

2.14 監視室・制御室

2.14.1 基本設計

2.14.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度、未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の監視及び制御において、集中的な監視及び制御を行うため、監視室・制御室を設置する。

監視室・制御室としては、次の通り。

- (1) 免震重要棟集中監視室
- (2) シールド中央制御室（シールド中操）

2.14.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。
- (2) 放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい等の放射線防護上の措置を講じること。
- (3) 地震、津波等の発生を考慮しても、その作業環境が確保できること。

2.14.1.3 設計方針

(1) 免震重要棟集中監視室

a. 監視・制御設備

免震重要棟集中監視室は、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できる設計とする。また、監視盤及び制御盤は誤操作、誤判断を防止するよう留意し、かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また、火災を速やかに検知し、消火できる設計とする。

c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで十分な免震機能を有するとともに、津波の遡上高さを考慮した場所に設置し、安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

(2) シールド中操

a. 監視・制御設備

シールド中操は、汚染水処理設備等の主要パラメータ及び運転状況が監視でき

る設計とする。また、監視盤及び制御盤は誤操作、誤判断を防止するよう留意し、かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また、火災を速やかに検知し、消火できる設計とする。

c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで必要な耐震機能を有するとともに、津波の遡上高さを考慮した場所に設置し、安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

2.14.1.4 供用期間中に確認する項目

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。

2.14.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

監視装置は、現場からのパラメータ信号等を受信して表示するモニタにより構成され、制御装置は、警報、操作機器により構成される。

(2) 免震重要棟集中監視室

a. 監視・制御装置

免震重要棟集中監視室は、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度、未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視、総合的な判断ができ、また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により、各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また、免震重要棟集中監視室で監視不能となった場合でも、各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室においても主要なパラメータを監視することが可能な構成とする。

監視・制御装置は、運転員の誤操作、誤判断を防止するために、パラメータの識別表示を行う等の配慮を行う。また、操作器具は、運転員の誤操作を防止するために、保護カバー等を用いて識別する。

b. 放射線防護設備

免震重要棟は、過度な被ばくをしないように、十分なコンクリート厚とする等の遮へいにより、適切な放射線防護措置を講じた設備とする。

また、空調設備についても、外気取り入れにおいて、高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し、室内ダストの低減を図る構成とする。

なお、放射線防護に必要な防護衣、防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

免震重要棟の電源は、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、さらにガスタービン発電機から受電できる構成とする。

(3) シールド中操

a. 監視・制御装置

シールド中操は、汚染水処理設備等の主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視ができ、また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により、各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また、監視・制御装置は、運転員の誤操作、誤判断を防止するため、**装置毎に区分して配置するなどの配慮を行うとともに、特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。**

b. 放射線防護設備

シールド中操は、過度な被ばくをしないように、周辺への土嚢設置、地面との間への鉄板付設、及び上部への鉛遮へい設置により放射線防護措置を講じた設備とする。

また、空調設備についても、外気取り入れにおいて、高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し、室内ダストの低減を図る構成とする。

なお、放射線防護に必要な防護衣、防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

シールド中操の電源は、異なる系統の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。

2.14.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

免震重要棟集中監視室、シールド中操は何れも津波による影響がないと想定される高台（O.P. 30m 以上）に設置する。

(2) 火災

火災感知器及び消火器を設けることによって、早期火災検知及び早期消火に努める。

2.14.1.7 構造強度及び耐震性

集中監視室を設置する免震重要棟は、東北地方太平洋沖地震及びその余震後に、点検を行った結果、構造上の問題はなかった。また、基準地震動 S_s に対して、免震装置が安全機能上問題ないこと（免震層の最大応答変位は 44.3cm であり、免震層の許容層間変位 60cm 以下、かつ、免震層のクリアランス 75cm 以下であること）を確認している。

また、免震重要棟集中監視室及びシールド中操の監視・制御装置については、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。

2.14.1.8 機器の故障への対応

2.14.1.8.1 機器の単一故障

(1) 機器の故障

機器の故障により監視及び制御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とし、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、必要なパラメータの把握を行う。

(2) 電源喪失

a. 免震重要棟集中監視室

別系統の電源又はガスタービン発電機に切替えが可能な場合は、電源の切替えを行う。

b. シールド中操

別系統の電源に切替えが可能な場合は、電源の切替えを行う。

2.14.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

複数の設備の同時機能喪失や受電設備の故障により、免震重要棟集中監視室、シールド中操で遠隔監視ができない場合には、故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし、復旧までに時間を要する場合においては、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、必要なパラメータの把握を行う。

2.14.1.8.3 遠隔監視・制御機能喪失事象に対する評価

遠隔監視機能喪失時には、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、必要なパラメータの把握を行うことが可能であるため、監視に対する直接的な影響はない。

2.14.2 基本仕様

2.14.2.1 主要仕様

(1) 免震重要棟集中監視室

監視・制御装置

一式

(2) シールド中操

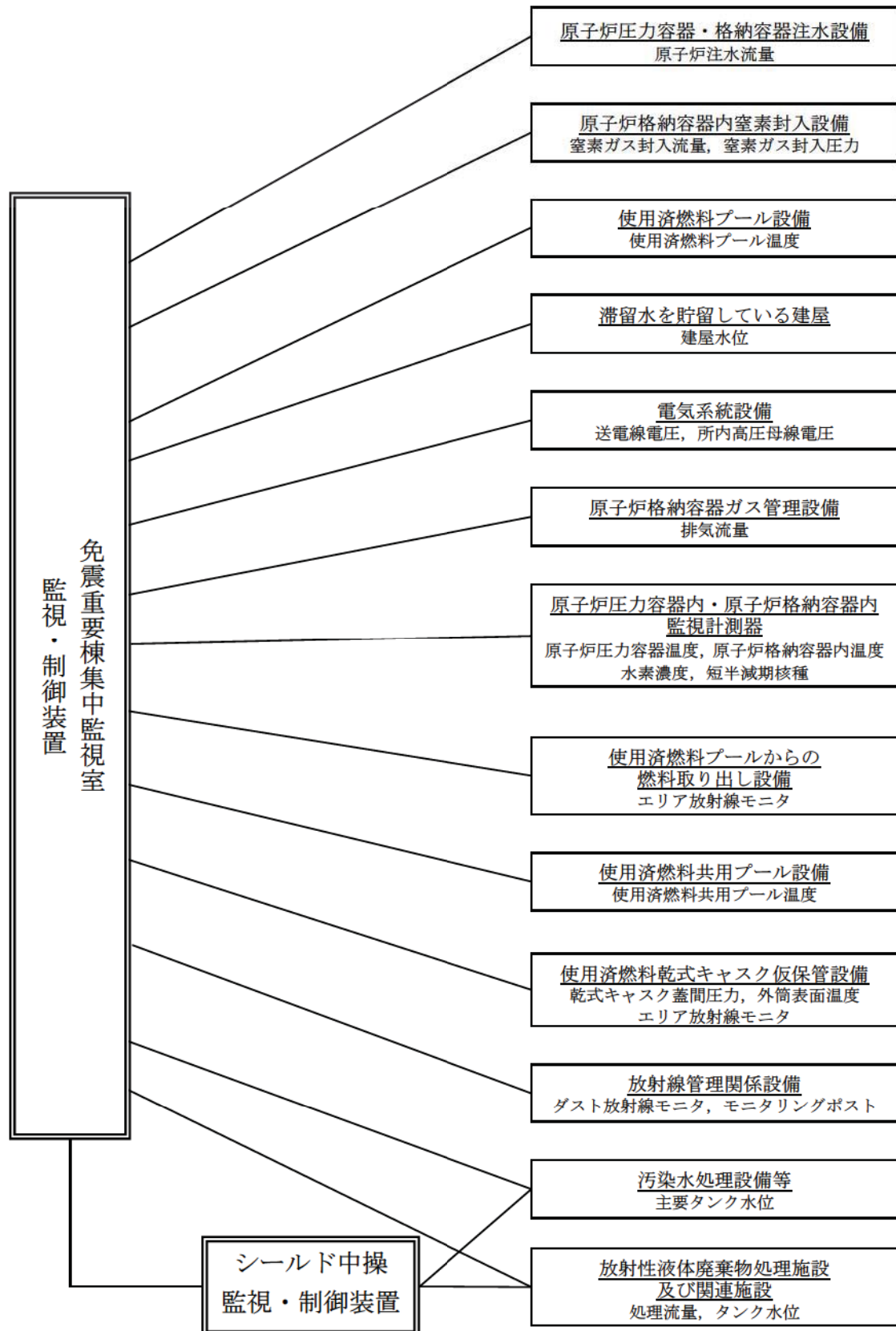
監視・制御装置

一式

2.14.3 添付資料

添付資料－1 監視室・制御室 構成概略図

添付資料－2 構造強度及び耐震性



図－1. 監視室・制御室 構成概略図

構造強度及び耐震性

(1) 主要設備の耐震構造

a. 免震重要棟集中監視室

集中監視室を設置する免震重要棟は、東北地方太平洋沖地震及びその余震後に、点検を行った結果、構造上の問題は無かった。また、基準地震動Ssに対して、免震装置が安全機能上問題ないこと（免震層の最大応答変位は44.3cmであり、免震層の許容層間変位60cm以下、かつ、免震層のクリアランス75cm以下であること）を確認している。

また、監視室・制御室内の機器について、ボルト固定及び固縛等の耐震性向上対策を講じることにより、容易に損壊することのないようにする。

特に重要度の高い監視装置については耐震Sクラス相当の機能を有する必要があるが、一般産業品を使用しているため、基準地震動Ssにおける耐震評価の基準値を満足することの確認ができていない。そのため、特に重要度の高い監視装置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、監視装置に故障が発生した場合においては、故障機器の交換等による速やかな復旧を原則とし、さらに復旧までに時間を要する場合においても必要なパラメータの把握を行うことを可能とするため、各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室に監視計器を確保し、地震や津波が収まった後、確認できるよう複数の監視機能を有する構成とする。

なお、1～4号機の中央制御室に設置されている監視計器は、一部耐震Sクラス設計ではない機器があるが、今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの破損・故障等を生じることなく機能を維持しており、必要な耐震性を有しているものと考えられる。

b. シールド中操

シールド中操は、耐震設計審査指針上のCクラス相当の設備であるが、自重による静置及び固定用治具による固定の実施や、固定用鋼材を張出構造とする等により、耐震性向上を図っている。

また、シールド中操内に設置した制御盤等は、転倒防止ベルトによる固縛がなされている。

震災以降に設置されたものであるが、震災後の余震においては建物・制御装置とも損傷しておらず、構造上、あるいは設備上の問題は発生していない。

2.15 放射線管理関係設備等

2.15.1 基本設計

2.15.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所1～3号機から環境に放出される気体廃棄物を抑制するために設けられた設備の健全性を把握すること、ならびに当該設備を経由して放出される放射性物質の放出量を把握することを目的とする。また、万が一、安全に関する機能が一時的に喪失した場合でも、一般公衆ならびに放射線業務従事者を放射線から防護するため、周辺環境における放射線量率等の状況を把握することを目的とする。

2.15.1.2 要求される機能

福島第一原子力発電所1～3号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質、ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を監視できること。

2.15.1.3 設計方針

(1) 1～3号機から放出される気体廃棄物の監視設備

原子炉格納容器ガス管理設備、原子炉建屋カバー排気設備、原子炉建屋排気設備のダスト放射線モニタにより、建屋から放出される気体廃棄物中の放射性物質の濃度を監視できる設計とする。

(2) 周辺監視区域周辺の監視設備

モニタリングポストは、1～6号機その他、附帯設備を含めた発電所全体からの影響を把握するため、周辺監視区域境界付近8箇所の空間放射線量率を監視できる設計とする。

(3) 供用期間中に確認する項目

福島第一原子力発電所1～3号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質、ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を適切に監視できること。

2.15.1.4 主要な機器

a. ダスト放射線モニタ

ダスト放射線モニタは、2チャンネル設置し、免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

b. モニタリングポスト

モニタリングポストは、周辺監視区域境界付近8箇所に設置し、空間放射線量率を連続的に測定可能な設備とし、免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

2.15.1.5 設計上の考慮すべき事項

ダスト放射線モニタ, モニタリングポストならびに2号機原子炉建屋排気設備は、『特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について』に示される“14. 設計上の考慮”を踏まえた設計とすることを基本方針として, 特に次の事項に考慮する。

(1) 準拠規格及び基準

一般的な放射線計測器や一般構造物と同様の構造強度を有する設計とし, 耐震性についても一般構造物と同等なものとして設計する。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

仮設防潮堤を設置したことでアウターライズ津波の影響がないと想定される O.P. 10m 以上のエリアに設置する。

(3) 信頼性に対する設計上の考慮

ダスト放射線モニタならびに2号機原子炉建屋排気設備においては, 所内高圧母線からの受電の他, 外部電源喪失の場合に備えて, 非常用所内電源からも受電できる構成とする。

モニタリングポストにおいては, 異なる2系統の所内高圧母線から受電できる構成とし, 外部電源喪失の場合に備えて, 非常用所内電源ならびに蓄電池から受電できる構成とする。

2.15.2 基本仕様

2.15.2.1 主要仕様

(1) 1号機

ダスト放射線モニタ (原子炉建屋カバー排気設備出口※)

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$10^0 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

※原子炉建屋カバー設置時のみ。(以下, 本章において同様。)

ダスト放射線モニタ (原子炉格納容器ガス管理設備出口)

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

(2) 2号機

ダスト放射線モニタ (原子炉建屋排気設備出口)

検出器の種類	シンチレーション検出器
--------	-------------

計測範囲	$10^0 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ (原子炉格納容器ガス管理設備出口)

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

(3) 3号機

ダスト放射線モニタ (原子炉格納容器ガス管理設備出口)

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

(4) モニタリングポスト

検出器の種類	電離箱検出器
測定範囲	$10 \sim 10^8 \text{ nGy/h}$
台数	8

(5) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の各章に記載している。

- ・ II.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備
- ・ II.2.12 使用済燃料共用プール設備
- ・ II.2.13 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備
- ・ II.2.34 5・6号機 計測制御設備

(6) 排気設備

a. 2号機原子炉建屋排気設備

台数	2台 (※)
容量	$10000 \text{ m}^3/\text{h}$ (1台当たり)
フィルタ形式	高性能粒子フィルタ

※本設備は、作業環境改善の目的で設置されている設備であり、常時運転の必要性がある設備ではない。

b. その他排気設備

その他排気設備については、以下の各章に記載している。

- ・ 1号機原子炉建屋カバー排気設備（Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料6 別添5 原子炉建屋カバー付属設備について）
- ・ 3号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ・ 4号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ・ 原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 原子炉格納容器ガス管理設備）
- ・ 雑固体廃棄物焼却設備（Ⅱ.2.17 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備））

2.15.3 添付資料

添付資料―1 ダスト放射線モニタ系統概略図

添付資料―2 モニタリングポストの配置図

ダスト放射線モニタ系統概略図

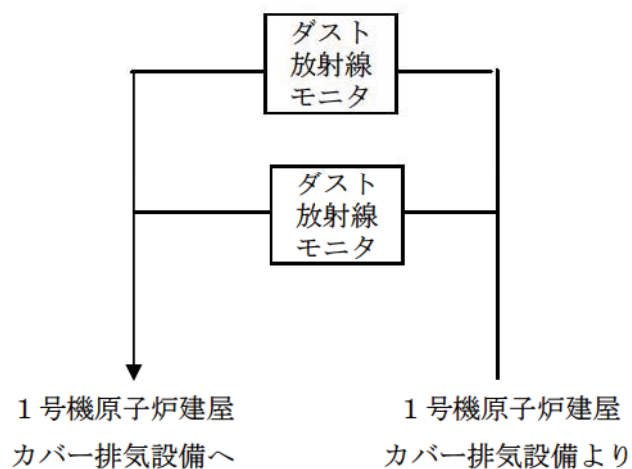


図 2. 1 5－1 1号機 ダスト放射線モニタ検出器 系統概略図
(原子炉建屋カバー排気設備出口)

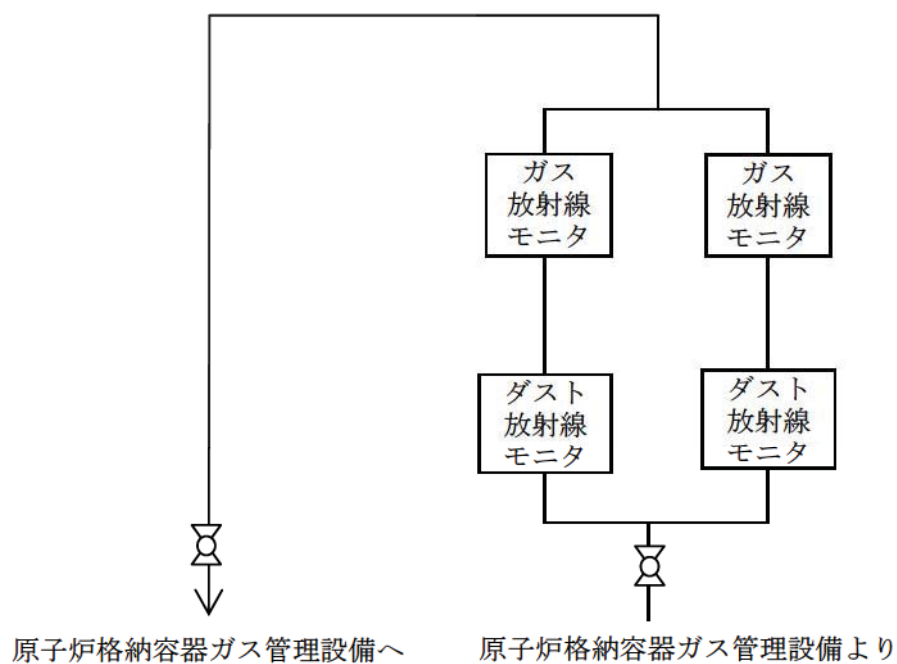


図 2. 1 5－2 1号機 ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器 系統概略図
(原子炉格納容器ガス管理設備出口)

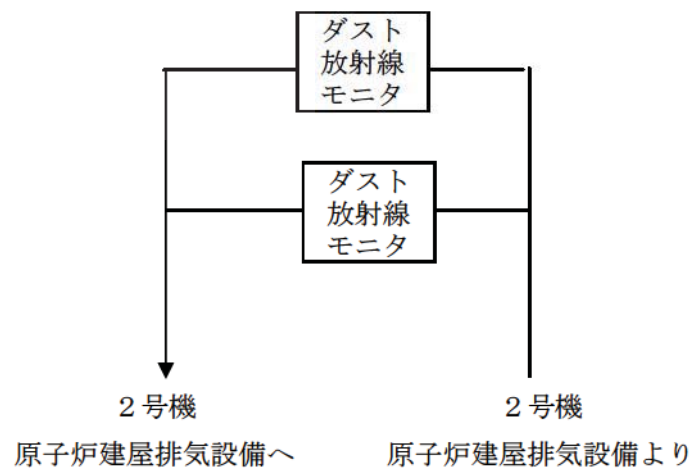


図 2. 15-3 2号機 ダスト放射線モニタ検出器 系統概略図
(原子炉建屋排気設備出口)

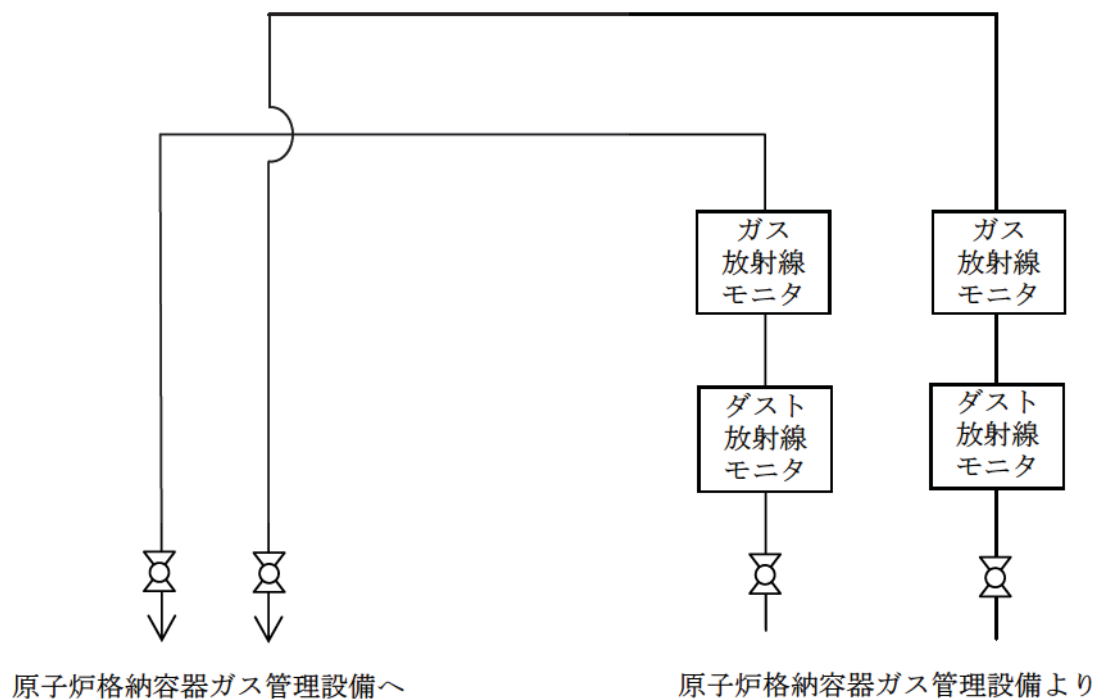


図 2. 15-4 2号機 ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器 系統概略図
(原子炉格納容器ガス管理設備出口)

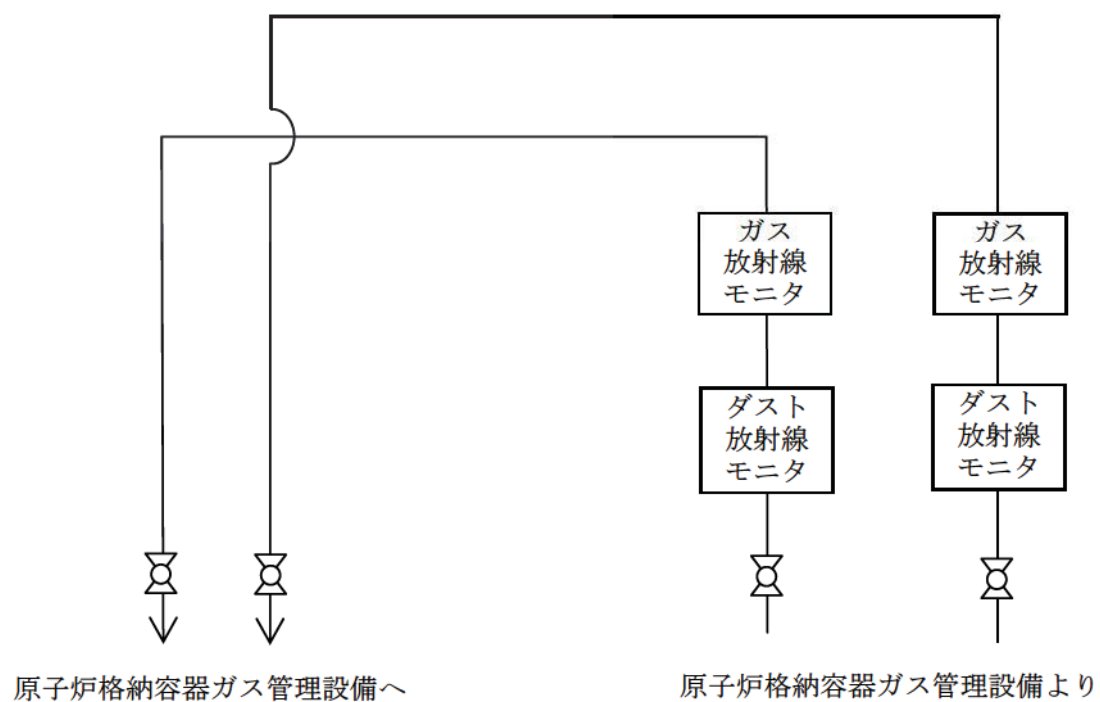


図 2. 1 5 - 5 3 号機 ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器 系統概略図
(原子炉格納容器ガス管理設備出口)

モニタリングポストの配置図

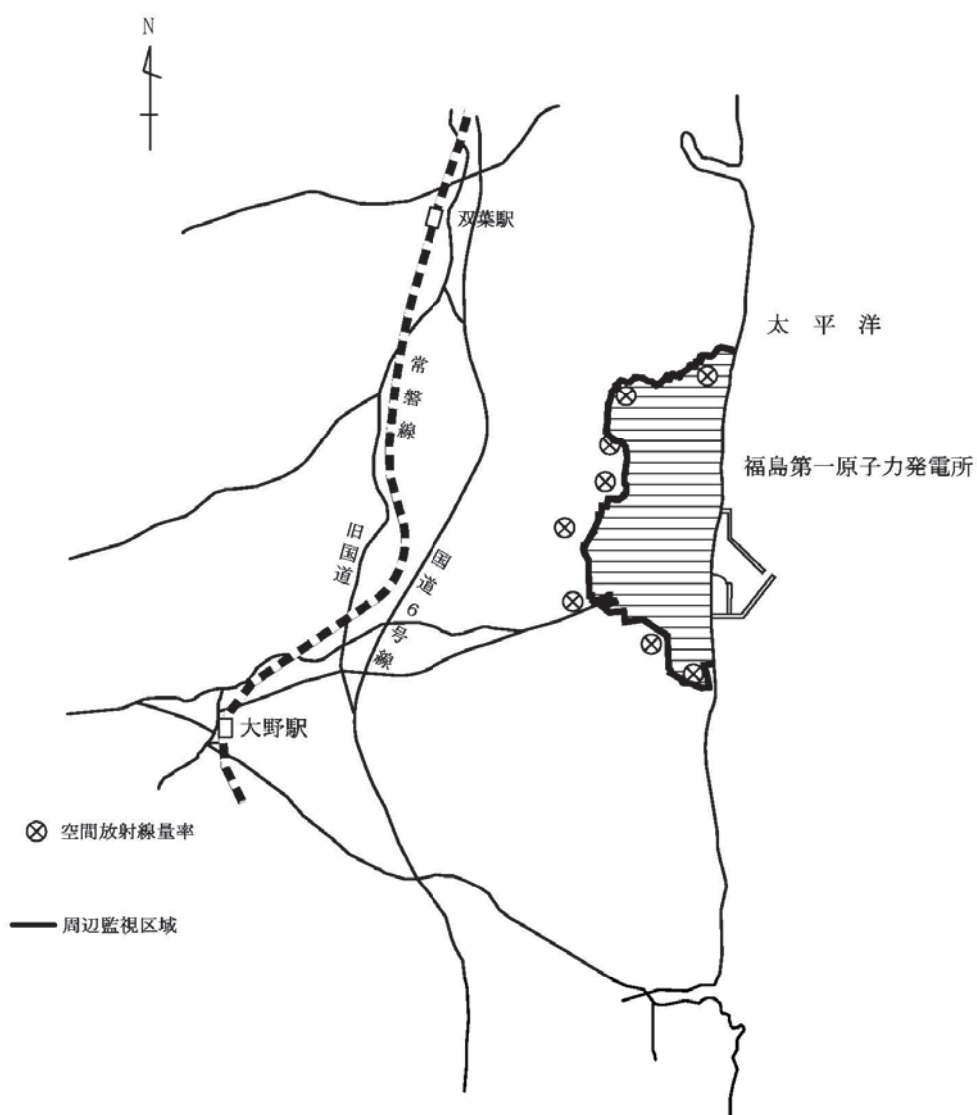


図2.15-6 モニタリングポスト配置図

2.16 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

2.16.1 基本設計

2.16.1.1 設置の目的

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備、多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク、槽類から構成する。

2.16.1.2 要求される機能

- (1) 発生する液体状の放射性物質の量を上回る処理能力を有すること。
- (2) 発生する液体状の放射性物質について適切な方法によって、処理、貯留、減衰、管理等を行い、放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること。
- (3) 放射性液体廃棄物が漏えいし難いこと。
- (4) 漏えい防止機能を有すること。
- (5) 放射性液体廃棄物が、万一、機器・配管等から漏えいした場合においても、施設からの漏えいを防止でき、又は敷地外への管理されない放出に適切に対応できる機能を有すること。
- (6) 施設内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること。

2.16.1.3 設計方針

(1) 放射性物質の濃度及び量の低減

多核種除去設備は、汚染水処理設備で処理した水を、ろ過、凝集沈殿、イオン交換等により周辺環境に対して、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(2) 処理能力

多核種除去設備は、滞留水の発生原因となっている雨水、地下水の建屋への流入量を上回る処理容量とする。

(3) 材料

多核種除去設備の機器等は、処理対象水の性状を考慮し、適切な材料を用いた設計とする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

