

2.7 電気系統設備

2.7.1 基本設計

2.7.1.1 設置の目的

特定原子力施設に対して、必要な外部電源及び非常用所内電源を確保し、特定原子力施設の機能を達成するために必要とする電力を供給できる電気系統設備を設置する。

2.7.1.2 要求される機能

- (1) 特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器に対し、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。
- (2) 外部電源は、異なる送電系統で2回線以上であること。
- (3) 非常用所内電源が使用できない場合は、電源車などの代替機能を有すること。

2.7.1.3 設計方針

特定原子力施設のうち電気系統設備の設計方針は次のとおりとする。

(1) 電源の確保

特定原子力施設に対して必要な電源を確保できる設計とする。

重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電力を必要とする場合においては、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。

(2) 外部電源

外部電源は、異なるルートで2回線以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

(3) 非常用所内電源

非常用所内電源は、多重性又は多様性を備え、かつ、独立性を備えた設計とする。

(4) 検査可能性

安全機能に関連する電気系統設備は、その機能の重要度に応じて、その重要な部分の健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(5) 火災防護

所内ケーブル、電源盤等の材料は、不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とする。

(6) 耐雷対策

設備の重要度等に応じて、新たな接地網の布設や既設の接地網との接続等による接地抵抗の低減等の対策を行う。

(7) 小動物侵入防止対策

電源盤内への小動物の侵入による短絡・地絡事故を防止するため、小動物の侵入する恐れのある電源盤については、貫通孔等の侵入路の閉塞を行う。

2.7.1.4 供用期間中に確認する項目

所内共通ディーゼル発電機は、定期的に負荷をかけての運転状況を確認する。

2.7.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

福島第一原子力発電所 1～4 号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は、66kV 送電線 5 回線（大熊線 3 号，4 号，東北電力（株）東電原子力線，双葉線 1 号，2 号）で構成する。

通常時には、所内電力は、大熊線 3 号及び 4 号から南側 66kV 開閉所及び 66kV 受電用変圧器を経由して供給する。また、双葉線 1 号及び 2 号から 5 号機及び 6 号機の起動用開閉所，起動変圧器及び所内高圧母線を通じて供給することもできる。さらに南側 66kV 開閉所は、東北電力（株）東電原子力線からも受電できる。

外部電源がすべて喪失した場合には、所内共通ディーゼル発電機 2 台から所内電力を供給できる。また、所内高圧母線は 5 号機又は 6 号機の非常用ディーゼル発電機からも受電できる。

(2) 送電線

外部電源は、以下の 4 回線の 66kV 送電線により当社の電力系統から受電する。

大熊線 3 号

大熊線 4 号

双葉線 1 号（5 号機及び 6 号機の起動用開閉所で受電）

双葉線 2 号（5 号機及び 6 号機の起動用開閉所で受電）

これら 66kV 送電線は、1 回線で特定原子力施設の必要電力を送電し得る容量を有する。また、上記の 66kV 送電線が全て停止するような場合、東北電力（株）東電原子力線から受電する。

(3) 開閉所

南側 66kV 開閉所は、66kV 送電線と 66kV 受電用変圧器を連系する遮断器，66kV 母線等で

構成する。

(4) 変圧器

66kV 受電用変圧器は、送電線電圧 66kV を所内高圧母線電圧 6.9kV に降圧する変圧器で構成し、特定原子力施設の必要電力を供給する。

(5) 所内高圧母線

所内高圧母線はメタルクラッド開閉装置で構成し、所内高圧母線間を連系することにより、特定原子力施設の各設備へ電力を振り分ける。

所内高圧母線は、接続される特定原子力施設の重要度等に応じて、単一の所内高圧母線の故障があっても設備の全機能が喪失しないよう、設備を 2 母線以上に分割接続、又は双方の母線から受電できる構成とする。

なお、今後、使用済燃料共用プール設備への電力供給のため共用プール M/C を 2 系列復旧する。

(6) ケーブル及び電線路

特定原子力施設の設備の容量に応じたケーブルで接続する。

(7) 非常用所内電源とその代替機能

所内共通ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合に、1 台にて特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器がその機能を達成するために必要となる電力を供給できる。

所内共通ディーゼル発電機は 2 台を備え、多重性を有した設備となっており、各々専用の所内高圧母線に接続する。

また、所内共通ディーゼル発電機全台が使用できない場合においても、5 号機又は 6 号機の非常用ディーゼル発電機（5 A、5 B、6 A、6 B）から電力を供給できる。また、免震重要棟については、ガスタービン発電機から電力を供給できる。

外部電源及び非常用所内電源が使用できない場合は、代替電源の電源車（500kVA 以上×2 台）を所内高圧母線の所内共通 M/C 1 A 及び 2 A の各々に接続することにより、原子炉圧力容器・原子炉格納容器注水設備等の必要な負荷に対して電力を供給できる構成とする。

(8) 監視装置等

免震重要棟から以下を監視可能とする装置を備える。

- ・ 送電線電圧
- ・ 所内高圧母線電圧

また、電気系統設備の故障が発生した場合には、異常を検知し、その拡大及び伝播を防

止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備える。

2.7.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

a. 開閉設備，変圧器

開閉設備，変圧器については，津波により影響がないと想定される高台（O. P. 30m 以上）へ設置する。

b. 所内高圧母線

所内高圧母線は，津波による影響がないと想定される建屋内（防水性向上対策を実施した建屋又は建屋の高所階（O. P. 17m 以上））又は高台（O. P. 30m 以上）へ設置する。

なお，運用補助共用施設共用プール棟については，地下階の防水性向上対策を完了しており，今後，地上階の防水性向上対策を実施する。

c. 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については，津波による影響がないと想定される建屋内に設置する。

なお，運用補助共用施設共用プール棟については，地下階の防水性向上対策を完了しており，今後，地上階の防水性向上対策を実施する。

d. 電源車

電源車については，津波による影響がないと想定される高台へ配備する。（O. P. 30m 以上）

(2) 火災

所内ケーブル，電源盤等の材料は，不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とする。

2.7.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 外部電源受変電設備

外部電源からの受変電設備については，耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており，C クラス設備として設計する。

(2) メタルクラッド開閉装置

メタルクラッド開閉装置については，床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保する設計とする。

(3) 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については、耐震設計指針上の S クラスの設備として設計する。

(4) ケーブル及び電線路

ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本とする。

2.7.1.8 機器の故障への対応

常時は 66kV 2 回線（大熊線 3 号，4 号）から所内電力を供給するが，いずれかの回線の停電時には他方の回線で電力を供給する。新福島変電所からの全ての回線（大熊線 3 号，4 号，双葉線 1 号及び 2 号）が停止している場合には，東北電力（株）東電原子力線 66kV 1 回線から供給する。これら全ての外部電源が停電している場合には，非常用所内電源から必要な設備の電力を供給する。更に，非常用所内電源からの電力供給ができない場合は，電源車 2 台から必要な設備の電力を供給する。これらの切替における 6.9kV 所内高圧母線の連系については，連系用遮断器を手動にて投入する操作を実施する。

(1) 機器の単一故障

送電線における故障の場合は，送電線の故障箇所の特定や切り離しを行うが，南側 66kV 開閉所は二重母線構成のため，大熊線 3 号，4 号のいずれかが停止となっても，所内共通変圧器 2 台への電力供給は他方の送電線により維持される。一方，変圧器，所内高圧母線等の故障等により停電した場合には，故障箇所を特定した上で所内電源機器の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源からの受電を行い，電力供給を再開する。

(2) 複数の設備が同時に機能喪失した場合

電気系統は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう配慮した構成としているが，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，故障箇所を特定した上で，送電線，変圧器，所内高圧母線等の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源の受電や電源車の配備を行い，電力供給を再開する。

2.7.2 基本仕様

2.7.2.1 変圧器主要仕様

(1) 66kV 受電用変圧器

台 数	2
容 量	30,000kVA（1 台あたり）

電 圧	約 66kV／6.9kV
相 数	3
周波数	50Hz

2.7.2.2 非常用ディーゼル発電機主要仕様（既設）

(1) 所内共通ディーゼル発電機（A）（非常用ディーゼル発電機 4 B）

台 数	1
容 量	8,250kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(2) 所内共通ディーゼル発電機（B）（非常用ディーゼル発電機 2 B）

台 数	1
容 量	8,250kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(3) 免震重要棟ガスタービン発電機

台 数	1
容 量	1,000kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz

2.7.2.3 電源車

台 数	2 台以上
容 量	500kVA 以上
電 圧	6.6kV（使用電圧 6.9kV）
相 数	3
周波数	50Hz
タンク容量／燃料消費率	2 時間以上

2.7.3 添付資料

添付資料－1 送電系統一覽図

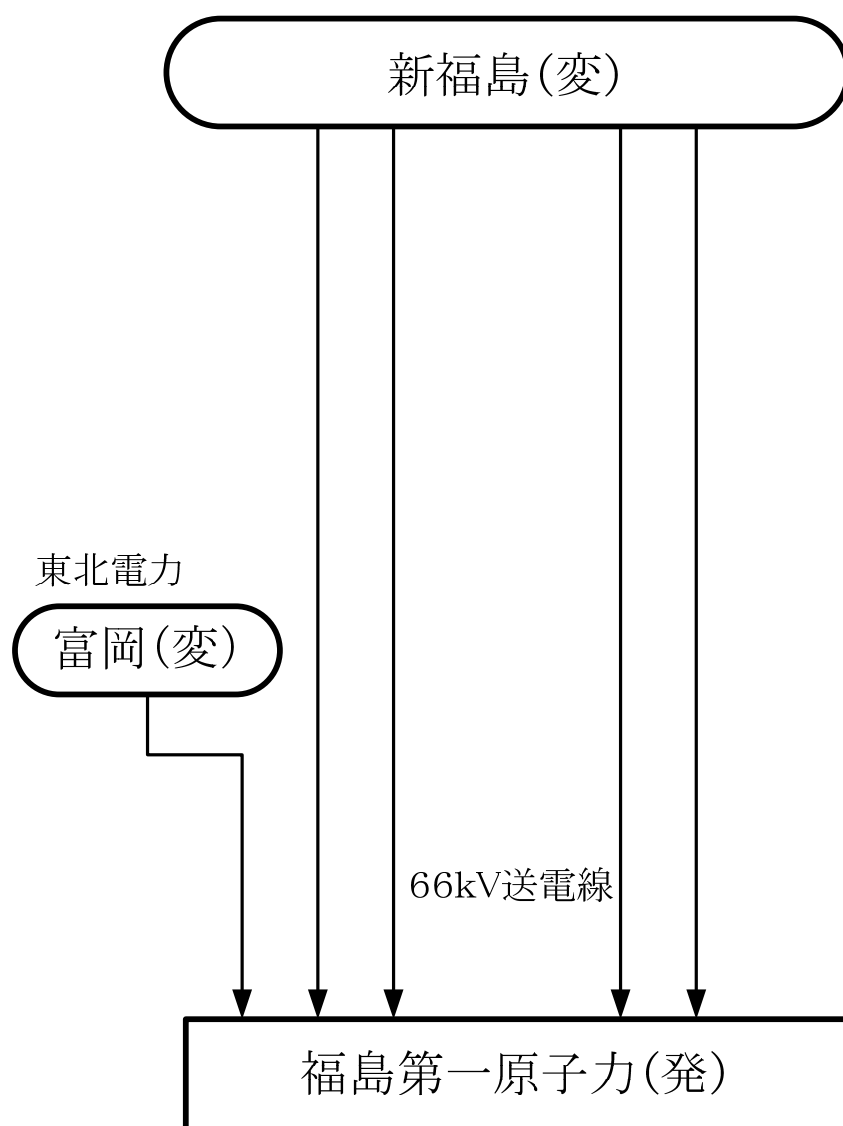
添付資料－2 所内単線結線図

添付資料－3 所内高圧母線に接続する主な負荷

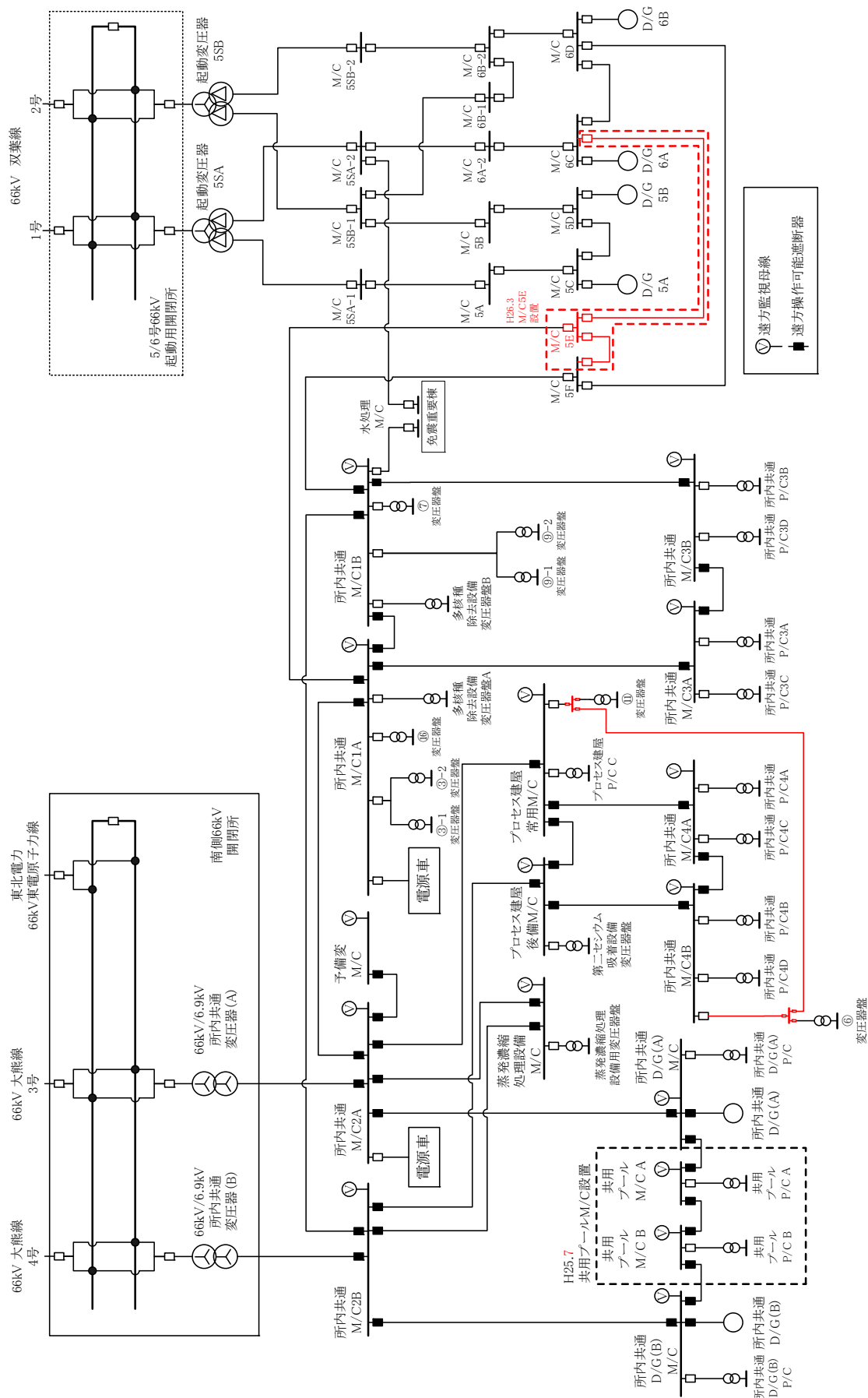
添付資料－4 電源車からの電力供給負荷について

添付資料－5 構造強度及び耐震性について

添付資料－6 電気系統設備の設備変更について



図－ 1． 送電系統一覽図



図一1. 所内単線結線図

表－ 1. 所内高圧母線に接続する主な負荷

所内高圧母線		所内共通P/C 又は 主な変圧器盤	接続する主な負荷		供給対象	
					所内 共通 D/G 供給	電源車 供給
所内 共通 M/C	所内共通 M/C1A	⑤変圧器盤	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	1号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
		③-2 変圧器盤	原子炉格納容器内室素封入設備	室素ガス分離装置 A	○	—
			使用済燃料プール設備	2号機 使用済燃料プール冷却系	○	—
				非常用注水設備(電動ポンプ)	○	○
		③-1 変圧器盤		1号機 使用済燃料プール冷却系(予備系)	○	—
	所内共通 M/C3A	⑤変圧器盤	汚染水処理設備等	T/B滞留水移送装置	○	—
		多核種除去設備 変圧器盤A	放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	多核種除去設備 A系、C系/共通系	—	—
		所内共通P/C3C	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	2号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
			原子炉格納容器ガス管理設備	1/2号機 CST炉注水ポンプ A	◎	◎
			1/2号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)	1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A	○	—
		所内共通P/C3A, 3C	1/2号機 建屋内照明		◎	◎
	プロセス建屋 常用M/C	①①変圧器盤	使用済燃料プール設備	4号機 使用済燃料プール冷却系 (二次系)	○	—
		プロセス建屋P/C C ほか	汚染水処理設備等	除染装置、セシウム吸着装置、使用済セシウム吸着塔保管 施設、造粒固化貯槽	○	—
	所内共通 M/C4A	所内共通P/C4C	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	3号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
		所内共通P/C4A	使用済燃料プール設備	3号機 CST炉注水ポンプ A	◎	◎
		所内共通P/C4C	原子炉格納容器ガス管理設備	4号機 使用済燃料プール冷却系 (一次系)	○	—
			使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A	○	—
		4号機 燃料取扱設備 受電設備		4号機 燃料取り出し用 カバー A	—	—
		所内共通P/C4C	3/4号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)	4号機 燃料取扱設備	—	—
		所内共通P/C4A, 4C	3/4号機 建屋内照明		◎	◎
	所内共通 D/G(A)M/C	所内共通D(G)P/C	所内共通D/G(A)補機		○	—
	共用プール M/C A	共用プールP/C A	使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系	○	○
				共用プール冷却浄化系	○	—
	予備変M/C		構内配電線(モニタリングポスト等)		○	—
所内 共通 M/C	所内共通 M/C1B	⑦変圧器盤	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	常用高台炉注水ポンプ	◎	◎
		⑧-2変圧器盤		純水タンク脇炉注水ポンプ	◎	◎
		⑦変圧器盤	原子炉格納容器内室素封入設備	室素ガス分離装置 C	○	—
		⑧-2変圧器盤		室素ガス分離装置 B	○	—
		⑧-1変圧器盤	使用済燃料プール設備	1号機 使用済燃料プール冷却系	○	—
				2号機 使用済燃料プール冷却系(予備系)	○	—
		多核種除去設備 変圧器盤B	放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	多核種除去設備 B系、C系/共通系	—	—
	所内共通 M/C3B	免震重要棟受電設備	監視室・制御室	免震重要棟	○	—
		所内共通P/C3D	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	1/2号機 CST炉注水ポンプ B	◎	◎
			原子炉格納容器ガス管理設備	1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B	○	—
			1/2号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)		◎	◎
		所内共通P/C3B	1/2号機 建屋内照明			
	プロセス建屋 後備M/C	第二セシウム吸着設備変 圧器盤	汚染水処理設備等	第二セシウム吸着装置	○	—
	所内共通 M/C4B	所内共通P/C4D	原子炉圧力容器・格納容器注水設備	3号機 CST炉注水ポンプ B	◎	◎
		⑥変圧器盤		3号機 使用済燃料プール冷却系	○	—
		所内共通P/C4B	使用済燃料プール設備	4号機 使用済燃料プール冷却系 (一次系) (予備系)	○	—
			原子炉格納容器ガス管理設備	3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B	○	—
		所内共通P/C4D	使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	4号機 燃料取り出し用カバー B	—	—
			3/4号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む)		◎	◎
		所内共通P/C4B	3/4号機 建屋内照明			
	所内共通 D/G(B)M/C	所内共通D/G(B)P/C	所内共通D/G(B)補機		○	—
	共用プール M/C B	共用プールP/C B	使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系	○	○
				共用プール冷却浄化系	○	—
	蒸発濃縮処理設備 M/C	蒸発濃縮処理設備用 変圧器盤 ほか	汚染水処理設備等	蒸発濃縮装置、逆流透過装置、廃スラッジ一時保管施設、 シールド中機	○	—

(注)

- ・H25.6時点の計画におけるH25.9月末設備の主要な負荷を記載。
- ・◎は重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備として供給するもの、○は◎以外で供給する設備。
- ・各設備のうち運転が必要な系統や機器に対して供給するため、◎又は○はすべての機器に同時に供給するものではない。
- ・D/G供給時、電源車供給時は一部負荷を制限する。

電源車からの電力供給負荷について

所内共通M／C 1 A接続の電源車及び所内共通M／C 2 A接続の電源車（各々500kVA 以上）からの電力供給は、以下の重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備等に対して計画している。

表 1 所内共通M／C 1 A接続の電源車からの電力供給負荷

所内共通M/C1A接続の電源車からの電力供給負荷		負荷容量	最大
原子炉圧力容器・格納容器注水設備	常用高台炉注水ポンプ	約45kVA	約70kVA
	純水タンク脇炉注水ポンプ	約70kVA	
	1号機 CST炉注水ポンプ A又はB	約19kVA	
	2号機 CST炉注水ポンプ A又はB	約19kVA	
	1号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	約14kVA	
	2号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	約14kVA	
1/2号機 計測用電源及び建屋内照明		約130kVA	約130kVA
使用済燃料プール設備	非常用注水設備(電動ポンプ)	約47kVA	約47kVA
合計			約247kVA

表 2 所内共通M／C 2 A接続の電源車からの電力供給負荷

所内共通M/C2A接続の電源車からの電力供給負荷		負荷容量	最大
原子炉圧力容器・格納容器注水設備	3号機 CST炉注水ポンプ A又はB	約19kVA	約19kVA
	3号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	約14kVA	
3/4号機 計測用電源及び建屋内照明		約130kVA	約130kVA
使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系	約38kVA	約38kVA
合計			約187kVA

構造強度及び耐震性について

- (1) 外部電源からの受変電設備については、耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており、C クラス設備として設計している（JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」。新設した大熊線 3 号, 4 号, 東北電力(株)東電原子力線が連系する南側 66kV 開閉所の開閉設備には地震に強いガス絶縁開閉装置（GIS）を採用するとともに、所内共通変圧器の基礎ボルト本数を従来に比べて増やし耐震性を高めている。
- (2) メタルクラッド開閉装置については、床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保している。
- (3) 所内共通ディーゼル発電機については、従来同様、耐震 S クラス設計の電源盤を採用しており、高い信頼性を確保している。また、構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認された設備を復旧して使用している。

所内共通ディーゼル発電機（A）（既設 非常用ディーゼル発電機 4 B）

工事計画届出書(総文発官 5 第 1222 号 平成 6 年 4 月 25 日届出)

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(49 資庁第 18004 号 昭和 49 年 11 月 14 日認可)

建設時第 1 9 回工事計画軽微届出書(総官第 989 号 昭和 51 年 12 月 3 日届出)

建設時第 2 1 回工事計画軽微届出書(総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出)

所内共通ディーゼル発電機（B）（既設 非常用ディーゼル発電機 2 B）

工事計画届出書(総文発官 5 第 1220 号 平成 6 年 4 月 25 日届出)

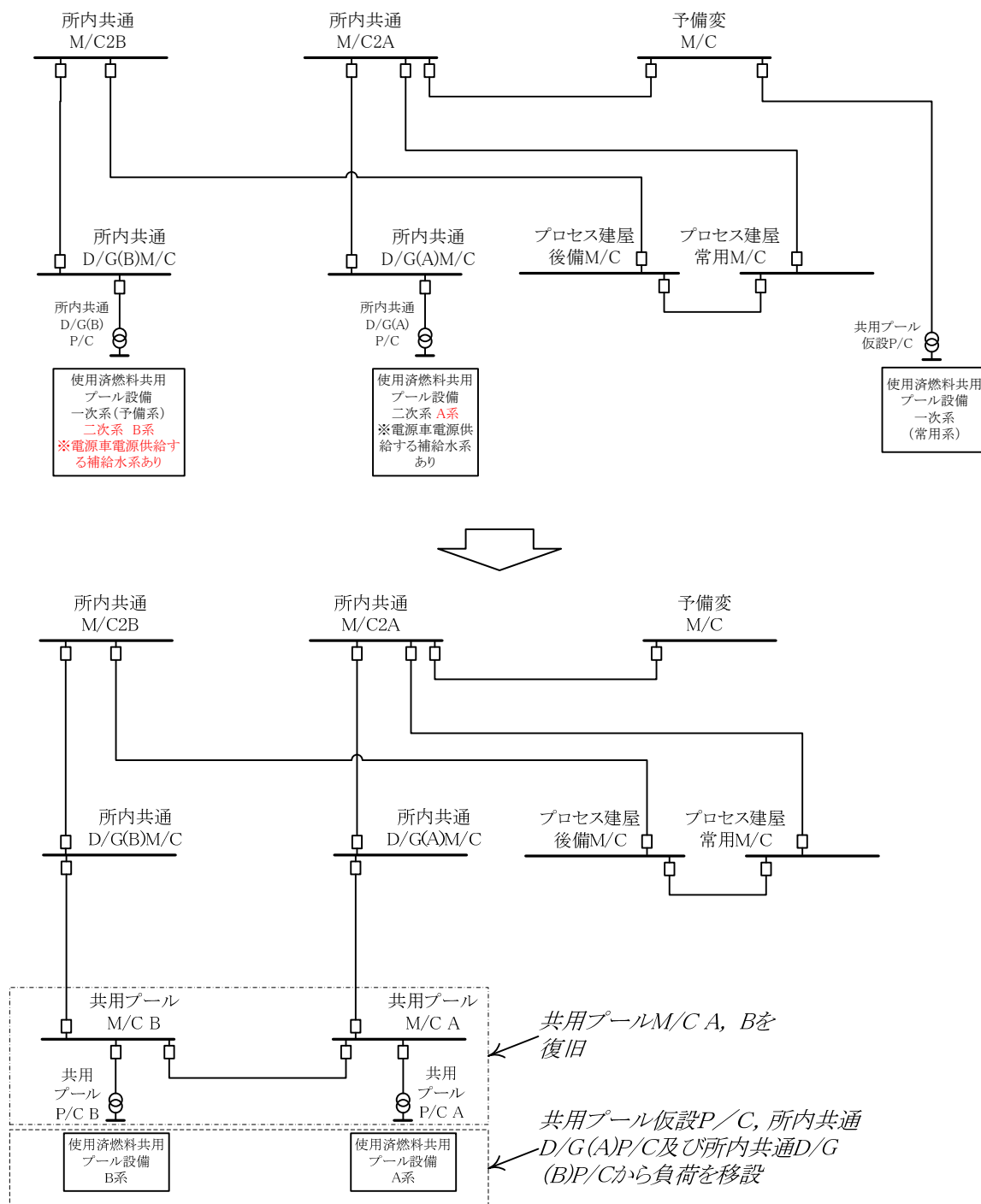
建設時第 1 4 回工事計画認可申請書(46 公第 11145 号 昭和 46 年 8 月 17 日認可)

- (4) ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本としており、ケーブル本体は可とう管路材に収納することで損傷防止策を講じている。
- (5) 仮設として設置されている輸送用車両に搭載されたメタルクラッド開閉装置は、フレキシビリティを有したものとなっており、車両に機器をボルトや溶接により固定される構造であり、車両上での転倒防止策を講じている。

電気系統設備の設備変更について

(1) 設備変更の概要

使用済燃料共用プール設備の負荷は、予備変M/C（又は所内共通D/G（B）M/C）及び所内共通D/G（A）M/Cから電力供給されている。そこで、更なる電源の信頼性向上のため、共用プールM/Cを2系列復旧し、使用済燃料共用プール設備へ電力供給を行う。



(2) 工程

	平成 2 5 年					
	4月	5月	6月	7月	8月	9月
共用プールM／C復旧	共用プールM／C A, B設置					
	※ 負荷移設					

※冷却に係わる負荷

2.8 原子炉格納容器ガス管理設備

2.8.1 基本設計

2.8.1.1 設置の目的

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内気体の抽気・ろ過等によって、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減することを目的とする。また、未臨界状態、水素濃度等の監視のため、原子炉格納容器内のガスを抽気することを目的とする。

2.8.1.2 要求される機能

- (1) 環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できること。
- (2) 未臨界状態、水素濃度等の監視のため、原子炉格納容器内のガスの抽気ができること。
- (3) 当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できること。

※：未臨界状態、水素濃度等の監視については、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）に、放射性物質濃度及び量の監視については放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15 参照）に各々記載。

2.8.1.3 設計方針

- (1) 放射性物質の放出抑制及び管理機能

原子炉格納容器の隔離機能または抽気機能によって、想定される事象に対して、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できる設計とする。

- (2) 不活性雰囲気の維持機能

原子炉格納容器ガス管理設備は、当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できる機能を有する設計とする。

- (3) 構造強度

原子炉格納容器ガス管理設備は、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。

- (4) 多重性又は多様性及び独立性

原子炉格納容器ガス管理設備のうち動的機器、フィルタ及び駆動電源は、多重性又は多様性及び独立性を備え、定期的に機能確認が行える設計とする。

- (5) 異常時の対応機能

外部電源が利用できない場合においても放射性物質の放出抑制機能を継続できる設計とする。また、地震、津波等の発生を考慮しても、放射性物質の放出抑制機能

が再開可能である設計とする。

(6) 原子炉格納容器に接続する配管に対する考慮

原子炉格納容器に接続する原子炉格納容器ガス管理設備の配管は、水素爆発により、原子炉格納容器に影響を与えないよう、適切に対応するものとする。

(7) 火災防護

火災の早期検知に努めるとともに、消火設備を設けることで初期消火を行い、火災により安全性を損なうことのないようにする。

2.8.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 排気ファンが運転しており、原子炉格納容器内のガスが抽気されていること。
- (2) フィルタユニットの前後差圧に異常がないこと。

2.8.1.5 主要な機器

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備は、排気ファン、除湿機（1号機：空調機、2・3号機：放熱器）、電気ヒータ、フィルタユニット及び流量計等で構成され、原子炉格納容器よりガスを抽気し、フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に、一部のガスをタービン建屋脇より大気へ放出する。残りの大部分のガスは、再循環し、再びフィルタユニットを通る。フィルタの湿分対策として、除湿機等により抽出ガス中の水蒸気を凝縮・分離させ、電気ヒータにより相対湿度を低下させる。

原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしている。一方、原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーは、ガス抽出量に比例する。したがって、原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素封入量と同程度のガスを抽気することで原子炉格納容器からの大気へ放射性物質の直接の漏えいを抑制するとともに、抽出したガスの放射性物質濃度を 1/100 以下にして放出することで、環境に放出される放射性物質の濃度及び量を低減させることができる。

原子炉格納容器ガス管理設備の動的機器及びフィルタユニットは、1系列 100%容量を2系列とすることで、多重性を有する設計とする。

(2) 電源

動的機器及びフィルタユニットは2系統を有し、各々異なる系統の所内高圧母線から受電することとする。また、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から電源を供給することでいずれかの系統が運転可能な構成とする。

(3) 放射性物質除去設備

放射性物質除去設備は、フィルタユニットに取り付けられた高性能粒子フィルタ（HEPA フィルタ）により、セシウム等の粒子状の放射性物質を捕獲する。なお、気体状の放射性物質（希ガス）は、セシウム等の粒子状物質と比べて影響が小さいため、放射能の減衰設備は設けていない。

また、弁開閉操作により、フィルタユニット廻りの再循環量を変更することにより、大気へ放出する放射性物質の濃度を低減できるものとする。

(4) その他

原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素を注入できる構成とし、当該設備を可燃限界以下に抑制する。原子炉格納容器ガス管理設備の配管等の枝管は、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」（一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考に、水平下り勾配とする等、水素の滞留を防止する。

また、当該設備内に予備座を設けることにより、気体の採取ができる構成とする。

2.8.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置することとする。

2.8.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統は無いが、その用途から、換気空調系に類似すると考える。当該設備は、技術基準に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が $37\text{mBq}/\text{cm}^3$ 以上に該当することから、排気ファン等の機器についてはクラス3機器相当、配管・ダクト等については放射線管理設備に属するダクトとしてクラス4配管相当と位置付けられる。

クラス 3 機器及びクラス 4 配管の構造・強度は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している主要設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当やクラス 4 配管相当での評価を行い、非金属材料等については、当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行う。

b. 主要設備の構造強度

(a) 排気ファン

排気ファンは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(b) フィルタユニット

フィルタユニットは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(c) 除湿機

除湿機は、原子炉格納容器ガス管理設備内ガスを通気する放熱器について評価する。放熱器は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(d) 配管類（鋼管、鋼板ダクト、ダクトホース、フレキシブルホース）

配管類は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 4 配管相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(2) 耐震性

a. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統が無いが、その用途から、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

b. 主要設備の耐震構造

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を準用し、静的震度(1.2Ci)に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。この他、フレキシビリティを有する材料を用いるなどして耐震性を確保する。

2.8.1.8 機器の故障への対応

2.8.1.8.1 機器の単一故障

(1) 排気ファン、フィルタユニット等の故障

排気ファン、フィルタユニット等の機器が故障した場合は、予備機への切替を行う。

(2) 電源喪失

原子炉格納容器ガス管理設備の電源は多重化されており、受電中の電源が喪失した場合には他系統の電源に切替えを行う。

(3) 配管類の損傷

配管類が損傷した場合については、排気ファンの上流は負圧であること及びフィルタユニットが排気ファンの上流側に設置されていることから、放射性物質の濃度の高いガスの系統外への漏えいの可能性は低い。

配管類の損傷が大きく復旧が困難な場合は、原子炉格納容器ガス管理設備を停止し、速やかに配管類の取替を行う。

2.8.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

地震、津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

2.8.2 基本仕様

2.8.2.1 1号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容 量	250 m ³ /h（1 台あたり）
台 数	2

(2) フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ
効 率	単体 99.97%以上 総合 99.9%以上
基 数	4

表 2. 8 - 1 1号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【1号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 (鋼管)	呼び径／厚さ	150A／Sch. 40 100A／Sch. 40 80A／Sch. 40 50A／Sch. 80 25A／Sch. 80
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT370 0.35 MPa 100 ℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch. 40 STPT410 0.35 MPa 100 ℃

2.8.2.2 2号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容 量	1000 m ³ /h（1 台あたり）
台 数	2

(2) フィルタユニット

形 式	高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ
効 率	単体（HEPA）99.97%以上，（活性炭）99%以上 総合 99%以上
基 数	2

表 2. 8－2 2号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【2号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ	250A／Sch. 20S 250A／Sch. 10S 200A／Sch. 20S 125A／Sch. 20S 125A／Sch. 10S 50A／Sch. 20S
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 ℃
（鋼管）	呼び径	125Su
	材質	SUS304TPD
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 ℃
（鋼管）	呼び径	50A, 20A
	材質	SGP
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 ℃
（ダクト）	外径	260.0 mm 角
	肉厚	5.0 mm
	材質	SUS304
	最高使用圧力	5.8 kPa
	最高使用温度	180 ℃
（ダクト）	外径	257.8 mm 角
	肉厚	1.4 mm
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	100 ℃

名 称	仕 様	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

※ 除湿機より下流部のみ

2.8.2.3 3号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容 量	1000 m ³ /h（1 台あたり）
台 数	2

(2) フィルタユニット

形 式	高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ
効 率	単体（HEPA）99.97%以上，（活性炭）99%以上 総合 99%以上
基 数	2

表 2. 8 - 3 3号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【3号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ	250A／Sch. 20S 250A／Sch. 10S 200A／Sch. 20S 125A／Sch. 20S 125A／Sch. 10S 50A／Sch. 20S
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 °C
（鋼管）	呼び径	125Su
	材質	SUS304TPD
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 °C
（鋼管）	呼び径	50A, 20A
	材質	SGP
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 °C
（ダクト）	外径	260.0 mm 角
	肉厚	5.0 mm 角
	材質	SUS304
	最高使用圧力	5.8 kPa
	最高使用温度	180 °C
（ダクト）	外径	257.8 mm 角
	肉厚	1.4 mm 角
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	100 °C

名 称	仕 様	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	140A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

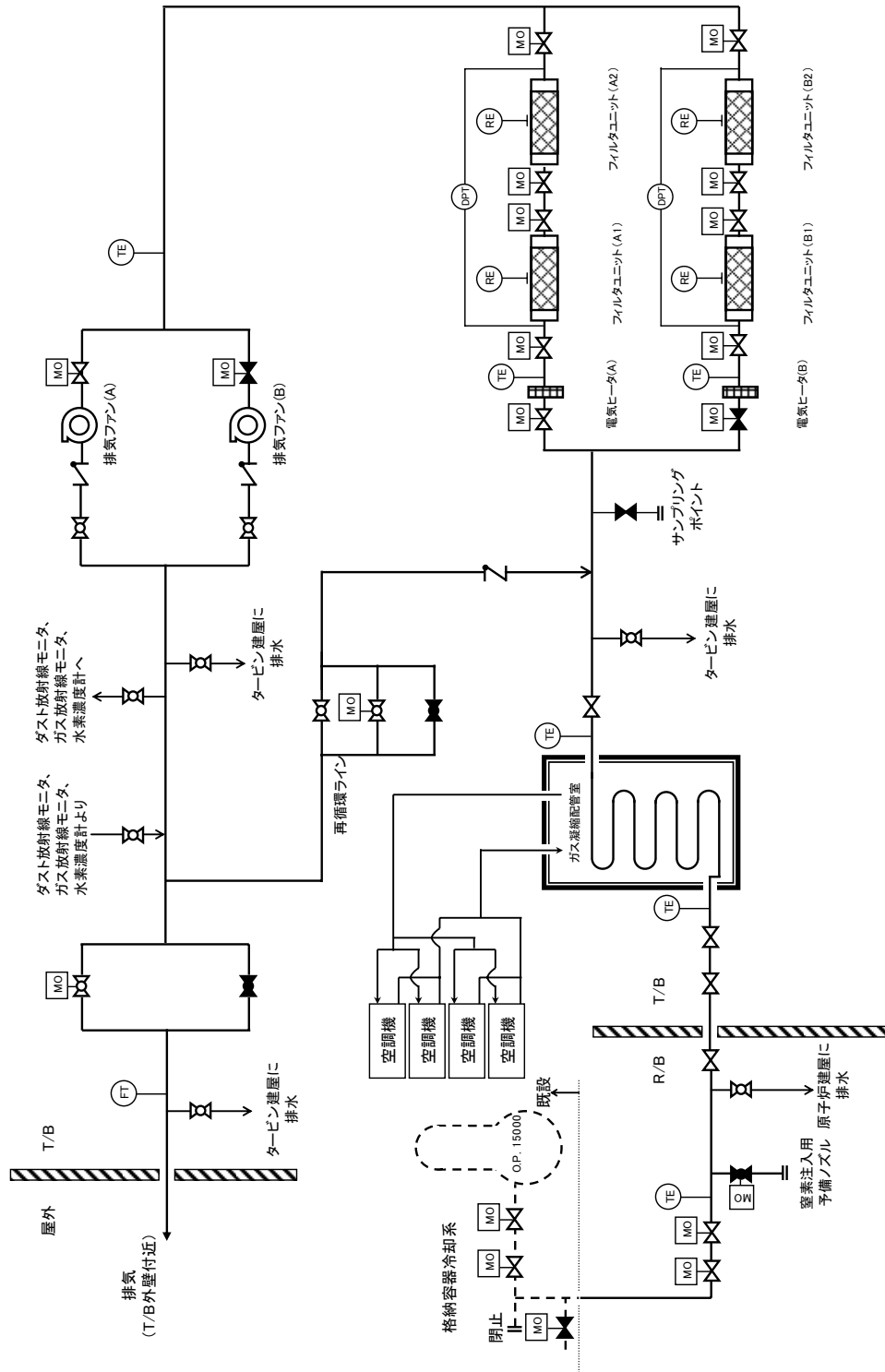
※ 除湿機より下流部のみ

2.8.3 添付資料

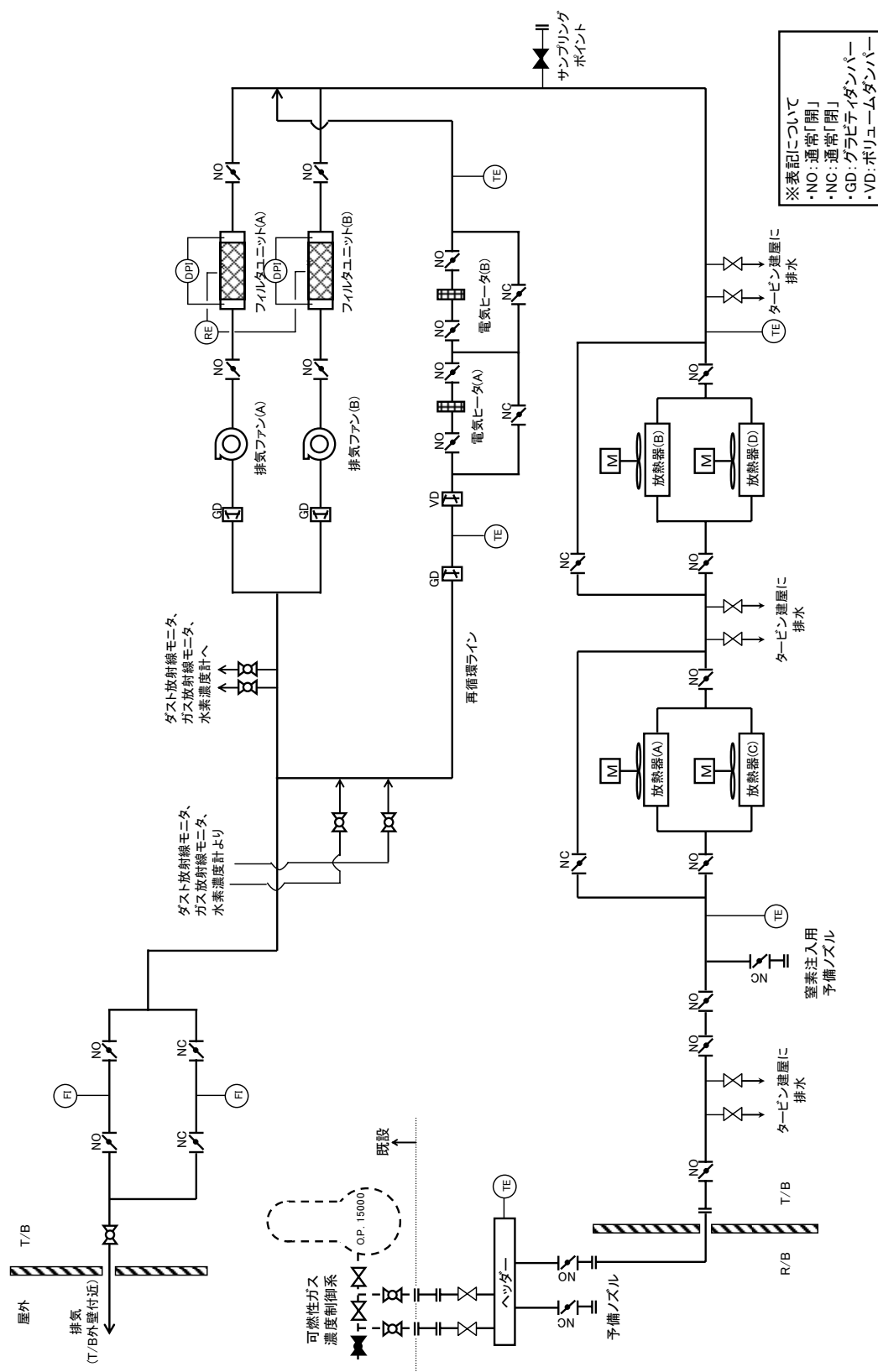
添付資料—1 系統概略図

添付資料—2 構造強度及び耐震性について

添付資料—3 原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて



図— 1 1 号機原子炉格納容器ガスマネジメント設備 系統概略図



図ー2 2号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図

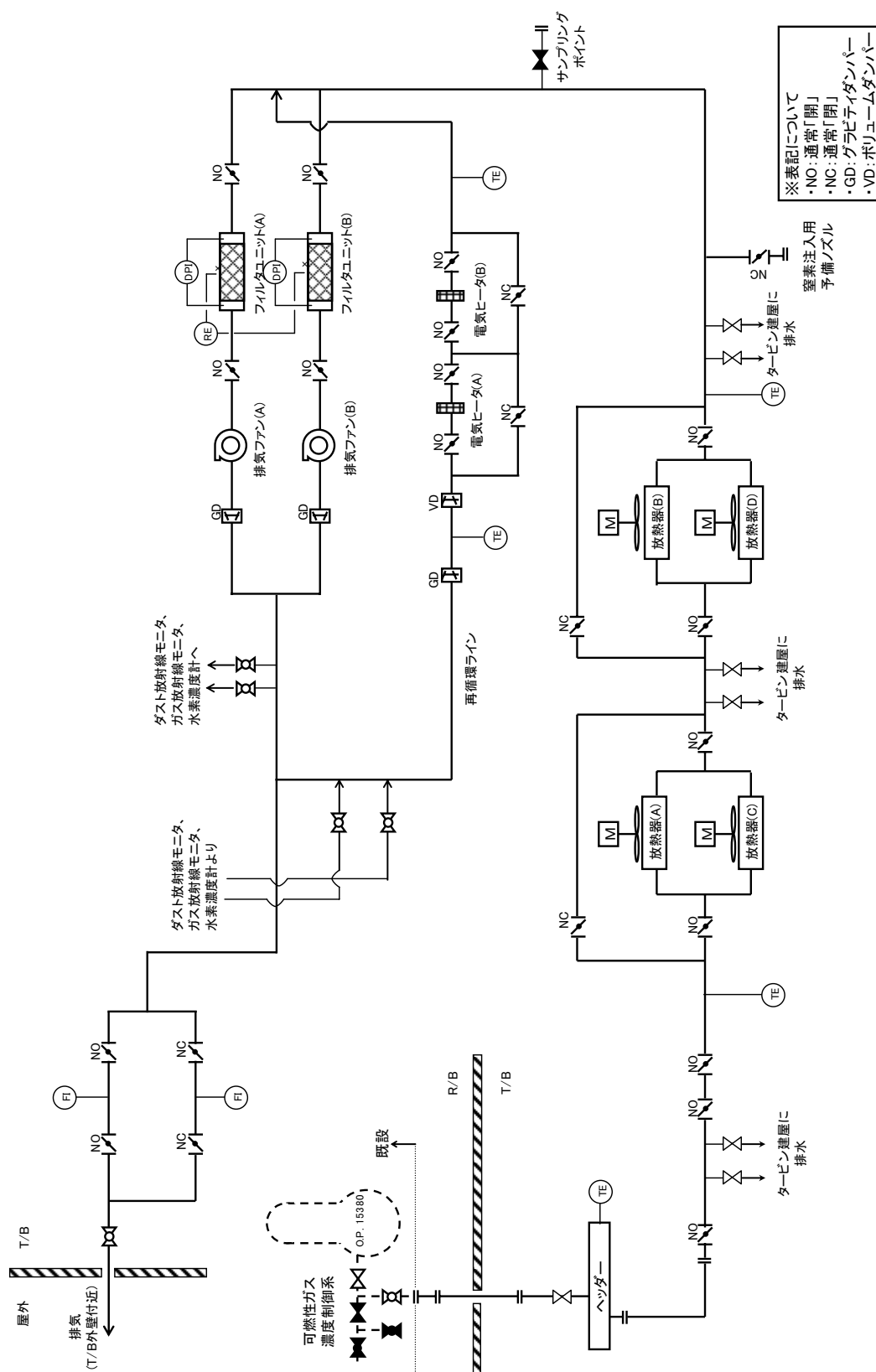


図-3 3号機原子炉格納容器ガス管理設備系統概略図

構造強度及び耐震性について

1. 1号機

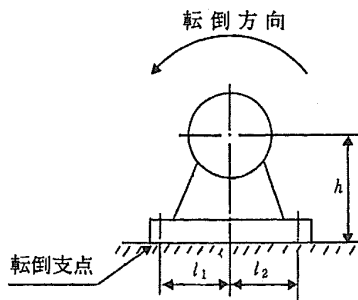
(1) 排気ファンの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

排気ファンについては、工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し、異常がないことを確認しており、排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

(b) 耐震性

排気ファンの耐震性評価として、「JEAG4601(1987 年度)」を準用し、ファン基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 D における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト 1 本当りでの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照）。



C_H : 水平方向設計震度

C_p : ファン振動による震度

M_P : ファン回転により働くモーメント

l_1 : 軸心と基礎ボルト間の距離

l_2 : 軸心と基礎ボルト間の距離($l_1 \leq l_2$)

d : 基礎ボルトの呼び径

n : 基礎ボルトの本数

n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

h : 据付面から重心までの距離

W : 据付面に作用する重量

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

$$\text{ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{W(C_H + C_p) \cdot h + M_P - W(1 - C_p) \cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

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

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

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

表-1 排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	5	174
		せん断	2	133

(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては、最高使用圧力 0.35MPa に対し、工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し、破損等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601(1987 年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、**供**用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-2 参照)。

表-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	10	133

(3) 凝縮配管室空調機ユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

凝縮配管室空調機については、凝縮配管室内の空気を冷却するものであり原子炉格納容器から抽気したガスを通気するものではなく、一般的な汎用機器を使用している。

(b) 耐震性

凝縮配管室空調機ユニットの耐震性評価として、「JEAG4601(1987 年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、保守的に供用状態 D における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-3 参照)。

表-3 凝縮配管室空調機ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震 C クラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	8	133

(4) 管の構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

配管については、「設計・建設規格(2005 年版)」に基づき、クラス 4 配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、十分な構造強度を有していると評価している(表-4 参照)。

表-4 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	4.5	0.5
	5.5	0.5
	6.0	0.5
	7.1	0.5

(b) 耐震性

a. 評価条件

配管は、配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系(両端単純支持はり構造)とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸

方向については地震により管軸方向は動かないものとし、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は、0.21G とする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$S_s = \alpha S_w \quad (1)$$

S_s :地震による応力

α :水平方向震度

S_w :自重による応力

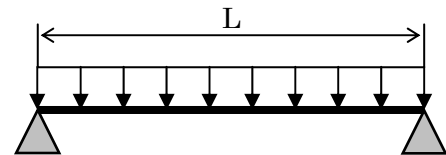
ここで、
$$S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w :自重による応力

L :サポート支持間隔

Z :断面係数

w :等分布荷重



両端単純支持はりの等分布荷重より
求まる自重による応力

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年度)」を準用し、供用状態 D の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (2)$$

S_p :内圧による応力

S_w :自重による応力

S_s :地震による応力

S :内圧, 自重, 地震による応力

α :水平方向震度

従って、上記(2)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 S_w が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

- ・内圧による応力 $S_p=10$ MPa, 許容応力を STPT370(100℃)の $0.9S_u=315$ MPa とし、(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59 \text{ MPa} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ MPa} \quad (3)$$

- ・継手がある場合には、応力係数も存在する。応力係数を 3 とし、以下となる。

$$S = S_p + (1 + \alpha) S_w \times 3 = 156 \text{ MPa} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ MPa} \quad (4)$$

2. 2 / 3 号機

(1) 排気ファンユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

排気ファンについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストoppa（車輪止め）で防止し、ストoppaをボルト（2号：鋳アンカ、3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストoppaを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力（2, 3号機：0.21G）による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-5参照）。

表-5 排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A	引張	作用しない	200
		せん断	158	200
	B	引張	作用しない	200
		せん断	167	200
3	A	引張	作用しない	2843
		せん断	474	1725
	B	引張	作用しない	2843
		せん断	502	1725

$$\text{ボルトに作用するせん断力： } Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$$

$$\text{ボルトに作用する引張力： } F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$$

C_H ：水平方向設計震度

m ：機器の運転時質量

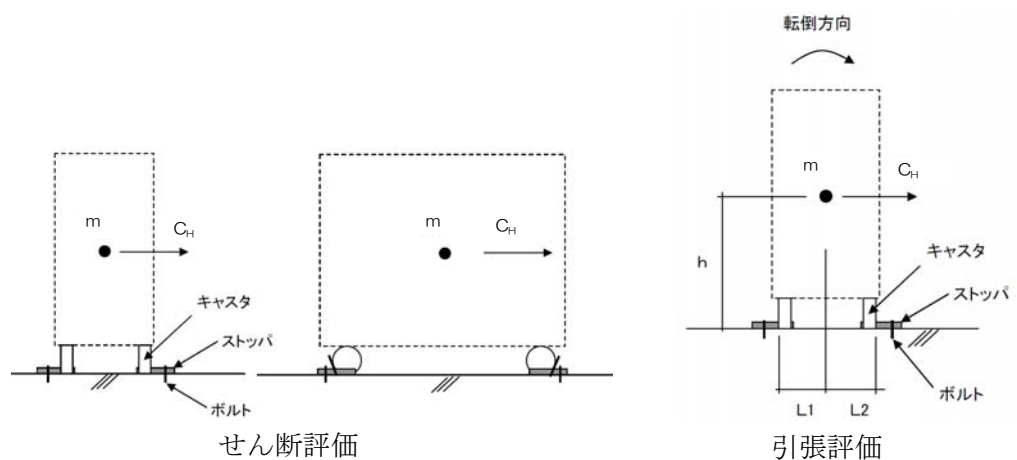
h ：重心高さ

L_1, L_2 ：重心とボルト間の水平距離($L_1 \leq L_2$)

n_f ：評価上引張力を受けるボルト本数

n ：評価上せん断力を受けるボルト本数

g ：重力加速度



b. キャスタ乗り上げ評価

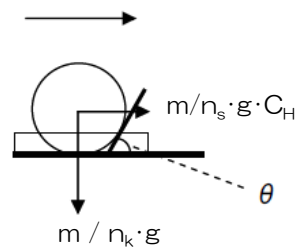
キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り越え最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り越えは発生しないことを確認した（表-6 参照）。

表-6 排気ファンユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り越え最大角度
2, 3	A, B	60°	約 23°

$$\text{乗り越えないためのストッパ角度： } \theta \geq \tan^{-1} \left(\frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left(\frac{C_H \cdot n_k}{n_s} \right)$$

乗り上げ方向



C_H : 水平方向設計震度

n_k : キャスタ数量

n_s : 乗り上げ荷重を受け止めるストッパの最小数量

キャスタ乗り上げ評価

(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ(車輪止め)で防止し、ストッパをボルト(2号: 鋳アンカ, 3号: メカニカルアンカ)で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2.(1)(b)と同様、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(2, 3号機: 0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-7 参照)。

表-7 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	—※	引張	作用しない	200
		せん断	169	200
3	—※	引張	作用しない	2843
		せん断	506	1725

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-8 参照）。

表-8 フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	—※	60°	約 23°

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

(3) 放熱器ユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

放熱器ユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、放熱器ユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2号：鉚アンカ，3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2.(1)(b) 同様、ボルトの強度が確保されること、及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(2, 3号機：0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-9 参照）。

表-9 放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A, B	引張	作用しない	200
		せん断	149	200
3	A, B	引張	作用しない	2843
		せん断	447	1725

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 37° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-10 参照）。

表-10 放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	A, B	60°	約 37°

(4) 管の構造強度及び耐震性

(4) - 1 鋼管及び鋼板ダクト

(a) 構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては、「設計・建設規格(2005 年版)」を準用し、クラス 4 配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉格納容器ガス管理設備における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する（表-11 参照）。

表-11 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	2.0	0.5
	2.8	0.5
	3.5	0.5
	3.8	0.5
	4.0	0.6
	6.5	0.6
角型	5.0	0.8

(b) 耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ（SUS 製）・ダクトホース（シリコン製）・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

(4) - 2 ダクトホース

(a) 構造強度

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

(b) 耐震性

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

(4) - 3 フレキシブルホース

(a) 構造強度

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

(b) 耐震性

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

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて

1. 概要

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内のガスを抽出し、放射性物質を除去してから放出することで、環境へ放出される放射エネルギーを低減させる設備である。ここでは、当該設備を用いた場合に放出される放射性物質の量及び濃度ならびに当該設備全体の効率※¹を評価※²した。

その結果、1～3号機合計で、放出する放射性物質の量は抽出した放射性物質の量の3千分の一以下に低減する能力を有すると評価した。

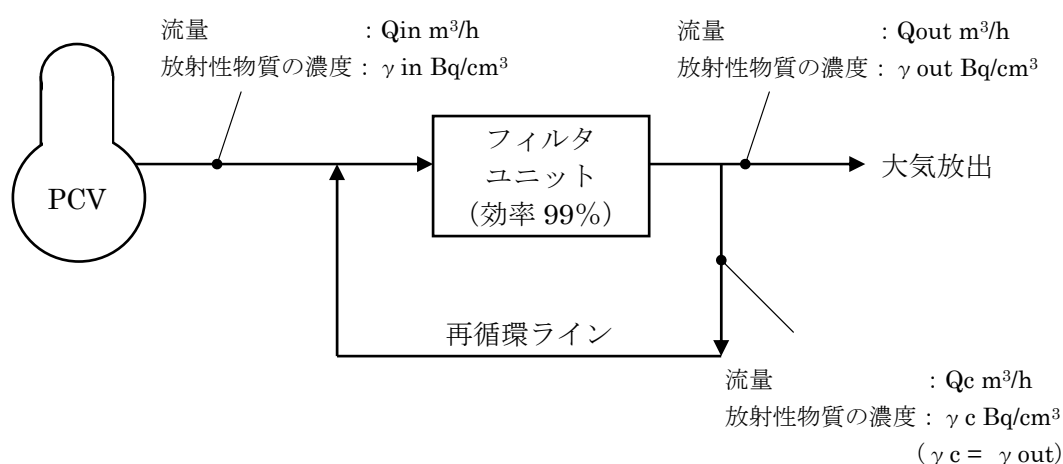
※¹ フィルタユニット単体の除去効率に抽出したガスの再循環による放射性物質の除去を考慮したシステム全体としての放射性物質の除去効率

※² 検出されている粒子状放射性物質 Cs-134 及び Cs-137 について評価

2. 評価条件

(1) 評価モデル

原子炉格納容器ガス管理設備が運転し平衡状態に達すると、図—1 に示すモデルとなる。なお、原子炉格納容器より抽出したガスは、除湿機により、ガス中に含まれる水蒸気を凝縮・分離させるが、ここでは保守的に、放射性物質は水蒸気側に移行せず全量ガス中に残留しているものとした。



図—1 評価モデル

図—1 より、フィルタ前後の放射エネルギーの釣り合いは、下式となる。

$$(Q_{in} \cdot \gamma_{in} + Q_c \cdot \gamma_c) \cdot \frac{100 - 99}{100} = Q_{out} \cdot \gamma_{out} + Q_c \cdot \gamma_c \quad \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

図—1 より $\gamma_c = \gamma_{out}$ とし、上式を大気放出側の放射性物質の濃度 γ_{out} についてまとめると、下記で示される。

$$\gamma_{out} = \frac{1}{100 \cdot Q_{out} + 99 \cdot Q_c} \cdot Q_{in} \cdot \gamma_{in} \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

(2) 評価条件

評価条件を表—1 に示す。抽出側のガス流量 Q_{in} は、流量が大きいほど、評価上厳しくなる。また、原子炉格納容器内の雰囲気温度に比例して、原子炉格納容器内の水蒸気量も増加することから、抽出側のガス流量 Q_{in} は、抽出ガス温度が高いほど増加する。したがって、流量 Q_{in} は、運転範囲を考慮し高温の 95℃ とした。原子炉格納容器内ガスの放射性物質の濃度 γ_{in} については、高濃度の 100 Bq/cm³ とした。放出側の流量 Q_{out} については、放出時のガス温度が低いほど気体の密度が高くなると、放出時の放射性物質の濃度も高くなることから、保守的な条件として、放出ガス温度は冬場に 5℃ に低下するとした。

3. 評価結果

上述の評価条件に基づく評価結果を表—2 に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は、1～3号機合計で、抽出する放射エネルギー 3.83×10¹⁰ Bq/h を、1.2×10⁷ Bq/h（3千分の一以下）に低減して放出すると評価した。放射性物質の濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率から、1号機で 1/200 程度、2・3号機で 1/750 程度になるものと評価した。この1号機と2・3号機の違いは、排気ファンの仕様の違いによるものであり、排気ファンの容量に比例して再循環量（流量 Q_c ）が増加することから、放射性物質が除去され放射性物質の濃度が低減した再循環ガスによる抽出ガス（流量 Q_{in} ）の希釈割合が大きくなるためである。

4. 参考（1～3号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績）

1号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成24年1月12日）は、放出放射エネルギー 4.0×10² Bq/h、当該設備全体の効率 99.998%以上であり、表—2 の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.1 Bq/cm³^{※3}、フィルタ出口側濃度 約 1.3×10⁻⁵ Bq/cm³未満^{※3}）

2号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成23年11月14日）は、放出放射エネルギー 1.2×10³ Bq/h、当該設備全体の効率 99.995%であり、表—2 の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.2 Bq/cm³^{※3}、フィルタ出口側濃度 約 5.0×10⁻⁵ Bq/cm³^{※3}）

3号機原子炉格納容器ガス管理設備については、試運転中の実績（平成24年2月24日）として、放出放射エネルギー 3.7×10³ Bq/h、当該設備全体の効率 99.98%以下であり、

表一 2 の評価結果を上回るものとする。(フィルタ入口側濃度 約 6.7×10^{-1} Bq/cm³未満^{※3}, フィルタ出口側濃度 約 1.2×10^{-4} Bq/cm³^{※3})

※3 Cs-134 と Cs-137 の合計値。検出限界未満の場合は、検出限界値として考慮。なお、フィルタ入口側についてはバイアル瓶によるガス採取であり、フィルタ出口側については粒子フィルタ及びチャコールフィルタによる採取。

表一 1 評価条件

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
流量 Q _{in}	123 m ³ /h (15m ³ /h (Normal))	130 m ³ /h (16 m ³ /h (Normal))	同左	抽出ガス温度 95℃条件
放射性物質の濃度 γ _{in}	100 Bq/cm ³	100 Bq/cm ³	同左	
流量 Q _{out}	15.3 m ³ /h (15 m ³ /h (Normal))	16.4 m ³ /h (16 m ³ /h (Normal))	同左	運用開始時における想定流量 (大気放出ガス温度は 5℃で換算)
流量 Q _c	234.7 m ³ /h	983.6 m ³ /h	同左	排気ファン流量による (1 号機 250m ³ /h, 2, 3 号機 1,000m ³ /h)
(参考) 抽出する放射性物質の量 Q _{in} × γ _{in}	1.23×10^{10} Bq/h	1.30×10^{10} Bq/h	同左	1 ～ 3 号機合計 3.83×10^{10} Bq/h

表一 2 評価結果

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の濃度 γ _{out}	0.497 Bq/cm ³	0.132 Bq/cm ³	同左	—
原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の量 Q _{out} ・ γ _{out}	7.6×10^6 Bq/h	2.2×10^6 Bq/h	同左	1 ～ 3 号機合計 1.2×10^7 Bq/h
原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率 $\left\{ \left(1 - \frac{\gamma_{out}}{\gamma_{in}} \right) \cdot 100 \right\}$	99.503 %	99.868 %	同左	—

2.9 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器

2.9.1 基本設計

2.9.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態を適切に監視するため、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器を設置する。

2.9.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。
- (2) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。
- (3) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。

2.9.1.3 設計方針

(1) 冷却状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(2) 未臨界状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(3) 不活性雰囲気状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の水素濃度が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

2.9.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 冷却状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。
- (2) 未臨界状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。
- (3) 不活性雰囲気状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。

2.9.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器は、冷却状態の監視のための計測器として原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計、未臨界状態の監視のための計測器としてガス放射線モニタ、不活性雰囲気状態の監視のための計測器として水素濃度

計で構成される。

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計は、原子炉压力容器・原子炉格納容器内に設置し、免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。免震重要棟集中監視室までの伝送設備については、多重化、プラント監視計測器専用設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）の確保等により十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設備とする。

ガス放射線モニタ、水素濃度計は原子炉格納容器ガス管理設備に設置し、免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。

なお、今後の廃炉作業に向け、原子炉格納容器の漏洩孔位置に関する情報を得ることを目的として、原子炉格納容器水位計の設置を検討・実施することとしているが、冷却状態の補助的な監視としても使用する。

(2) 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計

原子炉压力容器・原子炉格納容器内の周方向、高さ方向に温度検出器を複数設置する。また、温度計の指示値を記録可能な設備とする。ただし、故障と判断されたものについては除外する。なお、故障に伴い監視に使用できる温度計が減少することから新たな温度計の設置を検討・実施する。

(3) ガス放射線モニタ

ガス放射線モニタは2チャンネル設置し、指示値を記録可能な設備とする。

未臨界状態の監視においては、ガス放射線モニタで短半減期核種である Xe-135 を監視する。

(4) 水素濃度計

水素濃度計は2チャンネル設置し、指示値を記録可能な設備とする。

(5) 電源構成

電源は異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とし、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.9.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉压力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については、仮設防潮堤を設置したことでアウトターライズ津波の影響がないと想定される O.P. 10m 以上のエリアに設置する。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.9.1.7 構造強度及び耐震性

原子炉压力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については、一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計については、集中監視室までの伝送設備の多重化、プラント監視計測器専用設置している電源の確保等により十分に高い信頼性を確保しているものの、地震等で機能が喪失した場合には、他の関連計器の監視や、地震や津波が収まった後、各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室の計測機器の監視を行うとともに、復旧に努める。

2.9.1.8 機器の故障への対応

2.9.1.8.1 機器の単一故障

(1) 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り、故障時には故障した温度計を除外し、他の温度計で原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行うとともに、必要に応じて復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタは、2チャンネルの連続運転であり、1チャンネル故障時には他の1チャンネルのガス放射線モニタで原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計は、2チャンネルの連続運転であり、1チャンネル故障時には他の1チャンネルの水素濃度計で原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等は、多重化しており、単一故障時には他の伝送設備等を使用している計測器を用いて、原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

1 系統の電源喪失においては、他の電源より供給されている計測器により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

2.9.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

(1) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り、故障時には故障した温度計を除外し、他の温度計で監視を行う。全ての温度計が故障により機能喪失した場合には、他の関連計器を監視することにより原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行うとともに、復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタが全て故障した場合、ガス放射線モニタを復旧させる措置を行うとともに、代替措置として原子炉圧力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計が全て故障した場合、速やかに復旧させる措置を行うとともに、代替措置として、必要な窒素封入量が確保されていることの確認を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等の故障により遠隔監視に支障が生じた場合には、故障機器の交換等を行い速やかに復旧することを原則とするが、復旧までに時間を要する場合においては、関連するパラメータの監視や、必要に応じて各設備の設置箇所又は 1～4 号機の中央制御室の計測機器を監視する等により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

2 系統の電源喪失においては、非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は、プラント監視計測器専用設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）から必要な電源を供給する。

b. ガス放射線モニタ、水素濃度計

2 系統の電源喪失においては、非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は、速やかに復旧させる措置を行うと

ともに、他の関連計測器の確認を行うなどの代替措置を行う。

2.9.1.8.3 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視機能喪失事象に対する評価

監視機能喪失により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態把握が困難となるが、監視機能であり、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態に直接的な影響を与えるものではない。また、原子炉への注水量の減少操作や、窒素封入量の減少操作といった原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を変化させる操作を実施しないこと、必要な注水量や窒素封入量が確保されていることを確認することにより、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を把握することが可能である。

2.9.2 基本仕様

2.9.2.1 主要仕様

(1) 1号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	42 (添付資料－1 図－1. No. 1～42)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	7 (添付資料－1 図－1. No. 43～49)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 °C
個数	15 (添付資料－1 図－1. No. 50～64)

(原子炉格納容器内温度)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	-40～約 300 °C
個数	7 (添付資料－1 図－1. No. 65～71)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	0～ $1.4 \times 10^4 \text{ s}^{-1}$

チャンネル数 2

c. 水素濃度計

検出器の種類 熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲 0～5 vol%
チャンネル数 2

(2) 2号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 41 (添付資料－1 図－2. No. 1～41)

(原子炉圧力容器温度)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 1 (添付資料－1 図－2. No. 78)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 11 (添付資料－1 図－2. No. 42～52)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 200 °C
個数 25 (添付資料－1 図－2. No. 53～77)

(原子炉格納容器内温度)

検出器の種類 熱電対
計測範囲 0～約 300 °C
個数 8 (添付資料－1 図－2. No. 80～87)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類 シンチレーション検出器
計測範囲 $1 \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数 2

c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

(3) 3号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	42 (添付資料－1 図－3. No. 1～42)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 °C
個数	11 (添付資料－1 図－3. No. 43～53)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 °C
個数	25 (添付資料－1 図－3. No54～78)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$1 \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

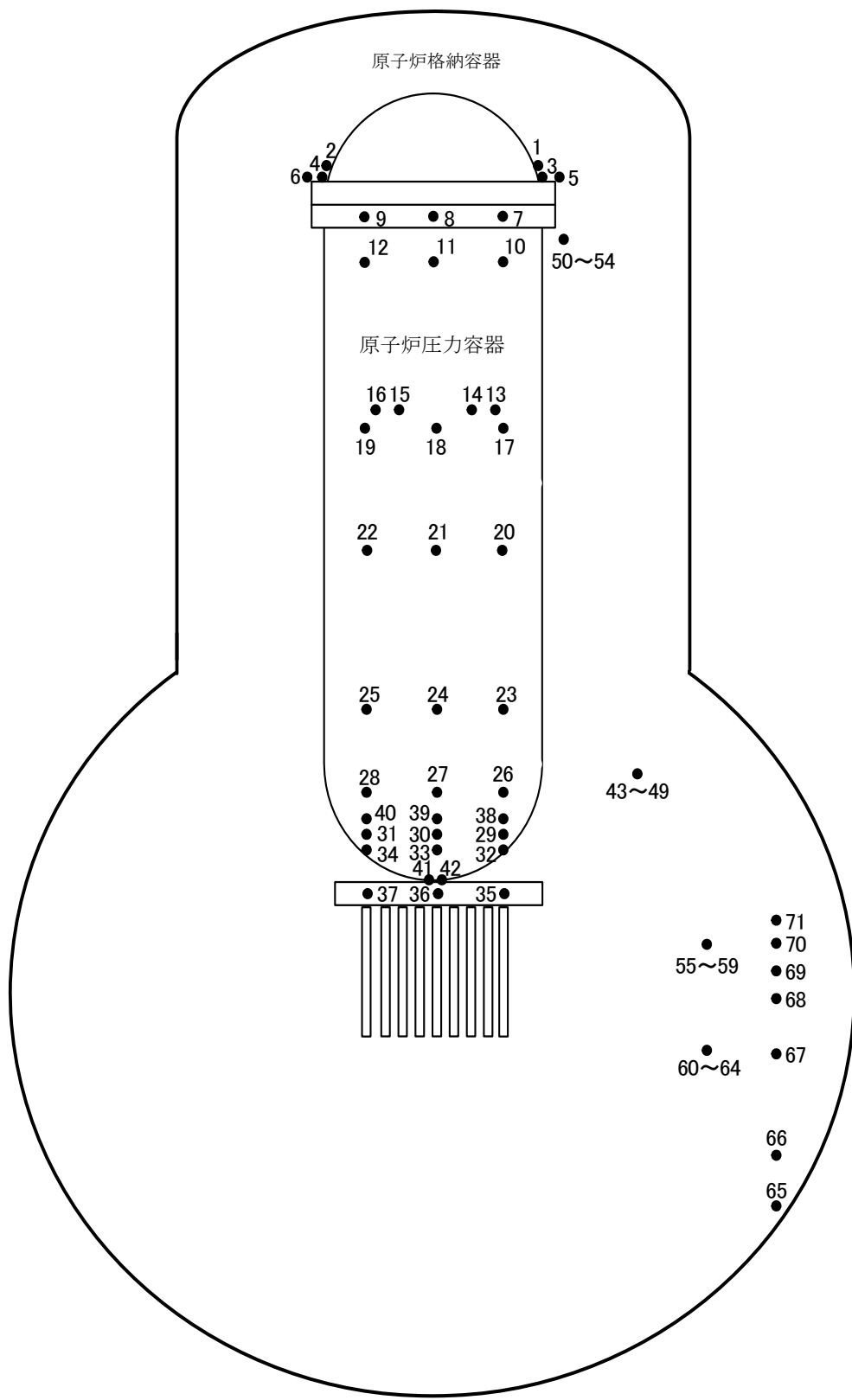
c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

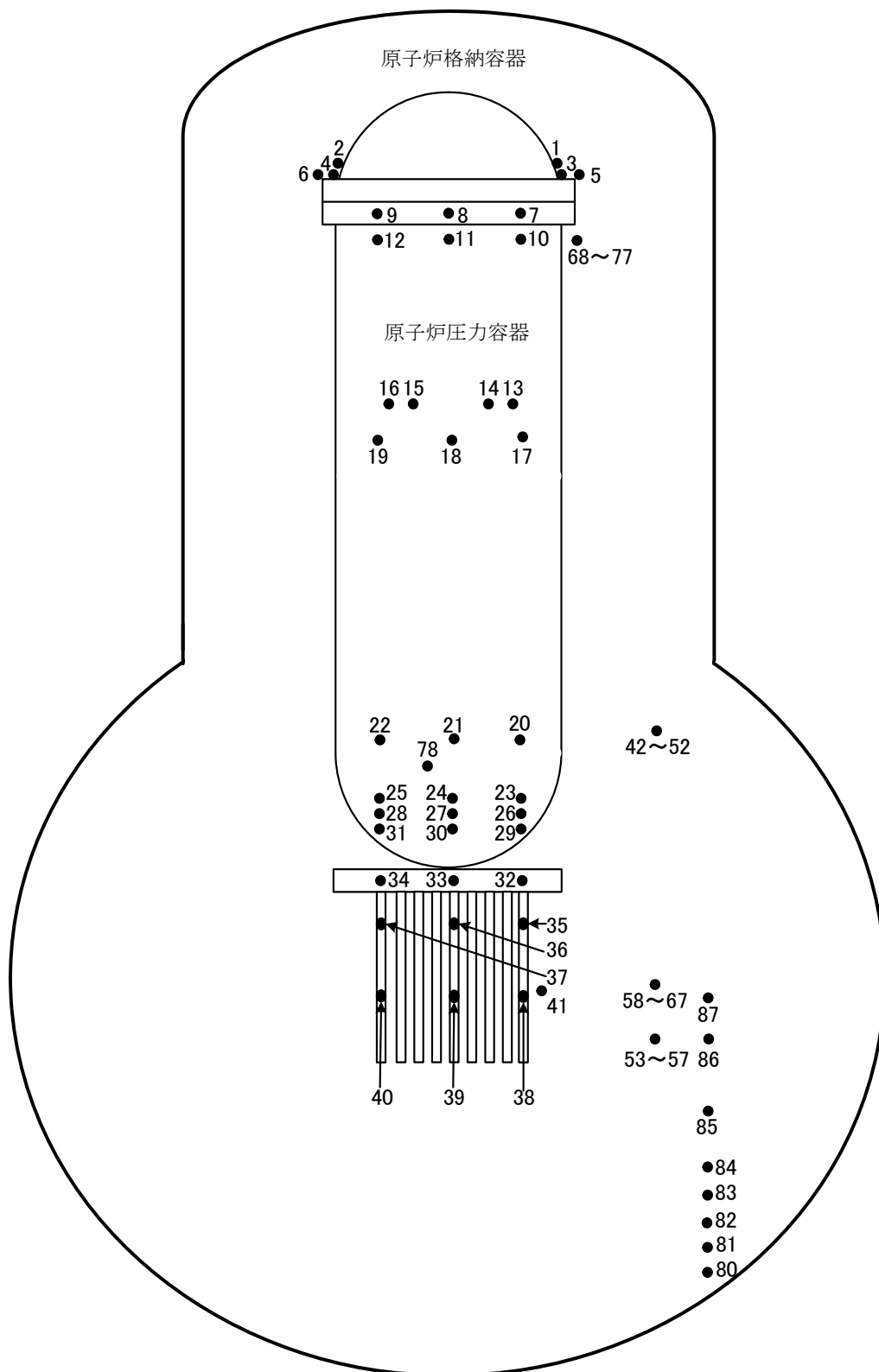
2.9.3 添付資料

添付資料－1 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図

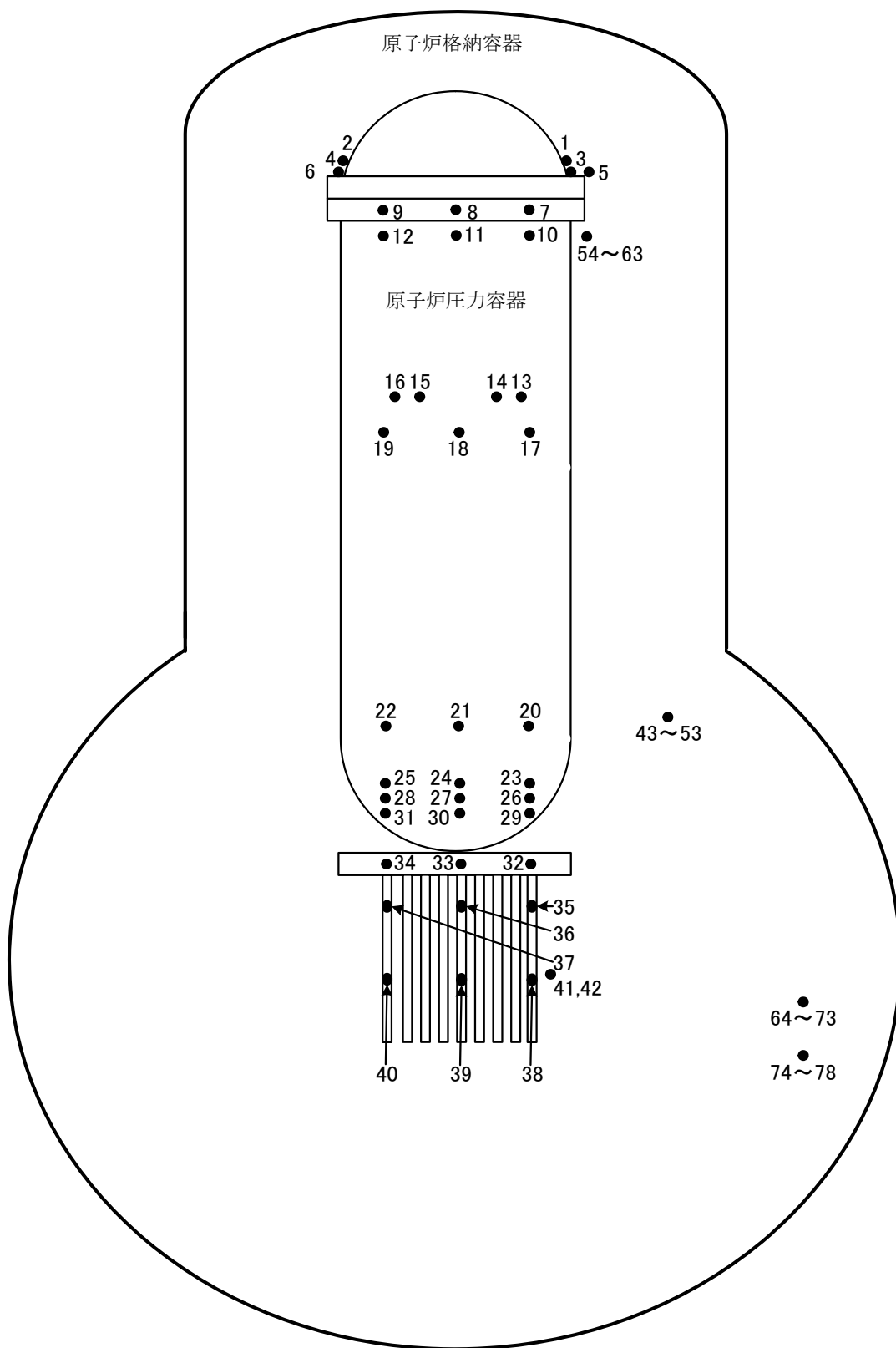
添付資料－2 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図



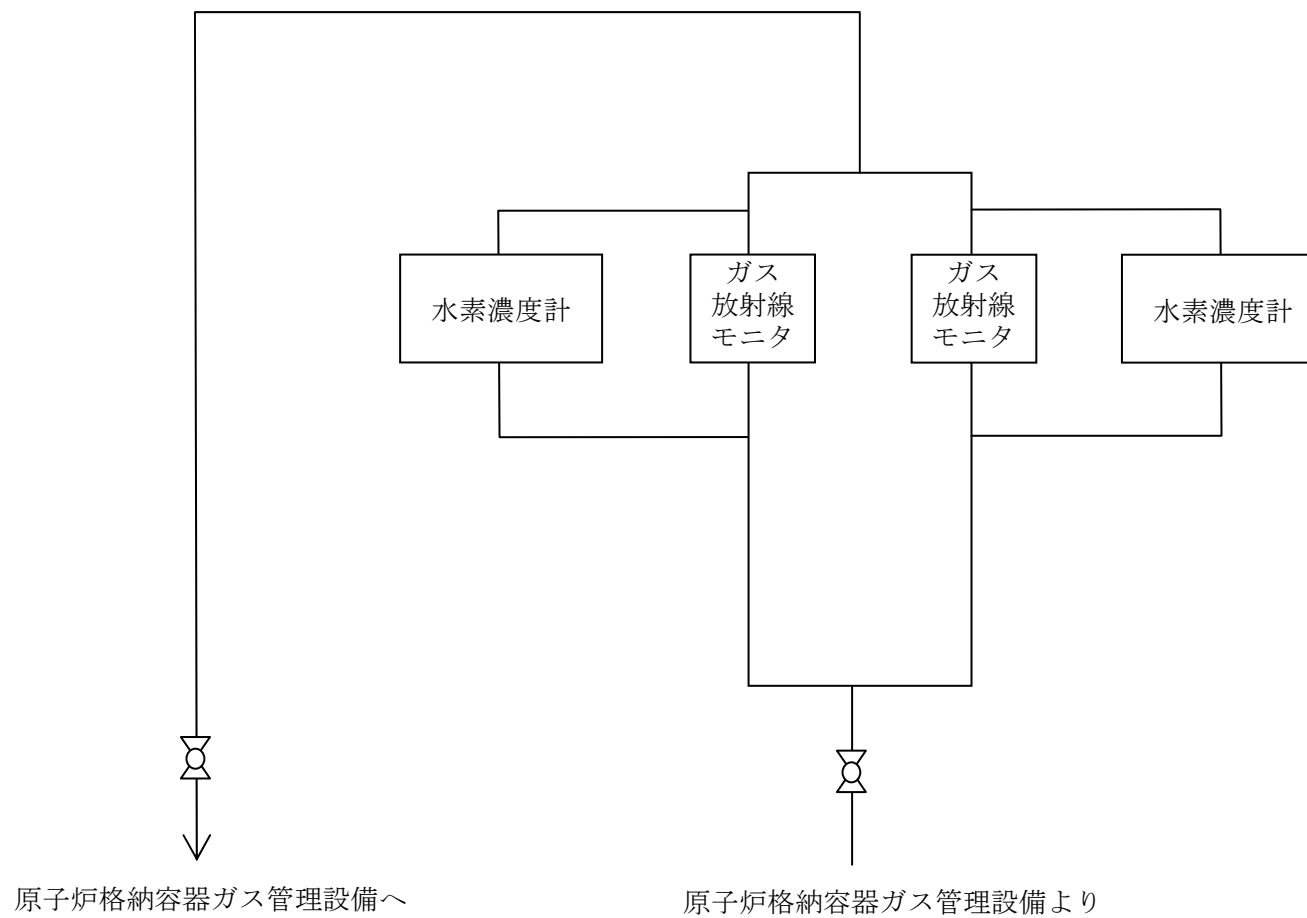
図－ 1. 1 号機 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



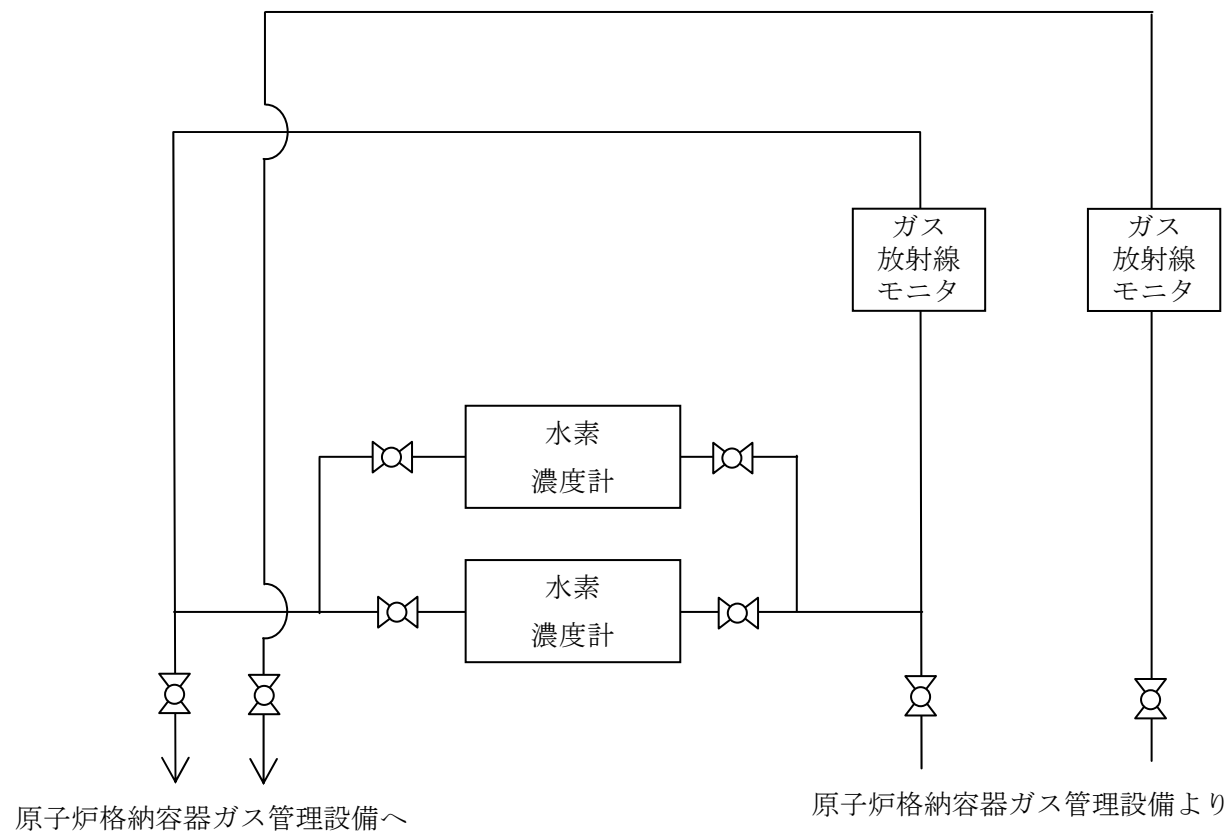
図－2. 2号機 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



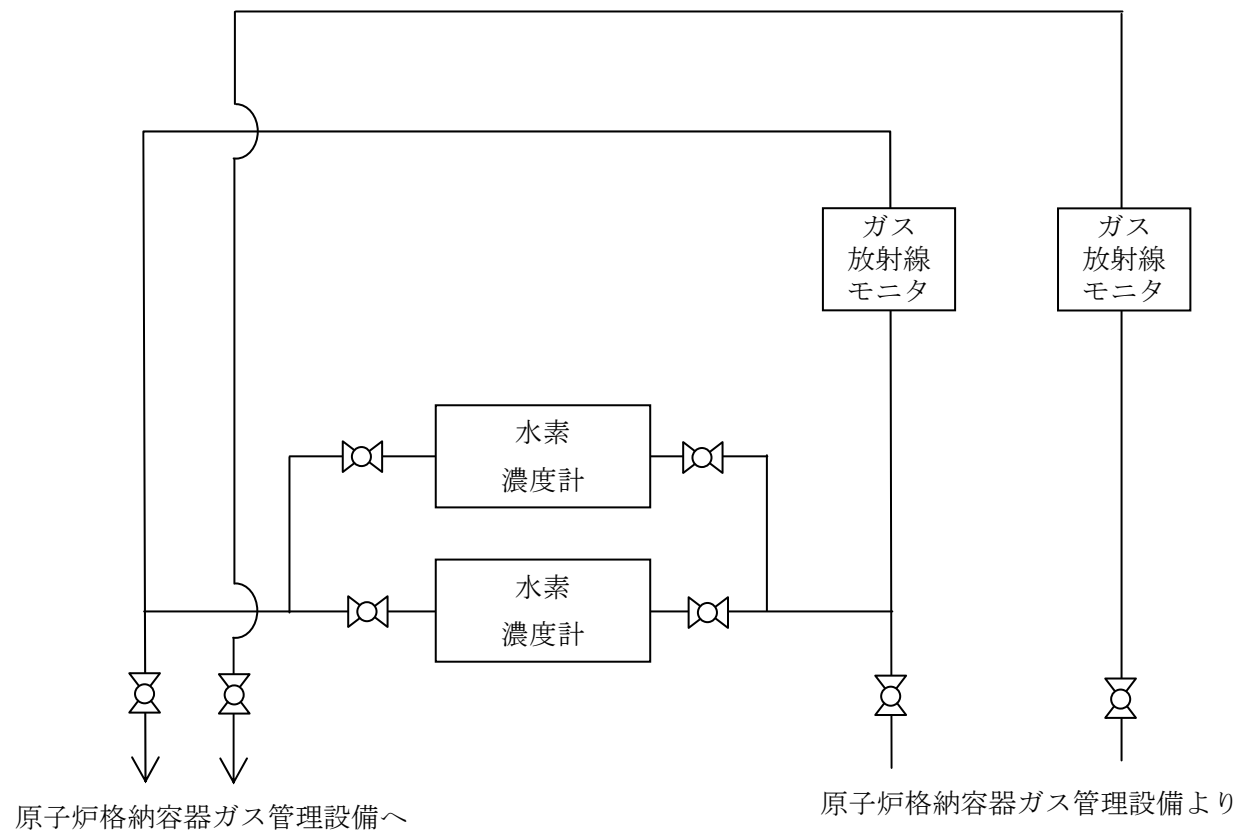
図－3. 3号機 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



図－１． １号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図



図－ 2. 2号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図



図－3. 3号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図

2.10 放射性固体廃棄物等の管理施設

2.10.1 基本設計

2.10.1.1 設置の目的

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等の管理施設は、作業員の被ばく低減、公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために、放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

2.10.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、十分な保管容量を確保し、遮蔽等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

2.10.1.3 設計方針

(1) 貯蔵設備

放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する設計とする。

発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外等の一時保管エリアを設定し、一時保管する。

伐採木は、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

使用済保護衣等は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

(2) 被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように、必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については、保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより、被ばく低減を図る設計とする。

(3) 飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は、処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には、容器、仮設保管設備、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

(4) 貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約 284,500 本相当、ドラム缶等仮設保管設備は、200ℓドラム缶約 23,000 本相当を貯蔵保管する能力を有し、平成 25 年 3 月現在の保管量は固体廃棄物貯蔵庫で 175,730 本相当、ドラム缶等仮設保管設備で 10,231 本相当である。

なお、固体廃棄物貯蔵庫の地下階に高線量瓦礫を保管するエリアとして最大約 15,000m³（ドラム缶約 6 万本相当）を準備する可能性があるが、その分のドラム缶保管場所の容量はあるものと考えている。

サイトバンカは、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を約 4,300m³保管する能力を有し、平成 25 年 3 月現在の保管量は、制御棒約 61m³、チャンネルボックス等約 265m³、その他約 186m³である。

瓦礫等の一時保管エリアの保管容量は、約 345,000m³であり、平成 25 年 3 月現在の保管量は約 96,000m³である。また、瓦礫等の想定保管量は、平成 28 年 3 月において約 278,000m³と見込んでおり、平成 27 年度末までの保管容量は総量として確保されるものとする。

ただし、瓦礫類については、線量区分毎に保管管理しており、線量区分での推移をみると一部の線量区分では、平成 27 年度に逼迫するおそれがあることから、今後の瓦礫等の発生状況等を踏まえて一時保管エリアを追設していくが、他の線量区分のエリアに一時保管することも可能である。

なお、瓦礫等の想定保管量については、計画された工事において発生する瓦礫等の物量は、建屋図面の読み取り、現場調査、伐採するエリアの面積等から算出しており、発生する瓦礫等の線量は、これまでの実績を参考にして求めている。

また、想定保管量については、工事量の変動等により大きく変動する可能性があるため、保管量の増加により容量不足が見込まれる場合には、一時保管エリアを追設する。

(5) 津波への対応

貯蔵設備は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる場所に設置されている（Ⅲ.3.1.3 参照）。

(6) 外部人為事象への対応

外部人為事象に対する設計上の考慮については、発電所全体の外部人為事象の対応に従う（Ⅱ.1.14 参照）。

(7) 火災への対応

火災に対する設計上の考慮については、発電所全体の火災への対応に従う（Ⅲ.3.1.2 参照）。

2.10.1.4 主要な設備

(1) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫は、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の他、使用済保護衣等や原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書にて許可されていない瓦礫類を一時保管する。

瓦礫類は、材質により可能な限り分別し、容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は、第1棟～第8棟の8つの棟からなり、第6棟～第8棟については、地上1階、地下2階で構成している。固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち、目安線量として表面30mSv/hを超える高線量の瓦礫類は地下階に保管する。地下階に高線量の瓦礫類を保管した場合には、コンクリート製の1階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが、この場合には、固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界において法令で定められた管理区域の設定基準線量(1.3mSv/3ヶ月(2.6μSv/h)以下)を満足するよう運用管理を実施する。ただし、バックグラウンド線量の影響を除く。なお、最大線量と想定している表面線量率10Sv/hの瓦礫類を地下2階一面に収納したと仮定した場合でも、固体廃棄物貯蔵庫建屋表面線量率は約 $4 \times 10^{-7} \mu\text{Sv/h}$ となり、法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足することを評価し、確認している。

震災後の固体廃棄物貯蔵庫の建物調査の結果、第1棟については屋根や壁、柱の一部、第2棟については柱の一部に破損があり、第3棟と第4棟については、床の一部に亀裂がみられるため、平成25年度に第1棟、第3棟を、平成26年度に第2棟、第4棟を工事計画認可申請書記載の機能を満足するよう復旧し使用していく。第5棟～第8棟については、大きな損傷はみられない。

また、固体廃棄物貯蔵庫の第1棟～第8棟のうち、第4棟～第8棟については遮蔽機能、第5棟～第8棟については耐震性を以下の工事計画認可申請書により確認している。

第1棟 建設時第17回工事計画認可申請書(45公第3715号 昭和45年5月11日認可)

第2棟 建設時第19回工事計画認可申請書(47公第577号 昭和47年2月28日認可)

第3棟 建設時第15回工事計画認可申請書(48資庁第1626号 昭和48年10月22日認可)

第4棟 建設時第14回工事計画認可申請書(50資庁第12545号 昭和51年1月31日認可)

建設時第21回工事計画軽微変更届出書(総官第860号 昭和51年11月4

日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総官第1293号 昭和52年2月7日届出)

第5棟 工事計画認可申請書(平成11・09・06資第11号 平成11年10月6日認可)
建設時第14回工事計画認可申請書(51資庁第11247号 昭和51年10月22日認可)
建設時第21回工事計画軽微変更届出書(総官第1341号 昭和52年2月15日届出)

第6棟 建設時第14回工事計画認可申請書(52資庁第2942号 昭和52年4月12日認可)

第7棟 工事計画認可申請書(55資庁第9548号 昭和55年8月28日認可)
工事計画軽微変更届出書(総文発官56第430号 昭和56年6月26日届出)

第8棟 工事計画認可申請書(56資庁第14021号 昭和56年11月30日認可)

(2) ドラム缶等仮設保管設備

固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備には、ドラム缶等の一部を仮置きする。

ドラム缶等仮設保管設備は、建築基準法に従い設計しており、法令で定められた風圧力や地震力の外力に耐えられる設計であり、鋼材フレームに防災性膜材を張ったテント状の設備で、床面はコンクリートである。

また、ドラム缶等仮設保管設備からの放射線による作業員への被ばくを低減する観点から、仮置きするドラム缶の線量制限を表面線量率0.1mSv/h以下とし、保管エリアを区画するとともに、線量率の測定結果を表示し作業員に注意喚起する。

なお、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は、平成24年12月から約3年間とし、仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

(3) サイトバンカ

サイトバンカは、**原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、**1～6号機で発生した原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を保管する。ただし、サイトバンカに保管する前段階において、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

また、構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(53資庁第7311号 昭和53年8月18日認可)

工事計画軽微変更届出書(総文発官53第994号 昭和53年11月4日届出)

- (4) 使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備
使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は、**原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、**廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋、運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク、地下使用済樹脂貯蔵タンク、機器ドレン廃樹脂タンク、廃スラッジ貯蔵タンク、地下廃スラッジ貯蔵タンク、沈降分離タンク、造粒固化体貯槽等である。

なお、現状において1～4号機及び集中環境施設設置分については水没や汚染水処理設備の設置等により高線量となっており貯蔵設備へアクセスできないことから構造強度及び耐震性について確認が困難であるため、点検が可能な容器等について、定期に外観点検または肉厚測定を行い、漏えいのないことを確認することにより間接的に状態を把握する。また、仮に放射性廃液等が漏えいしたとしても滞留水に対する措置により系外へ漏えいする可能性は十分低く抑えられている（Ⅰ.2.3.7，Ⅱ.2.6 参照）。

1～4号機及び集中環境施設設置分については、今後、滞留水の処理状況が進み、環境が改善されれば点検を実施していく。

5号機及び6号機の貯蔵設備を含む固体廃棄物処理系については、工事計画認可申請書等により、構造強度及び耐震性ならびに建屋内壁による遮へい機能を確認している。

なお、6号機の貯蔵設備が設置されている建屋は、滞留水により没水していることから、滞留水の影響についても確認している（Ⅱ.2.33 添付資料－3 参照）。

主要な設備・機器について以下に示す。

a. 5号機

(a) 廃棄物地下貯蔵設備使用済樹脂貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b) 廃棄物地下貯蔵設備廃スラッジ貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(c) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジ放出混合ポンプ

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(d) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジブースタポンプ

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(e) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージポンプ

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

建設時第28回工事計画軽微変更届出書（総官第303号 昭和52年5月30日届出）

(f) 液体・固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(g) 液体・固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(h) 液体・固体廃棄物処理系機器ドレン系廃スラッジサージタンク

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(i) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージタンク

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(j) 液体・固体廃棄物処理系原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(k) 液体・固体廃棄物処理系廃スラッジ貯蔵タンク

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(l) 液体・固体廃棄物処理系フェイズセパレータ

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(m) 廃棄物地下貯蔵設備建屋

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(n) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第30回工事計画軽微変更届出書（総官第961号 昭和52年10月8日届出）

b. 6号機

(a) 液体固体廃棄物処理系原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(b) 液体固体廃棄物処理系機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c) 液体固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(d) 液体固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(e) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第16回工事計画認可申請書（53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可）

(5) 覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には、瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は、線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は、地面を掘り下げ、底部にベントナイトシート、遮水シート、保護土を設置し、瓦礫類を収納して上から保護シート、緩衝材、遮水シート、土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し、飛散、地下水汚染を防止する。また、保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

なお、覆土式一時保管施設に用いる遮水シートは、覆土の変形ならびに地盤変状に追従できるよう、引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。

(6) 伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には、伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。
火災に対しては、**双葉地方広域市町村圏組合火災予防条例を考慮している。**

伐採木一時保管槽は、擁壁または築堤等にて保管槽を設置し、収納効率を上げるために伐採木（枝葉根）を減容し保管槽に収納して、保護シート、土、遮水シートで覆う構造である。また、伐採木（枝葉根）は、保管中の腐食による沈下を考慮する。

なお、伐採木一時保管槽に用いる遮水シートは、覆土の変形に追従できるよう、引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、保管槽の修復や伐採木の取り出しを行う。

2.10.2 基本仕様

2.10.2.1 主要仕様

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（1～6 号機共用）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

(2) ドラム缶等仮設保管設備

大きさ：幅約 13m×奥行約 39m

高さ：約 6m

設置個数：10

(3) サイトバンカ（1～6 号機共用）

基数：1

容量：約 4,300m³

(4) 仮設保管設備

a. 一時保管エリア A 1（テント）

大きさ：幅約 33m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

b. 一時保管エリア A 2（テント）

大きさ：幅約 51m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

(5) 覆土式一時保管施設

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m（最大）

設置個数：4

保管容量：約 4000m³/箇所

上部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部、法面部：保護土、遮水シート、ベントナイトシート

(6) 伐採木一時保管槽

大きさ：1 槽あたり、200m² 以内

高さ：約 3m

保管容量：1 槽あたり，約 600m³ 以内

上部　：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート

槽間の隔離距離：2m 以上

2.10.3 添付資料

添付資料－1　今後 3 年間の想定発生量と保管容量の比較

添付資料－2　覆土式一時保管施設の主要仕様

添付資料－3　覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

添付資料－4　伐採木一時保管槽の主要仕様

添付資料－5　伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

添付資料－6　放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

添付資料－7　放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

表 2. 10-1 一時保管エリア一覧

エリア名称	保管物
固体廃棄物貯蔵庫	瓦礫類
一時保管エリア A 1	瓦礫類
一時保管エリア A 2	瓦礫類
一時保管エリア B	瓦礫類
一時保管エリア C	瓦礫類
一時保管エリア D	瓦礫類
一時保管エリア E 1	瓦礫類
一時保管エリア E 2	瓦礫類
一時保管エリア F 1	瓦礫類
一時保管エリア F 2	瓦礫類
一時保管エリア G	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア H	伐採木（枝葉根・幹）
一時保管エリア I	伐採木（幹）
一時保管エリア J	瓦礫類
一時保管エリア L	瓦礫類
一時保管エリア M	伐採木（幹）
一時保管エリア N	瓦礫類
一時保管エリア O	瓦礫類
一時保管エリア P 1	瓦礫類
一時保管エリア P 2	瓦礫類
一時保管エリア Q	瓦礫類
一時保管エリア R	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア S	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア T	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア U	瓦礫類
一時保管エリア V	伐採木（枝葉根・幹）

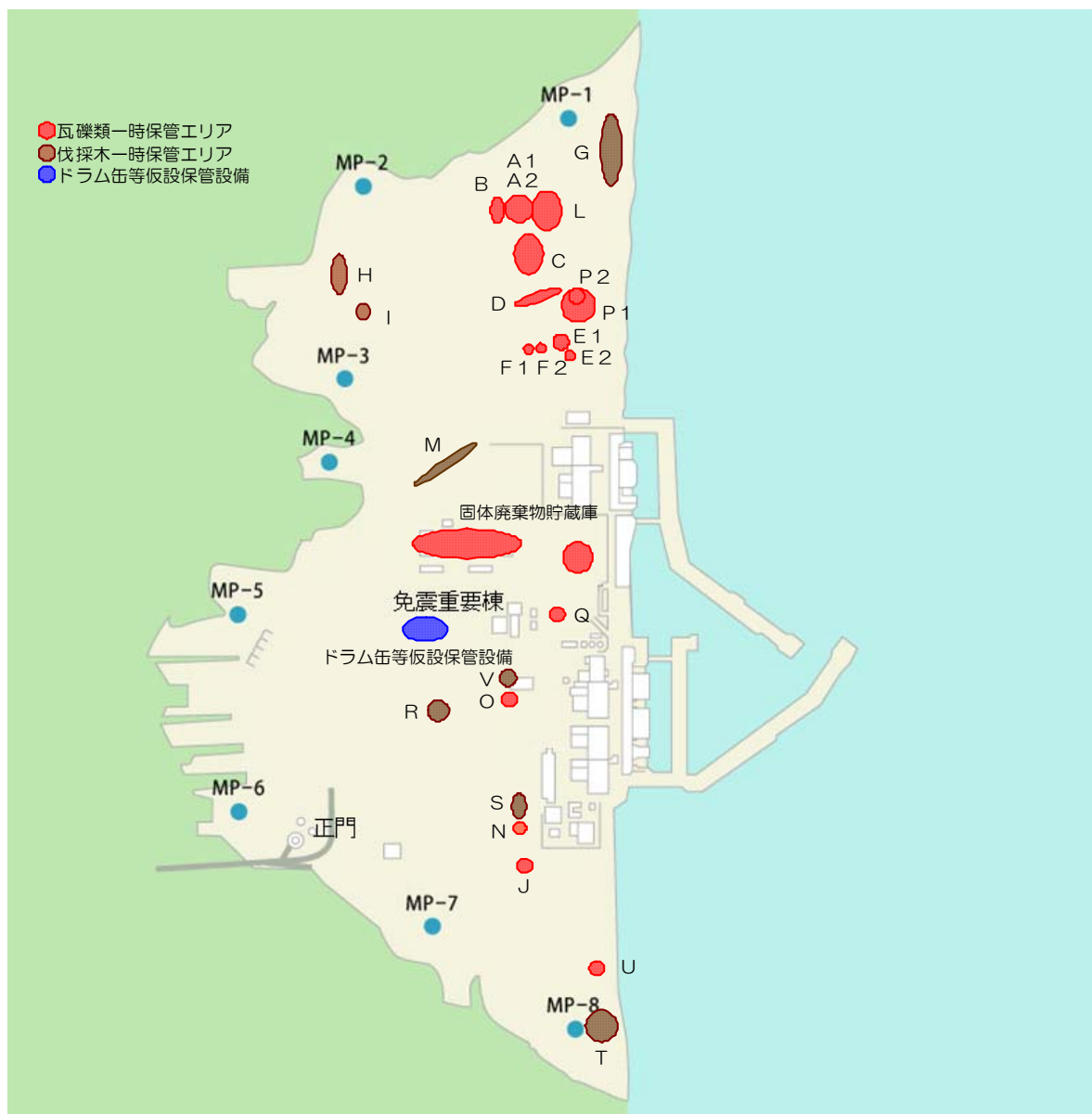
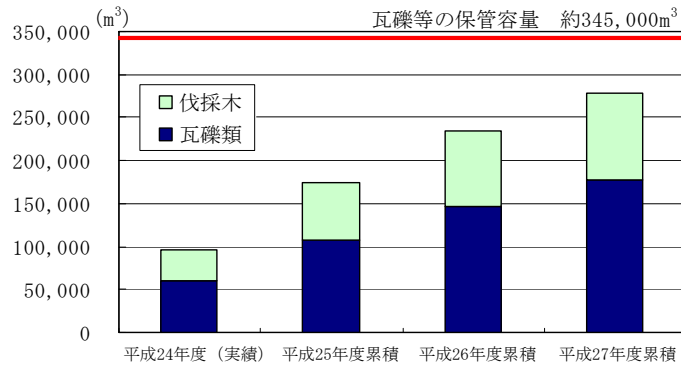
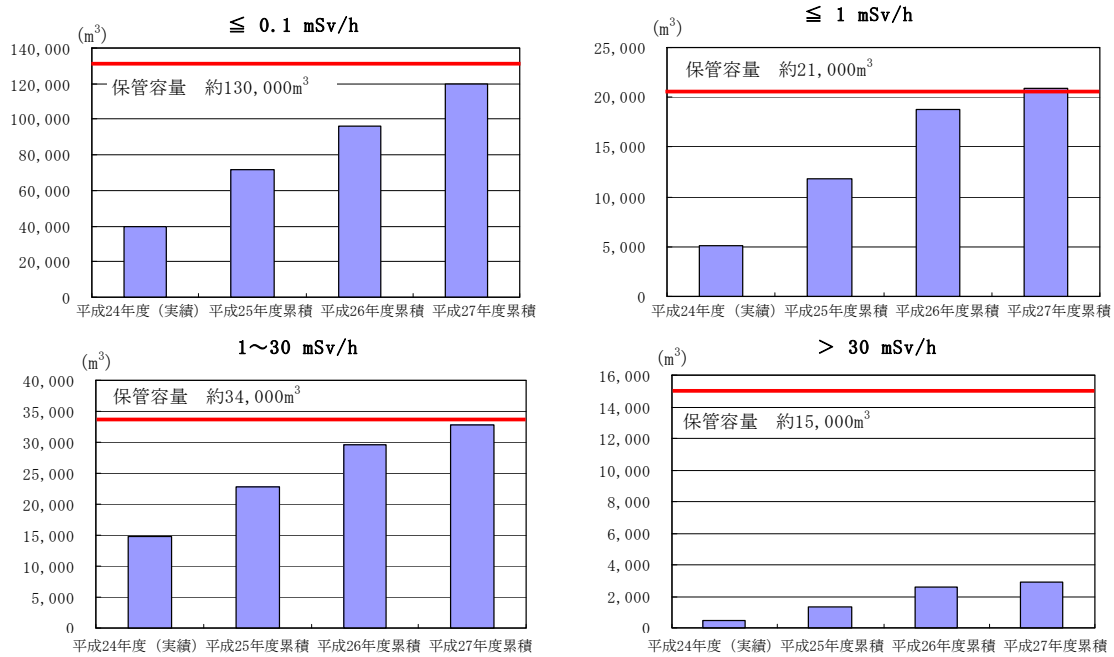


