

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

2.11.1 基本設計

2.11.1.1 設置の目的

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

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

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

2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

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

また、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

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

(3) 燃料取り出し用カバー

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

2.11.1.3 設計方針

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

その上で、燃料取り出し設備の設計において特に留意すべき点は、以下のとおり。

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

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

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

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

b. 遮蔽

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

c. 臨界防止

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

d. 放射線モニタリング

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

e. 単一故障

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

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

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

f. 試験検査

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

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

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

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

b. 密封

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

c. 遮蔽

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

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも、燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

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

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

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

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

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

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

(4) 大型カバー（燃料取り出し用カバー）

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

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

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

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

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

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

a. 燃料取扱機

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

b. クレーン

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

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

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

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

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

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

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

2.11.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

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

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

(2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

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

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

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

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

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14 参照。

(4) 火災

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

(5) 環境条件

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

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

(6) 被ばく低減対策

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

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

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

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

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する

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

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

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

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

b. 構内用輸送容器

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

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

c. 燃料取り出し用カバー

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

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

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

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

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

(b) クレーン

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

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

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

b. 燃料取り出し用カバー

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

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

2.11.2 基本仕様

2.11.2.1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

(2号機, 3号機及び4号機を除く)

a. 燃料取扱機

個数 1 式

b. クレーン

個数 1 式

(4号機)

a. 燃料取扱機

型式 燃料把握機付移床式

基数 1 基

定格荷重 燃料把握機 : 450kg

補助ホイスト : 450kg

b. クレーン

型式 天井走行式

基数 1 基

定格荷重 主巻 : 100t

補巻 : 5t

ホイスト : 10t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類 半導体検出器

計測範囲 10^{-3} ~10mSv/h

個数 2 個

取付箇所 4号機 原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)

(3号機)

a. 燃料取扱機

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

b. クレーン

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

c. エリア放射線モニタ

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

(2号機)

a. 燃料取扱機

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 1t		

b. クレーン

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 47t		

c. ジブクレーン

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 3.9t		

d. エリア放射線モニタ

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

(2) 構内用輸送容器

(3号機及び4号機を除く)

基数	1 式
----	-----

(4号機)

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
基数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

(3号機)

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）

（4号機）

a. 燃料取り出し用カバー

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

b. 送風機（給気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

c. プレフィルタ（給気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ（給気フィルタユニット）

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

(a) 排気フィルタユニット入口

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

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ.15 放射線管理関係設備等参照

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

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

(b) 屋外ダクト

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

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

（3号機）

a. 燃料取り出し用カバー

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

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m ³ /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

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

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ～10 ⁵ s ⁻¹
台数	1台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(2号機)

a. 燃料取り出し用構台

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

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m ³ /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

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

(a) 排気フィルタユニット入口

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

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(1号機)

a. 大型カバー

種類 鉄骨造

寸法 約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高）

（作業環境整備区画）

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

個数 1個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2台（うち1台予備）

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

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

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

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

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

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

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

2.11.3 添付資料

添付資料－1 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

- 添付資料－1－1 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※¹
- 添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書※¹
- 添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※²

添付資料－2 構内用輸送容器の設計等に関する説明書

- 添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※²
- 添付資料－2－2 破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※²
- 添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書※²

添付資料－3 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

- 添付資料－3－1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書
- 添付資料－3－2 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※¹

添付資料－4 構造強度及び耐震性に関する説明書

- 添付資料－4－1 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※¹
- 添付資料－4－2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書
- 添付資料－4－3 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※¹

添付資料－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

添付資料－7 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について

添付資料－8 福島第一原子力発電所第1・2号機原子炉建屋作業エリア整備に伴う干渉物解体撤去について

添付資料－9 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋外壁の開口設置について

- 添付資料－9－1 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について
- 添付資料－9－2 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置について

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

- 添付資料－10－1 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について
- 添付資料－10－2 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア中央および南側のガレキの一部撤去について
- 添付資料－10－3 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア外周鉄骨の一部撤去について
- 添付資料－10－4 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロ

ア床上のガレキの一部撤去について

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

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

燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

1 4号機燃料取り扱いに関する概要

1.1 概要

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

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

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

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

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 4号機 燃料取扱機

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

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

燃料把握機のフックは空気作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で空気源が喪失しても，フックが開とし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 1.2-1 に示す。

表 1.2-1 燃料集合体の落下防止対策

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

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

1.3 4号機 燃料取扱設備の未臨界性

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

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

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

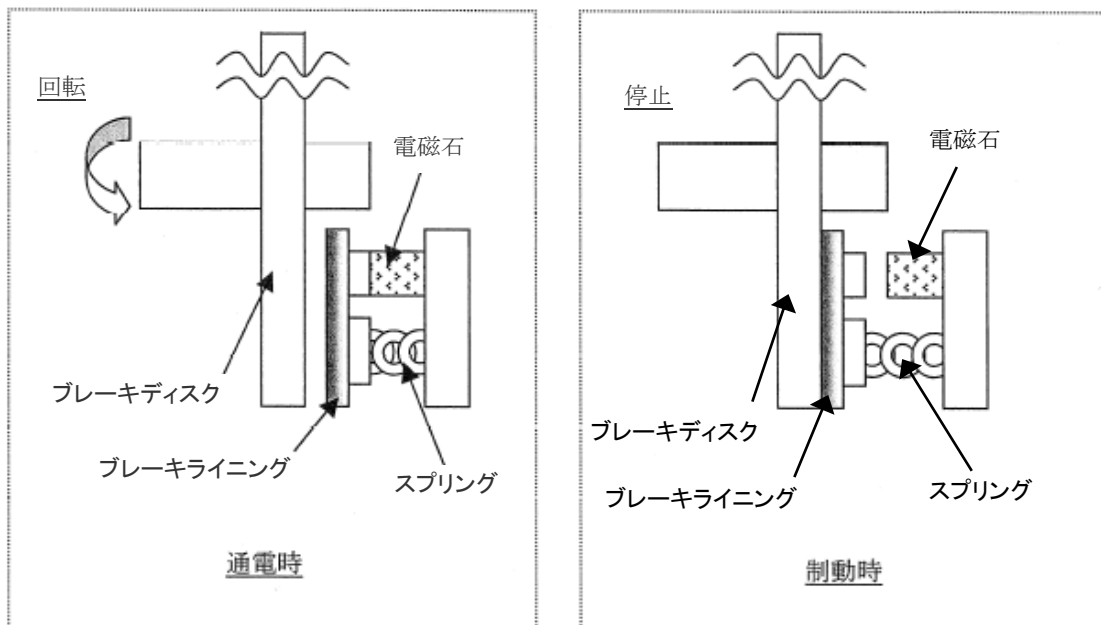
電磁ブレーキは、電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

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

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

以下に通電（回転）時と、制動時の模式図を示す。



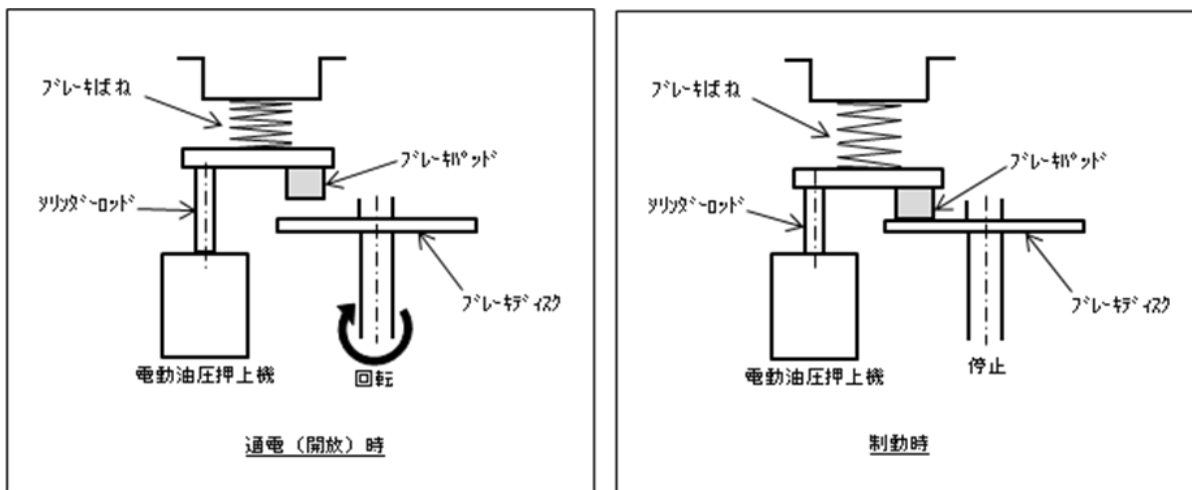
電動油圧押し上げブレーキは、電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電動油圧押し上げブレーキ（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し上げ、ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