多核種除去設備の機器等は、液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インターロック回路等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室等に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし、これを監視できるようにする。
- d. 多核種除去設備の機器等は、可能な限り周辺に堰を設けた区画内に設け、漏えいの拡大を防止する。また、処理対象水の移送配管類は、万一、漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように、排水路から可能な限り離隔するとともに、排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。さらに、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

(5) 被ばく低減

多核種除去設備は、遮へい、機器の配置等により被ばくの低減を考慮した設計とする。

(6) 可燃性ガスの管理

多核種除去設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。また、排出する可燃性ガスに放射性物質が含まれる可能性がある場合には、適切に除去する設計とする。

(7) 健全性に対する考慮

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

2. 16. 1. 4 供用期間中に確認する項目

多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が『実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』に示される濃度限度（以下、「告示濃度限度」という）以下であること。

2. 16. 1. 5 主要な機器

多核種除去設備は、3系列から構成し、各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として、前処理設備から発生する沈殿処理生成物及び放射性核種を吸着した吸着材を收容して貯蔵する高性能容器、薬品を供給するための薬品供給設備、多核種除去設備の運転監視を行う監視制御装置、電源を供給する電源設備等で構成する。なお、2系列運転で定格処理容量を確保するが、R0濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から、

3 系列同時運転も可能な構成とする。また、装置の処理能力を確認するための試料採取が可能な設備とする。

多核種除去設備は電源が喪失した場合、系統が隔離されるため、電源喪失による設備から外部への漏えいが発生することはない。

多核種除去設備の主要な機器はシールド中央制御室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。また、多核種除去設備の設置エリアには放射線レベル上昇が確認できるようエリア放射線モニタを設置し監視を行う。監視・制御装置は、故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に、運転員の誤操作、誤判断を防止するため、装置毎に配置する等の配慮を行うとともに、特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

多核種除去設備で処理された水は、処理済水貯留用タンク・槽類で貯留する。

(1) 多核種除去設備

a. 前処理設備

前処理設備は、アルファ核種、コバルト 60、マンガン 54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（マグネシウム、カルシウム等）の除去を行う炭酸塩沈殿処理設備で構成する。

鉄共沈処理は、後段の多核種除去装置での吸着材の吸着阻害要因となる除去対象核種の錯体を次亜塩素酸により分解すること及び処理対象水中に存在するアルファ核種を水酸化鉄により共沈させ除去することを目的とし、次亜塩素酸ソーダ、塩化第二鉄を添加した後、pH 調整のために苛性ソーダを添加して水酸化鉄を生成させ、さらに凝集剤としてポリマーを投入する。

また、炭酸塩沈殿処理は、多核種除去装置での吸着材によるストロンチウムの除去を阻害するマグネシウム、カルシウム等の 2 価の金属を炭酸塩により除去することを目的とし、炭酸ソーダと苛性ソーダを添加し、2 価の金属の炭酸塩を生成させる。

沈殿処理等により生成された生成物は、クロスフローフィルタにより濃縮し、高性能容器に排出する。

b. 多核種除去装置

多核種除去装置は、1 系列あたり 1 4 塔の吸着塔及び 2 塔の処理カラムで構成する。

多核種除去装置は、除去対象核種に応じて吸着塔、処理カラムに収容する吸着材（活性炭、キレート樹脂等）の種類が異なっており、処理対象水に含まれるコロイド状及びイオン状の放射性核種を分離・吸着処理する機能を有する。なお、吸着塔は 2 塔分の増設が可能である。

吸着塔に含まれる吸着材は、所定の容量を通水した後、高性能容器へ排出する。また、処理カラムに含まれる吸着材は、所定の容量を通水した後、処理カラムごと交換する。

吸着材を収容した高性能容器あるいは使用済みの処理カラムは、使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

c. 高性能容器 (HIC ; High Integrity Container)

高性能容器は使用済みの吸着材、沈殿処理生成物を貯蔵する。

使用済みの吸着材は、収容効率を高めるために脱水装置 (SEDS ; Self-Engaging Dewatering System) により脱水処理される。

沈殿処理生成物の高性能容器への移送は自動制御で行い、使用済みの吸着材の移送は手動操作によって行う。なお、使用済み吸着材の移送は現場で輸送状況を確認し操作する。高性能容器内の貯蔵量は、水位センサにて監視する。交換した使用済みの高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。高性能容器取扱い時に落下による漏えいを発生させないよう高性能容器への補強体等を取り付ける。

d. 薬品供給設備

薬品供給設備は、各添加薬液に対してそれぞれタンクを有し、沈殿処理や pH 調整のため、ポンプにより薬品を前処理設備や多核種除去装置に供給する。添加する薬品は、次亜塩素酸ソーダ、苛性ソーダ、炭酸ソーダ、塩酸、塩化第二鉄、ポリマーである。

何れも不燃性であり、装置内での反応熱、反応ガスも有意には発生しない。

e. 電源設備

電源は、異なる 2 系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。なお、電源が喪失した場合でも、設備からの外部への漏えいは発生することはない。

f. 橋形クレーン

高性能容器、処理カラムを取り扱うための橋形クレーンを 2 基設ける。

(2) 多核種除去設備関連施設

a. 処理済水貯留用タンク・槽類

処理済水貯留用タンク・槽類は、多核種除去設備の処理済水を貯留する。

タンク・槽類は、鋼製の円筒形タンクを使用する。

2. 16. 1. 6 自然災害対策等

(1) 津波

多核種除去設備及び関連施設は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる O. P. 30m 以上の場所に設置する。

(2) 台風

台風による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計している。

(3) 積雪

積雪による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令および福島県建築基準法施行規則細則に基づく積雪荷重に対して設計している。

(4) 落雷

接地網を設け、落雷による損傷を防止する。

(5) 竜巻

竜巻の発生の可能性が予見される場合は、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。また、車両などの飛来物によって、設備を破壊させることがないように、車両を設備から遠ざける措置をとる。

(6) 火災

火災発生を防止するため、消防法基準に準拠した火災検出設備、誘導灯を設置する。また、初期消火ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.16.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME D 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。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って、可能な限り設計・建設規格のクラス3機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。また、溶接部については、系統機能試験等を行い、漏えい等の異常がないことを確認する。

なお、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が

困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視を行うことで、健全性を確保する。

(2) 耐震性

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。

2.16.1.8 機器の故障への対応

(1) 機器の単一故障

多核種除去設備は、3つの処理系列を有し、電源についても多重化している。そのため、動的機器、電源系統の単一故障については、処理系列の切替作業等により、速やかな処理の再開が可能である。

(2) 除染能力の低下

放射性核種の濃度測定の結果、有意な濃度が確認された場合には、処理済水を再度多核種除去設備に戻す再循環処理を実施する。

(3) 高性能容器の落下

高性能容器については、多核種除去設備での運用を考慮した高さから落下しても容器の健全性に問題ないことが確認されているものを使用する。

また、万一の容器落下破損による漏えい時の対応として、回収作業に必要な吸引車等を配備し、吸引車を操作するために必要な要員を確保する。また、漏えい回収訓練及び吸引車の点検を定期的に行う。

2.16.2. 基本仕様

2.16.2.1. 主要仕様

(1) 多核種除去設備

処理方式	凝集沈殿方式＋吸着材方式
処理容量・処理系列	250m ³ /日/系列×3 系列

(2) バッチ処理タンク

基 数	2 基 (1 系列あたり)
容 量	33.1 m ³

(3) スラリー移送ポンプ(完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	36 m ³ /h

(4) 循環タンク

基 数	1 基 (1 系列あたり)
容 量	5.87 m ³

(5) 循環ポンプ 1 (完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	191 m ³ /h

(6) デカントポンプ (完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	120 m ³ /h

(7) デカントタンク

基 数	1 基 (1 系列あたり)
容 量	35.57 m ³

(8) 供給ポンプ 1 (完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	12.5 m ³ /h

- | | | |
|------|------------------|------------------------|
| (9) | 共沈タンク | |
| | 基 数 | 1 基 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 3.42 m ³ |
| | | |
| (10) | 供給タンク | |
| | 基 数 | 1 基 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 3.69 m ³ |
| | | |
| (11) | 供給ポンプ 2 (完成品) | |
| | 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 12.5 m ³ /h |
| | | |
| (12) | 循環ポンプ 2 (完成品) | |
| | 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 313 m ³ /h |
| | | |
| (13) | 吸着塔入口バッファタンク | |
| | 基 数 | 1 基 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 6.52 m ³ |
| | | |
| (14) | ブースターポンプ 1 (完成品) | |
| | 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 12.5 m ³ /h |
| | | |
| (15) | ブースターポンプ 2 (完成品) | |
| | 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 12.5 m ³ /h |
| | | |
| (16) | 吸着塔 | |
| | 基 数 | 14 基 (1 系列あたり) |
| | | |
| (17) | 処理カラム | |
| | 基 数 | 2 基 (1 系列あたり) |

- | | | |
|------|--------------------|------------------------|
| (18) | 移送タンク | |
| | 基 数 | 1 基 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 4.12 m ³ |
| | | |
| (19) | 移送ポンプ (完成品) | |
| | 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
| | 容 量 | 12.5 m ³ /h |
| | | |
| (20) | 前段クロスフローフィルタ (完成品) | |
| | 台 数 | 2 台 (1 系列あたり) |
| | | |
| (21) | 後段クロスフローフィルタ (完成品) | |
| | 台 数 | 6 台 (1 系列あたり) |
| | | |
| (22) | 出口フィルタ (完成品) | |
| | 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
| | | |
| (23) | 高性能容器 (完成品) | |
| | 基 数 | 12 基 (多核種除去設備での設置台数) |
| | 容 量 | 2.86 m ³ |
| | | |
| (24) | 苛性ソーダ貯槽 (完成品) | |
| | 基 数 | 1 基 |
| | 容 量 | 15 m ³ |
| | | |
| (25) | 炭酸ソーダ貯槽 (完成品) | |
| | 基 数 | 2 基 |
| | 容 量 | 50 m ³ |
| | | |
| (26) | 次亜塩素酸ソーダ貯槽 (完成品) | |
| | 基 数 | 1 基 |
| | 容 量 | 3 m ³ |
| | | |
| (27) | 塩酸貯槽 (完成品) | |
| | 基 数 | 1 基 |
| | 容 量 | 30 m ³ |

(28) 塩化第二鉄貯槽 (完成品)

基 数	1 基
容 量	4 m ³

(29) サンプルタンク

基 数	4 基
容 量	1100 m ³

(30) 処理済水移送ポンプ

台 数	2 台
容 量	40 m ³ /h

表 2. 1 6 - 1 主要配管仕様 (1 / 2)

名 称	仕 様	
中低濃度タンクから 多核種除去設備入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1. 15MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370 1. 15MPa 40℃
多核種除去設備入口から ブースターポンプ 1 まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPG370 0. 98MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch. 40 32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 65A/Sch. 40 100A/Sch. 40 125A/Sch. 40 150A/Sch. 40 200A/Sch. 40 250A/Sch. 40 300A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 150A 相当 EPDM 0. 98MPa 60℃
ブースターポンプ 1 から 移送タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 1. 37MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 1. 37MPa 60℃

表 2. 1 6 - 1 主要配管仕様 (2 / 2)

名 称	仕 様	
移送タンクから 多核種除去塔出口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 1. 15MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPG370 1. 15MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 100A/Sch. 80 STPG370 1. 15MPa 40℃
多核種除去設備出口から 処理済水貯留用タンク・槽類まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1. 0MPa 40℃
(鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 0. 98MPa 40℃

表 2. 1 6 - 2 放射線監視装置仕様

項目	仕様
名称	エリア放射線モニタ
基数	2 基
種類	半導体検出器
取付箇所	多核種除去設備設置エリア
計測範囲	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^1\text{mSv/h}$

2. 16. 3 添付資料

添付資料－ 1 : 全体概要図及び系統構成図

添付資料－ 2 : 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料－ 3 : 多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

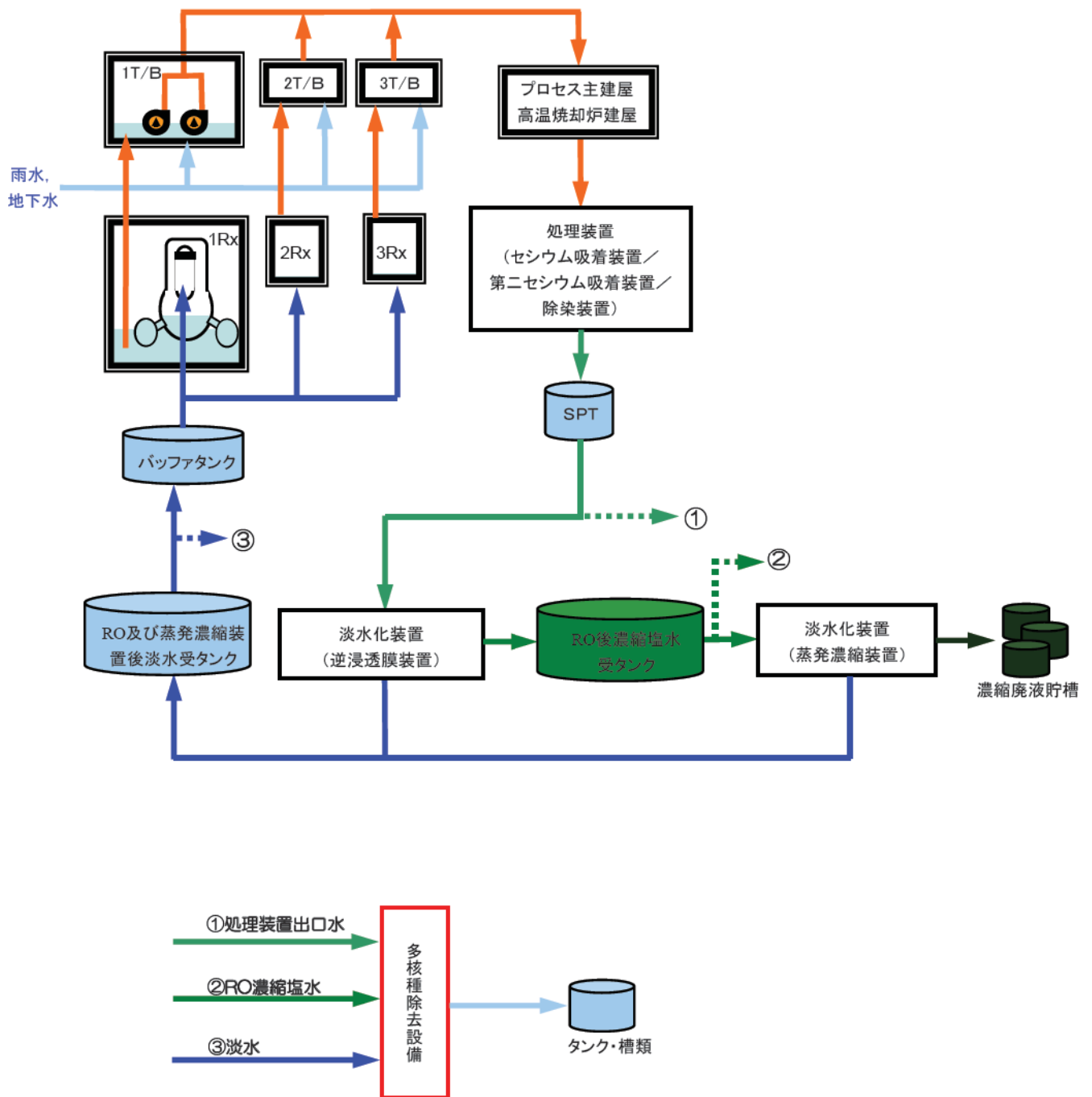
添付資料－ 4 : 多核種除去設備等の具体的な安全確保策

添付資料－ 5 : 高性能容器の健全性評価

添付資料－ 6 : 除去対象核種の選定

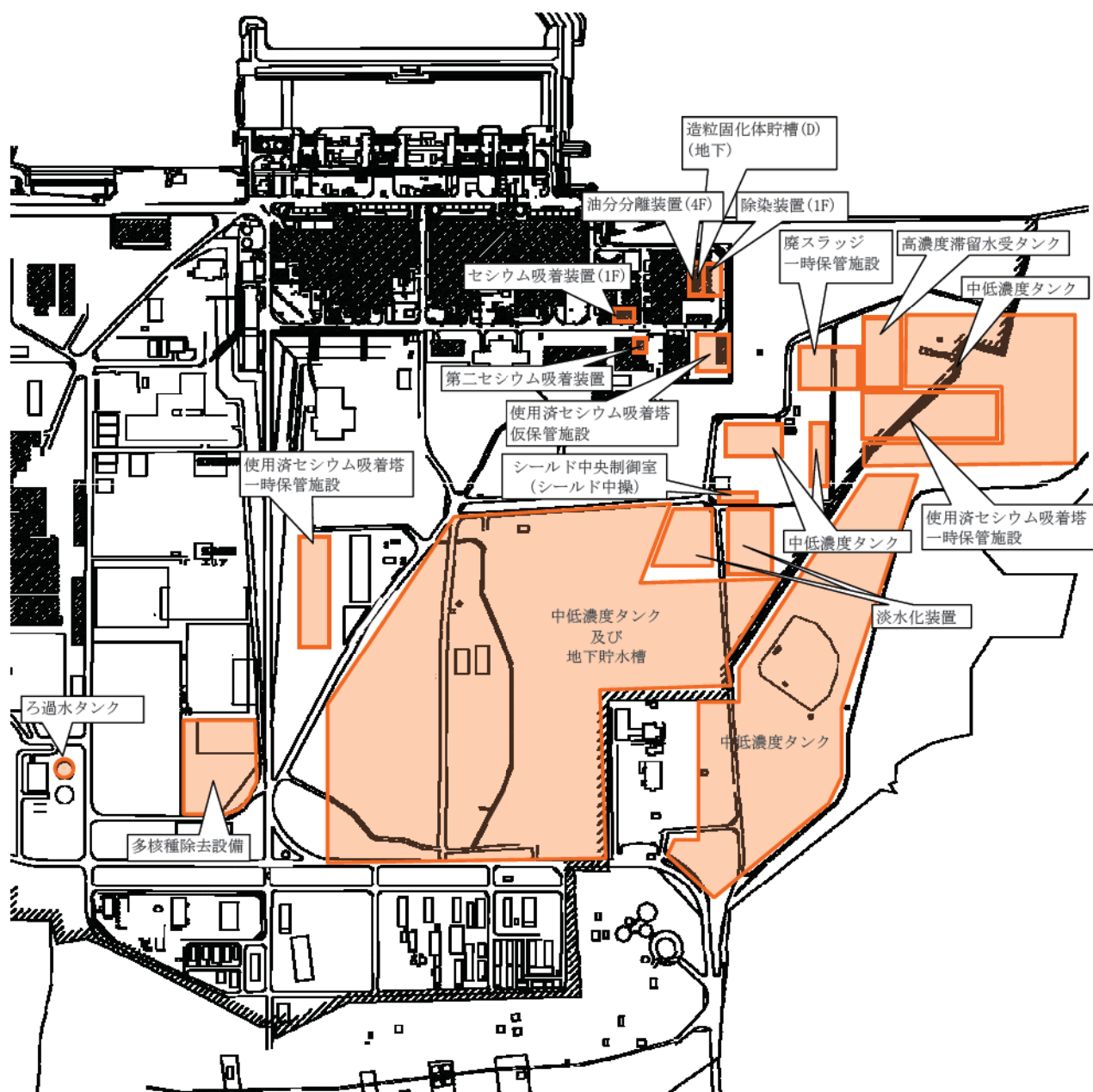
添付資料－ 7 : 高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

添付資料－ 8 : 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画



(a) 配置概要

図－ 1 汚染水処理設備並びに多核種除去設備等の全体概要図



(b) 配置概要

図-2 汚染水処理設備等の全体概要図

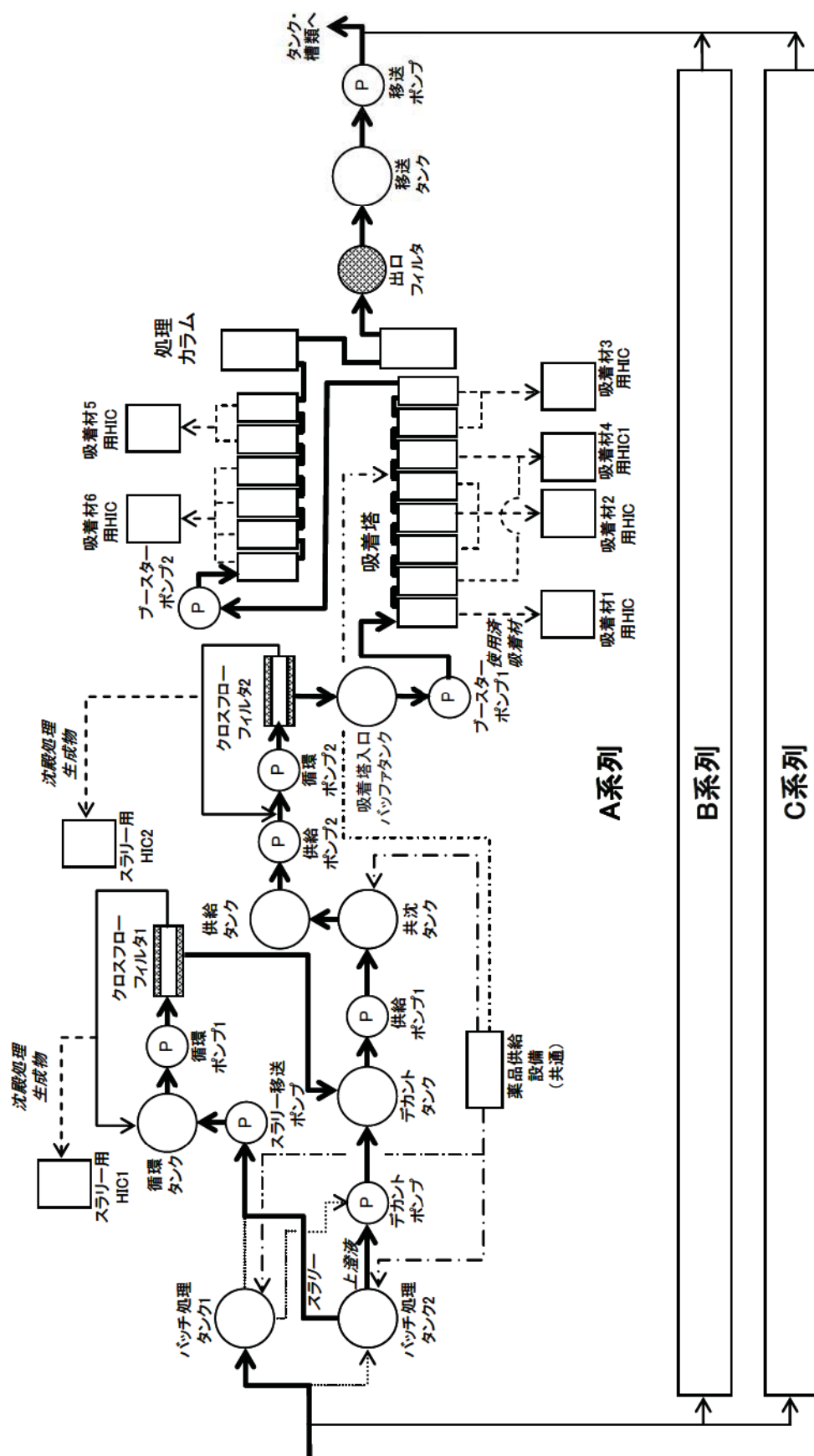


図-3 多核種除去設備の系統構成図

放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

放射性液体廃棄物処理設備等を構成する設備について、構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

1.1 基本方針

1.1.1 構造強度評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。従って、可能な限り設計・建設規格のクラス3機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。また、溶接部については、系統機能試験等を行い、漏えい等の異常がないことを確認する。

なお、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあつては、巡視点検等による状態監視を行うことで、健全性を確保する。

1.1.2 耐震性評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準用する。また、参考評価として、基準地震動S_s相当の水平震度に対して健全性が維持されることを確認する。

1.2 評価結果

1.2.1 ポンプ類

(1) 構造強度評価

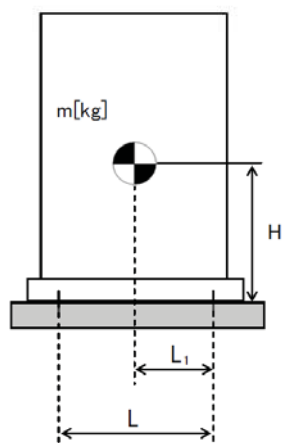
ポンプは一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保した。

- ・ 公的規格に適合したポンプを選定する。
- ・ 耐腐食性（塩分対策）を有したポンプを選定する。
- ・ 試運転により、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。

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 1）。



- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
 m : 機器重量
 g : 重力加速度
 H : 据付面からの重心までの距離
 L_1 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
 n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
 n : 基礎ボルトの本数
 A_b : 基礎ボルトの軸断面積
 C_H : 水平方向設計震度
 C_V : 鉛直方向設計震度

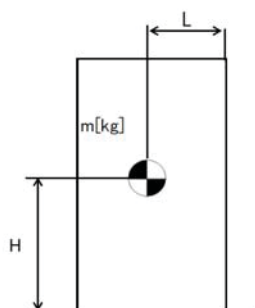
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくことから、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント > 自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した(表 1)。



- C_H : 水平方向設計震度
 m : 機器重量
 g : 重力加速度
 H : 据付面からの重心までの距離
 L : 転倒支点から機器重心までの距離

$$\text{地震による転倒モーメント} : M_1 = m \times g \times C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント} : M_2 = m \times g \times L$$

表 1 : ポンプ耐震評価結果 (1 / 2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.36	3.17×10^5	6.71×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
循環ポンプ 1	本体	転倒	0.36	2.34×10^6	4.70×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.36	6.84×10^5	1.32×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
供給ポンプ 1	本体	転倒	0.36	1.95×10^5	4.80×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
供給ポンプ 2	本体	転倒	0.36	3.28×10^5	7.36×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
循環ポンプ 2	本体	転倒	0.36	2.59×10^6	5.21×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
ブースターポンプ 1	本体	転倒	0.36	4.85×10^5	1.02×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
ブースターポンプ 2	本体	転倒	0.36	4.85×10^5	1.02×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.36	1.95×10^5	4.80×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	8.30×10^5	1.10×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	2	141	MPa

※引張評価の算出値「－」については、引張応力が作用していない。

表 1 : ポンプ耐震評価結果 (2 / 2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.80	7.04×10^5	6.71×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ 1	本体	転倒	0.80	5.18×10^6	4.70×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	8	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.80	1.52×10^6	1.32×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	5	139	MPa
供給ポンプ 1	本体	転倒	0.80	4.33×10^5	4.80×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
供給ポンプ 2	本体	転倒	0.80	7.29×10^5	7.36×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ 2	本体	転倒	0.80	5.74×10^6	5.21×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	9	133	MPa
ブースターポンプ 1	本体	転倒	0.80	1.08×10^6	1.02×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
ブースターポンプ 2	本体	転倒	0.80	1.08×10^6	1.02×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.80	4.33×10^5	4.80×10^5	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.80	1.90×10^6	1.10×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	3	183	MPa
		せん断	0.80	5	141	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

1.2.2 タンク類，吸着塔及び処理カラム

(1) 構造強度評価

タンク類は，SUS316L もしくは炭素鋼（ライニング付）とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。
- ・水張りによる溶接部の漏えい確認等を行う。

また，吸着塔及び処理カラムは，SUS316L とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下を考慮することで，高い信頼性を確保した。

- ・公的規格に適合した一般産業品の SUS316L を用いて吸着塔，処理カラムを製作する。
- ・溶接継手は，PT 検査，運転圧による漏えい確認等を行う。
- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

a. スカート支持たて置円筒形容器

スカート支持たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧（開放型タンク），最高使用圧力（密閉型タンク）に耐えられることを確認した（表 2）。

（開放型の場合）

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

H : 水頭

ρ : 液体の比重

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

（密閉型の場合）

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は $t = 3.00[\text{mm}]$ 以上，その他の金属の場合は $t = 1.50[\text{mm}]$ 以上とする。

表 2：スカート支持たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
バッチ処理タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	2.67	7.80
循環タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	1.14	8.35
デカントタンク	胴板	3.00	7.45
	鏡板	1.26	6.00
共沈タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.31	3.90
供給タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.32	3.90
吸着塔	胴板	9.57	16.50
	鏡板	10.18	18.50
処理カラム	胴板	12.29	18.70
	鏡板	13.09	20.70

b. 平底たて置円筒形容器

平底たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した(表 3)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ
 D_i : 胴の内径
 H : 水頭
 ρ : 液体の比重
 S : 最高使用温度における材料の許容引張応力
 η : 長手継手の効率