図 2. 10-1 一時保管エリア配置図

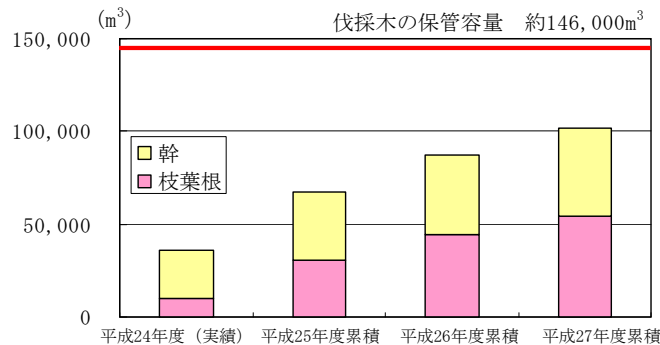
今後 3 年間の想定発生量と保管容量の比較



図－ 1 瓦礫等の想定発生量と保管容量の比較



図－ 2 瓦礫類の線量区分毎の想定発生量と保管容量の比較



図－ 3 伐採木の想定発生量と保管容量の比較

表－１ 想定発生量の内訳（瓦礫等）

	瓦礫類	伐採木	合 計
平成24年度（実績）	60,006	36,000	96,006
平成25年度累積	107,651	67,322	174,973
平成26年度累積	146,848	87,546	234,394
平成27年度累積	176,655	101,818	278,473
保管容量（ m^3 ）	198,900	146,400	345,300

表－２ 想定発生量の内訳（瓦礫類線量区分）

線量区分（ mSv/h ）	≤ 0.1	≤ 1	1 ～ 30	> 30	合 計
平成24年度（実績）	39,660	5,113	14,763	470	60,006
平成25年度累積	71,740	11,867	22,713	1,331	107,651
平成26年度累積	95,880	18,835	29,534	2,599	146,848
平成27年度累積	120,020	20,929	32,818	2,888	176,655
保管容量（ m^3 ）	129,650	20,600	33,650	15,000	198,900

覆土式一時保管施設の主要仕様

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m（最大）

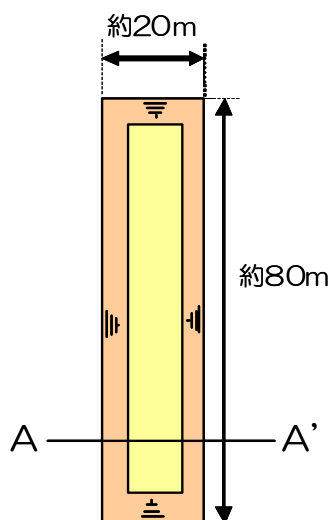
設置個数：4

保管容量：約 4,000m³/箇所

上 部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

平面図



A-A' 断面図

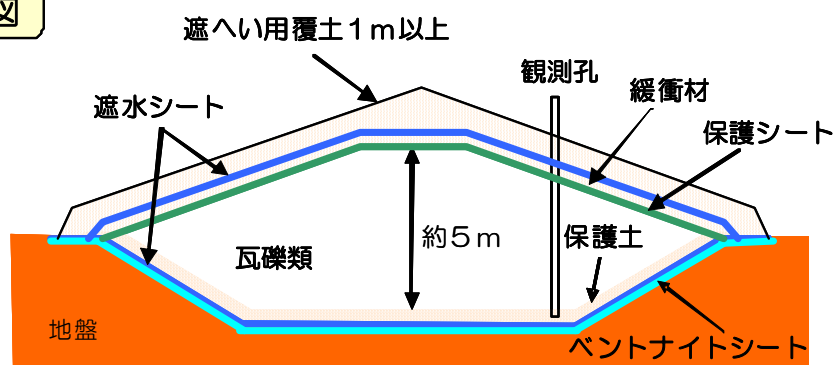


図 覆土式一時保管施設概略図

覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

	瓦礫類搬入時	瓦礫類搬入後 保管状態
飛散抑制対策	・ 搬入した瓦礫類は、仮設テントで覆い飛散を抑制する。	・ 瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート※ ¹ を敷設し、さらに覆土し飛散を抑制する。
雨水等の浸入防止、地下水汚染防止対策	・ 底部にベントナイトシート、遮水シート※¹を敷設し、その上に遮水シート※¹を保護するための土を敷く。 ・ 底面には、縦断勾配を設ける。槽内の最も低い位置には観測孔を設け、孔の底部には釜場を設置する。 ・ 雨水や地下水が槽内に浸入した場合には、観測孔から水を回収し、保管または処理を実施する。	
	・ 瓦礫類の搬入時は、仮設テントで覆いをして、瓦礫類に雨がかからないようにする。	・ 瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート※ ¹ を敷設し、さらに覆土し雨水等の流入を防止する。
遮蔽対策	・ 瓦礫類を搬入した後、覆土する。	・ 瓦礫類の搬入が全て終了した後は、覆土する。覆土の厚さは搬入時とあわせて 1m 以上とする。
保管管理	・ 観測孔を用いて定期的に槽内の水位計測を行い、槽内に雨水や地下水が浸入していないことを確認する。 ・ 施設の周辺の空間線量率、空气中放射性物質濃度を定期的に測定し、線量率測定結果を表示する。 ・ 地下水の放射能濃度を定期的に測定する。 ・ 外観確認により、覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。 ・ 施設の保管量を確認する。 ・ 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立ち入りを制限する。	
異常時の措置	・ 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。	

※1：遮水シート

(1) 耐久性

遮水シートの耐久性に関して、最も影響が大きい因子は紫外線の暴露であるが、本施設では覆土により直接紫外線を受けない環境下にあることから、長期の耐久性を期待できる。

本施設で使用する HDPE シート（高密度ポリエチレン）は、耐候性試験 5000 時間（自然暴露で約 15 年に相当）で 80%以上の強度を持つことが規定されている¹⁾。

また、ポリエチレンの耐放射線性については、 10^5Gy 程度までは良好な耐放射線性を有すると報告されている²⁾。今回、一時保管する瓦礫類の放射線量率は最大 30mSv/h 程度（約 30mGy/h ）であることから、十分長い期間について、放射線による遮水シートの劣化が表れることはないと考えられる。

遮水シートの耐久性については、熱安定性、耐薬品性等についても品質上の規定が設けられており¹⁾、いずれの項目についても基準を満足することを確認した。

(2) 施工時の品質確認

シート施工の際、以下に示す試験によりシートの品質確認を行う。

a. 加圧試験（シート自動溶着部の水密性の確認）

シートの自動溶着部全数に対して、加圧試験を実施し、漏気がなく、圧力低下率が 20% 以下であることを確認する。

b. 負圧試験（シート手溶着部の水密性の確認）

シートの手溶着部全数に対して、負圧試験を実施し、気泡が発生しないことを確認する。

c. スパーク試験（シート母材の水密性の確認）

シート全面に対して、スパーク試験を実施し、スパークが発生しないことを確認する。

1) 出典：日本遮水工協会ホームページ（遮水シート日本遮水工協会自主基準）

2) 出典：先端材料シリーズ 照射効果と材料 日本材料学会編（図 3.12 種々の高分子材料における耐放射線性の比較）

伐採木一時保管槽の主要仕様

大きさ：1 槽あたり，200m²以内

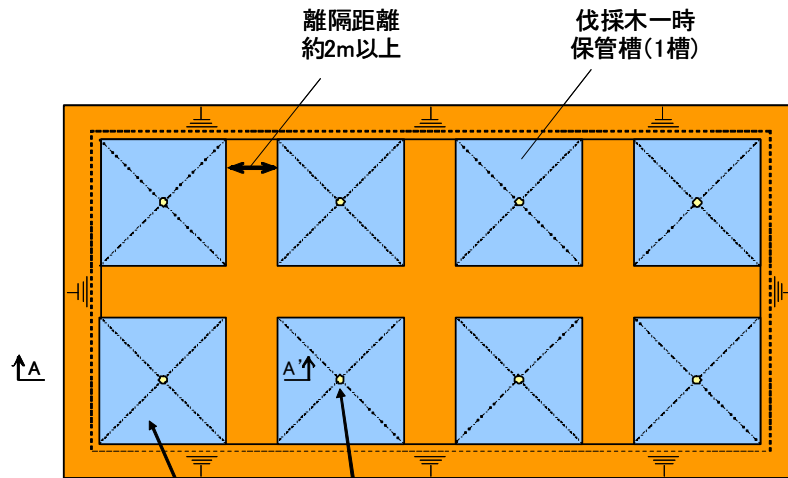
高 さ：約 3m

保管容量：1 槽あたり，約 600m³以内

上 部：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート

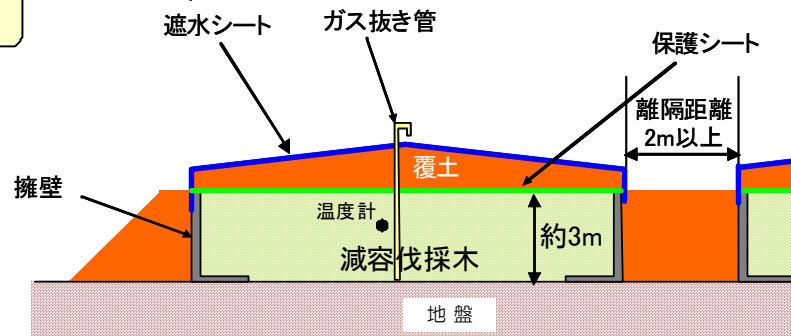
槽間の離隔距離：2m 以上

標準配置図



標準断面図
(擁壁タイプ)

A-A' 断面



標準断面図
(築堤タイプ)

A-A' 断面

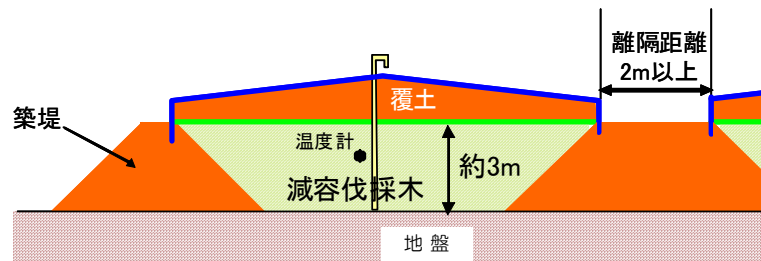


図 伐採木一時保管槽概略図

なお，保管槽の配置および形状は，現地の地形状況に応じて可能な限り効率的に配置する計画としているため，概略図通りとならない場合がある。

伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

飛散抑制対策	減容した伐採木に覆土し，飛散を抑制する。
防火対策	- 減容した伐採木に覆土後，遮水シート※1を敷設することにより，雨水等の流入の防止，空気中の酸素供給を抑制し，減容した伐採木の発酵発熱を抑制する。 1槽あたりの設置面積を200m²以内とし，各保管槽との間に2m以上の離隔距離をとることにより，火災時の延焼を防止する。 - 覆土することによって，もらい火，不審火を防ぐ構造とする。 - 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
遮蔽対策	減容した伐採木を覆土する。
保管管理	- 保管槽の周辺の空間線量率，空気中放射性物質濃度を定期的に測定し，線量率測定結果を表示する。 - 外観確認により，遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。 - 保管槽の保管量を確認する。 - 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，関係者以外の立ち入りを制限する。 - 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
異常時の措置	- 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など保管槽に異常が認められた場合には，異常の程度に応じて，保管槽の修復を行う。 - 保管槽内において異常な温度上昇が認められた場合には，冷却等の措置を行う。

※1：遮水シートは，瓦礫類の覆土式一時保管施設と同等の品質である。

放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

設備	平成25年												平成26年												平成27年						
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4						
覆土式一時保管施設																															
	3 槽目、4 槽目設置																														
	工事開始時期は未定																														
伐採木一時保管槽																															
	伐採木一時保管槽設置 伐採木搬入																														

放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

放射性固体廃棄物等の管理施設の工事に係る主要な確認項目を表－ 1，表－ 2 に示す。

表－ 1 覆土式一時保管施設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
遮へい機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ 1m 以上であること。
遮水機能	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートの材料を確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	約4,000m ³ ／箇所であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。	覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

表－ 2 伐採木一時保管槽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
遮へい機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ 0.5m または 0.7m 以上であること。
防火対策	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートを確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載されている保管槽の面積と高さ，離隔距離を確認する。	・ 1 槽あたり，200m²以内 ・ 高さ約3m ・ 槽間の離隔距離2m以上
	外観確認	実施計画に記載されている防火対策設備（ガス抜き管，温度計）が設置されていることを確認する。	ガス抜き管，温度計が設置されていること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	1 槽あたり，約600m ³ 以内であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。	遮水シートに破損がなく，覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

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。

2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

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

また、遮へい、臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

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

(3) 燃料取り出し用カバー

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

2.11.1.3 設計方針

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

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

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

b. 遮へい

燃料取扱設備は、使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を、燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計と

するか、放射線防護のための適切な遮へいを設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

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

d. 放射線モニタリング

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

e. 単一故障

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

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

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

f. 試験検査

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

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

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

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

b. 密封

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

c. 遮へい

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

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも、燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

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

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

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

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

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは、隙間を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより、カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

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

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成する。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

b. クレーン

クレーンは、オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

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

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

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

2.11.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

燃料取扱設備は、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）に設置されていることから、津波により燃料取り出し設備に影響を与えることはない。

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、津波による波圧は生じにくい。

(2) 台風、竜巻

燃料取り出し用カバーは、建築基準法施行令に準拠した風圧力に対し設計している。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計事象の考慮については、Ⅱ.1.14 参照。

(4) 火災

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を可能にし、火災により安全性を損なうことのないようにする。

(5) 環境条件

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

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部は、劣化防止を目的に、塗装を施す。

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、検討用地震動として基準地震動 S_s 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 S_s 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、検討用地震動として弾性設計用地震動 S_d により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

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

b. 燃料取り出し用カバー

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

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

2. 11. 2 基本仕様

2. 11. 2. 1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

(第 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

(第 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

(2) 構内用輸送容器

(第 4 号機を除く)

個数 1 式

(第 4 号機)

型式 NFT-22B 型

収納体数 22 体

個数 2 基

(3) 燃料取り出し用カバー (換気設備含む)

(第 3 号機及び第 4 号機を除く)

個数 1 式

(第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 0.3 μm) 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 0.3 μm）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）

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
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

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

（第 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 0.3 μm）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）

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	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

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

2. 11. 3 添付資料

添付資料－１ 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－１－１ 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※²

添付資料－１－２ 放射線モニタリングに関する説明書※²

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※¹

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※¹

添付資料－２－３ 構内輸送時の措置に関する説明書※²

添付資料－３ 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－３－１ 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書※³

添付資料－３－２ がれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－３－３ 移送操作中の燃料集合体の落下※³

添付資料－４ 構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－４－１ 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※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※³

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

添付資料－５ 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※³

添付資料－６ 福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

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

燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

1. 4号機燃料取り扱いに関する概要

1.1 概要

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

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

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

さらに，燃料取扱設備は地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得る設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

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

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 4号機 燃料取扱機

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

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

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

本装置は走行，横行，昇降を安全かつ確実にを行うため，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に示す。

表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) 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し機で保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

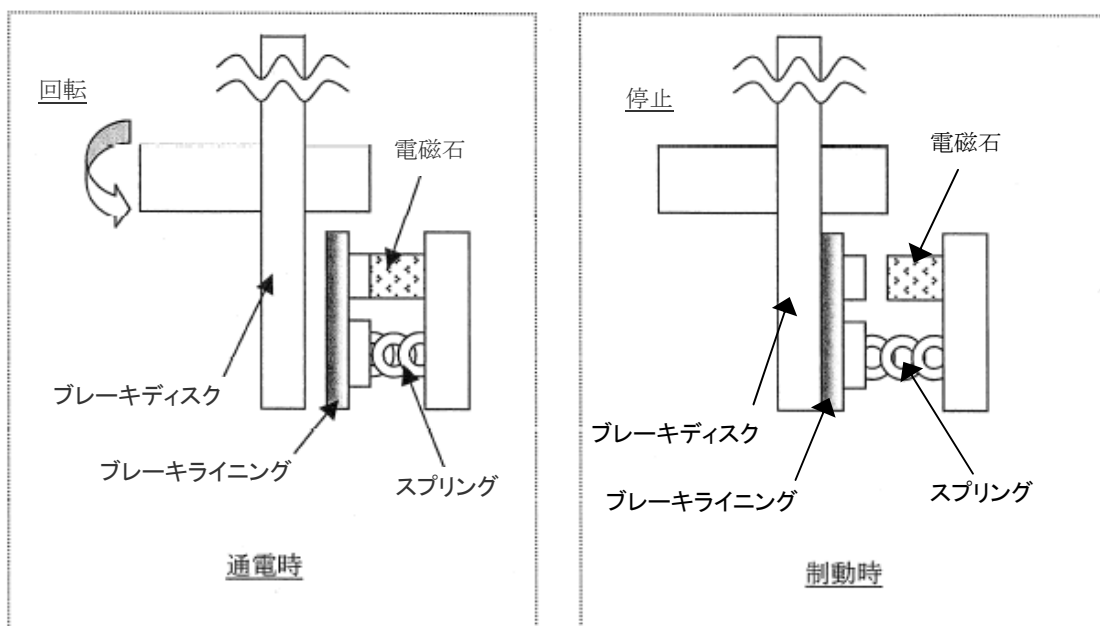
電磁ブレーキは、電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○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。



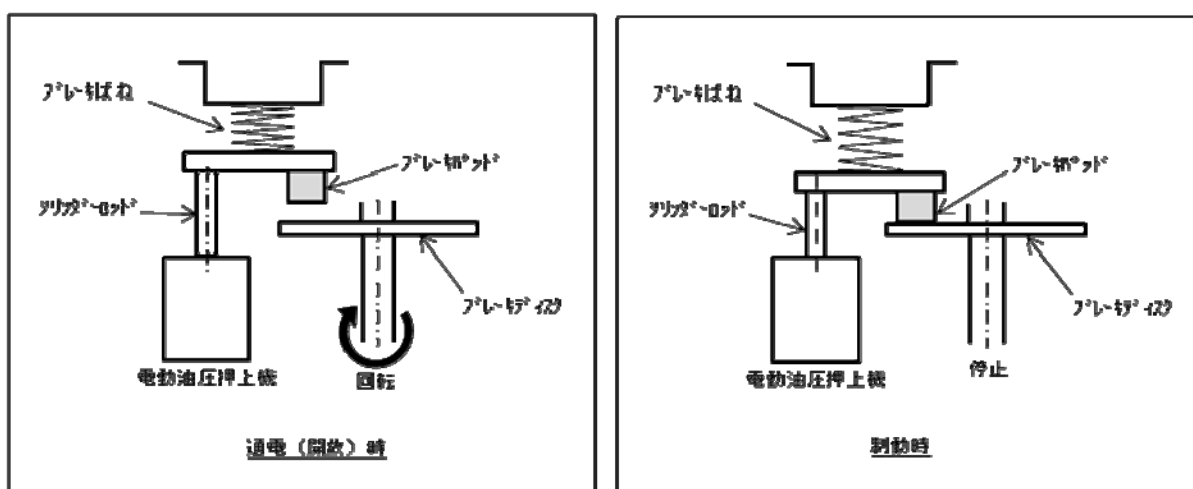
電動油圧押し上げ機ブレーキは、電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○電動油圧押し上げ機ブレーキ（電動油圧押し上げ機ディスクブレーキ）の動作原理

電動油圧押し上げ機ブレーキは、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、同時に電動油圧押し上げ機にも通電され、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。

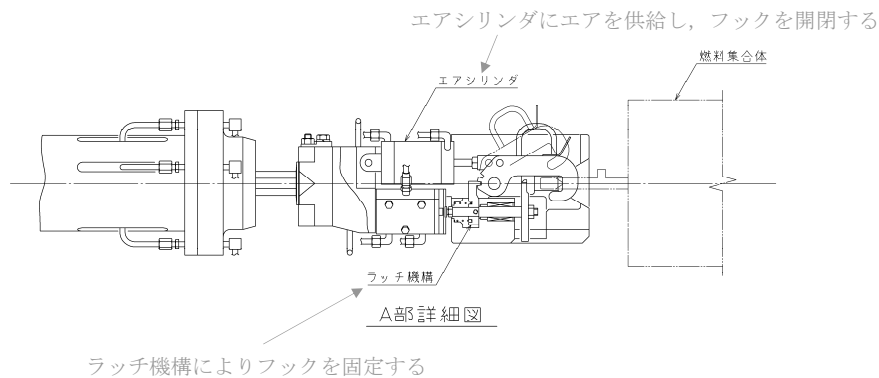
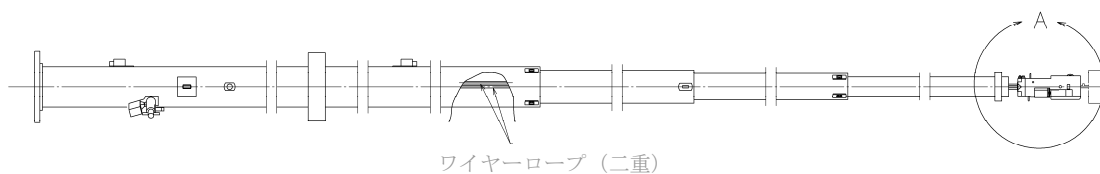
巻上モータを停止させると、電動油圧押し上げ機も停止するため、再びブレーキばねの力によってブレーキパッドがブレーキディスクを押しつけて制動する。

以下に通電(開放)時と、制動時の模式図を示す。



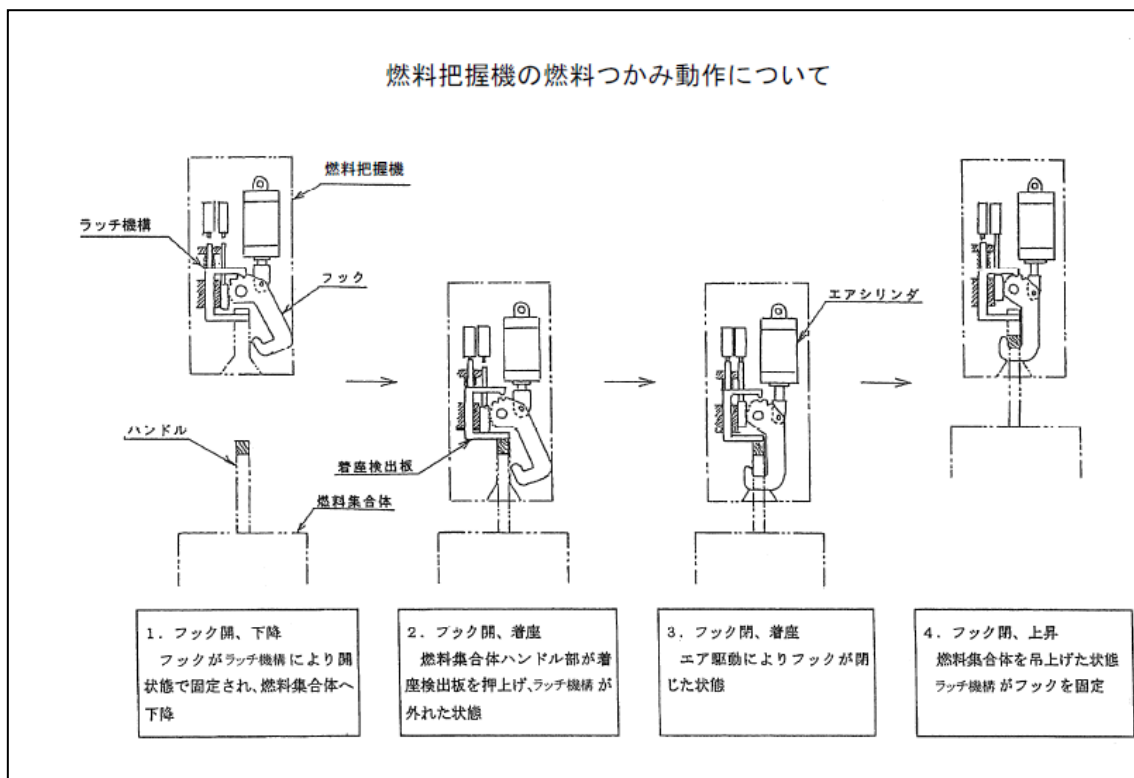
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

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し上げ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) 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。

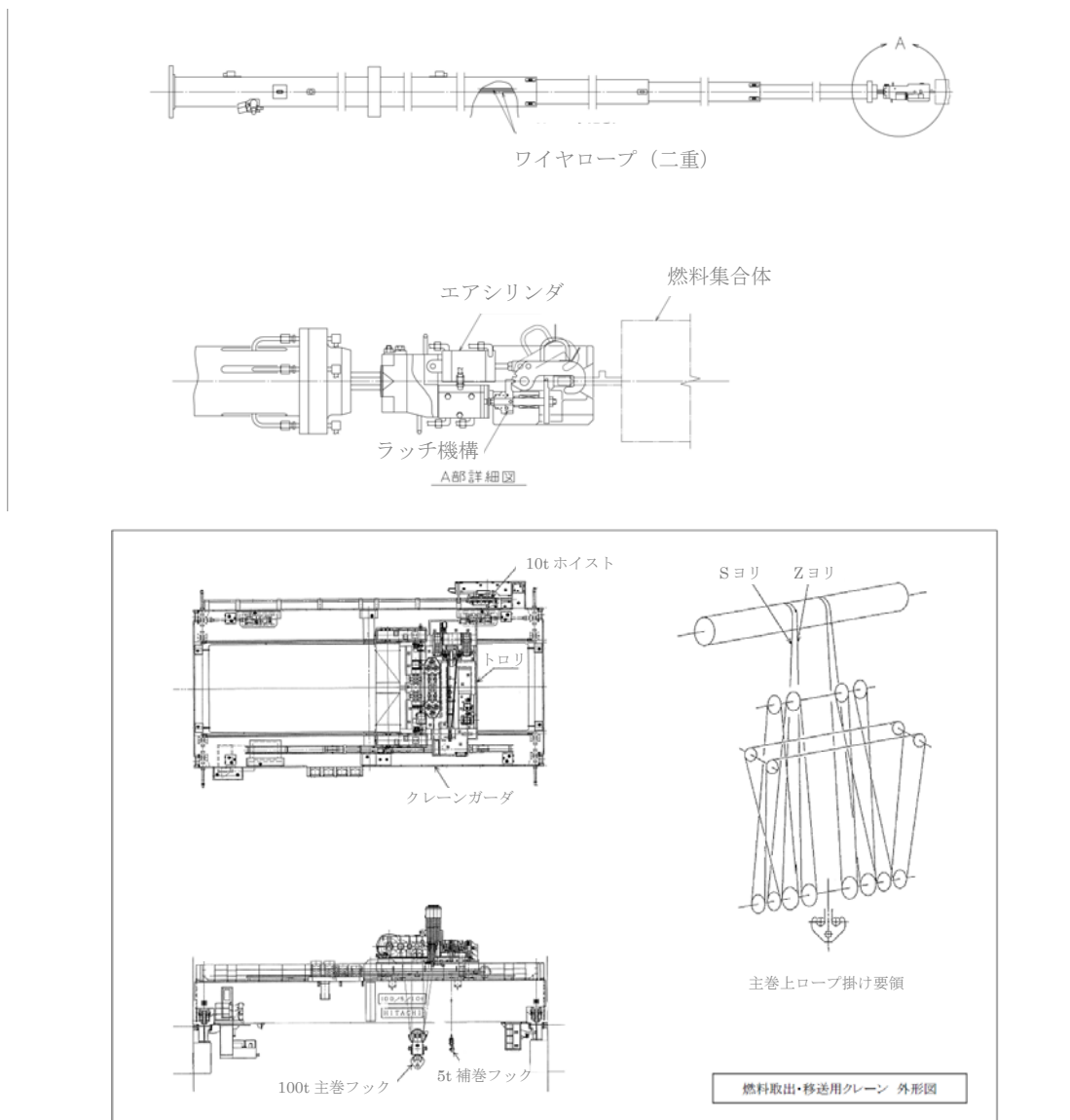


機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

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し上げ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) 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し上げ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) フックは外れ止め装置を有する構造

主巻フックは、両鉤形フックとし、外れ止めを有する。



2. 別添

別添ー1 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し上げ機ブレーキで保持する構造であること。
				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

燃料取扱時及び燃料取扱時の異常な過渡変化時並びに事故時において、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は、瞬停後に自動的に停電前の状態に復帰可能とするため、制御装置はモニタ専用の無停電電源装置を設置し、制御回路は電源復帰後に自動で再起動できる対策を行う。

(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棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

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	$10^{-3} \sim 10\text{mSv/h}$	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。

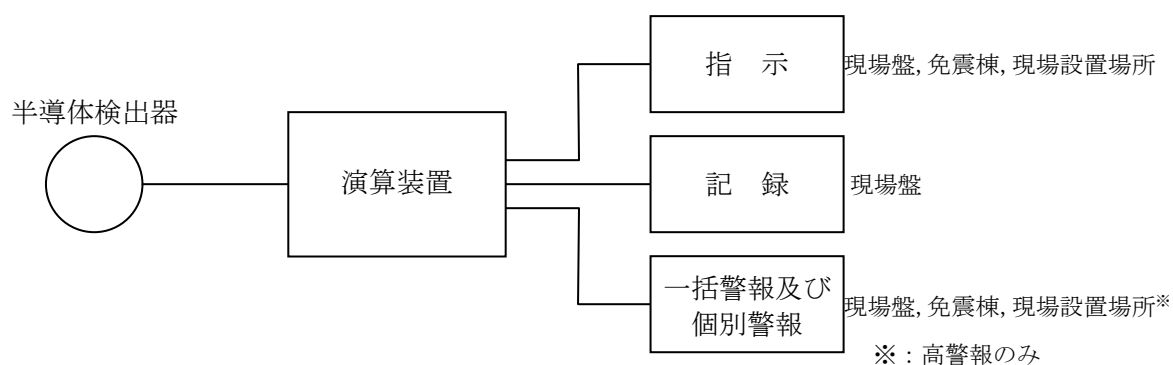


図1 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

2.3. 4号機燃料取り出し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 参照）。

検出器のボトムが床から 1500mm となるよう壁または柱に設置する。

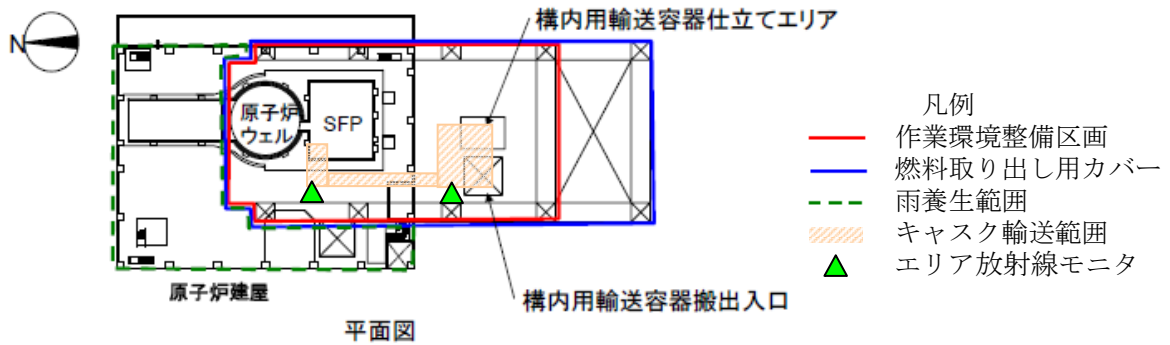


図2 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ配置図

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3号機から第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 シルコニウムラッパ燃料 (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

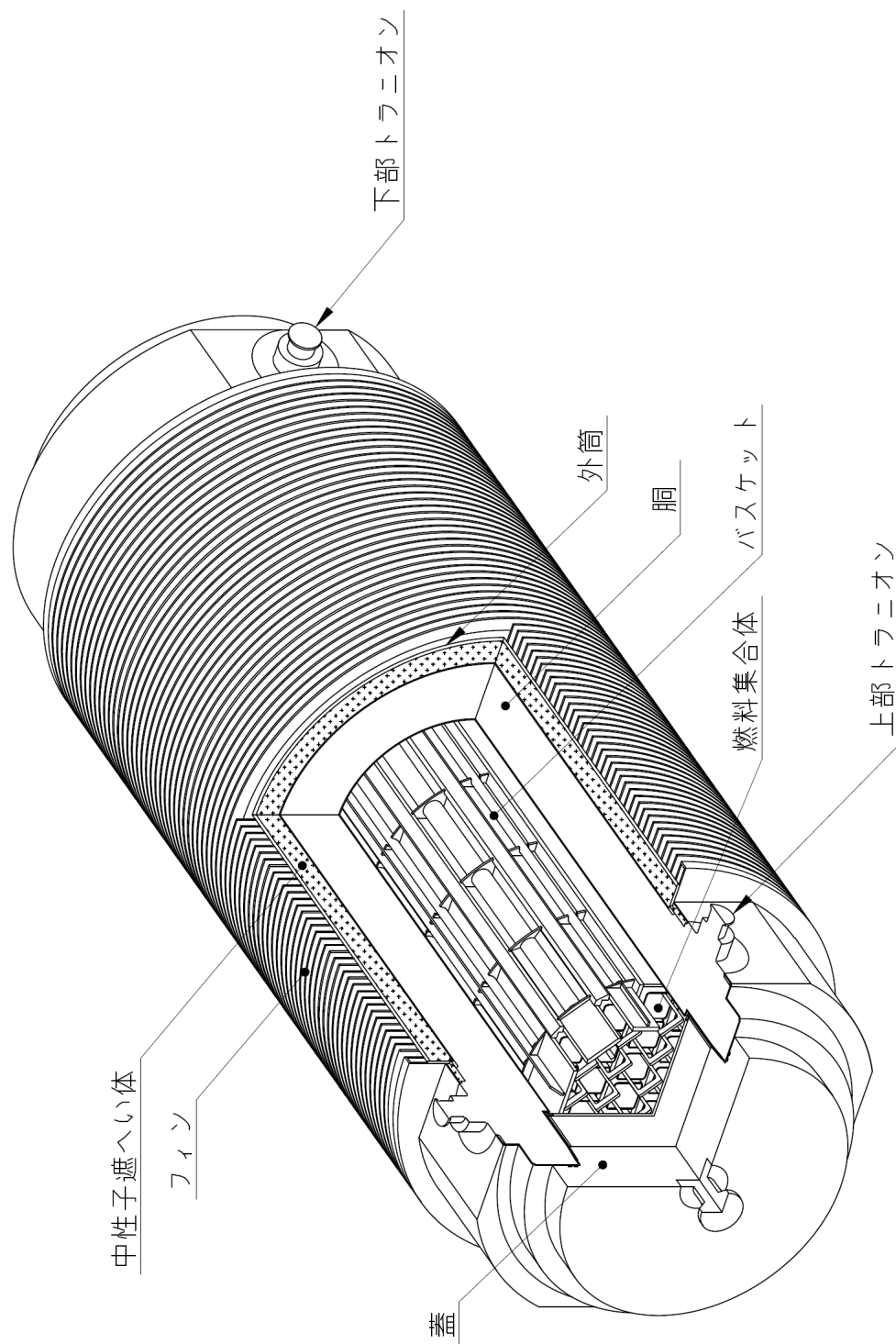


図1-1 構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

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 に第 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の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 ジルコニウムライ 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 3.1-1 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. 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. 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. 8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード 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（取扱いモード No. 8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード 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。

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。

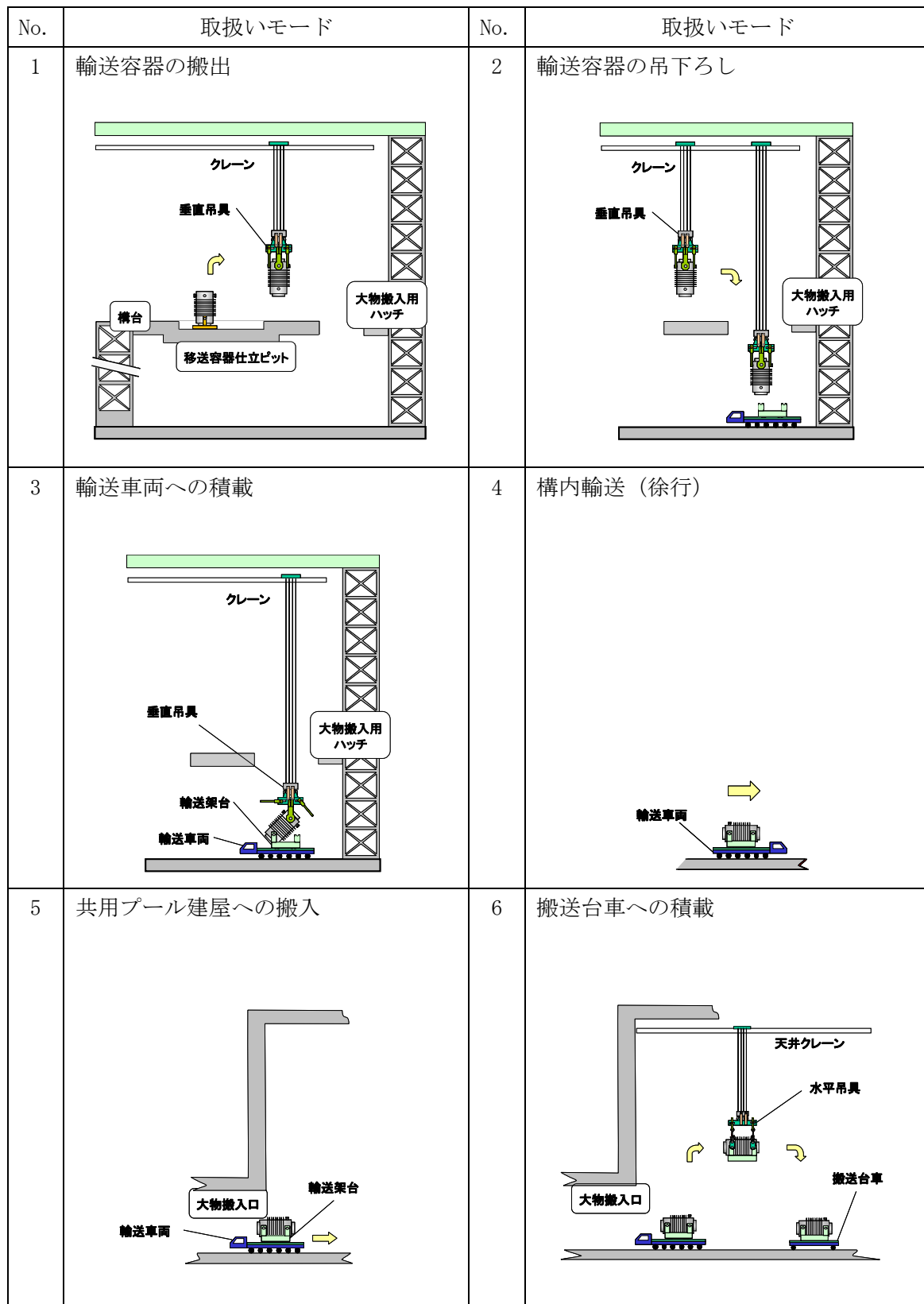


図 3.1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/2)

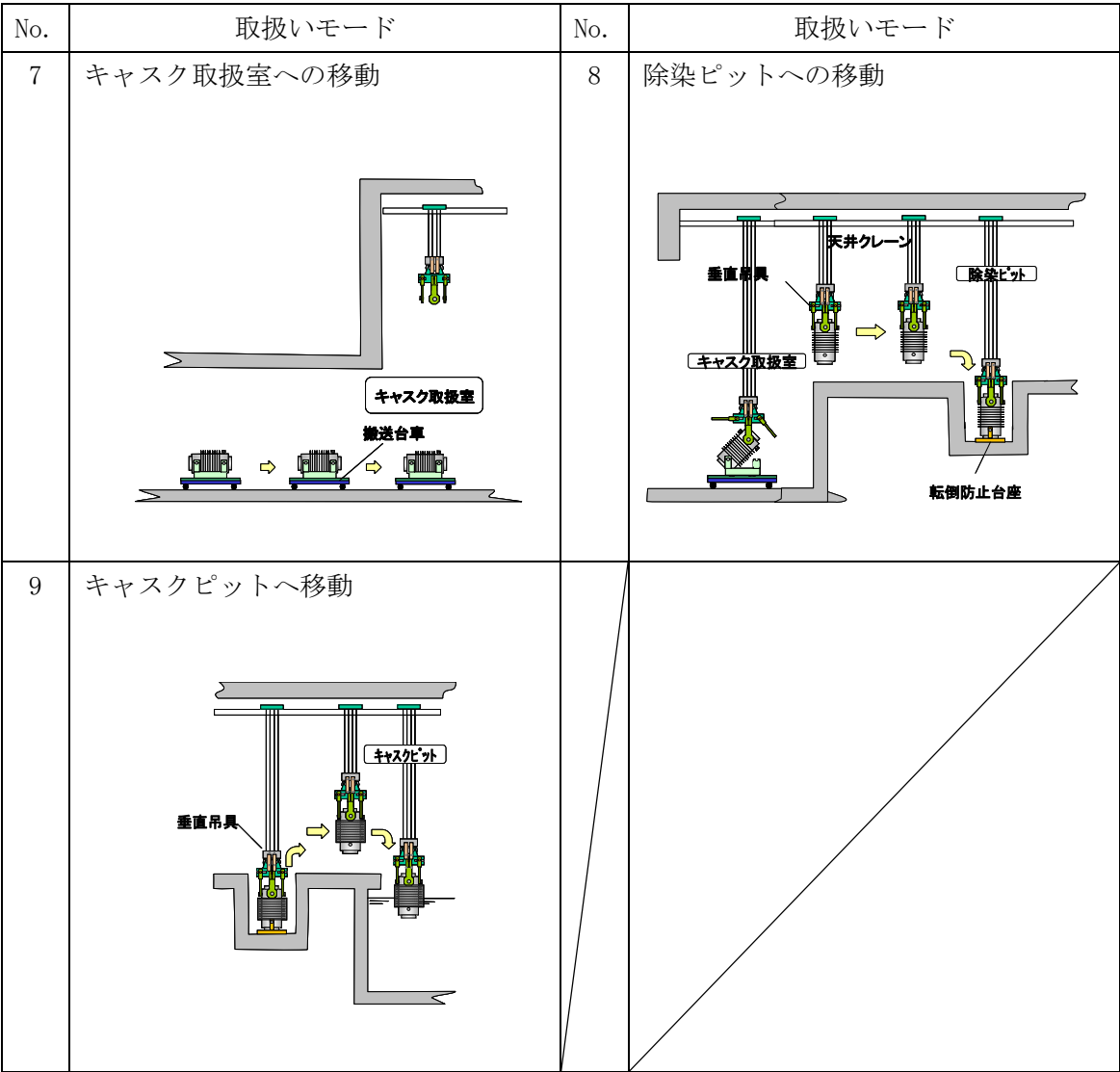


図 3. 1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/2)

表 3.1-1 設計事象の抽出

起回事象 (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. 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. 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, 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パ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、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. 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。

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

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（ $3.01 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

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（ $9.1 \times 10^4 \text{kg}$ ）

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. 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（ $6.16 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

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. 8）

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（ $8.81 \times 10^{11} \text{N/m}$ ）

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 9.00G 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. 9）

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（ $5.43 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

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 3.21G 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.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.8）	輸送架台への トラニオン衝突 （取扱いモード No.2） キャスクピット への衝突 （取扱いモード No.9）	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. 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. 8）	輸送架台への トラニオン衝突 （取扱いモード No. 2） キャスクピットへの衝突 （取扱いモード No. 9）	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. 2）	輸送架台の搬送 台車への衝突 （取扱いモード 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扱いモード No. 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。 $P_m \leq S_m$ $P_L \leq 1.5 S_m$ $P_L + P_b \leq 1.5 S_m$ $P_L + P_b + Q \leq 3 S_m$ ここで、P_m：一次一般膜応力強さ P_L：一次局部膜応力強さ P_b：一次曲げ応力強さ Q：二次応力強さ S_m：設計・建設規格付録 材料図表 Part 5 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。 $\sigma_m \leq 2 S_m$ $\sigma_m + \sigma_b \leq 3 S_m$ ここで、σ_m：平均引張応力 σ_b：曲げ応力 S_m：設計・建設規格付録 材料図表 Part 5 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。

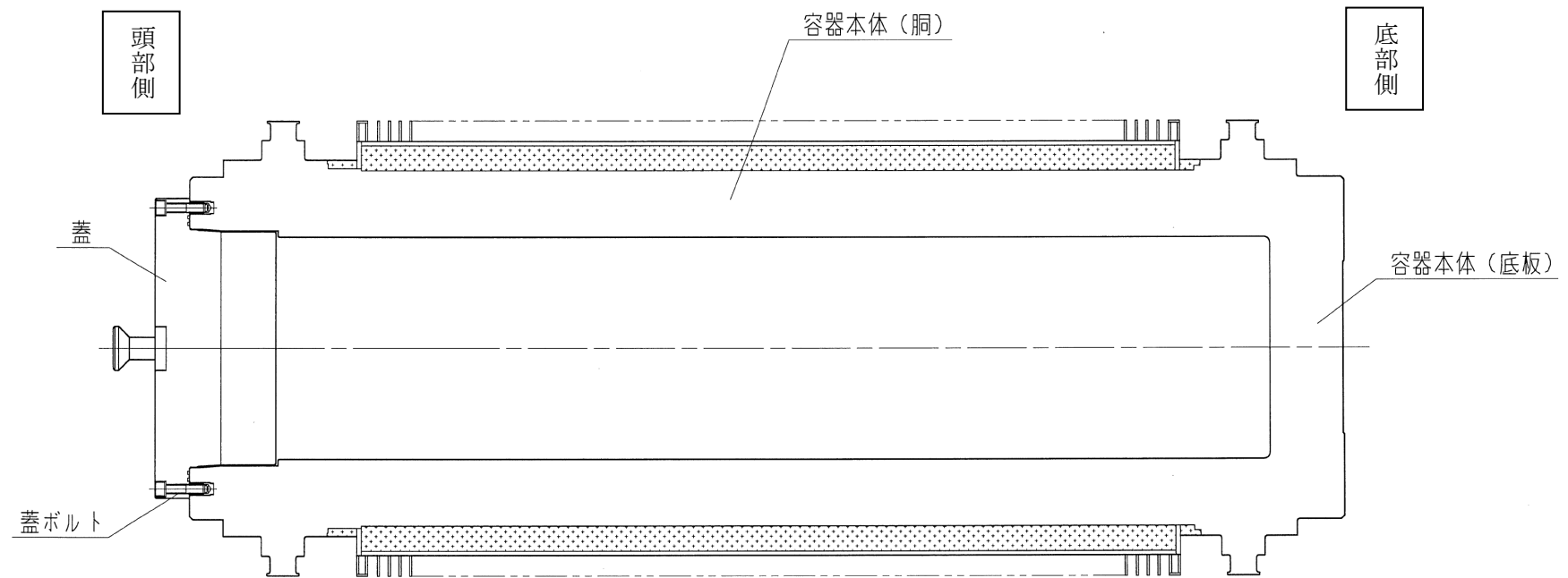


図 3.1-2 容器本体 (胴), 容器本体 (底板), 蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

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。

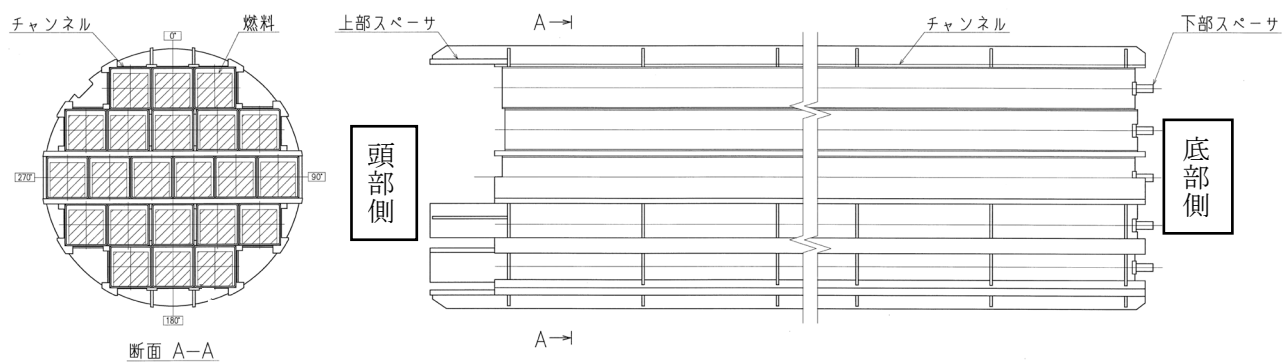


図 3. 1-3 バスケットの応力評価箇所

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。

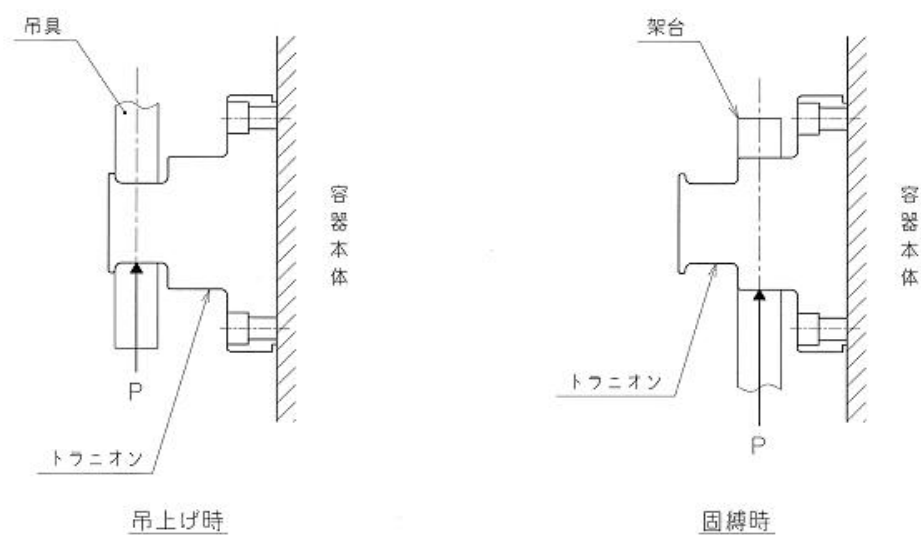


図3.1-4 トラニオンへの荷重点

(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 (P _m)	S _m	124	15.7
			一次応力 (P _L)	1.5 S _m	185	25.9
			(一次+二次) 応力	3 S _m	371	66.6
		底部 垂直落下	一次応力 (P _m)	S _m	124	16.9
			一次応力 (P _L)	1.5 S _m	185	35.8
			(一次+二次) 応力	3 S _m	371	39.3
		水平落下	一次応力 (P _m)	S _m	124	31.1
			一次応力 (P _L)	1.5 S _m	185	89.5
			(一次+二次) 応力	3 S _m	371	133
容器本体 (底板)	炭素鋼	頭部 垂直落下	一次応力 (P _L + P _b)	1.5 S _m	187	2.90
			(一次+二次) 応力	3 S _m	373	11.8
		底部 垂直落下	一次応力 (P _L + P _b)	1.5 S _m	187	39.2
			(一次+二次) 応力	3 S _m	373	43.6
		水平落下	一次応力 (P _L + P _b)	1.5 S _m	187	25.6
			(一次+二次) 応力	3 S _m	373	66.0
蓋	ステンレス鋼	頭部 垂直落下	一次応力 (P _L + P _b)	1.5 S _m	206	67.4
			(一次+二次) 応力	3 S _m	411	105
		底部 垂直落下	一次応力 (P _L + P _b)	1.5 S _m	206	2.56
			(一次+二次) 応力	3 S _m	411	16.0
		水平落下	一次応力 (P _L + P _b)	1.5 S _m	206	21.4
			(一次+二次) 応力	3 S _m	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 S _m	562	74.3
			平均引張応力+曲げ応力	3 S _m	844	126
		底部 垂直落下	平均引張応力	2 S _m	562	127
			平均引張応力+曲げ応力	3 S _m	844	214
		水平落下	平均引張応力	2 S _m	562	135
			平均引張応力+曲げ応力	3 S _m	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 上部スパーサ	ステンレ ス鋼	頭部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	127
バスケット 下部スパーサ	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	1.5 σ_y	356 *3	290
			膜応力	σ_y	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

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。

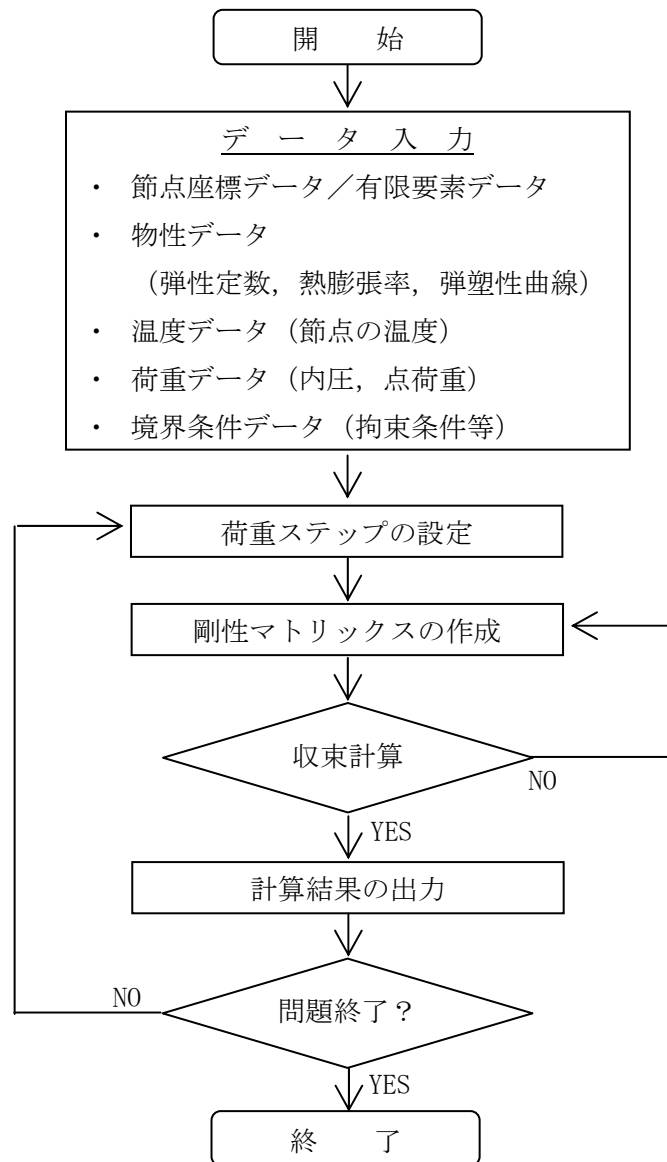


図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

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 (°C)	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 ジルコニウムライケ燃料, 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

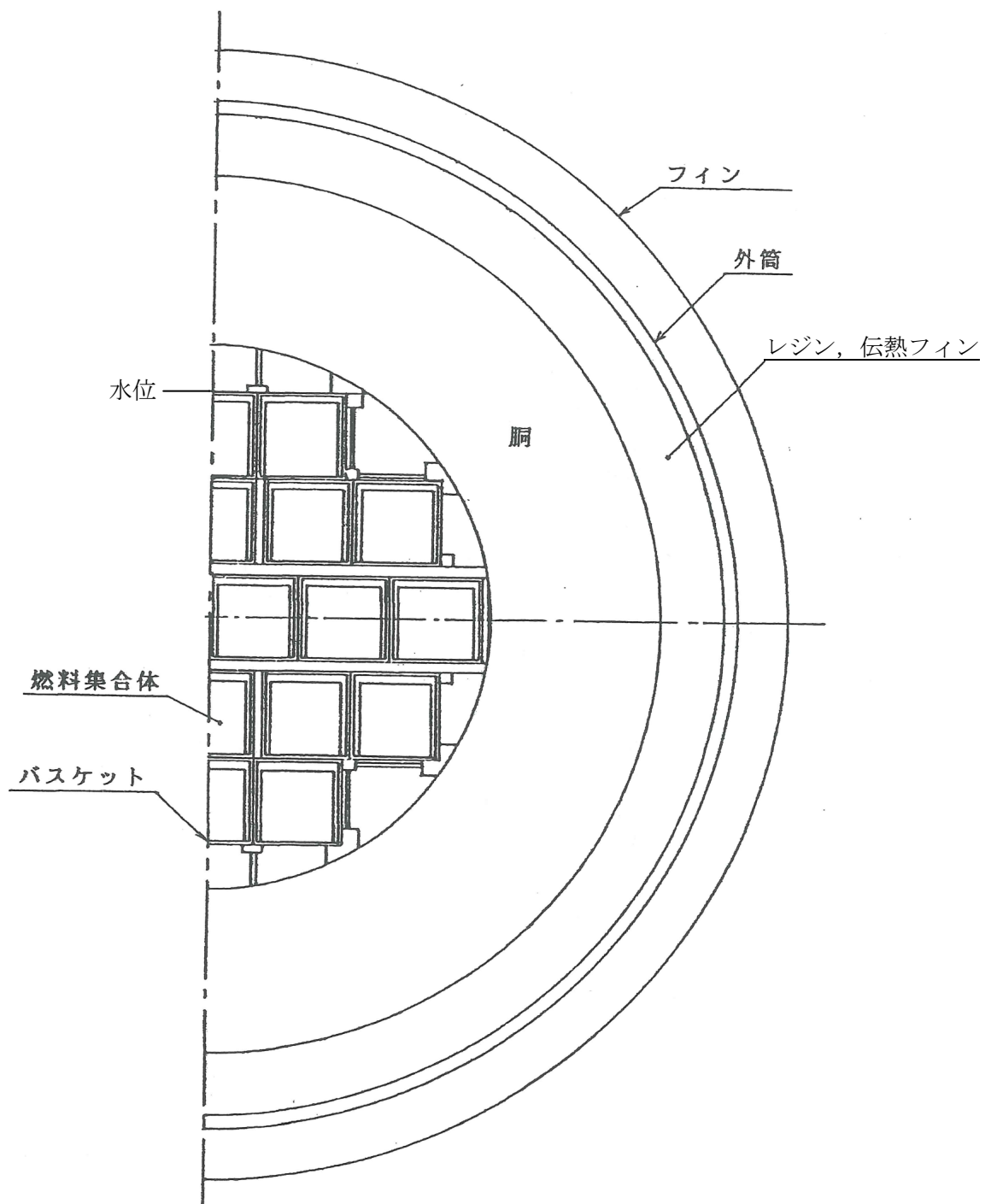
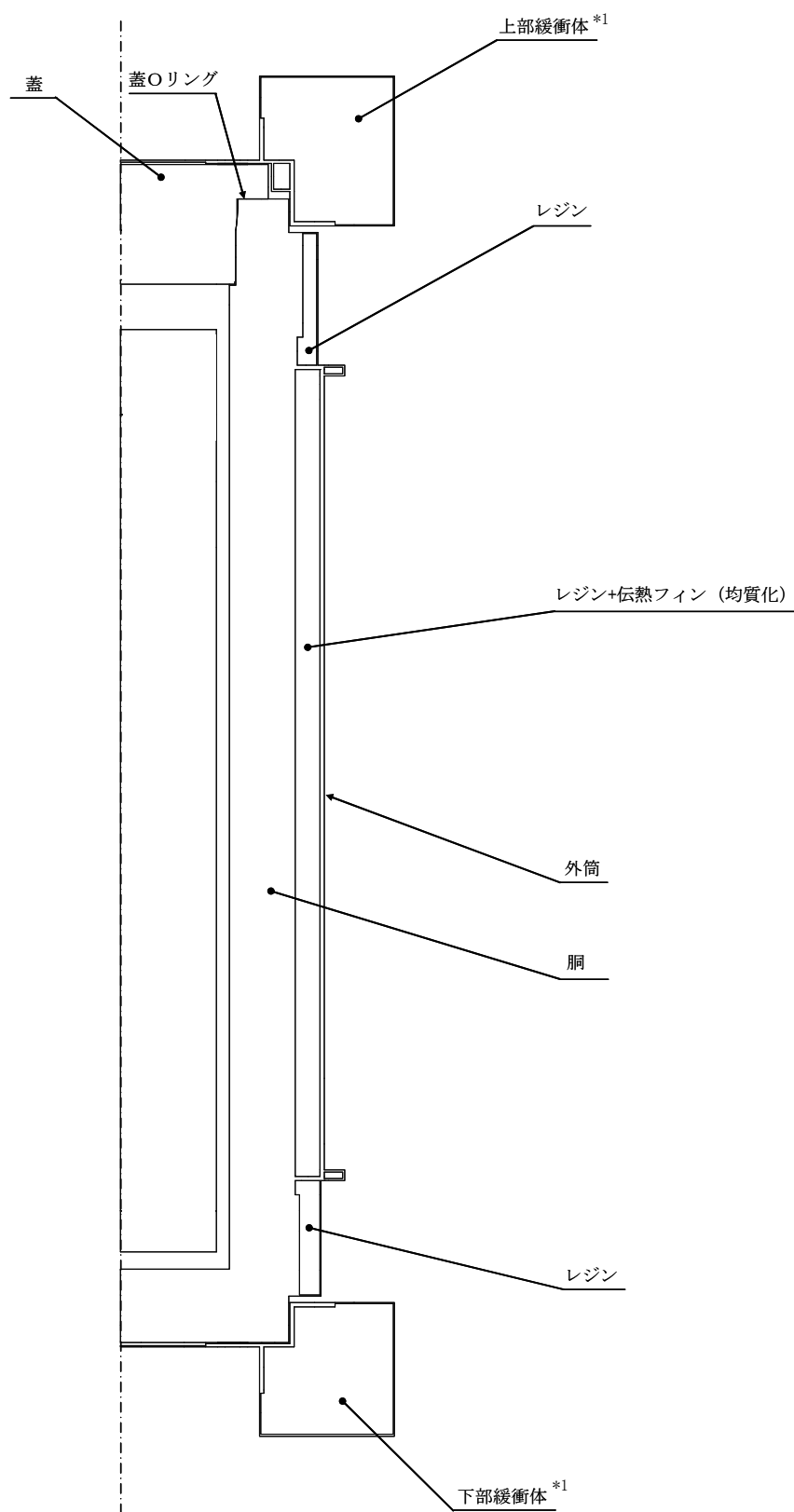


図 3.2-1 輪切り半ピッチモデル形状図



*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

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）

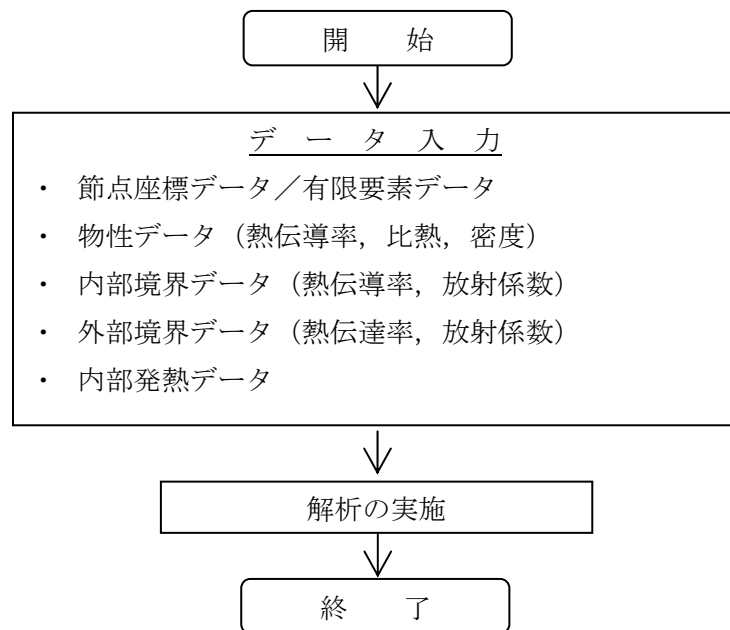


図 3. 2-3 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

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，各核種の放射エネルギー等が求められる。
- 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

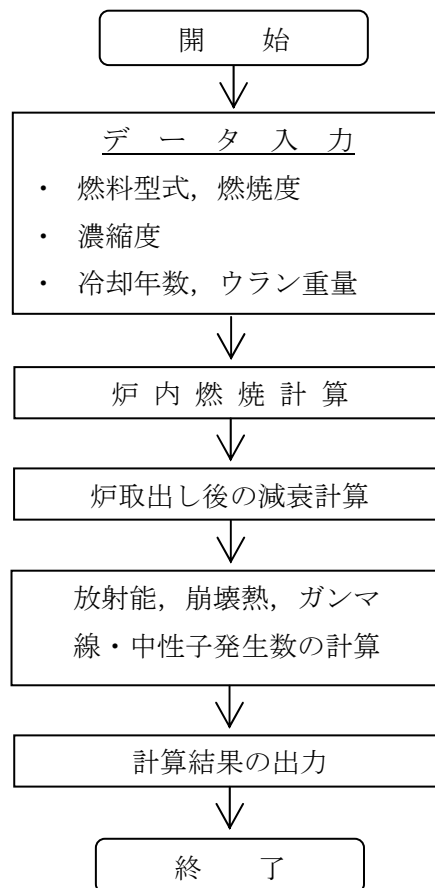


図 3.2-4 ORIGEN2 コードの計算フロー図

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。

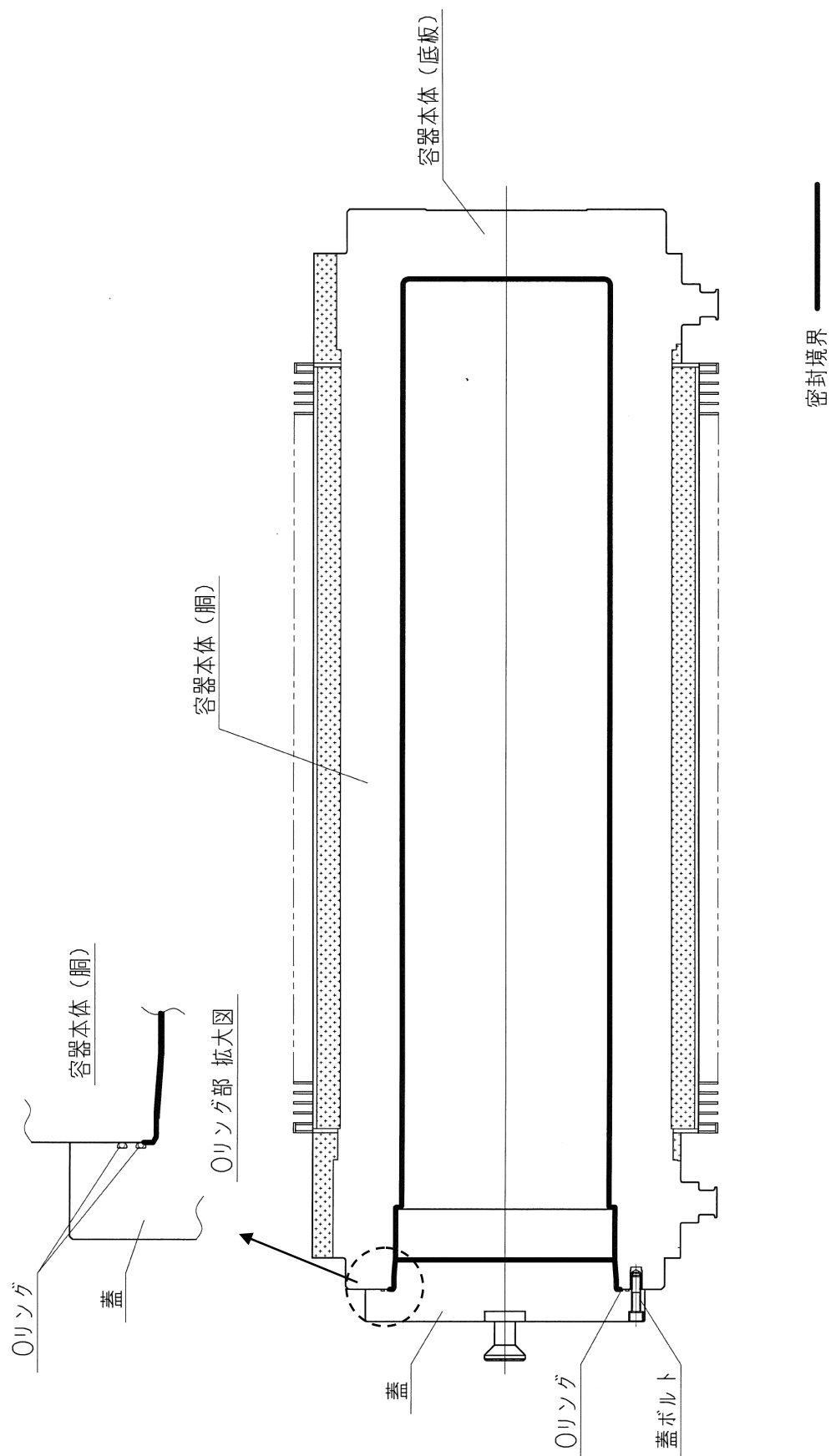


図 3. 3-1 密封境界

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1 m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： $\mu\text{Sv/h}$)

	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 1 m	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は、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 ($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

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 1 m 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。

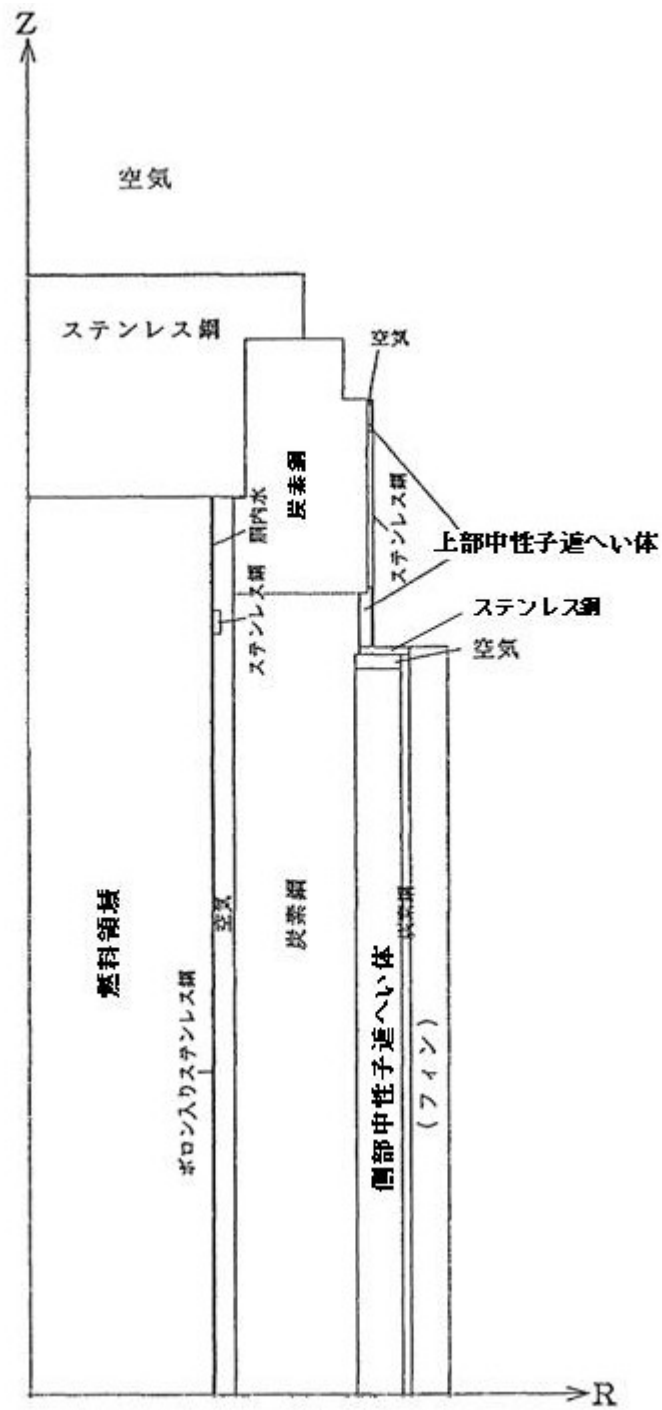


図 3.4-1 遮へい解析モデル (頭部方向)

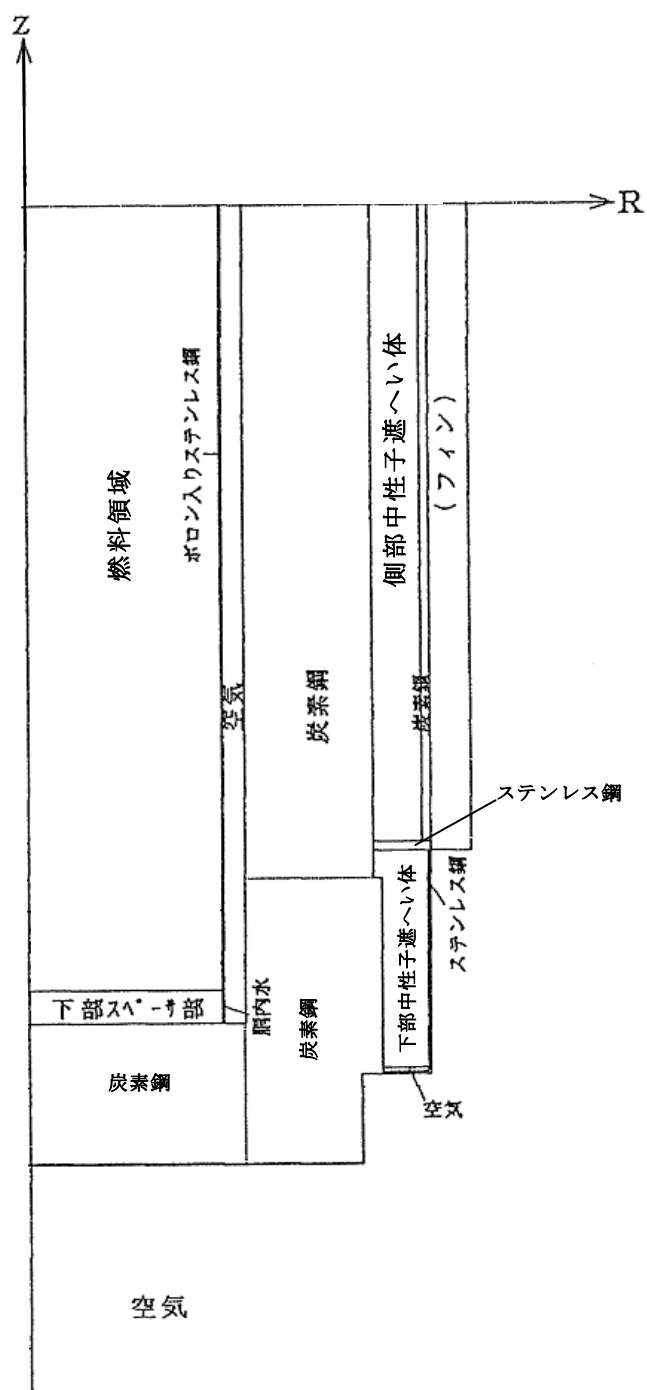


図 3.4-2 遮へい解析モデル (底部水位方向)

(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。

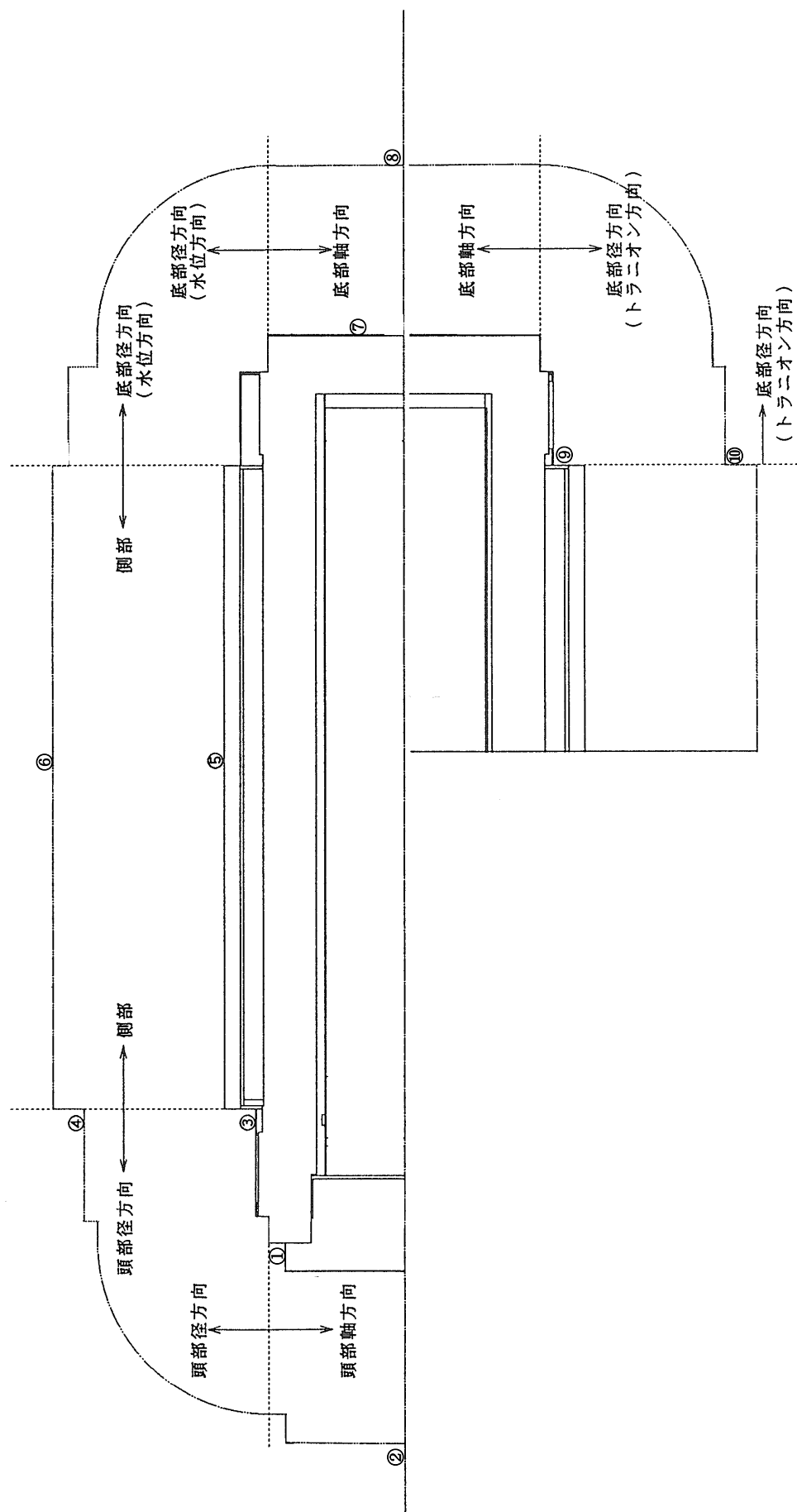


図3.4-4 線量当量率評価位置

表3.4-8 最大線量当量率の計算結果

(単位： μ Sv/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 1 m	計算結果	72.1	45.1	84.2	39.8	50.1
	設計基準値	100				

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、各核種の放射エネルギー等が求められる。
- 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

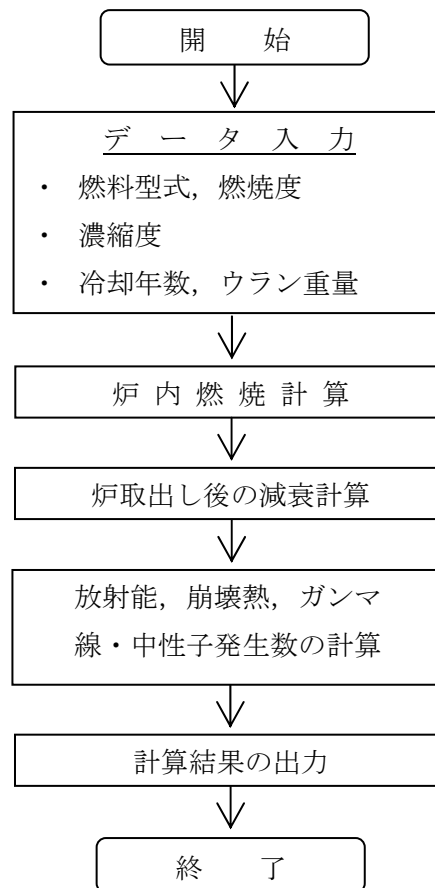


図 3.4-5 ORIGEN2 コードの計算フロー図

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

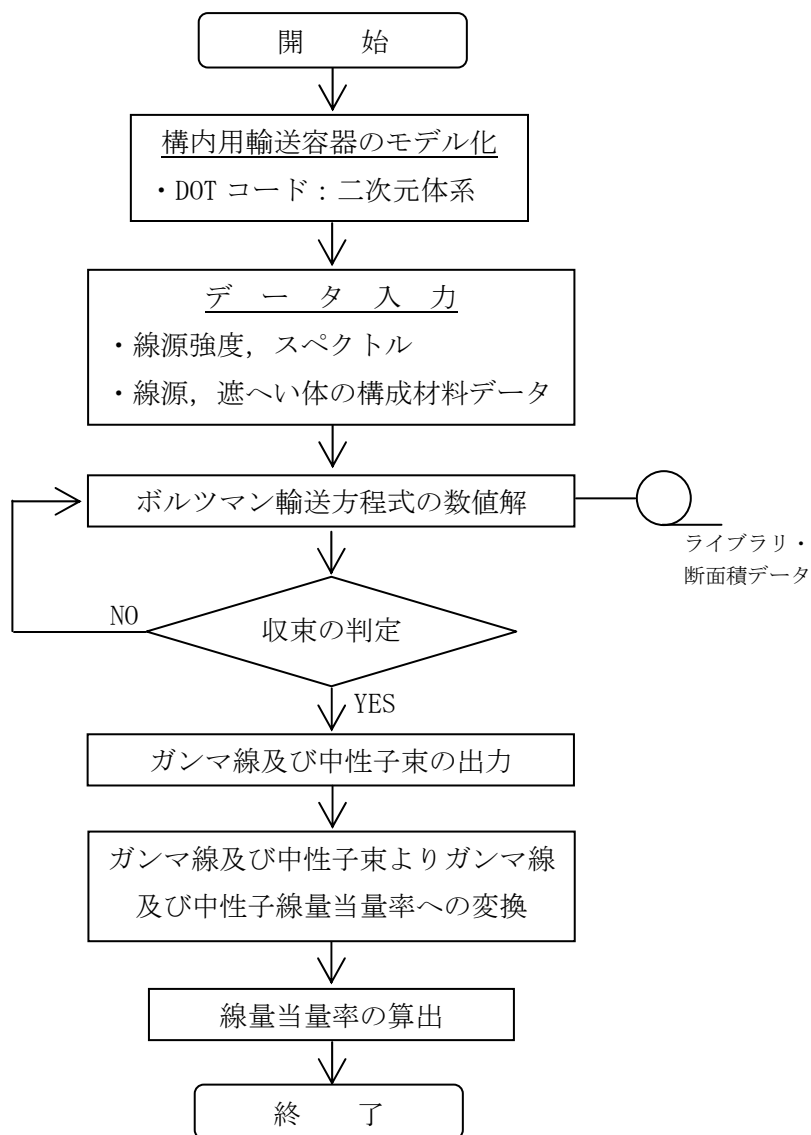


図 3.4-6 DOT コードの解析フロー図

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。

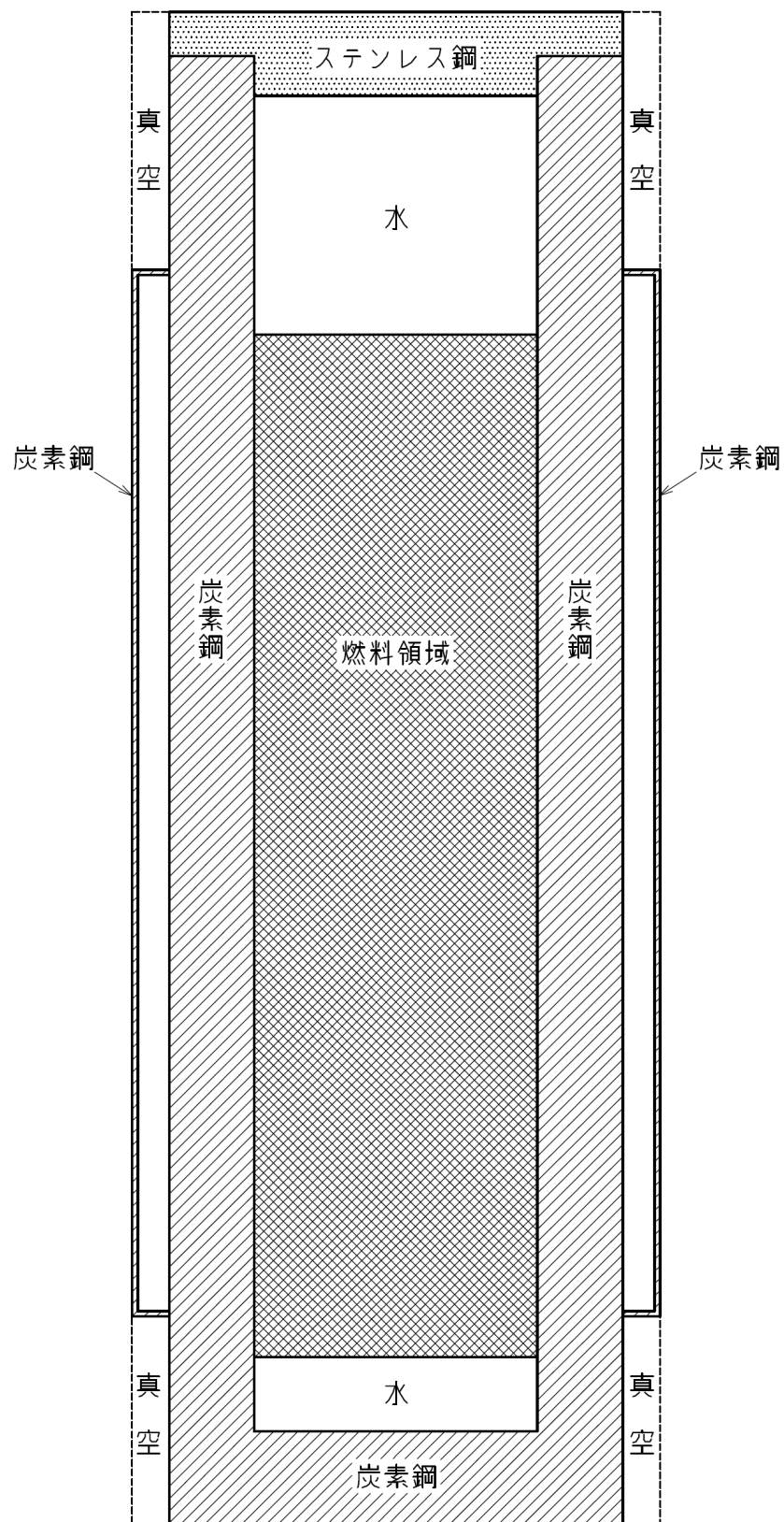
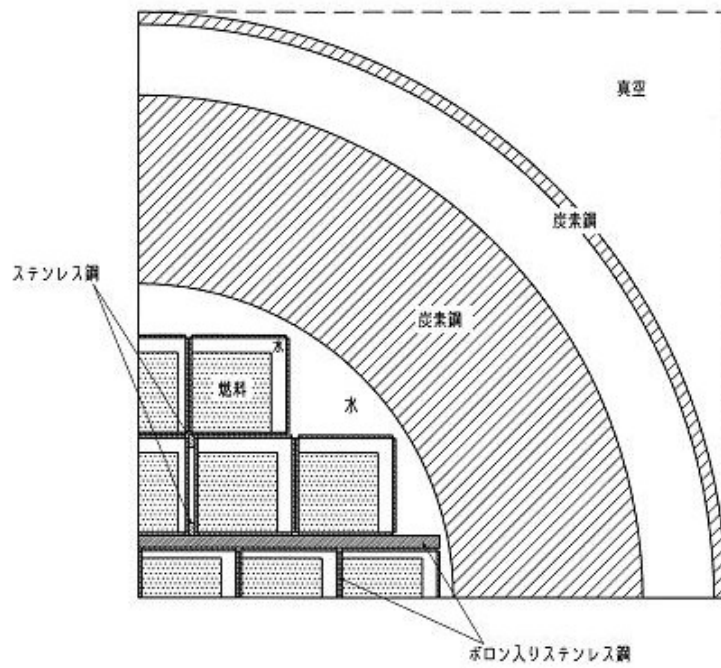
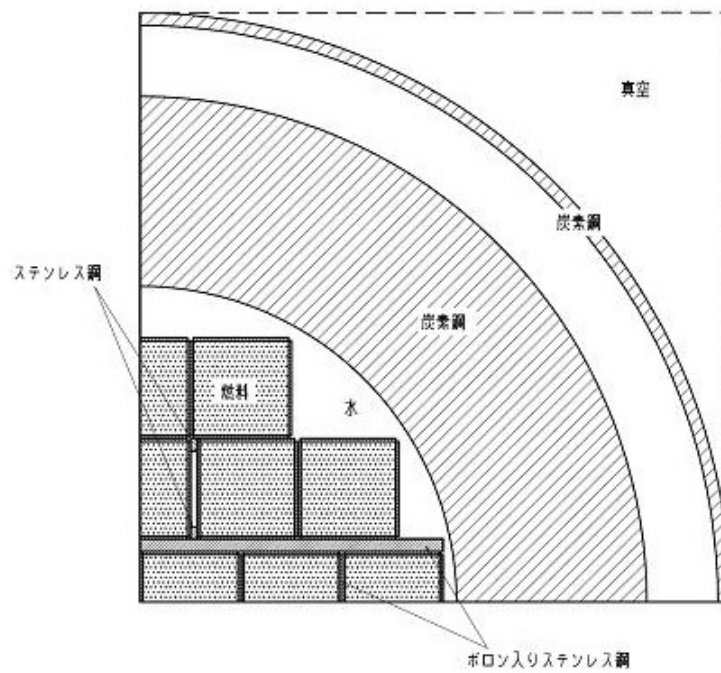


図 3.5-1 臨界解析モデル（縦断面図）



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 (3 σ) を考慮した値

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

米国のバットル研究所 (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% ²³⁵U Enriched UO₂ 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.

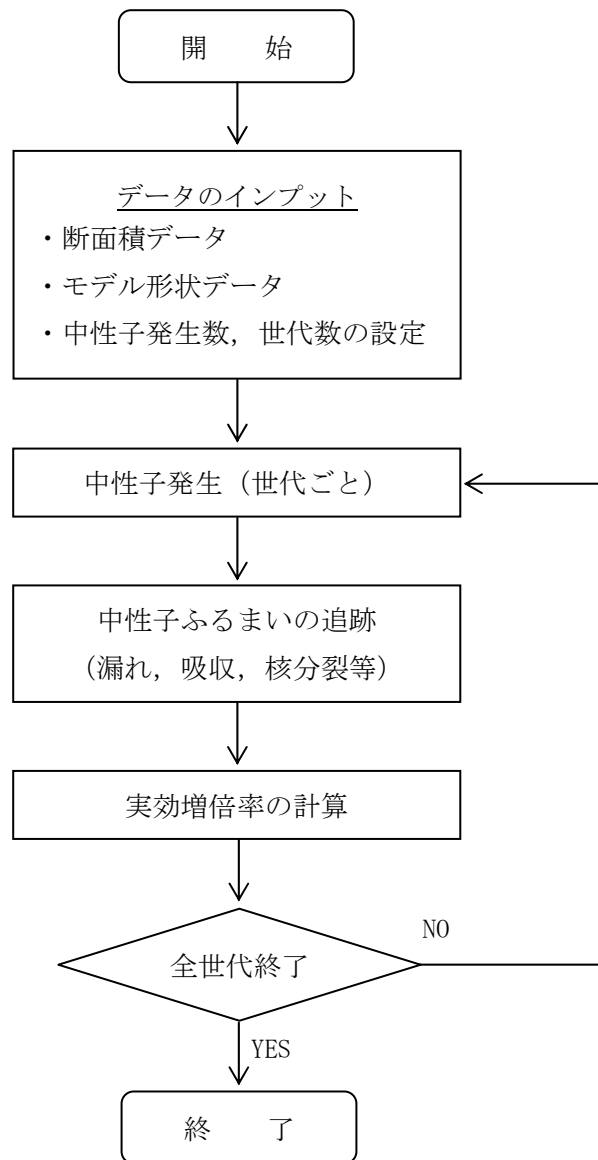


図 3.5-3 KENO-V.a コードの解析フロー図

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）を用いる。

２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅱ.3.3.1 放射線防護及び管理」において、管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており、保安規定により４号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第 13 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが、周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから、周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため、運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては、作業実施時の最新の保安規定、社内マニュアル等に基づき管理する。

放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第 3 号機及び第 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. 第 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、発電所敷地内ではヨウ素（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 25,000m³/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 50,000m³/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，第 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 25,000m³/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m³/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 0.3 μm）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 0.3 μm）以上） 排風機 フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置

設備名	構成・配置等
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^0 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 1台 排気フィルタユニット出口 2台

2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また、カバー内での燃料取り出し作業は、有人による作業を計画していることから、作業エリアには、局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められ約 50,000m³/h となる。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m³/h）

q：設計用熱負荷，約 143（kW）（機器発熱）※1

C_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m³）

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、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第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、第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： $4.5 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $6.6 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ （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 $0.3 \mu\text{m}$ ）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、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第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、濃度の高い第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/cm³)

核種	第 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、第 4 号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため、平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

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

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm³) (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 に示す第 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一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。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{\text{en}} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 2-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 ($\mu\text{Gy/y}$)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (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。

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

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

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

なお、 $\chi(x', y', z')$ は、次式により計算する。

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

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。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots 2-3$$

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 ($\mu\text{Sv/y}$)
 K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($0.8 \mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$)
 f_h : 家屋の遮へい係数 (1.0)
 f_0 : 居住係数 (1.0)
 $(\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1})$: 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 ($\mu\text{Gy/y}$)。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 $\bar{\chi}$ 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。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots 2-4$$

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。

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

[illegible]

ここで、 H_I : 吸入摂取による年間の実効線量 ($\mu\text{ Sv/y}$)
 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 ($\mu\text{ Sv/Bq}$)
 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: $22.2\text{ m}^3/\text{d}$ 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 ($\mu\text{Sv/Bq}$)

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 $\bar{x}$ 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。

[illegible]

$$S_{O_i} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i T_O} \right) \quad \quad 2-8$$

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 (μ Sv/y)

$$K_{Gi} : \text{核種 } i \text{ の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 } (\frac{\mu \text{ Sv/y}}{\text{Bq/m}^2})$$
$$S_{0i} : \text{核種 } i \text{ の地表濃度 (Bq/m}^2\text{)}$$
$$\overline{\chi}_i$$
 : 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/m³) 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_0 : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の 5 年を想定)

f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 2-5 放射性物質濃度から実効線量への換算係数（(Sv/s)/(Bq/m²)）

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

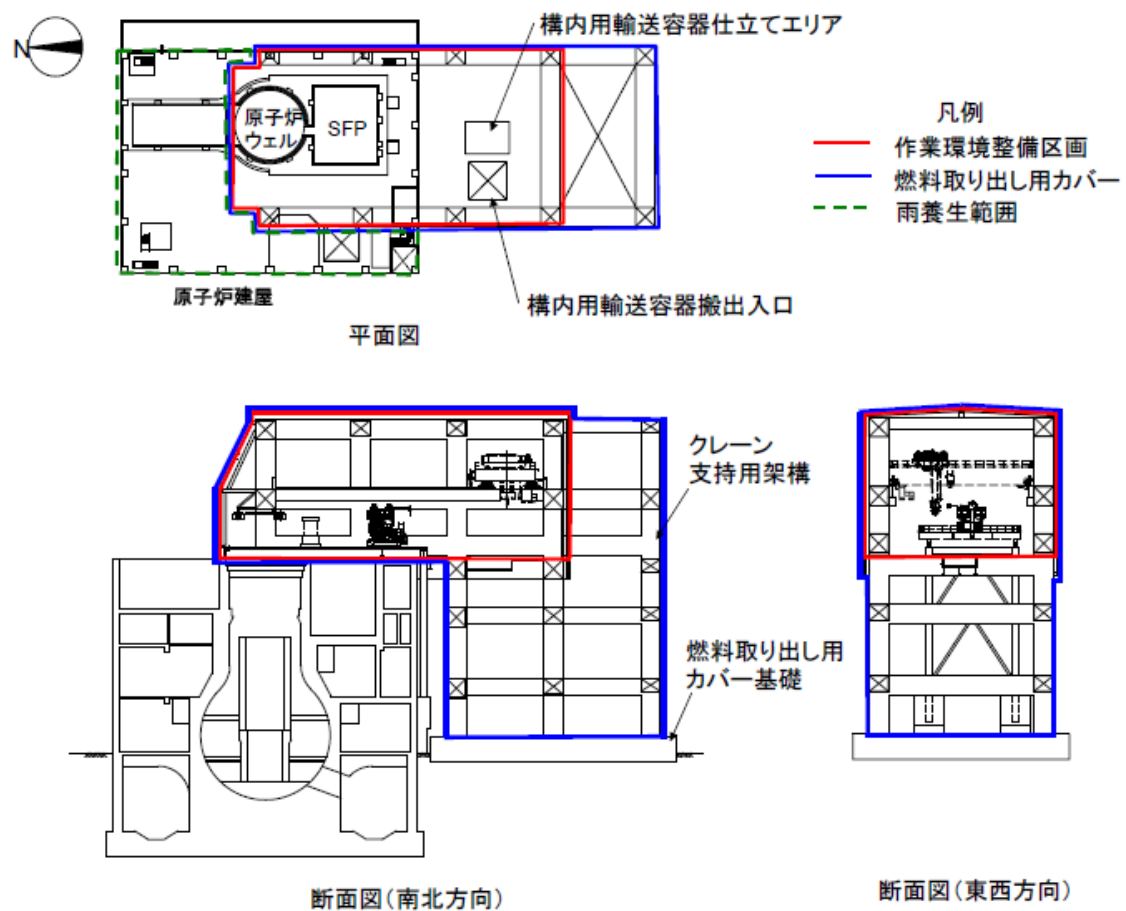
2.2.2.6 評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。（表 2-6 参照）

また、「Ⅲ. 3. 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図

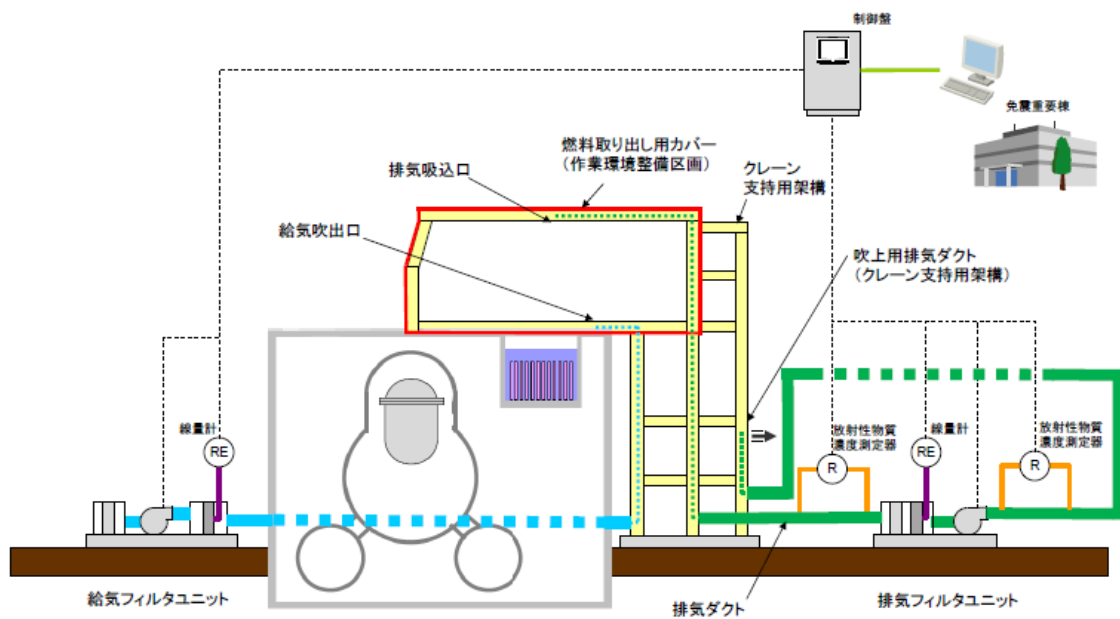


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

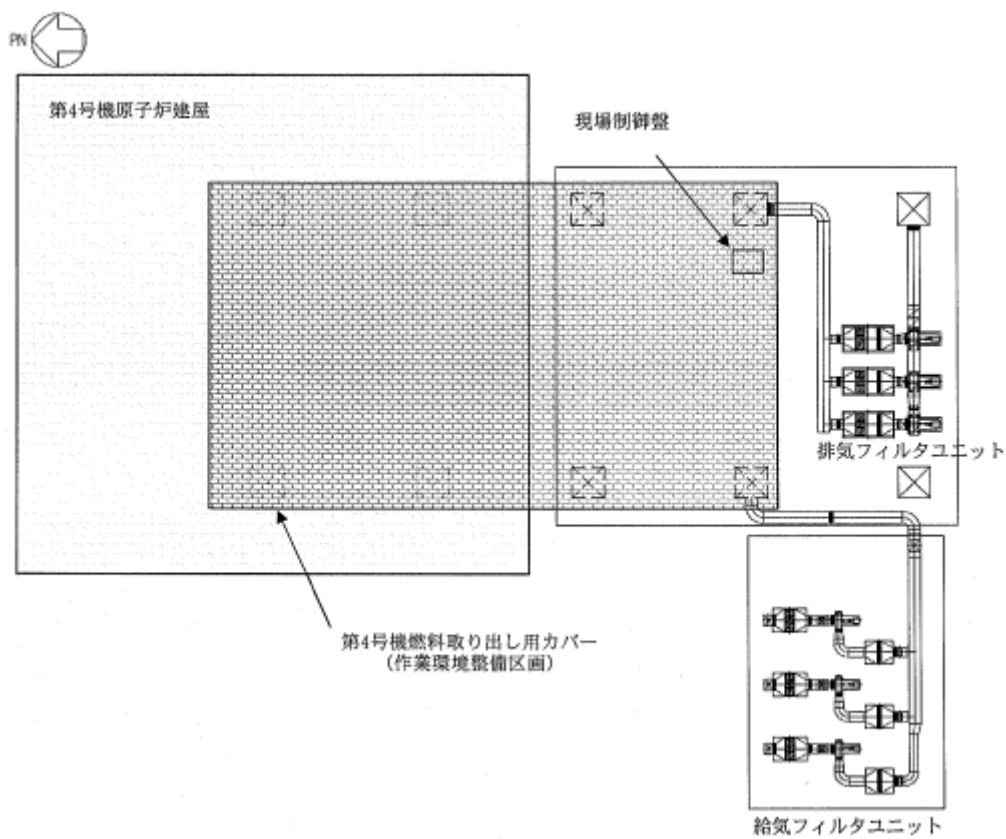


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

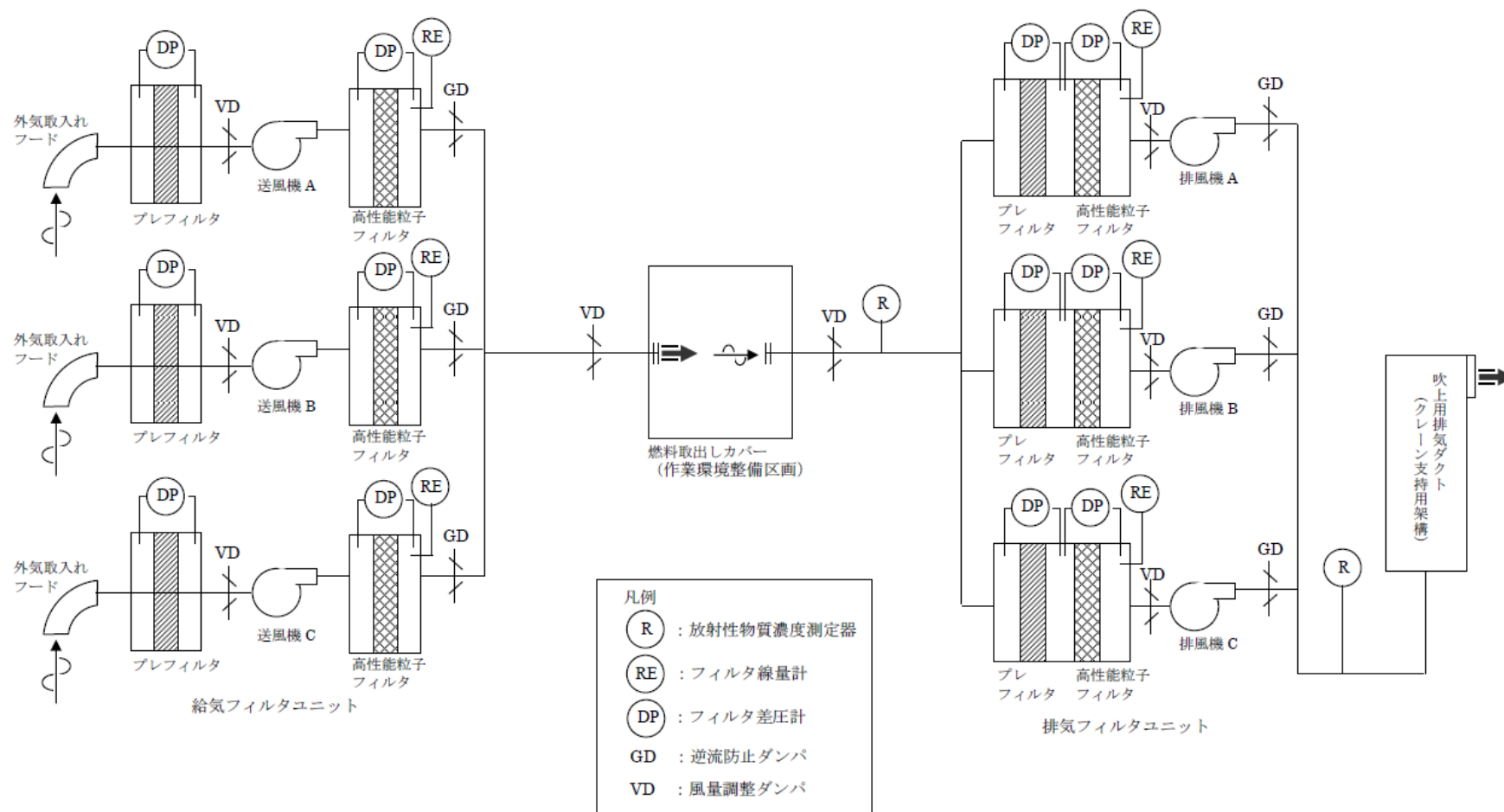
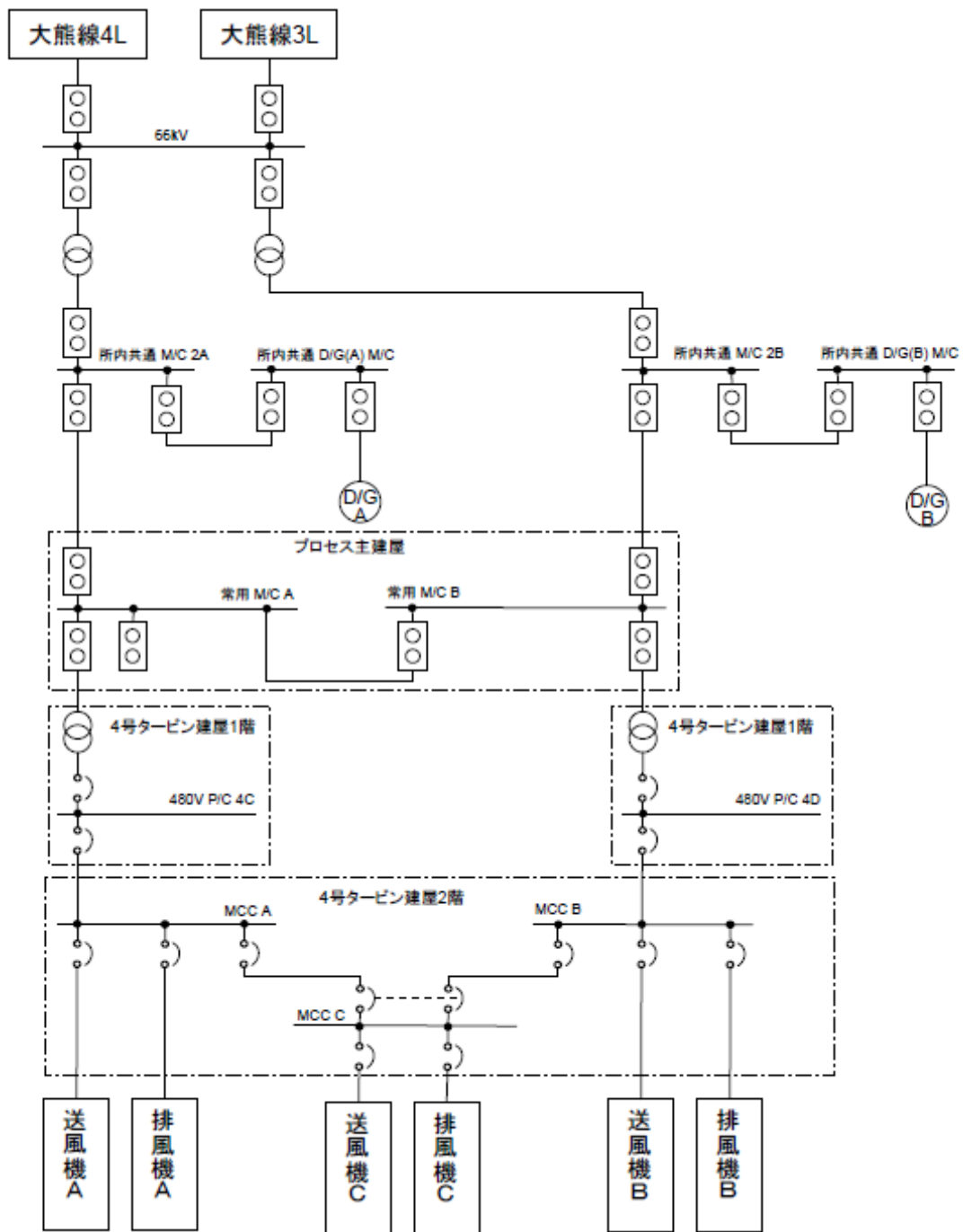