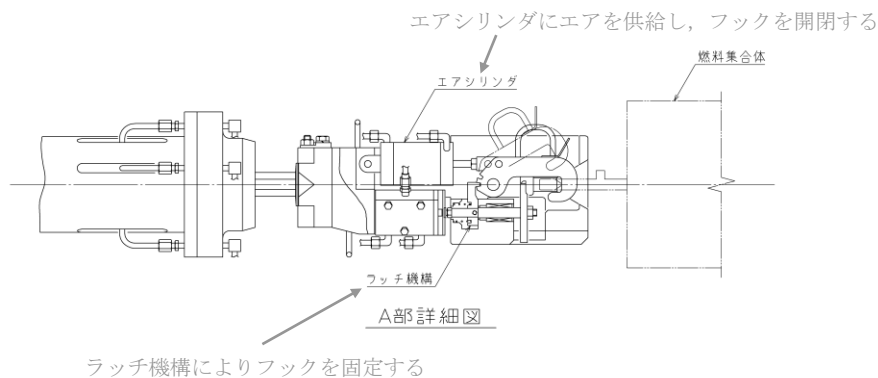
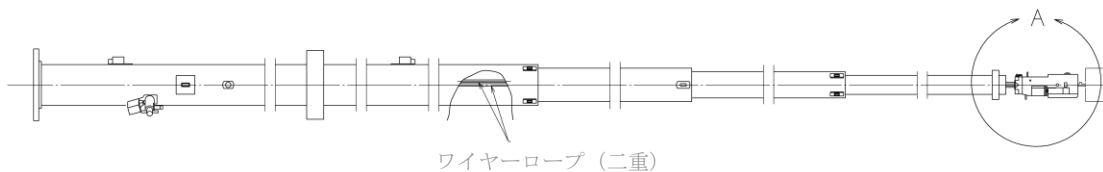
巻上モータを停止させると、電動油圧押し上げ機も停止するため、再びブレーキばねの力によってブレーキパッドがブレーキディスクを押しつけて制動する。