ただし， t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は $t = 3.00[\text{mm}]$ 以上，その他の金属の場合は $t = 1.50[\text{mm}]$ 以上とする。

表 3：平底たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
吸着塔入口バフファタンク	胴板	1.50	7.80
	底板	3.00	23.70
移送タンク	胴板	3.00	4.60
	底板	3.00	14.45

c. 三脚たて置円筒形容器

三脚たて置円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表 4）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t ：胴の計算上必要な厚さ
 D_i ：胴の内径
 P ：最高使用圧力
 S ：最高使用温度における材料の許容引張応力
 η ：長手継手の効率

ただし、 t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は $t = 3.00[\text{mm}]$ 以上，その他の金属の場合は $t = 1.50[\text{mm}]$ 以上とする。

表 4：三脚たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
出口フィルタ	胴板	1.92	3.50
	鏡板	1.34	3.10

d. 円筒型タンク

円筒型タンクについては，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した（表 5）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ
Di : 胴の内径
H : 水頭
 ρ : 液体の比重
S : 最高使用温度における材料の許容引張応力
 η : 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表 5 : 円筒型タンク板厚評価結果

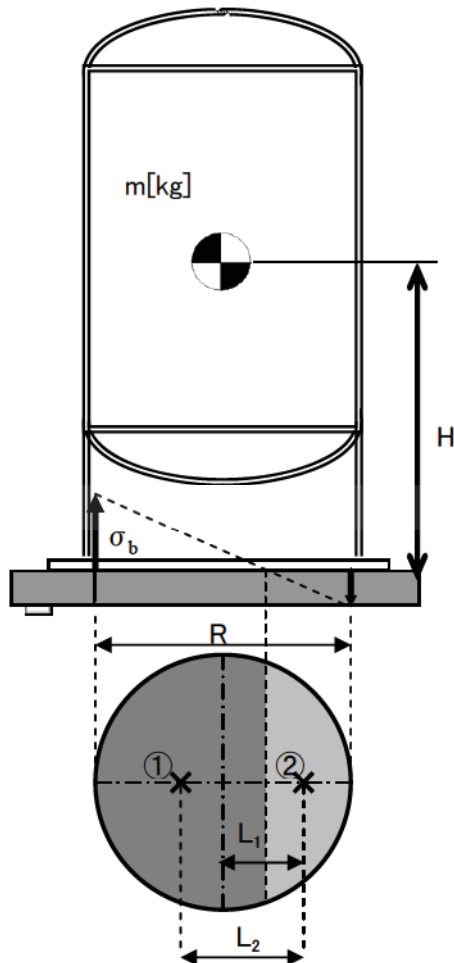
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
サンプルタンク	タンク板厚	5.89	12.00

(2)耐震性評価

a. スカート支持たて置円筒形容器

(a)基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表6）。



m : 機器重量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

n : 基礎ボルトの本数

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_V : 鉛直方向設計震度

C_t : 中立軸の位置より求める係数

σ_b : 基礎ボルトに作用する引張応力

F_t : 基礎ボルトに作用する引張力

① : 基礎ボルトに作用する引張力の作用点

② : 基礎部に作用する圧縮力の作用点

R : 基礎ボルトのピッチ円直径

L_1 : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離

L_2 : ①から②までの距離

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトに作用する引張応力: } \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

(b) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力 σ_0 を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表6)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

σ_{0t} : 一次一般膜応力 (引張側)

σ_{0c} : 一次一般膜応力 (圧縮側)

σ_ϕ : 胴の周方向応力の和

σ_{xt} : 胴の軸方向応力の和 (引張側)

σ_{xc} : 胴の軸方向応力の和 (圧縮側)

τ : 地震により胴に生じるせん断応力

(c) スカートの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、スカートの強度評価を実施した。

組合せ応力 σ_s を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表6)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

σ_1 : スカートの質量による軸方向応力

σ_2 : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力

σ_3 : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力

τ : 地震によるスカートに生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、スカートに座屈が発生しないことを確認した(表6)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

σ_1 : スカートの質量による軸方向応力

σ_2 : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力

σ_3 : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力

f_c : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力

f_b : 曲げモーメントに対する許容座屈応力

η : 座屈応力に対する安全率

表 6：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（1／2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理 タンク	胴板	一次一般膜	0.36	15	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	205	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	130	MPa
		せん断	0.36	33	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.36	8	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	9	205	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	18	101	MPa
デカント タンク	胴板	一次一般膜	0.36	12	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	17	241	MPa
		座屈	0.36	0.10	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	440	MPa
		せん断	0.36	21	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.36	5	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	241	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	11	180	MPa
		せん断	0.36	11	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.36	6	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	11	241	MPa
		座屈	0.36	0.06	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	9	180	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.36	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	131	MPa
		せん断	0.36	3	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.36	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	12	101	MPa

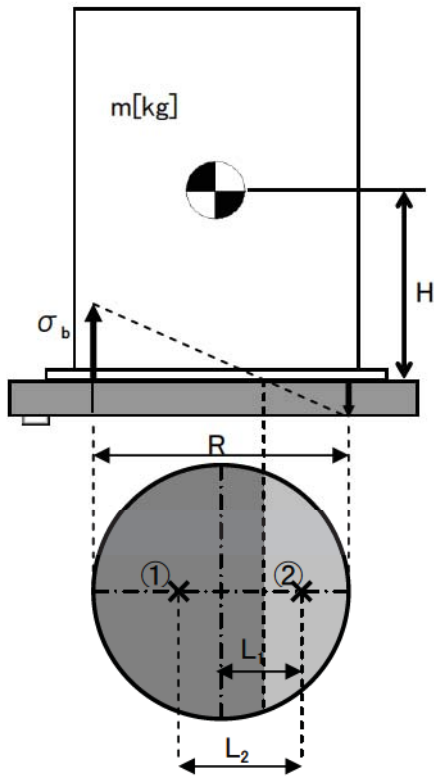
表 6：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（2／2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理 タンク	胴板	一次一般膜	0.80	21	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	17	205	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	75	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.80	12	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	16	205	MPa
		座屈	0.80	0.07	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	42	121	MPa
		せん断	0.80	39	101	MPa
デカント タンク	胴板	一次一般膜	0.80	20	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	32	241	MPa
		座屈	0.80	0.17	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	63	440	MPa
		せん断	0.80	47	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.80	8	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	20	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	72	180	MPa
		せん断	0.80	25	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.80	10	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	21	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	73	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.80	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.04	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	16	131	MPa
		せん断	0.80	7	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.80	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.03	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	39	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa

b. 平底たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表7）。



m : 機器重量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

n : 基礎ボルトの本数

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_V : 鉛直方向設計震度

C_t : 中立軸の位置より求める係数

σ_b : 基礎ボルトに作用する引張応力

F_t : 基礎ボルトに作用する引張力

① : 基礎ボルトに作用する引張力の作用点

② : 基礎部に作用する圧縮力の作用点

R : 基礎ボルトのピッチ円直径

L_1 : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離

L_2 : ①から②までの距離

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

(b) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力 σ_0 を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表7)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

σ_{0t} : 一次一般膜応力 (引張側)

σ_{0c} : 一次一般膜応力 (圧縮側)

σ_ϕ : 胴の周方向応力の和

σ_{xt} : 胴の軸方向応力の和 (引張側)

σ_{xc} : 胴の軸方向応力の和 (圧縮側)

τ : 地震により胴に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、胴板に座屈が発生しないことを確認した(表7)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

σ_1 : 胴の空質量による軸方向圧縮応力

σ_2 : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力

σ_3 : 胴の水平方向地震による軸方向応力

f_c : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力

f_b : 曲げモーメントに対する許容座屈応力

η : 座屈応力に対する安全率

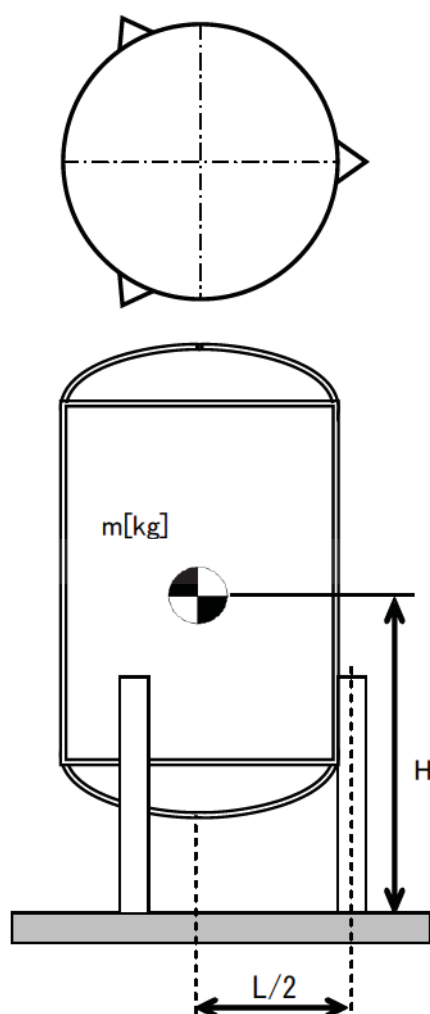
表 7：平底たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔入口 バッファタ ンク	胴板	一次 一般膜	0.36	7	163	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	6	131	MPa
		せん断	0.36	10	101	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	14	163	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	55	131	MPa
		せん断	0.80	21	101	MPa
移送タンク	胴板	一次 一般膜	0.36	5	233	MPa
		座屈	0.36	0.03	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	180	MPa
		せん断	0.36	12	139	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	11	233	MPa
		座屈	0.80	0.05	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	52	180	MPa
		せん断	0.80	26	139	MPa

c. 三脚たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表8）。



L : 脚断面の図心の描く円の直径

m : 機器重量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_V : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{1}{3 \times A_b} \left(\frac{4 \times m \times g \times C_H \times H}{L} - m \times g \times (1 - C_V) \right)$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{1}{3 \times A_b} (m \times g \times C_H - 0.1 \times m \times g \times (1 - C_V))$$

(b)脚の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、脚の強度評価を実施した。

組合せ応力 σ_s を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表8)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

σ_1 : 脚の質量による軸方向応力

σ_2 : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力

σ_3 : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力

τ : 地震による脚に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、脚に座屈が発生しないことを確認した(表8)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

σ_1 : 脚の質量による軸方向応力

σ_2 : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力

σ_3 : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力

f_c : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力

f_b : 曲げモーメントに対する許容座屈応力

η : 座屈応力に対する安全率

(c)胴板の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力 σ_0 を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表8)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0\phi}, \sigma_{0x}\}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x5} + \sigma_{x7}$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi1} + \sigma_{\phi7}$$

$\sigma_{0\phi}$: 一次一般膜応力 (周方向)

σ_{0x} : 一次一般膜応力 (軸方向)

$\sigma_{\phi1}$: 内圧による周方向応力

σ_{x1} : 内圧による軸方向応力

σ_{x2} : 運転時質量による軸方向応力

σ_{x5} : 地震力により生じる

転倒モーメントによる軸方向応力

$\sigma_{\phi7}$: 胴の鉛直方向地震による周方向応力

σ_{x7} : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力

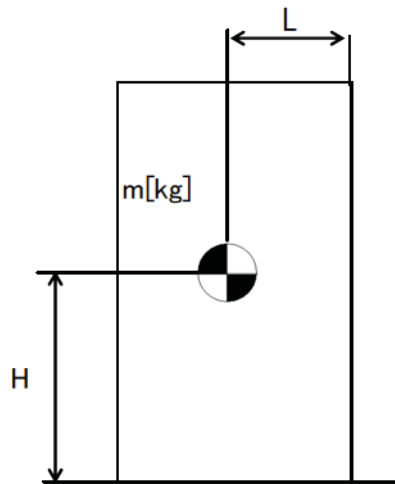
表 8：三脚たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
出口 フィルタ	胴板	一次一般膜	0.36	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.36	57	205	MPa
		座屈	0.36	0.29	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	37	153	MPa
		せん断	0.36	3	118	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.80	120	205	MPa
		座屈	0.80	0.61	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	92	153	MPa
		せん断	0.80	6	118	MPa

c. 円筒型タンク

(a) 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表 9）。



C_H ： 水平方向設計震度

m ： 機器質量

g ： 重力加速度

H ： 据付面からの重心までの距離

L ： 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント： $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2 = m \times g \times L$

表 9 : 円筒型タンク耐震評価結果

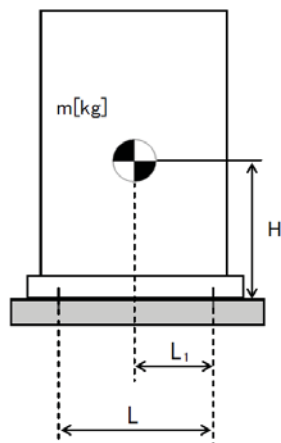
機器名称	評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
サンプルタンク	本体	転倒	0.36	2.20×10^{10}	7.20×10^{10}	N・mm
			0.80	4.80×10^{10}		

1.2.3 スキッド

(1) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 10）。



L : 基礎ボルト間の水平方向距離

m : 機器重量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L_1 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n : 基礎ボルトの本数

A_b : 基礎ボルトの軸断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_V : 鉛直方向設計震度

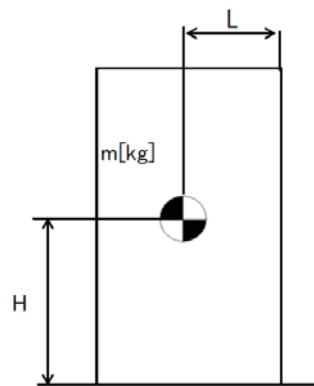
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント＞自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表10）。



C_H : 水平方向設計震度

m : 機器重量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント : $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント : $M_2 = m \times g \times L$

表 10 : スキッド耐震評価結果 (1 / 4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.36	9.27×10^8	1.08×10^9	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa
バッチ処理タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.36	5.29×10^6	1.85×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	6	139	MPa
循環タンク スキッド	本体	転倒	0.36	4.04×10^8	4.94×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
循環タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.36	5.42×10^6	1.16×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	8	139	MPa
スラリー移送ポンプ スキッド	本体	転倒	0.36	1.80×10^6	5.75×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 1	本体	転倒	0.36	6.80×10^7	1.40×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
デカントタンク スキッド	本体	転倒	0.36	4.71×10^8	7.95×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	50	139	MPa
共沈・供給タンク スキッド	本体	転倒	0.36	9.16×10^7	1.56×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 2	本体	転倒	0.36	1.14×10^8	2.11×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
吸着塔入口 バフファタンク スキッド	本体	転倒	0.36	8.61×10^7	1.04×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
ブースターポンプ 1 スキッド	本体	転倒	0.36	2.56×10^6	7.62×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ブースターポンプ 2 スキッド	本体	転倒	0.36	2.44×10^6	8.36×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

表 10 : スキッド耐震評価結果 (2 / 4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド 1	本体	転倒	0.36	1.50×10^8	2.28×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	21	139	MPa
吸着塔 スキッド 2	本体	転倒	0.36	1.33×10^8	1.91×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド 3	本体	転倒	0.36	1.33×10^8	1.91×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド 4	本体	転倒	0.36	1.22×10^8	1.88×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.36	1.04×10^8	1.43×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.36	3.12×10^7	9.77×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド (I)	本体	転倒	0.36	1.89×10^7	6.14×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド (II)	本体	転倒	0.36	3.13×10^6	1.42×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
ALPS出口弁 スキッド	本体	転倒	0.36	6.57×10^6	2.27×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.36	2.90×10^7	8.44×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
HIC遮へい体	本体	転倒	0.36	9.28×10^7	2.05×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

表 10 : スキッド耐震評価結果 (3 / 4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.80	2.06×10^9	1.08×10^9	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	116	171	MPa
		せん断	0.80	51	139	MPa
バッチ処理タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.80	1.18×10^7	1.85×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	13	139	MPa
循環タンク スキッド	本体	転倒	0.80	8.97×10^8	4.94×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	112	165	MPa
		せん断	0.80	55	139	MPa
循環タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.80	1.21×10^7	1.16×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	17	139	MPa
スラリー移送ポンプ スキッド	本体	転倒	0.80	4.00×10^6	5.75×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 1	本体	転倒	0.80	1.52×10^8	1.40×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	4	180	MPa
		せん断	0.80	36	139	MPa
デカントタンク スキッド	本体	転倒	0.80	1.05×10^9	7.95×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	44	73	MPa
		せん断	0.80	112	139	MPa
共沈・供給タンク スキッド	本体	転倒	0.80	2.04×10^8	1.56×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	11	180	MPa
		せん断	0.80	35	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 2	本体	転倒	0.80	2.53×10^8	2.11×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	14	166	MPa
		せん断	0.80	54	139	MPa
吸着塔入口 バッファタンク スキッド	本体	転倒	0.80	1.92×10^8	1.04×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	57	180	MPa
		せん断	0.80	27	139	MPa
ブースターポンプ 1 スキッド	本体	転倒	0.80	5.69×10^6	7.62×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	11	139	MPa
ブースターポンプ 2 スキッド	本体	転倒	0.80	5.41×10^6	8.36×10^6	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	11	139	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

表 10 : スキッド耐震評価結果 (4 / 4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド 1	本体	転倒	0.80	3.32×10^8	2.28×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	35	177	MPa
		せん断	0.80	47	139	MPa
吸着塔 スキッド 2	本体	転倒	0.80	2.94×10^8	1.91×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔 スキッド 3	本体	転倒	0.80	2.94×10^8	1.91×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔 スキッド 4	本体	転倒	0.80	2.70×10^8	1.88×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	27	180	MPa
		せん断	0.80	39	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.80	2.30×10^8	1.43×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	31	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.80	6.93×10^7	9.77×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド (I)	本体	転倒	0.80	4.19×10^7	6.14×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド (II)	本体	転倒	0.80	6.96×10^6	1.42×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	7	139	MPa
ALPS出口弁 スキッド	本体	転倒	0.80	1.46×10^7	2.27×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	6	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.80	6.44×10^7	8.44×10^7	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	—	—	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
HIC遮へい体	本体	転倒	0.80	2.07×10^8	2.05×10^8	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	50	139	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

1.2.4 高性能容器

(1) 構造強度評価

高性能容器本体は、ポリエチレン製の容器であり設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、高性能容器は、米国において低レベル放射性廃棄物の最終処分に使用されている容器であり、米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission, 原子力規制委員会) から権限を委譲されたサウスカロライナ州健康環境局 (S.C. Department of Health and Environmental Control) の認可を得ており、多数の使用実績がある。

a. 収容物重量に対する評価

高性能容器の収容物重量は容積から決定しており、当該型式の高性能容器の設計重量は約 4.5t である。多核種除去設備で使用する高性能容器への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから、収容物重量に対して十分な強度を有している。

b. 圧力に対する評価

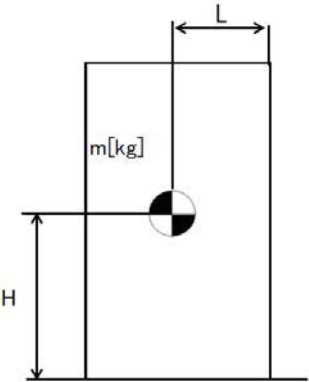
当該型式の高性能容器の外圧に対する設計圧力は、25 kPa である。多核種除去設備で用いる高性能容器の外圧は屋外設置のため大気圧程度であることから、設計圧力を満足している。

一方、内圧に対しては、サウスカロライナ州健康環境局の認可に当たり、50 kPa で試験を行い、容器に歪みがないことを確認している。高性能容器は、ベント機能を設けていることから、多核種除去設備で使用する際の内圧は、大気圧程度となり、試験圧力を満足している。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく，転倒しないことを確認した（表 1 1）。



C_H ：水平方向設計震度
 m ：機器重量
 g ：重力加速度
 H ：据付面からの重心までの距離
 L ：転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント： $M_1 = m \times g \times C_H \times H$
自重による安定モーメント： $M_2 = m \times g \times L$

表 1 1 評価結果

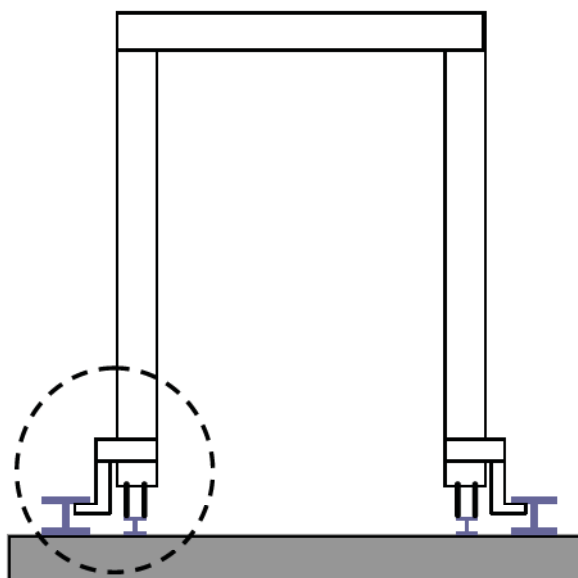
機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 (補強体付き)	本体	転倒	0.36	2.04×10^7	4.56×10^7	N・mm
			0.80	4.52×10^7		

1.2.5 クレーン類

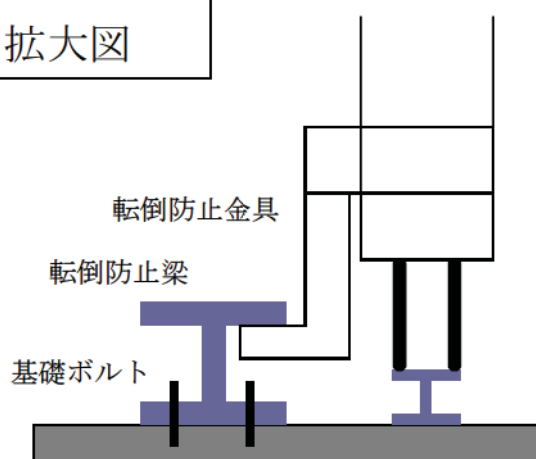
(1)耐震性評価

a. 基礎ボルト等の強度評価

耐震設計技術規程並びに「クレーン構造規格」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることを確認した（表 1 2）。



拡大図



b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより小さくなるものについては、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより大きくなるものについては、a. での計算により基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表 1 2）。

表 1 2：クレーン類耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	5.47×10^4	7.44×10^4	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.36	－	－	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	－	－	N/mm ²
	転倒防止梁	変形	0.36	－	－	N/mm ²
	本体	転倒	0.80	1.21×10^5	7.44×10^4	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.80	542	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	37.7	175	N/mm ²
	転倒防止梁	変形	0.80	12.4	175	N/mm ²
処理カラム 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	2.24×10^4	2.25×10^4	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.36	－	－	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	－	－	N/mm ²
	転倒防止梁	変形	0.36	－	－	N/mm ²
	本体	転倒	0.80	4.96×10^4	2.25×10^4	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.80	467	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	32.5	175	N/mm ²
	転倒防止梁	変形	0.80	10.7	175	N/mm ²

※ 算出値「－」については、引張荷重・応力が作用していない。

1.2.6 配管

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）はステンレスまたは炭素鋼の一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 公的規格に適合した配管（鋼管）を選定する。
- ・ 溶接継手は、運転圧による漏えい確認もしくは代替検査を行う。
- ・ 可能な限り工場にて溶接を行い、現地での溶接作業を少なくする。

また、配管（鋼管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。

b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、配管（ポリエチレン管）は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用する。
- ・ 継手は、可能な限り融着構造とする。

また、配管（ポリエチレン管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。なお、本対策は、配管（ポリエチレン管）の紫外線劣化対策を兼ねる。

c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 耐圧ホースで発生した過去の不適合のうち、チガヤによる耐圧ホースの貫通に関してはチガヤが生息する箇所においては鉄板敷き等の対策を施す。
- ・ 継手金属と樹脂の結合部（カシメ部）の外れ防止対策として、結合部に外れ防止金具を装着する。
- ・ 通水等による漏えい確認を行う。

(2) 耐震性評価

a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は、原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法等によりサポートスパンを確保する。

b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

以上

多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

1. Bクラス施設としての評価

1.1 評価方針

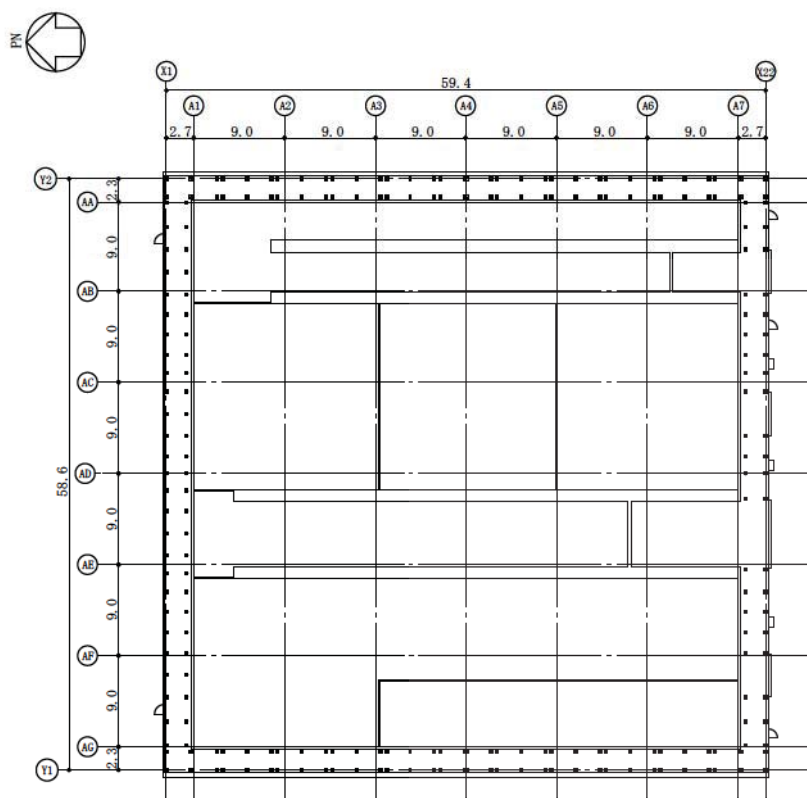
多核種除去設備上屋は、耐震設計審査指針上のBクラス相当の建物と位置づけられるため、耐震Bクラスとしての評価を実施する。

多核種除去設備建屋は、地上1階建で平面が59.4m（NS）×58.6m（EW）の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは約20.2mであり、地上高さは約18.9mである。基礎スラブは厚さ1.5mのべた基礎で、長期許容支持力 170kN/m^2 以上の地盤に設置する。建屋の平面図及び断面図を図－1～図－4に示す。

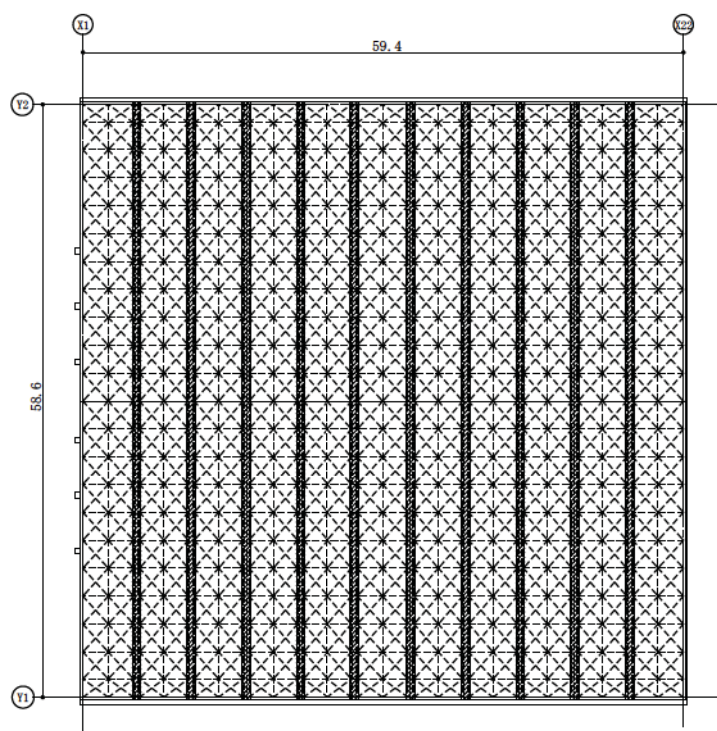
建物に加わる地震時の水平力を、NS方向はブレース、EW方向は柱・梁ともトラス形式のフレームで負担する。

耐震性の評価は、地上1階の地震層せん断力係数として0.3を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。