図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3. 第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、排気ダクトを經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 10,000m³/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 30,000m³/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 30,000m³/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へ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 $0.3\mu\text{m}$ ）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 $10^{-1}\sim 10^5\text{s}^{-1}$ 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°C 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 $30,000\text{m}^3/\text{h}$ とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

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

C_p ：定圧比熱， $1.004652\text{（kJ/kg} \cdot ^{\circ}\text{C）}$

ρ ：密度， $1.2\text{（kg/m}^3\text{）}$

t_1 ：カバー内温度， $40\text{（}^{\circ}\text{C）}$

t_2 ：設計用外気温度， $28.5\text{（}^{\circ}\text{C）}$ ※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、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第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、第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： $2.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $3.9 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ （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 $0.3\mu\text{m}$ ）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、 $1\times 10^{-3}\sim 1\times 10^{-5}\%$ 程度であり、第 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 に第 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 第 3 号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm³）

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/cm³）

C ：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm³）（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 に示す第 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へ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一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。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 3-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/h)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (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。

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

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

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

なお, $\chi(x', y', z')$ は, 次式により計算する。

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

ここで, Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z' 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき, 有効高さと同じ高度 ($z' = H$) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。
被ばく評価地点は地上 ($z' = 0$) であるため, 地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は, 計算地点を含む方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して, 次式により計算する。

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

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 (μ Sv/y)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (0.8μ Sv / μ Gy)

f_h : 家屋の遮へい係数 (1.0)

f_0 : 居住係数 (1.0)

$\overline{D}_L$: 計算地点を含む方位 (L) に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ (μ Gy/y)。

3.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については, 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度 $\overline{\chi}$ は, 3-2 式を用い, 隣接方位からの寄与も考慮して, 次式により計算する。

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

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。

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

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

ここで, H_I : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/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 (μ Sv/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: $22.2 m^3/d$ 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 (μ Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量については, 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し, 放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度 $\overline{\chi}$ は, 3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は, 次式により計算する。

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

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

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 (μ Sv/y)

K_{Gi} : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($\frac{\mu\text{Sv/y}}{\text{Bq/m}^2}$)
 S_{0i} : 核種 i の地表濃度 (Bq/m^2)
 $\overline{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空气中濃度 (Bq/m^3)
 V_g : 沈着速度 (0.01m/s)
 λ_i : 核種 i の物理的減衰係数 (s^{-1})
 T_o : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の 5 年を想定)
 f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に 1 を用いる)

表 3-5 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ($(\text{Sv/s})/(\text{Bq/m}^2)$)

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

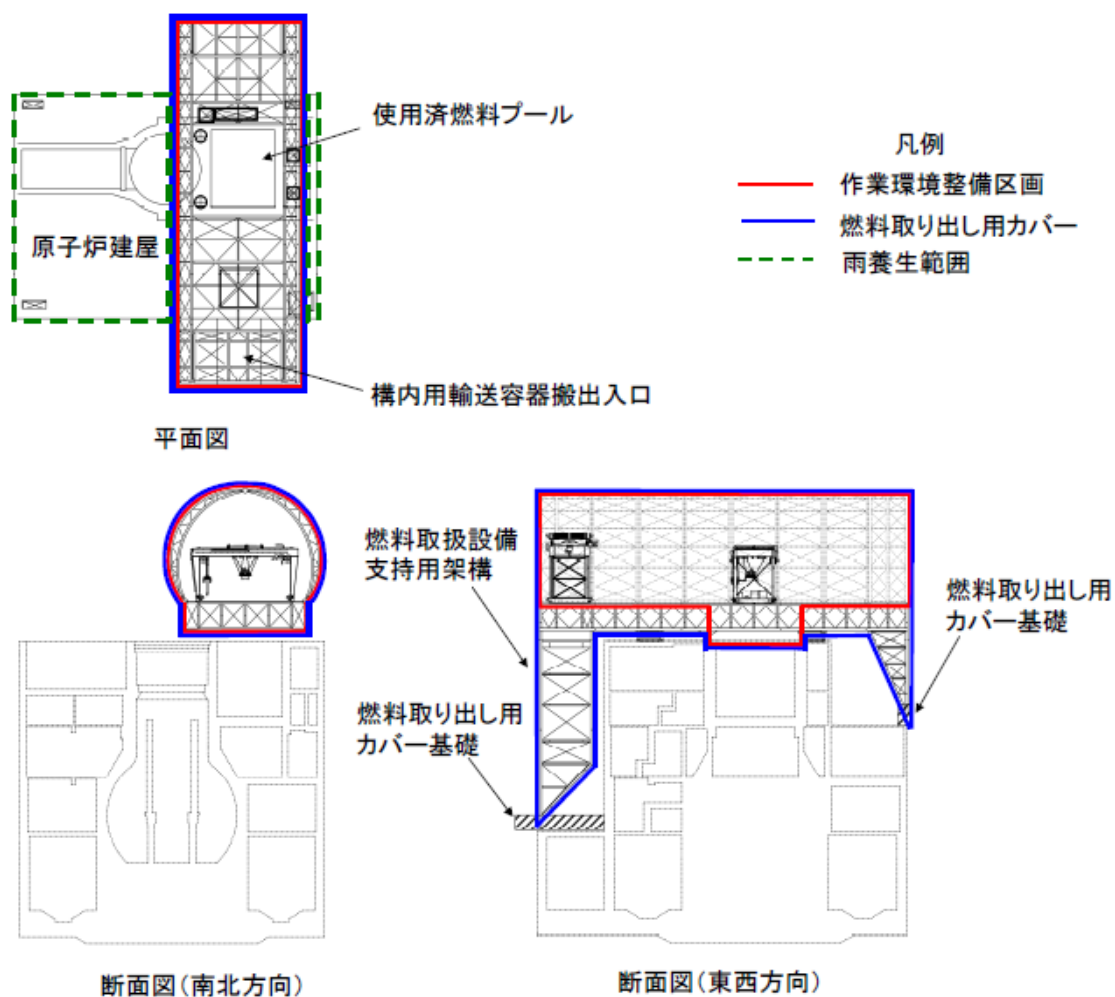
3.2.2.6 評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間 (想定) 続くと仮定して算出した結果, 年間被ばく線量は敷地境界で約 0.015mSv/年 であり, 法令の濃度限度 1mSv/年 に比べても十分低いと評価される。(表 3-6 参照)

また, 「Ⅲ. 3. 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価 (約 0.03mSv/年) に比べても低いと評価される。

表 3-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図

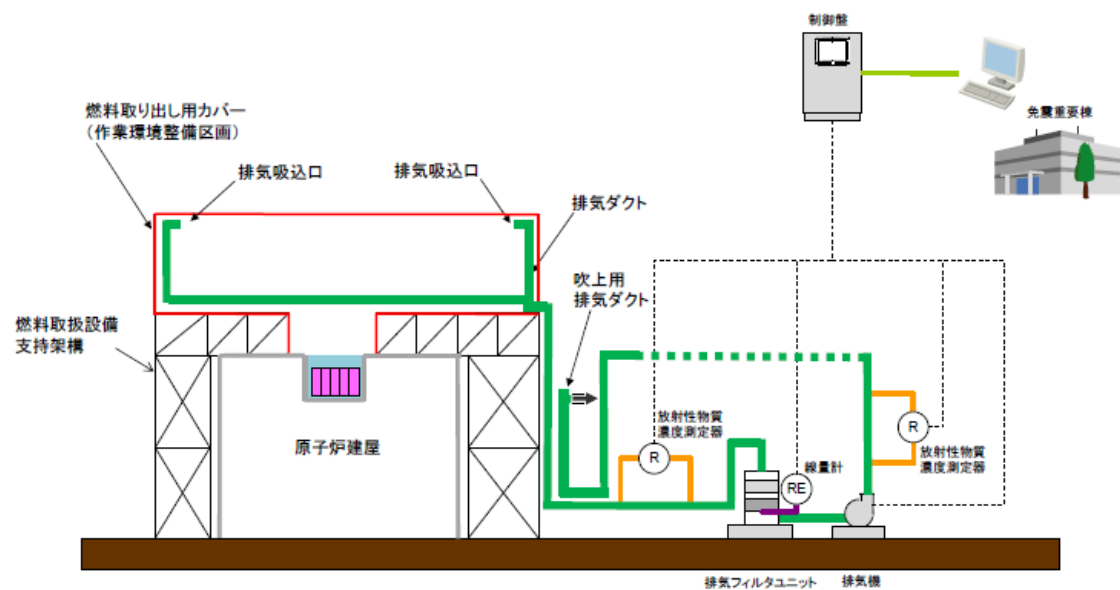


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

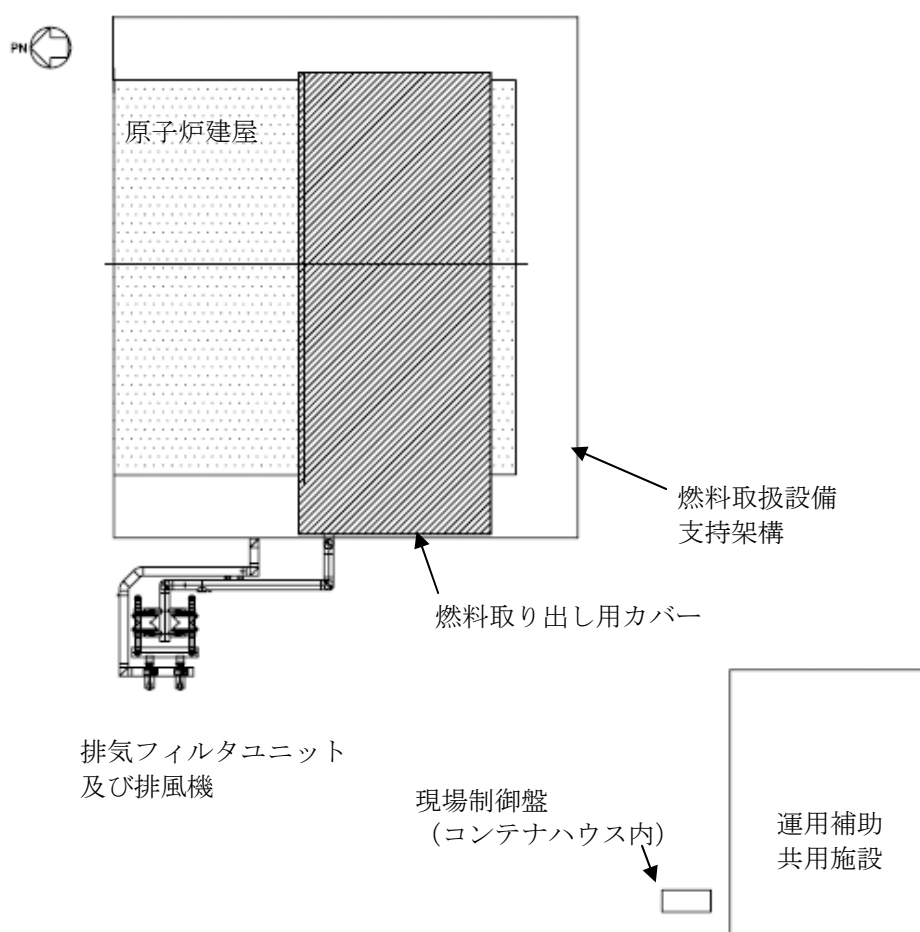


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

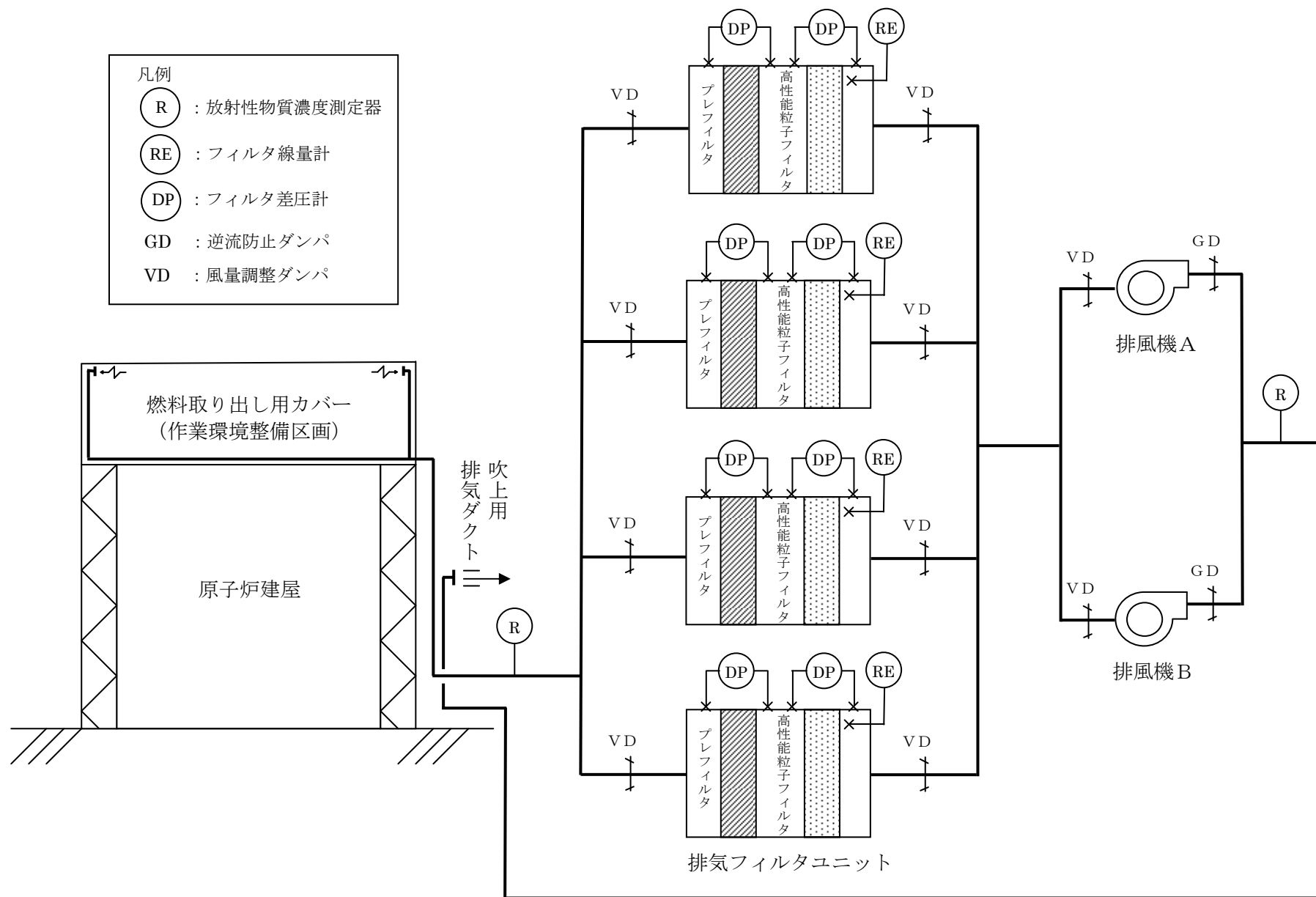
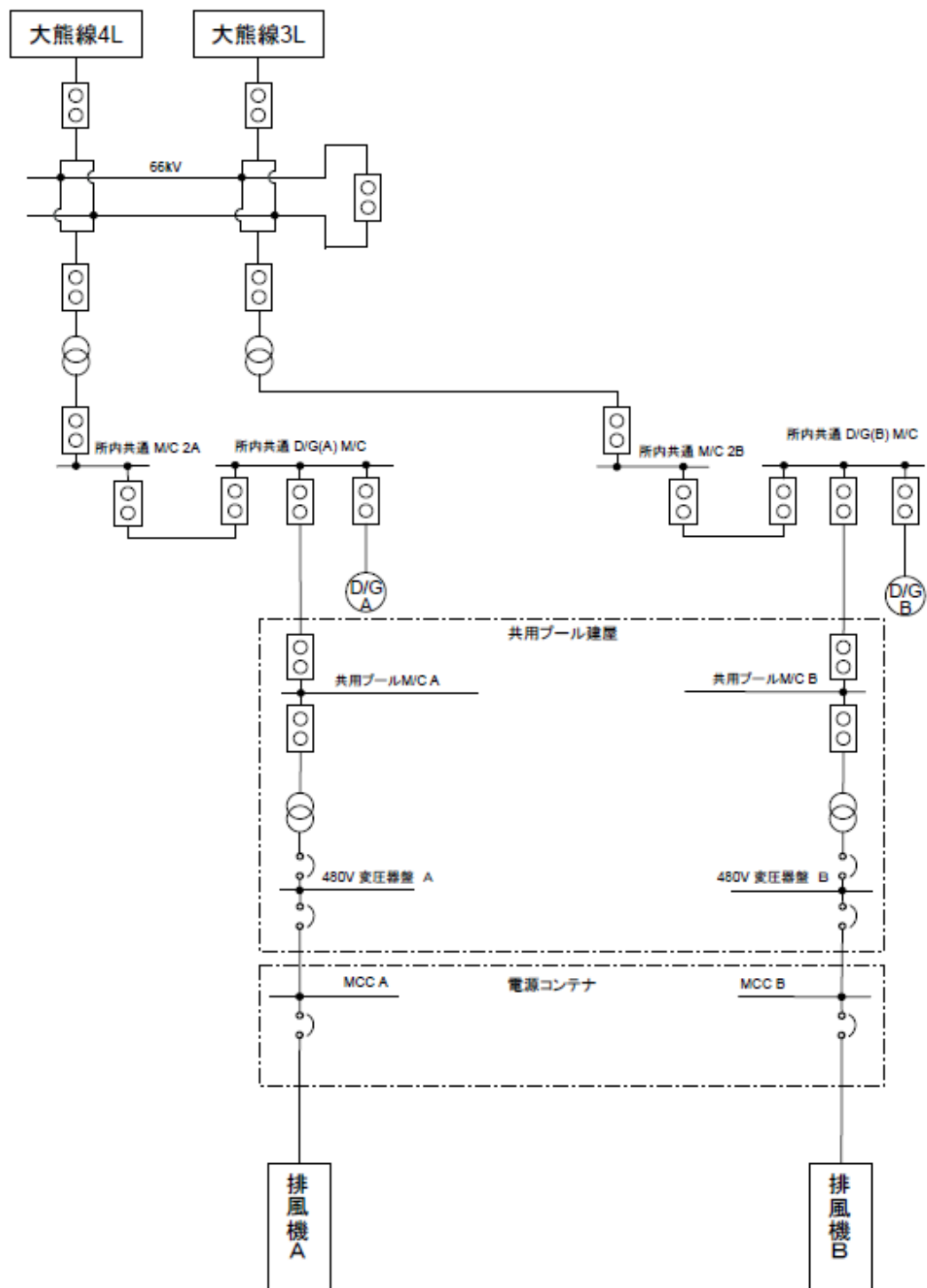


図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4. 別添

別添－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１ ４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を確認する。	送風機・排風機が１台当たり 25,000m ³ /h 以上であること。
				送風機・排風機が定格運転（２ 台運転１台予備）において、 50,000m ³ /h 以上であること。
		フィルタ 性能確認	フィルタの放射性物質の除去効 率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以 上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確 認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施 計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能 確認	監視設備により運転状態等が監 視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態、放 射性物質濃度が免震重要棟内の モニタに表示され監視可能であ ること。

がれき撤去等の手順に関する説明書

1 現状と今後の作業

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

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

がれき撤去等の作業においては、がれき等を使用済燃料プール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等の手順を示すものである。

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 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

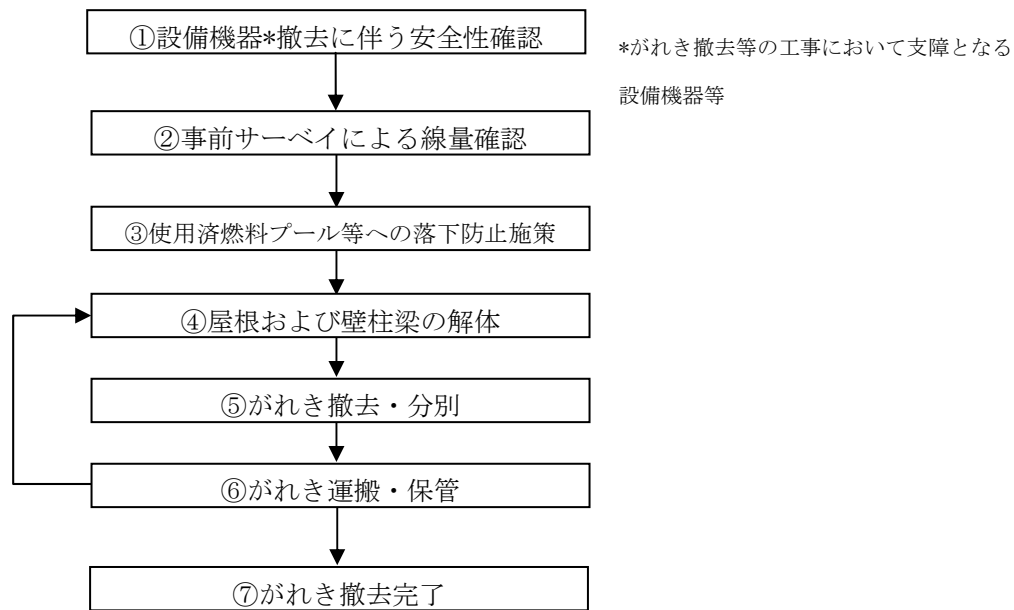


図1 がれき撤去フロー

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，安全性確保の為，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。

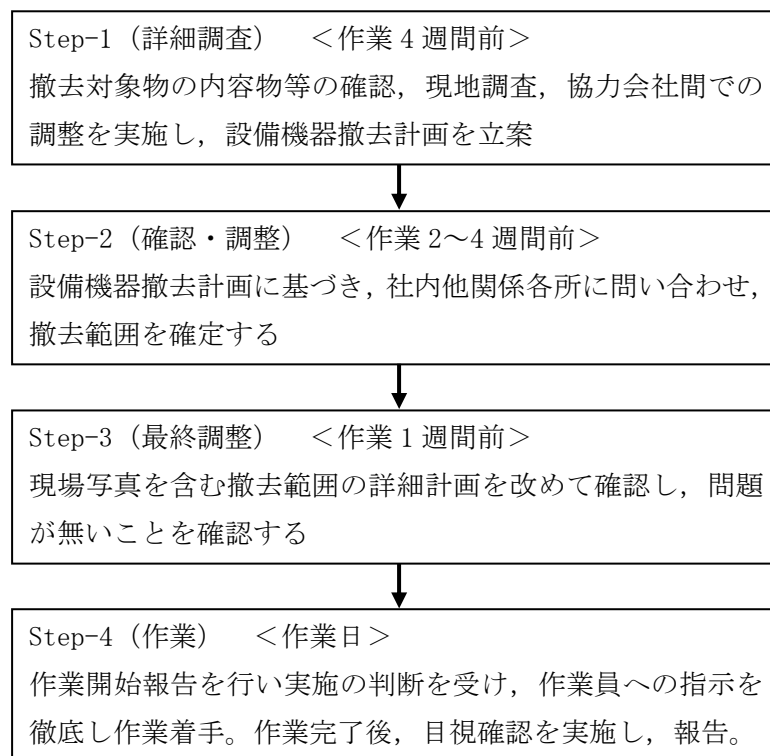


図2 設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

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。また、使用済燃料プール内のがれき撤去を行う際には、使用済燃料貯蔵ラック上を通過しないように手順を策定し、使用済燃料プール内であって使用済燃料貯蔵ラック上に位置するがれきについては、極力使用済燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるように手順を策定する。

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について検討し、必要に応じモックアップ等により安全性の確認を実施する。

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に十分に注意し、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に十分に注意し、作業を行う。

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・セーフ設計とする。
- (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 12 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气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線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131 等価量)大気放出量	約 3.3×10^6 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气中濃度は、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 $3.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 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 $3.4 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$ 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、(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$$

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 $0.31 \text{ m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

H_∞ : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の小児の実効線量 ($1.6 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$)

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)

また、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。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$$

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ($K = 1 \text{ Sv/Gy}$)

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 線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

(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
約 $1.7 \times 10^{-4} \text{ mSv}$

これは、設置許可申請書で評価された燃料集合体の落下時の実効線量約 $6.8 \times 10^{-2} \text{mSv}$ よりさらに小さい値であることから、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さい。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価と比較して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ヨウ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气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線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131 等価量)大気放出量	約 3.3×10^6 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气中濃度は、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/m³ 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。

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

ここで、

R : 呼吸率 (m³/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 0.31m³/h を秒当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 (1.6×10^{-7} Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

また、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。

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

ここで,

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv/Gy}$)

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 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

(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
約 $1.5 \times 10^{-4} \text{mSv}$

これは、設置許可申請書で評価された燃料集合体の落下時の実効線量約 $6.8 \times 10^{-2} \text{mSv}$ よりさらに小さい値であることから、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さい。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価と比較して 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ヨウ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、第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. 第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

第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、検討用地震動として基準地震動 S_s 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、検討用地震動として弾性設計用地震動 S_d 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 S_d は、基準地震動 S_s 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、原則として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、最大静止摩擦係数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 $\mu=0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/4 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.15$ 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。

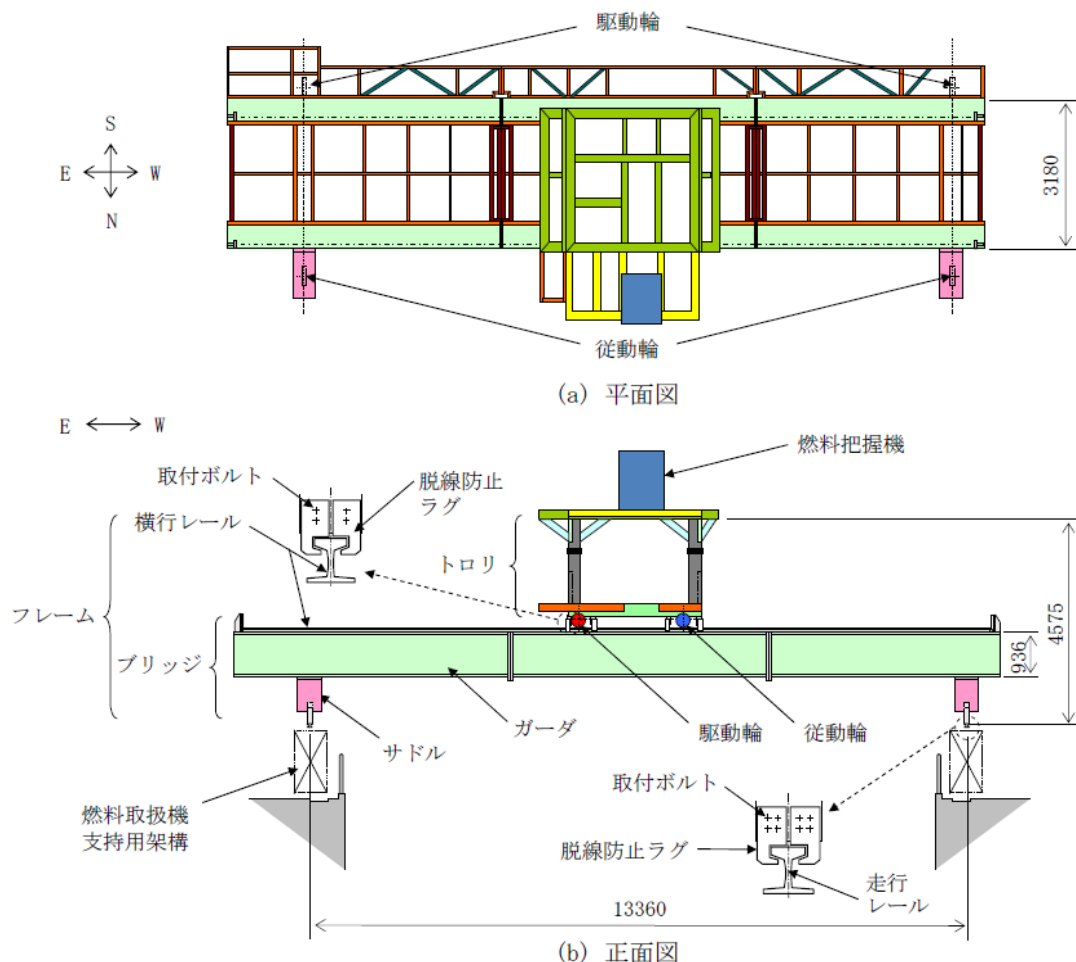


図 2.1.2-1 燃料取扱機の概要

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、最大静止摩擦係数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 $\mu = 0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/8 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.075$ 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 $\mu = 0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/4 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.15$ 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。

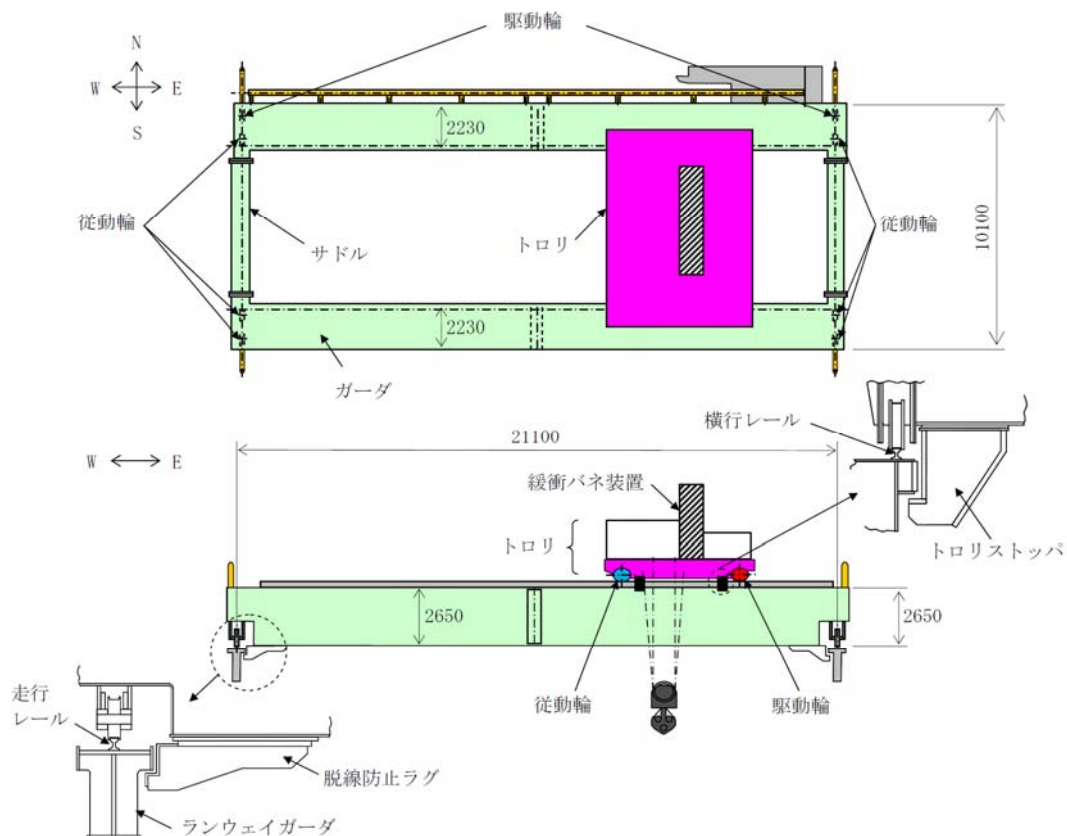


図 2.1.3-1 クレーンの概要

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 S_u 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 S_u を $1/\sqrt{3}$ 倍して用いる。

表 2.2-1 物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
燃料取扱機構造物 フレーム	SS400 STKR400	201,000	0.3	50

許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
燃料取扱機構造物 フレーム		SS400 STKR400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
ブリッジ	脱線防止ラグ	SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
トロリ	脱線防止ラグ	SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
走行レール		レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	1080
			せん断	623
			組合せ	1080
横行レール		レール鋼 (1 類 AR 30A)	曲げ	690
			せん断	398
			組合せ	690

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 S_s 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）

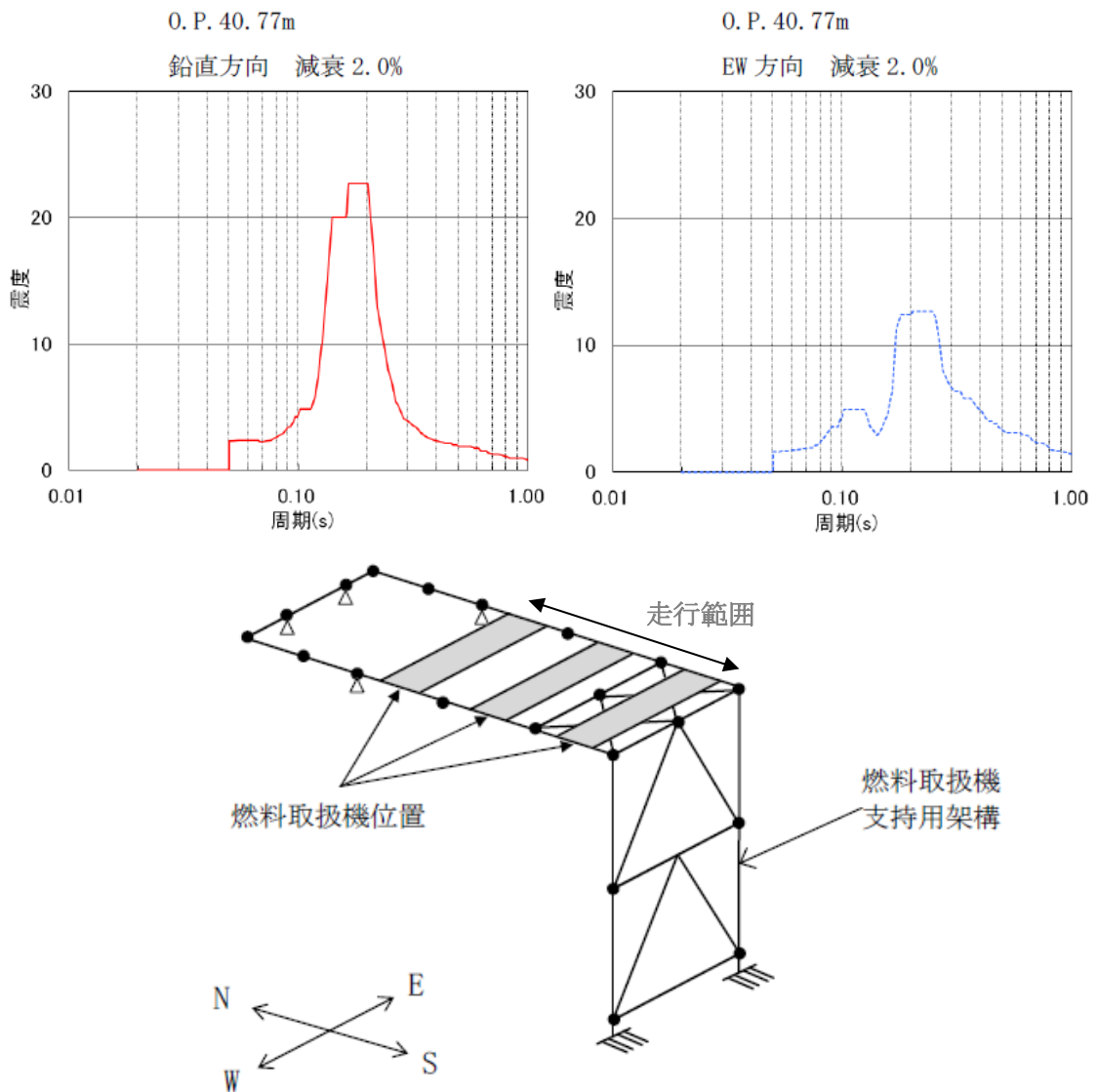
(2) 燃料取扱機地震応答解析

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 S_s を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 O.P.40.77m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは、燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。



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
取り付け点であり，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。

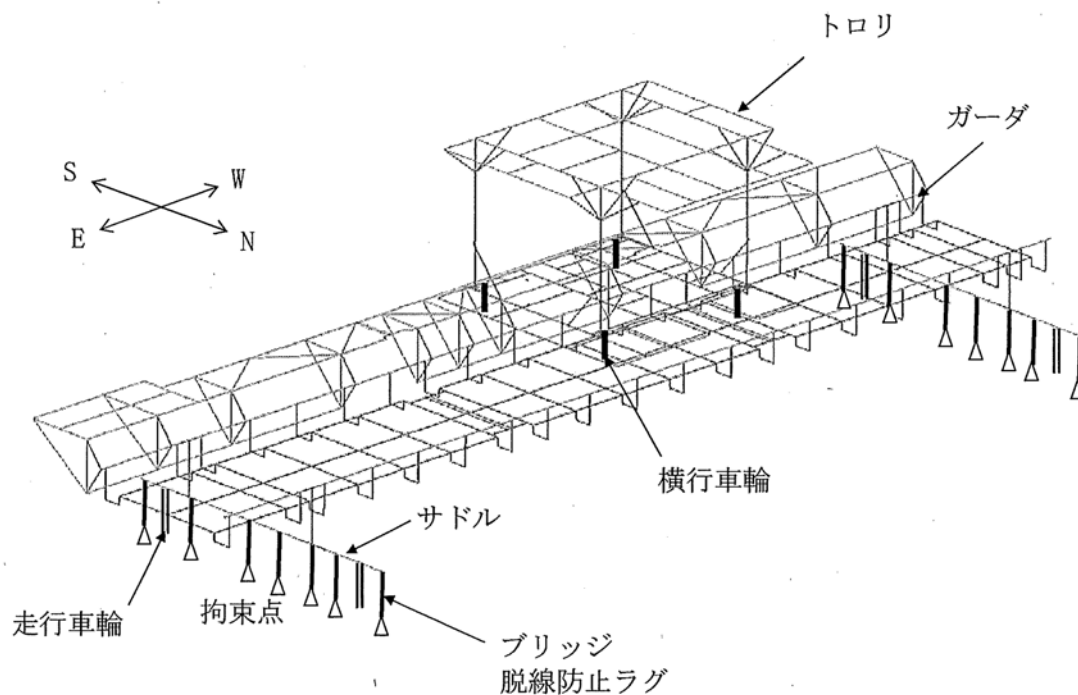


図 2.2-2 地震応答解析モデル

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。

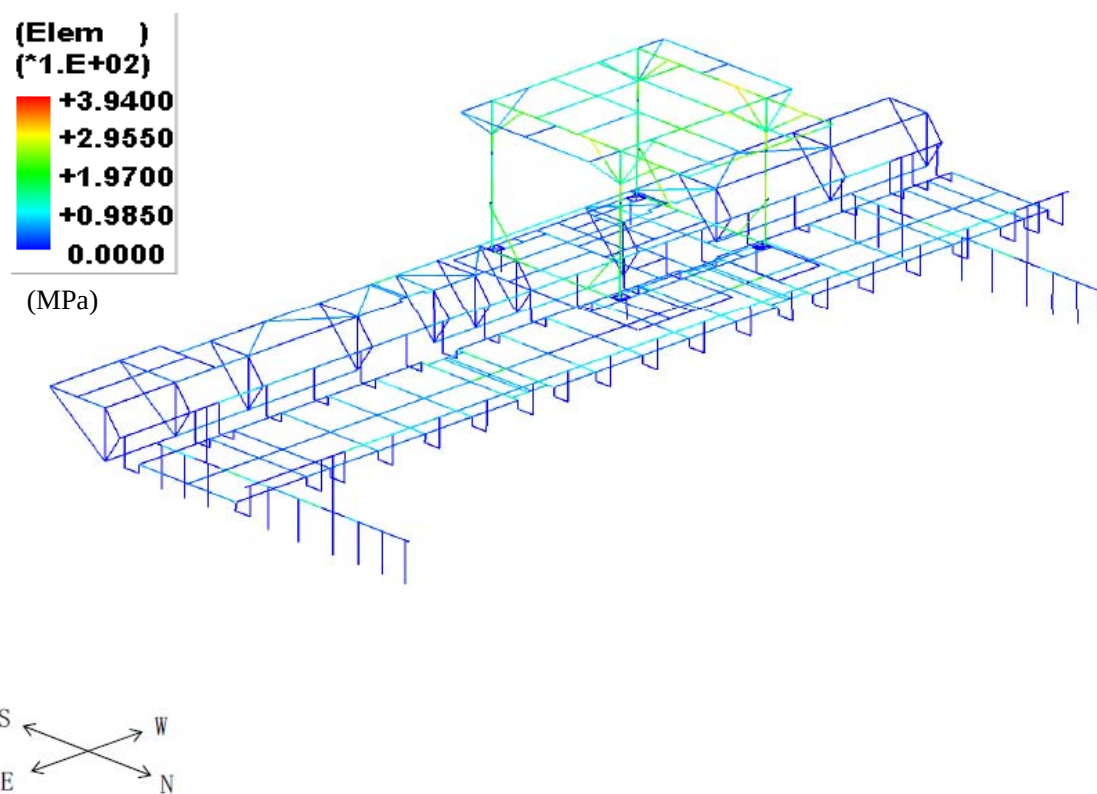


図 2.3-3 地震応答解析結果

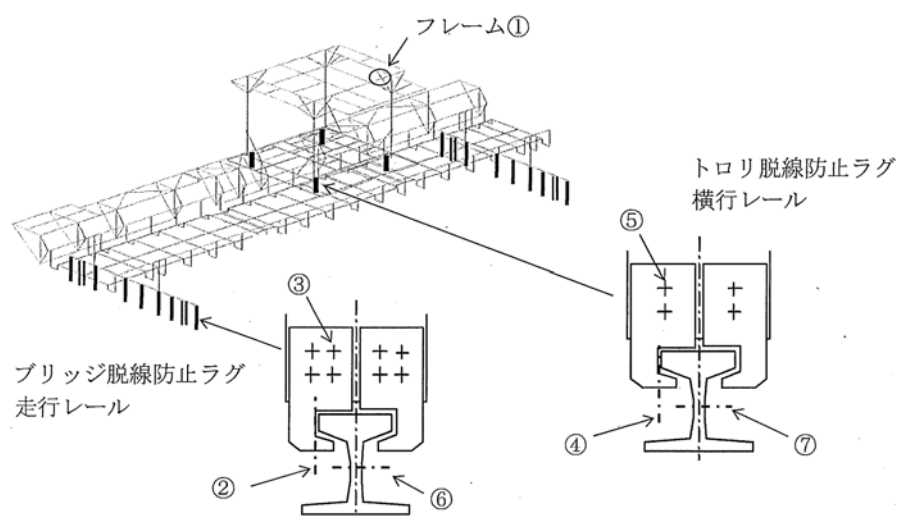
(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

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 S_s 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 S_u 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 S_u を $1/\sqrt{3}$ 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 S_d による荷重であり，水平 2 方向の地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- ・ 死荷重＋水平地震（NS，EW 方向）＋鉛直地震

クレーン本体ガーダ質量	170,000(kg)
トロリ質量	103,000(kg)
吊り荷質量	100,000(kg)

(2) クレーンの地震応答解析

解析は、地震応答解析モデルにより計算機コード「ABAQUS」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う

1) 解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は、弾性設計用地震動 Sd を入力した時のクレーン支持用架構の地震応答計算から得られる O.P.50.22m (添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照) の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波形を図 2.3-1 に示す。なお、死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち、クレーンに対し最も影響を与えるものである。

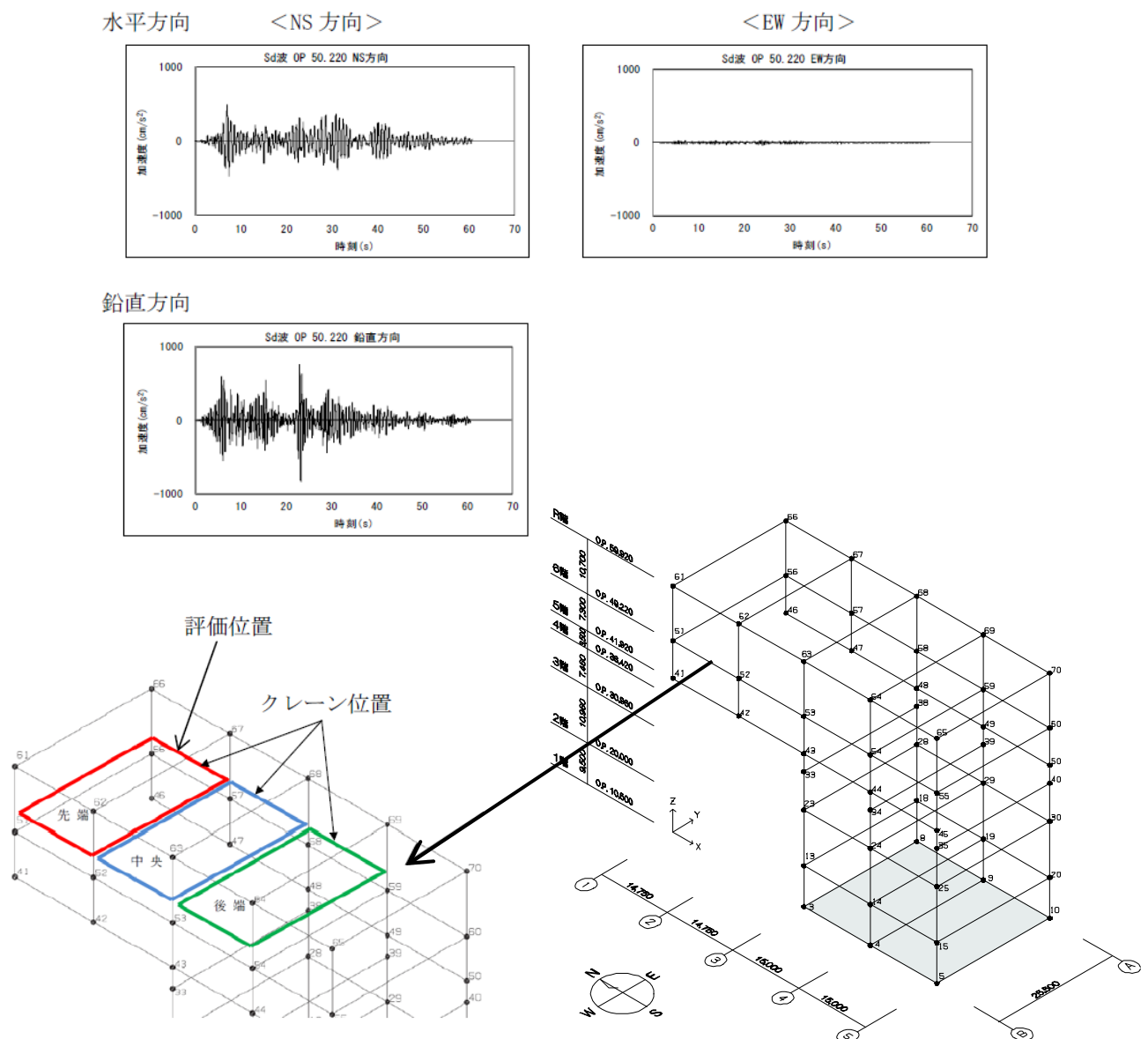


図 2.3-1 時刻歴加速度波形

2) 地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 2.3-2 に示す。

解析モデルは、ビーム及び非線形要素でモデル化しており、走行車輪部下端がクレーン支持用架構側との取り付け点であるため、それを拘束点とする。

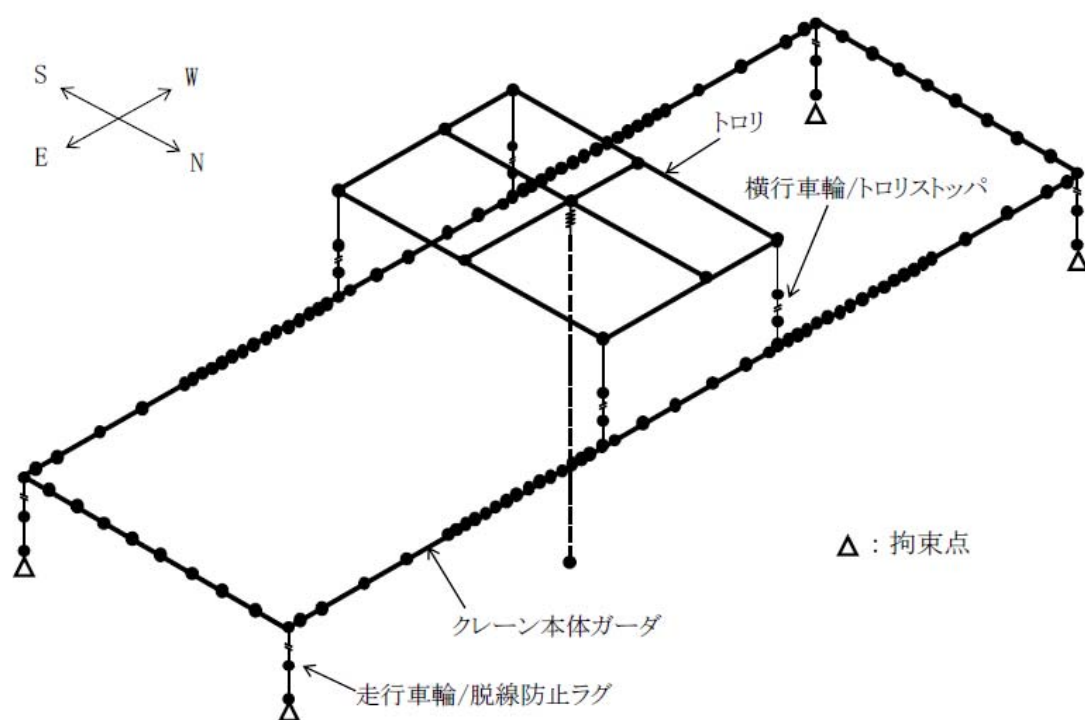


図 2.3-2 地震応答解析モデル

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。

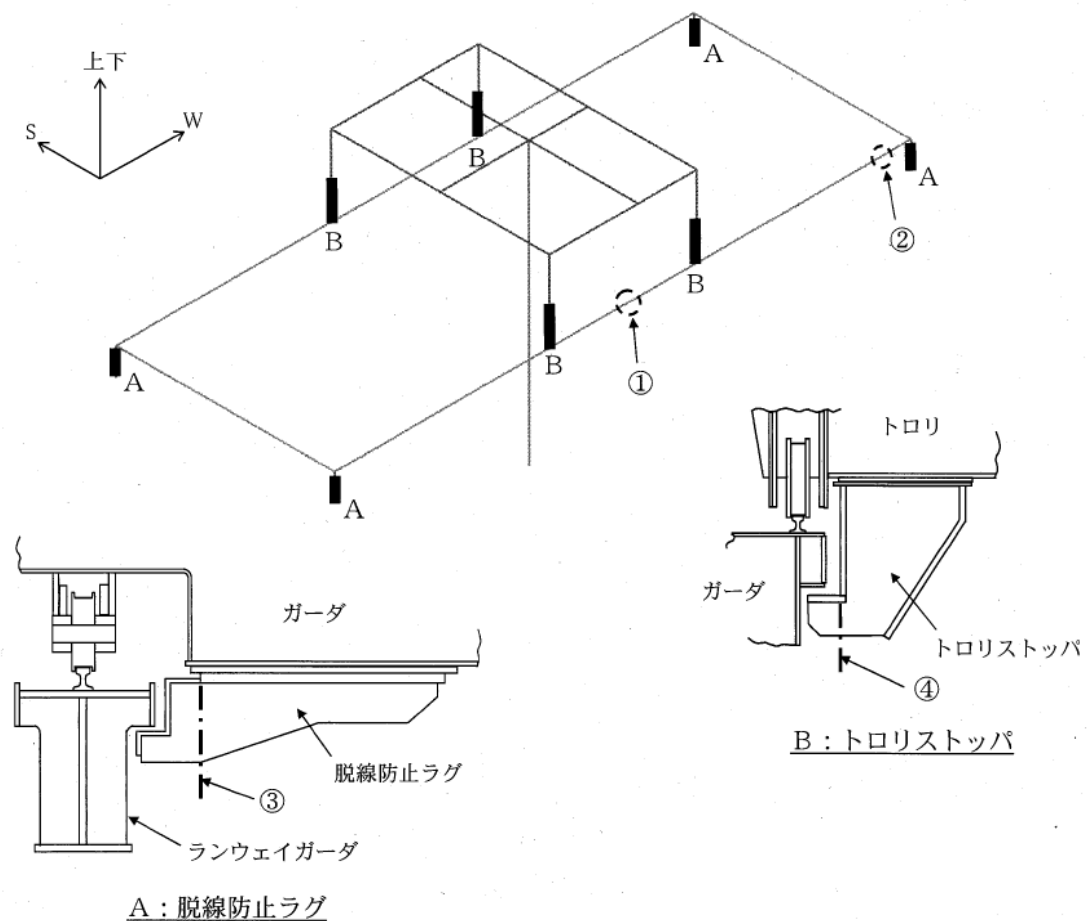
(3) クレーンの構造強度評価結果

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



耐震解析に用いるコード（SAP-Ⅳ）について

項目 \ コード名	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。

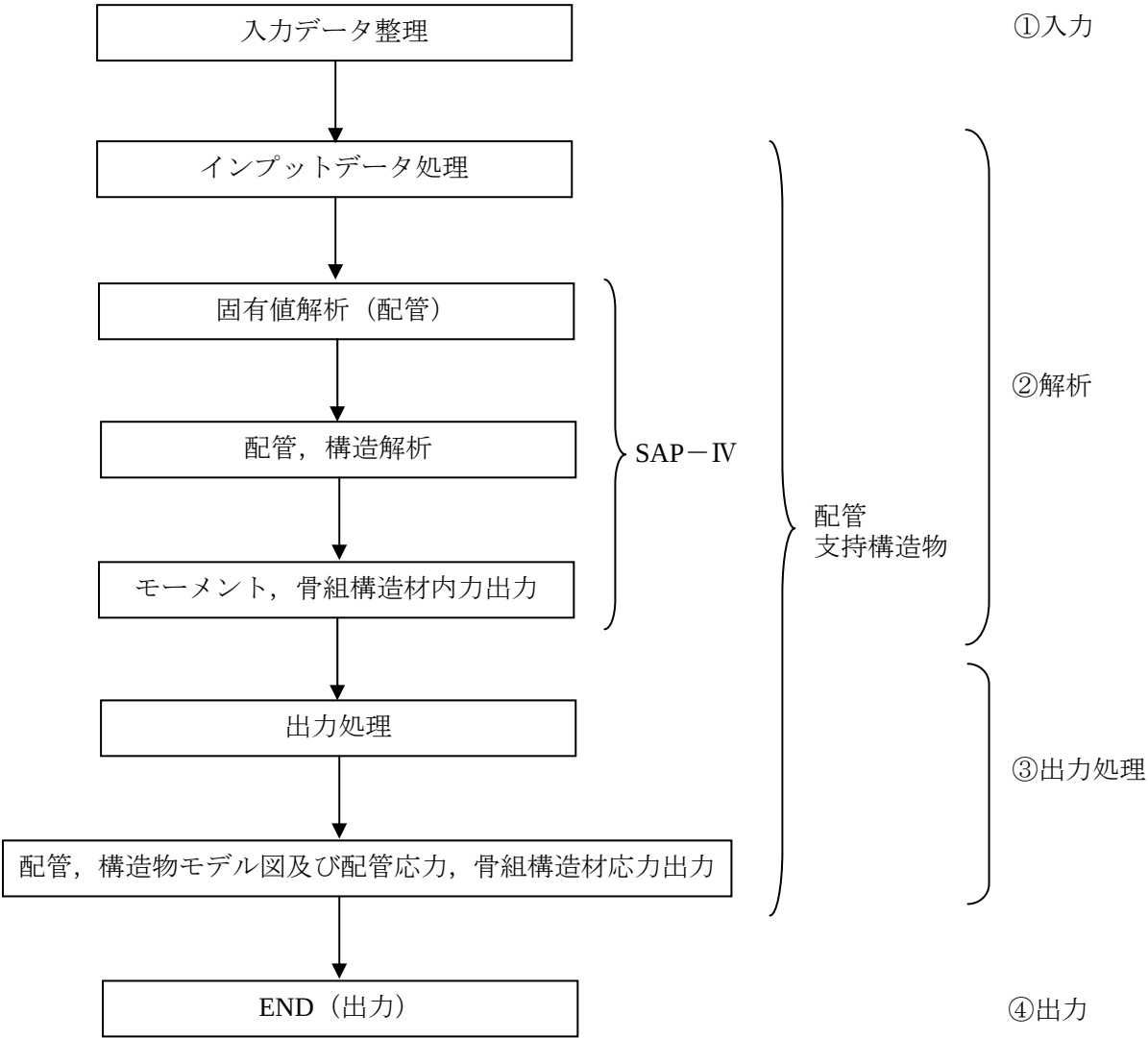


図 1-1 計算フロー

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

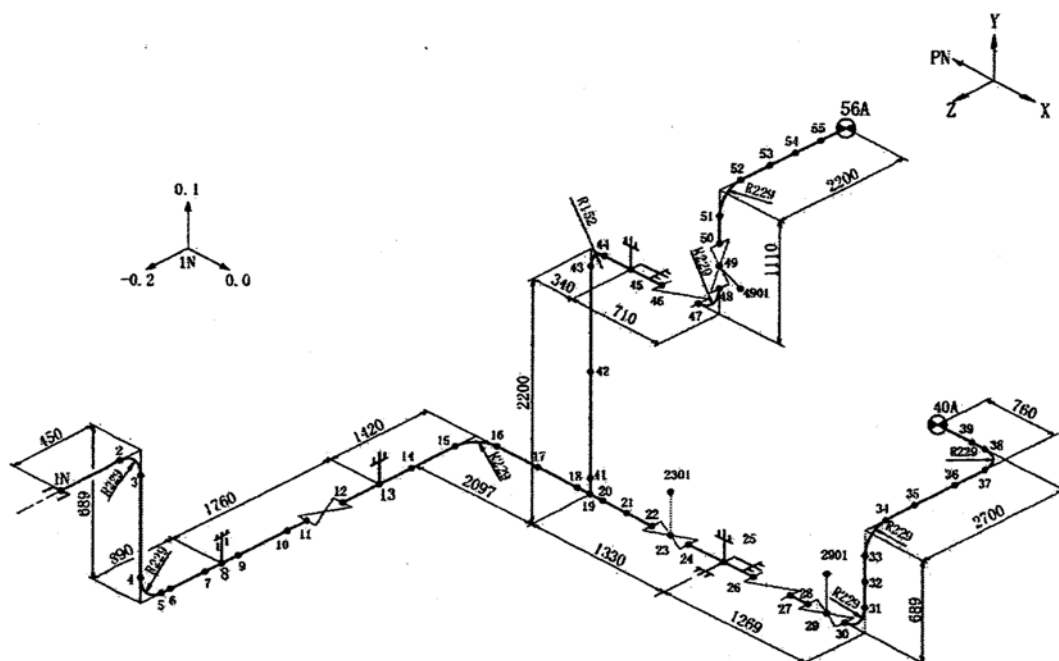
代表的な配管検証用モデルについて，「SAP-IV」及び「NASTRAN」を用いて解析し，両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

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)	最高資料温度 (℃)	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。

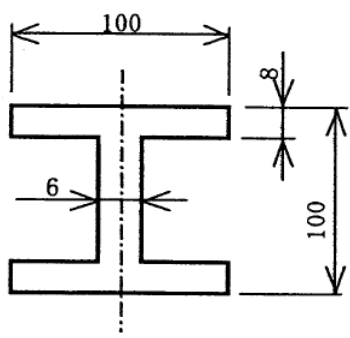
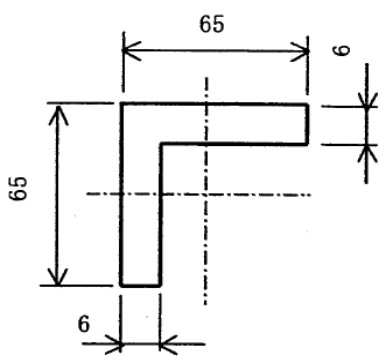
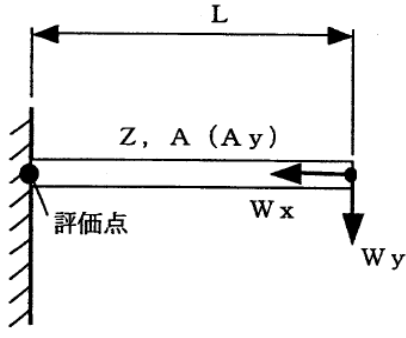
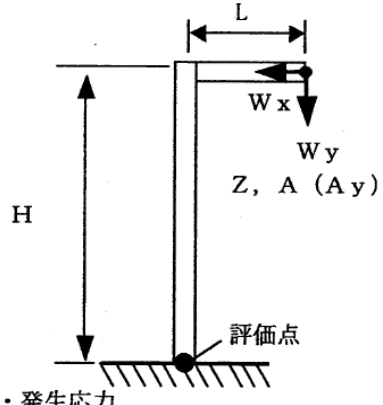
以下に、計算内容及び検証項目を示す。

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：$W_x \cdot g / A$ 曲げ応力：$W_y \cdot g \cdot L / Z$ せん断応力：$W_y \cdot g / A_y$	 ・発生応力 圧縮応力：$W_y \cdot g / A$ 曲げ応力：$(W_y \cdot g \cdot L - W_x \cdot g \cdot H) / Z$ せん断応力：$W_x \cdot g / A_y$

・設計条件

			評価 1	評価 2
付加質量	W_x	kg	0	0
	W_y	kg	61	36
梁長さ	L	mm	300	67.5
柱高さ	H	mm	—	292.5
重力加速度	g	m/s ²	9.80665	9.80665
断面係数	Z	mm ³	67800	6270
断面積	A	mm ²	2190	752.7
有効断面積 (せん断面積)	A_y	mm ²	504	354

(4) 評価結果の比較

表 2-2 発生応力（「SAP-IV」と「手計算手法」の比較）

H 形鋼材

	SAP-IV			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	0	3	2	0	2.7	1.2

L 形鋼材

	SAP-IV			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	1	4	0	0.5	3.9	0

(5) 検証結果

表 2-2 における H 形鋼材及び L 形鋼材による発生応力の比較結果のとおり，両者でよく一致している。

以上の結果から，代表的な簡易骨組構造モデルを用いた両者の計算結果はほぼ同等であり，「SAP-IV」の妥当性が確認された。

耐震解析に用いるコード（ABAQUS）について

項目 \ コード名	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）

3. 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

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。

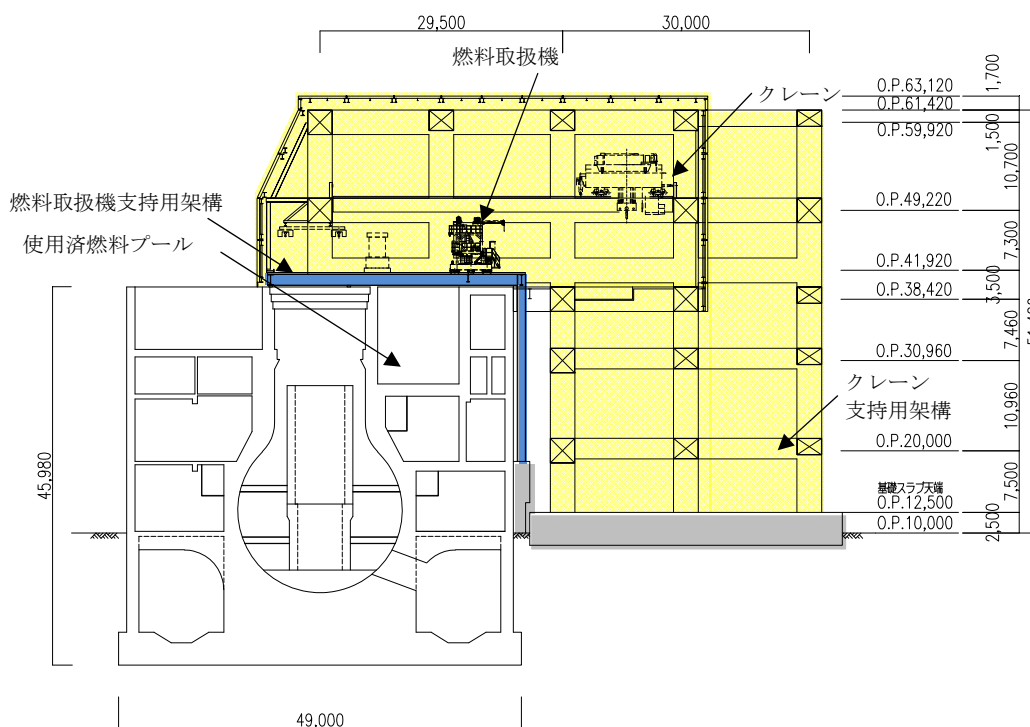
本説明書は、第3号機及び第4号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお、第3号機及び第4号機以外については、現地工事開始前までに報告を行い、確認を受けることとする。

2.1 概要

第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 S_s 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。



II-2-11-添 4-2-1

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
- (4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
- (5) 建築基礎構造設計指針（日本建築学会，2001 改定）
- (6) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省
国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2007 刊行)
- (7) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，1975 発行）
- (8) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事（日本建築学会，1996 改定）
- (9) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

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

2.1.2 クレーン支持用架構

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

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし、地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い、基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に、基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

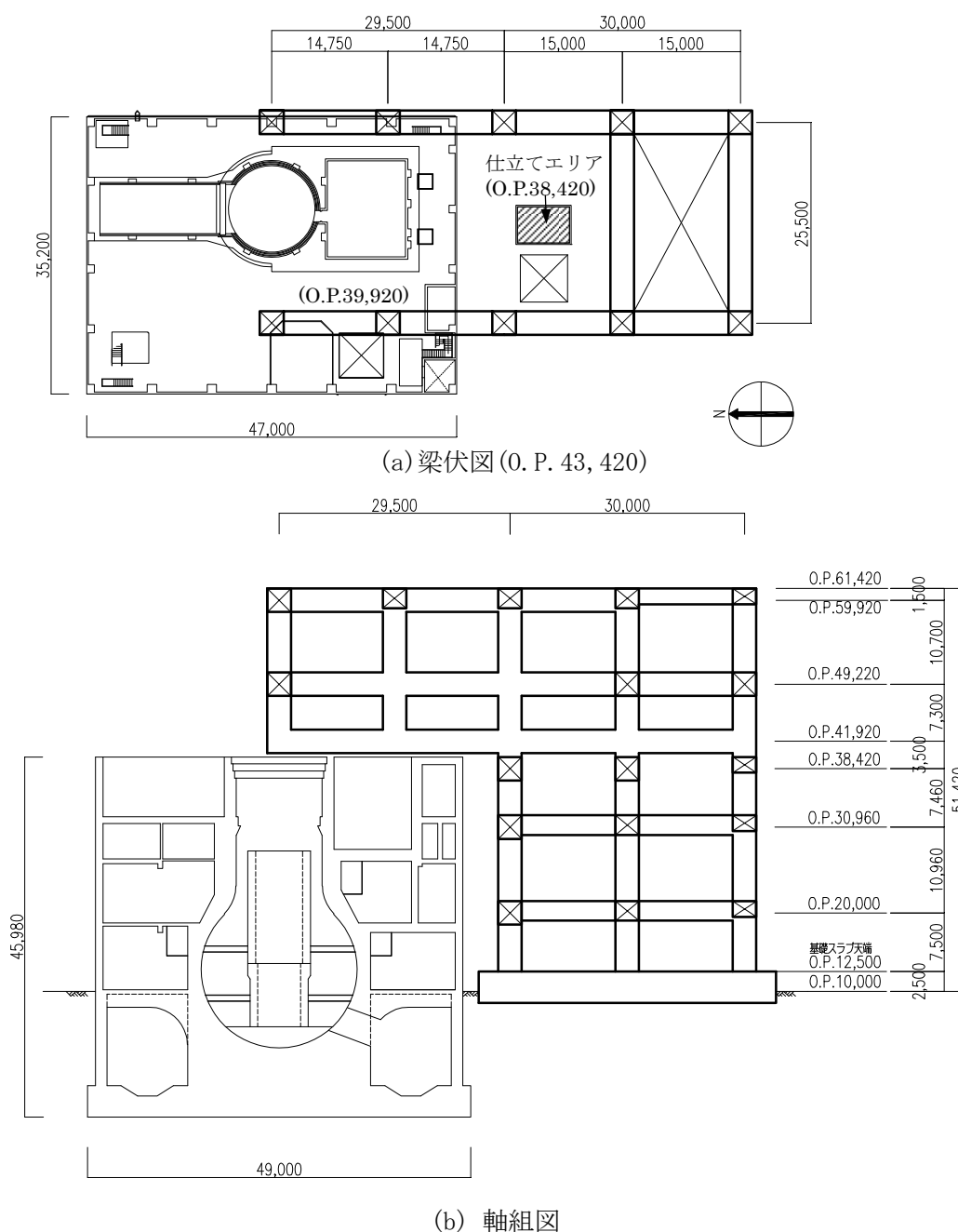
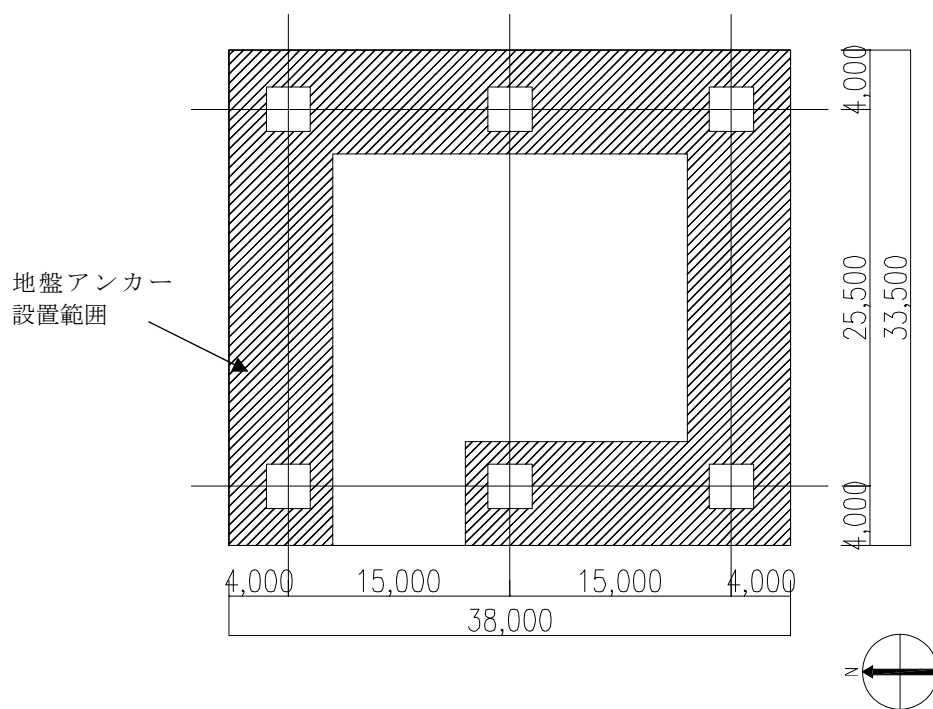
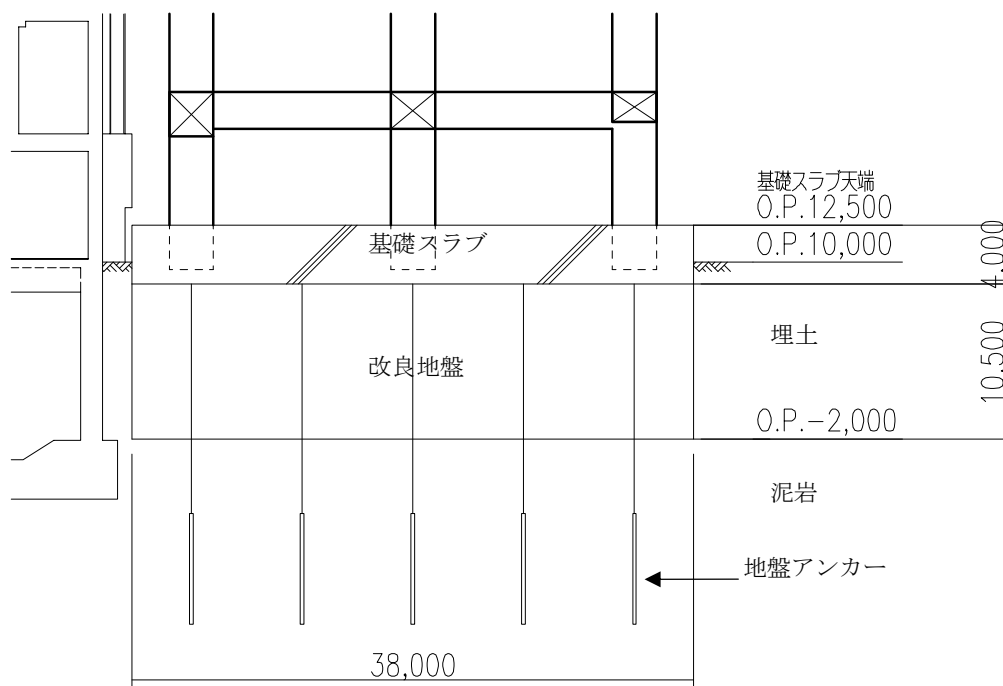


図 2.1.2-1 クレーン支持用架構の概要 (単位 : mm)



(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。

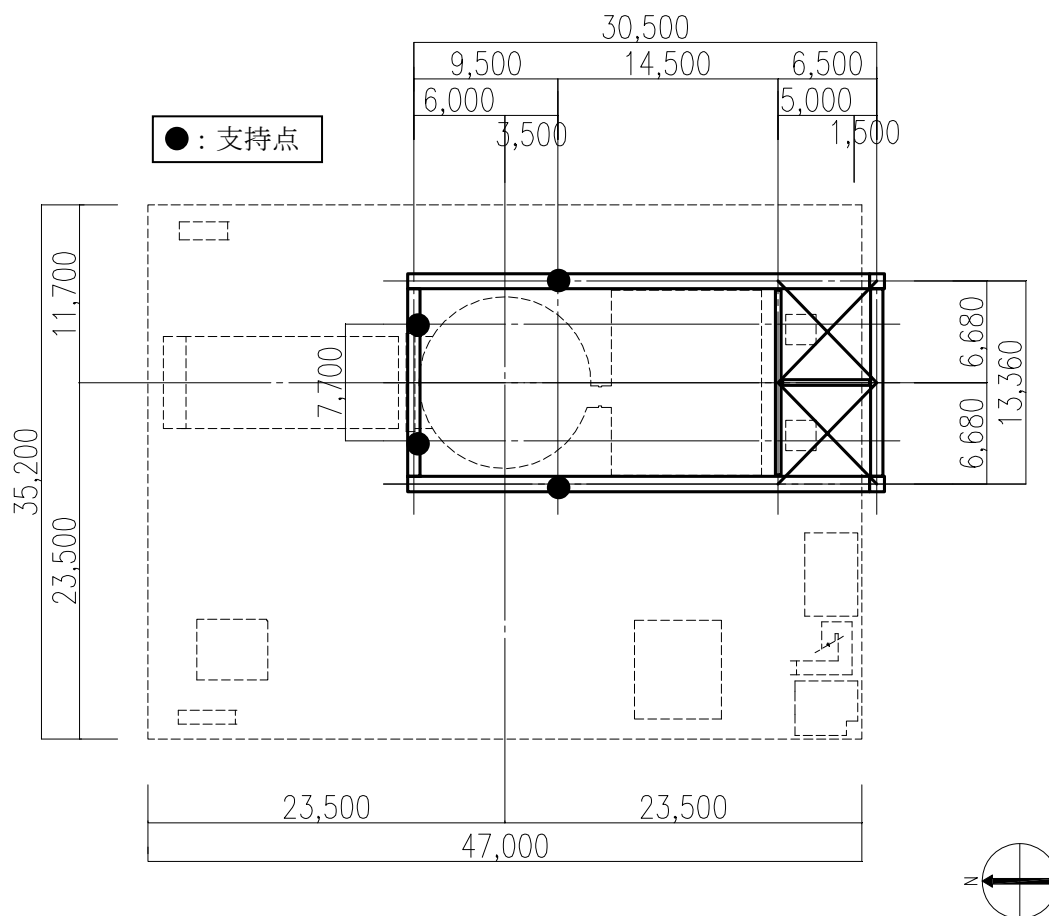
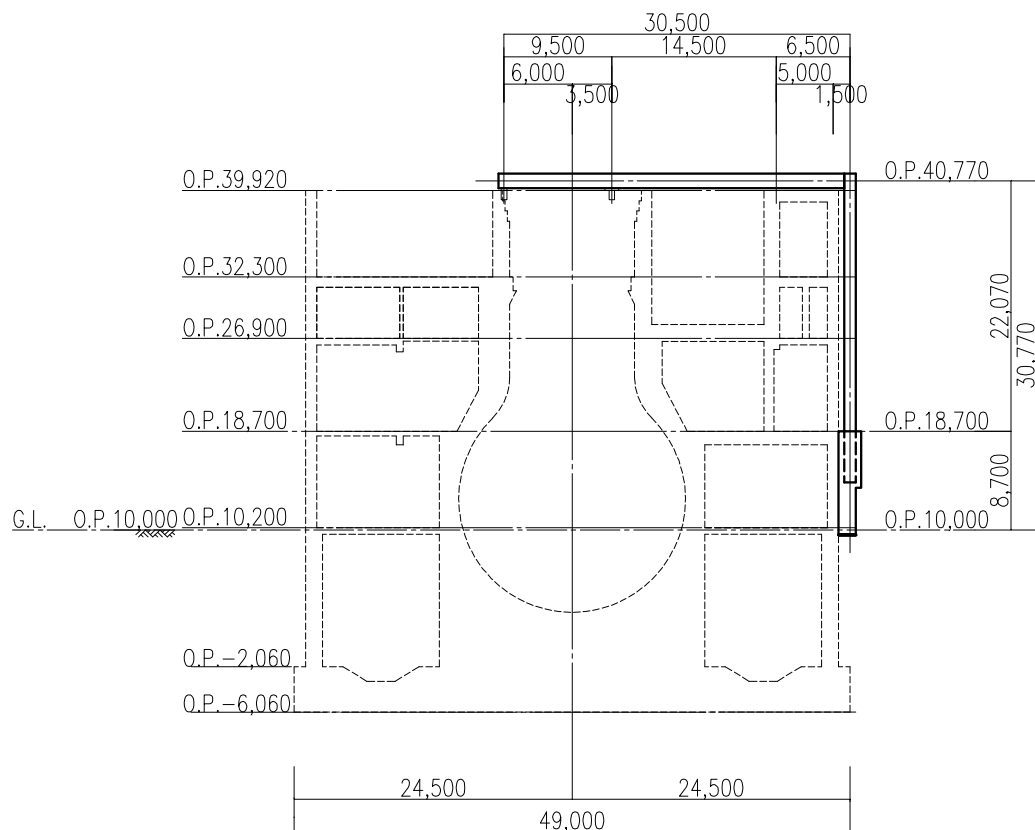
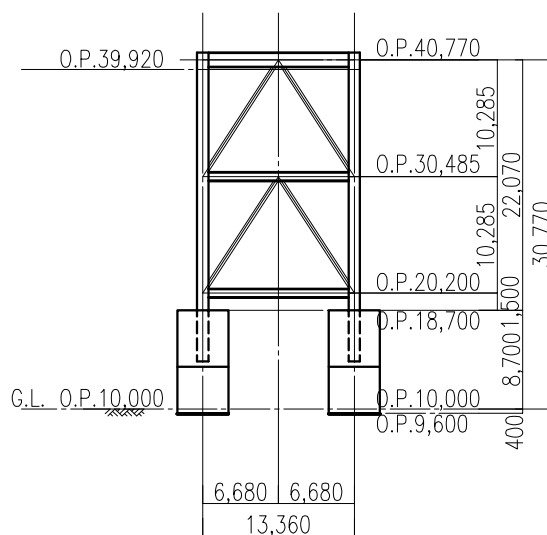


図 2.1.3-1(1) 燃料取扱機支持用架構の概要 (梁伏図 (O. P. 41, 420)) (単位 : mm)



(a) 断面図



(b) 立面図

図 2. 1. 3-1 (2) 燃料取扱機支持用架構の概要 (単位 : mm)

2.2 クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

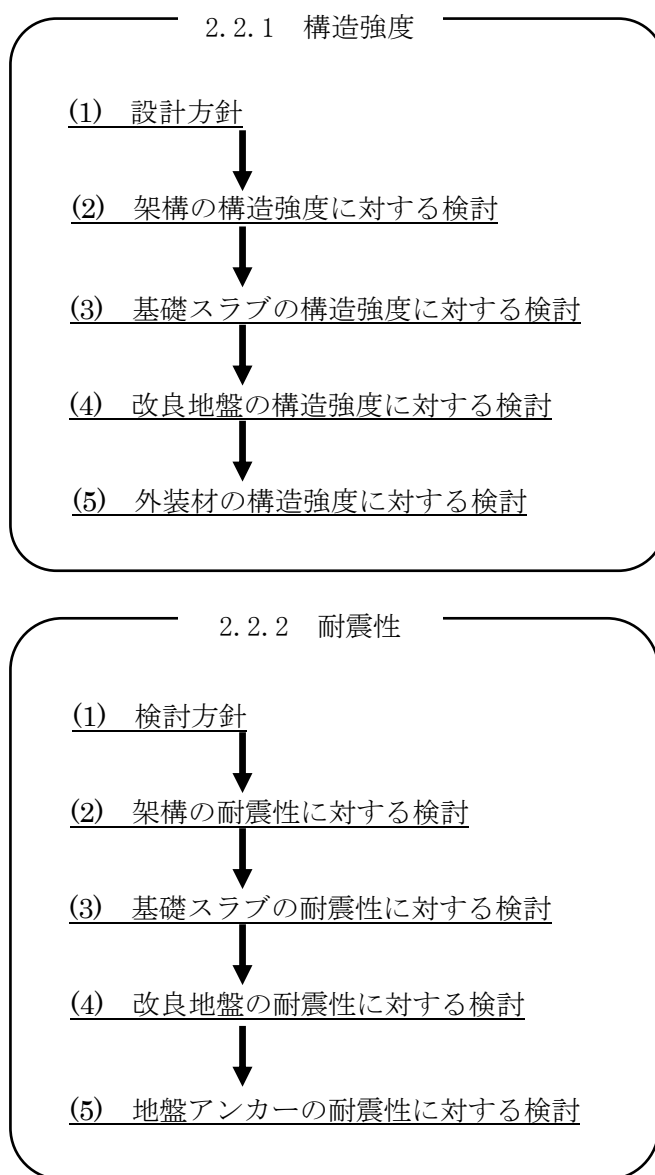


図 2.2-1 クレーン支持用架構の検討フロー

2.2.1 構造強度

(1) 設計方針

構造強度の検討は、クレーン支持用架構、基礎スラブ、改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1) 及び表 2.2.1-1(2) に示す。

表 2.2.1-1(1) クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/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)

設計基準強度=30	長期			短期		
	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に準拠し，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 E _r	ガスト 影響係数 G _f	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 V ₀ (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
52.73	1.28	2.00	3.28	30	1769

*： 建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

・地震荷重 (K)

水平地震力は O.P. 10.0m を基準面として、下式により算定し、算定結果を表 2.2.1-4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

Q_i : 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。

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該部分が支える重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

表 2.2.1-4 水平地震力の算定結果

階	標 高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	W_i (kN)	A_i		$n \cdot C_i$		Q_i (kN)	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
R	61.42	10569	—	—	—	—	—	—	—
6	50.72～61.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	43.42～50.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	39.92～43.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	32.46～39.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	21.50～32.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	12.50～21.50	—	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

- ・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に、荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

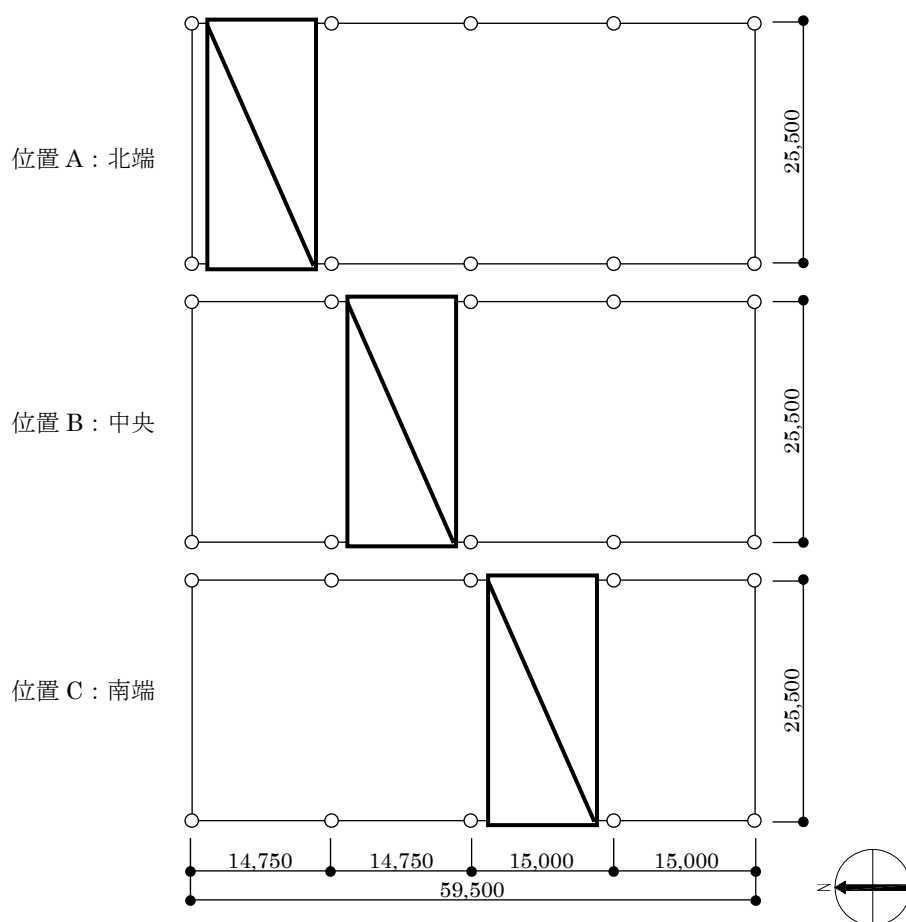


図 2.2.1-1 クレーンの位置 (単位: mm)

表 2.2.1-5 クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL ^{*1}	長期
積雪時 ^{*3}	S	VL+CL ^{*1} +SL	短期
暴風時 ^{*3}	W	VL+CL ^{*1} +WL	
地震時	E1	VL+CL ^{*1} +K(+NS) ^{*2}	
	E2	VL+CL ^{*1} +K(−NS) ^{*2}	
	E3	VL+CL ^{*1} +K(+EW) ^{*2}	
	E4	VL+CL ^{*1} +K(−EW) ^{*2}	

*1: 吊荷重量は、常時、積雪時及び暴風時はクレーン位置、地震時は仕立てエリアにて考慮する。

*2: 地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3: 短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2. 2. 1-2 に示す。図 2. 2. 1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

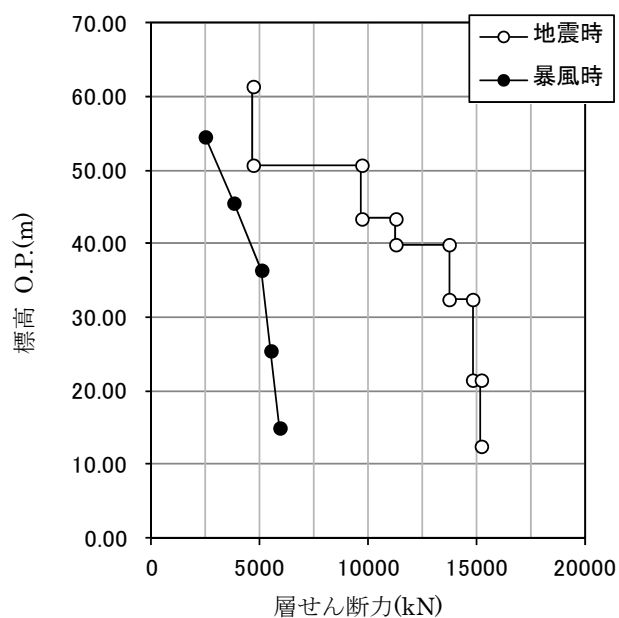


図 2. 2. 1-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは、基礎スラブ厚中央（O.P.10.5m）より上部を立体架構モデルとし、柱及び梁の部材端部の条件は剛接、柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル、部材寸法及び応力検討箇所を図 2. 2. 1-3 に示す。ここに、使用する材質は SM490A とする。

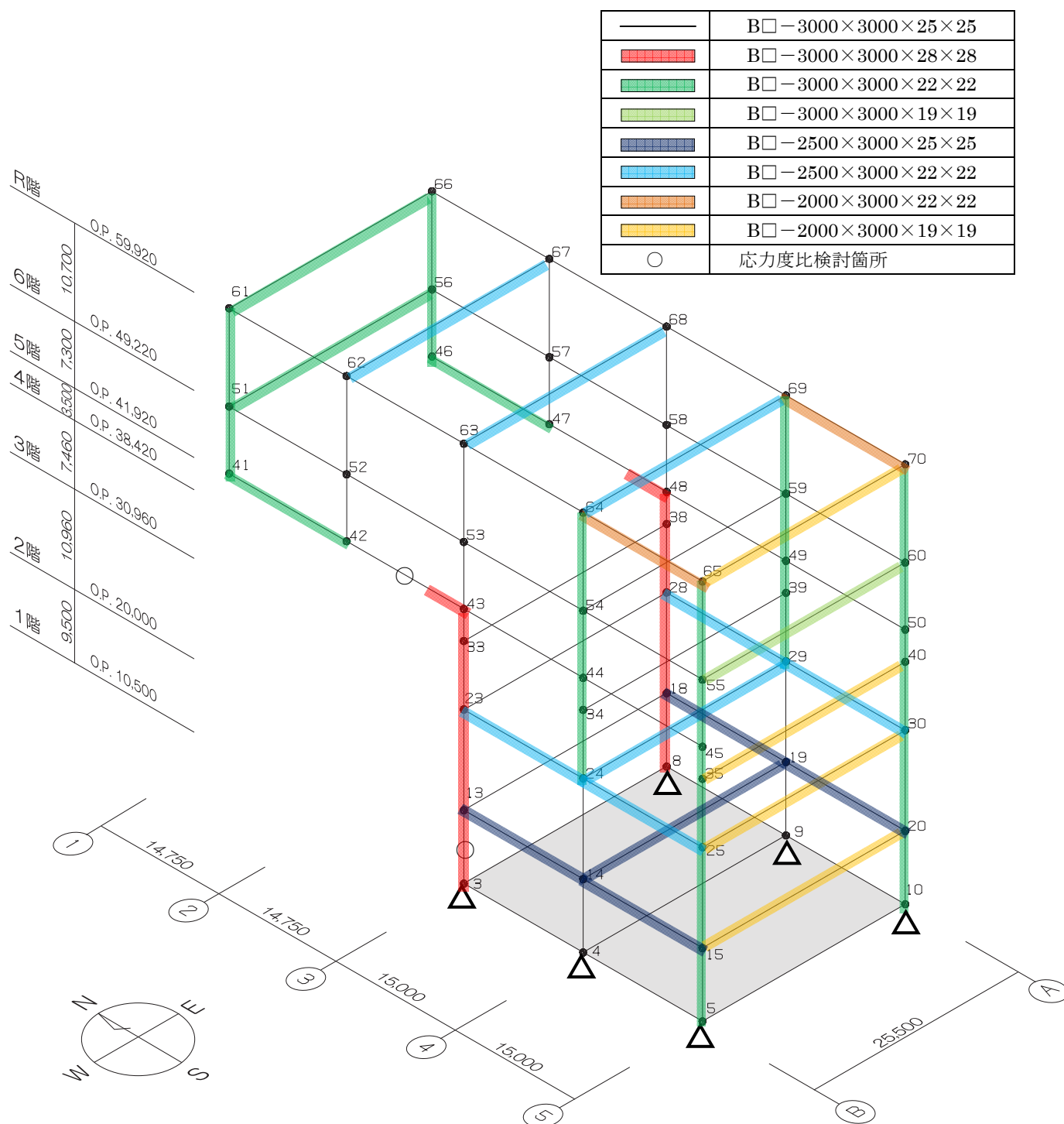


図 2. 2. 1-3 解析モデル図 (単位: mm)

2) 断面検討

応力解析結果を用い、断面検討は二方向の曲げを図 2. 2. 1-4 に示すように考慮する。

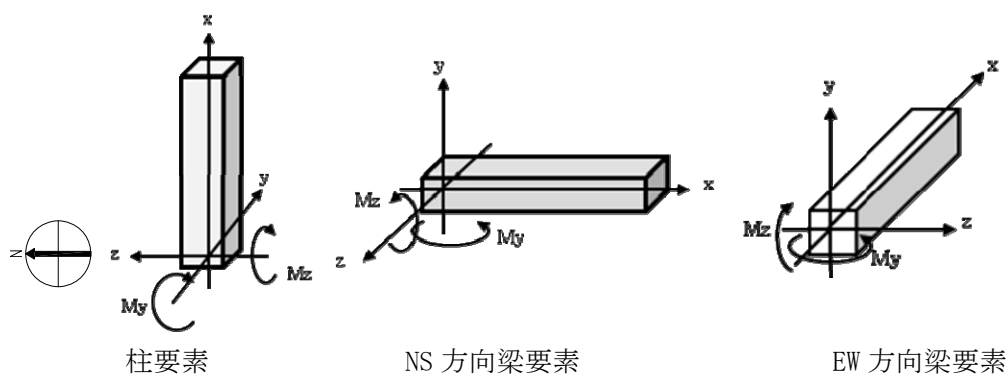


図 2. 2. 1-4 曲げモーメントの方向

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
$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_b} \leq 1$$

・ 軸引張の場合
$$\frac{\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_t} \leq 1$$

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。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_z^2}}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_y^2}}{f_t} \leq 1$$

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/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	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/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	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。

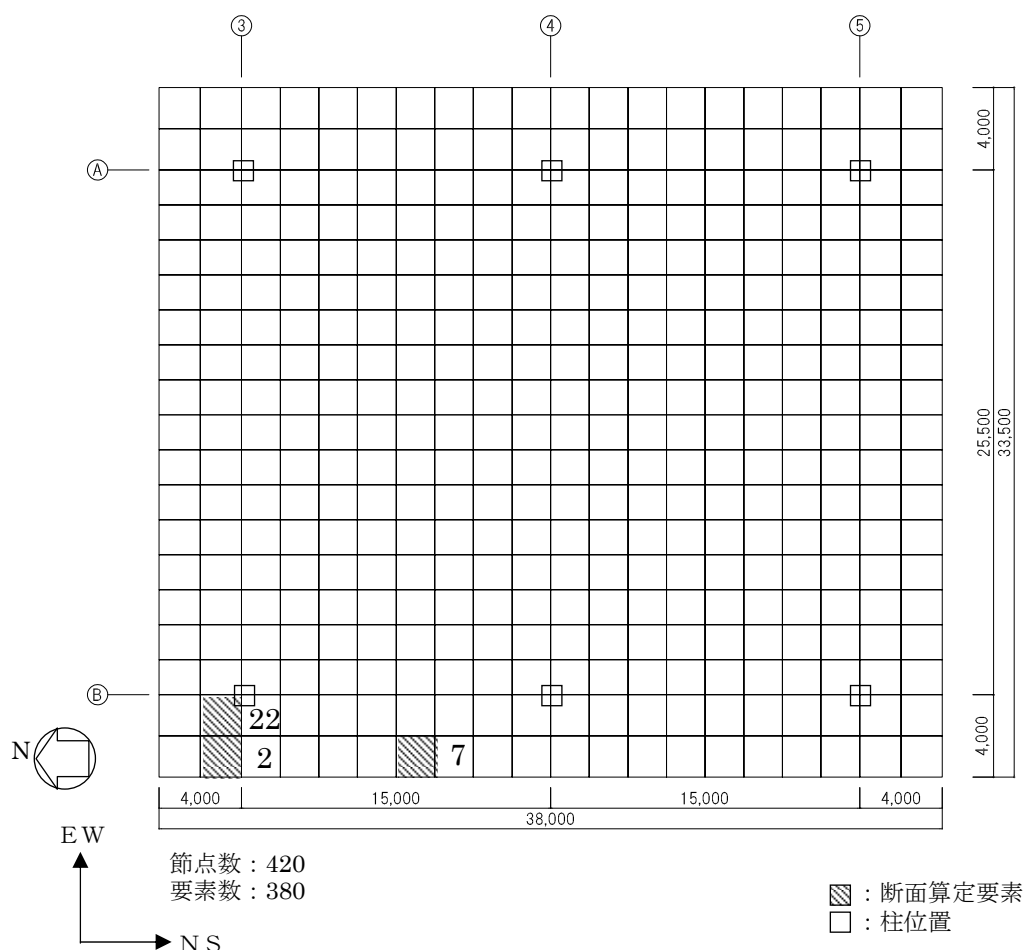


図 2. 2. 1-5 解析モデル図 (単位 : mm)

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/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm ²)	M/(b・D ²) ($\times 10^{-2}$ N/mm ²)	P _t (%)	a _t (mm ² /m)	設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm ² /m] (pt:%) 下段：下端筋 [断面積 mm ² /m] (pt:%)	荷重 ケース (位置)*1	設計面外 せん断力 Q (kN/m)	許容 せん断力 f _s ・b・j (kN/m)	判定
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)									
2	NS	C (A)	-53	2397	-1.4	15.0	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C (C)	126	2627	OK
		E3 (A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400		E1 (C)	215	3940	OK
	EW	C (A)	16	1589	0.4	10.0	0.06	2400	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C (A)	1583	2627	OK
		E3 (A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200		E3 (A)	1925	3940	OK
7	NS	C (A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) 1-D38@200 [5700] (0.14)	C (C)	245	2627	OK
		E2 (A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800		E2 (C)	396	3940	OK
	EW	C (C)	-2	40	-0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14) 1-D38@200 [5700] (0.14)	C (B)	135	2627	OK
		E4 (A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0		E2 (A)	154	3940	OK
22	NS	C (A)	13	2582	0.4	16.2	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C (C)	104	2627	OK
		E2 (A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400		E1 (C)	541	3940	OK
	EW	C (A)	77	2818	2.0	17.7	0.10	4000	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C (C)	575	2627	OK
		E3 (A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800		E4 (A)	1227	3940	OK

*1： クレーンの位置を示す

*2： 圧縮を正とする

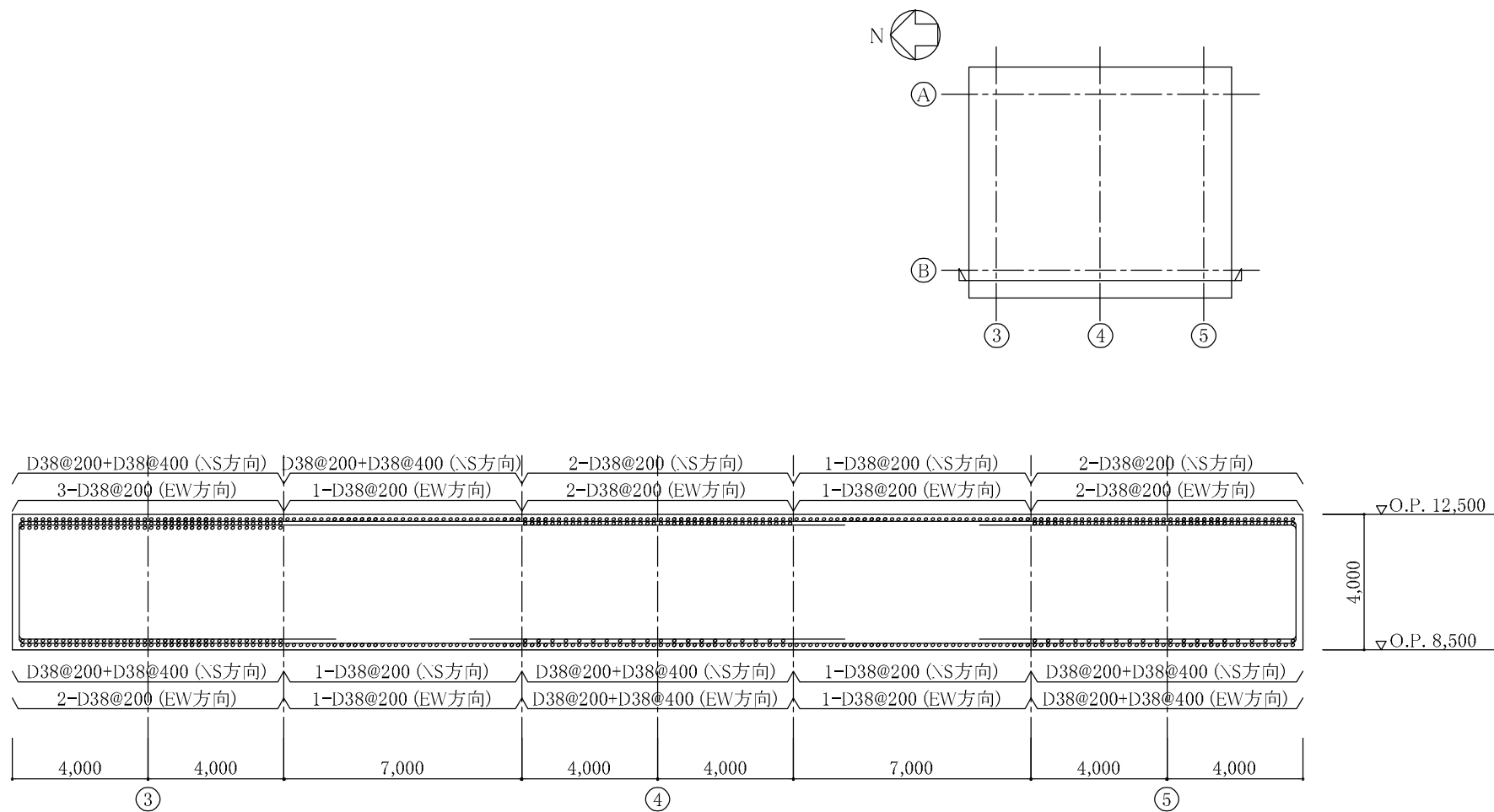


図 2.2.1-6 基礎スラブの配筋図 (B 通り) (単位 : mm)

(4) 改良地盤の構造強度に対する検討

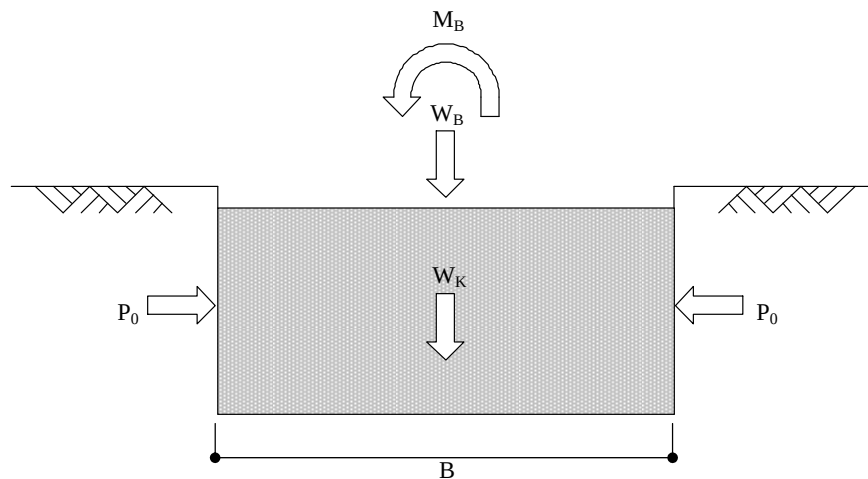
1) 設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は、基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m、東西方向に 33.5m、改良厚さ 10.5m とし、O.P. -2.0m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに、改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2) 常時に対する検討

・改良地盤の検討

常時において、改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。



W_B : 架構荷重 + 基礎スラブ荷重 + 地盤アンカー荷重

W_K : 改良地盤の自重

M_B : 架構の偏心による転倒モーメント

P_0 : 長期設計用土圧

B : 改良幅

図 2.2.1-7 作用荷重（常時）

改良地盤の荷重負担範囲は、面積 $A=1273\text{m}^2$ 、断面係数 $Z=8062\text{m}^3$ 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	$\Sigma W=W_B+W_K=607373\text{kN}$
転倒モーメントの合計	$\Sigma M=M_B=666480\text{kNm}$
改良地盤の最大接地圧	$q_r = \Sigma W/A + \Sigma M/Z=560\text{kN/m}^2$

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。

$$q_r = 560\text{kN/m}^2 \leq Lf_{sc} = 750\text{kN/m}^2$$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧 (q_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	$q_r = 560\text{kN/m}^2$
支持地盤の長期許容支持力度	$Lq_a = 1960\text{ kN/m}^2$

$$q_r = 560\text{kN/m}^2 \leq Lq_a = 1960\text{ kN/m}^2$$

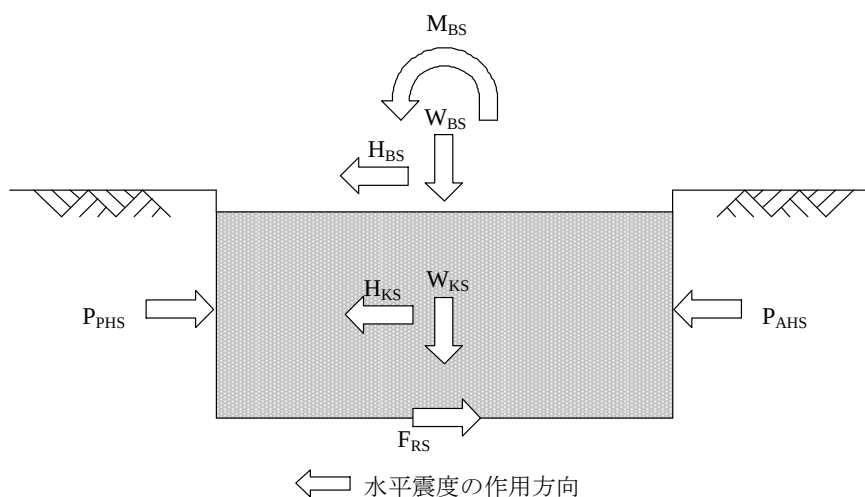
・沈下の検討

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 $A=1273\text{m}^2$ 、断面係数 $Z=8062\text{m}^3$ 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 ($\tau_{\max}$) は下式にて求める。

$$\begin{aligned} \text{鉛直力の合計} & \quad \Sigma W = W_{BS} + W_{KS} = 607373\text{kN} \\ \text{水平力の合計} & \quad \Sigma H = H_{BS} + H_{KS} + P_{AHS} + P_{PHS} = 94687\text{kN} \\ \text{転倒モーメントの合計} & \quad \Sigma M = M_{BS} + M_{KS} + M_{AHS} + M_{PHS} = 1944139\text{kNm} \\ & \quad \text{ここに, } M_{KS} : \text{改良地盤の転倒モーメント} \\ & \quad M_{AHS} : \text{地震時主働土圧による転倒モーメント} \\ & \quad M_{PHS} : \text{地震時受働土圧による転倒モーメント} \\ \text{改良地盤底面の最大接地圧} & \quad q_{1S} = \Sigma W/A + \Sigma M/Z = 719\text{kN/m}^2 \\ \text{改良地盤底面の最大せん断応力} & \quad \tau_{\max} = 1.2 \times \Sigma H/A = 90\text{kN/m}^2 \end{aligned}$$