以下に通電（開放）時と、制動時の模式図を示す。



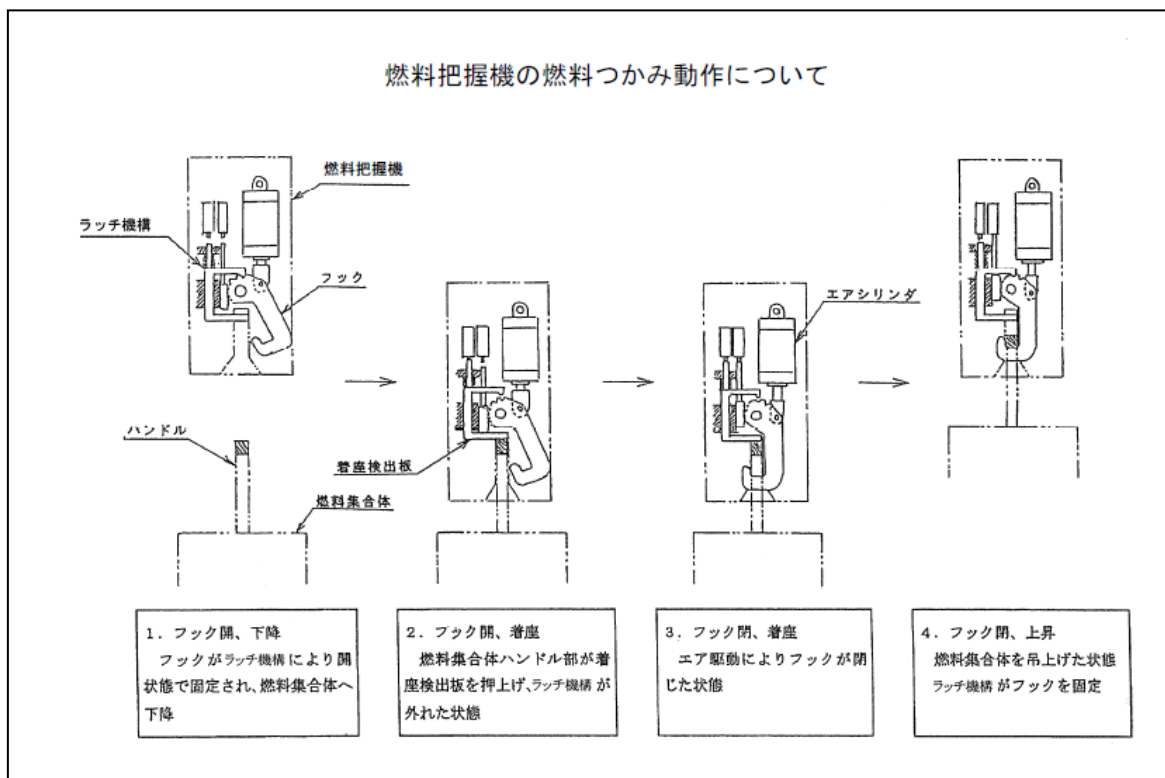
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) 主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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