多核種除去設備建屋の評価手順を図－5に示す。



图—1 建屋平面图 (O.P. 37.7) (单位 : m)



图—2 屋根平面图 (O.P. 56.4) (单位 : m)

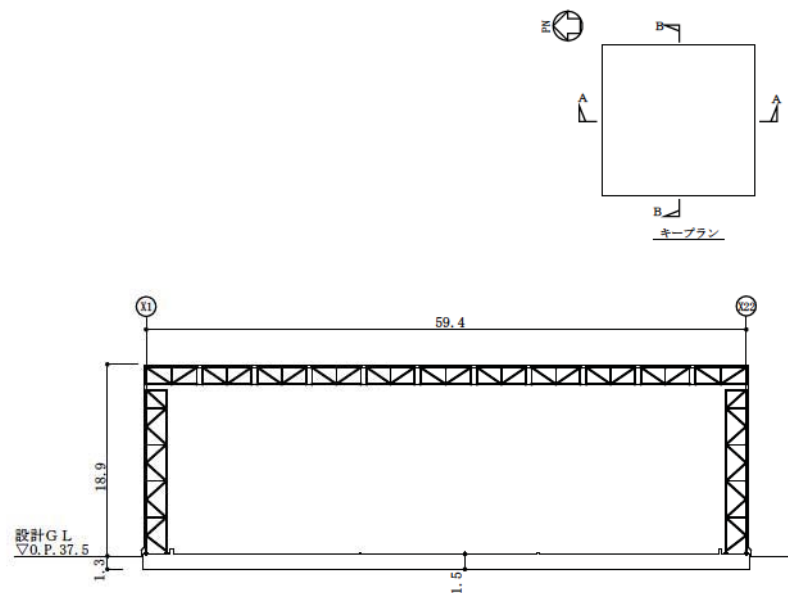


図-3 A-A断面図 (NS 方向) (単位 : m)

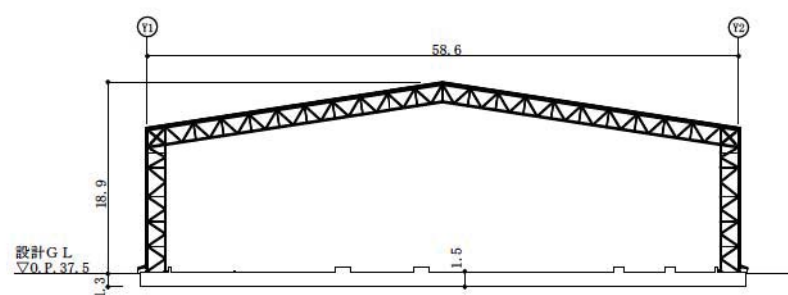
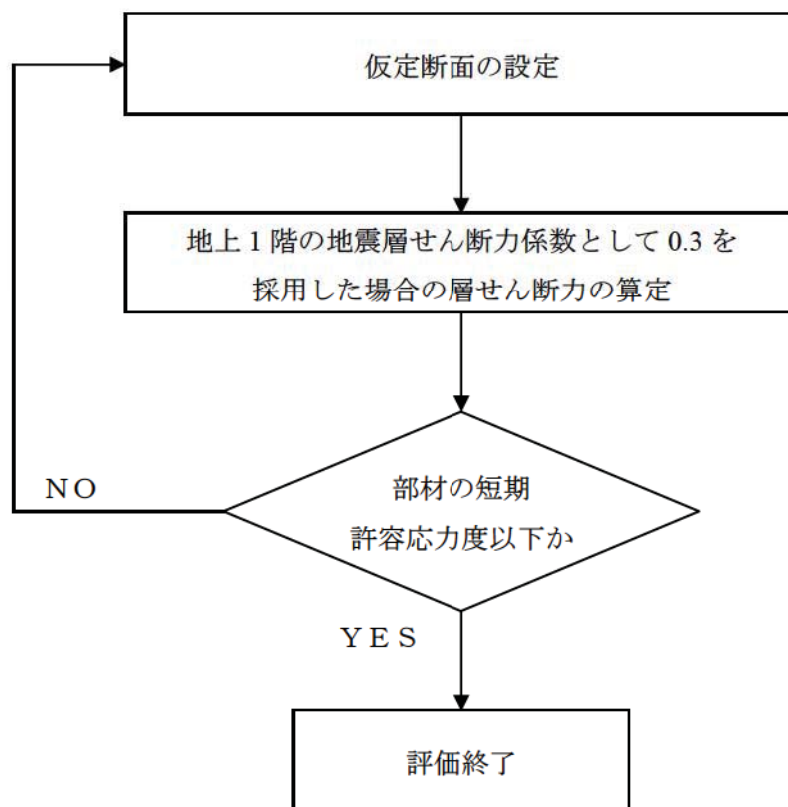


図-4 B-B断面図 (EW 方向) (単位 : m)



図ー5 Bクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.2 評価条件（検討に用いる設計用地震力の設定）

地震層せん断力係数及び設計用地震力を表－１に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－２～表－４に、基礎地盤の許容支持力度を表－５に示す。

表－１ 地震層せん断力係数及び設計用地震力

O. P. (m)	W_i (kN)	地震層せん断力係数		設計用地震力 (S_B) (kN)	
		NS	EW	NS	EW
56.2～37.7	4250	0.30		1275	

表－２ 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	$t \leq 40\text{mm}$	SS400, SN400B STK400, STKR400	235	「鋼構造設計規準」 に従って左記 F の 値により求める。
	$t \leq 40\text{mm}$	SM490C SNR490B	325	

表－３ コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

		長 期		短 期	
		圧縮	せん断	圧縮	せん断
基礎 スラブ	$F_c = 30$	10	0.79	20	1.18

表－４ 鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

		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
基礎 スラブ	SD345	215※	195	345	345

※：呼び径 D29 以上の太さの鉄筋に対しては 195 とする。

表－５ 基礎地盤の許容支持力度

(単位：N/mm²)

	長 期	短 期
支持地盤	0.17	0.34

注：建築基準法施行令第 93 条及び平成 13 年国土交通省告示第 1113 号に基づき算定した。

1.3 評価結果

(1) 上部架構の評価結果

解析モデルは、全ての部材を線材置換した立体モデルで、柱脚はピンとする。

検討により得られた部材応力の内、応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－6に示す。

これより鉄骨部材の応力度は、短期許容応力度以下であることを確認した。

表－6 鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	荷重条件	応力度 (N/mm ²)	短期許容応力度 (N/mm ²)	応力度／短期許容応力度
トラス梁 (STK400)	積雪荷重	62 (圧縮)	170 (圧縮)	0.37
トラス柱 (STK400)	積雪荷重	56 (圧縮)	162 (圧縮)	0.35

(2) 基礎スラブの評価結果

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、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。

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－7及び表－8に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。基礎スラブ配筋図を図－6に示す。

なお、基礎地盤に生じる接地圧は短期で最大 0.08 N/mm^2 であり、基礎地盤の短期許容支持力度 0.34 N/mm^2 以内となっている。

表－7 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

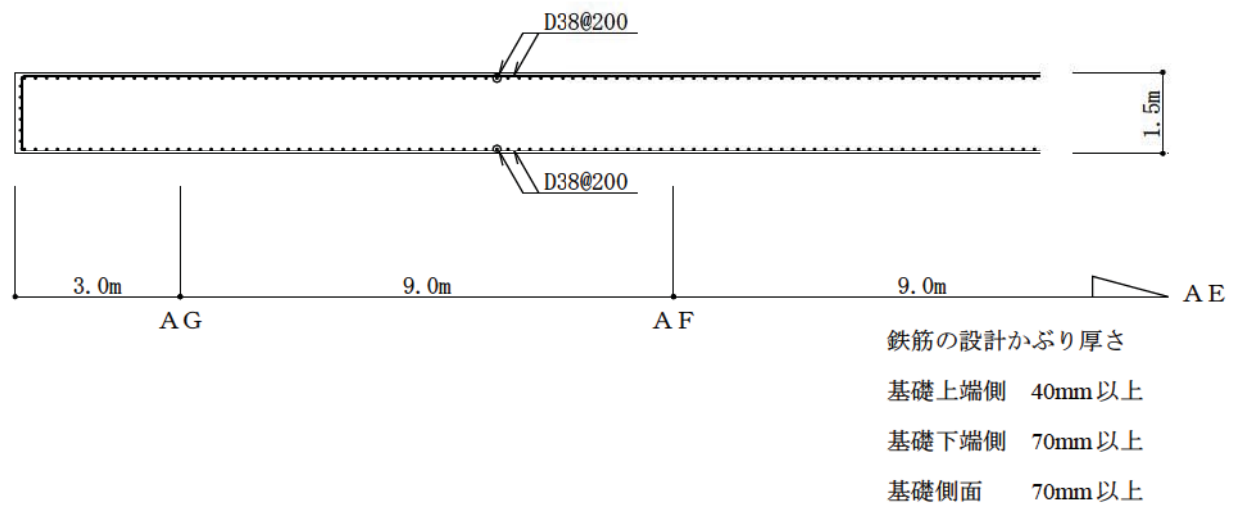
応 力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 ／設計鉄筋比
軸 力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
65	619	0.10	0.38	0.27

※：圧縮を正とする。

表－8 面外せん断力に対する検討結果

応 力 面外せん断力 (kN/m)	短期許容 せん断力 (kN/m)	応力／短期許容せん断力
500	1316	0.38

以上のことから、設計用地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。



図－6 基礎スラブ配筋図（A1 通り）

2.基準地震動 S_s に対する評価

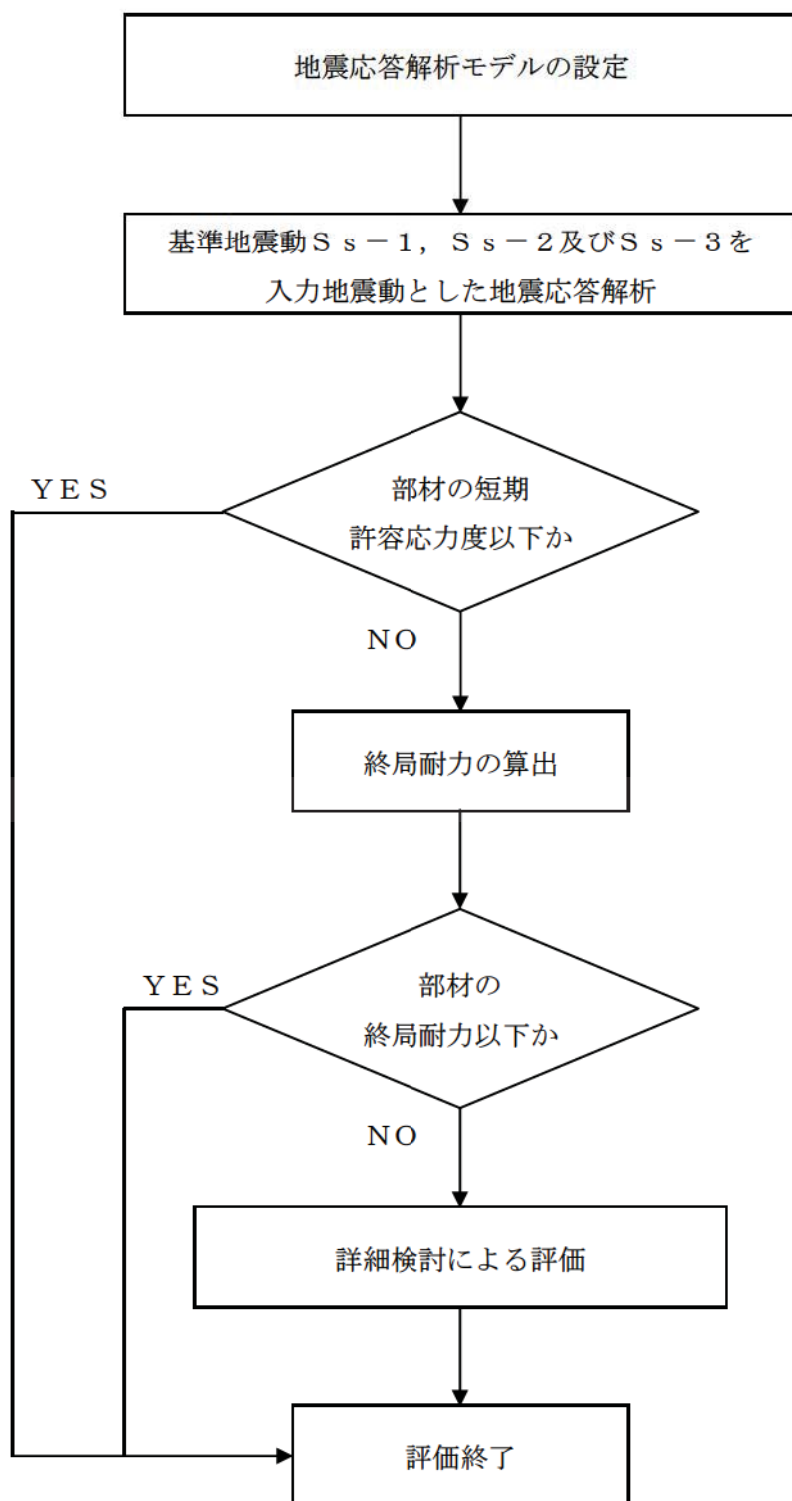
2.1 解析評価方針

建屋について、参考評価として基準地震動 S_s による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階の曲げ、せん断及び軸剛性を評価した質点系モデルとする。

部材の評価は、地震応答解析により得られた当該部位の応力に対して、部材の終局耐力と比較することによって行う。ただし、部材応力が短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

基準地震動 S_s に対する建屋の耐震性評価手順を図－7に示す。

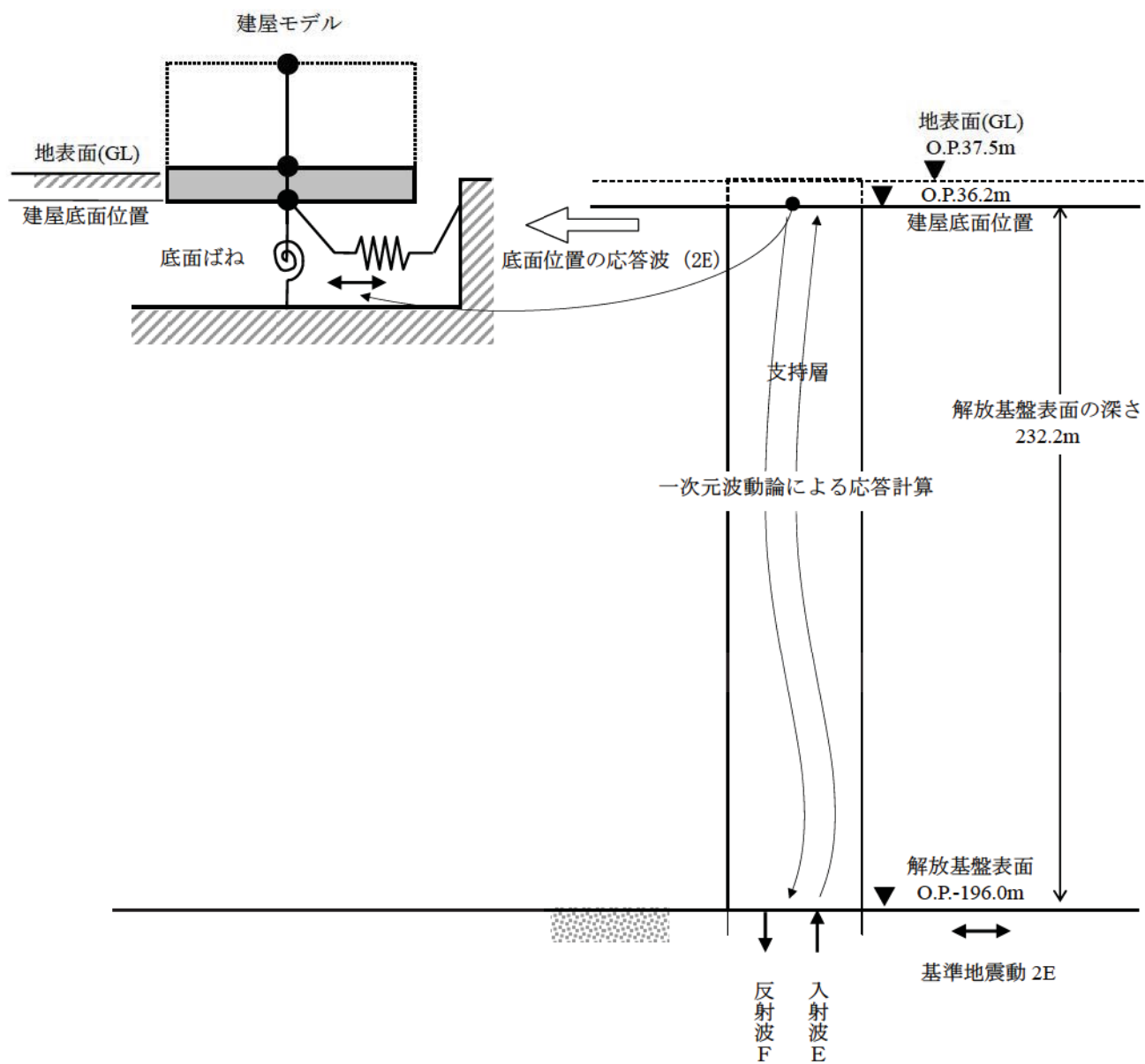


図－7 基準地震動 S_s に対する建屋の耐震性評価手順

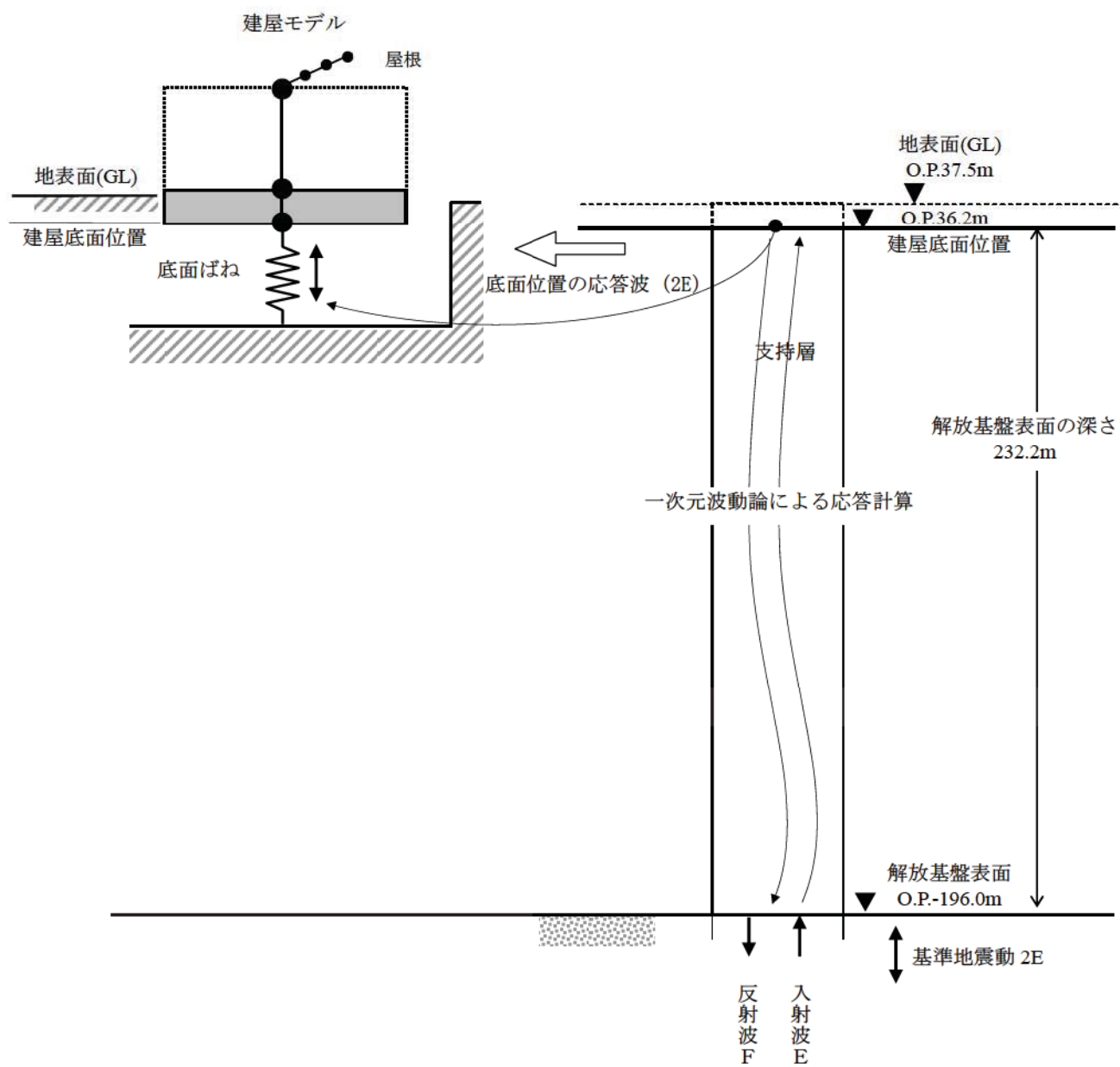
2.2 解析に用いる入力地震動

建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価 中間報告書」（原管発管 19 第 603 号 平成 20 年 3 月 31 日付）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 に基づき算定することとする。

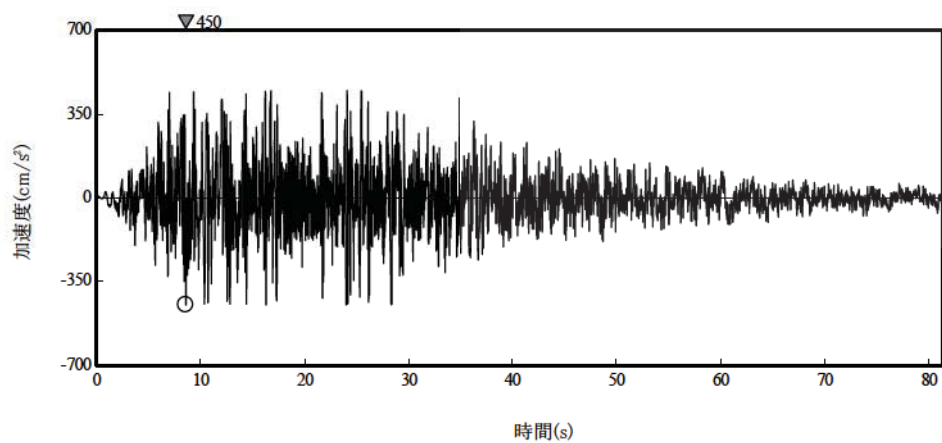
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－8 及び図－9 に示す。この建屋の解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動 S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 の加速度波形を図－10 及び図－11 に示す。



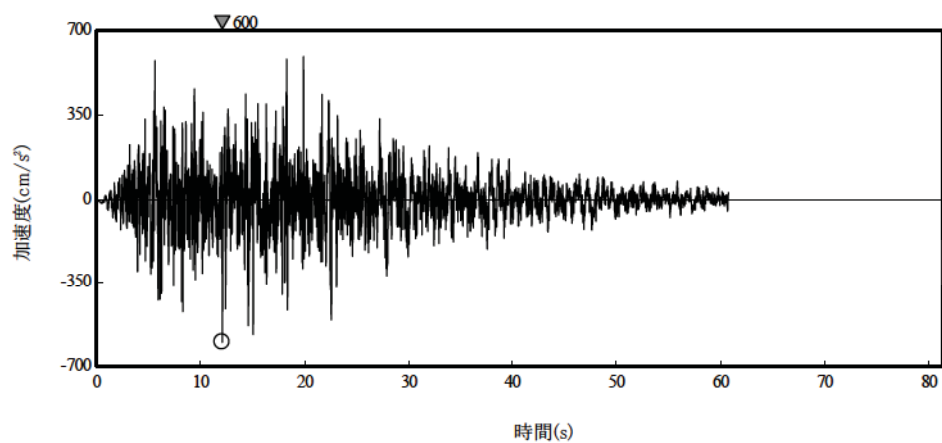
図ー 8 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）



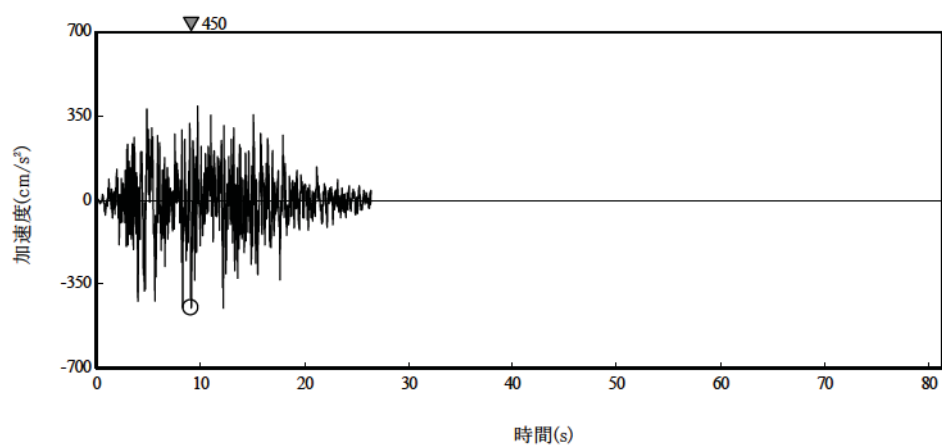
図ー 9 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（鉛直方向）



(S s - 1_H)

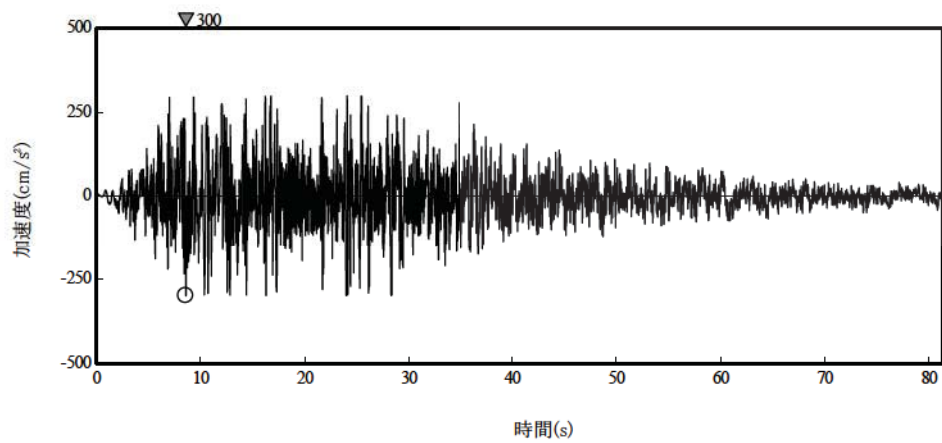


(S s - 2_H)

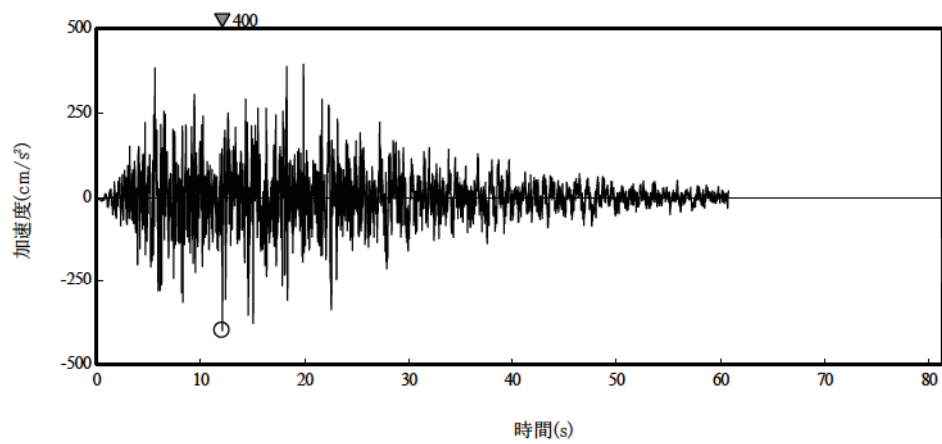


(S s - 3_H)