改良地盤底面の最大接地圧 (q_{1S}) 及び最大せん断応力 ($\tau_{\max}$) は短期許容応力度 ($s f_{sc}$ 及び $s f_{ss}$) 以下であることを確認した。

$$\begin{aligned} q_{1S} = 719\text{kN/m}^2 & \leq s f_{sc} = 1502\text{ kN/m}^2 \\ \tau_{\max} = 90\text{kN/m}^2 & \leq s f_{ss} = 229\text{ kN/m}^2 \end{aligned}$$

・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 ($s q_a$) 以下であることを確認した。

$$\begin{aligned} \text{改良地盤の最大接地圧} & \quad q_{1S} = 719\text{kN/m}^2 \\ \text{支持地盤の短期許容支持力度} & \quad s q_a = 3920\text{ kN/m}^2 \end{aligned}$$

$$q_{1S} = 719\text{kN/m}^2 \leq s q_a = 3920\text{ kN/m}^2$$

(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ーの推奨値を、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、平均速度圧にピーク風力係数を乗じて算出する。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 に示し、風力係数の算定箇所のイメージを図 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 q (N/m ²)
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

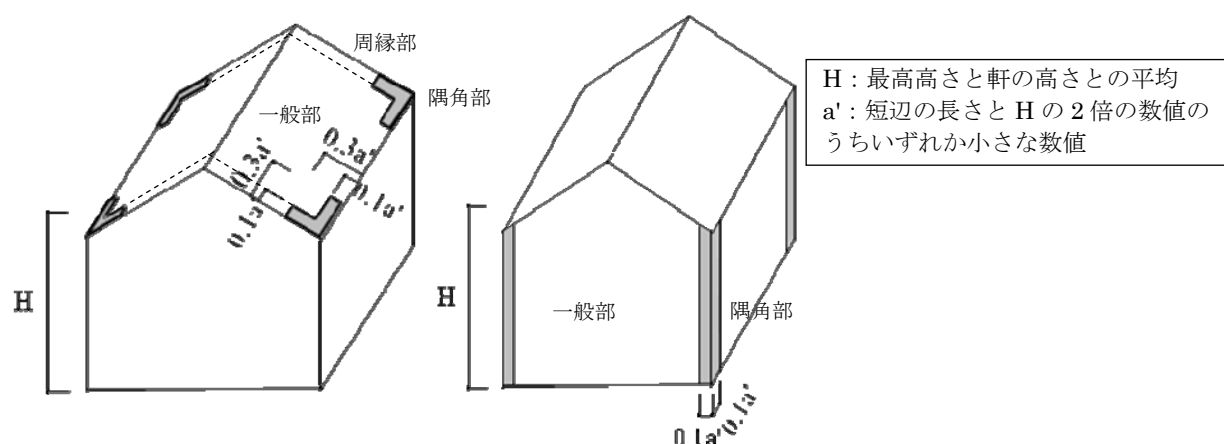


図 2. 2. 1-9 風力係数の算定箇所のイメージ

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

$$M = w \times L^2 / 8 = (0.885 \times 4.3) \times 1.8^2 / 8 = 1.542 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 1.542 \times 10^6 / 26.3 \times 10^3 = 58.7 \text{ N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{58.7}{59.8} = 0.982 \leq 1.0 \quad \dots \dots \text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し、屋根材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

*：「鋼板製屋根構法標準（SSR2007）」（社団法人日本金属屋根協会，2007）による

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

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

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

$$M = w \times L^2 / 8 = (0.885 \times 2.62) \times 1.2^2 / 8 = 0.418 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418 \times 10^6 / 17.0 \times 10^3 = 24.6 \text{ N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leq 1.0 \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \text{OK}$$

・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

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368 \text{ cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leq \frac{1}{300} \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \text{OK}$$

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 S_s 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」（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 S_s 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 2.2.2-1 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 S_s に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 の加速度時刻歴波形を図 2.2.2-2(1) 及び図 2.2.2-2(2) に示す。

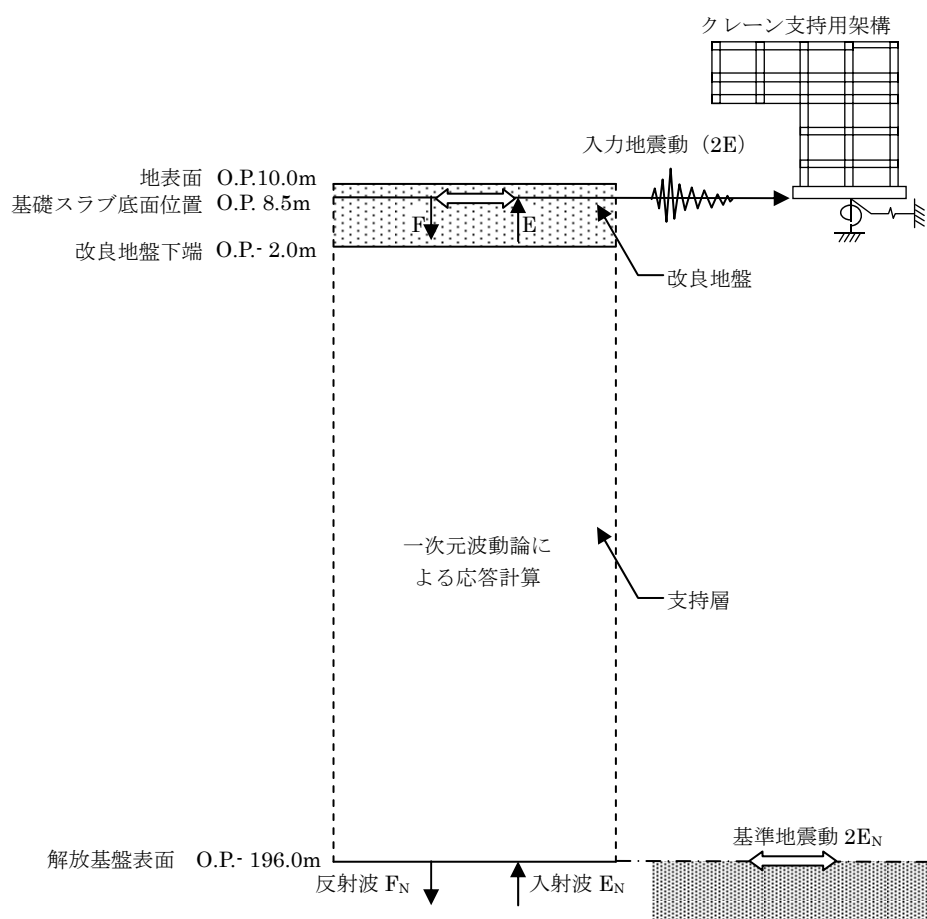
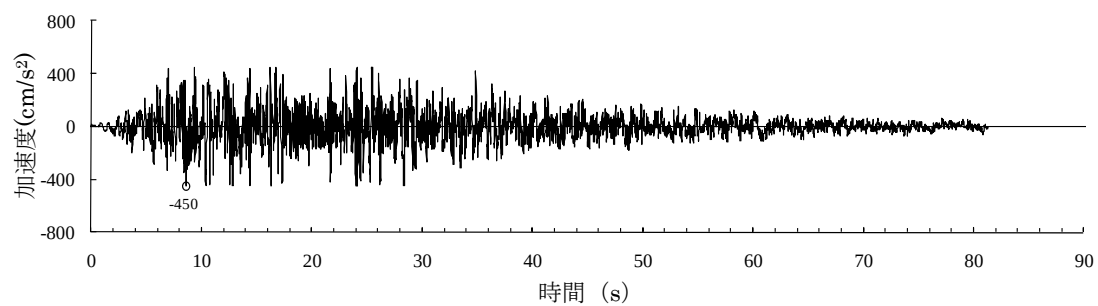
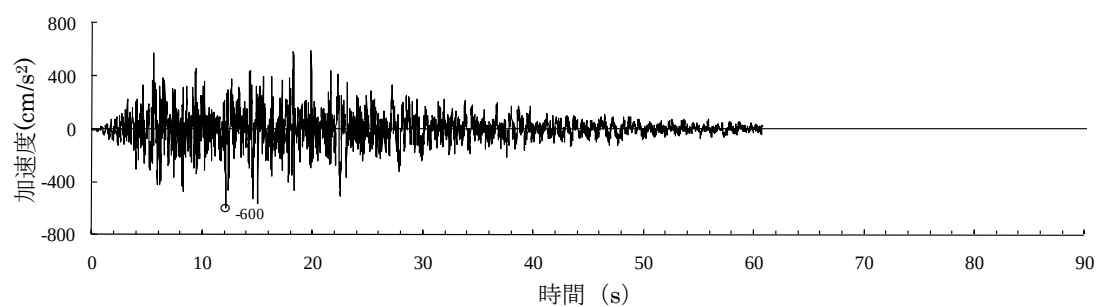


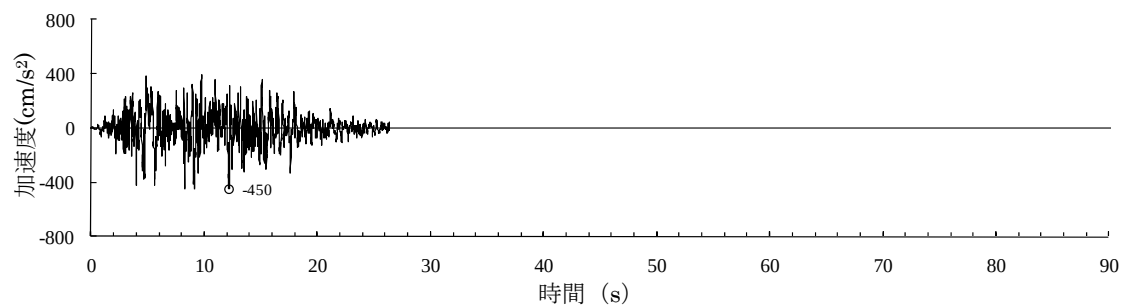
図 2.2.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



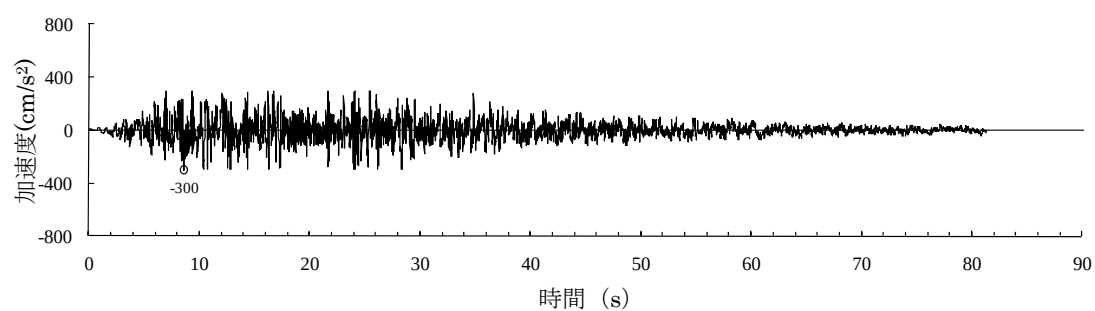
(Ss-2H)



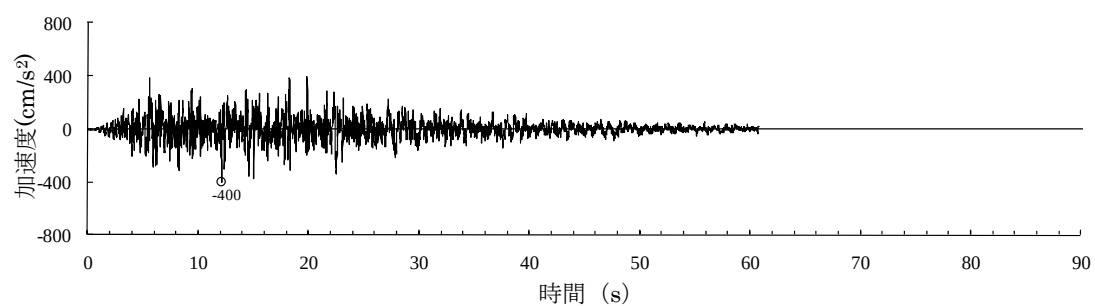
(Ss-3H)

○印は最大値を示す

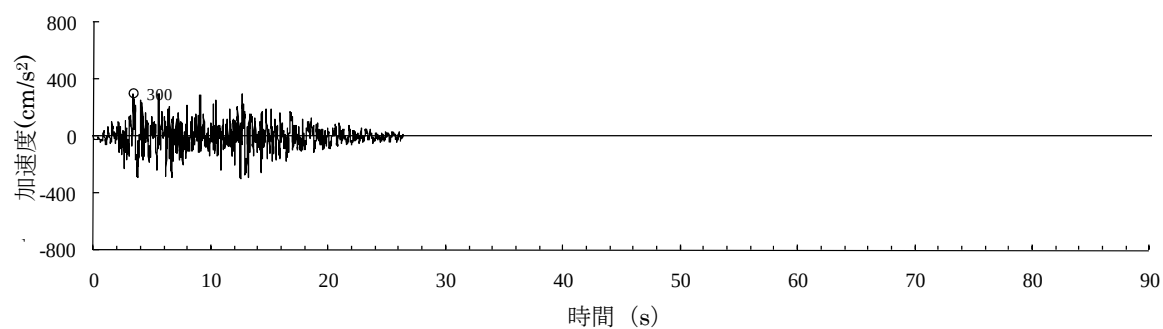
図 2. 2. 2-2(1) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(水平方向)



(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。

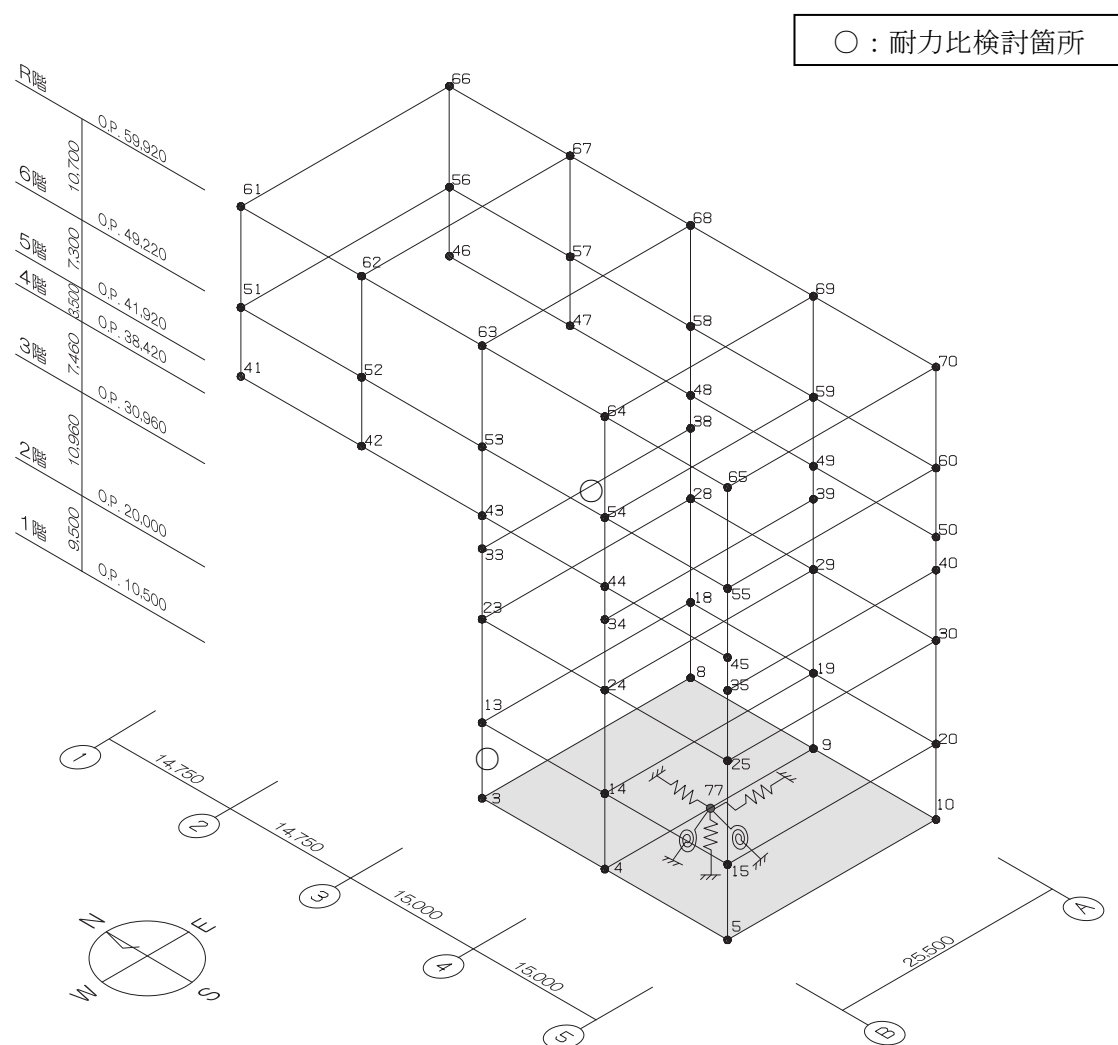


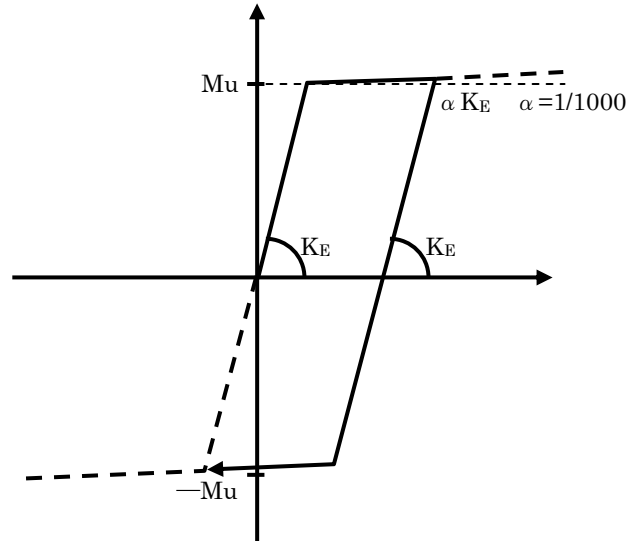
図 2.2.2-3 クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

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/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
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/mm ²)

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)	階	節点番号	重量(kN)
R	61	1129	4	33	2235
	62	1221		34	2135
	63	1225		35	374
	64	1200		38	2176
	65	502		39	1726
	66	1132		40	374
	67	1225	3	23	897
	68	1229		24	1647
	69	1202		25	635
	70	503		28	819
6	51	2152		29	1178
	52	1894		30	607
	53	1094	2	13	1044
	54	1567		14	1722
	55	718		15	700
	56	1629		18	920
	57	1538		19	1315
	58	1094		20	689
	59	1375	1	3	26894
	60	718		4	41540
5	41	393		5	21558
	42	600		8	26896
	43	657		9	41034
	44	598		10	21268
	45	321		77	0
	46	377	合 計		229924
	47	605			
	48	700			
	49	622			
	50	321			



ここに,

M_u : 全塑性モーメント

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

$$A_{fy} = d \cdot t_1$$

$$A_{fz} = b \cdot t_2$$

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

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

$$A = b \cdot d - (b - 2 \cdot t_1) \cdot (d - 2 \cdot t_2) \quad \sigma_y : \text{降伏強度}$$

なお, せん断耐力は下式とする。

Q_u : せん断耐力

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

$$A_{fy} = d \cdot t_1$$

$$A_{fz} = b \cdot t_2$$

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

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

$$A = b \cdot d - (b - 2 \cdot t_1) \cdot (d - 2 \cdot t_2) \quad \sigma_y : \text{降伏強度}$$

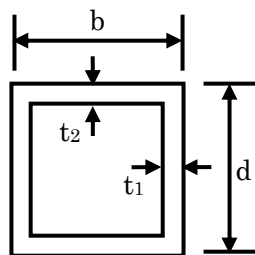


図 2.2.2-4 クレーン支持用架構の復元力特性の設定

表 2. 2. 2-3 改良地盤の諸元

せん断波速度* V_s (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比* ν	初期せん断弾性係数 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)』(平成 22 年 2 月 19 日 東京電力株式会社), 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 46 回) 会合資料

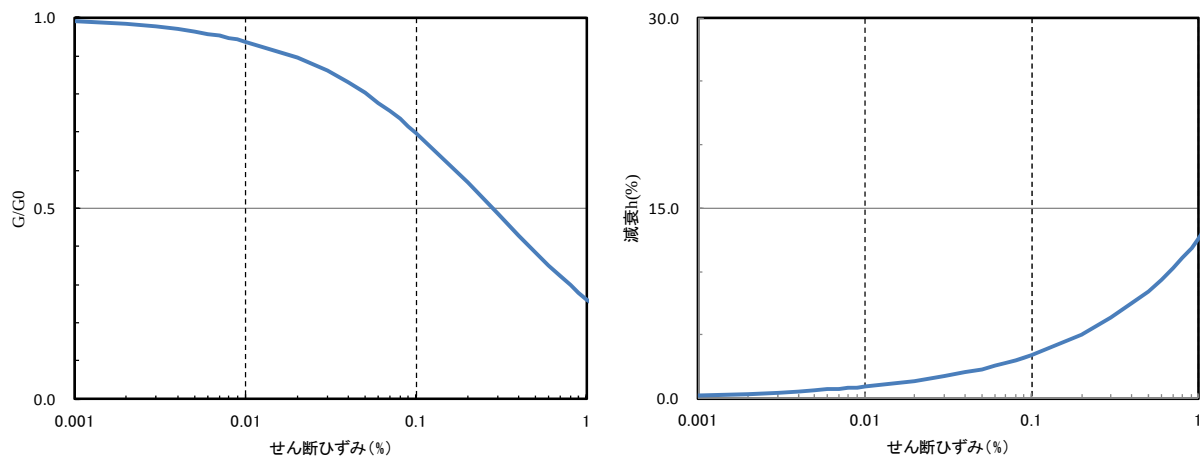


図 2. 2. 2-5 地盤のひずみ依存性(泥岩)*

*：『福島第一原子力発電所 3 号機「新耐震指針に照らした耐震安全性評価(中間報告)」に関する補足説明資料(コメント回答資料)ー建物・構築物ー』(平成 22 年 6 月 29 日 東京電力株式会社), 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 26 回) A サブグループ会合資料

表 2. 2. 2-4 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

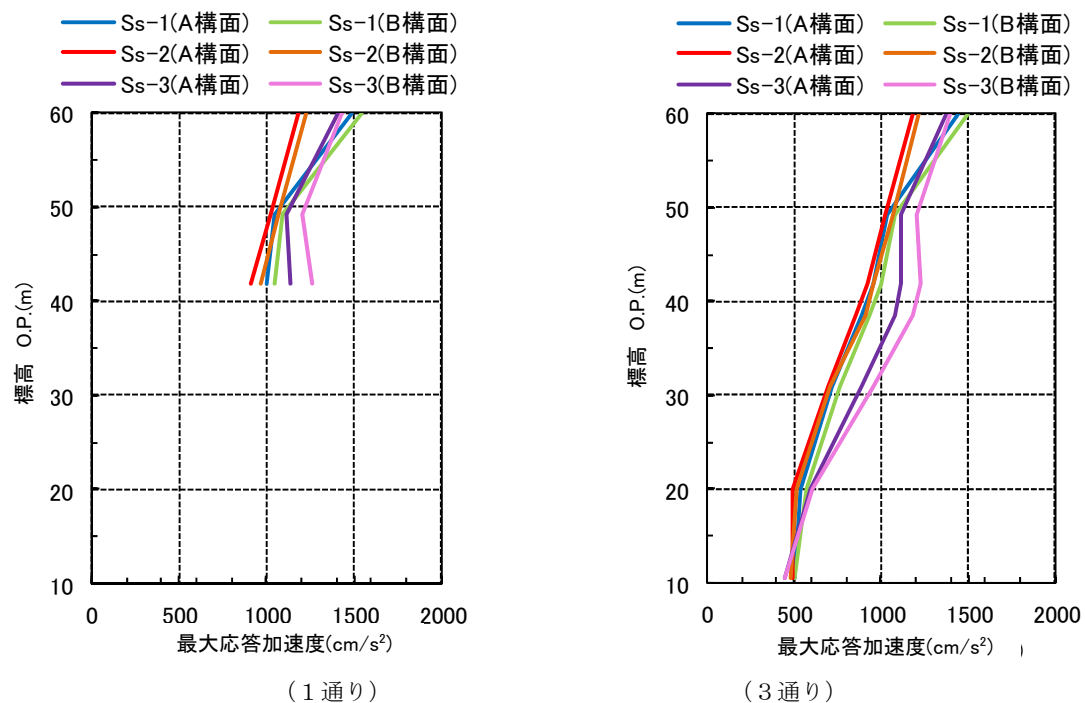
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

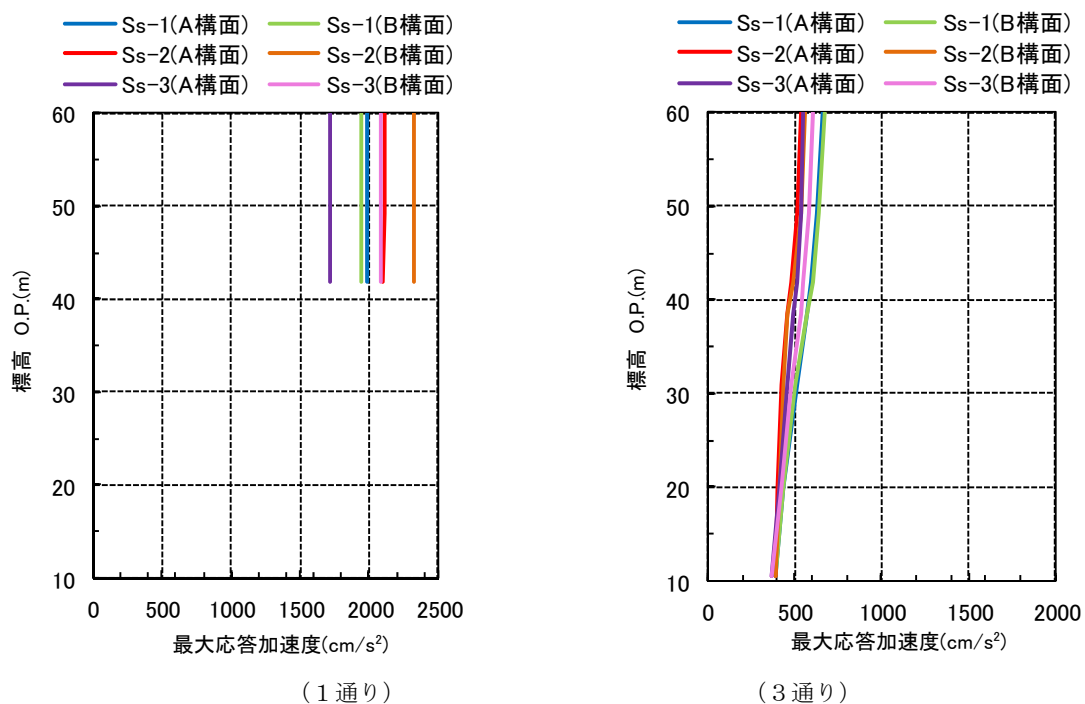
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-2.0										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
	(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。



(a) 最大応答加速度 (水平(NS)成分)



(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)

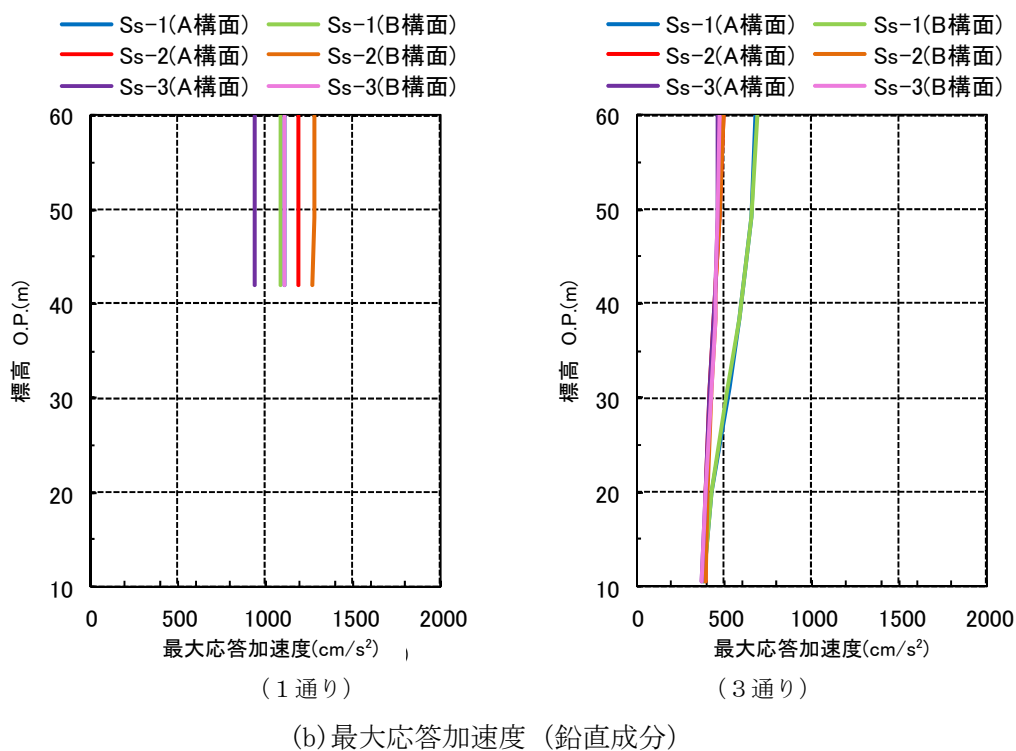
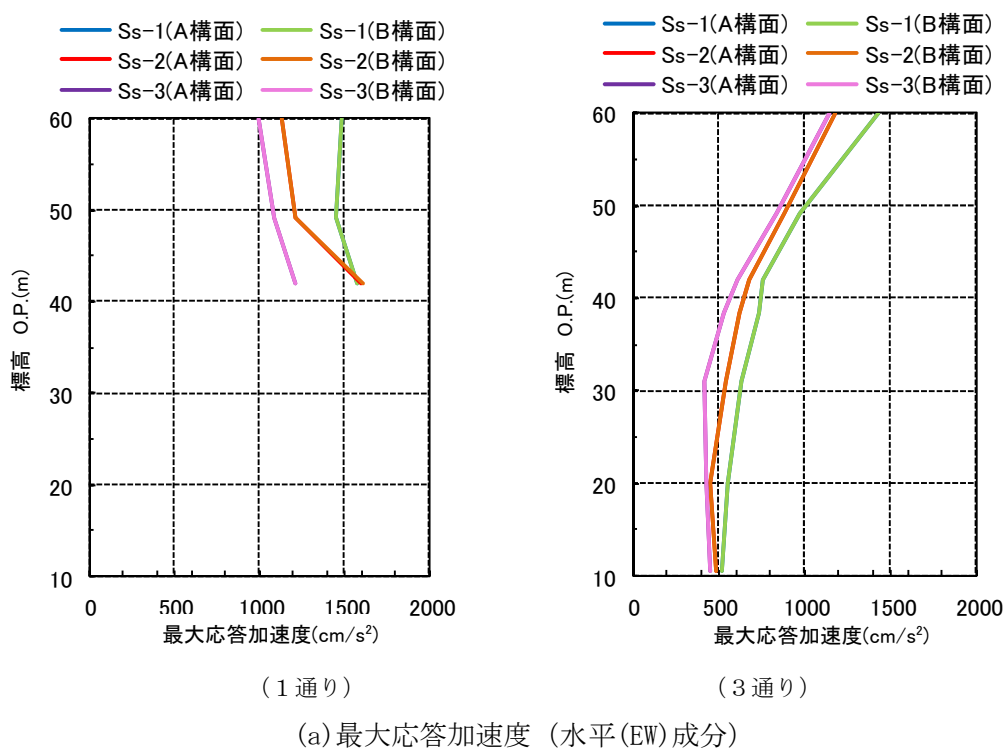


図 2.2.2-7 最大応答加速度 (EW 方向入力時)

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_y : 部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値

Q_z : 部材 z 方向のせん断力の最大値

Q_y : 部材 y 方向のせん断力の最大値

M_{uz} : 部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_{uy} : 部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_{uz} : 部材 z 軸方向のせん断耐力

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。

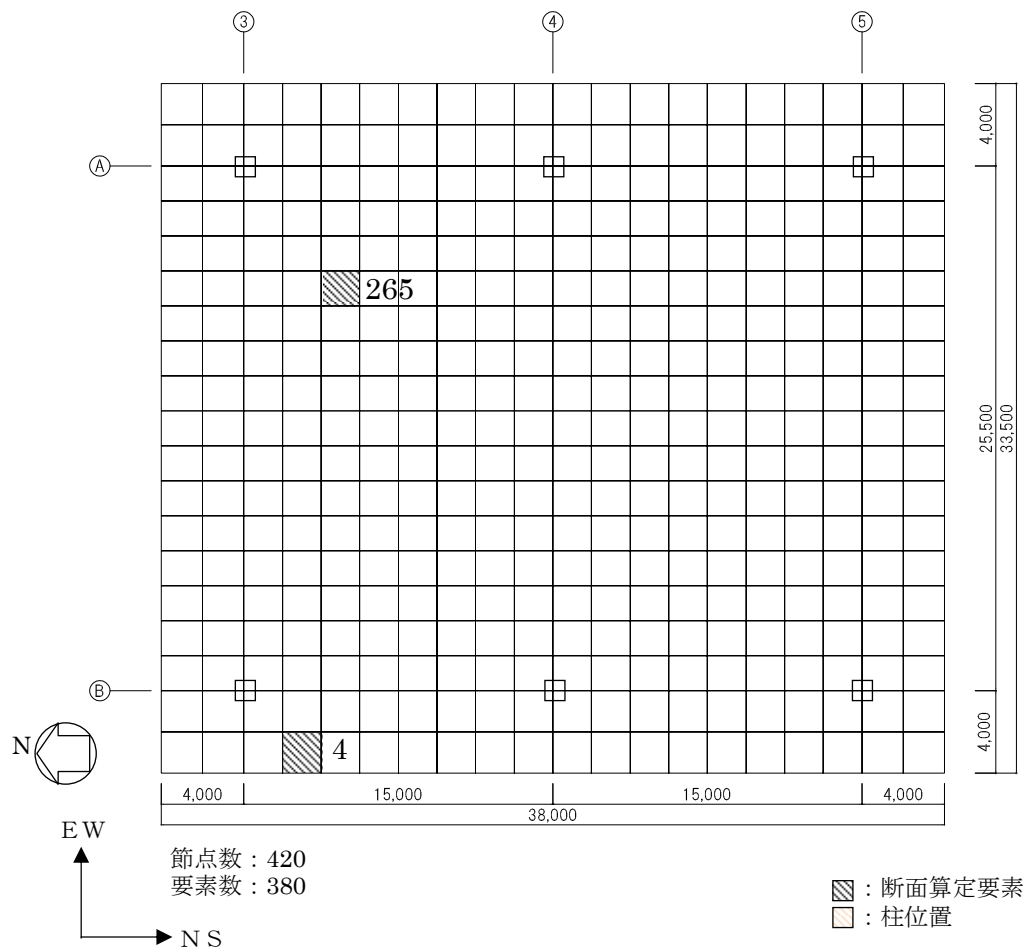


図 2.2.2-8 解析モデル図（単位：mm）

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/M _u	Q/Q _u	判定
			N*1 (kN/m)	M (kN・m/m)	Q (kN/m)		M _u (kN・m/m)	Q _u (kN/m)			
4	NS	D e	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	D e	61	1415	1507	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	15772	7294	0.09	0.21	OK
265	NS	D s	24	3316	52	1-D38@200 [5700] (0.14) 1-D38@200 [5700] (0.14)	7873	2215	0.43	0.03	OK
	EW	D w	-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 S_s 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。

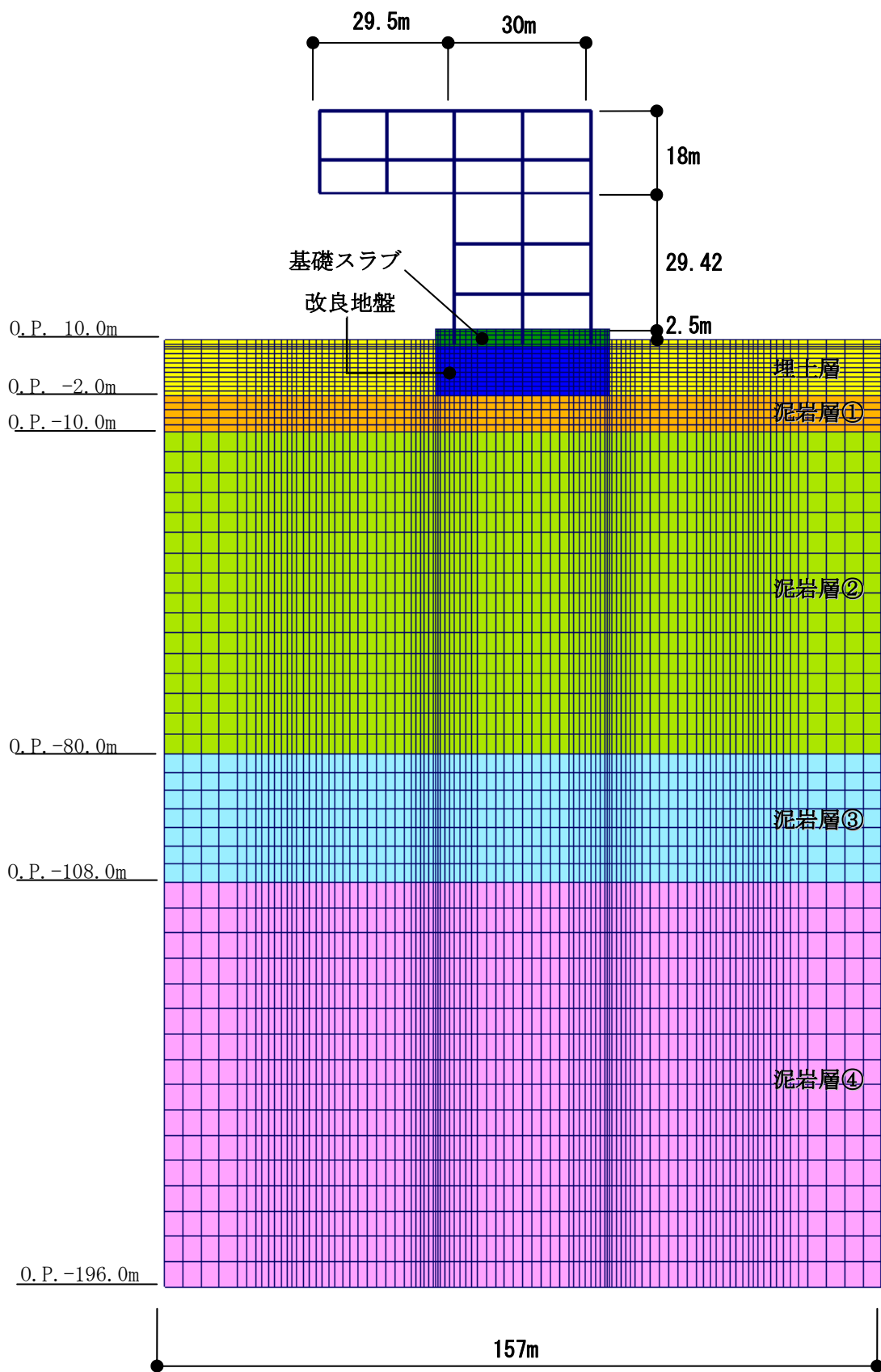


図 2.2.2-9 応力算定用地震応答解析モデル

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。

$$\frac{ssf_{sc}}{\sigma_{y\max}} \geq 1.5$$

ここで、

ssf_{sc} : 改良地盤の圧縮強度

$\sigma_{y\max}$: 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（ ssf_{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/m ²)	圧縮強度 ssf_{sc} (kN/m ²)	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。

$$F_S(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum_i F_{Ri}(t) = \sum_i \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum_i F_{Hi}(t) = \sum_i \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

ここで、 $F_S(t)$:せん断に対する安全率

$F_R(t)$:せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$:せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$\tau_{Ri}(t)$:せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗力（kN/m²）

$\tau_{Ri}(t)$ は上載圧による強度増加は無視して設定し、せん断強度 ssf_{ss} を用いる。なお、せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない

$\tau_{Si}(t)$:せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力（kN/m²）

l_i :解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ(要素 i の長さ) (m)

ssf_{ss} :改良地盤のせん断強度（kN/m²）

改良地盤のせん断強度（ ssf_{ss} ）は下式より設定する。

$$ssf_{ss} = \frac{1}{5} ssf_{sc}$$

ここで、 ssf_{ss} :688kN/m²（断面欠損 25%を考慮する）

安全率の検討結果を表 2. 2. 2-10 及び表 2. 2. 2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は、改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお、解析は二次元でモデル化しているため、単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2. 2. 2-10 改良地盤のせん断力に対する検討
(基礎スラブ下端)

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	クォイテリ	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	クォイテリ	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。

$$\frac{R_u}{V} \geq 1.5$$

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

$$6860\text{kN/m}^2 \div 1821\text{kN/m}^2 = 3.76 \geq 1.50 \cdots \text{OK}$$

(5) 地盤アンカーの耐震性に対する検討

1) 検討方針

地盤アンカーは、図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし、泥岩層 O.P. -7.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 S_s 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。

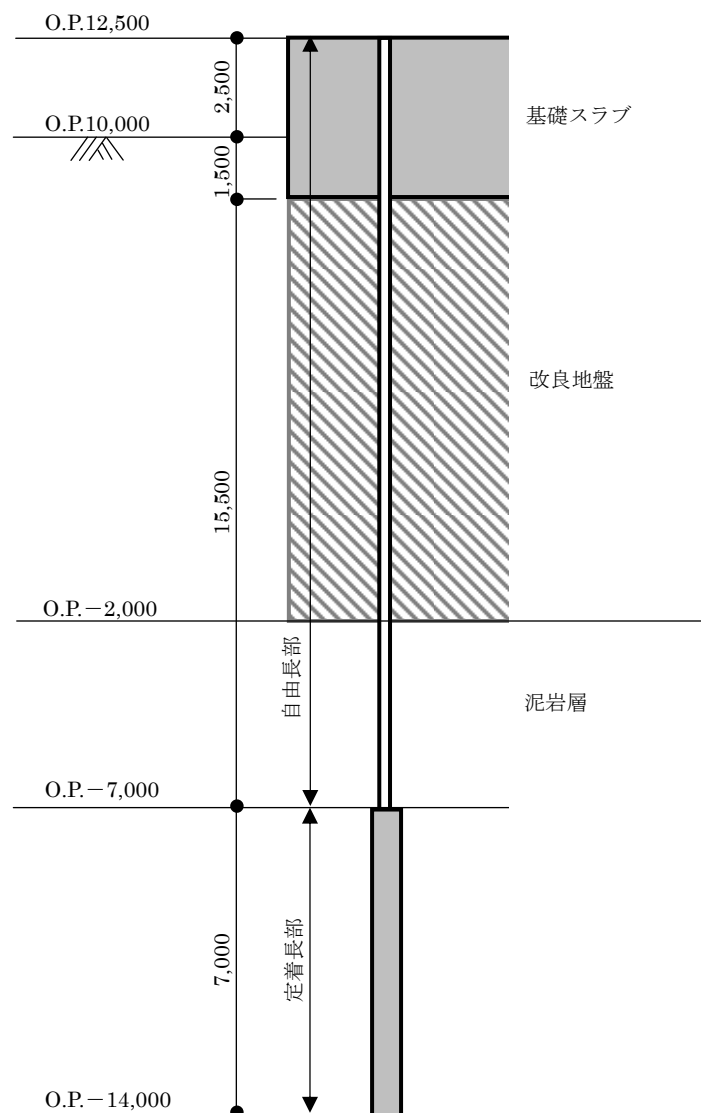


図 2.2.2-10 地盤アンカー設置計画（単位：mm）

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-φ 21.8)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、

L_a : 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抗力 (N/cm²) (137N/cm²) *

*: 旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」(建設省阪住指発第 353 号, 平成 8 年 10 月 16 日), 設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

D_d : 地盤アンカー体の設計径 (17cm)

表 2.2.2-13 定着長の検討結果

必要定着長 L_a (cm)	設計定着長 L_d (cm)	検定比 L_a/L_d	判定
271	700	0.39	OK

2.3 燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

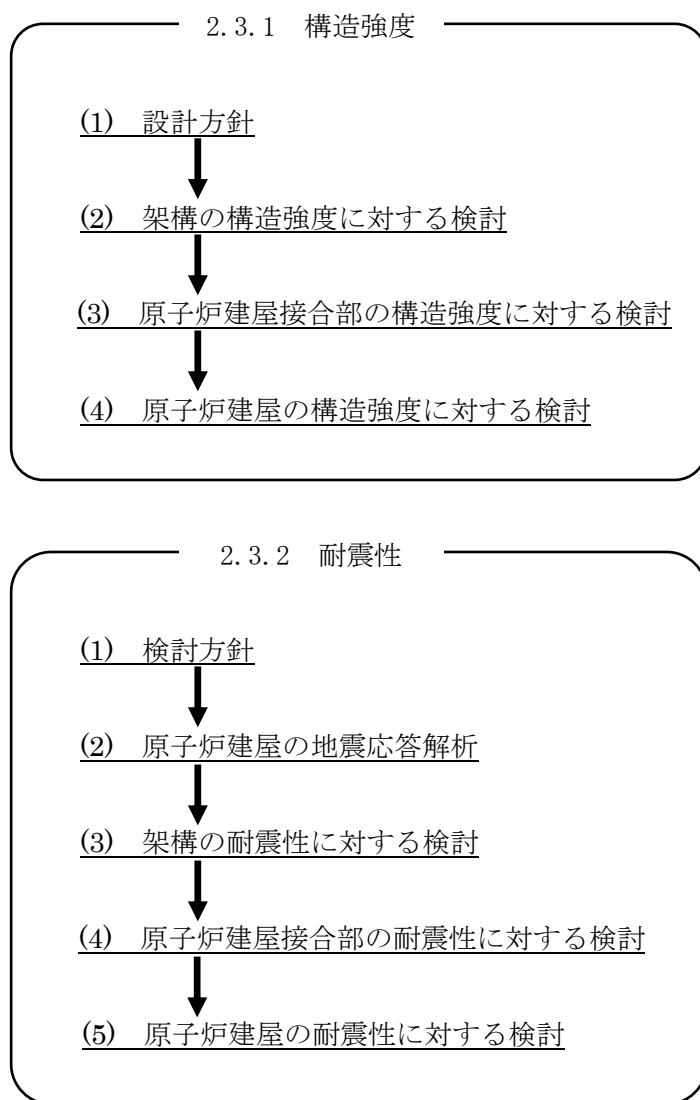


図 2.3-1 燃料取扱機支持用架構の検討フロー

2.3.1 構造強度

(1) 設計方針

構造強度の検討は、燃料取扱機支持用架構、原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

1) 使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1 燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0
基礎構造	コンクリート	2.44×10 ⁴	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

設計基準強度= 30	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	—	0.790	20.0	—	1.185

鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T ≤ 40 mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
T ≤ 40 mm	SM490A	325	
T > 40 mm	TMCP325B*, TMCP325C*	325	
—	BCP325	325	
—	BCR295	295	
—	SNR490B	325	

*：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2，平成 14 年 5 月 7 日）による

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

燃料取扱機支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

・クレーン荷重 (CL)

吊荷荷重を含む燃料取扱機による荷重を表 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2 クレーン荷重一覧表

燃料取扱機	735 kN
作業台車	196 kN

・地震荷重 (K)

燃料取扱機支持用架構に作用させる地震荷重は、O.P.-2.06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し、算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_o$$

ここで、

Q_i : 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。

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 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。

C₀ : 標準せん断力係数 (C₀=0.2)

表 2.3.1-4 原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

階	標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n・Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	39.92	77700	—	—	—	—	—
4	39.92～32.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	32.30～26.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	26.90～18.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	18.70～10.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	10.20～-2.06	—	625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数 (n・Ci=0.497) 及び EW 方向地震層せん断力係数 (n・Ci=0.533) より、水平震度を $K_i = n \cdot C_i$ として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1-5 水平地震力の算定結果

標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 K _i	水平地震力 P _i (kN)	水平震度 K _i	水平地震力 P _i (kN)
40.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
30.485	298	0.497	148	0.533	159
20.20	188	0.497	93	0.533	100

ここに、燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく、原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから、燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく、地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 2.3.1-1 に、荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお、燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため、積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

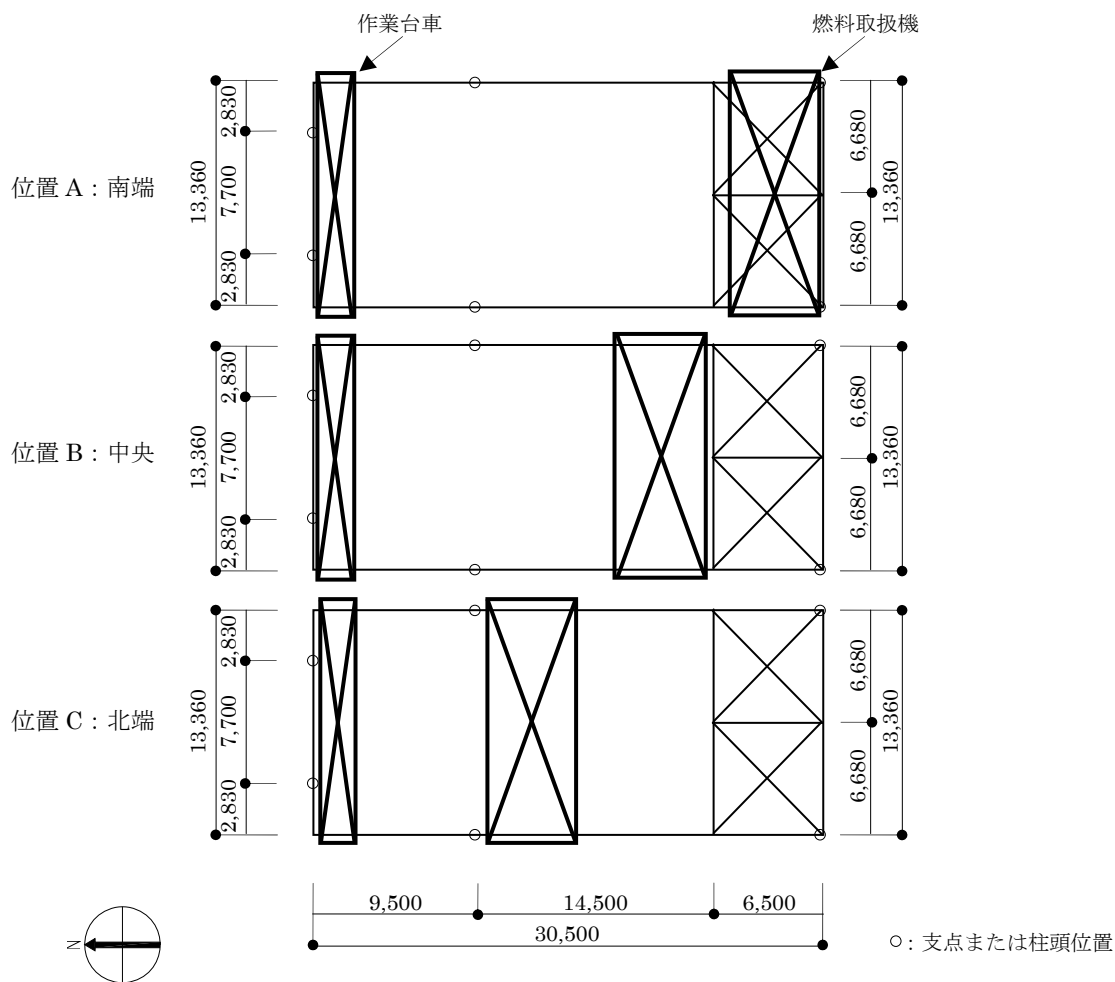


図 2.3.1-1 燃料取扱機の位置 (単位 : mm)

表 2.3.1-6 燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL + CL	長期
地震時	E1	VL + CL + K(+NS)*1	短期
	E2	VL + CL + K(-NS)*1	
	E3	VL + CL + K(+EW)*1	
	E4	VL + CL + K(-EW)*1	

*1 : 地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは、O.P. 18.70m より上部を立体架構モデルとし、柱及び梁端部の境界条件は剛接、原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル、部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

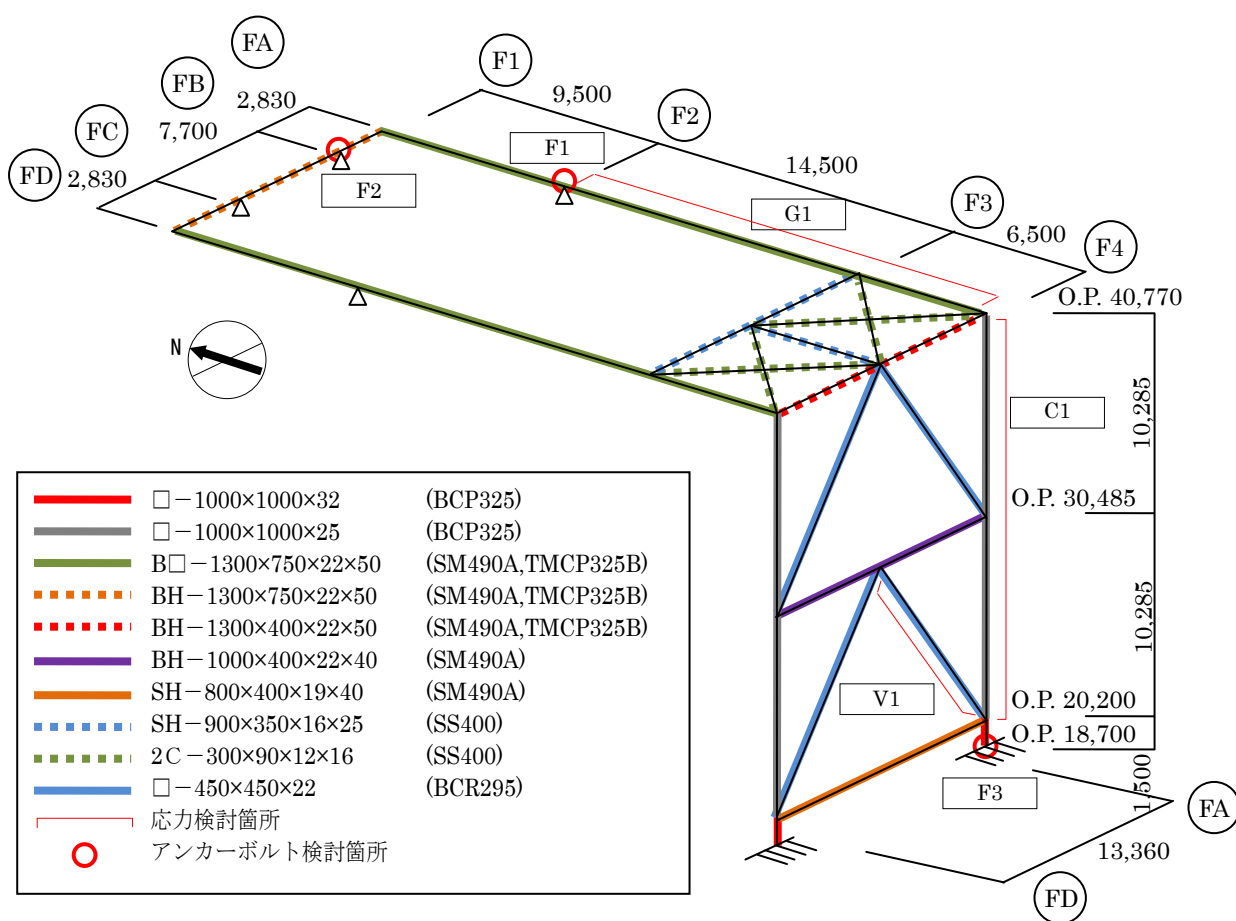


図 2.3.1-2 解析モデル図 (単位: mm)

2) 断面検討

応力解析結果を用い、断面検討は二方向の曲げを図 2.3.1-3 に示すように考慮する。

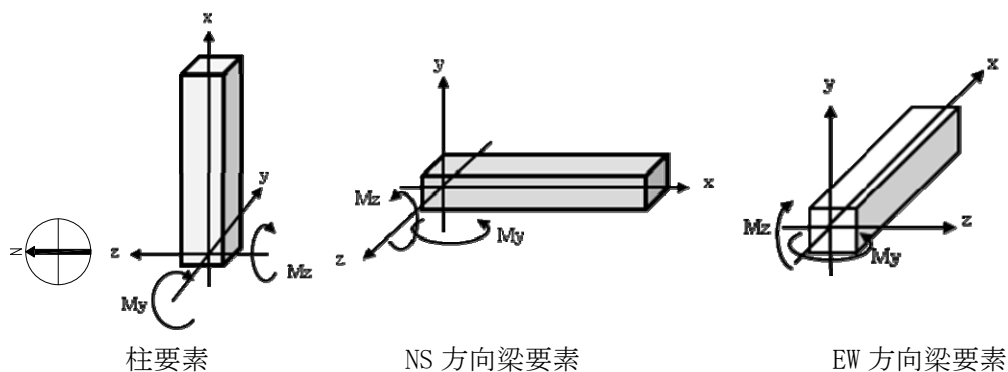


図 2.3.1-3 曲げモーメントの方向

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
$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_b} \leq 1$$

・ 軸引張の場合
$$\frac{\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_t} \leq 1$$

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。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_z^2}}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_y^2}}{f_t} \leq 1$$

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/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	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/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	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/mm^2) を用いて下式によって求め、計算結果を表 2. 3. 1-9 に示す。

$$p_a = \min(p_{a1}, p_{a3})$$

$$q_a = \min(q_{a1}, q_{a2}, q_{a3})$$

ここで,	p_a	: 接着系アンカーボルトの許容引張力
	p_{a1}	: アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力
	p_{a3}	: 付着力により決まる許容引張力
	q_a	: 接着系アンカーボルトの許容せん断力
	q_{a1}	: アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力
	q_{a2}	: 躯体の支圧強度により決まる許容せん断力
	q_{a3}	: 躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2. 3. 1-9 接着系アンカーボルトの許容耐力

箇所		シェル壁上端 (F1, F2)	南側外壁 (F3)
標高	m	O.P.39.92	O.P. 9.60~O.P.18.70
鋼材種類		M27	D25
		SNR490B	SD345
埋め込み長さ	mm	700	450
アンカーボルトの間隔	mm	300	400
長期	許容引張力(p_{aL})	kN/本	58
	許容せん断力(q_{aL})	kN/本	53
短期	許容引張力(p_{aS})	kN/本	116
	許容せん断力(q_{aS})	kN/本	104

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。

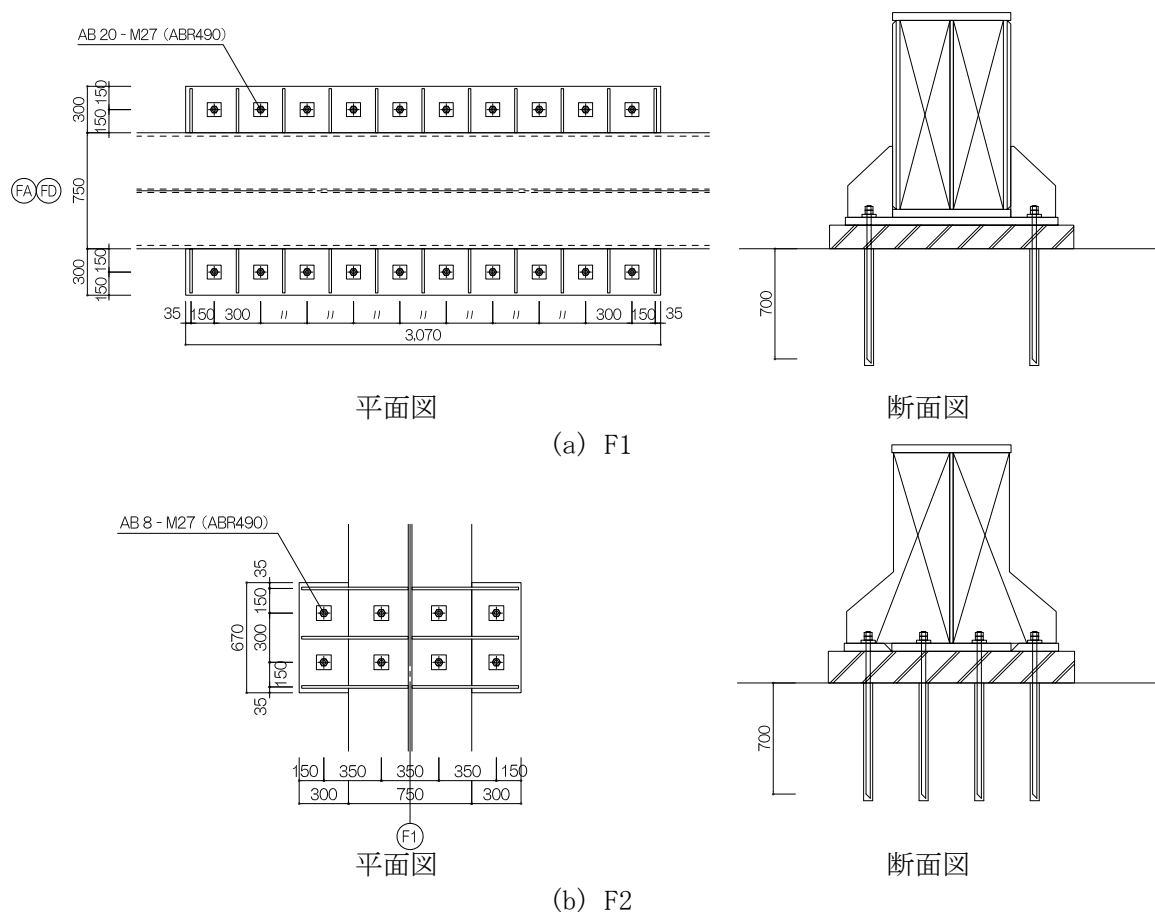


図 2.3.1-4 シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

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。

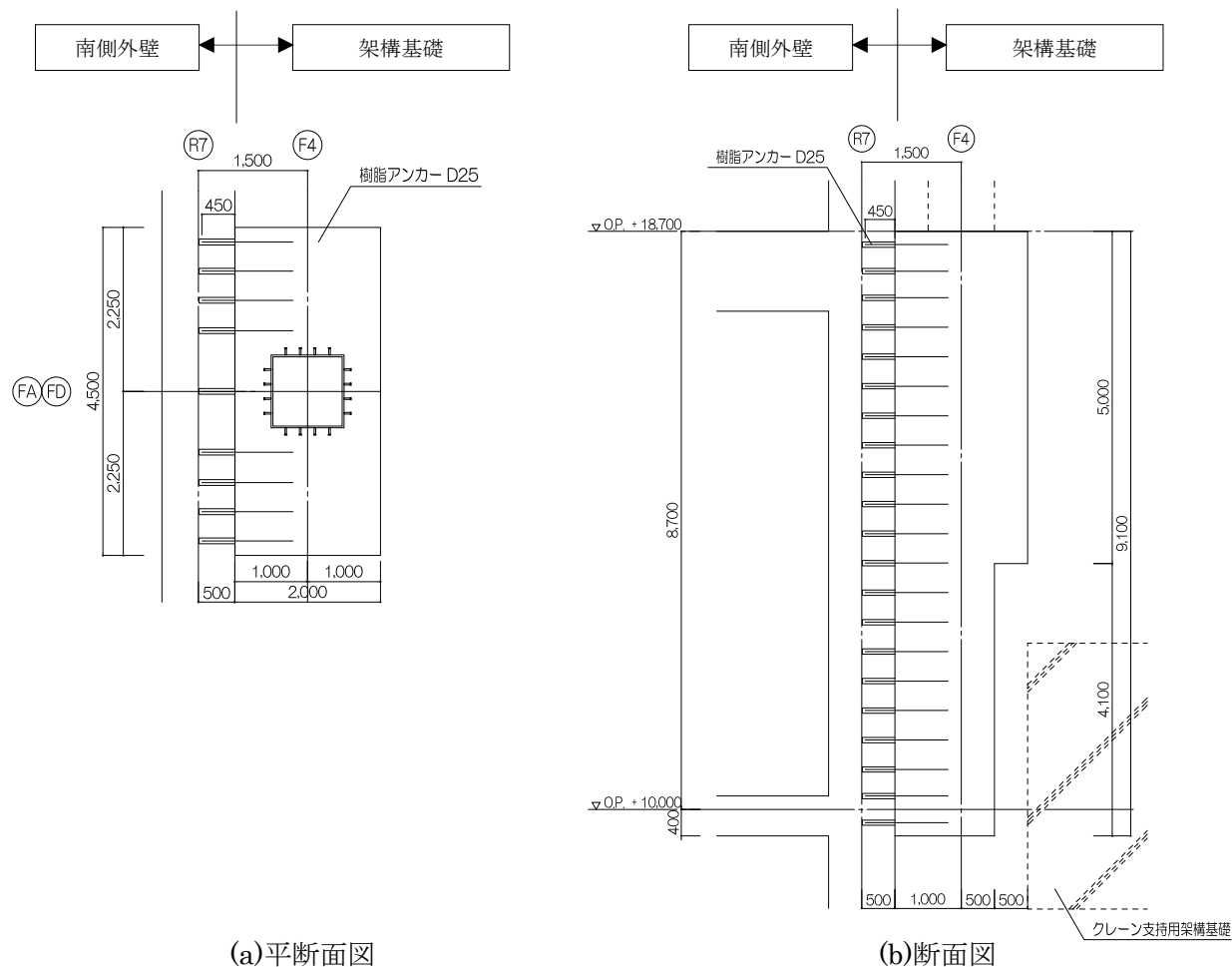


図 2. 3. 1-5 南側外壁位置の接合部概要（単位：mm）

表 2. 3. 1-11 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (アンカー本数)*1	荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p _a (kN)	許容せん断力 q _a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	C (A)	552	2622	1224	5742	0.46	OK
	E1 (A)	951	2613	2448	11484	0.39	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	C (A)	24	2622	765	5742	0.46	OK
	E3 (A)	412	4049	1530	11484	0.36	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

*2：燃料取扱機の位置を示す

(4) 原子炉建屋の構造強度に対する検討

1) 検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では、当該躯体建設時の設計用応力*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が、許容応力度以下になることを確認する。ここで、燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから、検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は、架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお、シェル壁については O.P. 18.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

*1：原子炉建屋全重量は、瓦礫撤去の効果（－39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（＋6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり、地震時応力は低減されるが、安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

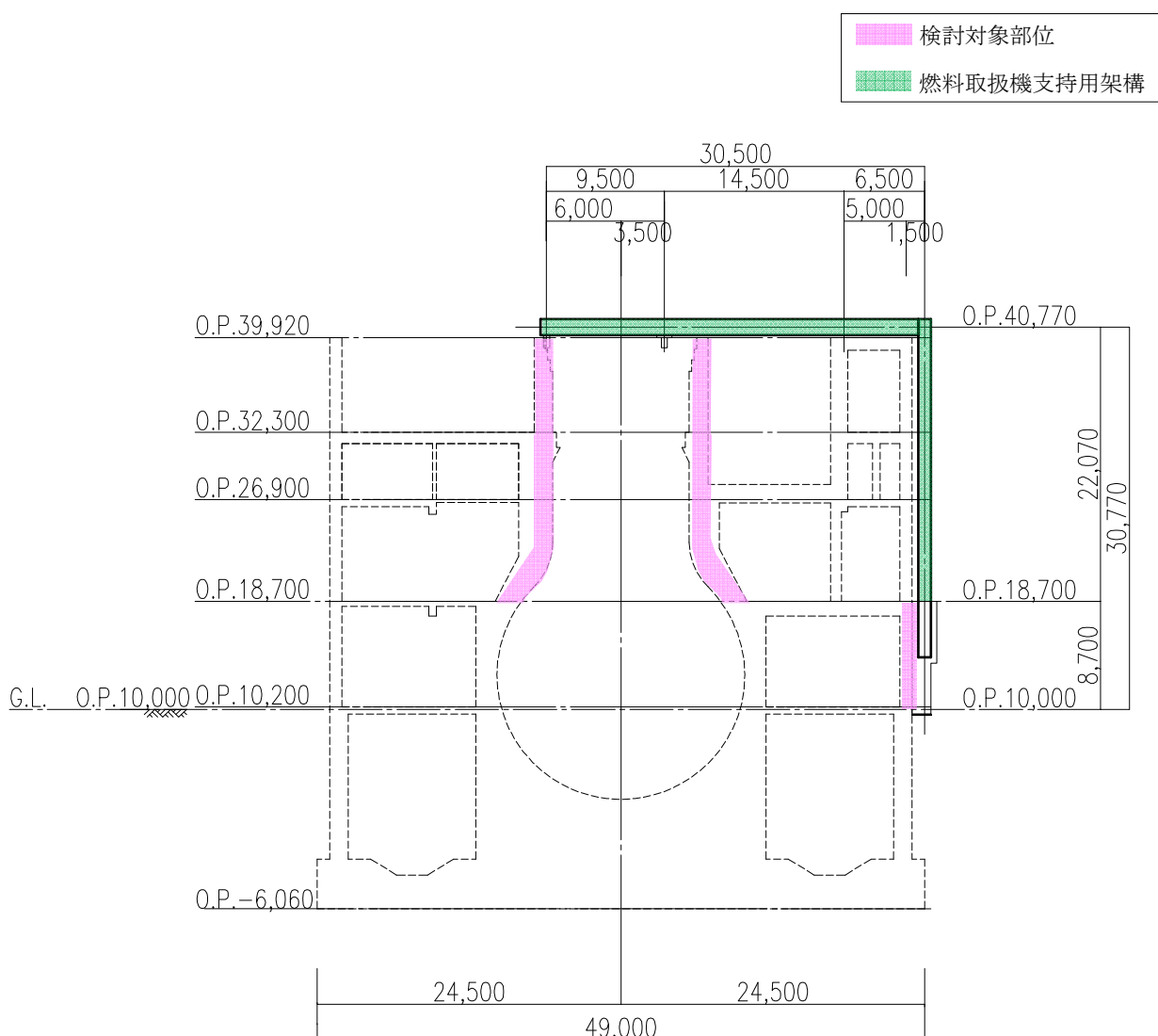


図 2.3.1-6 既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2) 断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は、「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い、設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて行う。

シェル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に、せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に、面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。また、燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は、建設時の設計用応力の 10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12 シェル壁の断面検討結果(1)
(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

標高 O.P. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 a _t (cm ² /m) P _g (%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ _t (N/mm ²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ _c (N/mm ²)	応力度比 σ _t /f _t	判定
39.92～32.30	1.50	a _t =87.7 P _g =1.16	58.1	2.0	0.17	OK
32.30～26.90	1.85	a _t =87.7 P _g =0.94	80.1	3.4	0.24	OK
26.90～18.70	2.08	a _t =171.0 P _g =1.64	64.3	3.7	0.19	OK

表 2.3.1-13 シェル壁の断面検討結果(2)
(せん断に対する検討)

標高 O.P. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 a _t (cm ² /m) P _g (%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ _t (N/mm ²)	応力度比 σ _t /f _t	判定
39.92～32.30	1.50	a _t =87.7 P _g =1.16	86.3	0.26	OK
		a _t =76.0 P _g =1.01	99.1	0.29	OK
32.30～26.90	1.85	a _t =87.7 P _g =0.94	117.1	0.34	OK
		a _t =76.0 P _g =0.82	134.2	0.39	OK
26.90～18.70	2.08	a _t =171.0 P _g =1.64	125.0	0.37	OK
		a _t =171.0 P _g =1.64	125.0	0.37	OK

表 2.3.1-14 南側外壁の断面検討結果(1)
(面内方向)

標高	壁厚	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋	せん断	曲げモーメント		応力度比 σ_t/f_t	判定
			鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm ²)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm ²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm ²)		
O.P. (m)	t (m)	P _g (%)					
18.70 ～ 10.20	1.00	2-D32@200 P _g =0.79	278.5	0.0	2.0	0.81	OK
		2-D32@200 P _g =0.79					

表 2.3.1-15 南側外壁の断面検討結果(2)
(面外方向)

標高	壁厚	配筋 タテ筋	せん断			曲げモーメント			
			コンクリートの最大 せん断応力度 τ_s (N/mm ²)	応力 度比 τ_s/f_s	判定	鉄筋の最大 引張応力度 σ_t (N/mm ²)	コンクリートの最大 圧縮応力度 σ_c (N/mm ²)	応力 度比 σ_t/f_t	判定
O.P. (m)	t (m)	P _g (%)							
18.70 ～ 10.20	1.00	2-D32@200 P _g =0.79	0.1	0.10	OK	110.8	2.1	0.33	OK

2.3.2 耐震性

(1) 検討方針

耐震性の検討は、燃料取扱機支持用架構、原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動 S_s 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」（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 S_s （図 2.2.2-2(1) 及び図 2.2.2-2(2) 参照）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 2.3.2-1 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 S_s に対する地盤の応答として評価する。

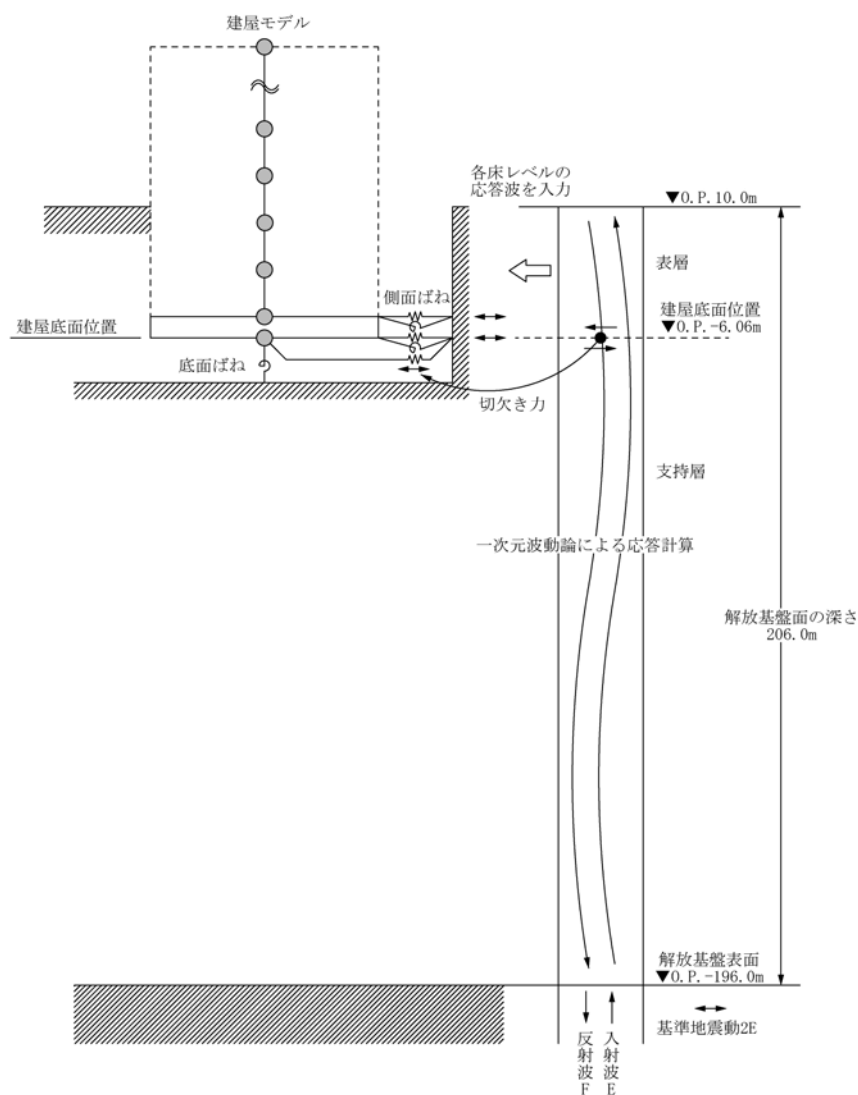


図 2.3.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

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タンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

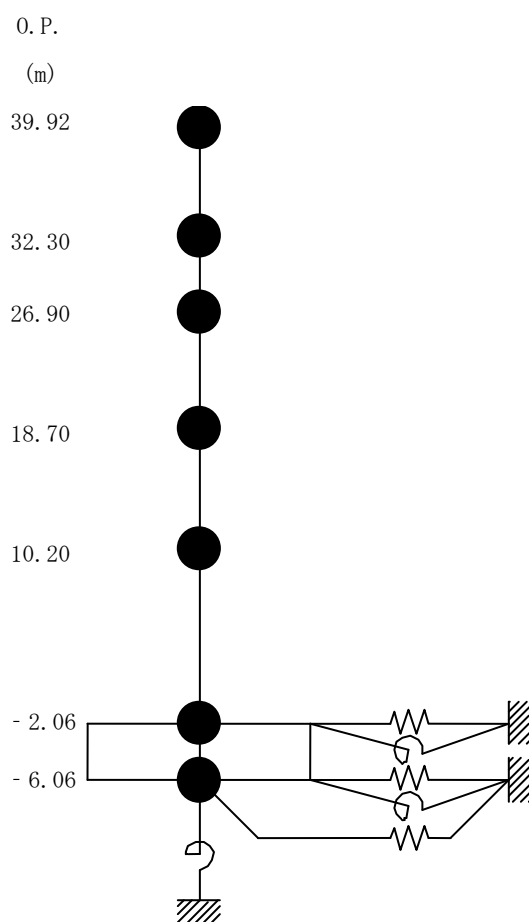


図 2.3.2-2 原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2. 3. 2-1 (1) 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント I (m^4)
39.92	77700	141.73		
			150.8	13068
32.30	88770	163.44		
			103.4	15942
26.90	122210	224.92		
			223.4	45026
18.70	127700	244.14		
			175.4	46774
10.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-2.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-6.06	132390	264.88		
合計	1044780	ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%		

(b) 水平 (EW) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント I (m^4)
39.92	77700	78.78		
			90.4	6491
32.30	88770	91.66		
			105.8	6388
26.90	122210	224.92		
			167.5	32815
18.70	127700	232.88		
			166.4	46303
10.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-2.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-6.06	132390	346.27		
合計	1044780	ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%		

表 2. 3. 2-1 (2) 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元
(鉛直方向)

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A _N (m ²)	軸ばね剛性 K _A (×10 ⁸ kN /m ²)
39.92	77700		
		222.6	7.41
32.30	88770		
		218.1	10.58
26.90	122210		
		380.4	11.92
18.70	127700		
		340.6	10.30
10.20	208960		
		654.7	13.72
-2.06	287050		
		2812.6	180.71
-6.06	132390		
合計	1044780	ヤング係数 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%	

表 2. 3. 2-2 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

(b) Ss-2

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

(c) Ss-3

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

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。

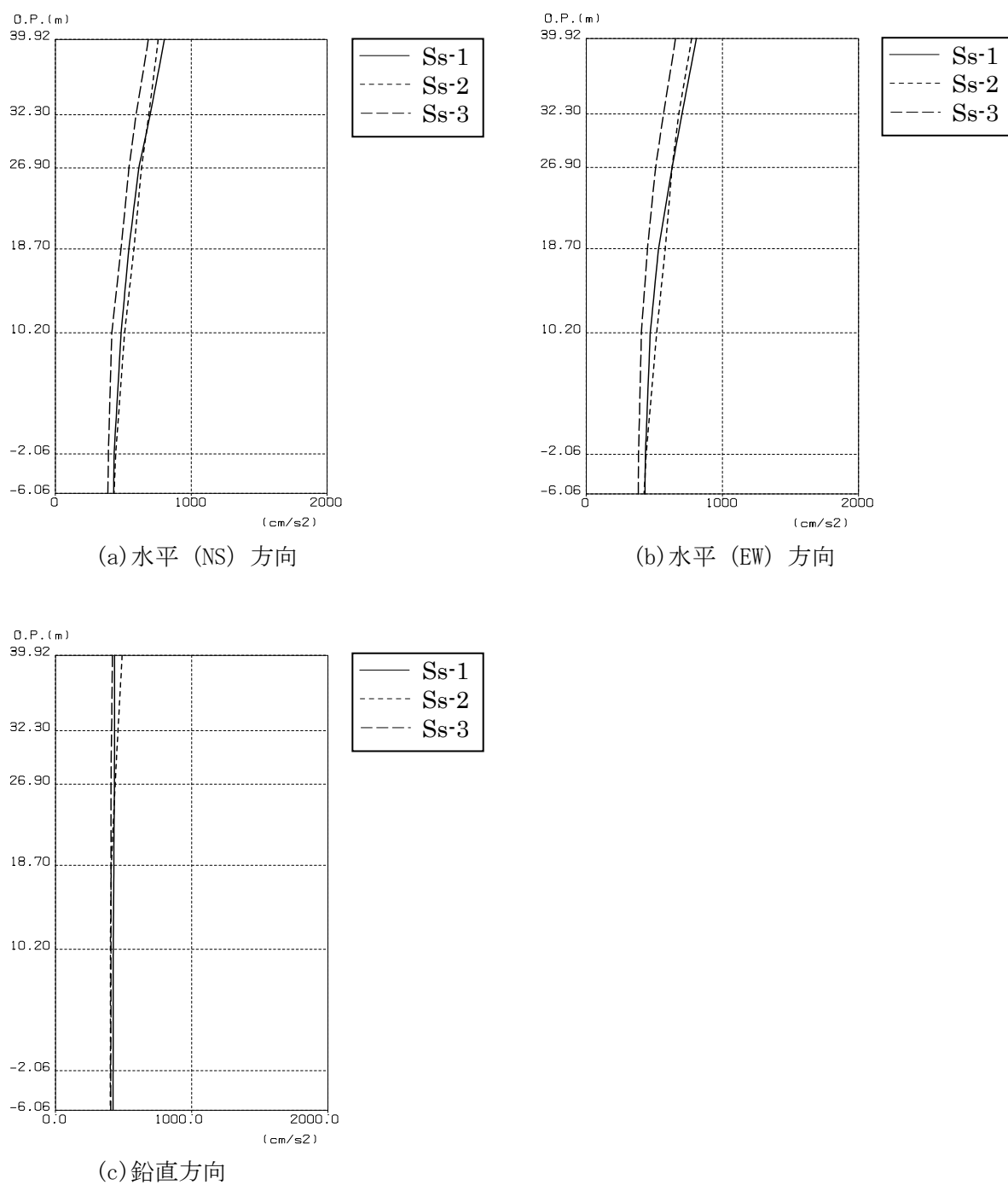


図 2. 3. 2-3 原子炉建屋の最大応答加速度分布

(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 S_s を入力したときの原子炉建屋 O.P. 39.92m と O.P. 18.70m の時刻歴応答変位を用い、水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に、層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

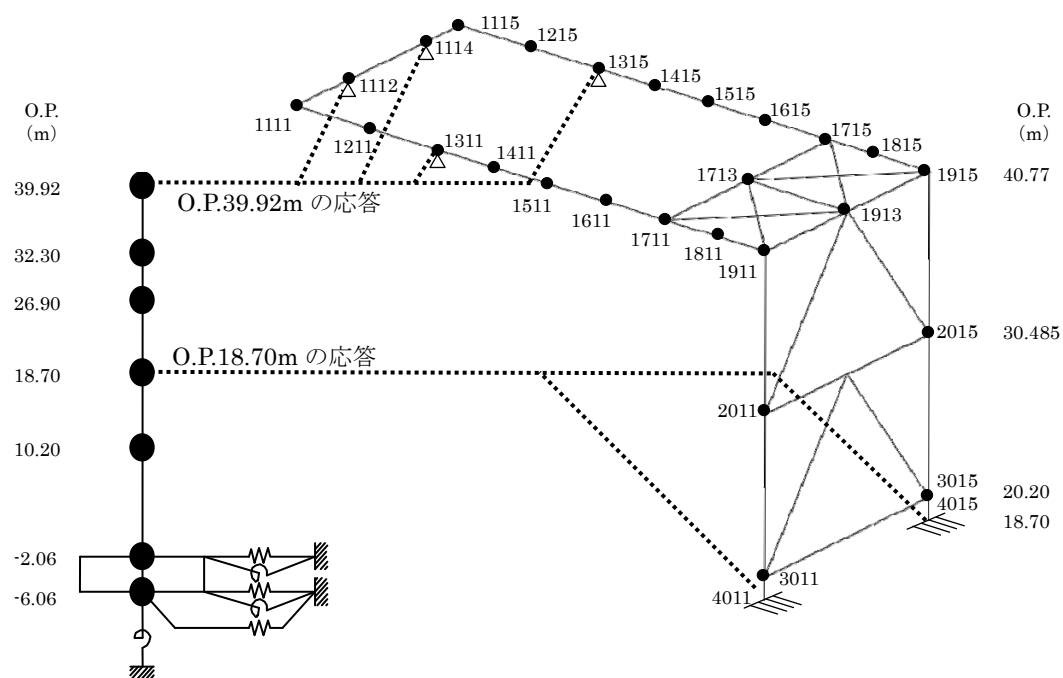


図 2.3.2-4 燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3 燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

標高 O.P.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
40.77	1111	57
	1211	89
	1311	79
	1411	68
	1511	68
	1611	68
	1711	78
	1811	62
	1911	97
	1115	57
	1215	89
	1315	79
	1415	68
	1515	68
	1615	68
	1715	78
	1815	62
	1915	97
	1112	46
	1114	46
	1713	37
	1913	94
	9001	49
	9002	49
	9003	49
	9004	49
	9501	184
	9502	184
	9601	184
	9602	184
30.485	2011	149
	2015	149
20.20	3011	94
	3015	94
合 計		2973

3) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は $1/75$ 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は $1/100$ 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は $1/75$ 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4 層間変形角の検討結果

標高 O.P. (m)	最大応答値						クライテリア	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	1/75	OK
30.485～40.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706		
18.70～30.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		

・塑性率の検討

部材の塑性率は、最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は1以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し、表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については、全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5 耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	Ss-1	NS	Mz/Muz	0.01	OK
					My/Muy	0.10	
					Qz/Quz	0.03	
					Qy/Quy	0.01	
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.12	OK
					My/Muy	0.06	
					Qz/Quz	0.02	
					Qy/Quy	0.09	
ブレース	V1	□-450×450 ×22	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.02	OK
					My/Muy	0.02	
					Qz/Quz	0.01	
					Qy/Quy	0.01	

M_z : 部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値

M_y : 部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値

Q_z : 部材 z 方向のせん断力の最大値

Q_y : 部材 y 方向のせん断力の最大値

M_{uz} : 部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_{uy} : 部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_{uz} : 部材 z 軸方向のせん断耐力

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 Pa (kN)	短期 許容せん断力 qa (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 Pa (kN)	短期 許容せん断力 qa (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

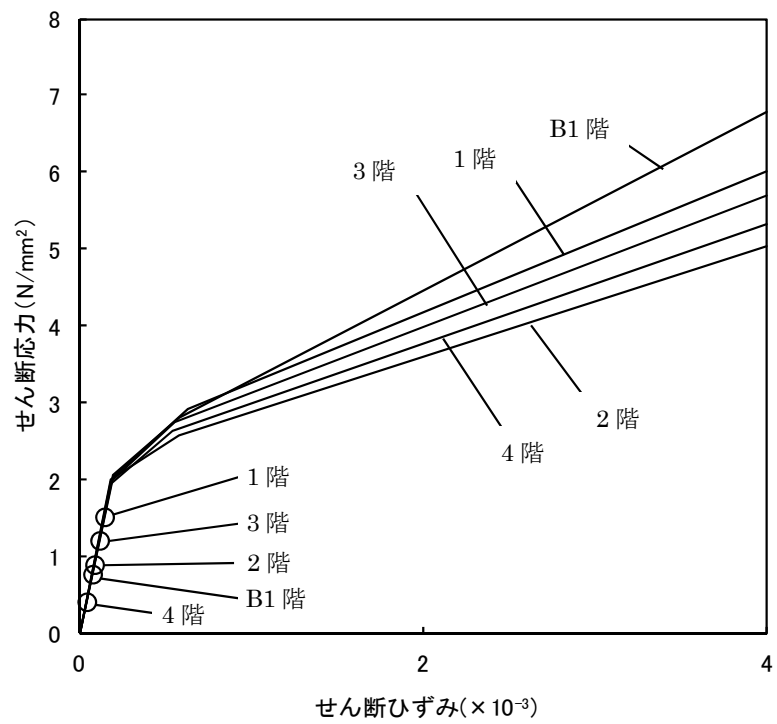
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認する。

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。

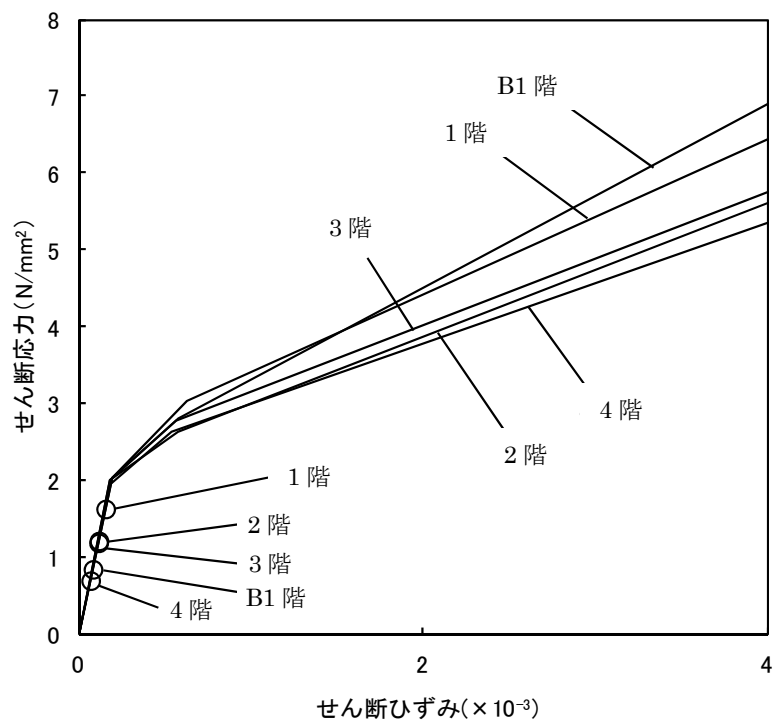
2) 検討結果

基準地震動 S_s 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。

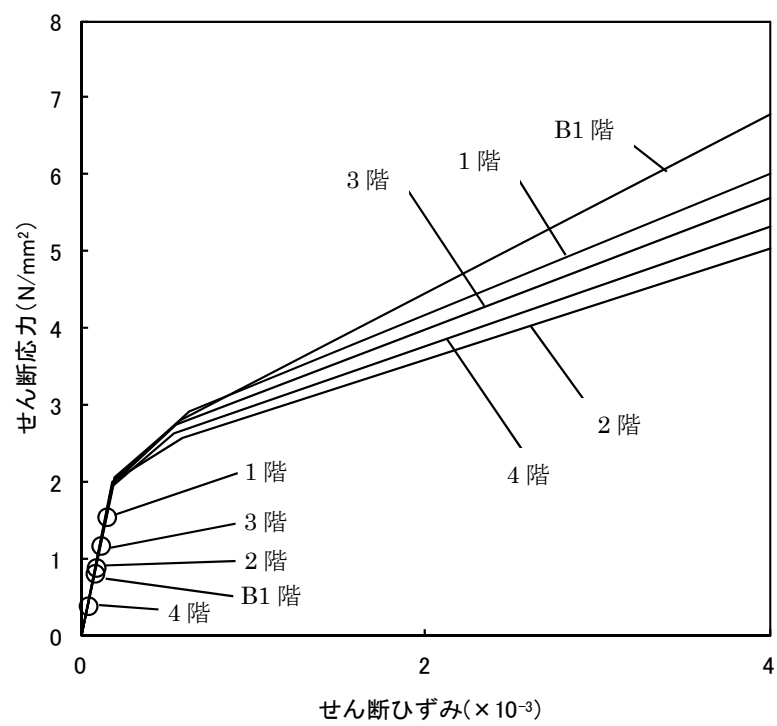


(a) NS 方向

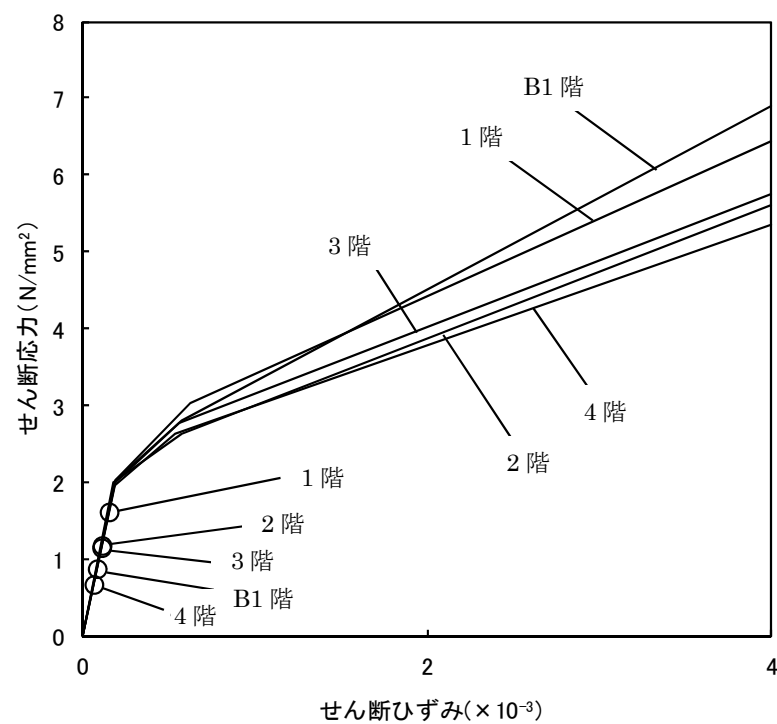


(b) EW 方向

図 2.3.2-5 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

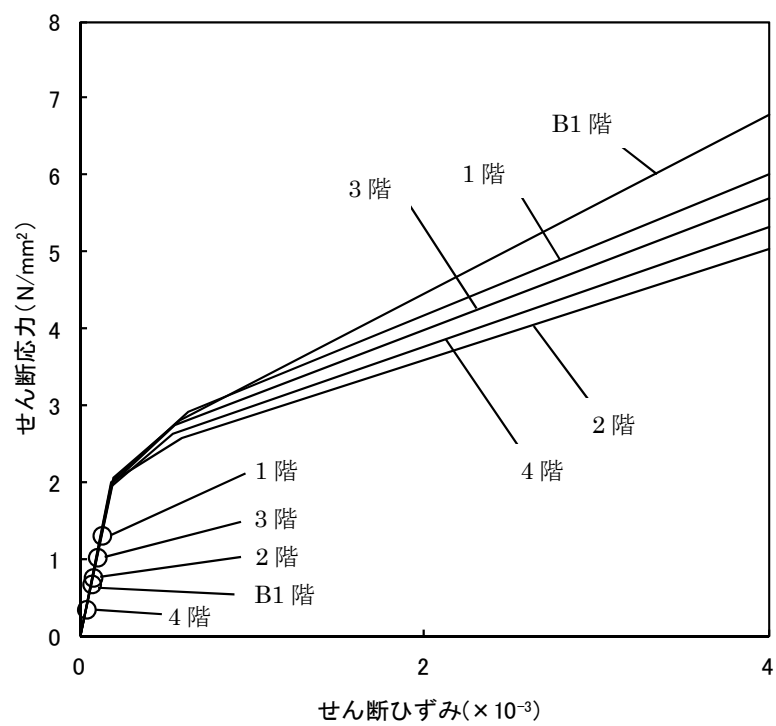


(a) NS 方向

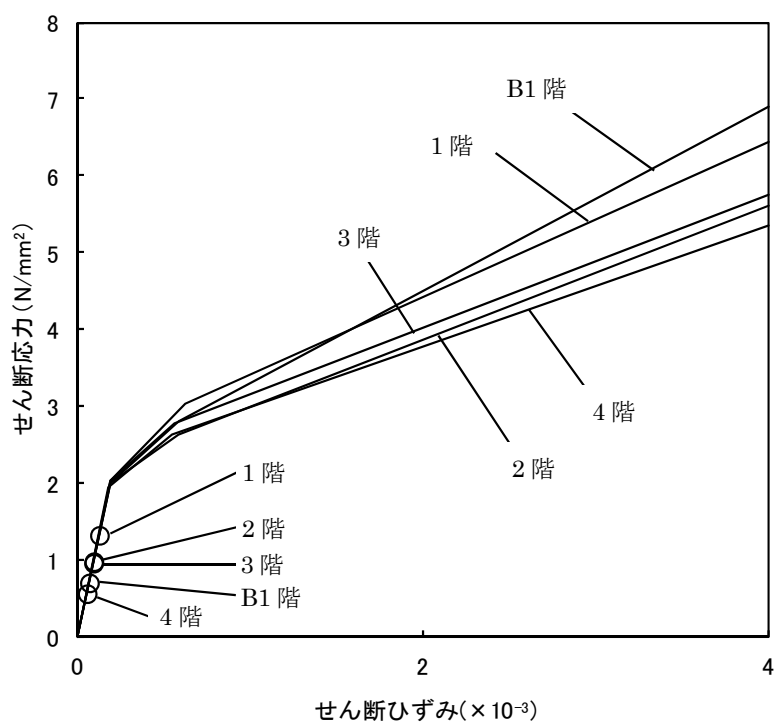


(b) EW 方向

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. 第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

第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 S_s に対する地震応答解析を実施し、架構の損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

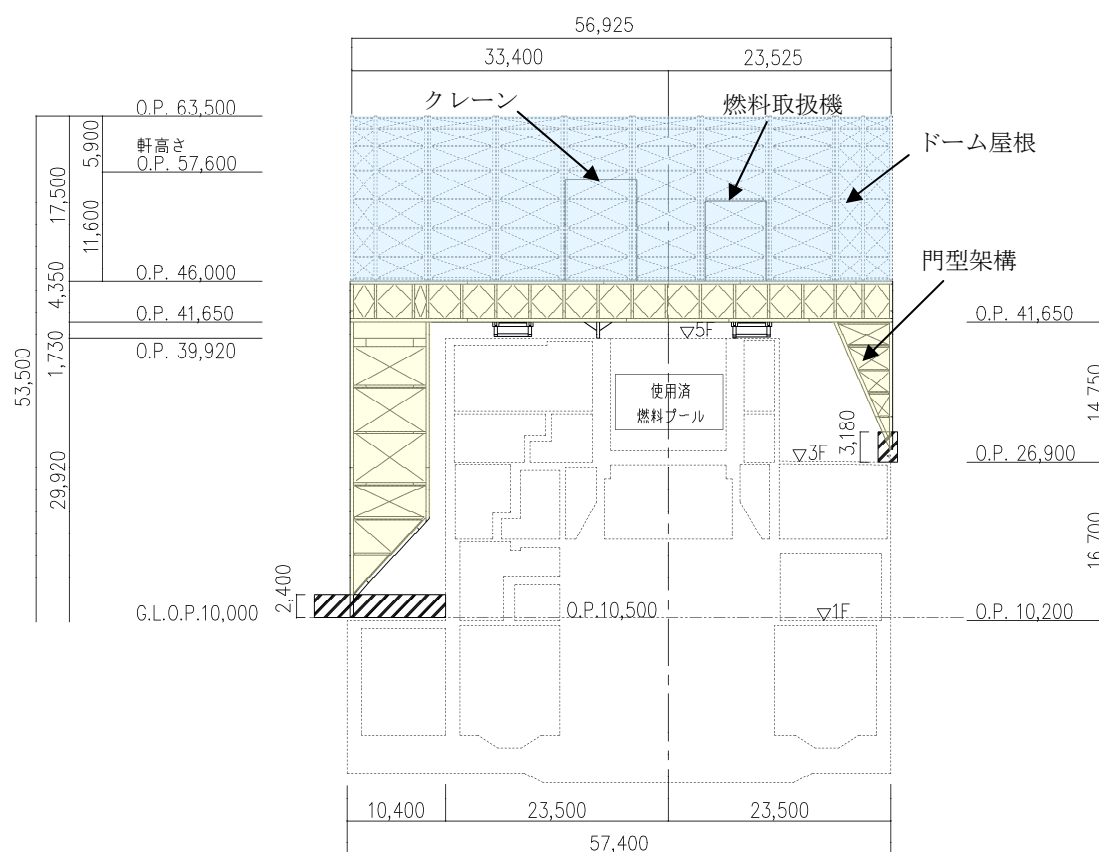


図 3.1.1-1 燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
- (4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
- (5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省
国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2007 刊行)
- (6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
- (7) 現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)
（日本建築学会，2002 制定）
- (8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

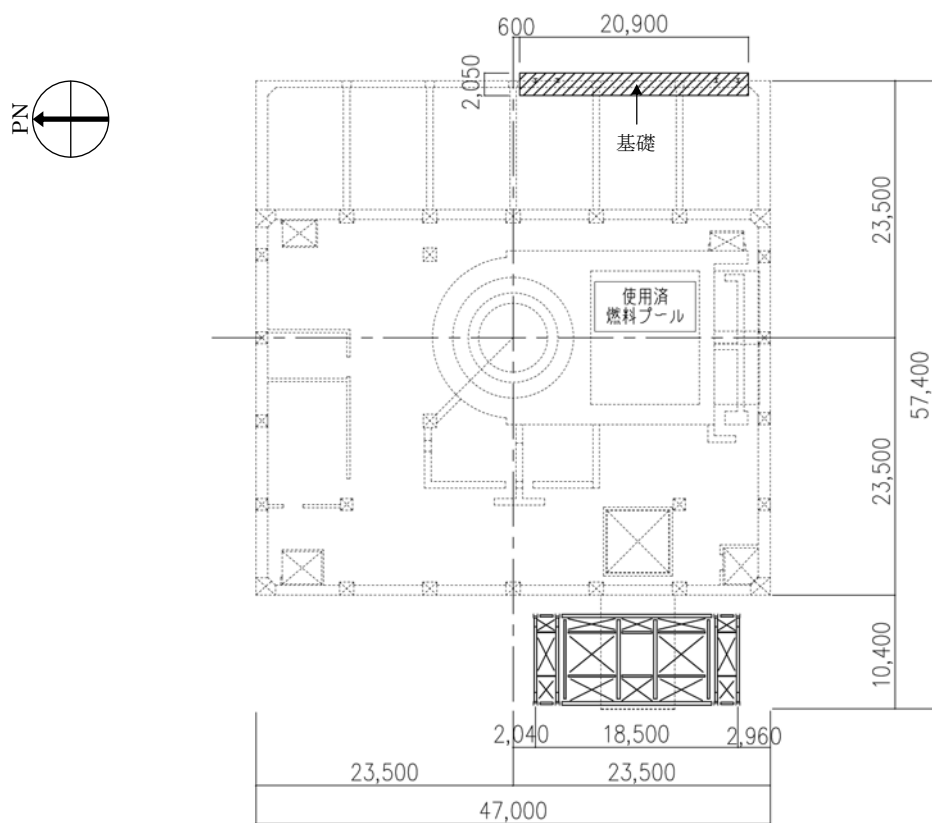
- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，
昭和 62 年 8 月 改訂）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査
委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成
20 年 12 月 改定）

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。

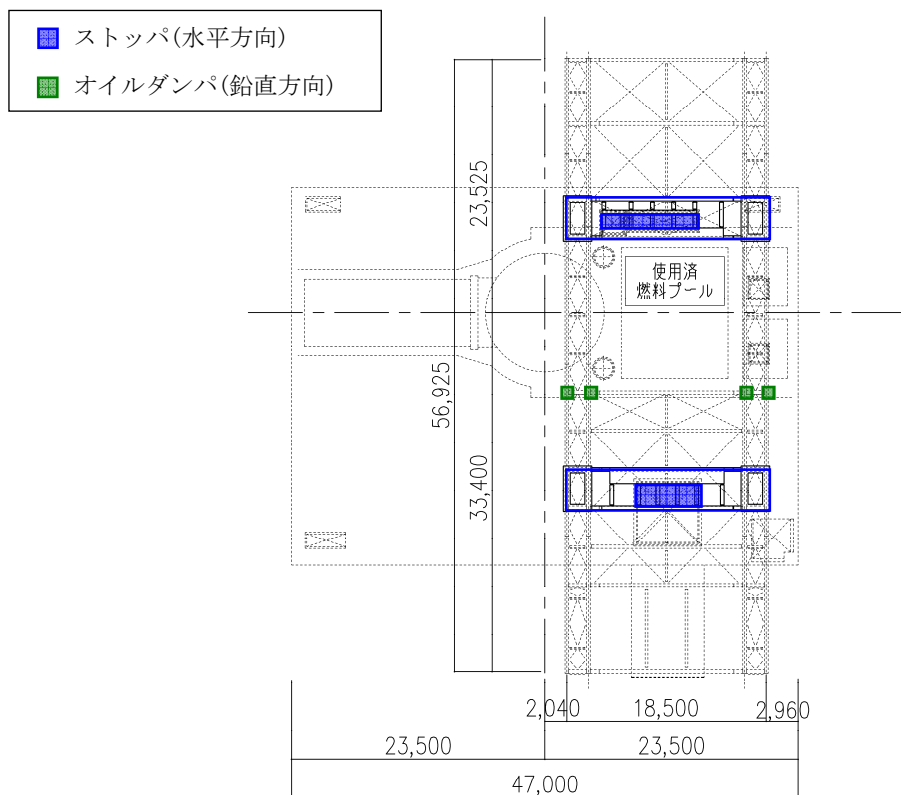
燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。



II-2-11-添 4-2-80

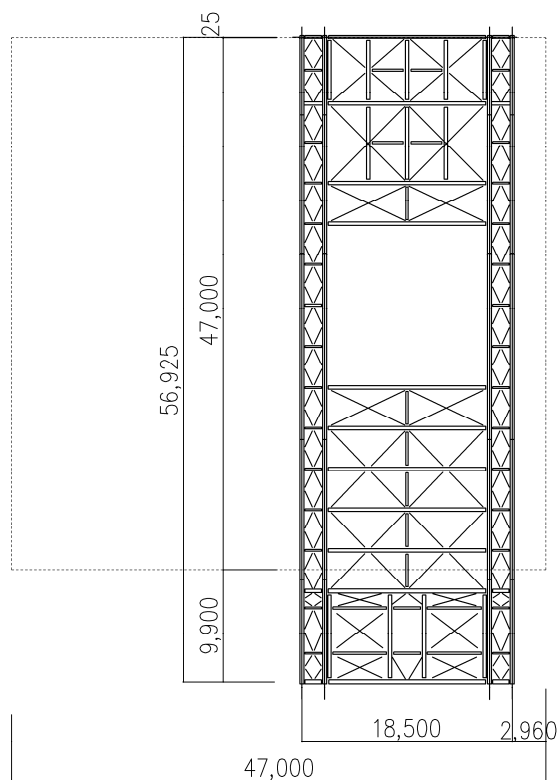
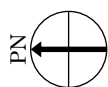


(a) 基礎伏図 (O. P. 26, 900 原子炉建屋 3 階)

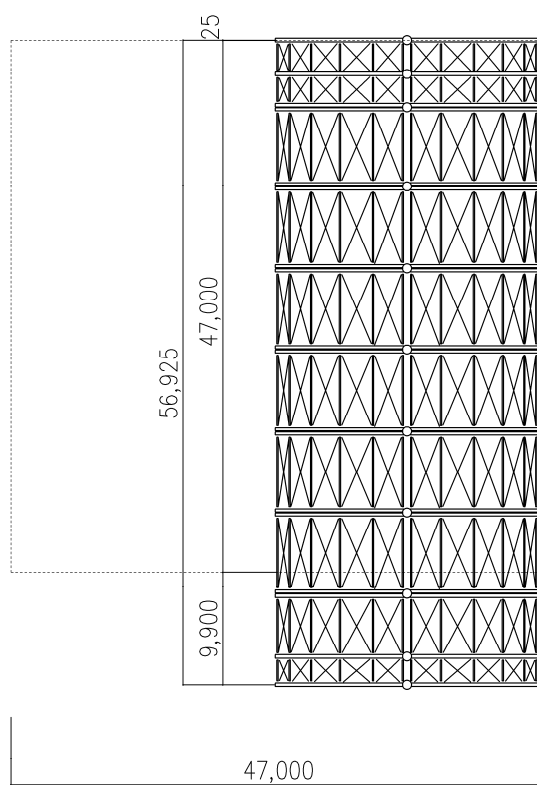


(b) 梁伏図 (O. P. 39, 920 原子炉建屋 5 階)