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

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

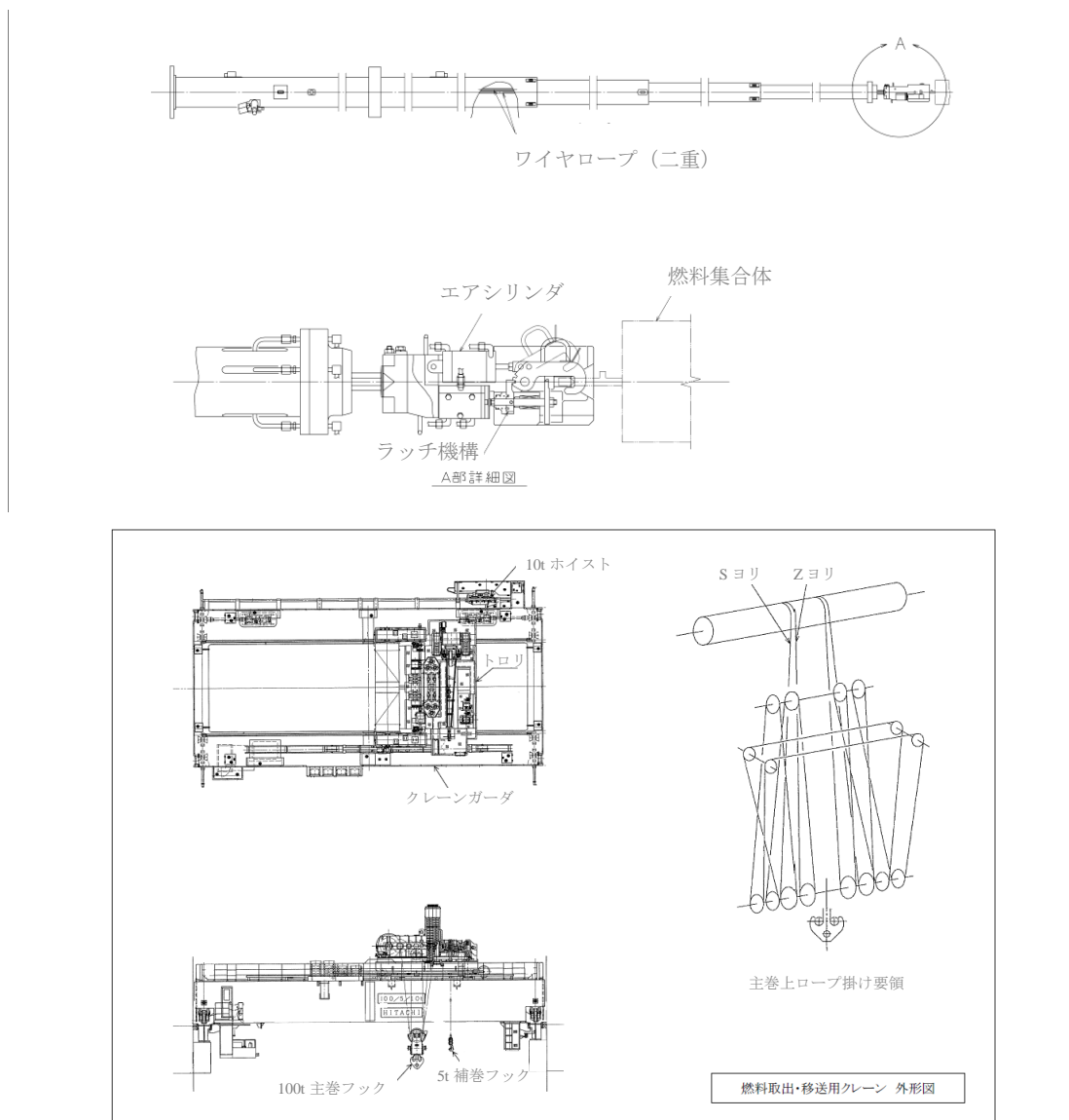


機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	<ul style="list-style-type: none"> (1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック <li style="border: 2px solid black;">(4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	<ul style="list-style-type: none"> (1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) 主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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

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

燃料把握機及びクレーンの主巻フックは、ワイヤロープを二重化し、万が一ワイヤロープが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) 主巻フックは外れ止め装置を有する構造

主巻フックは、両釣形フックとし、外れ止めを有する。



2 3号機燃料取り扱いに関する概要

2.1 概要

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

なお、燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

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

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

また、燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため、定期的に試験及び検査を行う。燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 3号機 燃料取扱機

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

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

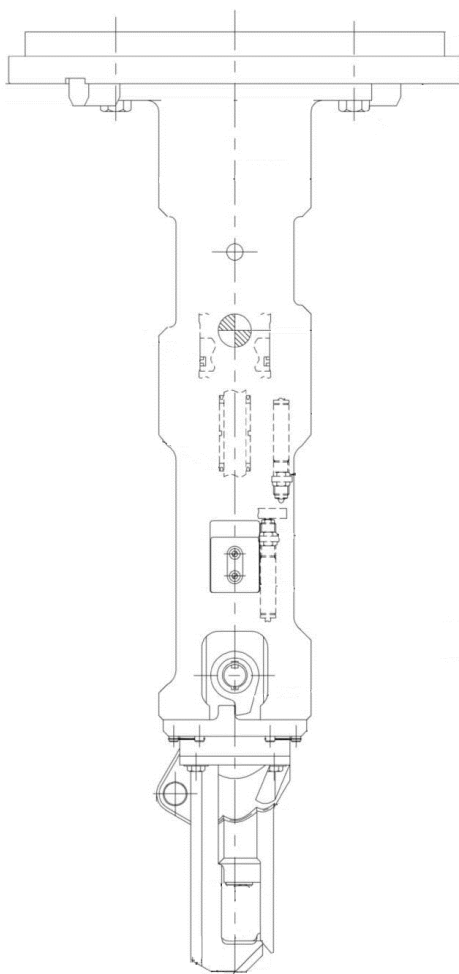
燃料把握機のフックは水圧作動式であり、燃料集合体をつかんだ状態で水圧源が喪失しても、フックが開とにならないようにする機械的機構を有しているため、燃料集合体を確実に保持できる。また、燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。さらに燃料取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するため、燃料把握機にインターロックを設ける。

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

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

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

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



大変形用挿み具 構造図

(2) 3号機 クレーン

クレーンは、燃料取り出し用カバー内で構内用輸送容器の移送を行うものである。

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

また、重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

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

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

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

2.2 3号機 燃料落下防止対策

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

燃料集合体の落下防止対策を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1 燃料集合体の落下防止対策

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

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

2.3 3号機 燃料取扱設備の未臨界性

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

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

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	<ul style="list-style-type: none"> (1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	<ul style="list-style-type: none"> (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) 主巻フックは外れ止め装置を有する構造

