の多核種処理水貯槽に示す K4 エリアタンクのうち，10 基をタンク 1 群として 3 群（30 基）を兼用して，それぞれのタンク群を ALPS 処理水の受入工程，測定・確認工程及び放出工程に振り分けて運用する。

攪拌機器は，測定・確認用タンクに 1 台ずつ設置し，タンク内の攪拌を行う。

循環ポンプは，2 台設置し，タンク 1 群（10 基）の内部の水の循環攪拌を行う。

なお，循環ポンプ，攪拌機器ともに K4 エリアタンク内の放射性物質濃度の均質化に十分な処理容量を確保する。

(2) 移送設備

移送設備は，測定・確認用設備にて ALPS 処理水であることを確認した水を希釈設備へ移送するため，ALPS 処理水移送ポンプおよび移送配管により構成する。

ALPS 処理水移送ポンプは，運転号機と予備機の２台構成とし，ALPS 処理水を希釈設備まで移送する。

また，異常発生時に，速やかに移送停止ができるよう，緊急遮断弁-2 を海水配管ヘッダ手前に，津波対策として緊急遮断弁-1 を防潮堤内にそれぞれ１箇所設ける。

(3) 希釈設備

希釈設備は，ALPS 処理水を海水で希釈し，放水立坑（上流水槽）まで移送し，放水設備へ排水することを目的に，海水移送ポンプ，海水配管（海水配管ヘッダを含む），放水立坑（上流水槽）により構成する。

海水移送ポンプは，5 号機の取水路から放水立坑まで海水の移送を行う。

なお，移送設備により移送する ALPS 処理水のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう，ALPS 処理水を 100 倍以上に希釈する流量を確保する。

2.50.1.1.5　供用期間中に確認する項目

ALPS 処理水希釈放出設備は，移送設備により ALPS 処理水を希釈設備まで移送し，海水で希釈した上で，放水設備へ排水できること。

また，異常が発生した場合に速やかに ALPS 処理水の海洋放出を停止できること。

2.50.1.2　放水設備

2.50.1.2.1　設置の目的

放水設備は，ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を，放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により，沿岸から約 1km 離れた海洋から放出することを目的とする。

2.50.1.2.2　要求される機能

ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水)を,沿岸から約 1km 離れた海洋から放出できること。

2.50.1.2.3　設計方針

「措置を講ずべき事項」に準じて，以下の通り設計を行う。

(1) 準拠規格及び基準

放水設備を構成する各設備の設計，材料の選定，製作について，（公社）土木学会等の技術基準（規準）や日本産業規格（JIS）等の国内外の民間規格を適用することにより信頼性を確保する。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

a．地震に対する設計上の考慮

放水設備を構成する設備は，ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を取り扱うことを踏まえ，耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

b．地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）に対する設計上の考慮

放水設備は，地震以外の想定される自然現象（津波，台風）によって施設の安全性が損なわれない設計とする。

(3) 火災に対する設計上の考慮

放水設備は，火災発生を防止するため，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

なお，設備内部に海水が充水されていることから，火災のおそれは非常に低い。

(4) 環境条件に対する設計上の考慮

放水設備を構成する設備は，経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

(5) 検査可能性に対する設計上の考慮

放水設備は，要求される機能を確認することができる設計とする。

(6) その他の設計上の考慮

a．水理設計

放水立坑（下流水槽）内の水を放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により，約 1km 離れた放水口まで移送する設計とする。また，放水立坑（下流水槽）の壁高は，放水設備における水理損失およびサージングによる水位上昇等を考慮した設計とする。

b．構造

放水設備を岩盤に設置することで，地震の影響を受けにくい構造とする。また，放水トンネルについては，岩盤内部に設置することとし，海底部の掘進における施工時の安全性や供用期間中の耐久性を考慮し，シールド工法を採用する。さらに，放水トンネルを構成する鉄筋コンクリート製の覆工板にシール材を設けることで止水性を確保する。

c．健全性に対する考慮

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮き上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，適切な鉄筋かぶりを設定し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

2.50.1.2.4　主要な設備

放水設備は，放水立坑（上流水槽）から放水立坑内の堰を越流し，放水立坑（下流水槽）へ流入した水を，沿岸から約 1km 離れた海洋から放出することを目的に，放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口により構成する。

2.50.1.2.5　供用期間中に確認する項目

海水移送ポンプを起動して，放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により，放水トンネル，放水口を通じて海洋へ放出できること。

2.50.2　基本仕様

2.50.2.1　ALPS 処理水希釈放出設備の主要仕様

2.50.2.1.1　　測定・確認用設備

(1) 循環ポンプ（完成品）

台　　数	2 台
容　　量	160m^3/h（1 台あたり）

(2) 攪拌機器（完成品）

台　　数	30 台

(3) 測定・確認用タンク※

合計容量（公称）	30,000m^3
基　　数	30 基
容量（単基）	1,000m^3／基
材　　料	SS400
板厚（側板）	15mm

※：「Ⅱ　2.5　汚染水処理設備等」の多核種処理水貯槽のうち，K4 エリアタンクの一部を兼用する。なお，公称容量を運用水位上限とする。

(4) 配管

主要配管仕様（１／３）

名　称	仕　様	
測定・確認用タンク出口から 循環ポンプ入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
循環ポンプ出口から 測定・確認用タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch.20S 150A/Sch.20S 200A/Sch.20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

主要配管仕様（２／３）

名　称	仕　様	
多核種除去設備出口から 処理済水貯留用タンク・槽類※1 まで※2 （ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（耐圧ホース）	呼び径	100A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※2 ［増設多核種除去設備］ （鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（耐圧ホース）	呼び径	100A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃

※1：多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽

※2：測定・確認用タンク（多核種処理水貯槽と兼用）への配管のうち上記仕様の配管は，「Ⅱ 2.16.1 多核種除去設備」，「Ⅱ 2.16.2 増設多核種除去設備」と兼用する。

主要配管仕様（３／３）

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※3 ［高性能多核種除去設備］ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

※3：測定・確認用タンク（多核種処理水貯槽と兼用）への配管のうち上記仕様の配管は，「Ⅱ 2.16.3 高性能多核種除去設備」と兼用する。

2.50.2.1.2　移送設備

(1) ALPS 処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

容　　量　　30m^3/h（1 台あたり）

(2) ALPS 処理水流量計

個　　数　　4 個　（うち予備 2 個）※

計測方式　　差圧式

計測範囲　　0 ～ 40m^3/h

(3) 放射線モニタ

個　　数　　2 個　（うち予備 1 個）

種　　類　　シンチレーション検出器

計測範囲　　10^{-1}～10^{5} s^{-1}

(4) 緊急遮断弁-1（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

(5) 緊急遮断弁-2（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

(6) ALPS 処理水流量調整弁（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

※：差圧伝送器の個数を示す。

(7) 配管

主要配管仕様（１／２）

名　称	仕　様	
測定・確認用タンク間 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
測定・確認用タンク出口から ALPS 処理水移送ポンプ入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.20S 150A/Sch.20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 80A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃

主要配管仕様（２／２）

名　称	仕　様	
ALPS 処理水移送ポンプ出口から 緊急遮断弁-1 まで （鋼管）	呼び径／厚さ	40A/Sch.20S 100A/Sch.20S 150A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（伸縮継手）	呼び径	40A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
緊急遮断弁-1 から 海水配管ヘッダ入口取合まで （鋼管）	呼び径	100A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（伸縮継手）	呼び径	100A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃

2.50.2.1.3　希釈設備

(1) 海水移送ポンプ（完成品）

台　　数	3 台（うち予備 1 台）
容　　量	7,086m^3/h（1 台あたり）

(2) 海水流量計

個　　数	3 個（うち予備 1 個）
計測方式	差圧式
計測範囲	0 ～ 10,000m^3/h

(3) 放水立坑（上流水槽）

基　　数	1 基
主要寸法	たて 34,500mm × よこ 16,900mm × 高さ 6,000mm（内空）
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：40N/mm^2，鉄筋：SD345）

(4) 配管

主要配管仕様（１／２）

名　称	仕　様	
海水移送ポンプ出口から 海水配管ヘッダ入口取合まで （鋼管）	呼び径／厚さ	800A／12.7mm 900A／12.7mm
	材質	STPY400
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	900A／13mm
	材質	SUS329J4L
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	900A／14mm
	材質	SUS329J4LTPY
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（伸縮継手）	呼び径	800A 相当 900A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
海水配管ヘッダ （鋼管）	呼び径／厚さ	900A／16mm 1800A／16mm 2200A／16mm
	材質	SM400B
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	100A／Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃

主要配管仕様（２／２）

名　称	仕　様	
海水配管ヘッダ出口から 放水立坑（上流水槽）まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	1800A／16mm SM400B 0.60MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	1800A 相当 合成ゴム 0.60MPa 40℃

2.50.2.2　放水設備の主要仕様

(1) 放水立坑（下流水槽）

基　　数	1 基
主要寸法	たて 4,600mm × よこ 10,000mm × 高さ 17,200mm（内空）
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：24N/mm^2, 鉄筋：SD345）

(2) 放水トンネル

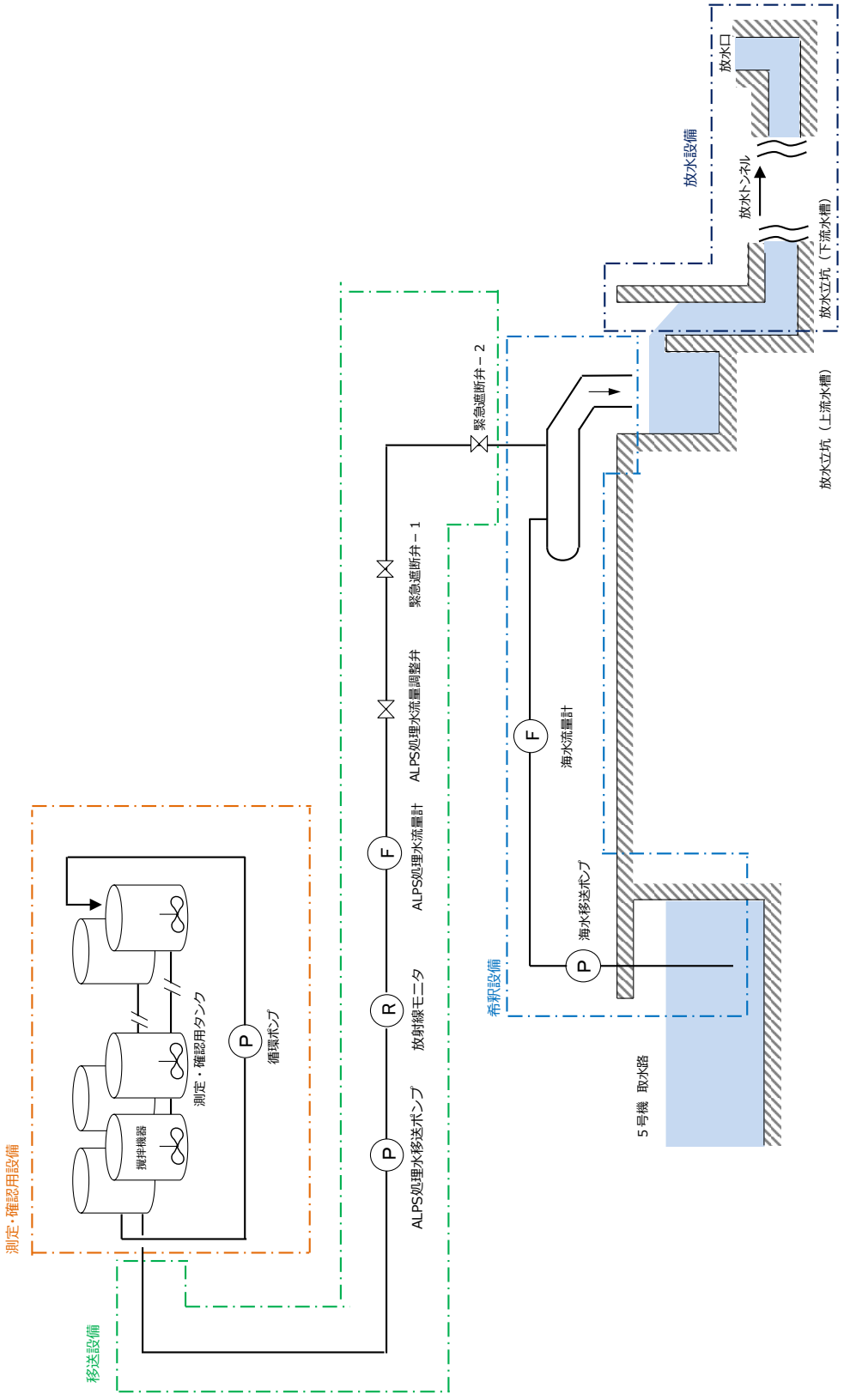
基　　数	1 式
主要寸法	延長 1,034m　内径 2,590mm
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：42N/mm^2, 鉄筋：SD345）

(3) 放水口

基　　数	1 基
主要寸法	たて 8,000mm × よこ 11,000mm × 高さ 8,300mm （内空）
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：30N/mm^2, 鉄筋：SD345）

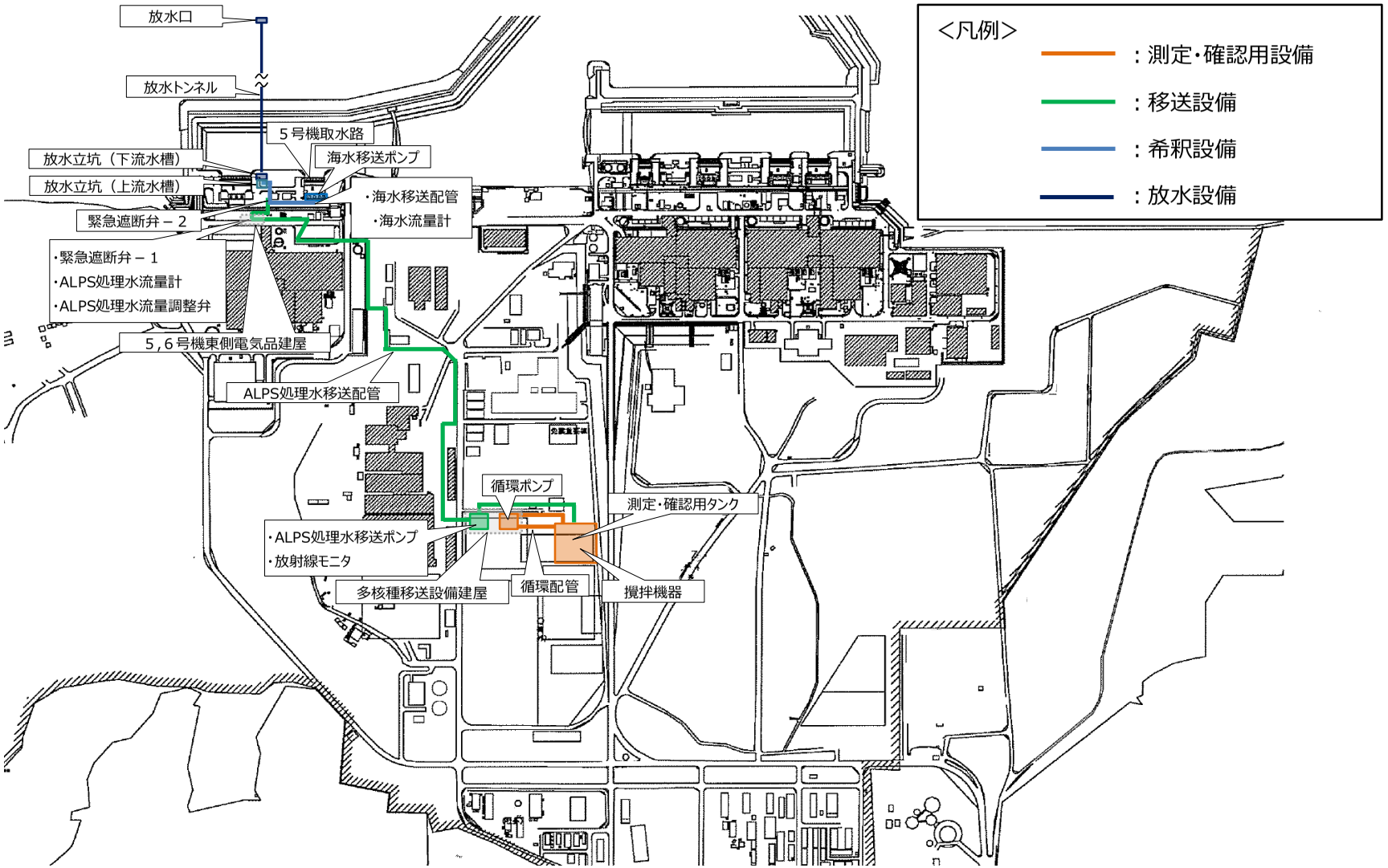
2.50.3　添付資料

添付資料－１　：全体概要図及び系統構成図
添付資料－２　：ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の具体的な安全確保策等
添付資料－３　：ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書
添付資料－４　：ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る確認事項
添付資料－５　：放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書
添付資料－６　：工事工程表
添付資料―７　：検査可能性に関する考慮事項



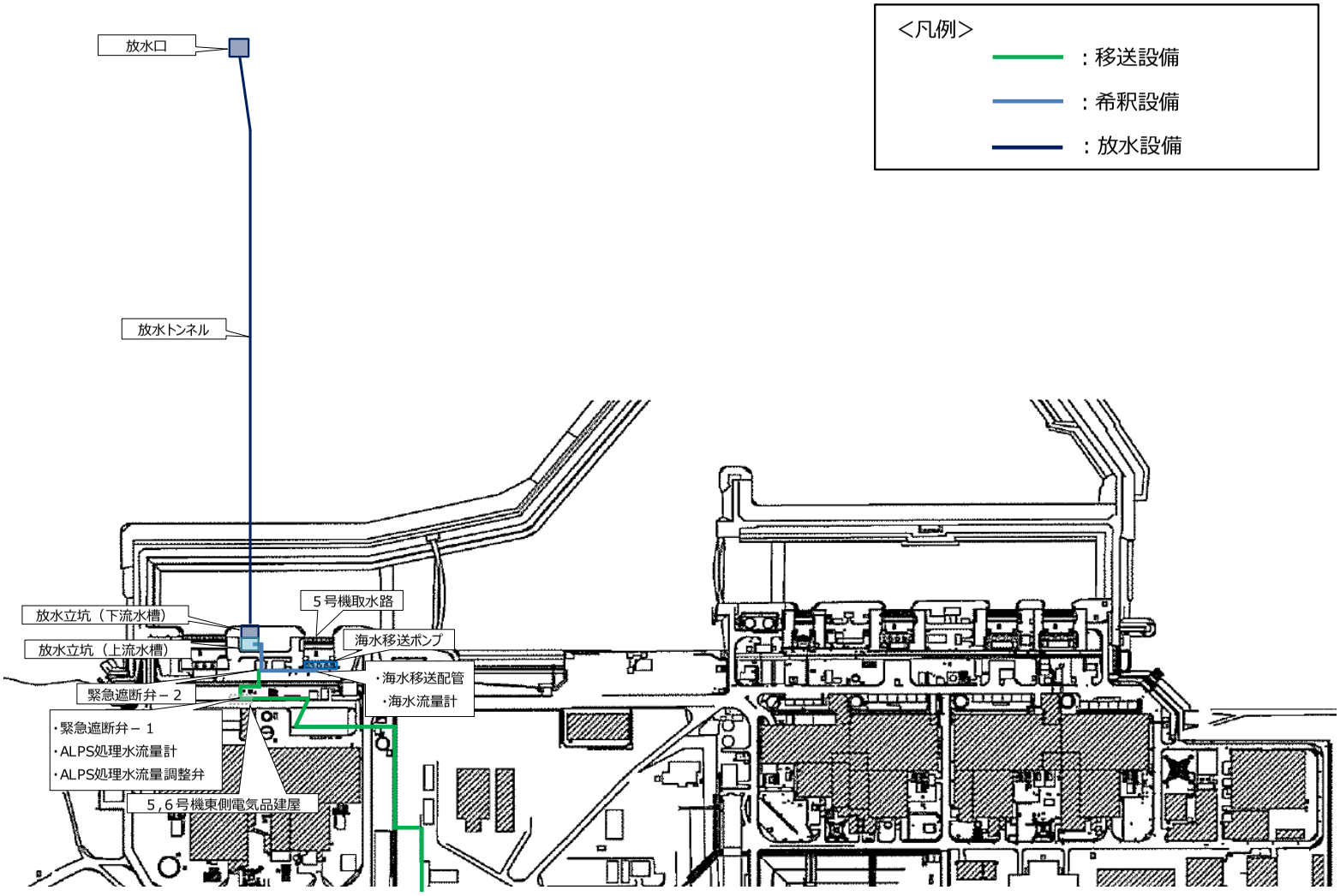
（a） 系統概要

図－１　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図（１／３）



(b) 配置概要（全体）

図－１　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図（２／３）



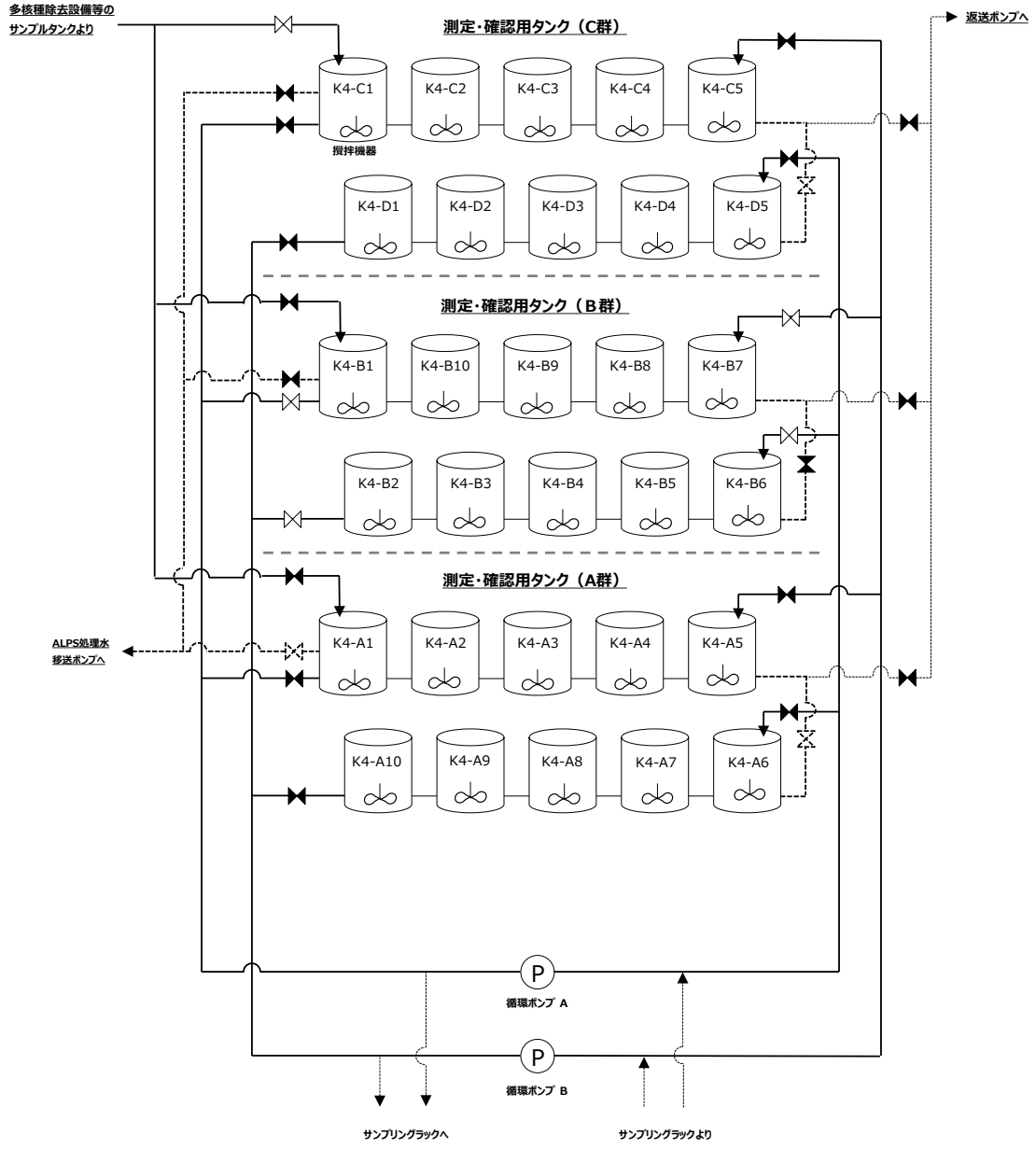
（c）配置概要（海側）

図－１　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図（３／３）

測定・確認用タンクをＡ群／Ｂ群／Ｃ群に分け，各群が①受入工程，②測定・確認工程，③放出工程を繰り返す。

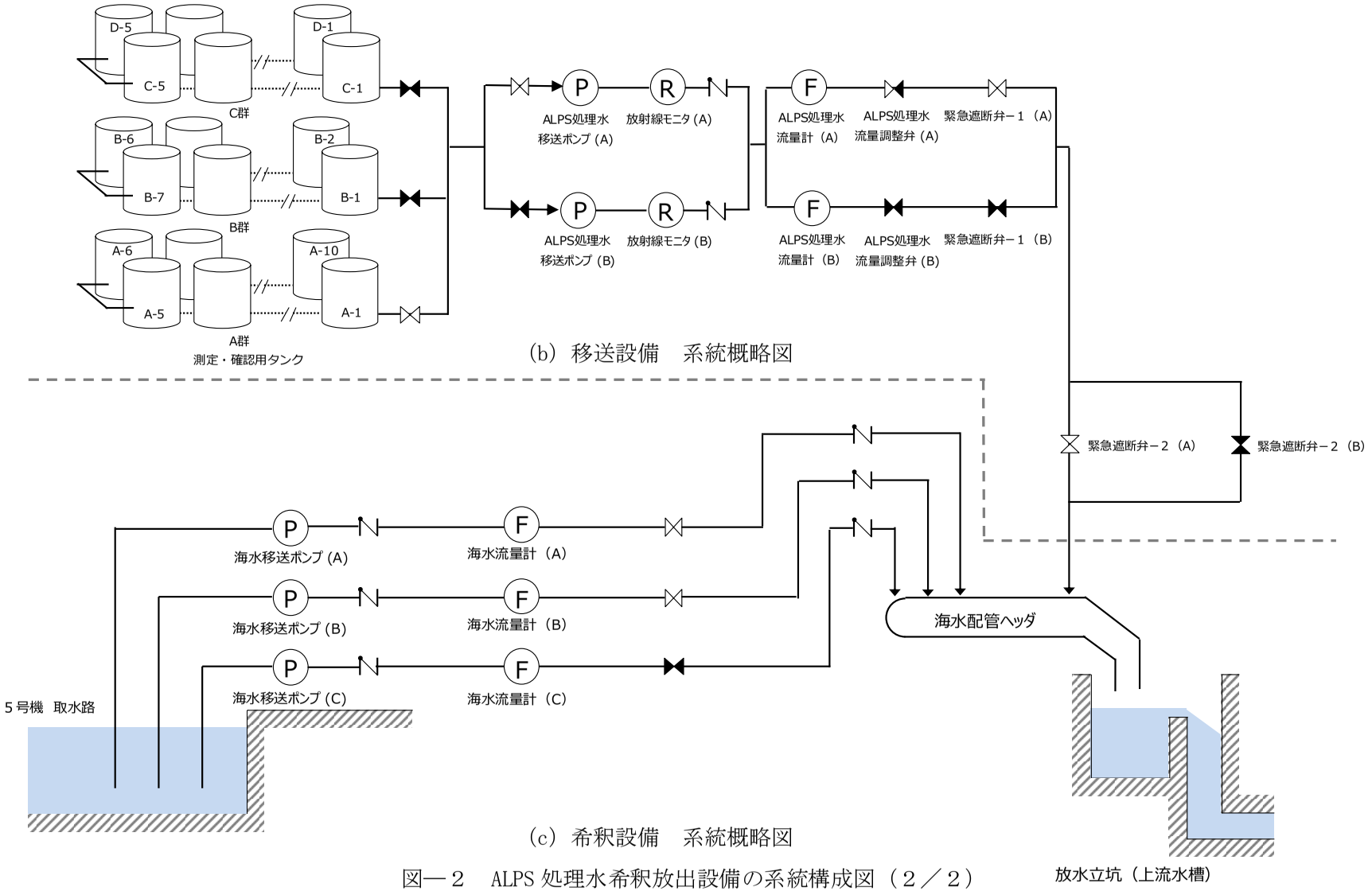
図の状況は，Ａ群（放出工程），Ｂ群（測定・確認工程），Ｃ群（受入工程）を示す。

受入工程，放出工程は，測定・確認用タンク(5 基間)の連結弁を開にして受入，移送を行う。



（a）測定・確認用設備　系統概略図

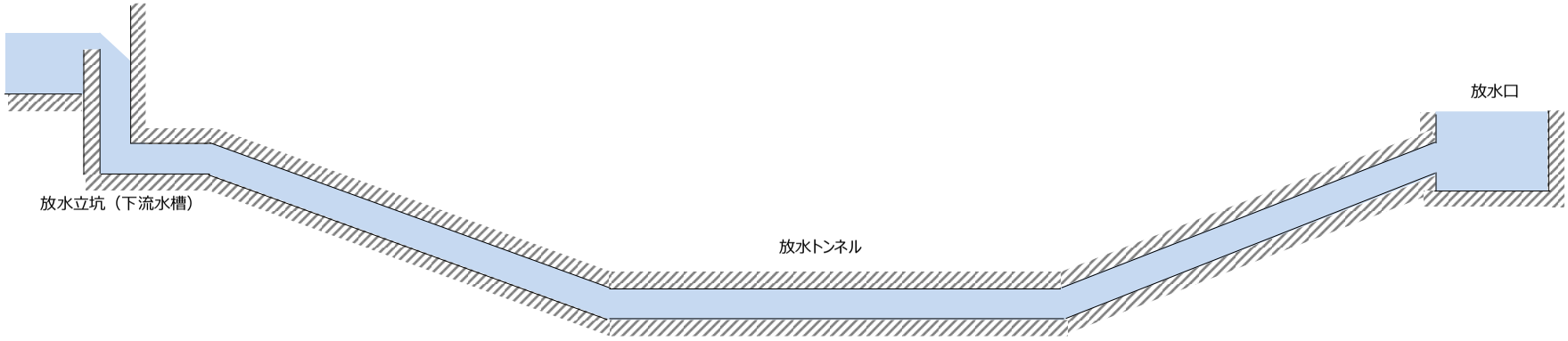
図－２　ALPS 処理水希釈放出設備の系統構成図（１／２）



(b) 移送設備　系統概略図

(c) 希釈設備　系統概略図

図―２　ALPS 処理水希釈放出設備の系統構成図（２／２）



図―３　放水設備の系統構成図

添付資料－２

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の具体的な安全確保策等

ALPS 処理水希釈放出設備で扱う液体は ALPS 処理水であるものの，放射性物質を含むことから，同設備については，関連する措置を講ずべき事項等の規制基準を満たすために必要な対策を講じる。特に，測定・確認用設備による放射性物質濃度の均質化，ALPS 処理水の海水による混合希釈，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」の防止，漏えい発生防止，漏えい検知・漏えい拡大防止，運転員操作に対する設計上の考慮等について具体的な安全確保策を定め，実施する。

1. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設置に伴い発生する固体廃棄物の取扱いについては，発電所全体の放射性固体廃棄物の処理・保管・管理の対応に従う。（「Ⅱ 1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理」参照。）

2. 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

2.1 海洋放出前のタンク内 ALPS 処理水の放射能濃度の均質化

受入工程で，測定・確認用タンクに受け入れた ALPS 処理水に含まれる放射性物質の濃度は，移送元の貯蔵タンクごとにばらつきがあることから，ALPS 処理水の海洋放出前の測定・確認工程においては，当該工程にあるタンク群の 10 基全てのタンクを連結し，循環ポンプ，攪拌機器等により均質化した上で試料採取を行い，当該タンク群内の ALPS 処理水に含まれる放射性物質の濃度を分析・評価する。

また，均質化に要する循環攪拌時間については，第三リン酸ナトリウムを試薬として用いた循環攪拌実証試験により，適切に設定する。

さらに，ALPS 処理水を均質化した後の分析では，トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種の分析・評価を行い，同処理水中のトリチウム濃度を確認するとともに，トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比総和が 1 未満であることを確認した上で，ALPS 処理水の放出可否を判断する。

2.2　ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視

ALPS 処理水の希釈は，希釈海水が流れる海水配管ヘッダ内に ALPS 処理水を注入することで行う。注入した ALPS 処理水は海水配管内で流下しつつ，周囲の海水と混合して放射性物質濃度を減少させる。

(1) 混合希釈率の調整

敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために，放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満，海水による希釈倍率が 100 倍以上となるように以下の希釈処理及び評価を行う。

(2) ALPS 処理水の希釈に必要な海水量

測定・確認工程で測定したトリチウム濃度に応じて，ALPS 処理水移送ポンプ，ALPS 処理水流量調整弁，ALPS 処理水流量計等により，ALPS 処理水の流量を最大 500m^3/日の範囲で設定する。

また，放出水中に含まれるトリチウム濃度を運用の上限値である 1,500Bq/L 未満かつ希釈倍率を 100 倍以上とするため，容量 17 万 m^3/日の海水移送ポンプを 3 台設置した上で，ALPS 処理水の流量に応じて，海水移送ポンプを常時 2 台以上運転することにより，必要な海水量を確保する。さらに，通常運転時においては，ALPS 処理水流量を 500m^3/日と設定し，海水移送ポンプの運転台数を 2 台とする場合が，希釈倍率の観点で最も厳しい運転条件であることから，当該条件下において，放出水中のトリチウム濃度を運用の上限値である 1,500Bq/L 未満とするために，海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限値を 100 万 Bq/L にする。

(3) 解析コードによる ALPS 処理水の混合希釈状態の評価

ALPS 処理水については，海水配管ヘッダ及び海水配管で希釈用の海水により混合希釈した後，放出水として海洋へ放出する。

また,海水配管ヘッダ及び海水配管における ALPS 処理水の混合希釈状態を確認するため，解析コードを用いた数値シミュレーションにより，混合希釈効果を評価する。(解析の詳細は別紙－１参照。)

a. 評価手法

(a) 評価の考え方

海水配管ヘッダ及び海水配管において，ALPS 処理水が十分に混合希釈されることを確認するため，希釈用の海水中に移流・拡散した ALPS 処理水の質量割合の分布を評価する。

(b) 解析コード

混合希釈状態の評価においては，流体挙動についての基本式（質量保存式，運動量保存式，

エネルギー保存式）を解くことにより，3 次元空間における流体の運動（流速，圧力）や温度を解析評価することができ，乱流実験等により検証されている STAR-CCM+コードを用いる。

なお，当該解析コードは，流体の流れ（流速，圧力，温度）を 3 次元の数値流体計算で求める機能に加え，流体の移流・拡散解析機能を有することから，希釈用の海水中に注入される ALPS 処理水が混合・拡散される状況の解析評価が可能である。

(c) 評価条件

通常運転時に想定される運転条件のうち，ALPS 処理水流量を計画最大流量である 500m^3/日とし，海水流量を最低限の流量である 34 万 m^3/日とする。

ALPS 処理水の海水配管ヘッダ及び海水配管内での拡散については，乱流による拡散を考慮する。また，解析における乱流拡散挙動については，実験的に決定される乱流拡散係数（乱流シュミット数）が支配的であることから，文献調査等により，乱流拡散挙動の影響が小さくなる乱流シュミット数を設定する。

(d) 判断基準

海水配管出口における ALPS 処理水の最大質量割合が 1.0 %以下（希釈倍率が 100 倍以上）となること。

(e) 評価結果

ALPS 処理水の注入位置から海水配管立上り部終端における ALPS 処理水の最大質量割合が 0.28%であり，海水配管内で 100 倍以上の希釈倍率は実現可能であることから，海水配管出口における判断基準を満足する。

一方，海水配管中では単純希釈で想定した希釈倍率の 1/2 程度となる箇所が一部存在することから，当該箇所を含めてトリチウム濃度の運用上限値 1,500Bq/L 未満を満足させるため，後述する混合希釈率の調整及び監視を実施する。

(4) 混合希釈率の調整及び監視

放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満となるよう，以下の方法で混合希釈率の調整及び監視を実施する。

a．混合希釈率の調整

ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整は，海水移送ポンプを定格運転するため，ALPS 処理水流量を制御する設計とする。

具体的には，放出操作の際に，予め測定・確認した ALPS 処理水のトリチウム濃度を監視・制御装置へ登録し，当該トリチウム濃度と希釈後のトリチウム濃度の運用値を踏まえて，所定の混合希釈率になるよう，ALPS 処理水流量調整弁の開度を自動調整する設計とする。

・ALPS 処理水流量（運用値）算出式

$$\text{ALPS 処理水流量(運用値)} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度(運用値)}}{\text{ALPS 処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度(運用値)}}$$

b．混合希釈率の監視

海水希釈後のトリチウム濃度は，ALPS 処理水流量と海水流量を監視することで実施する設計とする。

・トリチウム濃度評価式

$$\text{海水希釈後のトリチウム濃度} = \frac{\text{ALPS 処理水トリチウム濃度} \times \text{ALPS 処理水流量}}{\text{ALPS 処理水流量} + \text{海水流量}}$$

なお，海水希釈後のトリチウム濃度が 1,500Bq/L となる条件を，ALPS 処理水流量の上限とし，上限に達した場合には警報を発報させると共に，緊急遮断弁を閉動作させる設計とすることで，トリチウム濃度が 1,500Bq/L を上回った状態での海洋放出を防止する設計とする。

・ALPS 処理水流量（上限値）算出式

$$\text{ALPS 処理水流量(上限値)} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度(1,500Bq/L)}}{\text{ALPS 処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度(1,500Bq/L)}}$$

2.3　異常の検出と ALPS 処理水の海洋放出の停止方法

供用期間中に想定される機器の故障等の異常により，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象等が発生した場合に備え，移送設備には緊急遮断弁を設置し，正常な運転状態を逸脱すると判断される場合においてはインターロックにより閉動作させるとともに，必要に応じて運転員の操作により ALPS 処理水の海洋放出を停止させる。

(1) インターロック

以下の条件に合致する場合，緊急遮断弁を動作させ ALPS 処理水の海洋への放出を停止させる。

a. ALPS 処理水の放出には，希釈設備の海水流量及び ALPS 処理水の移送流量を定めた上で行うが，定めた海水流量が確保できない場合又は定めた ALPS 処理水移送流量を超えた場合に備え緊急遮断弁閉のインターロックを設ける。

b. ALPS 処理水移送ラインに設置した放射線モニタ※で異常を検出した場合に備え，緊急遮断弁閉のインターロックを設ける。

※：測定・確認用設備において，放射性核種（トリチウムを除く。）の告示濃度比総和 1 未満を確認するものの，万が一に備え移送設備に放射線モニタを設置する。

(2) 運転員の操作による停止

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した場合，海域モニタリングで異常値が検出された場合又はその他当直長が必要と認める場合には ALPS 処理水の海洋放出を手動で停止させる。

(3) 設備構成

緊急遮断弁を確実に動作させるため，ALPS 処理水の移送経路に対し直列に 2 台配置する。直列配置した緊急遮断弁は，故障により設備が長期停止することがないように各々並列配置した予備系を備える。

(4) 配置

緊急遮断弁は上記のインターロックが動作した際に，ALPS 処理水を早期に放出停止できるよう配置する。そのため，直列に 2 台配置した緊急遮断弁のうち下流側の緊急遮断弁-2 は，弁動作時の ALPS 処理水放出量を最小化させるため，海水配管ヘッダ手前に設ける。また，上流側の緊急遮断弁-1 は，津波による設備損傷のおそれを考慮して防潮堤内に設ける。

2.4　放射性物質の漏えい防止及び漏えい拡大防止

(1) 漏えい発生防止

a. 循環ポンプ及びALPS処理水移送ポンプは，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼等を使用するとともに，軸封部は漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

b. ALPS処理水の移送配管は，耐腐食性を有するポリエチレン管，耐圧ホース，十分な肉厚を有する炭素鋼鋼管またはステンレス鋼鋼管とする。主要配管の炭素鋼材料の内面には，耐腐食性を有する塗装を施す。また，可撓性を要する部分は耐腐食性を有する合成ゴム製伸縮継手とする。

c. 屋外に敷設される移送配管のうち，ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生の防止のため融着構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 循環ポンプ，ALPS処理水移送ポンプ及び緊急遮断弁等は，以下の対応を行う。

・漏えいの早期検知及び漏えいの拡大防止として，機器の周囲に堰を設けるとともに，堰内に漏えい検知器を設置する。また，設備運転中は巡視点検により，漏えいの早期検知を図る。

・漏えい検知の警報は，免震重要棟集中監視室に表示し，運転員が流量等の運転監視パラメータの状況を確認し，ポンプ運転・停止等の適切な対応がとれるようにする。

b. ALPS処理水移送配管等は，以下の対応を行う。

・屋外に敷設される移送配管について，鋼管と鋼管，ポリエチレン管と鋼管との取合い等でフランジ接続となる箇所については，堰を設置し，漏えい拡大防止を図る。

・移送配管は，万が一，漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように，排水路から可能な限り離隔するとともに，移送配管に使用するポリエチレン管は，管の外側に外装管（接合部は防水カバー）を取り付けることで漏えい拡大を防止する施工を行う。

・設備運転中は巡視点検により，移送配管からの漏えいの早期検知を図る。

・移送配管に設置するベント弁の周辺には，鋼製のカバーを設置し，各フランジ部に漏えい検知器を設置する。漏えい検知の警報は，免震重要棟集中監視室に表示し，運転員により流量等の運転監視パラメータの状況を確認し，ポンプ運転・停止等の適切な対応がとれるようにする。

2.5　被ばく低減

ALPS 処理水はトリチウムを除く放射性核種を告示濃度比総和 1 未満としており，1,000m^3/基のタンクに貯蔵しても，これを線源としたタンクエリアの空間線量当量率は最大1μSv/h以下と評価されることから，機器等の設計において遮へい機能を考慮する必要はない。

3. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

ALPS 処理水希釈放出設備による放射性液体廃棄物の排水による線量評価については,「Ⅲ第３編 2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」に記載の通り。

4. 作業者の被ばく線量の管理等

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する作業者の被ばく線量の管理等は，発電所全体の作業者の被ばく線量の管理等に従う。(「Ⅱ 1.12 作業者の被ばく線量の管理等」を参照。)

5. 緊急時対策

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する緊急時対策は，発電所全体の緊急時対策に従う。(「Ⅱ 1.13 緊急時対策」を参照。)

6. 設計上の考慮

6.1 準拠規格及び基準

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する構築物，系統及び機器は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」において，廃棄物処理設備等に相当するものと位置づけられることから，その設計，材料の選定，製作及び検査において，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して，ALPS 処理水を内包する容器及び鋼管については，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1）のクラス３機器の規定を適用することとし，これら以外の機器等については，必要に応じて日本産業規格（JIS)，(公社) 土木学会等の技術基準（規準）等の国内外の民間規格も適用する。また，JSME 規格で規定される材料の日本産業規格（JIS）年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

具体的な規格及び基準は以下のとおり。

・JIS G 3454 圧力配管用炭素鋼鋼管
・JIS G 3457 配管用アーク溶接炭素鋼鋼管
・JIS G 3459 配管用ステンレス鋼鋼管
・JIS G 3468 配管用溶接大径ステンレス鋼鋼管
・JWWA K 144 水道配水用ポリエチレン管
・コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）(公社) 土木学会
・コンクリート標準示方書（設計編；2012 年制定）(公社) 土木学会
・コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002 年制定）(公社) 土木学会
・道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編 平成 24 年（公社) 日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編 平成 24 年（公社) 日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編 平成 24 年（公社) 日本道路協会

・共同溝設計指針 1986 年（公社）日本道路協会
・水理公式集　2018 年（公社）土木学会
・プレキャスト式雨水地下貯留施設技術マニュアル（改訂版；2020 年）（公財）日本下水道新技術機構
・エポキシ樹脂塗装鉄筋を用いる鉄筋コンクリートの設計施工指針（改訂版；2013 年）（公社）土木学会
・火力・原子力発電所土木構造物の設計（増補改訂版）（一社）電力土木技術協会
・トンネル標準示方書〔共通編〕・同解説/〔シールド工法編〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・トンネル標準示方書〔開削工法〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年（公社）日本港湾協会
・内水圧が作用するトンネル覆工構造設計の手引き（1999 年制定）　（財団法人）先端建設技術センター
・シールド工事用標準セグメント 土木学会・日本下水道協会共編（2001 年制定）
・土木研究所資料　大規模地下構造物の耐震設計法・ガイドライン（案）-平成 4 年 3 月」建設省土木研究所・地震防災部耐震研究所
・下水道施設の耐震対策指針と解説-2014 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例 処理場・ポンプ場編-2015 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例-管路施設編-2015 年版（公社）日本下水道協会

6.2　自然現象に対する設計上の考慮

(1)　地震に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の地震に対する設計上の考慮は，「添付資料－３ ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書」，「添付資料－５　放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書」に記載の通り。

(2)　地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する地震以外に想定される自然現象に対する設計上の考慮は以下の通り。

a．津波

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，希釈設備を除く，測定・確認用設備及び移送設備の一部については津波が到達しないと考えられる T.P.約 33.5m 以上の場所に設置する。

また，津波注意報等が出た際は，津波による設備損傷のおそれを考慮して移送設備，希釈設備を運転員が手動により免震重要棟集中監視室から停止できる設計とする。なお，緊急遮断弁-1 については，津波による影響を緩和する観点から，T.P.約 11.5m のエリアに施設する日本海溝津波防潮堤（天端高さ T.P.約 13.5m）の内側に設置する。

放水設備は，津波に対する浸水は不可避であることから，復旧性に応じて，耐波圧性を有する設計とする。

b. 豪雨

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，緊急遮断弁-1，制御盤等の電気品は，豪雨による影響を受けにくい屋内に設置する。

c. 積雪

多核種移送設備建屋及び 5,6 号機東側電気品建屋は，積雪による設備の損傷を防止するため，建築基準法施行令及び福島県建築基準法施工細則に基づく積雪荷重に対して設計する。

d. 落雷

ALPS 処理水希釈放出設備のうち多核種移送設備建屋及び 5,6 号機東側電気品建屋に設置する電気設備に対して，避雷針の設置，機器接地等により落雷による損傷を防止する設計とする。

e. 台風（強風，高潮）

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，制御盤等の電気品は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い多核種移送設備建屋又は 5,6 号機東側電気品建屋内に設置する。その他，屋外に設置する移送配管等の機械品においては基礎ボルト等により固定することで転倒しない設計とする。

なお，放水立坑（上流水槽）及び放水設備は，台風（高潮）で海面が上昇することによる影響についても考慮した設計とするとともに，高潮警報が発生した場合には，沿岸から 1km 離れた海洋へ放出ができないおそれがあるため，運転員が手動により免震重要棟集中監視室から海洋放出を停止できる設計とする。

f. 竜巻

ALPS 処理水希釈放出設備は，竜巻注意情報が発生された場合，竜巻による設備損傷のおそれを考慮して，運転員が手動により免震重要棟集中監視室から設備を停止できる設計とする。

g. 凍結

ALPS 処理水希釈放出設備は，水の移送を停止した場合，屋外敷設のポリエチレン管は凍結による破損が懸念される。そのため，屋外敷設のポリエチレン管に保温材を取り付け，凍結防止を図る。

なお，保温材は高い気密性と断熱性を有する硬質ポリウレタン等を使用し，凍結しない十分な厚さを確保する。

h. 紫外線

ALPS 処理水希釈放出設備のうち屋外敷設箇所のポリエチレン管は，紫外線による劣化を防ぐため，紫外線劣化防止効果のあるカーボンブラックを添加した保温材を取り付ける。もしくは，カーボンブラックを添加していない保温材を使用する場合は，カーボンブラックを添加した被覆材または紫外線による劣化のし難い材料（鋼板等）を取り付ける。

i. 高温

ALPS 処理水希釈放出設備の材質として使用するポリエチレンは，ALPS 処理水の温度がほぼ常温のため，熱による材料の劣化の可能性は十分低い。

j. 生物学的事象

ALPS 処理水希釈放出設備は，海生生物（くらげ等）の襲来等や，建屋貫通孔等からの小動物の侵入が想定されるため，前者は 5,6 号機取水路開渠の北防波堤や仕切提等により侵入を防止する設計とし，後者は建屋貫通孔や電路端部等に対してシール材を施工することにより，侵入を防止する設計とすることで対策を行う。

k. その他

ALPS 処理水希釈放出設備は，上記の自然現象の他，火山，森林火災等により設備損傷のおそれがある場合は，運転員が手動により免震重要棟集中監視室から設備を停止できる設計とする。

6.3 外部人為事象に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備に対する主な外部人為事象は，発電所全体の外部人為事象に対する設計上の考慮に従う。(「Ⅱ 1.14 設計上の考慮」参照)。

また，海洋放出の操作については，電気通信回線を介して行うことから，以下の外部人為事象についても設計上考慮する。

(1) 電磁的障害

ALPS 処理水希釈放出設備は，電磁的障害による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置，外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置，通信ラインにおける光ケーブルの適用等により，影響を受けない設計とする。

(2) 不正アクセス行為（サイバーテロを含む）

不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を未然に防止するため，ALPS 処理水希釈放出設備の操作に係る監視・制御装置が，電気通信回線を通じて不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を受けることがないように，外部からの不正アクセスを遮断する設計とする。

6.4　火災に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設は，火災の発生を防止し，火災の検知及び消火を行い，並びに火災の影響を軽減するため，以下の対策を講じることにより，施設の安全性を損なうことのない設計とする。なお，放水立坑（上流水槽）及び放水設備は，鉄筋コンクリート造であり，火災のおそれは非常に低い。

・火災の発生を防止し，火災の影響を軽減するため，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する※とともに，設備周辺には可能な限り可燃物を排除し，海洋放出時において常時２系列の動作が必要となる機器については，火災によりその機能が同時に損なわれないよう，可能な限り機器間の離隔距離を確保する。
・本設備では巡視点検を実施し火災の早期検知に努めるとともに，屋内に設置する循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ及び電気品周辺については火災検知器による，火災の検知が可能な設計とする。また，各設備の近傍に消火器を設置し，初期消火の対応を可能にし，消火活動の円滑化を図る。さらに，多核種移送設備建屋及び 5,6 号機東側電気品建屋内には避難時における誘導用のために誘導表示を設置する。

※：配管の一部に使用する可燃性材料を不燃性又は難燃性材料で養生することを含む。

6.5　環境条件に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設において使用する材料等に対して，環境条件に対する設計上の考慮は以下の通り。

(1) 圧力及び温度

ALPS 処理水希釈放出設備は通常運転時及び異常事象発生時に想定される圧力・温度を踏まえて，適切な最高使用圧力・最高使用温度を有する機器等を選定する。

(2) 腐食に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，ALPS 処理水を貯蔵又は通水する機器等については，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼，耐腐食性を有するステンレス鋼，ポリエチレン，合成ゴム，十分な肉厚を有する炭素鋼等を使用する。また，海水を貯蔵又は通水する機器等については，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼，耐腐食性を有する塗装を施した炭素鋼等を使用する。

(3) 放射線

ALPS 処理水希釈放出設備の材質として使用するポリエチレン等については，放射線による材料特性に有意な変化がない期間を評価した上で，当該期間を超えて使用する場合には，あらかじめ交換等を行う。

(4) ひび割れ・塩害

放水立坑（上流水槽）および放水設備は，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，適切な鉄筋かぶりを設定し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

6.6　運転員操作に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の運転員操作に対する設計上の考慮は以下の通り。

(1) ALPS 処理水の海洋放出のために必要な情報を集約した監視・操作端末等は，機器の状態表示や操作方法に統一性（色，形状等の視覚的要素での識別）を持たせることで，運転員の誤操作を防止するとともに，容易に操作ができる設計とする。

(2) 誤操作・誤判断を防止するため，放出・移送，工程停止等の重要な操作に関してはダブルアクションを要する設計とする。なお，放出許可に係る操作についてはダブルアクションに加えキースイッチによる操作を要する設計とする。

(3) 測定・確認工程で確認したトリチウムの分析結果を，監視・制御装置に登録する際には，スキャナ等の機械的読み取りを行うことで，人手による計算や転記ミスを防ぐ設計とす

る。また，監視・制御装置に登録されたトリチウム濃度，稼働中の海水移送ポンプの流量より，海水希釈後のトリチウム濃度が 1,500Bq/L を満足できない場合には，次工程に進めないインターロックを設けることにより，排水濃度 1,500Bq/L 未満を満足させる設計とする。

(4) ALPS 処理水の受入工程，測定・確認工程及び放出工程においては，３つのタンク群で構成する測定・確認用タンク群のうち，それぞれの工程で適切なタンク群を選択していないと，次工程に進めないインターロックを設けることにより，測定・確認前の ALPS 処理水を放出することがない設計とする。

(5) ALPS 処理水希釈放出設備では，通常運転から逸脱するような異常を検知した場合に，海洋放出を停止させる機能を持つ緊急遮断弁を設置するとともに，当該弁を閉とするインターロックを設けることで，運転員が操作することなく，ただちに海洋放出の停止が可能な設計とする。

6.7　信頼性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の信頼性に対する設計上の考慮は以下の通り。

・３つのタンク群で構成する測定・確認用タンクについては，タンク群間の混水を防止するため，タンクのバウンダリとなる弁を直列二重化する。
・ALPS 処理水流量計については，ALPS 処理水の海水への混合希釈が設定値内で行われているか否かを確認するため，差圧伝送器，伝送系を二重化する。
・緊急遮断弁については，電動駆動の緊急遮断弁-1 及び空気作動の緊急遮断弁-2 を設置し，遮断機構に対して多重性，駆動源に対して多様性を備えるとともに，外部電源喪失時等においても確実に放出を停止できるようフェイルクローズ設計とする。

6.8　検査可能性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の検査可能性に対する設計上の考慮は，「添付資料－７　検査可能性に関する考慮事項」に記載の通り。

7. 別紙

別紙－１　：ALPS 処理水の混合希釈倍率に関する説明書

以上

別紙－１

ALPS 処理水の混合希釈倍率に関する説明書

ALPS 処理水の混合希釈については，ALPS 処理水流量が 1 日当たり最大 500m^3 であるのに対して，海水により 100 倍以上に希釈を行うが，この混合希釈の挙動について確認した結果について説明する。

1. 解析コードや条件について

混合希釈挙動に関しては，表－1 の解析コード・解析条件により，図－1 に示す解析モデルにて想定される希釈効果について評価した。

表－1　解析コード・解析条件等一覧

条件		内容
1. 解析コード・解析モデル		
(1)	解析コード	STAR-CCM+（ver.11）
(2)	基礎式	非圧縮性質量保存式，運動量保存式 （レイノルズ平均ナビエ・ストークス（RANS）式）
(3)	乱流モデル	Realizable k-ε モデル
(4)	壁面近傍の扱い	壁関数モデル
(5)	離散化手法	有限体積法
(6)	物質移流・拡散モデル	化学種移流拡散モデル
2. 境界条件		
(1)	希釈海水入口	170,000m^3/日，運転中海水配管入口本数：2 本
(2)	ALPS 処理水入口	500m^3/日
(3)	海水配管出口	圧力境界（大気圧）
3. 流体物性		
(1)	温度	20℃
(2)	海水	密度：1025 kg/m^3，粘度：1.080×10^{-3}Pa･s
(3)	ALPS 処理水（純水）	密度：998.2 kg/m^3，粘度：1.002×10^{-3} Pa･s

ALPS 処理水の混合希釈解析では乱流モデルの適用が必要であり，数値流体解析（CFD）で一般的なものとなっているレイノルズ平均ナビエ・ストークス（RANS）式を基礎式として採用した。

RANS 式における乱流モデルは，CFD 解析で使用実績の多い渦粘性モデルを使用することとし，中でも適用実績が多い k-ε 系の乱流モデルとした。

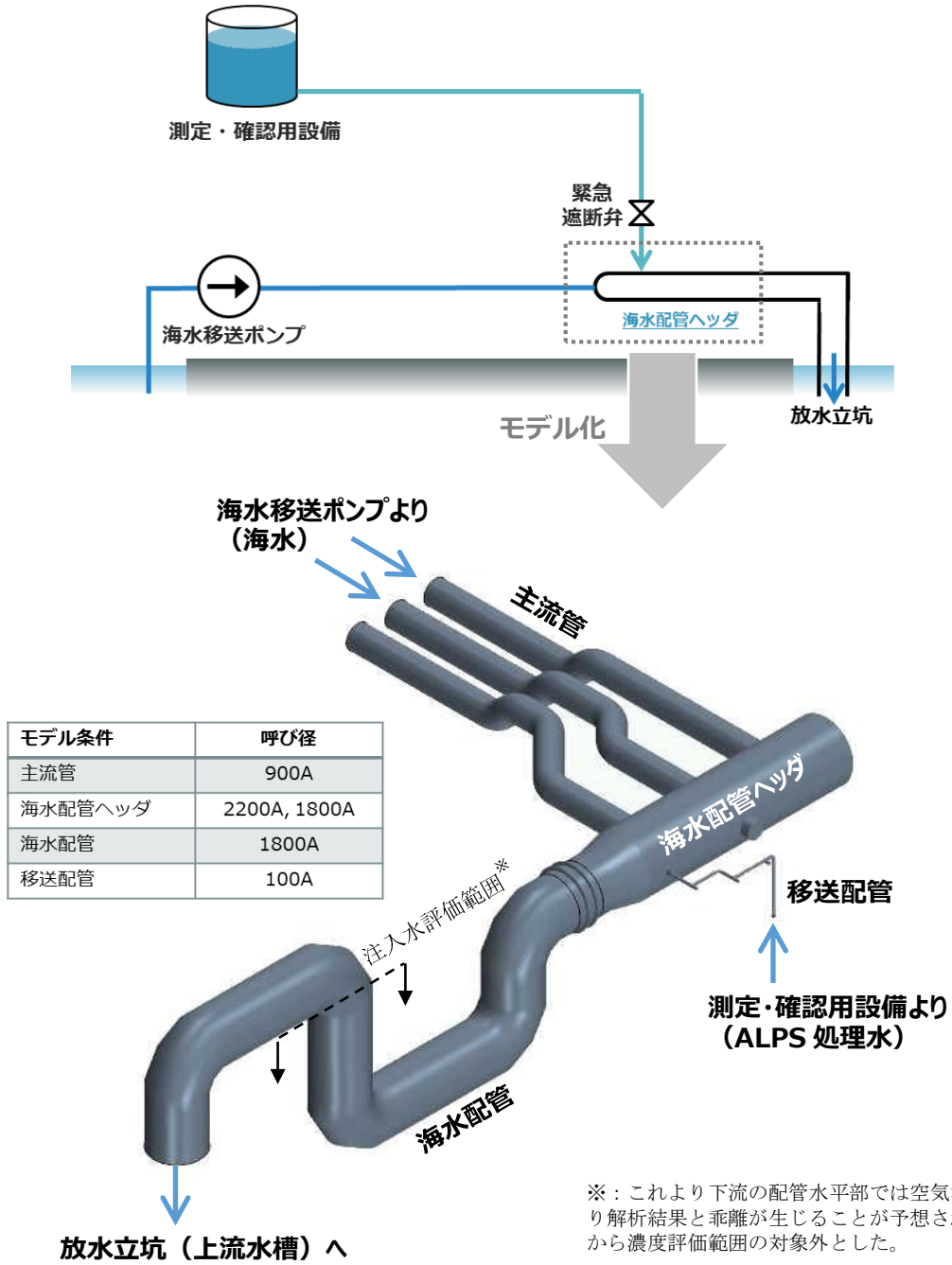
解析においては，実験的に決定される乱流拡散係数（乱流シュミット数）に支配される乱流拡散挙動が注入純水濃度に対する影響が大きい。