図 3. 1. 2-2 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

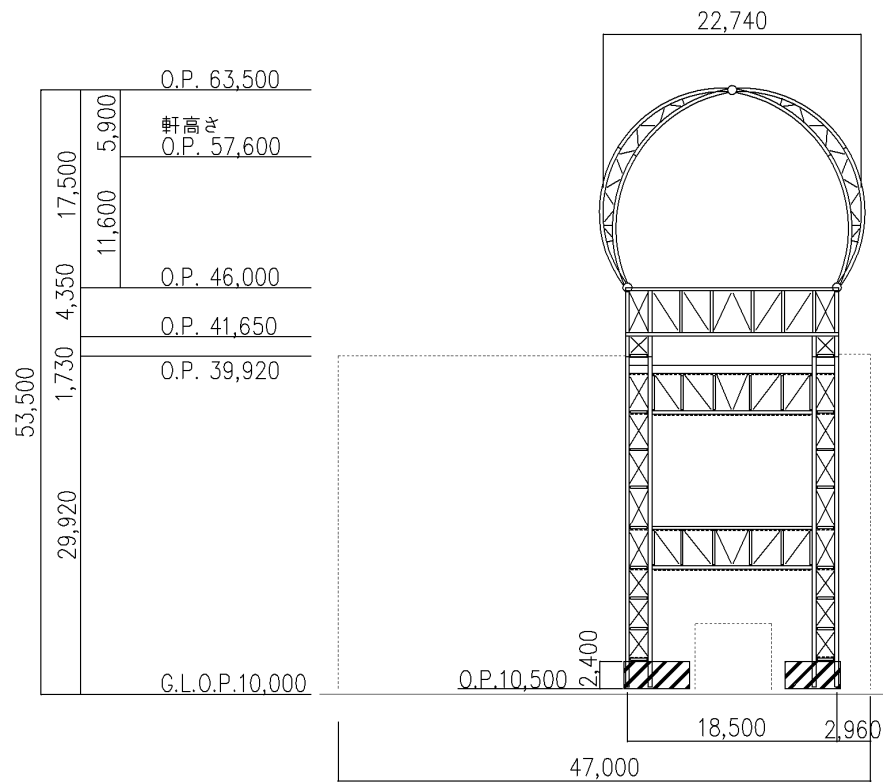


(a) 架構ガーダー部平面図 (0. P. 46, 000)

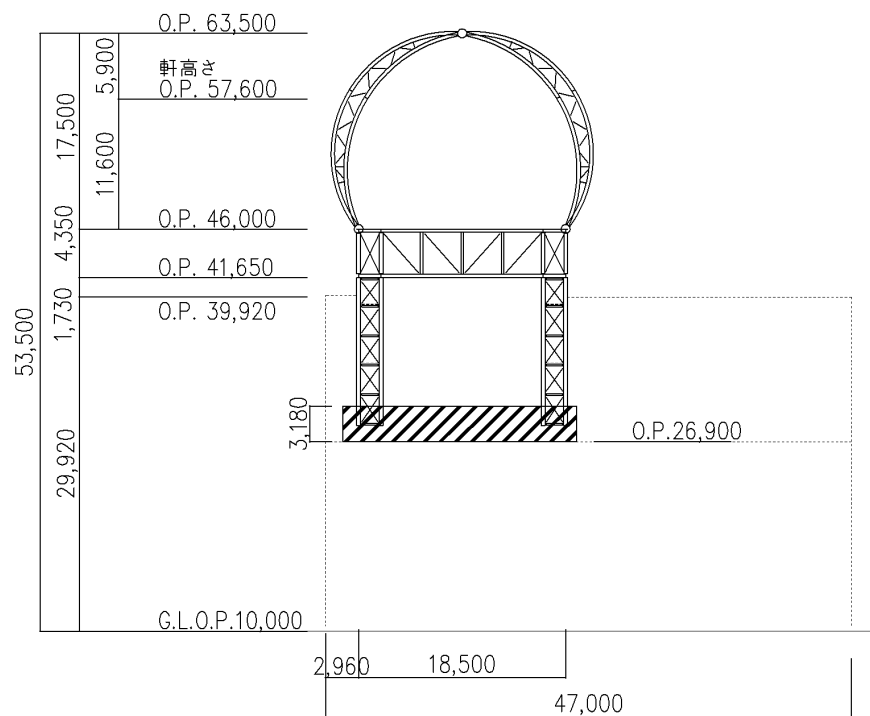


(b) 屋根伏図

図 3. 1. 2-3 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

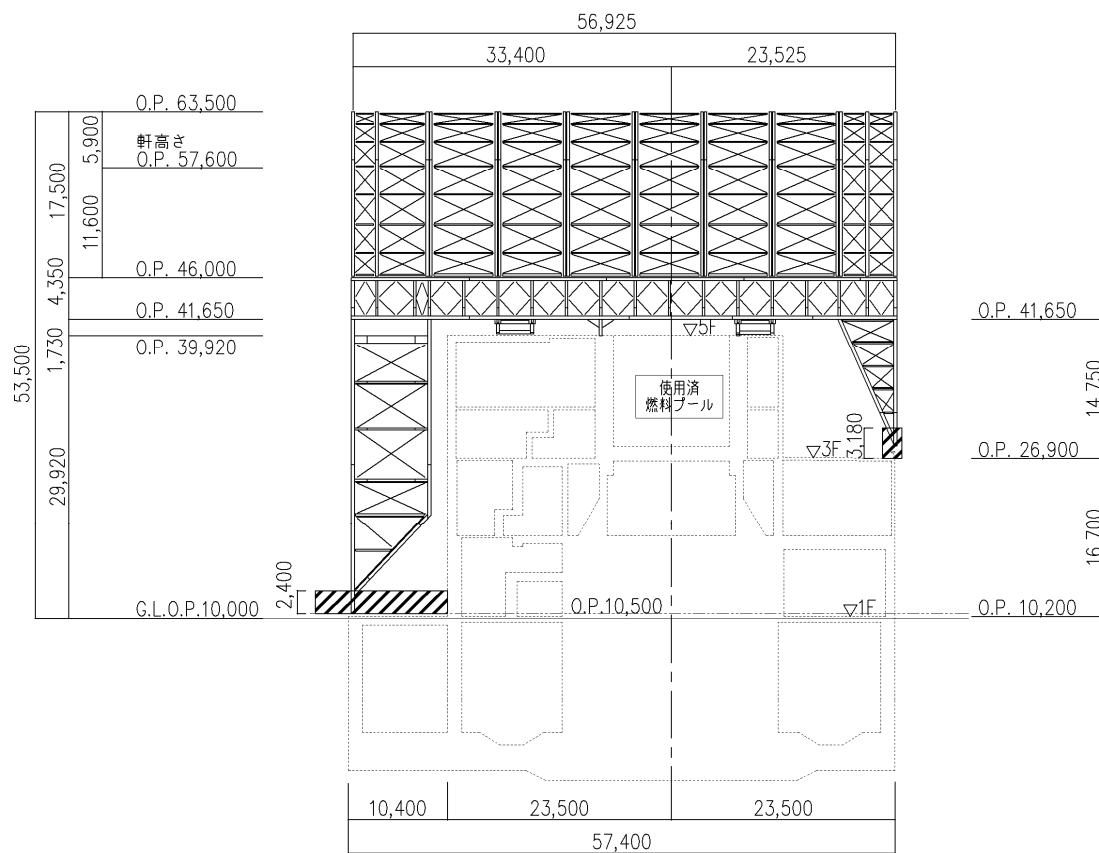


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3.1.2-4 燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）



(a) 南軸組図

図 3.1.2-5 燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

3.1.3 検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

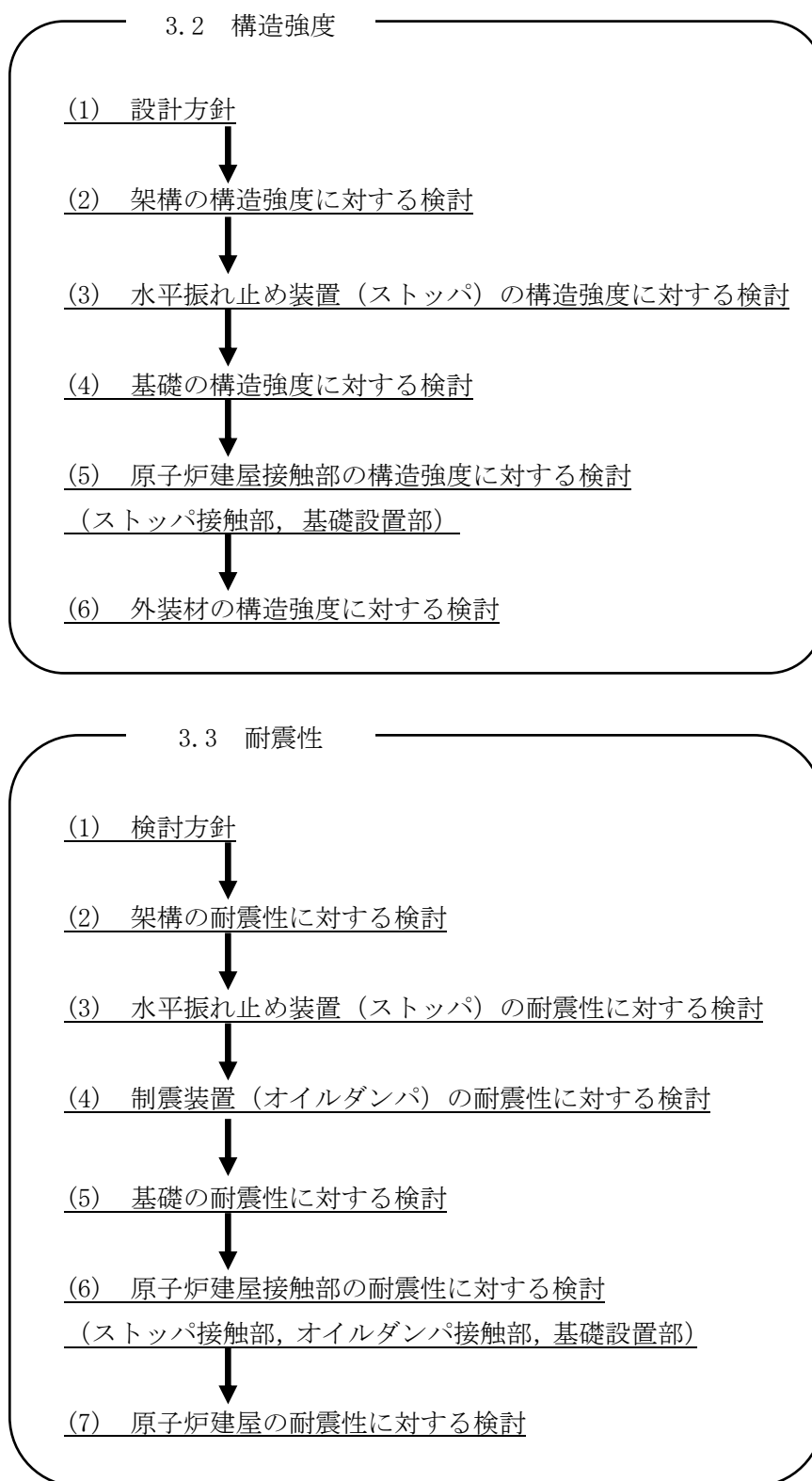


図 3.1.3-1 燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2 構造強度

(1) 設計方針

構造強度の検討は、門型架構及びドーム屋根、水平振れ止め装置（ストッパ）、基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基 礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

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/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

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/m²/cm

・風圧力 (WL)

風圧力は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。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, 0. P. -2. 06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し, 算定結果を表 3. 2-5 及び表 3. 2-6 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで,

Q_i : 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。

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 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 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=0.8$)

A_i : 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 k_i は, 下式によって算定する。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

ここで,

P_i : 当該階とその直下階の水平地震力の差 (kN)

w_i : 各階重量 (kN)

表 3.2-5 原子炉建屋の水平震度の算定結果 (NS 方向)

階	標 高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	39.92～32.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	32.30～26.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	26.90～18.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	18.70～10.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	10.20～-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6 原子炉建屋の水平震度の算定結果 (EW 方向)

階	標 高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	39.92～32.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	32.30～26.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	26.90～18.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	18.70～10.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	10.20～-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋 1 階、3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7 水平地震力の算定結果

標高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3.2-1 に、荷重組合せを表 3.2-8 に示す。

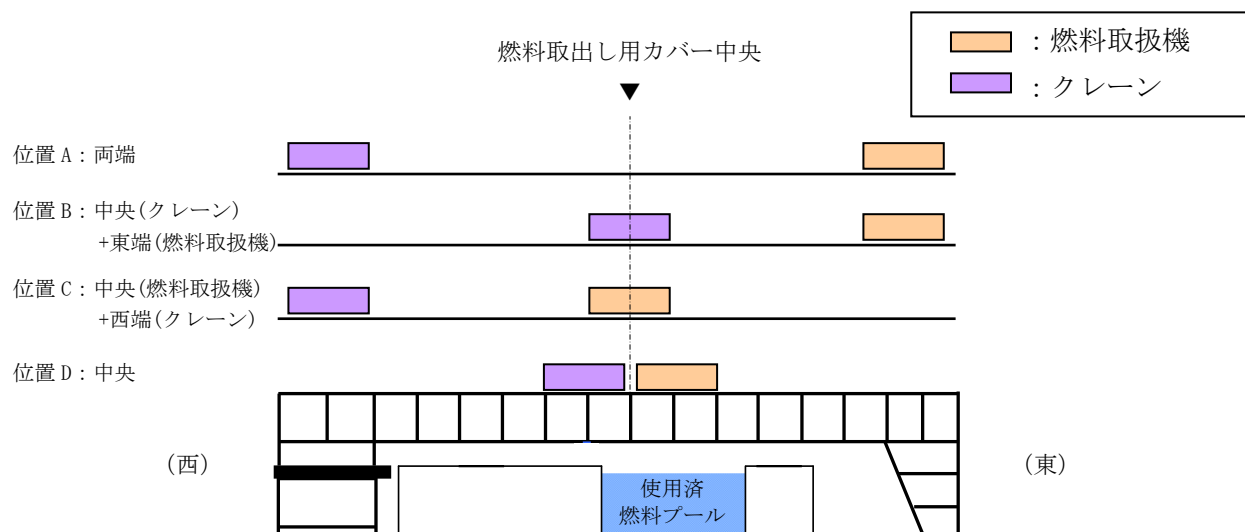


図 3.2-1 燃料取扱設備の位置

表 3.2-8 燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL ^{*1}	長期
積雪時 ^{*3}	S	VL+CL ^{*1} +SL	短期
暴風時 ^{*3}	W	VL+CL ^{*1} +WL	
地震時	E1	VL+CL ^{*1} +K(+NS) ^{*2}	
	E2	VL+CL ^{*1} +K(-NS) ^{*2}	
	E3	VL+CL ^{*1} +K(+EW) ^{*2}	
	E4	VL+CL ^{*1} +K(-EW) ^{*2}	

*1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は図 3.2-1 に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

*2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時の架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

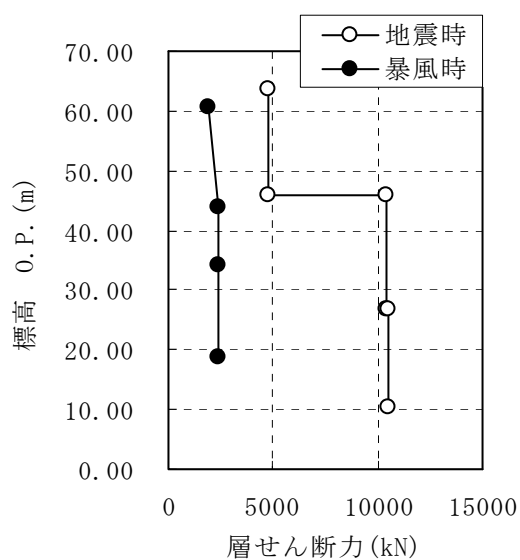


図 3.2-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

架構の解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3.2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持、ストッパ取り付け部は水平方向のみピン支持とする。

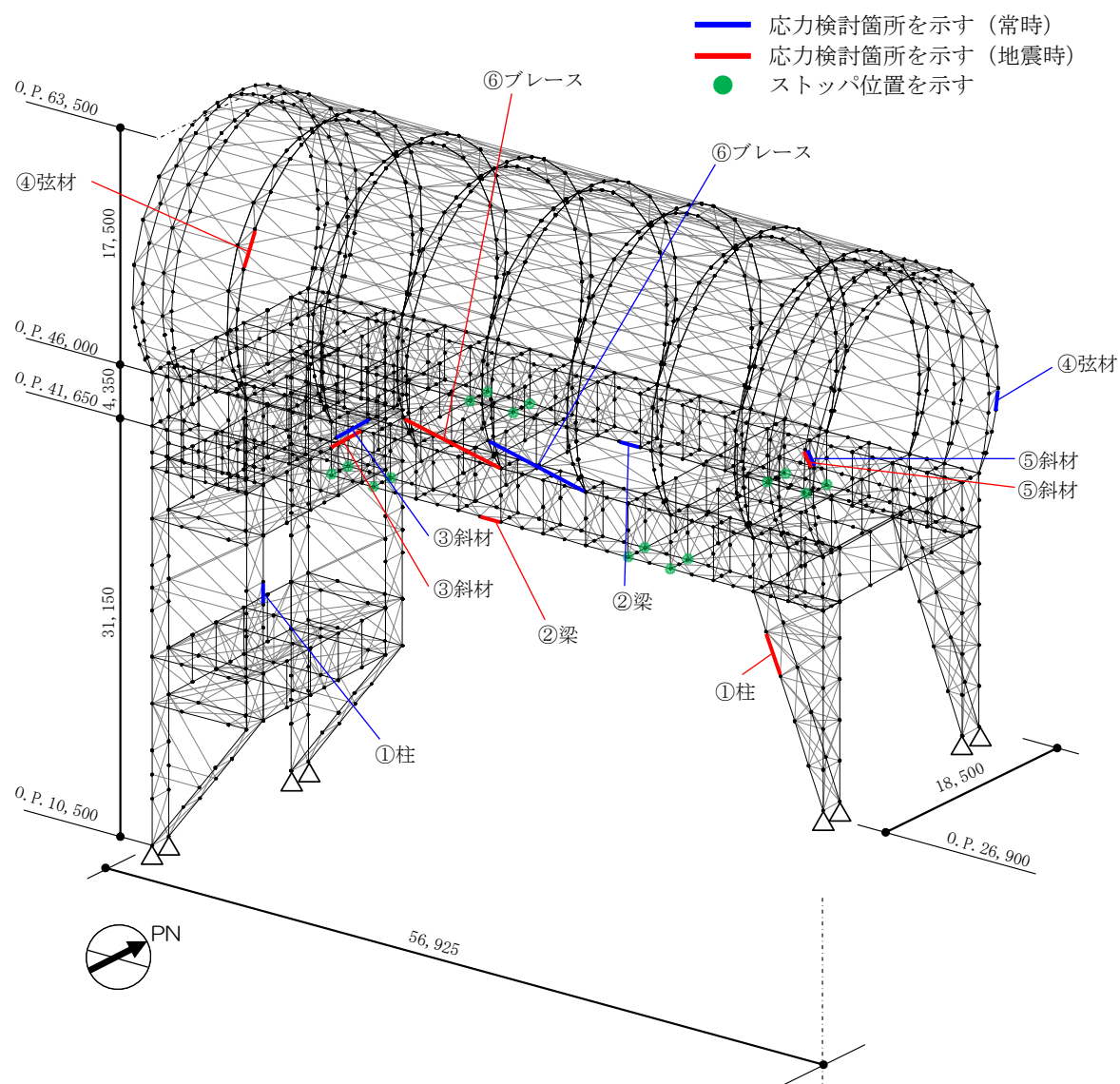


図 3.2-3 解析モデル図 (単位 : mm)

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。

$$\cdot \text{軸圧縮の場合} \quad \frac{\sigma_c}{f_c} \leq 1$$

$$\cdot \text{軸引張の場合} \quad \frac{\sigma_t}{f_t} \leq 1$$

ここで, σ_c, σ_t : 圧縮応力度 (N/A) 及び引張応力度 (T/A) (N/mm²)

N : 圧縮力 (N), T : 引張力 (N), A : 断面積 (mm²)

f_c : 許容圧縮応力度 (N/mm²)

f_t : 許容引張応力度 (N/mm²)

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/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＞	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（ストップ）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プを設置し、架構に発生する水平力を、ストップ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にストップ概要図を示す。

ストップについては、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（ストップ）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。

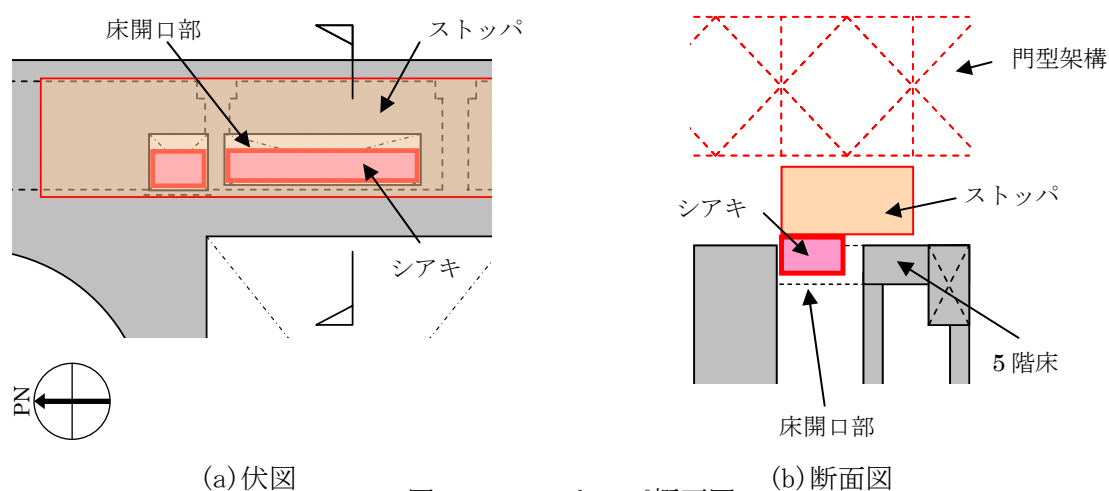


図 3.2-4 ストップ概要図

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、全てのストップに対する応力比が1以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに、

Q_a ：短期許容せん断力(kN)

A ：シアキの断面積 (mm²)

f_s ：短期許容せん断応力度(N/mm²) (SM490A)

表 3.2-11 ストップ（シアキ）の断面検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストップ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストップ	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	0. 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、

V_a : 許容摩擦力 (kN)

μ : 摩擦係数 ($\mu = 0.6$)

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 V_a (kN)	応力比 Q/ V_a	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	0. K.
	E4 (D)	2430	4580	0.54	0. 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) ストップ接触部

ストップ接触部の構造強度の検討では、ストップ水平反力が、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 N_a 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、全てのストップ接触部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_a = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na} \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし,} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$

ここに、

f_n : 短期許容支圧応力度 (N/mm²)

f_{na} : $F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値 (N/mm²)

F_{ci} : コンクリート強度、特に定めのない場合には 20N/mm² ($F_{ci}=22.1\text{N/mm}^2$)

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 (mm²)

A_l : 局部圧縮を受ける支圧面積 (mm²)

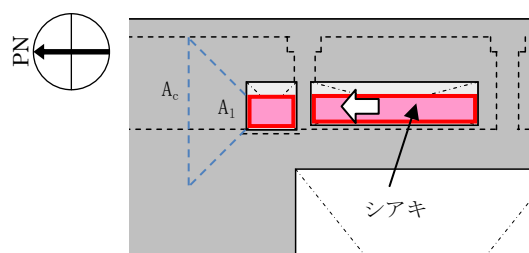


表 3.2-14 ストップ接触部の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	ストップ水平反力 N (kN)	短期許容支圧力 N_a (kN)	応力比 N/N_a	判定
東側ストップ	E2 (B)	3980	10300	0.39	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) 基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル (O. P. 10.2m) で支持し、東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル (O. P. 26.9m) で支持している。基礎設置部については、柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 N_a は下式より算定し、表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

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

ここに、

${}_L f_c$: 長期許容圧縮応力度 (N/mm²) (${}_L f_c = 22.1 \times 1/3 = 7.4$)

${}_S f_c$: 短期許容圧縮応力度 (N/mm²) (${}_S f_c = 22.1 \times 2/3 = 14.7$)

A₁ : 柱脚部支配面積 (mm²)

表 3. 2-15 壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	軸力 N (kN)	許容軸力 Na (kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚 (南側)	C (B)	4280	12900	0. 34	O. K.
	E1 (B)	6540	25900	0. 26	O. K.

* : 図 3. 2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6) 外装材の構造強度に対する検討

1) 検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、折板を用いる。強度検討は、壁材、屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお、短期事象においては、暴風時の影響が支配的であることから、積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

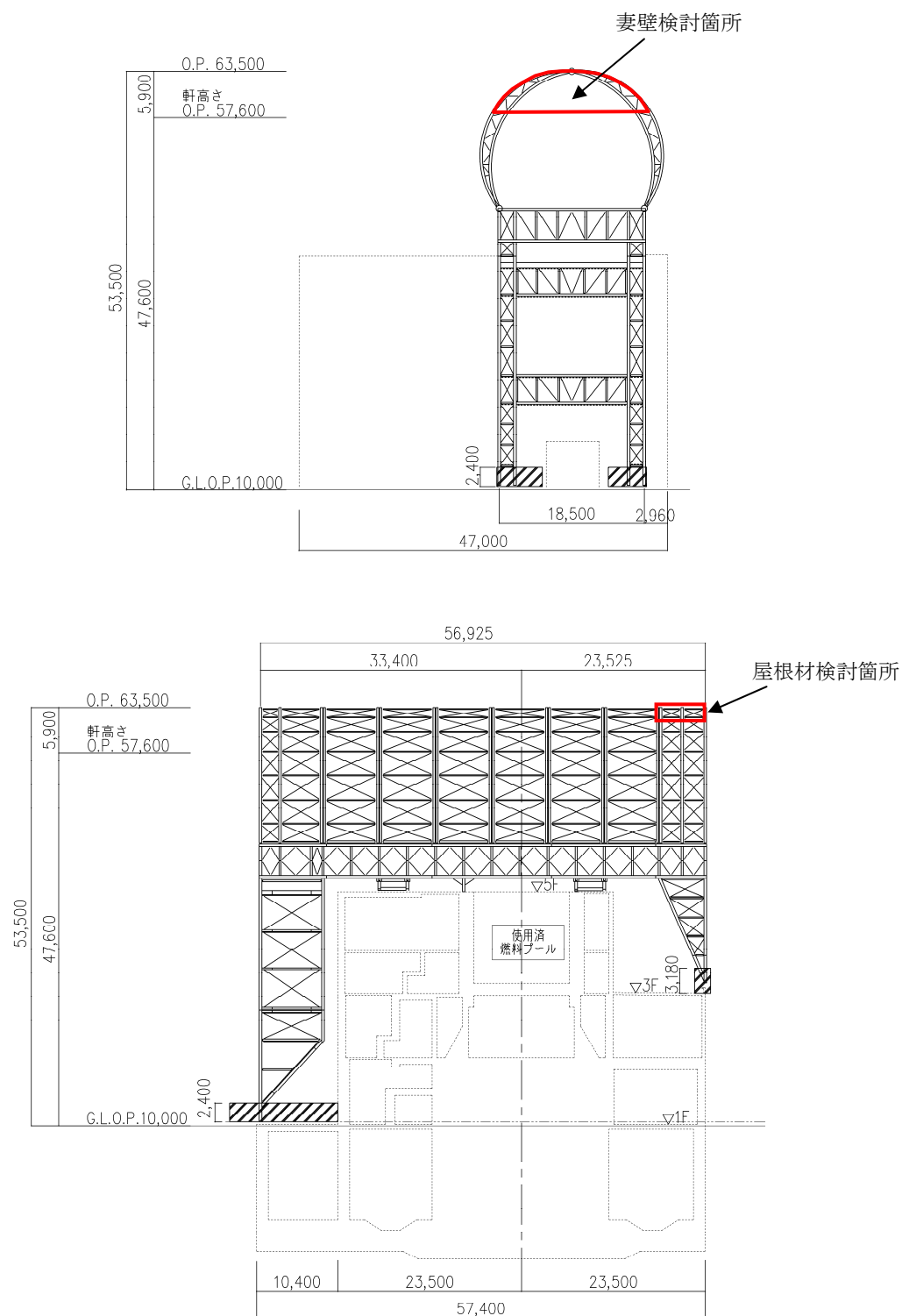


図 3.2-5 外装材検討箇所 (単位 : mm)

2) 設計用荷重の算定

設計用風圧力は、建築基準法施行令第 82 条の 4 に準拠し、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

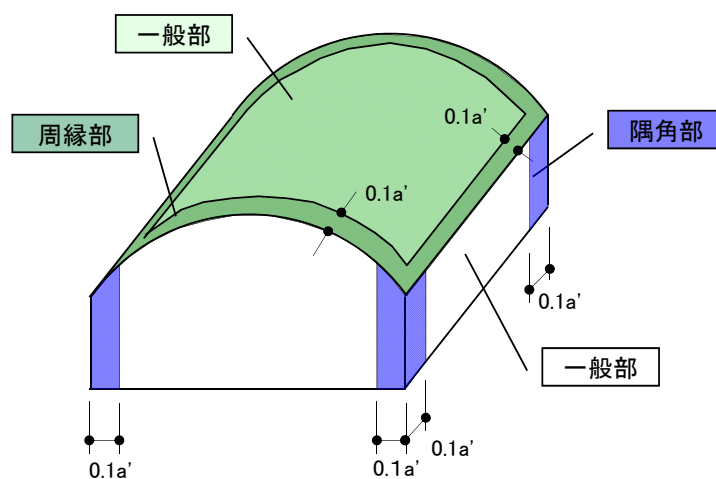
建物高さ*	平均風速の高さ方向の分布を表す係数	基準風速	平均速度圧
H (m)	E_r	V_0 (m/s)	q (N/m ²)
50.55	1.27	30	871

*：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で 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

$$w = 871 \times (-3.20) = -2790 \text{ (N/m}^2\text{)}$$

$$M = (9/128) \times w \times L^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 \text{ (kNm/m)}$$

$$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^6 / (12.2 \times 10^3) = 189 \text{ (N/mm}^2\text{)}$$

$$\sigma_b / f_b = 189 / 205 = 0.93 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

②妻壁

$$w = 871 \times (-2.50) = -2180 \text{ (N/m}^2\text{)}$$

$$M = (1/8) \times w \times L^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 \text{ (kNm/m)}$$

$$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 109 \text{ (N/mm}^2\text{)}$$

$$\sigma_b / f_b = 109 / 205 = 0.54 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

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 S_s 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 S_s 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 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 S_s に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s -1、 S_s -2 及び S_s -3 の加速度時刻歴波形を図 3.3-2(1) 及び図 3.3-2(2) に示す。

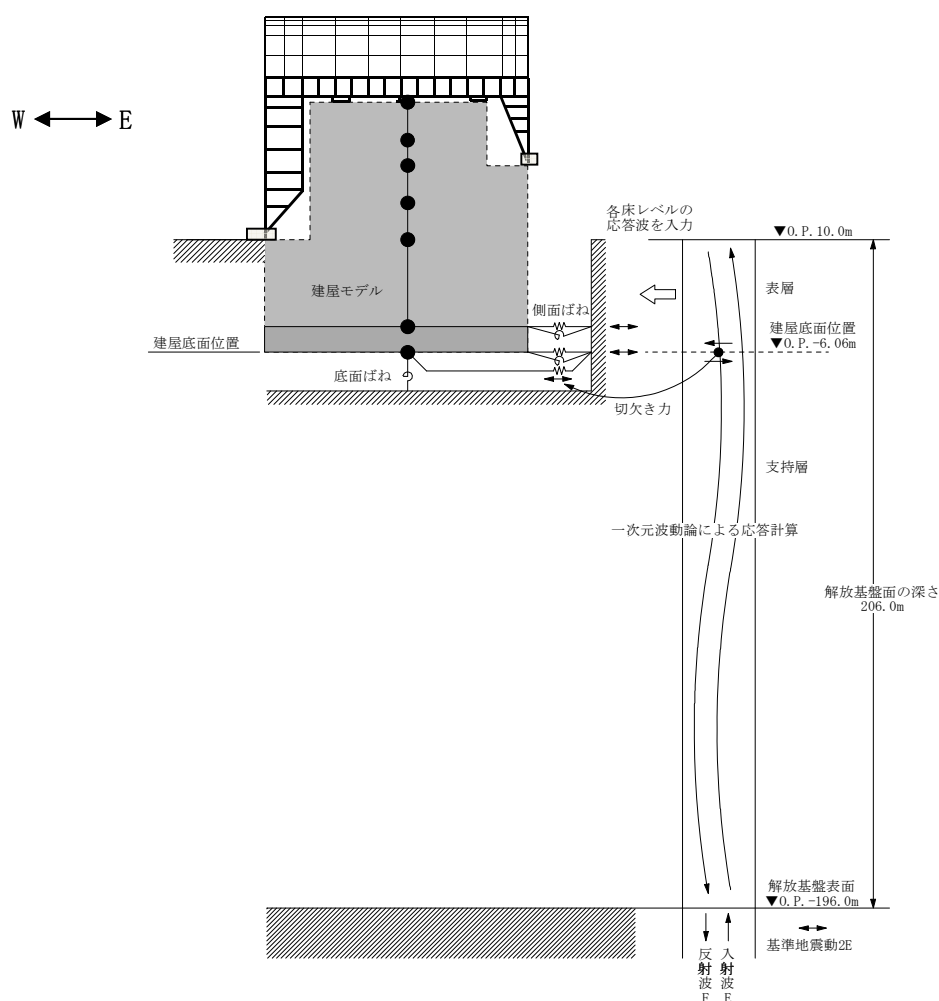
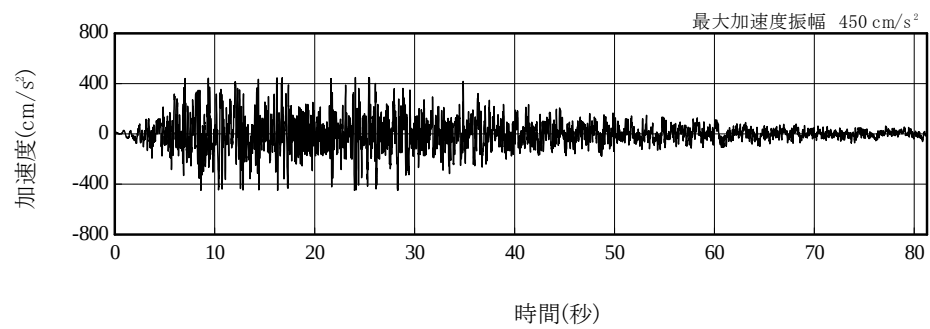
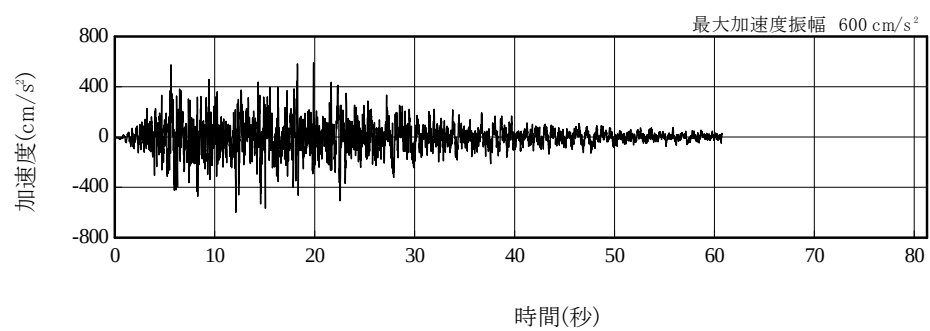


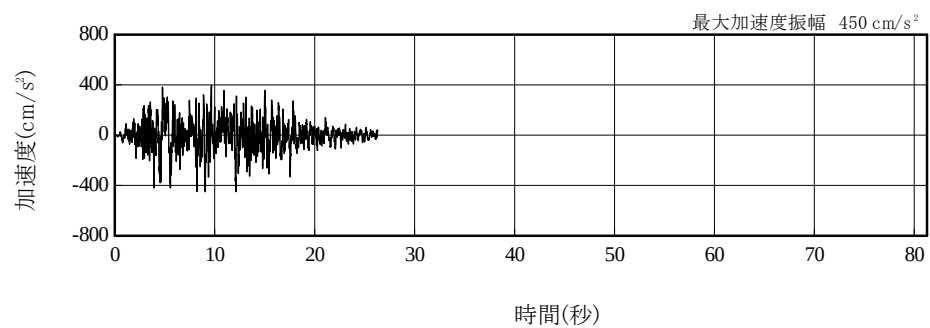
図 3.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)

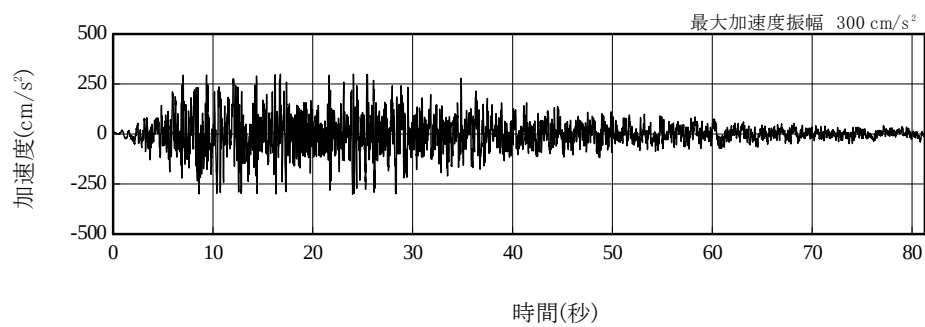


(Ss-2H)

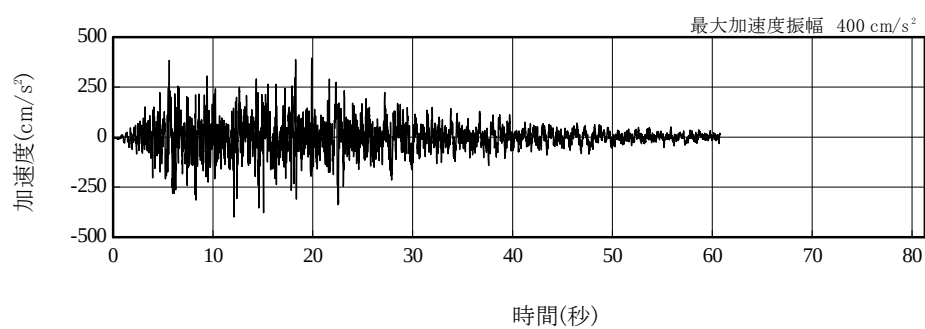


(Ss-3H)

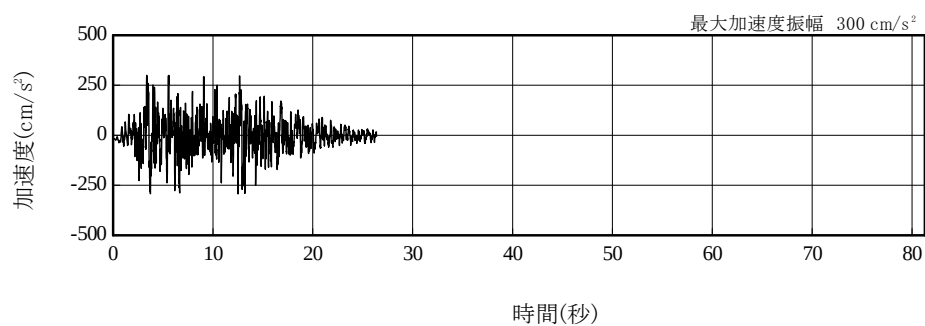
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

図 3.3-2(2) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3. 3-3 に示すモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付け部は原子炉建屋 5 階質点 (O. P. 39. 92 m) と水平方向同一変位条件とし、鉛直方向の制震装置 (オイルダンパ) は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3. 3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし、原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3. 3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし、その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」(日本建築学会構造工学論文集 37B 号 1991 年 3 月) に示されている修正若林モデルによる。また、原子炉建屋は、曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(東京電力株式会社, 平成 20 年 3 月 31 日) と同様とし、その結果を表 3. 3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは、「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、底面地盤を成層補正し振動アドミタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを、側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

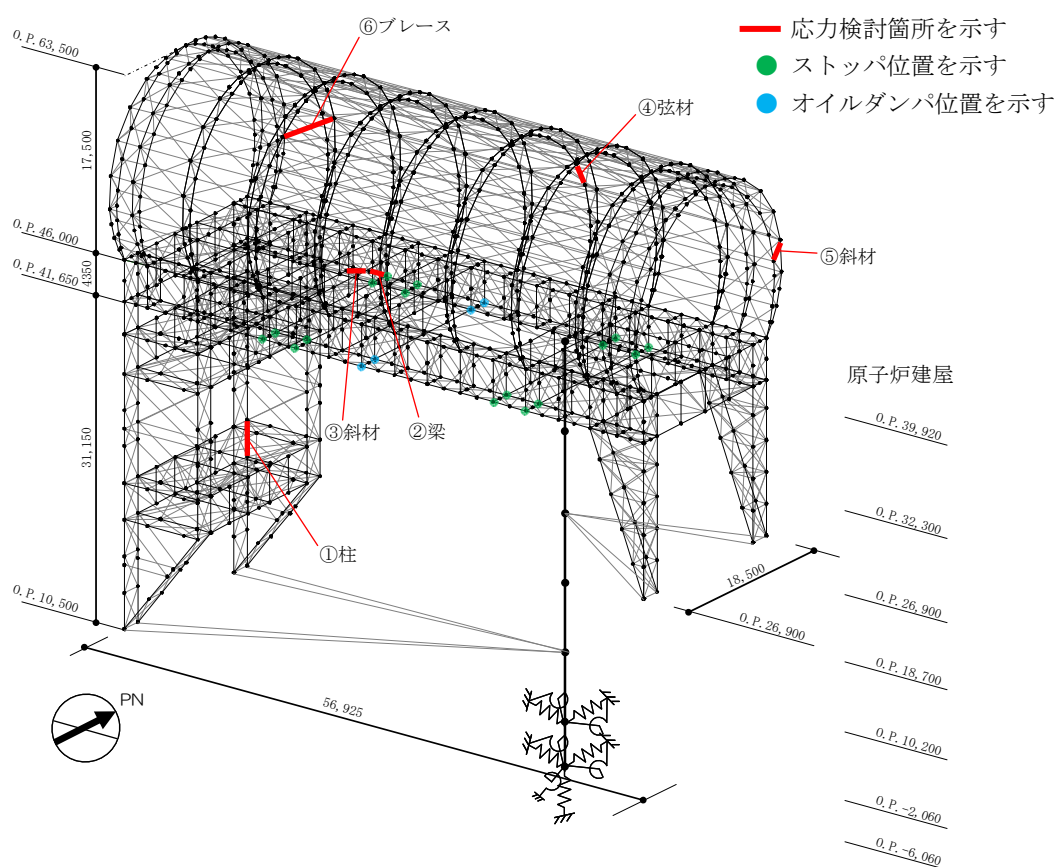


図 3. 3-3 地震応答解析モデル (単位 : mm)

表 3.3-1 地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)	減衰定数 h (%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400, SM490A STK490, STKT590

表 3.3-2 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I _G ($\times 10^5$ kN・m ²)	せん断断面積 A _S (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
39.92	72990	76.95		
			145.3	9598
32.3	119490	238.33		
			146.1	29271
26.9	111140	204.58		
			237.3	56230
18.7	130160	239.58		
			208.6	60144
10.2	252510	464.88		
			458.7	112978
-2.06	301020	554.17		
			2697.8	496620
-6.06	127000	233.79		
合計	1114310	ヤング係数 E _c せん断弾性係数 G ポアソン比 ν 減衰 h	2.57×10^7 (kN/m ²) 1.07×10^7 (kN/m ²) 0.20 5%	

* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-2 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b) 水平 (EW) 方向

標高 O. P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面二次モーメント I (m^4)
39.92	72990	56.10		
			61.9	5665
32.3	119490	124.49		
			123.4	12460
26.9	111140	204.58		
			204.1	41352
18.7	130160	239.58		
			226.6	61084
10.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-2.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-6.06	127000	348.72		
合計	1114310		ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

(c) 鉛直方向

標高 O. P. (m)	質点重量* W (kN)	軸断面積 $A_N (\text{m}^2)$	軸ばね剛性 $K_A (\times 10^8 \text{ kN}/\text{m})$
39.92	72990		
		192.0	6.48
32.3	119490		
		266.3	12.67
26.9	111140		
		431.7	13.53
18.7	130160		
		423.0	12.79
10.2	252510		
		691.2	14.49
-2.06	301020		
		2697.8	173.33
-6.06	127000		
合計	1114310		ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%

* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-3 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

(b) Ss-2

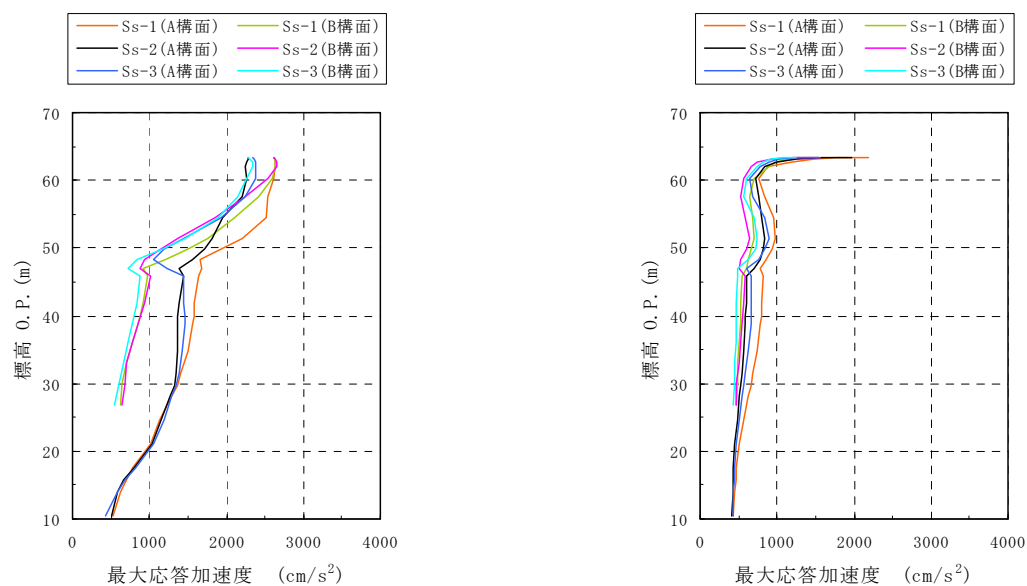
標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

(c) Ss-3

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

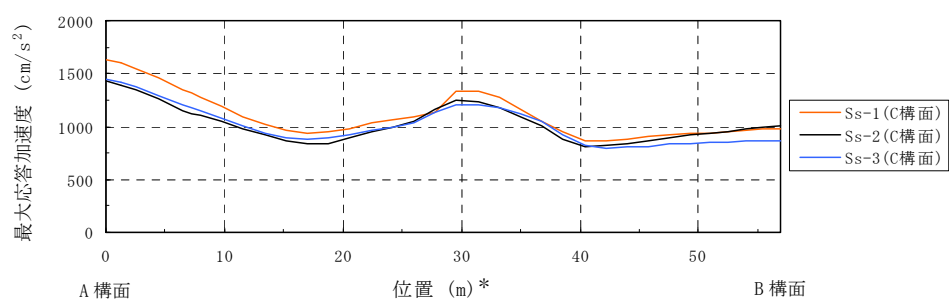
3) 地震応答解析結果

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。

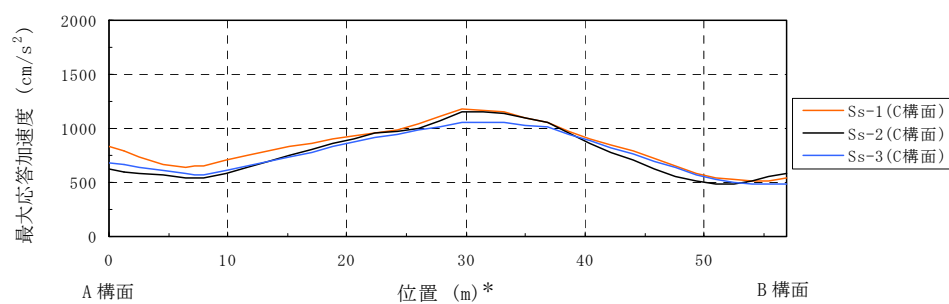


水平(NS)成分 (A 構面, B 構面)

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

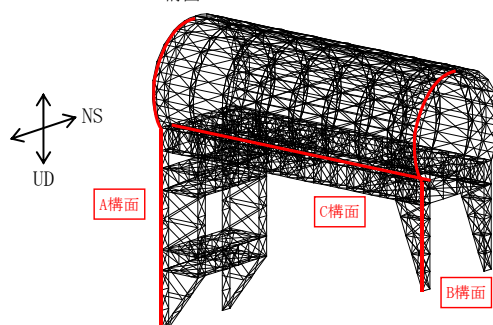
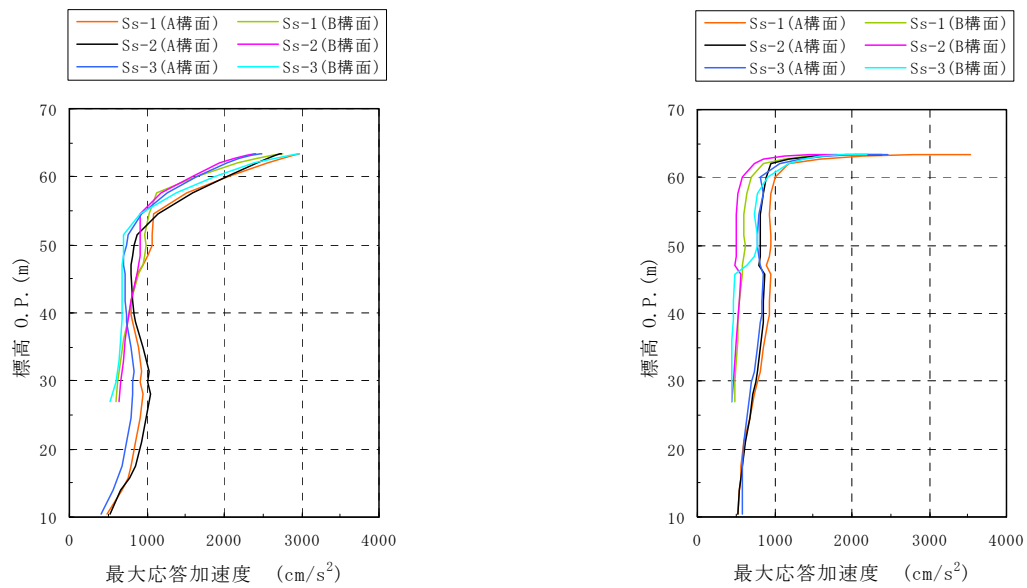
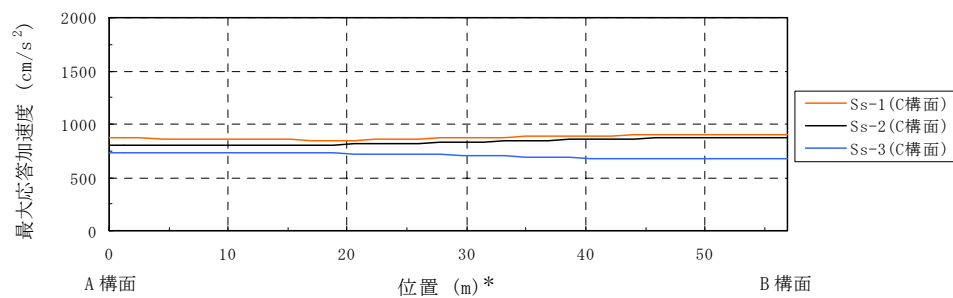


図 3.3-4(1) 最大応答加速度分布

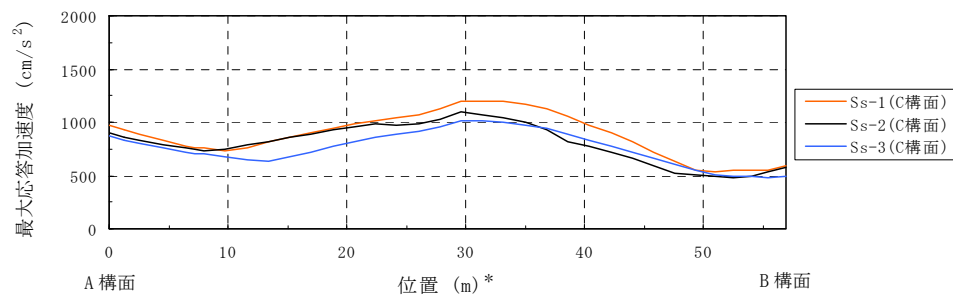


水平(EW)成分 (A 構面, B 構面)

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

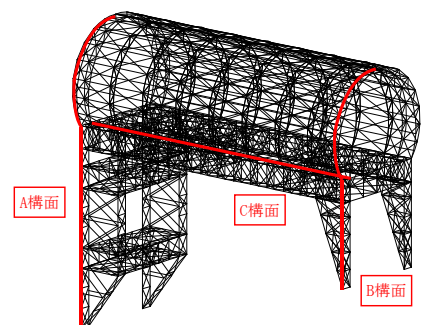


図 3.3-4(2) 最大応答加速度分布

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 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.

*：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（ストップ）の耐震性に対する検討

ストップ（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 にストップ概要図を示す。

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、全てのストップに対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-6 ストップ（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 ストップ反力 Q (kN)	せん断耐力 Q_u (kN)	耐力比 Q/Q_u	判定
東側ストップ	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

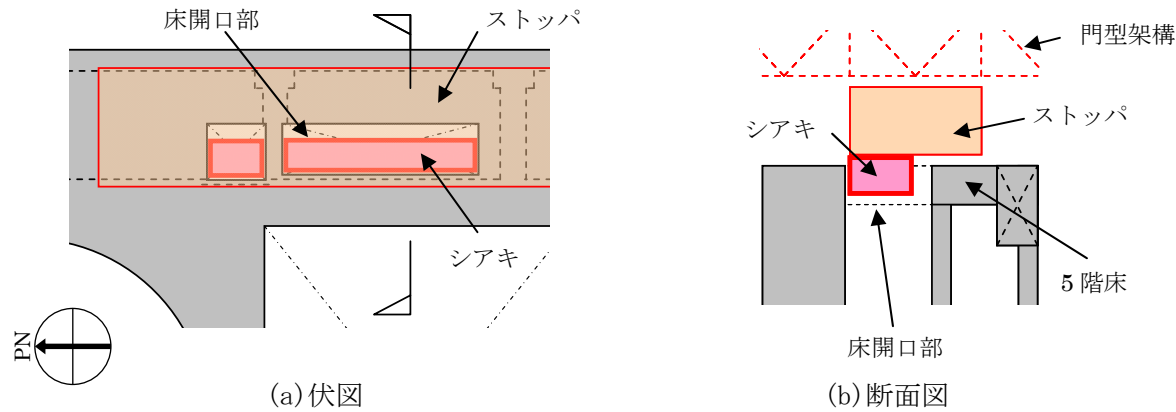


図 3.3-5 ストップ概要図

(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。

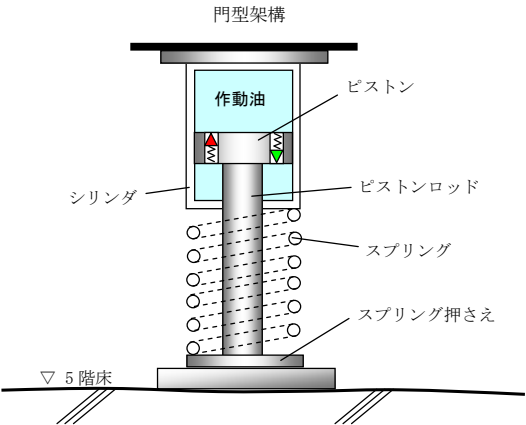


図 3.3-6 オイルダンパ概念図

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) ストップ接触部

ストップ接触部の耐震性の検討では、最大ストップ水平反力が、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/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。

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、全てのストップ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 ストップ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大ストップ 水平反力 N (kN)	支圧耐力 Nu (kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストップ	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/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。

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/mm²)

f_{na} : $F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値 (N/mm²)

F_{ci} : コンクリート強度, 特に定めのない場合には 20N/mm² ($F_{ci}=22.1\text{N/mm}^2$)

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 (mm²)

A_l : 局部圧縮を受ける支圧面積 (mm²)

($500 \times 500 = 2.50 \times 10^5 \text{mm}^2$)

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/mm²) (${}_s f_c = 22.1 \times 2/3 = 14.7$)

A_1 : 柱脚部支配面積 (mm²)

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

検討用地震動は、「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動 S_s を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり、モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その 2）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）に示される内容に、瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は、「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

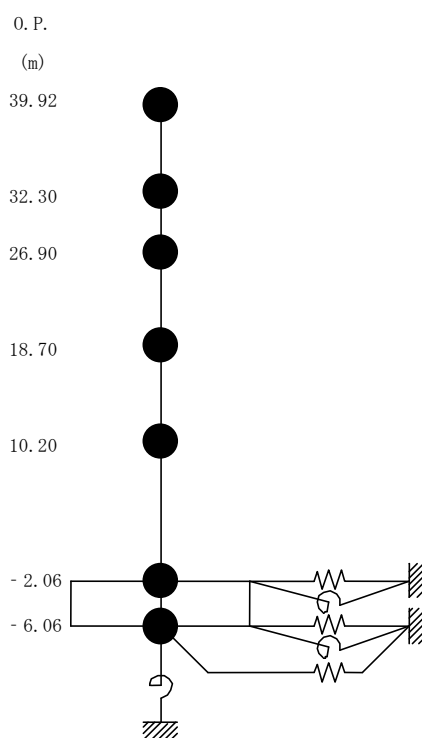


図 3.3-7 原子炉建屋の地震応答解析モデル

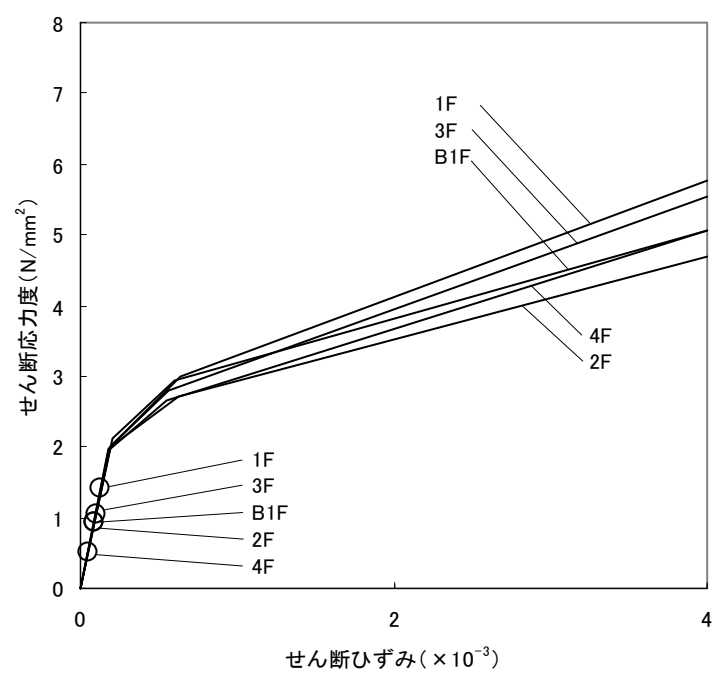
表 3.3-13 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O. P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

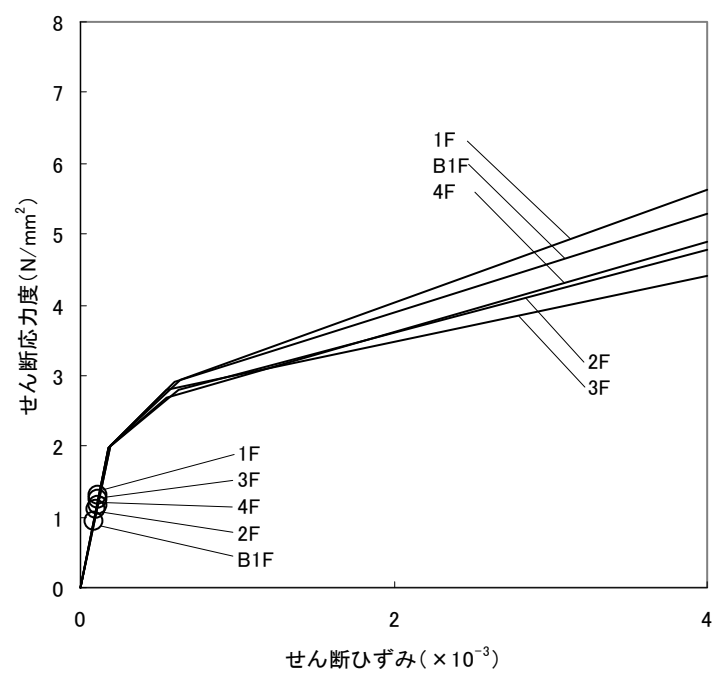
3) 検討結果

基準地震動 S_s に対する最大応答値を、「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を、図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果、地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があることを確認した。

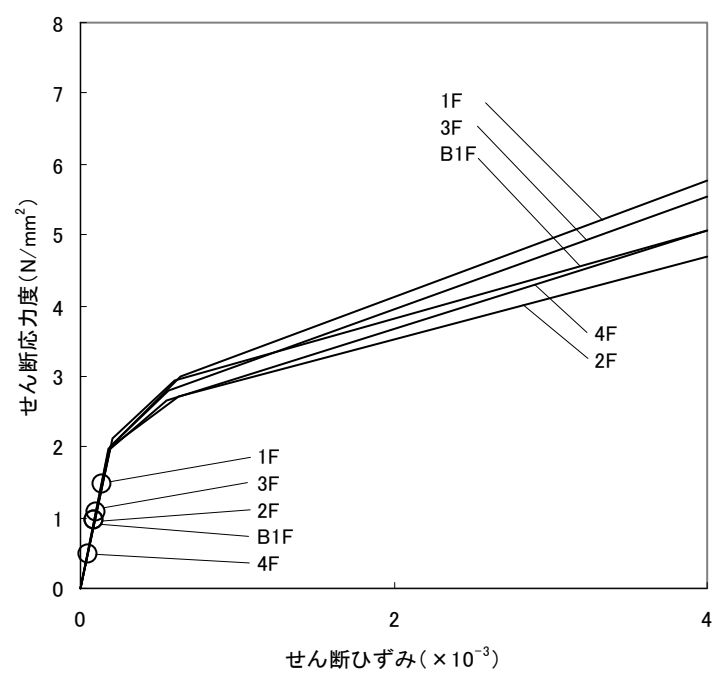


(a) NS 方向

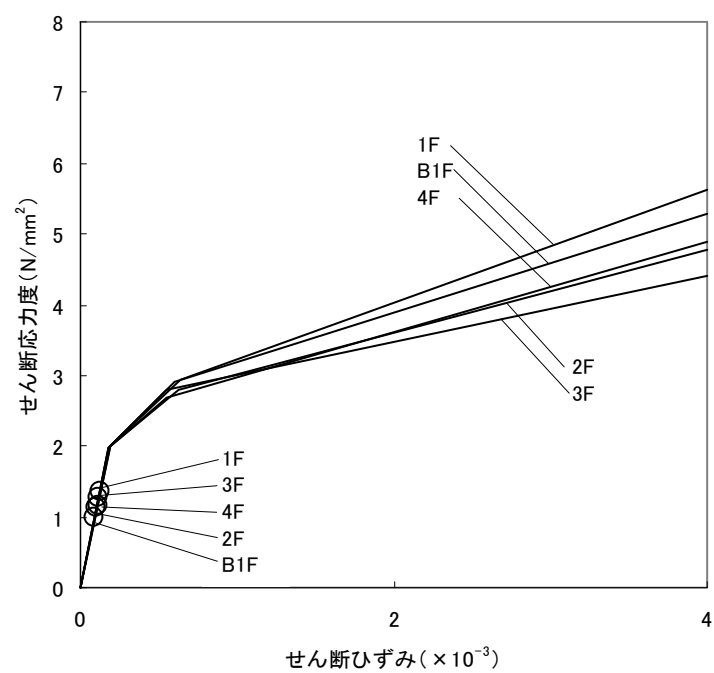


(b) EW 方向

図 3.3-8 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

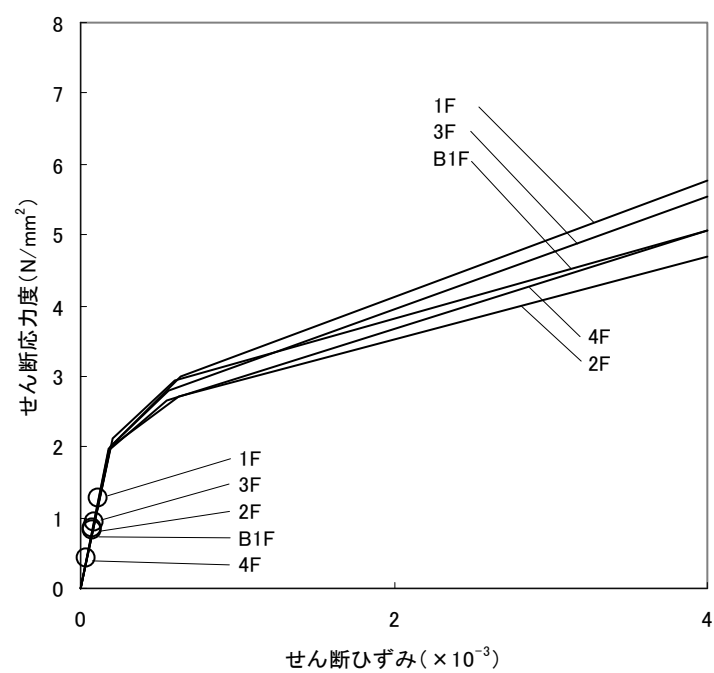


(a) NS 方向

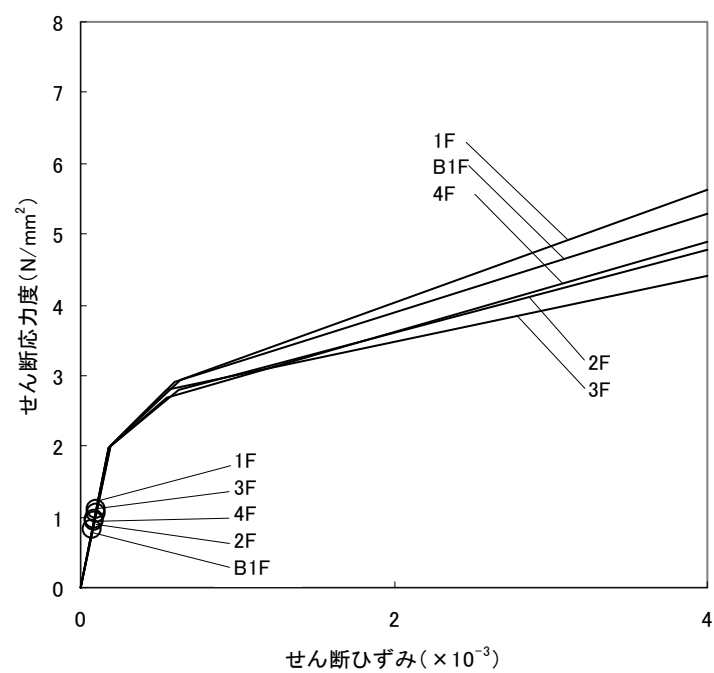


(b) EW 方向

図 3.3-9 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 3.3-10 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-3)

4. 別添

- 別添－1 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について
(東京電力株式会社, 平成25年2月21日, 特定原子力施設監視・評価検討会(第4回)資料4)
- 別添－2 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について
(コメント回答)(東京電力株式会社, 平成25年3月8日, 特定原子力施設監視・評価検討会(第6回)資料5)
- 別添－3 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項
- 別添－4 3号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

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



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

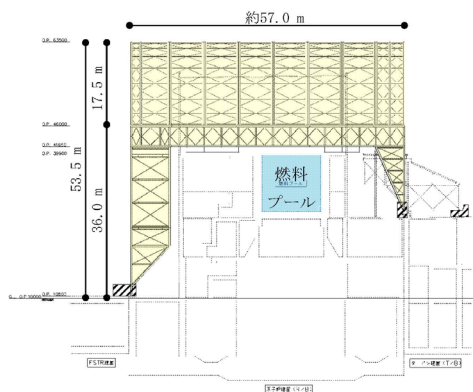


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

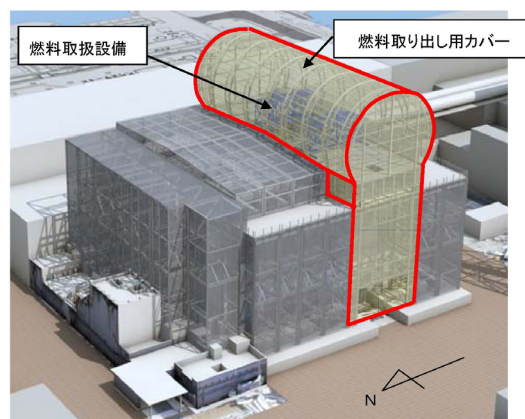
1. 施設概要と要求機能

(1) 施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5m の鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。

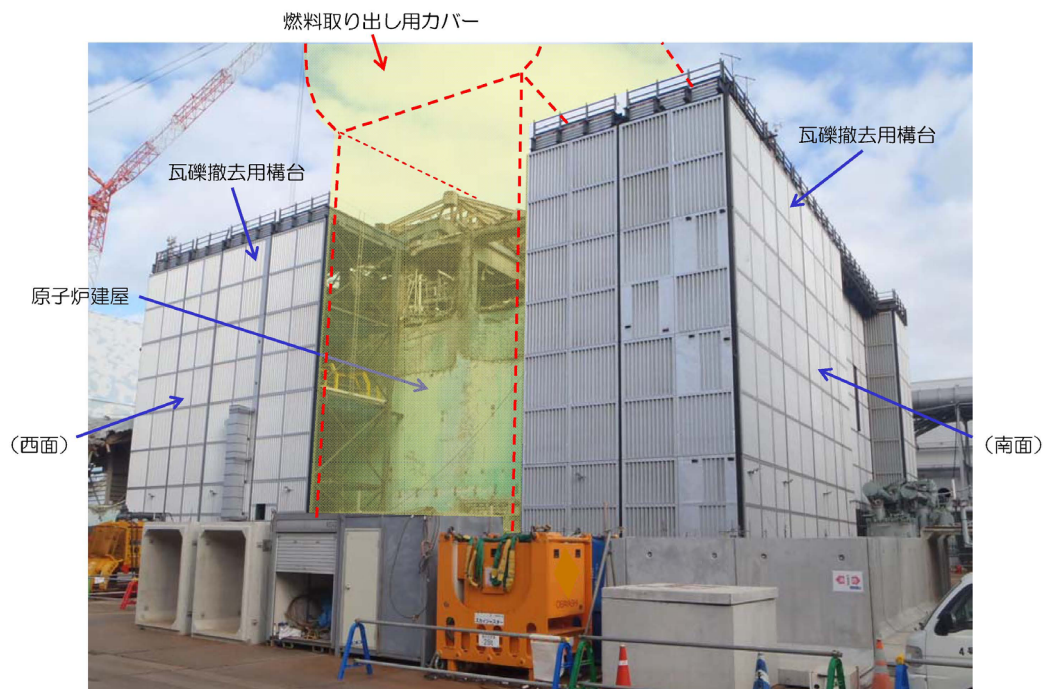


東西断面図



完成イメージ図（北西側外観）

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）

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。

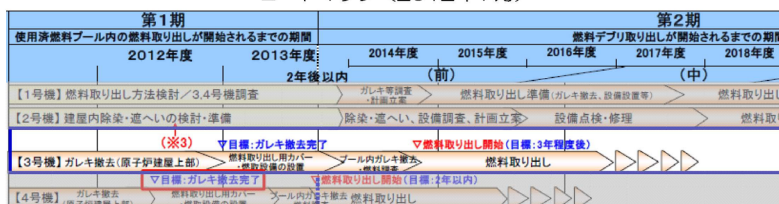
3. 燃料取扱設備の支持

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)



2. 構造概要

(1) 構造概要

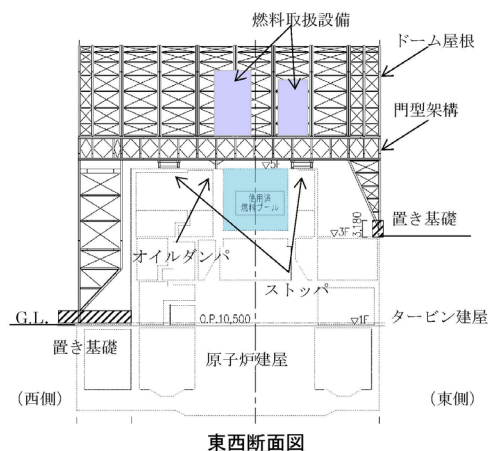
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 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。
- 建屋との取り付け部は、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。

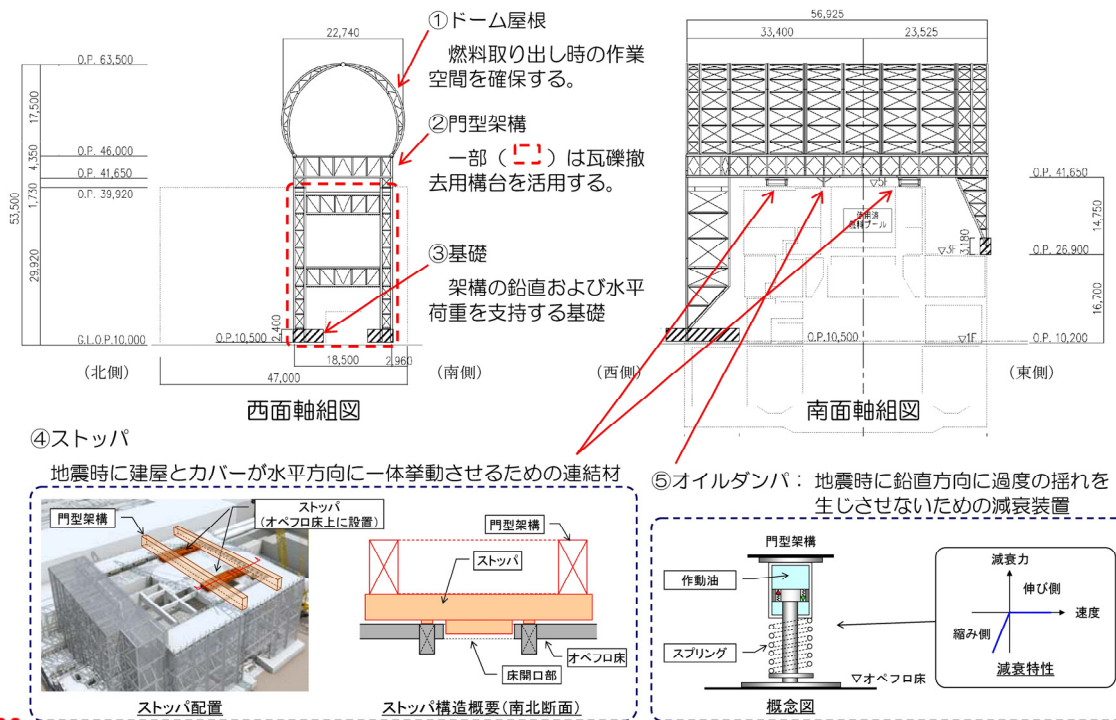
② 建屋1、3階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱い設備を支持する門型架構を構築する。

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。



2. 構造概要



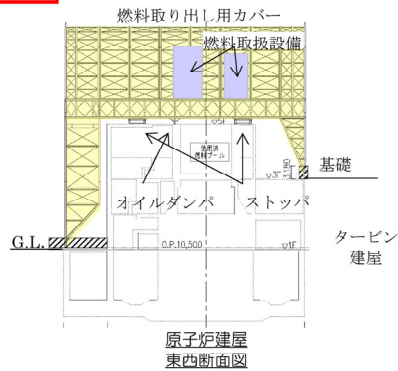
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

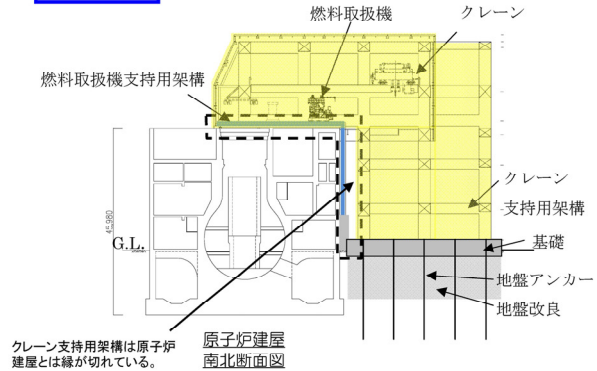
6

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

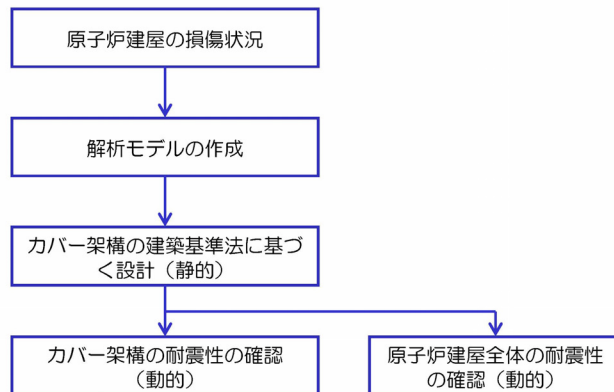
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

7

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

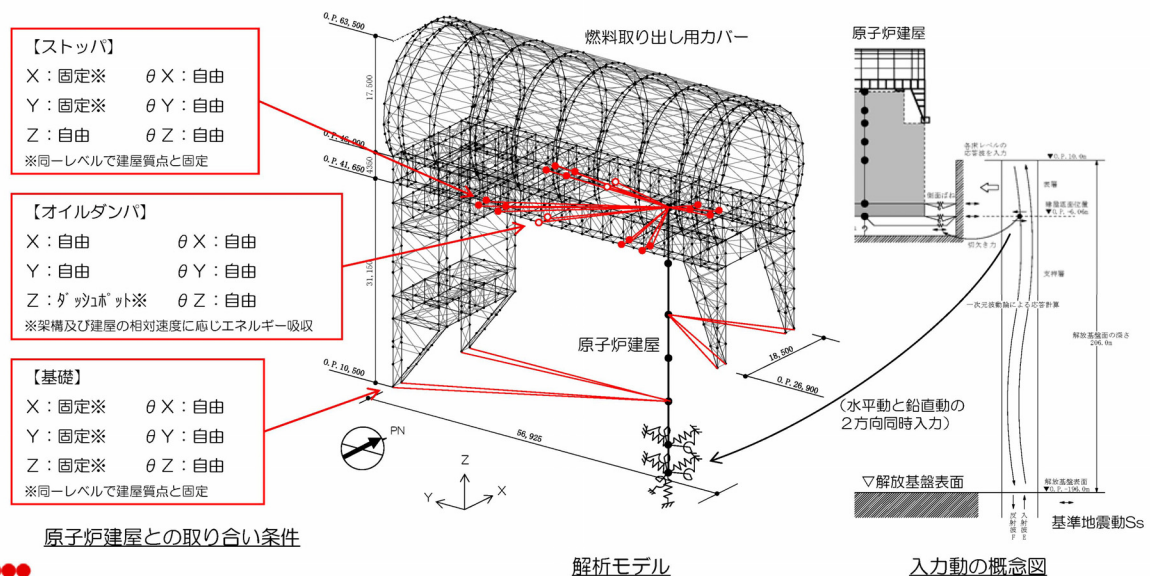
津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

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。

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。



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



東京電力

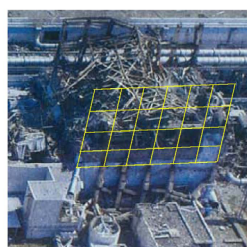
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

10

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

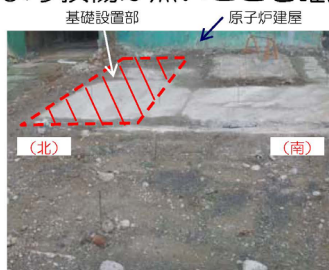
- ・外壁：損傷状況を解析モデルに反映
- ・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認



①西面



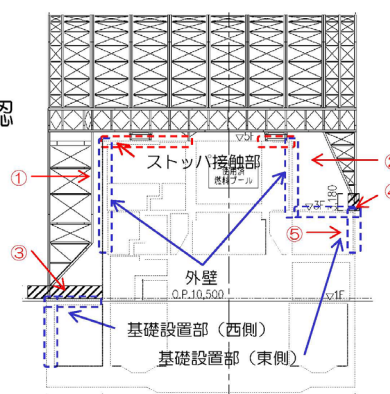
②東面
外壁



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）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

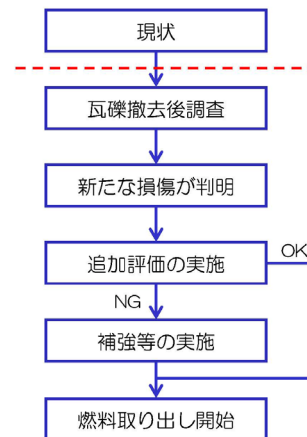
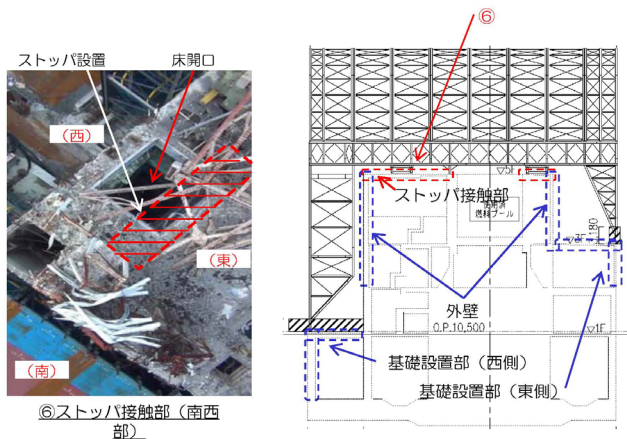
11

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、燃料取り出し開始前に、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。



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）



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。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

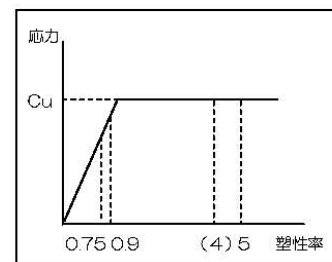
14

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。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

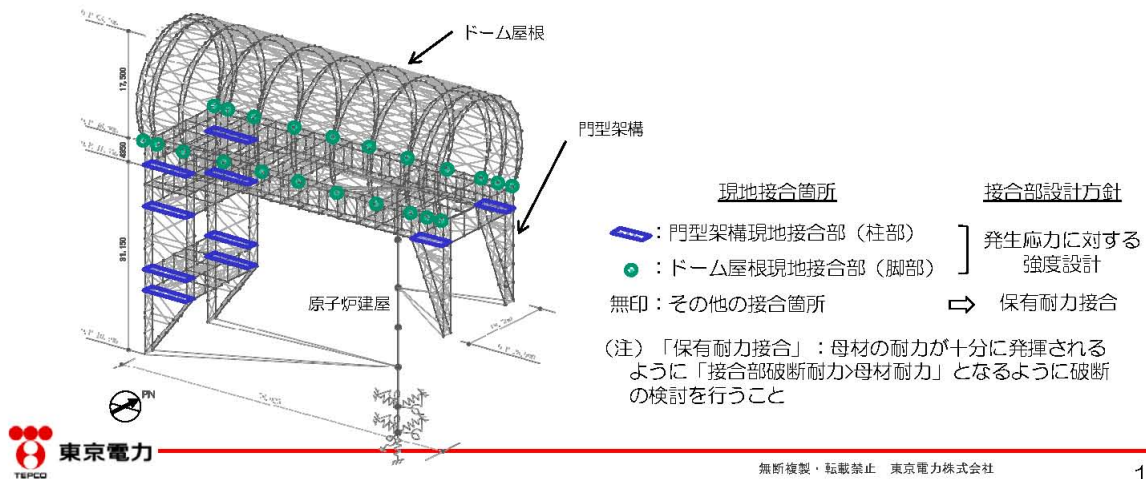
15

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）



16

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	$0.60 \leq 1.0$ (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	$0.36 \leq 1.0$ (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	

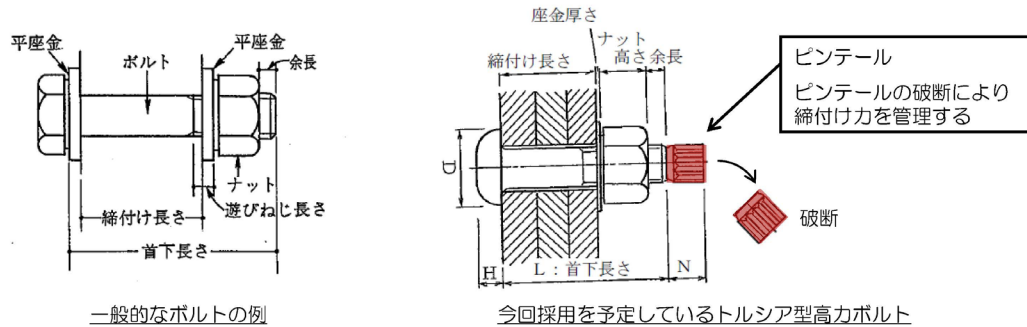
（注）検定比＝発生応力／接合部破断耐力

17

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。



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。



東京電力

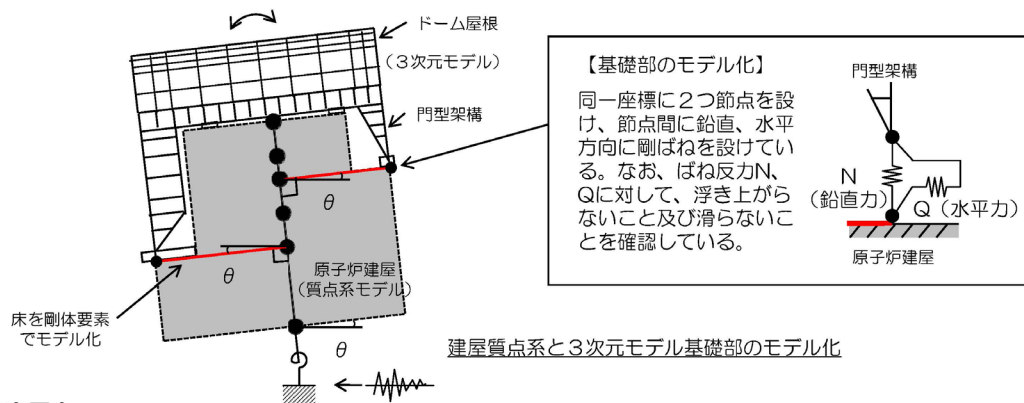
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

18

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模擬するため、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。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

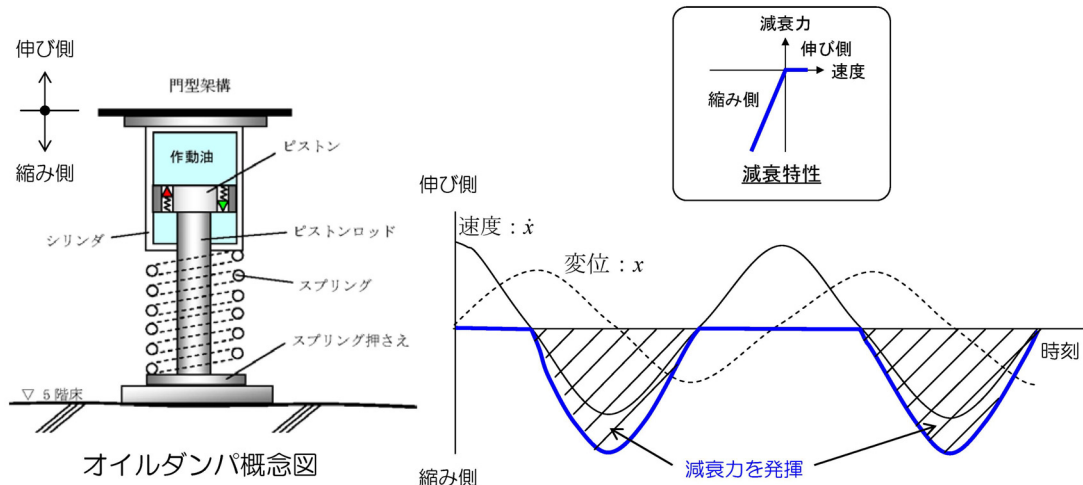
19

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。



東京電力

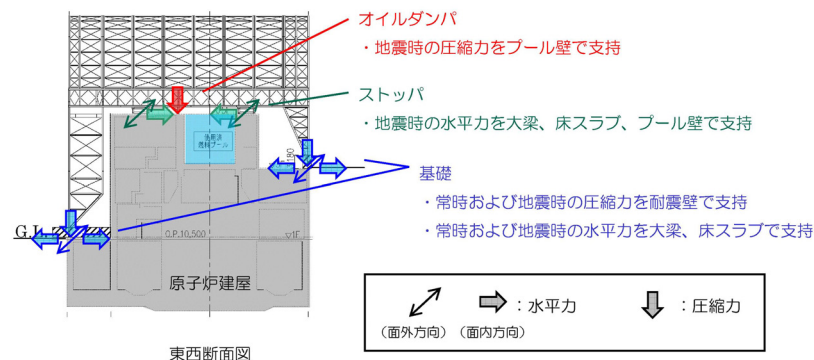
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

20

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）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

21

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。



22

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

23

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。



東京電力

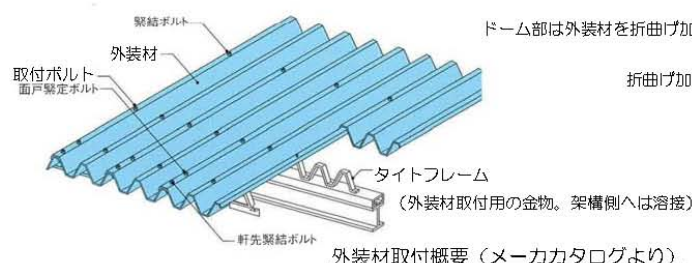
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

24

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。



ドーム部は外装材を折曲げ加工する。

折曲げ加工



ドーム部外装材 加工試作



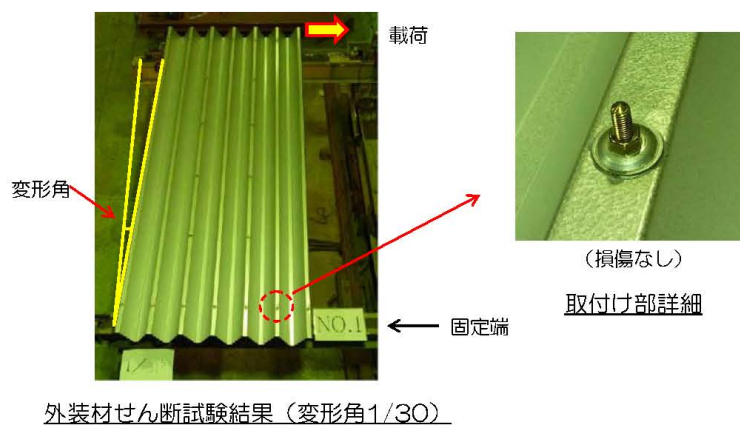
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

25

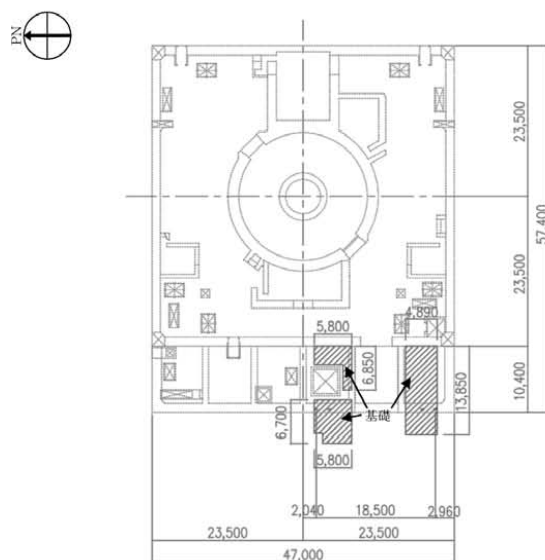
コメント回答⑩

- ・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。



【参考資料】

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)

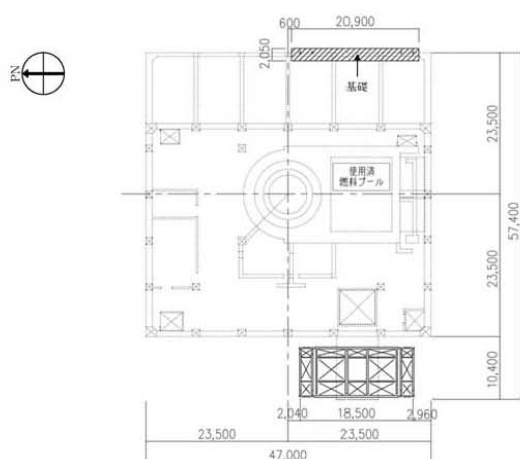


東京電力

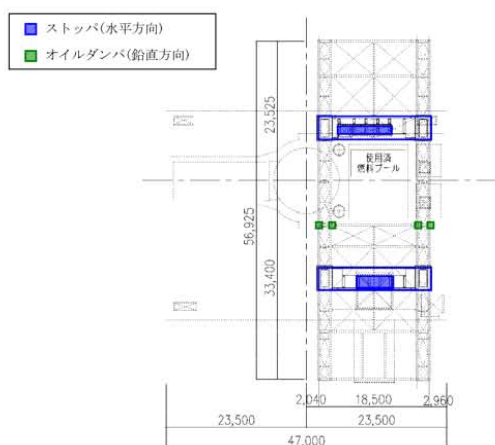
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

28

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)

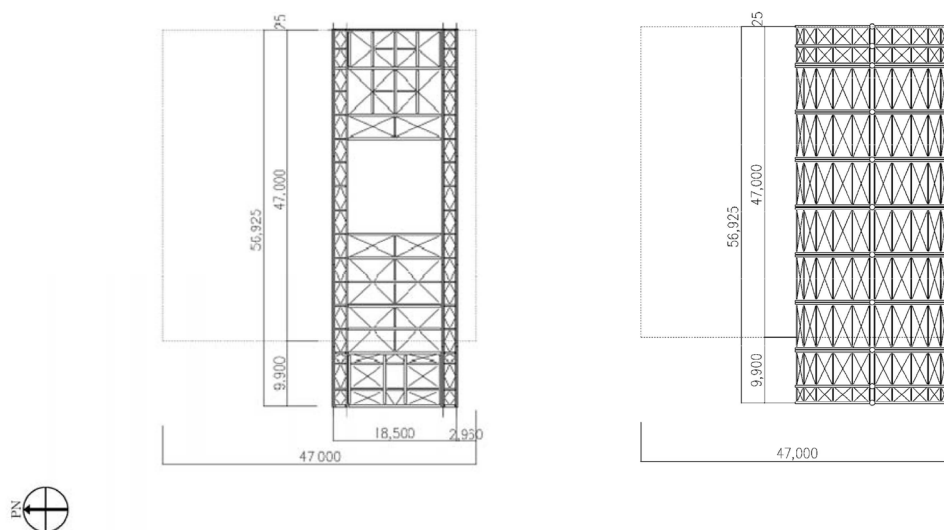


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

29

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



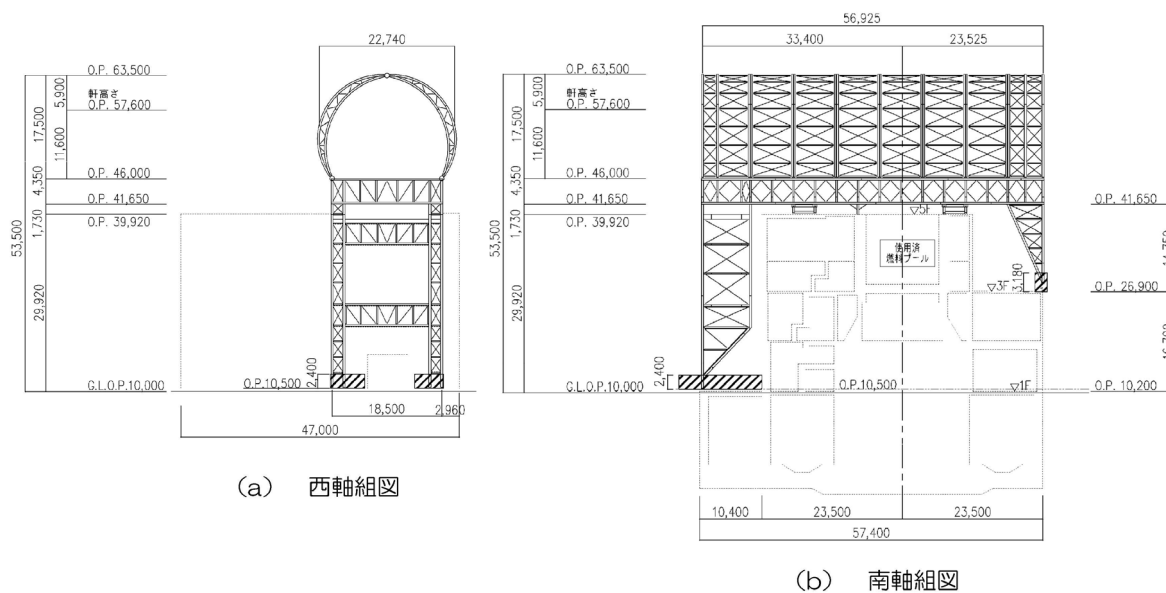
東京電力

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

30

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)

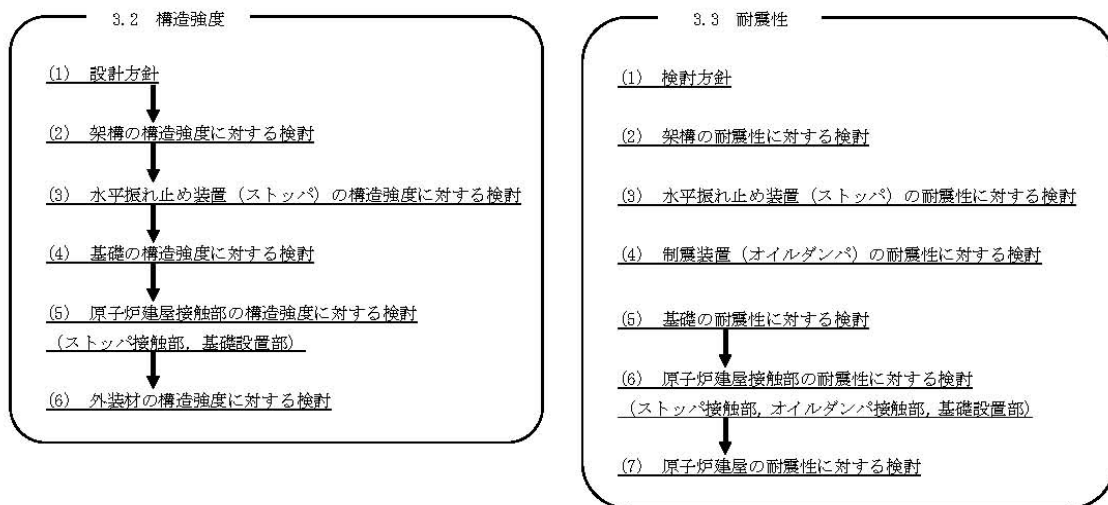


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

31

参考2 検討フロー



参考3 構造強度

(1) 設計方針

1) 使用材料及び許容応力度

材料定数				
部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0
基 礎	コンクリート	2.27×10 ⁴	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度 (単位: N/mm ²)						
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
	D29未満 D29以上	215 195	195	345	345

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



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*	平均風速の鉛直分布係数	ガスト影響係数	建物高さ粗度区分による係数	基準風速	速度圧
H (m)	Er	Gf	E	Vo (m/s)	q (N/m ²)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750



東京電力

※：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

34

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。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

Q_i : 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。

C_i : 地震層せん断力係数

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 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 ($C_0=0.2$)



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

35

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。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

P_i : 当該階とその直下の水平地震力の差 (kN)

w_i : 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 w_i (kN)	NS方向		EW方向	
		水平震度 k_i	水平地震力 P_i (kN)	水平震度 k_i	水平地震力 P_i (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



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

36

参考3 構造強度

(1) 設計方針

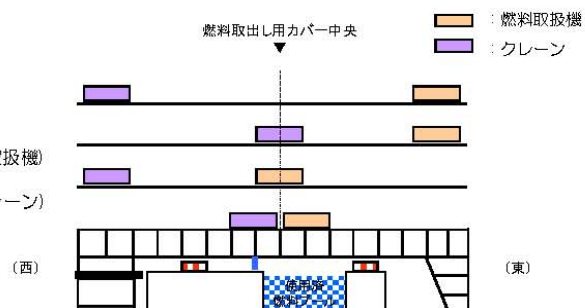
2) 荷重及び荷重組合せ

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	短期
	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。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

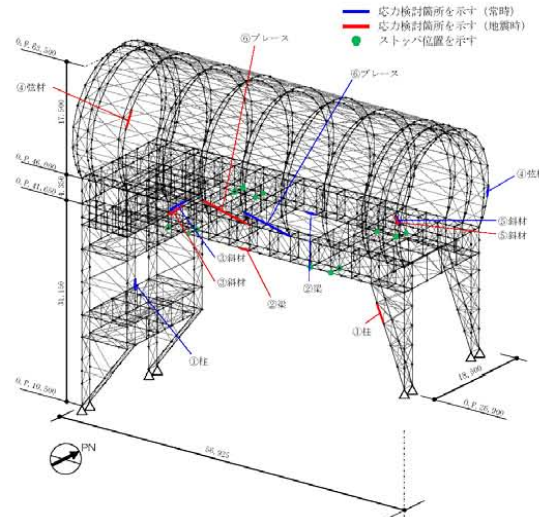
37

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、ストッパ取り付け部は水平方向のみピン支持とする。



解析モデル図 (単位: mm)



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

38

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/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	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	引張 91.4	216	0.43	OK
	③	斜材	2ls-150×75 ×6.5×10 <SM490>	C (D)	圧縮 103.0	120	0.86	OK
ドーム 屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 <STK490>	C (B)	引張 33.5	293	0.12	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	C (B)	圧縮 43.4	203	0.22	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	C (D)	圧縮 19.4	92	0.22	OK

*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



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

39

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/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〉	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

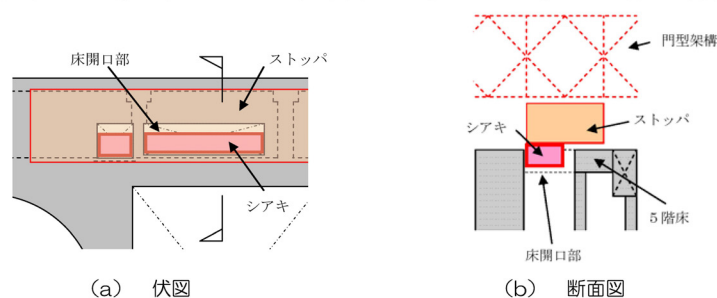
*2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

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。



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

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	OK

* : 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 V (kN)	応力比 Q/V	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	OK
	E4 (D)	2430	4580	0.54	OK

* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

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

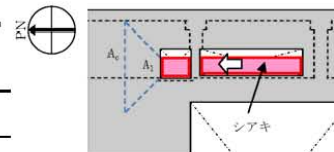
ストッパ接触部の構造強度の検討では、ストッパ水平反力が、既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお、許容支圧応力度は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規程・同解説」に基づき算出する。

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	OK

* : 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	OK
	E1 (B)	6540	25900	0.26	OK

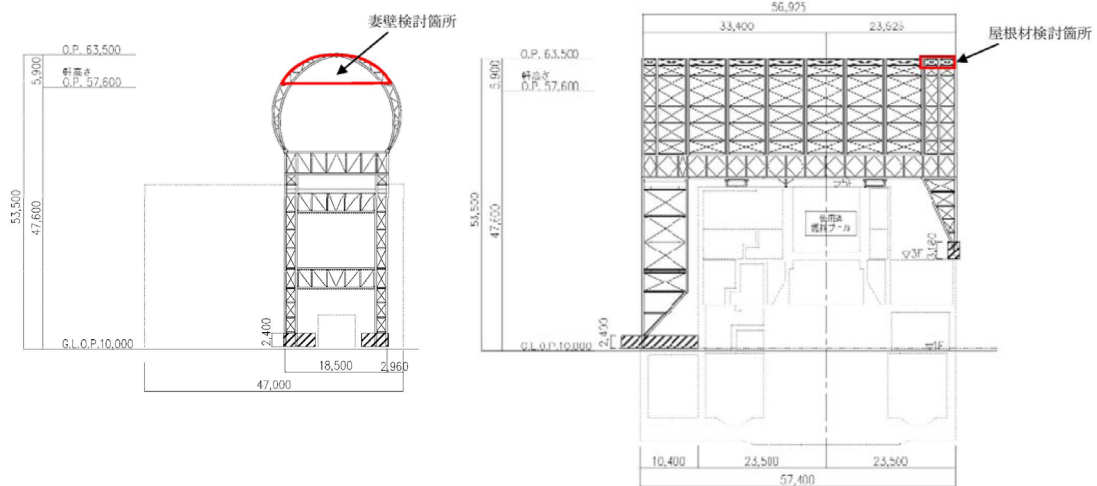
* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

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）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

44

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。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