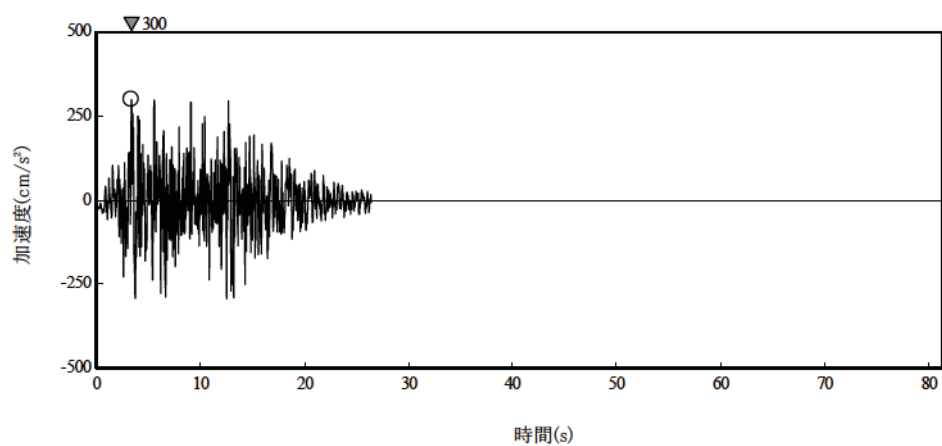
図－１０ 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（水平方向）



(S s - 1 v)



(S s - 2 v)



(S s - 3 v)

図－１ １ 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（鉛直方向）

2.3 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する建屋の地震応答解析は、「2.2 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、水平方向については建屋の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系、鉛直方向はトラス柱の上下軸変形及びトラス梁の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。解析に用いる物性値は以下のとおりとし、建屋解析モデルの諸元を表－9及び表－10に示す。

a) コンクリート

- ・ヤング係数 $E = 2.44 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ($F_c = 30 \text{ N/mm}^2$) ; 基礎部
- ・ポアソン比 $\nu = 0.2$
- ・単位体積重量 $\gamma = 24 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数 $h = 5\%$

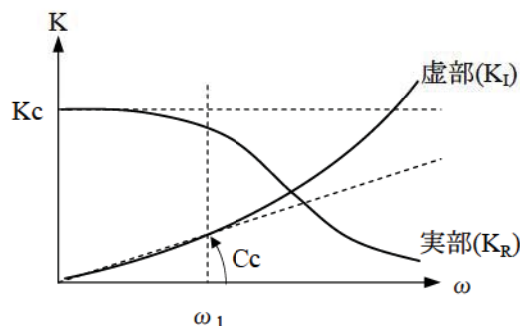
b) 鉄骨

- ・ヤング係数 $E = 2.05 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$
- ・ポアソン比 $\nu = 0.3$
- ・単位体積重量 $\gamma = 77 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数 $h = 2\%$

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－11～表－13に示す。

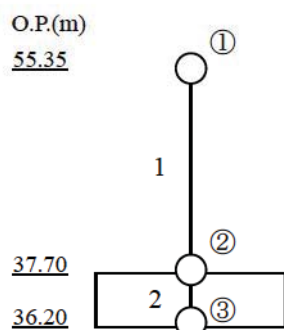
基礎底面地盤ばねについては、「JEAC4601-2008」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、水平方向はスウェイ及びロッキングばねを、鉛直方向は鉛直ばねを近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図－12に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の1次固有振動数 ω_1 に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



図－12 地盤ばねの近似

表-9 建屋の振動諸元(水平方向)

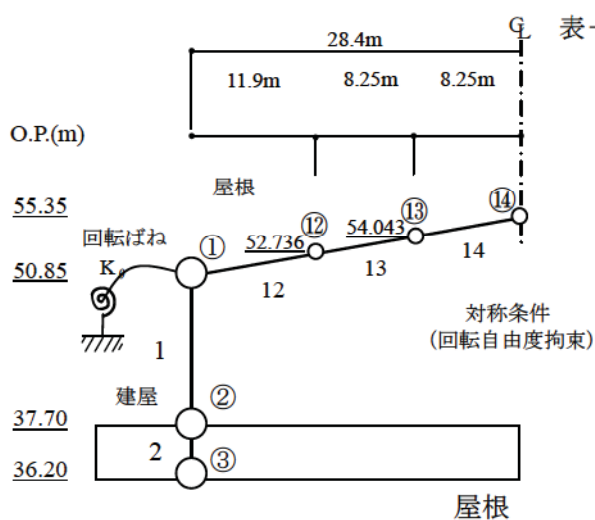


質点 番号	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量 I_G ($\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2$)	部材 番号	せん断 断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面二次 モーメント $I(\times 10^5 \text{ m}^4)$
①	3700	—	—	—	—
			1	7.90×10^{-3} (NS) 29.0×10^{-3}	—
②	132790	39.87	2	3600.0	10.8
			—	—	—
③	64800	19.46	—	—	—

・基礎形状 60.0m(NS)×60.0m(EW)×1.5m(厚さ)

・総重量 201290 kN

表-10 建屋の振動諸元(鉛直方向)



建屋

質点 番号	質点重量 W(kN)	部材 番号	軸断面積 A(m ²)
①	1140	—	—
		1	465.0×10^{-3}
②	132790	—	—
		2	3600.0
③	64800	—	—
		—	—

屋檐

質点 番号	質点重量 W(kN)	部材 番号	軸断面積 $A(\times 10^{-3} \text{m}^2)$	せん断 断面積 $A_s(\times 10^{-3} \text{m}^2)$	断面二次 モーメント $I(\text{m}^4)$
①	1140	—	—	—	—
		12	382	67.3	0.277
⑫	1120	13	332	61.8	0.241
		14	354	65.5	0.257
⑬	960	—	—	—	—
⑭	480	—	—	—	—
		—	—	—	—

柱端部回転ばね $K_{\theta} = 2.36 \times 10^7 \text{ kN}\cdot\text{m/rad}$

表－１１ 地盤定数（ $S_s - 1_H$ ）

標高 O. P. (m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 V_{S0} (m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0 (kN/m ²)	$S_s - 1_H$ 地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (kN/m ²)	せん断波速度 V_s (m/s)	縦波速度 V_p (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ～ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.58	92,000	240	1,230	7
28.3 ～ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.63	165,000	302	1,330	8
1.9 ～ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.77	263,000	395	1,530	3
-10.0 ～ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.77	336,000	439	1,530	3
-80.0 ～ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.77	434,000	492	1,580	3
-108.0 ～ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.75	490,000	520	1,610	3
-196.0 ～	—	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	—	924,000	700	1,890	—

表－１２ 地盤定数（ $S_s - 2_H$ ）

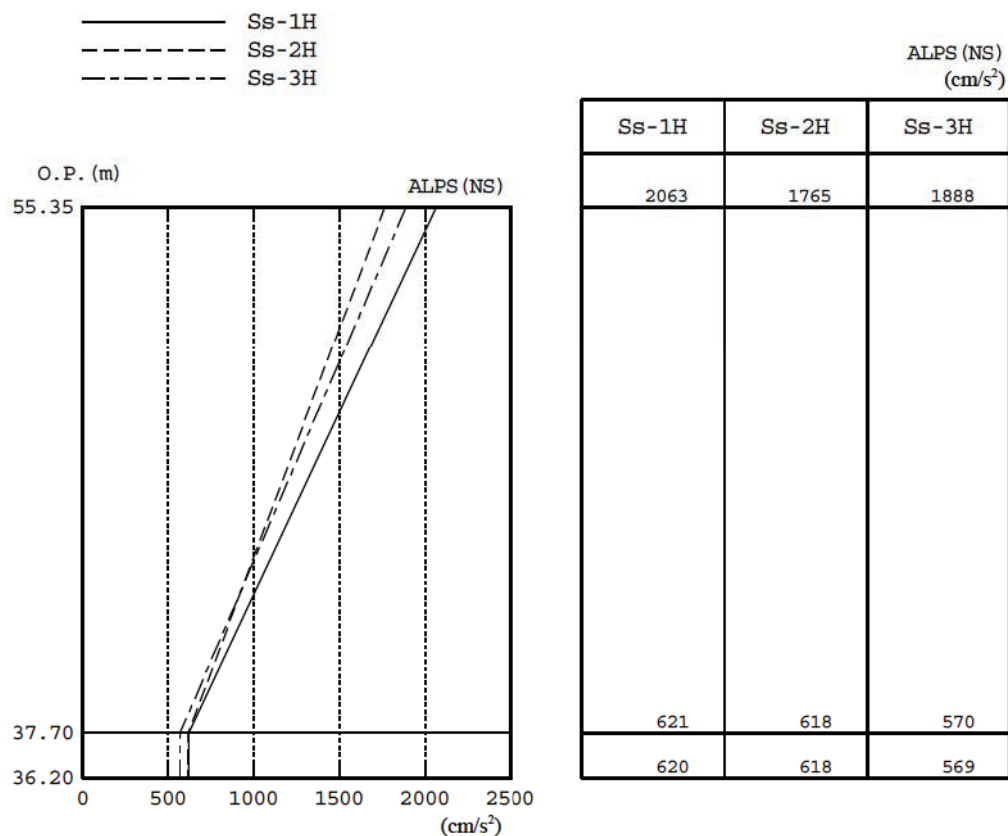
標高 O. P. (m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 V_{S0} (m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0 (kN/m ²)	$S_s - 2_H$ 地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (kN/m ²)	せん断波速度 V_s (m/s)	縦波速度 V_p (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ～ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.57	90,000	238	1,210	7
28.3 ～ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.64	168,000	304	1,340	8
1.9 ～ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ～ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.78	340,000	442	1,540	3
-80.0 ～ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.82	462,000	507	1,630	3
-108.0 ～ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.81	529,000	540	1,670	3
-196.0 ～	—	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	—	924,000	700	1,890	—

表－１３ 地盤定数（ $S_s - 3_H$ ）

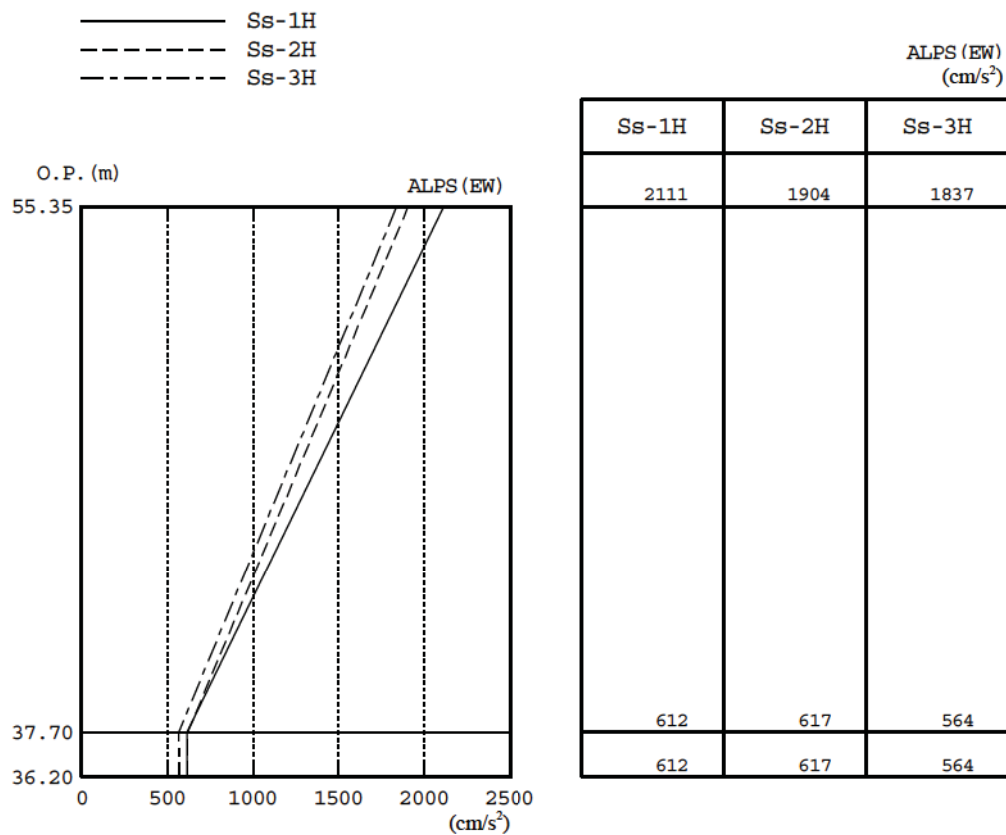
標高 O. P. (m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 V_{S0} (m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0 (kN/m ²)	$S_s - 3_H$ 地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (kN/m ²)	せん断波速度 V_s (m/s)	縦波速度 V_p (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ～ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.60	95,000	244	1,250	6
28.3 ～ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.66	173,000	309	1,360	7
1.9 ～ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ～ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.76	331,000	436	1,520	3
-80.0 ～ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.73	411,000	479	1,530	3
-108.0 ～ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.77	503,000	526	1,630	3
-196.0 ～	—	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	—	924,000	700	1,890	—

2.4 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向及び鉛直方向の最大応答加速度を図－13～図－15に示す。



図－1 3 最大応答加速度 (NS 方向)



図－1 4 最大応答加速度 (EW 方向)

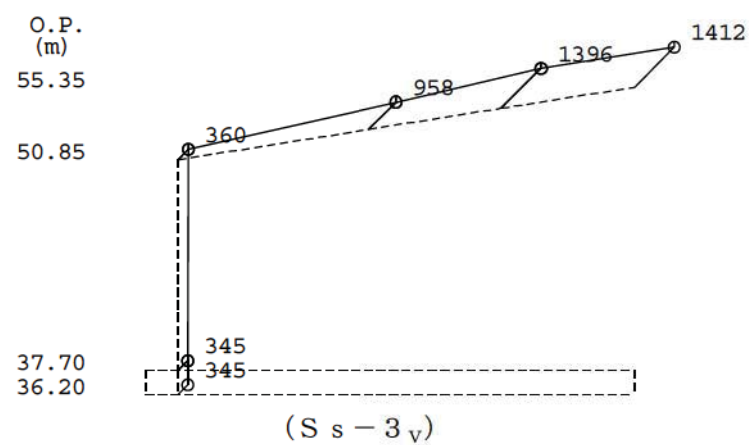
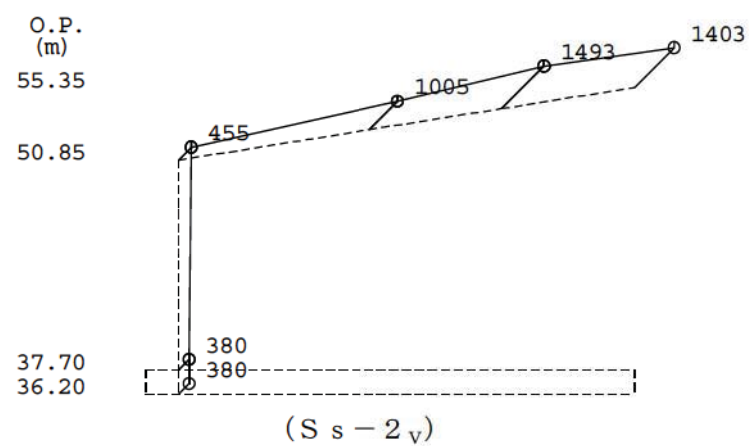
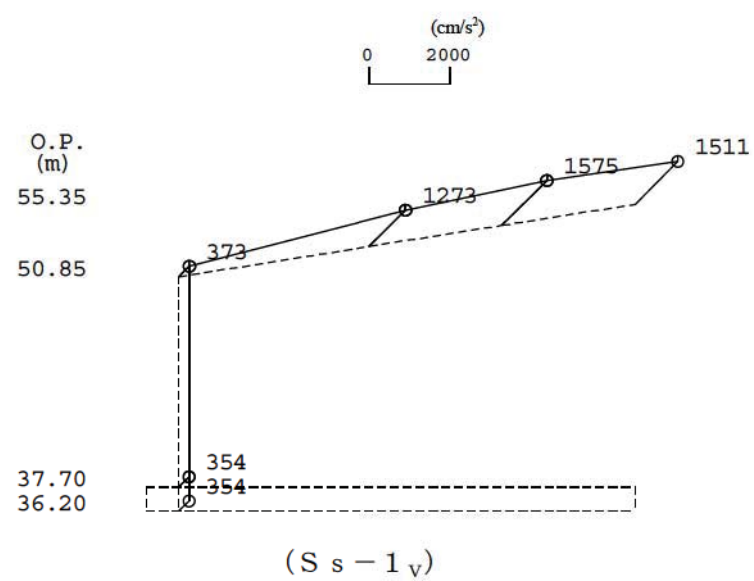


図-15 最大応答加速度（鉛直方向）

2.5 耐震安全性評価結果

(1) 上部架構の評価結果

地震応答解析により得られた部材応力の内、応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－１４に示す。

これより地震応答解析による鉄骨部材の応力度は、短期許容応力度以下であることを確認した。

表－１４ 鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	方向	応力度 (N/mm ²)	短期許容応力度※ (N/mm ²)	応力度／短期許容応力度
トラス梁 (STK400)	NS	121 (圧縮)	157 (圧縮)	0.78
トラス柱 (STK400)	NS	132 (圧縮)	172 (圧縮)	0.77

※：F 値を 1.1 倍している。

(2) 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－15及び表－16に示す。

これより，設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。

なお，基礎地盤に生じる接地圧は最大 0.14 N/mm^2 であり，基礎地盤の短期許容支持力度 0.34 N/mm^2 以内となっている。

表－15 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応 力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 ／設計鉄筋比
軸 力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
-240	889	0.17	0.38	0.45

※：圧縮を正とする。

表－16 面外せん断力に対する検討結果

応 力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力／短期許容せん断力
741	1316	0.57

以上のことから，S s 地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

以上

多核種除去設備等の具体的な安全確保策

多核種処理設備等は、高濃度の放射能を扱う設備ため、漏えい防止対策、放射線遮へい・崩壊熱除去、可燃性ガス滞留防止について具体的に安全確保策を以下の通り定め、実施する。

1. 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

- a. 処理対象水、処理済水の移送配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管、ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。(別添－ 1)
- b. 放射性流体を内包する配管のうち、ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン、処理カラム取合部、脱水装置）は、耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマー）を使用する。ただし、福島第一原子力発電所で発生した耐圧ホース（PVC；ポリ塩化ビニル）と継手金属との結合部（カシメ部）の外れ事象に鑑み、耐圧ホース（EPDM）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。
- c. 吸着塔、処理カラムは、耐腐食性を有する SUS316L とする。(別添－ 1)
- d. 高性能容器本体は、強度、耐腐食性、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れたポリエチレンとする。(別添－ 1)
- e. 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は、可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また、漏えい堰等が設置されない移送配管等で継手部がフランジ構造となる場合には、継手部に漏えい拡大防止カバーを設置する。
- f. タンク・槽類には水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- g. ポンプの軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 多核種除去設備はスキッド毎に漏えいパンを設け、エリア外への漏えいを防止するとともに、漏えい検出器を設ける。また、多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設ける。さらに、カメラを設けてシールド中央制御室で漏えいを監視する。
- b. 継手部は、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. 漏えいを検知した場合には、シールド中央制御室に警報を発し、運転操作員によりカメラ、流量等の運転監視パラメータ等の状況を確認し、適切な対応を図る。また、大量の漏えいが確認された場合には、緊急停止スイッチにより多核種除去設備の運転を停止する。

- d. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため、多核種除去設備設置エリアには床塗装を実施する。
- e. 万一漏えいが発生した場合でも構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように、排水路から可能な限り離隔して配管等を敷設するとともに、排水路を跨ぐ箇所は、ボックス鋼内等に配管を敷設する。また、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。
- f. 多核種除去設備の設置エリアは、エリア放射線モニタにより連続的に監視し、放射線レベルが高い場合にはシールド中央制御室及び現場に警報を発する。

2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 線源条件の設定

放射線遮へい・崩壊熱除去評価で必要となる高性能容器、各吸着塔での線源強度は、処理対象水の放射能濃度を、発電所構内で貯留している R0 濃縮塩水及び処理装置出口水のサンプリングデータから保守的に設定し、さらに、前処理設備、多核種除去装置での核種除去性能を考慮して決定する。

(2) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 多核種除去装置、高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から 1m の位置）が 1mSv/h 以下となるように遮へいを設ける。また、多核種除去設備からの直接線・スカイシャイン線による敷地境界での実効線量を低減するための遮へいをクロスフローフィルタスキッド及び循環弁スキッドに設ける。
- b. ポンプ等の動的機器は、保守作業を考慮し遮へい体内が高線量雰囲気となる吸着塔スキッドとは区分して配置するとともに、作業スペースを確保する。さらに、保守作業時の放射線業務従事者の被ばく低減のため、機器のフラッシングが行える構成とする。
- c. 多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないように、標識等を設ける。さらに、放射線レベルの高い区域は標識を設け、運転操作等に係る放射線業務従事者の被ばく低減を図る。
- d. 高性能容器輸送時は、適切な遮へい機能を有する鋼製の容器に収容し、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。（別添－2）

(3) 崩壊熱除去

- a. 処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水により熱除去する。
- b. 使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器、処理カラムのうち、最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容する高性能容器の貯蔵時において
- c. も、容器の健全性に影響を与えるものではない。

3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. 多核種除去設備では、水の放射線分解により発生する可燃性ガスは、通水時は処理対象水により排出される。また、多核種除去設備の運転停止時は、発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容している吸着塔のベントを開ける運用とする。
- b. 使用済みの吸着材、沈殿処理生成物を収容する高性能容器は、可燃性ガスの発生を考慮して圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設ける。

以上

多核種除去設備に使用する材料の適合性評価

1. はじめに

多核種除去設備は、RO 濃縮塩水等进行处理することから、系統内の塩化物イオン濃度が高く、また、前処理設備等での薬液注入により、pH が変動することから、多核種除去設備の使用環境における材料の適合性について評価を実施した。

2. 使用環境における材料の適合性について

多核種除去設備を構成する主な機器の材料選定理由を表 1 に示す。表 1 の材料のうち、SUS316L、炭素鋼に対する耐食性について評価を行った。

表 1 多核種除去設備を構成する主な機器の使用材料と選定理由

機器	材料	選定理由
吸着塔及び 処理カラム	SUS316L	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L を使用する。
高性能容器	ポリエチレン	収容するスラリー及び吸着材の脱水後の残水には、海水由来の塩分が含まれていることから、約 20 年の貯蔵期間を想定し、金属材料よりも耐食性に優れるポリエチレンを使用する。
タンク類	SUS316L 炭素鋼 (ゴムライニング付)	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L 及び炭素鋼（ゴムライニング付）を使用する。
配管 (鋼管)	SUS316L 炭素鋼	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L を使用する。また、全面腐食の懸念はあるが、十分な肉厚が確保されている炭素鋼を使用する。
配管 (ポリエチレン管)	ポリエチレン	耐食性に優れることから、屋外配管に主に使用する。
配管 (耐圧ホース)	EPDM (エチレンプロピレン ジエンモノマー)	可撓性のある配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン等））に使用する。

2.1 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の耐食性について

ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の腐食モードを表2に示す。これらの腐食モードに対する耐食性について、表3に示す使用範囲を考慮し評価を実施した。ただし、ガルバニック腐食については、絶縁パッキンや絶縁ボルト等を使用しており、異材溶接箇所はないことから、評価対象外とした。

表2 使用材料における腐食モード

使用材料	腐食モード
ステンレス鋼 (SUS316L)	塩化物応力腐食割れ (SCC)
	すきま腐食
	孔食
	全面腐食
炭素鋼	全面腐食
	ガルバニック腐食※

※評価対象外

表3 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼を使用する範囲の環境

使用材料	使用範囲	塩化物イオン 濃度[ppm]	常用温度 [℃]	最大流速 [m/s]	pH
ステンレス鋼 (SUS316L)	前処理ステージⅠ (バッチ処理タンク入口配管のみ)	13000	40	2.6	7
	前処理ステージⅠ (バッチ処理タンク入口配管以外)	13000	60	1.7	7.5～8.5
	前処理ステージⅡ	13000	60	2.8	11.8～12.2
	多核種吸着塔 1～5 塔目	13000	40	1.5	11.8～12.2
	多核種吸着塔 6～14 塔目 処理カラム～移送ポンプ	13000	40	1.5	6～7
炭素鋼	ALPS 入口～前処理ステージⅠ 移送ポンプ～ALPS 出口	13000	40	1.7	6～7

a. ステンレス鋼の塩化物応力腐食割れ (SCC)

塩化物応力腐食割れ (SCC) の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。塩化物イオン濃度が10ppmを超える条件においては一般的に316系のSCC発生限界温度は100℃といった値がよく用いられており、使用温度60℃、塩化物イオン濃度13000ppmの使用環境では、塩化物応力腐食割れ (SCC) が発生する可能性は低いと考えられる。

1)

1) 化学工学協会編: “多管式ステンレス鋼熱交換器の応力腐食割れ,” 化学工業社 (1984).

b. ステンレス鋼のすきま腐食

すきま腐食の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。SUS316において、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppmの使用環境下では、すきま腐食が発生する可能性は否定できない。¹⁾このため、すきま腐食が発生する可能性のある箇所について定期的な点検・保守を行っていく。

c. ステンレス鋼の孔食

孔食の発生には、自然電位、使用温度、塩化物イオン濃度が寄与する。ステンレス鋼の自然電位はpHに依存し、pHが低いほど自然電位は高く孔食が発生する可能性が高くなるが多核種除去設備の使用環境pH=6では0.137 V vs. SCE程度であり、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppmという条件は、孔食が発生する可能性が低い領域であることから、多核種除去設備の使用環境においては、孔食が発生する可能性は低いと考えられる。²⁾³⁾

d. ステンレス鋼の全面腐食

全面腐食の発生には、pH及び流速が寄与する。pH6～12.2の使用環境では不動態皮膜は安定である。また、最大流速 2.8m/s (9.2feet/s) では、全面腐食が進行する速度は小さいと考えられる。⁴⁾⁵⁾

e. 炭素鋼の全面腐食

使用温度 30℃、塩化物イオン濃度 12000ppmにおける腐食速度は 0.85mm/year程度である。一般的に温度が高いほど腐食速度は増加傾向にあり、20℃に対して、40℃では 1.4 倍程度である。以上の点を考慮すると、使用温度 40℃、塩化物イオン濃度 13000ppmにおける腐食速度は、1.2mm/year程度となる。⁶⁾⁷⁾

多核種除去設備で使用する炭素鋼配管の肉厚は、50A のもので 5.5mm であり、2～3 年程度は使用上問題ないと判断できる。また、定期的な点検・保守についても併せて行っていく。

1) 宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第36巻 第9号、2008年9月

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

3) ステンレス協会編: “ステンレス鋼データブック,” 日刊工業新聞社, p. 270 (2000).