このため，乱流シュミット数を諸文献※1,※2,※3 調査から，乱流拡散が小さくなる（注入純水の局所的な濃度が高くなる）ように，諸文献提示値のうち上限に近い乱流シュミット数を設定し，解析を実施した。

また，ALPS 処理水（純水）・海水の密度・粘度は以下に基づき設定した。

（密度）：純水　日本機械学会蒸気表（1999）CD-ROM 版
　　海水　海水の状態方程式 UNESCO（1981）
（粘度）：純水　日本機械学会蒸気表（1999）CD-ROM 版
　　海水　中村，船舶流体力学関係の標準記号および水の密度，動粘性係数，造船協会誌 429 号（昭和 40 年）

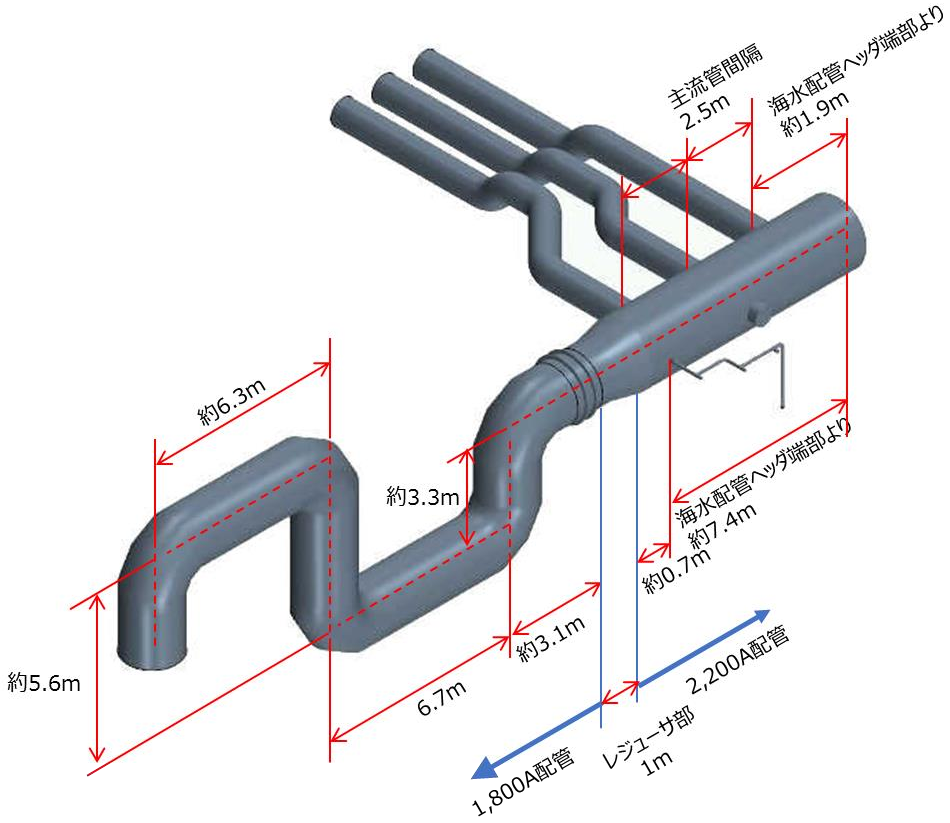
※1：Gualtieri,G.,et al.,Fluids,2,17(2017)
※2：Tominaga,Y.,et al.,Atmospheric Enviromment,42,37(2007)
※3：Flesch,T,K.,et al.,Agricultural and Forest Meteorology,111(2002)



モデル条件	呼び径
主流管	900A
海水配管ヘッダ	2200A, 1800A
海水配管	1800A
移送配管	100A

※：これより下流の配管水平部では空気流入により解析結果と乖離が生じることが予想されることから濃度評価範囲の対象外とした。

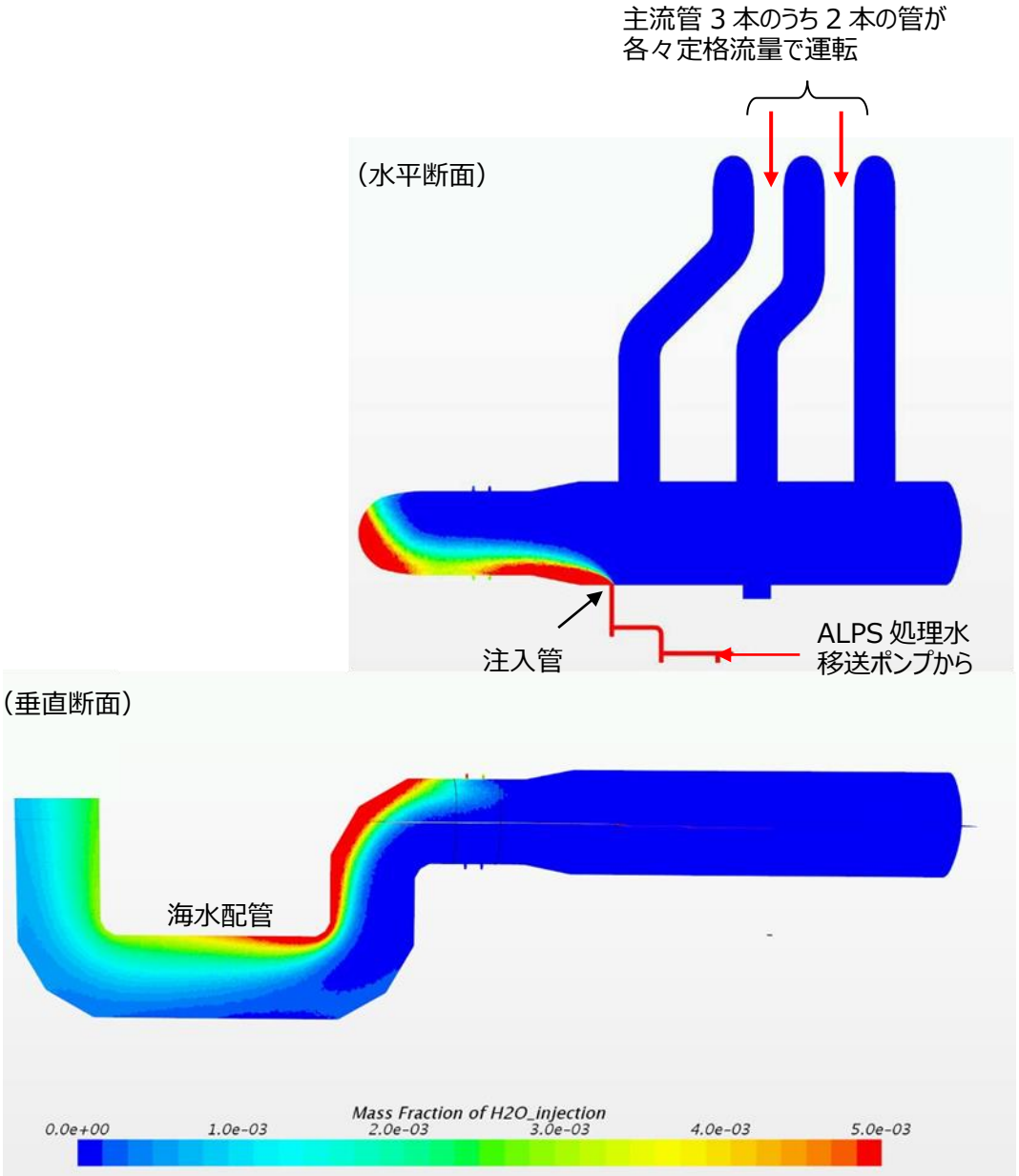
図－１　解析形状モデル（１／２）



図－１　解析形状モデル（２／２）

2．海水配管内の混合希釈の結果

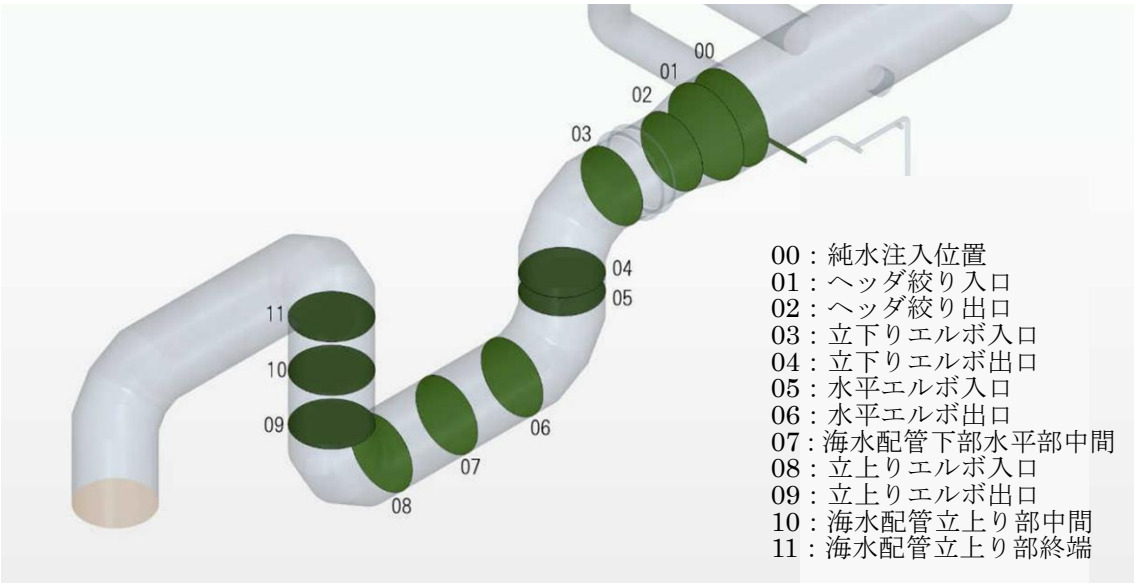
海水配管内の混合希釈に関する解析結果を図－２～６および表－２に示す。



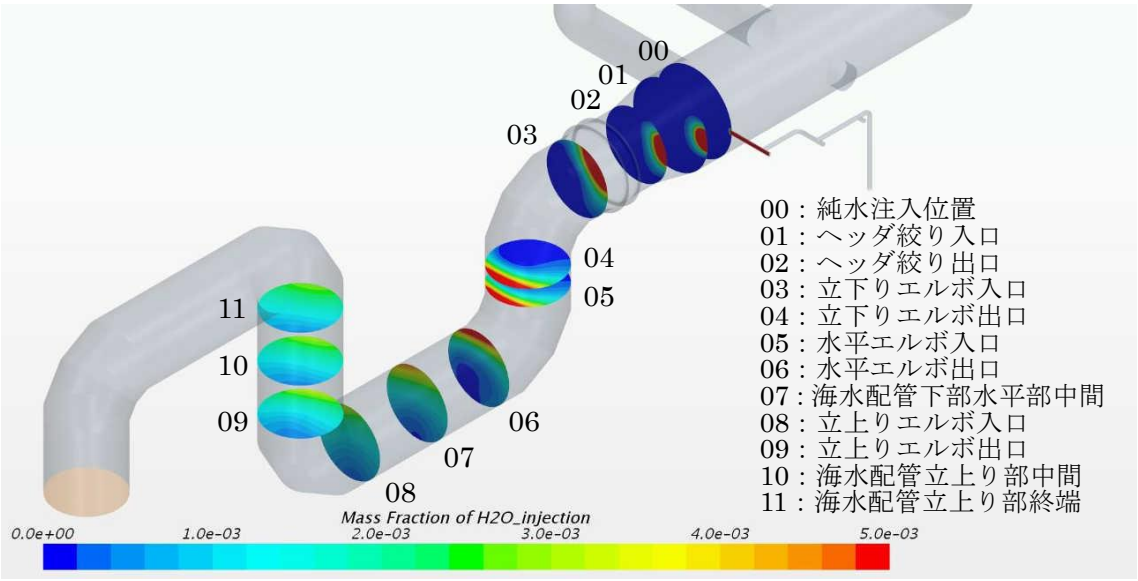
図－２　海水配管内の混合希釈の計算結果

図－２では，ALPS 処理水移送配管から海水配管ヘッダに注入した注入水（ALPS 処理水）が海水配管内で流下しつつ，周辺の海水と混合している様子が確認できた。

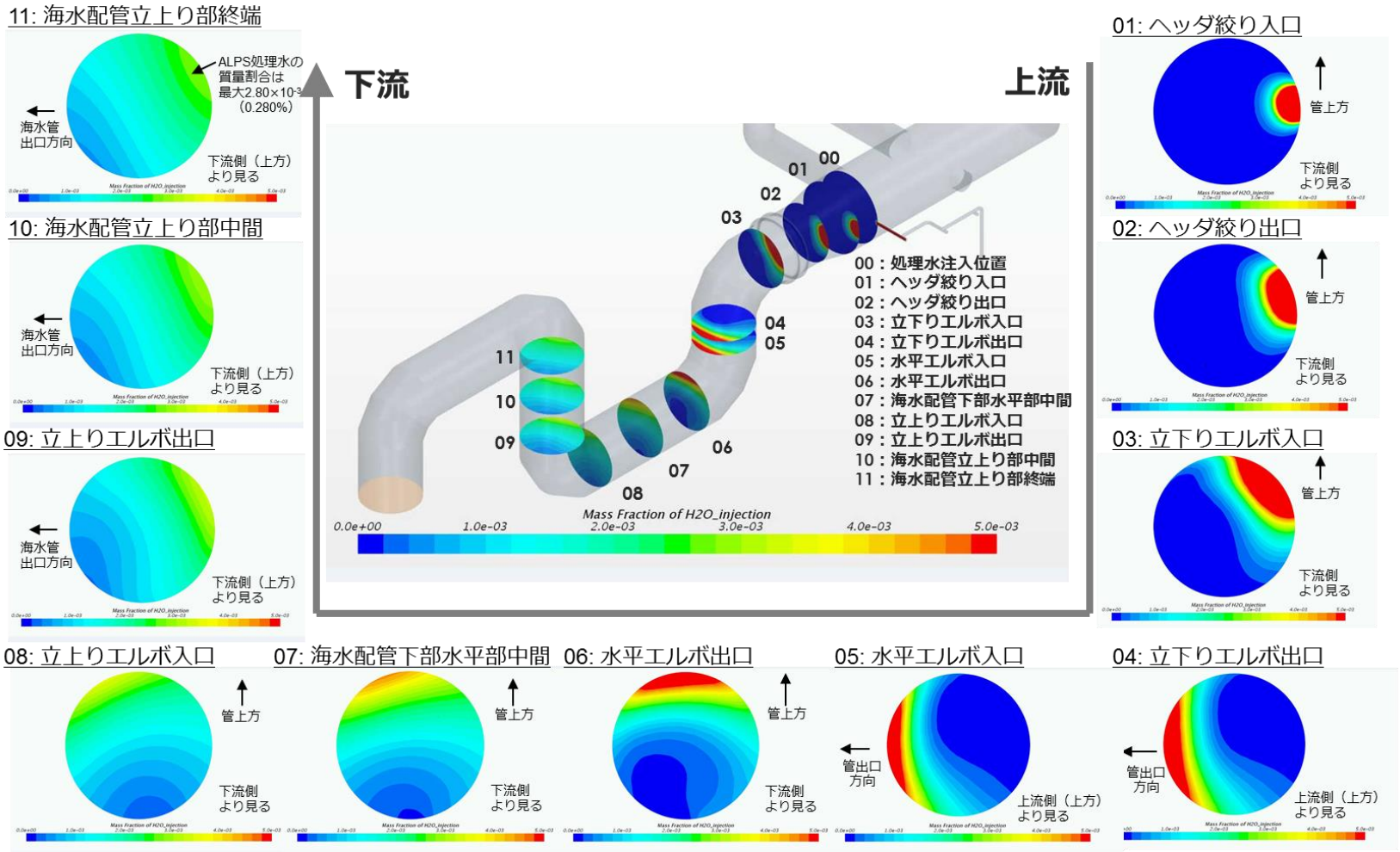
解析結果の状況をより詳細に見るために，図－３のように海水配管の横断面方向に評価断面を設定し，各評価断面における注入水（ALPS 処理水）の質量濃度を評価した。（図－４および図－５参照）



図－３　評価断面の位置および名称



図－４　評価断面の質量分布

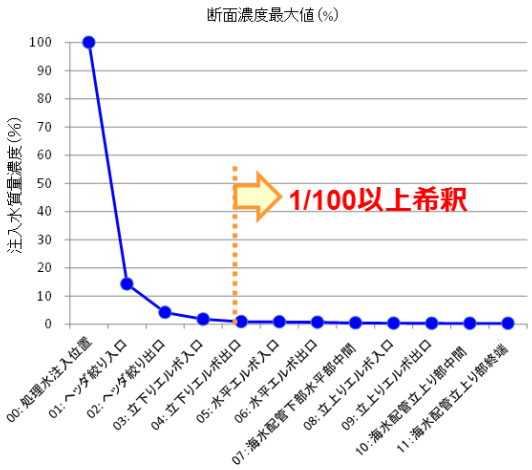


図－５　海水配管での混合希釈の評価結果

図－５の各評価断面における質量濃度の最大値を表－２に，また各値の推移を図－６に示す。

表－２　注入水の断面濃度最大値

名称	断面濃度最大値（%）
00：処理水注入位置	100
01：ヘッダ絞り入口	14.26
02：ヘッダ絞り出口	4.16
03：立下りエルボ入口	1.79
04：立下りエルボ出口	0.90
05：水平エルボ入口	0.84
06：水平エルボ出口	0.71
07：海水配管下部水平部中間	0.46
08：立上りエルボ入口	0.37
09：立上りエルボ出口	0.33
10：海水配管立上り部中間	0.30
11：海水配管立上り部終端	0.28



図－６　注入水質量濃度の推移

この結果から，注入水は放水立坑（上流水槽）に向かう海水配管内で最大濃度部においても，100/0.280≒357 倍薄められているという結論を得ると共に，04：立下りエルボ出口で，本設備で目標としている，100 倍以上の希釈効果が得られることを確認した。

また，評価断面の最も下流 11：海水管立上り部終端における最大濃度は 0.28%であり，理論平均値 0.14%の 2 倍であることを確認した。

3．まとめ

ALPS 処理水の混合希釈について，CFD 解析を用いて海水配管内におけるその挙動を確認した。結果，ALPS 処理水流量の最大値 500m^3/日において，配管終端部の最大濃度部においても平均値の 2 倍程度に留まるものの，海水配管内で 100 倍以上の希釈効果が得られることが分かった。

以上

ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する設備について，構造強度評価及び耐震性の基本方針に基づき，構造強度及び耐震性の評価を行う。

1. 基本方針

1.1　構造強度評価の基本方針

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する構築物，系統及び機器は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」において，廃棄物処理設備等に相当するものと位置づけられることから，その設計，材料の選定，製作及び検査において，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して，ALPS 処理水を内包する容器及び鋼管については，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1）のクラス３機器の規定を適用して評価を行う。なお，海水のみを内包する鋼管についても，クラス３機器に準じて評価を行う。

ポリエチレン管は ISO 規格または JWWA 規格に準拠したものを，適用範囲内で使用することで，構造強度を有すると評価する。また，耐圧ホース，伸縮継手については，製造者仕様範囲内の圧力及び温度で使用することで構造強度を有すると評価する。なお，ALPS 処理水希釈放出設備におけるポリエチレン管，耐圧ホース及び伸縮継手の環境条件（最高使用温度・最高使用圧力）は以下のとおりであり，当該条件を満足する管を選定する。

表－１　ポリエチレン管，耐圧ホース及び伸縮継手の環境条件

管の種類	使用箇所	最高使用圧力（MPa）	最高使用温度（℃）
ポリエチレン管	受入配管	0.98	40
	循環配管	0.49/0.98	40
	移送配管	0.49/0.60/0.98	40
耐圧ホース	受入配管	0.98	40
	循環配管	0.49	40
	移送配管	0.49	40
伸縮継手	循環配管	0.49/0.98	40
	移送配管	0.49/0.60/0.98	40
	海水配管	0.60	40

1.2　耐震性の基本方針

ALPS 処理水希釈放出設備は，2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果，直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と，漏えいした ALPS 処理水の一部が蒸発して大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても，その実効線量は 1μSv 未満と評価されることから，耐震 C クラスと位置付けられる。

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設は，耐震 C クラスの設備に要求される地震動に対して必要な強度を確保する。耐震性の評価においては，表－２のとおり，原則，構築物（間接支持構造物含む）は 1.0Ci，機器は 1.2Ci の水平方向設計震度を適用する。また，主要な機器及び鋼管の耐震性を評価するにあたっては，原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態に合わせたものを採用する。なお，ALPS 処理水希釈放出設備に使用する耐圧ホース，ポリエチレン管等については，材料の可撓性により耐震性を確保する。

表－２　設備重要度による耐震クラス分類

耐震クラス / 設備	C
(1)測定・確認用設備	測定・確認用タンク 基礎外周堰※1 循環ポンプ 主配管※2
(2)移送設備	ALPS 処理水移送ポンプ 主配管※2
(3)希釈設備	海水移送ポンプ 海水配管ヘッダ 主配管※2 放水立坑（上流水槽）※3
(4)放水設備※3	放水立坑（下流水槽） 放水トンネル 放水口

※1：B クラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して評価を実施する

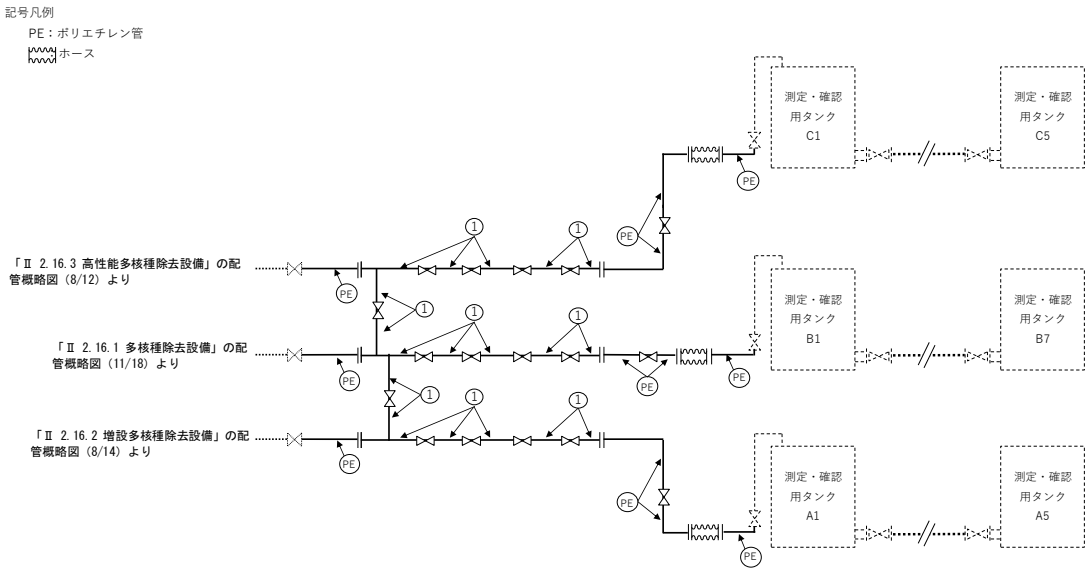
※2：鋼管（弁含む）について定ピッチスパン法で評価されるサポート間隔とする

※3：詳細は，添付資料－５　放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書を参照

2. 構造強度評価の方法・結果

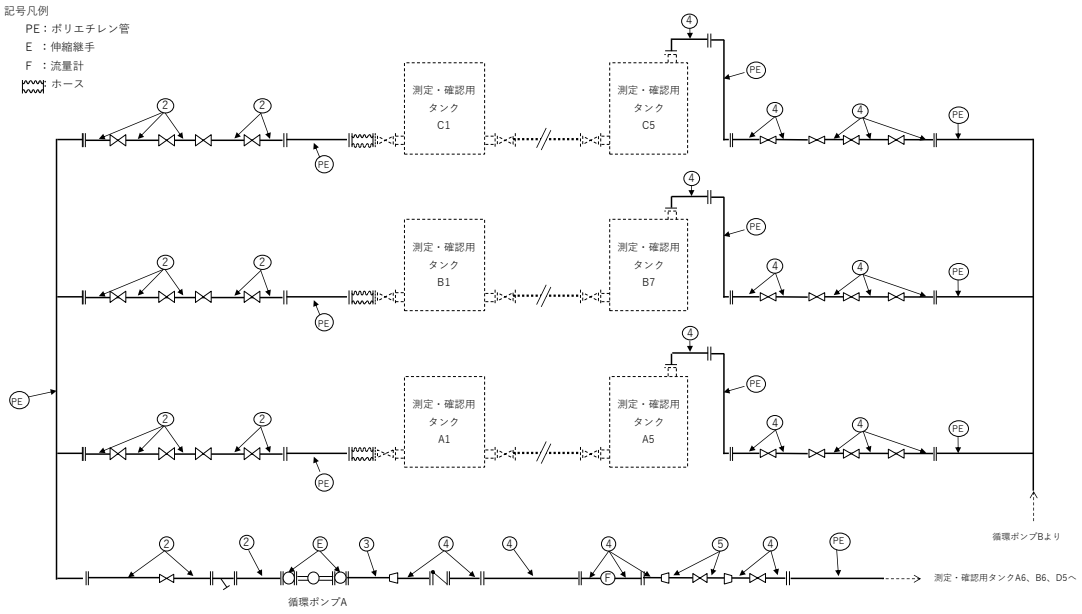
2.1　主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）

構造評価箇所を図－１～図－５に示す。



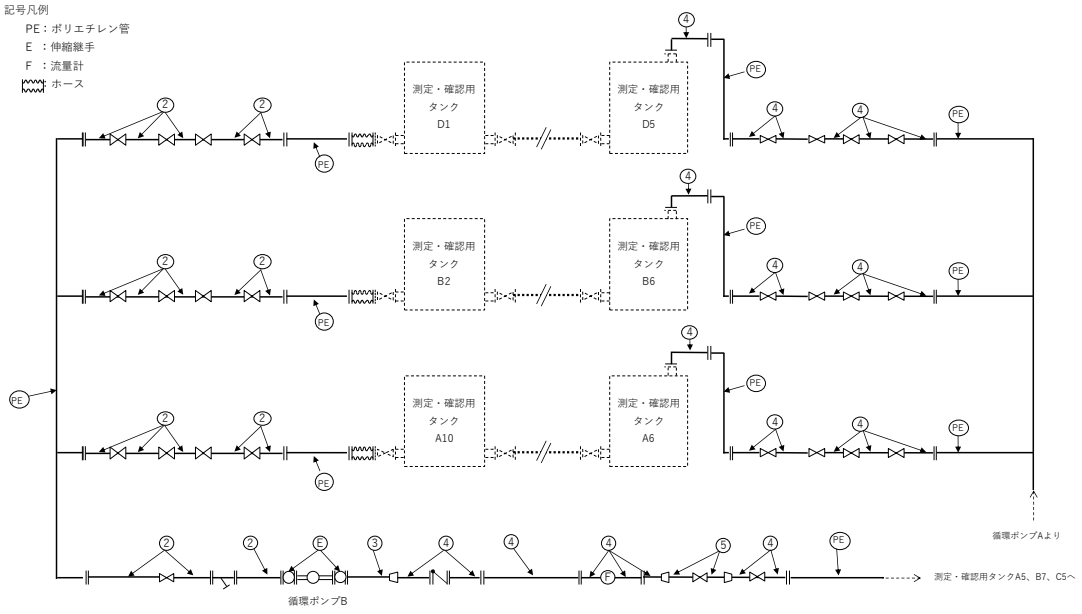
図－１　配管概略図（１／５）

（測定・確認用設備）



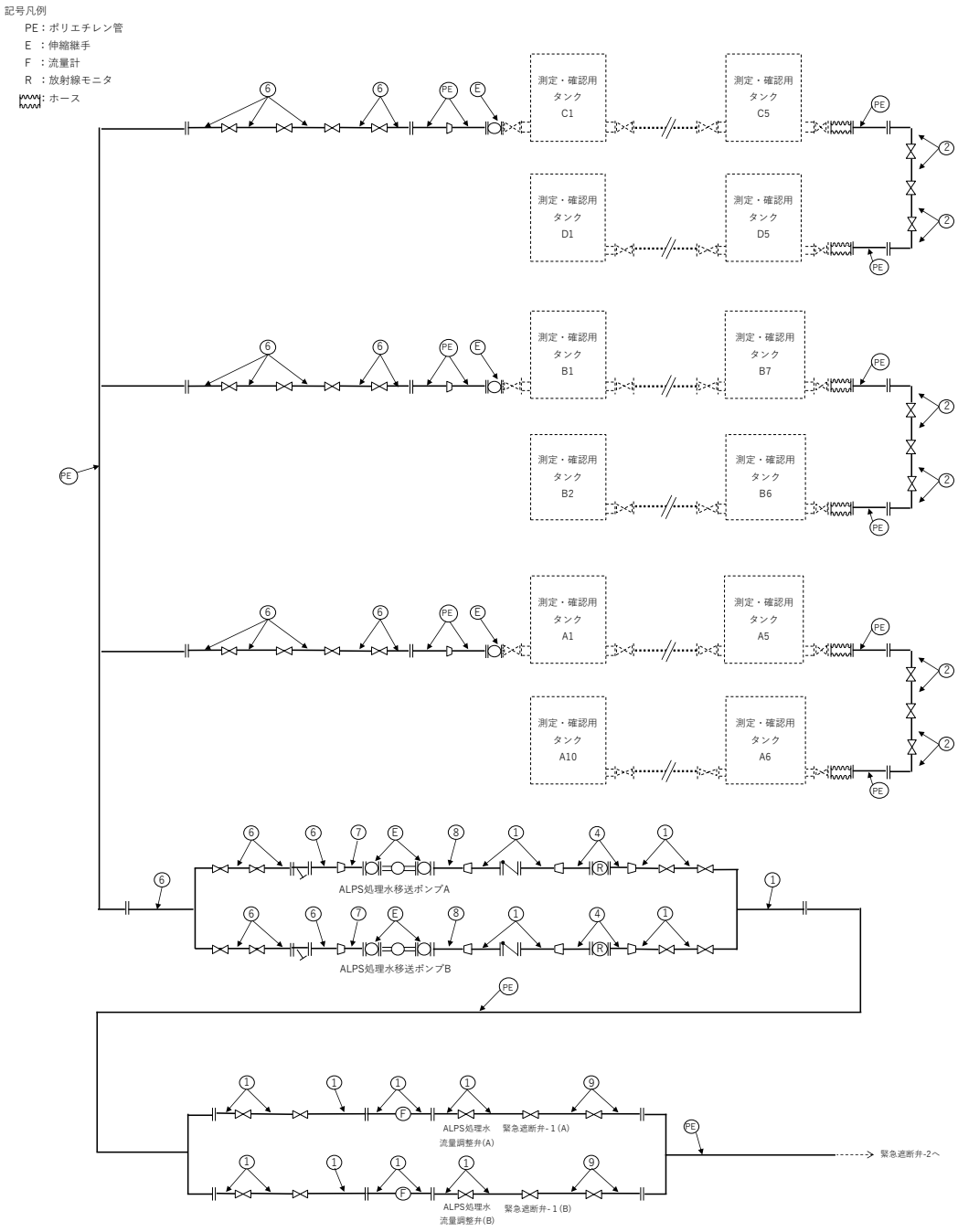
図－２　配管概略図（２／５）

（測定・確認用設備）

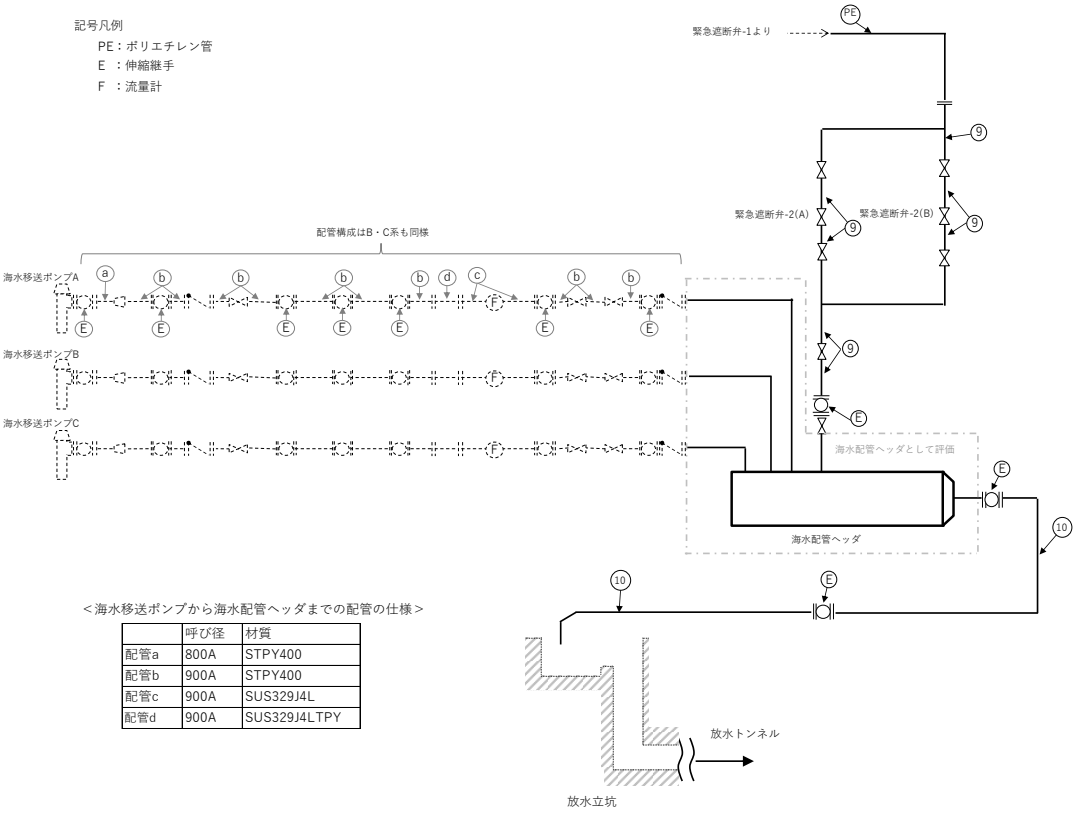


図－３　配管概略図（３／５）

（測定・確認用設備）



図－４　配管概略図（４／５）
（移送設備）



＜海水移送ポンプから海水配管ヘッダまでの配管の仕様＞

	呼び径	材質
配管a	800A	STPY400
配管b	900A	STPY400
配管c	900A	SUS329J4L
配管d	900A	SUS329J4LTPY

図－５　配管概略図（５／５）
（移送設備，希釈設備）

2.2 評価方法

鋼管の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)または設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

管の計算上必要な厚さ： $t = \frac{PD_0}{2S\eta+0.8P}$

P ：最高使用圧力(MPa)

D_0 ：管の外径(mm)

S ：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η ：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

2.3 評価結果

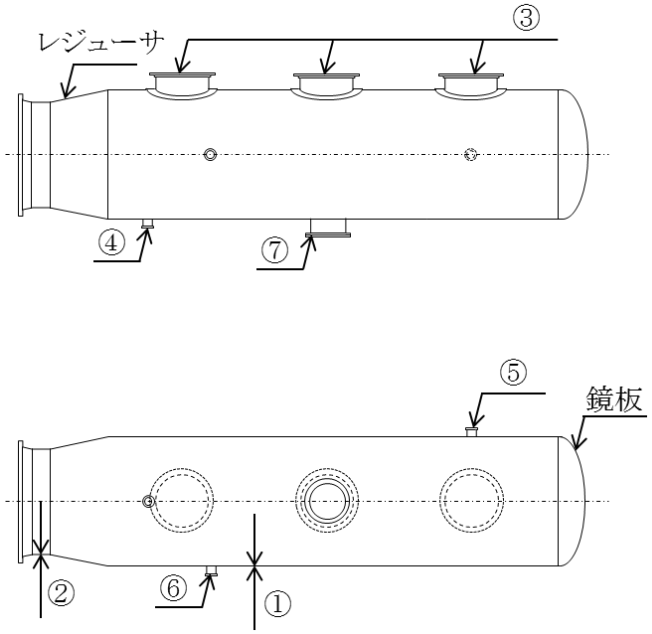
評価結果を表－３に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－３ 主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）の構造強度評価結果

評価機器	外径 (mm)	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
配管①	114.3	SUS316LTP	0.98	40	0.48	3.50
配管②	216.3	SUS316LTP	0.49	40	0.46	5.68
配管③	139.8	SUS316LTP	0.98	40	0.59	4.37
配管④	165.2	SUS316LTP	0.98	40	0.69	4.37
配管⑤	216.3	SUS316LTP	0.98	40	0.91	5.68
配管⑥	165.2	SUS316LTP	0.49	40	0.35	4.37
配管⑦	89.1	SUS316LTP	0.49	40	0.19	3.50
配管⑧	48.6	SUS316LTP	0.98	40	0.21	2.50
配管⑨	114.3	SUS316LTP	0.60	40	0.30	3.50
配管⑩	1828.8	SM400B	0.60	40	9.11	14.20

3．主配管（海水配管ヘッダ）

構造強度評価箇所を図－６に示す。



図－６　海水配管ヘッダの構造強度評価箇所

3.1　直管部

3.1.1　構造強度評価方法

鋼管の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)または設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

管の計算上必要な厚さ:$t = \frac{PD_0}{2S\eta+0.8P}$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_0　：管の外径(mm)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

3.1.2　構造強度評価結果

評価結果を表－４に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－４　海水配管ヘッダの直管部の構造強度評価結果

評価部位	外径 (mm)	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
①主管	2235.2	SM400B	0.60	40	11.14	14.20
②出口管	1828.8	SM400B	0.60	40	9.11	14.20
③海水ノズル管	914.4	SM400B	0.60	40	4.56	14.20
④ALPS処理水注入管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑤ベント管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑥ドレン管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑦点検用マンホール	609.6	SM400B	0.60	40	3.80	14.20

3.2　レジューサ

3.2.1　構造強度評価方法

レジューサの最小厚さが設計・建設規格 PPD-3415.1 式(PPD-1.8 および PPD-1.9)によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

レジューサの必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 円すいの部分

計算上必要な厚さ:$t = \frac{PD_i}{2cos\theta(S\eta - 0.6P)}$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. すその丸みの部分

計算上必要な厚さ:$t = \frac{PD_iW}{4cos\theta(S\eta - 0.1P)}$

ただし，$W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{D_i}{2rcos\theta}}\right)$

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：円すいのすその丸みの部分の内半径 (mm)

3.2.2　構造強度評価結果

評価結果を表－５に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－５　レジューサの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ(mm)	最小厚さ(mm)
海水配管ヘッダ	レジューサ	SM400B	0.60	40	11.31	14.20

3.3　鏡板

海水配管ヘッダの鏡板の形状は設計・建設規格 PPD-3415.2(1)の条件より，さら形鏡板である。

3.3.1　構造強度評価方法

海水配管ヘッダの鏡板の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3415.2 式(PPD-1.12)によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

鏡板の必要厚さは次に掲げる値とする。

計算上必要な厚さ：$t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$

ただし，$W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{R}{r}}\right)$

P　：最高使用圧力(MPa)

R　：鏡板の中央部の内半径（mm）

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：さら形鏡板のすみの丸みの内半径（mm）

3.3.2　構造強度評価結果

評価結果を表－６に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－６　鏡板の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ(mm)	最小厚さ(mm)
海水配管ヘッダ	鏡板	SM400B	0.60	40	10.19	13.40

3.4　穴の補強

3.4.1　構造強度評価方法

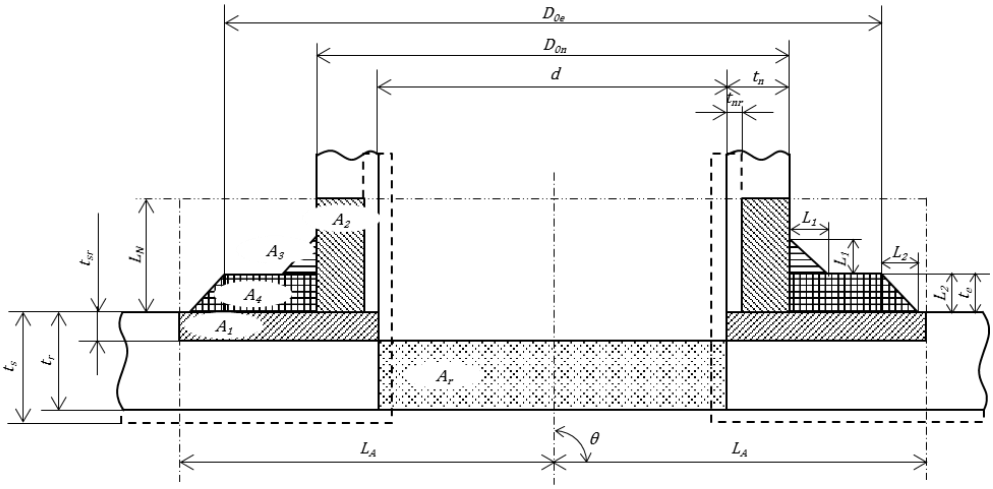
海水配管ヘッダに設ける穴の補強の要否を設計・建設規格 PPD-3422 により評価し，穴の補強が必要な場合は，設計・建設規格 PPD-3424(1)によって求められる必要面積を満足することを確認する。

海水配管ヘッダに設ける穴は，設計・建設規格 PPD-3422 によって求められるいずれの穴径を超えるため，穴の補強計算を実施する。

(1)　穴の径が 64mm 以下で，かつ，管の内径の 1/4 以下の穴径

(2)　(1)に掲げるものを除き，穴の径が 200mm 以下で，かつ，図 PPD-3422-1 および図 PPD-3422-2 により求めた d の値以下の穴径

補強が必要となった穴に関して補強に必要な面積に対して，補強に有効な総面積が満足していることを確認する。



：穴の補強に有効な面積（主管）A_1

：穴の補強に有効な面積（分岐管）A_2

：穴の補強に有効な面積（溶接部）A_3

：穴の補強に有効な面積（強め材）A_4

：穴の補強に必要な面積 A_r

図－７　管台の取り付け形式

穴の補強に必要な面積：$A_r = 1.07 \cdot \mathrm{d} \cdot t_{r3} \cdot (2 - sin\theta)$

d　：穴の径（㎜）

t_{r3}　：PPD-3411 の規定により必要とされる厚さ（㎜）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

穴の補強に有効な総面積：$\mathrm{A}_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$

穴の補強に有効な主管部の面積：$A_1 = (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d)$

穴の補強に有効な管台部の面積：$A_2 = 2 \cdot (t_n - t_{nr}) \cdot cosec\theta \cdot L_N \cdot \frac{S_n}{S_s}$

穴の補強に有効なすみ肉部の面積：$A_3 = (L_1)^2 \cdot sin\theta \cdot \frac{S_e}{S_s}$

穴の補強に有効な強め材の面積：$A_4 = (D_{0e} - D_{0n} \cdot cosec\theta) \cdot t_e \cdot \frac{S_e}{S_s} + (L_2)^2 \cdot \frac{S_e}{S_s}$

η　：継手の効率

t_s　：主管の厚さ（㎜）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（㎜）

t_n　：管台の厚さ（㎜）

t_{nr}　：管台の計算上必要な厚さ（㎜）

t_e　：強め材の最小厚さ（㎜）

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（㎜）

L_N　：主管の面に平行な線に区切られる補強に有効な範囲（㎜）

S_n　：管台の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_e　：強め材の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

L_1　：管台のすみ肉部の脚長又は管台補強部の短辺長さ（㎜）

L_2　：強め材のすみ肉部の脚長（㎜）

D_{0n}　：管台の外径（㎜）

D_{0e}　：強め材の外径（㎜）

d　：断面に現れる穴の径（㎜）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

3.4.2　構造強度評価結果

評価結果を表－７に示す。補強に有効な総面積が必要な面積を満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－７　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	管台口径	評価部位	Ar（mm^2）	A_0（mm^2）
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	900A	管台	6.35×10^3	1.33×10^4
	④ALPS 処理水注入管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑤ベント管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑥ドレン管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑦点検用マンホール	600A	管台	4.17×10^3	8.35×10^3

3.5　強め材の取り付け強さ

3.5.1　構造強度評価方法

設計・建設規格 PPD-3424(8)によって求めた溶接部の負うべき荷重を評価し，溶接部の強度が十分であることを確認する。

溶接部の負うべき荷重：$W = d \cdot t_{sr} \cdot S_s - (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d) \cdot S_s$

d　：断面に現れる穴の径（mm）

t_s　：主管の厚さ（mm）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（mm）

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

η　：継手の効率

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（mm）

3.5.2　構造強度評価結果

評価結果を表－８に示す。溶接部の負うべき荷重が 0 以下であることから，溶接部の強度は十分であると評価している。

表－８　強め材の取り付け強さの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	管台口径	評価部位	W (N)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	900A	管台	-7.26×10^{4}
	④ALPS 処理水注入管	100A	管台	-8.51×10^{3}
	⑤ベント管	100A	管台	-8.51×10^{3}
	⑥ドレン管	100A	管台	-8.51×10^{3}
	⑦点検用マンホール	600A	管台	-4.76×10^{4}

4. 耐震クラス分類に関する考え方

ALPS 処理水希釈放出設備は，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果，直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と，漏えいした ALPS 処理水の一部が蒸発して大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても，その実効線量は 1μSv 未満であることから，耐震 C クラスと位置付けられる。

4.1　機能喪失による公衆への放射線影響の程度について

ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクについて，機能喪失による公衆への放射線影響を確認するため，線量評価を実施した。評価条件については，「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」添付資料-12　別紙-7 に記載の評価条件に準じ，多核種処理済水の分析結果（平成 25 年 7 月）をタンク内保有水の放射能濃度として設定する※。

※：測定・確認用タンクにトリチウム以外の放射性核種の告示濃度比総和 1 以上の水が混水することを防止するために，以下の設計，運用上の対策を行う。

・測定・確認用タンクへの移送に使用する配管は，多核種除去設備等の移送配管であり，配管構成上，Sr 処理水等が混水する可能性はない。

・多核種除去設備等の移送配管を使用し，至近に移送を行った G1 エリアタンクの放射能濃度は，トリチウム以外の放射性核種※の告示濃度比総和が 1 未満であることを確認している。

・ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクには，多核種除去設備等のサンプルタンク，または多核種処理水貯槽にてトリチウム以外の放射性核種※の告示濃度比総和が 1 未満であることを確認または評価した水の移送を行う。

※：Cs-134，Cs-137，Sr-90，Co-60，Sb-125，Ru-106，I-129 の 7 核種

4.1.1　漏えい水の直接線・スカイシャイン線による被ばく評価

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷し，測定・確認用タンクの貯留水全てがタンク外に漏えいしたことを想定する。タンク群と体積・高さが同じとなる 1 つの大型円柱形上で存在し続けると仮定した場合，最寄りの線量評価点（No.70）における直接線・スカイシャイン線による被ばく量は 1μSv/y 未満であり，公衆への放射線影響は殆ど無い。

4.1.2　漏えい水の気中移行による被ばく評価

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷し，測定・確認用タンクの基礎外周堰の貯留可能面積全域に漏えい水が広がり，トリチウムを含む漏えい水から蒸発した水蒸気が拡散したことを想定する。漏えい水の回収に 2 週間を要したと仮定した場合の，最寄り線量評価点（No.70）に居住する住民が呼吸により摂取したトリチウムによる内部被ばく量は 1μSv 未満であり，公衆への放射線影響は殆ど無い。

4.2　機動的対応等の影響を緩和する措置について

ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクは，可撓性のある連結管にてタンク間を連結し，連結弁は基本的に開として運用を行う。地震により ALPS 処理水希釈放出設備から ALPS 処理水が漏えいするおそれがある場合又は漏えいした場合を想定し，漏えいの拡大による敷地外への影響を防止又は緩和するため，以下の対策を講じる。

・震度 5 弱以上の地震発生時，免震重要棟集中監視室からの遠隔操作により海洋放出を停止するとともに，測定・確認用設備の出口側電動弁を閉とし，タンク水位による漏えい確認を実施するとともに，屋外の ALPS 処理水移送配管を含む全ての設備の重点パトロールを行い，設備の異常の有無を確認する。

・地震により耐震 C クラスのタンク等が損傷し，貯留水が敷地外へ著しく漏えいすることを防止するために基礎外周堰を設置する。当該堰については，B クラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して，必要な強度を確保する。

・貯留水が漏えいし，基礎外周堰内に滞った場合には，仮設ポンプ，高圧吸引車等にて漏えい水の回収を行う。回収した漏えい水は，健全なタンク，建屋に排水を行う。

・ALPS 処理水の移送配管については，排水路から可能な限り離隔するとともに，移送配管に使用するポリエチレン管は，ポリエチレン管の外側に外装管（接合部は防水カバー）を取り付けることで，漏えい拡大を防止する施工を行う。

以上

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る確認事項

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る主要な確認事項を表－１～７に示す。

表－１　確認事項（循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，攪拌機器，海水移送ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	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	機器の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	漏えい確認※1	運転圧力で耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	耐圧部から著しい漏えいがないこと。

※1：攪拌機器については，測定・確認用タンクの水中に設置されるプロペラ羽の回転機器であり，漏えい確認部位が無いことから対象外とする。
海水移送ポンプについては，現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－１　確認事項（主配管（鋼管））

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	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径，厚さについて記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後，同圧力に耐えていること，また，耐圧部からの漏えいがないことを確認する。	最高使用圧力の1.25倍に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－２　確認事項（主配管（ポリエチレン管））

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	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	製品の最高使用圧力以上で一定時間保持後，同圧力に耐えていること，また，耐圧部からの漏えいがないことを確認する。	製品の最高使用圧力に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－３　確認事項（主配管（耐圧ホース））

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	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後，同圧力に耐えていること，耐圧確認終了後，耐圧部分からの漏えいの有無も確認する。	最高使用圧力の1.25倍に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－４　確認事項（主配管（伸縮継手））

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	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後，同圧力に耐えていること，また，耐圧部からの漏えいがないことを確認する。	最高使用圧力の1.25倍に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－３－１　確認事項（漏えい検出装置及び警報装置）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	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	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
機能	漏えい警報確認	漏えいの信号により警報が発生することを確認する。	漏えいの信号により警報が発生すること。

表－３－２　確認事項（ALPS 処理水流量計，海水流量計）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	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	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
性能	性能校正確認	基準入力に対して流量計の指示値が正しいことを確認する。	流量計指示値が許容範囲内であること。

表－３－３　確認事項（放射線モニタ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	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	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
機能	警報確認	レベル「高」※1の信号により警報が発生することを確認する。	レベル「高」※1の信号により警報が発生すること。
性能	線源校正確認	標準線源を用いて基準計数率を測定する。	基準計数率に対する測定値が許容範囲内であること。
	校正確認	基準入力に対して放射線モニタの指示値が正しいことを確認する。	放射線モニタ指示値が許容範囲内であること。

※1：放射線モニタにより信号名称は異なる。

表－４－１　確認事項（測定・確認用タンク）※1

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	使用材料を材料証明書により確認する。連結管･連結弁については，納品記録，製品仕様にて確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。連結管及び連結弁は製品仕様（最高使用圧力）がタンクの水頭圧以上であること。
	寸法確認	主要寸法（板厚，内径，高さ）を確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	外観確認	タンク本体（塗装状態含む),連結管･連結弁の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	組立状態及び据付状態を確認する。	組立状態及び据付状態に異常がないこと。
		タンク基礎の不陸について確認する。	異常な不陸がないこと。
	耐圧・漏えい確認	設計･建設規格に基づき耐圧・漏えい試験を行う。	各部からの有意な漏えいおよび水位の低下がないこと。
	地盤支持力確認	支持力試験にてタンク基礎の地盤支持力を確認する。	必要な支持力を有していること。
機能・性能	警報確認	液位「高高」側※2の信号により警報が発生することを確認する。	液位「高高」側※2の信号により警報が発生すること。
	寸法確認※3	基礎外周堰の堰内容量を確認する。	必要容量に相当する堰内容量があること。
	外観確認	基礎外周堰の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	貯留機能	漏えいなく貯留できることを確認する。	タンク及び附属設備（連結管,連結弁,マンホール,ドレン弁）に漏えいがないこと。

※1：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」（使用前検査終了済み）と兼用するため，過去の記録を確認する。

※2：タンクにより信号名称は異なる。

※3：「Ⅱ 2.5 添付資料-12 別紙-6 表-2」の設置場所：K4 に記載の堰内容量を確認する。

表－４－２　確認事項（測定・確認用タンク入口配管（鋼管））※1

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	実施計画に記載した主な材料について，材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について，材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	外観確認	各部の外観について，立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。
	耐圧・漏えい確認 注1	①最高使用圧力の1.5 倍で一定時間保持後，同圧力に耐えていること，また，耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	最高使用圧力の1.5 倍に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。
		②運転圧力で耐圧部からの漏えいのないことを立会いまたは記録により確認する。※2	耐圧部から漏えいがないこと。
機能・性能	通水確認	通水ができることを確認する。	通水ができること。

※1：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」（使用前検査終了済み）と兼用するため，過去の記録を確認する。

※2：運転圧力による耐圧部の漏えい検査が実施できない配管フランジ部については，トルク確認等の代替検査を実施する。

注１：耐圧漏えい確認は，①②のいずれかとする。

表－５　確認事項（放水立坑（上流水槽））

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	実施計画に記載した材料について，材料証明書または納品書により確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法（内空）を確認し，必要容積を確保していることを確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付・組立確認	部材が図面のとおり据付・組立られていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり据付・組立られていること。
	耐圧確認	水槽内の水位を一定時間保持後，圧力に耐えていること，また，耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	水圧に耐え，かつ構造物の変形がないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－６　確認事項（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）

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	実施計画に記載した材料について，材料証明書または納品書により確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した部材の寸法および主要寸法（内空）を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付・組立確認※2	部材が図面のとおり据付・組立られていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり据付・組立られていること。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。
　　また，施工途中に放水トンネル内部に海水を充水することから，現地では実施可能な範囲とする。
※2：放水口は，沿岸から 1km の地点に据え付けられていることを記録（位置情報）により確認する。

表－７－１　確認事項（測定・確認用設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	攪拌運転確認	攪拌機器を起動し，タンク内を攪拌していることを確認する。	攪拌機器運転時にタンク水面に水流が発生していること。 電流値が適正範囲内であること。
機能・性能	通水・流量確認※1	循環ポンプを起動し，通水できることを確認する。	ポンプについては，140m³/h※2 以上であること。また，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管については，通水できること。

※1：受入配管は，単品での通水確認，据付前の配管内の異物確認並びに締結部のトルク確認にて異常がないことを確認する。

※2：循環攪拌実証試験の実績より設定。

表－７－２　確認事項（移送設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	緊急遮断確認	入力信号に対して緊急遮断弁が動作することを確認する。	動作信号により，緊急遮断弁が動作すること。
機能・性能	通水・流量確認※1	ALPS 処理水移送ポンプを起動し，流量調整弁を動作させ，通水できることを確認する。	設定した流量※2 で制御出来ていること。 ポンプについては，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管については，通水できること。

※1：ALPS 処理水移送ポンプの運転時に通水が確認できない配管は，単品での通水確認，据付前の配管内の異物確認並びに締結部のトルク確認にて異常がないことを確認する。

※2：ALPS 処理水流量は可変であるため，最大 19m³/h 以内で設定する。

表－７－３　確認事項（希釈設備，放水設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	通水・流量確認	海水移送ポンプを起動し，通水できることを確認する。	ポンプについては，実施計画に記載した容量以上であること。また，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管，放水立坑（上流水槽），放水設備については，通水できること。