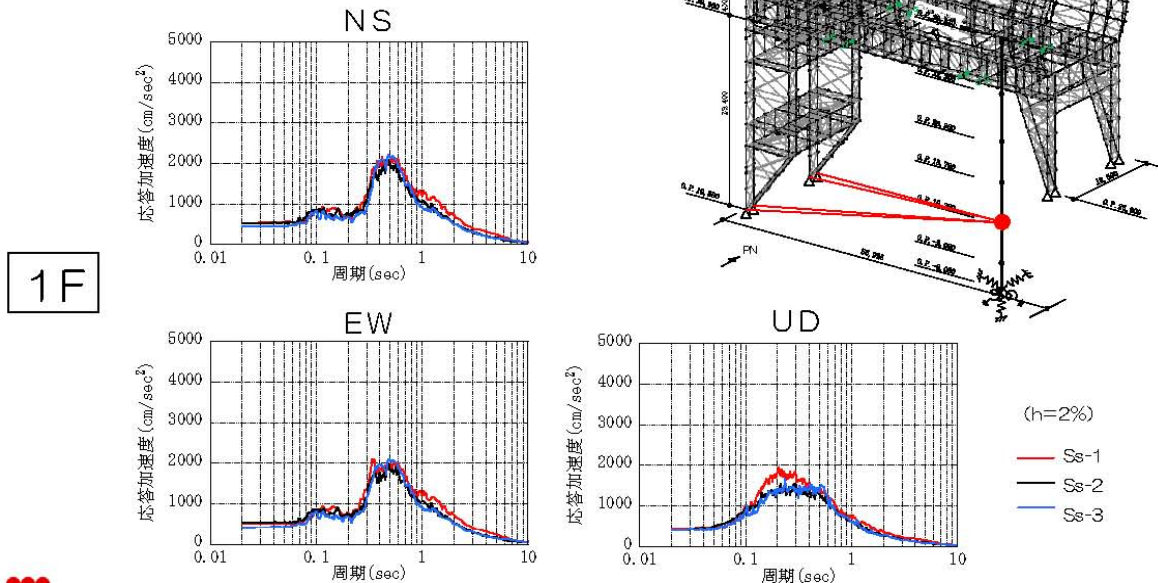
45

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）

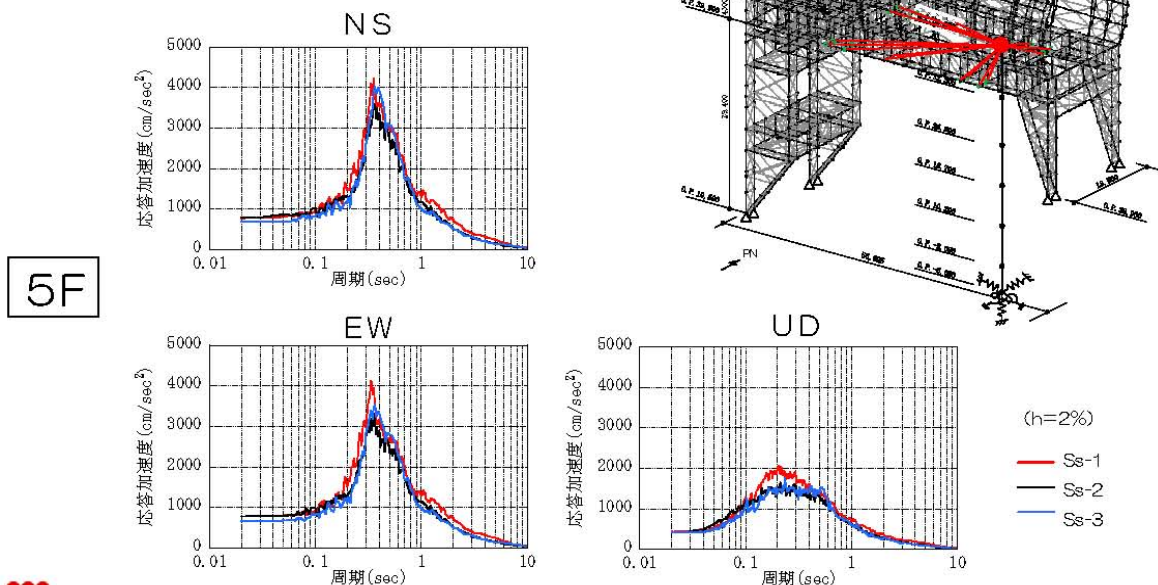


参考4 耐震性

(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）

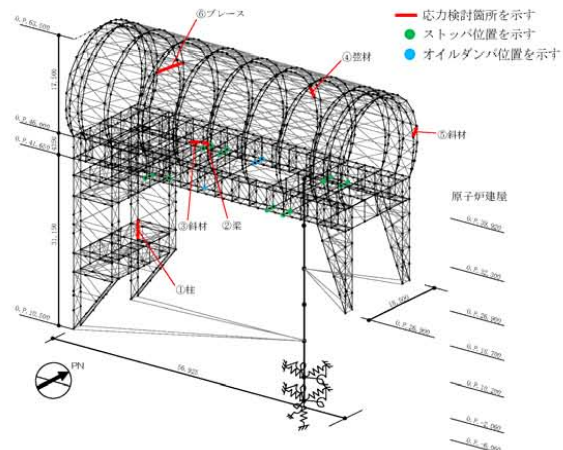


参考4 耐震性

(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。ストッパ取り付け部は原子炉建屋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）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

50

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



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

51

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)	質量重量* W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント $I (\text{m}^4)$
39.92	72990	76.95		
32.3	119490	238.33	145.3	9598
26.9	111140	204.58	146.1	29271
18.7	130160	239.58	237.3	56230
10.2	252510	464.88	208.6	60144
-2.06	301020	554.17	458.7	112978
-6.06	127000	233.79	2697.8	496620
合計	1114310	ヤング係数 E_c せん断弾性係数 G ポアソン比 ν 減衰 h 2.57 $\times 10^7$ (kN/m ²) 1.07 $\times 10^7$ (kN/m ²) 0.20 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。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

52

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			備考
			NS方向 (X方向)	EW方向 (Y方向)	UD方向 (Z方向)	
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



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

53

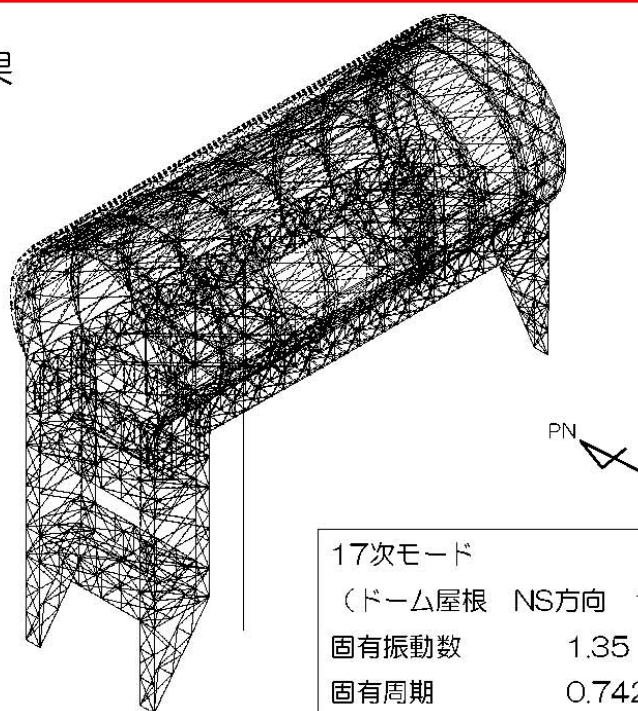
参考4 耐震性

固有値解析結果

1.000
1.000
1.000
PERIOD: 0.742356
B(X): 3.03385
B(Y): -0.00033
B(Z): -0.01920



東京電力



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

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

54

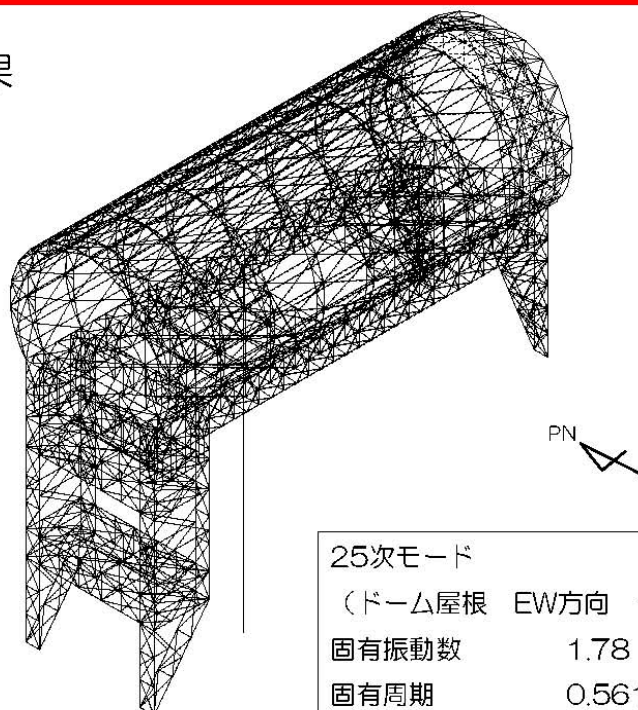
参考4 耐震性

固有値解析結果

1.000
1.000
1.000
PERIOD: 0.561250
B(X): -0.05627
B(Y): 2.47803
B(Z): 0.42233



東京電力



25次モード

(ドーム屋根 EW方向 1次)

固有振動数 1.78 Hz

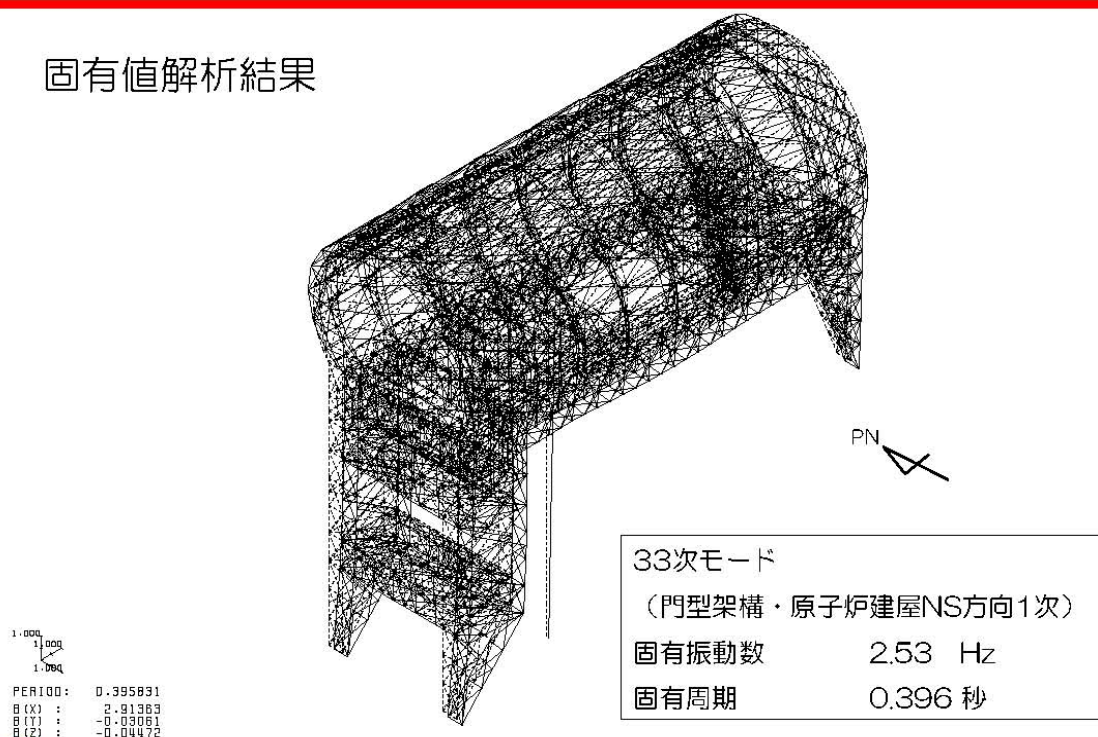
固有周期 0.561 秒

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

55

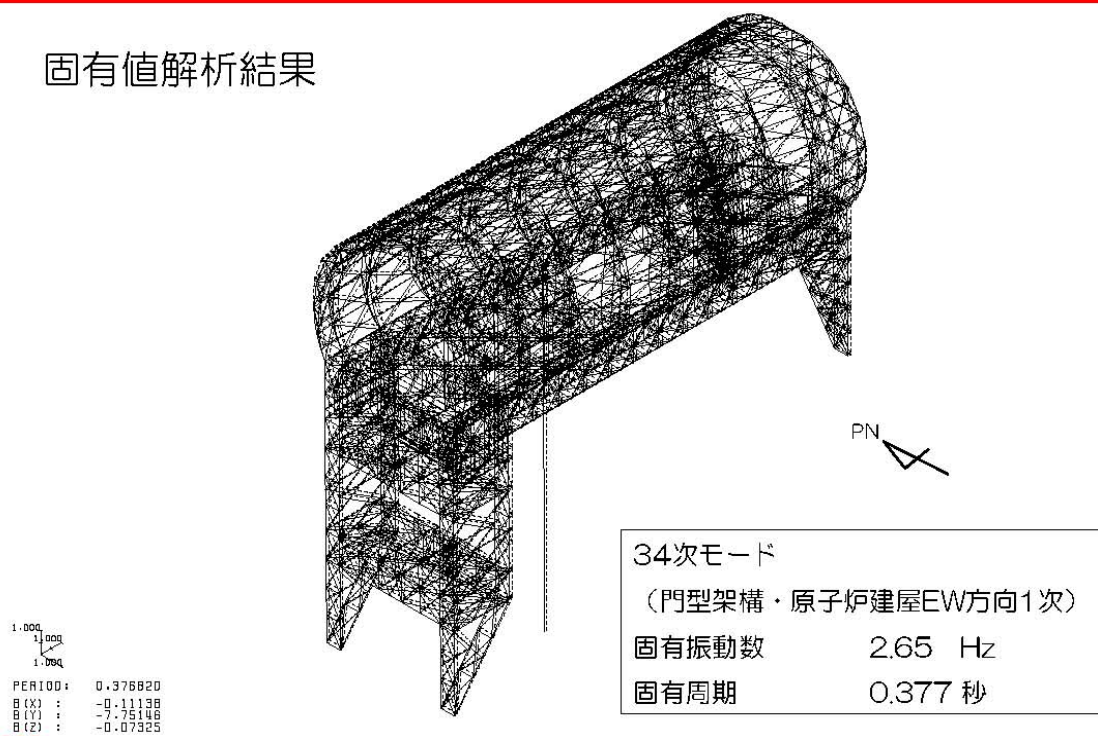
参考4 耐震性

固有値解析結果



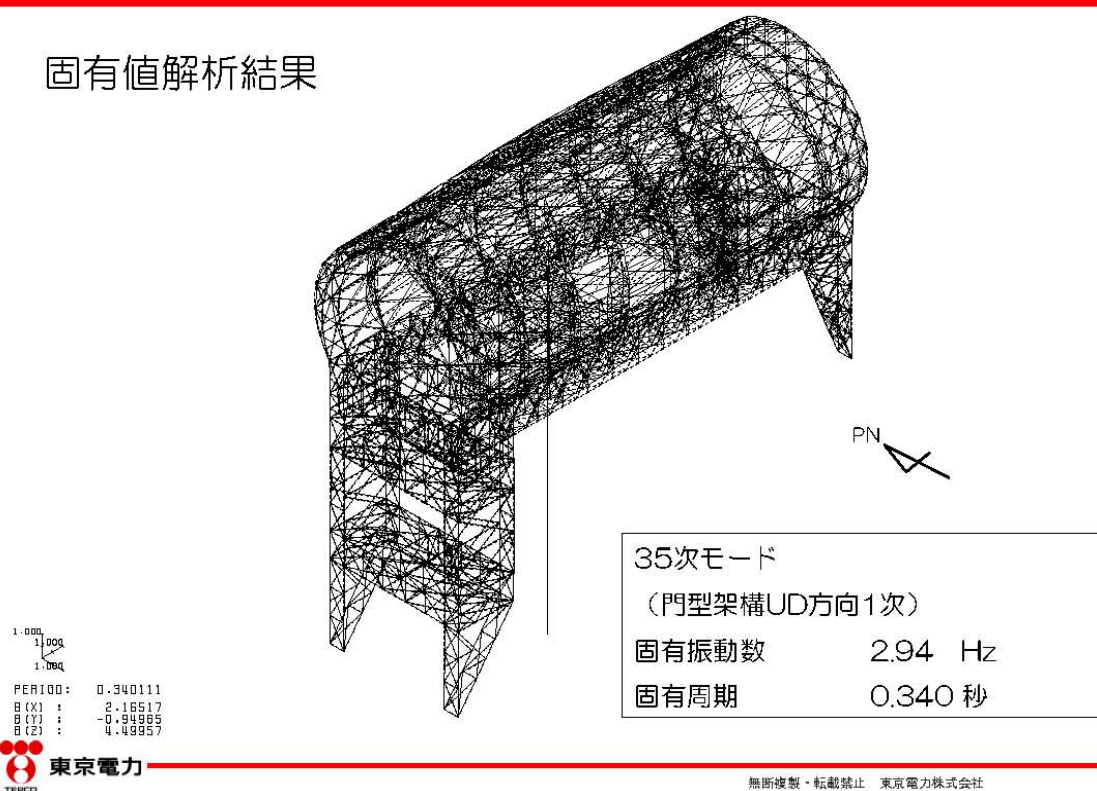
参考4 耐震性

固有値解析結果



参考4 耐震性

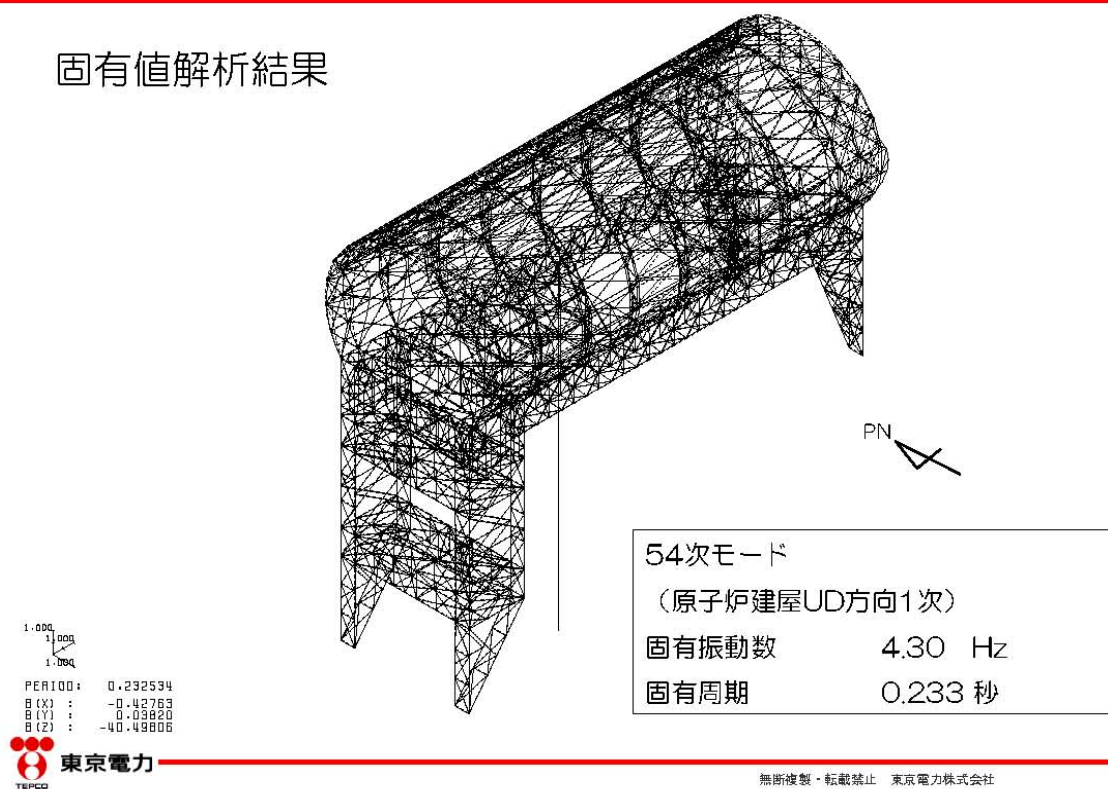
固有値解析結果



58

参考4 耐震性

固有値解析結果

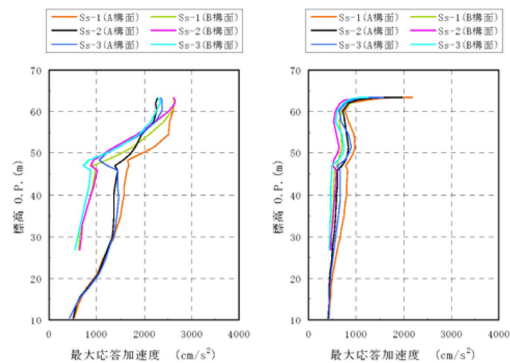


59

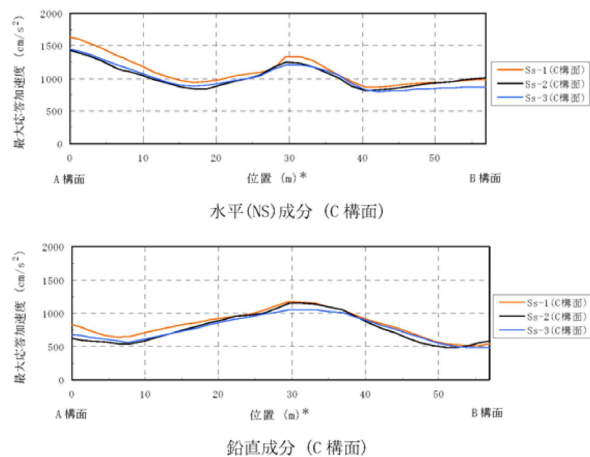
参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

3) 地震応答解析結果

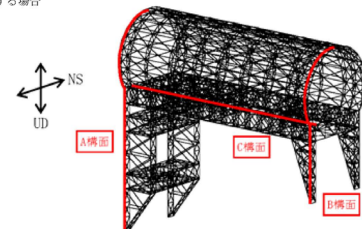


水平(NS)成分 (A構面, B構面) 鉛直成分 (A構面, B構面)



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



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

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	対称リ	判定
東側 OP.46.00(m) ~OP.26.90(m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	OK
		EW (B)	1/990	1/75	OK
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	OK
		EW (B)	1/1000	1/75	OK
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	OK
		EW (B)	1/1000	1/75	OK
西側 OP.46.00(m) ~OP.10.50(m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	OK
		EW (B)	1/1600	1/75	OK
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	OK
		EW (B)	1/1600	1/75	OK
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	OK
		EW (B)	1/1800	1/75	OK

*: P.23に示す燃料取扱設備の位置を示す

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P.36の応力検討箇所を示す

*2: P.23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

参考4 耐震性

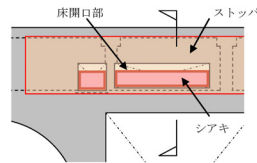
(3) 水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

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。

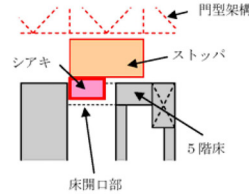
ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）	最大応答 ストッパ反力 Q_u (kN)	せん断耐力 Q_u (kN)	耐力比 Q/Q_u	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	OK

*：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a) 伏図



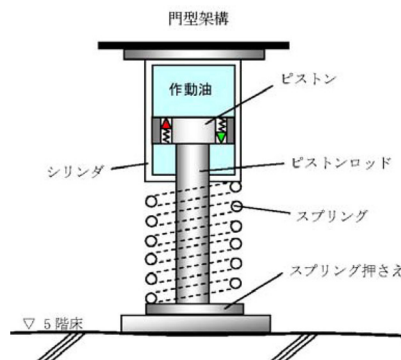
(b) 断面図

ストッパ概要図

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	OK
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	OK

*：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

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	OK

* : 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	OK

* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

66

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/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。

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	OK

* : 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/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。

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	OK

* : 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	OK

* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

67

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

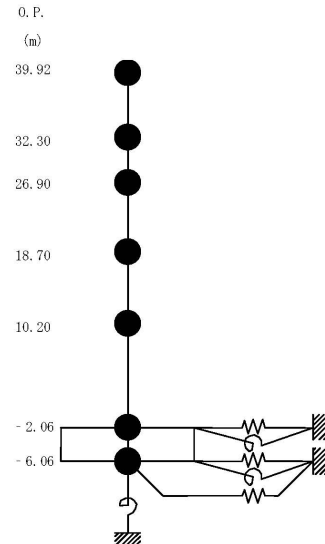
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認する。

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の重量を考慮した。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

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）

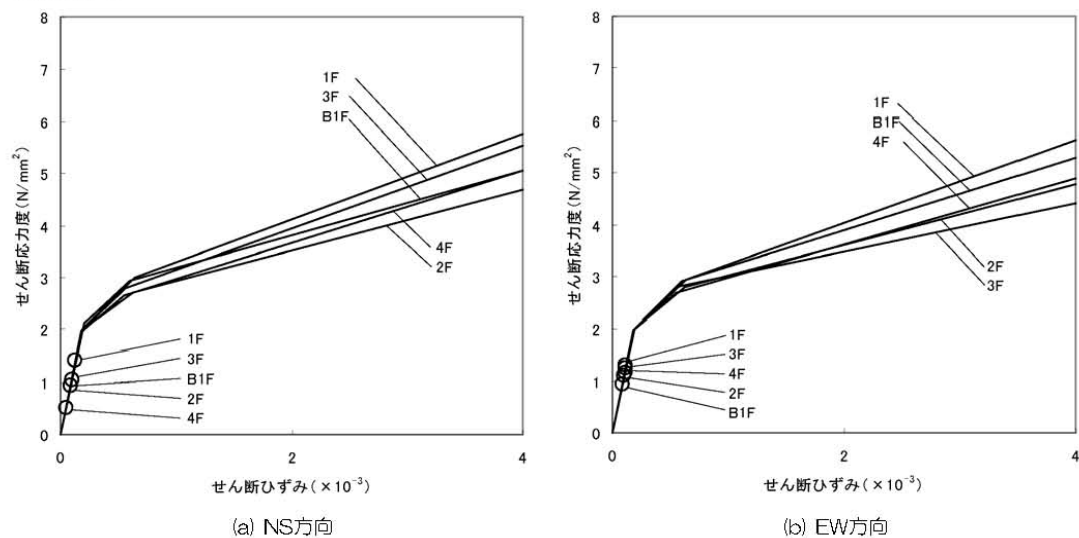
標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_e (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

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。



せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)



東京電力

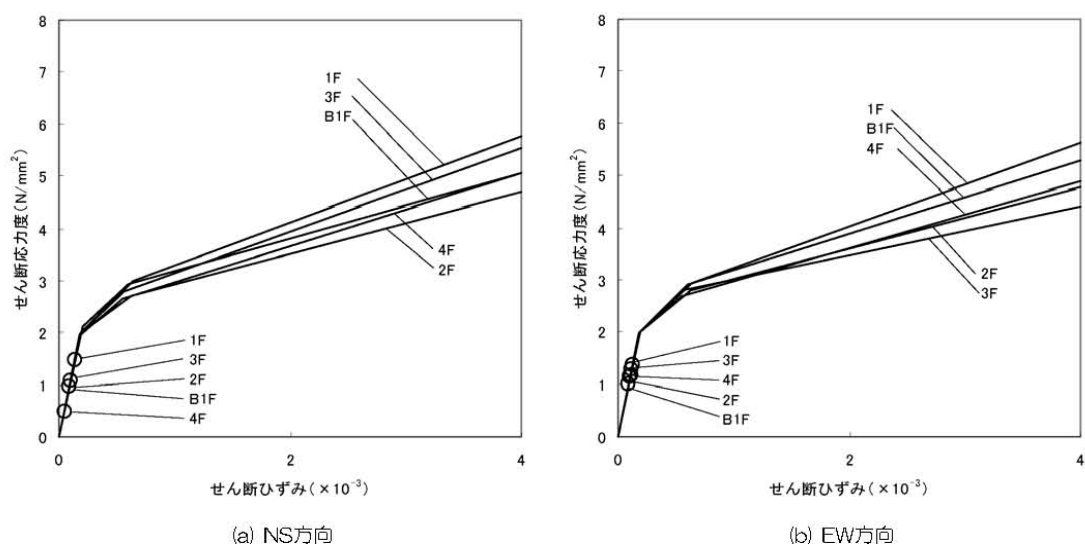
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

70

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



せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



東京電力

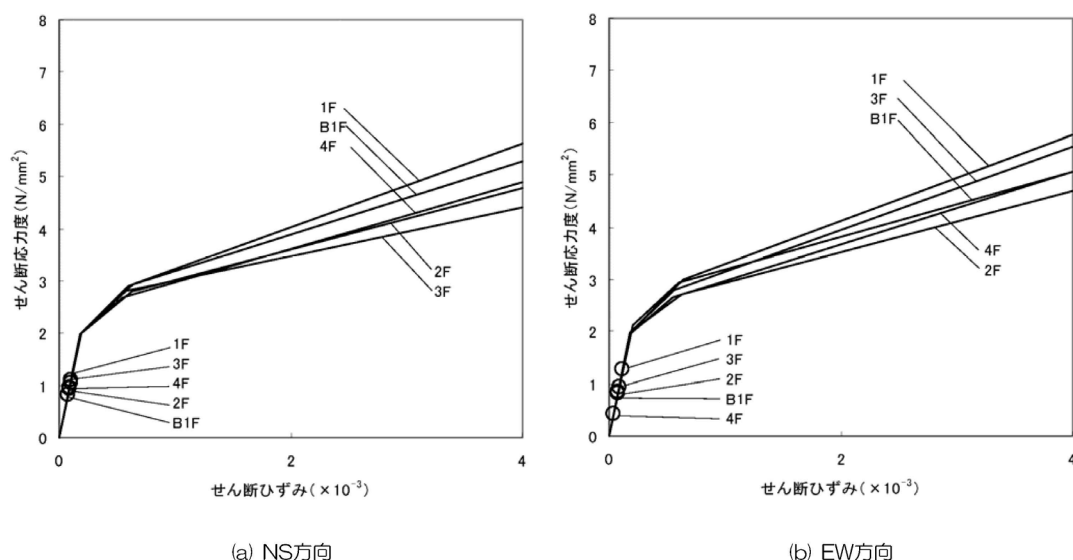
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

71

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



せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-3)



東京電力

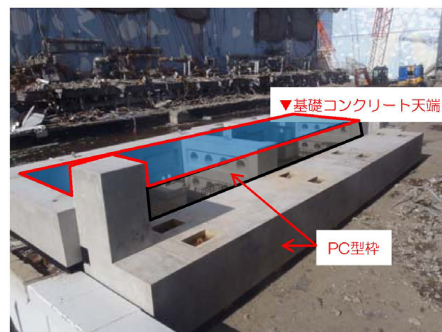
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

72

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



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

73

特定原子力施設監視・
評価検討会(第8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



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 S_s 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 16A'-Z 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、床面はつき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

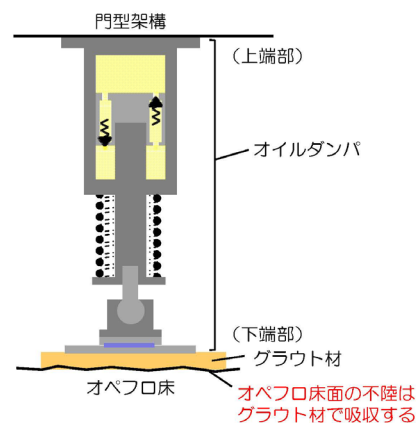
除染作業後にオペレーティングフロア上部に遮へい体（鉄板等）を設置する。

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

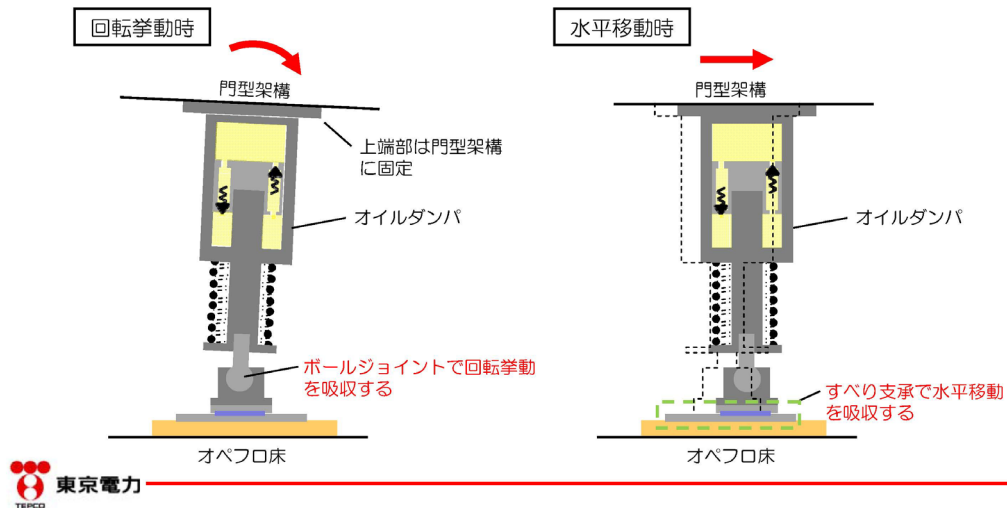
④オイルダンパについては、５階床面の不陸や門型架構の変形などにより、５階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

- ・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。



4号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

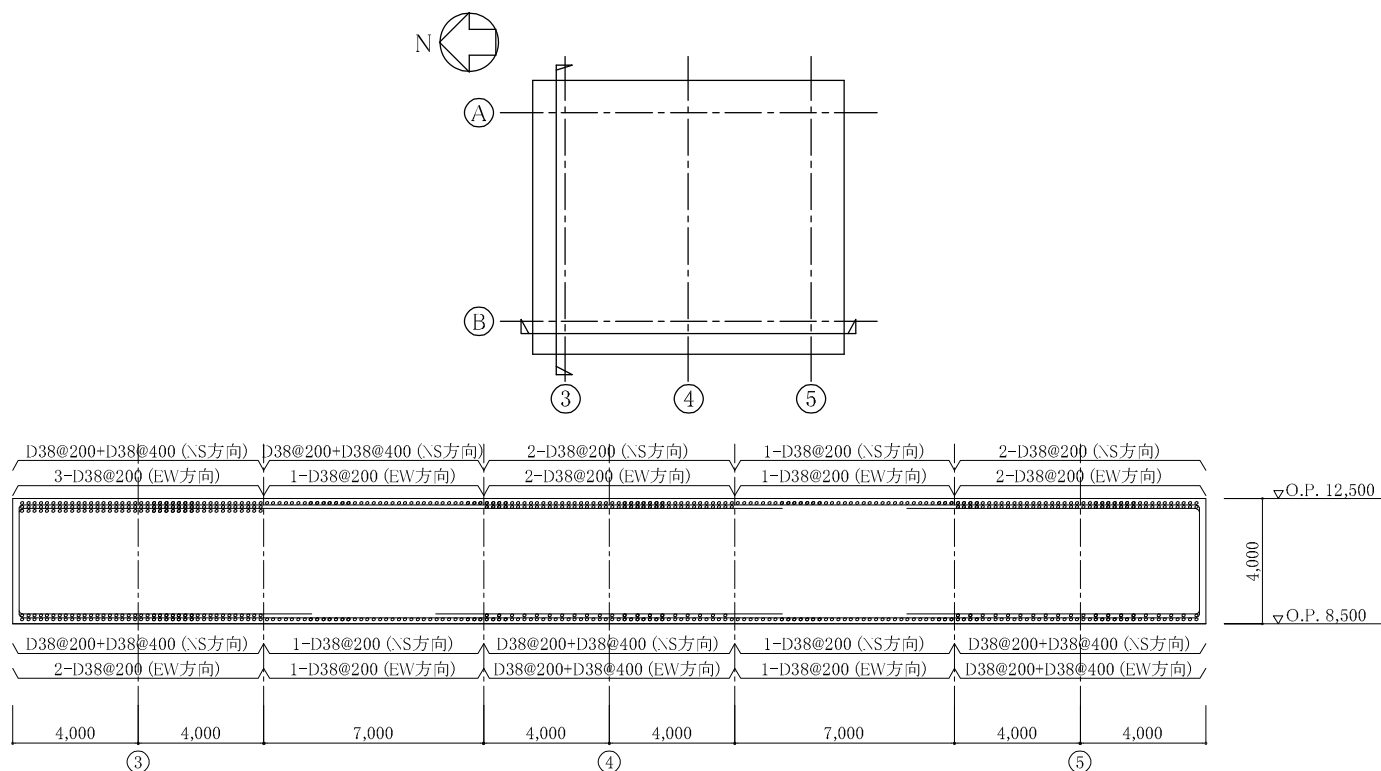
4号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－1 および表－2 に示す。

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。

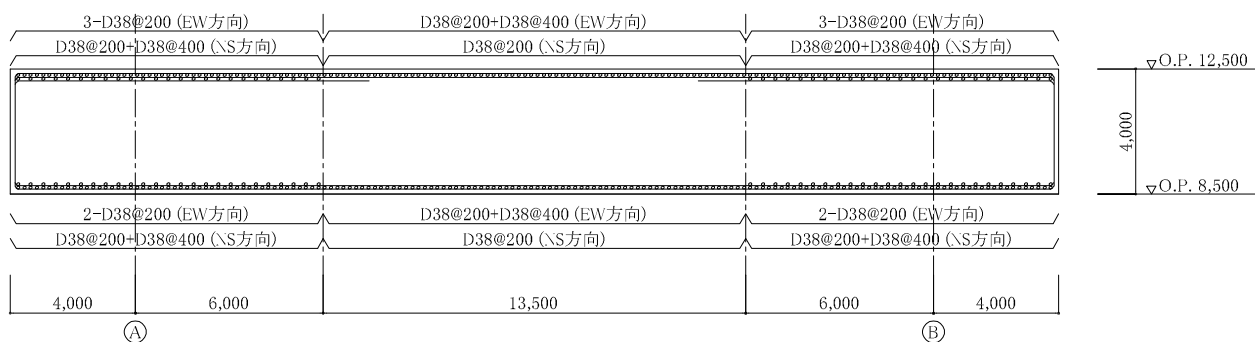
表－２ ４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

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 700mm 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 450mm 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

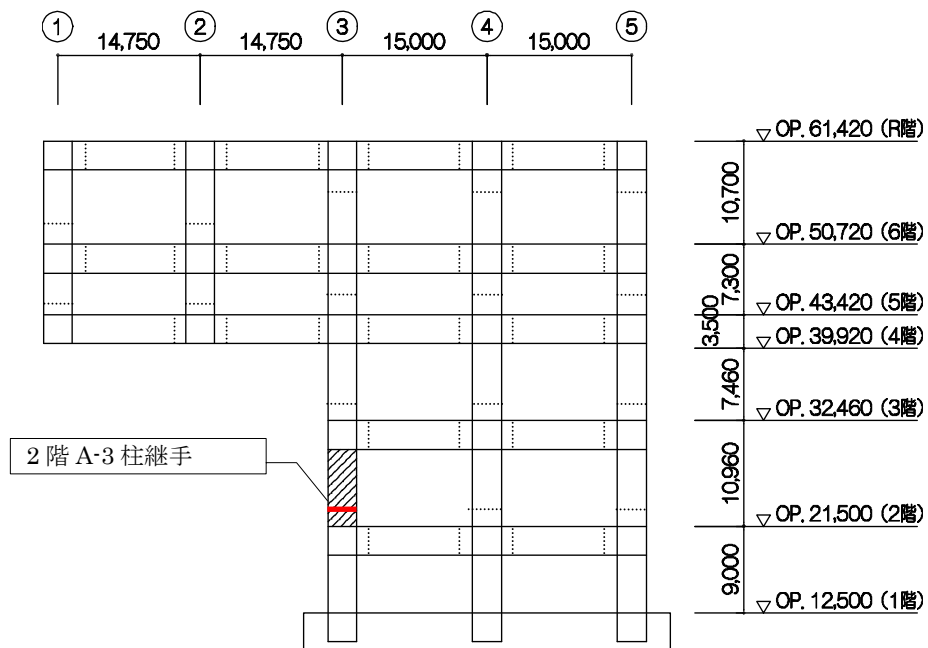
クレーン支持用架構 基礎配筋図 (B 通り)



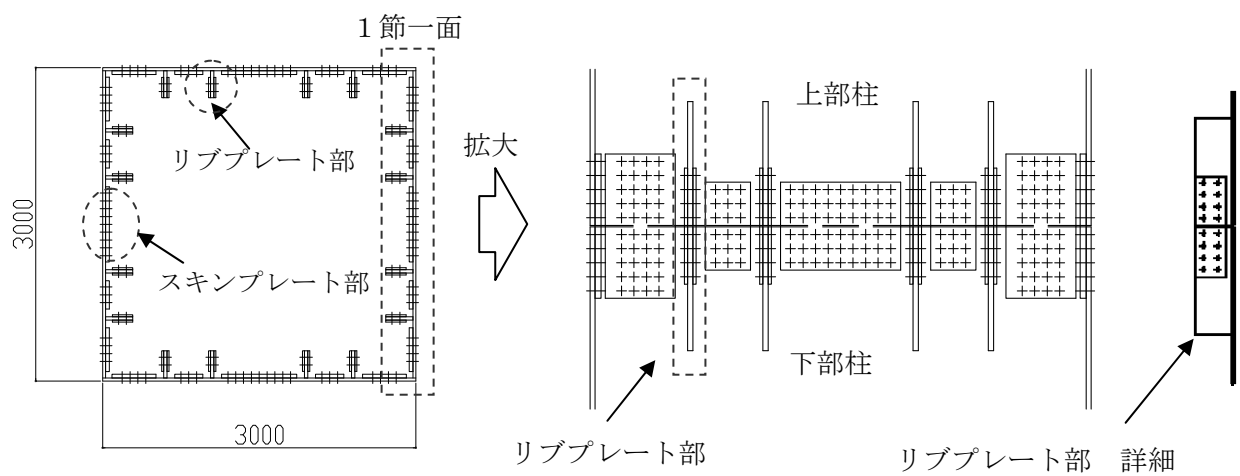
かぶり厚さ 7cm 以上

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)

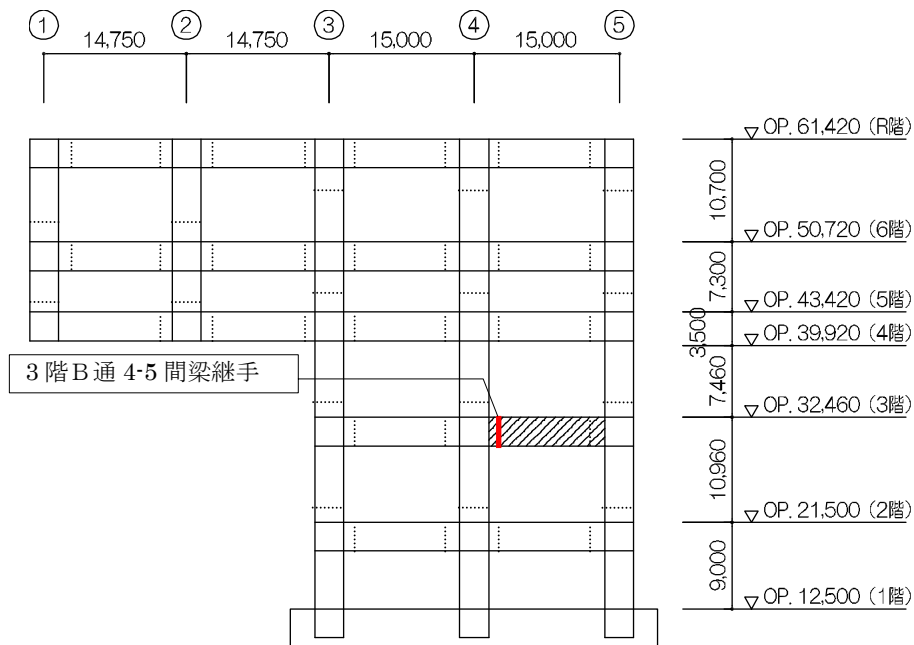


【スキンプレート部】
 ボルト種類：MUTF27
 本数：85 本×2 (1 面あたり)

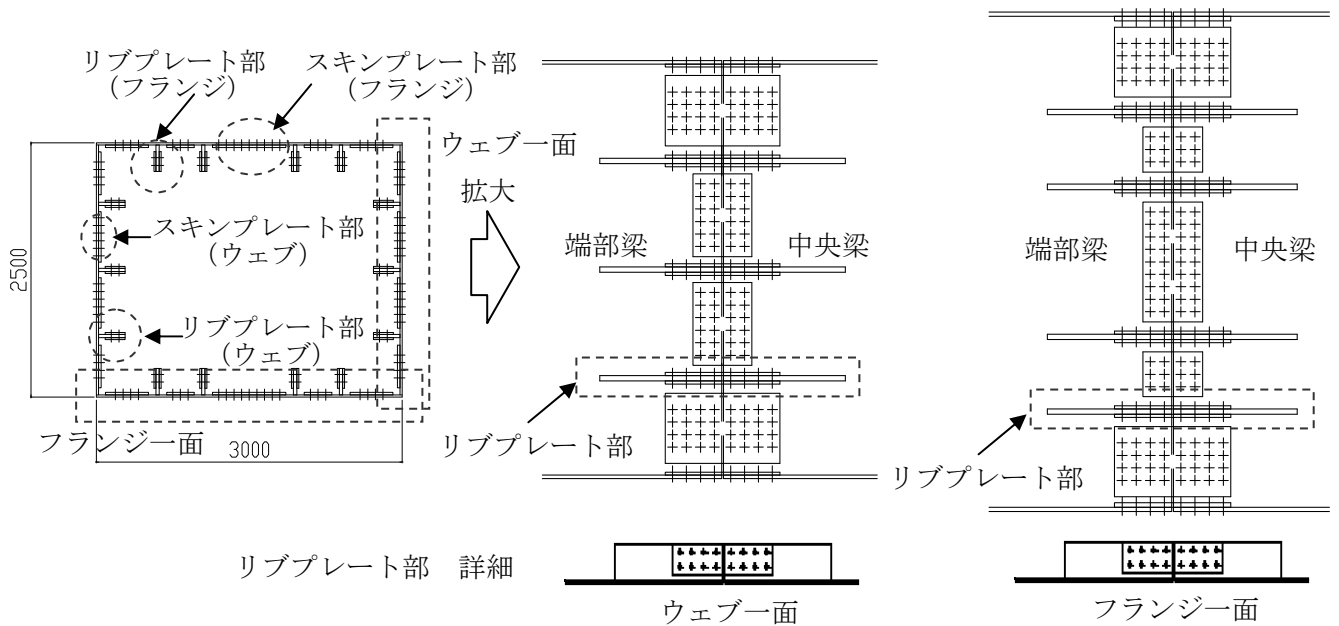
【リブプレート部】
 ボルト種類：SHTB M24
 本数：8 本×2 (1 箇所あたり)

(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)

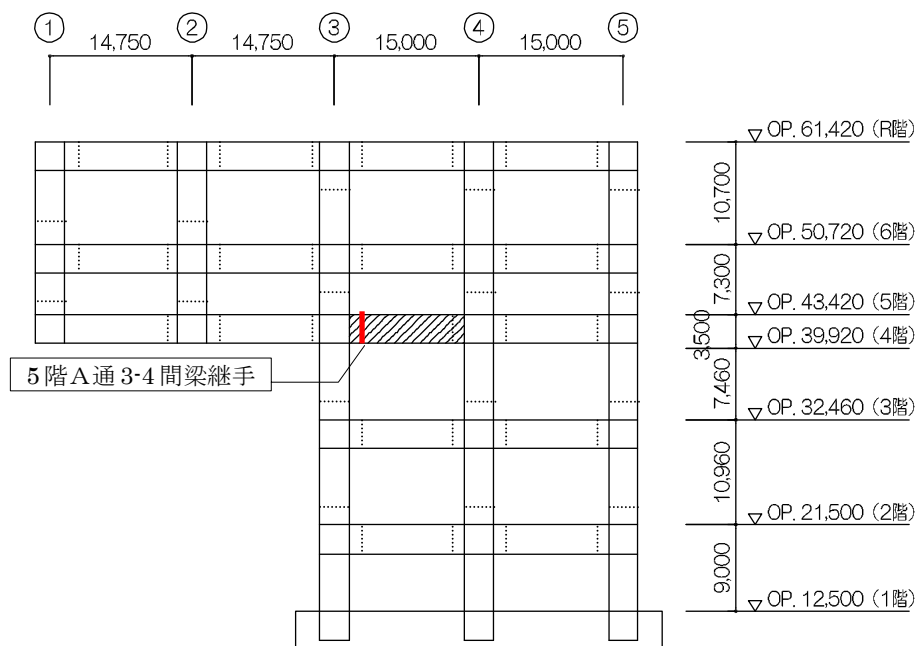
【リブプレート部】

ボルト種類：SHTB M24

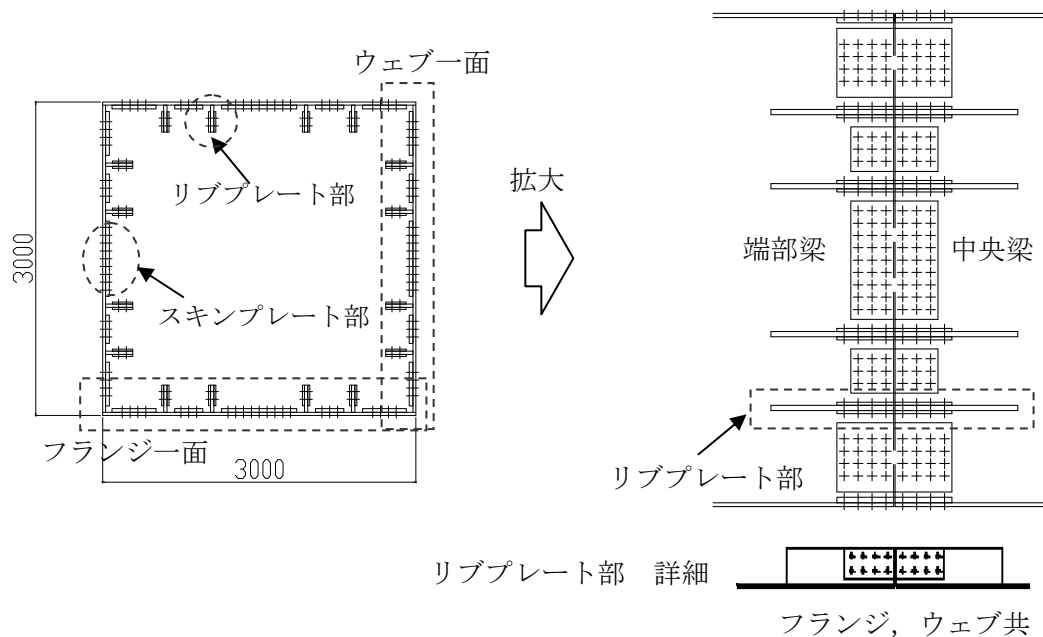
本数：8本×2 (1箇所あたり)

(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)

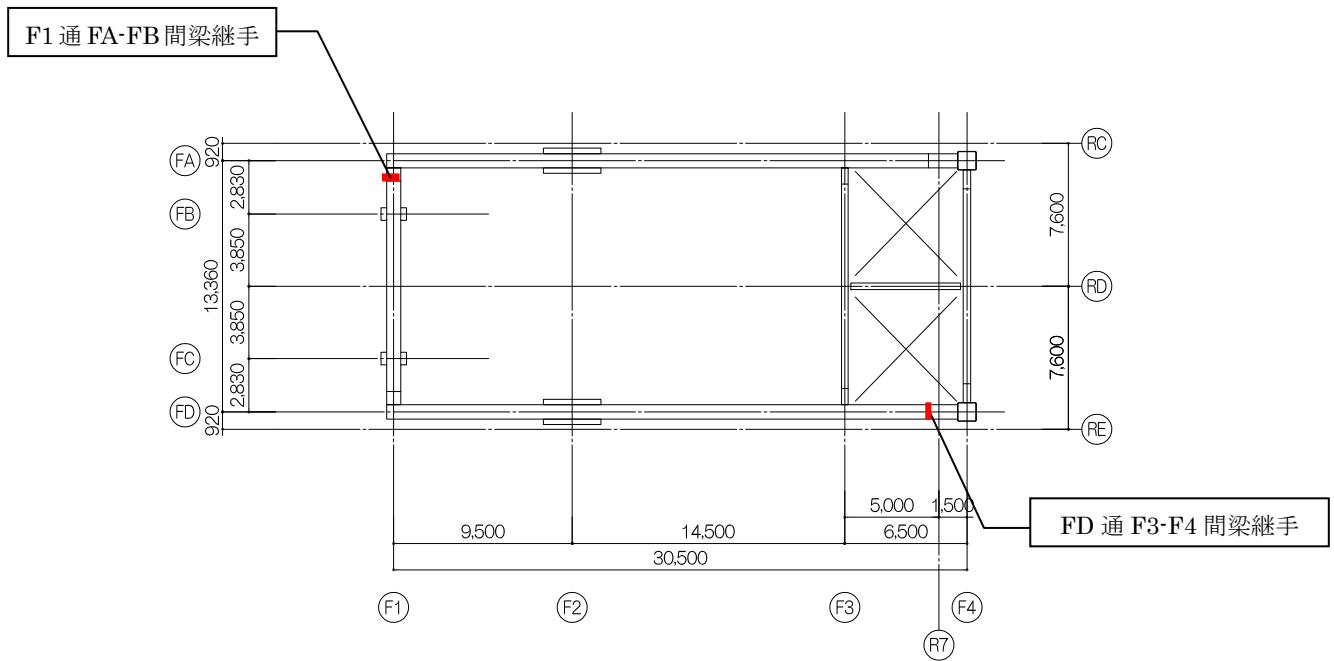
【リブプレート部】

ボルト種類：SHTB M24

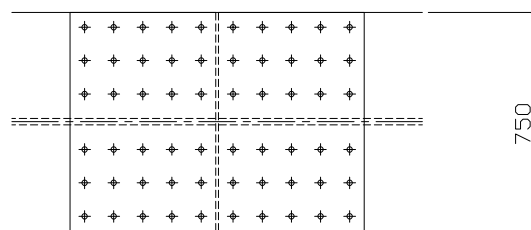
本数：8本×2 (1箇所あたり)

(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



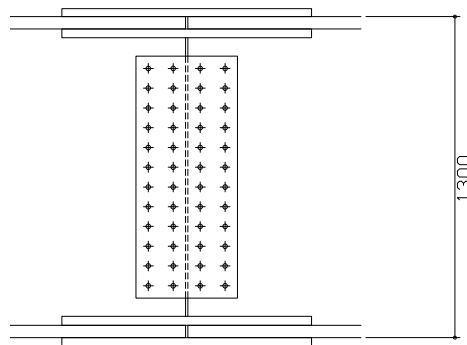
(1) 接合部位置



(a) フランジ

ボルト種類 : HTB M27

ボルト本数 : 30 本×2



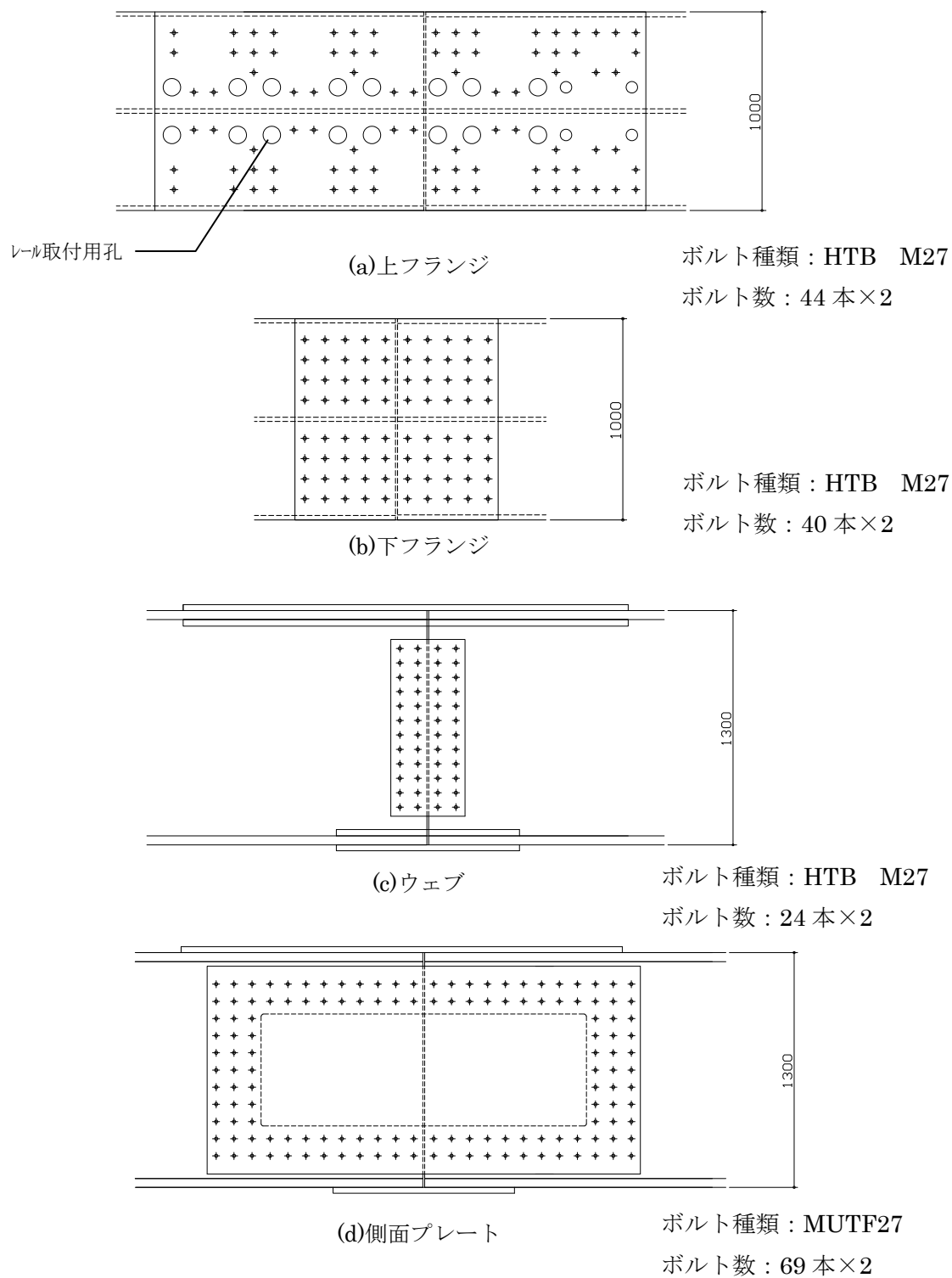
(b) ウェブ

ボルト種類 : HTB M27

ボルト数 : 24 本×2

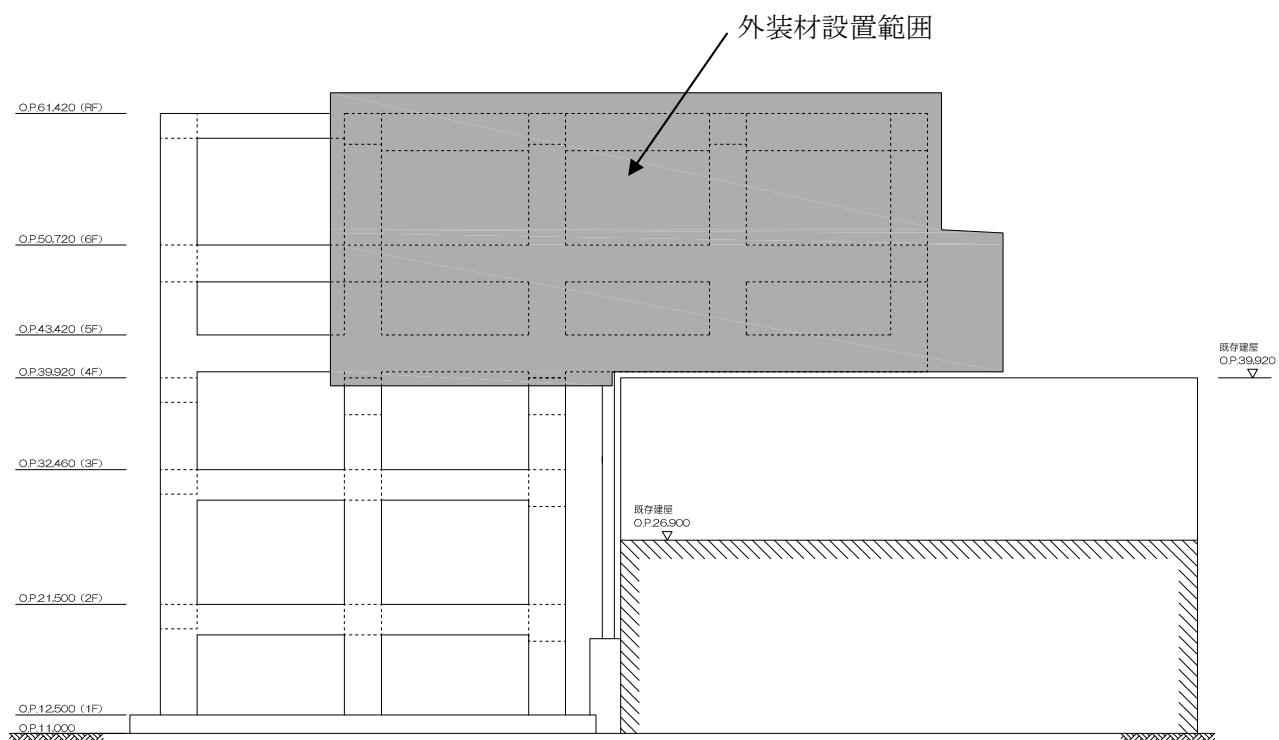
(2) 接合部詳細図 (F1 通 FA-FB 間梁継手)

図-5 燃料取扱機支持用架構 接合部図①

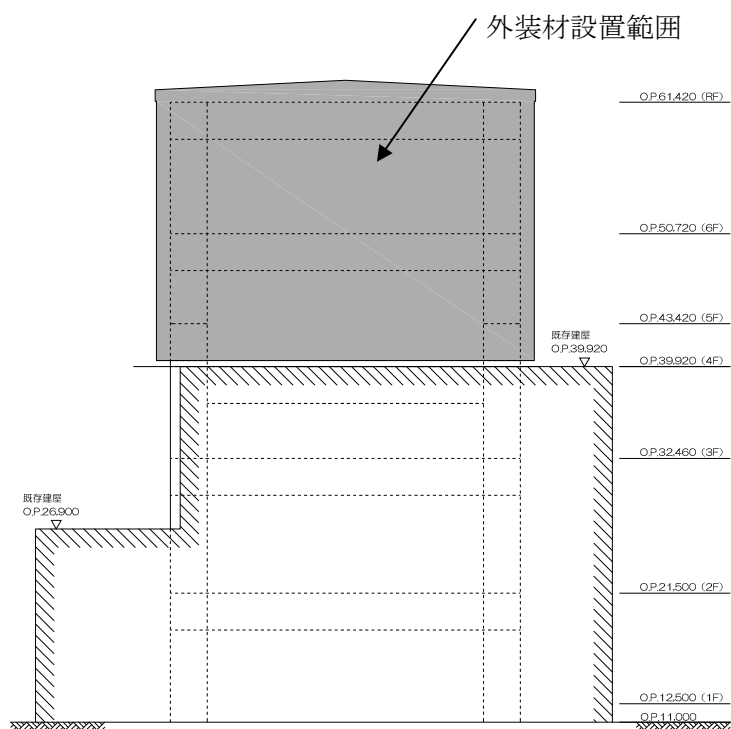


接合部詳細図（FD 通 F3・F4 間梁継手）（接合部位置は図－5 参照）

図－6 燃料取扱機支持用架構 接合部図②

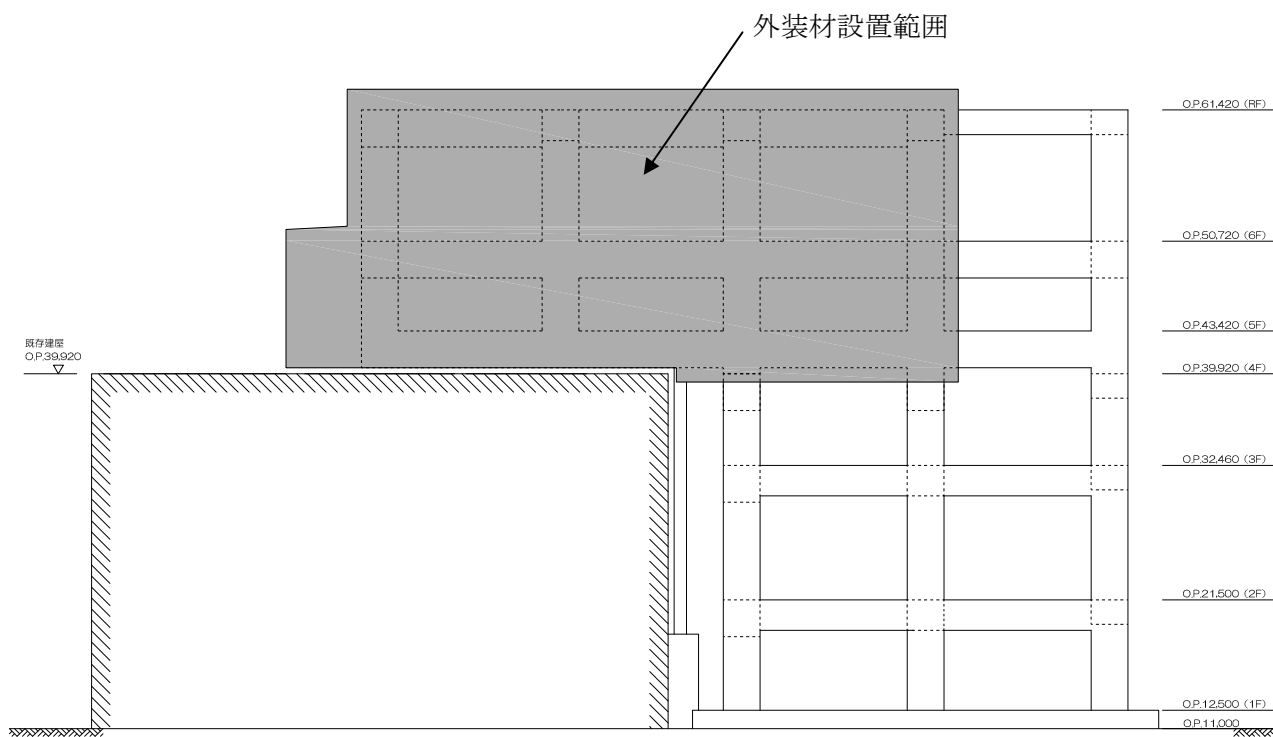


東側立面図

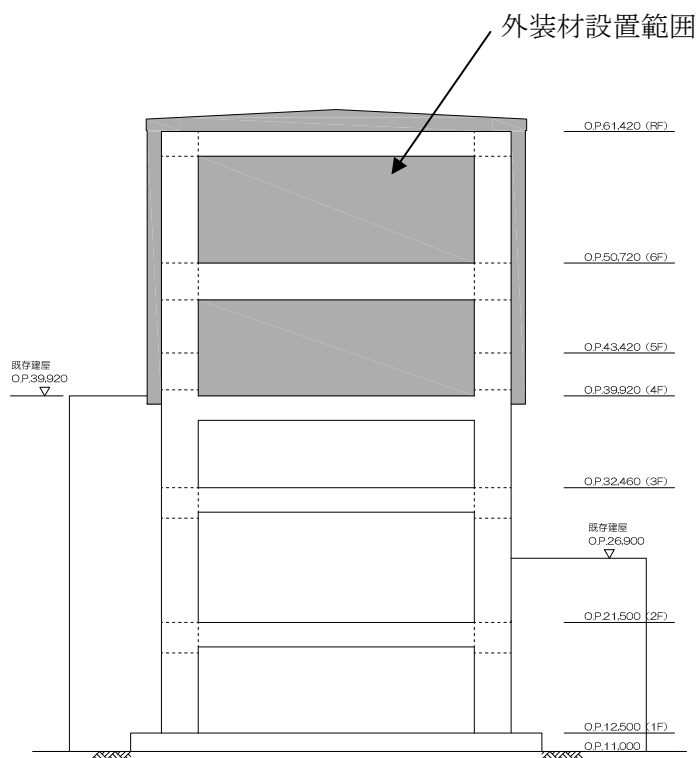


北側立面図

図-7 外装材設置範囲図①

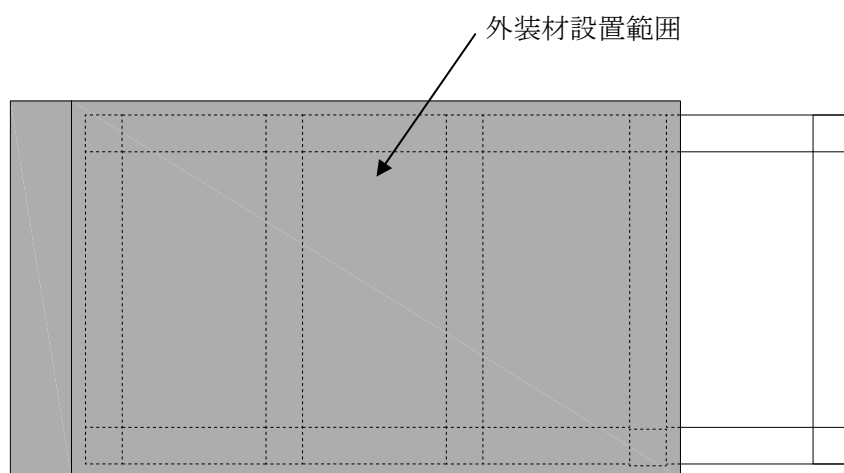


西側立面図



南側立面図

図-8 外装材設置範囲図②



屋根伏図

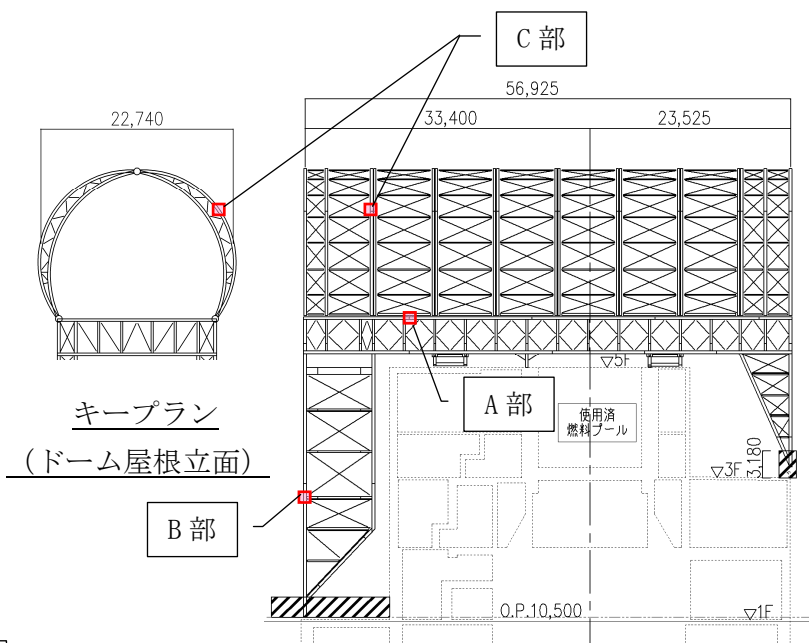
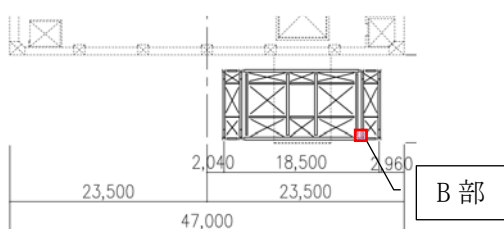
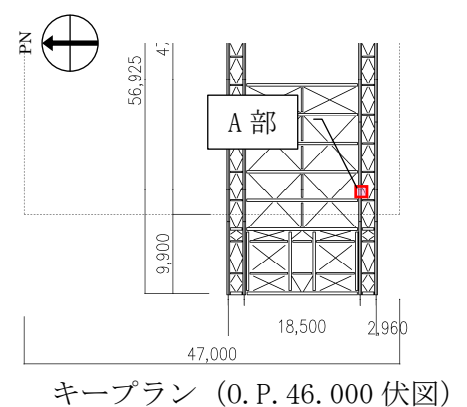
図－9 外装材設置範囲図③

3号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

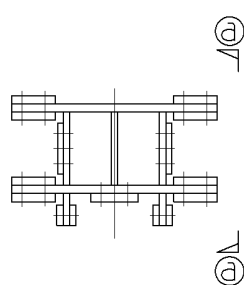
3号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－1に示す。

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

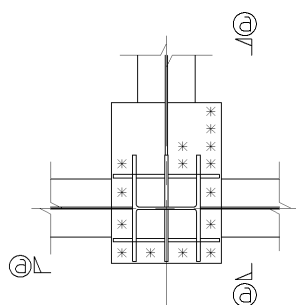
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136, JIS G 3101, JIS G 3106, JIS G 3444, JIS G 3474 に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（ $C_1=50 \times 10^5 \text{ N} \cdot \text{s/m}$, $C_2=3.95 \times 10^5 \text{ N} \cdot \text{s/m}$ ）が $\pm 10\%$ 以内であること。
	据付確認	接合部（図－1 参照）の施工状況を確認する。	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。



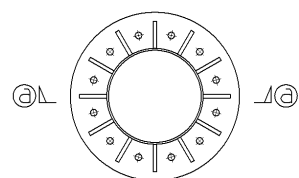
キープラン (東西断面図)



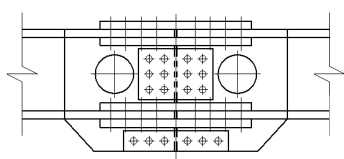
断面図



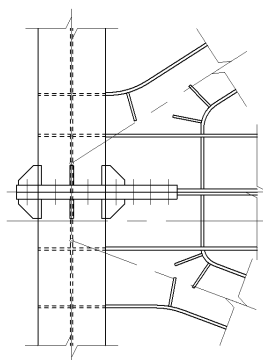
伏図



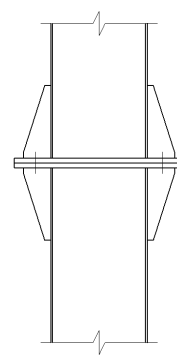
断面図



②-②断面図



②-②断面図



②-②断面図

ボルト種類 : SHTB M24
本数 58×2

(a) ガーダ上弦材 (A 部)

ボルト種類 : SHTB M24
本数 15

(b) 柱材 (B 部)

ボルト種類 : SHTB M22
本数 12

(c) 弦材 (C 部)

図-1 接合部詳細

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 $37\text{mBq}/\text{cm}^3$ 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°C 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）。

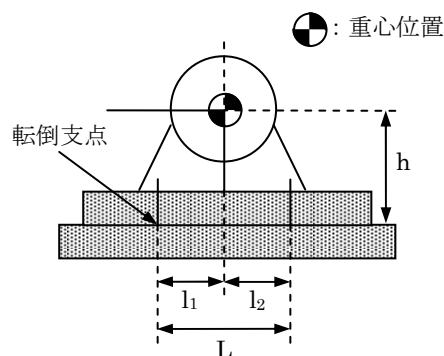


図 2.3-1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・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

$$\text{鉛直方向のせん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向のせん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向のせん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{水平方向のせん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

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

l₁ : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l₂ : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 (l₁ ≤ l₂)

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	13	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）。

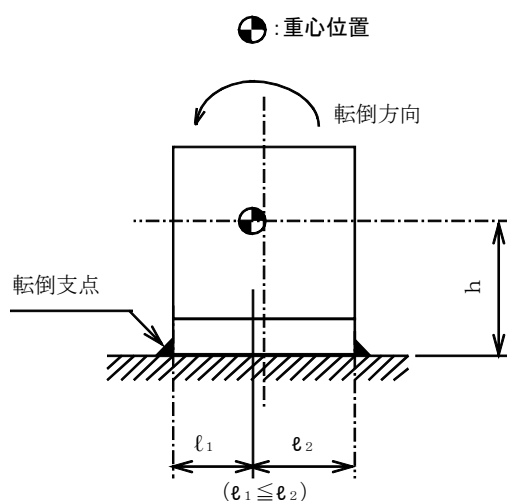


図 2.3-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・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

$$\text{鉛直方向せん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向せん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向せん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{水平方向せん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

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

l₁ : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

l₂ : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 (l₁ ≤ l₂)

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	11	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	9	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 S_s 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。

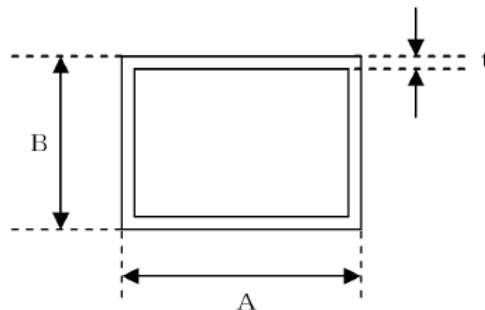


図 2.3-3 角ダクトの評価モデル

- ・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

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- 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）。

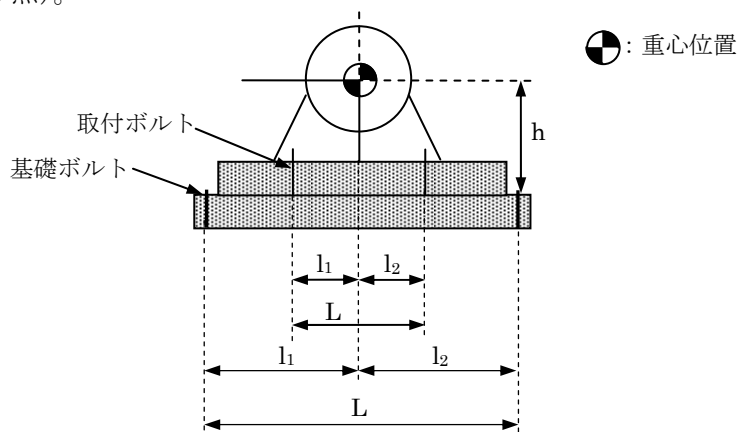


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

- ・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

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (l - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

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

l₁ : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l₂ : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 (l₁ ≤ l₂)

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	2449	作用 しない	3900	4900

※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 排風機を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	4	作用 しない	159	207

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）。

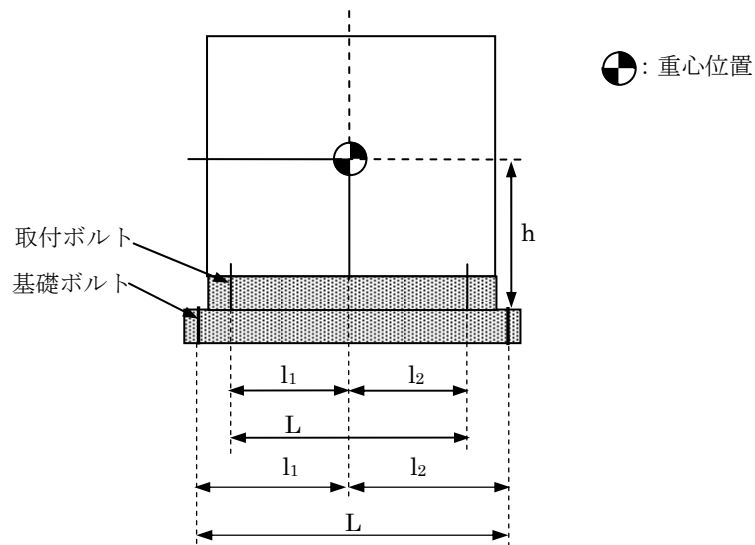


図 2. 4-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・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

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

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
($l_1 \leq l_2$)

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	2158	作用しない	3900	4900

※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	3	159	207

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

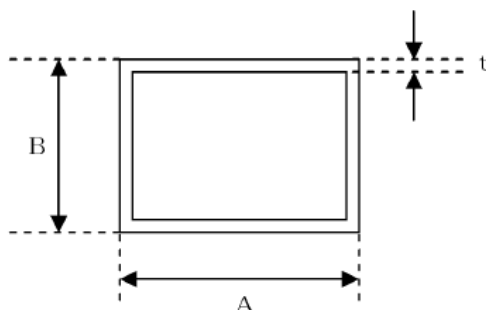


図 2.4-3 角ダクトの評価モデル

- ・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

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- M_x : 水平方向座屈曲げモーメント
- $M_{x a}$: 水平方向許容座屈曲げモーメント
- M_Y : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- $M_{Y a}$: 鉛直方向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)
- 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

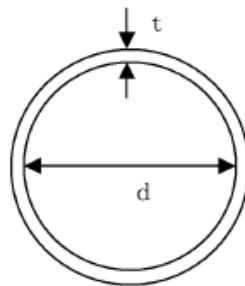


図 2.4-4 丸ダクトの評価モデル

- ・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

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{(1 + C_H^2)}}}$$

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)
1200 ϕ $\times$ 3.2t	鋼板	42685
700 ϕ $\times$ 3.2t	鋼板	42674

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

	平成 24 年度				平成 25 年度			
	4 月	7 月	10 月	1 月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期
第 4 号機 燃料取り出し 用カバー/燃 料取扱設備設 置	がれき撤去						燃料取り出し (目標) ▽	開始
	地盤改良工事							
			燃料取り出し用カバー設置工事					※
		燃料取り出し用カバー換気設備設置工事						
		燃料取扱設備設置工事						

※：燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事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

	平成24年度		平成25年度				平成26年度			
	10月	1月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期
第3号機 燃料取り出し 用カバー/燃 料取扱設備設 置	がれき撤去								燃料取り出し開始 (目標)	
				※1						
			線量低減対策・燃料取り出し用カバー設置工事							
			燃料取り出し用カバー換気設備設置工事							
						燃料取扱設備設置工事				
						プール内がれき撤去・燃料調査等				※2

※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有

※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

1. 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。

2. 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。

3. 原子炉建屋カバーの設計方針

3.1 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。

3.2 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。

3.2.1 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。

3.2.2 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。

3.2.3 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。

3.2.4 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。

3.3 附属設備

原子炉建屋から放出される放射性物質の大気放出を抑制するため，原子炉建屋カバーとともに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー天井部から内部気体を吸引し，排気ダクトを経由して原子炉建屋カバーの外部に設置したフィルタユニットへ導く。フィルタユニットは，プレフィルタ，加熱コイル，高性能粒子フィルタ，よう素

用チャコールフィルタ、排風機等で構成し、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹き上げ用排気ダクトから大気放出する。排気風量約 10,000m³/h のフィルタユニットを 6 系列（うち 2 系列は予備）設置し、合計約 40,000m³/h の排気風量で運転する。

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。

また、原子炉建屋カバー内の温度を測定するための温度計や使用済燃料プールへの注水状況などを確認するためのカメラを設置する。原子炉建屋カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するための装置と原子炉建屋カバー内の水素濃度を測定するための装置を設置する。

3.4 その他

3.4.1 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。

3.4.2 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「防災 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。

3.4.3 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。

3.4.4 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が、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。

4. 原子炉建屋カバーの設置によるリスク

4.1 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。

4.1.1 原子炉建屋カバーの損傷による原子炉建屋への波及的影響について

応急措置としての原子炉建屋カバーは2年程度の供用期間を考慮した上で、設計条件を決定し、建築基準法に準じた構造検討を実施しているが、設計荷重以上の外力が作用した場合の崩壊メカニズムについても検討を行い、原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

漸増載荷解析の結果から、風荷重、地震荷重いずれにおいても、原子炉建屋カバーの架構が崩壊形を形成する前に柱脚がすべり、架構の崩壊には至らない。また、すべり量が増加した場合に備え、原子炉建屋カバーに変形抑制のためのストッパーを O.P.28.9m の位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ、放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり、評価基準値（ 4.0×10^{-3} ）に対して十分余裕がある。

なお、架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は、設計風荷重に対し約 1.8 倍、設計地震荷重に対し 3.0 倍の余裕度があり、地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より、原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時、暴風時）の外力が作用した場合に、原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが、波及的影響

は極めて小さい。

4.1.2 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部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。

4.1.3 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に，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。

4.1.4 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。

5. 運転管理および保守管理

5.1 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

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。

5.2 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。

6. 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。

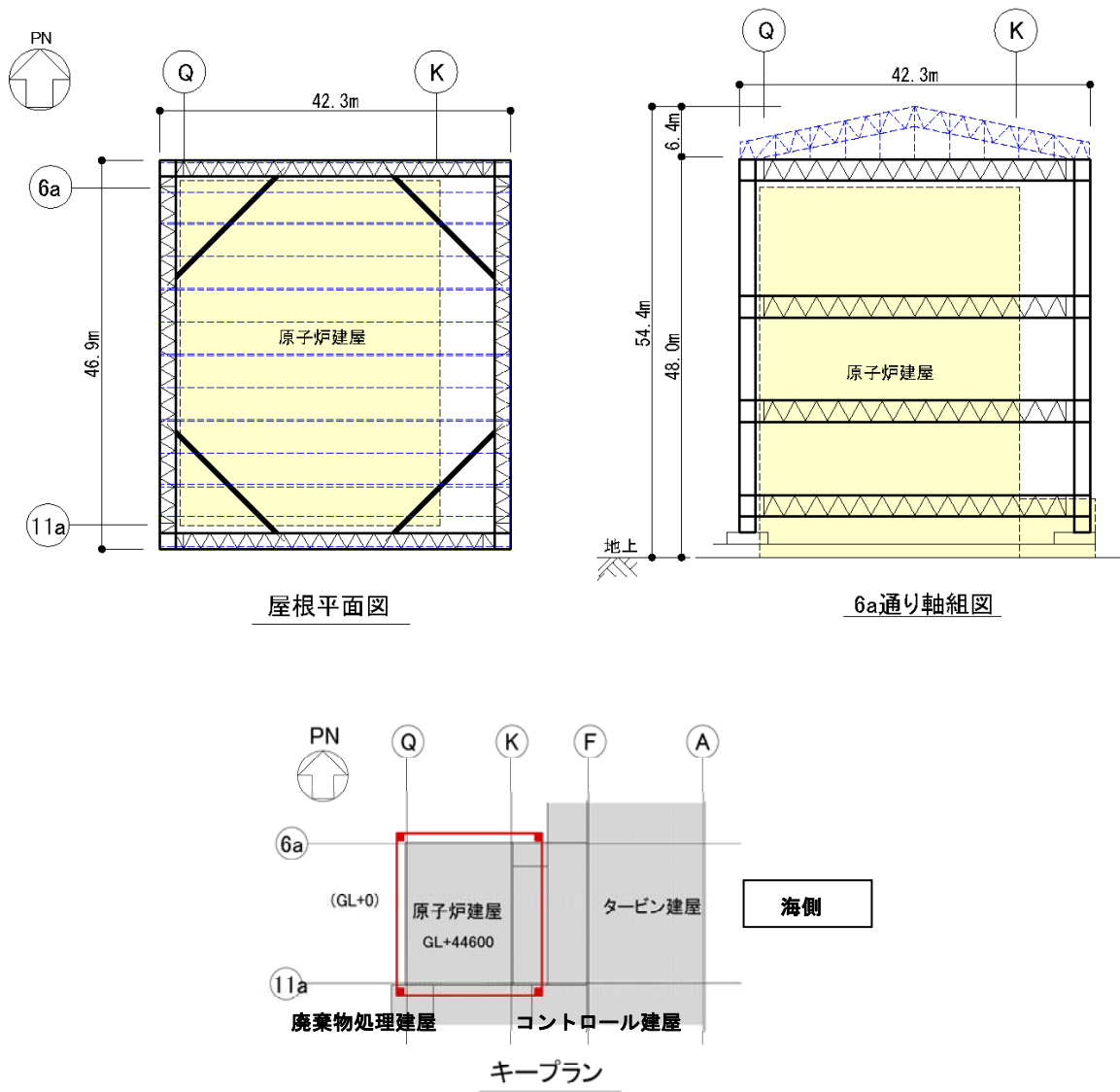


図 1-1 1号機原子炉建屋カバー概要図

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/mm ²)
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

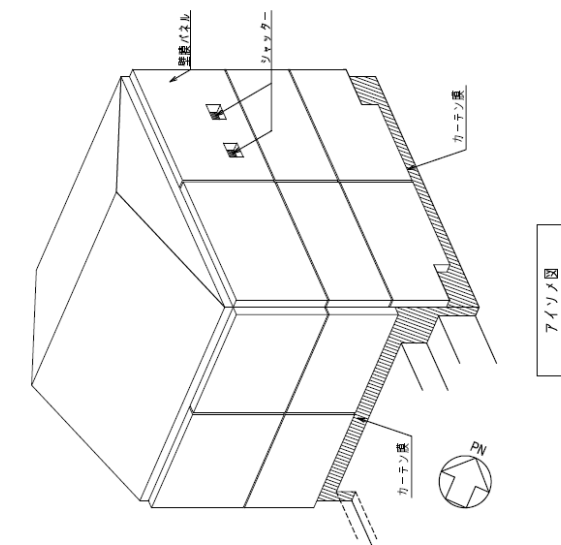
種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m ² /cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50年再現期間）に対し、使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993年版）に示される評価式に基づき10年再現期間で低減した値とする。なお、サイト近傍（広野町、浪江町）での過去35年の最大風速は17m/sec程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

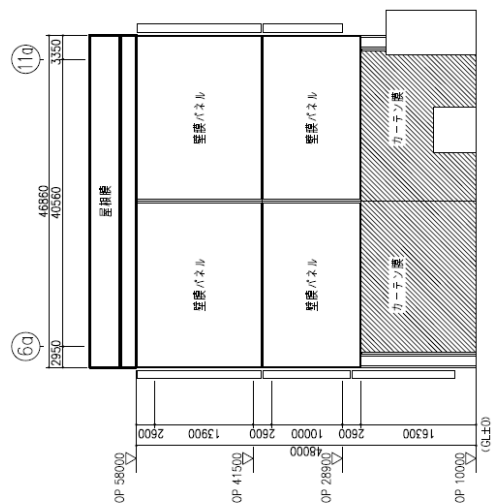
表 1-3 荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

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	

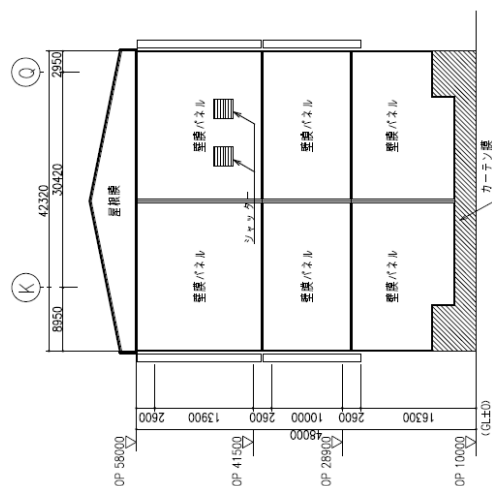
G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重



アイソメ図



西側立面図



北側立面図

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。

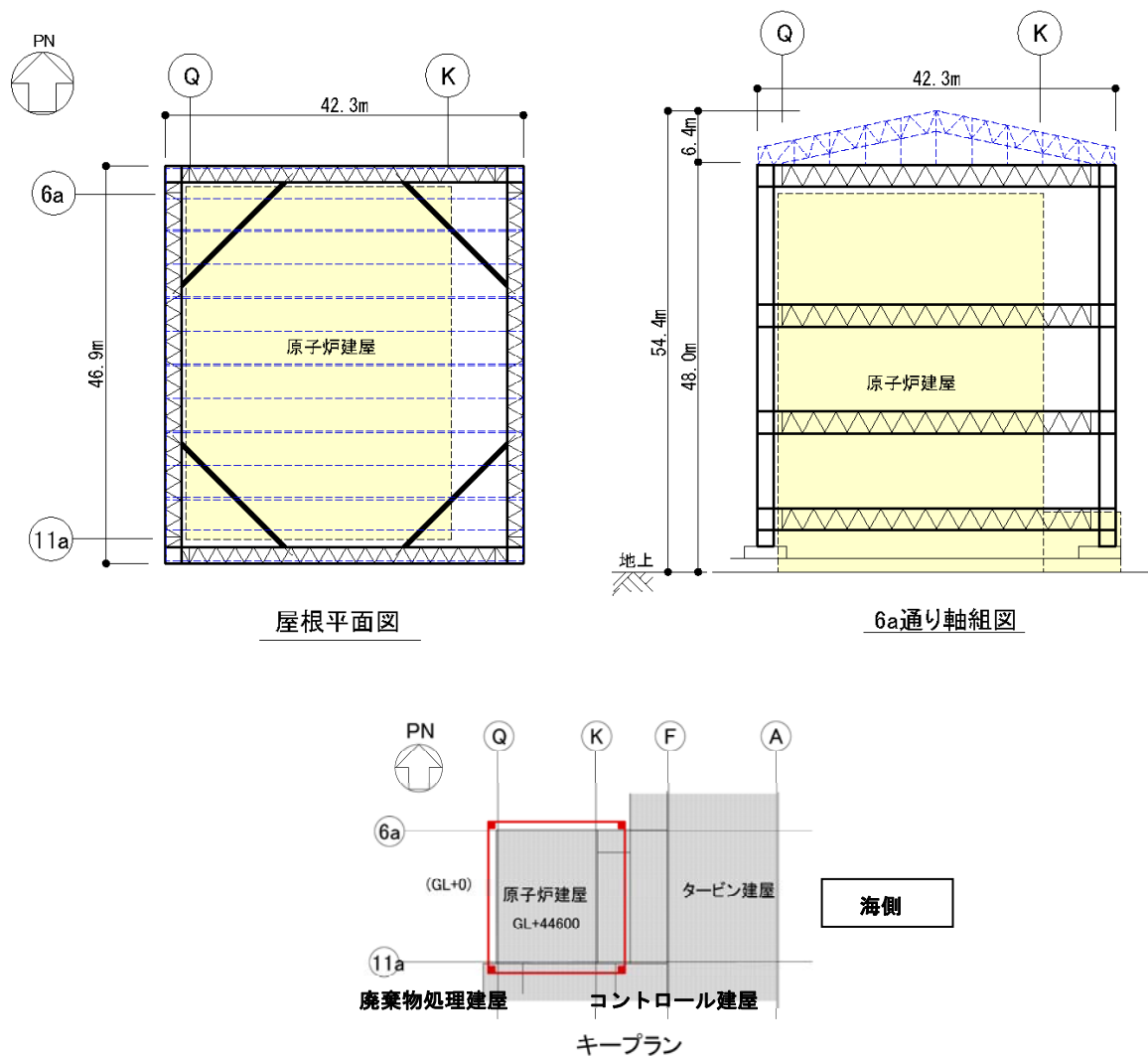


図 2-1 1 号機 原子炉建屋カバー概要図

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。

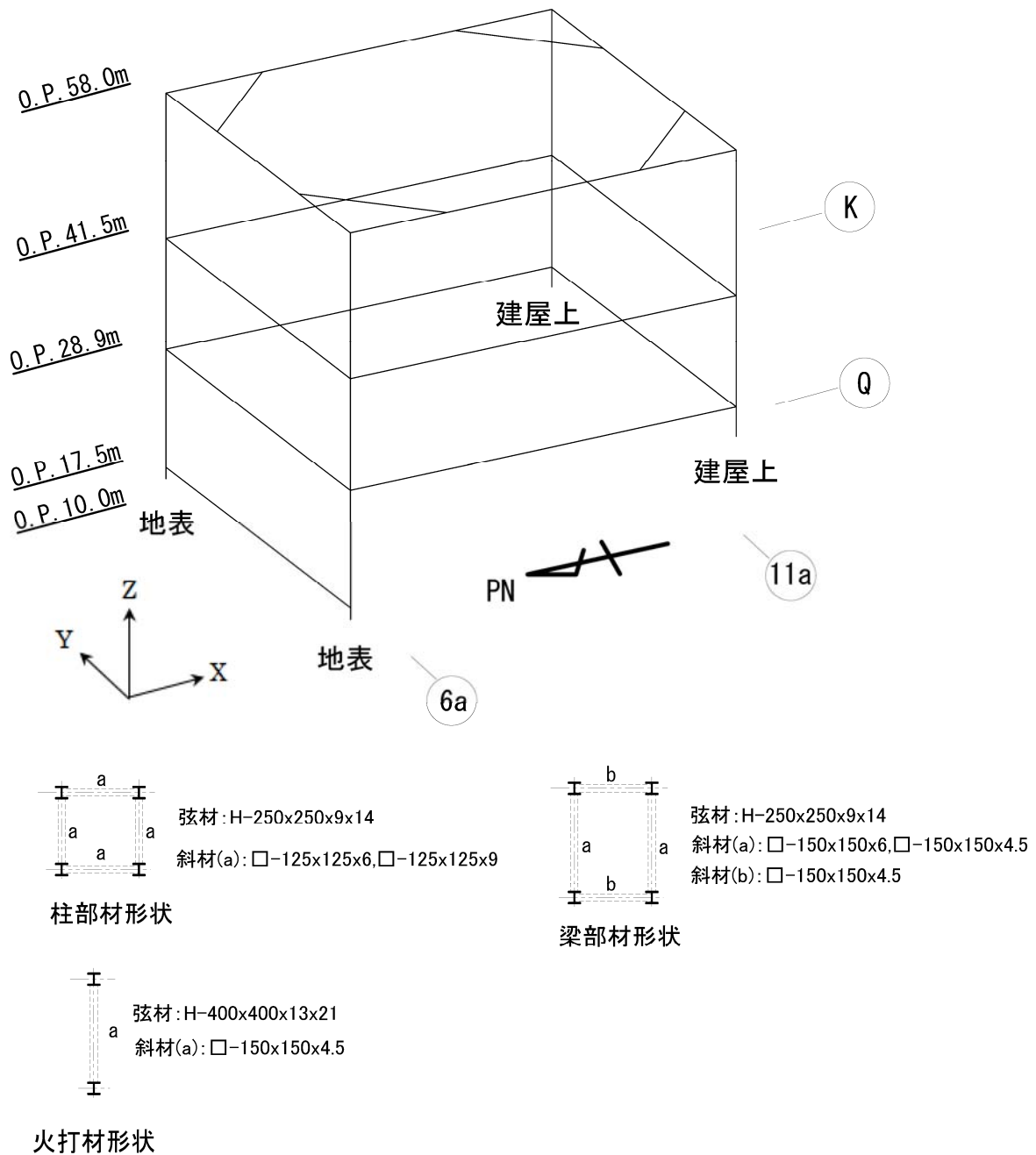


図2-2 解析モデル及び部材形状の概要

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 ν	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/m³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/mm²)

	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

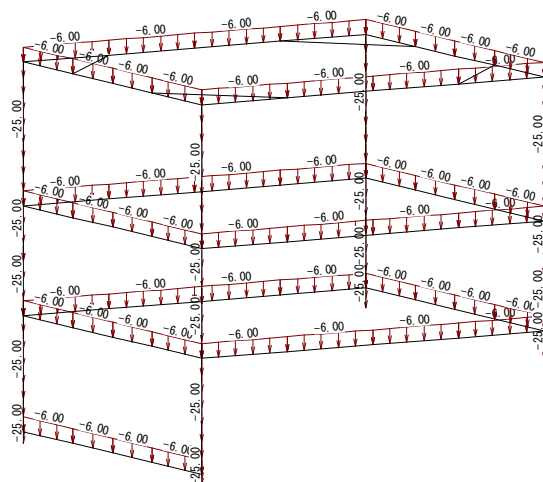
構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で、以下の値とする。

鉄骨	77 kN/m ³
膜材自重	0.01 kN/m ²

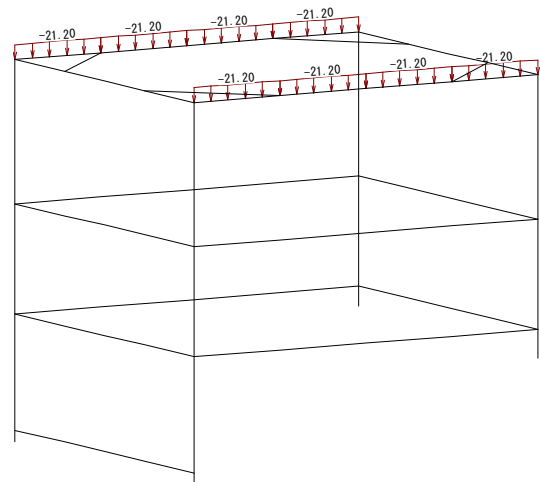
上記より、部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

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

$$W_{SNL} = 30 \times 20 \times 10^{-3} = 0.60 \text{ kN/m}^2$$

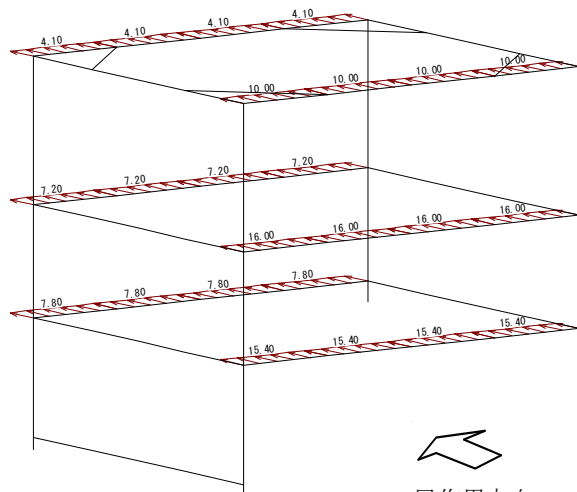
c. 風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に、また、西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

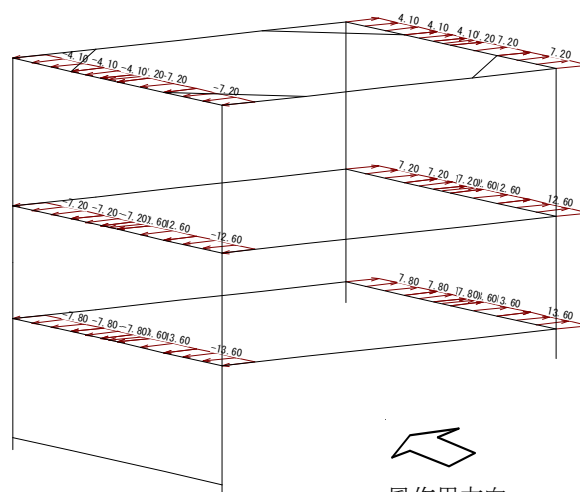
表 2-3 速度圧の算定

標高 O.P. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E _r	ガスト影響 係数 G _f	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V ₀ (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230



風作用方向

(a) 風上及び風下壁面 (風作用方向)



風作用方向

(b) 側壁面 (風直交方向)

図 2-4 風圧力の概要 (西風)

d. 地震力

地震力は地表面（O.P.+10.0m）を基準として，下式により算定する。

$$Q_i = C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで，

Q_i : 地震力 (kN)

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該層以上の重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

地震力は，構造物を 1 層構造とみなし，建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4 地震力の算定結果

標高 O.P. (m)	重量 W_i (kN)	ΣW_i (kN)	A_i	C_i	地震力 Q (kN)
58.0	8336	8336	1.0	0.2	1668

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により，以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5 荷重の組合せ

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P	—	長期
積雪時	G+P+S	—	短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

ここで，

G ：固定荷重

P ：積載荷重

S ：積雪荷重

W ：風圧力

K ：地震力

なお，短期事象においては，暴風時及び地震時の影響が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。

2.3 全体架構の強度検討

(1) 解析モデル

解析モデルは、図 2-5 に示すとおり、柱、梁、火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については、重量は考慮するが、屋根自体の剛性は考慮しない。また、膜材についても同様に、重量は考慮するが、膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱、梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお、柱脚部はピン支持とする。

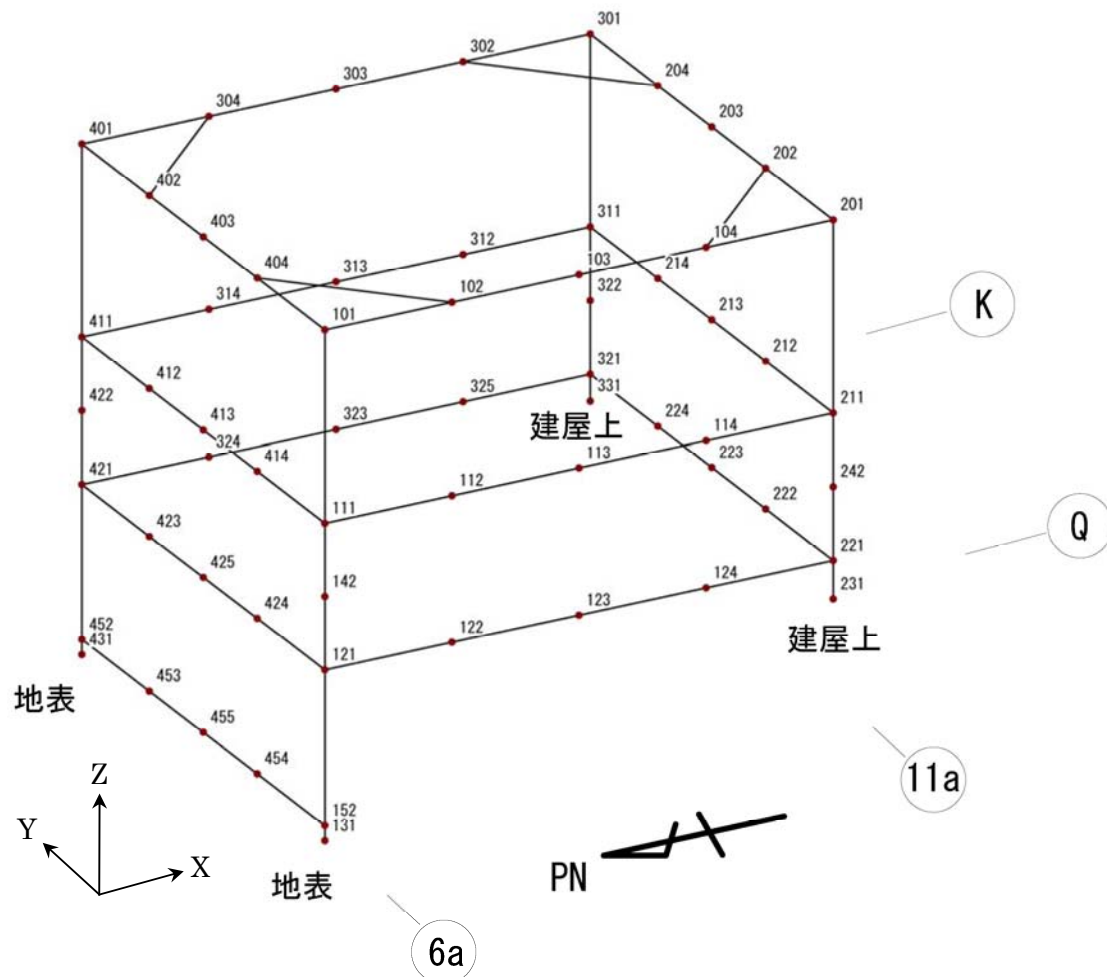


図 2-5 解析モデル

(2) 応力解析

応力解析は以下の 9 ケースについて実施する。

表 2-6 応力解析ケース

ケース No.	荷重	許容応力度
1	常時荷重（固定＋積載）	長期
2	風圧力（東→西）	短期
3	風圧力（西→東）	短期
4	風圧力（南→北）	短期
5	風圧力（北→南）	短期
6	地震力（東→西）	短期
7	地震力（西→東）	短期
8	地震力（南→北）	短期
9	地震力（北→南）	短期

注)：架構が非対称となるため、風圧力及び地震力は 4 方向からの荷重を考慮する。

(3) 部材の断面検討

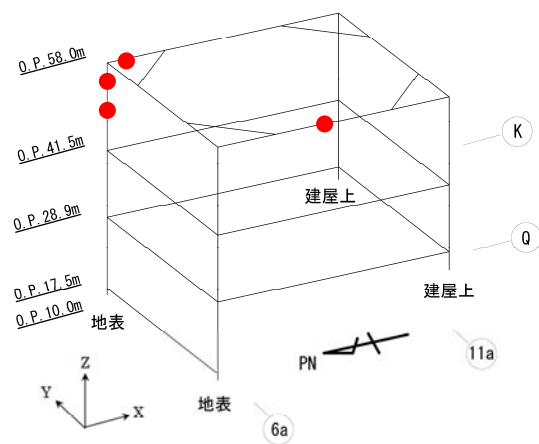
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ、柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時（固定＋積載）、表 2-8 に暴風時（固定＋積載＋風圧力）、表 2-9 に地震時（固定＋積載＋地震力）における断面検討結果を示す。各表には、軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について、柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7 柱及び梁部材の断面検討結果（常時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)		許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
		弦材	斜材					
柱 (北東)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	31.3	201	0.64	OK
	曲げ			102.8	216			
	O.P.41.5m			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	軸力				
梁 (西面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.0	186	0.60	OK
				曲げ	119.0	216		
				せん断	119.7	137	0.88	OK
梁 (東面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.2	186	0.60	OK
				曲げ	118.8	216		
				せん断	119.8	137	0.88	OK



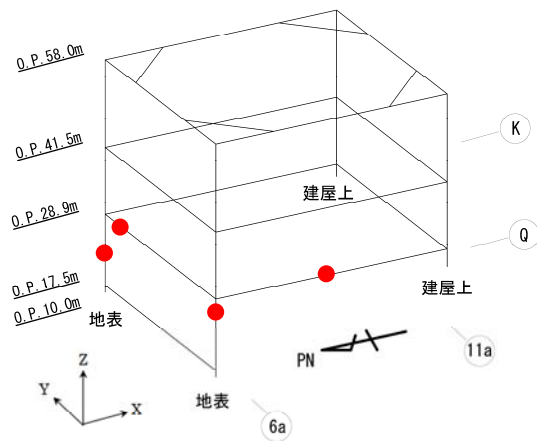
●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

表 2-8 柱及び梁部材の断面検討結果（暴風時）

部材		使用部材		応力度 (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)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	88.8	301	0.69	東→西	OK
	}			曲げ	127.8	325			
	O.P.15.6m			せん断	105.0	213	0.50	東→西	OK
					20.0	213	0.10	南→北	OK
柱 (北東)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	77.4	301	0.57	西→東	OK
	}			曲げ	99.0	325			
	O.P.15.6m			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)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	11.3	279	0.68	西→東	OK
				曲げ	205.2	325			
				せん断	109.4	206	0.54	西→東	OK
梁 (北面)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	7.9	279	0.53	北→南	OK
				曲げ	162.5	325			
				せん断	116.9	207	0.57	西→東	OK