4) ステンレス協会編、ステンレス鋼便覧 第3版、日刊工業新聞社

5) 腐食防食協会編、腐食・防食ハンドブック、丸善

6) 木下ら、防食技術, 32, 31-36(1983)

7) 腐食防食協会: “金属の腐食・防食 Q&A コロージョン 110 番”, 丸善, P10(1988)

2.2 腐食に対する対応方針

評価結果から、ステンレス鋼及び炭素鋼に対する対応方針を表4に示す。

表4 腐食に対する対応方針

使用材料	腐食モード	対応方針
ステンレス鋼 (SUS316L)	すきま腐食	・ 運転中の巡視点検 ・ 代表部位に対する定期的な分解点検等 ・ 万一の漏えい対策として、当該部位のビニール養生および受けパン設置
炭素鋼	全面腐食	・ 運転中の巡視点検 ・ 代表部位に対する定期的な肉厚測定等

ステンレス鋼（SUS316L）は、海水ポンプ等の海水環境で使用される材質としては最も一般的であり、これまでの使用実績を考慮しても、運転開始直後に腐食が発生する可能性は低いと考えられる。しかしながら、腐食発生の可能性は否定できないことから、表4の対応方針を保全計画に反映する。

以 上

高性能容器に対する線量当量率評価結果

1. 概要

放射線遮へい・被ばく低減を考慮するにあたり、高性能容器（HIC）に対する線量当量率評価を実施した。

2. 評価条件

（1）線源

前処理で発生するスラリーと吸着材をそれぞれ線源として設定した。また、スラリー及び吸着材 1～6 は HIC 内に均一に充填されるものとした。

なお、吸着材 7 については、含まれる放射性物質の濃度が低く、また、処理カラムによる遮へい効果が高いため、線量当量率としては低くなることから評価対象から除外した。

（2）評価モデル

スラリーを充填する HIC の評価モデルを図 1 に、吸着材を充填する HIC の評価モデルを図 2 に示す。HIC は円柱形状でモデル化し、スラリー及び吸着材は均一に充填するものとした。なお、実際の運転状態を考慮し、スラリーを充填する HIC は、遮へい体の上部に開口部を設け、吸着材を充填する HIC は遮へい体の上部に開口部は設けないものとして評価を実施した。評価点は、水平方向（線源領域の中心位置）及び高さ方向に遮へい体表面から 1m に設定した。

（3）評価方法

線量評価では、制動エックス線を考慮した γ 線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め、線量当量率の計算には点減衰積分コード QAD-CGGP2R を使用した。

3. 評価結果

評価点における各々の HIC の線量当量率を表 1 に示す。また、HIC 容器表面の線量当量率を表 2 に示す。

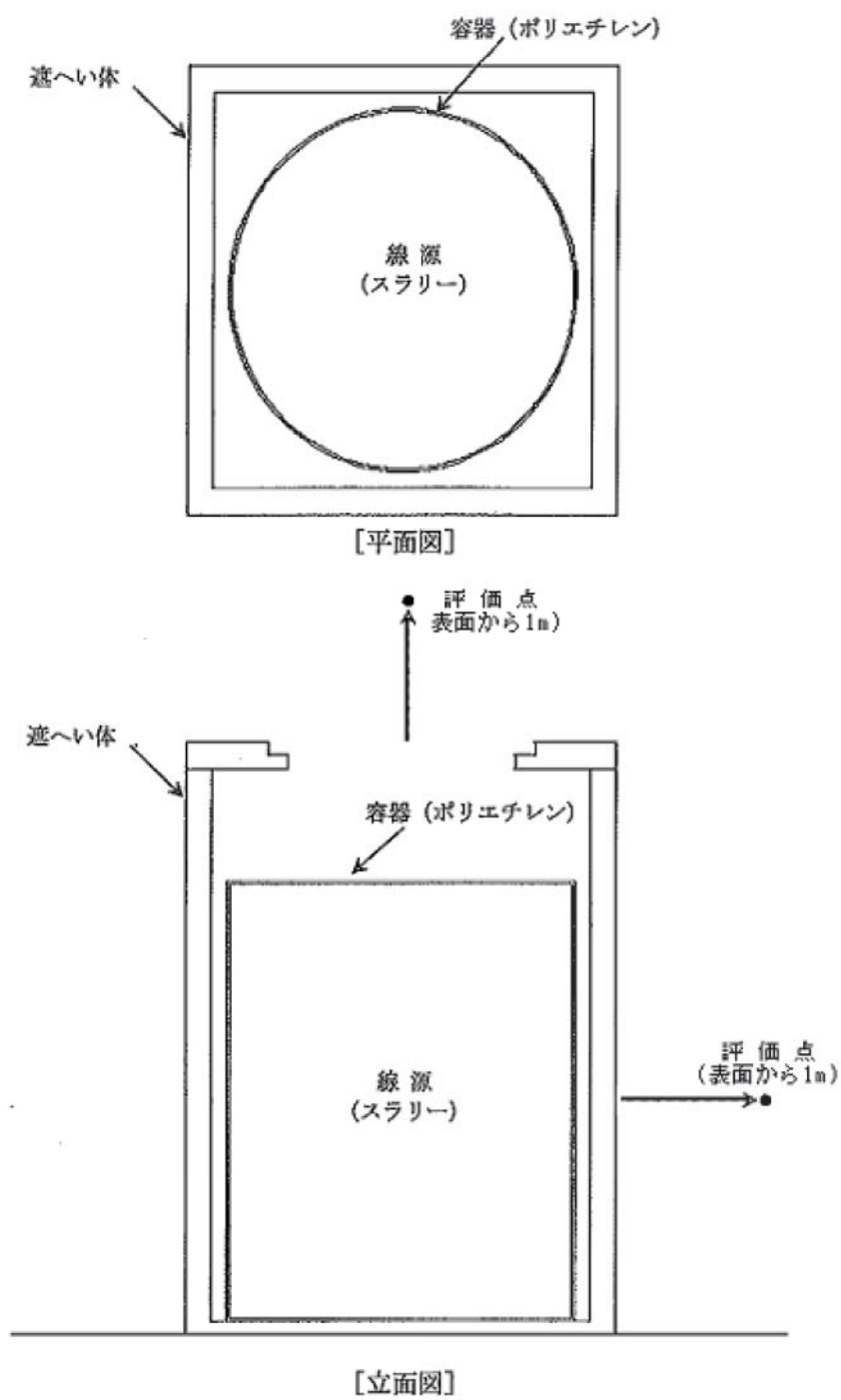


図1 スラリーを充填する HIC の評価モデル

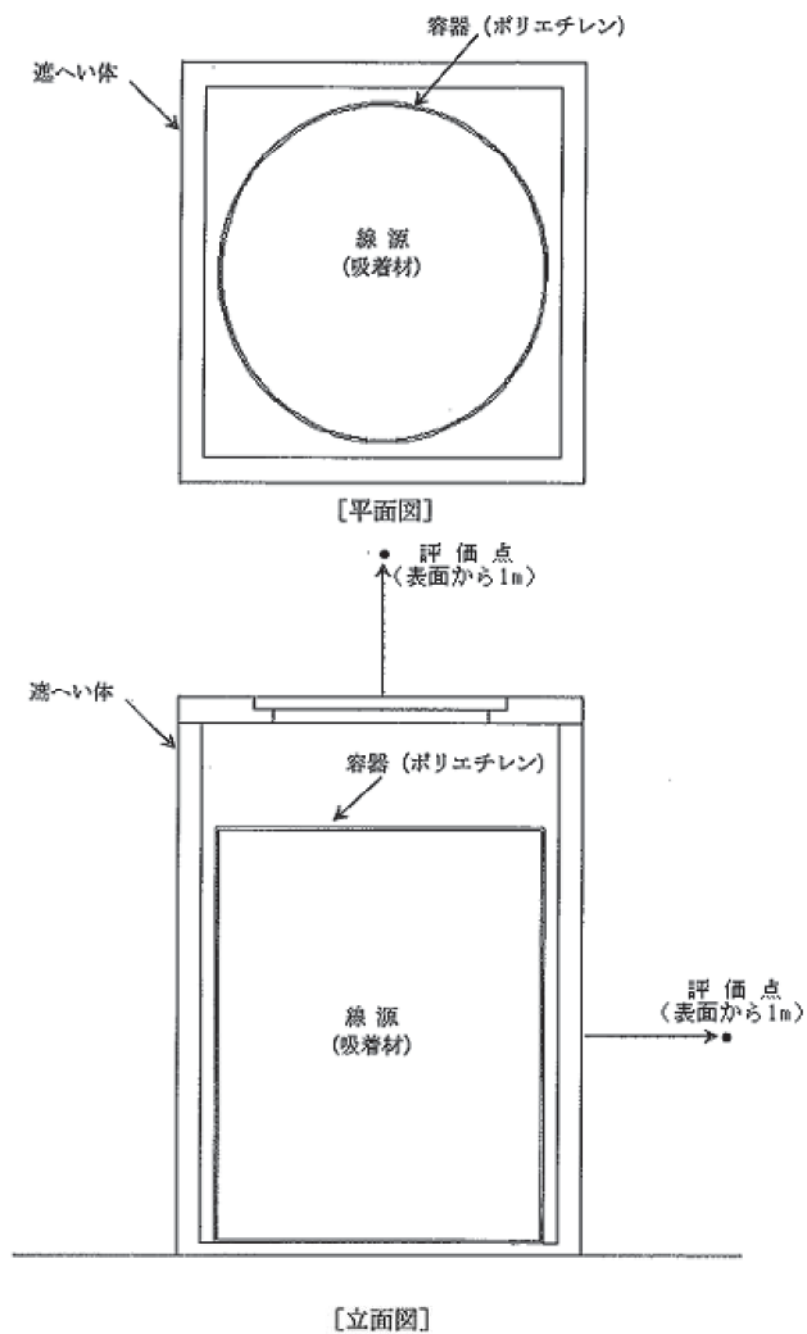


図2 吸着材を充填するHICの評価モデル

表 1 遮へい体表面から 1m における HIC の線量当量率評価結果

HIC 充填物		遮へい体	線量当量率(mSv/h) ^{※1}	
			水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	鉄 112mm	9.1E-02	1.2E+01
	炭酸塩沈殿処理	鉄 112mm	1.2E-02	2.9E+00
吸着材	吸着材 1/4	鉄 112mm	2.8E-16	2.6E-16
	吸着材 2	鉄 112mm	5.9E-02	4.2E-02
	吸着材 3	鉄 112mm	4.5E-01	3.3E-01
	吸着材 6	鉄 112mm	4.1E-02	3.1E-02
	吸着材 5	鉄 112mm	5.3E-03	3.9E-03

※1 遮へい体表面から 1m における線量当量率

表 2 HIC 容器表面における線量当量率評価結果

HIC 充填物		線量当量率(mSv/h) ^{※2}	
		水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	1.2E+02	1.3E+02
	炭酸塩沈殿処理	2.8E+01	3.0E+01
吸着材	吸着材 1/4	8.0E-01	8.4E-01
	吸着材 2	1.2E+02	1.3E+02
	吸着材 3	4.7E+02	5.1E+02
	吸着材 6	7.0E+01	7.6E+01
	吸着材 5	9.9E+00	1.1E+01

※2 HIC 容器表面における線量当量率

高性能容器の健全性評価

1. 概要

多核種除去設備で発生する使用済みの吸着材及び沈殿処理生成物の貯蔵は、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れた高性能容器（HIC;High Integrity Container）（以下、「HIC」という）を使用する。今回、HIC を福島第一原子力発電所構内で貯蔵することから、この健全性について評価した。

2. 主要仕様

HIC の主要仕様を表 1 に、概略図を図 1 に示す。サウスカロライナ州健康環境局（S. C. Department of Health and Environmental Control）（以下、SC DHEC という）は、大きさ等の異なる数種類の型式の HIC を認可しており、多核種除去設備で使用する HIC はこのうち 1 型式である。更に、HIC には落下時の健全性を確保するため、鋼製の補強体等を取り付ける（図 2）。

表 1 主要仕様

項目		仕様
材 料	本体	ポリエチレン
寸 法	外径	1,524 mm (60 インチ)
	高さ	1,828.8 mm (72 インチ)
	最小厚さ	11.4 mm (0.45 インチ)
容 量		2.86 m ³
最高使用圧力		25 kPa
重 量	空重量	0.27 ton
	最大重量	約 4.9 ton (収容物及び蓋等付属品含む)

3. 健全性評価

(1) 腐食・化学的影響について

a. 収容物（化学成分）

HIC 本体はポリエチレンで構成されており、一部の有機溶媒を除き、一般的な化学薬品に対して良好な耐性を有する。

HIC に収容する吸着材（表 2）、沈殿処理生成物及び処理過程で添加する薬品成分（次亜塩素酸ソーダ、苛性ソーダ、炭酸ソーダ、塩酸、塩化第二鉄、ポリマー）が、SC DHEC の認可において HIC への収容を禁止した成分を含まず、収容物の化学成分に対してポリエチレンは安定している。

表2 HIC に収容する吸着材の種類

No. ※1	吸着材の組成	除去対象核種
1	活性炭	コロイド
2	チタン酸塩	Sr (M^{2+})
3	フェロシアン化合物	Cs
4	Ag 添着活性炭	I
5	酸化チタン	Sb
6	キレート樹脂	Co (M^{2+} , M^{3+})
7	樹脂系吸着材	Ru, 負電荷コロイド

※1 : No. 1～No. 6 は吸着塔, No. 7 は処理カラム

b. 水分・水質

多核種除去設備で使用する HIC は、自由水体積で 100%までの範囲を取り得るが、HIC 本体を構成するポリエチレンは水に対して安定であり、水分が HIC の健全性に影響を与えることはない。

また、多核種除去設備において、pH は 6～12.2 となる仕様であるが、HIC 本体のポリエチレンは耐アルカリ性が高いため、水質が HIC の健全性に影響を与えることはない。

(2) 耐熱性について

HIC の設計温度は、IAEA Safety Standards に示される A 型輸送容器に対する使用温度の条件 ($-40^{\circ}\text{C} \sim 70^{\circ}\text{C}$ (158°F)) に余裕をみて、 -40°C から 76.6°C (170°F) とする。米国認可時の試験では、 170°F においてポリエチレンの材料特性を維持できることが確認されている。

多核種除去設備で使用する HIC は、屋外配置であり、使用環境の温度下限は -10°C を想定していることから、設計温度下限については問題ない。一方、設計温度上限については、HIC の温度評価結果は、最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材（吸着材 2）を収容する場合において、一時保管施設貯蔵時は HIC 容器温度で約 60°C となる。さらに夏期の太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮しても、HIC 容器表面温度は約 73°C となることから、HIC の設計温度 76.6°C に対して低い（別添－1）。また、ポリエチレンは、 95°C のクリープ試験において、長期間にわたり屈曲点が現れていないことから、想定される使用環境において貯蔵時の熱負荷における劣化はない（別添－2）。このため、温度について十分に余裕があり、HIC の温度監視は不要である。

(3) 耐放射線性について

HICは照射線量 10^6 Gyとして設計している。また、SC DHECの認可に当たり、 3×10^6 Gyの照射まで材料特性（強度・延性）が維持されることを確認している。多核種除去設備で使用するHICの照射線量は、貯蔵開始時で約 0.5 Gy/h（年間 約 5×10^3 Gy）であり、一時保管施設貯蔵時の放射線の影響については問題ない。（別添－3）

ただし、経年劣化の知見拡充のため、未使用のHIC等をボックスカルバート内に収容し、放射線による劣化傾向を確認する。

(4) 耐紫外線性について

HIC は、ポリエチレン材であるため、紫外線環境下は1年未満となるよう設計している。これは米国認可要件を採用しており、2年間の紫外線曝露試験の結果、推定寿命が1～2年と評価したことによる。

多核種除去設備で用いる HIC は、多核種除去設備運転中に紫外線環境下となるため、交換周期の長い HIC 上部には着脱式のカバーを設置し、一時保管施設貯蔵時は蓋をしたボックスカルバートに収納する（図3）。HIC は、冬季に、ボックスカルバート上蓋の貫通口を通じて短時間（最大約4時間/日）太陽光に曝されるが、曝される面積・箇所は太陽の軌跡から日々変化するため、これによる劣化の影響は無視し得る（図4）。よって、HIC が1年以上の紫外線環境下となることはない。

ただし、経年劣化の知見拡充のため、未使用のHIC等を屋外に配置し、紫外線による劣化傾向を確認する。

また、使用前のHICが過度に紫外線環境評価下に晒されないよう、製造から工場出荷までの紫外線照射時間を出荷時の品質保証書で確認し、輸送時に遮光カバーを取り付ける運用・管理を実施する。

(5) 密閉性について

密閉性については、SC DHEC の認可要件として、保管期間等を考慮した信頼性の高いシーリングを選定することとされており、HIC は密閉性のあるねじ込み蓋を採用している。さらに、HIC に収容した液体が一時保管施設貯蔵中に外部へ漏えいしないよう、収容物の体積膨張を考慮した空間容積を確保する。

また、HIC 転倒時の漏えいを想定して、図5に示すベントフィルタに10 kPaの水圧をかけて透過試験を実施した結果、水の透過量は約 1ml/s と少量であることを確認している。スラリーの粘性は水に比べて高いことから、HIC 転倒時における収容物の漏えいは更に限定的となる。よって、万一、HIC が転倒し、スラリーが漏えいした場合には、ふき取り等により速やかに回収することで対応する。

なお、ねじ込み蓋を開けることにより、HIC の収容物を確認できる構造としている。

(6) ベント機能について

SC DHEC の認可要件として内圧を開放するベントを設けることとされている。ベントフィルタの設置目的は、HIC 内部で発生する可燃性ガスを大気へ放出するとともに、HIC への湿分の浸入及び HIC からの収容物の流出を最小限とすることである。ベントフィルタは、3 重構造により、フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としており、

HIC 移送時等に収容物の揺れ等が発生しても、フィルタが閉塞することはない（図 5）。なお、万一、HIC が転倒し、スラリーがフィルタに付着した際は、念のため、HIC の蓋を取り替える。

HIC 内の水分の蒸発は無視できるほど小さいことから、ベントフィルタ等が目詰まりすることはない。また、蒸発した水分によるベントフィルタ等の凍結に対しては、スラリーの発熱量は小さく、雰囲気温度 0℃付近では水蒸気の発生はほとんどないため、問題ない。仮に、ベント機能が喪失した場合、発生した水素が HIC 内部に蓄積することになるが、着火源がないため水素爆発には至らない。

(7) 寿命について

SC DHEC は、最低 300 年間は構造を維持し、廃棄物を収容していることを認可要件としており、上述の確認結果等から妥当と判断している。多核種除去設備で使用する HIC については、上述のような条件を満足しており、一時保管施設貯蔵中は問題とならない。

(8) 落下に対する評価について

HIC 取扱いにおける落下防止対策や落下時の漏えい発生防止対策を行っており、落下時の漏えい発生防止対策では、HIC への補強体取り付け、傾斜落下防止等の為の設備対応及び想定される落下ケースについての落下試験を行い、落下時の健全性に問題ないことを確認している（別添－4）。

以 上

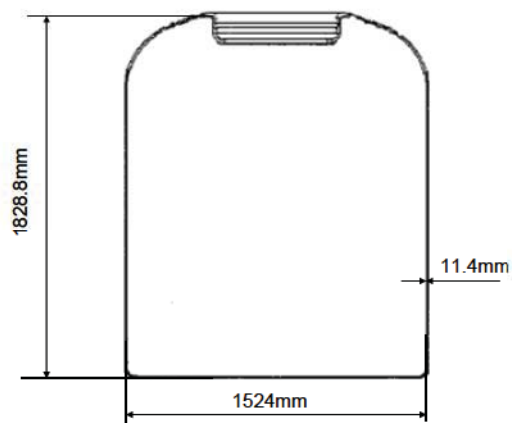
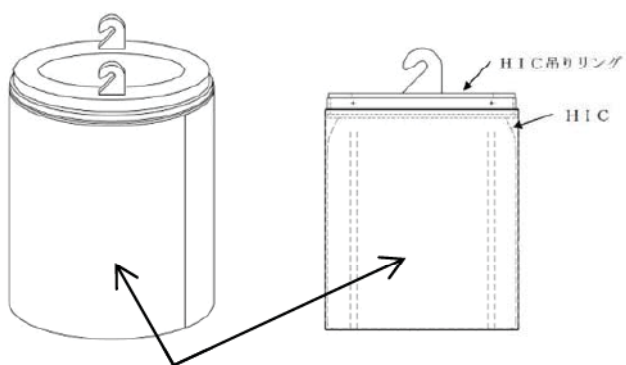


図1 HIC 概略図



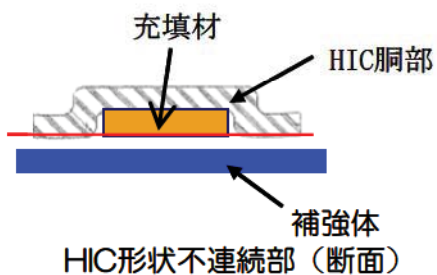
補強体 (SUS製)
「厚さ：側面10mm、底面20mm」



上部空隙に緩衝材の挿入



充填材により形状不連続部※を平坦化



※吊りかごのバンドを引っかけるための凹み

図2 HIC 補強概要

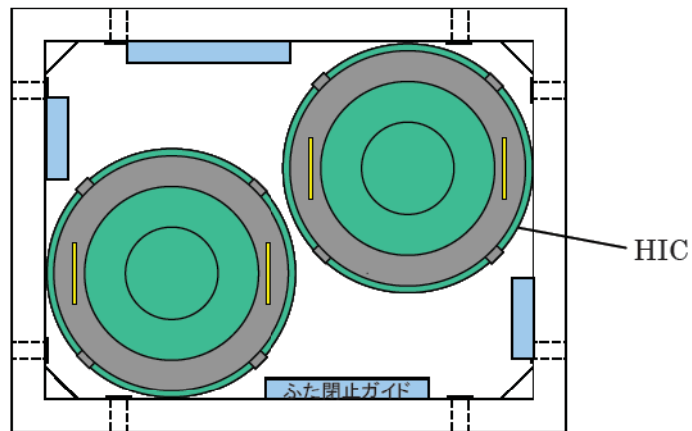


図3 ボックスカルバート内HIC収容（平面）イメージ

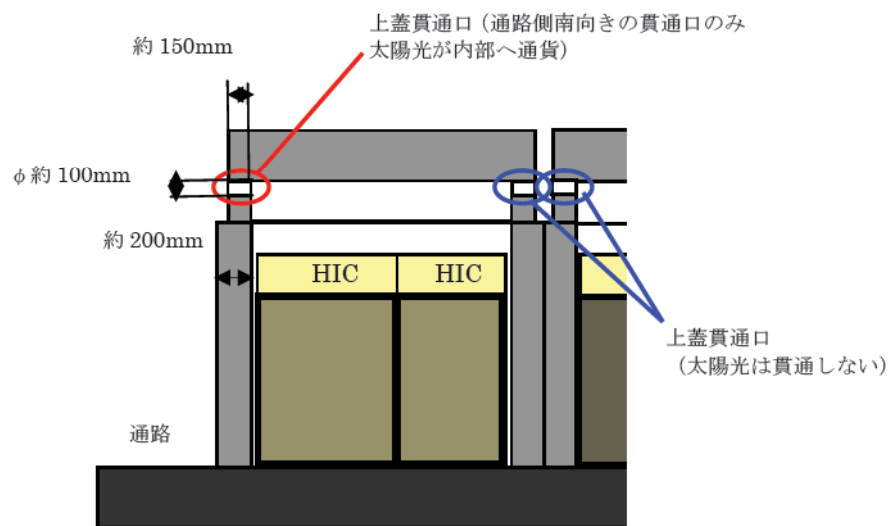
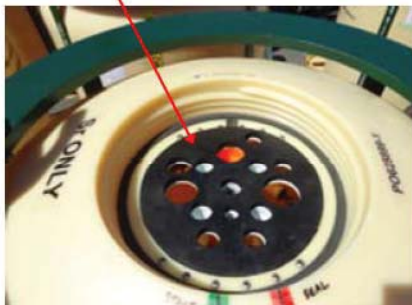


図4 HIC ボックスカルバート内配置概要

脱水装置取付用パン



HIC上部

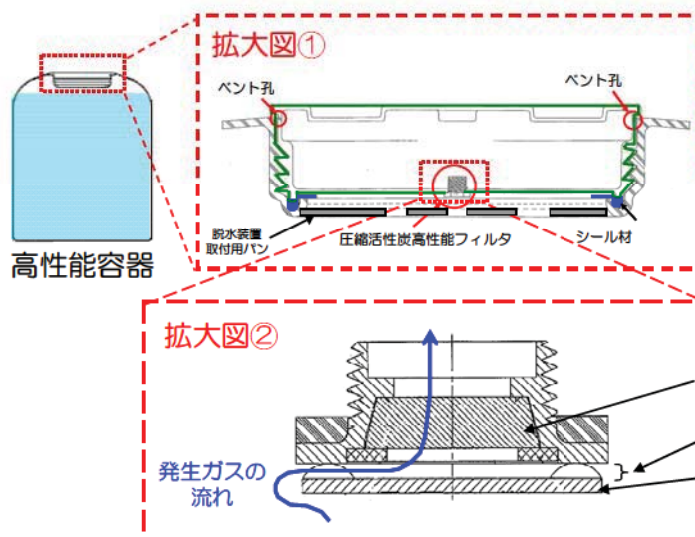


HIC蓋（表面）



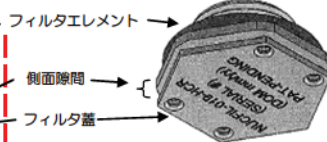
HIC蓋（裏面）

(a) 写真



収容物には粘性があるほか、以下の3重構造により、フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としていることから、フィルタが閉塞することはない。

- ・脱水装置取付用パン
- ・フィルタ蓋
- ・フィルタエレメントを側面隙間部より更に上部に設置



フィルタ※2



(b) ベント構造概略

※1 ベント構造は、水素発生量に応じ2種類（①フィルタ 2個、ベント孔16個 ②フィルタ13個、ベント孔32個）を使用することで、可燃限界に対して十分低い濃度を確保する。

※2 フィルタは、カーボンコンポジット材（炭素繊維強化炭素複合材）を採用しており、 $0.4\mu\text{m}$ の微粒子を99.97%阻止できる。

図5 HICベント構造※1

HIC の温度評価

温度評価は、HIC の収容物である吸着材からの発熱を入熱条件とし、一次元の定常温度評価により HIC 容器温度を算出したうえで、太陽光から入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮した場合の HIC 容器温度が設計温度 76.6℃以下となることを確認する。

1. HIC 内部の発熱による容器温度の評価概要

- 評価手法：1次元定常温度評価（評価体系については、図1参照）
- 入熱条件：吸着材2を充填したHIC(発熱量58.8[W])2基を発熱体とした。
- 初期条件：ボックスカルバート外側の空気の初期温度40℃
- その他の評価条件：
 - ・上蓋貫通孔からの空気の出入りは考慮しない(図2参照)。
 - ・HIC 接地面への除熱は考慮しない(図2参照)。
 - ・ボックスカルバートの側面のうち、他のボックスカルバートに面する3面からの除熱は考慮しない(図2参照)。

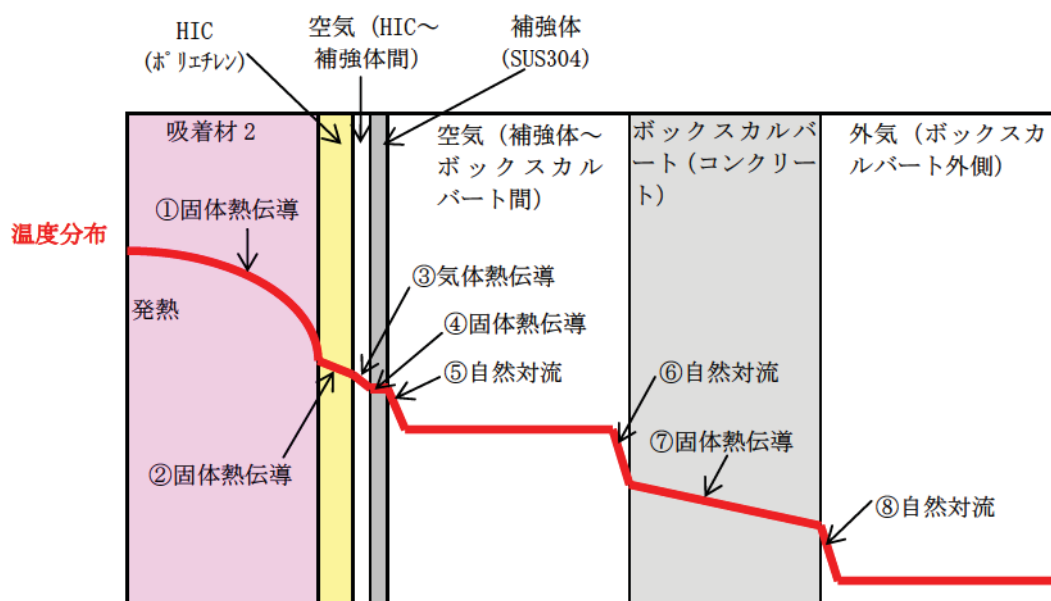


図1 評価体系の概念図（1次元定常温度評価モデル）

表 1 考慮した熱伝達機構及び物性値

番号	伝熱箇所	伝熱機構	物性値
①	吸着材 2	固体熱伝導	熱伝導率 0.15 [W/mK]
②	HIC (ポリエチレン)	固体熱伝導	熱伝導率 0.46 [W/mK]
③	空気 (HIC～補強体間)	気体熱伝導	熱伝導率 0.028 [W/m K]
④	補強体 (SUS304)	固体熱伝導	熱伝導率 51 [W/m K]
⑤	補強体から空気 (補強体～ボックスカルパート間)	自然対流	熱伝達率 1.7 [W/m ² K]
⑥	空気 (補強体～ボックスカルパート間) からコンクリート	自然対流	熱伝達率 1.7 [W/m ² K]
⑦	コンクリート	固体熱伝導	熱伝導率 1.3 [W/m K]
⑧	空気 (ボックスカルパート外)	自然対流	熱伝達率 2.4 [W/m ² K]

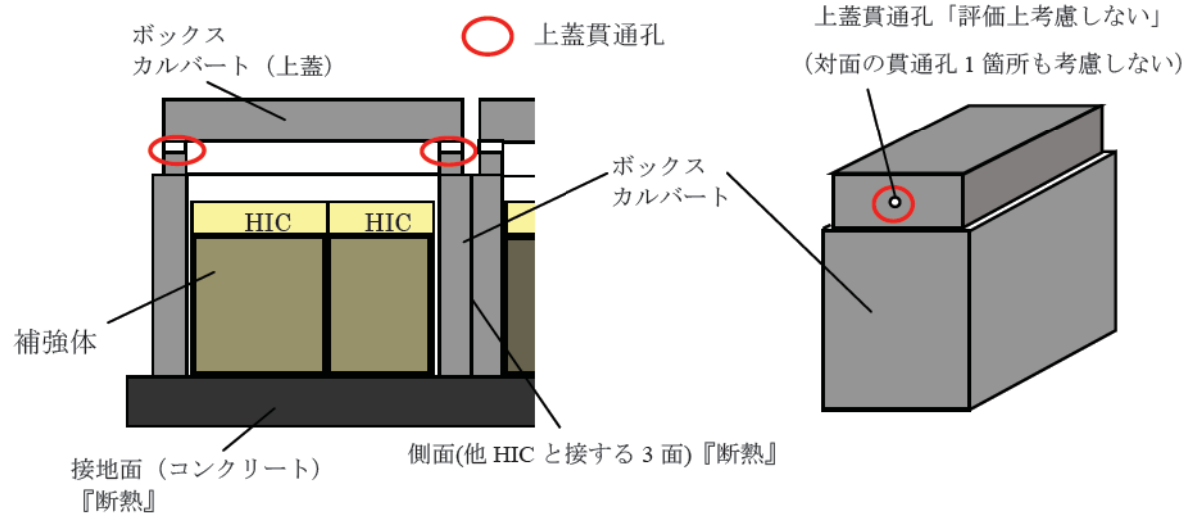


図 2 温度評価条件 (ボックスカルパート)