別紙－１　測定・確認用タンクの基本仕様
別紙－２　ALPS 処理水希釈放出設備の漏えい検出装置の設置位置

以上

別紙－１

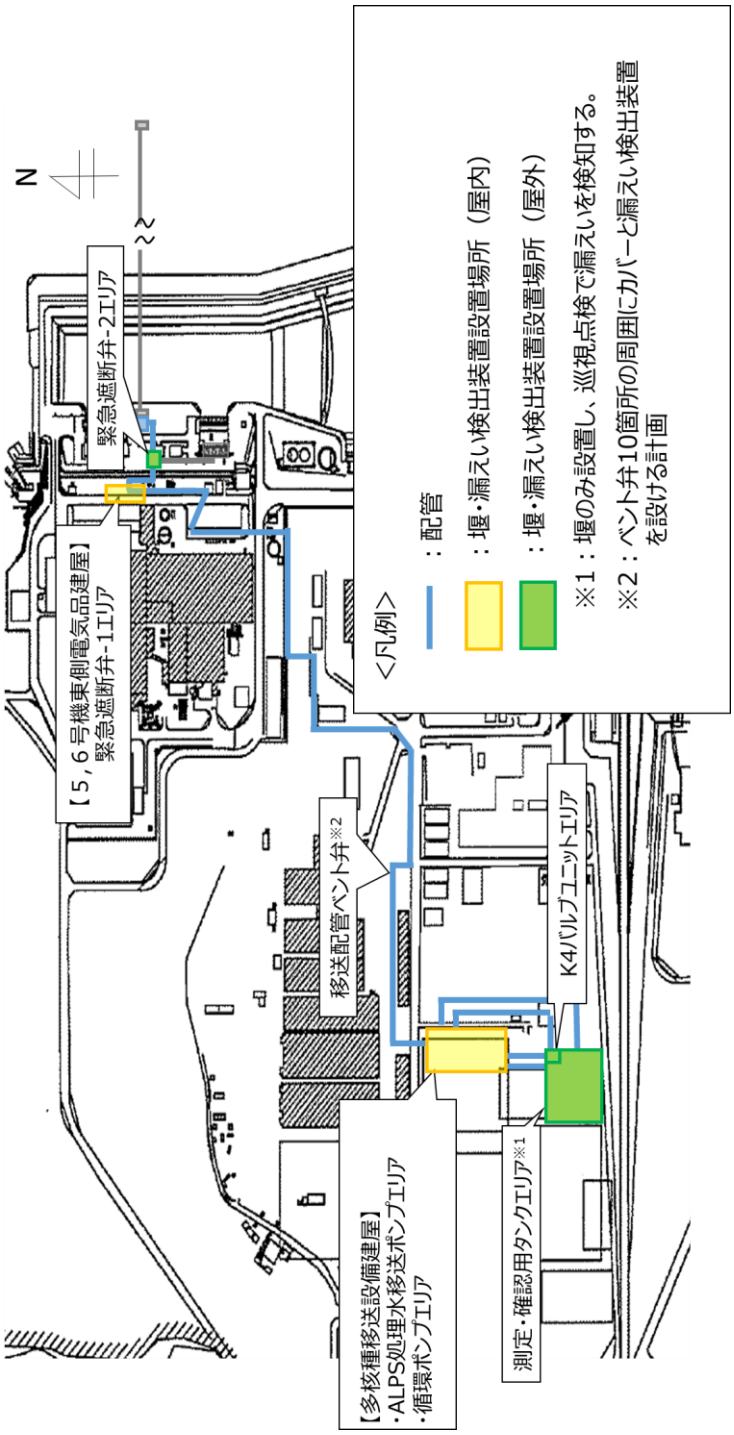
測定・確認用タンクの基本仕様

測定・確認用タンク

タンク容量		m^3	1,000
主要寸法	内　　径	mm	10,000
	胴板厚さ	mm	15
	底板厚さ	mm	25
	高　　さ	mm	14,565
管台厚さ	100A	mm	8.6
	200A	mm	12.7
	600A	mm	16.0
材料	胴板・底板	―	SS400
	管台	―	STPT410, SS400

	連結管（耐圧ホース（完成品））	連結弁（完成品）
呼　び　径	200A 相当	200A 相当
材　　質	EPDM 合成ゴム	FCD450-10
最高使用圧力	1.0MPa	1.0MPa
最高使用温度	50℃	50℃

	入口配管（鋼管）
厚　　さ	8.6mm（100A）
材　　質	STPT410
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	50℃



ALPS 処理水希釈放出設備の漏えい検出装置の設置位置

添付資料－５

放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）について，評価を行う。

1. 設計内容

1.1　設計の基本方針

放水立坑（上流水槽）および放水設備は，下記に準拠して評価を行う。

・コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）（公社）土木学会
・コンクリート標準示方書（設計編；2012 年制定）（公社）土木学会
・コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002 年制定）（公社）土木学会
・道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編 平成 24 年（公社）日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編 平成 24 年（公社）日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編 平成 24 年（公社）日本道路協会
・共同溝設計指針 1986 年（公社）日本道路協会
・水理公式集　2018 年（公社）土木学会
・プレキャスト式雨水地下貯留施設技術マニュアル（改訂版；2020 年）（公財）日本下水道新技術機構
・エポキシ樹脂塗装鉄筋を用いる鉄筋コンクリートの設計施工指針（改訂版；2013 年）（公社）土木学会
・火力・原子力発電所土木構造物の設計（増補改訂版）（一社）電力土木技術協会
・トンネル標準示方書〔共通編〕・同解説/〔シールド工法編〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・トンネル標準示方書〔開削工法〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年（公社）日本港湾協会
・内水圧が作用するトンネル覆工構造設計の手引き（1999 年制定）（財団法人）先端建設技術センター
・シールド工事用標準セグメント 土木学会・日本下水道協会共編（2001 年制定）
・土木研究所資料　大規模地下構造物の耐震設計法・ガイドライン（案）-平成 4 年 3 月」建設省土木研究所・地震防災部耐震研究所
・下水道施設の耐震対策指針と解説-2014 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例 処理場・ポンプ場編-2015 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例 管路施設編-2015 年版（公社）日本下水道協会

1.2　耐震性の基本方針

放水設備は，ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を取り扱うことを踏まえ，設備等の機能喪失による公衆への放射線影響の程度により，耐震 C クラスと位置付けられる。そのため，耐震 C クラスの設備に要求される地震力に耐えられる設計とする。

2. 設計の方法

2.1　評価条件

2.1.1　使用材料の許容応力度

放水設備に用いる材料のうち，コンクリートは普通コンクリートとし，設計基準強度は24N/mm^2，30N/mm^2，40N/mm^2，42N/mm^{2}とする。鉄筋はSD345とする。

各使用材料の許容応力度を表－１～２に示す。

表－１　コンクリートの許容応力度

設計基準強度	長期		短期	
	圧縮 (N/mm^2)	せん断 (N/mm^2)	圧縮 (N/mm^2)	せん断 (N/mm^2)
24	9.0	0.45	13.5	0.675
30	11.0	0.50	16.5	0.750
40	14.0	0.55	21.0	0.825
42	16.0	0.73	24.0	1.095

表－２　鉄筋の許容応力度

使用材料	長期	短期
	圧縮・引張 (N/mm^2)	圧縮・引張 (N/mm^2)
SD345	200	300

2.1.2　土質定数

設計に用いた土質定数を表－３に示す。

表－３　土質定数

層数	土質	単位体積重量 γ (kN/m^2)	粘着力 C (kN/m^2)	内部摩擦角 ϕ (°)	変形係数 E0 (kN/m^2)
1	盛土	18.0	0	30.0	17,700
2	砂岩	18.4	0	38.6	94,400
3	泥岩	17.1	1,500	0	506,000

2.1.3　地下水位

T.P.+2.5m

2.1.4　単位体積重量

設計に用いた材料の単位体積重量を表－４に示す。

表－４　単位体積重量

材料	単位体積重量（kN/m^3）
鉄筋コンクリート	24.5
鋼	77.0
地盤	表－３参照

2.1.5　構造物の環境条件

構造物の環境条件は腐食性環境条件とし，ひび割れ幅の限界値は，構造物に応じて 0.035c～0.005c（mm）で設定する。ただし，c は純かぶりを示す。

2.1.6　荷重

設計では，長期および短期荷重を考慮する。

躯体に作用する地震力は，原則として震度法により計算する。

$$P=K \cdot W$$

P：地震力

K：設計水平震度

W：躯体重量

2.2　評価方法

表－５の照査を行うことで，供用期間中の健全性が確保されることを確認している。なお，照査項目は，構造物の使用目的に適合するための要求性能を踏まえて設定している。

表－５　放水立坑（上流水槽）および放水設備の照査項目

照査項目		放水立坑（上流水槽）	放水立坑（下流水槽）	放水トンネル	放水口	照査内容
長期	構造	○	○	○	○	許容応力度以内であること
	構造（波浪）	－	－	○	○	許容応力度以内であること
	ひび割れ	○	○	○	○	ひび割れ幅が許容ひび割れ幅以下であること
	塩害	○	○	○	○	鋼材位置の塩化物イオン濃度が鋼材腐食発生限界に達しないこと
	浮上がり	○	○	－	○	浮上がりが生じないこと
短期		○	○	○	○	地震に対して許容応力度以内であること

2.3　評価結果

2.3.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－６に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－６　放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
底版	短期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	108	300	0.36
側壁	短期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	117	300	0.39
隔壁	短期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	177	300	0.59
頂版	長期	ｺﾝｸﾘｰﾄ	せん断力	0.14	0.55	0.26

2.3.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－７に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－７　放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
底版	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	98	200	0.49
側壁	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	148	200	0.74

2.3.3　放水トンネル

放水トンネルの作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－８に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，鉄筋コンクリート製の覆工板に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－８　放水トンネルの照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
覆工板（発進部）	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	78	200	0.39
覆工板（最深部）	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	91	200	0.46

2.3.4　放水口

放水口の作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－９に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－９　放水口の照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
底版	長期	ｺﾝｸﾘｰﾄ	せん断力	0.23	0.50	0.46
側壁	長期	ｺﾝｸﾘｰﾄ	せん断力	0.24	0.50	0.48

別紙－１　耐久性照査に関する説明書

別紙－２　浮上がり照査に関する説明書

別紙―３　放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）に関する概略図

以上

別紙－１

耐久性照査に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）について，耐久性照査に関する方法および照査結果を示す。

1．照査方法

1.1　ひび割れ幅

ひび割れに対する照査は，発生曲げひび割れ幅 w が許容曲げひび割れ幅 wa 以下であることを確認する。照査式を下記に示す。

$$w \ / \ wa \leqq 1.0$$

算定式を以下に示す。

$$w = 1.1 k_1 k_2 k_3 \{4c + 0.7(c_s - \phi)\} \left[\frac{\sigma_{se}}{E_s} \left(\text{または} \frac{\sigma_{pe}}{E_p} \right) + \varepsilon'_{csd} \right]$$

w：　曲げひび割れ幅（mm）

k1：鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数（=1.0）

　　放水立坑（上流水槽）においては，エポキシ樹脂塗装鉄筋を採用するため 1.1

k2：コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数

k2 = 15 /（f'c +20）+0.7

f'c：コンクリートの圧縮強度（N/mm^2）

k3：引張鉄筋の段数の影響を表す係数

k3 = 5（n+2）/（7n+8）

n：引張鉄筋の段数

c：かぶり（mm）・・・・主鉄筋までのかぶりとする

cs：鉄筋の中心間隔（mm）

ϕ：引張鉄筋径で，鉄筋の公称径（mm）

ε'_{csd}：コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値

（鋼材の腐食に対する照査を行う場合，ε'_{csd} の値は 150×10^{-6} 程度）

σ_{se}：表面に近い位置にある鉄筋応力度の増加量（N/mm^2）

Es：鉄筋のヤング係数（N/mm^2）

1.2　塩害

簡易設計方法により，耐久性の照査を行うこととし，照査の基本的な考え方を以下に示す。

・ 与えられた環境条件のもと，塩害の照査を満足するために，かぶりの設計値 Cd と塩化物イオンに対する設計拡散係数 Dd の組合せを適切に設定する。
・ 設定した設計拡散係数 Dd 満足させるために，曲げひび割れ幅 w とコンクリートの水セメント比 W/C の組合せを適切に設定する。

なお，準拠基準については，表－１の通りとする。

表－１　設備別準拠基準

設備	準拠基準	備考
放水立坑 （上流水槽）	コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002 年制定）	エポキシ樹脂塗装鉄筋を使用するため
放水立坑 （下流水槽）	コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）	
放水トンネル	コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）	
放水口	港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年	

鉄筋位置の塩化物イオン濃度の設計値 Cd を算定し，それが鋼材腐食発生限界濃度 Clim に達していないことを確認する。照査式を下記に示す。

$$\gamma i \cdot Cd \ / \ Clim \leqq 1.0$$

γi　：構造物係数（=1.0 とする）

Cd　：鉄筋位置における塩化物イオン濃度の設計用値（kg/m^3）

Clim ：鉄筋腐食発生限界濃度（kg/m^3）

塩化物イオン濃度 Cd は次式により算定する。

・放水立坑（上流水槽）

$$C_d = \gamma_{cl} \cdot \left\{ 1 - erf\left({}^{0.1}\!/\!_{2\sqrt{t}} \left({}^{c}\!/\!_{\sqrt{D_d}} + {}^{c_{ep}}\!/\!_{\sqrt{D_{epd}}} \right) \right) \right\}$$

γ_{cl} ： Cd のばらつきを考慮した安全係数

Dd：設計拡散係数

C_{ep}：エポキシ樹脂塗膜厚さの期待値(mm)

D_{epd}:エポキシ樹脂塗膜内への塩化物イオンの侵入を拡散現象とみなした場合の塩化物イオンに対する見かけの拡散係数の設計用値(cm^2/年)。一般に 2.0×10^{-6}cm^2/年。

・放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

$$C_d = \gamma_{cl} \cdot C_0 \cdot \left\{1 - \mathrm{erf}\left(0.1 \cdot C_d \Big/ 2 \cdot \sqrt{D_d \cdot t}\right)\right\} + C_i$$

γ_{cl} ： Cd のばらつきを考慮した安全係数

C_0 ：コンクリート表面における塩化物イオン濃度（kg/m^3）

Dd ：設計拡散係数

設計拡散係数 Dd は次式で算定する。

・放水立坑（上流水槽）

$$D_d = \gamma_c \cdot D_k + \left(\frac{w}{l}\right) \cdot \left(\frac{w}{w_a}\right)^2 \cdot D_0$$

γ_c ： コンクリートの材料係数（=1.0）

D_k ：コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数特性値（cm^2/年）

D_0 ：コンクリート中の塩化物イオンの移動に及ぼすひび割れの影響を表す係数（cm^2/年）（=200cm^2/年）

w/l ：ひび割れ幅とひび割れ間隔の比

w ：ひび割れ幅(mm)

wa ：鋼材の腐食に対するひび割れ幅の限界値(mm)

・放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

$$D_d = \gamma_c \cdot D_k + \lambda \cdot \left(\frac{w}{l}\right) \cdot D_0$$

γ_c ： コンクリートの材料係数（=1.0）

D_k ：コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数特性値（cm^2/年）

D_0 ：コンクリート中の塩化物イオンの移動に及ぼすひび割れの影響を表す係数（cm^2/年）（=400cm^2/年）

w/l ：ひび割れ幅とひび割れ間隔の比

λ ：ひび割れの存在が拡散係数に及ぼすひび割れの影響を表す係数

かぶりの設計値 cd は，施工誤差Δc_eを予め考慮して次式で求める。

$$cd = c - \Delta c_e$$

c ： 設計図面上のかぶり

コンクリート表面における塩化物イオン濃度 C_0 は，表－２に示す「コンクリート標準示方書」の地域区分と海岸からの距離に基づき設定する。

表－２　コンクリート表面における塩化物イオン濃度 C_0

		飛沫帯	海岸からの距離（km）				
			汀線付近	0.1	0.25	0.5	1.0
飛来塩分が多い地域	北海道，東北，北陸，沖縄	13.0	9.0	4.5	3.0	2.0	1.5
飛来塩分が少ない地域	関東，東海，近畿，中国，四国，九州		4.5	2.5	2.0	1.5	1.0

放水口については，「港湾の施設の技術上の基準・同解説」の下式に基づき設定する。

$$C_0=-6.0x + 15.1$$

C_0 ： 表面塩化物イオン量（kg/m^3）で $6.0kg/m^3$ を下回らないものとする。

x ：海水面（H.W.L）から部材下面までの距離（m）

放水口は，水面下に設置することから，$C_0=15.1\ kg/m^3$ とする。

鋼材腐食発生限界濃度 Clim は，水セメント比およびセメントの種類に応じて設定する。普通ポルトランドセメントおよび高炉セメントＢ種を適用し，Clim は下式により求める。

・普通ポルトランドセメント

放水立坑（上流水槽）　Clim= 1.2

放水立坑（下流水槽）　Clim= -3.0(W/C)+3.4

・高炉セメントＢ種（放水トンネル）

Clim= -2.6(W/C)+3.1

放水口は，「港湾の施設の技術上の基準・同解説」に基づき，$Clim=2.0kg/m^3$ とする。

コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数 Dk は，水セメント比およびセメントの種類に応じて見かけの拡散係数との予測式より求める。普通ポルトランドセメントおよび高炉セメントＢ種を適用し，Dk は下式により求める。

・普通ポルトランドセメント

放水立坑（上流水槽）　$\log10Dk=-3.9(W/C)^2+7.2(W/C)-2.5$

放水立坑（下流水槽）　$\log10Dk=3.0(W/C)-1.8$

・高炉セメントＢ種

$$\log10D_k = 2.5(W/C) - 1.8$$

耐久性照査に用いる設計条件は表－３の値を用いる。

表－３　耐久性照査に用いる設計条件

		放水立坑（上流水槽）	放水立坑（下流水槽）	放水トンネル	放水口
耐用年数	（年）	30			
セメント種類	－	普通ﾎﾟﾙﾄﾗﾝﾄﾞｾﾒﾝﾄ	普通ﾎﾟﾙﾄﾗﾝﾄﾞｾﾒﾝﾄ	高炉セメントB種	高炉セメントB種
表面塩化物イオン	C_0（kg/m^3）	13.0	13.0	9.0	15.1
腐食発生限界濃度	C_{lim}（kg/m^3）	1.20	1.84	2.19	2.00
拡散係数	D_k（cm^2/年）	0.69	0.58	0.05	0.28
水セメント比	W/C	0.42	0.52	0.35	0.50

2. 照査結果

2.1　ひび割れ幅

2.1.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－４に示す。

表－４　放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅（mm）	許容曲げひび割れ幅（mm）	発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅
底版	0.19	0.27	0.70
側壁	0.20	0.27	0.74
隔壁	0.06	0.27	0.22
頂版	0.04	0.15	0.27

2.1.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－５に示す。

表－５　放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.34	0.50	0.68
側壁	0.39	0.50	0.78

2.1.3　放水トンネル

放水トンネルの発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－６に示す。

表－６　放水トンネルの照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
覆工板 (発進部)	0.14	0.18	0.76
覆工板 (最深部)	0.15	0.18	0.84

2.1.4　放水口

放水口の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－７に示す。

表－７　放水口の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.26	0.40	0.66
側壁	0.30	0.40	0.76

2.2　塩害

2.2.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の鉄筋位置における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－８に示す。

表－８　放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	0.06	1.20	0.05
側壁	0.06	1.20	0.05
隔壁	0.04	1.20	0.03
頂版	0.16	1.20	0.13

2.2.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の鉄筋位置における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－９に示す。

表－９　放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	0.94	1.84	0.51
側壁	1.66	1.84	0.90

2.2.3　放水トンネル

検討により求められた放水トンネルにおける塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－１０に示す。

表－１０　放水トンネルの照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
覆工板（放水立坑部）	1.81	2.19	0.83
覆工板（最深部）	2.02	2.19	0.92

2.2.4　放水口

検討により求められた放水口における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－１１に示す。

表－１１　放水口の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	1.93	2.00	0.97
側壁	1.95	2.00	0.98

以上

別紙－２

浮上がり照査に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水口）について，浮上がり照査に関する方法および照査結果を示す。

1. 照査方法

1.1　算定式

浮上がりの検討について，以下の式にて行う。

$$Fs = W / U$$

$$U = Vw \cdot \gamma w$$

U　：浮力（kN）
W：鉛直荷重（kN）
Vw：地下水位以下の容積（m^3）
γw：水(海水）の単位体積重量（kN/m^3）

1.2　検討条件

浮上がりに対する安全率を表－１に示す。

表－１　浮上がりに対する安全率

水槽内荷重条件 （海水荷重）	供用時
浮上がり安全率	1.20

2. 照査結果

2.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の浮上がりの照査結果について，計算値がより厳しい条件での照査結果を表－２に示す。

表－２　放水立坑（上流水槽）の浮上がりに対する照査結果

	常時
計算値	1.48
浮上がり安全率	1.20

2.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の浮上がりの照査結果について，計算値がより厳しい条件での照査結果を表－３に示す。

表－３　放水立坑（下流水槽）の浮上がりに対する照査結果

	常時
計算値	1.68
浮上がり安全率	1.20

2.3　放水口

放水口の浮上がりの照査結果について，計算値がより厳しい条件での照査結果を表－４に示す。

表－４　放水口の浮上がりに対する照査結果

	波浪時
計算値	1.99
浮上がり安全率	1.20

以上

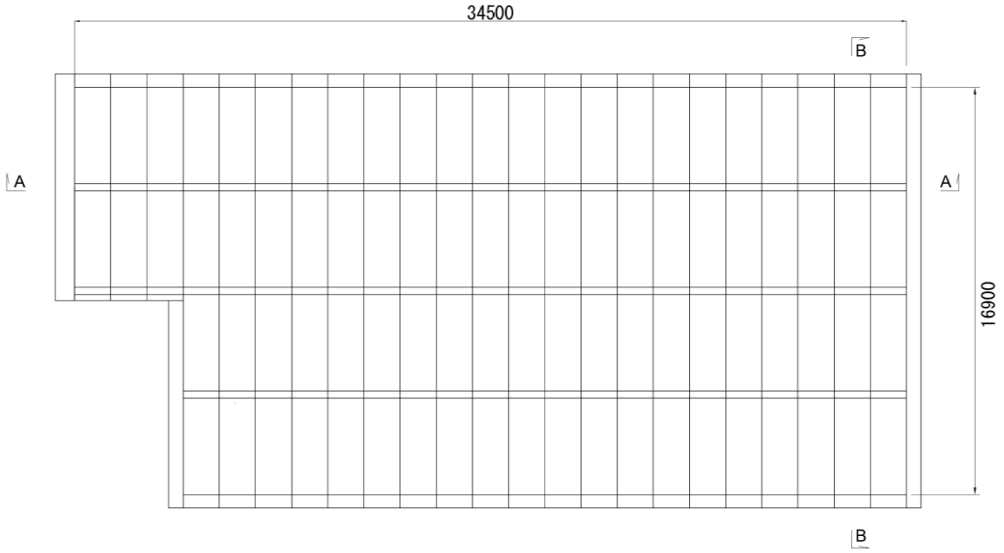
別紙－３

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）に関する概略図

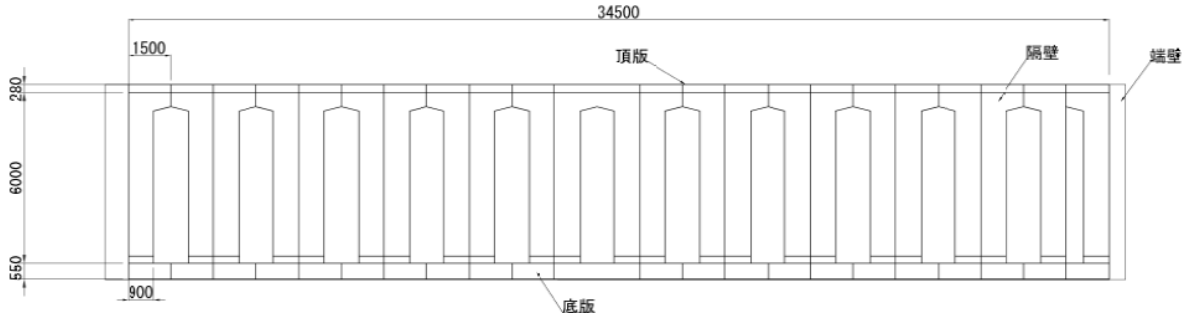
放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）に関する概略図を示す。

1. 放水立坑（上流水槽）

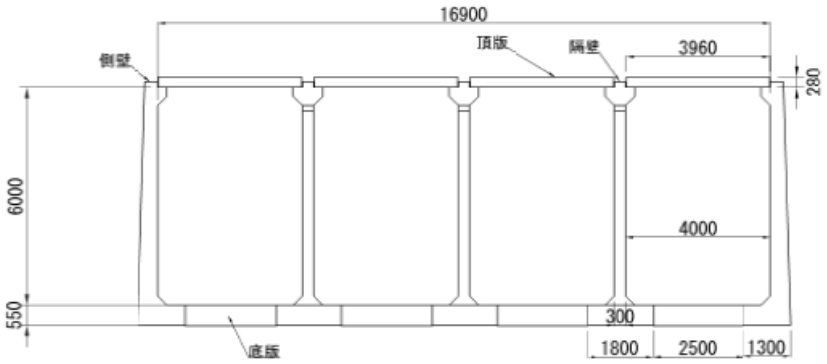
放水立坑（上流水槽）の寸法，据付・組立に関する概略図を図－１～３に示す。



図－１　放水立坑（上流水槽）平面図



図－２　A-A 断面図

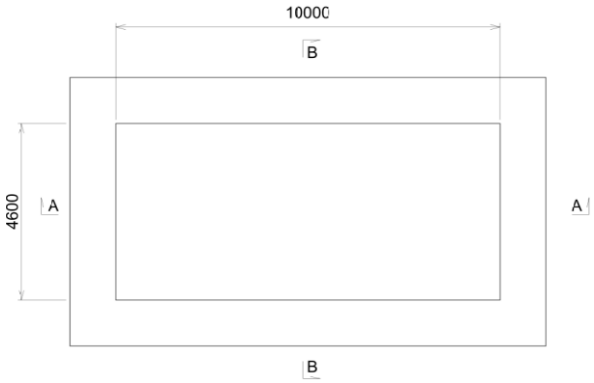


図－３　B-B 断面図

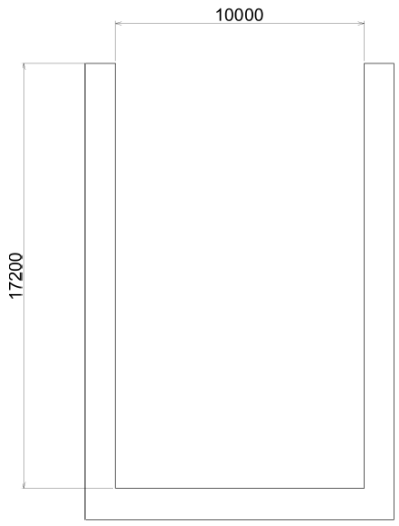
2. 放水設備

2.1　放水立坑（下流水槽）

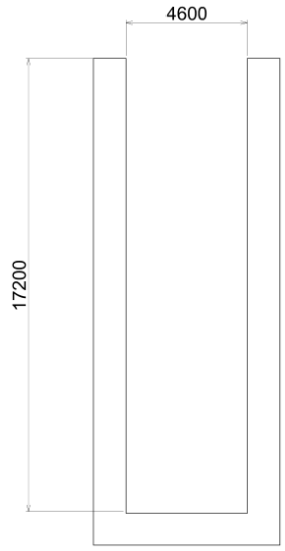
放水立坑（下流水槽）の寸法に関する概略図を図－４～６に示す。



図－４　放水立坑（下流水槽）平面図



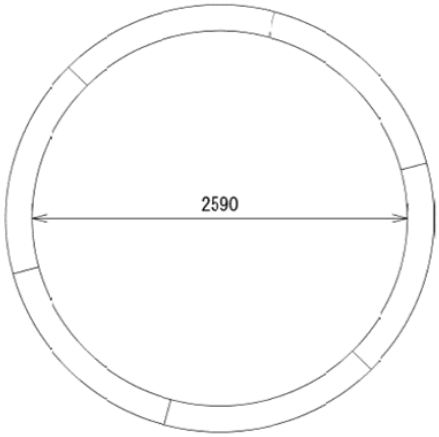
図－５　A-A 断面図



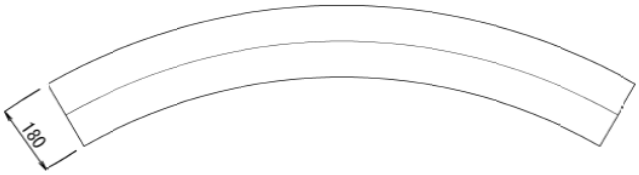
図－６　B-B 断面図

2.2　放水トンネル

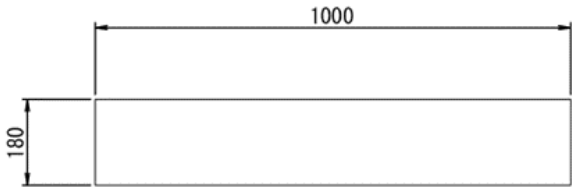
放水トンネルの寸法，据付・組立に関する概略図を図－７～９に示す。



図－７　放水トンネル断面図



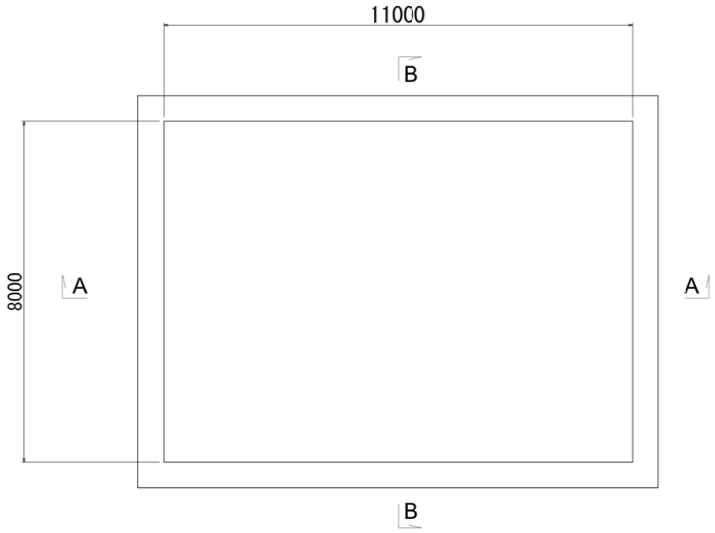
図－８　セグメント標準断面図（円周方向）



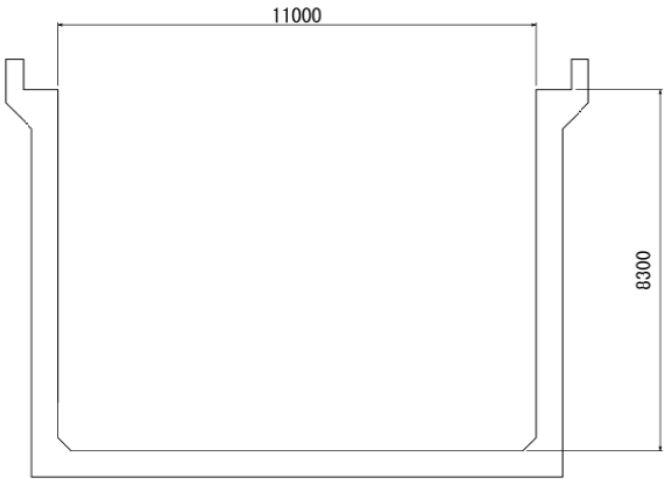
図－９　セグメント標準断面図（延長方向）

2.3　放水口

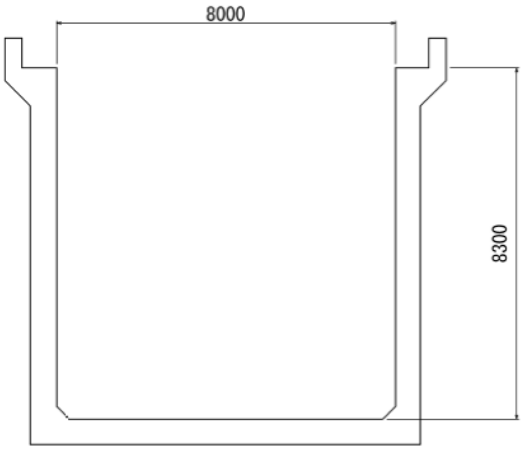
放水口の寸法に関する概略図を図－１０～１２に示す。



図－１０　放水口平面図



図－１１　A-A 断面図



図－１２　B-B 断面図

以上

添付資料－６

工事工程表

	2022 年												2023 年											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置																△								

※：現在精査中であり、今後変更があり得る。

□ ： 現地据付組立

① ： 構造，強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時

② ： 設備の組立てが完了した時

③ ： 工事の計画に係る工事が完了した時

以上

検査可能性に関する考慮事項

設備の設置にあたっては，今後の保全を考慮した設計とする。設備保全の管理については，点検長期計画を作成し，点検計画に基づき，点検を実施していく。

今回設置する機器は使用前検査対象に合わせて，代表的な機器の点検に対する考慮は以下の通りとなる。

(1) ALPS 処理水希釈放出設備

a．タンク

・外観・内部点検

点検のために，タンクの天板および側面部に点検口を設置しており内部の点検が実施可能な設計とする。

b．配管

・外観・フランジ点検

フランジ（シール）部のガスケット交換等の点検が実施可能な設計とする。

c．流量計

・性能校正確認

基準入力値に対して出力値を確認し，計器誤差を逸脱しないよう校正が実施可能な設計とする。

d．緊急遮断弁（ロジック回路含む）

・緊急遮断確認

入力信号に対して緊急遮断弁の動作信号が作動することの確認が可能な設計とする。

・取替・作動点検

弁本体を取替可能な設計とする。

e．海水配管ヘッダ

・点検用のマンホールを設置することで，内部の点検が実施可能な設計とする。

f．ポンプ，弁

・外観・分解点検，取替，機能確認

分解点検や，取替が可能な設計とする。

g．放水立坑（上流水槽）

・外観・内部点検

放水立坑（上流水槽）に点検口を設置し，内部の点検が実施可能な設計とする。

なお，下記条件に該当する海水移送ポンプ，オリフィス型流量計等の機器について予備品を確保する。

- 日本海溝津波により浸水する配管を除く機器
- 予備系列/予備機を持たない機器のうち，本設備の運転に必須であるもの
- 納期が半年以上かかるもの

(2) 放水設備

a．放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

・外観・内部点検

放水立坑（下流水槽）または放水口から内部の点検が実施可能な設計とする。

・要求機能確認

放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口は一体の構造物として海水で充水され，外洋の潮位と連動する構造を採用している。これらを踏まえ，放水立坑（下流水槽）において，有意な水位変動がないことを確認し，要求される機能を満足することを確認できる設計とする。

以上

2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1　放射性廃棄物等の管理

2.1.1　放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1　概要

放射性固体廃棄物には，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂*1，フィルタスラッジ*2，その他雑固体廃棄物があり，固体廃棄物貯蔵庫，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する。

事故後に発生した瓦礫等には，瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等があり，一時保管エリアを設定して，一時保管する。

一時保管エリアには，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，伐採木一時保管槽，屋外の集積場所がある。

また，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行う。

＊１：１～６号機，廃棄物集中処理建屋の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

＊２：１号機原子炉冷却材浄化系フィルター，１～６号機及び使用済燃料共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器，使用済燃料プール浄化系ろ過脱塩器，機器ドレンフィルター，床ドレンフィルターより廃棄されたろ過材とその捕獲されたクラッド

2.1.1.2　基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行い，その性状により保管形態を分類して，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし，放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵，保管，または一時保管する。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，持込抑制等の発生量低減，放射性固体廃棄物等の再使用・リサイクル，減容や保管効率の向上のための具体的な方策等を検討していく。

放射性固体廃棄物等は処理・処分を実施するまでの間，保管期間が長期に亘る可能性があるため，作業エリアや敷地境界への放射線影響等に配慮し，中長期的には屋外の集積場所等に一時保管している放射性固体廃棄物等を耐震性を有する恒久的な貯蔵設備等での保管に移行するように計画していく。

以後の恒久的な貯蔵設備での保管計画については，必要な保管容量を確保するような貯蔵設備の増設や減容設備等の設置計画を具体化するとともに，個々の設備の仕様が明確になった段階で実施計画に反映していくこととする。

2.1.1.3　対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

１～６号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物，事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

(1)区分

a. 放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，その他雑固体廃棄物

b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等

(2)運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵，保管，または一時保管の措置は以下のとおりである。

・濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体)），その他雑固体廃棄物

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置）

・原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット))

サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク等

・瓦礫類

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型瓦礫類への飛散抑制措置)，覆土式一時保管施設（容器未収納)，屋外集積（容器収納，シート等養生，養生なし）

・伐採木

屋外集積（養生なし)，伐採木一時保管槽（容器未収納）

・使用済保護衣等

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，袋詰め)，屋外集積（容器収納，袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について，以下の管理を実施する。

a. 放射性固体廃棄物

(a)その他雑固体廃棄物，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体))

ⅰ. 処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか，または放射性物質が飛散しないような措置を講じて，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的に目視可能な範囲で巡視し，転倒等の異常がないことを確認する。保管量については，事故前の保管量の推定値を元に，保管物の出入りを確認する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

ⅲ.貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫（第１棟～第８棟及び第９棟）は，200ℓ ドラム缶約 394,500 本相当を貯蔵保管する能力を有し，2020 年 3 月現在の保管量は固体廃棄物貯蔵庫で約 187,600 本相当である。

固体廃棄物貯蔵庫の一部を瓦礫類の一時保管エリアに使用することにより，放射性固体廃棄物の貯蔵能力はドラム缶約 318,500 本相当となるが，想定保管量は 2023 年 3 月においてドラム缶約 242,300 本相当と見込んでおり，放射性固体廃棄物の保管に支障はないものと考える。

(b)原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等

ⅰ.貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の貯蔵量は，事故前の貯蔵量の推定値を元に，貯蔵物の出入りを確認する。

また，使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等については，定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

ⅲ.貯蔵能力

サイトバンカは，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を約 4,300㎥保管する能力を有し，2020 年 3 月現在の保管量は，制御棒約 61㎥，チャンネルボ

ックス等約 265㎥，その他約 193㎥である。

(c)使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

ⅰ.処理・貯蔵保管

使用済樹脂，フィルタスラッジは，使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または，乾燥造粒装置で造粒固化し，造粒固化体貯槽または，固体廃棄物貯蔵庫に保管するか雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は，造粒固化体貯槽に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

１～４号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分は監視設備の故障等により確認が困難であり，監視はできないが，点検が可能な液体廃棄物処理系または５，６号機のタンク等について，定期に外観点検または肉厚測定等を行い，漏えいのないことを確認することにより，当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

６号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた５号機廃棄物処理建屋及び６号機原子炉建屋付属棟については，使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

なお，６号機原子炉建屋付属棟の地下設置分については，滞留水により没水しているため監視はできないことから，貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（Ⅱ.2.33　添付資料－３参照)，貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

運用補助共用施設については，沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

b.事故後に発生した瓦礫等

(a)瓦礫類

ⅰ.処理・一時保管

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，瓦礫類の線量率に応じて，材質により可能な限り分別し，容器に収納して屋外の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。なお，固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。また，瓦礫

類については，可能なものは切断，圧縮などの減容処理を行い，敷地内で保管するか，または再利用する。

瓦礫類を回収する際に，アスベスト等の有害物質を確認した場合には法令に則り適切に対応する。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図２．１．１－３に示す。

ⅱ.飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については，飛散抑制対策を実施する。

目安値は，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し，表面線量率が目安値以下の瓦礫類については，周囲の空間線量率と有意な差がないことから，飛散抑制対策は実施しない。

今後，発電所敷地内の空間線量率が変化すれば，それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては，容器，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

ⅲ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また，中期的には瓦礫類の表面線量率によって，遮蔽機能を有した建屋等に移動，一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，瓦礫類の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

なお，地震や大雨等に起因し，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて，施設の修復や瓦礫類の移動，取り出しを行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１－１に示す。

(vi)覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は，遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために，槽内の溜まり水の有無を確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図を図２．１．１－４に示す。

(vii)高線量の瓦礫類の一時保管における措置

表面線量率 1mSv/h を超える瓦礫類を固体廃棄物貯蔵庫の地下階に保管する場合は，合理的に可能な限り無人重機又は遮蔽機能を有する重機を使用する。特に，30mSv/h を超える高線量の瓦礫類を固体廃棄物貯蔵庫の地下階に保管する場合は，可能な限り無人重機を使用する。また，1mSv/h を超える瓦礫類のなかでも相対的に高い線量の瓦礫類は，合理的に可能な限りレーンの奥に定置する他，作業員が立ち入る通路に近い場所には比較的低線量の瓦礫類を保管することにより，作業員の被ばく低減に努める。

ⅳ.貯蔵能力

2020 年 3 月現在の瓦礫類の一時保管エリアの保管容量は，約 439,100㎥であり，保管量は，約 290,900㎥である。また，2023 年 3 月においては，保管容量約 438,800㎥に対して，想定保管量は，約 395,400㎥と見込んでおり，2023 年 3 月までの保管容量は総量として確保されるものと考える。

(b) 伐採木

ⅰ.処理・一時保管

回収した伐採木は，枝葉根・幹根の部位により可能な限り分別し，屋外の一時保管エリアまたは枝葉根を減容して伐採木一時保管槽にて保管するか，雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

なお，伐採木一時保管槽においては，覆土をすることにより線量低減を図る。

ⅱ.防火対策

伐採木の枝葉根と幹根の一時保管エリアには，火災時の初動対策として消火器を設置するとともに，以下の防火対策を実施する。

（ⅰ）枝葉根

枝葉根については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから，

屋外集積を行う枝葉根は，温度上昇を抑えるため積載高さを 5m 未満とし，通気性を確保するとともに，定期的な温度監視を行い，必要に応じて水の散布や通気性を良くするために積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は，温度上昇を抑えるため収納高さを約 3m とするとともに，覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し，保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また，定期的な温度監視を行い，温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し，温度低下を図るとともに，窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

（ⅱ）幹根

幹根については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が起こり難いと考えられるが，通気性を確保するように積載高さを 5m 未満とする。

ⅲ.飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は，シート養生をすることにより，放熱が抑制，蓄熱が促進され，蓄熱火災を生じる恐れがあることから，シート養生による飛散抑制対策は実施しないが，飛散抑制対策が必要となった場合には，飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については，覆土による飛散抑制対策を行う。

ⅳ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，伐採木の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安

の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

なお，伐採木一時保管槽は，定期的に温度監視を実施し，火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また，外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。地震や大雨等に起因し，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて，施設の修復や伐採木の移動，取り出しを行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１－２に示す。

ⅴ．貯蔵能力

2020 年 3 月現在の枝葉根の一時保管エリアの保管容量は，約 47,600㎥であり，保管量は，約 37,700㎥である。また，2023 年 3 月においては，保管容量約 47,600㎥に対して，想定保管量は，約 38,400㎥と見込んでおり，2023 年 3 月までの保管容量は確保されるものと考える。

また，2020 年 3 月現在の幹根の一時保管エリアの保管容量は，約 128,000㎥であり，保管量は，約 96,600㎥である。また，2023 年 3 月においては，保管容量約 128,000㎥に対して，想定保管量は，約 24,700㎥と見込んでおり，2023 年 3 月までの保管容量は確保されるものと考える。

(c)使用済保護衣等

ⅰ．処理・一時保管

発電所に保管している使用済保護衣等は，保護衣・保護具の種類ごとに分別し，可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し，決められた場所に一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ．管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また，使用済保護衣等の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１－３に示す。

なお，地震や大雨等に起因し，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて，施設の修復や使用済保護衣等の移動，取り出しを行う。

ⅲ.貯蔵能力

2020 年 3 月現在の使用済保護衣等の一時保管エリアの保管容量は，約 74,500m^3 であり，保管量は，約 46,400m^3 である。また，2023 年 3 月においては，保管容量約 58,700m^3 に対して，想定保管量は，約 17,000m^3 と見込んでおり，2023 年 3 月までの保管容量は確保されるものと考える。

2.1.1.4　敷地境界線量低減対策

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等による敷地境界における実効線量の低減対策を実施する。

瓦礫類，伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a.覆土式一時保管施設の設置，同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については，遮蔽機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b.敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

敷地境界に近い一時保管エリアに保管している瓦礫類については，敷地境界から離れた一時保管エリアへ移動する。

c.伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，伐採木一時保管槽に収納することにより線量低減を図る。

d.一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e.線量評価の見直し

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫について，線源設定を測定値により見直し評価する。

表２．１．１－１－１　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

【瓦礫類】

エリア名称	保管物	保管容量（約m^3）	受入目安表面線量率（mSv/h）
固体廃棄物貯蔵庫（第１棟）	瓦礫類	600	0.1
固体廃棄物貯蔵庫（第２棟）	瓦礫類	3,200	5
固体廃棄物貯蔵庫（第３～第８棟）	瓦礫類	15,000	＞30
固体廃棄物貯蔵庫第９棟地下２階	瓦礫類	15,300	＞30
固体廃棄物貯蔵庫第９棟地下１階	瓦礫類	15,300	30
固体廃棄物貯蔵庫第９棟地上１階	瓦礫類	15,300	1
一時保管エリアＡ１	瓦礫類	※1（ケース１）2,400 （ケース２）4,300	※1（ケース１）　30 （ケース２）0.01
一時保管エリアＡ２	瓦礫類	※1（ケース１）4,700 （ケース２）9,500	※1（ケース１）　30 （ケース２）0.005
一時保管エリアＢ	瓦礫類	5,300	0.01
一時保管エリアＣ	瓦礫類	67,000	0.01（31,000m^3分） 0.025（35,000m^3分） 0.1（1,000m^3分）
一時保管エリアＤ	瓦礫類	4,500	0.09（2,400m^3分） 0.3（2,100m^3分）
一時保管エリアＥ１	瓦礫類	16,000	1
一時保管エリアＥ２	瓦礫類	1,800	10
一時保管エリアＦ１	瓦礫類	650	10
一時保管エリアＦ２	瓦礫類	7,500	0.1
一時保管エリアＪ	瓦礫類	8,000	0.005
一時保管エリアＬ	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアＮ	瓦礫類	10,000	0.1
一時保管エリアＯ	瓦礫類	51,400	0.01（27,500m^3分） 0.1（23,900m^3分）
一時保管エリアＰ１	瓦礫類	85,000	0.1
一時保管エリアＰ２	瓦礫類	9,000	1
一時保管エリアＵ	瓦礫類	750	0.015（310m^3分），0.020（110m^3分），0.028（330m^3分）
一時保管エリアＶ	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアＷ	瓦礫類	29,300	1
一時保管エリアＸ	瓦礫類	12,200	1
一時保管エリアＡＡ	瓦礫類	36,400	0.001
一時保管エリアｄ	瓦礫類	1,170	0.1
一時保管エリアｅ	瓦礫類	6,660	0.1
一時保管エリアｍ	瓦礫類	3,060	1
一時保管エリアｎ	瓦礫類	3,330	1

※１：ケース１　高線量の瓦礫類に遮蔽を行い一時保管した場合

ケース２　低線量の瓦礫類を一時保管した場合

尚、Ａ１，Ａ２とも，2019年度にケース１からケース２へ切り替えを実施

表２．１．１－１－２　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

【伐採木】

エリア名称	保管物	保管容量（約m^3）	受入目安表面線量率（ｍＳｖ／ｈ）
一時保管エリアＧ	伐採木（枝葉根）	29,700	0.079（4,200m^3分） 0.055（3,000m^3分） 0.15(5,900m^3分) 0.15(16,600m^3分)
	伐採木（幹根）	40,000	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアＨ※1	伐採木（枝葉根）	（ケース１）15,000	0.3
	伐採木（幹根）	（ケース２）20,000	バックグランド線量率と同等以下
	伐採木（幹根）	23,000	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアＭ	伐採木（幹根）	45,000	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアＴ	伐採木（枝葉根）	11,900	0.3
一時保管エリアＶ	伐採木（枝葉根・幹根）	6,000	0.3

※１　枝葉根又は幹根を一時保管する計画であり，それぞれ全量保管した場合の保管容量をケース１（枝葉根），ケース２（幹根）に示す。尚，2020年度以降にケース２からケース１へ切り替えを行う計画である。

表２．１．１－１－３　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

【使用済保護衣等】

エリア名称	保管物	保管容量（約m3）	受入目安表面線量率（mSv/h）
一時保管エリアa	使用済保護衣等	4,400	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアb	使用済保護衣等	4,600	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアc	使用済保護衣等	900	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアf	使用済保護衣等	2,200	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアg	使用済保護衣等	6,200	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアi	使用済保護衣等	22,200	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアj	使用済保護衣等	1,600	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアk	使用済保護衣等	5,100	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアl	使用済保護衣等	6,700	バックグランド線量率と同等以下
一時保管エリアo	使用済保護衣等	4,800	バックグランド線量率と同等以下

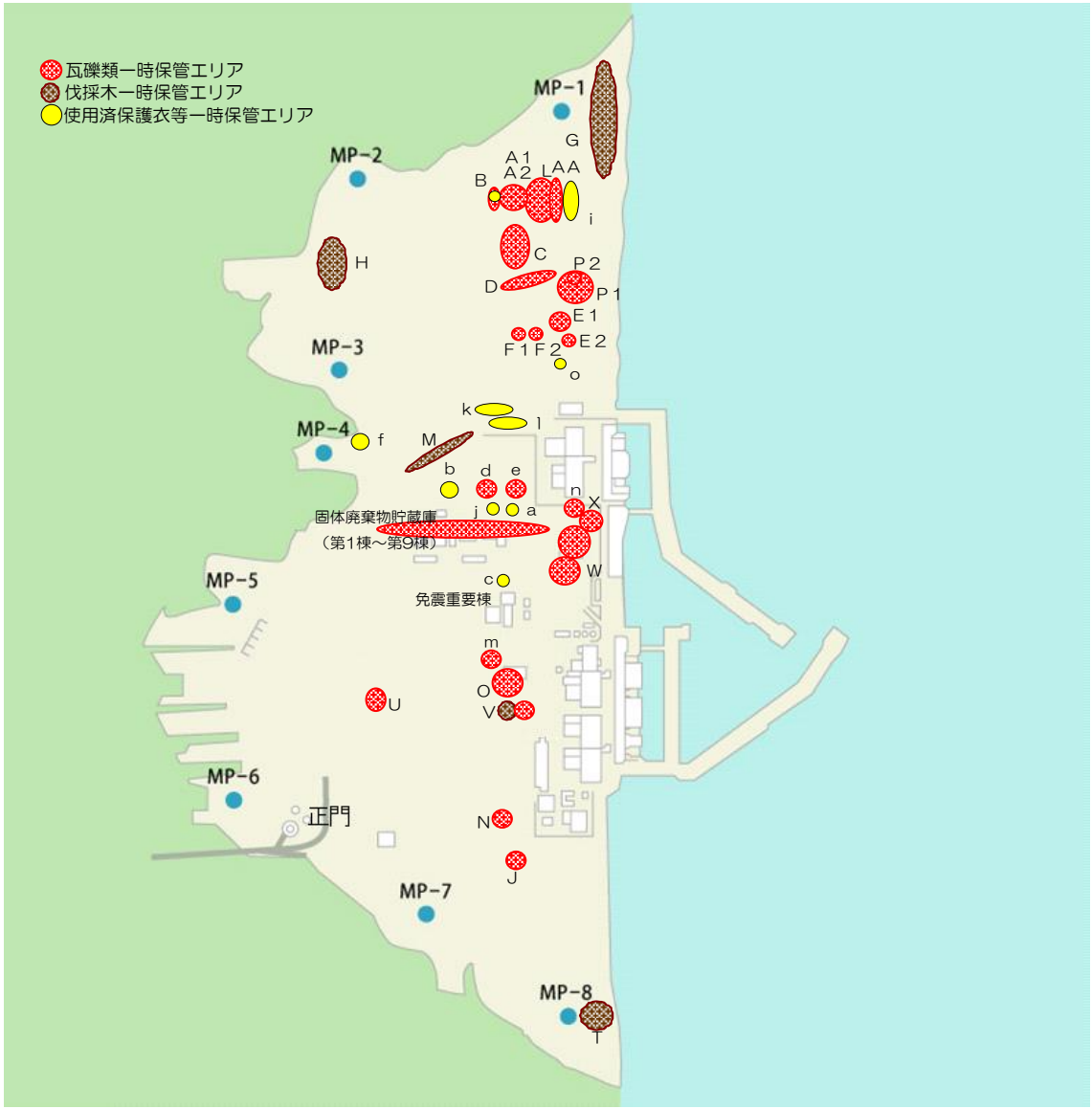


図２．１．１－１　一時保管エリア配置図

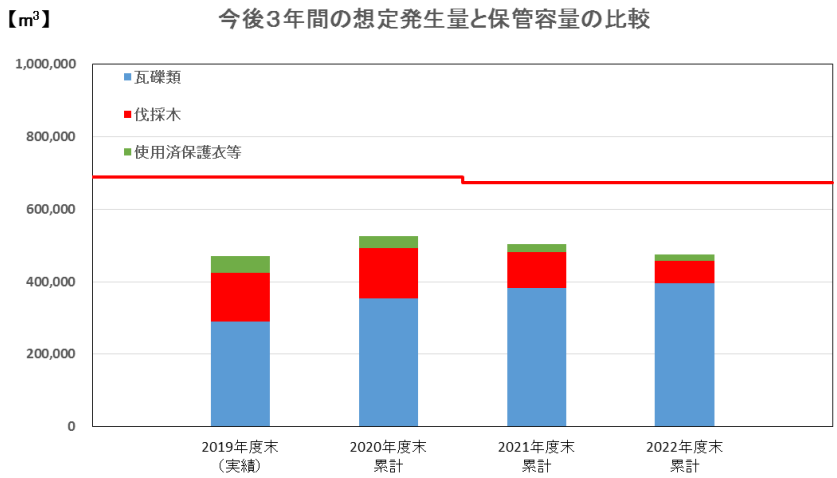
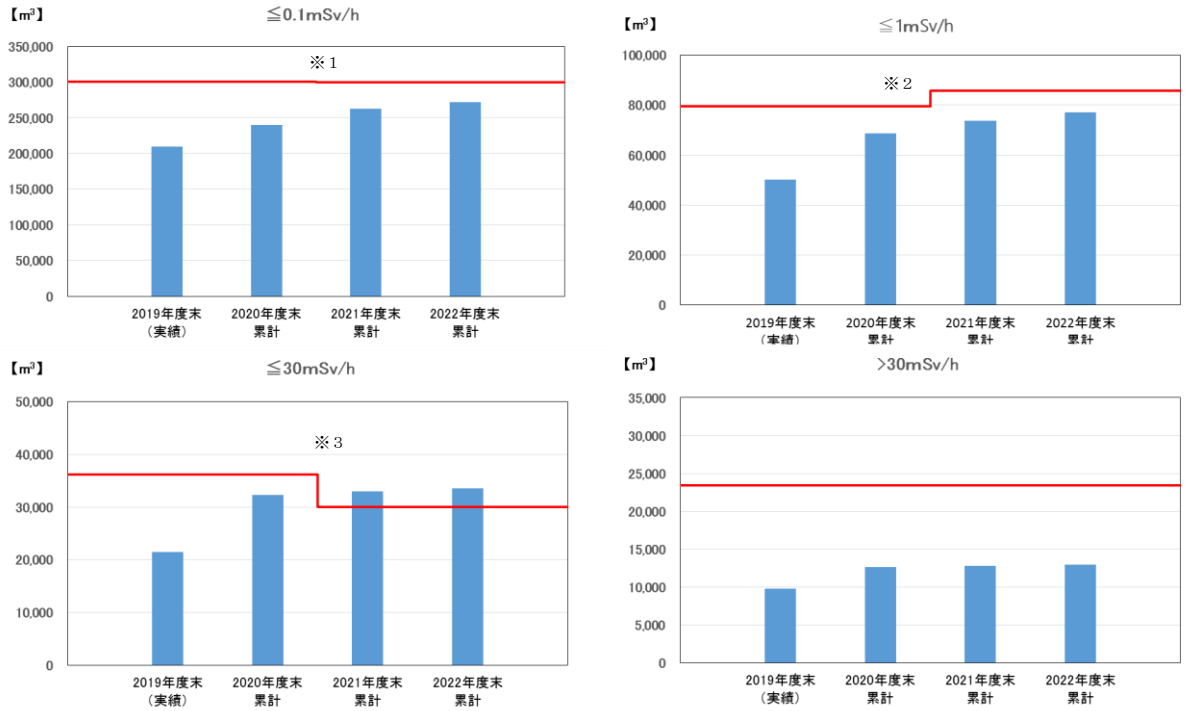


図２．１．１－２－１　瓦礫等の想定保管量



※１　固体廃棄物貯蔵庫第９棟の一部に放射性固体廃棄物を保管することによる減少及び使用済保護衣等一時保管エリア d,e を瓦礫類一時保管エリア d,e へ変更することによる増加

※２　使用済保護衣等一時保管エリア m,n を瓦礫類一時保管エリア m,n へ変更することによる増加

※３　瓦礫類一時保管エリア Q の解除による減少。超過分は上位の線量区分へ移動させることで、保管容量の超過を回避

※ 固体廃棄物貯蔵庫第９棟の保管容量は容器収納での保管を前提に，8,400m³/階で想定

図２．１．１－２－２　瓦礫類の線量区分毎の想定保管量と保管容量の比較

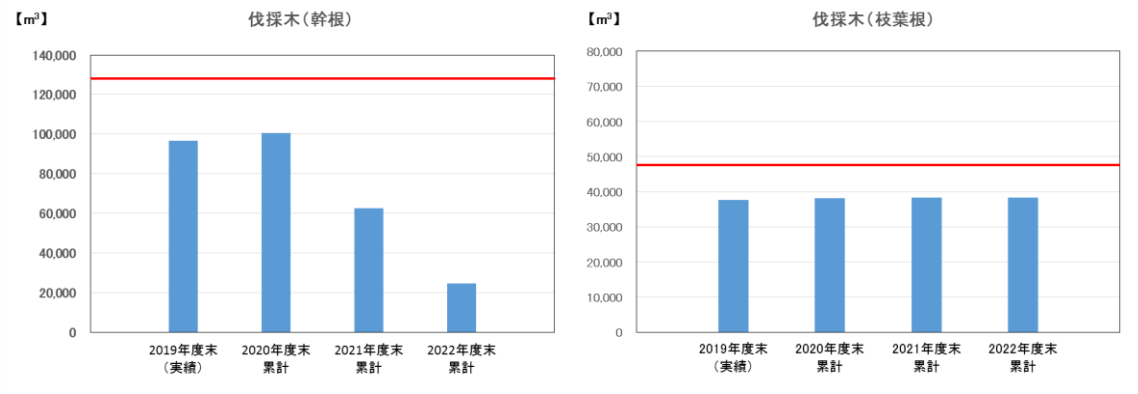
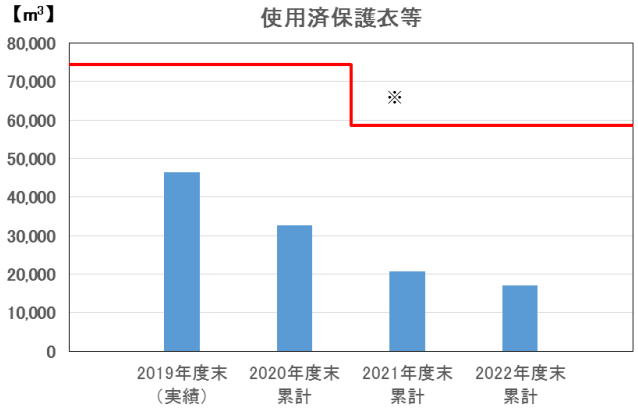
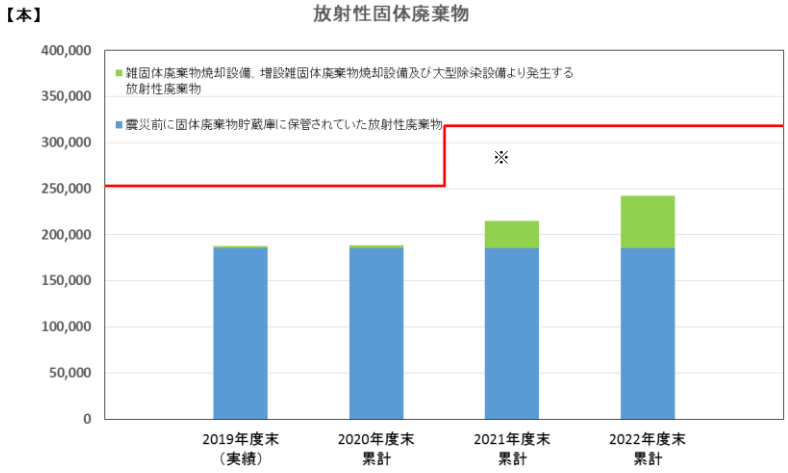