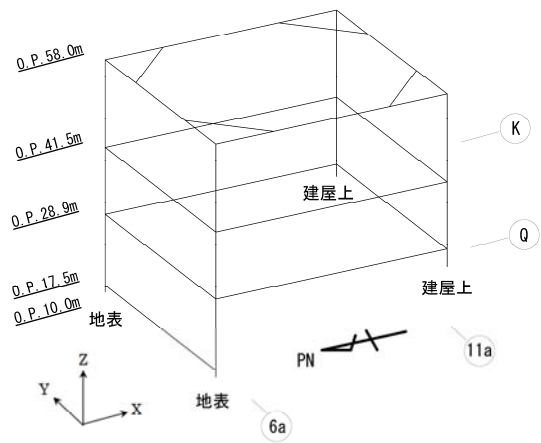
●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9 柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)		許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	決定 ケース	判定
		弦材	斜材						
柱 (南西)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	37.1	301	0.69	東→西	OK
	曲げ			184.2	325				
	O.P.41.5m			せん断	120.7	214	0.57	東→西	OK
					154.8	214	0.73	北→南	OK
柱 (北東)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	36.1	301	0.67	南→北	OK
	曲げ			177.2	325				
	O.P.41.5m			せん断	109.2	214	0.52	西→東	OK
					158.6	214	0.75	南→北	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)		許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	決定 ケース	判定
		弦材	斜材						
梁 (東面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	16.8	279	0.63	南→北	OK
				曲げ	183.7	325			
				せん断	168.6	206	0.82	南→北	OK



●は最大応力発生位置を示す

図 2-8

2.4 基礎の検討

(1) すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは、基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため、水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10 すべりに対する検討結果

(単位：kN)

部位	せん断力			すべり抵抗	判定
	暴風時		地震時		
	東・西	南・北			
柱脚	2720	2445	1668	5024	OK

注)：すべり抵抗は、「鋼構造設計規準 17 章 柱脚」に基づき、摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2) 柱支持力に対する検討

原子炉建屋カバーの柱のうち南面の柱は、図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため、常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり、柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11 柱支持力に対する検討結果

(単位：kN)

部位	作用荷重			パンチングシアに 対する許容せん断力		判定
	長期	短期				
	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。

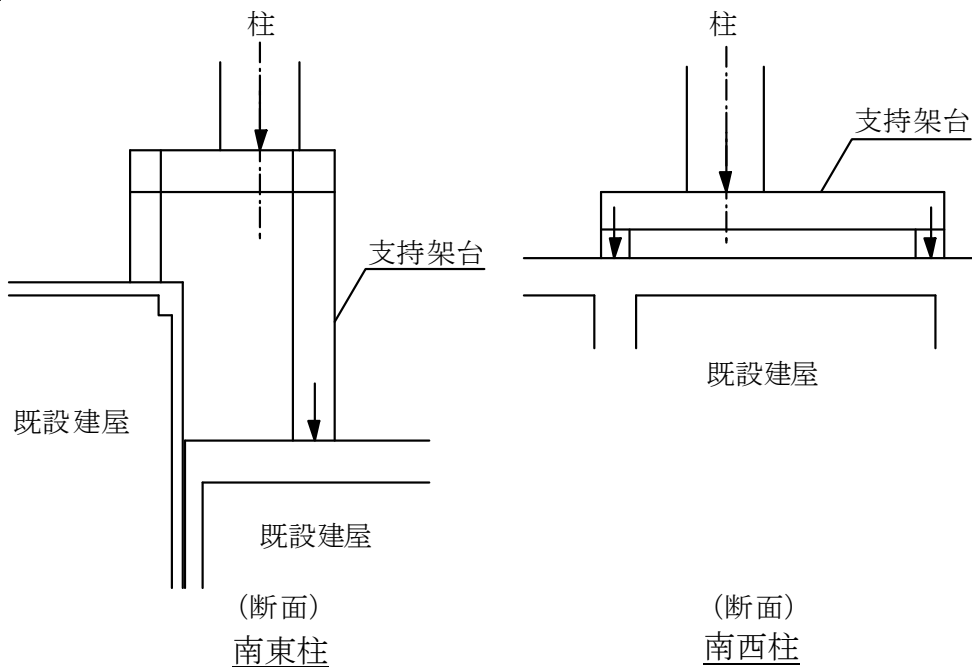


図 2-9 支持架台

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 Lft(N/mm ²)	短期 sft(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「テナ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 Lft(N/mm ²)	短期 sft(N/mm ²)
0.63	タテ糸方向	654	12.97	25.95
	ヨコ糸方向	654	12.97	25.95

注記 *1： 基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2： $ft=Fm/t/v$ ： v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い、長期は 8, 短期は 4 とする）

3.2 設計用荷重

膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。

(1) 風圧力

全体架構の設計と同様に、設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13 速度圧及び風力係数の算定

(a)速度圧(q)の算定

標高 O.P. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E_r	ガスト影響 係数 G_f	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V_0 (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

(b)風力係数(C_p)の算定

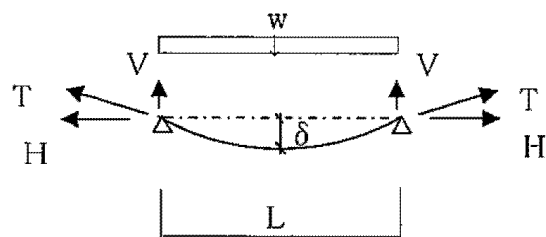
標高 O.P. (m)	地上高さ Z(m)	k_z	壁面:正圧時			壁面:負圧時		
			外圧係数	内圧係数	風力係数	外圧係数	内圧係数	風力係数
			C_{pe}	C_{pi}	C_f	C_{pe}	C_{pi}	C_f
58.0	38.5	0.912	0.73	-0.20	0.93	-0.70	0	-0.70

設計用風圧力は、以下のとおりとなる。

壁パネル膜材： (正圧時) $w=0.93 \times 1230=1144$ → 1150N/m²
 (負圧時) $w=0.70 \times 1230=861$ → 870N/m²
 屋根膜材： (負圧時) $w=1.0 \times 1230=1230$ → 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。



$$V = w \cdot L / 2 \quad (\text{N/m})$$

$$H = \sqrt[3]{(w^2 \cdot L^2 \cdot Et) / 24} + T_0 \quad (\text{N/m}) \quad (T_0 = 1000 \text{ N/m})$$

$$T = \sqrt{V^2 + H^2} \quad (\text{N/m})$$

$$T' = T / t / 1000 \quad (\text{N/mm}^2)$$

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)

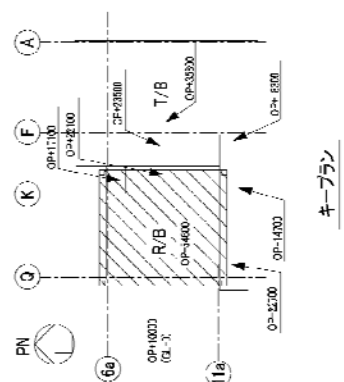
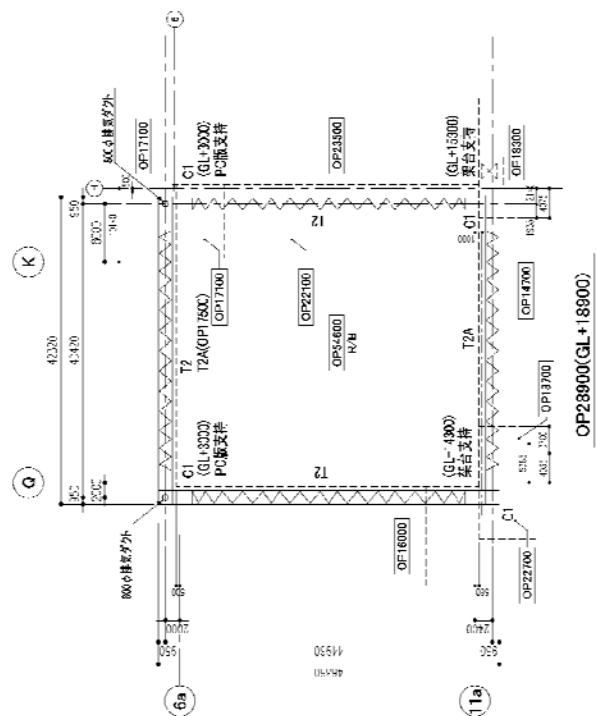
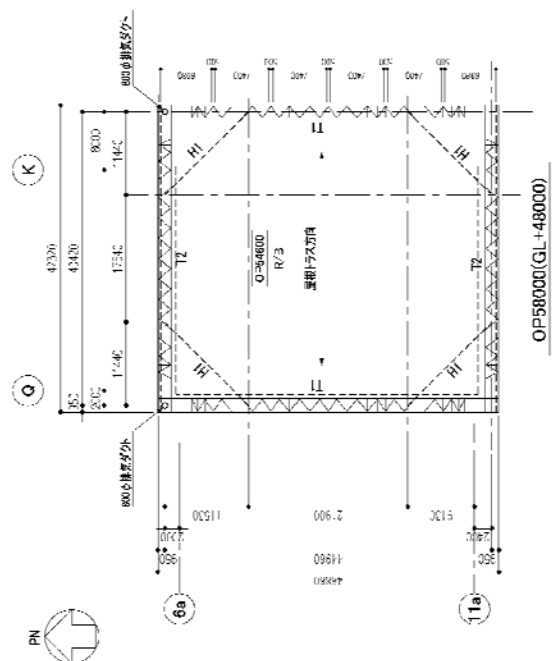
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

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)	(Cf=-0.7)	(Cf=-1.0)	(Cf=1.0)	(Cf=1.0)
	短期	短期	短期	短期	短期
風圧力 w (N/m ²)	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/mm ²)	9.23	7.93	8.60	8.60	10.29
許容応力度 ft (N/mm ²)	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



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）。

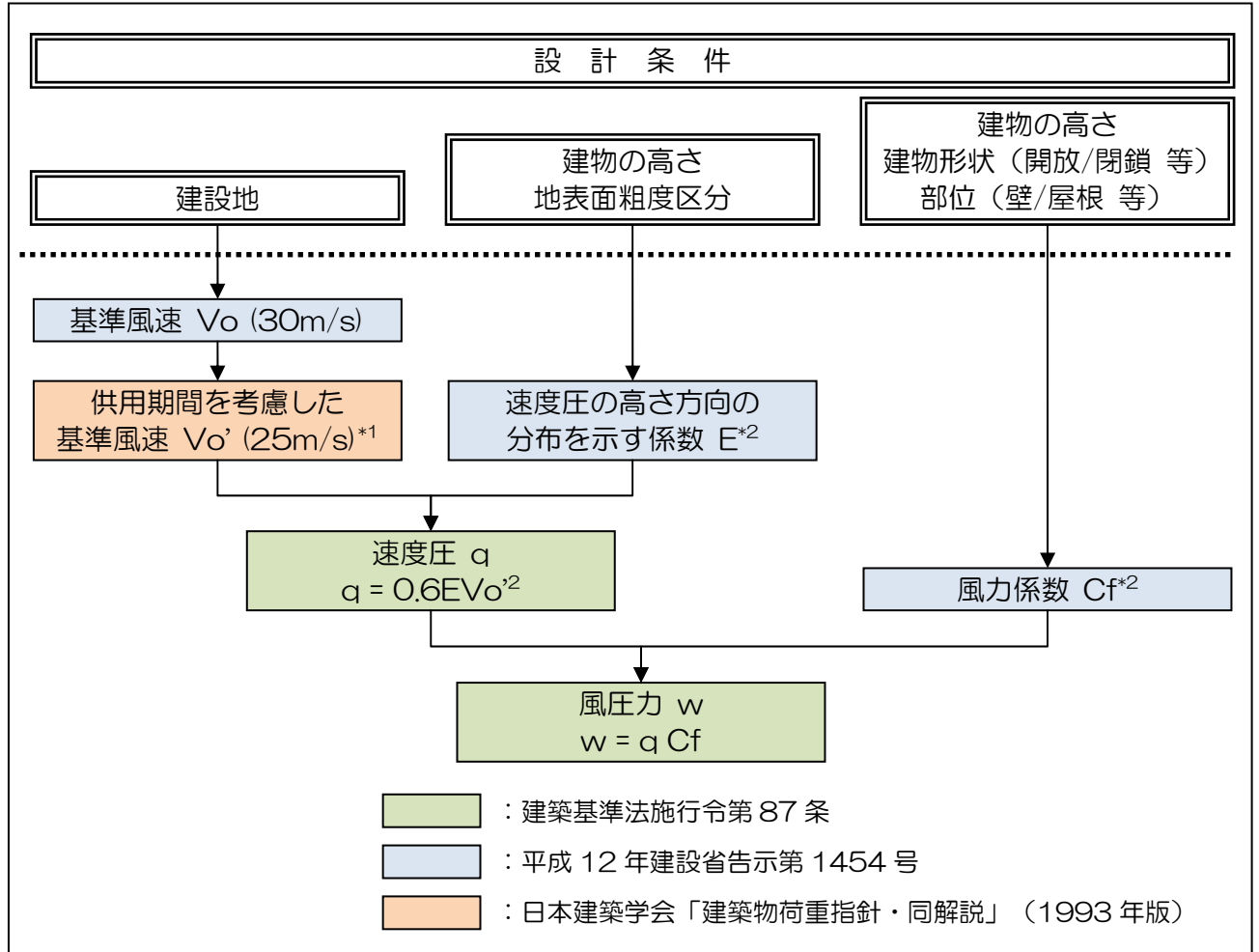
（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%

（※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 $V_o=30\text{m/s}$ を10年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} V_o' &= V_o \times (0.54 + 0.1 \ln(10)) / (0.54 + 0.1 \ln(50)) \\ &= 30 \times 0.77 / 0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s} \end{aligned}$$

*2: E および C_f 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、 $Q_a = 0.4 \times 12,560 = 5,024$ 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） $Q_u = \text{約 } 7,450 \text{ kN}$

（地震荷重時） $Q_u = \text{約 } 6,330 \text{ kN}$

すなわち、風荷重時、地震荷重時のいずれにおいても、（ $Q_a < Q_u$ となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合、架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため、架構の崩壊には至らないと考えられる。

また、すべり量が増加した場合、最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され、それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお、原子炉建屋カバーの OP28,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し、万一すべりが生じた場合でも、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり、評価基準値（ 4.0×10^{-3} ）に対して十分余裕がある（※）。これより、原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係わる報告書（その1）」参照

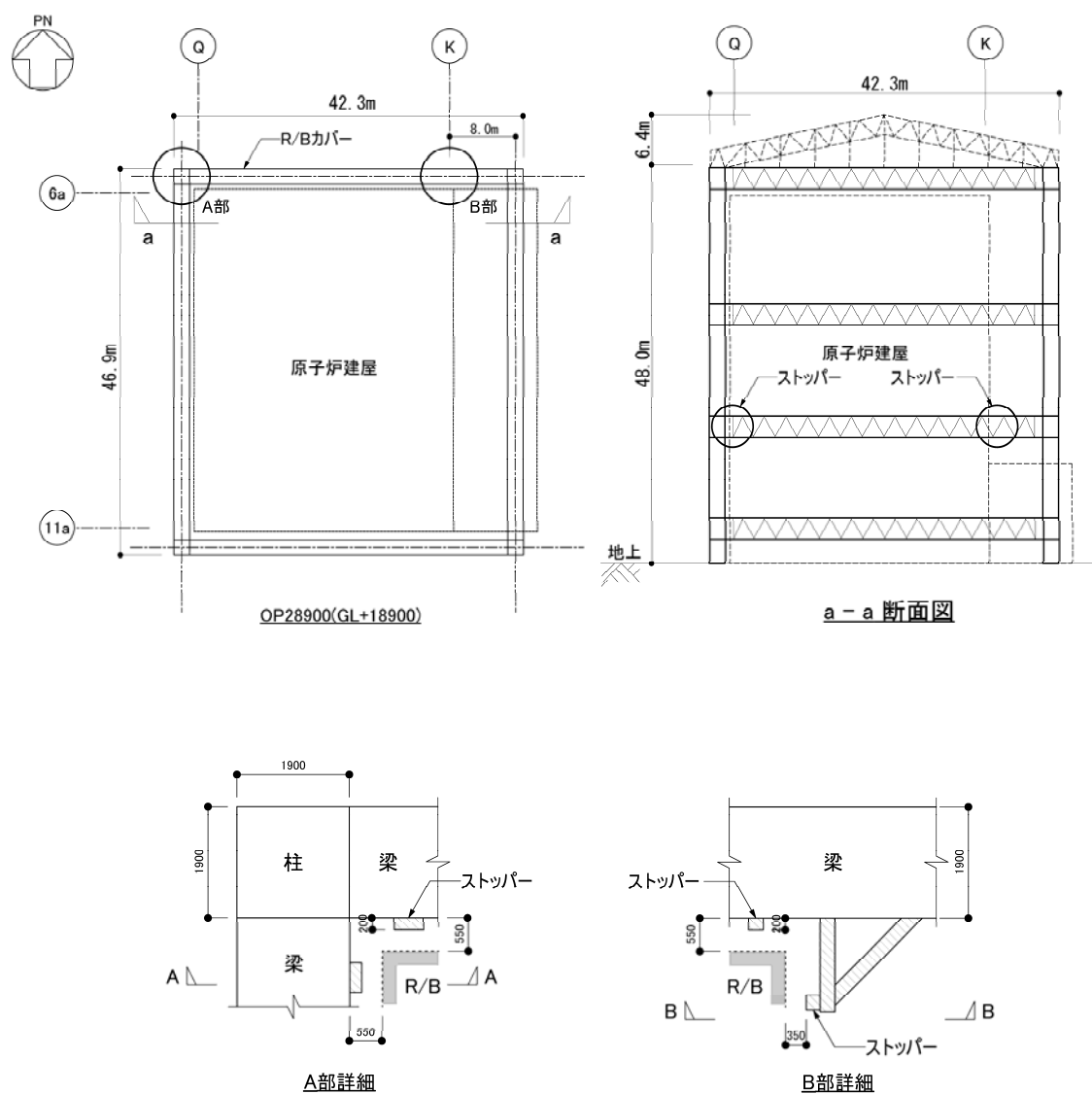
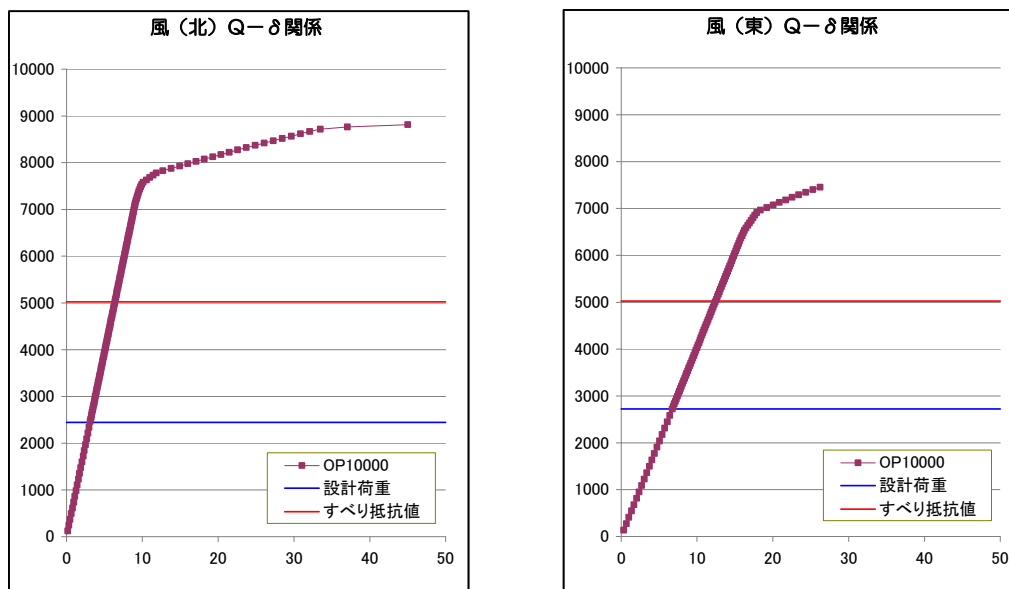


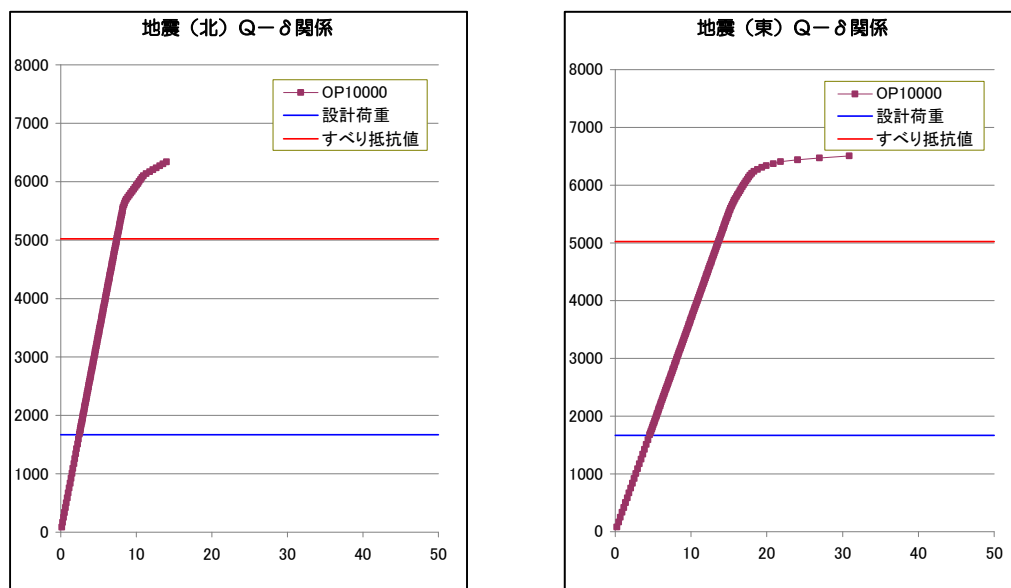
図 4-1 ストッパーの概要

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



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-2 荷重-変形関係：風荷重時



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-3 荷重-変形関係：地震荷重時

なお、設計荷重に対する架構の保有耐力は、風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍）、地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

原子炉建屋カバー附属設備について

1. 設備概要

1.1 系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため、原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け、排気ダクトを経由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%）、よう素用チャコールフィルタ（効率90%）、加熱コイル、排風機等から構成されたフィルタユニットを6 系列（うち予備2 系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は、約10,000m³/h とし、総排気風量約40,000m³/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45,000m³（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が、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 $0.3\mu\text{m}$ ）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°C （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 $40,000\text{m}^3/\text{h}$ 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°C 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°C 上昇して約 39°C 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°C 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 ($^{\circ}\text{C}$) 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 ($W/m^2 \cdot ^\circ C$)

A：伝熱面積 (m^2)

Δt ：室内外温度差 ($^\circ C$)

$$T=t-\Delta t$$

T：原子炉建屋内温度 ($^\circ C$)

t：カバー内温度 ($^\circ C$)

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 40,000m³/h で、カバー設置前の温度／相対湿度を28.5 $^\circ C$ /75%と仮定した場合、カバー設置後のカバー内温度が約40 $^\circ C$ 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 $^\circ C$ 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 $^\circ C$ 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 (40,000m³/h)

γ ：空気密度 (1.2kg/m³)

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45,000m³/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、 $3.4\text{kmol/日} \times 22.4\text{Nm}^3/\text{kmol} = 76.2\text{Nm}^3/\text{日} = 3.17\text{Nm}^3/\text{h}$
- 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、 $5.98\text{E-}01\text{kmol/日} \times 22.4\text{Nm}^3/\text{kmol} = 13.4\text{Nm}^3/\text{日} = 0.56\text{Nm}^3/\text{h}$
(安全側に7月末時点(原子炉停止後135日)での評価とした)

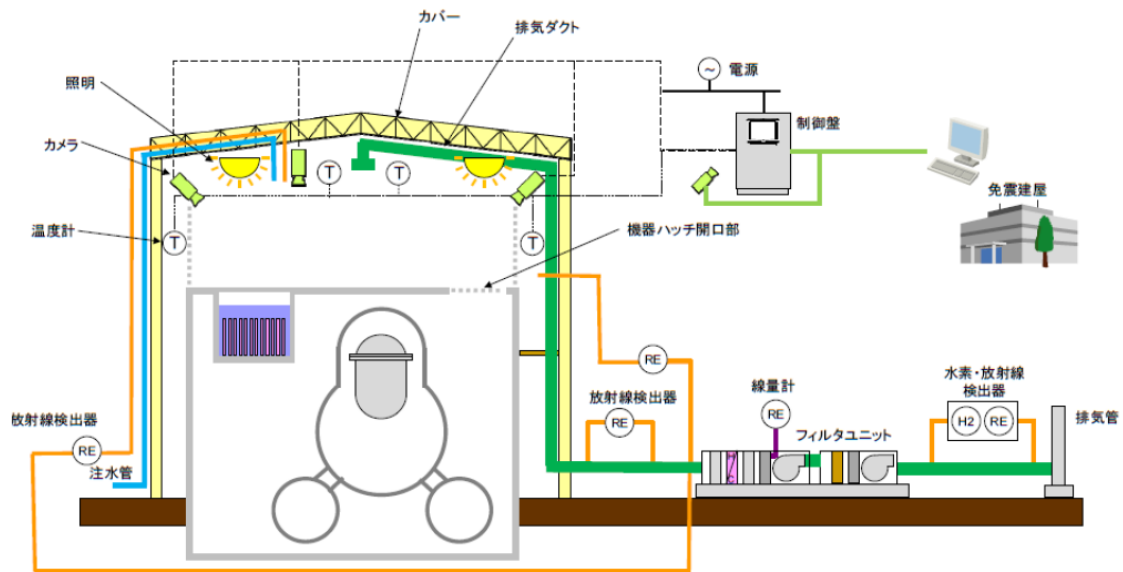


図5-1 原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

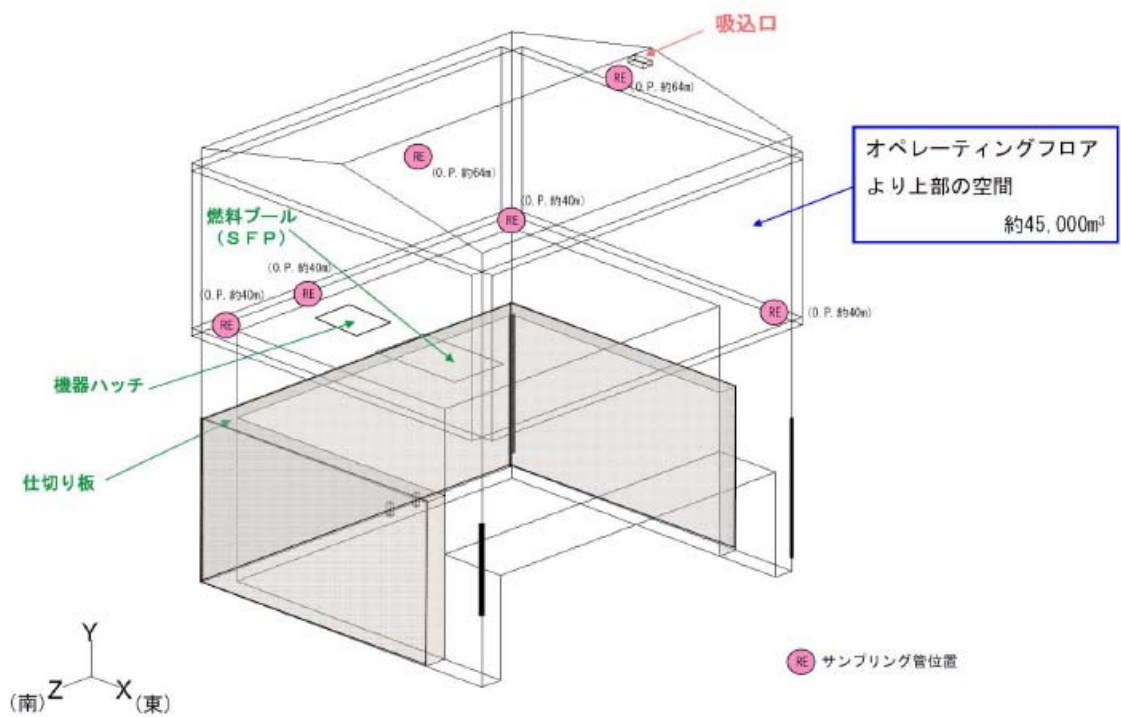


図5-2 原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

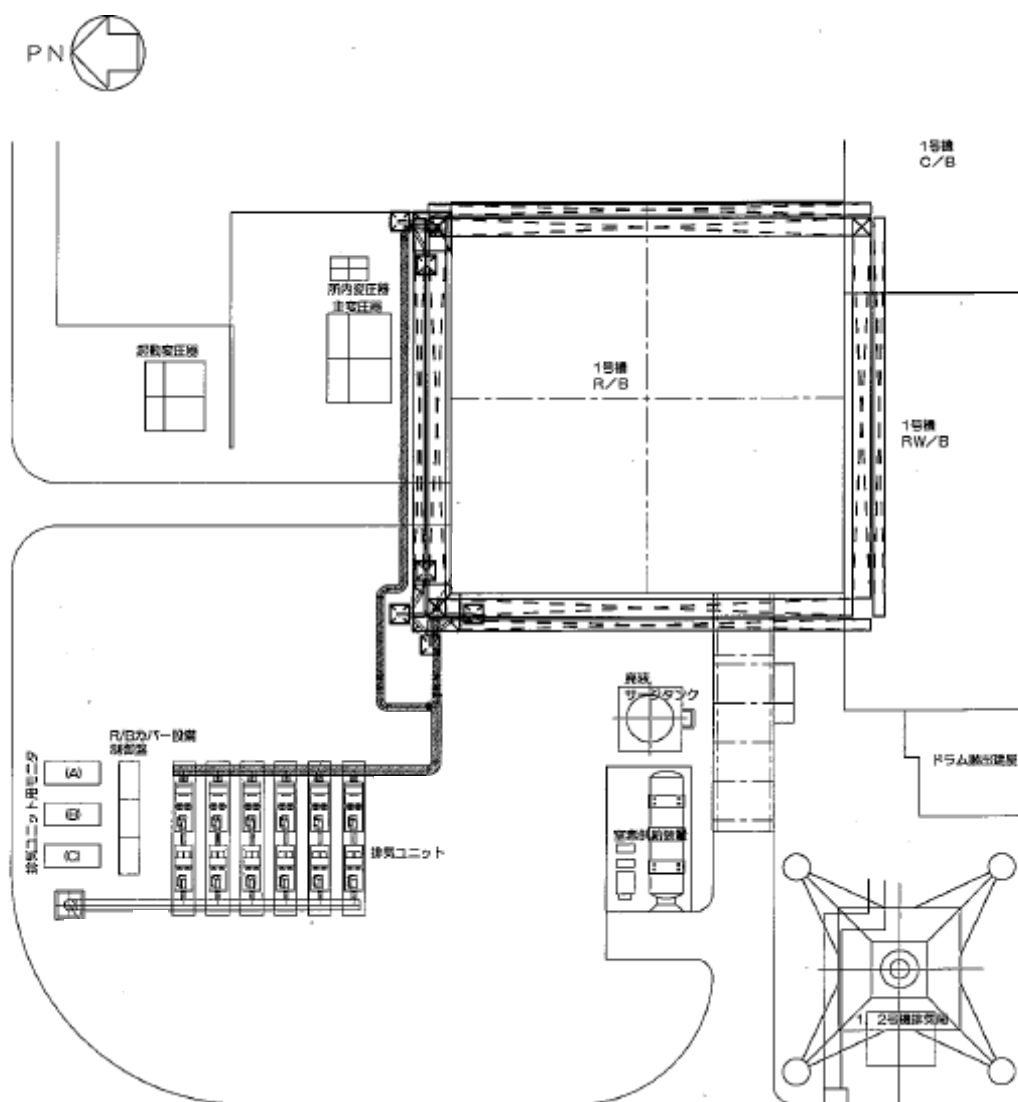


図5-3 原子炉建屋カバー排気設備配置図

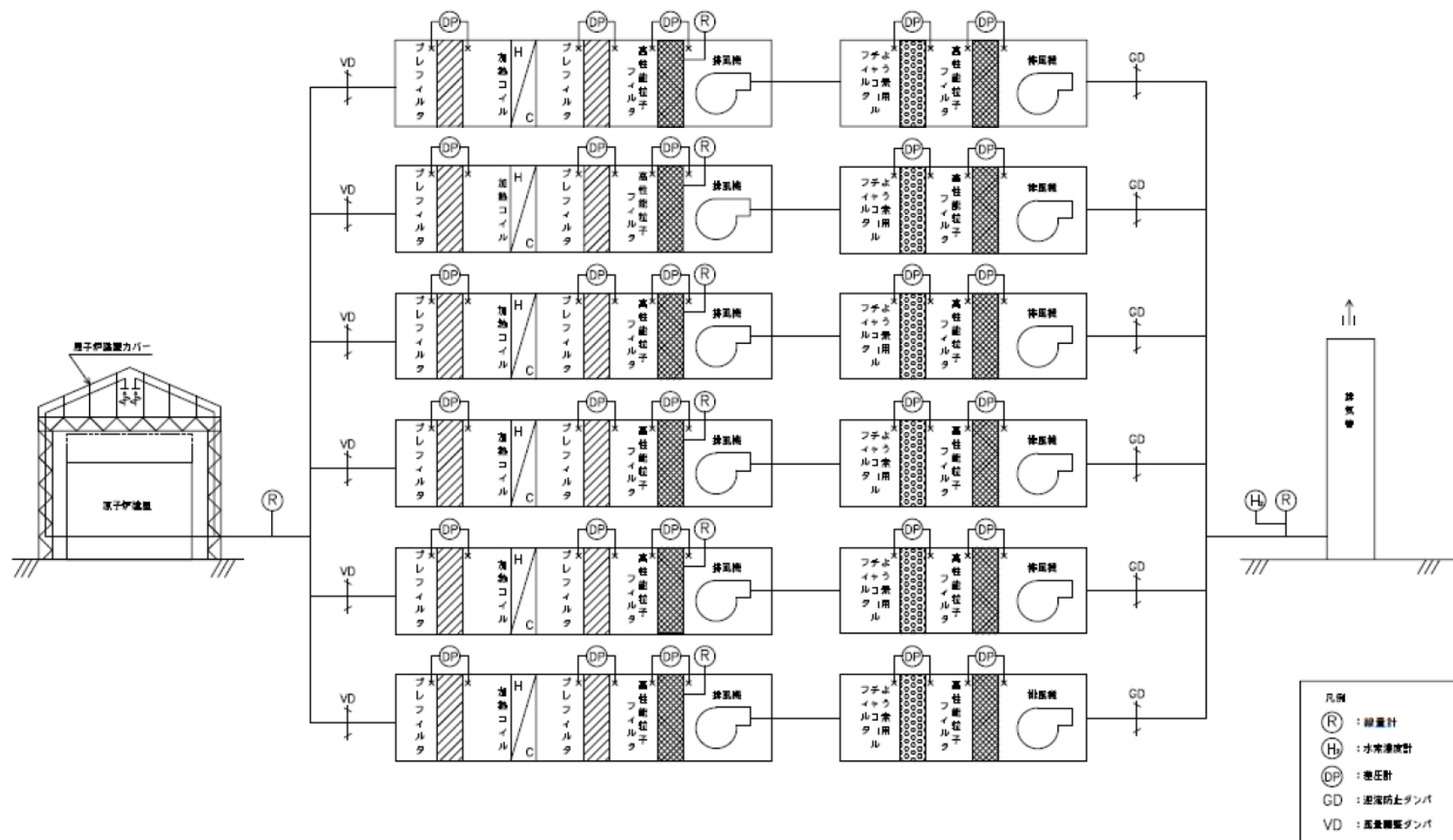


図5-4 原子炉建屋カバー排気設備系統図

2.12 使用済燃料共用プール設備

2.12.1 基本設計

2.12.1.1 設置の目的

使用済燃料共用プール設備は、燃料の適切な貯蔵を目的として運用補助共用施設内に設け、燃料貯蔵設備と燃料取扱設備等で構成する。

燃料貯蔵設備は、使用済燃料共用プール（以下、「共用プール」という。）、共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系、共用プール補給水系等で構成する。

共用プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置、補助機器等で構成する。

燃料取扱設備は、燃料取扱装置及び共用プールで取り扱う構内用輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下、「乾式貯蔵キャスク」という。）及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下、「輸送貯蔵兼用キャスク」という。）で構成する。なお、これら容器については、「Ⅱ.2.11」、「Ⅱ.2.13」及び「Ⅱ.2.31」に記載する。

その他設備として天井クレーン、使用済燃料輸送容器除染設備等がある。

また、共用プールに、1～4号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料、5,6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計5,936体※）の受け入れを計画している。震災時に何らかの損傷を受けている燃料が含まれている可能性があるため、そのような燃料を受け入れても未臨界等の安全機能が維持できる設備の設置を予定している（詳細は今後報告する予定）。

なお、5,6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料の共用プールへの受け入れ計画を踏まえて、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（「Ⅱ.2.13」に記載）の増設を計画している。

※ 設置許可対象外の使用済燃料（7×7燃料）が含まれているため、受け入れ前に未臨界評価結果を報告する予定

2.12.1.2 要求される機能

原則、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針49から51に適合すること。

2.12.1.3 設計方針

(1) 未臨界性

共用プールは、容量いっぱいに燃料集合体を収容した場合でも、通常時はもちろん、予想される外的条件が加わっても未臨界性を確保できる設計とする。

(2) 冷却及び浄化能力

共用プール冷却浄化系は、共用プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去でき、かつ共用プール水の不純物を除去できる能力を持つ設計とする。

使用済燃料の崩壊熱は、共用プール冷却浄化系の熱交換器によって、共用プール補機冷却系へ伝えられ、同系の空気冷却器によって大気へ伝えられる設計とする。

(3) 非常用補給能力

津波等により外部電源が喪失した場合にも、共用プール補給水系を用いて共用プール水の補給ができる設計とする。

(4) 貯蔵容量

炉心全装荷量（1～6号機炉心全装荷量の合計）の約200%貯蔵できる容量を超えない容量とする。

(5) 遮へい

共用プール及びキャスク・ピット内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料の上部には十分な水深を保つことにより、遮へい効果を有する設計とする。

燃料取扱装置は、構内用輸送容器、乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクと共用プール間の使用済燃料の移送操作及び収容操作が、使用済燃料の遮へい及び熱除去を考慮して、水面下で行うことができる設計とする。

(6) 漏えい防止及び漏えい検知

共用プール水の漏えいを防止するため、共用プール及びキャスク・ピットには排水口を設けない設計としている。また、共用プールに接続された配管が破損しても、共用プール水が流出しない設計としている。

また、万一の共用プール・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

(7) 構造強度

燃料取扱装置及び貯蔵設備は、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ように設計する。

また、共用プールのライニングは、万一の燃料集合体の落下時にも共用プールの機能を失うような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊った天井クレーンは通過させないようにし、重量物の貯蔵燃料への落下を防止できる設計とする。

燃料取扱装置の燃料つかみ機は、二重のワイヤや種々のインター・ロックを設け、また天井クレーンの主要要素は種々の二重化を施すことにより移送中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

(9) 除染

構内用輸送容器等の除染ができるようにする。

(10) 被ばく低減

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低くするため、運用補助共用施設の建屋内に設置し、換気空調設備を有する設計とする。

(11) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に放射線業務従事者に伝える設計とする。

(12) 格納及び空気浄化

貯蔵設備は運用補助共用施設の建屋内に設置し、換気空調設備を有する設計とする。

(13) 試験可能性

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、定期的に試験及び検査ができる設計とする。

(14) 火災防護

共用プール施設は、火災により共用プール施設の安全性が損なわれないようにする。

2.12.1.4 供用期間中に確認する項目

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

2.12.1.5 主要な機器

運用補助共用施設平面図を図 2. 12-1～5 に、共用プール概要図を図 2. 12-6 に示す。

(1) 共用プール

- a. 共用プールは、鉄筋コンクリート造の設備で運用補助共用施設内にあり、1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内で 19 ヶ月以上冷却され、かつ運転中のデータ、シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料、炉内燃料（8×8 燃料、新型 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 燃料及び 9×9 燃料）及び新燃料（9×9 燃料※）を貯蔵し、貯蔵容量は炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%である。なお、乾式貯蔵キャスク仕立て時に発生するチャンネルボックス等も共用プールに貯蔵する。

※ 使用済 9×9 燃料を共用プール内の燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合の未臨界性は既存の設置許可において確認されている。使用済 9×9 燃料の未臨界評価においては、燃料未照射状態から燃料寿命末期において最も反応度が高い状態を包絡するような評価を行っていることから、新燃料を燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合でも臨界にはならない。

- b. 使用済燃料貯蔵ラックは、ステンレス鋼を使用するとともに、適切な燃料間距離を保持することにより、容量いっぱい燃料を収容し、共用プール水温及びラック内燃料貯蔵位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が 0.95 以下となる設計としている。
- c. 共用プール、キャスク・ピット壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して十分確保し、内面はステンレス鋼でライニングするとともに排水口を設けないことにより漏えいを防

止している。また、万一の共用プール・ライニング及びキャスク・ピット・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため、漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

- d. 燃料取扱場所においてガンマ線レベルを連続的に監視し、線量率が設定値を超えた場合には燃料取扱場所に警報を発するエリア放射線モニタを設ける。
- e. キャスク・ピットは、共用プールの横に別個に設け、万一のキャスクの落下事故の場合にも、共用プールの機能を喪失しない設計としている。また、万一の燃料集合体の落下時にも共用プールのライニングは機能を喪失しない設計としている。

(2) 共用プール冷却浄化系

共用プール冷却浄化系は、使用済燃料からの崩壊熱を共用プール補機冷却系により熱交換器で除去して共用プール水を冷却するとともに、ろ過脱塩装置で共用プール水をろ過脱塩して、共用プール及びキャスク・ピット水の純度及び透明度を維持する。

共用プール冷却浄化系は、1～6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内に19ヶ月以上冷却された使用済燃料及び炉内燃料を年間900体ずつ貯蔵容量いっぱいまで受入れた場合の使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷を、この系の熱交換器で除去し、1系列で共用プール水温がコンクリートの制限温度65℃を超えない、また2系列で共用プール水温が現場作業環境を考慮した温度52℃を超えない設計としている。

共用プールからスキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する共用プール水は、ポンプで昇圧し、ろ過脱塩装置、熱交換器を通した後、共用プールのディフューザから吐出する設計としている。

共用プールに入る配管には逆止弁を設け、サイフォン効果により共用プール水が流出しない設計としている。

共用プール冷却浄化系は、スキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する水をポンプで循環させるので、この系の破損時にも燃料プール水位はスキマせきより低下することはない。

なお、ろ過脱塩装置より発生する使用済イオン交換樹脂は、運用補助共用施設内の本設の沈降分離タンク（共用プールの設備寿命を40年として、発生する使用済イオン交換樹脂を収容できる容量として設計されている）で保管する。

また、本系統の電源は、外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となっている。

(3) 共用プール補機冷却系

共用プール補機冷却系は、共用プールで発生する崩壊熱等を共用プール冷却浄化系の熱交換器等によって冷却除去するとともに、この系の空気冷却器によって大気へ伝える。

また、本系統の電源は、外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となっている。

る。

(4) 共用プール補給水系

共用プール補給水系は、通常時及び異常時に共用プール補給水貯蔵槽から共用プール補給水ポンプで昇圧し、共用プール水を補給する。

外部電源が喪失した場合にも、共用プール補給水系を用いて、共用プールへ水の補給ができる。また、長期停止した場合も消防車により共用プールへ水の補給が可能である。

なお、消防車については、ろ過水タンク等（ろ過水タンク：OP. 41,000，純水タンク：OP. 10,000）の真水を水源とする。

(5) 燃料取扱装置

燃料取扱装置は、共用プール及びキャスク・ピットの上に設けるレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリで構成する。

また、燃料つかみ機は、二重のワイヤや種々のインター・ロックを設ける。燃料取扱作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取扱装置は、遠隔自動で運転できるようにしている。

(6) 天井クレーン

天井クレーンは、構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの運搬等に使用する。

また、天井クレーンの主要要素は、種々の二重化（主巻装置のワイヤーロープ，ドラム等）を施しており，使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を通過させないように，天井クレーンにインター・ロックが設けられている。

(7) 使用済燃料輸送容器除染設備

使用済燃料輸送容器除染設備は，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの除染を行うため，共用プールに隣接して設けている。

(8) 燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系は，送・排風機，フィルタ等で構成する。共用プールの管理区域に供給された空気は，フィルタを通した後，排風機により排気口から大気に放出する。

(9) 使用済燃料輸送容器保管エリア

使用済燃料装填前あるいは装填後の構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスク及び輸送貯蔵兼用キャスクを必要に応じて一時保管するため，運用補助共用施設内に使用済燃料輸送容器保管エリアを設けている。

(10) 電源

使用済燃料共用プール設備の電源は所内高圧母線から受電できる構成とする。また，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源からの供給が可能な構成とする。

なお，全交流電源喪失の場合でも電源車（「Ⅱ.2.7」に記載）により，使用済燃料共用プール注水機能を維持する機器に対して電源を供給できる構成とする。

2.12.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

東北地方太平洋沖地震では、共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系及び共用プール補給水系について、地下階に設置されていた電源設備以外のポンプ等の設備は床面より高い位置に設置されていたことにより被害は生じなかったが、同様に地下階に設置されていた電源盤等が浸水による被害を生じたため冷却機能を喪失した。

このため、余震により想定される津波対策としての仮設防潮堤の設置に加え、建屋の防水性向上対策等を行う。

現在は共用プール設備と同じく運用補助共用施設内に設置されている先行復旧予定の非常用ディーゼル発電機（4B）の復旧に合わせ、まずは地下階の防水性向上対策としてトレンチ開口部の閉塞を実施し、地下階の電源盤等の浸水による電源喪失リスクを低減させることで、冷却機能喪失リスクを低減している。また、建屋の浸水を抑えるために床・壁等の開口部の防水性向上対策を実施する。

(2) 火災

復旧した火災報知設備及び消火設備により、火災の早期検知、消火活動の円滑化を図る。

(3) 台風・竜巻

使用済燃料共用プール設備は、屋内に設置してあるため、台風・竜巻の影響を受けない。

(4) 環境条件

使用済燃料共用プール設備は基本的に東北地方太平洋沖地震において被災した設備を復旧する計画としている。復旧後は以下の保守管理を実施し、設備の維持を図る。

- ・燃料取扱装置、天井クレーンについては使用前の点検及び定期的な点検を実施する。
- ・共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系、共用プール補給水系、建屋躯体等については、当面は、定期的な巡視点検において状態を監視し、異常の兆候が確認された場合に対応を行うこととしている。

2.12.1.7 構造強度及び耐震性

使用済燃料共用プール設備の構造強度及び耐震性は以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号 平成6年4月27日認可）

工事計画届出書（総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出）

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体について、基準地震動 S_s による耐震安全性評価を実施し、問題のないことを確認している。

2.12.1.8 機器の故障への対応

(1) 共用プール冷却浄化系の機器の単一故障

a. 共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプ故障

共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプが故障した場合は、現場に移動し、待機ポンプの起動を行い、使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

b. 電源喪失

共用プール冷却浄化系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合、電源の復旧に長時間を要しない場合は、電源の復旧により使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

共用プール冷却浄化系ポンプ及び共用プール補給水ポンプの電源の復旧に長時間を要する場合は、予め免震重要棟付近（OP. 36, 900）に待機している電源車を用いて共用プール補給水系の電源を復旧し、使用済燃料共用プールへの注水を行うと共に、必要に応じて予め免震重要棟西側（OP. 36, 900）に待機している消防車の配備を行い、直接プールに注水を行うことにより、プール水位の異常な低下を防止する。

(2) 共用プール冷却浄化系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震、津波等により、万が一、共用プール冷却機能の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、現場状況に応じて、予め免震重要棟西側（OP. 36, 900）に待機している消防車の配備を行い、プール水位の異常な低下を防止する。共用プール冷却機能が停止してから、燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部 2m に至るまでは最短でも約 20 日であることから、使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

(3) 冷却機能喪失事象に対する評価

共用プール冷却機能の喪失評価を添付資料—6 に示す。

(4) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下評価を添付資料—7 に示す。

2.12.2 基本仕様

2.12.2.1 要求仕様

以下に要求仕様を示す。なお、福島第一原子力発電所 原子炉設置許可申請書に機器仕様を記載されているものは機器名称に※を記載する。

(1) 使用済燃料共用プール

容 量 6840 体

(使用済燃料共用プールについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(2) 使用済燃料貯蔵ラック

容 量 90 体

個 数 76

(使用済燃料貯蔵ラックについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(3) 共用プール冷却浄化系

a. ポンプ※

台 数 3 (うち 1 台は予備)

容 量 約 500m³/h/台

(ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

b. 熱交換器※

基 数 2

交換熱量 約 3.3MW/基 (約 2.8×10⁶kcal/h/基)

(熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

c. ろ過脱塩装置※

形 式 圧力プリコート形

基 数 2

容 量 約 200m³/h/基

(ろ過脱塩装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

表 2. 1 2 - 1 共用プール冷却浄化系 主要配管仕様

名 称	仕 様	
スキマ・サージ・タンクから共用プール冷却浄化系ポンプまで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	267.4／9.3 SUS304TP／STS42 静水頭／14.0 66
共用プール冷却浄化系ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	165.2／7.1 216.3／8.2 267.4／9.3 SUS304 TP／STS42 14.0 66
共用プール冷却浄化系熱交換器から使用済燃料共用プールへ	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	267.4／9.3 SUS304 TP 14.0 66
ポンプ出口配管から共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器まで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	165.2／7.1 SUS304TP／STS42／STPT38 14.0 66
共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器からポンプ出口配管まで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	139.8／6.6 165.2／7.1 SUS304TP 14.0 66

(主要配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(4) 共用プール補給水系

a. 共用プール補給水貯蔵槽※

基 数 1
容 量 約 430m³
主要部材質 ステンレス鋼ライニング

b. ポンプ※

台 数 2
容 量 約 30m³/h/台

(5) 共用プール補機冷却系

a. ポンプ※

台 数 3 (うち1台は予備)

容 量 約 650m³/h/台

(ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

b. 空気冷却器※

基 数 2

交換熱量 約 3.3MW/基 (約 2.9×10⁶kcal/h/基)

(空気冷却器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

表 2. 1 2 - 2 共用プール補機冷却系 主要配管仕様

名 称	仕 様	
共用プール補機冷却ポンプ から共用プール冷却浄化系 熱交換器まで	外径／厚さ (mm)	216.3／8.2 267.4／9.3 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力 (kg/cm ²)	12.0
	最高使用温度 (℃)	70
共用プール冷却浄化系熱交 換器から共用プール補機冷 却系空気冷却器まで	外径／厚さ (mm)	114.3／6.0 165.2／7.1 267.4／9.3 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力 (kg/cm ²)	12.0
	最高使用温度 (℃)	70
共用プール補機冷却系空気 冷却器から共用プール補機 冷却系ポンプまで	外径／厚さ (mm)	114.3／6.0 165.2／7.1 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力 (kg/cm ²)	12.0
	最高使用温度 (℃)	70

(主要配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(6) 燃料取扱装置

型 式	燃料把握機付移床式
基 数	1
定格荷重	燃料把握機 460kg 補助ホイス ト 460kg

(燃料取扱装置については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

(7) 天井クレーン

a. 共用プールエリア天井クレーン

型 式	天井走行式
基 数	1
定格荷重	主巻 125t 補巻 5t

(共用プールエリア天井クレーンについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

b. キャスク搬出入エリア天井クレーン

型 式	天井走行式
基 数	1
定格荷重	主巻 140t 補巻 5t

(キャスク搬出入エリア天井クレーンについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

(8) 燃料貯蔵区域換気空調系

a. 共用プールエリア送風機

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 93,000m ³ /h/台
形 式	遠心式
静 圧	180mmAq

(共用プールエリア送風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

b. 共用プールエリア排風機

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 93,000m ³ /h/台
形 式	遠心式
静 圧	250mmAq

(共用プールエリア排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(9) 温度計

形 式	熱電対
計測範囲	0～100℃
個 数	1

(10) エリア放射線モニタ

検出器の種類	計測範囲	取付箇所
半導体式	10 ⁻⁴ ～1mSv/h	・ 3F 1 チャンネル ・ 2F 1 チャンネル ・ 1F 3 チャンネル ・ B1F 1 チャンネル (合計 6 チャンネル)
	1～10 ⁴ mSv/h	・ 3F 1 チャンネル (合計 1 チャンネル)

(エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

(11) 使用済燃料輸送容器保管エリア

保管容量 (構内用輸送容器, 乾式貯蔵キャスク, 輸送貯蔵兼用キャスクの合計)
10 基

(12) 消防車

基 数	1※
容 量	3m ³ /h 以上
※使用済燃料プール設備と共用	

(13) ろ過水タンク等

a. ろ過水タンク

基 数	<u>1</u>
容 量	約 8,000m ³ /基

b. 純水タンク

基 数	2
容 量	約 2,000m ³ /基

2.12.3 添付資料

添付資料―1 系統概略図

添付資料―2 現在の設備状況

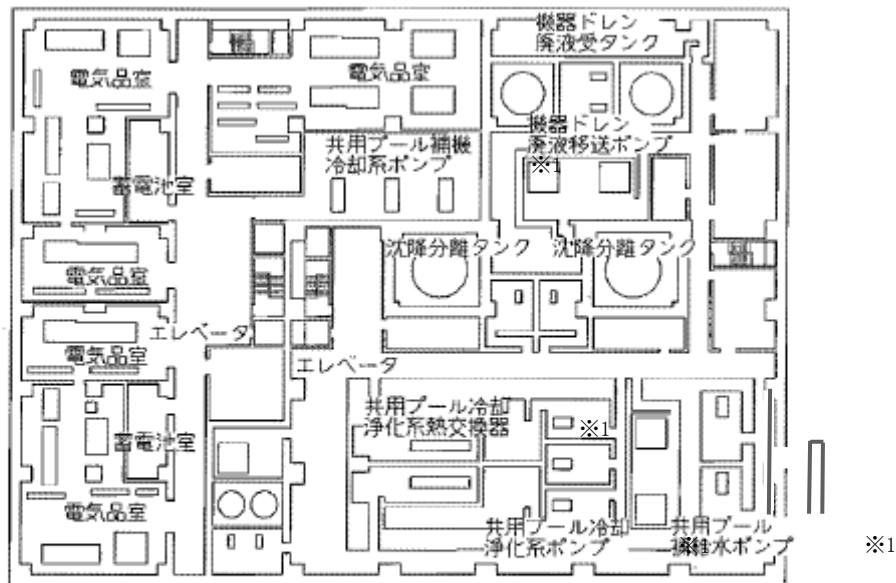
添付資料―3 有効燃料頂部+2m での線量率評価

添付資料―4 「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1 系列運転時の共用プール水温度評価

添付資料―5 運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全評価について

添付資料―6 共用プール冷却機能の喪失評価

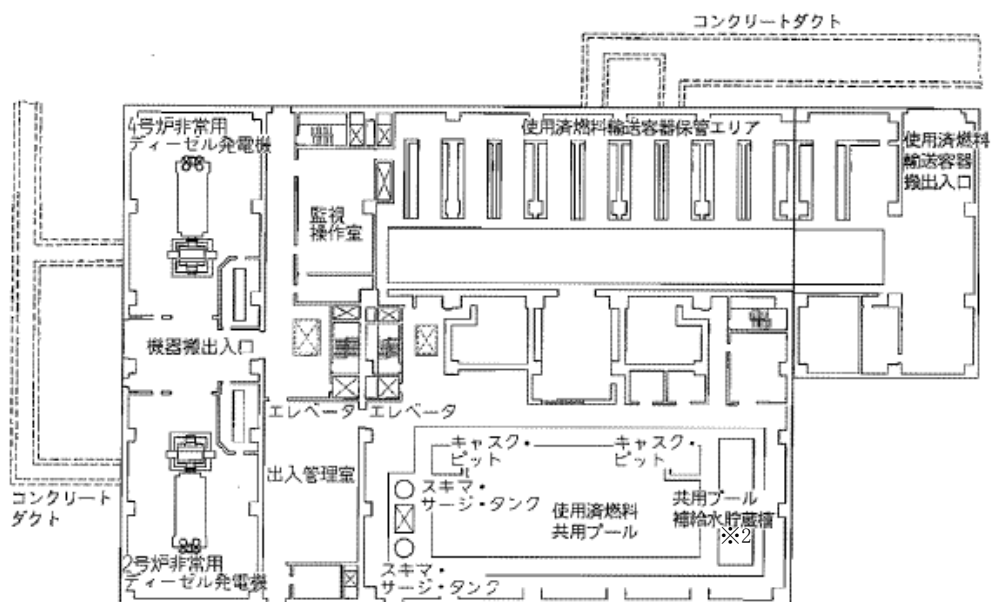
添付資料―7 燃料集合体の落下評価



※1: 共用プール冷却浄化系ポンプ、共用プール補機冷却系ポンプ、共用プール補給水ポンプ、共用プール冷却浄化系熱交換器は、床面から高い位置に設置。

D.P. +2700mm

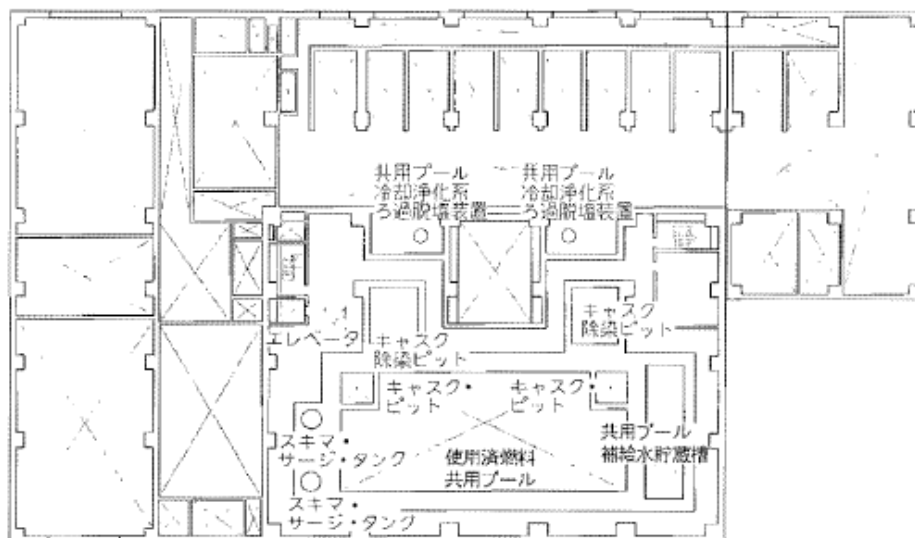
図2. 12-1 運用補助共用施設平面図 (その1)



※2: 共用プール補給水貯蔵槽は、共用プール同様、鉄筋コンクリート造の設備。

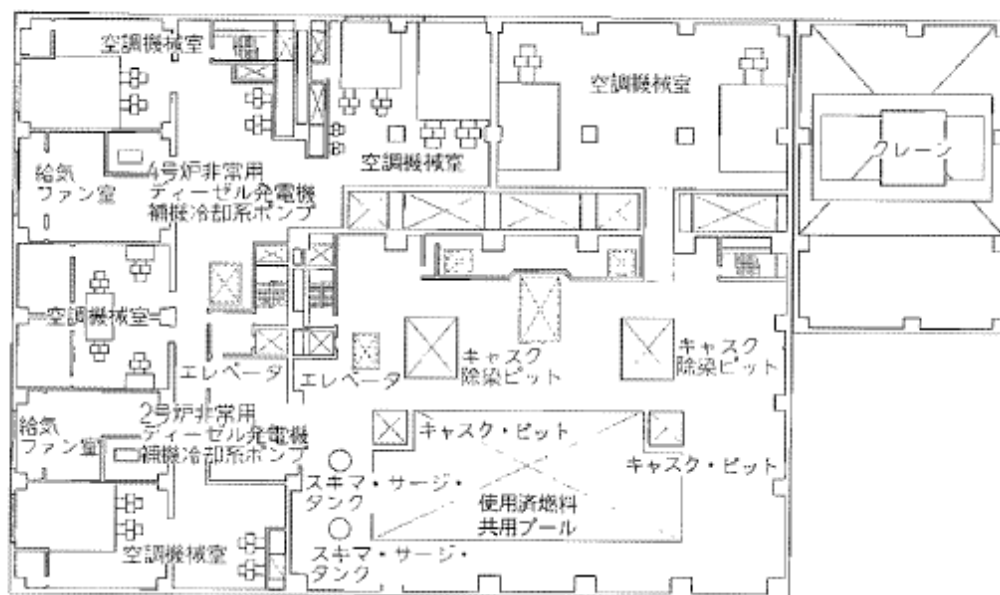
D.P. +10200mm

図2. 12-2 運用補助共用施設平面図 (その2)



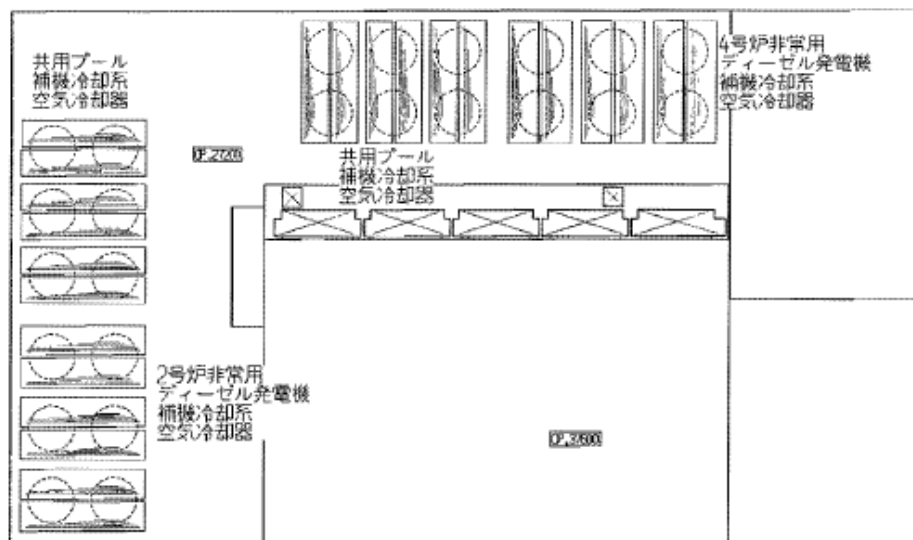
O.P. +15700mm

図 2. 1 2 - 3 運用補助共用施設平面図 (その 3)



O.P. +19200mm, O.P. +20200mm

図 2. 1 2 - 4 運用補助共用施設平面図 (その 4)



O.P. +27200mm, O.P. +37600mm

図2. 12-5 運用補助共用施設平面図 (その5)

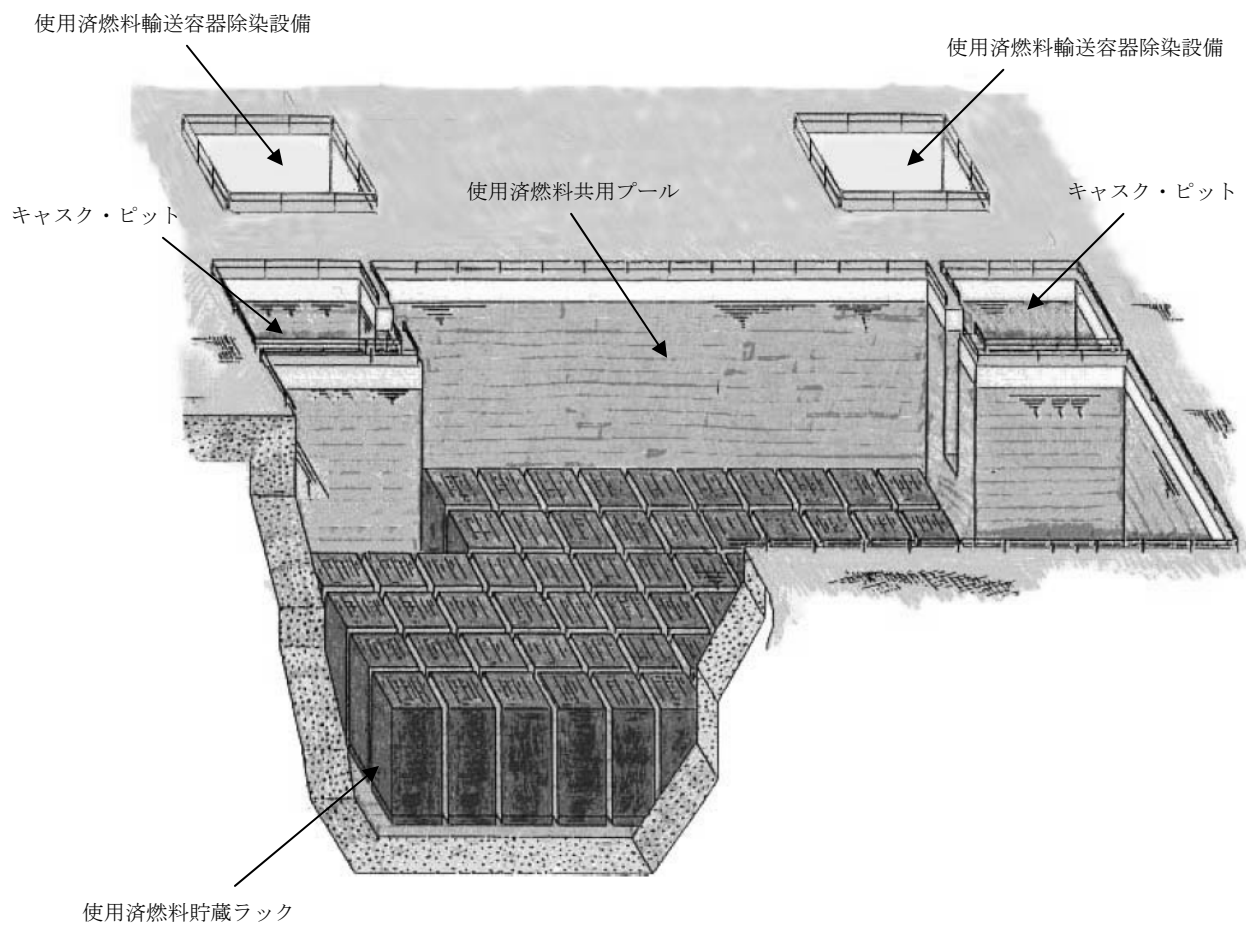


図 2. 1 2 - 6 共用プール概要図

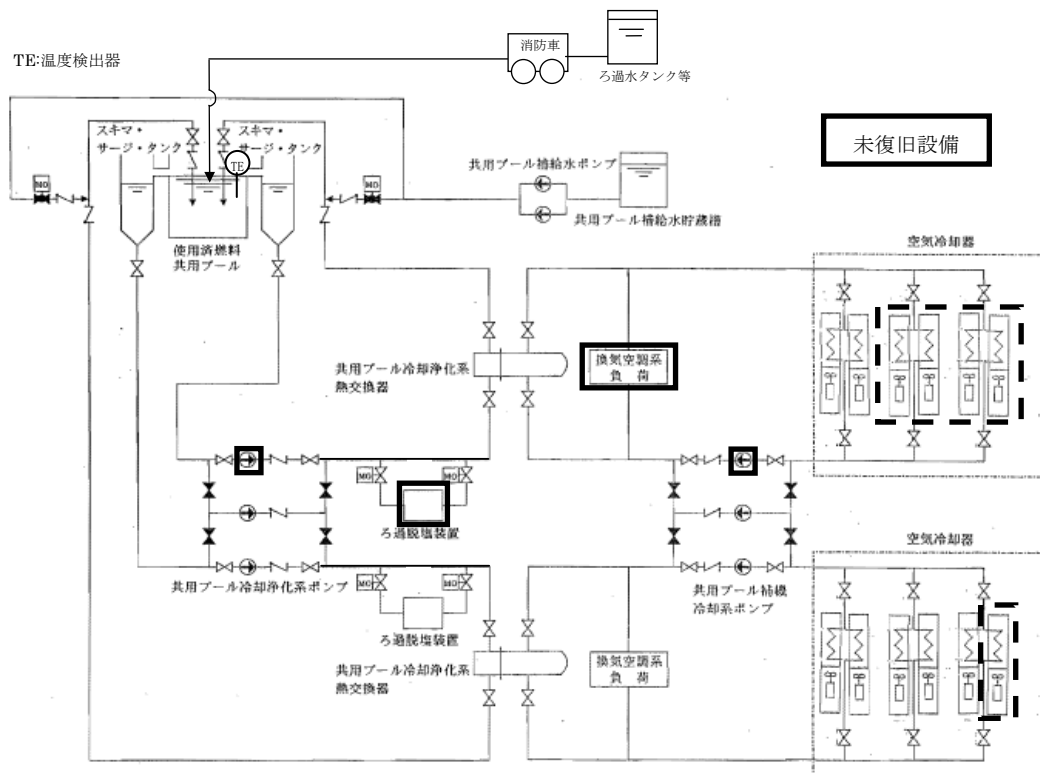


図 1-1 共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（現状：平成 25 年 5 月）

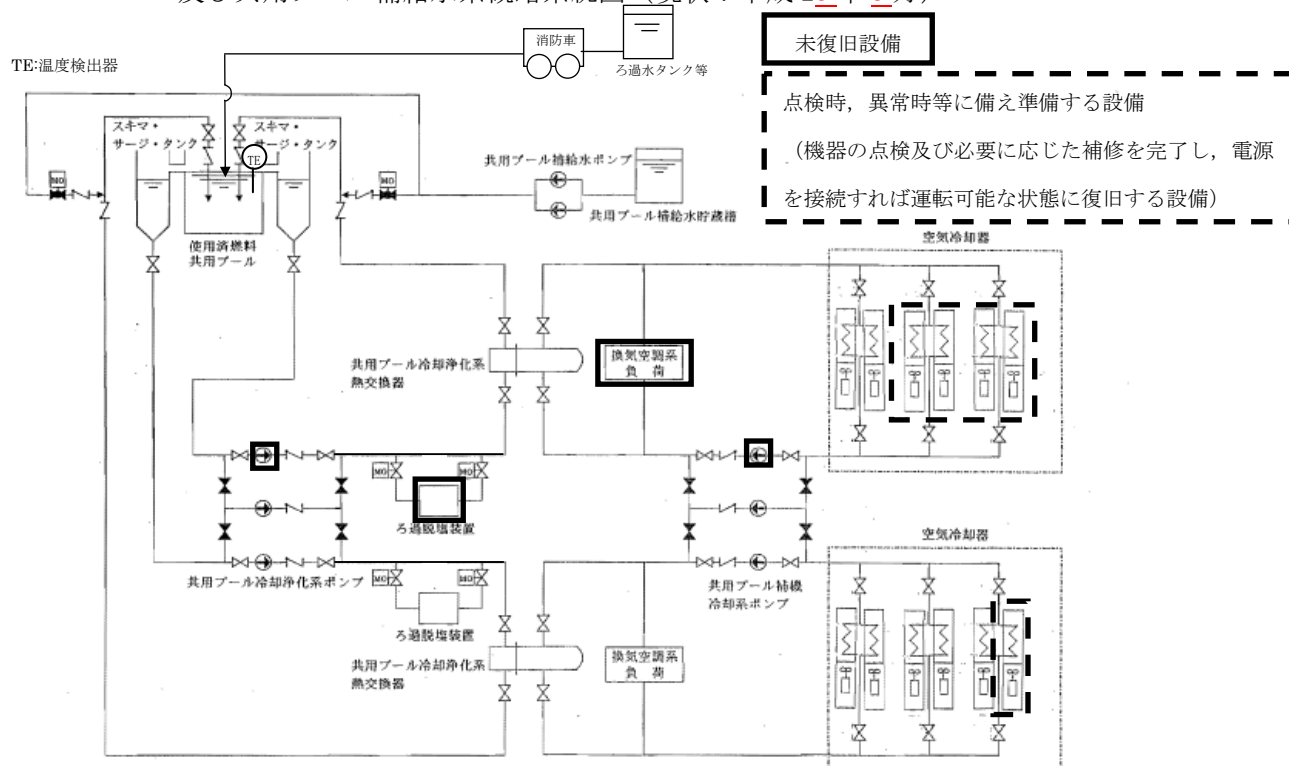


図 1-2 共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（共用プールからの燃料取出開始時）

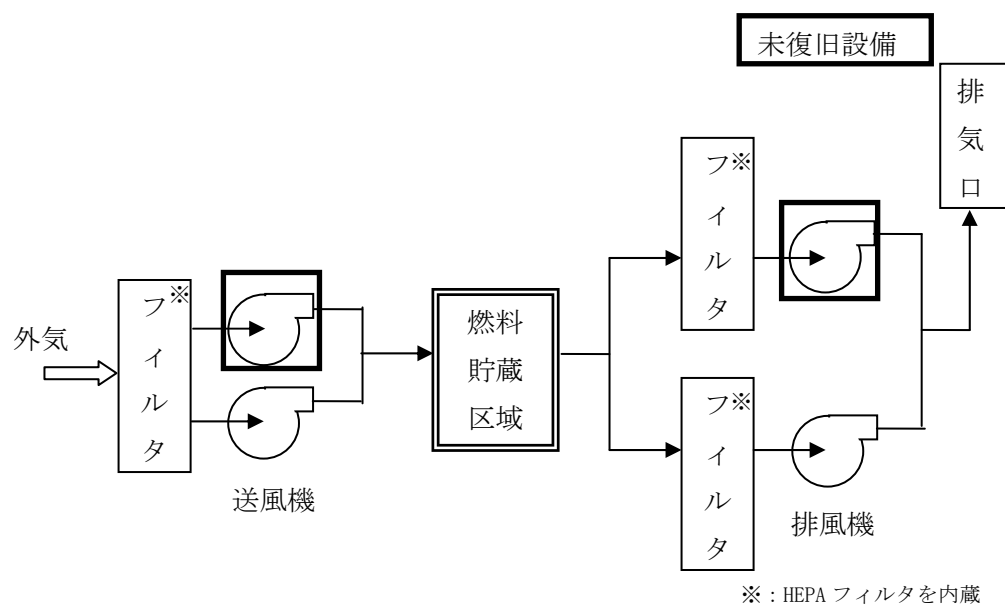


図 1 - 3 燃料貯蔵区域換気空調系概略系

現在の設備状況

東北地方太平洋沖地震に伴い発生した津波により、運用補助共用施設の非管理区域地下 1 階に設置された電源設備は 70～120cm 程度浸水し、運用補助共用施設は全ての電源が喪失した。電源喪失により共用プール冷却浄化系の機能は喪失したが、共用プール水位については、使用済燃料頂部より高い水位が十分確保されていた。なお、共用プール水温は一時的に 73℃程度まで上昇したが、仮設電源の設置と共用プール冷却浄化系の一部復旧により水温は低下し、現在は概ね 15～35℃程度を維持している。

現在の設備状況を添付資料— 1 に、設備の点検・復旧の概略工程計画を表 1 に示す。

今後、設備信頼性、運用面の改善、津波、1～6 号機使用済燃料プール及び炉内の燃料受け入れの観点から、設備の復旧、改造または設置等を必要に応じて実施していく計画としている。

1.1 燃料貯蔵設備

1.1.1 共用プール

漏えい水検出計は平成 24 年 6 月、水位警報装置は平成 25 年 3 月に復旧している。スキマ・サージ・タンク水位計の指示は巡視点検で確認しており、ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。使用済燃料貯蔵ラックは、平成 25 年 1 月に代表ラック 2 基に対して外観点検を実施し、問題がないことを確認している。

1.1.2 共用プール冷却浄化系

3 台ある共用プール冷却浄化系ポンプのうち 1 台且を平成 23 年 3 月に復旧し、早期に 2 系統ある冷却浄化系のうち 1 系統で共用プール水の冷却を可能としており、平成 25 年 3 月には 2 台目も復旧し、多重性を確保している。ろ過脱塩装置は、平成 24 年 4 月に 2 台のうち 1 台を復旧している。

添付資料— 4 に示すとおり、熱交換器 1 基で今後の 1～6 号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を 52℃以下に冷却することが可能であるため、当面は 2 系列ある共用プール冷却浄化系のうち 1 系列のみを使用して冷却を行うが、残りの 1 系列についても点検時、異常時等に備えて熱交換器が使用できるように、平成 25 年 5 月に熱交換器を復旧している。

また、巡視点検において、共用プール水温度、ポンプの運転状態等を確認し、冷却状態を確認している。なお、共用プール水温度計の指示は、ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。

1.1.3 共用プール補機冷却系

3台ある共用プール補機冷却系ポンプのうち1台且を平成23年3月に復旧し、早期に2系統ある冷却浄化系のうち1系統での共用プール冷却浄化系の冷却を可能としており、平成25年3月には2台目も復旧し、多重性を確保している。また、12台あるエアフィンクーラーのうち7台を平成24年5月までに復旧している。

なお、空気冷却器は3ベイで1基（共用プール補機冷却系片系統に1基）を構成しており、1ベイあたり2台のエアフィンクーラーが配置されている。

添付資料ー4に示すとおり、空気冷却器1基で今後の1～6号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を52℃以下に冷却することが可能である。したがって、当面は2系列ある共用プール補機冷却系のうち1系列のみを使用して冷却を行うが、残りの1系列の空気冷却器についても点検時、異常時等に備えて電源を供給すれば使用できるよう準備する。なお、エアフィンクーラーについては、プール水温度を確認しながら運転台数の調整を行う。

また、巡視点検において、ポンプの運転状態等系を確認し、冷却状態を確認している。

1.1.4 共用プール補給水系

2台ある共用プール補給水ポンプのうち1台且を平成23年3月に復旧し、早期に共用プール補給水貯蔵槽からプールへ共用プール水を補給することを可能としており、平成25年3月には2台目も復旧し、多重性を確保している。

1.2 燃料取扱装置

平成24年9月に点検は終了しており、定期事業者検査相当の健全性確認を社内自主で実施し、機能上の問題がないことを確認している。

1.3 使用済燃料輸送容器

キャスク保管エリアで保管されていた使用済燃料輸送容器は、外観上異常はない。

また、震災時に使用済燃料輸送容器除染設備で点検していた使用済燃料輸送容器については、平成24年3月に点検を終了し問題ないことを確認している。

1.4 その他設備

1.4.1 天井クレーン

平成 24 年 2 月に点検は終了しており，定期事業者検査相当の健全性確認を社内自主で実施し，機能上の問題がないことを確認している。

1.4.2 使用済燃料輸送容器除染設備

外観上異常はない。

1.4.3 燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系については，2 台ある共用プールエリア送風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に復旧している。また，2 台ある共用プールエリア排風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に運転可能としているが，現状停止している。

停止の間の燃料取扱作業時は，共用プールオペフロ階において，空気中の放射性物質をダストサンプラーで採取し，放射性物質濃度の測定を行う。

なお，2 台ある共用プールエリア送・排風機のうち，1 台は予備機であることから，当面は送・排風機については各 1 台で運用する。

1.4.4 エリア放射線モニタ

現在，点検復旧中である。

復旧までの間の燃料取扱作業時は，可搬式放射線モニタ等を用いて監視する。

表1 共用プールからの燃料取出開始までの点検・復旧工程（案）

	平成24年				平成25年				平成26年	
	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月
機器点検・復旧	天井クレーン点検・復旧									
	燃料取扱装置点検・復旧									
	使用済燃料輸送容器点検・保守									
	共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系点検・復旧（ポンプ2台目）※1 （電源復旧しながら実施）									
	共用プール補給水ポンプ（2台目）点検・復旧 （電源復旧しながら実施）									
	監視系（漏えい水検出計，水位警報装置，エリア放射線モニタ等）点検・復旧 （電源復旧しながら実施）									
	換気空調系送風機側HEPAフィルタ設置									
	火災報知設備，消火設備点検・復旧									
電源設備	電源設備の復旧 ※2									
津波対策	床・壁等の開口部の防水性向上									

※1：1～4号機使用済燃料プールからの燃料受け入れ開始前までには，片系でエアフィンクーラー6台を復旧する。

※2：電源設備とは「Ⅱ.2.7 添付資料2 図-1. 所内単線結線図」で示されている共用プールM/C等を示している。

有効燃料頂部+2m での線量率評価

共用プールの冷却浄化系及び補給水系の機能が喪失した場合、消防車を用いて共用プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり、共用プール水位が有効燃料頂部+2m において共用プール 3 階フロアでの作業が可能な線量率であることの確認を行った。

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

- (1) 使用済燃料の体数はプール容量一杯の 6,840 体とする。
- (2) 使用済燃料の燃焼度は保守的に全燃料 9×9 燃料の最高燃焼度 55GWd/t とする。
- (3) 冷却期間については、共用プールに移送される使用済燃料として冷却期間の最も短い 5 号機使用済燃料プール及び炉心燃料の使用済燃料を考慮する。具体的な冷却期間は、5 号機停止（平成 23/1/3）から平成 25/1/1（5 号機使用済燃料移送開始）とする。
- (4) ORIGEN2 により使用済燃料の線源強度を計算し、この線源強度を用い MCNP により線量率を計算する。
- (5) 共用プール中心及び共用プール縁について、フロア高さの線量率を評価する。

2. 評価結果

下表に線量率の評価結果を示す。共用プール水位を有効燃料頂部+2m 確保することで、共用プール 3 階フロアにおける線量率を低く抑えることができる。したがって、作業員が共用プール 3 階フロアで消防車等による注水作業を行うことは可能である。

場所	線量率 (mSv/h)
共用プール中心	1.3
共用プール縁	0.7

評価にあたっては使用済燃料の燃焼度及び冷却期間に十分な保守性を持たせていることから、線量率は更に小さくなると考える。

「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1 系列運転時の共用プール水温度評価

1～4 号機の使用済燃料プール及び 5 号機，6 号機炉心及び使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱の最大値『約 2.6MW^{※1}』に対して，1 系列運転（共用プール冷却浄化系熱交換器 1 基，共用プール冷却浄化系ポンプ 1 台，共用プール補機冷却系空気冷却器 1 基[エアフィンクーラー6 台]，共用プール補機冷却系ポンプ 1 台）時に，共用プール水温度が 52℃以下になることの確認を行った。

※1：「添付資料－ 6」を参照。

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

- | | |
|-----------------------------|------------------------|
| (1) 崩壊熱 | : 約 2.6MW |
| (2) 共用プール冷却浄化系管側（プール側）流量 | : 500m ³ /h |
| 共用プール冷却浄化系胴側（補機冷却系側）流量 | : 500m ³ /h |
| (3) 共用プール補機冷却系空気冷却器ファン側大気温度 | : 29.1℃ |
| 共用プール補機冷却系空気冷却器管側出口水温度 | : 38℃ |
| 共用プール補機冷却系管側流量 | : 650m ³ /h |
| (4) 換気空調系負荷 | : 約 1.3MW |

2. 評価結果

図 1 に評価結果を示す。共用プール水温度は 51.4℃であり，1～4 号機の使用済燃料プール，5 号機，6 号機使用済燃料プール及び炉心に貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱に対して，1 系列運転時に共用プール水温度を 52℃以下とすることが可能である。

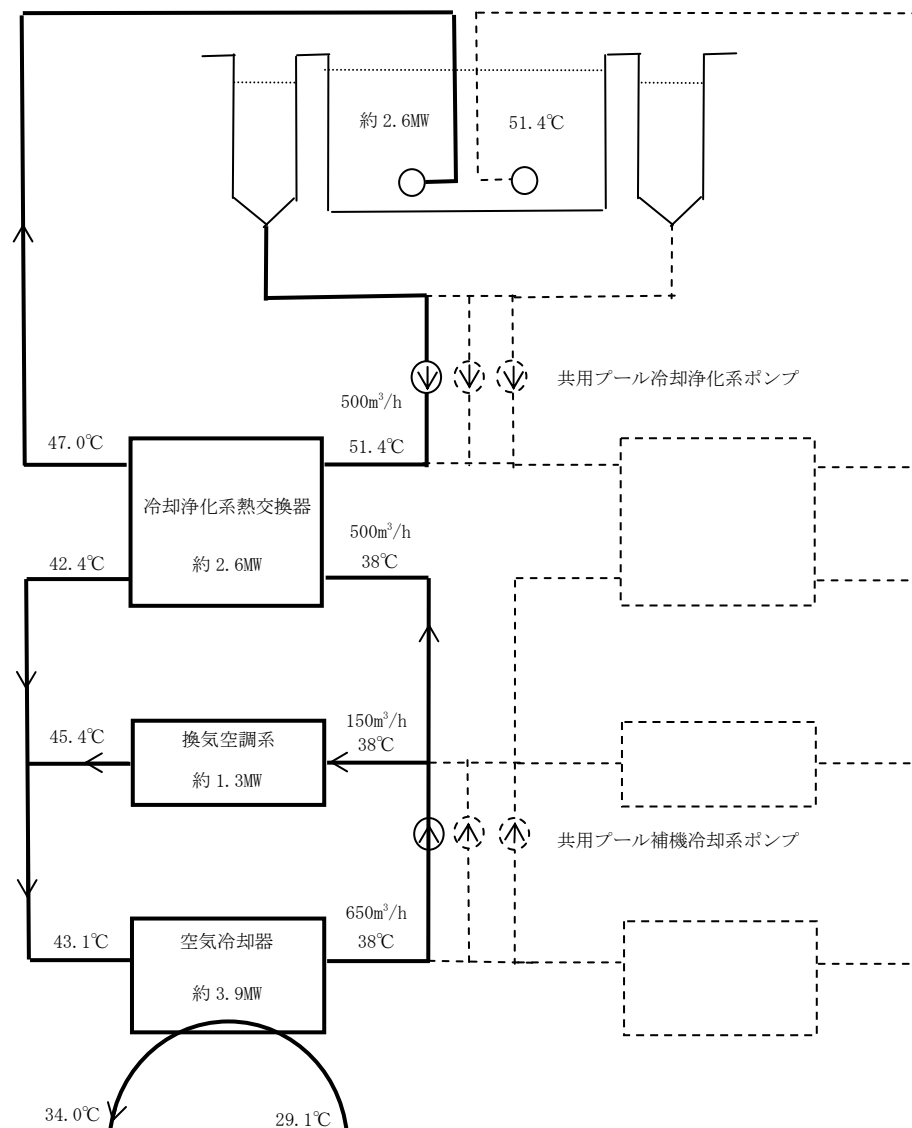


図1 1系列運転時熱バランス

運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全性評価について

1. 耐震壁の耐震安全性評価

1.1 評価方針

運用補助共用施設共用プール棟（以下、PL/Bという）の耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることとし、建物・構造物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

1.2 地震応答解析

(1) PL/Bの概要

PL/Bは、地上3階、地下1階の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）の建物である。概略平面図（基礎版レベル）及び概略断面図を、図1.1～図1.3に、物性値を表1.1に示す。

PL/Bは、基礎底面からの高さが37.6m、地上部が27.6m、地下部が10.0mであり、平面が72.5m(NS方向)×54.5m(EW方向)で、厚さ2.7mの鉄筋コンクリート造の基礎版を介して富岡層(O.P. 0.0m)上に支持されている。

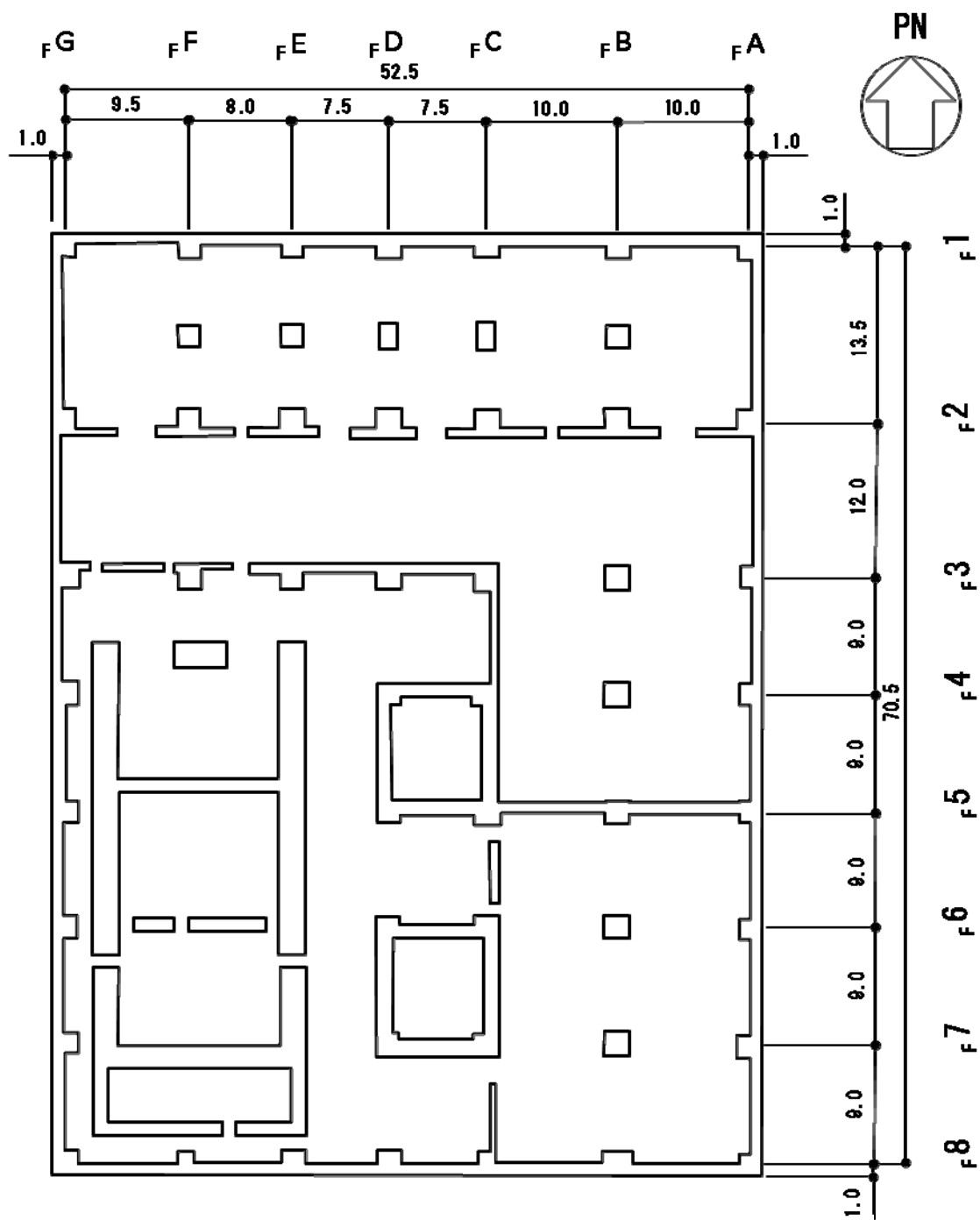


図1.1 PL/B 基礎版レベル平面図(0. P. 2. 7m) (単位 : m)

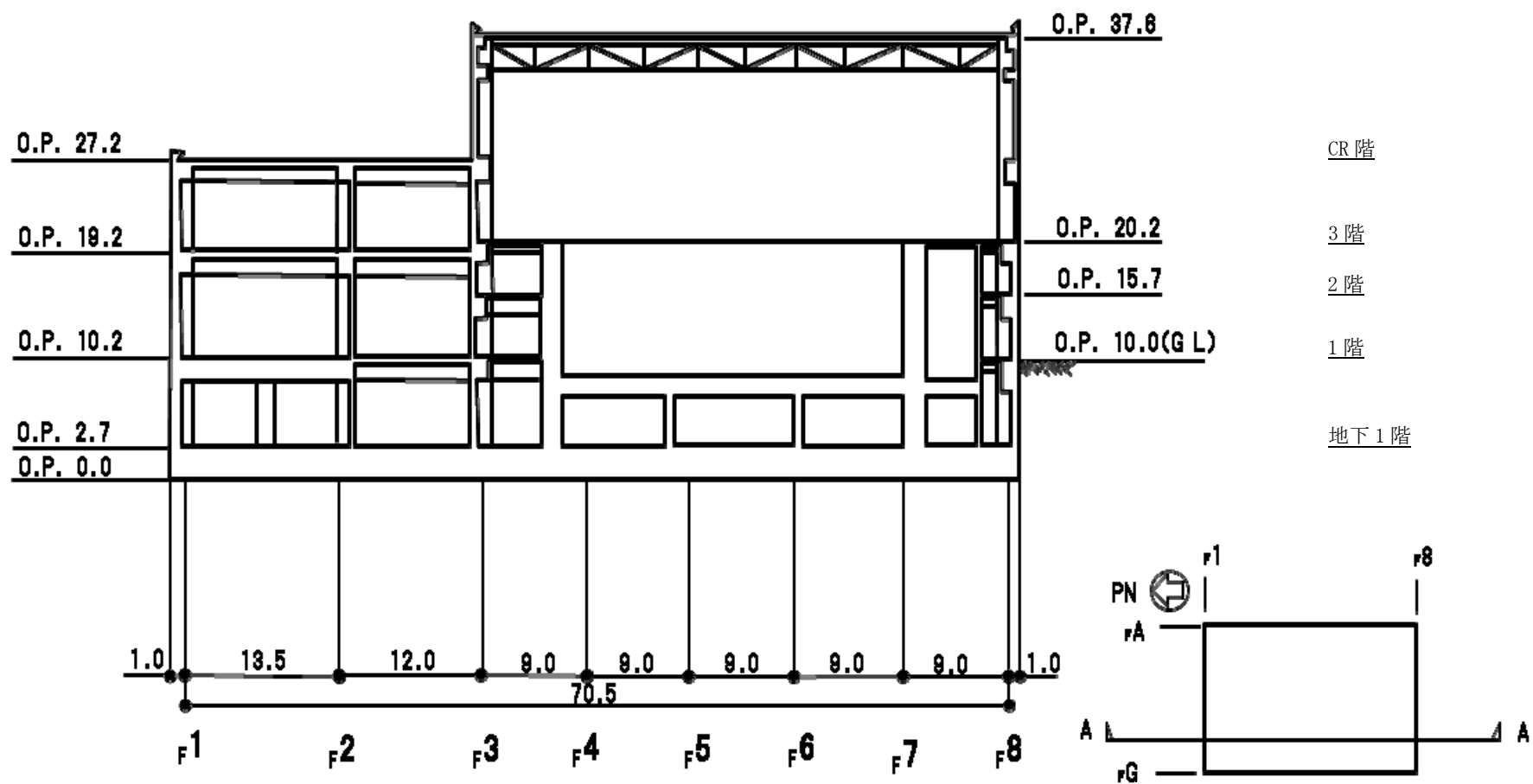
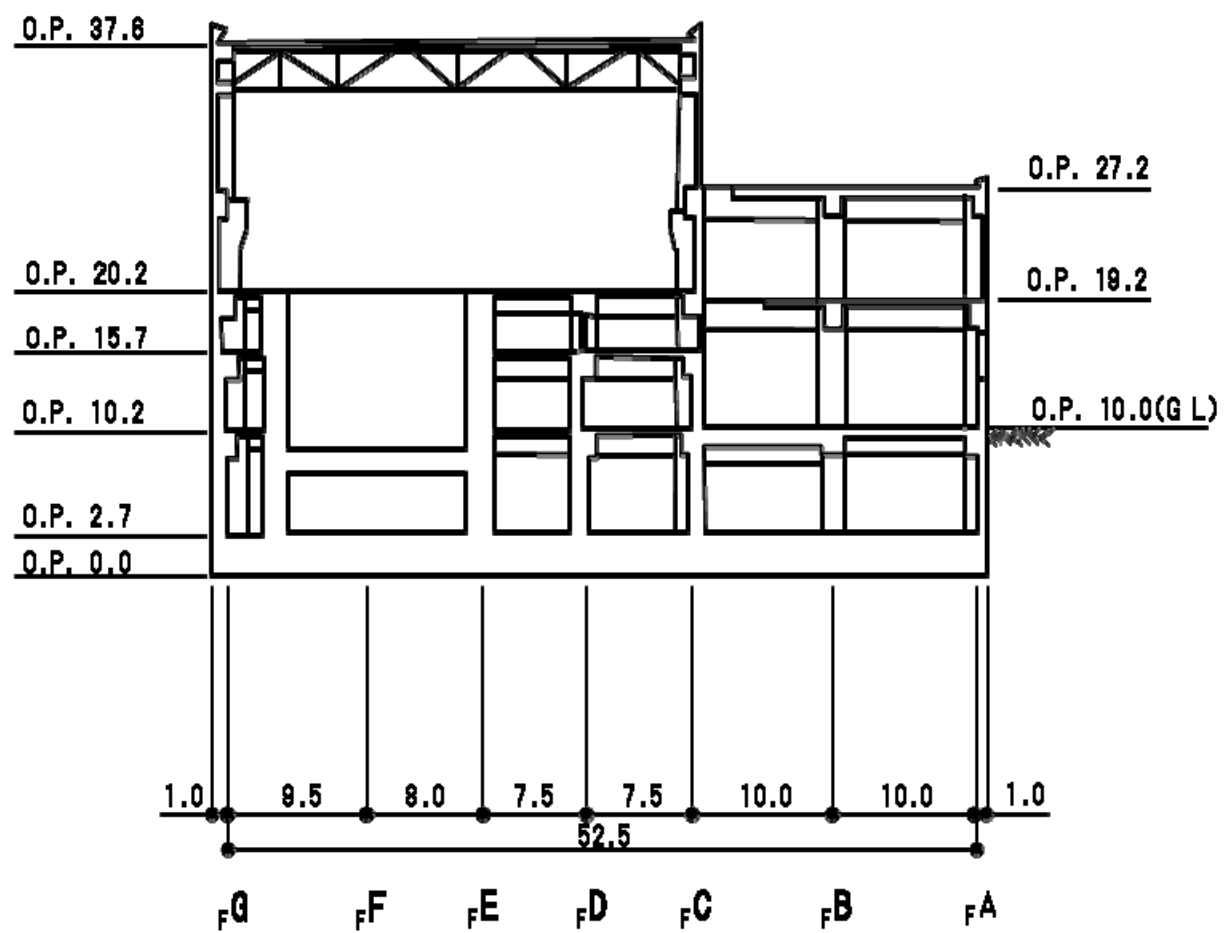


図1.2 PL/B NS方向断面図 (単位：m)



CR 階

3 階

2 階

1 階

地下 1 階

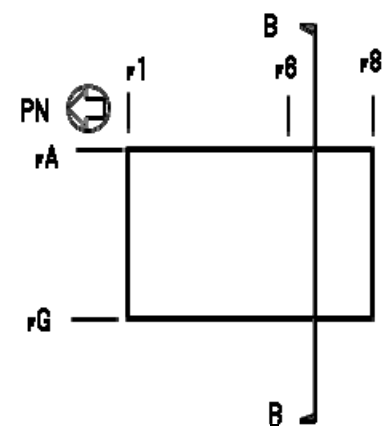


図1.3 PL/B EW方向断面図 (単位：m)

表 1.1 PL/B の物性値

	強度* ¹ F _c (N/mm ²)	ヤング係数* ² E (N/mm ²)	せん断弾性係数* ² G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量* ³ γ (kN/m ³)
コン クリ ート	40.0	2.81×10 ⁴	1.17×10 ⁴	0.2	24.5
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下，「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

(2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮した、曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。解析モデルの諸元を図 1.4 及び図 1.5 に示す。

地盤は、地盤調査に基づき水平成層地盤とし、基礎底面地盤ばねについては、「原子力発電所耐震設計技術指針 追補版 JEAG 4601 - 1991」（以下、「JEAG 4601 - 1991」という。）により、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似法により評価する。基礎底面地盤ばねには、基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮する。図 1.6 に回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係を示す。

また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG 4601 - 1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

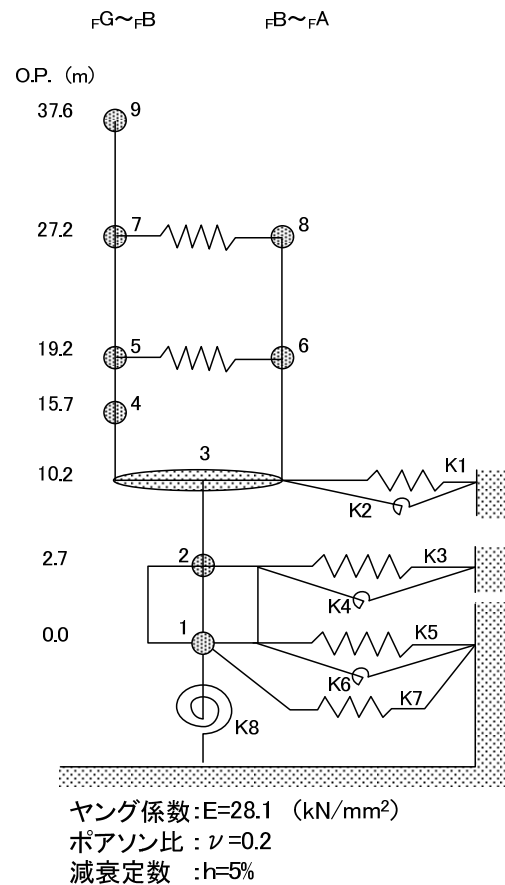
なお、表 1.2 に地盤調査に基づく地盤定数を示す。

復元力特性は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG 4601 - 1991」に基づいて設定する。

地震応答解析は、上記復元力特性を用いた弾塑性時刻歴応答解析とする。

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 S_s を用いることとする。

なお、埋め込みを考慮した解析モデルであるため、モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力（以下「切欠き力」という。）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。図1.7に、地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図を、図1.8に解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s -1、 S_s -2及び S_s -3の加速度時刻歴波形（水平方向）を示す。



はり部材
(耐震壁)

9	41,840			
	11.06			
45.40				
18.09				
7	100,530	8	39,680	
	50.38		18.59	
81.90		42.10		
48.48		31.68		
5	137,540	6	45,030	
	70.36		21.61	
249.00		47.20		
68.20		36.68		
4	98,480			
	20.04			
247.70				
84.82				
3			360,400	
			152.05	
333.40				
157.87				
2	237,620			
	105.00			
3951.00				
1730.70				
1	125,540			
	55.02			

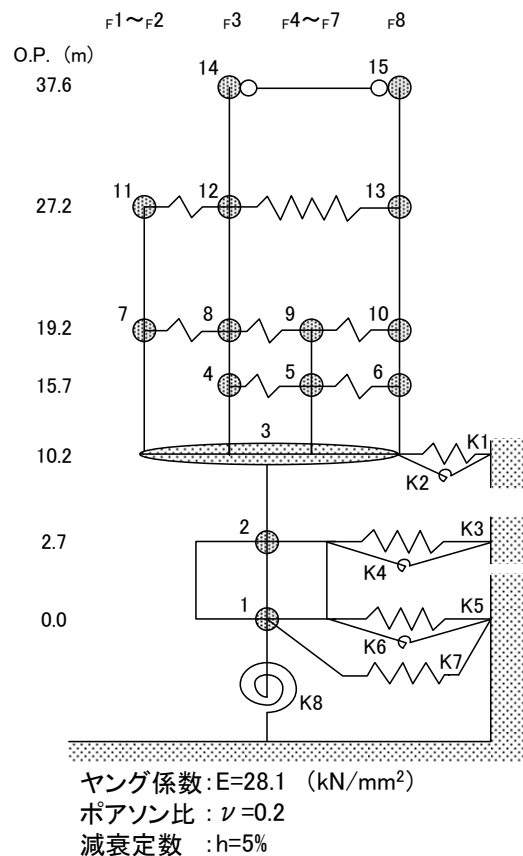
凡 例

質点番号	重量 (kN)
	回転慣性 ($\times 10^6$ kNm ²)
せん断断面積 (m ²)	
断面2次モーメント ($\times 10^3$ m ⁴)	

床せん断ばね (単位: $\times 10^6$ kN/m)

7	28.75	8
5	18.23	6

図1.4 PL/B 建屋の振動諸元(NS方向)



はり部材 (耐震壁)		14	20,900				15	20,940		
			4.50					4.50		
		19.70					19.70			
		3.94					3.94			
11	56,470	12	49,430				13	34,310		
	10.37		14.05					10.15		
64.00			22.40					35.90		
28.96			5.77					12.58		
7	59,770	8	28,060	9	76,270		10	18,470		
	16.94		8.12		24.09			4.99		
81.70			25.80	87.4		46.00				
36.95			7.08	4.27		19.51				
		4	8,180	5	79,250		6	11,050		
			1.16		9.13			1.35		
		25.00				108.6				
		7.70				4.43				
3								360,400		
								101.79		

	308.10
	95.52
2	237,620
	62.97
	3951.00
	978.00
1	125,540
	31.10

凡 例

質点番号	重量 (kN)
	回転慣性 ($\times 10^6$ kNm ²)
せん断断面積 (m ²)	
断面2次モーメント ($\times 10^3$ m ⁴)	

床せん断ばね
(単位: $\times 10^6$ kN/m)

m)			14	∞ (剛ばねとした)			15
	11	19.32	12	3.56			13
	7	15.71	8	10.08	9	10.75	10
			4	5.14	5	5.09	6

図1.5 PL/B 建屋の振動諸元(EW方向)

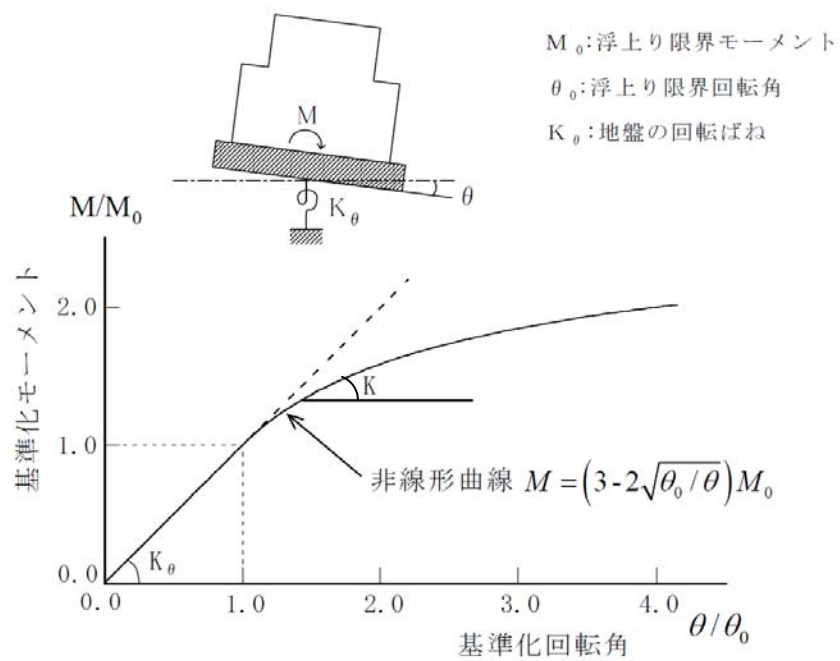


図 1.6 回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係

表 1.2(1) PL/B 地盤定数 (Ss-1H)

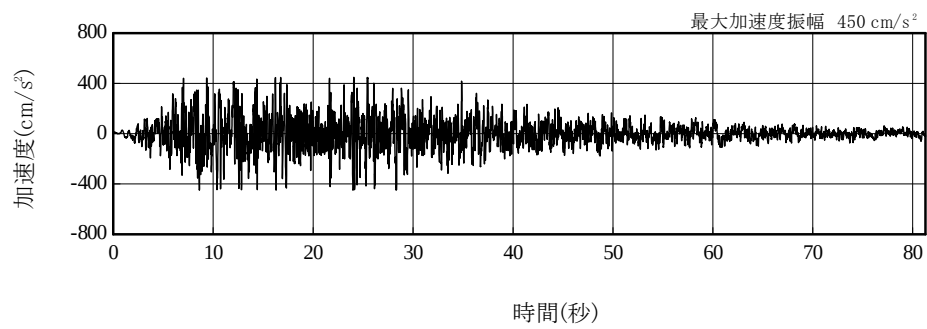
標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
2.7	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	7.3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.69	3.41	0.79	7.88	3	12.7
-80.0		500	17.1	0.455	3.44	4.36	0.79	10.01	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.45	5.63	0.79	12.87	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.16	6.53	0.79	14.88	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

表 1.2(2) PL/B 地盤定数 (Ss-2H)

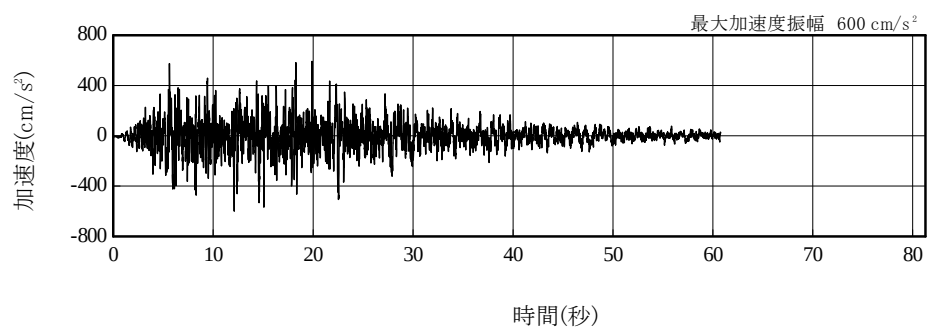
標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
2.7	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	7.3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	12.7
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

表 1.2(3) PL/B 地盤定数 (Ss-3H)