2. 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価

太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇の評価を実施した。評価体系の概念を図3に示す。上蓋コンクリートのみをモデル化し、太陽光からの入熱及び大気放射による入熱を上蓋コンクリート上表面に与え、上蓋コンクリート下表面における温度を評価した。

○評価手法：非定常温度評価（評価体系については、図3参照）

○入熱条件：2011年5月25日（2011年において全天日射量が最大となる日）福島気象台の全天日射量（図4参照）にコンクリート吸収率0.75を乗じた値。

○外気温度条件：2011年8月14日（2011年において最高気温が最大となる日）福島気象台の外気温度分布を使用（ただし、当日の最高気温36.3℃が、a.の評価条件40℃と一致するように各時間の気温を3.7℃かさ上げた仮想温度分布を使用）（図5参照）

○評価上考慮した熱物性

- ・ボックスカルバート上蓋の上表面からの輻射伝熱による除熱及び上下表面からの自然対流による除熱を考慮。

○その他の評価条件：

- ・上蓋コンクリート側面は断熱とし、上表面からの蒸発潜熱による除熱は考慮しない。

3. 評価結果

HIC内部の発熱による容器温度を評価した結果、HIC容器の温度は、約60℃となった。

また、太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度を評価した結果、上蓋下面の最高温度は53℃となった。仮に外気温度が40℃で一定で太陽光からの入熱が無い場合、上蓋下面の温度は40℃であることから、太陽光からの入熱があった場合と無い場合の上蓋下面の温度差は最大約13℃となる。

よって、HIC内部の発熱による容器温度の評価結果である約60℃に上蓋の温度上昇を約13℃が全て加算された場合においても容器温度は約73℃となり、HICの設計温度76.6℃に対して低いことから、安全上の問題はないと判断する。

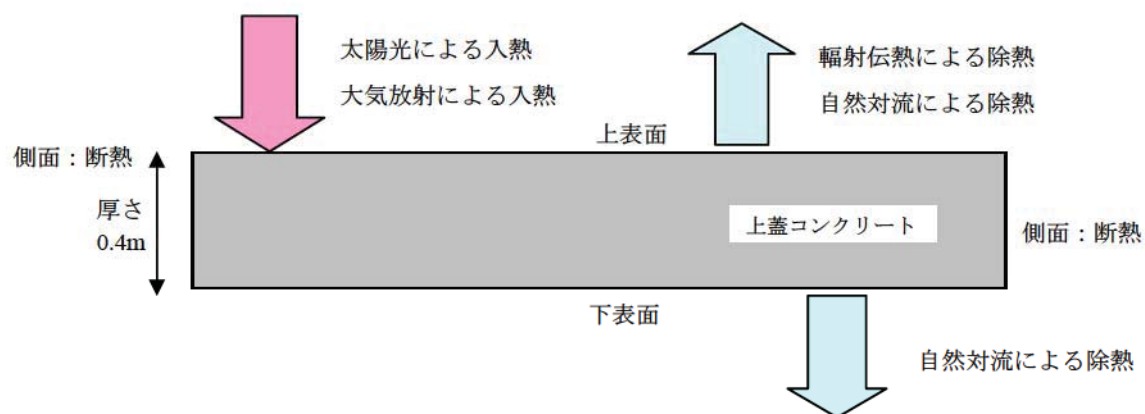


図3 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価体系の概念

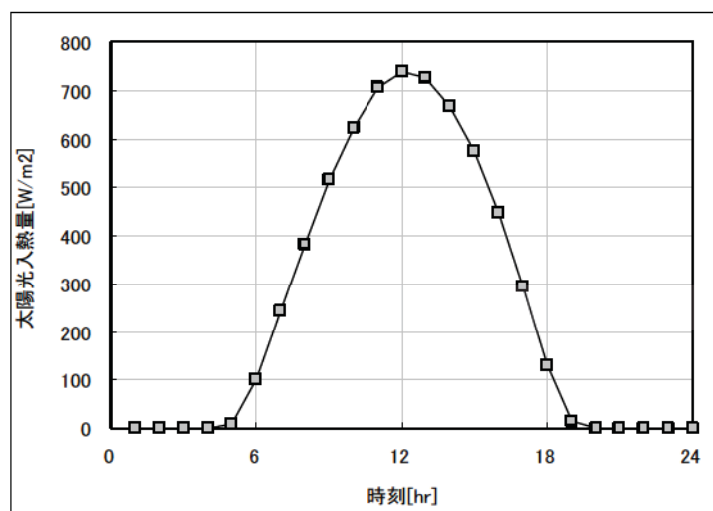


図4 太陽光入熱量の時間変化

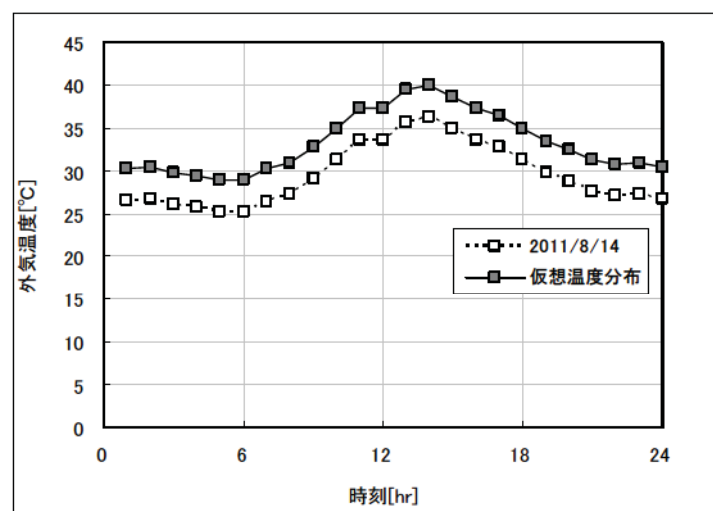


図5 外気温度の時間変化

以上

ポリエチレンのクリープに対する評価について

架橋ポリエチレン管のクリープ特性は、図 1 に示すような熱間内圧クリープ試験で測定される。

一般的なプラスチック管のクリープ線図には、時間に対してクリープの発生する円周応力が急降下する屈曲点があられる。この急降下はプラスチックの酸化劣化による脆性破壊の開始をあらわしており、この時間を使用限界（寿命時間）とするのが一般的である^{※1}。HICの材料である架橋ポリエチレンは、巨大な網目分子構造を持っており、酸化劣化の影響を受けにくい。円周応力 3 MPa程度においても、95℃以下のクリープ線図の屈曲点は、長期間（一時保管施設の貯蔵として 20 年を想定しても）あられず、時間に対して直線状になっている特性がある^{※1}。

※1 架橋ポリエチレン 技術資料 架橋ポリエチレン工業会

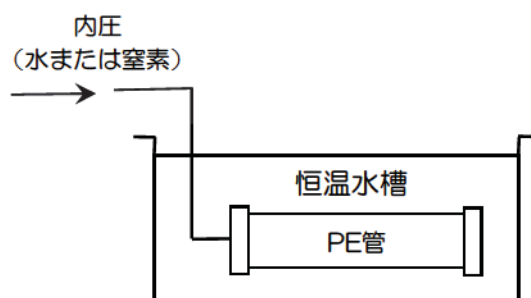


図 1．熱間内圧クリープ試験の概念図

以 上

HIC 貯蔵時における照射劣化の影響評価

HIC の一時保管施設における貯蔵期間（20 年）において、内包する放射性物質からの放射線照射による劣化を HIC の材料である架橋ポリエチレンに対する照射後の引張試験および高速曲げ試験結果から評価する。

(1) HIC 貯蔵条件

- 貯蔵場所：一時保管施設のボックスカルバート（コンクリート製）内
- 貯蔵期間：20 年
- 貯蔵期間（20 年）における積算線量
 - ・前処理 1 スラリー用 HIC（前処理 2 スラリーと比べ表面線量が高い）： $1.3 \times 10^4 \text{Gy}$
 - ・吸着材 3 用 HIC（吸着材のうち、最も表面線量が高い）： $4.6 \times 10^4 \text{Gy}$

<参考>

積算線量（40 年）「貯蔵期間 2 倍（40 年相当）における評価値」

- ・前処理 1 スラリー用 HIC： $2.5 \times 10^4 \text{Gy}$
- ・吸着材 3 用 HIC： $9.1 \times 10^4 \text{Gy}$

(2) 架橋ポリエチレン照射試験条件

架橋ポリエチレンに対する照射試験の条件を表 2 に示す。

表 2 架橋ポリエチレン照射試験条件

	空気雰囲気
線量率	1000 Gy/h
積算線量	$5.0 \times 10^4 \text{Gy}$ （50 時間照射）
	$1.0 \times 10^5 \text{Gy}$ （100 時間照射）
温度	室温
サンプル数	各積算線量につき 2 サンプル
照射後	①引張試験、②シャルピー衝撃試験（高速曲げ試験）

(3) 照射後引張試験

照射後の架橋ポリエチレンに対し引張試験を行った。試験結果を表 3 に示す。

表 3 照射後引張試験結果

	最大応力 [N/mm ²]	
	サンプル 1	サンプル 2
照射なし	24.5	24.4
5.0×10 ⁴ Gy (50 時間照射)	23.9	23.9
1.0×10 ⁵ Gy (100 時間照射)	24.3	24.4

(4) 照射後シャルピー衝撃試験 (高速曲げ試験)

照射後の架橋ポリエチレンに対しシャルピー衝撃試験を行った。試験結果を表 4 に示す。
なお、試験はひずみ速度 280 s⁻¹*で行っている。

※落下時のひずみ速度：100s⁻¹程度

表 4 照射後シャルピー衝撃試験結果

	公称ひずみ [%]	
	サンプル 1	サンプル 2
照射なし	80	80
5.0×10 ⁴ Gy (50 時間照射)	80	80
1.0×10 ⁵ Gy (100 時間照射)	80	80

(5) 照射試験の結果

照射後の材料試験の結果、1.0×10⁵Gy照射後にも材料特性に有意な変化は確認されなかった。1.0×10⁵Gyは、表面線量の高い吸着材 3 の仮に 40 年貯蔵した場合における積算線量よりも高く、貯蔵期間 20 年ではHICの材料特性に影響は無い。

以上

高性能容器落下時の健全性確認

1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材，沈殿処理生成物）が発生し，二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC;High Integrity Container)（以下，「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱い時に万一 HIC を落下させた場合を考慮し，漏えい発生防止対策として，HIC への補強体の取付け及び傾斜落下防止対策等の設備対応を行った。更に，対策実施後に発生する可能性のある落下姿勢を整理した上で，HIC への影響が大きいと想定される落下ケースについて落下試験を実施することにより落下時の健全性確認を行った。

2. 落下時の漏えい発生防止対策

HIC の取扱い時に万一落下事象が発生した場合を考慮し，以下の施設対応等を行った。

- ・垂直落下に対しては，補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。
- ・傾斜落下及び逆さ傾斜落下に対しては，傾斜落下防止対策によって，当該の落下姿勢の発生を防止する。
- ・角部落下に対しては，補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。

また，HIC，多核種除去設備設置エリア及び一時保管施設に対する具体的な対策を以下に示す。

(1) HIC に対する対策

- ・HIC に補強体を取り付ける。

(2) 多核種除去設備設置エリアでの対策

a. 緩衝材及び傾斜落下防止架台の設置

- ・HIC 遮へい体内，輸送用遮へい体内に緩衝材を設置する。
- ・トレーラ後部に門型の傾斜落下防止架台を追設することにより傾斜落下を防止する。

b. クレーン東西方向への移動操作の制限（傾斜落下防止）

- ・HIC 取扱時は，東西の移動（横行）機能のないクレーン操作機を使用し，傾斜落下を防止する。

c. 角部への緩衝材取付

- ・HIC の吊上げ・吊下ろし時に HIC 遮へい体，輸送用遮へい体の側板上部に緩衝材を取付ることにより角部落下時の影響を緩和する。

(3) 一時保管施設での対策

- ・クレーン吊上げ高さ制限（3m）とリミットスイッチ等による移動可能範囲の制限により、傾斜落下が発生する箇所への HIC の移動を防止する。
- ・ボックスカルバート内に傾斜落下防止の器具を予め収容したうえで、HIC の収容作業を行うことにより斜め落下の可能性を排除する。

3. 落下時の健全性確認

2. の対策実施後、発生する可能性のある落下姿勢を整理、HIC への影響が大きいと想定されるケースについて落下試験を複数回実施した。落下試験条件を表 1 に示す。

表 1 落下試験の条件

	試験体	落下高さ	落下面	落下姿勢	試験回数
①	HIC(底板 20mm, 側板 10mm, SUS 補強済)	4.5m	緩衝材	垂直	2 回
②	HIC(底板 20mm, 側板 10mm, SUS 補強済)	2.6m	角部	垂直 □100mm 角棒 (緩衝材敷設) 上への落下	2 回

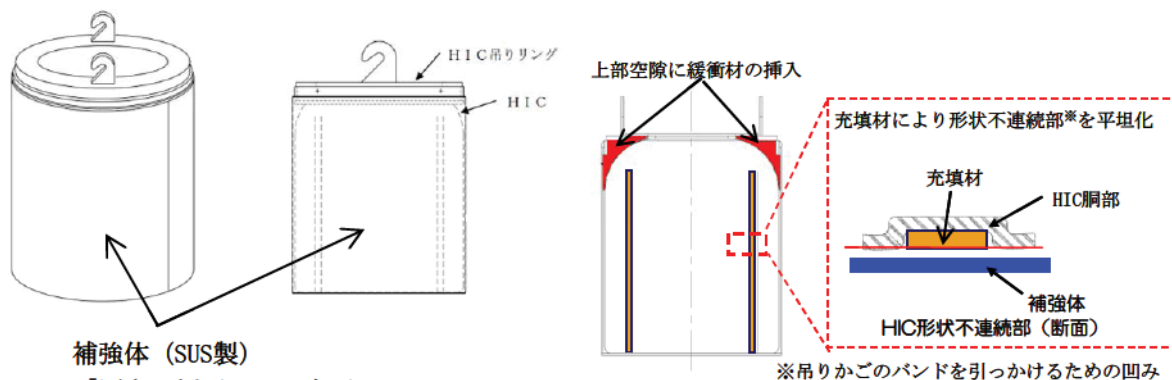


図 1 試験体

4. 試験結果

試験の良否判定は HIC 破損による内容物の漏えいの有無及び HIC 本体の異常な損傷等の有無により行った。

試験の結果、各試験ケースとも内容物の漏えいはなく、また、HIC 本体にも異常な損傷等がないことから、落下時の漏えい発生防止対策は有効であり HIC が落下した場合にも健全性は維持されると判断する。

以上

除去対象核種の選定

1. 除去対象核種の選定方針

多核種除去設備の処理対象水（淡水，RO 濃縮塩水及び処理装置出口水）は，1～3号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質（以下，「FP 核種」という）及びプラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質（以下，「CP 核種」という）を含んでいると想定される。多核種除去設備の設計として，処理対象水が万一環境への漏えいした場合の周辺公衆への放射線被ばくのリスクを低減するため，処理対象水に含まれる FP 核種及び CP 核種のうち，多核種除去設備で除去すべき高い濃度で存在する核種を推定することが必要となる。

よって，処理対象水に含まれる放射性物質の濃度を推定するにあたり，FP 核種については，炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し，そのうち，2011/3 に放射性物質の測定を実施している核種については，測定結果から滞留水中の濃度を推定し，測定していない核種については，炉心インベントリの評価結果から滞留水に含まれる濃度を推定した。

また，CP 核種については，プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種が滞留水に移行していること，また，高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に，濃縮廃液タンクの保有水に含まれていた核種が混入したことが考えられることから，プラント運転時の原子炉及び濃縮廃液タンクの保有水に対する CP 核種の測定結果を用いて，滞留水に含まれる濃度を推定した。

FP核種，CP核種共に多核種除去設備の稼動時期が原子炉停止後より1年後(365日後)以降となると想定されたことから，半減期を考慮し原子炉停止365日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止後365日後の推定濃度が告示濃度限度^{※1}に対し，1/100を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在するものとして多核種除去設備の除去対象核種として選定した。ただし，トリチウム^{※2}については除去することが困難であるため除去対象核種から除外した。

※1 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(別表第2第六欄周辺監視区域外の水中の濃度限度)

※2 H23年9月～H25年1月に採取した淡水化装置（逆浸透膜装置）入口水トリチウム測定値： $8.5 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3 \sim 4.2 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$

2. 除去対象核種の選定結果

FP 核種から 56 核種，CP 核種から 6 核種を選定し，それらを加えた計 62 核種を除去対象核種として選定した（表 1 参照）。

表 1 除去対象核種一覧

No.	放射性物質の種類	線種	No.	放射性物質の種類	線種
1	Rb-86	β γ	32	Ba-140	β γ
2	Sr-89	β	33	Ce-141	β γ
3	Sr-90	β	34	Ce-144	β γ
4	Y-90	β	35	Pr-144	β γ
5	Y-91	β γ	36	Pr-144m	γ
6	Nb-95	β γ	37	Pm-146	β γ
7	Tc-99	β	38	Pm-147	β γ
8	Ru-103	β γ	39	Pm-148	β γ
9	Ru-106	β	40	Pm-148m	β γ
10	Rh-103m	β γ	41	Sm-151	β γ
11	Rh-106	γ	42	Eu-152	β γ
12	Ag-110m	β γ	43	Eu-154	β γ
13	Cd-113m	γ	44	Eu-155	β γ
14	Cd-115m	β γ	45	Gd-153	γ
15	Sn-119m	γ	46	Tb-160	β γ
16	Sn-123	β γ	47	Pu-238	α
17	Sn-126	β γ	48	Pu-239	α
18	Sb-124	β γ	49	Pu-240	α
19	Sb-125	β γ	50	Pu-241	β
20	Te-123m	γ	51	Am-241	α
21	Te-125m	γ	52	Am-242m	α
22	Te-127	β γ	53	Am-243	α
23	Te-127m	β γ	54	Cm-242	α
24	Te-129	β γ	55	Cm-243	α
25	Te-129m	β γ	56	Cm-244	α
26	I-129	β γ	57	Mn-54	γ
27	Cs-134	β γ	58	Fe-59	γ
28	Cs-135	β	59	Co-58	γ
29	Cs-136	β γ	60	Co-60	β γ
30	Cs-137	β γ	61	Ni-63	β
31	Ba-137m	γ	62	Zn-65	β γ

高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材，沈殿処理生成物）が発生し，二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC;High Integrity Container)（以下，「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱いにおける安全確保のため，落下防止対策，漏えい発生防止の実施により HIC の落下・破損の可能性を低減するが，万一の漏えい事象への対策として漏えい物回収についての作業手順の検討と作業における被ばく線量評価を行った。

2. 落下モードの想定

万一 HIC が落下する場合の落下モードとしては吊りワイヤー切断等が考えられ，クレーン可動制限の対策を実施していることから，垂直落下を想定する。

垂直落下に対しては，落下試験結果等から，補強体及び緩衝材を取り付けることによって，HIC 本体の損傷がないこと及び補強体にき裂等の損傷はなく，内容物の漏えいがないことを確認している。

3. 漏えい範囲の想定

HIC 内のスラリー及び脱水処理された廃吸着材は，仮に HIC 落下損傷により床面に漏えいしても粘性のない液体に比べ漏えい量及び床面への広がりは限定されるものと想定される。

(1) 多核種除去設備エリア

HIC 設置エリアは堰により漏えい範囲が限定される。また，トレーラヤードには，HIC が落下しないような措置（クレーン可動範囲の制限）をするが，万一の落下時の漏えい拡大防止の観点からトレーラヤードの南端にはスロープ堰を設置する。併せて，漏えい物の飛散を考慮してトレーラヤードにて飛散防止対策等を行う。

(2) 一時保管施設エリア

ボックスカルバート設置エリアは堰により漏えい範囲が限定されるが，排水のための堰の切れ間には土嚢を設置する。さらにトレーラエリアには HIC が落下しないような措置およびクレーン可動範囲の制限および柵を設置する。また，トレーラエリアの北端には盛り上げ堰を設置する。

ボックスカルバート間の隙間は狭隘であり，ボックスカルバート間通路へ HIC が落下することはなく，通路上への漏えいが発生する可能性も低いと考えられる。また，ボックスカルバート内下部は塗装され水密構造となっているため，ボックスカルバート内に HIC が落下し漏えいが発生した場合でも外部への漏えい物の流出は発生しない。

4. 評価ケースについて

回収作業時の被ばく線量を評価するにあたり、一時保管施設のトレーラエリアで吸着材 3 の HIC が落下し漏えいが発生した場合の回収手順を最も厳しいケースとして評価する。評価に用いる線量条件を表 1 に示す。

(評価ケース選定時の考慮事項)

- ・HIC 落下による損傷はクレーン作業時に発生することが想定されることから、クレーン稼働範囲での漏えい発生を考え、トレーラによる移動エリアでの漏えいは想定しない。
- ・クレーンの稼働範囲には堰を設けることにより、スラリーおよび廃吸着材の漏えい範囲は限定される。
- ・スラリーは流動性があるため、堰内で漏えい範囲が拡大するが、溜め枡や漏えい物水位の最深部に回収ポンプを配置し、ろ過水で希釈することで、比較的低い線量下での回収作業が可能である。
- ・廃吸着材は流動性がないため、漏えい物の拡散範囲が狭く、高線量の漏えい物に作業員が接近して回収作業を行う必要がある。
- ・遮へい体が設置されている多核種除去設備エリアと比較し、一時保管施設トレーラエリアは、漏えい物からの線量を遮断するものがなく、作業員の被ばく線量が多くなると考えられる。

表 1 吸着材 3 (Cs) 漏えい時の線量条件

漏えい物 (吸着材) の縁からの距離 [m]	線量率※1 [mSv/h]
0	78
1	27
2	12
3	6.8
4	4.3
5	3

※1 線量率：各々の距離における高さ 1.5m の点での評価値

5. 回収作業手順と被ばく線量評価

(1) 漏えい発生に対する準備

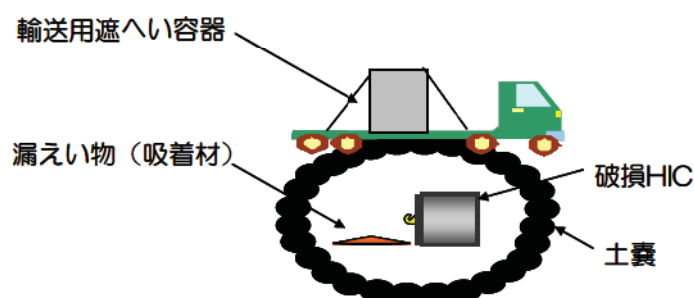
HIC 取扱い時には、5 人程度の作業員が現場作業に従事しており、漏えい発生時の初期対応（土嚢設置による漏えい拡大等）に従事する。なお、土嚢は多核種除去設備設置エリア、一時保管施設エリアに予め準備しておく。

その後の漏えい物回収作業等に従事する作業員（数十人程度を想定）は、多核種除去設備操作室や免震重要棟、バックオフィス（J ヴィレッジ等）から吸引車等の必要資機材を準備したうえ、1,2 時間程度での現場集合が可能である

(2) 作業手順と被ばく線量

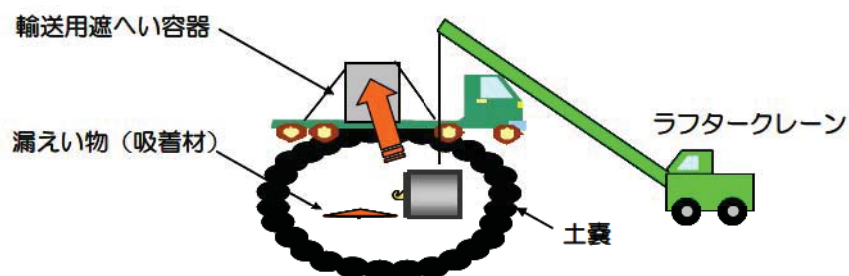
一時保管施設のトレーラエリアにおいて吸着材が漏えいした場合を想定し、その際の回収手順を示す。また想定被ばく線量を表 2 に示す。回収作業は、予め機材を準備することで数時間から半日程度で実施でき、想定される総被ばく線量は 50mSv・人以下である。

<回収手順 1>漏えい拡大防止（土嚢設置）



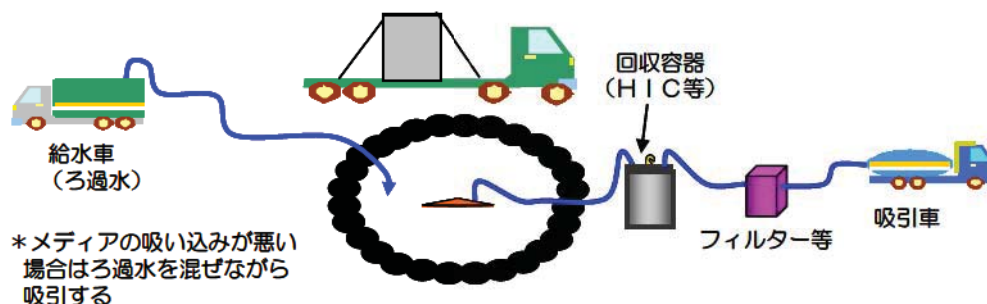
- ・ HIC の輸送作業に従事していた作業員（5 人程度）が初動対応として、土嚢を設置。
- ・ 系外漏えい防止のため、一時保管施設の雨水排水用の堰の切れ間に土嚢を設置。
- ・ 被ばく低減のため、HIC から 3m 離隔した場所に土嚢を設置。
- ・ 被ばく線量は、漏えい物から 3m 程度に近づく作業時間から算出。
- ・ 土嚢は予め一時保管エリアに準備してあり、土嚢の移動距離は数十 m 程度であるため、作業時間は 10 分程度。

＜回収手順 2＞HIC 回収



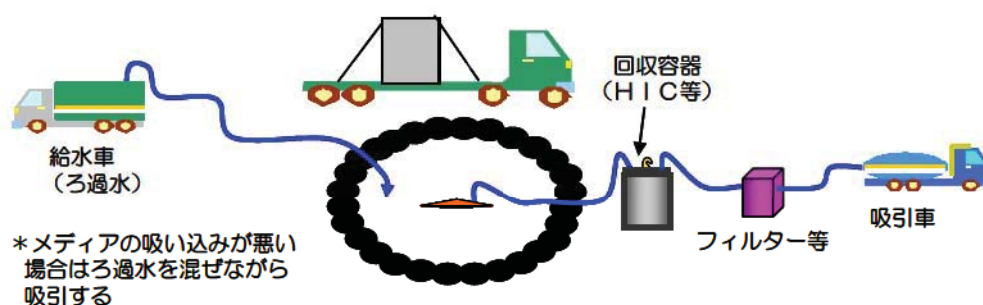
- ・漏えい物の回収作業における被ばく線量を下げするため、線源となる HIC を回収する。
- ・HIC 吊り具は、補強体に溶接で取り付けられており、破損はないものとする。
- ・HIC を取り扱う門型クレーンに何らかの異常が発生した場合を想定し、HIC の回収はラフタークレーンを使用する。
- ・玉掛け作業は作業員が接近して行うが、クレーン操作は 10m 程度離れたラフタークレーン操作室で行うため、被ばくの影響はほとんどない。
- ・HIC への玉掛けが行いにくい横倒し状態を想定し、玉掛け作業は 2 人で行う。
- ・HIC は輸送用遮へい容器内へ回収する。

＜回収手順 3＞漏えい物回収



- ・吸引車（1 F 構内に予め準備）を使用し、回収物吐き出し作業等による更なる被ばくを避けるため回収容器（HIC 等）へ漏えい物を直接回収する。
- ・メディアもスラリーも吸着した放射性物質が気相へ移行することはないが、念のため、フィルターを介して吸引する。
- ・吸い込みノズルを操作する作業員は 1 人で行い、被ばく線量を考慮して、5 分程度で交代することを想定する。
- ・吸い込みノズルは漏えい物から 2m 程度離れた距離で操作する。