図２．１．１－２－３　伐採木の想定保管量と保管容量の比較



※　使用済保護衣等一時保管エリア d,e,m,n を瓦礫類一時保管エリア d,e,m,n へ変更することによる減少

図２．１．１－２－４　使用済保護衣等の想定保管量と保管容量の比較



※１　固体廃棄物貯蔵庫第９棟の一部に放射性固体廃棄物を保管することによる増加

※ 固体廃棄物貯蔵庫第９棟の保管容量は金属容器での収納を前提に，200ℓドラム缶 65,800 本相当/階で想定

図２．１．１－２－５　放射性固体廃棄物の想定発生量と保管容量の比較

表２．１．１－２－１　想定保管量※1の内訳（瓦礫等）

単位：m^3

	瓦礫類	伐採木		使用済保護衣等	合計※2
		幹根	枝葉根		
2019年度末(実績)	290,900	96,600	37,700	46,400	471,600
2020年度末累計	353,700	100,600	38,100	32,700	525,100
2021年度末累計	381,800	62,700	38,300	20,600	503,300
2022年度末累計	395,400	24,700	38,400	17,000	475,500

表２．１．１－２－２　保管容量の内訳（瓦礫等）

単位：m^3

	瓦礫類	伐採木		使用済保護衣等	合計※2
		幹根	枝葉根		
2019年度末(実績)	439,100	128,000	47,600	74,500	689,200
2020年度末累計	439,100	128,000	47,600	74,500	689,200
2021年度末累計	438,800	128,000	47,600	58,700	673,100
2022年度末累計	438,800	128,000	47,600	58,700	673,100

表２．１．１－２－３　想定保管量※1の内訳（瓦礫類線量区分）

単位：m^3

線量区分	≦0.1mSv/h	≦1mSv/h	≦30mSv/h	＞30mSv/h	合計※2
2019年度末(実績)	209,500	50,100	21,500	9,800	290,900
2020年度末累計	240,200	68,600	32,200	12,600	353,700
2021年度末累計	262,200	73,700	33,000	12,800	381,800
2022年度末累計	271,900	77,100	33,600	12,900	395,400

表２．１．１－２－４　保管容量の内訳（瓦礫類線量区分）

単位：m^3

線量区分	≦0.1mSv/h	≦1mSv/h	≦30mSv/h	＞30mSv/h	合計※2
2019年度末(実績)	300,150	79,400	36,150	23,400	439,100
2020年度末累計	300,150	79,400	36,150	23,400	439,100
2021年度末累計	299,580	85,790	30,050	23,400	438,800
2022年度末累計	299,580	85,790	30,050	23,400	438,800

表２．１．１－２－５　想定保管量※1及び保管容量の内訳（放射性固体廃棄物）

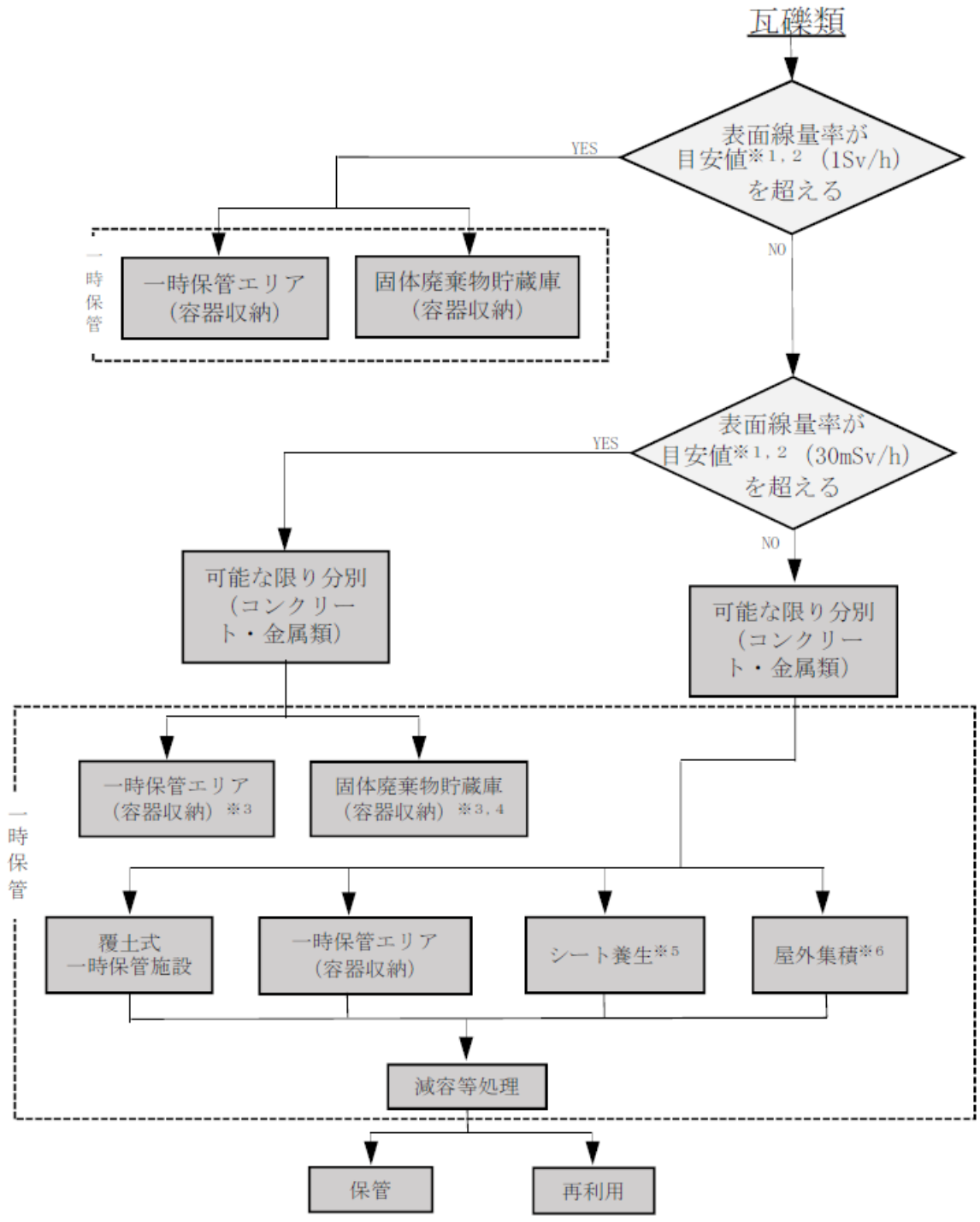
単位：本

	想定保管量			保管容量※3
	震災前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性廃棄物	雑固体廃棄物焼却設備、増設雑固体廃棄物焼却設備及び大型除染設備より発生する放射性廃棄物	合計※3	（放射性固体廃棄物貯蔵庫第1棟～第9棟）
2019年度末(実績)	185,800	1,800	187,600	252,700
2020年度末累計	185,800	2,400	188,200	252,700
2021年度末累計	185,800	29,500	215,300	318,500
2022年度末累計	185,800	56,500	242,300	318,500

※１：想定保管量は，至近の工事計画及び中長期ロードマップ等から工事を想定して算出している。

※２：端数処理で $100m^3$ 未満を四捨五入しているため，合計値が合わないことがある。

※３：端数処理で 100 本未満を四捨五入しているため，合計値が合わないことがある。



※1　目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し
※2　目安を判断することができる場合は，表面そのものの測定を実施しないことがある
※3　容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する
※4　30mSv/h以下の瓦礫類もある
※5　目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する
※6　目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図２．１．１－３　発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

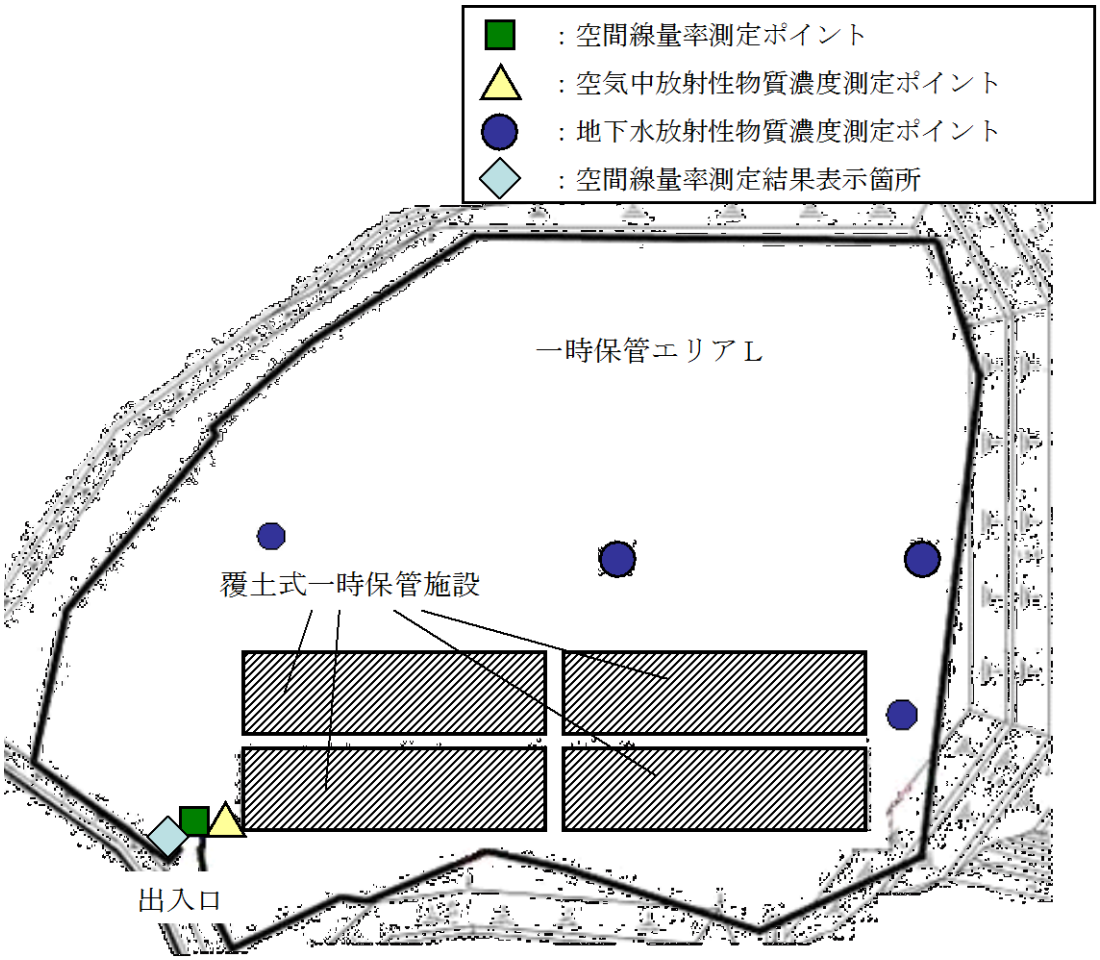


図２．１．１－４　覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

2.1.2　放射性液体廃棄物等の管理

2.1.2.1　　概要

(1)放射性液体廃棄物（事故発災前に稼働していた系統の液体）

事故発災前に稼働していた系統の放射性液体廃棄物は，機器ドレン廃液，床ドレン廃液，化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は，滞留水に水没又は系統の一部が故障しており，環境への放出は行っていない。

(2)放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物等は，以下のものがある。

１～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。

この汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水については，多核種除去設備により放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。また，トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比の和が１未満を満足するALPS処理水は海水にて希釈して排水する。

５・６号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水及び，放射性物質濃度が散水の基準を超える堰内雨水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに，その一部を，次のいずれかの方法により浄化処理を行い，構内散水に使用している。

①　浄化ユニット及び淡水化装置による浄化処理
②　浄化装置及び淡水化装置による浄化処理
③　浄化ユニットによる浄化処理

１～４号機タービン建屋及び５・６号機タービン建屋等の周辺の地下水はサブドレンピットから汲み上げ，また，海側遮水壁によりせき止めた地下水は地下水ドレンポンドから汲み上げ，サブドレン他浄化設備により浄化処理を行い，管理して排水する。

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は，管理して排水する。

汚染水タンクエリアの堰内に貯まった雨水は，管理して排水，若しくは構内散水する。なお，堰内雨水が散水の基準を超えた場合は雨水処理設備により浄化処理を行う。

なお，臨時の出入管理箇所で保管していた洗浄水は，福島第一原子力発電所に運搬した後，構内に一時仮置きし，今後，処理する予定としている。

2.1.2.2　基本方針

放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体。以降，同じ。）については，浄化処理等必要な処理を行い，環境へ排水，散水する放射性物質の濃度を低減する。

詳細は「2.1.2.3 (5)排水管理の方法」に定める。

2.1.2.3　対象となる放射性液体廃棄物等と管理方法

管理対象区域における建屋内，タンク等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水，サブドレンピット等から汲み上げる水，当該建屋や設備へ外部から流入する水，及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している，あるいは発生する液体を対象とする。

(1) 発生源

①１～６号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては，津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに，１～３号機においては原子炉への注水により，原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また，１～４号機については，使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には，建屋内に流入する。この他，建屋には雨水の流入，及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

②地下水の建屋流入を抑制するために，１～４号機タービン建屋及び５・６号機タービン建屋等周辺の地下水を汲み上げ（サブドレン），また，海側遮水壁によりせき止められた地下水が，地表面にあふれ出ないように汲み上げる（地下水ドレン）。

③臨時の出入管理箇所において，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水を福島第一原子力発電所に運搬した後，構内に一時仮置きしている。

④建屋に流入する地下水を少なくするために，建屋山側の高台で地下水を汲み上げ，その流路を変更して海にバイパスする（地下水バイパス）。

⑤汚染水タンクエリアの堰内には，雨水が貯まる。

１～４号機の建屋内滞留水は，海洋への漏えいリスクの高まる T.P.2.5m 盤到達までの余裕確保のために水位を T.P.1.5m 付近となるよう管理することとしている。具体的には，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し，免震重要棟で水位を監視しており，２～４号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

(2) 浄化処理

①多核種除去設備による浄化処理

汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については，多核種除去設備により低減処理を行う。

②１～４号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないよう，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し，放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化処理を実施している。除去した放射性物質を環境中へ移行しにくい性状にさせるため，放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③５・６号機の浄化処理

貯留設備（タンク）へ滞留水を移送し，「2.1.2.1(2)放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体)」に示す方法により浄化処理を実施している。(詳細は「Ⅱ 2.33.2 ５・６号機　仮設設備（滞留水貯留設備)」を参照)

④サブドレン水及び地下水ドレン水の浄化処理

サブドレンピットから汲み上げた水及び地下水ドレンポンドから汲み上げた水について，サブドレン他浄化設備により浄化処理を実施する。(詳細は「Ⅱ 2.35　サブドレン他水処理施設」を参照)

⑤堰内雨水の浄化処理

堰内雨水について，放射性物質濃度が「(4)再利用」に示す散水の基準を超える場合は雨水処理設備により浄化処理を実施する。

(3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については，多核種除去設備・増設多核種除去設備・高性能多核種除去設備により，放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

１～４号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えいしないよう滞留水の水位を管理している。また，万が一，タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には，タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために，プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として，高濃度滞留水受タンクを設置している。

１～４号機の廃棄物処理建屋等の地下階に設置されている容器等内の廃液については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。また，地上階に設置されている容器等内の廃液については，腐食により廃液が容器等から漏えいすることが懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，第三セシウム吸着装置，除染装置)，淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）により処理され，水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション･プール水サージタンク，廃液ＲＯ供給タンク，ＲＯ後濃縮塩水受タンク，濃縮廃液貯槽，ＲＯ及び蒸発濃縮装置後

淡水受タンク）に貯蔵管理する。

５・６号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水等は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において保管していた洗浄水は，福島第一原子力発電所に運搬した後，構内に一時仮置きしており，巡視により漏えいがないことを定期的に確認する。

地下水バイパス設備により汲み上げた地下水は，一時貯留タンクに貯留する。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

浄化処理後のサブドレン水及び地下水ドレン水は，サンプルタンクに貯留する。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

浄化処理後の堰内雨水は，処理水タンクに貯留する。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。なお，同様な管理を継続していくとともに，タンクは必要に応じて増設する。

(4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し，浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

５・６号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水等は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，「2.1.2.1(2)放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）」に示す方法により浄化処理を行い，構内散水に使用している。構内散水にあたっては，以下に示す確認を行う。

① 浄化ユニット及び淡水化装置により浄化処理した水または浄化装置及び淡水化装置により浄化処理した水

被ばく評価上有意な核種である Cs-134，Cs-137，Sr-90※，H-3（以下，「主要核種」という）の放射性物質濃度を測定し，告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度との比（以下，「告示濃度限度比」という）の和が 0.22 以下となることを確認する。

なお，浄化ユニット及び淡水化装置による浄化処理した水並びに浄化装置及び淡水化装置により浄化処理した水の評価対象核種が同一である理由は，いずれも最後段に位置する淡水化装置の浄化性能を基に評価対象核種を選定しているためである。

② 浄化ユニットにより浄化処理した水

主要核種の放射性物質濃度を測定し，告示濃度限度比の和が 0.21 以下であること，及び前記の測定において，その他の人工の γ 線放出核種が検出されていないことを確認する。

堰内雨水について，当面，排水方法が確定するまでは，排水時と同様の確認を行い，処理水を構内散水する。

なお,「(3)貯蔵管理」に示す管理において各タンクからの漏えいが確認された場合，当該堰内雨水は散水せず，貯留用タンク・槽類へ移送して浄化処理する等必要な措置を講じる。

※：Sr-90 について

主要核種の内，Sr-90 は放射壊変により娘核種である Y-90 を生成し，両者は永続平衡の関係（Sr-90 と Y-90 の濃度が等しくなる状態）にある。また，Y-90 の告示濃度限度 300Bq/L は，Sr-90 の告示濃度限度 30Bq/L の 10 倍である。

このため，Sr-90 を単体分析して測定を行う場合には，Y-90 の影響として Sr-90 の 10 分の 1 相当の値が告示濃度限度比に追加されることとなる。したがって，Sr-90 分析値から得られる告示濃度限度比を 1.1 倍したものが Y-90 の影響も含む値となる。

一方，全β測定を行う場合には，計測結果にβ線放出核種である Sr-90 および Y-90 両者の放射能が含まれることとなる。仮に Sr-90 1Bq/L と Y-90 1Bq/L のみが含まれる試料を全β測定した場合には，約 2Bq/L の測定結果が得られることになる。この結果をもとに Sr-90 と Y-90 がそれぞれ同濃度，即ち 1Bq/L ずつ含まれていると考えると，告示濃度限度比としては，1/30＋1/300≒0.0363 となる。しかし，全β測定では放射能濃度を核種毎に確定させることは困難である。このため，評価に保守性を持たせ，全β測定結果はすべて Sr-90 であると評価することとしている。この場合，告示濃度限度比は，2/30≒0.0667 となる。

以上のことから，Sr-90 濃度を分析・評価する場合は，永続平衡の関係にある Y-90 の影響も評価に加味し，以下の方法で行う。

- Sr-90 濃度を全β値からの評価値とする場合，全β値を Sr-90 濃度とする。
- Sr-90 濃度を Sr-90 分析値とする場合，Sr-90 分析値を 1.1 倍したものを Sr-90 濃度とする。

なお，排水前の分析においても同様とする。

(5) 排水管理の方法

ALPS 処理水は，排水前に測定・確認用設備において，トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種を分析し，基準を満たしていることを確認するとともに，トリチウム濃度を低減させるために，希釈設備にて海水で希釈した上で排水する。

ALPS 処理水に含まれる放射性核種の分析にあたっては，実施計画Ⅲ 第 1 編第 3 条に規定する品質マネジメントシステム計画に基づき，測定等の対象とする放射性核種に応じて，分析に必要とされる資源（分析装置，分析員等）を明確にした上で，当該分析業務に必要な体制を整備し，分析方法や分析結果に対する客観性及び信頼性を確保するため，主に以下に掲げる事項を実施する。

- 特定の核種の分析に係る国際標準化機構（ISO）等の認証を取得している委託先から分析員を調達するとともに，教育訓練により分析員やその分析を監理する者の

力量管理を実施する。

- 福島第一原子力発電所全体の分析に必要とされる資源等を勘案して，委託先を含む組織内の役割を明確にした分析体制を整備する。
- 公定法を基本とする分析方法により分析評価を行うこととし，分析方法の妥当性・検証や，分析に専門性を有する第三者分析機関の関与を得つつ，分析結果の不確かさを含めた分析データの定量評価を行う。

地下水バイパス水及びサブドレン他浄化設備の処理済水は，排水前に主要核種を分析し，基準を満たしていることを確認した上で排水する。（排水前の分析において，Sr-90 は(4)再利用と同様の方法で評価する。）基準を満たしていない場合は，排水せず，原因を調査し，対策を実施した上で排水する。

事故発災した１～４号機建屋及び５・６号機建屋近傍から地下水を汲み上げているサブドレン他浄化設備の処理済水については，念のため定期的な分析で水質の著しい変動がないこと，及び３ヶ月の告示濃度限度比の和がサブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価（詳細は，「Ⅲ.2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照）以下となることなどを確認する。（添付資料－１，添付資料－２）

① 排水前の分析

放射性液体廃棄物等を排水する際は，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，以下に示す基準を満たす場合に排水を行い，基準を満たさない場合は必要な処理（浄化処理等）を行うものとする。

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

ALPS 処理水は，トリチウム濃度が 100 万 Bq/L 未満であること，及びトリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満であることを測定等により確認する。また，放水立坑（上流水槽）におけるトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満，且つ，海水により 100 倍以上の希釈となるよう ALPS 処理水流量と希釈海水流量を設定する。また，トリチウム放出量は，実施計画Ⅲ（第 1 編第 41 条及び第 2 編第 88 条）に基づく排水による放出量の合計で年間 22 兆 Bq の範囲内とする。

なお，ALPS 処理水中のトリチウム以外の放射性核種の特定及びその後の測定・評価の対象とする放射性核種の選定の考え方は以下の通り。

・多核種除去設備等処理水の主要 7 核種に炭素 14 及びテクネチウム 99 を加えた放射能濃度の分析結果の合計値と全β測定値において，現行の 64 核種以外の放射性核種の存在を疑わせるようなかい離は認められていないことや，ALPS 処理水を海洋放出する時点においては，十分に減衰して存在量が十分少なくなっている ALPS 除去対象核種

も考えられること等から，トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比総和 1 未満を満足すると考えている。

・この上で，告示濃度限度比総和 1 未満を満足することを確実なものとするため，国内における廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえ，汚染水中に有意に存在するか徹底的に検証を実施した上で，測定・評価の対象とする放射性核種を選定する。

地下水バイパス水は，Cs-134 が 1Bq／L 未満，Cs-137 が 1Bq／L 未満，Sr-90 が 5Bq／L 未満，トリチウムが 1,500Bq／L 未満であることを測定により確認する。

サブドレン他浄化設備の処理済水は,Cs-134 が 1Bq／L 未満,Cs-137 が 1Bq／L 未満，Sr-90 が 3(1)Bq／L 未満※，トリチウムが 1,500Bq／L 未満であること，及び前記の測定において，その他の人工のγ線放出核種が検出されていないことを測定により確認する。（※　Sr-90 は，１０日に１回程度の頻度で 1Bq/L 未満であることを確認する。）なお，サブドレン他浄化設備については，これに加え集水タンクへの汲み上げ時についても，トリチウムが 1,500Bq／L 未満であることを測定により確認する。

その他排水する放射性液体廃棄物等については，主要核種の放射性物質濃度を測定し，告示濃度限度比の和が 0.22 以下となることを確認する。

② 定期的な分析

サブドレン他浄化設備の処理済水については，その濃度に著しい変動がないこと，及び主要核種以外の核種の実効線量への寄与が小さいことを確認するために，排水実績に応じた加重平均試料を作成し，以下の確認を行う。

ａ．１ヶ月毎の分析

以下に示す検出限界濃度を下げた測定を行い，著しい変動がないことを確認する。著しい変動があった場合には，排水を停止し，「ｂ．四半期毎の分析」に準じた分析・評価を行い，原因調査及び対策を行った上で排水を再開する。

Cs-134	: 0.01	Bq/L
Cs-137	: 0.01	Bq/L
全β	: 1	Bq/L
H-3	: 10	Bq/L
Sr-90	: 0.01	Bq/L
全α	: 4	Bq/L

ｂ．四半期毎の分析

主要核種及びその他 37 核種（計 41 核種※）の告示濃度限度比の和が，サブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価（詳細は，「Ⅲ.2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照）を超えていないことを確認する。これを超えた場合は，排水を停止し，原因調査及び対策を行った上で排水を再開する。

※41 核種：以下の方法により 41 核種を選定した。

・排水中の放射性物質の起源を安全側に建屋滞留水と仮定し，ORIGEN コードにより原子炉停止３０日後に燃料中に存在すると評価した核分裂生成物の中から，希ガス，不溶解性物質，及び原子炉停止後３年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下の核種を除外し，また事故発生前の原子炉水中に存在した放射性腐食生成物について，その放射性物質濃度（最大値）を事故後３年減衰させた場合の告示濃度限度比が 0.01 以下の核種を除外し，48 核種を選定した。（添付資料－３）

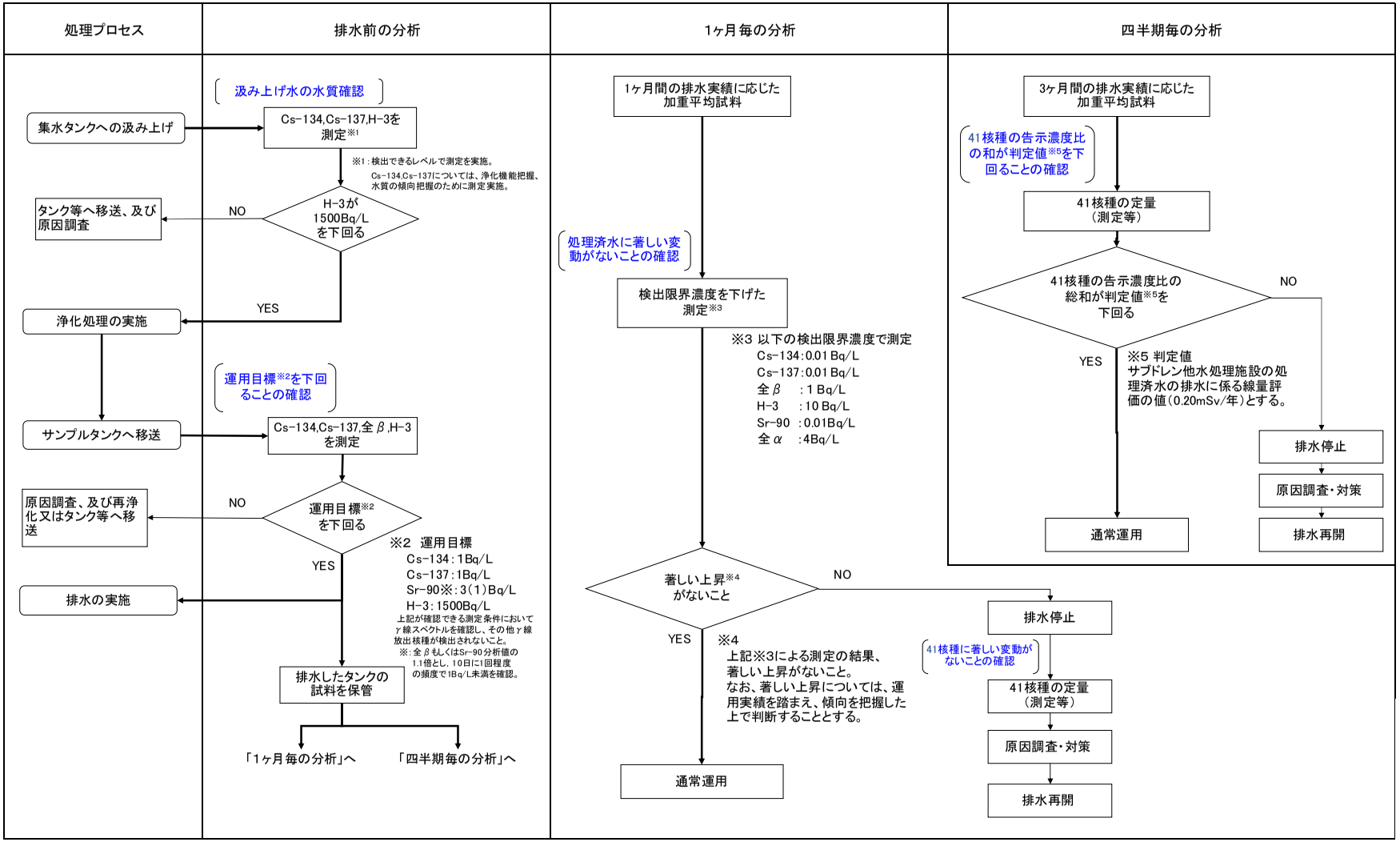
・更に，その 48 核種のうち原子炉停止後５年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下となる核種，及び Cs-137 の同位体，娘核種であり，Cs-137 との存在比率から，Cs-137 の濃度が排水時の運用目標である 1Bq/L であった場合においても，告示濃度限度比の和に有意な影響を与えない核種を除外したもので，以下の核種をいう。（添付資料－４）

Sr-90,Y-90,Tc-99, Ru-106, Rh-106,Ag-110m,Cd-113m,Sn-119m,Sn-123,
Sn-126, Sb-125,Te-123m,Te-125m,Te-127,Te-127m,I-129,Cs-134,Cs-137
Ce-144,Pr-144,Pr-144m,Pm-146,Pm-147,Sm-151,Eu-152,Eu-154,
Eu-155,Pu-238,Pu-239,Pu-240,Pu-241,Am-241,Am-242m,Am-243,
Cm-243,Cm-244
Mn-54,Co-60,Ni-63,Zn-65,H-3

2.1.2.4　添付資料

添付資料－１　サブドレン他水処理施設の排水管理に関する運用について
添付資料－２　サブドレン他水処理施設の排水に係る評価対象核種について
添付資料－３　サブドレン他水処理施設の排水管理を行う核種選定実施のための確認対象核種について
添付資料－４　確認対象核種の再選定について（事故発災から 5 年経過後の減衰等を考慮した見直し）

サブドレン他水処理施設の排水管理に関する運用について



添付資料－２

サブドレン他水処理施設の排水に係る評価対象核種について

事故発災に伴うフォールアウト，飛散瓦礫に付着した放射性物質を含むと考えられるサブドレン他水処理施設の汲み上げ水について，念のため，主要核種を含む 48 核種（添付資料－３参照）の水質を確認した。

１．サブドレン他浄化設備の水質について

（１）処理前の水質

- 浄化対象の全てのピットを汲み上げたサブドレン他浄化設備の処理前水の告示濃度限度比の和については，主要核種（Cs-134，Cs-137，Sr-90，H-3）で約 92%を占めている。
- その他 44 核種のうち，検出等により存在すると評価したのは 5 核種で約 0.3%であり，主要核種に比べて十分小さい。残り 39 核種については，検出されていないものの，仮に検出限界濃度（以下，ND 値）を用いて評価した場合で約 7.6%未満である。その他 44 核種の割合は十分に小さいことを確認した。（表１）・（表３）・（表４）

（２）処理後の水質

- 浄化対象の全てのピットを汲み上げたサブドレン他浄化設備の処理済水の水質は，48 核種を対象とした詳細分析（ND 値を下げた分析）の結果，0.015 未満であることを確認した。このうち，主要核種の告示濃度限度比の和は 0.011 未満であった。その他 44 核種のうち,検出等により存在すると評価した 5 核種の告示濃度限度比の和は 0.0020 であった。残り 39 核種については，検出されていないものの，仮に ND 値を用いて評価した場合で告示濃度限度比の和が 0.0022 未満であった。
- 従って，その他 44 核種の告示濃度限度比の和は，0.0041 未満であった。（表２）
- なお，10 ピットを汲み上げた処理済水について，その他 44 核種の告示濃度限度比の和が 0.0039 未満（検出等により存在すると評価したのは 7 核種で 0.0021，ND 値以下の 37 核種で 0.0018 未満）であることを確認している。この 10 ピットを汲み上げた処理済水と，上述の全てのピットを汲み上げた処理済水の告示濃度限度比の和の差は，0.0002（=0.0041 未満-0.0039 未満）であり，その他 44 核種の変動は小さいことを確認した。

２．排水に係る評価対象核種

最も放射性物質が多いと考えられる 1～4 号機建屋近傍の水質において主要核種が支配的であることから，各系統の排水に係る評価対象核種は，主要核種（Cs-134，Cs-137，Sr-90，H-3）とする。

なお，1～4 号機建屋及び 5・6 号機建屋近傍の水を汲み上げるサブドレン他浄化設備の処理済水については，水質に著しい変動がないことなどを確認するため，念のため定期的に「添付資料－４」に定める 41 核種を確認する。

（１）1～4 号機

表１　主要核種の告示濃度限度比の割合（処理前水）

		サブドレン、地下水ドレンの汲み上げ水	
		処理対象の全てのピット	
		告示濃度限度比	割合
主要核種	Cs-134	1.8	約92%
	Cs-137	4.1	
	Sr-90	0.23	
	H-3	0.0060	
44核種	検出等（5核種）	0.025	約0.3%
	未検出（39核種）	0.50未満	約7.6%未満
告示濃度限度比の総和		6.7未満	

未満：検出限界以下の核種は，検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

処理対象の全てのピット：No.1,30,37,49,57 ピット及び 5・6 号機建屋近傍のサブドレンピット 23 ピットを除く 41 ピット。なお，これに含まれていなかった No.1 ピットについては，表 1 の主要核種の告示濃度限度比の和 6.1 に対し 1.8，44 核種の告示濃度限度比の和 0.53 未満に対し 0.15 未満，44 核種の告示濃度限度比の和の割合約 7.9%未満に対し約 7.7%未満であり，それぞれ表 1 に示した値以下であることが確認できている。

表２　その他 44 核種の告示濃度限度比　（処理済水）

		サブドレン、地下水ドレンの汲み上げ水	
		処理対象の全てのピット	10ピット（参考）
		告示濃度限度比	告示濃度限度比
主要核種		0.011未満	0.011
44核種	検出等	0.0020 （5核種）	0.0021 （7核種）
	未検出	0.0022未満 （39核種）	0.0018未満 （37核種）
	小計	0.0041未満	0.0039未満
告示濃度限度比の総和		0.015未満	0.015未満

未満：検出限界以下の核種は，検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

表３　浄化対象に追加するピットの告示濃度限度比

No.	告示濃度限度比								合計
	主要核種				小計	44核種		小計	
	Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出		
30	1.0	4.8	0.04	0.005	5.9	0.005 (3核種)	0.19未満 (41核種)	0.20未満	6.1未満
37	0.01	0.05	0.0002未満	0.0003	0.06未満	0.001未満 (2核種)	0.08未満 (42核種)	0.09未満	0.15未満
49	0.006	0.06	0.0011未満	0.0014	0.07未満	0.024未満 (4核種)	0.09未満 (40核種)	0.11未満	0.18未満
57	0.17	0.79	0.003	0.0007	0.96	0.001未満 (3核種)	0.12未満 (41核種)	0.12未満	1.1未満

未満：検出限界以下の核種は，検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

浄化対象に追加するピットから汲み上げた水の主要核種（Cs-134，Cs-137，Sr-90，H-3）およびその他 44 核種の告示濃度限度比の総和は表３の通り，表１に示した値以下であることが確認できている。

（２）5・6 号機

5・6 号機建屋近傍の汲み上げ水に含まれる放射能は，1～4 号機の破損燃料を冷却している 1～4 号機滞留水と発生源が異なり，フォールアウトが主であることから 5・6 号機建屋近傍のサブドレンピット 23 ピットの汲み上げ水を均等に混合した水の 48 核種の水質を確認した。

表４　浄化対象に追加する 5・6 号機サブドレンピットの告示濃度限度比

告示濃度限度比								合計
主要核種				小計	44核種		小計	
Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出		
0.001未満	0.0048	0.00097未満	0.000065	0.0068未満	0.00000054 (2核種)	0.16未満 (42核種)	0.16未満	0.17未満

表４の通り，主要核種及びその他 44 核種の告示濃度限度比の総和は表１に示した値以下であった。

サブドレン他水処理施設の排水管理を行う核種選定実施のための確認対象核種について

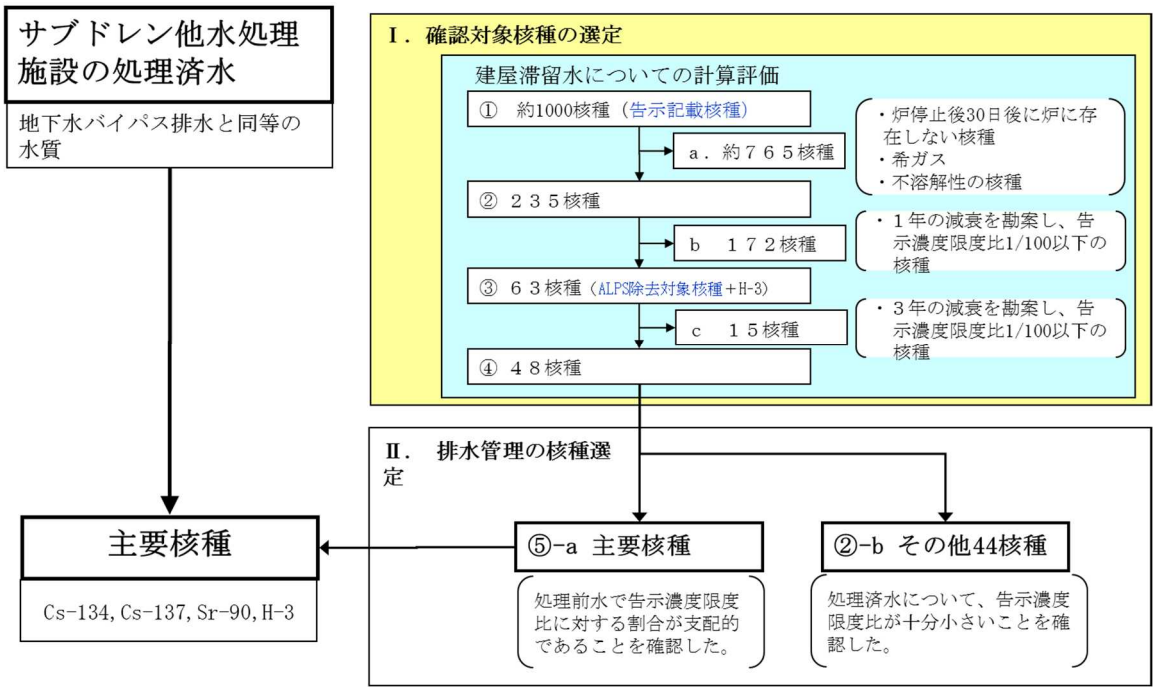
１．確認対象核種の選定

サブドレン他水処理施設の汲み上げ水は，主に事故発災に伴うフォールアウト，飛散瓦礫等に付着した放射性物質を含むことから，排水管理の評価対象とすべき核種は主要核種（Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3）と考えている。

排水管理の評価対象核種を選定するに際して，主要核種以外の核種で線量評価に影響を与える核種は十分小さいものと考えているが，念のために，主要核種以外の核種の有無を確認することとした。

確認すべき核種を選定するにあたり，安全側に仮定を行うため，炉心インベントリ等から被ばく評価上有意な核種として，主要核種を含む 48 核種※を選定した。（図１）

※ 建屋滞留水の除去対象核種を選定する方法を用いて，建屋滞留水（235 核種）の除去対象 62 核種にトリチウムを加えた 63 核種について，事故発災から３年経過していることによる減衰を考慮し，さらに告示濃度限度比が 1/100 以下となる核種を除外することによって，48 核種を選定した。この 48 核種を排水管理の評価対象核種の選定を行うための確認対象核種（表１）とした。



黄色枠□：本資料の説明範囲

図 1 確認対象核種の選定方法について

表１　確認対象核種（48 核種）　　単位：Bq/Ｌ

核種	線種	告示 濃度限度	核種	線種	告示 濃度限度
Sr-89	β	3E+2	Pr-144	β γ	2E+4
Sr-90	β	3E+1	Pr-144m	γ	4E+4
Y-90	β	3E+2	Pm-146	β γ	9E+2
Y-91	β γ	3E+2	Pm-147	β	3E+3
Tc-99	β	1E+3	Sm-151	β	8E+3
Ru-106	β	1E+2	Eu-152	β γ	6E+2
Rh-106	β γ	3E+5	Eu-154	β γ	4E+2
Ag-110m	β γ	3E+2	Eu-155	β γ	3E+3
Cd-113m	β γ	4E+1	Gd-153	γ	3E+3
Sn-119m	γ	2E+3	Pu-238	α	4E+0
Sn-123	β γ	4E+2	Pu-239	α	4E+0
Sn-126	β γ	2E+2	Pu-240	α	4E+0
Sb-124	β γ	3E+2	Pu-241	β	2E+2
Sb-125	β γ	8E+2	Am-241	α γ	5E+0
Te-123m	γ	6E+2	Am-242m	α	5E+0
Te-125m	γ	9E+2	Am-243	α γ	5E+0
Te-127	β γ	5E+3	Cm-242	α	6E+1
Te-127m	β γ	3E+2	Cm-243	α γ	6E+0
I-129	β γ	9E+0	Cm-244	α	7E+0
Cs-134	β γ	6E+1	Mn-54	γ	1E+3
Cs-135	β	6E+2	Co-60	β γ	2E+2
Cs-137	β γ	9E+1	Ni-63	β	6E+3
Ba-137m	γ	8E+5	Zn-65	γ	2E+2
Ce-144	β γ	2E+2	H-3	β	6E+4

告示濃度限度：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度（単位は，Bq/L に換算した）

２．確認対象核種の抽出時に除外された核種の線量寄与について

建屋滞留水の除去対象核種は，告示濃度限度比が 1/100 以下の核種を除外している。以下に，除外された核種について，48 核種の告示濃度限度比の和に対する線量影響を確認した。

（１）除外方法

（減衰を考慮する期間以外は，建屋滞留水の除去対象核種選定と同じ方法を用いた：図２）

ａ．告示に記載された約 1000 核種について，ORIGEN コードによる炉心インベントリ等からの評価を行い，告示に記載された約 1000 核種から原子炉停止 30 日後に存在しない核種，希ガス，不溶解性核種をそれぞれ除外すると 235 核種となる。

ｂ．235 核種について，事故発災１年の減衰を勘案し，告示濃度限度比 1/100 以下の核種を除外すると，63 核種（建屋滞留水の除去対象核種 62 核種＋H-3）となる。

ｃ．62 核種について，事故発災３年の減衰を勘案し，告示濃度限度比 1/100 以下の核種を除外して，48 核種を確認対象核種として抽出した。

（２）線量寄与の確認結果

48 核種の告示濃度限度比の和を１とした場合，235 核種から除外された核種（235-48=187 核種：事故発災３年後）の告示濃度限度比の和は，3×10^{-10} であり，除外された核種の寄与は極めて小さい。

なお，上記評価による 235 核種から除外された核種（235-48=187 核種：事故発災 3 年後）の告示濃度限度比の和は，建屋滞留水で 0.018 となる。一方，サブドレン，地下水ドレンの水質は，汲み上げ予定の最も濃度が高いピットで，現状の建屋滞留水と比べて H-3 が 1/100 程度，Cs-137 が 1/10000～1/1000 程度（表２参照）である。サブドレン，地下水ドレンにおける除外された 187 核種の線量寄与は，仮に現状の建屋滞留水との比率（地下水とともに最も移行し易いと考えられる核種である H-3 の比率：1/100）を上記 0.018 に乗じても，0.00018 程度であった。

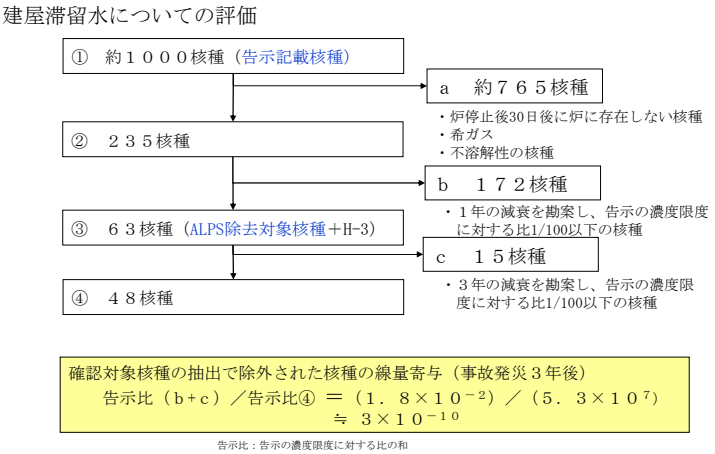


図２　確認対象核種の抽出の方法と除外された核種の線量寄与

表２　サブドレン，地下水ドレン，建屋滞留水の水質

単位：Bq/L

核種	放射能濃度（Bq/L）			建屋滞留水に対する比	
	① サブドレン	② 地下水ドレン	③ 建屋滞留水	④ サブドレン (①の最大/③)	⑤ 地下水ドレン (②の最大/③)
Cs-134	ND(0.66) ～1,700	ND(1.7) ～10	85 万 ～750 万	1/8000 ～1/500	1/75 万 ～1/85000
Cs-137	ND(0.71) ～5,200	ND(1.8) ～28	220 万 ～2,000 万	1/8000 ～1/400	1/71 万 ～1/78000
全 β	ND(11) ～5.700	ND(14) ～1,400	250 万 ～6,600 万	1/20000 ～1/400	1/47000 ～1/1700
H-3	ND(2.8) ～3,200	220 ～4,100	36 万	1/100	1/87

備考：サブドレン，地下水ドレンには，事故により環境中へ放出された放射性物質を含むが，建屋滞留水が混入しないように管理されており，Cs-137，全 β 放射能は建屋滞留水の 1/1000 程度，H-3 は 1/100 程度である。

サブドレンについては，上表の核種に加えて Sb-125 が ND(1.2) ～34Bq/L があり，建屋滞留水の 7500Bq/L（H26.7.8 淡水化装置入口水）の 1/200 程度となっている。

３．参考

●建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

建屋滞留水の除去対象としている 62 核種は，事故発災後の炉心インベントリ核種等に対して 1 年（365 日）の減衰を勘案して選定したものである。排水管理の核種選定を行うための確認対象核種の抽出では，炉心インベントリ核種等の減衰期間を 3 年間（1095 日）としたことによって，告示濃度限度比が 1/100 以下になった比較的短半減期の表３の 15 核種を除外した。これにより残った核種は 47 核種となり，確認対象核種は H-3 を含めると 48 核種となる。

表３　建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

核種	主な線種	半減期 （ｄ）
Rb-86	β γ	18.63
Nb-95	β γ	34.975
Ru-103	β γ	39.4
Rh-103m	β γ	0.935
Cd-115m	β γ	44.8
Te-129	β γ	0.0479
Te-129m	β γ	33.5
Cs-136	β γ	13.16
Ba-140	β γ	12.79
Ce-141	β γ	32.5
Pm-148	β γ	5.37
Pm-148m	β γ	41.3
Tb-160	β γ	72.1
Fe-59	β γ	44.5
Co-58	γ	70.82

確認対象核種の再選定について
（事故発災から5年経過後の減衰等を考慮した見直し）

１．確認対象核種の再選定

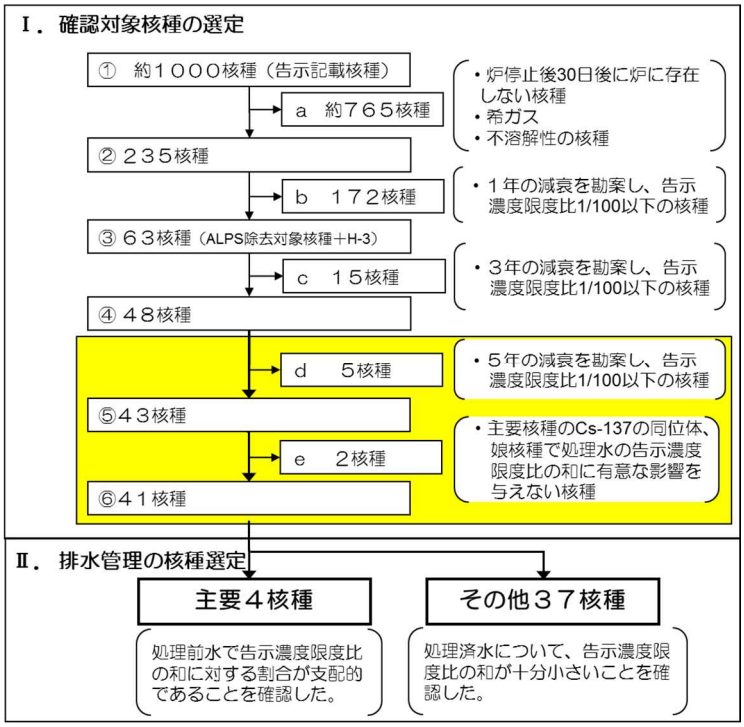
排水管理の評価対象核種を選定するに際して，主要核種以外の核種で線量評価に影響を与える核種は十分小さいものと考えているが，念のために，主要核種以外の核種の寄与を分析により確認することとした。

サブドレン他水処理施設の処理済水の確認すべき核種を選定するにあたっては，安全側に仮定を行うため，炉心インベントリ等から滞留水に存在すると評価した放射性核種について，サブドレン他水処理施設の処理済水の排水管理を検討した2014年3月時点（事故発災から3年経過）での減衰による濃度低下を考慮した上で，被ばく評価上有意な核種として「添付資料－３」の通り48核種を選定した。

この48核種に対して，2016年3月時点で事故発災から5年が経過したことを踏まえ，減衰による濃度低下を考慮し再度核種選定を行った。

更に，Cs-137の同位体，娘核種のうち，告示濃度限度比が十分小さい核種について見直しを行った結果，主要核種を含む41核種を選定した。（図1）

この41核種を確認対象核種（表1）とした。



黄色枠：本資料の説明範囲

図１ 確認対象核種の選定方法について

表１　確認対象核種（41 核種）　　単位：Bq/Ｌ

核種	線種	告示 濃度限度	核種	線種	告示 濃度限度
Sr-90	β	3E+1	Pm-146	β γ	9E+2
Y-90	β	3E+2	Pm-147	β	3E+3
Tc-99	β	1E+3	Sm-151	β	8E+3
Ru-106	β	1E+2	Eu-152	β γ	6E+2
Rh-106	β γ	3E+5	Eu-154	β γ	4E+2
Ag-110m	β γ	3E+2	Eu-155	β γ	3E+3
Cd-113m	β γ	4E+1	Pu-238	α	4E+0
Sn-119m	γ	2E+3	Pu-239	α	4E+0
Sn-123	β γ	4E+2	Pu-240	α	4E+0
Sn-126	β γ	2E+2	Pu-241	β	2E+2
Sb-125	β γ	8E+2	Am-241	α γ	5E+0
Te-123m	γ	6E+2	Am-242m	α	5E+0
Te-125m	γ	9E+2	Am-243	α γ	5E+0
Te-127	β γ	5E+3	Cm-243	α γ	6E+0
Te-127m	β γ	3E+2	Cm-244	α	7E+0
I-129	β γ	9E+0	Mn-54	γ	1E+3
Cs-134	β γ	6E+1	Co-60	β γ	2E+2
Cs-137	β γ	9E+1	Ni-63	β	6E+3
Ce-144	β γ	2E+2	Zn-65	γ	2E+2
Pr-144	β γ	2E+4	H-3	β	6E+4
Pr-144m	γ	4E+4	－	－	－

告示濃度限度：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度（単位は，Bq/L に換算した）

２．新たに除外された核種の線量寄与について

以下の通り，「添付資料－３」で選定した確認対象核種から新たに7核種を除外し，その線量寄与を確認した。

（１）除外方法

ａ．「添付資料－３」で選定した48核種について，事故発災5年(1827日)の減衰を勘案し，建屋滞留水中における濃度が告示濃度限度比1/100 以下となる5核種を除外した。（図1 d)

ｂ．Cs-137の濃度が排水時の運用目標である1Bq/Lであった場合においても，告示濃度限度比の和に有意な影響を与えないCs-137の同位体および娘核種の2核種を除外した。（図1 e)

（２）線量寄与

事故発災から 5 年後の建屋滞留水における 48 核種の告示濃度限度比の和を１とした場合，今回除外する 7 核種の告示濃度限度比は 6.9×10^{-5} であり，除外された核種の線量への寄与は極めて小さい。

３．参考

今回新たに除外された7核種は，表２の通りである。

表２　新たに除外された核種

核種	主な線種	半減期	備 考
Sr-89	β	50.5 日	
Y-91	β γ	58.5 日	
Sb-124	β γ	60.2 日	
Gd-153	γ	241.6 日	
Cm-242	α	162.8 日	
Cs-135	β	230 万年	Cs-137 の同位体
Ba-137m	γ	2.55 分	Cs-137 の娘核種

2.1.3　放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1　概要

1～4 号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5，6 号機では主排気筒放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる 1～4 号機原子炉建屋の上部において空気中放射性物質濃度を測定している。また，敷地内の原子炉建屋近傍，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1～3 号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し，格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2　基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することを目指し，内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて，放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては，建屋や設備の損傷状況，作業場所のアクセス方法や線量率，建屋内の濃度や作業環境，今後の建屋の利用計画等を考慮し，測定データや現場調査の結果を基に，実現性を判断の上，可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても，内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生，継続した放出の可能性のある建屋等を対象として，可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法，伝送方法について，現場状況の確認結果をもとに検討し，換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状，ガス状）の放射性物質を対象とする。

(1) 発生源

a. 1～3 号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については，窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4 号機原子炉建屋

格納容器内の気体について，建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに，上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により，建屋内の壁面，機器，瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については，移行試験の結果から，極めて少ないと考えている。移行試験は，濃度が高く被ばく線量への寄与も大きい Cs-134，Cs-137 に着目し，安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果，移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約 1.0×10^{-4} %と水温に依らず小さいことが判明している。

1 号機については，オペレーティングフロア上ガレキ撤去時，使用済燃料プール内ガレキ撤去時及び燃料取り出し作業時における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を設置し，ガレキ撤去作業時及び燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

2 号機については，使用済燃料プールからの燃料取り出しのため，燃料取り出し用構台を設置し，燃料取り出し時に原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

3 号機については，使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置し，燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

4 号機については，燃料取り出し用カバーを設置している。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する。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，Cs-134，Cs-137 に着目し，上述の測定結果から，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4 号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，原子炉建屋と同様に，極めて少ないと評価している。

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付

着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋について，タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5，6 号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について，建屋外から入ってきた海水及び地下水であり，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低い。

原子炉建屋については，原子炉建屋常用換気系により，原子炉建屋内の空気をフィルタを通して，主排気筒から放出する。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低く，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

共用プール建屋内からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，建屋内排気口から放出する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは，フィルタを通し，排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に，焼却設備の排気筒から放出する。

なお，フィルタを通し十分低い濃度になることから，焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は,容器やドラム缶等に収納されるため,放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加的放出はないものと評価している。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは，瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値として目安値を設定し，目安値を超える瓦礫類は容器，仮設保管設備，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること，また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから，放射性物質の追加的放出は極めて少ないと評価している。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，第三セシウム吸着装置吸着塔，高性能容器，処理カラム，高性能多核種除去設備吸着塔は，セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器，及び，使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ，吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は，圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており，放射性物質の漏えいを防止している。また，保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため，吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。

m. 貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）は，汚染水受入れ後は満水保管するため，水位変動が少ないこと，蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加的放出は極めて少ないと考えている。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと考えている。

増設多核種除去設備は，多核種除去設備と同様の設計とし，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいものと考える。

高性能多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいものと考える。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，排

気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから，大型機器除染設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

p. 油処理装置

油処理装置は,常温・湿式で油を分解するため空気中への放射性物質の移行は極めて低いと評価しており，更に排気はフィルタを通して排気する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，排気口から放出する。１．(使用済セシウム吸着塔一時保管施設)と同様，保管対象である吸着塔内の吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。更にフィルタを通し十分低い濃度になることから，大型廃棄物保管庫からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

r. 減容処理設備

減容処理設備からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，建屋換気排気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから，減容処理設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

(2) 放出管理の方法

気体廃棄物について，原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

①1～3 号機原子炉建屋格納容器

1～3 号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において，ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

②1～4 号機原子炉建屋

1 号機については，原子炉建屋上部の空気中の放射性物質を監視するとともに，定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。また，大型カバー設置後においては，大型カバー換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2 号機については，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3 号機については，原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カバーが設置されており，換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。また，4 号機については，使用済燃料プールから燃料取出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取出し用カ

バーが設置されており，換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。

③1～4 号機タービン建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

④1～4 号機廃棄物処理建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

⑤集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋）

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており，除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において，排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

⑥5，6 号機各建屋

主排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内の排気設備にて，放射性物質濃度を排気放射線モニタにより監視する。

⑧廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し，ダスト放射線モニタで監視する。

⑨焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

⑩固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑪瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑫使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑬貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑭多核種除去設備等