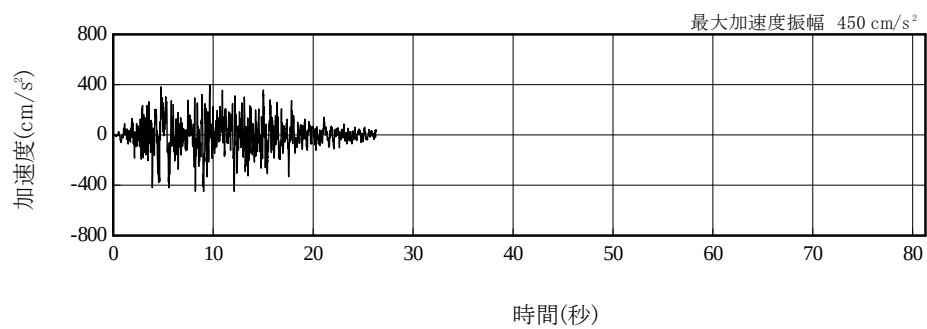
標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
2.7	砂岩	380	17.8	0.473	2.28	2.62	0.87	6.72	3	7.3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	12.7
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図1.8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

(3) 地震応答解析結果

基準地震動Ssによる最大応答加速度を，図1.9及び図1.10に示す。

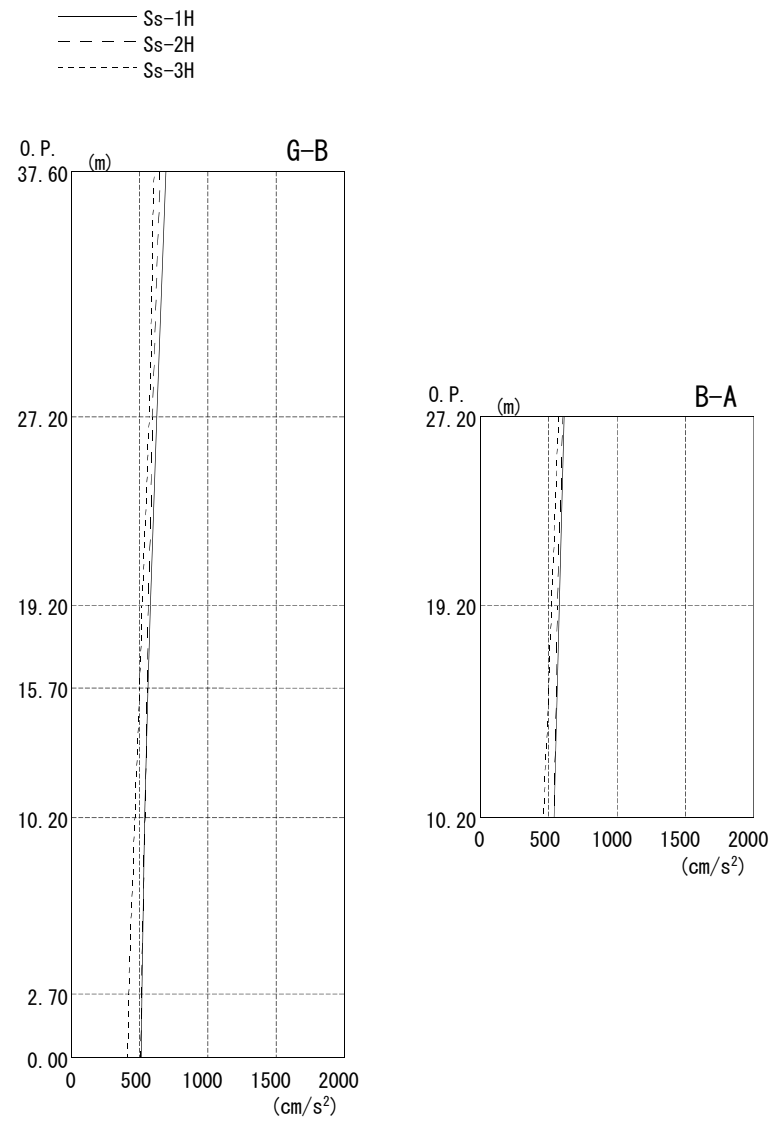


图1.9 PL/B 最大応答加速度(NS方向)

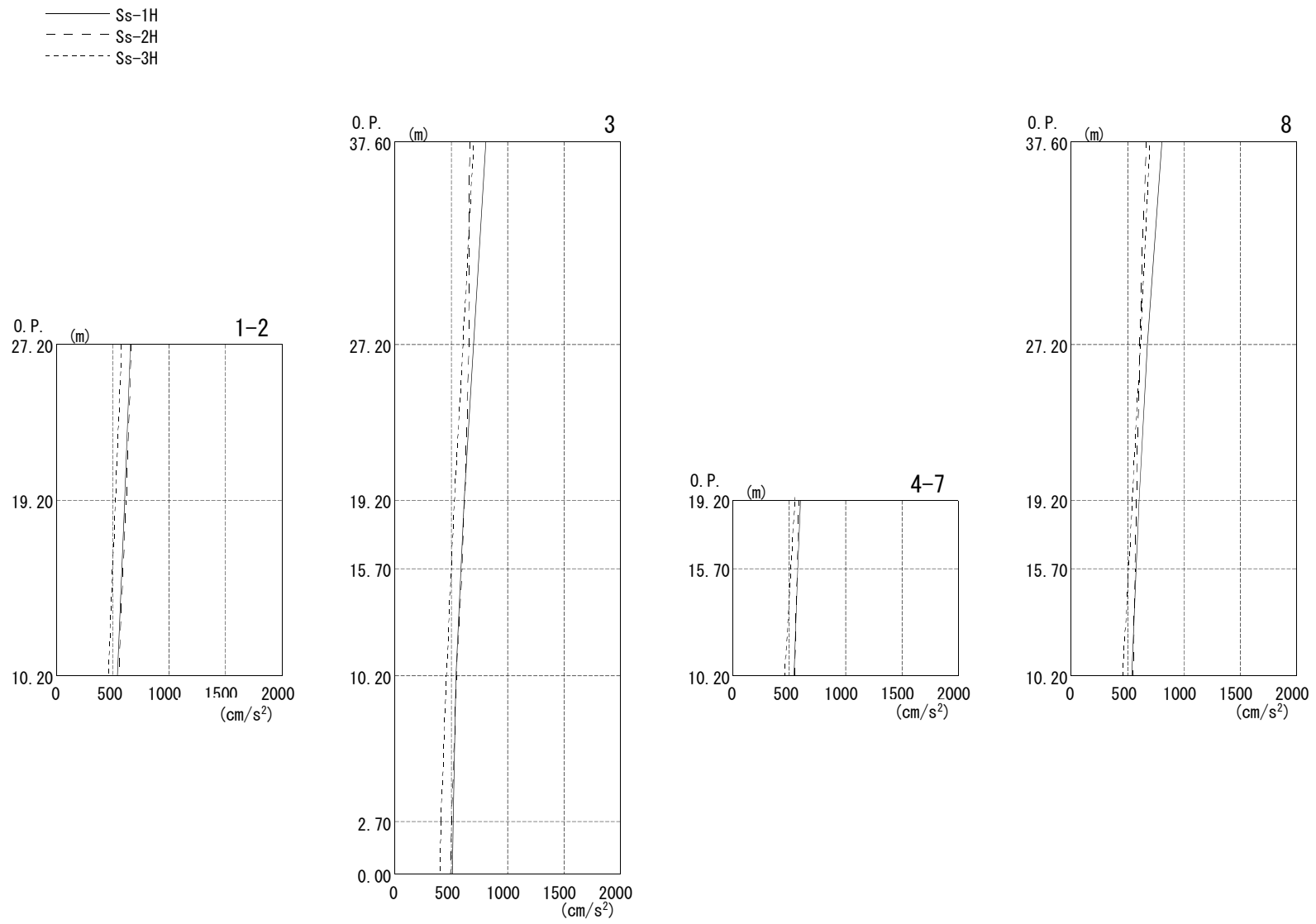


図1.10 PL/B 最大応答加速度(EW方向)

1.3 耐震壁の耐震安全性評価

表1.3及び表1.4に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また、図1.11及び図1.12に基準地震動 S_s に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} であり、耐震壁の評価基準値 (2.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。

表 1.3 PL/B 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (N S 方向)

				($\times 10^{-3}$)
階	S_s-1	S_s-2	S_s-3	評価基準値
CR階	0.06	0.06	0.05	2.0 以下
3階	0.10	0.09	0.09	
2階	0.10	0.09	0.09	
1階	0.10	0.09	0.09	
地下1階	0.11	0.11	0.10	

表 1.4 PL/B 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (E W 方向)

				($\times 10^{-3}$)
階	S_s-1	S_s-2	S_s-3	評価基準値
CR階	0.10	0.09	0.09	2.0 以下
3階	0.12	0.11	0.10	
2階	0.12	0.12	0.11	
1階	0.14	0.14	0.12	
地下1階	0.12	0.13	0.11	

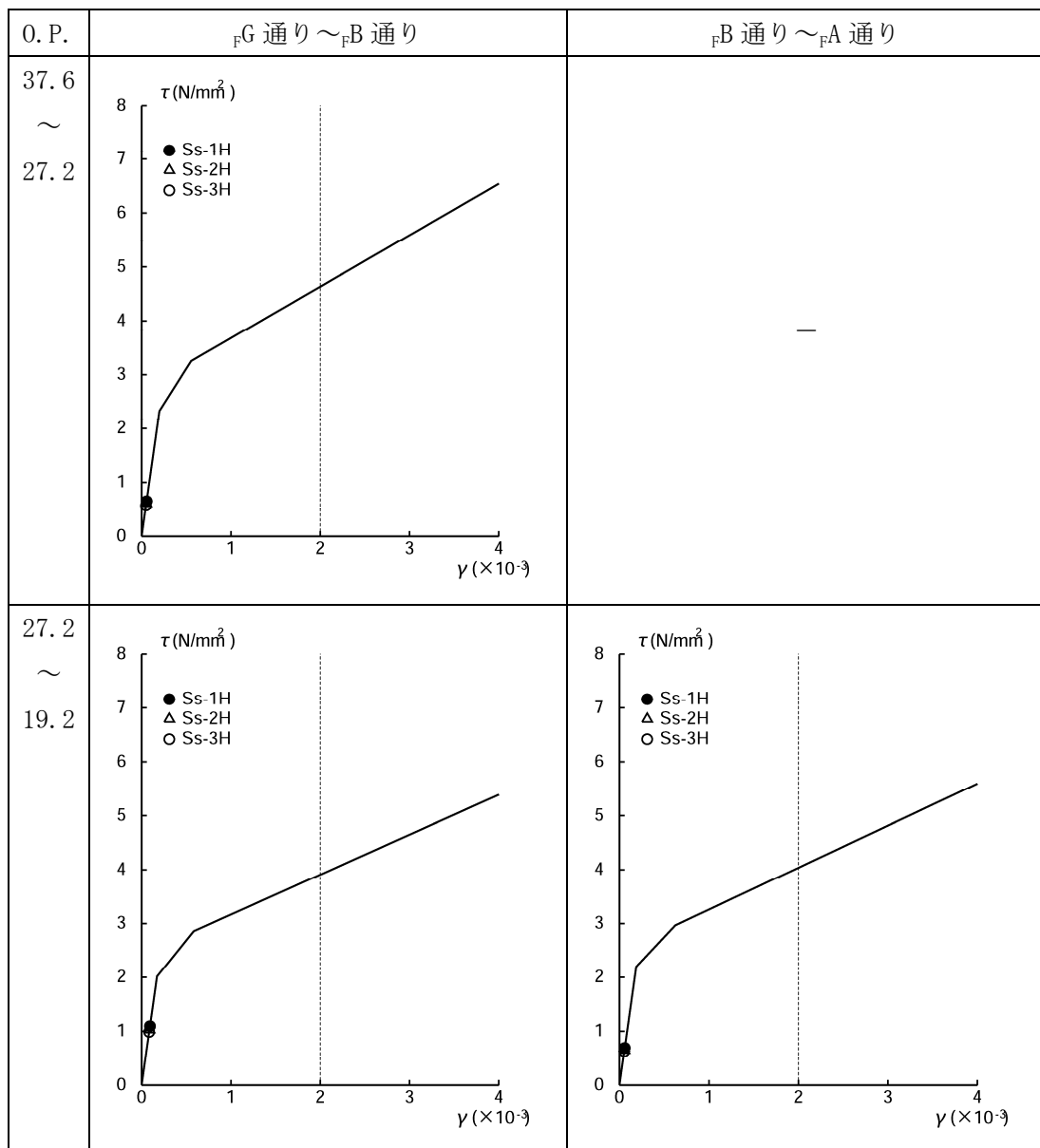


図 1.11(1) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 NS 方向

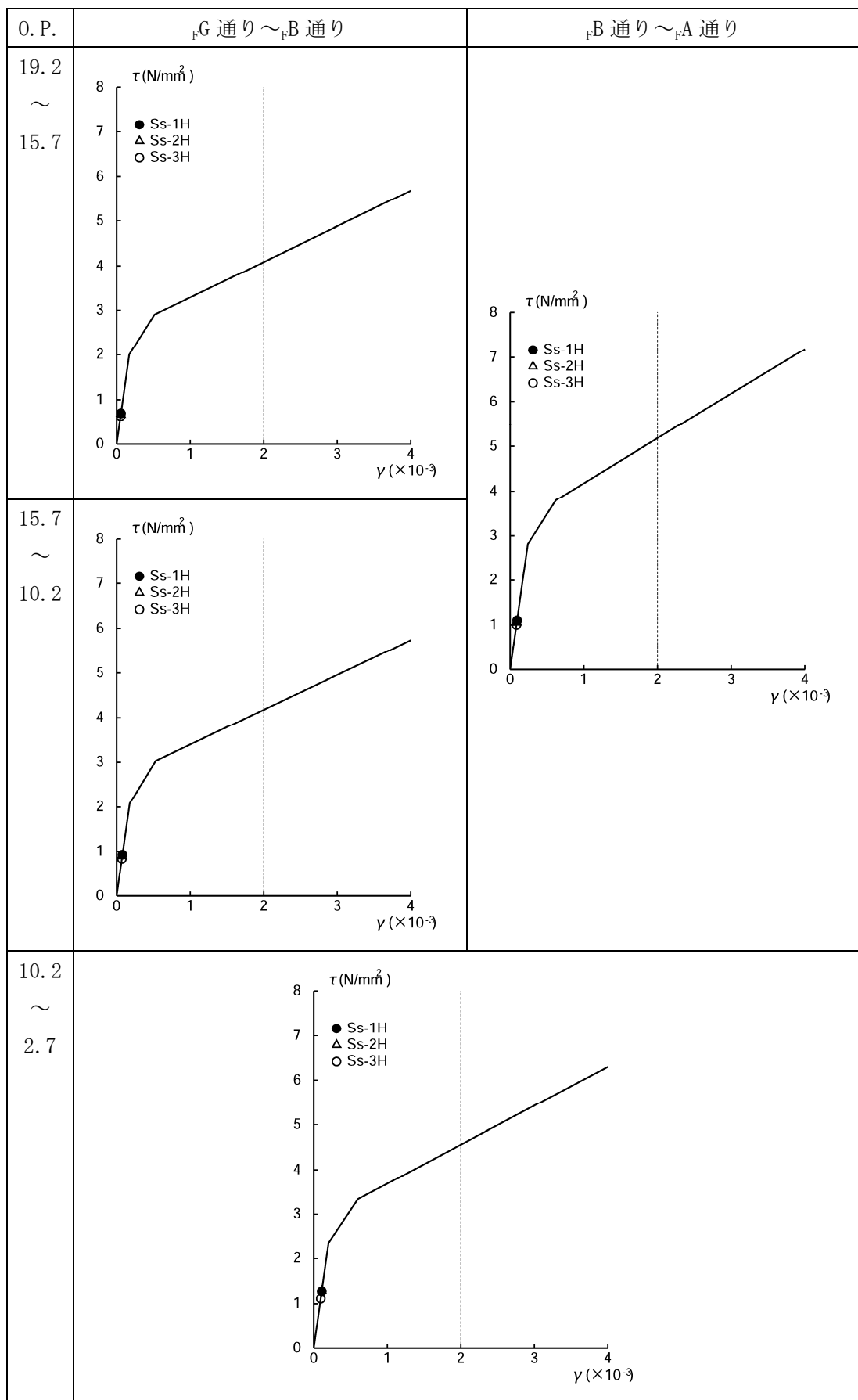


図 1.11(2) PL/B セン断スケルトン曲線上の最大応答値 NS 方向

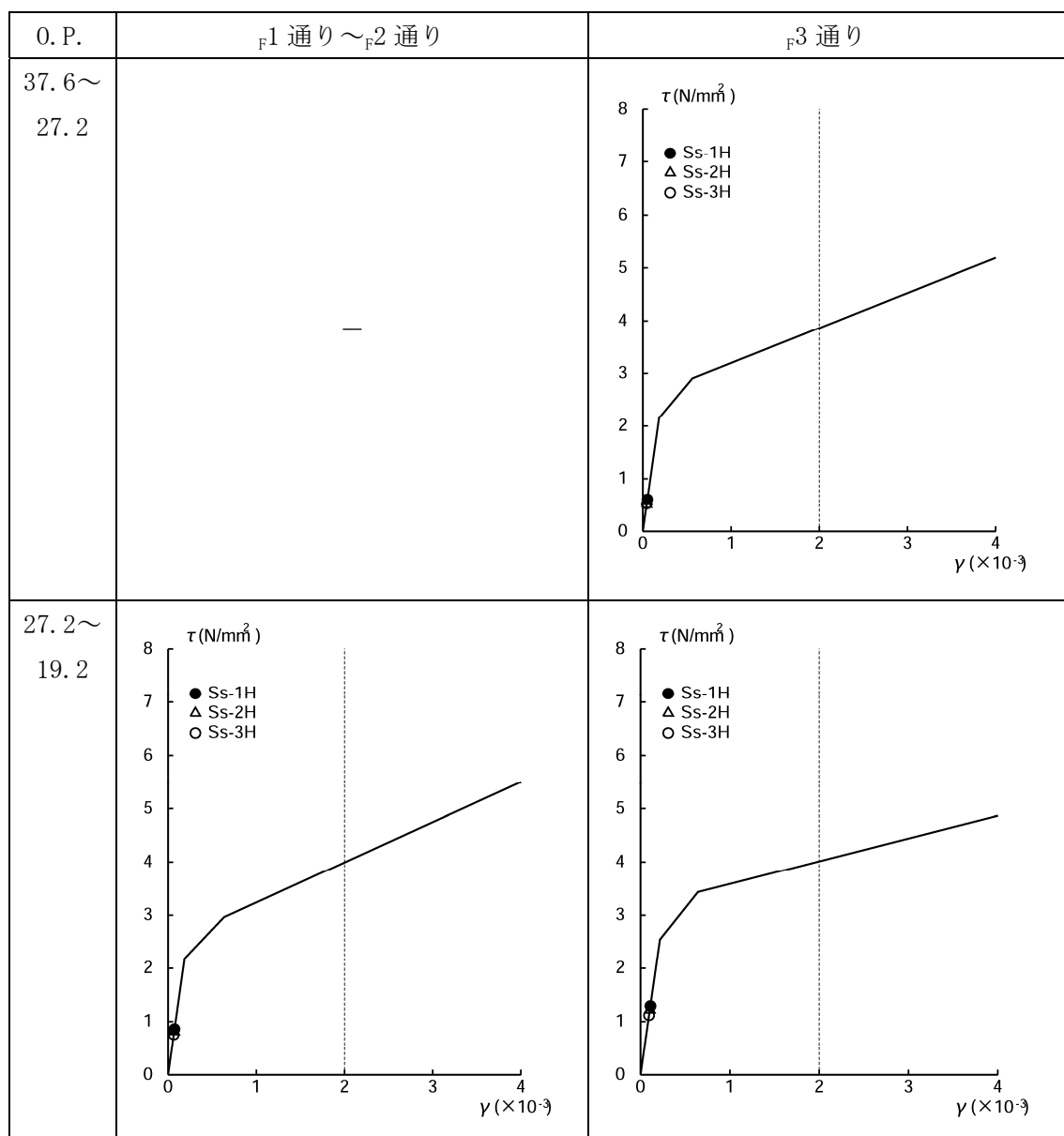


図 1.12(1) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW 方向

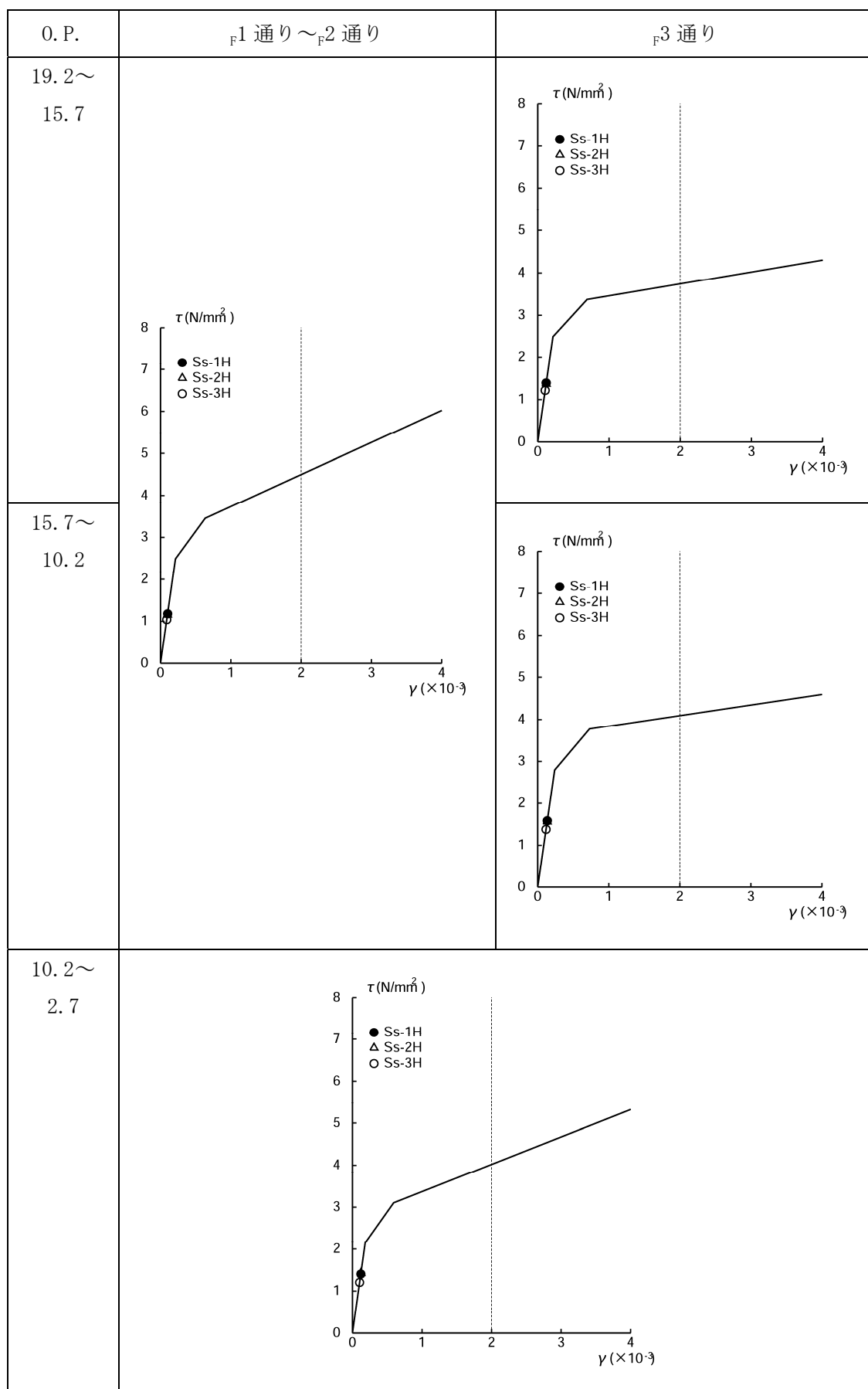


図 1.12(2) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW 方向

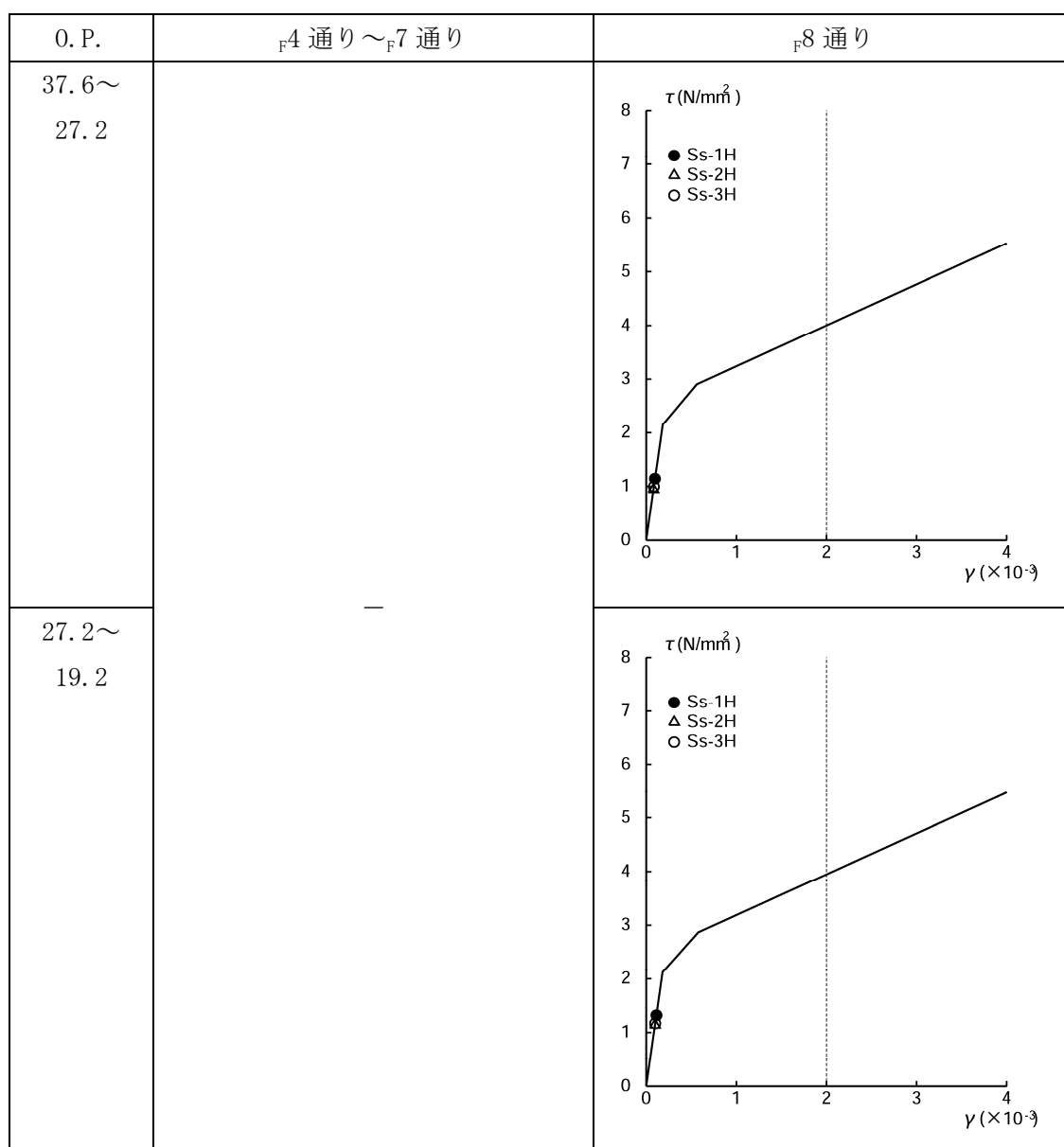


図 1.12 (3) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW 方向

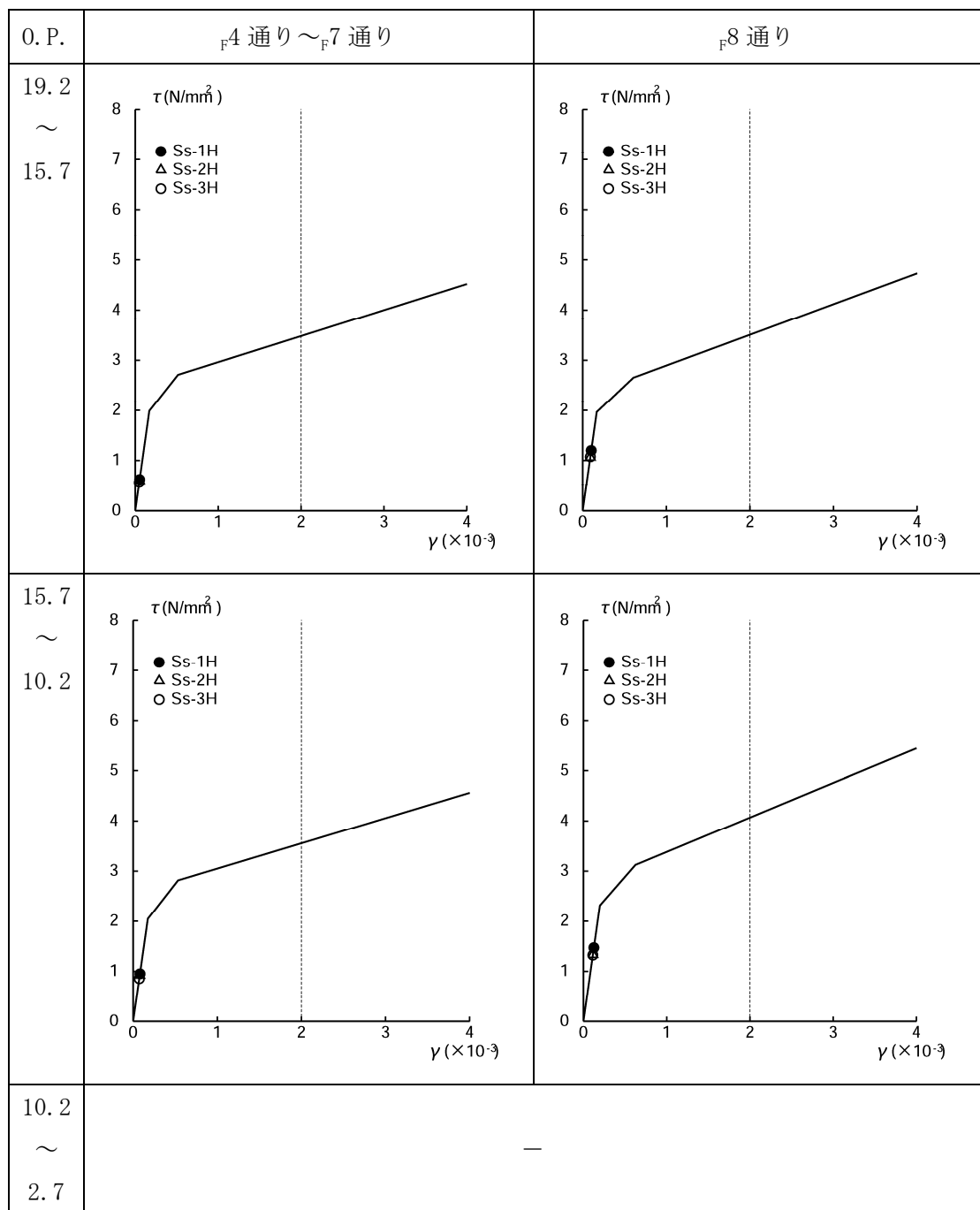


図1.12 (4) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW方向

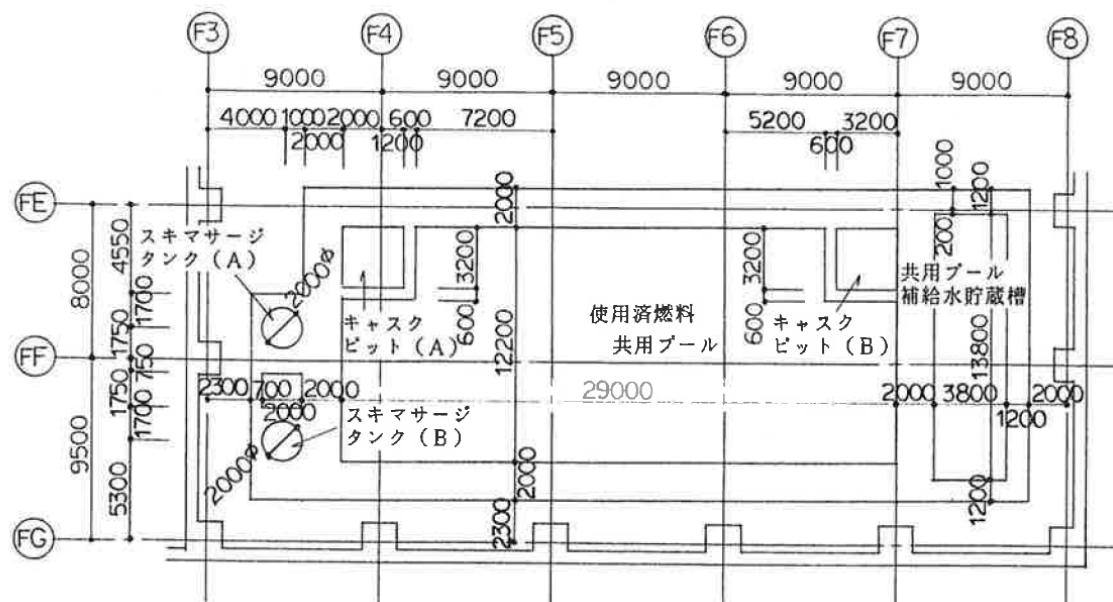
2. 使用済燃料共用プール躯体の耐震安全性評価

2.1 解析評価方針

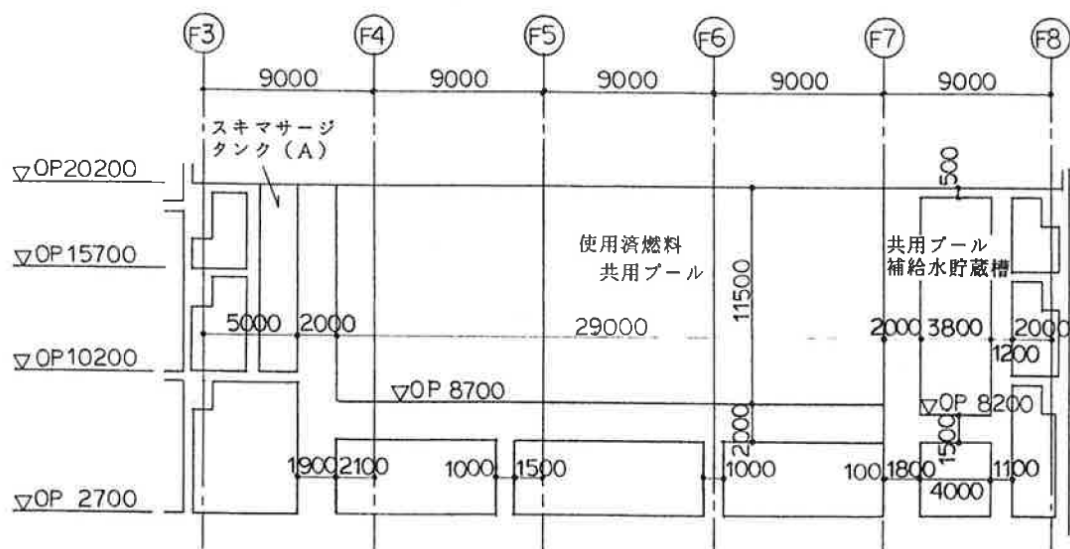
本検討では、使用済燃料共用プール躯体（以下、共用プール）の耐震安全性を3次元FEMモデルによって評価する。

共用プールの構造概要を図2.1に示す。

耐震安全性評価は、図2.2のフローに示すように以下の手順で行う。



(平面)



(断面)

(単位：mm)

図 2.1 共用プール概要図

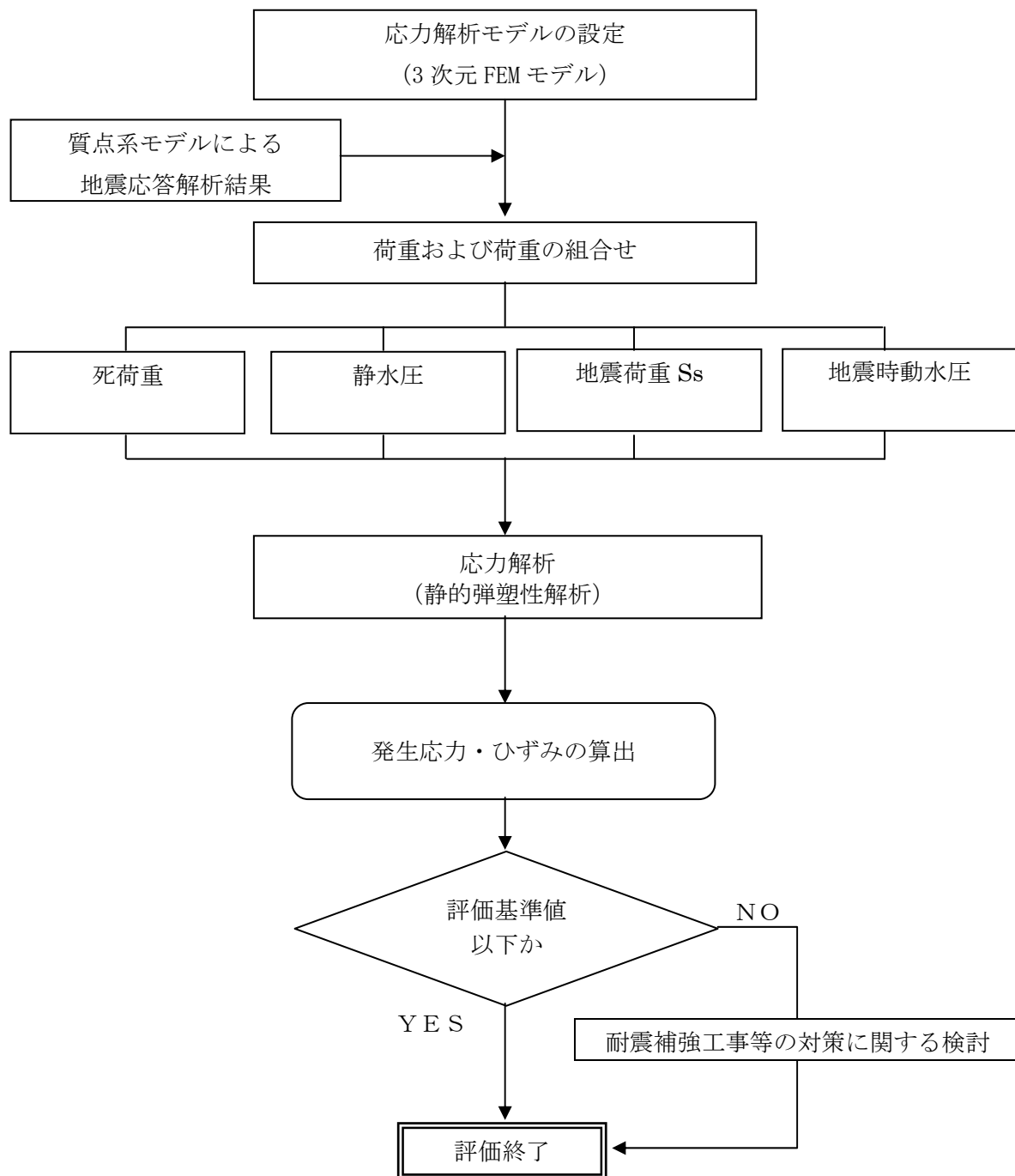


図 2.2 共用プールの耐震安全性評価フロー

2.2 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した静的弾塑性解析を実施し、共用プール部に発生する応力およびひずみを算定する。解析モデルは、共用プール部分を切り出した 3 次元 FEM モデルとする。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いた。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図 2.3 に解析モデル概要図を、図 2.4 にコンクリートと鉄筋の構成則を、図 2.5 に解析モデルの境界条件を示す。

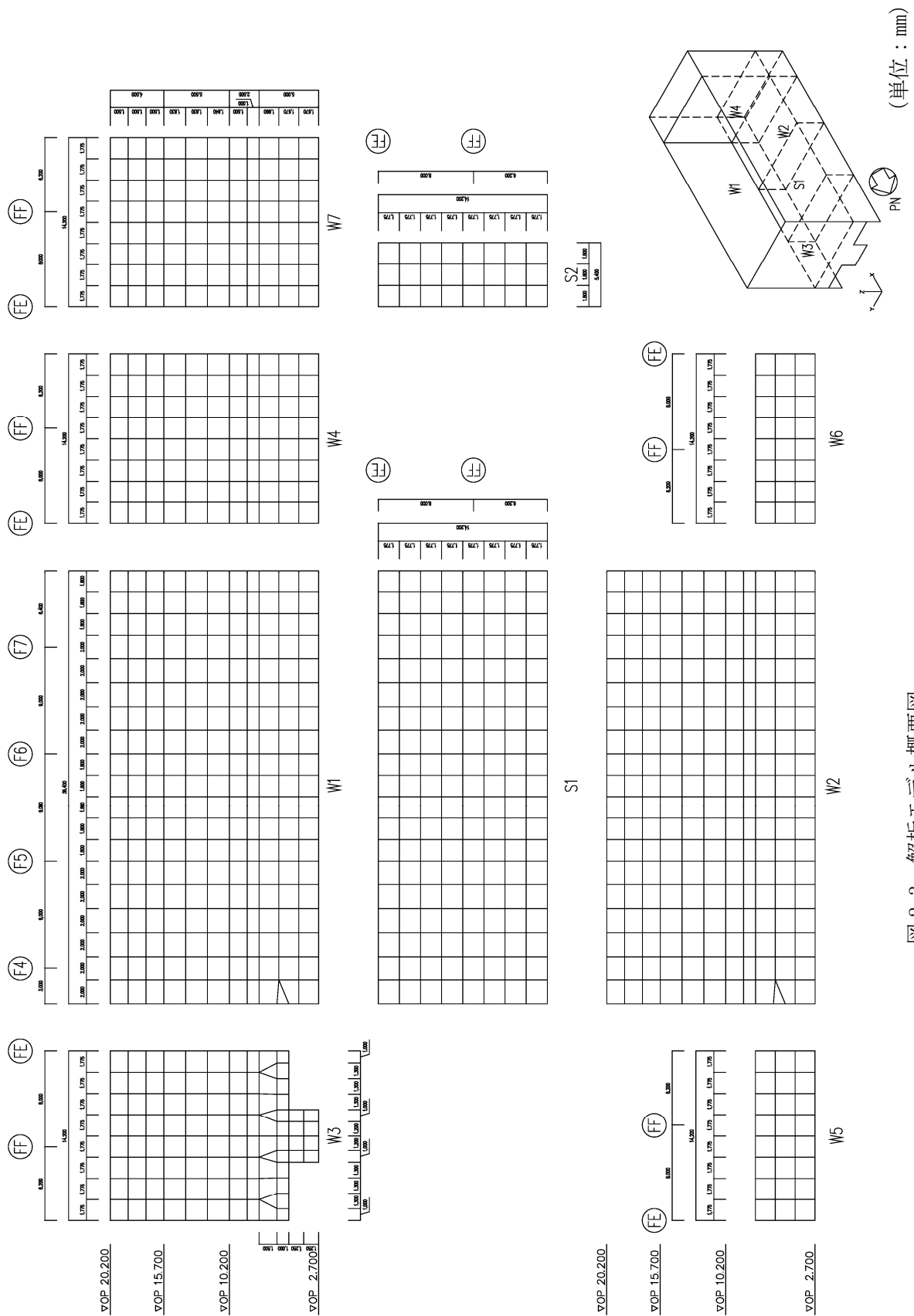
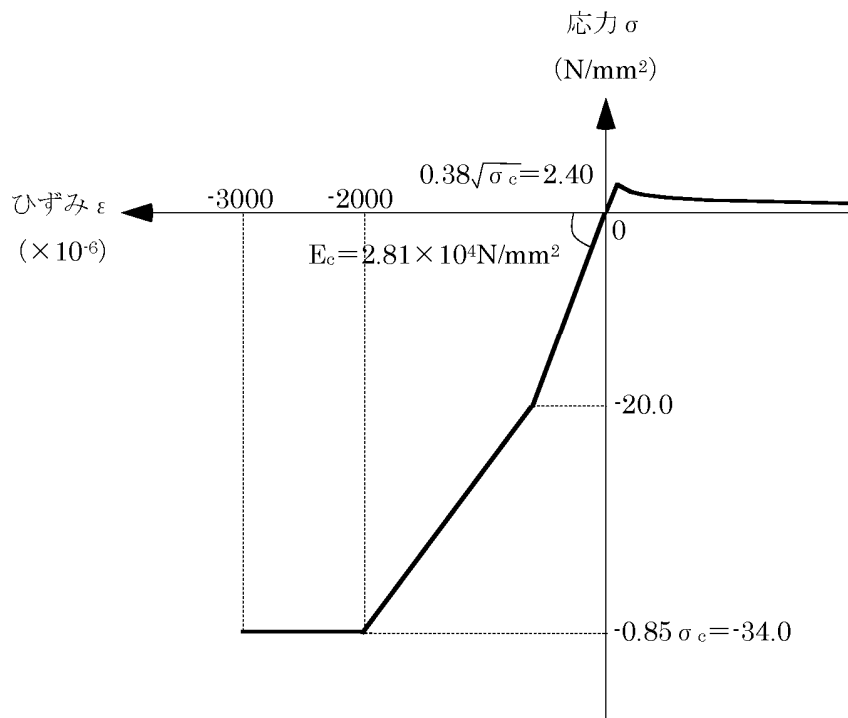
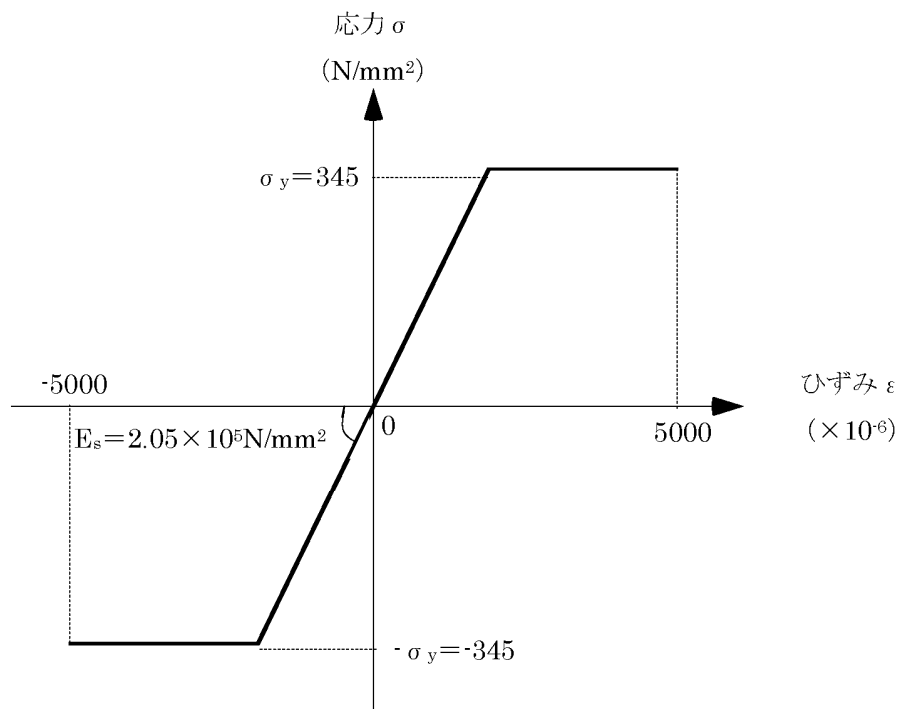


図 2.3 解析モデル概要図



(a) コンクリートの応力-ひずみ関係 (コンクリート強度 $\sigma_c = 40$ N/mm²)



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係 (鉄筋降伏点 $\sigma_y = 345$ N/mm²)

図 2.4 コンクリートと鉄筋の構成則

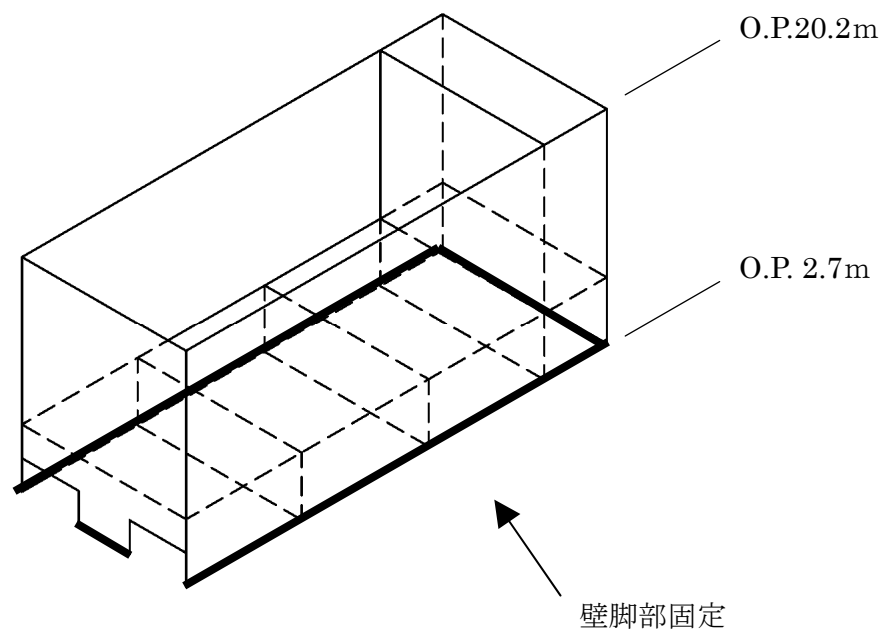


図 2.5 解析モデルの境界条件

2.3 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

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・その他の共用プールに直接取りつく大梁、小梁、床スラブ、間仕切壁の自重も考慮する。

(2) 静水圧

共用プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 地震荷重

「1. 耐震壁の耐震安全性評価」の質点系モデルによる基準地震動 S_s に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。

(4) 地震時動水圧

共用プールが満水状態にあると仮定した場合の動水圧を考慮する。

(5) 荷重の組合せ

表 2.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

表 2.1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
S_s 地震時	$DL + H + K + KH$

ここに、 DL：死荷重、 H：静水圧、 K：地震荷重（基準地震動 S_s ）、
KH：地震時動水圧

2.4 評価結果

配筋諸元等に基づき共用プールの構造検討を行い、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およびひずみが、評価基準値を超えないことを確認する。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（2011）」等に基づき設定する。表 2.2 に評価対象毎に定められた評価基準値を示す。

評価基準値に対する発生ひずみ、発生応力の比（検定比）を図 2.6～図 2.11 に示す。また、各評価項目について検定比が最大になる要素について発生値、評価基準値、及び検定比を図中に示す。

いずれの箇所においても発生応力およびひずみは評価基準値を下回り（検定比が 1 以下）、共用プールは基準地震動 S_s に対する耐震安全性が確保されている。

図 2.6～図 2.11 に用いる記号の説明

$\varepsilon_x, \varepsilon_y$: 各方向のひずみ（コンクリート：圧縮，鉄筋：圧縮及び引張）

ε_a : ひずみの評価基準値

※ひずみは全て引張側を正として表記

Q_x, Q_y : 各方向の面外せん断力

Q_a : 面外せん断力の評価基準値

表 2.2 評価対象毎に定められた評価基準値

評価対象	評価基準値
コンクリートのひずみ	-3000×10^{-6}
鉄筋のひずみ	$\pm 5000 \times 10^{-6}$
壁部および床部の面外せん断力	上述の規格に基づく許容面外せん断力

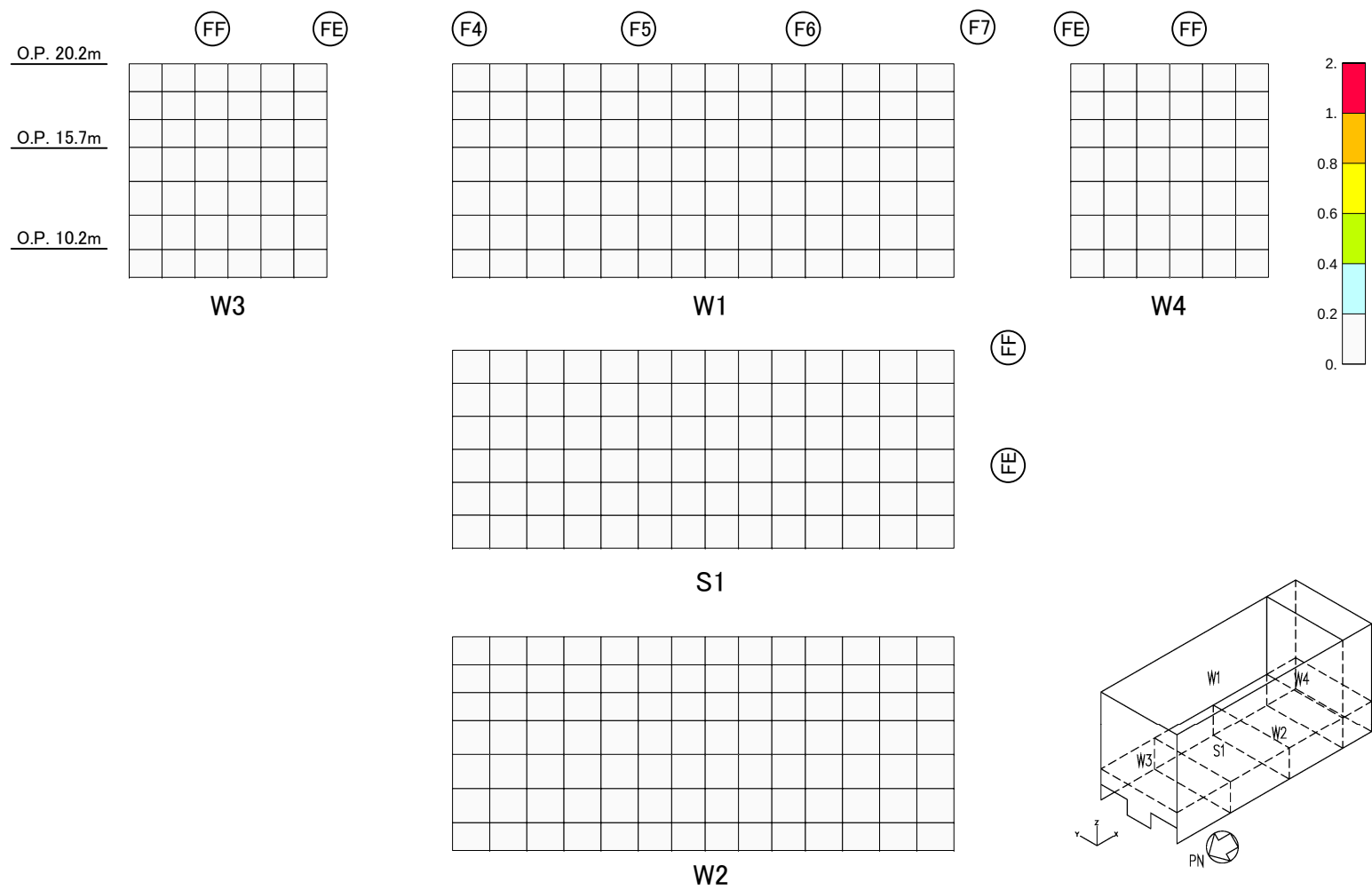


図 2.6 断面算定結果 コンクリートのひずみ 検定比コンター図 ϵ_x / ϵ_a (壁：水平方向，床：南北方向)

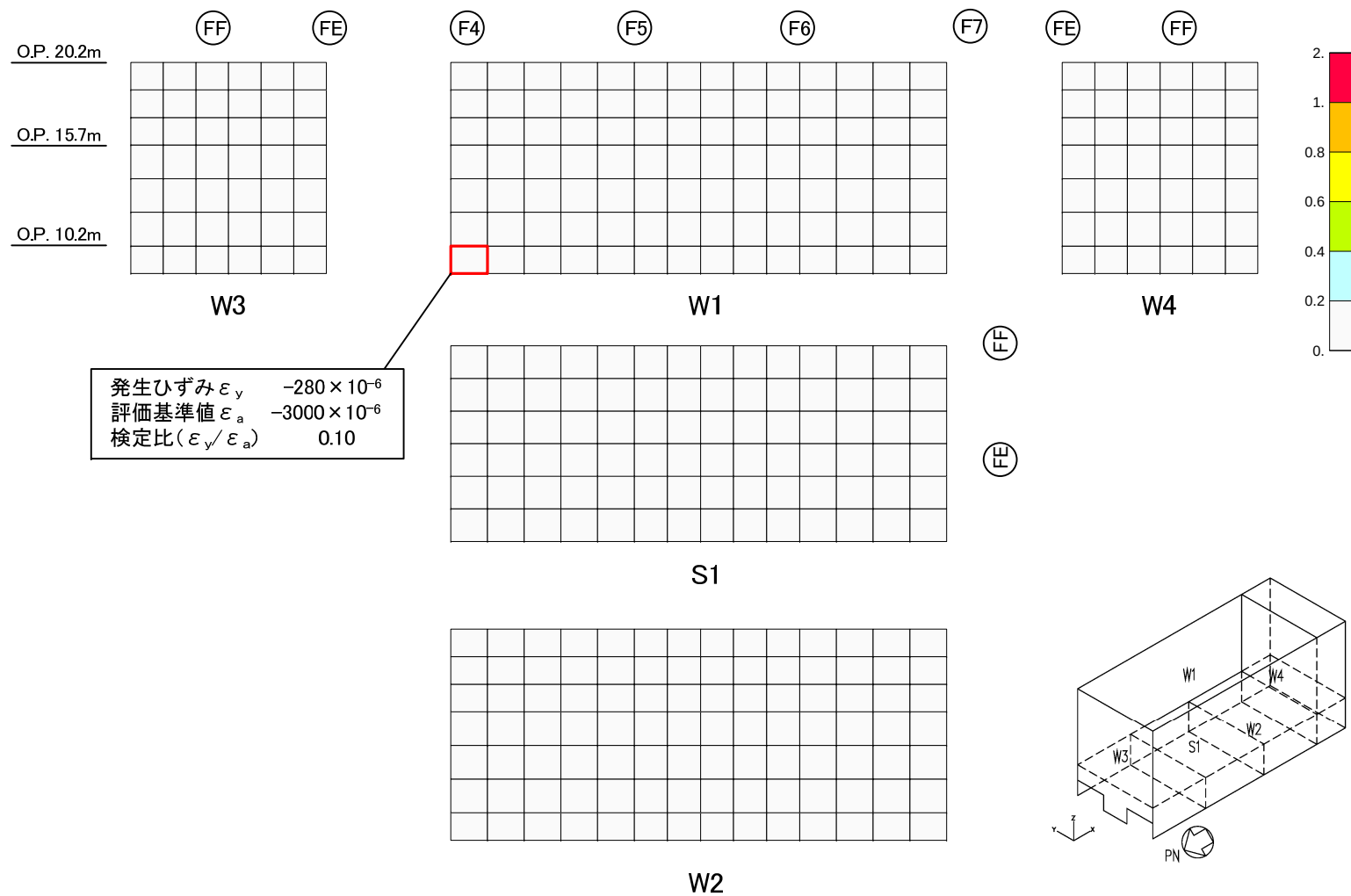


図 2.7 断面算定結果 コンクリートのひずみ 検定比コンター図 $\varepsilon_y / \varepsilon_a$ (壁：鉛直方向，床：東西方向)

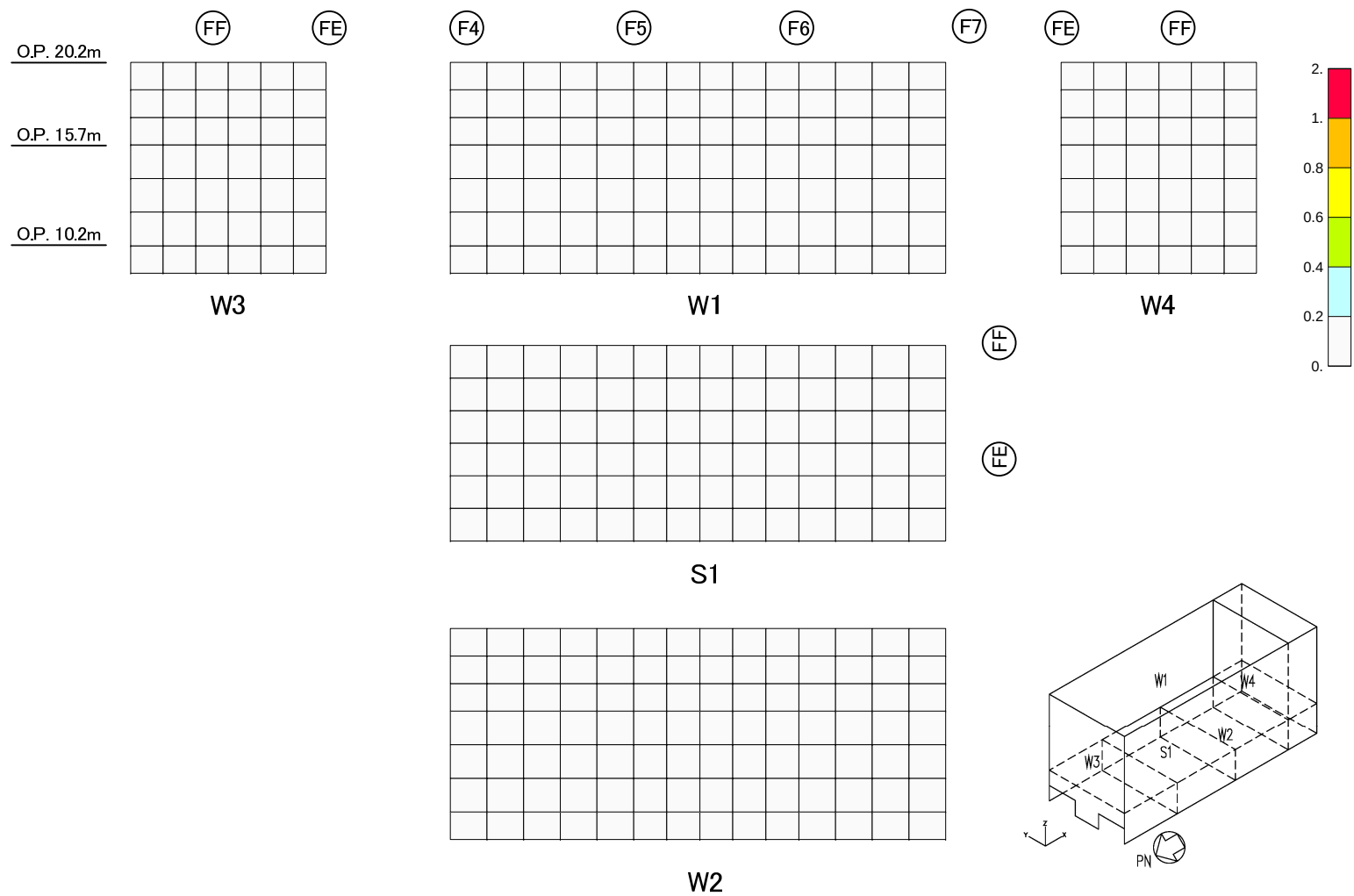


図 2.8 断面算定結果 鉄筋のひずみ 検定比コンター図 ϵ_x / ϵ_a (壁：水平方向，床：南北方向)

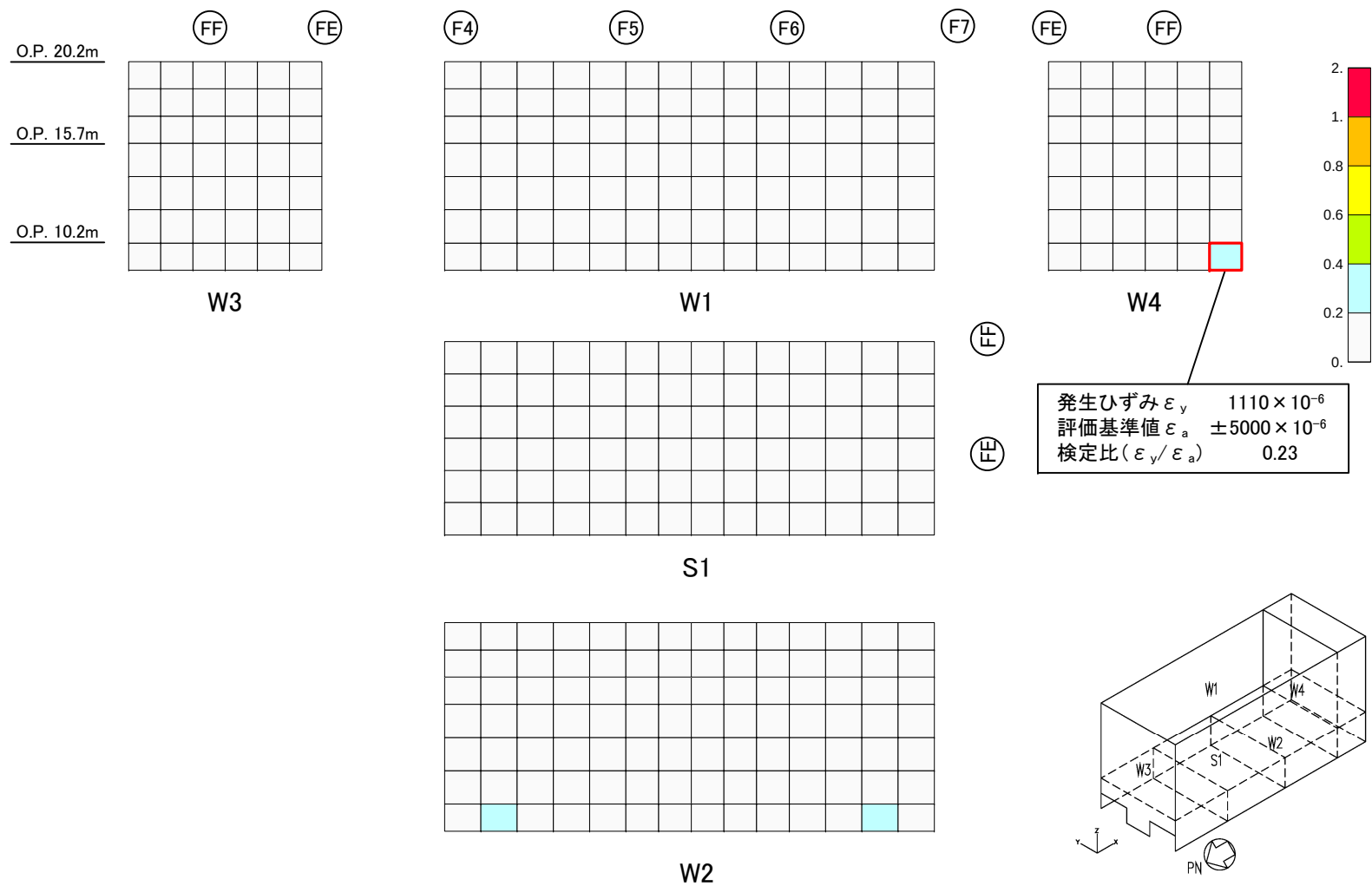


図 2.9 断面算定結果 鉄筋のひずみ 検定比コンター図 ϵ_y / ϵ_a (壁：鉛直方向，床東西方向)

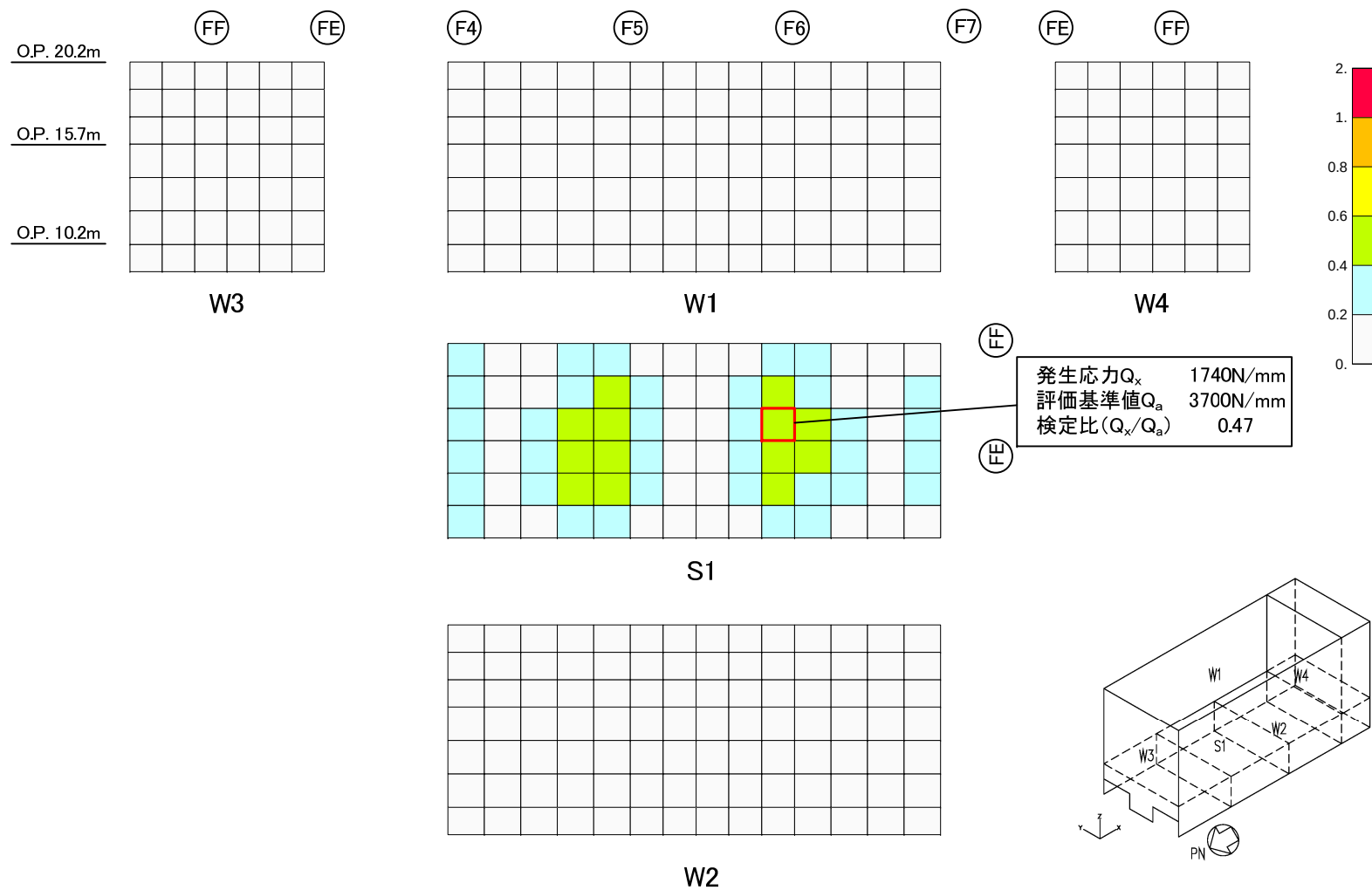


図 2.10 断面算定結果 面外せん断力 検定比コンター図 Q_x/Q_a (壁：水平方向，床：南北方向)

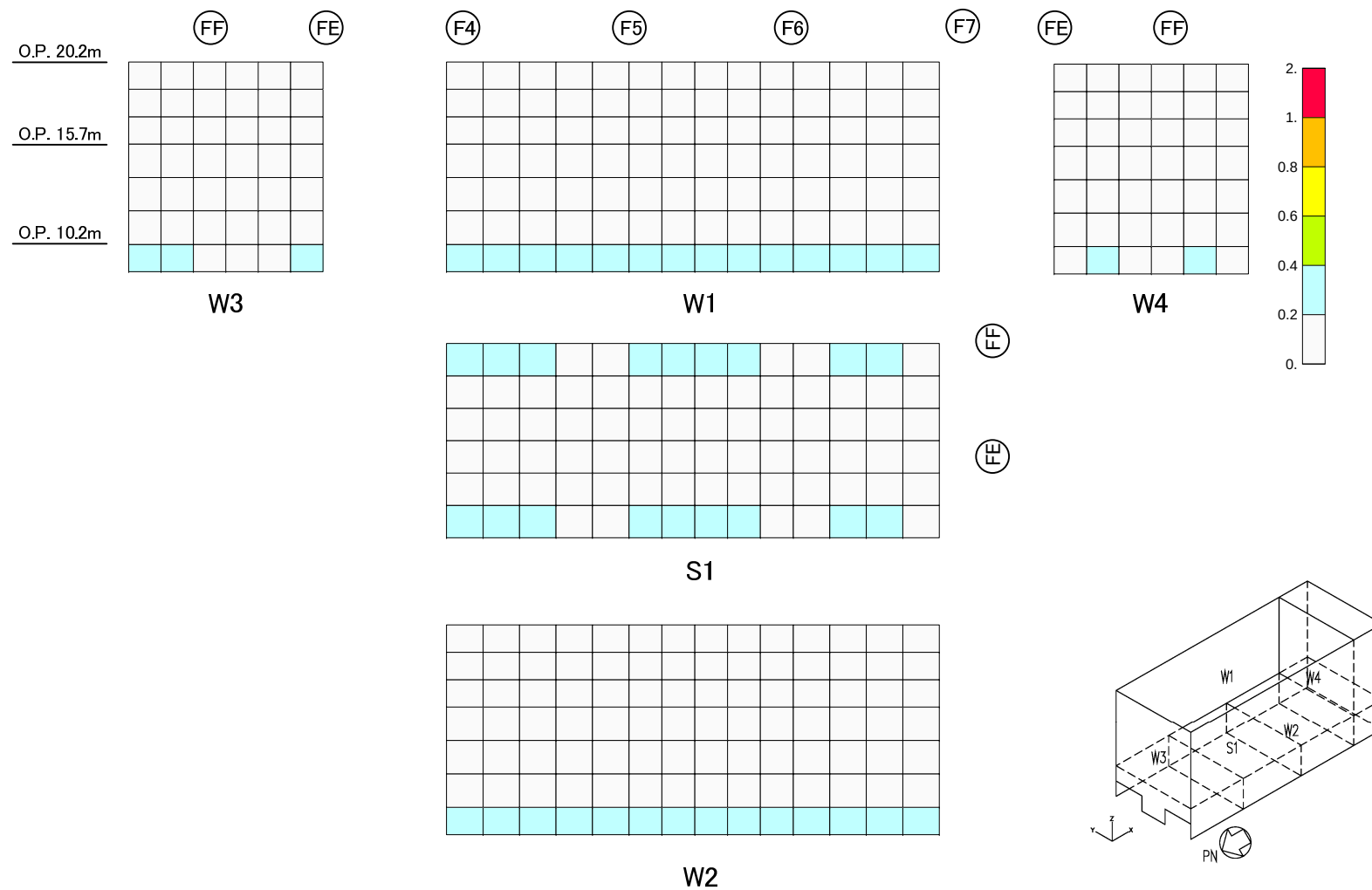


図 2.11 断面算定結果 面外せん断力 検定比コンター図 Q_y/Q_a (壁：鉛直方向，床：東西方向)

3. 別添

- 別添－1 福島第一原子力発電所 運用補助共用施設共用プール棟 耐震壁の耐震安全性
評価について（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3－2）

特定原子力施設監視・
評価検討会(第4回)
資料3-2
(第3回資料3-2を再配布)

福島第一原子力発電所 運用補助共用施設共用プール棟 耐震壁の耐震安全性評価について

平成25年2月21日
東京電力株式会社



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

1. 評価方針
 2. 地震応答解析
 3. 耐震壁の耐震安全性評価
 4. コメント回答
- ・ 参考資料



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

1

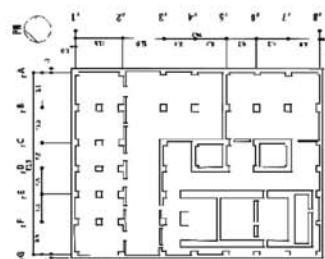
1. 評価方針

運用補助共用施設共用プール棟（以下、PL/Bという）は、Sクラス設備（使用済燃料共用プール、キャスクピット、使用済燃料貯蔵ラック）の間接支持構造物として機能保持させることとする。

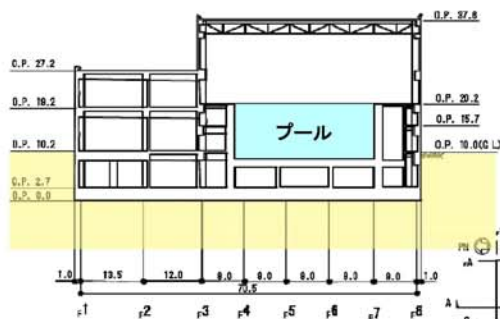
PL/Bの耐震壁は、機能保持限界における許容限界ひずみ 2×10^{-3} を評価基準値とする。

2. 地震応答解析 (1) PL/Bの概要

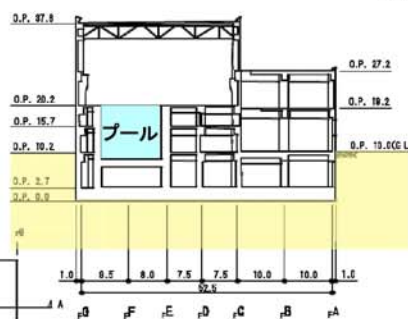
構造：鉄筋コンクリート造
（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）
階数：地上3階，地下1階
基礎：厚さ2.7mのべた基礎で、泥岩盤上に設置
平面形状：72.5m（NS方向）×54.5m（EW方向）
高さ：基礎版底面から37.6m（地上高さ27.6m）



平面図

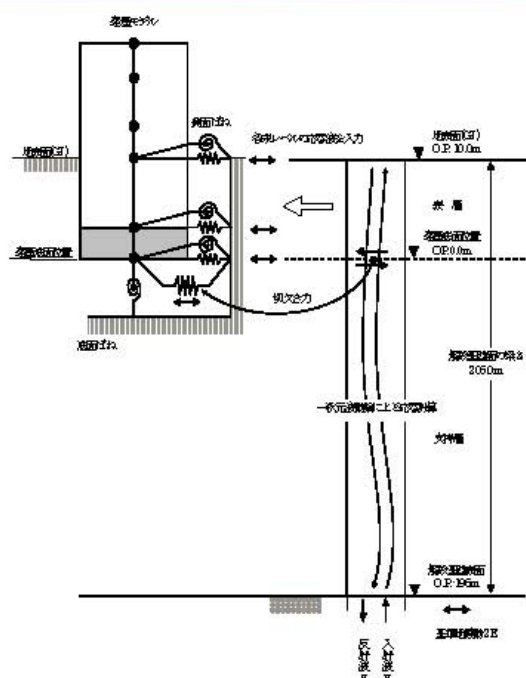


断面図 (NS方向)



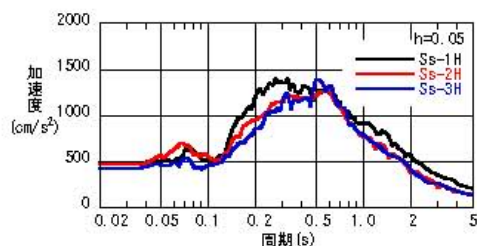
断面図 (EW方向)

2. 地震応答解析 (2)入力地震動の算定



PL/Bの水平方向の入力地震動については、解放基礎表面で定義される基準地震動 S_s を入力として、解放基礎表面から地表面までの速度構成を成層と仮定した地盤モデルを用いた一次元波動論による地震応答解析を行い、PL/B基礎底面位置及び側面ばね位置での地震動を入力地震動とした。

建屋基礎底面位置におけるせん断力（切欠き力）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した。



入力地震動の応答スペクトル（基礎底面E+F）

入力地震動の概念図（水平方向）

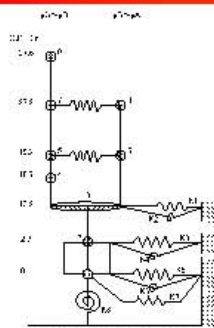


東京電力

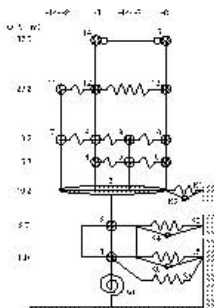
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

4

2. 地震応答解析 (3)地震応答解析モデル



地震応答解析モデル（NS方向）



地震応答解析モデル（EW方向）

- 多質点系モデル
 - ・建屋と底面・側面地盤との相互作用を考慮
 - ・耐震壁のせん断剛性と曲げ剛性を考慮
- 地盤ばね
 - ・建屋底面地盤ばね（水平・回転）は、JEAG4601-1991による振動アドミタンス理論に基づく近似ばね
 - ・建屋側面地盤ばね（水平・回転）は、JEAG4601-1991によるNOVAKの手法に基づく近似ばね
- 建屋耐震壁のモデル化
 - ・せん断および曲げとも非線形性を考慮
- 材料特性
 - ・コンクリート実強度（40N/mm²）を採用
- 建屋の減衰
 - ・5%（コンクリート部）
- 固有周期（ S_s-1 ）
 - ・NS方向（1次：0.289s 2次：0.154s）
 - ・EW方向（1次：0.298s 2次：0.155s）

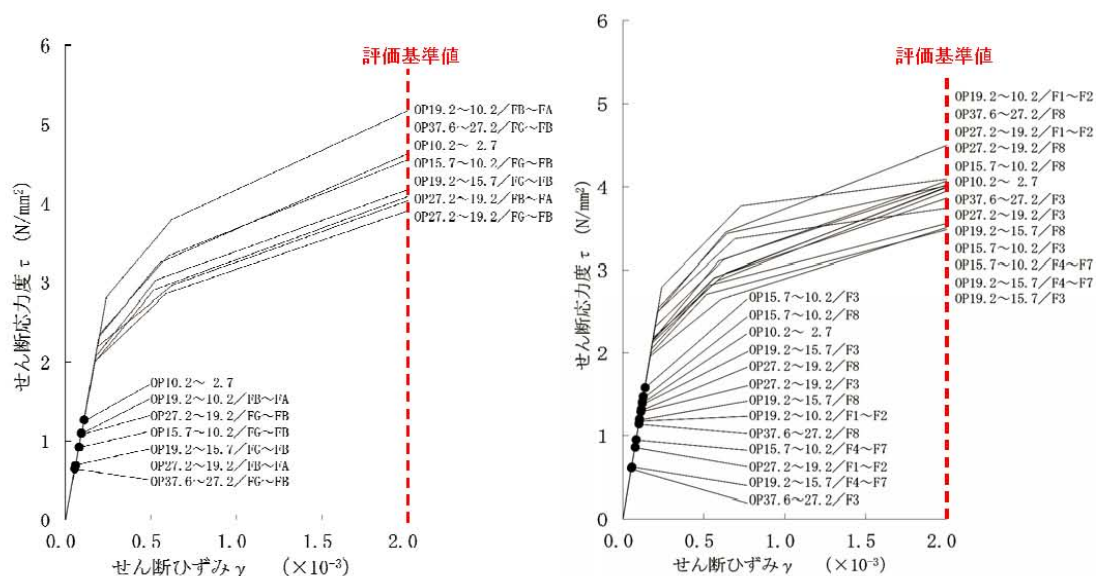


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

5

3.耐震壁の耐震安全性評価



せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(Ss-1 NS方向)

せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(Ss-1 EW方向)

耐震壁の最大応答せん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} (Ss-1, EW方向, 1階)であり、評価基準値 (2.0×10^{-3}) を満たすことを確認した。

4. コメント回答

①地震応答解析モデル及び耐震安全性評価への、平成23年3月11日以降の地震、津波等による影響について



3階（オペフロ）（撮影日：平成24年12月9日）



2階（撮影日：平成24年12月9日）



1階（撮影日：平成24年12月9日）



地下1階（撮影日：平成24年12月9日）



目視点検（実施期間：平成23年12月5日～平成24年4月26日）の結果*、プール壁には、平成21年度調査後に発生したひび割れは見られず、一般壁で最大幅0.5mm、一般床で最大幅0.9mmのひび割れが新たに確認されたものの、躯体の健全性を損なうひび割れは見られなかった。

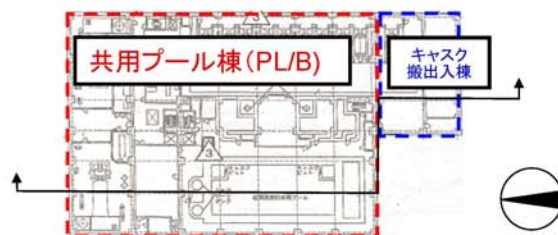
*点検はマニュアルに基づき目視可能な範囲において、幅0.3mm以上のひび割れを記録し、1mm以上のひび割れを要補修としている。

4. コメント回答

②地震応答解析モデルへの地盤による埋め込み効果の適用性について



共用プール棟 (PL/B) ・キャスク搬出入棟 NS方向断面図



共用プール棟 (PL/B) ・キャスク搬出入棟 平面図

⇒ JEAC4601-2008では、地下部分の大部分（3面または面積で75%以上）が周辺地盤と接している場合には全面埋込みと同様な埋込み効果が期待できるものとしている。
よって、上図に示すようにPL/Bにおいては地下部分の3面以上が周辺地盤と接しており、埋め込み効果が期待できるものとして、NOVAKの方法による側面ばねを考慮している。

4. コメント回答

③地震応答解析モデルへの基準地震動 S_s に対する建屋の接地率について

接地率

単位 (%)

	S_s-1	S_s-2	S_s-3
NS方向	100	100	100
EW方向	100	100	100

⇒ 基礎浮上り非線形性を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」をいずれも満足する。

4. コメント回答

④コンクリートの実強度の適用性について

鉄筋コンクリートの物性値

コンクリート	強度*1 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*2 γ (kN/m ³)
	40.0	2.81×10 ⁴	1.17×10 ⁴	0.2	24.5
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

PL/Bの圧縮強度試験データ分析結果

設計基準強度		23.5 N/mm ²
平均圧縮強度*1 (調査年:平成 17年)	1階外壁	53.6 N/mm ² (3供試体の平均)
	1階内壁	46.9 N/mm ² (3供試体の平均)
解析採用値		<u>40.0 N/mm²</u>

*1 福島第一原子力発電所第4号機 高経年化技術評価報告書
(平成19年10月、東京電力株式会社)

*1: RC造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度は、PL/Bの圧縮強度試験の平均値を小さめに丸めた値を設定した。

*2: 鉄筋コンクリートの値を示す。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

10

【参考資料】

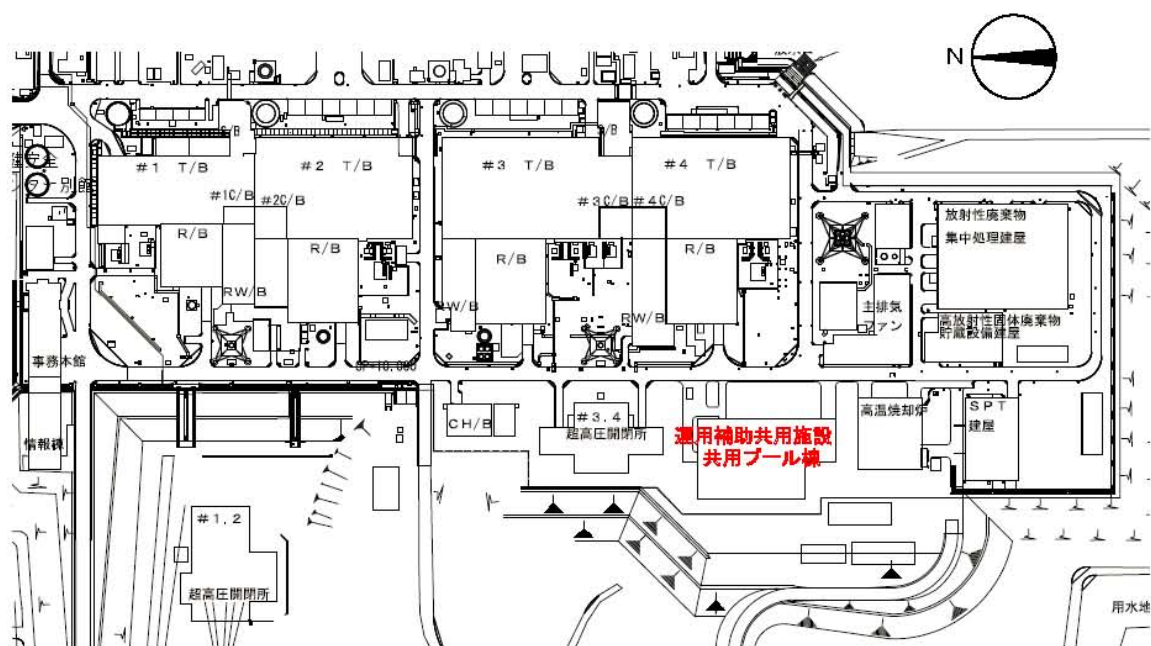


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

11

PL/Bの配置



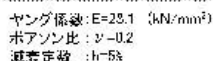
地盤定数

地盤モデル及び物性値については、PL/B付近の地盤の調査結果に基づき、せん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮した等価線形解析により、基準地震動Ss-1、Ss-2及びSs-3のそれぞれについて個別に設定した。

地盤定数

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体 積重量 γ (kN/m ³)	ポア ソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^6$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0			せん断 弾性係数 G ($\times 10^6$ kN/m ²)			ヤング 係数 E ($\times 10^6$ kN/m ²)			減衰 定数 h (%)			層厚 H (m)
						Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.62	0.85	0.85	0.87	2.25	2.25	2.28	6.63	6.63	6.72	3	3	3	7.3
2.7		450	15.5	0.464	3.41	0.79	0.81	0.78	2.69	2.75	2.66	7.88	8.08	7.79	3	3	3	12.7
-10.0		500	17.1	0.455	4.36				3.44	3.53	3.40	10.01	10.27	9.89				70.0
-80.0		550	17.6	0.446	5.63				4.45	4.56	4.39	12.87	13.19	12.70				28.0
-108.0		600	17.8	0.442	6.53				5.15	5.29	5.09	14.88	15.25	14.68				88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	1.00	1.00	1.00	9.24	9.24	9.24	25.25	25.25	25.25	-	-	-	-
	(解放基盤)																	

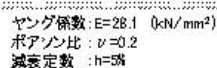
東京電力



7	28.75	8
5	18.23	6

解析モデルの諸元 (NS方向)

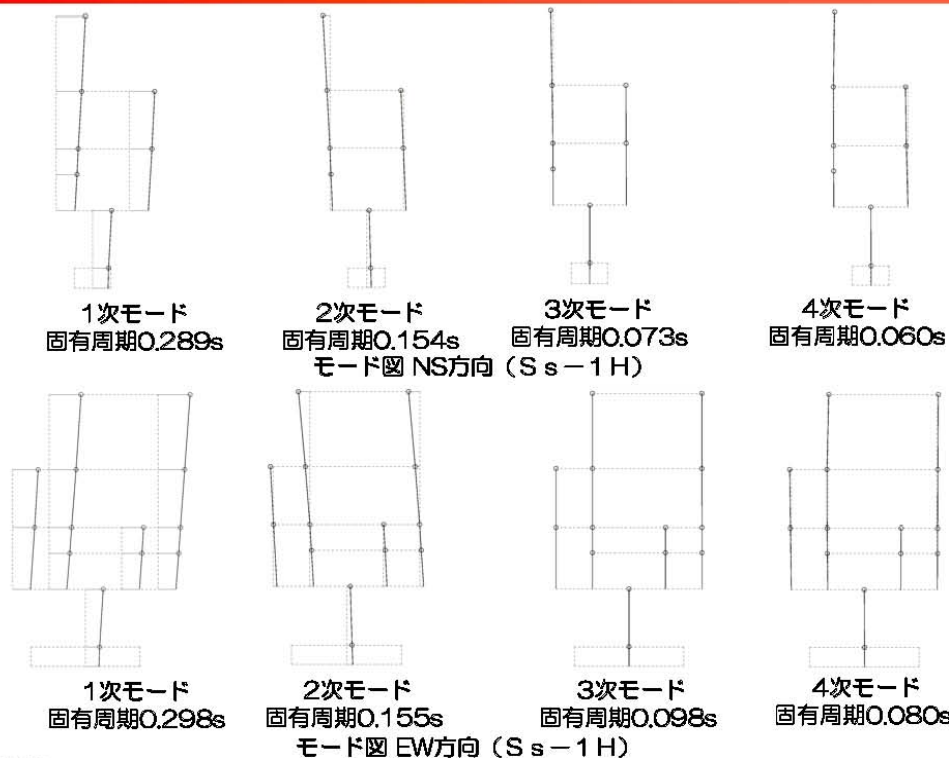
東京電力



		14	00 (剛ばねとした)		15
11	19.32	12	3.56		13
7	15.71	8	10.08	9	10.75
		4	5.14	5	5.09
					6

解析モデルの諸元 (EW方向)

固有値解析結果



固有値解析結果

固有値（固有周期，固有振動数）
および刺激係数（水平方向，NS方向）

(Ss-1H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.289	3.45	1.367	建屋—地盤連成系 1 次
2	0.154	6.50	-0.323	
3	0.073	13.64	-0.104	
4	0.060	16.74	-0.108	
5	0.050	19.81	0.047	

(Ss-2H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.286	3.49	1.371	建屋—地盤連成系 1 次
2	0.152	6.56	-0.327	
3	0.073	13.65	-0.105	
4	0.060	16.74	-0.111	
5	0.050	19.82	0.048	

(Ss-3H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.291	3.44	1.366	建屋—地盤連成系 1 次
2	0.155	6.47	-0.322	
3	0.073	13.63	-0.103	
4	0.060	16.74	-0.107	
5	0.050	19.81	0.047	

固有値（固有周期，固有振動数）
および刺激係数（水平方向，EW方向）

(Ss-1H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.298	3.36	1.498	建屋—地盤連成系 1 次
2	0.155	6.44	-0.525	
3	0.098	10.16	-0.004	
4	0.080	12.44	-0.075	
5	0.076	13.13	-0.031	

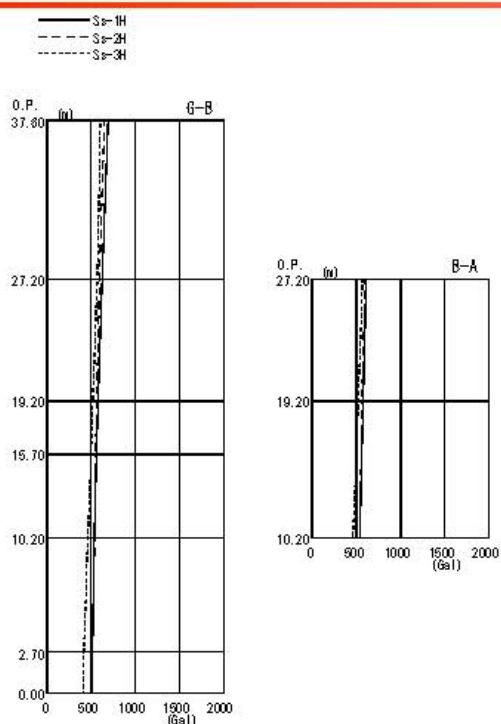
(Ss-2H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.295	3.39	1.503	建屋—地盤連成系 1 次
2	0.154	6.50	-0.532	
3	0.098	10.17	-0.003	
4	0.080	12.45	-0.078	
5	0.076	13.14	-0.031	

(Ss-3H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.299	3.34	1.497	建屋—地盤連成系 1 次
2	0.156	6.42	-0.522	
3	0.098	10.16	-0.004	
4	0.080	12.43	-0.074	
5	0.076	13.13	-0.031	

地震応答解析結果



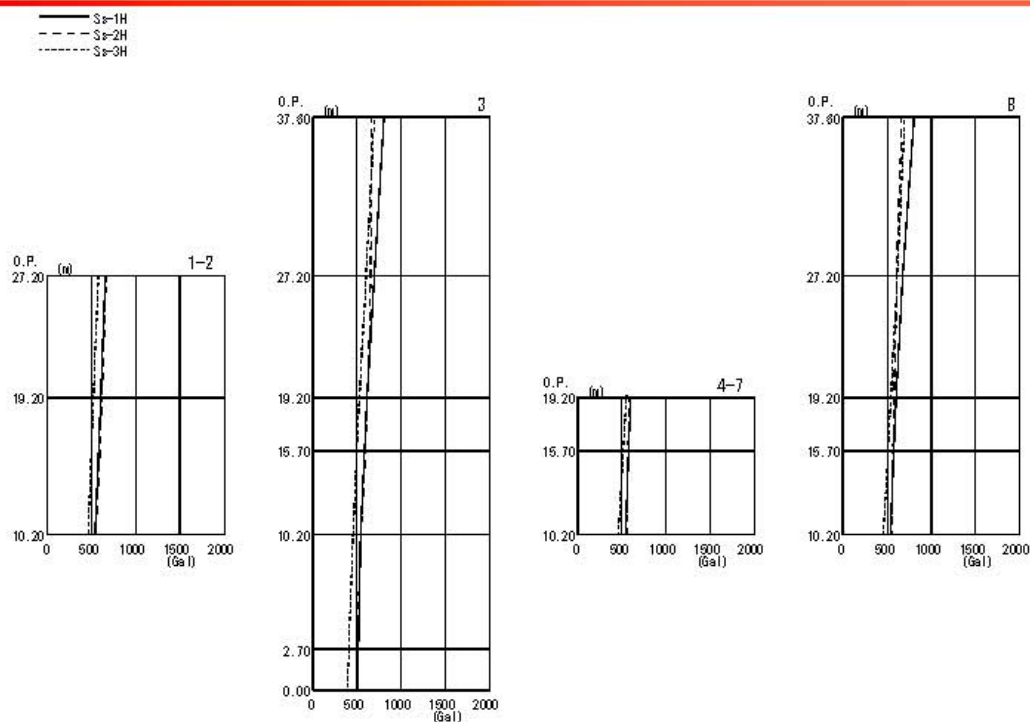
東京電力

最大応答加速度 (NS方向)

無所複製・転載禁止 東京電力株式会社

18

地震応答解析結果



東京電力

最大応答加速度 (EW方向)

無所複製・転載禁止 東京電力株式会社

19

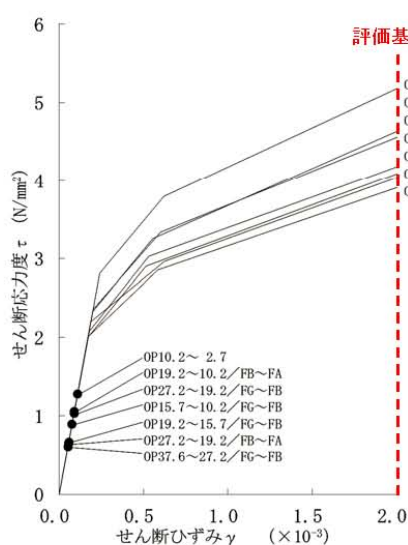
耐震壁の耐震安全性評価

耐震安全性の評価は、基準地震動 S_s による各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値（ 2.0×10^{-3} ）を超えないことを確認する。
地震応答解析から得られる最大せん断応答ひずみを示す。

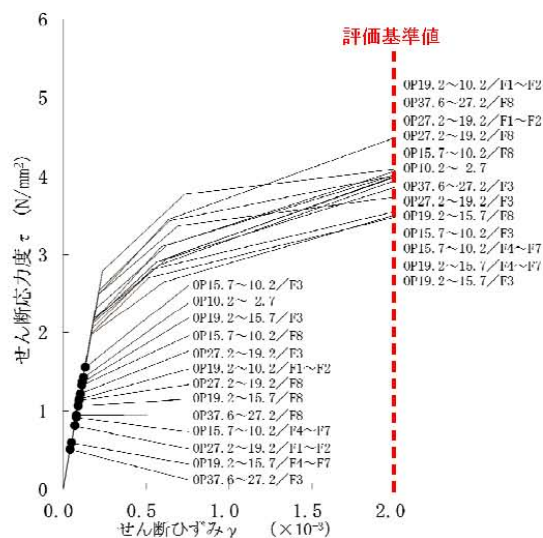
耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧

基準地震動 S_s	NS方向		EW方向	
	最大応答せん断ひずみ	部位	最大応答せん断ひずみ	部位
S_s-1	0.11×10^{-3}	地下1階	0.14×10^{-3}	1階
S_s-2	0.11×10^{-3}	地下1階	0.14×10^{-3}	1階
S_s-3	0.10×10^{-3}	地下1階	0.12×10^{-3}	1階

耐震壁の耐震安全性評価

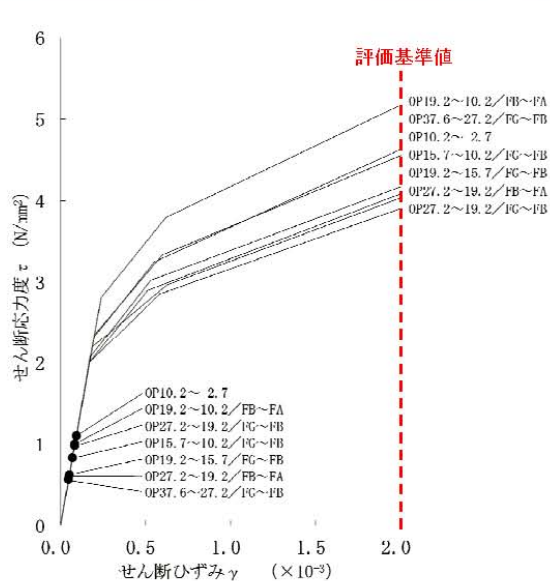


せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(S_s-2 NS方向)

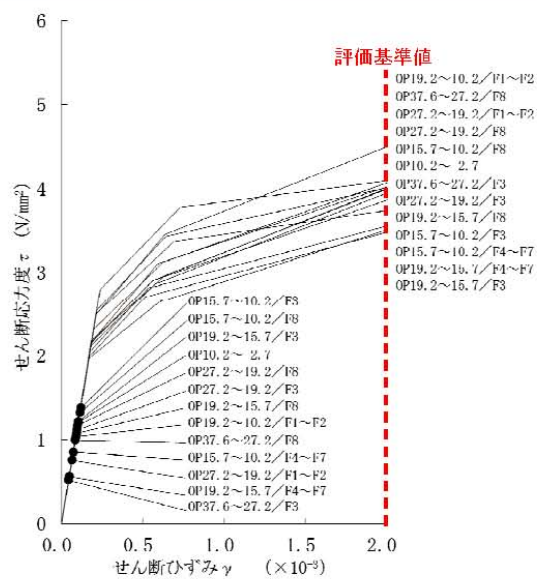


せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(S_s-2 EW方向)

耐震壁の耐震安全性評価



せん断スケルトン曲線上的最大応答値
(Ss-3 NS方向)



せん断スケルトン曲線上的最大応答値
(Ss-3 EW方向)

共用プール冷却機能の喪失評価

1. 原因

共用プール冷却中に、ポンプの故障や地震・津波等の原因により共用プールの冷却機能が喪失し、共用プール水の温度が上昇すると共に共用プール水位が低下する。

2. 対策及び保護機能

- (1) 待機ポンプ（今後、待機ポンプを1台復旧する）を起動させる。
- (2) 冷却機能喪失後、共用プールの冷却機能の復旧に長時間を要する場合は、共用プール補給水系により共用プール水の補給を行い、プール水位の異常な低下を防止する。
- (3) 地震・津波等により電源喪失が発生し、共用プールの冷却機能が停止し、電源喪失の復旧に長時間を要する場合は、予め免震重要棟西側(OP. 36, 900)に待機している消防車の配備を行い、直接プールに注水を行うことにより、プール水位の異常な低下を防止する。

3. 評価条件及び評価結果

(1) 評価条件

- ・ 保守的に、使用済燃料から発生する崩壊熱は全て共用プール水の温度上昇及び共用プール水の蒸発に寄与するものとし、外部への放熱は考慮しないものとする。
- ・ 共用プール水の初期温度は52℃とする。
- ・ 共用プール初期水位はオーバーフロー水位付近(有効燃料頂部+約7.2m)とする。
- ・ 共用プールに貯蔵されている使用済燃料は、1～6号機の使用済燃料プール燃料及び5,6号機の炉心燃料の受け入れに必要な体数を取り出す予定であるが、ORIGEN2を用いた崩壊熱の評価に当たっては、保守的に共用プールからの燃料取出しによる崩壊熱の減少は考慮しない。
- ・ 平成25年1月に5,6号機使用済燃料プールの燃料取り出し、同年4月に5,6号機炉心燃料の取り出し、同年11月に4号機使用済燃料プールの燃料取り出し、平成27年1月に3号機使用済燃料プールの燃料取り出し、平成28年1月に1,2号使用済燃料プールの燃料取り出しが開始され、即時全ての燃料が共用プールに移送されると仮定して、使用済燃料から発生する崩壊熱を評価した。評価結果を表1に示す。(実際の取り出し時期は確定していないため、取り出し時期が早まり、評価条件を超える場合は再評価を行う)

表 1 使用済燃料から発生する崩壊熱

評価時期	(1) 共用 プール既 存燃料の 崩壊熱 (MW)	(2) 1, 2 号機 SFP ※燃料の 崩壊熱 (MW)	(3) 3 号 機 SFP※ 燃料の 崩壊熱 (MW)	(3) 4 号 機 SFP※ 燃料の 崩壊熱 (MW)	(4) 5, 6 号機 SFP ※燃料の 崩壊熱 (MW)	(5) 5, 6 号機 炉 心燃料 の崩壊 熱 (MW)	共用プ ールで 考慮す る発熱 量 (MW)
平成 24 年 12 月	1.06	—	—	—	—	—	1.06
平成 25 年 1 月	1.06	—	—	—	0.80	—	1.86
平成 25 年 4 月	1.05	—	—	—	0.76	0.50	2.31
平成 25 年 11 月	1.03	—	—	0.51	0.69	0.40	2.62
平成 27 年 1 月	1.00	—	0.18	0.41	0.59	0.29	2.47
平成 28 年 1 月	0.98	0.25	0.16	0.36	0.54	0.24	2.53

(※SFP:使用済燃料プール)

(2) 評価結果

共用プール水位が有効燃料頂部+2m に至るまで：約 20 日

4. 判断基準への適合性の検討

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

共用プールの冷却機能が喪失した後、共用プール水位が、水遮へいが有効とされる有効燃料頂部+2m に至るまでには、最短でも約 20 日の時間的余裕がある。なお、水遮へいの効果については「Ⅱ.2.12 添付資料—3」に示すとおりである。このことから、他に緊急度の高い復旧作業がある場合は、そちらを優先して実施することになるが、共用プールの冷却機能の復旧作業を、事前準備が整い次第、速やかに実施することで、共用プール冷却を再開する。また、共用プールの冷却機能の復旧作業に長時間を要する場合にも、共用プール補給水系または消防車※により共用プール水位を保つことは十分可能である。

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

※：消防車による注水開始までの所要時間（目安）は、作業開始から約 3 時間。

燃料集合体の落下評価

1. 原因

共用プール内における使用済燃料の取扱い中に、何らかの原因で燃料集合体が落下し、放射性物質が放出される。

2. 対策及び保護機能

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) 燃料取扱装置は、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している。
- (2) 燃料つかみ機のワイヤを二重化している。
- (3) 燃料つかみ機は、圧縮空気が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計としている。
- (4) 燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊り上げが出来ないようなインター・ロックを設けている。
- (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り扱い作業を行う運転管理体制とする。

3. 評価条件及び評価結果

設置許可申請書において、「共用プールにおける燃料集合体落下事象」は、「炉心上への燃料集合体の落下事象」と比較して、敷地境界外の実効線量は小さく、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と評価されている。

下表に、「炉心上への燃料集合体の落下事象」と「共用プールにおける燃料集合体落下事象」の評価条件と評価結果を示す。共用プールで取扱う使用済燃料は19ヶ月以上冷却された燃料であり、「炉心上への燃料集合体の落下事象」における冷却期間1日と比べて長いことからよう素及び希ガスは半減期に応じて減衰しており、また燃料集合体の落下高さの違いから破損燃料も少ない。したがって、大気中に放出される核分裂生成物の量は少なく、これによる敷地境界外の実効線量は、「炉心上への燃料集合体の落下事象」より小さい。

	原子炉建屋※	共用プール
燃料種類	9×9 燃料	9×9 燃料
落下場所	炉心	共用プール燃料ラック上
破損燃料体数	2.3 体	2 体
冷却期間	1 日	19 ヶ月
放出経路	スタック経由	地上放出
よう素（I - 131 等価量）大 気放出量	$4.7 \times 10^{11} \text{Bq}$	$1.3 \times 10^7 \text{Bq}$
希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）大気放出量	$3.2 \times 10^{14} \text{Bq}$	$4.2 \times 10^{11} \text{Bq}$
敷地境界での被ばく量	0.068mSv	0.068mSv 以下

※：2～5 号機について記載。

4. 判断基準への適合性の検討

3. に示したとおり，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。