<回収手順 4>回収後の除染



- ・ろ過水を使用し、床面等の除染を実施する。
- ・車輛サーベイ実施後、トレーラを移動させる。
- ・使用後のろ過水は水中ポンプ（1F構内に予め準備）を使用し、回収後、汚染水を収納しているタンク等へ移送する。
- ・漏えい物を回収した後は1mSv/h以下である。
- ・トレーラエリアは床塗装が実施しており、15人程度が約1時間作業を実施すれば、十分に除染できると考えられる。

表2 回収作業時の想定被ばく線量

作業内容	想定被ばく線量 ^{※2}	
①漏えい拡大防止 (土嚢設置)	5人×10分×6.8mSv/h(@3m)	5.7mSv・人
②HIC回収	2人×2分×27mSv/h(@1m)	1.8mSv・人
③漏えい物回収	18人×5分×12mSv/h(@2m)	18mSv・人
④回収後の除染	15人×60分×1mSv/h以下	15mSv・人以下

※2 作業人数，時間は漏えい物に接近して行う作業の人数・時間である。

以上

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、設備の安定運転の維持、安全確保の観点から以下の試験及び工事について計画し、実施する。

1. 汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施

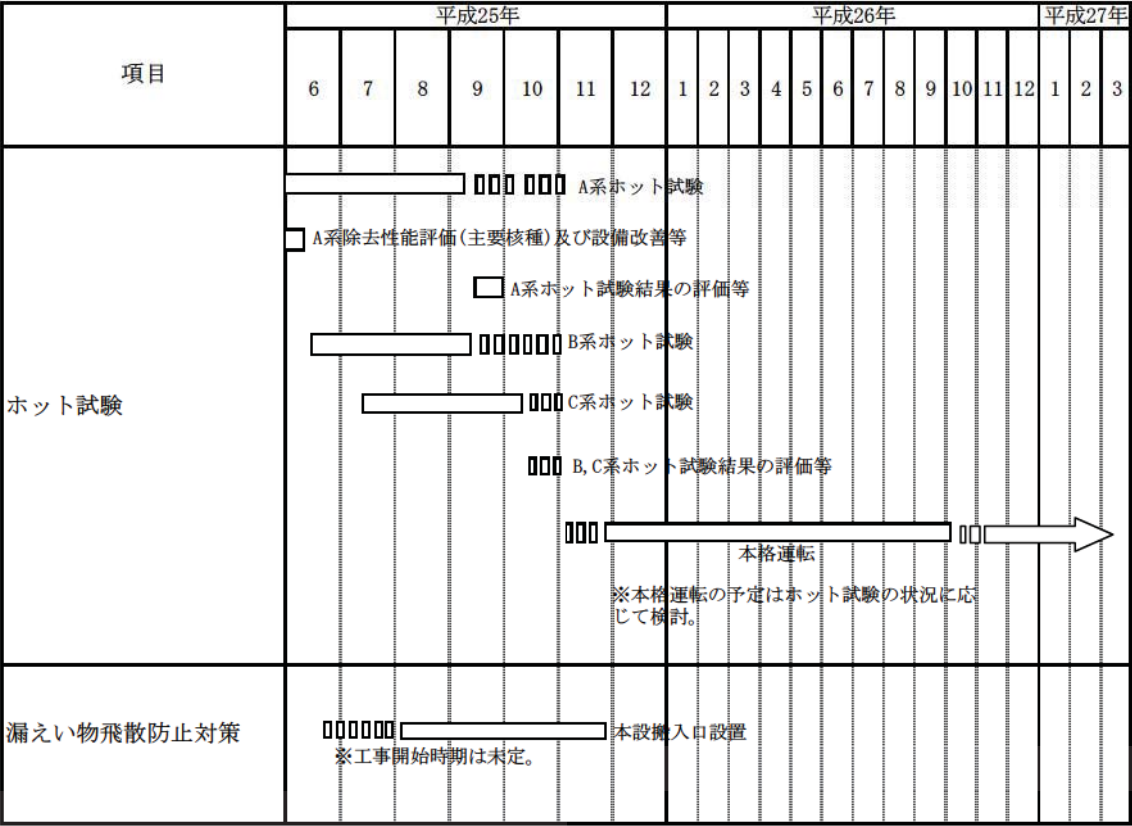
多核種除去設備は、福島第一原子力発電所内に貯留している汚染水に含まれる放射性核種を除去し、汚染水の漏えいによる放射線被ばくのリスクを低減させるもので、早期に稼働させるべく、十分な安全対策を施した上で汚染水を用いた通水試験（ホット試験）をA系から実施している。

A系のホット試験での主要核種に対する除去性能評価及びA系ホット試験中に確認された設備改善等が必要な事象への対策を行い、それらの結果を踏まえ、B系、C系のホット試験を開始することとする。

2. 漏えい物飛散防止対策

HIC取扱時における多核種除去設備エリятレーラヤードでの万一の落下によるHIC収容物のエリア外への飛散を考慮し、トレーラヤードの搬入口設置等を行う。

3. 工程



以上

2.18 5・6号機に関する共通事項

2.18.1 設備の維持・管理について

5・6号機は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの、その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後、海水系設備の復旧ならびに冷温停止維持に関する設備の健全性確認を進め、現在では、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況である。また、冷温停止維持に関する設備と比較し緊急性は少ないものの、冷温停止維持に属さない設備については、状態確認を進めていく予定である。

したがって、5・6号機の設備に関しては、本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」を遵守しつつ、福島第一原子力発電所第5号機保全計画及び福島第一原子力発電所第6号機保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくと共に、設置変更許可等の許認可の内容に従って、設備を維持・管理していくこととする。

2.18.2 要求される機能について

本実施計画に記載のある5・6号機の設備に要求される機能とは、工程(I.1.2 参照)に示す冷温停止において維持・管理する機能である。

2.18.3 異常時の対応

自然災害（津波）により、冷温停止維持に必要な設備（全交流電源及び海水系設備）のすべてが機能喪失した場合、その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性があるため、復旧余裕時間*¹である2.7日以内に電源車による既設設備の復旧（電源復旧対応）、消防車による原子炉及び使用済燃料プールへの起動的な注水対応（代替設備対応）を行い、燃料損傷を回避する。（図－1 参照）

*¹：崩壊熱により、冷却材の温度が上昇し100℃（使用済燃料プールの水は65℃）に到達する時間。

復旧余裕時間は平成24年10月1日時点の崩壊熱にて算出し、最も短いのは5号機の原子炉である。

詳細については以下の通り。

<原子炉>

5号機原子炉（初期温度40℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は2.7日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は3.8日である。

<使用済燃料プール>

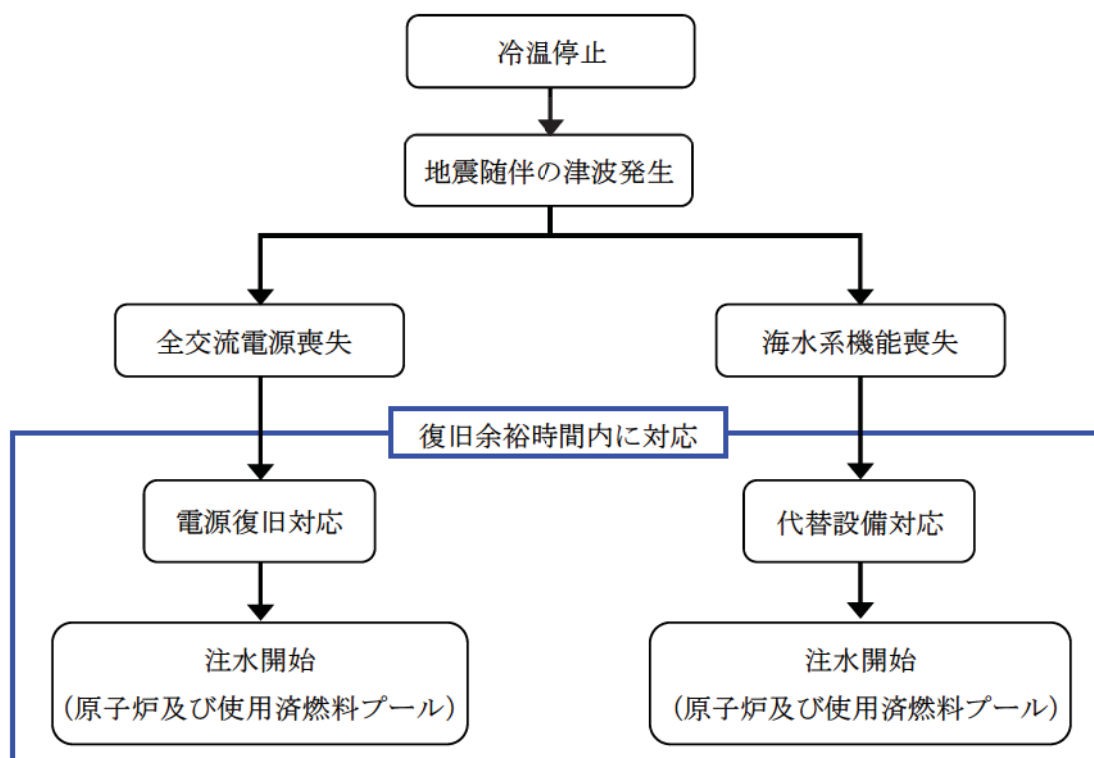
5号機使用済燃料プール（初期温度30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は4.6日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は4.6日である。

電源車（5・6号機用として2台以上）は高台に配備されており、5号機タービン建屋2階に設置されている所内低圧母線へ供給可能なケーブルが接続済である。

復旧時に必要な消防車*2) (5・6号機用として2台以上、消防車用のホースも原子炉建屋内に配備済)は高台に配備されているが、震災の場合は高台から移動し注水可能な位置に消防車を配置する。消防車の規格放水圧は0.55MPa以上あり(流量は30m³/h以上)、原子炉建屋最上階(オペレーティングフロア)の高さは、消防車の位置からそれぞれ5号機が約30m、6号機が約39mである。圧力損失を考慮しても、原子炉及び使用済燃料プールに注水するのに十分な能力を有している。(添付資料－2 別添－1 参照)

また、電源車及び消防車の運転訓練等も実施しており、初動体制も確立しているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。(注水開始までの所要時間：約42時間(1.8日程度))

*2) 消防車：消防車による5号機原子炉及び使用済燃料プールへ注水に必要な水量は、平成24年10月1日の崩壊熱より算出されており、9t/hと評価されている。6号機についても同様に9t/hと評価されており、注水の水源となる純水タンクの最低限の保有水量は263tであることから、5・6号機それぞれ注水可能時間は14時間程度である。なお、上記に加え電源車により既設設備が復旧されれば既設のポンプを用いた注水や、消防車を用いた海水による注水が可能である。



図－1 注水開始までのフローチャート

2.18.4 添付資料

添付資料－1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

添付資料－2 5・6号機の耐震性について

表 1-1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン(*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備考
2.19	原子炉圧力容器 (冷却材圧力バウンダリ)	③	異常なし	—	一部未復旧 ^{※1)}	○	※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気速がし安全弁等の動作確認が未実施。 (上記各弁は全閉状態であり、冷却材圧力バウンダリは維持されている)
6	原子炉圧力容器 (冷却材圧力バウンダリ)	③	異常なし	—	一部未復旧 ^{※1)}	○	※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気速がし安全弁等の動作確認が未実施。 (上記各弁は全閉状態であり、冷却材圧力バウンダリは維持されている)
5	原子炉格納容器	①	異常なし	→	復旧済	○	● 復旧済の定義 以下の復旧(健全性確認)プロセスを経て、機器が使用中(または 使用可能)となっている状態のこと。 ・震災にて損傷した機器の修理が完了している。 ・ウォークダウンにて健全性を確認している。 ・ウォークダウンの健全性確認に加え、復旧プロセス記載の健全性 確認を実施し問題ないことを確認している。 (主に、動的機器、電気品)
2.20	原子炉建屋	①	大物搬入口が津波に より損傷	修理	復旧済	○	
6	原子炉格納容器	①	異常なし	→	復旧済	○	
	原子炉建屋	①	大物搬入口が津波に より損傷	修理	復旧済	○	
5	制御棒及び制御棒駆動系	③	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	一部未復旧 ^{※2)}	○	※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。 (燃料移動時に復旧する)
6	制御棒及び制御棒駆動系	③	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	一部未復旧 ^{※2)}	○	※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。 (燃料移動時に復旧する)
5	残留熱除去系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.22	残留熱除去系	②	全てのポンプが津波に より損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水 ^{※3)})	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的 には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全 性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
6	残留熱除去系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
5	炉心スプレイス	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水 ^{※3)})	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的 には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全 性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.23	非常用 炉心冷却系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
6	低圧注水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	低圧炉心スプレイス	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	低圧注水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	高圧炉心スプレイス	③	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	未復旧 ^{※4)}	○	※4) 制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容 器の圧力は高圧になることはなく、他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系に て原子炉圧力容器への注水は十分可能であるため、高圧炉心スプレイスを復旧 していない。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。

*) ウォークダウン:
設備に触れずにありのままを観察し、
被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

表－2 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 注1)	ウォークダウン*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 注2)	備 考
2.24	復水補給水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	復水補給水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.25	原子炉冷却材浄化系	③	異常なし	ポンプ:分解点検	一部未復旧 ^{※5)}	○	※5) 循環ポンプ2台のうち1台が未復旧であり、未復旧のポンプについては点検を行った後、運転状態を確認し復旧する。
	原子炉冷却材浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.26	原子炉建屋常用換気系	①	異常なし	送排風機、排気ファン; ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	原子炉建屋常用換気系	①	異常なし	送排風機、排気ファン; ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
5	燃料プール冷却浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	原子炉補機冷却系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.27	燃料プール冷却浄化系	②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水 ^{※3)})	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
	燃料プール冷却浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
6	原子炉補機冷却系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	補機冷却海水系	②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水 ^{※3)})	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.28	燃料交換機	③	オベプロの高温度異常により電気設備の絶縁低下や機械設備の発熱に至る(震災時の燃料プール冷却機能喪失により、プールの温度が上昇し水蒸気が発生)	修理中	未復旧 ^{※6)}	○	※6) 復旧工程は、図－1 5・6号機 中期スケジュールに記載。(I.1.2 参照)
	原子炉建屋天井クレーン	③	オベプロの高温度異常により電気設備の絶縁低下や機械設備の発熱に至る(震災時の燃料プール冷却機能喪失により、プールの温度が上昇し水蒸気が発生)	修理中	未復旧 ^{※6)}	○	※6) 復旧工程は、図－1 5・6号機 中期スケジュールに記載。(I.1.2 参照)
	使用済燃料プール	①	異常なし	→	復旧済	○	

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
 ②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
 ③:未復旧(復旧中)の既設設備
 ④:仮設設備

注2) 〇:設計上想定内の環境で使用
 △:設計上想定外の環境で使用

*) ウォークダウン:
 設備に触れずにありのままを観察し、
 被害当初の状態を確認すること。

表-3 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備 考
2.28	燃料取扱系 及び 燃料貯蔵設備	①	燃料交換機	修理	復旧済	○	
		①	原子炉建屋天井クレーン	修理	復旧済	○	
2.29	使用済燃料プール	①	異常なし	→	復旧済	○	
		②	異常なし	排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水※3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
		②	異常なし	排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水※3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.30	中央制御室換気系	①	異常なし	送排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
		①	異常なし	送排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.32	電源系統 設備	①	異常なし	→	復旧済	○	
		①	異常なし	運転確認	復旧済	○	
		②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水※3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
		①	異常なし	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済	○	
		②	ケーブルが一部没水(その他は異常なし)	絶縁抵抗測定	復旧済	△ (ケーブルが一部 没水※7)	※7) 海水系ボンプ(熱源熱除去海水系、補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水。時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため、予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。
		①	異常なし	→	復旧済	○	
		③	異常なし	運転確認	復旧済 (高圧炉心スプレレイ系 は未復旧※8)	○	※8) 復旧されている5・6号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば、非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
		③	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済 (高圧炉心スプレレイ系 は未復旧※8)	△ (配管が一部 没水※3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 ※9) 高圧炉心スプレレイ系のみに冷却水を供給するものであり、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
6	直流電源装置	③	異常なし	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済 (高圧炉心スプレレイ系 は未復旧※10)	○	※10) 高圧炉心スプレレイ系の制御電源のみに電力を供給するものであり、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
		②	ケーブルが一部没水(その他は異常なし)	絶縁抵抗測定	復旧済	△ (ケーブルが一部 没水※7)	※7) 海水系ボンプ(熱源熱除去海水系、補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水。時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため、予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。

*) ウォークダウン: 設備に触れずにありのままを観察し、被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

表－4 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 注1)	ワークダウン(*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 注2)	備 考
2.33	放射性液体廃棄物処理系	③	異常なし	ポンプ:ハンダターミネング 運転確認	一部未復旧 ^{*11)}	○	※11)未復旧機器は、添付資料－4 系統概要図に記載。(II 2.33 参照) 設備の一部が未復旧であるが、発生する廃液は、機器ドレン系にて処理可能。
	放射性液体廃棄物処理系	③	設備が一部没水 (その他は異常なし)	—	未復旧 ^{*12)}	△ (設備の一部 没水 ^{*12)})	※12)未復旧機器及び没水機器は、添付資料－4 系統概要図に記載。 (II 2.33 参照) 発生する廃液は、5号機の機器ドレン系にて処理可能。
	5・6 仮設設備(滞留水貯留設備)	④	仮設設備を設置し、建屋内滞留水の処理を行っている。			○	
2.34	5 計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	
	6 計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	

*) ワークダウン:
設備に触れずにあるのまゝを観察し、
被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

5・6号機の耐震性について

1. はじめに

5・6号機の使用済燃料については、使用済燃料共用プールへ搬出する計画であるが、燃料管理の一元化を図り5・6号機全体の安全性を高めることを目的として、準備（燃料交換機等の復旧）が整い次第、炉内の燃料を使用済燃料プールに移動させることとする。（別添－1 参照）

燃料移動にあたっては、使用する設備の本震[＊]後点検評価ならびに必要な応じた補修を実施し、健全性確認を行うものとする。また、消防車による機動的対応と併せることで、自然災害（津波）に対する安全性確保を図る。

＊）本震：平成23年3月11日に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震を示す。

2. 耐震性評価について

使用済燃料共用プールへの燃料搬出においては、1～4号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で燃料搬出を行うため、使用済燃料プールでの燃料保管が一定期間継続することが想定される。そのため、燃料貯蔵に必要な部分の耐震性評価を行っていく。表－1に対象範囲及び評価項目を示す。（I.1.2 参照）

なお、冷温停止維持に必要な設備の安全性については、これまでの各設備の耐震性評価結果ならびに点検結果等を踏まえて総合的に確認していく。

表－1 耐震性評価の対象範囲と評価項目

対象範囲	評価項目	備考
原子炉建屋 天井クレーン	・ 地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。
燃料交換機	・ 地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。
燃料貯蔵設備	・ 使用済燃料プールの構造強度評価 ・ 使用済燃料ラックの構造強度評価に基づく貯蔵燃料の未臨界評価	

3. 現状の耐震性について

以下に、これまでの5・6号機の耐震性評価状況を示す。これらを総合的に勘案し、現状、基準地震動レベルの地震を受けたとしても、5・6号機の安全機能が直ちに損なわれることはないと判断している。（別添－2 参照）

(1) 平成18年耐震設計審査指針改訂への対応状況

5・6号機については、主要な7施設の基準地震動 S_s に対する耐震性評価を行い、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る耐震安全性を確認した。それらは、取りまとめて中間報告書として原子力安全・保安院へ提出し、その内、5号機の中間報告書は、原子力安全・保安院および原子力安全委員会の審査が完了した。

(2) 本震の影響評価

5号機については、耐震Sクラス設備全般について、本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し、評価対象設備の機能維持を確認した。6号機については、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な設備について本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し、評価対象設備の機能維持を確認した。また、5・6号機そのものは、現在に至るまで、安定的に冷温停止を維持しており、耐震安全性を確保できているものと判断する。

(3) 設計条件

5・6号機は、既往地震波（エルセントロ等）の最大加速度振幅を180Galに基準化した地震動を建設時建屋モデルに直接入力することで耐震設計が行われていた。この耐震設計条件は、今回の本震や基準地震動と比較しても、同等以上の条件である。それに加え、建設時設計当時は、配管の減衰定数に関するデータが少なかったことから、設計に用いる減衰定数を保守的に一律0.5%に設定しており、建設時の設定の方が保守的であった。（現在は、サポートや保温材の施工状況に応じて0.5%～3.0%が用いられている）

4. 別添

別添ー1 使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

別添ー2 5・6号機 現状設備の耐震安全性について

使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

5・6号機において燃料を使用済燃料プールに集中管理することに対する安全性について、原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失を想定し、炉内燃料を現状のまま保管継続した場合と使用済燃料プールに移動した場合における有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕の比較に基づき説明する。

1. 条件

- ・初期温度：原子炉 40℃，使用済燃料プール 30℃。
- ・崩壊熱：原子炉は炉内燃料分，使用済燃料プールは炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動した後の状態である炉内燃料分＋使用済燃料分の崩壊熱を考慮する。（平成 24 年 10 月 1 日時点の崩壊熱）
- ・使用済燃料プールゲートは閉。

2. 原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は表－1のとおり。

表－1 原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部
に至るまでの時間的余裕

	5号機	6号機
原子炉	13日程度	16日程度
使用済燃料プール	35日程度	34日程度

3. まとめ

冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は、炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動したとしても、使用済燃料プールの方が長いため、使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものである。

また、万が一、自然災害（津波）を受け冷却機能が喪失した場合は、消防車による機動的な対応を行うこととなるが、使用済燃料プールへの注水は、使用済燃料プールが大気開放されていることから、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に消防車用のホースを引き回すことにより、容易に注水することが可能である。

この注水の容易性からみても、使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものといえる。

5・6号機 現状設備の耐震安全性について

1. 5号機

耐震設計審査指針改訂に伴う耐震安全性評価の一環で、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な7施設に関して基準地震動 S_s に対して耐震安全性を確保していることを確認した*¹。また、本震の観測記録が基準地震動 S_s をわずかに上回ったことに鑑み、耐震 S クラス設備全般について、本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い、本震に対する耐震安全性を確認した*²。さらに、本震後の設備状態把握を目的としたウォークダウンを実施した結果、地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね0.05～0.20秒程度）の範囲では、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル、または、本震の応答スペクトルが、現在の技術水準による減衰定数を設定すれば、基準地震動 S_s のスペクトルを上回っている。

なお、0.07～0.08秒近辺で基準地震動 S_s のスペクトルが、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル及び本震の応答スペクトルをわずかに上回る*³が、建設時の耐震裕度や本震後のウォークダウンで確認した健全な設備の状態を考慮すると、プラントの耐震安全性に影響がないものとする。以上のことから、現状の5号機の冷温停止に関する設備は、基準地震動 S_s に対しても耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－1 参照）

*¹：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者等からの報告等について（原子力安全・保安院 平成20年3月31日 別添2 東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所 中間報告概要）

*²：平成23年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて 添付2（原子力安全・保安院 平成24年2月16日）

*³：基準地震動 S_s が設計条件もしくは本震を上回るのは10%程度であるが、概ね、設計の際には許容応力が計算応力に対して20～30%の余裕を持っているため、安全上の問題とはならないと判断する。

2. 6号機

5号機と同様、耐震設計審査指針改訂に伴う耐震性評価の一環で、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な7施設に関して基準地震動 S_s に対して耐震安全性を確保していることを確認した*⁴。

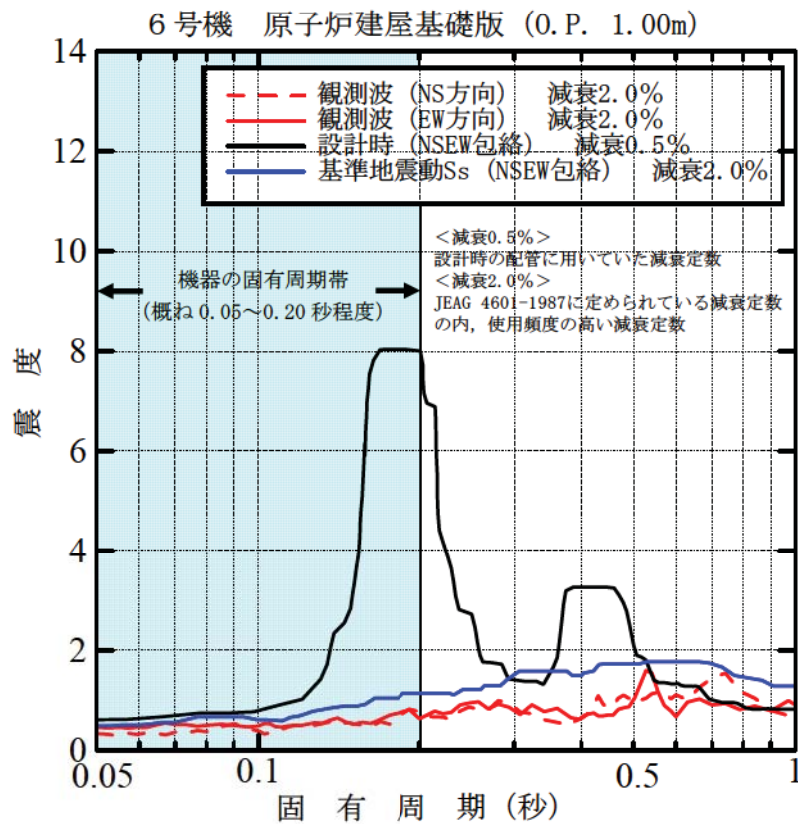
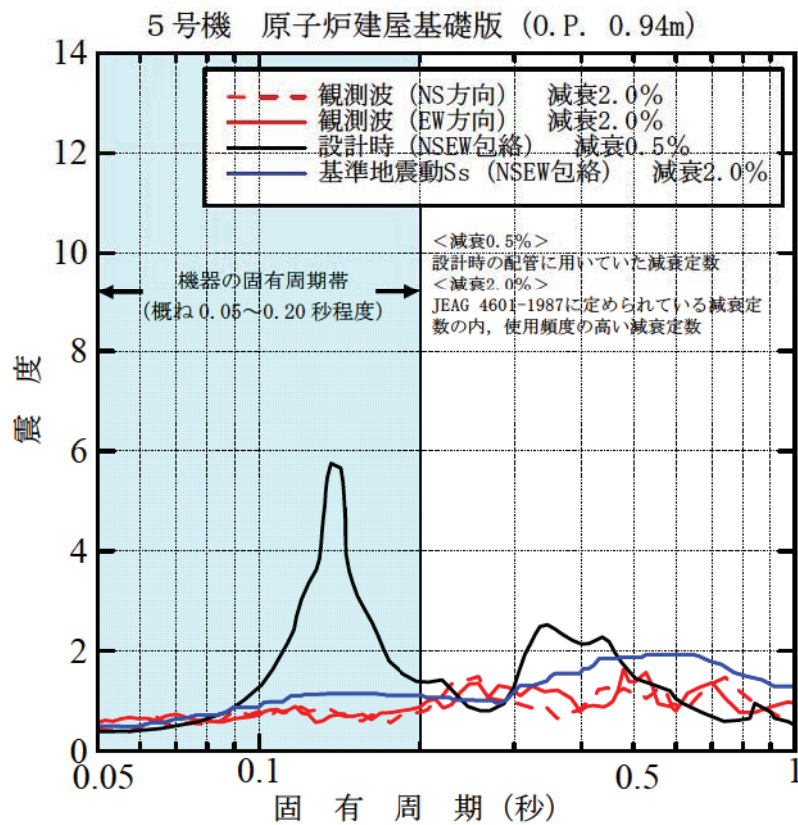
*⁴：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者からの報告について（原子力安全・保安院 平成21年6月19日）

福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所 耐震安全性評価結果中間報告書（改訂版）等の一部
修正の概要（東京電力株式会社 平成 22 年 4 月 19 日）

さらに、本震の観測記録が得られたことに鑑み、同じく主要な 7 施設の本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い、本震に対する安全性を確認した*⁵。また、本震後の設備状態把握を目的としたプラントウォークダウンを実施した結果、地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね 0.05～0.20 秒程度）の範囲では、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトルが、現在の技術水準による減衰定数を設定すれば、基準地震動 S_s のスペクトルを上回っており、6 号機については、個別に設備の評価を行わなくても、現状の冷温停止に関連する設備は、基準地震動 S_s に対して耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－1 参照）

* 5：平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて 添付 2（原子力安全・保安院 平成 24 年 2 月 16 日）



図ー1 床応答スペクトルの比較及び機器の固有周期帯について