多核種除去設備においては，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。また，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備は，多核種除去設備と同様にフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，各設備の設置エリアにおける放射性物質濃度を必要により測定する。

⑮大型機器除染設備

大型機器除染設備排気口及び汚染拡大防止ハウス排気口において，空気中の放射性物質を定期的（除染設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

なお，除染対象物のアルファ核種による汚染は極めて低いと評価しているが，念のために全アルファ放射能の放射性物質濃度も１ヶ月に１回測定する。

⑯油処理装置

油処理装置排気口において，空気中の放射性物質を定期的（油処理装置運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

⑰大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫において，空気中の放射性物質を定期的（建屋換気設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

⑱減容処理設備

減容処理設備排気口において，空気中の放射性物質を定期的（建屋換気空調系運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

(3) 推定放出量

1～4 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は，極めて少ないと考えられるため，1～4 号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし，建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から，現在の 1～4 号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成 26 年２月時点）は，表２．１．３－１に示す通りである。

なお，これまでの放出量の推移を図２．１．３－１に示す。

表２．１．３－１　気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134（Bq/sec）	Cs-137（Bq/sec）
1 号機　原子炉建屋	4.7×10^{2}	4.7×10^{2}
2 号機　原子炉建屋	9.4×10^{1}	9.4×10^{1}
3 号機　原子炉建屋	7.1×10^{2}	7.1×10^{2}
4 号機　原子炉建屋	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}

（注）平成 26 年 2 月時点の評価値

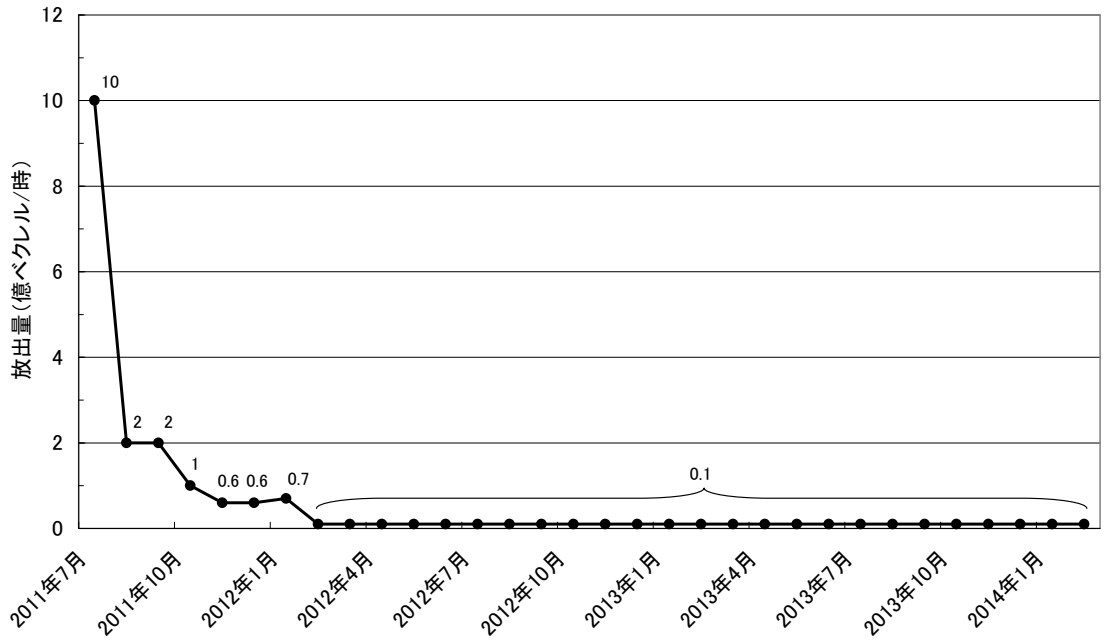


図２．１．３－１　１～３号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

2.2　線量評価

敷地周辺における線量評価は，プラントの安定性を確認するひとつの指標として，放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を，施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。

2.2.1　大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

2.2.1.1　評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，「気象指針」という），「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」（以下，「評価指針」という）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」（以下，「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は，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。

食物摂取による実効線量については，現実に存在する被ばく経路について，食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため，敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし，今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し，被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため，参考として，葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

2.2.1.2　計算のための前提条件

(1)気象条件

大気拡散の解析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（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。

気象条件の採用に当たっては，風向出現頻度及び風速出現頻度について平成 12 年 4 月から平成 22 年 3 月までの 10 年間の資料により検定を行い，代表性に問題ないことを確認した。検定法は，不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従った。

棄却検定の結果を表２．２．１－１及び表２．２．１－２に示す。有意水準 5%で棄却された項目は 28 項目中 2 個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており，解析に用いる気象条件が妥当であることを示している。

(2)放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが，「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり，1～4 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため，放出位置は 1～4 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて，現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが，保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については，以下のとおりである。

「気象指針」において，位置(x,y,z)における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を（2-2-1）式に示す。

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}\right]$$

・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ （2-2-1）式

ここで，

$\chi(x,y,z)$：点(x,y,z)における放射性物質の濃度（Bq/m^3）

Q　：放出率（Bq/s）

U　：放出源高さを代表する風速（m/s）

λ　：物理的崩壊定数（1/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。

(3)放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は，原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており，現時点では実際に検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には，検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく，測定自体ができていないものもあるが，評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては，「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(4)線量及び濃度計算地点

線量の計算は，図２．２．１－１に示すとおり，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。ただし，これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は，その地点も考慮する。

1，2 号機共用排気筒から各評価点までの距離は，表２．２．１－３に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし，放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は，放射性物質の減衰を無視すると（2-2-2）式となる。

$$\chi(x,y,0)=\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z{}^2}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}2)\text{式}$$

計算地点における年間平均相対濃度 $\overline{\chi}$ は，隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

$$\overline{\chi}=\sum_j \overline{\chi}_{jL}+\sum_j \overline{\chi}_{jL-1}+\sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}3)\text{式}$$

ここで，

j ：大気安定度（A～F）

L ：計算地点を含む方位

計算結果を表２．２．１－４に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１に示した推定放出量を乗じた結果を表２．２．１－５に示す。1～4 号機合計の濃度が最大となるのは，1，2 号機共用排気筒の南方位約 1,340ｍの敷地境界で，それぞれ約 1.5×10^{-9}Bq/cm^3 である。

2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は，（2-2-4）式により計算する。

$$D=K_1\cdot E\cdot\mu_{en}\cdot\int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty}\frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2}\cdot B(\mu r)\cdot\chi(x',y',z')dx'dy'dz' \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}4)\text{式}$$

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$\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

E ：γ 線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_{en} ：空気に対する γ 線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ ：空気に対する γ 線の線減衰係数（m^{-1}）

r ：放射性雲中の点(x',y',z')から計算地点$(x,y,0)$までの距離（m）

$B(\mu r)$ ：空気に対する γ 線の再生係数で，次式から求める。

$$B(\mu r)=1+\alpha(\mu r)+\beta(\mu r)^2+\gamma(\mu r)^3$$

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）

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は，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，次の（2-2-5）式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o\left(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}\right) \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}5)\text{ 式}$$

ここで，

H_γ ：計算地点における実効線量（μSv/年）

K_2 ：空気カーマから実効線量への換算係数（μSv/μGy）

f_h ：家屋の遮蔽係数

f_o ：居住係数

$\overline{D}_L$，$\overline{D}_{L-1}$，$\overline{D}_{L+1}$ ：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/年）。これらは，(2-2-4)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。

計算結果を表２．２．１－６及び表２．２．１－７に示す。

2.2.1.5 年間実効線量の計算

(1)放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は，「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表２．２．１－８及び表２．２．１－９に示す。

計算の結果，放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり，年間約 2.0×10^{-6}mSv である。

(2)地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

a. 計算の方法

評価は「一般公衆の線量評価」に基づき，以下の式で求める。

$$H_A = K\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\int_{0}^{2\pi}\frac{Be^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{4\pi r^2}C_0\cdot f(z)\cdot\rho\cdot d\theta d\rho dz \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}6)\text{ 式}$$

ただし，

H_A ：年間実効線量(mSv/年)

K ： $3.91\times10^3\left(\frac{dis\cdot cm^3\cdot mGy}{MeV\cdot Bq\cdot y}\right)\times0.8\left(\frac{mSv}{mGy}\right)$

（0.8（mSv/mGy）は，空気カーマから実効線量への換算係数。）

μ_{en} ：空気の γ 線の線エネルギ吸収係数（1/cm）

$(1-g)$ ：制動放射による損失の補正

E ：γ 線実効エネルギ（MeV/dis）

C_0 ：地表面附近の土壌における放射性物質濃度（Bq/cm^3）

B ：空気，土壌の２層 γ 線ビルドアップ係数（－）

μ_1，μ_2 ：空気及び土壌の γ 線線減衰係数(1/cm)，土壌は Al で代用，ただし，密度は 1.5（g/cm^3）とする。

r_1，r_2，r，ρ，θ，z ：図２．２．１－２に示す

r ：土壌中の任意点(ρ,θ,z)から被ばく点までの距離（cm）

$r^2=(h-z)^2+\rho^2=(r_1+r_2)^2$

$f(z)$ ：放射性物質の土壌中鉛直分布

h ：被ばく点地上高（100cm）

被ばく点が１ｍ程度であれば，これに寄与する放射性物質の範囲は，被ばく点から 10ｍ以内である。このため通常はC_0=一定と考える。したがって，上記式は，

$$H_A=\frac{K}{2}\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\cdot C_0\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\frac{B\cdot e^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{r^2}f(z)\cdot\rho\cdot d\rho dz \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}7)\text{ 式}$$

となる。

b. 空気及び土壌のビルドアップ係数（B）

空気，土壌 2 層の γ 線ビルドアップ係数については，広く使用されているビルドアップ係数を使用する。

1） $E>1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+\left\{0.8-0.214\ln\left(\frac{E}{1.801}\right)\right\}(\mu r)^{g(E)}$$

2） $E\le 1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+0.8(\mu r)^{g(E)}$$

ここで，

$$g(E)=1.44+0.02395E+0.625\ln\left(0.19+\frac{1.0005}{E}\right)$$

$$\mu r=\mu_1 r_1+\mu_2 r_2$$

c. 放射性物質の土壌中鉛直分布$(C=C_0 f(z))$について

放射性物質の土壌中鉛直分布は，「一般公衆の線量評価」より，指数分布で近似できる。

$$C=C_0\exp(\alpha z)\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots

地表面附近の土壌における放射性物質濃度は，大気と地面の接触による沈着（乾性沈着）と，降水による放射性物質の降下（湿性沈着）を考慮して，(2-2-9) 式により計算する。

$$C_0 = C_d + C_r \quad \cdots\cdots \text{(2-2-9) 式}$$

ここで,

C_0 ：地表面付近の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C_d ：無降水期間における地表面付近の濃度（Bq/cm^3）

C_r ：降水期間における地表面付近の濃度（Bq/cm^3）

(a) 無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため，(2-2-10) 式～ (2-2-12) 式で表せる。

$$S_d = \int_{-\infty}^{0} C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \quad \cdots\cdots \text{(2-2-10) 式}$$

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \cdots\cdots \text{(2-2-11) 式}$$

$$C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \cdots\cdots \text{(2-2-12) 式}$$

ただし,

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm^3）

V_g ：沈着速度（cm/s）

λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）

T_0 ：放射性物質の放出期間

f_1 ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

S_d ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm^2）

K_r ：降水期間割合（－）

ここで，V_g は 0.3cm/s，T_0 は 1 年，f_1 はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5 とした。なお，降水期間割合（K_r）を 0 とすれば，「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

(b) 降水期間における沈着量

降水期間中は，乾性沈着及び湿性沈着が重なるため，(2-2-13) 式～ (2-2-15) 式で表せる。

$$S_r = \int_{-\infty}^{0} C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \quad \cdots\cdots \text{(2-2-13) 式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}14)\text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}15)\text{ 式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm^3）

V_g ：沈着速度（cm/s）

Λ ：降水による洗浄係数（1/s）で，以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$$

ここで，降水強度I（mm/h）は，気象データより，2.16mm/h とする。

L ：空気中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で，

$$L = \int_0^{\infty} \exp\left(-\frac{z_1^2}{2 \cdot \sigma_{zi}^2}\right) dz_1$$

とし，風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）

T_0 ：放射性物質の放出期間

f_{1r} ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

降水時は地表面に全て残存すると仮定し，1.0 とする。

S_r ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm^2）

K_r ：降水期間割合（－）

(c)計算結果

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.5×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。計算の結果，地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 3.0×10^{-2}mSv である。

(3)吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は，「評価指針」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_I = 365 \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}16)\text{ 式}$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}17)\text{ 式}$$

ここで，

H_I ：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ii} ：核種 i の吸入摂取による実効線量係数（μSv/Bq）

A_{Ii} ：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

M_a ：呼吸率（cm^3/d）

$\bar{x}_i$ ：核種 i の年平均地上空気中濃度（Bq/cm^3）

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.5×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。その他に評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１０及び表２．２．１－１１に示す。計算の結果，吸入摂取による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 1.9×10^{-4}mSv である。

なお，吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが，「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数（10^{-8}cm^{-1}）を用いると再浮遊濃度は約 $6.0\sim7.0\times10^{-10}$Bq/cm^3 程度であり，被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6　5 号機及び 6 号機の寄与

5 号機は平成 23 年 1 月 3 日，6 号機は平成 22 年 8 月 14 日に定期検査のため運転を停止しており，「評価指針」において評価対象としている希ガス及びよう素は十分に減衰しているが，保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）添付書類九と同様の評価とする。

これによると，希ガスの γ 線による実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北方位で最大となり，年間約 4.4×10^{-3}mSv，放射性よう素に起因する実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北北西方位で最大となり，年間約 1.7×10^{-4}mSv である。

2.2.1.7　計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，最大で年間約 3.0×10^{-2}mSv である。

2.2.1.8　Cs 以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち，粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており，Cs 以外の核種は測定限界未満となっていることから，現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響は Cs に比べて軽微である。

一方，希ガスのようなガス状の放射性物質については，これまでの評価から，大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり，沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で，γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は，現時点で直接分析ができていない。これらの核種

は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが，特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表２．２．１－１４にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表２．２．１－１４では，β 線を放出する主要な核種である Sr と，α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており，その量は Cs に比べ，Sr で 1/1,000 程度，Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から，線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく，Cs-134 及び Cs-137 に比べ，線量への寄与は小さいと考えられる。

2.2.1.9　食物摂取による実効線量の計算

2.2.1.9.1　葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}18)\text{ 式}$$

$$A_{Vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} t_1}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{Vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_V} \right\} \cdot f_t \cdot f_d \cdot M_V \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}19)\text{ 式}$$

ここで，

H_V ：葉菜摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ti} ：核種 i の経口摂取による実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Vi} ：核種 i の葉菜による摂取率（Bq/d）

V_g ：葉菜への沈着速度(cm/s)

λ_{effi} ：核種 i の葉菜上実効崩壊定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$$

λ_{ri} ：核種 i の物理的崩壊定数（1/s）

λ_W ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ ：葉菜の栽培密度（g/cm^2）

t_1 ：葉菜の栽培期間（s）

V'_g ：葉菜を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi} ：土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合

t_0 ：核種の蓄積期間（s）

f_t ：葉菜の栽培期間年間比

f_d ：調理前洗浄による核種の残留比

M_V ：葉菜摂取量（g/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１１～表２．２．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.5×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 6.1×10^{-3}mSv である。

2.2.1.9.2　牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2.1\text{-}20)\text{式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} t_{1M}}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2.1\text{-}21)\text{式}$$

ここで,

H_M ：牛乳摂取による年間の実効線量（μSv/年）

A_{Mi} ：核種ｉの牛乳による摂取率（Bq/d）

V_{gM} ：牧草への沈着速度(cm/s)

λ_{effi} ：核種ｉの牧草上実効減衰定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$$

λ_{ri} ：核種ｉの物理的崩壊定数（1/s）

λ_W ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ_M ：牧草の栽培密度（g/cm^2）

t_{1M} ：牧草の栽培期間（s）

V'_{gM} ：牧草を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi} ：土壌 1g 中に含まれる核種ｉが牧草に移行する割合

t_0 ：核種の蓄積期間（s）

f_t ：放牧期間年間比

Q_f ：乳牛の牧草摂取量（g/d）

F_{Mi} ：乳牛が摂取した核種ｉが牛乳に移行する割合（(Bq/cm^3)/(Bq/d)）

M_M ：牛乳摂取量（cm^3/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１１～表２．２．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.5×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 9.9×10^{-3}mSv である。

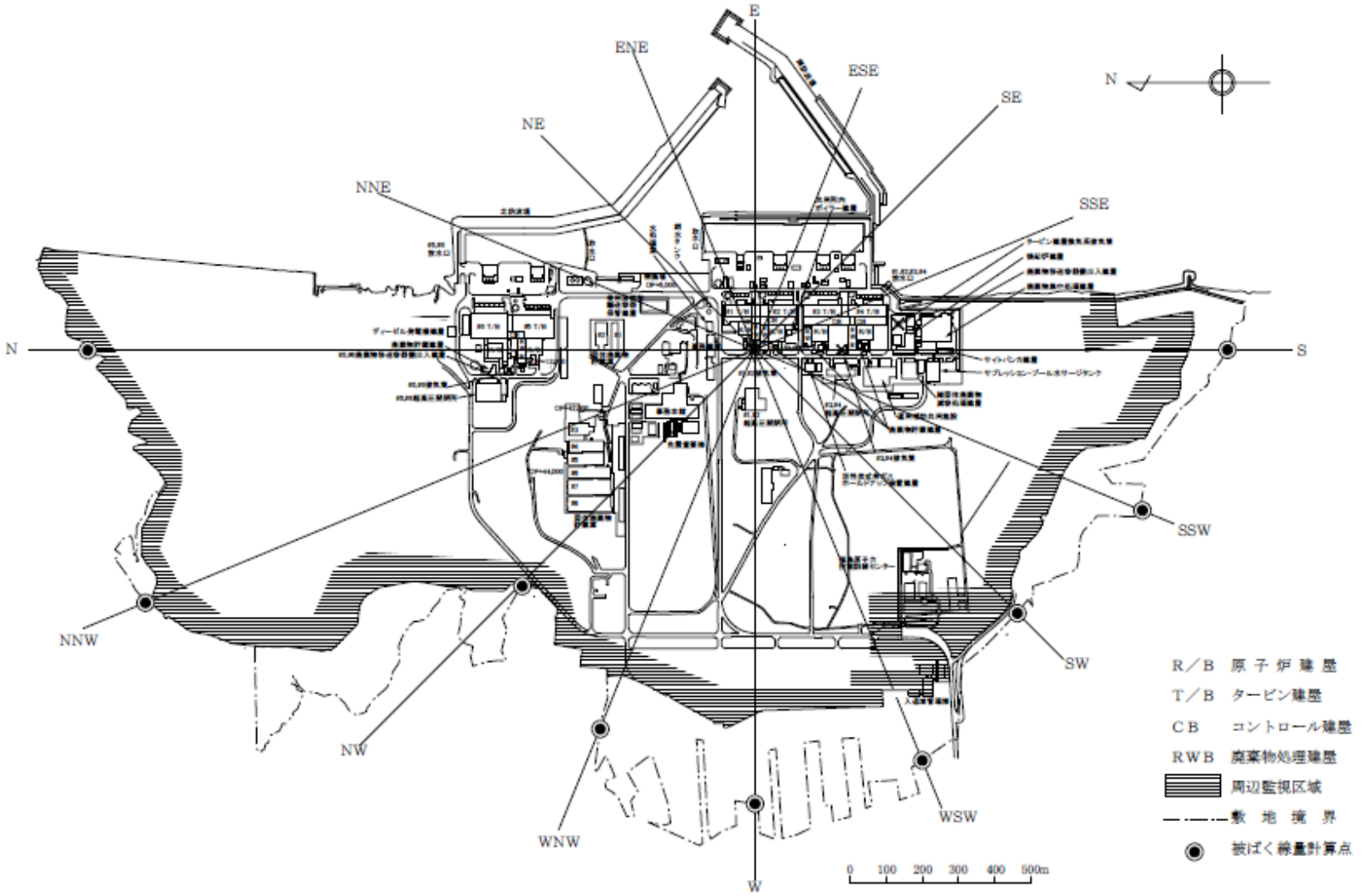


図２．２．１－１　被ばく線量計算地点（敷地境界）

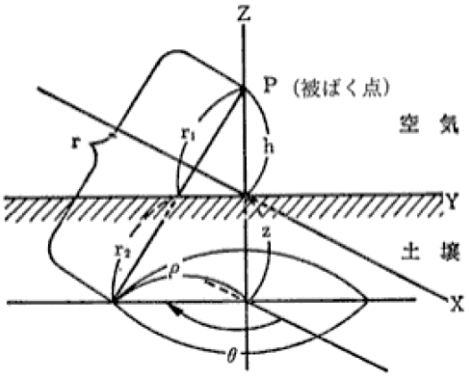


図２．２．１－２　沈着評価モデル

表２．２．１－１　風向分布に対する棄却検定表

統計年度／風向	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
N	7.23	8.90	8.40	7.79	5.92	5.27	4.52	4.98	4.67	5.34	6.30	6.35	10.18	2.43	○
NNE	5.62	6.26	6.24	6.51	4.37	6.68	7.16	5.39	5.40	7.41	6.10	4.71	8.28	3.92	○
NE	3.69	3.54	3.91	3.42	2.44	3.94	4.55	3.28	3.31	4.15	3.62	2.84	4.99	2.25	○
ENE	2.15	2.59	2.45	2.05	1.75	2.14	2.64	2.45	2.23	2.74	2.32	1.92	3.05	1.59	○
E	2.12	1.84	2.12	1.85	1.95	2.28	2.12	2.09	2.10	1.79	2.03	1.43	2.40	1.65	×
ESE	1.98	2.06	2.06	2.14	1.97	2.28	1.98	2.37	2.31	1.95	2.11	1.73	2.48	1.74	×
SE	2.69	2.63	2.80	2.63	2.71	2.82	2.87	2.71	3.27	2.67	2.78	2.74	3.23	2.33	○
SSE	6.20	5.14	6.36	7.05	9.52	8.76	8.47	8.31	10.42	6.85	7.71	6.52	11.62	3.79	○
S	11.59	9.61	10.29	13.54	12.54	10.91	10.43	10.22	9.42	12.01	11.06	9.90	14.22	7.89	○
SSW	6.14	5.83	5.57	5.40	5.24	4.89	4.81	4.54	4.24	6.19	5.29	6.28	6.86	3.71	○
SW	3.88	4.11	3.04	3.13	3.70	3.73	3.30	3.63	2.76	3.41	3.47	3.72	4.46	2.48	○
WSW	3.99	4.77	4.00	4.35	7.54	6.71	5.72	6.68	4.40	3.93	5.21	3.56	8.40	2.02	○
W	8.45	8.90	7.66	6.63	8.95	9.44	7.81	9.31	7.82	7.47	8.25	6.26	10.41	6.08	○
WNW	8.50	8.13	7.85	7.45	9.83	9.57	9.25	10.58	10.81	7.89	8.99	9.68	11.81	6.16	○
NW	11.27	10.93	11.90	11.65	12.55	12.19	14.71	14.60	16.56	10.72	12.71	14.46	17.30	8.12	○
NNW	13.35	13.79	14.31	12.97	7.80	7.32	8.67	7.84	8.35	13.96	10.83	16.76	18.03	3.64	○
静穏	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○

表２．２．１－２　風速分布に対する棄却検定表

統計 年度 / 風速 階級	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○
0.5 ～ 1.4	6.66	5.19	6.74	7.01	6.68	7.61	6.63	7.02	5.64	6.65	6.58	6.27	8.22	4.94	○
1.5 ～ 2.4	11.57	9.85	11.70	11.43	10.62	12.11	12.69	12.94	10.57	11.01	11.45	10.21	13.75	9.14	○
2.5 ～ 3.4	13.13	13.21	14.04	13.83	13.59	14.06	15.21	16.14	13.14	12.53	13.89	13.06	16.44	11.34	○
3.5 ～ 4.4	13.62	13.98	15.59	13.07	12.73	15.12	15.19	15.12	14.47	13.07	14.20	14.30	16.66	11.73	○
4.5 ～ 5.4	12.96	12.77	13.74	12.76	13.27	14.27	14.25	13.86	13.00	12.43	13.33	14.50	14.89	11.77	○
5.5 ～ 6.4	10.91	12.21	11.23	10.29	11.43	11.82	11.33	11.68	10.83	11.85	11.36	12.05	12.71	10.00	○
6.5 ～ 7.4	9.20	9.44	9.03	8.98	9.35	8.88	8.54	8.63	8.94	8.99	9.00	9.26	9.67	8.33	○
7.5 ～ 8.4	6.90	7.48	5.78	6.83	6.86	6.24	6.23	5.64	7.17	7.48	6.66	6.46	8.22	5.10	○
8.5 ～ 9.4	4.83	5.66	3.71	4.42	4.60	4.45	3.82	3.43	4.95	5.06	4.49	4.57	6.12	2.87	○
9.5 ～	9.10	9.22	7.38	9.95	9.62	4.36	5.11	4.53	9.35	9.40	7.80	8.19	13.20	2.40	○

表２．２．１－３　1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

計算地点の方位	1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離（m）
S	1,340
SSW	1,100
SW	1,040
WSW	1,270
W	1,270
WNW	1,170
NW	950
NNW	1,870
N	1,930
S 方向沿岸部	1,400

表２．２．１－４　単位放出率あたりの年間平均濃度（(Bq/cm^3)/(Bq/s)）

放出位置／評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋	4 号原子炉建屋
S	約 8.6×10^{-13}	約 9.6×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}
SSW	約 7.6×10^{-13}	約 8.8×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}	約 6.1×10^{-13}
SW	約 3.7×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}	約 7.9×10^{-13}
WSW	約 3.7×10^{-13}	約 4.0×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}	約 3.6×10^{-13}
W	約 3.1×10^{-13}	約 3.2×10^{-13}	約 3.1×10^{-13}	約 3.2×10^{-13}
WNW	約 3.9×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}	約 3.5×10^{-13}	約 3.3×10^{-13}
NW	約 6.3×10^{-13}	約 5.7×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}
NNW	約 5.5×10^{-13}	約 5.1×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}
N	約 8.1×10^{-13}	約 7.5×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}	約 6.2×10^{-13}
S 方向沿岸部	約 8.0×10^{-13}	約 8.9×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}	約 1.3×10^{-12}

表２．２．１－５　Cs-134 及び Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm^3)

放出位置／評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 4.0×10^{-10}	約 9.1×10^{-11}	約 8.1×10^{-10}	約 1.7×10^{-10}	約 1.5×10^{-9}
SSW	約 3.6×10^{-10}	約 8.2×10^{-11}	約 7.5×10^{-10}	約 7.2×10^{-11}	約 1.3×10^{-9}
SW	約 1.7×10^{-10}	約 3.9×10^{-11}	約 3.4×10^{-10}	約 9.3×10^{-11}	約 6.4×10^{-10}
WSW	約 1.8×10^{-10}	約 3.7×10^{-11}	約 2.9×10^{-10}	約 4.2×10^{-11}	約 5.5×10^{-10}
W	約 1.5×10^{-10}	約 3.0×10^{-11}	約 2.2×10^{-10}	約 3.8×10^{-11}	約 4.3×10^{-10}
WNW	約 1.9×10^{-10}	約 3.6×10^{-11}	約 2.5×10^{-10}	約 3.9×10^{-11}	約 5.1×10^{-10}
NW	約 2.9×10^{-10}	約 5.3×10^{-11}	約 3.4×10^{-10}	約 4.8×10^{-11}	約 7.4×10^{-10}
NNW	約 2.6×10^{-10}	約 4.8×10^{-11}	約 3.3×10^{-10}	約 5.0×10^{-11}	約 6.9×10^{-10}
N	約 3.8×10^{-10}	約 7.1×10^{-11}	約 4.8×10^{-10}	約 7.3×10^{-11}	約 1.0×10^{-9}
S 方向沿岸部	約 3.8×10^{-10}	約 8.4×10^{-11}	約 7.5×10^{-10}	約 1.5×10^{-10}	約 1.4×10^{-9}

表２．２．１－６　Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋	4 号原子炉建屋
S	約 7.7×10^{-7}	約 8.5×10^{-7}	約 9.8×10^{-7}	約 1.2×10^{-6}
SSW	約 7.0×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}	約 9.0×10^{-7}
SW	約 4.5×10^{-7}	約 5.2×10^{-7}	約 6.1×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}
WSW	約 4.0×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}
W	約 3.7×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 3.6×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}
WNW	約 3.9×10^{-7}	約 3.9×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}
NW	約 6.9×10^{-7}	約 6.7×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}
NNW	約 5.9×10^{-7}	約 5.8×10^{-7}	約 5.5×10^{-7}	約 5.1×10^{-7}
N	約 7.8×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}	約 6.8×10^{-7}	約 6.3×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 8.5×10^{-7}	約 9.6×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}

表２．２．１－７　Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋	4 号原子炉建屋
S	約 3.0×10^{-7}	約 3.3×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}	約 4.4×10^{-7}
SSW	約 2.7×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}
SW	約 1.7×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.3×10^{-7}	約 2.7×10^{-7}
WSW	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.7×10^{-7}
W	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.3×10^{-7}
WNW	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}
NW	約 2.6×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NNW	約 2.3×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}	約 2.1×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}
N	約 3.0×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.4×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 3.3×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}	約 5.0×10^{-7}

表２．２．１－８　Cs-134 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 3.6×10^{-4}	約 8.0×10^{-5}	約 6.9×10^{-4}	約 1.4×10^{-4}	約 1.3×10^{-3}
SSW	約 3.3×10^{-4}	約 7.1×10^{-5}	約 5.8×10^{-4}	約 1.1×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
SW	約 2.1×10^{-4}	約 4.9×10^{-5}	約 4.3×10^{-4}	約 8.4×10^{-5}	約 7.8×10^{-4}
WSW	約 1.9×10^{-4}	約 3.9×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}	約 5.1×10^{-5}	約 5.8×10^{-4}
W	約 1.7×10^{-4}	約 3.5×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}	約 4.0×10^{-5}	約 5.0×10^{-4}
WNW	約 1.9×10^{-4}	約 3.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}	約 5.3×10^{-4}
NW	約 3.2×10^{-4}	約 6.4×10^{-5}	約 5.1×10^{-4}	約 8.7×10^{-5}	約 9.8×10^{-4}
NNW	約 2.8×10^{-4}	約 5.4×10^{-5}	約 3.9×10^{-4}	約 6.0×10^{-5}	約 7.8×10^{-4}
N	約 3.7×10^{-4}	約 7.0×10^{-5}	約 4.8×10^{-4}	約 7.4×10^{-5}	約 1.0×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 4.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-5}	約 7.8×10^{-4}	約 1.5×10^{-4}	約 1.4×10^{-3}

表２．２．１－９　Cs-137 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10^{-4}	約 3.1×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 5.2×10^{-5}	約 4.9×10^{-4}
SSW	約 1.3×10^{-4}	約 2.7×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}	約 4.1×10^{-5}	約 4.2×10^{-4}
SW	約 8.2×10^{-5}	約 1.9×10^{-5}	約 1.7×10^{-4}	約 3.2×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}
WSW	約 7.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.2×10^{-4}	約 2.0×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}
W	約 6.7×10^{-5}	約 1.3×10^{-5}	約 9.7×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}
WNW	約 7.1×10^{-5}	約 1.4×10^{-5}	約 1.0×10^{-4}	約 1.7×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}
NW	約 1.2×10^{-4}	約 2.4×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 3.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-4}
NNW	約 1.1×10^{-4}	約 2.1×10^{-5}	約 1.5×10^{-4}	約 2.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}
N	約 1.4×10^{-4}	約 2.7×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}	約 2.8×10^{-5}	約 3.8×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 1.5×10^{-4}	約 3.5×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}	約 5.9×10^{-5}	約 5.5×10^{-4}

表２．２．１－１０　吸入摂取の評価パラメータ[1]

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	M_a	cm^3/d	2.22×10^7

表２．２．１－１１　実効線量換算係数[2]

元素	吸入摂取（K_{Ii}）（μSv/Bq）	経口摂取（K_{Ti}）（μSv/Bq）
Cs-134	9.6×10^{-3}	1.9×10^{-2}
Cs-137	6.7×10^{-3}	1.3×10^{-2}

表２．２．１－１２　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜摂取	核種の葉菜への沈着速度[1][3]	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数[3]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7}（14 日相当）
	葉菜の栽培密度[1]	ρ	g/cm^2	0.23
	葉菜の栽培期間[3]	t_1	s	5.184×10^6（60 日）
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度[3]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[3]	P_v	g/cm^2	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7（1 年間）
	葉菜の栽培期間年間比[1]	f_t	－	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比[3]	f_d	－	1
	葉菜摂取量（成人）[1]	M_v	g/d	100
牛乳摂取	核種の牧草への沈着速度[1]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数[3]	λ_w	g/cm^3	5.73×10^{-7}（14 日相当）
	牧草の栽培密度[4]	ρ_M	g/cm^3	0.07
	牧草の栽培期間[4]	t_{1M}	s	2.592×10^6（30 日間）
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度[3]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[3]	P_v	g/cm^2	24
	放牧期間年間比[1]	f_t	－	0.5
	乳牛の牧草摂取量[3]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量（成人）[1]	M_M	cm^3/d	200

表２．２．１－１３　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ[4]

元素	土壌1g中に含まれる核種iが葉菜及び牧草に移行する割合（B_{vi}）	乳牛が摂取した核種iが牛乳に移行する割合（F_{Mi}）((Bq/cm^3)/(Bq/d))
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

（出典）

[1] 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　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[2] 東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示（平成25年4月12日原子力規制委員会告示第三号）

[3] 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　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977

表２．２．１－１４　土壌分析結果

	土壌（Bq/kg） （グラウンド約西南西500m）	分析日
Cs-134	4.1×10^{5}	2011年11月7日
Cs-137	4.7×10^{5}	2011年11月7日
Sr-89	1.8×10^{2}	2011年10月10日
Sr-90	2.5×10^{2}	2011年10月10日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011年10月31日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011年10月31日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011年10月31日

2.2.2　敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

施設と評価点との高低差を考慮し，各施設からの影響を考慮した敷地境界線上（図２．２．２－１）の最大実効線量評価地点（図２．２．２－２）における直接線及びスカイシャイン線による実効線量を算出する。

(2)評価に使用するコード

MCNP 等，他の原子力施設における評価で使用実績があり，信頼性の高いコードを使用する。

(3)線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質量に容器厚さ，建屋壁，天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質量や，遮蔽が明らかでない場合は，設備の表面線量率を測定し，これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設，貯留設備（タンク類），固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類，伐採木の一時保管エリア等とし，現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2　各施設における線量評価

2.2.2.2.1　使用済セシウム吸着塔保管施設，大型廃棄物保管庫，廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備（タンク類）

使用済セシウム吸着塔保管施設，大型廃棄物保管庫，廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備（タンク類）は，現に設置，あるいは設置予定のある設備を評価する。セシウム吸着装置吸着塔および第二セシウム吸着装置吸着塔については，使用済セシウム吸着塔一時保管施設，大型廃棄物保管庫に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料－１）　また特記なき場合，セシウム吸着装置吸着塔あるいは第二セシウム吸着装置吸着塔を保管するエリアに保管するこれら以外の吸着塔等については，相当な表面線量をもつこれら吸着塔とみなして評価する。

貯留設備（タンク類）は，設置エリア毎に線源を設定する。全てのタンク類について，タンクの形状をモデル化する。濃縮廃液貯槽（D エリア），濃縮水タンクの放射能濃度は，水分析結果を基に線源条件を設定する。濃縮廃液貯槽（H2 エリア）の内包物は貯槽下部にスラリー状の炭酸塩が沈殿していることから，貯槽下部，貯槽上部の放射能濃度をそれぞれ濃縮廃液貯槽①，濃縮廃液貯槽②とし水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽のうち RO 濃縮水貯槽 15（H8 エリア），17 の一部（G3 西エリアの D ），18（J1 エリア），

20の一部（DエリアのB,C,D）及びろ過水タンク並びにSr処理水貯槽のうちSr処理水貯槽（K2エリア）及びSr処理水貯槽（K1南エリア）の放射能濃度は，水分析結果を基に線源条件を設定する。RO濃縮水貯槽17の一部（G3エリアのE,F,G,H）については、平成28年1月時点の各濃縮水貯槽の空き容量に、平成27年8月から平成28年1月までに採取した淡水化装置出口水の平均放射能濃度を有する水を注水し、満水にした際の放射能濃度を基に線源条件を設定する。サプレッションプール水サージタンク及び廃液RO供給タンクについては，平成25年4月から8月までに採取した淡水化装置入口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。RO濃縮水受タンクについては，平成25年4月から8月までに採取した淡水化装置出口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。また，ろ過水タンクは残水高さを0.5mとし，水位に応じた評価を実施する。

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a.　第一施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔　　：544体
　　第二セシウム吸着装置吸着塔：230体

ⅰ.セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料－1　表1及び図1参照

遮　　蔽：吸着塔側面　：鉄 177.8mm
　　吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm
　　吸着塔二次蓋：鉄 127mm
　　コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ403mm），密度2.30g/cm^3
　　追加コンクリート遮蔽版（施設西端，厚さ 200mm，密度2.30g/cm^3）

評価地点までの距離：約1590m

線源の標高：T.P.約33m

ⅱ.第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料－1　表3及び図1参照

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約1590m

線源の標高：T.P.約33m

評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

b.　第二施設

容　　量：高性能容器（HIC）：736 体
放 射 能 強 度：表２．２．２－１参照
遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），
密度 2.30g/cm^3
評価地点までの距離：約 1580ｍ
線 源 の 標 高：T.P.約 33ｍ
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

c.　第三施設

容　　量：高性能容器（HIC）　　：3,456 体
放 射 能 強 度：表２．２．２－１参照
遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），
密度 2.30g/cm^3
蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm^3
評価地点までの距離：約 1570ｍ
線 源 の 標 高：T.P.約 33ｍ
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

d．　第四施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔　　：680 体
第二セシウム吸着装置吸着塔：345 体

ⅰ.セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－１　表１及び図３参照
遮　　蔽：吸着塔側面　：鉄 177.8mm（K1～K3：85.7mm）
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（K1～K3：174.5mm）
吸着塔二次蓋：鉄 127mm　（K1～K3：55mm）
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），
密度 2.30g/cm^3
評価地点までの距離　約 610ｍ
線 源 の 標 高：T.P.約 35ｍ

ⅱ.第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－１　表３及び図３参照

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm
評価地点までの距離：約 610ｍ
線 源 の 標 高：T.P.約 35ｍ
評 価 結 果：約 4.01×10^{-2}mSv/年

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（1/2）

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）		
	スラリー（鉄共沈処理）	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	吸着材３
Fe-59	5.55E+02	1.33E+00	0.00E+00
Co-58	8.44E+02	2.02E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04
Sr-89	1.08E+06	3.85E+05	0.00E+00
Sr-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-91	8.12E+04	3.96E+02	0.00E+00
Nb-95	3.51E+02	8.40E-01	0.00E+00
Tc-99	1.40E+01	2.20E-02	0.00E+00
Ru-103	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Ru-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Rh-103m	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Rh-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Ag-110m	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
Cd-113m	0.00E+00	5.99E+03	0.00E+00
Cd-115m	0.00E+00	1.80E+03	0.00E+00
Sn-119m	6.72E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sn-123	5.03E+04	0.00E+00	0.00E+00
Sn-126	3.89E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-124	1.44E+03	3.88E+00	0.00E+00
Sb-125	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-123m	9.65E+02	2.31E+00	0.00E+00
Te-125m	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-127	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-127m	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-129	8.68E+03	2.08E+01	0.00E+00
Te-129m	1.41E+04	3.36E+01	0.00E+00
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）		
	スラリー（鉄共沈処理）	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	吸着材３
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	1.74E+03	8.46E+00	0.00E+00
Ce-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144m	6.19E+02	3.02E+00	0.00E+00
Pm-146	7.89E+02	3.84E+00	0.00E+00
Pm-147	2.68E+05	1.30E+03	0.00E+00
Pm-148	7.82E+02	3.81E+00	0.00E+00
Pm-148m	5.03E+02	2.45E+00	0.00E+00
Sm-151	4.49E+01	2.19E-01	0.00E+00
Eu-152	2.33E+03	1.14E+01	0.00E+00
Eu-154	6.05E+02	2.95E+00	0.00E+00
Eu-155	4.91E+03	2.39E+01	0.00E+00
Gd-153	5.07E+03	2.47E+01	0.00E+00
Tb-160	1.33E+03	6.50E+00	0.00E+00
Pu-238	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-239	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-240	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-241	1.13E+03	5.48E+00	0.00E+00
Am-241	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-242m	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-242	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-244	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Mn-54	1.76E+04	4.79E+00	0.00E+00
Co-60	8.21E+03	6.40E+00	0.00E+00
Ni-63	0.00E+00	8.65E+01	0.00E+00
Zn-65	5.81E+02	1.39E+00	0.00E+00

(2) 大型廃棄物保管庫

容　　量 ： 第二セシウム吸着装置吸着塔：540 体

遮　　蔽 ： 天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm，密度 約 2.1g/cm^3

ｉ.第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度 ：添付資料－１　表３及び図４参照

遮　　蔽 ：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm

吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価地点までの距離 ：約 480ｍ

線 源 の 標 高 ：T.P.約 26ｍ

評 価 結 果 ：約 1.51×10^{-2}mSv/年

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量 ：約 630m^3

放 射 能 濃 度 ：約 1.0×10^{7}Bq/cm^3

遮　　蔽 ：炭素鋼 25mm，コンクリート 1,000mm（密度 2.1g/cm^3）

（貯蔵建屋外壁で 1mSv/時）

評価地点までの距離 ：約 1480ｍ

線 源 の 標 高 ：T.P.約 33ｍ

評 価 結 果 ：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 廃止（高濃度滞留水受タンク）

(5) 濃縮廃液貯槽，濃縮水タンク

a. 濃縮廃液貯槽（H2 エリア）

合 計 容 量 ：約 300m^3

放 射 能 濃 度 ：表２．２．２－２参照

遮　　蔽 ：SS400（9mm）

コンクリート 150mm(密度 2.1g/cm^3)

評価点までの距離 ：約 910ｍ

線 源 の 標 高 ：T.P.約 36ｍ

評 価 結 果 ：約 6.26×10^{-4} mSv/年

ｂ．濃縮廃液貯槽（D エリア）

容　　量 ：約 10,000m^3

放 射 能 濃 度 ：表２．２．２－２参照

遮　　蔽：側面：SS400（12㎜）
　　上面：SS400（9㎜）
評価点までの距離：約830ｍ
線源の標高：T.P.約33ｍ
評価結果：約1.45×10^{-3}mSv/年

c. 濃縮水タンク
合計容量：約150m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12㎜）
　　上面：SS400（9㎜）
評価点までの距離：約1210ｍ
線源の標高：T.P.約33ｍ
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(6) RO濃縮水貯槽
a. 廃止（RO濃縮水貯槽1（H1エリア））

b. 廃止（RO濃縮水貯槽2（H1東エリア））

c. 廃止（RO濃縮水貯槽3（H2エリア））

d. 廃止（RO濃縮水貯槽4（H4エリア））

e. 廃止（RO濃縮水貯槽5（H4東エリア））

f. 廃止（RO濃縮水貯槽6（H5エリア））

g. 廃止（RO濃縮水貯槽7（H6エリア））

h. 廃止（RO濃縮水貯槽8（H4北エリア））

i. 廃止（RO濃縮水貯槽9（H5北エリア））

j. 廃止（RO濃縮水貯槽10（H6北エリア））

k. 廃止（RO 濃縮水貯槽 11（H3 エリア））

l. 廃止（RO 濃縮水貯槽 12（E エリア））

m. 廃止(RO 濃縮水貯槽 13（C エリア））

n. 廃止(RO 濃縮水貯槽 14（G6 エリア））

o. RO 濃縮水貯槽 15（H8 エリア）

容　　量：約 17,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）
評価点までの距離：約 940m
線源の標高：T.P.約 33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

p. 廃止（RO 濃縮水貯槽 16（G4 南エリア））

q. RO 濃縮水貯槽 17（G3 エリア）

容　　量：D：約 7,500m^3, E,F,G：約 34,000m^3,H:約 6,600m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）
評価点までの距離：約 1630m，約 1720m
線源の標高：T.P.約 33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

r. RO 濃縮水貯槽 18（J1 エリア）

容　　量：A：約 8,500m^3, B：約 8,500m^3, C,N；約 13,000m^3, G：約 9,600m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

評価点までの距離：約1490m，約1440m
線源の標高：T.P.約35m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

s．RO濃縮水貯槽20（Dエリア）
容量：約20,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SS400（12mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約830m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(7) サプレッションプール水サージタンク
容量：約6,800m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SM41A（15.5mm）
上面：SM41A（6mm）
評価点までの距離：約1280m
線源の標高：T.P.約8m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(8) RO処理水一時貯槽
貯蔵している液体の放射能濃度が10^{-2}Bq/cm^3程度と低いため，評価対象外とする。

(9) RO処理水貯槽
貯蔵している液体の放射能濃度が10^{-2}Bq/cm^3程度と低いため，評価対象外とする。

(10)　受タンク等
合計容量：約1,300m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SS400（12mmまたは6mm）
上面：SS400（9mmまたは4.5mm）

評価点までの距離：約1260m，約1220m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(11) ろ過水タンク

容量：約240m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SM400C(18mm)，SS400（12mm，10mm，8mm）
上面：SS400（4.5mm）
評価点までの距離：約220m
線源の標高：T.P.約39m
評価結果：約2.50×10^{-2}mSv/年

(12) Sr処理水貯槽

a. Sr処理水貯槽（K2エリア）

容量：約28,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SS400（15mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約 380m
線源の標高：T.P.約34m
評価結果：約6.91×10^{-4}mSv/年

b. Sr処理水貯槽（K1南エリア）

容量：約11,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SM400C（12mm）
上面：SM400C（12mm）
評価点までの距離：約 430m
線源の標高：T.P.約34m
評価結果：約1.24×10^{-4}mSv/年

(13) ブルータンクエリアA1

エリア面積：約490m^2
積上げ高さ：約6.3m
表面線量率：約0.017mSv/時（実測値）

放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評価点までの距離：約690m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約3.64×10^{-4}mSv/年

(14) ブルータンクエリアA2
エ リ ア 面 積：約490m^2
積 上 げ 高 さ：約6.3m
表 面 線 量 率：約0.002mSv/時（実測値）
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評価点までの距離：約670m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(15) ブルータンクエリアB
エ リ ア 面 積：約5,700m^2
積 上 げ 高 さ：約6.3m
表 面 線 量 率：約0.050mSv/時
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評価点までの距離：約990m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約4.85×10^{-4}mSv/年

(16) ブルータンクエリアC1
エ リ ア 面 積：約310m^2
積 上 げ 高 さ：約5.9m
表 面 線 量 率：約1.000mSv/時
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２「濃縮廃液貯槽②(H2エリア)」の核種比率
評価点までの距離：約1060m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約4.08×10^{-4}mSv/年

(17) ブルータンクエリアC2

エ　リ　ア　面　積：約280m^2
積　上　げ　高　さ：約5.9m
表　面　線　量　率：約0.050mSv/時（実測値）
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２「濃縮廃液貯槽②(H2エリア)」の核種比率
評価点までの距離：約1060m
線　源　の　標　高：T.P.約34m
線　源　形　状：四角柱
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(18) ブルータンクエリアC3

エ　リ　ア　面　積：約2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約5.9m
表　面　線　量　率：約0.015mSv/時（実測値）
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２「濃縮廃液貯槽②(H2エリア)」の核種比率
評価点までの距離：約1060m
線　源　の　標　高：T.P.約34m
線　源　形　状：四角柱
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(19) ブルータンクエリアC4

エ　リ　ア　面　積：約270m^2
積　上　げ　高　さ：約6.3m
表　面　線　量　率：約0.050mSv/時
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評価点までの距離：約1070m
線　源　の　標　高：T.P.約34m
線　源　形　状：四角柱
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(20) 濃縮水受タンク，濃縮水処理水タンク仮置き場所

エ　リ　ア　面　積：約1,100m^2

容　　量：約0.2m^3
積上げ高さ：約4.7m
遮　　蔽：側面：炭素鋼（12mm）
　　上面：炭素鋼（9mm）
放射能濃度：表２．２．２－２表
評価点までの距離：約1560m
線源の標高：T.P.約34m
線源形状：四角柱
評価結果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(21) 増設RO濃縮水受タンク
合計容量：約30m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SUS316L（9mm）
　　上面：SUS316L（6mm）
評価点までの距離：約1090m
線源の標高：T.P.約35m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－２　評価対象核種及び放射能濃度

		放射能濃度（Bq／cm^3）						
		Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(a)濃縮廃液貯槽								
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア,タンク A,B)		8.8E+02	1.2E+03	1.5E+03	7.8E+02	2.1E+03	5.1E+03	1.1E+07
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア,タンク C)		9.2E+02	7.2E+02	4.7E+03	4.7E+02	4.7E+03	1.4E+04	2.6E+07
濃縮廃液貯槽②（H2 エリア） 濃縮廃液貯槽（D エリア） 濃縮水タンク		3.0E+01	3.7E+01	1.7E+01	7.9E+01	4.5E+02	7.4E+00	2.8E+05
(b)RO 濃縮水貯槽								
RO 濃縮水貯槽 15		1.3E-01	5.7E-01	2.7E-01	3.6E-02	6.4E+00	2.9E-01	2.2E+02
RO 濃縮水貯槽 17	D	1.0E-02	7.2E-03	2.0E-02	6.9E-03	2.4E-02	2.8E-02	1.5E+00
	E,F,G	6.9E-01	3.1E+00	2.4E-01	1.7E-02	3.0E+00	2.9E-01	1.0E+02
	H	7.1E-01	3.2E+00	2.2E-01	1.6E-02	3.1E+00	2.9E-01	1.0E+02
RO 濃縮水貯槽 18	A	1.1E-02	9.9E-03	5.6E-02	7.5E-03	2.3E-02	3.4E-02	1.4E+01
	B	5.0E-01	2.2E+00	1.8E-01	1.6E-02	7.1E-01	3.1E-01	6.2E+02
	C,N	2.3E-01	1.1E+00	3.2E-02	1.3E-02	4.4E-01	1.5E-01	1.3E+02
	G	8.8E-03	5.7E-03	8.4E-03	5.3E-03	1.8E-02	3.4E-02	1.2E+00
RO 濃縮水貯槽 20	B,C,D,E	1.5E+00	3.0E+00	8.8E-01	1.1E+00	7.4E+00	2.6E-01	1.6E+04
(c)サプレッションプール水サージタンク								
サプレッションプール水サージタンク		2.1E+00	2.3E+00	4.9E+00	7.8E-01	1.8E+01	8.0E+00	4.4E+04
(d)受タンク等								
廃液 RO 供給タンク		2.1E+00	2.3E+00	4.9E+00	7.8E-01	1.8E+01	8.0E+00	4.4E+04
RO 濃縮水受タンク		2.0E+00	4.4E+00	5.8E-01	9.9E-01	3.5E+01	8.8E+00	7.4E+04
(e)ろ過水タンク								
ろ過水タンク		2.3E+00	4.3E+00	4.0E-01	6.3E-01	3.4E+01	1.2E+01	4.7E+04
(f)Sr 処理水貯槽								
Sr 処理水貯槽（K2 エリア）		5.8E-02	2.7E-02	5.0E-02	1.6E-02	5.5E+00	2.6E-01	6.9E+01
Sr 処理水貯槽（K1 南エリア）		6.4E-02	2.6E-02	9.6E-02	1.6E-02	6.6E+00	3.1E-01	1.7E+01
(g)濃縮水受タンク、濃縮処理水タンク仮置き場所								
濃縮水受タンク		1.1E+01	1.2E+01	7.1E+00	5.7E+00	6.9E+01	4.4E+01	1.2E+05
(h)ブルータンクエリア								
ブルータンクエリア A1,A2,B,C4		5.9E+01	9.9E+01	2.3E+01	4.5E+01	1.2E+02	9.1E+01	2.1E+05
(i)増設 RO 濃縮水受タンク								
増設 RO 濃縮水受タンク		2.0E+00	4.4E+00	5.8E-01	9.9E-01	3.5E+01	8.8E+00	7.4E+04

2.2.2.2.2　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類の線量評価は，次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形でMCNPコードにより再評価することとする。（添付資料－２）

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。なお，一時保管エリアUについては保管する各機器の形状，保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また，機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから，核種はCo-60とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

また，実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－３）

(1)一時保管エリアＡ１

一時保管エリアＡ１は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約2,400m^3

エ　リ　ア　面　積：約800m^2

積　上　げ　高　さ：約4m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　蔽：側面（南側以外）

土嚢：高さ約3m，厚さ約1m，密度約1.5g/cm^3

高さ約1m，厚さ約0.8m，密度約1.5g/cm^3

コンクリート壁:高さ約3m,厚さ約120mm,密度約2.1g/cm^3

鉄板：高さ約1m，厚さ約22mm，密度約7.8g/cm^3

側面（南側）

土嚢：厚さ約0.8m，密度約1.5g/cm^3

鉄板：厚さ約22mm，密度約7.8g/cm^3

上部

土嚢：厚さ約0.8m，密度約1.5g/cm^3

鉄板：厚さ約22mm，密度約7.8g/cm^3

評価点までの距離：約980m

線　源　の　標　高：T.P.約47m

線　源　形　状：四角柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※（ケース２）の評価結果のほうが高いため，（ケース２）の評価結果で代表する

（ケース２）
貯　蔵　容　量：約 7,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）
遮　蔽：コンクリート壁:高さ 約 3m,厚さ 約 120mm,密度 約 2.1g/cm^3
評価点までの距離：約 980m
線　源　の　標　高：T.P.約 47m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(2)一時保管エリアＡ２

一時保管エリアＡ２は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）
貯　蔵　容　量：約 4,700m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 4m
表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）
遮　蔽：側面（東側以外）
土嚢：高さ約 3m，厚さ約 1m，密度約 1.5g/cm^3
高さ約 1m，厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
コンクリート壁:高さ約 3m,厚さ約 120mm,密度約 2.1g/cm^3
鉄板：高さ約 1m，厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
側面（東側）
土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
上部

土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3

評価点までの距離：約 1010m
線源の標高：T.P.約 47m
線源形状：四角柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※（ケース２）の評価結果のほうが高いため，（ケース２）の評価結果で代表する

（ケース２）

貯蔵容量：約 12,000m^3
エリア面積：約 2,500m^2
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.005mSv/時（未保管）
遮蔽：コンクリート壁:高さ 約 3m,厚さ 約 120mm,密度 約 2.1g/cm^3
評価点までの距離：約 1010m
線源の標高：T.P.約 47m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(3)一時保管エリアＢ

①エリア１

貯蔵容量：約 3,200m^3
エリア面積：約 600m^2
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 960m
線源の標高：T.P.約 47m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア２

貯蔵容量：約 2,100m^3

エ　リ　ア　面　積：約400m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約910m
線　源　の　標　高：T.P.約47m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 一時保管エリアC
貯　蔵　容　量：約67,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約13,400m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：約0.01mSv/時（保管済約31,000m^3），0.1 mSv/時（未保管約1,000m^3），0.025mSv/時（未保管約35,000m^3）
評価点までの距離：約890m
線　源　の　標　高：T.P.約32m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約1.41×10^{-3} mSv/年

(5)一時保管エリアD
貯　蔵　容　量：約4,500m^3（内，保管済約2,400m^3，未保管約2,100m^3）
エ　リ　ア　面　積：約1,000m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：約0.09mSv/時（保管済），0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約780m
線　源　の　標　高：T.P.約34m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約1.71×10^{-3} mSv/年

(6)一時保管エリアE１
貯　蔵　容　量：約16,000m^3（内，保管済約3,200m^3，未保管約12,800m^3）
エ　リ　ア　面　積：約3,500m^2

積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：約0.11mSv/時（保管済），1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約760m
線　源　の　標　高：T.P.約26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約3.03×10^{-2} mSv/年

(7)一時保管エリアＥ２
貯　蔵　容　量：約1,800m^3
エ　リ　ア　面　積：約500m^2
積　上　げ　高　さ：約3.6m
表　面　線　量　率：10mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約730m
線　源　の　標　高：T.P.約11m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約6.98×10^{-2} mSv/年

(8)一時保管エリアＦ１
貯　蔵　容　量：約650m^3
エ　リ　ア　面　積：約220m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：約1.8mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約620m
線　源　の　標　高：T.P.約26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約1.85×10^{-2} mSv/年

(9)一時保管エリアＦ２
貯　蔵　容　量：約7,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,500m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約660m

線　源　の　標　高：T.P.約26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約4.10×10^{-3} mSv/年

(10)一時保管エリアJ
貯　蔵　容　量：約8,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,600m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約1390m
線　源　の　標　高：T.P.約34m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(11)一時保管エリアL
覆土式一時保管施設1槽毎に評価した。
貯　蔵　容　量：約4,000m^3×4
貯　蔵　面　積：約1,400m^2×4
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：1槽目0.005mSv/時（保管済），2槽目0.005mSv/時（保管済），3槽目30mSv/時（未保管），4槽目30mSv/時（未保管）
遮　蔽：覆土：厚さ1m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：1槽目約1070m，2槽目約1150m，3槽目約1090m，4槽目約1170m
線　源　の　標　高：T.P.約35m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄0.5g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(12)一時保管エリアN
貯　蔵　容　量：約10,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,000m^2

積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約1160m
線　源　の　標　高：T.P.約33m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(13)一時保管エリアO

①エリア１

貯　蔵　容　量：約27,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約5,500m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約810m
線　源　の　標　高：T.P.約23m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約2.48×10^{-4} mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約17,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約3,400m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約800m
線　源　の　標　高：T.P.約28m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約1.64×10^{-3}mSv/年

③エリア３

貯　蔵　容　量：約2,100m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,100m^2
積　上　げ　高　さ：約1m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約820m
線　源　の　標　高：T.P.約28m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約8.06×10^{-4}mSv/年

④エリア４
貯　蔵　容　量：約4,800m^3
エ　リ　ア　面　積：約960m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約870m
線　源　の　標　高：T.P.約28m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約3.47×10^{-4}mSv/年

(14)一時保管エリアＰ１
①エリア１
貯　蔵　容　量：約60,800m^3
エ　リ　ア　面　積：約5,850m^2
積　上　げ　高　さ：約10.4m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約850m
線　源　の　標　高：T.P.約26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約2.13×10^{-3} mSv/年

②エリア２
貯　蔵　容　量：約24,200m^3
エ　リ　ア　面　積：約4,840m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約930m

線　源　の　標　高 ：T.P.約26m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果 ：約6.55×10^{-4} mSv/年

(15)一時保管エリアＰ２
貯　蔵　容　量 ：約9,000m^3
エ　リ　ア　面　積 ：約2,000m^2
積　上　げ　高　さ ：約4.5m
表　面　線　量　率 ：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離 ：約890m
線　源　の　標　高 ：T.P.約26m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果 ：約4.36×10^{-3} mSv/年

(16)一時保管エリアU
貯　蔵　容　量 ：約750m^3
エ　リ　ア　面　積 ：約450m^2
積　上　げ　高　さ ：約4.3m
表　面　線　量　率 ：0.015 mSv/時（未保管約310m^3），0.020 mSv/時（未保管約110m^3），0.028 mSv/時（未保管約330m^3）
評価点までの距離 ：約660m
線　源　の　標　高 ：T.P.約35m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：鉄7.86g/cm^3またはコンクリート2.15g/cm^3
評　価　結　果 ：約4.76×10^{-4}mSv/年

(17)一時保管エリアV
貯　蔵　容　量 ：約6,000m^3
エ　リ　ア　面　積 ：約1,200m^2
積　上　げ　高　さ ：約5m
表　面　線　量　率 ：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離 ：約930m
線　源　の　標　高 ：T.P.約23m
線　源　形　状 ：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.76×10^{-4}mSv/年

(18) 一時保管エリアW

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 23,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 5,100m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 730m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 6.41×10^{-2}mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 6,300m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 740m
線　源　の　標　高：T.P.約 32m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.49×10^{-2}mSv/年

(19) 一時保管エリアX

貯　蔵　容　量：約 12,200m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,700m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 800m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.40×10^{-2}mSv/年

(20) 一時保管エリアＡＡ

貯　蔵　容　量：約 36,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約 3,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 10.4m
表　面　線　量　率：0.001mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 1080m
線　源　の　標　高：T.P.約 35m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(21) 一時保管エリアｄ

貯　蔵　容　量：約 1,170m^3
エ　リ　ア　面　積：約 260m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 370m
線　源　の　標　高：T.P.約 44m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 2.13×10^{-2}mSv/年

(22) 一時保管エリアｅ

貯　蔵　容　量：約 6,660m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,480m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 490m
線　源　の　標　高：T.P.約 43m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.99×10^{-2}mSv/年

(23) 一時保管エリアｍ

貯　　蔵　　容　　量：約3,060m^3
エ　リ　ア　面　積：約680m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約790m
線　源　の　標　高：T.P.約34m
線　　源　　形　　状：円柱
か　　さ　　密　　度：鉄0.3g/cm^3
評　　価　　結　　果：約4.12×10^{-3}mSv/年

(24) 一時保管エリアｎ
貯　　蔵　　容　　量：約3,330m^3
エ　リ　ア　面　積：約740m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約780m
線　源　の　標　高：T.P.約33m
線　　源　　形　　状：円柱
か　　さ　　密　　度：鉄0.3g/cm^3
評　　価　　結　　果：約4.63×10^{-3}mSv/年

2.2.2.2.3　伐採木一時保管エリア

伐採木の線量評価は，次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形でMCNPコードにより再評価することとする。（添付資料－２）

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

また，実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－３）

(1)一時保管エリアＧ
①エリア１
貯　　蔵　　容　　量：約4,200m^3

貯　蔵　面　積：約1,400m^2
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.079mSv/時（保管済）
遮蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約1360m
線源の標高：T.P.約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木0.1g/cm^3
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア２
貯　蔵　容　量：約8,900m^2
貯　蔵　面　積：約3,000m^2
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.055 mSv/時（保管済　約3,000m^3）
0.15 mSv/時（未保管　約5,900m^3）
遮蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約1270m
線源の標高：T.P.約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木0.1g/cm^3
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

③エリア３
貯　蔵　容　量：約16,600m^3
貯　蔵　面　積：約5,500m^2
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.15mSv/時（未保管）
遮蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約1310m
線源の標高：T.P.約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木0.1g/cm^3
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）

も一時保管する。

(2)一時保管エリアH

貯　蔵　容　量：約15,000m^3
貯　蔵　面　積：約5,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約740m
線　源　の　標　高：T.P.約53m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

(3)一時保管エリアM

表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため，評価対象外とする。

(4)一時保管エリアT

貯　蔵　容　量：約11,900m^3
貯　蔵　面　積：約4,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約1880m
線　源　の　標　高：T.P.約45m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)一時保管エリアV

貯　蔵　容　量：約6,000m^3
貯　蔵　面　積：約1,200m^2

積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約910m
線　源　の　標　高：T.P.約23m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.05g/cm^3
評　価　結　果：約7.58×10^{-4}mSv/年
なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.2.4　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，線源スペクトル，線量率，乾式キャスク本体の寸法等の仕様は，工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等，乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお，乾式キャスクの線量率は，側面，蓋面，底面の 3 領域に分割し，ガンマ線，中性子線毎にそれぞれ表面から1mの最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は，設備の配置設計を反映し，隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し，敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の合計の線量率を評価する。

貯　蔵　容　量：65 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 45 基)
エ　リ　ア　面　積：約80m×約96m
遮　蔽：コンクリートモジュール　200mm(密度2.15g/cm^3)
評価点までの距離：約350m
評価結果の種類：MCNPコードによる評価結果
線　源　の　標　高：T.P.約38m
評　価　結　果：約5.54×10^{-2}mSv/年

2.2.2.2.5　固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫の線量評価は，次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

固体廃棄物貯蔵庫については，放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類，使用済保護

衣等を保管，または一時保管するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Co-60 として評価するものとする。

第６～第８固体廃棄物貯蔵庫地下には，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが，遮蔽効果が高いことから地下保管分については，設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

また，実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－３）

(1)第１固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約 3,600m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,100m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.1mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約 0.5mm
評価地点までの距離：約 750m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 1.32×10^{-3}mSv/年

(2)第２固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約 6,700m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,100m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 5mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約 740m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 7.72×10^{-3}mSv/年

(3)第３固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約 7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,300m^2

積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.1mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm，密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約470m
線　源　の　標　高：T.P.約42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約3.50×10^{-3}mSv/年

(4)第4固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.5mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約700mm，密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約420m
線　源　の　標　高：T.P.約42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)第5固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約2,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約800m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.5mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm，密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約400m
線　源　の　標　高：T.P.約42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約2.31×10^{-4}mSv/年

(6)第6固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約12,200m^3（1階部分）

エ　リ　ア　面　積　：約3,800m^2
積　上　げ　高　さ　：約3.2m
表　面　線　量　率　：約0.5mSv/時
遮　　蔽　：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離　：約360m
線　源　の　標　高　：T.P.約42m
線　源　形　状　：直方体
か　さ　密　度　：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果　：約1.68×10^{-3}mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7)第7固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約17,200m^3（1階部分）
エ　リ　ア　面　積　：約5,400m^2
積　上　げ　高　さ　：約3.2m
表　面　線　量　率　：約0.5mSv/時
遮　　蔽　：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離　：約320m
線　源　の　標　高　：T.P.約42m
線　源　形　状　：直方体
か　さ　密　度　：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果　：約3.15×10^{-3}mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8)第8固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約17,200m^3（1階部分）
エ　リ　ア　面　積　：約5,400m^2
積　上　げ　高　さ　：約3.2m
表　面　線　量　率　：約0.5mSv/時
遮　　蔽　：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約600mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離　：約280m
線　源　の　標　高　：T.P.約42m
線　源　形　状　：直方体
か　さ　密　度　：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果　：約1.46×10^{-3}mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(9)第9固体廃棄物貯蔵庫

貯蔵容量	：	地下2階部分　約15,300m^3
		地下1階部分　約15,300m^3
		地上1階部分　約15,300m^3
		地上2階部分　約15,300m^3
エリア面積	：	約4,800m^2
積上げ高さ	：	約3.3m
表面線量率	：	地下2階部分　約10Sv/時
		地下1階部分　約30mSv/時
		地上1階部分　約1mSv/時
		地上2階部分　約0.05mSv/時
遮蔽	：	天井及び壁：コンクリート 厚さ 約200mm～約650mm,
		密度 約2.1g/cm^3
評価地点までの距離	：	約240m
線源の標高	：	T.P.約42m
線源形状	：	直方体
かさ密度	：	鉄0.3g/cm^3
評価結果	：	約1.75×10^{-2}mSv/年

2.2.2.2.6　廃止（ドラム缶等仮設保管設備）

2.2.2.2.7　多核種除去設備

多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－３及び表２．２．２－４に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度	：	表２．２．２－３，表２．２．２－４参照
遮蔽	：	鉄（HIC用遮蔽材）　112mm
	：	鉄（循環タンク用遮蔽材）　100mm
	：	鉄（吸着塔用遮蔽材）　50mm
	：	鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材）　8mm，4mm
	：	鉛（循環弁スキッド，クロスフローフィルタスキッド）18mm，9mm
評価地点までの距離	：	約420m

線　源　の　標　高：T.P.約36m
評　価　結　果：約8.77×10^{-2}mSv/年

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm³）			
		汚染水 （処理対象水）	スラリー （鉄共沈処理）	スラリー （炭酸塩沈殿処理）	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	3.45E+00	5.09E+02	9.35E-01	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	7.74E+02	1.42E+00	1.61E-02
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	2.17E+04	1.85E+05	3.74E+05	3.28E+01
5	Sr-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
6	Y-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
7	Y-91	5.05E+02	7.44E+04	2.79E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.22E+02	5.92E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.28E+01	1.55E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.52E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	4.23E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.27E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.16E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	4.61E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	2.42E+01	3.57E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.32E+03	2.73E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	8.84E+02	1.63E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	7.96E+03	1.46E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.29E+04	2.37E+01	2.68E-01
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水 （処理対象水）	スラリー （鉄共沈処理）	スラリー （炭酸塩沈殿処理）	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	1.29E+01	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	1.08E+01	1.59E+03	5.96E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E+00	5.68E+02	2.13E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E+00	7.23E+02	2.71E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E+03	2.45E+05	9.20E+02	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E+00	7.16E+02	2.68E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E+00	4.61E+02	1.73E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.11E+01	1.54E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E+01	2.14E+03	8.01E+00	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E+00	5.55E+02	2.08E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E+01	4.50E+03	1.69E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E+01	4.65E+03	1.74E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E+00	1.22E+03	4.58E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E+00	1.03E+03	3.87E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E+02	1.61E+04	3.38E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E+01	7.52E+03	4.51E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E+00	0.00E+00	6.09E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E+00	5.33E+02	9.79E-01	1.11E-02

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm³）				
		吸着材２※	吸着材３※	吸着材６※	吸着材５※	吸着材７※
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	8.49E+01	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	1.29E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	5.02E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	2.52E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	5.70E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	5.70E+06	0.00E+00	2.37E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	2.44E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	5.38E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.23E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.71E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	6.65E+01	0.00E+00	2.15E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	2.60E+03	0.00E+00	3.71E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	3.84E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	1.15E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	2.02E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	1.51E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	1.17E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.44E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.48E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.33E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03	0.00E+00
28	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	1.44E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	4.73E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	5.35E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）				
		吸着材２※	吸着材３※	吸着材６※	吸着材５※	吸着材７※
32	Cs-137	0.00E+00	1.98E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	1.98E+05	1.33E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	2.08E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	5.21E-01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	1.86E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	2.37E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	8.04E+01	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	2.35E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	1.51E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	1.35E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	7.00E-01	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	1.82E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	1.47E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	1.52E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	4.01E-01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	3.38E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	4.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	5.54E+03	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	8.90E+01	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

2.2.2.2.8　雑固体廃棄物焼却設備

雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として，直接線は QAD，スカイシャイン線は，ANISN＋G33 コードにて評価を行う。

遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。なお，焼却灰については，重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋

容　　量：雑固体廃棄物：約 2,170m^3
　　焼却灰：約 85m^3
線 源 強 度：表２．２．２－５参照
遮　　蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm^3）300mm～700mm
　　重量コンクリート（密度 3.715 g/cm^3）：50mm
評価地点までの距離：約 620m
線 源 の 標 高：T.P.約 22m
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.134g/cm^3
　　焼却灰：0.5g/cm^3
評 価 結 果：約 2.65×10^{-4}mSv/年

表２．２．２－５　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

2.2.2.2.9　増設多核種除去設備

増設多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－６－１及び表２．２．２－６－２に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め，3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度	：表２．２．２－６－１及び表２．２．２－６－２参照	
遮蔽	：鉄（共沈タンク・供給タンクスキッド）	40～80mm
	：鉄（クロスフローフィルタスキッド）	20～60mm
	：鉄（スラリー移送配管）	28mm
	：鉄（吸着塔）	30～80mm
	：鉄（高性能容器（HIC））	120mm
	：鉄（反応／凝集槽，沈殿槽）	20～40mm
	：コンクリート（高性能容器（HIC））	
評価地点までの距離	：約 460m	
線源の標高	：T.P.約 37m	
評価結果	：約 2.58×10^{-2}mSv/年	

表２．２．２－６－１　評価対象核種及び放射能濃度（1/2）

No	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		汚染水	スラリー	吸着材１※	吸着材２※	吸着材４※	吸着材５※
1	Fe-59	3.45E+00	8.90E+01	2.30E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	5.25E+00	1.35E+02	3.50E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00
4	Sr-89	2.17E+04	5.64E+05	0.00E+00	4.58E+05	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	3.00E+05	1.30E+07	0.00E+00	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	3.00E+05	1.30E+07	6.53E+04	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	5.05E+02	1.32E+04	6.60E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	2.19E+00	5.72E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	8.50E-02	2.23E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	Ru-103	6.10E+00	1.21E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
11	Ru-106	1.06E+02	2.09E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	1.21E+02	1.80E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
13	Rh-106	1.06E+02	2.09E+03	7.03E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	7.79E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	6.01E+03	1.04E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	1.41E+02	1.80E+03	3.12E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	4.18E+01	1.06E+03	5.46E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	3.13E+02	7.95E+03	4.09E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	2.42E+01	6.15E+02	3.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	9.05E+00	3.79E+01	3.94E+02	0.00E+00	0.00E+00	2.20E+04
21	Sb-125	5.65E+02	2.37E+03	2.46E+04	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
22	Te-123m	6.00E+00	1.55E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02
23	Te125m	5.65E+02	2.37E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
24	Te-127	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
25	Te-127m	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
26	Te-129	5.40E+01	1.39E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03
27	Te-129m	8.75E+01	2.26E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

表２．２．２－６－１　評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

No	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		汚染水	スラリー	吸着材１※	吸着材２※	吸着材４※	吸着材５※
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
33	Ba-137m	8.25E+01	2.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
34	Ba-140	1.29E+01	3.38E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	1.08E+01	2.83E+02	1.41E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	4.71E+01	1.23E+03	6.15E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	4.71E+01	1.23E+03	4.19E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	3.85E+00	1.01E+02	5.03E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	4.91E+00	1.28E+02	6.41E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	1.67E+03	4.36E+04	2.18E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	4.86E+00	1.27E+02	6.35E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	3.13E+00	8.19E+01	4.08E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	2.79E-01	7.31E+00	3.65E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	1.45E+01	3.80E+02	1.89E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	3.77E+00	9.86E+01	4.92E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	3.06E+01	8.00E+02	3.99E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	3.16E+01	8.26E+02	4.12E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	8.30E+00	2.17E+02	1.08E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	7.00E+00	1.83E+02	9.15E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	1.07E+02	2.78E+03	1.06E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	5.00E+01	1.30E+03	1.11E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	6.75E+00	8.66E+01	1.50E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	3.62E+00	9.32E+01	2.41E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

表２．２．２－６－２　評価対象核種及び放射能濃度（１／３）

核種	放射能濃度[Bq/cm^3]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部，上澄み水タンク
Fe-59	4.45E+01	8.90E+01	8.90E+00
Co-58	6.75E+01	1.35E+02	1.35E+01
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	2.82E+04	5.64E+04	5.64E+03
Sr-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-91	6.60E+03	1.32E+04	1.32E+03
Nb-95	2.86E+01	5.72E+01	5.72E+00
Tc-99	1.12E+00	2.23E+00	2.23E-01
Ru-103	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Ru-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Rh-103m	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Rh-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Ag-110m	3.90E+01	7.79E+01	7.79E+00
Cd-113m	3.01E+03	6.01E+03	6.01E+02
Cd-115m	9.00E+02	1.80E+03	1.80E+02
Sn-119m	5.30E+02	1.06E+03	1.06E+02
Sn-123	3.98E+03	7.95E+03	7.95E+02
Sn-126	3.08E+02	6.15E+02	6.15E+01
Sb-124	1.90E+01	3.79E+01	3.79E+00
Sb-125	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02

表２．２．２－６－２　評価対象核種及び放射能濃度（２／３）

核種	放射能濃度[Bq/cm^3]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部，上澄み水タンク
Te-123m	7.75E+01	1.55E+02	1.55E+01
Te-125m	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02
Te-127	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-127m	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-129	6.95E+02	1.39E+03	1.39E+02
Te-129m	1.13E+03	2.26E+03	2.26E+02
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ba-137m	1.08E+03	2.16E+03	2.16E+02
Ba-140	1.69E+02	3.38E+02	3.38E+01
Ce-141	1.42E+02	2.83E+02	2.83E+01
Ce-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144m	5.05E+01	1.01E+02	1.01E+01
Pm-146	6.40E+01	1.28E+02	1.28E+01
Pm-147	2.18E+04	4.36E+04	4.36E+03
Pm-148	6.35E+01	1.27E+02	1.27E+01
Pm-148m	4.10E+01	8.19E+01	8.19E+00

表２．２．２－６－２　評価対象核種及び放射能濃度（３／３）

核種	放射能濃度[Bq/cm^3]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部，上澄み水タンク
Sm-151	3.66E+00	7.31E+00	7.31E-01
Eu-152	1.90E+02	3.80E+02	3.80E+01
Eu-154	4.93E+01	9.86E+01	9.86E+00
Eu-155	4.00E+02	8.00E+02	8.00E+01
Gd-153	4.13E+02	8.26E+02	8.26E+01
Tb-160	1.09E+02	2.17E+02	2.17E+01
Pu-238	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-239	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-240	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-241	9.15E+01	1.83E+02	1.83E+01
Am-241	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-242m	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-242	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-244	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Mn-54	1.39E+02	2.78E+02	2.78E+01
Co-60	6.50E+01	1.30E+02	1.30E+01
Ni-63	4.33E+01	8.66E+01	8.66E+00
Zn-65	4.66E+01	9.32E+01	9.32E+00

2.2.2.2.10　高性能多核種除去設備

高性能多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－７及び表２．２．２－８に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放　射　能　強　度：表２．２．２－７，表２．２．２－８参照
遮　　蔽：鉛（前処理フィルタ）50mm
　　：鉛（多核種吸着塔）145mm
評価地点までの距離：約410m
線　源　の　標　高：T.P.約37m
評　価　結　果：約3.60×10^{-3}mSv/年

表２．２．２－７　評価対象核種及び放射能濃度

（前処理フィルタ・多核種吸着塔 1～3 塔目）(1/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
					1～3 塔目				
		1 塔目	2 塔目	3～4 塔目	1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.93E+04				
2	Sr-89	5.19E+06	0.00E+00	7.29E+06	3.42E+07				
3	Sr-90	5.19E+08	0.00E+00	7.29E+08	3.42E+09				
4	Y-90	5.19E+08	3.62E+08	7.29E+08	3.42E+09				
5	Y-91	0.00E+00	1.68E+07	0.00E+00	0.00E+00				
6	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
7	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
8	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
9	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
10	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
11	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
12	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
13	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
14	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
15	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
16	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
17	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
18	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
19	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
20	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.15E+03				
21	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.88E+06				
22	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+05				
23	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+05				
24	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.54E+05				
25	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.09E+05				
26	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
27	Cs-134	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
28	Cs-135	3.06E-01	4.26E+00	0.00E+00	1.01E+01	1.21E+00	7.06E-01	3.03E-01	2.02E-01
29	Cs-136	3.84E+02	5.34E+03	0.00E+00	1.26E+04	1.52E+03	8.85E+02	3.79E+02	2.53E+02
30	Cs-137	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
31	Ba-137m	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04

表２．２．２－７　評価対象核種及び放射能濃度

（前処理フィルタ・多核種吸着塔 1～3 塔目）(2/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
					1～3 塔目				
		1 塔目	2 塔目	3～4 塔目	1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
32	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	3.45E+04	0.00E+00				
33	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
34	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
35	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
36	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
37	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
38	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
39	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
40	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
41	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
42	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
43	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
44	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
45	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
46	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
47	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
48	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
49	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
50	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
51	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
52	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
53	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
54	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
55	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
56	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
57	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
58	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
59	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				

表２．２．２－８　評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4～13 塔目）(1/2)

No.	核種	多核種吸着塔							
		4～5 塔目					6～8 塔目	9～10 塔目	11～13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Sr-89	2.91E+03					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Sr-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Y-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Y-91	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Nb-95	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+04	0.00E+00
7	Tc-99	0.00E+00					3.20E+03	0.00E+00	0.00E+00
8	Ru-103	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
9	Ru-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
10	Rh-103m	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
11	Rh-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
12	Ag-110m	0.00E+00					0.00E+00	3.04E+04	0.00E+00
13	Cd-113m	0.00E+00					0.00E+00	1.95E+08	0.00E+00
14	Cd-115m	0.00E+00					0.00E+00	1.47E+06	0.00E+00
15	Sn-119m	0.00E+00					0.00E+00	6.41E+05	0.00E+00
16	Sn-123	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+06	0.00E+00
17	Sn-126	0.00E+00					0.00E+00	2.27E+05	0.00E+00
18	Sb-124	0.00E+00					4.16E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sb-125	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
20	Te-123m	0.00E+00					6.09E+03	0.00E+00	0.00E+00
21	Te-125m	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
22	Te-127	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
23	Te-127m	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
24	Te-129	0.00E+00					3.01E+05	0.00E+00	0.00E+00
25	Te-129m	0.00E+00					9.29E+04	0.00E+00	0.00E+00
26	I-129	0.00E+00					0.00E+00	2.92E+03	0.00E+00
27	Cs-134	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
28	Cs-135	8.59E-02	1.03E-02	6.01E-03	2.58E-03	1.72E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-136	1.08E+02	1.29E+01	7.54E+00	3.23E+00	2.16E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-137	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Ba-137m	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表２．２．２－８　評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4～13 塔目）(2/2)

No.	核種	多核種吸着塔							
		4～5 塔目					6～8 塔目	9～10 塔目	11～13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
32	Ba-140	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ce-141	0.00E+00					0.00E+00	1.12E+05	0.00E+00
34	Ce-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
35	Pr-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
36	Pr-144m	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
37	Pm-146	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
38	Pm-147	0.00E+00					0.00E+00	8.65E+05	0.00E+00
39	Pm-148	0.00E+00					0.00E+00	7.05E+04	0.00E+00
40	Pm-148m	0.00E+00					0.00E+00	3.01E+04	0.00E+00
41	Sm-151	0.00E+00					0.00E+00	4.16E+03	0.00E+00
42	Eu-152	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+05	0.00E+00
43	Eu-154	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
44	Eu-155	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+05	0.00E+00
45	Gd-153	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+05	0.00E+00
46	Tb-160	0.00E+00					0.00E+00	7.37E+04	0.00E+00
47	Pu-238	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
48	Pu-239	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
49	Pu-240	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
50	Pu-241	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+03	0.00E+00
51	Am-241	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
52	Am-242m	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+00	0.00E+00
53	Am-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
54	Cm-242	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
55	Cm-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
56	Cm-244	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
57	Mn-54	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+04	0.00E+00
58	Fe-59	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+04	0.00E+00
59	Co-58	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+04	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+04	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00					0.00E+00	3.20E+05	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+04	0.00E+00

2.2.2.2.11　廃止（RO濃縮水処理設備）

2.2.2.2.12　サブドレン他浄化設備

サブドレン他浄化設備については，各機器に表２．２．２－９に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した（線量評価条件については添付資料－６参照）。

放　射　能　強　度：表２．２．２－９参照
遮　　蔽：鉄6.35mm及び鉛50mm（前処理フィルタ１，２）
　　：鉄6.35mm及び鉛40mm（前処理フィルタ３）
　　：鉄25.4mm（吸着塔１～５）
評価地点までの距離：約330m
線　源　の　標　高：T.P.約39m
評　　価　　結　　果：約8.53×10^{-3}mSv/年

表２．２．２－９　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm³）				
	前処理フィルタ２	前処理フィルタ３	吸着塔１	吸着塔４	吸着塔５
Cs-134	1.34E+05	0.00E+00	1.95E+03	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	2.47E+05	0.00E+00	5.83E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.58E+02	0.00E+00
Ag-110m	7.93E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+01
Sr-89	0.00E+00	2.32E+02	1.77E+02	0.00E+00	0.00E+00
Sr-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	0.00E+00	0.00E+00
Y-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	1.97E+03	1.35E+03
Co-60	4.35E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.35E+01

2.2.2.2.13 放射性物質分析・研究施設第1棟

放射性物質分析・研究施設第 1 棟については,分析対象物の表面線量率を設定し,核種をCo−60 として線源の放射能強度を決定し,3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：1.1×10^{8} Bq（固体廃棄物払出準備室）
3.7×10^{7} Bq（液体廃棄物一時貯留室）
2.2×10^{8} Bq（ライブラリ保管室）
5.3×10^{11} Bq（鉄セル室）
9.3×10^{5} Bq（グローブボックス室）
1.3×10^{6} Bq（フード室）
1.7×10^{9} Bq（パネルハウス室）
1.8×10^{10} Bq（小型受入物待機室）
3.7×10^{5} Bq（測定室）

遮 蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ 約 250mm～約 700mm,
密度 約 2.1g/cm^3
ライブラリ保管室の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 150mm,
密度 約 7.8g/cm^3
鉄セル 鉄 厚さ 約 300mm, 密度 約 7.8g/cm^3
パネルハウス室の待機中の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 100mm, 密度 約 7.8g/cm^3
小型受入物待機室 鉄 厚さ 約 150mm, 密度 約 7.8g/cm^3

評価点までの距離：約 540m
線 源 の 標 高：T.P.約 40m
線 源 の 形 状：直方体,円柱,点
評 価 結 果：約 0.0001mSv／年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.14　大型機器除染設備

大型機器除染設備については，除染廃棄物を線源として，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN2により求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は，除染廃棄物保管エリアの壁による遮蔽を考慮する。

容　　量：約3m^3
放射能強度：表２．２．２－１０参照
遮　　蔽：鉄（密度7.8g/cm^3）10mm～30mm
評価地点までの距離：約700m
線源の標高：T.P.約34m
線源形状：円柱
かさ密度：2.31g/cm^3
評価結果：約6.19×10^{-4}mSv/年

表２．２．２－１０　評価対象核種及び放射能濃度

ケース①主要な汚染がRO濃縮水の場合

核種	放射能濃度（Bq／kg）
Mn-54	1.2E+06
Co-60	3.4E+05
Sr-90	3.1E+09
Ru-106	1.9E+06
Sb-125	6.5E+06
Cs-134	8.7E+05
Cs-137	1.5E+06

ケース②主要な汚染がCoの場合

核種	放射能濃度（Bq／kg）
Co-60	7.5E+06

ケース③主要な汚染がCsの場合

核種	放射能濃度（Bq／kg）
Cs-137	1.1E+08

2.2.2.2.15　増設雑固体廃棄物焼却設備

増設雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN2により求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。

容　　量：雑固体廃棄物：約1050m^3
　　焼却灰：約200m^3
放射能強度：表２．２．２－１１参照
遮　　蔽：コンクリート（密度2.15g/cm^3）200mm～650mm
評価地点までの距離：約500m
線源の標高：T.P.約32m
線源形状：直方体
かさ密度：雑固体廃棄物：0.3g/cm^3
　　焼却灰：0.5g/cm^3
評価結果：約0.0001mSv／年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－１１　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	1.0E+00	1.7E+01
Co-58	4.8E-03	8.0E-02
Co-60	2.9E+00	4.8E+01
Sr-89	3.9E-02	6.5E-01
Sr-90	2.5E+02	4.2E+03
Ru-103	3.6E-05	6.0E-04
Ru-106	9.6E+00	1.6E+02
Sb-124	5.1E-03	8.5E-02
Sb-125	9.0E+00	1.5E+02
I-131	9.6E-26	1.6E-24
Cs-134	8.7E+01	1.5E+03
Cs-136	6.3E-18	1.1E-16
Cs-137	2.4E+02	4.0E+03
Ba-140	4.2E-16	7.0E-15
合計	6.0E+02	1.0E+04

2.2.2.2.16　浄化ユニット

浄化ユニットについては，各機器に表２．２．２－１２に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表２．２．２－１２参照
遮蔽：鉄8ｍｍ
評価地点までの距離：約750ｍ
線源の標高：T.P.約27ｍ
評価結果：約1.47×10^{-4}mSv/年

表２．２．２－１２　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量（Bq/cm^3）
	吸着塔タイプ２
Cs-134	9.84E+02
Cs-137	3.32E+03
Ba-137m	3.32E+03
Sr-90	5.66E+03
Y-90	5.66E+03

2.2.2.2.17　貯留タンク，中間タンク

貯留タンク，中間タンクについては，各タンク群に表２．２．２－１３に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

ａ．貯留タンク（ＨＩＪタンク群）

放射能濃度：表２．２．２－１３参照
遮蔽：鉄9ｍｍ
評価点までの距離：約780ｍ
線源の標高：T.P.約27ｍ
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

ｂ．貯留タンク（Ｋタンク群）

放　射　能　濃　度：表２．２．２－１３参照
遮　　蔽：鉄 12ｍｍ
評価点までの距離：約 810m
線　源　の　標　高：T.P.約 27m
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

ｃ．中間タンク（Ｎタンク群）

放　射　能　濃　度：表２．２．２－１３参照
遮　　蔽：鉄 12ｍｍ
評価点までの距離：約 760m
線　源　の　標　高：T.P.約 27m
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－１３　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量（Bq/cm^3）
	各タンク群
Mn-54	3.434E-03
Co-60	8.312E-03
Sr-90	7.780E+00
Ru-106	1.605E-02
Sb-125	7.280E-03
Cs-134	5.356E-02
Cs-137	1.696E-01

2.2.2.2.18　油処理装置

油処理装置については，各機器に表２．２．２－１４に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容　　量：原水　：約12m^3
処理水：約4m^3
放射能強度：表２．２．２－１４参照
遮　　蔽：側面：SUS304（9mm，6mm，4mm）
上面：SUS316（4mm），SUS304（6mmまたは4mm）
評価地点までの距離：約1330m
線源の標高：T.P.約9m
評価結果：約0.0001mSv／年未満
※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－１４　評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度（Bq／cm^3）						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
原水	5.9E+03	2.8E+04	8.9E+01	8.4E+01	7.1E+02	1.1E+03	2.0E+04
処理水	8.4E+02	4.0E+03	1.3E+01	1.2E+01	1.1E+02	1.6E+02	2.8E+03

2.2.2.2.19　減容処理設備

減容処理設備については，減容処理対象物の表面線量率を設定し，核種をCo-60として線源の放射能強度を決定し，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容　　量：金属廃棄物　約214m^3
コンクリート廃棄物　約46m^3
放射能強度：表２．２．２－１５参照
遮　　蔽：コンクリート（密度2.15g/cm^3）200mm～500mm
鉄（密度7.8g/cm^3）3.2mm，50mm
評価地点までの距離：約350m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体，円柱

か　　さ　　密　　度：金属廃棄物 0.4g/cm^3（減容処理前）
0.8g/cm^3（減容処理後）
コンクリート廃棄物 0.6g/cm^3（減容処理前）
1.2g/cm^3（減容処理後）
評　　価　　結　　果：約 2.64×10^{-3}mSv/年

表２．２．２－１５　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq/kg）	
	金属廃棄物	コンクリート廃棄物
Co-60	2.43E+06	2.09E+06

2.2.2.3　敷地境界における線量評価結果

各施設からの影響を考慮して敷地境界線上の直接線・スカイシャイン線を評価した結果（添付資料－４），最大実効線量は評価地点 No.71 において約 0.59mSv/年となる。



図２．２．２－１　直接線ならびにスカイシャイン線の線量評価地点

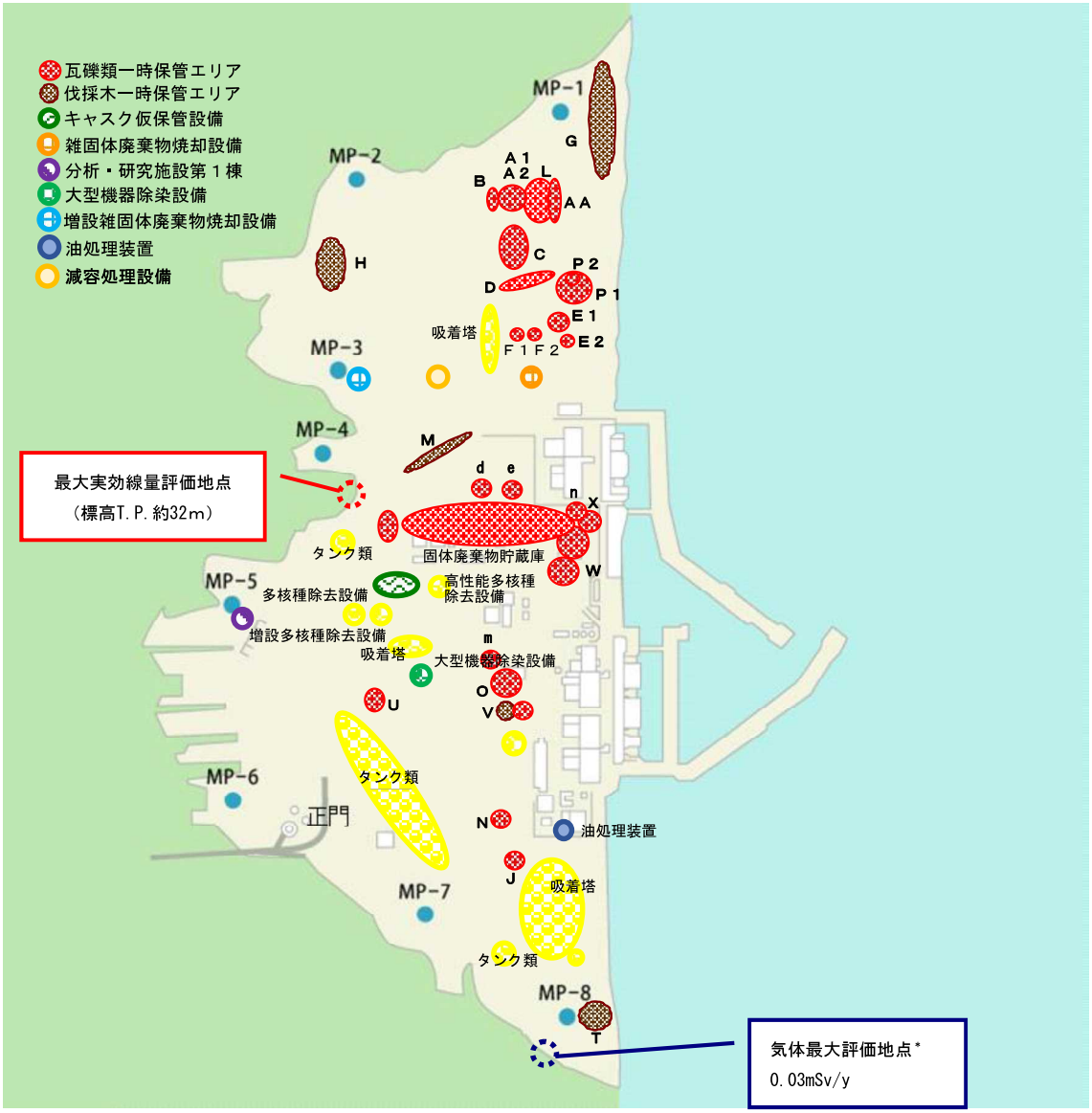


図２．２．２－２　敷地境界線上の最大実効線量評価地点

＊：1～4 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため，1～4 号機原子炉建屋からの放出量により評価

2.2.2.4　添付資料

添付資料－１　使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について

添付資料－２　瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

添付資料－３　実態に近づける線量評価方法について

添付資料－４　敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

添付資料－５　多核種除去設備，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について

添付資料－６　サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫における
セシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について

1. 保管上の制限内容

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置および第二セシウム吸着装置の吸着塔の線源条件については，滞留水中の放射能濃度が低下してきていることに伴って吸着塔内のセシウム吸着量も運転当初から変化していると考えられることから，吸着塔側面の線量率の実測値に基づき，実態を反映した線源条件とした。2.に後述するように，セシウム吸着装置吸着塔についてはK1～K7の7段階に，第二セシウム吸着装置吸着塔についてはS1～S4の4段階に区分し，図１～３のように第一・第四施設および大型廃棄物保管庫の配置モデルを作成し,敷地境界線量に対する2.2.2.2.1(1)に示した評価値を求めた。よって，保管後の線量影響が評価値を超えぬよう，図１～３を保管上の制限として適用することとする。

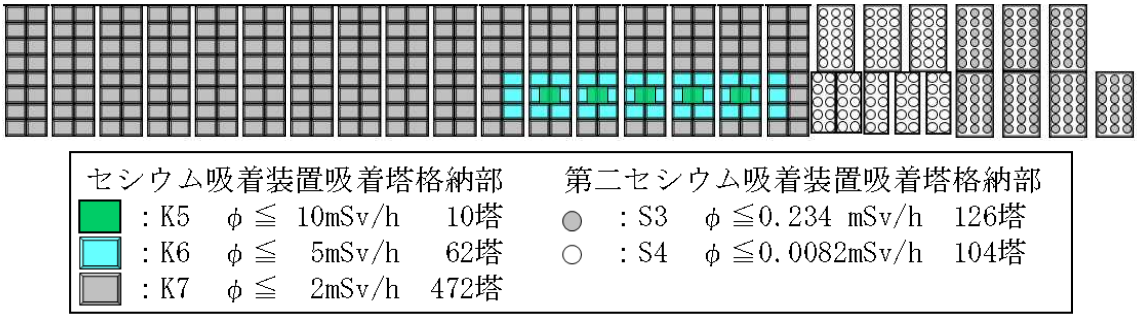


図１　第一施設の吸着塔格納配置計画（φ：吸着塔側面線量率）

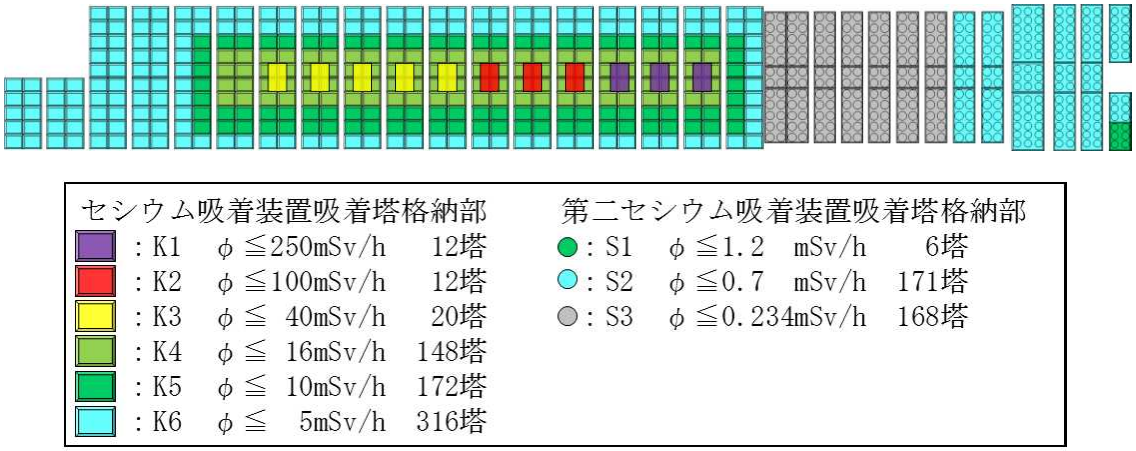


図２　第四施設の吸着塔格納配置計画（φ：吸着塔側面線量率）

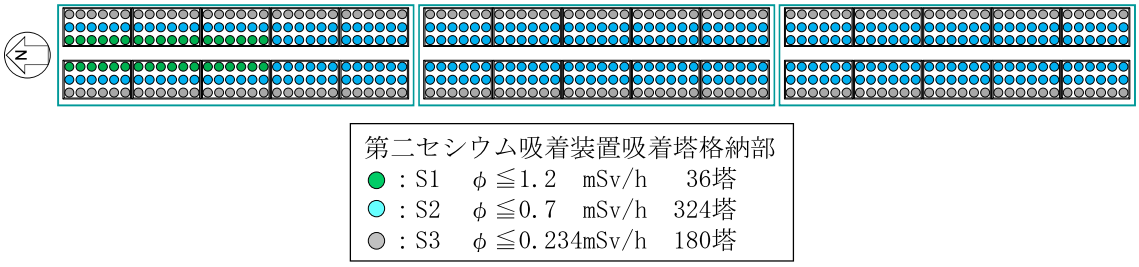


図３　大型廃棄物保管庫の吸着塔格納配置モデル（φ：吸着塔側面線量率）

なお，図１～３の配置の結果，各施設が敷地境界に及ぼす線量は，第一施設については No.7，第四施設については No.70，大型廃棄物保管庫については No.78 への影響が最大になるとの評価結果を得ている。

2. 吸着塔の側面線量率の実態を反映した線源条件の設定

2.1　セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

敷地境界線量評価用の線源条件として，別添－１所載の初期の使用済吸着塔側部の線量率測定結果を参考に，表１に示す K1～K7 に線源条件を分類した。低線量側の K4～K7 については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。低線量側吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，K1～K3 の高線量側吸着塔は，すべて SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，３インチ遮蔽でモデル化して，吸着塔側面線量率が表の値となるように線源条件を設定した。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
K1	約 1.0×10^{14}	約 1.9×10^{11}	約 1.2×10^{14}	250
K2	約 4.0×10^{13}	約 7.6×10^{10}	約 4.9×10^{13}	100
K3	約 1.6×10^{13}	約 3.0×10^{10}	約 1.9×10^{13}	40
K4	約 6.9×10^{14}	約 1.3×10^{12}	約 8.3×10^{14}	16
K5	約 4.3×10^{14}	約 8.1×10^{11}	約 5.2×10^{14}	10
K6	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
K7	約 8.6×10^{13}	約 1.6×10^{11}	約 1.0×10^{14}	2

上記のカテゴリーを図１，２のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図に K1～K7 として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は，表２の格納制限の値となる。同表に，2022 年 3 月 31 日までに発生したセシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれのカテゴリーでも，より高い線量側のカテゴリーに保管容量の裕度を確保しており，当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。なお，同じエリアに格納されるセシウム吸着装置吸着塔以外の吸着塔の線量率も最大で 2.5mSv/時（2 塔，他は 2mSv/時以下）にとどまっており，K6～K7 に割り当てた容量で格納できる。

表２　セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
評価設定(mSv/時)	250	100	40	16	10	5	2
格納制限(mSv/時)	250≧φ	100≧φ	40≧φ	16≧φ	10≧φ	5≧φ	2≧φ
線量範囲(mSv/時)※	250≧φ＞100	100～40	40～16	16～10	10～5	5～2	2 以下
保管数※※	9	5	17	79	173	79	413
保管容量※※※	12	12	20	148	182	378	472

※：K2～K7 の線量範囲（不等号の適用）は K1 に準ずる。　（2022 年 3 月 31 日現在）
※※：線量未測定の 4 本を含まず。　※※※：第一・第四施設の合計。

2.2　第二セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

平成 31 年 4 月 24 日までに一時保管施設に保管した 216 本のうち，平成 23 年 8 月の装置運転開始から一年間以内に保管したもの 50 本，それ以降平成 28 年度までに保管したもの 136 本，平成 29 年度以降に保管したもの 30 本の吸着塔側面線量率（図４参照）の平均値はそれぞれ 0.65mSv/時，0.11mSv/時，0.28mSv/時であった。この実績を包絡する線源条件として，側面線量率が実績最大の 1.2mSv/時となる値（S1），0.7mSv/時となる値（S2），および S2 の 1/3 の値（S3）を用いることとし，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウ

ム吸着量を表３のように設定した。第二セシウム吸着装置吸着塔を格納するエリアには，線量率が大幅に低い高性能多核種除去設備吸着塔も格納することから，そのエリアについてはS4として線源設定することとした。高性能多核種除去設備から発生する使用済み吸着塔で想定線量が最大である多核種吸着塔（1～3塔目）をモデル化した場合と，第二セシウム吸着装置吸着塔でモデル化した場合の評価結果比較により，より保守的な評価（高い敷地境界線量）を与えた後者でS4をモデル化することとした。

上記のカテゴリーを図１～３のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図にS1～S4として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は，表４の格納制限の値となる。同表に，平成31年4月24日までに発生した第二セシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれのカテゴリーでも，より高い線量側のカテゴリーに保管容量の裕度を確保しており，当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。

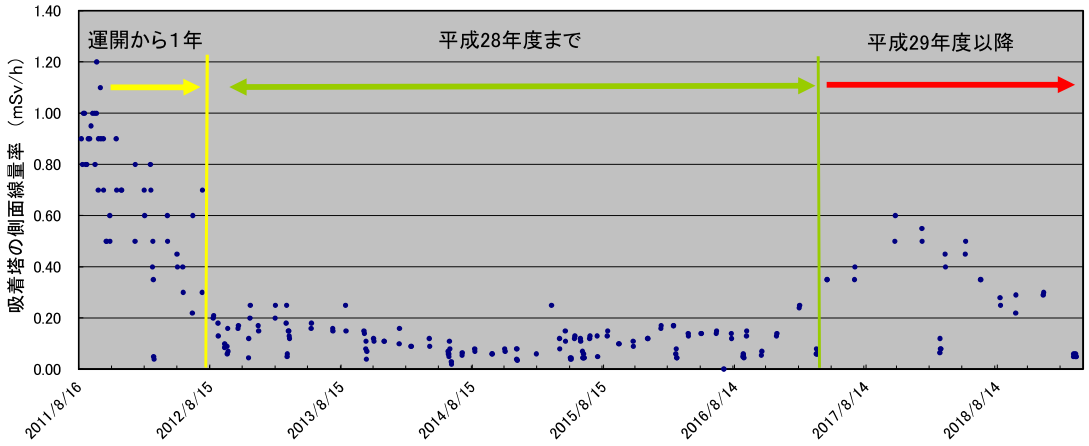


図４　一時保管施設に保管した第二セシウム吸着装置吸着塔の発生時期と側面線量率分布

表３　第二セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
S1	5.1×10^{15}	5.1×10^{15}	1.2
S2	3.0×10^{15}	3.0×10^{15}	0.7
S3	1.0×10^{15}	1.0×10^{15}	0.234
S4	3.5×10^{13}	3.5×10^{13}	0.0082

表４　第二セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	S1	S2	S3	S4
評価設定(mSv/時)	1.2	0.7	0.234	0.0082
格納制限(mSv/時)	1.2≧φ	0.7≧φ	0.234≧φ	0.0082≧φ
線量範囲(mSv/時)※	1.2≧φ＞0.7	0.7～0.234	0.234～0.0082	0.0082 以下
保管数※※	0	19	197	0※※※※
保管容量※※※	6	171	294	104

※：S2～S4 の線量範囲（不等号の適用）は S1 に準ずる。（平成 31 年 4 月 24 日現在）

※※：保管後の再測定によるカテゴリー変更を反映。※※※：第一・第四施設の合計。

※※※※：高性能多核種除去設備及び RO 濃縮水処理設備の吸着塔 95 本の側面線量率はいずれも 0.0082mSv/時未満である。

3．被ばく軽減上の配慮

第一･第四施設に格納する,他のものより大幅に線量が高いセシウム吸着装置吸着塔は,関係作業者が通行しうるボックスカルバート間の通路に面しないように配置する計画とした。また通路入口部に通路内の最大線量率を表示して注意喚起することにより，無駄な被ばくを避けられるようにすることとする。

大型廃棄物保管庫においては，通常の巡視時の被ばく軽減を期して，図３に示す東西端の列には低線量の吸着塔を配置する計画とする。

別添－１

初期のセシウム吸着装置使用済吸着塔の線源設定について

当初設計では，吸着塔あたりの放射能濃度を表１に示すように推定し，この場合の吸着塔側面線量率を，MCNP コードによる評価により 14mSv/時と評価した。使用済吸着塔の側面線量率から，低線量吸着塔（10mSv/時未満），中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満），高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類したところ，側面線量率の平均値はそれぞれ 5，12.9，95mSv/時であった。低・中線量吸着塔については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。また，低・中線量吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，高線量吸着塔は，すべて前段の SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，これをモデル化して，側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。これらの値は，平成 26 年度末までの敷地境界線量に及ぼす吸着塔一時保管施設の影響の評価に用いた。

平成 23 年 6 月からの 3 か月ごとの期間に発生した使用済吸着塔の低，中，高線量吸着塔の割合を図１に示す。運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが，滞留水中の放射能濃度低下に伴い，低線量吸着塔の割合が高くなっている。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	約 6.0×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 7.3×10^{14}	14（計算値）
低線量吸着塔	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
中線量吸着塔	約 5.6×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 6.7×10^{14}	12.9
高線量吸着塔	約 3.8×10^{13}	約 7.2×10^{10}	約 4.6×10^{13}	95

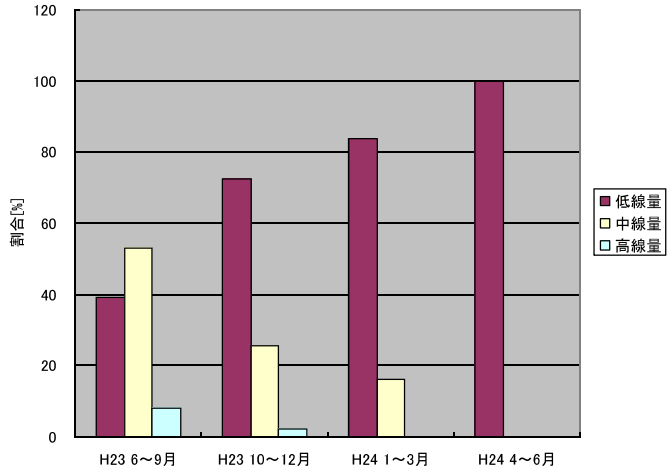


図１　使用済セシウム吸着装置吸着塔の発生時期による割合の変化

添付資料－２

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち，瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため，各エリアの線源形状をモデル化し，ＭＣＮＰコードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち，保管される廃棄物の形状が多種多様で，一時保管エリアを設定する時点で，線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては，線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。（図１）

なお，円柱にモデル化している一時保管エリアについては，保管完了後に実績を反映し，線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表１に示す。

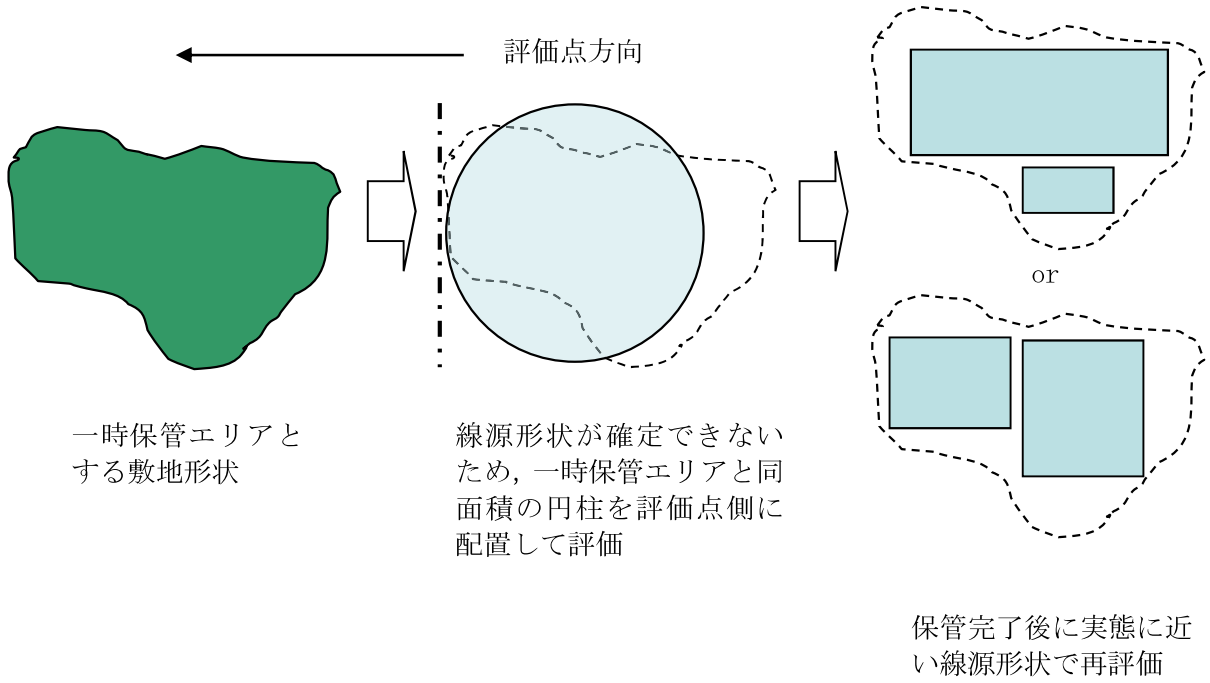


図１　線量評価イメージ

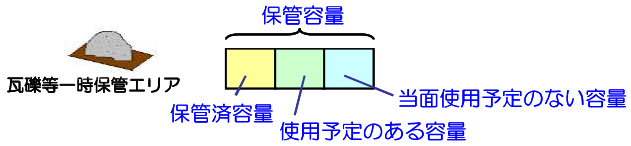
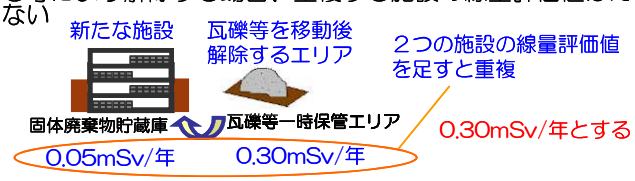
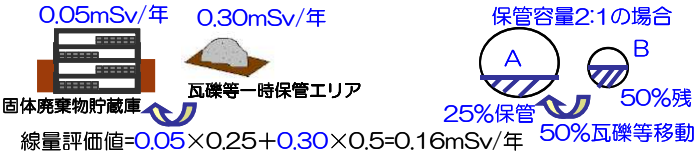
表１　詳細評価実施エリア

エリア名称
一時保管エリアＡ１ （ケース２）
一時保管エリアＡ２ （ケース２）
一時保管エリアＢ
一時保管エリアＣ
一時保管エリアＤ
一時保管エリアＥ１
一時保管エリアＥ２
一時保管エリアＦ１
一時保管エリアＦ２
一時保管エリアＧ
一時保管エリアＨ
一時保管エリアＪ
一時保管エリアＮ
一時保管エリアＯ
一時保管エリアＰ１
一時保管エリアＰ２
一時保管エリアＴ
一時保管エリアＶ
一時保管エリアＷ
一時保管エリアＸ
一時保管エリアＡＡ
一時保管エリアｄ
一時保管エリアｅ
一時保管エリアｍ
一時保管エリアｎ

実態に近づける線量評価方法について

現状の瓦礫類・伐採木の一時保管エリアにおける敷地境界線量評価は，施設やエリアを枠取りの考え方で，受け入れ上限値の線量を有する廃棄物が保守的にあらかじめ満杯になった条件で実施しており，実際の運用と比較すると保守的な評価となっている。このため，実測線量率に基づいた線源条件により敷地境界線量の再評価を行い，より実態に近づけるものとする。

以下に，具体的な線量評価方法を示す。

	説明（数字は一例）	効果
方法１	保管エリアの中で、定置済の瓦礫は実測評価、今後使用予定の分は受け入れ上限値評価、当面使用予定のない分は評価値から除外する 	満杯になったとした設計値評価に対して実態に近い保管容量で評価可能である
方法２	新たな固体廃棄物貯蔵庫設置に伴い瓦礫等一時保管エリアを移動する等により解除する場合、重複する施設の線量評価値はカウントしない 	線量評価値の重複による過度の保守性をなくすことができる
方法３	保管エリア間で瓦礫等を移動する場合、各々のエリアの線量評価値×保管容量におけるエリア占有率を線量評価値とする 	物量の出入りを反映するため実態に近い線量評価が可能である

一時保管エリアＬについては，方法１を適用して敷地境界の線量評価を行った。

なお，今後は，その他の一時保管エリアについても，実測値による評価以外の線量評価方法（方法１～３のいずれか）を必要に応じて適用していく。

添付資料－４

敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

敷地境界評価地点	評価地点の標高「m」	敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線「単位：mSv/年」
No.1	T.P.約4	0.06
No.2	T.P.約18	0.11
No.3	T.P.約18	0.10
No.4	T.P.約19	0.18
No.5	T.P.約16	0.28
No.6	T.P.約16	0.29
No.7	T.P.約21	0.52
No.8	T.P.約16	0.31
No.9	T.P.約14	0.16
No.10	T.P.約15	0.09
No.11	T.P.約17	0.18
No.12	T.P.約17	0.14
No.13	T.P.約16	0.13
No.14	T.P.約18	0.14
No.15	T.P.約21	0.13
No.16	T.P.約26	0.11
No.17	T.P.約34	0.15
No.18	T.P.約37	0.09
No.19	T.P.約33	0.03
No.20	T.P.約37	0.04
No.21	T.P.約38	0.03
No.22	T.P.約34	0.02
No.23	T.P.約35	0.02
No.24	T.P.約38	0.03
No.25	T.P.約39	0.03
No.26	T.P.約32	0.02
No.27	T.P.約31	0.02
No.28	T.P.約39	0.04
No.29	T.P.約39	0.12
No.30	T.P.約39	0.12
No.31	T.P.約39	0.04
No.32	T.P.約31	0.01
No.33	T.P.約33	0.01
No.34	T.P.約38	0.02
No.35	T.P.約38	0.02
No.36	T.P.約39	0.05
No.37	T.P.約39	0.13
No.38	T.P.約39	0.13
No.39	T.P.約39	0.04
No.40	T.P.約32	0.01
No.41	T.P.約31	0.01
No.42	T.P.約39	0.03
No.43	T.P.約39	0.11
No.44	T.P.約39	0.11
No.45	T.P.約39	0.04
No.46	T.P.約30	0.01
No.47	T.P.約32	0.01
No.48	T.P.約39	0.03
No.49	T.P.約39	0.03
No.50	T.P.約35	0.02

敷地境界評価地点	評価地点の標高「m」	敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線「単位：mSv/年」
No.51	T.P.約32	0.02
No.52	T.P.約39	0.03
No.53	T.P.約39	0.16
No.54	T.P.約39	0.16
No.55	T.P.約39	0.04
No.56	T.P.約33	0.01
No.57	T.P.約39	0.02
No.58	T.P.約39	0.04
No.59	T.P.約39	0.09
No.60	T.P.約41	0.05
No.61	T.P.約42	0.02
No.62	T.P.約38	0.02
No.63	T.P.約44	0.04
No.64	T.P.約44	0.07
No.65	T.P.約41	0.14
No.66	T.P.約40	0.53
No.67	T.P.約39	0.31
No.68	T.P.約37	0.42
No.69	T.P.約36	0.27
No.70	T.P.約35	0.57
No.71	T.P.約32	0.59
No.72	T.P.約29	0.52
No.73	T.P.約29	0.25
No.74	T.P.約35	0.11
No.75	T.P.約31	0.08
No.76	T.P.約31	0.12
No.77	T.P.約15	0.43
No.78	T.P.約19	0.49
No.79	T.P.約19	0.25
No.80	T.P.約19	0.08
No.81	T.P.約35	0.12
No.82	T.P.約38	0.22
No.83	T.P.約40	0.12
No.84	T.P.約41	0.05
No.85	T.P.約37	0.03
No.86	T.P.約33	0.05
No.87	T.P.約26	0.06
No.88	T.P.約22	0.15
No.89	T.P.約20	0.35
No.90	T.P.約20	0.49
No.91	T.P.約20	0.34
No.92	T.P.約21	0.51
No.93	T.P.約20	0.53
No.94	T.P.約28	0.41
No.95	T.P.約21	0.27
No.96	T.P.約19	0.15
No.97	T.P.約15	0.06
No.98	T.P.約23	0.08
No.99	T.P.約25	0.04
No.100	T.P.約-1	0.02

添付資料－５

多核種除去設備，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について

1. 多核種除去設備の線量評価条件について

1.1 評価対象設備・機器

多核種除去設備の評価対象設備・機器を表１に示す。

表１　評価対象設備・機器（多核種除去設備）

設備・機器		評価対象とした機器数（基数×系列）	放射能条件	遮へい体
前処理設備１（鉄共沈処理）	バッチ処理タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	循環タンク	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉄 100mm
	デカントタンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	循環タンク弁スキッド	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 18mm
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 8mm（配管周囲） 鉛 9mm（スキッド周囲）
	スラリー移送配管	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 18mm
	スラリー移送配管（40A-30m）	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 8mm
前処理設備２（炭酸塩沈殿処理）	共沈タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	供給タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	鉛 4mm（配管周囲） 鉛 9mm（スキッド周囲）
	スラリー移送配管（40A-40m）	1×3	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	鉛 4mm
多核種除去装置	吸着塔（吸着材２）	1×3	吸着材２	鉄 50mm
	吸着塔（吸着材３）	1×3	吸着材３	
	吸着塔（吸着材６）	1×3	吸着材６	
	吸着塔（吸着材５）	1×3	吸着材５	
	処理カラム（吸着材７）	1×3	吸着材７	なし
高性能容器（HIC）	スラリー（鉄共沈処理）用	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉄 112mm
	スラリー（炭酸塩沈殿処理）用	1×3	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	鉄 112mm
	吸着材２用	1	吸着材２※	鉄 112mm
	吸着材３用	1	吸着材３※	鉄 112mm
	吸着材６用	1	吸着材６※	鉄 112mm
	吸着材５用	1	吸着材５※	鉄 112mm

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能容器収容時には，最大吸着量で評価を実施。

1.2　放射能条件の設定

多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- スラリーは，クロスフローフィルタで濃縮されることから，スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮する。スラリー（鉄共沈処理）の濃度は，約 70g/L～約 84g/L の平均値である約 77g/L より設定し，スラリー（炭酸塩沈殿処理）の濃度は，初期の設計では最大約 305g/L としているが運転実績より知見が得られたことから，約 195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- 各吸着材の吸着量は，吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると，最大吸着量の概ね 10%～100%の間で推移し，平均的には最大吸着量の 55%程度となる。よって，各吸着材の放射能濃度は，平均的な吸着量を考慮して設定。
- スラリー，吸着材の放射能濃度は，想定される濃度に対して，保守的に 30%を加算して評価を行う。

2. 増設多核種除去設備の線量評価条件

2.1 評価対象設備・機器

増設多核種除去設備の評価対象設備・機器を表２に示す。

表２　評価対象設備・機器（増設多核種除去設備）

	設備・機器	評価上考慮する基数×系列	放射能条件	遮へい体
処理水受入	処理水受入タンク	1×1	汚染水	なし
前処理設備	共沈･供給タンクスキッド	1×3	汚染水	鉄：40～80mm
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー	鉄：20～60mm
	スラリー移送配管	1×3	スラリー	鉄：28mm
	反応／凝集槽	1×2	沈殿物混合水	鉄：20～40mm
	沈殿槽	1×2	上部：上澄み水 下部：沈殿物	鉄：20～40mm
	上澄み水タンク	1×2	上澄み水	なし
多核種吸着塔	吸着塔（吸着材１）	1×3	吸着材１	鉄：30～80mm
	吸着塔（吸着材２）	1×3	吸着材２	
	吸着塔（吸着材４）	1×3	吸着材４	
	吸着塔（吸着材５）	1×3	吸着材５	
高性能容器（HIC）	スラリー（前処理）	1×3	スラリー	コンクリート及びハッチ（鉄：120mm）
	吸着材（吸着材１）	1×1	吸着材１※	
	吸着材（吸着材２）	1×1	吸着材２※	
	吸着材（吸着材４）	1×1	吸着材４※	
	吸着材（吸着材５）	1×1	吸着材５※	

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能容器収容時には，最大吸着量で評価を実施。

2.2　放射能条件の設定

増設多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- スラリーは，クロスフローフィルタで濃縮されることから，スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮し，スラリーの濃度は，195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- 各吸着材の吸着量は，吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると，最大吸着量の概ね 10%～100%の間で推移し，平均的には最大吸着量の 55%程度となる。よって，各吸着材の放射能濃度は，平均的な吸着量を考慮して設定。
- スラリー，吸着材の放射能濃度は，想定される濃度に対して，保守的に 30%を加算して評価を行う。
- 沈殿槽下部の沈殿物はスラリーであるが，増設多核種除去設備設置以降の処理対象水（汚染水）の放射能濃度低減を踏まえて Sr-89,Sr-90,Y-90,Mn-54,Co-60 濃度をスラリーの 1/10 に設定する。
- 反応／凝集槽の沈殿物混合水は沈殿槽から返送する沈殿物と，処理対象水（汚染水）の混合水であり，混合比率を踏まえて沈殿物の放射能濃度の 1/2 に設定する。
- 上澄み水タンク及び沈殿槽上部の上澄み水は沈殿槽で沈殿物を除いた後の上澄み水であり，沈殿物の放射能濃度の 1/10 に設定する。

3. 高性能多核種除去設備の線量評価条件

3.1 評価対象設備・機器

高性能多核種除去設備の評価対象設備・機器を表３に示す。

表３　評価対象設備・機器（高性能多核種除去設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1 塔目	1	前処理フィルタ 1 塔目
	2 塔目	1	前処理フィルタ 2 塔目
	3～4 塔目	2	前処理フィルタ 3～4 塔目
多核種吸着塔	1～3 塔目	3	多核種除去塔 1～3 塔目
	4～5 塔目	2	多核種除去塔 4～5 塔目
	6～8 塔目	3	多核種除去塔 6～8 塔目
	9～10 塔目	2	多核種除去塔 9～10 塔目
	11～13 塔目	3	多核種除去塔 11～13 塔目

3.2　放射能条件の設定

高性能多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

・ 吸着材の放射能濃度は，各フィルタ・吸着塔の入口濃度から除去率，通水量（機器表面線量が 1mSv/h 以下となるよう設定）を考慮して算出した値に保守的に 30%を加算して評価を行う。
・ 多核種吸着塔１～５塔目の線源は，Cs の吸着量分布を考慮し，吸着塔の高さ方向に均等５分割し，各層に線源を設定する。

以上

添付資料－６

サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

1. サブドレン他浄化設備の線量評価条件

1.1 評価対象設備・機器

サブドレン他浄化設備の評価対象設備・機器を表１に示す。なお，吸着塔に収容する吸着材の構成は，最も保守的なケースとして，吸着塔１～３をセシウム・ストロンチウム同時吸着塔，吸着塔４をアンチモン吸着塔，吸着塔５を重金属塔として評価した。

表１　評価対象設備・機器（サブドレン他浄化設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1～2 塔目	4	前処理フィルタ 1～2 塔目
	3 塔目	2	前処理フィルタ 3 塔目
吸着塔	1～3 塔目	6	吸着塔 1～3 塔目
	4 塔目	2	吸着塔 4 塔目
	5 塔目	2	吸着塔 5 塔目

1.2 放射能条件の設定

サブドレン他浄化設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- 前処理フィルタ及び吸着塔は，各々が交換直前で放射性物質の捕捉量又は吸着量が最大になっているものとする。
- 前処理フィルタ１～２は，フィルタ２塔に分散する放射性物質の全量が前処理フィルタ２で捕捉されているものとする。
- 吸着塔１～３は，吸着塔３塔に分散する放射性物質の全量が吸着塔１で吸着されているものとする。
- 吸着塔のうちアンチモン吸着塔，重金属塔は除外可能とし，セシウム・ストロンチウム同時吸着塔は最大５塔まで装填可能とするが，表１が最も保守的なケースとなる。

以上

2.2.3　放射性液体廃棄物等による線量評価

2.2.3.1　線量評価の方法

(1)評価対象核種

ALPS 処理水については，トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種を評価対象とする。なお，トリチウム以外の対象放射性核種の選定の考え方は，「3.2.1.2.3 (5)排水管理の方法」を参照。

サブドレン他浄化設備の処理済水は，Cs-134，Cs-137，Sr-90，H-3（以下，「主要核種」という），及びその他 37 核種（計 41 核種※）を評価対象核種とする。

（※　41 核種は，「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）

５・６号機滞留水の処理済水について，浄化装置，浄化ユニット及び淡水化装置にて浄化処理した水は，41 核種のうち線量評価上有意な主要核種とし，浄化ユニットにて浄化処理した水は，41 核種のうち線量評価上有意な主要核種及び Co-60 とする。

その他の放射性液体廃棄物等の評価対象核種は，41 核種のうち線量評価上有意な主要核種とする。

(2)線量評価の方法

排水する系統の実効線量は，排水する系統ごとに評価対象核種の放射性物質濃度の告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度との比（以下，「告示濃度限度比」という）の和から求め，最大の告示濃度限度比の和を排水の実効線量とする。

散水による実効線量は，散水した水のγ線に起因する敷地境界の実効線量，及び散水した水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量を考慮する。

2.2.3.2　各系統における線量評価

(1)評価対象の系統

以下の系統について線量評価を行う。

○排水する系統

- ALPS 処理水
- 地下水バイパス水
- 堰内雨水
- サブドレン他水処理施設の処理済水

○散水する系統

- 堰内雨水
- ５・６号機滞留水の処理済水

(2)排水による線量評価

ALPS 処理水については，排水前に，トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満であることを測定等により確認する。また，排水にあたっては，海水による希釈（100 倍以上）を行い，排水中のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満となるよう管理しながら排水するため，トリチウムの寄与分については運用の上限値である 1,500 Bq/L を告示で定めるトリチウムの濃度限度で除し，それ以外の全ての核種の寄与分については告示濃度限度比総和 1 としたものを海水による最小の希釈倍率（100 倍）で除した上で，それぞれの和による実効線量は 0.035mSv／年となる。

地下水バイパス水については，次の運用目標を満足していることを確認の上，排水するため，実効線量は 0.22mSv／年となる。

運用目標

Cs-134	1	Bq/L
Cs-137	1	Bq/L
Sr-90※	5	Bq/L
H-3	1,500	Bq/L

（※　Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）

サブドレン他浄化設備の処理済水については，次の運用目標を満足していることを確認の上，排水するため，主要核種の排水による実効線量は最大でも 0.15mSv／年となる。

運用目標

Cs-134	1	Bq/L
Cs-137	1	Bq/L
Sr-90※	3(1)	Bq/L
H-3	1,500	Bq/L

（※　Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）

なお，１～４号機建屋近傍から地下水を汲み上げており比較的放射性物質濃度が高いサブドレン他浄化設備の処理済水（処理対象の全てのピット）について，その他 37 核種※の検出限界濃度を下げて分析した結果，多くの核種が検出限界濃度未満であった。仮に検出限界値未満の核種についても検出限界濃度を用いて告示濃度限度比の和を評価したところ 0.0034 mSv／年未満となり，告示濃度限度比の和が極めて小さくなることを確認した。また，この試料について，主要核種の告示濃度限度比の和は，0.011mSv／年未満となった。（※　測定データの詳細は，「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理　添付資料－２」を参照）

この実測データに基づき，仮に主要核種が運用目標まで上昇した場合，それと同様な割合でその他 37 核種も上昇するものと仮定して，その他 37 核種の線量評価を行う。実測値に基づくその他 37 核種／主要核種の比が 0.31 であるので，これに主要核種による最大の実効線量 0.15mSv／年を乗じ，その他 37 核種の実効線量は 0.047mSv／年となった。よって，サブドレン他浄化設備の処理済水の排水による実効線量は，0.20mSv／年となった。

その他の排水する系統については，実効線量が 0.22mSv／年以下となることを確認の上，排水する。

従って，放射性液体廃棄物等による実効線量は，上記のうち最大となる 0.22mSv／年とする。

(3)散水による線量評価

５・６号機滞留水を浄化ユニットにて浄化処理した水については，主要核種の実効線量が 0.21mSv／年以下となること，及び前記の測定において，その他の人工のγ線放出核種が検出されていないことを確認の上，散水する。この場合の Co-60 の検出下限値は 1Bq/L 以下であり，Co-60 による実効線量は最大で 0.005mSv/年となる。よって，５・６号機滞留水を浄化ユニットにて浄化処理した水の実効線量は 0.22mSv/年となる。

その他の散水する系統については，実効線量が 0.22mSv／年以下となることを確認の上，散水する。

堰内雨水を散水した水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は 3.3×10^{-2}mSv／年であり，５・６号機滞留水の処理済水を散水した水の地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する敷地境界の実効線量は 4.6×10^{-2}mSv／年である。(詳細は，添付資料－１，添付資料－２を参照)

2.2.3.3　添付資料

添付資料－１　堰内雨水の構内散水における被ばく評価

添付資料－２　５・６号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

添付資料－１

堰内雨水の構内散水における被ばく評価

堰内雨水を構内に散水した場合の被ばく評価を行った。

１．実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

（１）処理水の水質について

雨水処理設備等の浄化試験で堰内雨水を処理した水の分析結果と告示濃度限度に対する割合の和を以下に示す。

	告示濃度（Bq/L）	処理水（Bq/L）
Cs-134	60	ND（<0.58）
Cs-137	90	ND（<0.72）
Sr-90	30	ND（<5.0）
H-3	60000	110
告示濃度限度に対する割合の和※		＜ 0.19

※ $\frac{Cs-134\text{濃度}[Bq/L]}{60[Bq/L]}+\frac{Cs-137\text{濃度}[Bq/L]}{90[Bq/L]}+\frac{Sr-90\text{濃度}^{注}[Bq/L]}{30[Bq/L]}+\frac{H-3\text{濃度}[Bq/L]}{60000[Bq/L]}$

注）Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照

（２）被ばく評価について

＜計算条件＞

・散　水　量：１年間継続して 240,000kg／日を散水したと仮定

・放射能濃度：Cs-134･･･ND（<0.58Bq/L），Cs-137･･･ND（<0.72Bq/L），H-3･･･110Bq/L，
Sr-90･･･ND（<5Bq/L）

・放射性物質は地表 5cm に留まると仮定（ただし，H-3 は，地表に留まることは無いと考えられるため，１日の散水量等より実効線量を算出する）

・散水エリア中心に点線源があると考え、実効線量率定数を用いて距離減衰を加味して評価

作業員への実効線量：散水エリア中心から端までの最短距離…6m

敷地境界における実効線量：散水エリア端から敷地境界までの最短距離…50m

・作業員の滞在時間は，年間 2000 時間と仮定

＜評価結果＞

ａ．作業員への実効線量

① 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

Sr は，Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく，線質についても透過係数が十分に小さいことから，Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T / m^2$$

E_{gw}：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（mSv/年）

A_i：実効線量率定数$\left(\frac{\mu Sv/h}{MBq/m^2}\right)$注1

Cs-134･･･0.211，Cs-137･･･0.0779

B_i：放射能量（Bq）

B_i＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）

T：１年間における作業時間（h/y）2000

m：点線源からの距離（m）

上記による計算の結果，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年間約 2.4×10^{-3}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K \cdot T$$

E_{bw}：H-3 を吸入摂取した場合の実効線量（mSv/年）

C：水蒸気中の H-3 濃度（Bq/L）

C＝H-3 の放射能濃度（Bq/L）×飽和水蒸気量(g/m^3)

飽和水蒸気量：17.2（20℃の場合）

Ma：呼吸率（L/年）注2　　成人で 8.1×10^6

K：吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq) 注3　1.8×10^{-8}

T：１年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 6.3×10^{-5}mSv である。

なお，H-3 は生体組織中での平均飛程が約 0.65μｍであるため，H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

ｂ．敷地境界における一般公衆への実効線量

① 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

Sr は，Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく，線質についても透過係数が十分に小さいことから，Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T / m^2$$

E_{gw}：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（mSv/年）

A_i：実効線量率定数$\left(\frac{\mu Sv/h}{MBq/m^2}\right)$注1

Cs-134・・・0.211，Cs-137・・・0.0799

B_i：放射能量（Bq）

B_i＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）

T：１年間の時間数（h/y）8760

m：点線源からの距離（m）

上記による計算の結果，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年間約 1.5×10^{-4}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K$$

E_{bw}：H-3 を吸入摂取した場合の実効線量（mSv/年）

C：水蒸気中の H-3 濃度（Bq/L）

C＝H-3 の放射能濃度（Bq/L）×飽和水蒸気量(g/m^3)

飽和水蒸気量：17.2（20℃の場合）

Ma：呼吸率（L/年）注2　　成人で 8.1×10^6

K：吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq) 注3　1.8×10^{-8}

上記による計算の結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 2.8×10^{-4}mSv である。H-3 は生体組織中での平均飛程が約 0.65μｍであるため，H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

なお，本評価結果は，距離による減衰を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

また，散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは，散水場所から敷地境界までである程度の距離があり，影響が小さいと考えられるため考慮しない。

２．運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は，１．と同様である。

＜計算条件＞

・放射能濃度：浄化試験データから想定しがたいものの，各評価について，運用範囲（詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）内

において，理論上，評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

① 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

Cs-134･･･8Bq/L，Cs-137･･･8Bq/L，H-3･･･0Bq/L，Sr-90･･･0Bq/L

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

Cs-134･･･0Bq/L，Cs-137･･･0Bq/L，H-3･･･13200Bq/L，Sr-90･･･0Bq/L

＜評価結果＞

ａ．作業員への実効線量

① 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

１．（２）と同様に計算した結果，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年間約 3.1×10^{-2}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

１．（２）と同様に計算した結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 7.6×10^{-3}mSv である。

作業員への実効線量は，放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。運用範囲内においてとりうる放射能濃度の組合せのうち，実効線量の和が最大となる放射能濃度は①の条件となる。以上より，作業員への実効線量は年間約 3.1×10^{-2}mSv である。

ｂ．敷地境界における一般公衆への実効線量

① 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

１．（２）と同様に計算した結果，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年間約 2.0×10^{-3}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

１．（２）と同様に計算した結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 3.3×10^{-2}mSv である。

なお，本評価結果は，距離による減衰を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

また，散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは，散水場所から敷地境界まである程度の距離があり，影響が小さいと考えられるため考慮しない。

敷地境界における一般公衆への実効線量は，放射能濃度に応じて求められる地表に沈着

した放射性物質からのγ線に起因する実効線量とH-3を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。運用範囲内においてとりうる放射能濃度の組合せのうち，実効線量の和が最大となる放射能濃度は②の条件となる。以上より，敷地境界における一般公衆への実効線量は年間約3.3×10^{-2}mSvである。

「出典」

注１） アイソトープ手帳　11版

注２） 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

注３） 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示　別表第１

以 上

添付資料－２

５・６号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

５・６号機滞留水を浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水，並びに浄化ユニットにて処理した水を構内に散水した場合の被ばく評価を行った。

１．実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

１．１　浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水

（１）処理水の水質について

５・６号機滞留水を浄化装置及び淡水化装置にて浄化処理した水の分析結果と告示濃度限度に対する割合の和を以下に示す。

	告示濃度（Bq/L）	処理水（Bq/L）
Cs-134	60	0.6
Cs-137	90	1.8
Sr-90	30	0.8
H-3	60000	2500
告示濃度限度に対する割合の和※		0.10

※　$\frac{Cs-134\text{濃度}[Bq/L]}{60[Bq/L]}+\frac{Cs-137\text{濃度}[Bq/L]}{90[Bq/L]}+\frac{Sr-90\text{濃度}^{注}[Bq/L]}{30[Bq/L]}+\frac{H-3\text{濃度}[Bq/L]}{60000[Bq/L]}$

注）Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照

（２）被ばく評価について

＜計算条件＞

・散　水　量：１年間継続して 80,000kg／日を散水したと仮定

・散 水 面 積：1,000m^2（最も面積が小さい箇所に散水したと仮定）

・放射能濃度：Cs-134･･･0.6Bq/L，Cs-137･･･1.8Bq/L，H-3･･･2500Bq/L，
Sr-90･･･0.8Bq/L

・放射性物質は地表 5cm に留まると仮定（ただし，H-3 は，地表に留まることは無いと考えられるため，１日の散水量等より実効線量を算出する）

・作業員の滞在時間は，年間 2000 時間と仮定

＜評価結果＞

ａ．作業員への実効線量

① 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

Sr は，Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく，線質についても透過係数が十分に小さいことから，Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T$$

E_{gw}：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（mSv/年）

A_i：土壌汚染からの被ばくに対する換算係数$\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2}\right)$ 注１

Cs-134･･･5.4E-6，Cs-137･･･2.1E-6

B_i：1 ㎡当たりの放射能量（Bq/㎡）

B_i＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）÷散水面積（㎡）

T：１年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果，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年間約 1.1×10^{-3}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K \cdot T$$

E_{bw}：H-3 を吸入摂取した場合の実効線量（mSv/年）

C：水蒸気中の H-3 濃度（Bq/L）

C＝H-3 の放射能濃度（Bq/L）×飽和水蒸気量(g/m^3)

飽和水蒸気量：17.2（20℃の場合）

Ma：呼吸率（L/年）注２　　成人で 8.1×10^{6}

K：吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq) 注３　1.8×10^{-8}

T：１年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 1.4×10^{-3}mSv である。

なお，H-3 は生体組織中での平均飛程が約 0.65μｍであるため，H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

ｂ．敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近である場合も想定し，距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

Sr は，Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく，線質についても透過係数が十分に小さいことから，Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i$$

E_{gw}：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（mSv/年）

A_i：土壌汚染からの被ばくに対する換算係数$\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2}\right)$ 注1

Cs-134･･･5.4E-6，Cs-137･･･2.1E-6

B_i：1 m²当たりの放射能量（Bq/m²）

B_i＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）÷散水面積（m²）

上記による計算の結果，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年間約 4.9×10^{-3}mSv である。

なお，本評価結果は，距離による減衰を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K$$

E_{bw}：H-3 を吸入摂取した場合の実効線量（mSv/年）

C：水蒸気中の H-3 濃度（Bq/L）

C＝H-3 の放射能濃度（Bq/L）×飽和水蒸気量(g/m³)

飽和水蒸気量：17.2（20℃の場合）

Ma：呼吸率（L/年）注2　　成人で 8.1×10^{6}

K：吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq) 注3　1.8×10^{-8}

上記による計算の結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 6.3×10^{-3}mSv である。H-3 は生体組織中での平均飛程が約 0.65μm であるため，H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

なお，本評価結果は，H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

また，散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは，散水場所から敷地境界まである程度の距離があり，影響が小さいと考えられるため考慮しない。

１．２　浄化ユニットにて処理した水

（１）処理水の水質について

５・６号機滞留水を浄化ユニットにて浄化処理した水の分析結果と告示濃度限度に対する割合の和を以下に示す。

	告示濃度（Bq/L）	処理水（Bq/L）
Cs-134	60	<7.7E-04
Cs-137	90	2.4E-03
Sr-90	30	<8.5E-03
H-3	60000	62
Co-60	200	1.1E-03
告示濃度限度に対する割合の和※		0.0039

※ $\frac{Cs-134\text{濃度}[Bq/L]}{60[Bq/L]}+\frac{Cs-137\text{濃度}[Bq/L]}{90[Bq/L]}+\frac{Sr-90\text{濃度}^{注}[Bq/L]}{30[Bq/L]}+\frac{H-3\text{濃度}[Bq/L]}{60000[Bq/L]}+\frac{Co-60\text{濃度}[Bq/L]}{200[Bq/L]}$

注）Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照

（２）被ばく評価について

＜計算条件＞

・散水量：１年間継続して 80,000kg／日を散水したと仮定

・散水面積：1,000m^2（最も面積が小さい箇所に散水したと仮定）

・放射能濃度：Cs-134･･･7.7E-4Bq/L，Cs-137･･･2.4E-3Bq/L，H-3･･･62Bq/L，
Sr-90･･･8.5E-3Bq/L，Co-60…1.1E-3Bq/L

・放射性物質は地表 5cm に留まると仮定（ただし，H-3 は，地表に留まることは無いと考えられるため，１日の散水量等より実効線量を算出する）

・作業員の滞在時間は，年間 2000 時間と仮定

＜評価結果＞

ａ．作業員への実効線量

① 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

Sr は，Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく，線質についても透過係数が十分に小さいことから，Cs 及び Co のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw}=\sum_i A_i \cdot B_i \cdot T$$

E_{gw}：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（mSv/年）

A_i：土壌汚染からの被ばくに対する換算係数$\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2}\right)^{注1}$

Cs-134･･･5.4E-6，Cs-137･･･2.1E-6，Co-60…8.3E-6

B_i：1 m^2 当たりの放射能量（Bq/m^2）

B_i＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）÷散水面積（m^2）

T：１年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果,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年間約 2.9×10^{-6}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K \cdot T$$

E_{bw}：H-3 を吸入摂取した場合の実効線量（mSv/年）

C：水蒸気中の H-3 濃度（Bq/L）

C＝H-3 の放射能濃度(Bq/L)×飽和水蒸気量(g/m^3)

飽和水蒸気量：17.2（20℃の場合）

M_a：呼吸率（L/年）[注2]　成人で 8.1×10^6

K：吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq)[注3]　1.8×10^{-8}

T：１年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 3.6×10^{-5}mSv である。

なお，H-3 は生体組織中での平均飛程が約 0.65μｍであるため，H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

ｂ．敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近である場合も想定し，距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

Sr は，Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく，線質についても透過係数が十分に小さいことから，Cs 及び Co のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i$$

E_{gw}：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（mSv/年）

A_i：土壌汚染からの被ばくに対する換算係数$\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2}\right)$[注1]

Cs-134･･･5.4E-6，Cs-137･･･2.1E-6，Co-60…8.3E-6

B_i：1 m^2 当たりの放射能量（Bq/m^2）

B_i＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）÷散水面積（m^2）

上記による計算の結果,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年間約 1.3×10^{-5}mSv である。

なお，本評価結果は，距離による減衰を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K$$

E_{bw}：H-3 を吸入摂取した場合の実効線量（mSv/年）

C：水蒸気中の H-3 濃度（Bq/L）

C＝H-3 の放射能濃度（Bq/L）×飽和水蒸気量(g/m^3)

飽和水蒸気量：17.2（20℃の場合）

M_a：呼吸率（L/年）[注2]　　成人で 8.1×10^6

K：吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq)[注3]　1.8×10^{-8}

上記による計算の結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 1.6×10^{-4}mSv である。H-3 は生体組織中での平均飛程が約 0.65μｍであるため，H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

なお，本評価結果は，H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

また，散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは，散水場所から敷地境界まである程度の距離があり，影響が小さいと考えられるため考慮しない。

２．運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

２．１　浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は，１．と同様である。

＜計算条件＞

・放射能濃度：浄化試験データから想定しがたいものの，各評価について，運用範囲（詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）内において，理論上，評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

①　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

Cs-134･･･8Bq/L，Cs-137･･･8Bq/L，H-3･･･0Bq/L，Sr-90･･･0Bq/L

②　H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

Cs-134･･･0Bq/L，Cs-137･･･0Bq/L，H-3･･･13200Bq/L，Sr-90･･･0Bq/L

＜評価結果＞

ａ．作業員への実効線量

① 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

１．１．（２）と同様に計算した結果，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年間約 9.6×10^{-3}mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

１．１．（２）と同様に計算した結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 7.6×10^{-3}mSv である。

作業員への実効線量は，放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については，γ線に起因する実効線量評価の方が H-3 を吸入摂取した場合の実効線量評価よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって，運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は，①の条件となる。以上より，作業員への実効線量は年間約 9.6×10^{-3}mSv である。

b．敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近であるため，距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

１．１．（２）と同様に計算した結果，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年間約 4.2×10^{-2}mSv である。

なお，本評価結果は，距離による減衰を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

１．１．（２）と同様に計算した結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 3.3×10^{-2}mSv である。

なお，本評価結果は，H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

また，散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは，散水場所から敷地境界まである程度の距離があり，影響が小さいと考えられるため考慮しない。

敷地境界における一般公衆への実効線量は，放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については，γ線に起因する実効線量評価の方が H-3 を吸入摂取した場合の実効線量評価の方よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって，運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は，①の条件となる。以上より，敷地境界における一般公衆への実効線量は年間約 4.2×10^{-2}mSv である。

２．２　浄化ユニットにて処理した水

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は，１．と同様である。

＜計算条件＞

・放射能濃度：浄化試験データから想定しがたいものの，各評価について，運用範囲（詳細は「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）内において，理論上，評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

① 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

Cs-134‥7.6Bq/L，Cs-137‥7.6Bq/L，Co-60‥1Bq/L※ H-3‥0Bq/L，Sr-90‥0Bq/L

②H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からのγ線に起因する実効線量

Cs-134･･･0Bq/L，Cs-137･･･0Bq/L，Co-60･･･1Bq/L※ H-3･･･12600Bq/L，

Sr-90･･･0Bq/L

※：Co-60 の濃度については運用範囲を満足していることを確認するためのγ線放出核種測定における検出下限値を示す。

＜評価結果＞

ａ．作業員への実効線量

① 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

１．２．（２）と同様に計算した結果，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年間約 1.0×10^{-2}mSv である。

② H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からのγ線に起因する実効線量

１．２．（２）と同様に計算した結果，H-3 を吸入した場合の実効線量は，年間約 8.5×10^{-3}mSv である。

作業員への実効線量は，放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については，γ線に起因する実効線量評価の方が H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からのγ線に起因する実効線量評価よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって，運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は，①の条件となる。以上より，作業員への実効線量は年間約 1.0×10^{-2}mSv である。

ｂ．敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近であるため,距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

１．２．（２）と同様に計算した結果，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年間約 4.6×10^{-2}mSv である。

なお，本評価結果は，距離による減衰を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

② H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からのγ線に起因する実効線量

１．２．（２）と同様に計算した結果，H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からのγ線に起因する実効線量は，年間約 3.7×10^{-2}mSv である。

なお，本評価結果は，H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり，散水場所の敷地境界からの距離に応じて，実効線量は減少する。

また，散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは，散水場所から敷地境界まである程度の距離があり，影響が小さいと考えられるため考慮しない。

敷地境界における一般公衆への実効線量は，放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については，γ線に起因する実効線量評価の方が H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からのγ線に起因する実効線量評価よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって，運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は，①の条件となる。以上より，敷地境界における一般公衆への実効線量は年間約 4.6×10^{-2}mSv である。

２．３　５・６号機滞留水処理済水の構内散水における敷地境界の実効線量

前記のとおり，浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水の散水による敷地境界の実効線量は年間約 4.2×10^{-2}mSv,浄化ユニットにて処理した水の散水による敷地境界の実効線量は年間約 4.6×10^{-2}mSv と評価した。

これらの評価は，１日当たりの散水量（80,000 kg/日）に対して，どちらか一方の処理設備で全ての処理を行った場合を想定している。また，年間を通して双方の処理設備による処理済水を同時に散水することはない。したがって，５・６号機滞留水処理済水の構内散水における敷地境界の実効線量は保守的に全て浄化ユニットにて処理を行った場合の評価とし，年間 4.6×10^{-2}mSv とする。

「出典」

注１） IAEA-TECDOC-1162 Generic Procedures for Assessment and Response during Radiological Emergency

注２） 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

注３） 東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示(平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号)

以 上

2.2.4 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により，気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/年，敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.59mSv/年，放射性液体廃棄物等の排水分で約 0.22mSv/年，構内散水した堰内雨水の処理済水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は約 3.3×10^{-2}mSv／年，構内散水した５・６号機滞留水の処理済水の地表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約 4.6×10^{-2}mSv／年となり合計約 0.92mSv/年となる[注)]。

注）四捨五入した数値を記載しているため，合算値が合計と合わない場合がある。

2.2.5　事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 25 年４月２日のモニタリングポスト指示値及び遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値（8760 時間）を表２．２．５－１に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 26mSv であり，これは 2.2.4 までに評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また，空気中の放射性物質濃度も，追加放出分の評価値が約 1.5×10^{-9} Bq/cm^3 に対し，西門におけるダストサンプリング結果が 10^{-7}Bq/cm^3 と２桁程度高い値となっており，過去に沈積した放射性物質が再浮遊しているものと考えられる。

これらのことから，現状は事故当初に放出し，沈積した放射性物質の影響が支配的であり，今後敷地周辺で居住するに当たっては，既に沈積した放射性物質の除去がより重要であることを示している。

表２．２．５－１　モニタリングポストの指示値及び
遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値

	指示値（μSv/h）	年間換算値（mSv/年）	遮へい壁外側の空間線量率（μSv/h）	年間換算値（mSv/年）
MP-1	3.0	約 26	－	－
MP-2	5.5	約 48	－	－
MP-3	6.6	約 58	－	－
MP-4	5.9	約 52	－	－
MP-5	6.2	約 54	－	－
MP-6	2.4	－	15	約 131
MP-7	5.5	－	40	約 350
MP-8	3.9	－	50	約 438

3　放射線管理に係る補足説明

3.1　放射線防護及び管理

3.1.1　放射線防護

3.1.1.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えている。これらのことから，現状，周辺監視区域全体を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する。このため，従来の区域を限定して遮へい設備や換気空調系を用いて行ってきた放射線防護を同様に行うことは難しい状況となっている。また，これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在することを考慮し，遮へい設備を設置する等して線量を低減し，また換気空調系を設置する等により，非管理区域又は放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。なお，飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においても換気空調系を設置する等により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。

以上を踏まえて，発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく以下のとおり放射線防護の措置を行う。

発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管を行うとともに，それらの線源に対して適切な遮へい設備の設置を検討していく。

また，現状の管理対象区域について，放射線業務従事者の滞在時間等を考慮して，エリアの区画や換気空調系の設置により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域等とするよう措置を行う。

3.1.1.2　基本方針

放射線防護は，以下の基本方針に基づき措置する。

①遮へい設備，換気空調系等により発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すること

②今後の復旧作業において異常時も含め放射線業務従事者が所要の対応を行えること

3.1.1.3　具体的方法

(1) 全般

a. 周辺の放射線防護

原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマについては，敷地境界で原子炉施設からの放射性物質の追加放出による線量と合算した線量が年間 1mSv を上回っている。よって，上記の線量が年間 1mSv を下回るようにするべく，遮へい設備等の措置を行う。

b. 放射線業務従事者等の放射線防護

発電所の事故対応等の業務において放射線防護設備は，放射線業務従事者が受ける線量等が「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん，放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くするように，放射線業務従事者等の作業性等を考慮して，遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気等，所要の放射線防護上の措置を講じる。

c. 異常時の放射線業務従事者の放射線防護

異常時においても放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように，放射線防護上の措置を講じる。

(2) 中央制御室及び免震重要棟

1～4 号機の中央制御室については，水素爆発等の影響により汚染し，また線量が比較的高く常時滞在することが好ましくない状況であることから，現在は必要最小限のパラメータの監視を行うべく，一定の頻度で立入している状況である。代わってプラント状態の監視等の作業を免震重要棟で行う。

よって，免震重要棟では放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，免震重要棟に遮へい等の措置を講じる。

なお，5 号及び 6 号機の中央制御室については，既設の遮へい設計は維持されているものと考えるが，換気については，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とし

て設定できるよう，既設の換気空調設備に加え，「3.1.2.3　発電所における放射線管理」に示す汚染のおそれのない管理対象区域としての措置を行う。

(3) 遮へい設備

遮へい設備については従前より設置している原子炉遮へい壁等のうち 1 号，3 号及び 4 号機について水素爆発の影響により二次遮へい壁が損壊する等，既存設備の機能の一部が喪失している。今後，建屋内線源からの線量を低減すべく，機能確認・復旧を行うが，これらの遮へい壁が設置されている箇所の雰囲気線量が高いこと等から，作業エリアの線量率及び滞在時間を考慮し，必要に応じて一時的遮へいを用いる。また，事故対応等の業務において稼働している高レベル放射性汚染水処理設備及び全域が汚染した発電所敷地内から収集・保管された瓦礫等を貯蔵する施設からの線量が比較的高い状況となっている。さらに，1 号，3 号及び 4 号機の使用済燃料の取扱設備については，水素爆発等により設備が損傷していると考えられる。

なお，2 号，5 号及び 6 号機の設備や固体廃棄物貯蔵庫等の共用設備については，従前の遮へい設計が維持されているものと考えている。

以上を踏まえ，既存設備，高レベル放射性汚染水処理設備及び瓦礫等を貯蔵する施設からの発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減するべく，必要に応じて既存の遮へい設備を復旧するか新たに設置する。

また，遮へい設備の有無に関わらず，管理対象区域内の管理として，放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所については，放射線業務従事者に当該場所を周知し，特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限の措置を行う。また，作業管理として，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減するべく，必要に応じて一時的遮へいを用い，作業環境の改善に努める。1 号，3 号及び 4 号機の二次遮へい壁の損壊箇所についても，当面の復旧が困難であるため同様の措置を行う。

なお，免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，遮へいを行う。

(4) 換気空調系

既設建屋内の換気空調系は現在機能していないが，建屋内への入域の頻度及びエリアが限られていることから，現状は，換気空調系であらかじめ建屋内の空気中の放射性物質濃度を低減する代わりに放射線防護具装備を活用することにより，建屋内の空気中に浮遊している放射性物質の取り込みや壁面に付着している放射性物質の身体への付着を低減する。また，地震発生以降で新たに設置する建屋内についても同様の措置を講じる。

なお，5,6 号機の原子炉建屋及びサービス建屋と共用プール建屋については，建屋換気系が運転しており，換気が行われている状況にある。

今後，既設建屋及び地震発生以降に新たに設置する建屋においては，建屋内への入域の頻度の多さ，入域するエリアの拡大度合い及び建屋内の放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度の状況を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から換気空調系による屋内雰囲気管理に移行できるよう検討をすすめる。

また，今後設置する建屋についても，既設建屋と同様に入域の頻度の多さ等を考慮し，上記の管理的手段もしくは換気空調系による屋内雰囲気管理を行う設計とする。

なお，既存の換気空調系の復旧を行う場合は，ベント時に系統内に付着するなどした放射性物質の新たな放出を低減する措置を講じる。

免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においては，換気空調により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として設定できるよう措置を行う。

なお，各換気空調系のフィルタは，点検及び交換することができる設計とする。

(5) その他の放射線防護措置

a. 機器の配置

放射線レベルの高い区域は，原則として区画するとともにその入口には迷路又は遮へい扉を設ける。なお，これらの措置を行うことが難しい場合は，当該区域を周知する等により不要に近づかないような措置を講じる。

また，操作頻度の高い制御盤等は，低放射線区域に配置する。

b. 遠隔操作

地震発生以降，発電所敷地全域で通常時に比べ高い放射線レベルが測定されているが，その中でも特に放射線レベルの高い 1～3 号機の原子炉建屋周辺等については，特に不必要な被ばくを防止する必要がある。よって，そのような放射線レベルが高い区域での作業に当たっては，必要に応じて放射線源の低減に努めることはもちろんのことロボットの活用，操作等の遠隔化により不必要な放射線被ばくを防止する措置を講じる。

c. 放射性物質の漏えい防止

現状，原子炉冷却材が原子炉圧力容器から漏えいしており，原子炉建屋等に滞留している状況であるが，これらの汚染水を処理するとともに原子炉注水する系統においては系外へ漏えいしにくくなるよう措置を講じる。

今後，その他の既存設備の復旧，若しくは新規設備の設置にあたっては放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

d. 汚染拡大の防止

地震発生以降，発電所敷地は外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えており，そのうち免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域といった放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，立ち入り者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにしている。

今後とも，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，上記の通りスクリーニングを行うことで，汚染拡大防止の措置を講じる。

また，発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管の措置を講じる。

3.1.2 放射線管理

3.1.2.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，これらの管理区域境界については，区画物による区画・放射線等の危険性に応じた立入制限等が行うことができない状況にある。

また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えている。このため，管理区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合に，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が管理区域に係る値を超えていないことの確認ができない状況にある。

これらのことから，現状，周辺監視区域全体を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を設定している。管理対象区域では，周辺監視区域と同一のさく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等の措置を講じている。また，管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合の表面汚染検査は，管理対象区域の境界に出入管理設備を設けて，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知及び最新の通知，以下「スクリーニングレベル」という。具体的には 40Bq/cm^2（13,000cpm 相当）である。）を超えないことを確認している。なお，管理対象区域に立ち入る者は放射線業務従事者と一時立入者とする。個人被ばく管理については，放射線業務従事者が管理対象区域で作業を行う場合には，放射線測定器を着用させ，外部被ばくによる線量当量の評価を行っている。また，内部被ばくについては，原則としてホールボディカウンタによる体外計測法などで定期的及び必要の都度，評価を行っている。

管理対象区域のうち管理区域については，現状の放射線レベルに応じて再区分するとともに，今後，立入制限等必要な措置を順次講じていく。管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，放射線レベルを低下していくためには，長い期間を要することから，今後，管理対象区域内の除染等を検討し，実施する。詳細は，「3.1.3　敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染」参照。

3.1.2.2　基本方針

① 現存被ばく状況において，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，今後，新たに設備を設置する場合には，遮へい設備，換気空調設備，放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し，運用する。また，事故後，設置した設備においても，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，必要な設備の改良を図る。

② 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために，周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して，立入りの制限を行い，外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して，その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし，作業環境の整備に努める。

③ 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし，被ばく歴を把握し，常に線量を測定評価し，線量の低減に努める。また，放射線業務従事者を除く者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。

さらに，各個人については，定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

④ 周辺監視区域を設定して，この区域内に人の居住を禁止し，境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。

⑤ 原子炉施設の保全のために，管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して，立入りの制限等を行う。

⑥ 核燃料物質によって汚染された物の運搬にあたっては，放射線業務従事者の防護及び発電所敷地外への汚染拡大抑制に努める。

3.1.2.3　発電所における放射線管理

(1) 管理対象区域，管理区域，保全区域及び周辺監視区域

a. 管理対象区域

周辺監視区域全体が外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれがあるため，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を設定する。管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を下回るよう，必要の都度，遮へいにより線量当量率を下げ，又は除染により線量当量率及び表面汚染密度を下げていく。

b. 管理区域

外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれのある区域である。

管理区域境界の大物搬出入口などが開放状態にあることや管理区域境界においても放射線レベルが高いことから，管理区域に求められる管理区域内の管理，物品の出入管理ができていないが，今後，順次，修復し，管理区域に求められる要件を満足するようにする。また，管理対象区域のうち管理区域を除く場所において，除染等を行っても管理区域に係る値を下回るようにすることが困難な場合には，管理区域に求められる措置を適切に講じた上で管理区域を設定する。

c. 保全区域

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第１条）に基づき，原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって，管理区域を除く区域を保全区域とする。

d. 周辺監視区域

外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質濃度が，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」，「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた値を超えるおそれのある区域が周辺監視区域であるが，放出により沈着した放射性物質が広域に広がってしまっており，周辺監視区域を線量限度に基づき設定することが困難であるため，管理上の便宜も考慮して図３．１－１に示すように周辺監視区域を設定する。

(2) 管理対象区域内の管理

管理対象区域については，次の措置を講じる。

① 管理対象区域は当面の間，周辺監視区域と同一にすることにより，さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

② 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし，

飲食及び喫煙を可能とするために，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお，設定後は，定期的な測定を行い，この区域内において，法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等，汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより，放射性物質の経口摂取を防止する。

③ 管理対象区域全体にわたって放射線のレベル及び作業内容に応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。

④ 管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合には，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り，又は物品を持ち込もうとする場合は，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。

⑤ 管理対象区域内においては，除染や遮へい，換気を実施することにより外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は，人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で，管理対象区域として扱わないこととする。

また，管理対象区域内は，場所により外部放射線に係る線量当量率，放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので，これらのことを考慮して適切な管理を行う。

管理対象区域のうち管理区域については，地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，他の場所との区別・放射線等の危険性の程度に応じた人の立入制限等の措置は，管理対象区域で講ずる措置と同一とする。

a. 線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が，容易かつ確実に行えるようにするため放射

線測定器により，管理対象区域における放射線レベル等の状況を把握する。

(a) 外部放射線に係る線量当量の測定

①エリア放射線モニタによる測定

管理対象区域内で運転操作，監視，点検等のために人が駐在する場所に，エリア放射線モニタを設置し，放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行う必要があるが，既設建屋内のエリア放射線モニタは，津波による水没や爆発による故障，建屋内の線量が高いためエリア放射線モニタの健全性を確認していない。

放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から，放射線業務従事者の立入頻度を考慮し，放射線レベルの連続監視を行う必要性を踏まえ，エリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を行う。

②サーベイメータによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については，定期的あるいは必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量率の測定を行う。

測定した結果は，測定点，測定日時，測定結果を記入したサーベイマップを作成し，放射線業務従事者の，見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域内に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。

(b) 空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

管理対象区域内において，放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については，定期的あるいは必要の都度空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

① 排気モニタによる測定

排気モニタにより建屋内の空気中の放射性物質の濃度を監視する。放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

② サンプリングによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所について，サンプリングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

(c) 系統内の放射能測定

施設が正常に運転されていることを確認するため，系統内の気体及び液体の放射性物質の濃度を測定する。

① プロセス放射線モニタによる測定

プロセス放射線モニタは，空気中又は水中の放射性物質の濃度を監視し，放射能レベルが，あらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6 号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。なお，警報は異常の早期発見が可能な値を定める。

② サンプリングによる測定

主な系統については，定期的及び必要の都度サンプリングにより放射性物質の濃度を測定する。

b. 人の出入管理

(a) 管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，あらかじめ指定された者で，かつ必要な場合に限るものとする。なお，管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限は，出入管理箇所において行う。

(b) 出入管理の原則

管理対象区域（管理区域を含む）の出入管理の原則は次のとおりとする。

① 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは，出入管理箇所を経由して行う。

② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者には，出入管理箇所で所定の保護衣類を配備して着用させる。また，出入管理箇所または免震重要棟において所定の放射線測定器を配備して着用させる。

③ 管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出した者には，サーベイメータ等によって表面汚染検査を行わせる。

管理対象区域内のうち，汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に立ち入る者には，その出入口においてサーベイメータ等によって表面汚染検査（予め管理区域に係る値を超えないことを確認した場合は除く）を行わせる。

④ 出入管理箇所では，管理対象区域（管理区域を含む）の人の出入りを監視する。

(c) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項

① 指定された場所以外では，飲食及び喫煙を禁止する。

② 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は，直ちに必要箇所へ連絡させ，その指示に従わせる。

c. 物品の出入管理

管理対象区域への物品の持込み及び持出しは，出入管理箇所を経由して行う。な

お，管理対象区域のうち管理区域内への物品の出入管理は，管理対象区域における物品の出入管理で実施している管理と同一である。

管理対象区域から物品を持ち出す場合には，スクリーニングレベルを超えないことを確認する。

なお，当社が貸与する下着類及び構内で使用した作業服のうち再使用可能なものについては，これまで福島第一原子力発電所の管理区域に設置する洗濯設備で洗浄し再使用する運用としていたが，震災により当該設備が使用できない状況にあるため，当社福島第二原子力発電所の管理区域に設置する同等の洗濯設備で洗浄して福島第一原子力発電所で再使用することとし，この場合における管理対象区域からの下着類及び構内で使用した作業服の持出しにあたってもスクリーニングレベルを超えないことを確認する。当該運用にあたっては，福島第二原子力発電所で発生する使用済保護衣類の処理に支障を来さない範囲で行うとともに，洗濯廃液系の取り扱いにおいては福島第二原子力発電所の保安規定を遵守する。

d. 管理対象区域内の区分

管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

管理対象区域のうち管理区域は，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と，表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。なお，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，管理対象区域のうち管理区域を除く区域の区域区分と同一とする。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるまたは超えるおそれのある区域と汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とに区分する。

e. 作業管理

管理対象区域での作業は，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。

① 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用，作業人数，時間制限等必要な条件を定め，放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。また，上記の作業計画において必要な条件を定めるために，事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。

② 作業前及び作業中には，必要に応じ，外部放射線に係る線量当量率及び空気中の

放射性物質の濃度を測定し，高線量作業を識別した上で作業を行うとともに，事故後初めて立ち入る場合等必要な場合には，一時的遮へいの使用，除染等を行い，作業環境の改善に努める。

③ 請負業者の作業管理については，労働安全衛生法及び電離放射線障害防止規則に基づき各請負業者に実施義務があるが，東京電力の放射線業務従事者に準じて行う。具体的には，請負業者が作成する作業計画の内容を確認し，適切なものとなるよう指導する，作業計画の周知を図るよう指導する，作業現場を巡視するなどの指導または援助を行う。

f. 事業所内運搬

核燃料物質によって汚染された物（資機材，瓦礫等）を運搬する際は，汚染を広げないよう養生等による汚染拡大抑制を図るとともに，必要に応じて遮へい等による被ばく低減に努める。なお，これら汚染拡大抑制対策に関する措置について適宜確認して適正化を図る。

(3) 保全区域内の管理

保全区域は，「実用発電用原子炉設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し，かつ，管理の必要性に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

(4) 周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，周辺監視区域は人の居住を禁止し，境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

周辺監視区域内は，全域を管理対象区域とし，その管理については，「3.1.2.3(2)管理対象区域内の管理」で述べる。

(5) 個人被ばく管理

管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者の個人被ばく管理は，線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し，身体的状態を把握することによって行う。

なお，請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については，法令に定められるものについて，東京電力の放射線業務従事者に準じて扱う。

a. 管理対象区域（管理区域を含む）立入前の措置

放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とする。

また，放射線業務従事者に対しては，あらかじめ次のような措置を講じる。

①放射線防護に関する教育，訓練を行う。

②被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

b. 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は，「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」，及び最新の告示に定める線量限度を超えないようにする。

放射線業務従事者の 5 年間の線量のうち平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量については，「福島第一原子力発電所で従事する労働者の被ばく線量管理等の徹底について　基発 0428 第 3 号･平成 23 年 4 月 28 日」に基づき平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量として線量限度を超えないようにする。

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量に係る「1 年間の線量が 20 ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該 1 年間を含む定められた 5 年間の線量」は平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量とし，「放射線業務従事者が業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び定められた 5 年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴」については，平成 23 年 3 月 11 日以降の経歴として記録する。

c. 線量の管理

放射線業務従事者の線量が，線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講じる。

(a) 外部被ばくによる線量の評価

外部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る場合には，警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量をその日ごとに測定する。

② 特殊な作業に従事する者に対しては，その作業に応じて被ばくする線源や作業姿勢を考慮し適切な放射線測定器，例えば中性子線源取扱作業やβ線被ばく作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器やβ線測定用線量計等を，体幹部以外にも局所的に被ばくする箇所がある場合は当該末端部に着用させ，その都度線量の測定を行う。

(b) 内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は，ホールボディカウンタ

による体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

② ホールボディカウンタによる測定は，発電所退所時（放射線業務従事者として勤務を解除する時）並びに定期的及び必要に応じて行う。

③ 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には，必要に応じてバイオアッセイを行う。

(c) 放射線業務従事者の線量の評価結果は，本人に通知する。

(d) 個人の線量の測定結果は，定期的に評価，記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

なお，視察等管理対象区域（管理区域を含む）に一時的に立ち入る者については，その都度警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量の測定を行うほか，必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

d. 健康管理

① 「労働安全衛生規則」（第 44 条及び第 45 条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第 56 条），「東京電力福島第一原子力発電所における被ばく管理の徹底について　基安発 1030 号第 1 号・平成 24 年 10 月 30 日」及び最新の通知に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し，常にその健康状態を把握する。

② 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し，必要ある場合は，保健指導及び就業上の措置を講じる。

③ 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。

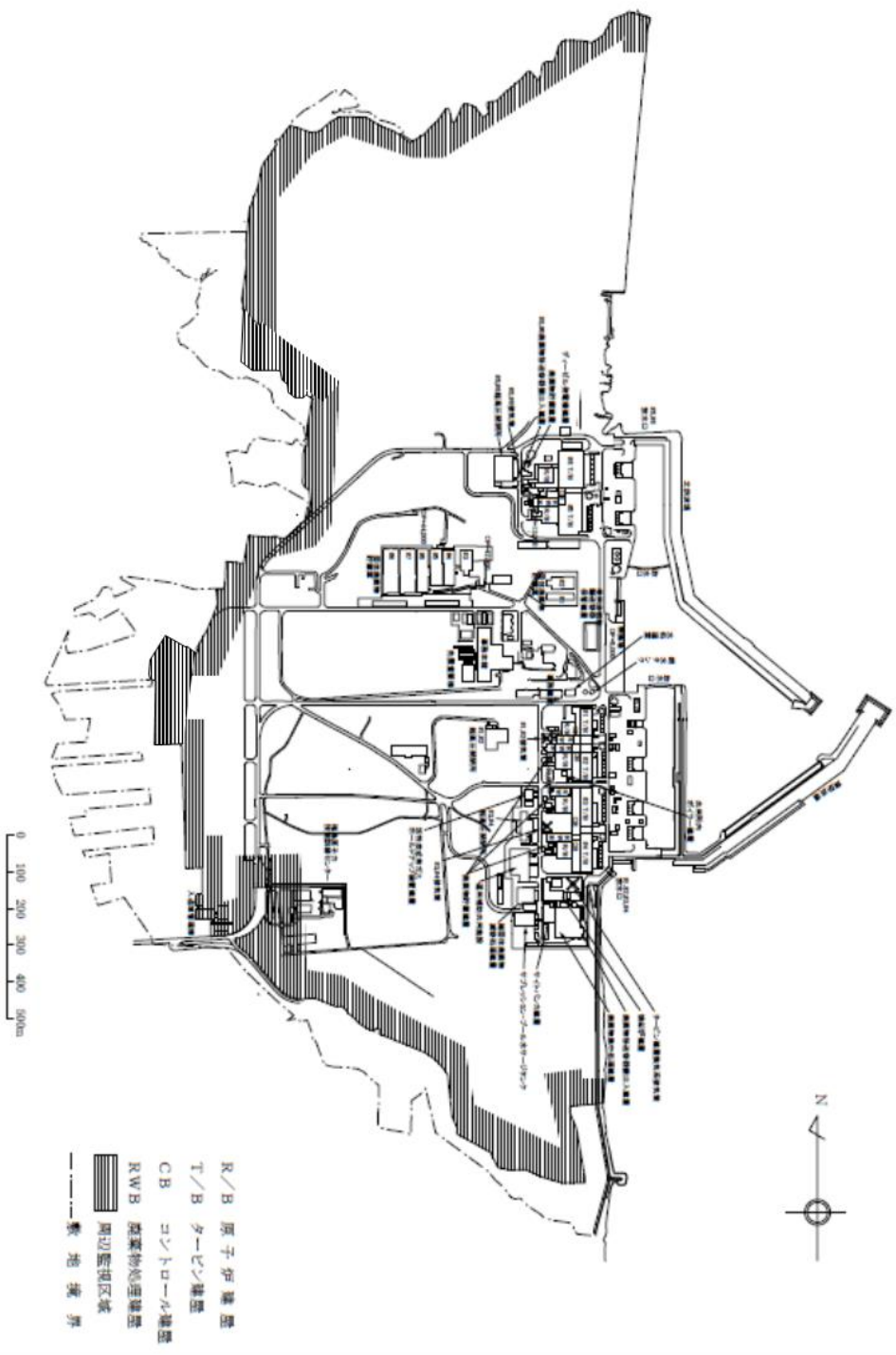


図３．１－１　周辺監視区域図

3.1.2.4　周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い，液体廃棄物の環境中への放出にあたっては放出毎に測定を行うことにより，厳重に管理するが，更に異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

(1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量は，周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設けるモニタリングポイントに蛍光ガラス線量計を配置し，これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は，周辺監視区域境界付近にほぼ等間隔に８箇所設置されているモニタリングポストにより測定し，連続監視を行う。

空気中放射性物質濃度は，周辺監視区域境界付近までダストが飛散するおそれがある作業（原子炉建屋カバー解体やオペレーティングフロア上のガレキ撤去等）に関して，モニタリングポスト付近で，ダストモニタによる監視又はダストサンプラ等を用いて測定する。

モニタリングポストは，事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため，モニタリングポストの設置場所周辺からの空間線量率の影響を低減するために必要な範囲について森林の伐採，表土の除去を行う。線量率が高い一部の設置場所については，放射性物質の異常な放出の検知を目的として検出器周りに遮へい壁を設置するが，設置場所周辺の空間線量率の変動を監視するためにサーベイメータ等により測定を行う。

(2) 環境試料の放射能監視

周辺環境の陸域及び海域における放射性物質濃度を比較的長寿命核種に重点を置き測定する。

陸域，海域について，それぞれ以下のモニタリングを実施し，事故時に放出された放射性物質の環境への影響及び追加の異常な放出が無いことを監視する。

①陸域

測定対象：空間線量率，放射性物質濃度

測定点　：原子炉建屋周辺，敷地周辺

②海域

測定対象：海水，海底土

測定点　：発電所前面海域，沿岸海域

なお，事故後に関係機関と連携して実施しているモニタリングについては，国の「総合モニタリング計画」に基づき引き続き実施する。

(3) 異常時における測定

放射性物質を取り扱う各施設において，放射線量率の上昇や放射性物質の漏えいが生じた場合は，確認，測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等，適切な措置を講じる。

今後各施設において想定される異常事象に備え，異常な放出が想定された場合，陸側では，モニタリングポストによる監視に加え，γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において敷地周辺の空間放射線量率，空気中放射性物質濃度の測定を行い，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。海側では，海水の測定頻度を増やす等して，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。

3.1.2.5　放射線管理に用いる測定機器等

(1) 主要設備

a. 出入管理関係設備

出入管理，汚染管理のため，以下の設備を設ける。

(a) 出入管理設備

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，出入管理箇所を通る設計とする。

出入管理箇所では人員，物品等の出入管理を行い，保護衣類及び放射線測定器の配備を行う出入管理設備を設ける。

(b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は，更衣所，退出モニタ等を設置し，汚染サーベイメータ，汚染除去用器材を備えた箇所において，管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行う。

b. 試料分析関係設備

各系統の試料等の化学分析及び放射能測定を行うために，津波・地震等による被害が比較的軽微であった5，6号機及び環境管理棟の設備を使用する。なお，化学分析設備の分析スペース及び放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができない，放射能測定設備のバックグラウンドが高く低放射能濃度試料の測定ができない状況のため，化学分析棟を設置するとともに発電所構外でも試料分析を実施している。

(a) 化学分析設備

放射線レベルの低減，空調設備の復旧及び分析設備の健全性確認を行い，既存の化学分析設備を使用する。なお，放射線レベルが震災前の値に戻っていないこと，分析スペースも足りないことから，新たな化学分析設備も設置する。

(b) 放射能測定設備

放射能測定設備のうち，γ核種・全α核種・全β核種・トリチウム・ストロンチウムの測定設備を使用する。なお，放射線レベルのバックグラウンドが震災前の値に戻っていないこと，放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができないことから，新たな放射能測定設備も設置する。

c. 個人管理用測定設備及び測定機器

個人の線量管理のため，外部放射線に係る線量当量を測定する蛍光ガラス線量計，警報付ポケット線量計等を発電所内に，内部被ばくによる線量を評価するためホールボディカウンタ等を発電所構外に備える。

なお，放射性物質の体内摂取が考えられる場合に実施するバイオアッセイについては，必要に応じて発電所構外にて実施する。

d. 放射線計測器の校正設備

放射線監視設備及び機器を定期的に校正し計測器の信頼度を維持するために，校正設備を設けている。本校正設備が健全であることを確認したため，今後も放射線監視設備及び機器は校正設備を用いて校正する。また，一部の放射線監視設備及び機器については，他施設に持ち込み放射線源による校正を行う。

e. 放射線監視

放射線監視設備は，エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器等からなり，次の機能を持つ。

エリア放射線モニタリング設備は，放射線レベルが設定値を超えたときは，警報を発する。

(a) エリア放射線モニタリング設備

既設建屋内のエリア放射線モニタが機能していない箇所については，建屋内への入域の頻度・エリアが限られていることから，入域の際に放射線業務従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により，異常の検知に努めている。

今後は，建屋内について入域の頻度の多さ，エリアの拡大を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討をすすめていく。屋外については，敷地全域が汚染していることから，除染を行う等して放射線リスクの低減に努める。（詳細は，「3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染による線量低減」を参照）

(b) プロセス放射線モニタリング設備

放出監視のための放射線モニタについて，使用済燃料共用プール排気口及び 5，6 号機の建屋換気排気に係るものを除いて現在機能していない状況である。放射性廃棄物の放出や建屋換気排気に係るモニタについては，機能を復旧させる必要があるが，当面，以下の設備により気体廃棄物の放出監視を行い，免震重要棟に表示する。

・1，2，3号機原子炉格納容器ガス管理設備
・1 号機大型カバー換気設備
・2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備
・3 号機燃料取り出し用カバー換気設備
・4 号機燃料取出し用カバー換気設備

使用済燃料共用プール排気口のモニタについては共用プール建屋内監視操作室で，　5，6 号機主排気筒のモニタについては 5，6 号機中央制御室で，表示している。

(c) 環境モニタリング設備

以下の環境モニタリング設備により発電所敷地周辺の放射線監視を行う。

① 固定モニタリング設備

敷地境界付近に設置されているモニタリングポスト 8 基により，連続的に空間放射線量率を測定し，免震重要棟で指示及び記録を行い，放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を出す。また，空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し，蛍光ガラス線量計を配置する。

② 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近で，モニタリングポストが設置されている 2 箇所についてダスト放射線モニタ 2 基により，空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定する。敷地内で，ダストサンプラにより，空気中の粒子状放射性物質を捕集する。

③ モニタリングカー

γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーにより，発電所敷地周辺の空間放射線量率，空気中の放射性物質濃度を迅速に測定する。

④ 気象観測設備

発電所周辺の一般公衆の線量評価に資するため，敷地内で，各種気象観測設備により，風向，風速，日射量，放射収支量などを連続的に測定する。

(d) 放射線サーベイ機器

発電所内外の必要箇所，特に放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については，外部放射線に係る線量当量率，空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち，必要なものを定期的及び必要の都度測定する。

測定は，外部放射線に係る線量当量率については，携帯用の各種サーベイメータにより，空気中及び水中の放射性物質濃度については，サンプリングによる放射能測定により，また，表面汚染密度については，サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は，以下のとおりである。

・ＧＭ管サーベイメータ
・電離箱サーベイメータ
・シンチレーションサーベイメータ
・中性子線用サーベイメータ
・ダストサンプラ
・ダストモニタ

また，以下の機器により，万が一汚染水がタンク等から漏えいし排水路へ流入した場合の検知を行い，免震重要棟に表示する。

・側溝放射線モニタ（Ｃ排水路）
・簡易放射線検知器（Ａ排水路，物揚場排水路，Ｋ排水路）：今後、設置予定

(2) 主要仕様

放射線管理設備の主要仕様を以下に示す。

出入管理関係設備　1式
・更衣所
・退出モニタ

試料分析関係設備　1式
・Ge 半導体γ線スペクトロメータ

個人管理用測定設備及び測定機器　1式
・ホールボディカウンタ
・警報付ポケット線量計
・蛍光ガラス線量計

放射線監視設備　1式
・モニタリングポスト
・ダスト放射線モニタ（敷地境界付近）
・モニタリングカー

・気象観測設備

(3) 点検・校正

出入管理関係設備，試料分析関係設備，放射線監視設備等は，定期的に点検・校正を行うことによりその機能の健全性を確認する。

3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染による線量低減

3.1.3.1 現状及び中期的見通し

事故で環境中に放出した放射性物質の影響により，敷地内の線量当量率が上昇した。敷地内に沈着した放射性物質に対して，建屋表面や地表面への飛散防止剤の散布，建屋周辺及び建屋上部の瓦礫の撤去，原子炉建屋カバーの設置等で，飛散（再浮遊）を抑制することにより，敷地境界付近の空気中の放射性物質濃度は事故後ピーク時の約千分の１程度まで低下し，告示の濃度限度に対しても約百分の１程度となっている。

作業員が常時滞在する免震重要棟内の線量当量率も高い状態であったが，除染，遮へいを行うことによって線量低減を図り，法令に定める管理区域に係る値を下回ったエリアを執務エリアとして運用している。また，入退域管理施設も，法令に定める管理区域に係る値を下回るよう伐採，表土除去等による線量低減を図り，福島第一原子力発電所の出入拠点として運用している。

敷地内の線量当量率は，１～４号機周辺を除き数μSv～数十μSv/時あったが，多くの作業員が作業をしている敷地南側エリア（瓦礫等の一時保管エリアや固体廃棄物貯蔵庫を除く）について，伐採，表土除去，天地返し，遮へい等による線量低減対策を実施した結果，１～４号機周辺を除き平均５μSv/時※に低減した（図３．１－２　線量低減範囲）。１～４号機周辺については，作業に支障となる瓦礫撤去や作業エリアの除染・遮へいによる線量低減を行っているが，プラントからの散乱線の影響が大きく，高線量の設備もあることから，原子炉建屋上部の瓦礫撤去や高線量設備の撤去等の工程を決定し，それに基づき線量低減を進める。

※線量限度５年100mSvを超えないために設定した目標線量率（年間2000時間作業した時の被ばく線量が，線量限度５年100mSvとなる１時間値[10μSv/h]の半分）。なお，プラントからの散乱線等の影響がある場所については，線量低減効果を確認するために，地表面（地表面から1cm程度）をコリメートして測定した線量当量率による評価も併用。

3.1.3.2 基本的対応方針及び中期的計画

福島第一原子力発電所の敷地内全体に広がっているフォールアウト汚染やプラントからの散乱線等の影響を実測により把握した上で，伐採，表土除去，天地返し，遮へい等による線量低減を進め，福島第一原子力発電所の作業環境を改善し，長期に亘る事故炉の安全収束・廃炉を進めていくための基盤を整備する。放射線業務従事者の被ばく線量が告示に定める線量限度を超えないことはもちろん，合理的に達成できる限り低減させていくために，多くの作業員が作業を行っているエリア，作業干渉が少ないエリアから順次線量低減を行い，その効果を確認する。目標線量当量率は段階的に下げていき，最終的には事故前の状態に近づけていく。

除染による線量低減では，主に以下の方法を用いるが，国内外の知見や技術開発の動向にも注視し，効果的な方法を検討して進める。また，除染により発生した伐採木や土壌等は，放射性物質濃度，性状等に応じて処理し，保管管理を行う。

① 土壌の除染

表土の剥ぎ取り，天地返し

② 森林の除染

樹木の伐採や落葉の回収

③ アスファルト・コンクリート等の除染

舗装面の超高圧水切削や集塵・清掃，構築物の撤去等

④ その他の除染

建物や設備等の高圧水洗浄等

なお，１～４号機周辺については，地表面等に残存した線源からの直接線成分と建屋からの散乱線成分が存在するため，直接線・散乱線の種類，線源方向を勘案して，有効な線量低減対策を選択して被ばく低減を図る。

① 地表面等に残存した線源からの直接線成分に対しては汚染源の除去，建屋からの散乱線成分に対しては建屋への遮へいによる線量低減が有効。

② 建屋周辺の作業エリアにおいては，建屋からの散乱線の寄与が大きいため，建屋方向と上方の遮へい（ボックスカルバートや衝立遮へい等）が有効。

③ 低エネルギーである散乱線成分は，セシウム等の直接線成分よりも大きな遮へい効果が見込まれるため，合理的な遮へい（過剰な厚みよりも移動式の遮へい等）を検討する。

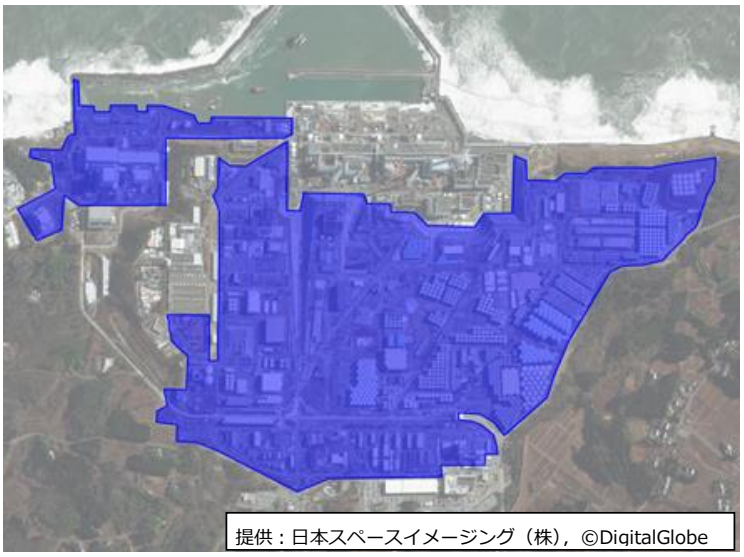


図３．１－２　線量低減範囲（図中青色，2015年度末時点）

3.1.4　港湾内の海水，海底土，地下水及び排水路の放射性物質の低減

3.1.4.1　現状

港湾外への放射性物質の拡散防止を図るために，シルトフェンスによる取水路開渠内からの汚染拡大の抑制を維持するとともに，地下水による海洋汚染拡大を防止するために，護岸付近の地盤改良，トレンチ内汚染水の処理･移送，トレンチの閉塞，海側遮水壁（１～４号機の既設護岸の前面）の設置を実施している。さらに，海底土の巻き上がり等に伴う拡散の影響を低減するため，港湾内の海底土の被覆を実施している（図１参照）。また，雨水による港湾外への放射性物質の拡散防止を図るために，排水路の排出先を港湾外から港湾内へ付け替えを実施した。さらに，地表面の除染，排水路等の汚染した土砂回収や浄化材の設置などを継続している。

現在，1～4 号機取水路開渠内のシルトフェンスで仕切られた内側エリア（１～4 号機取水口内南側）では，海水中の放射性物質濃度が Cs-137 で 8Bq/L 程度，Sr-90 で 0.7 Bq/L 程度となっているが，降雨時には Cs-137,Sr-90 の濃度に一時的な上昇が見られている（2020 年 3 月～2021 年 2 月末）。

排水路では，発災時のフォールアウトの影響等により，降雨時に Cs-137 の一時的な濃度上昇（～200Bq/L 程度）が見られており，港湾の濃度上昇の主原因と考えられる（2020 年 3 月～2021 年 2 月末）。

3.1.4.2　基本的対応方針

港湾内の海水については，放射性物質濃度が低下している。地下水については，タービン建屋東側の護岸付近において放射性物質が一定のレベルで検出されている。これらの状況を把握，監視するため，港湾内外の海水及び地下水についてモニタリングを継続する。

排水路については，排水路からの放射性物質の排出を抑制する措置を講じるとともに，各排水路の排水についてモニタリングを継続する。

3.1.4.3　低減対策の基本的考え方

(1)今後の検討

1～4 号機前の取水路開渠内では海水中の放射性物質濃度が低下してきており，取水路開渠外や港湾外の濃度はより低いレベルで推移し外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが，港湾内外の海水中の放射性物質のモニタリングを継続し，港湾外への影響がないことを確認する。海水，地下水及び排水路のモニタリング結果について総合的な評価を行うとともに，社外専門家の協力も得て変動要因の解明や低減対策の効果等の評価・検討を行う。

排水路については，放射性物質濃度のモニタリング結果を踏まえ，必要に応じて低減対策の見直しを行う。

(2)モニタリング

地下水の水位等のデータの分析結果より汚染された地下水が海水に漏えいしているものと推定したこと，及び排水路から海洋へ流出している放射性物質を適切に抑制する必要があることから，状況把握や変動要因及び低減対策の効果等の評価のために必要となるデータの採取を目的として，港湾内外の海水，地下水及び排水路のモニタリングを以下の考え方により実施する。

【港湾内外の海水及び地下水のモニタリングの考え方】

対象エリア及びサンプリング箇所

汚染や漏えいの状況に応じて，エリア・箇所を選定する。

海水　・1～4 号機取水路開渠内：　当該エリアの海水中放射性物質濃度及び港湾内への影響を監視する。

・港湾内：　港湾内の濃度分布を監視する。

・港湾外：　海洋への影響を監視する。

地下水　・1～4 号機タービン建屋東側：　汚染が確認又は想定される箇所及びその近傍，ウェルポイント等の地下水汲み上げ箇所，護岸部地盤改良体の海側等において地下水の汚染状況を監視する。

基本的な分析項目及び頻度

各項目について，１回/週（Sr-90 については 1 回/月）を原則として実施する。

γ線　：１回/週

H-3　：１回/週

全β　：１回/週

Sr-90：１回/月

【排水路の放射性物質の濃度及び流量の継続的測定】

サンプリング箇所

排水路（A，B・C，K，物揚場排水路）下流側においてサンプリングを行い，推移を把握する。

基本的な分析項目及びサンプリング頻度

各項目について，毎日（H-3 については 1 回/週）を原則として実施する。

γ線：毎日

H-3　：１回/週

全β：毎日

また，サンプリング箇所近傍にて流量を原則として毎日計測し，放出放射能量を把握する。

具体的なモニタリング計画については，サンプリング箇所について図２，図３，分析項目及び頻度について表１に示す。濃度推移・現場状況等により，適宜計画の見直しを行う。

(3)排水路の水の放射性物質濃度の低減対策

排水路（A，B・C，K，物揚場）については，上流部の現状調査を行うとともに流入する放射性物質の性状を確認し，放射性物質濃度を低減するため，敷地の計画的な除染（詳細は，「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第３編 3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染による線量低減」を参照），排水路等の継続的な汚染した土砂回収，さらに，排水路の水の浄化対策として浄化材等の設置を行う。（排水路における濃度低減対策の考え方を下記に記す）

低減対策の実施にあたっては，港湾内外の海水及び排水路のモニタリング結果等から対策の効果の評価を行う。

【排水路における濃度低減対策の考え方】

ａ．上流部の現状調査

各排水路において，上流部に流入する水（枝排水路，建屋屋上等）をサンプリングし，放射性物質の濃度及び性状（粒子状，イオン状）について分析する。また，分析結果を踏まえ，敷地の除染（遮へい等），排水路等の汚染した土砂回収及び性状を踏まえた浄化対策等を実施する。

2016 年度以降については，K排水路の上流部の重点箇所（建屋屋上等）について追加調査を継続しており，必要に応じて対策を検討し実施する。

ｂ．粒子状放射性物質に対する対策

排水中の粒子状放射性物質を低減させるため以下の対策を実施する。

(ａ)敷地の除染

作業員の線量低減のために敷地の除染を実施しており（詳細は「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第３編 3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染による線量低減」を参照），その結果，除染(遮へい等)により土砂発生が抑制される。

(ｂ)排水路等の汚染した土砂回収

排水路内の汚染した土砂を低減させるため，排水路等の汚染した土砂堆積状況を調査して土砂回収計画を立案し，排水路等の汚染した土砂回収を実施する。また，異常気象等により汚染した土砂が著しく堆積した場合や定期的な放射性物質濃度分析で高濃度の

状況が確認された場合には，臨時調査を実施し，必要に応じて排水路等の汚染した土砂回収を行う。

（ｃ）浄化対策①

排水中の粒子状放射性物質を低減させるために排水路等へ設置したフィルター等について，設置状況を確認し，モニタリング結果等も踏まえ，必要に応じて交換，追加，移設等を行う。

ｃ．イオン状放射性物質に対する対策（浄化対策②）

排水中のイオン状放射性物質を低減させるために排水路等へ設置したゼオライト等の浄化材について，設置状況やモニタリング結果等を踏まえ，必要に応じて交換，追加，移設等を行う。

(4)ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設における海水取水の放射性物質濃度の低減対策

海水取水設備の概念図を図４に示す。取水方法は，5,6 号機取水路開渠を仕切堤（捨石傾斜堤＋シート）にて 1～4 号機取水路開渠側の発電所港湾から仕切るとともに，北防波堤透過防止工北側の一部を改造（一部撤去）し，5,6 号機放水口北側の発電所港湾外から希釈用の海水を取水する。仕切堤を構築することで，1～4 号機取水路開渠側からの比較的放射性物質濃度の高い海水の流入を抑制する。

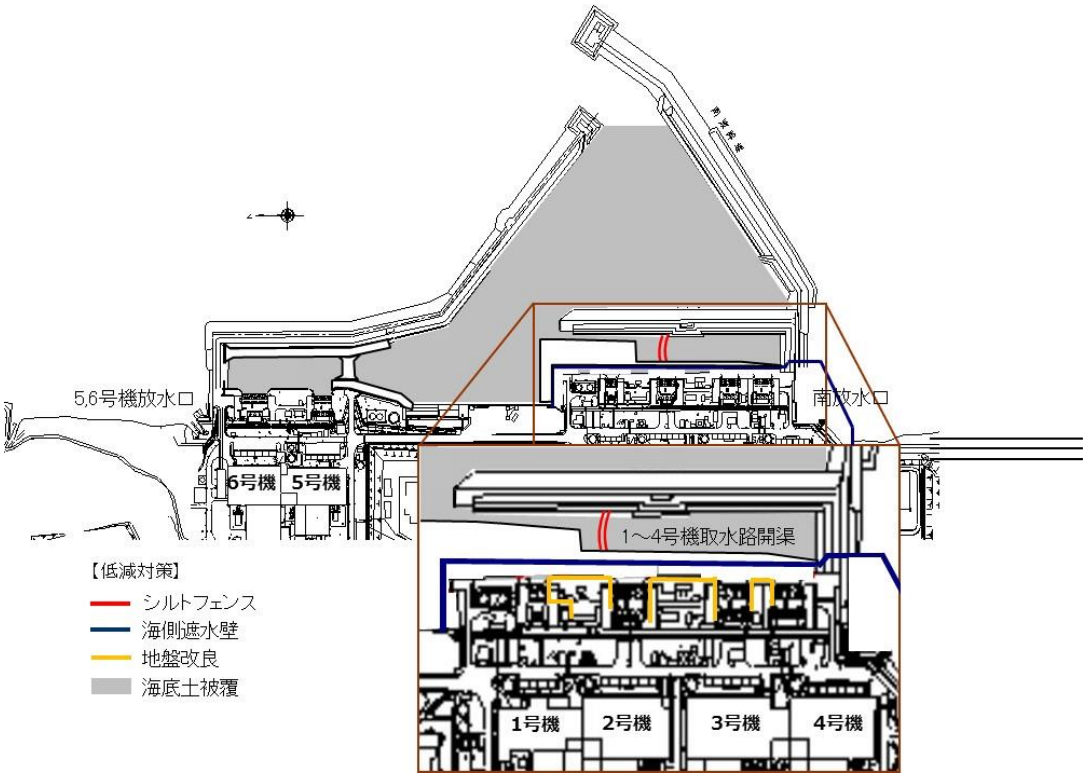


図１　港湾内の海水，海底土及び地下水の放射性物質の低減対策

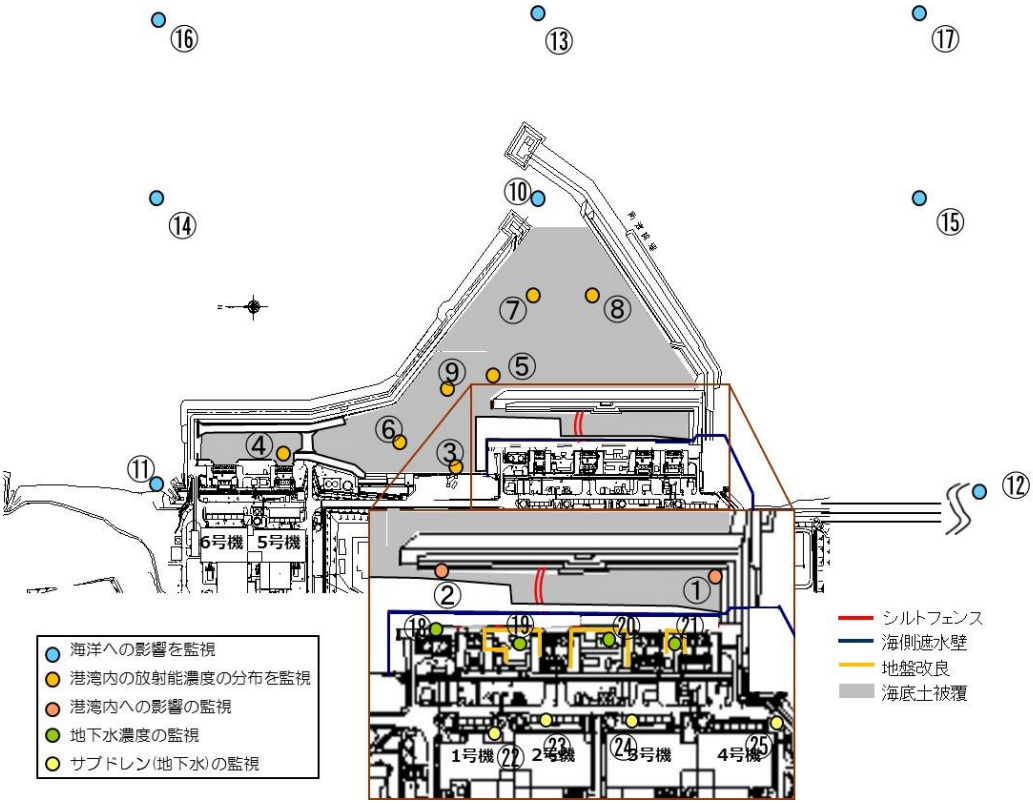


図２　港湾内外海水及び地下水のモニタリング計画（サンプリング箇所）

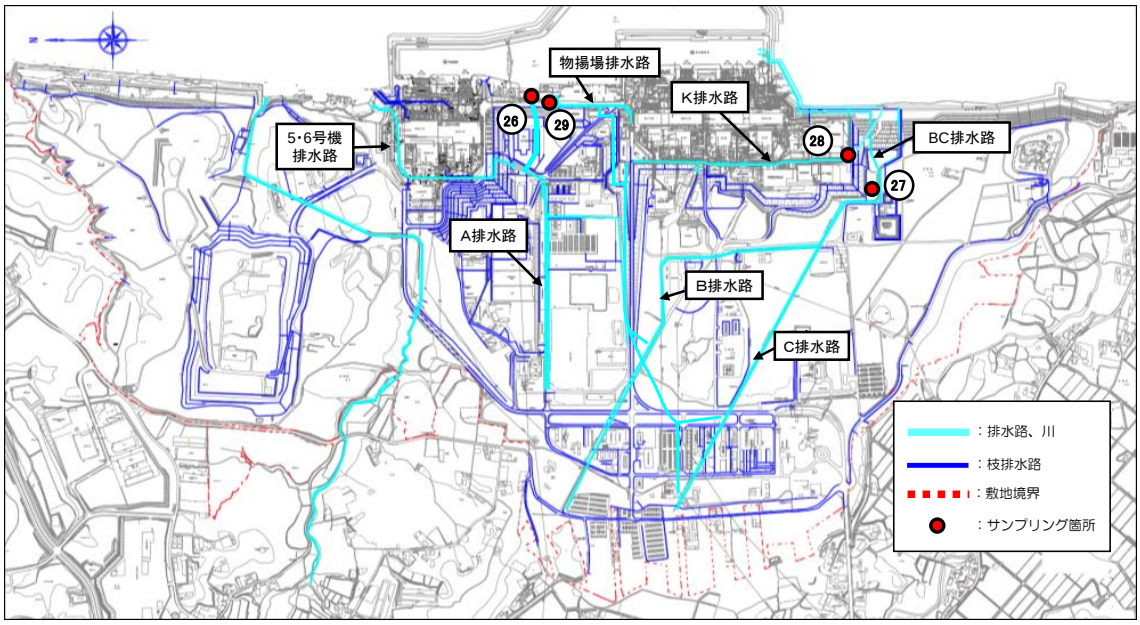


図３　排水路のモニタリング計画（サンプリング箇所）

表１　港湾内外海水，地下水及び排水路のモニタリング計画（分析項目，頻度）

エリア	サンプリング箇所		分析項目，頻度			
			γ線	H-3	全β	Sr-90
１～４号機取水路開渠内	①	1～4 号機取水口内南側(遮水壁前) ※1	毎日	1回/週	毎日	1回/週
	②	1～4 号機取水口内北側(東波除堤北側) ※1	毎日	1回/週	毎日	1回/週
港湾内	③	物揚場※1	毎日	1回/週	毎日	1回/週
	④	5 号機取水口前※1	毎日	1回/週	毎日	－
	⑤	港湾中央※1	毎日	1回/週	毎日	1回/週
	⑥	港湾内北側※1	毎日	1回/週	毎日	1回/週
	⑦	港湾内東側※1	毎日	1回/週	毎日	－
	⑧	港湾内南側※1	毎日	1回/週	毎日	－
	⑨	港湾内西側※1	毎日	1回/週	毎日	－
	⑩	港湾口※1	毎日	1回/週	毎日	1回/週
港湾外	⑪	5,6 号機放水口北側※2	毎日	1回/週	1回/週	1回/月
	⑫	南放水口付近※2	毎日	1回/週	毎日	1回/月
	⑬	港湾口東側	1回/週	1回/週	1回/週	－
	⑭	北防波堤北側				
	⑮	南防波堤南側				
	⑯	港湾口北東側				
	⑰	港湾口南東側				
陸域(1～4 号機タービン建屋海側)	⑱	地下水観測孔 No.0-1 (追加ボーリング含む)	1回/週※3	1回/週※3	1回/週※3	1回/月※3
	⑲	地下水観測孔 No.1 (追加ボーリング含む)	2回/週※3※4	2回/週※3※4	2回/週※3※4	1回/月※3
	⑳	地下水観測孔 No.2 (追加ボーリング含む)	2回/週※3※4	2回/週※3※4	2回/週※3※4	1回/月※3
	㉑	地下水観測孔 No.3 (追加ボーリング含む)	1回/週※3	1回/週※3	1回/週※3	1回/月※3
	㉒	1 号機サブドレン	3回/週	2回/年	2回/年	2回/年
	㉓	2 号機サブドレン	3回/週	1回/月	1回/月	1回/月
	㉔	3 号機サブドレン	3回/週	2回/年	2回/年	2回/年
	㉕	4 号機サブドレン				
排水路	㉖	A排水路出口付近	毎日	1回/週	毎日	－
	㉗	B・C排水路出口付近				

	㉘	K排水路出口付近				
	㉙	物揚場排水路出口付近				

天候により採取できない場合あり。

※１　１～４号機取水路開渠内及び港湾内の全てのサンプリング箇所で海水中の放射性物質濃度が一定のレベルとなった時点で，１～４号機取水路開渠内及び港湾内の全てのサンプリング箇所について同時にγ線，全βの分析頻度を１回/週とする。一定のレベルとは，Cs-134，Cs-137，H-3 及び Sr-90 濃度について，告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度を目安として，各放射性物質濃度とそれらの濃度限度との比の総和が３ヶ月平均で１以下となる濃度とする。(Sr-90 は分析値若しくは全βでの評価値とする。)

※２　記載の分析項目及び頻度に加え，Pu-238，Pu-239＋Pu-240 を年 2 回分析する。

※３　監視を継続する観測孔について実施する (Sr-90 は，初回採取分のみとする場合あり)。

※４　3 回/週，1 回/週，1 回/月とする場合あり。

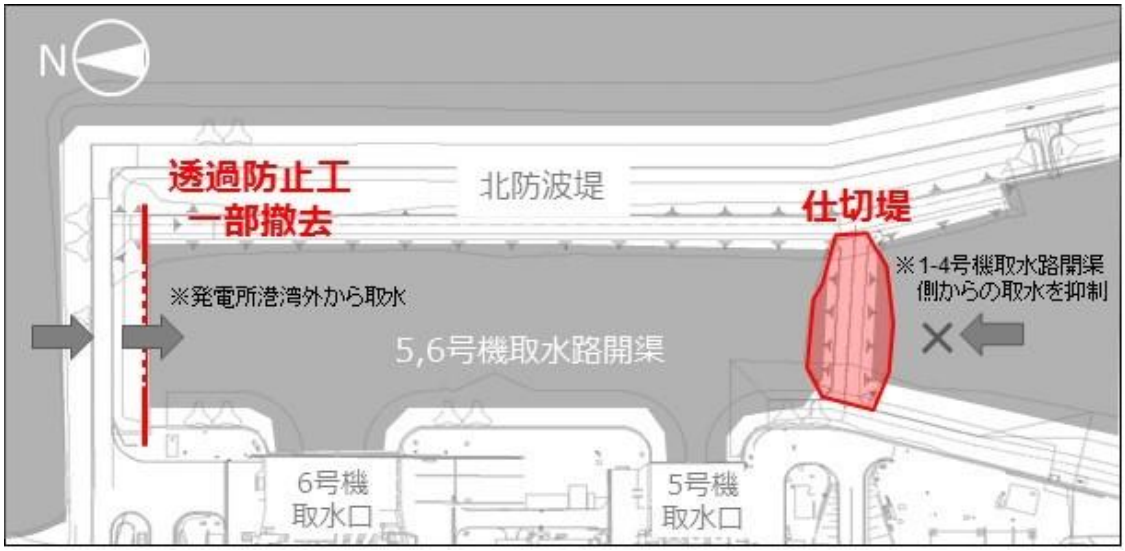


図４　海水取水設備概念図

別冊２７

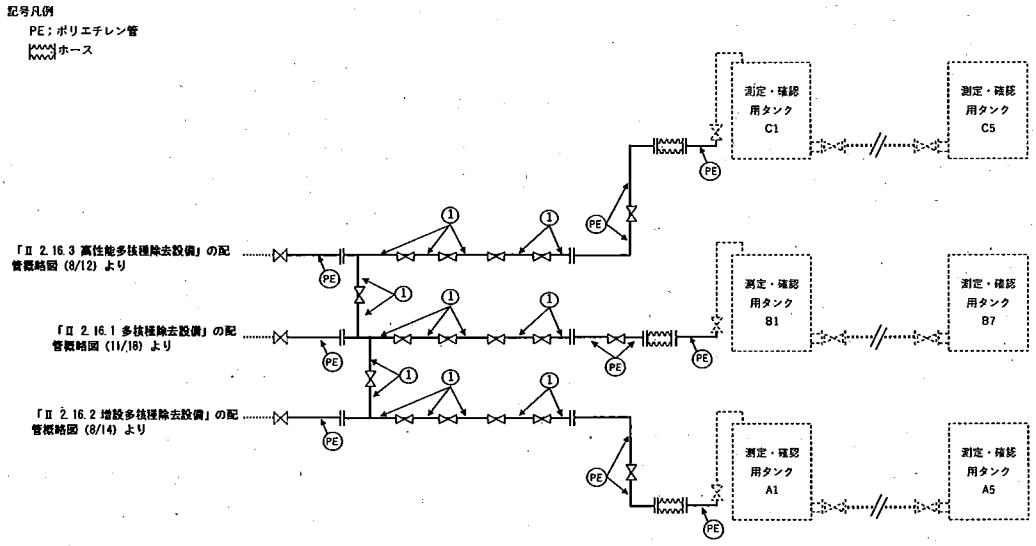
ALPS 処理水希釈放出設備に係る補足説明

Ⅰ　ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度について

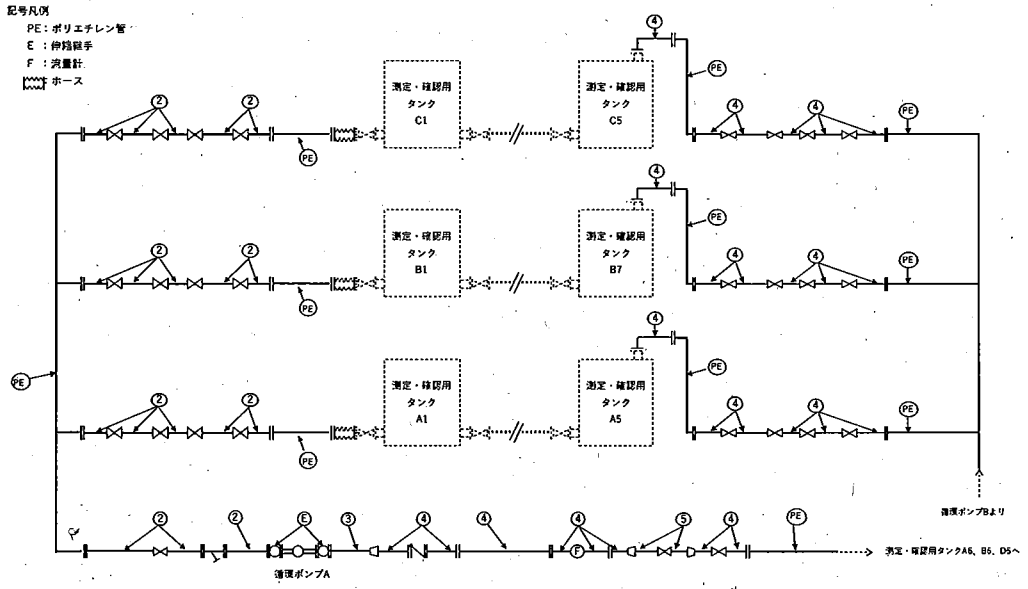
1. 構造強度評価の方法・結果

1.1 主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）

構造強度評価箇所を図－１～図－５に示す。

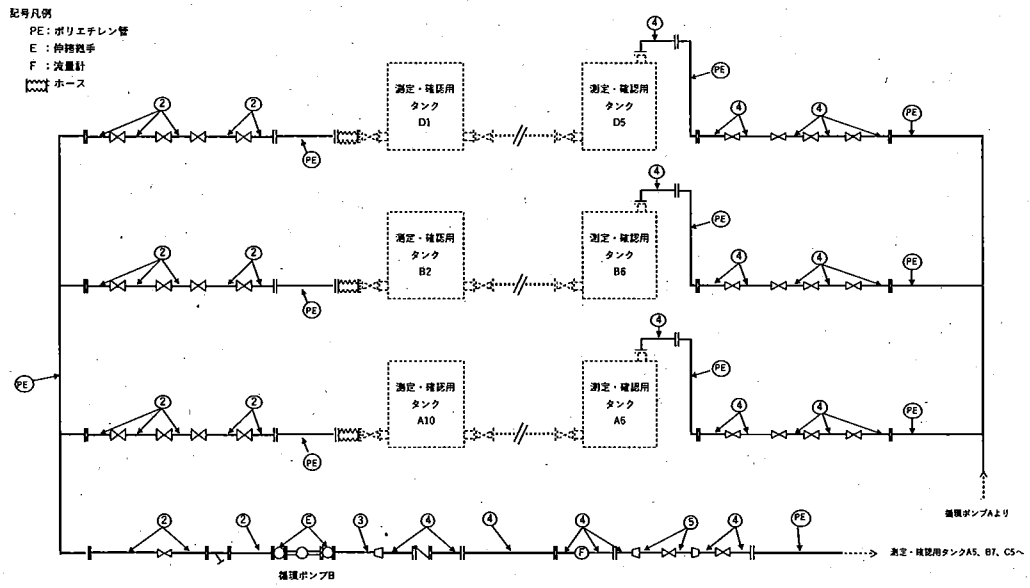


図－１　配管概略図（１／５）
（測定・確認用設備）



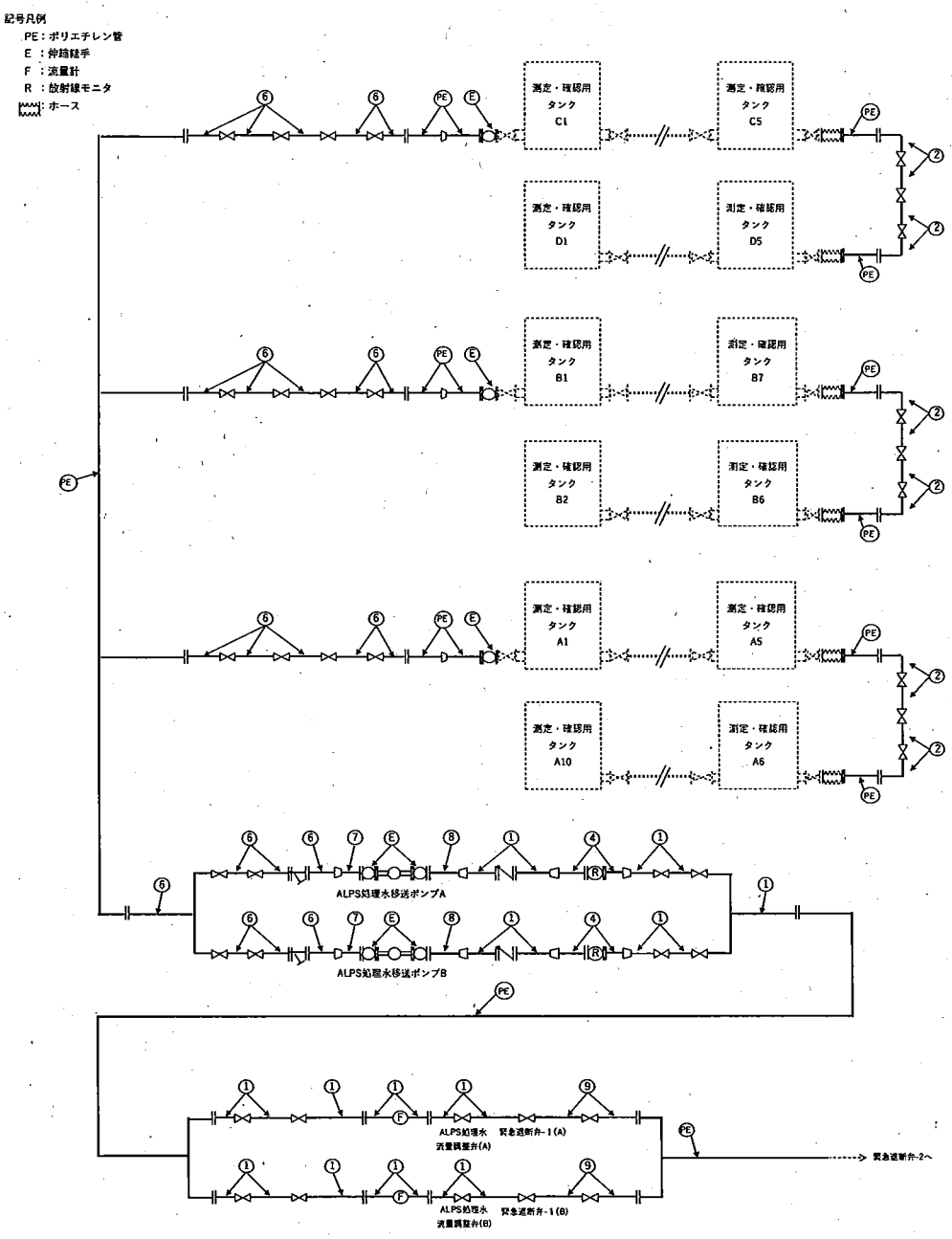
図－２　配管概略図（２／５）

（測定・確認用設備）

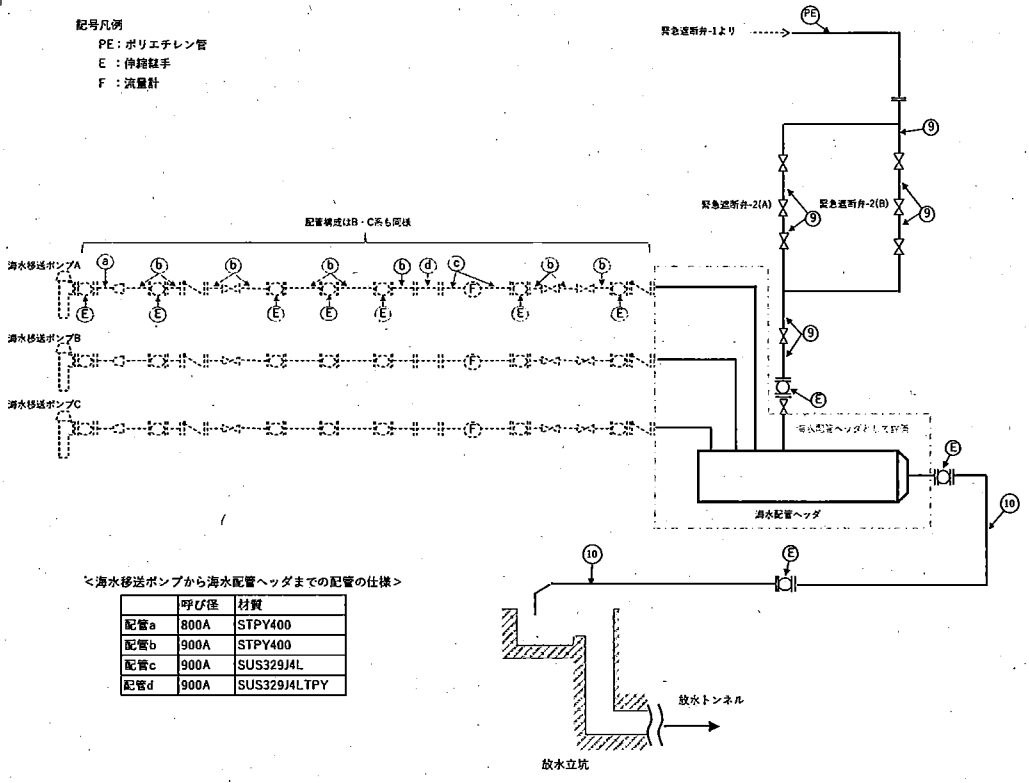


図－３　配管概略図（３／５）

（測定・確認用設備）



図－４　配管概略図（４／５）
（移送設備）



	呼び径	材質
配管a	800A	STPY400
配管b	900A	STPY400
配管c	900A	SUS329J4L
配管d	900A	SUS329J4LTPY

図－５　配管概略図（５／５）
（移送設備，希釈設備）

1.2 構造強度評価方法

管の必要厚さは，次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

管の計算上必要な厚さ： $t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$

P ：最高使用圧力(MPa)

D_0 ：管の外径(mm)

S ：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η ：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

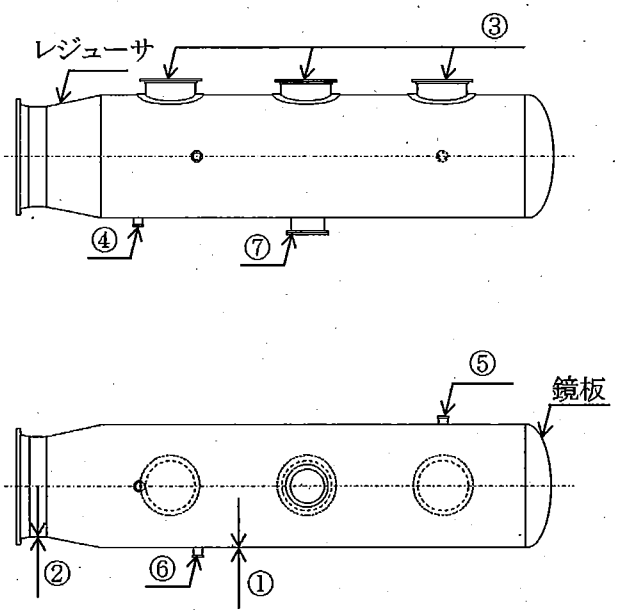
1.3 構造強度評価結果

表－1　主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）の構造強度評価結果

評価機器	D_0 (mm)	材質	P (MPa)	S (MPa)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
配管①	114.3	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	4.0	0.48	3.50
配管②	216.3	SUS316LTP	0.49	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.5	0.46	5.68
配管③	139.8	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	5.0	0.59	4.37
配管④	165.2	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	5.0	0.69	4.37
配管⑤	216.3	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.5	0.91	5.68
配管⑥	165.2	SUS316LTP	0.49	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	5.0	0.35	4.37
配管⑦	89.1	SUS316LTP	0.49	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	4.0	0.19	3.50
配管⑧	48.6	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	3.0	0.21	2.50
配管⑨	114.3	SUS316LTP	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	4.0	0.30	3.50
配管⑩	1828.8	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	9.11	14.20

2.　主配管（海水配管ヘッダ）

構造強度評価箇所を図－６に示す。



図－６　海水配管ヘッダの構造強度評価箇所

2.1　直管部

2.1.1　構造強度評価方法

鋼管の最小厚さが「設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)」または「設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1」によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

$$\text{管の計算上必要な厚さ}: t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_0　：管の外径(mm)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

2.1.2　構造強度評価結果

評価結果を表－２に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－２　海水配管ヘッダの直管部の構造強度評価結果

評価部位	D_0 (mm)	材質	P (MPa)	S (MPa)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
①主管	2235.2	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	11.14	14.20
②出口管	1828.8	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	9.11	14.20
③海水ノズル管	914.4	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	4.56	14.20
④ALPS処理水注入管	114.3	STPG370	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.0	3.40	5.25
⑤ベント管	114.3	STPG370	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.0	3.40	5.25
⑥ドレン管	114.3	STPG370	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.0	3.40	5.25
⑦点検用マンホール	609.6	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	3.80	14.20

2.2　レジューサ

2.2.1　構造強度評価方法

レジューサの最小厚さが「設計・建設規格 PPD-3415.1 式(PPD-1.8 および PPD-1.9)」によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

レジューサの必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 円すいの部分

$$\text{計算上必要な厚さ}:t=\frac{PD_i}{2\cos\theta(S\eta-0.6P)}$$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. すその丸みの部分

$$\text{計算上必要な厚さ}:t=\frac{PD_iW}{4\cos\theta(S\eta-0.1P)}$$

$$\text{ただし，}W=\frac{1}{4}\left(3+\sqrt{\frac{D_i}{2r\cos\theta}}\right)$$

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：円すいのすその丸みの部分の内半径（mm)

2.2.2　構造強度評価結果

評価結果を表－３に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－３　レジューサの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	P (MPa)	S (MPa)	D_i (mm)	θ (度)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
海水配管ヘッダ	レジューサ	SM400B	0.60	[redacted]	2203.2	11.5	[redacted]	40	[redacted]	16.0	11.31	14.20

2.3　鏡板

海水配管ヘッダの鏡板の形状は「設計・建設規格 PPD-3415.2(1)」の条件より，さら形鏡板である。

2.3.1　構造強度評価方法

海水配管ヘッダの鏡板の最小厚さが「設計・建設規格 PPD-3415.2 式(PPD-1.12)」によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

鏡板の必要厚さは次に掲げる値とする。

$$\text{計算上必要な厚さ：} t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$$

$$\text{ただし，} W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{R}{r}}\right)$$

P　：最高使用圧力(MPa)

R　：鏡板の中央部の内半径（mm）

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：さら形鏡板のすみの丸みの内半径（mm）

2.3.2　構造強度評価結果

さら形鏡板の評価を表－４－１に示す。また、構造強度評価結果を表－４－２に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－４－１　さら形鏡板の評価

評価機器	評価部位	材質	外径：D_{oc} (mm)	中央部における内面の半径：R (mm)	すみ丸みの内半径：r (mm)	厚さの３倍：$3t_{co}$ (mm)	$0.06D_{oc}$ (mm)
海水配管ヘッダ	鏡板	SM400B	[redacted]	[redacted]	[redacted]	48.0	[redacted]

評価：$D_{oc} \geqq R$、$r \geqq 3t_{co}$、$r \geqq 0.06D_{oc}$、$r \geqq 50$mm であることから，本鏡板はさら形鏡板である。

表－４－２　鏡板の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	P (MPa)	S (MPa)	R (mm)	r (mm)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
海水配管ヘッダ	鏡板	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	10.19	13.40

2.4　穴の補強

2.4.1　構造強度評価方法

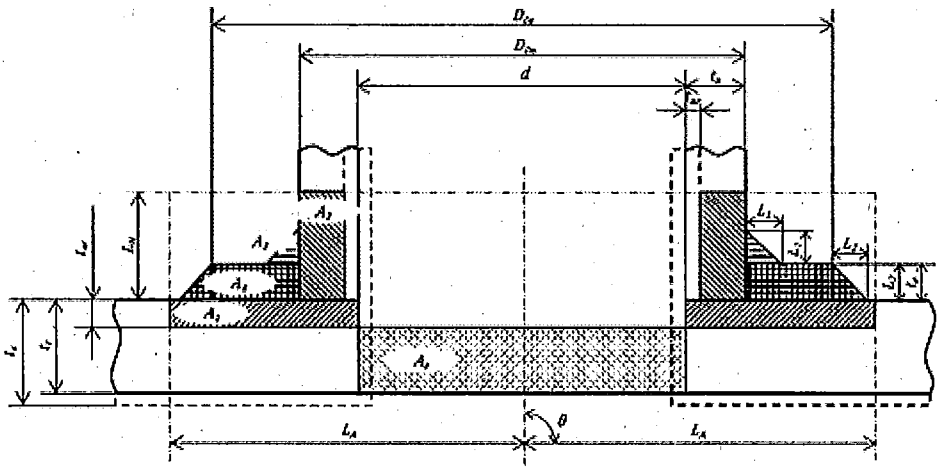
海水配管ヘッダに設ける穴の補強の要否を「設計・建設規格 PPD-3422」により評価し，穴の補強が必要な場合は，「設計・建設規格 PPD-3424(1)」によって求められる必要面積を満足することを確認する。

海水配管ヘッダの穴の補強は「設計・建設規格 PPD-3422」によって求められる穴径のどちらかを満足すれば不要である。

(1)　穴の径が 64mm 以下で，かつ，管の内径の 1/4 以下の穴径

(2)　(1)に掲げるものを除き，穴の径が 200mm 以下で，かつ，図 PPD-3422-1 および図 PPD-3422-2 により求めた d の値以下の穴径

補強が必要となった穴に関して補強に必要な面積に対して，補強に有効な総面積が満足していることを確認する。



：穴の補強に有効な面積（主管）A_1

：穴の補強に有効な面積（分岐管）A_2

：穴の補強に有効な面積（溶接部）A_3

：穴の補強に有効な面積（強め材）A_4

：穴の補強に必要な面積 A_r

図－7　管台の取り付け形式

穴の補強に必要な面積：$A_r = 1.07 \cdot d \cdot t_{r3} \cdot (2 - sin\theta)$

d　：穴の径（mm）

t_{r3}　：PPD-3411 の規定により必要とされる厚さ（mm）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

穴の補強に有効な総面積：$A_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$

穴の補強に有効な主管部の面積：$A_1 = (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d)$

穴の補強に有効な管台部の面積：$A_2 = 2 \cdot (t_n - t_{nr}) \cdot cosec\theta \cdot L_N \cdot \frac{S_n}{S_s}$

穴の補強に有効なすみ肉部の面積：$A_3 = (L_1)^2 \cdot sin\theta \cdot \frac{S_e}{S_s}$

穴の補強に有効な強め材の面積：$A_4 = (D_{oe} - D_{on} \cdot cosec\theta) \cdot t_e \cdot \frac{S_e}{S_s} + (L_2)^2 \cdot \frac{S_e}{S_s}$

η　：継手の効率

t_s　：主管の厚さ（mm）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（mm）

t_n　：管台の厚さ（mm）

t_{nr}　：管台の計算上必要な厚さ（mm）

t_e　：強め材の最小厚さ（mm）

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（mm）

L_N　：主管の面に平行な線に区切られる補強に有効な範囲（mm）

S_n　：管台の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_e　：強め材の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

L_1　：管台のすみ肉部の脚長又は管台補強部の短辺長さ（mm）

L_2　：強め材のすみ肉部の脚長（mm）

D_{on}　：管台の外径（mm）

D_{oe}　：強め材の外径（mm）

d　：断面に現れる穴の径（mm）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

2.4.2　構造強度評価結果

評価結果を表－５～９に示す。

補強に有効な総面積が必要な面積を満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－５　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	η	t_s (mm)	t_{sr} (mm)	L_A (mm)	d (mm)	A_1 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	⑤ベント管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

表－６　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	S_n (MPa)	S_s (MPa)	t_{nr} (mm)	t_n (mm)	L_N (mm)	θ (度)	A_2 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]

表－７　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	S_s (MPa)	S_e (MPa)	L_1 (mm)	θ (度)	A_3 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]

表－８　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	S_s (MPa)	S_e (MPa)	D_{0e} (mm)	D_{0n} (mm)	t_e (mm)	L_2 (mm)	θ (度)	A_4 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	1300	914.4	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	200	114.3	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	200	114.3	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	200	114.3	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	800	609.6	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]

表－９　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	d (mm)	θ (度)	t_r^3 (mm)	A_r (mm^2)	A_0 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	90	[redacted]	6.35×10^3	1.33×10^4
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	90	[redacted]	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑤ベント管	管台	[redacted]	90	[redacted]	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	90	[redacted]	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	90	[redacted]	4.17×10^3	8.35×10^3

2.5　強め材の取り付け強さ

2.5.1　構造強度評価方法

「設計・建設規格 PPD-3424(8)」によって求めた溶接部の負うべき荷重を評価し，溶接部の強度が十分であることを確認する。

溶接部の負うべき荷重：$W = d \cdot t_{sr} \cdot S_s - (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d) \cdot S_s$

d　：断面に現れる穴の径（mm）

t_s　：主管の最小厚さ（mm）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（mm）

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

η　：継手の効率

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（mm）

2.5.2　構造強度評価結果

評価結果を表－１０に示す。溶接部の負うべき荷重が０以下であることから，溶接部の強度は十分であると評価している。

表－１０　強め材の取り付け強さの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	d (mm)	t_{sr} (mm)	S_S (MPa)	t_s (mm)	η	L_A (mm)	F	W (N)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-7.26×10^{4}
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-8.51×10^{3}
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-8.51×10^{3}
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-8.51×10^{3}
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-4.76×10^{4}

Ⅱ ALPS 処理水希釈放出設備の公称値の許容範囲について

表－１　海水配管ヘッダの許容範囲について

主要寸法（mm）			許容範囲	根拠
主管	外径	2235.2	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
出口管	外径	1828.8	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
海水ノズル管	外径	914.4	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
ALPS 処理水注入管	外径	114.3	[redacted]	JIS による材料公差
	厚さ	6.0	[redacted]	JIS による材料公差
ベント管	外径	114.3	[redacted]	JIS による材料公差
	厚さ	6.0	[redacted]	JIS による材料公差
ドレン管	外径	114.3	[redacted]	JIS による材料公差
	厚さ	6.0	[redacted]	JIS による材料公差
点検用マンホール	外径	609.6	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
レジューサ	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
鏡板	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

表－２　海水移送配管の許容範囲について

配管⑩※

主要寸法（mm）		許容範囲	根拠
外径	1828.8	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

配管 c※

主要寸法（mm）		許容範囲	根拠
外径	914.4	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	13.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

配管 d※

主要寸法（mm）		許容範囲	根拠
外径	914.4	[redacted]	JIS による材料公差
厚さ	14.0	[redacted]	JIS による材料公差 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

※：図－５の番号または記号に対応する。