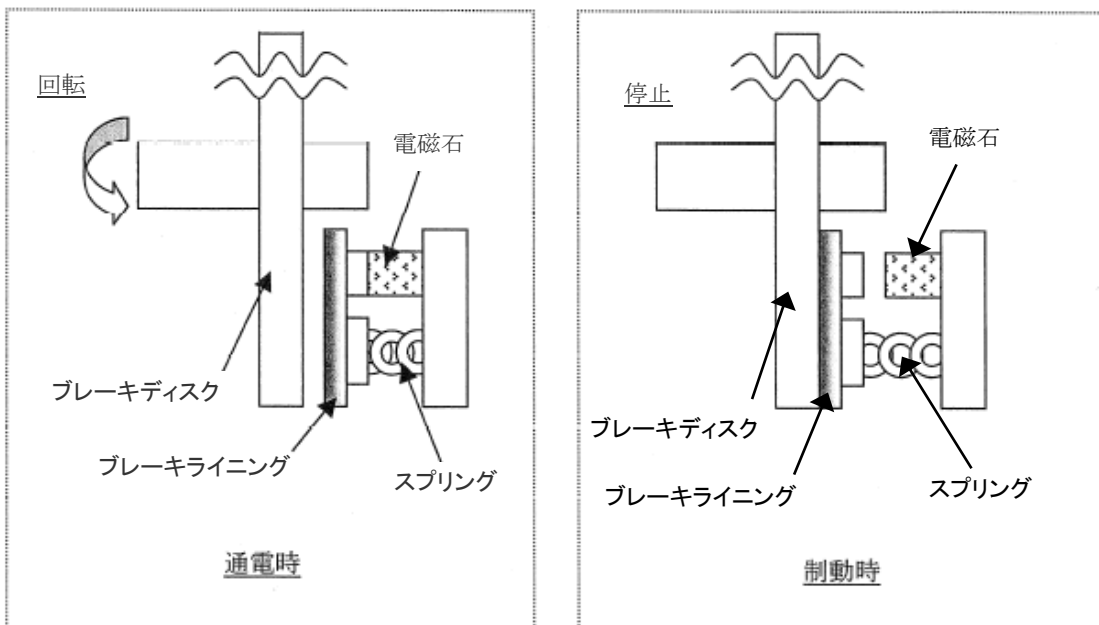
燃料取扱機の電磁ブレーキは、電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

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

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

以下に通電（回転）時と、制動時の模式図を示す。



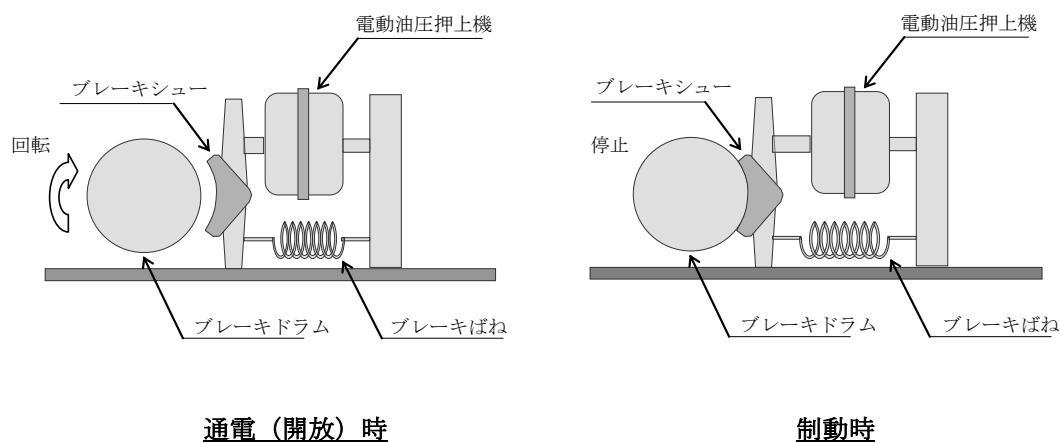
クレーンの電動油圧押し上げ機ブレーキは、電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を有している。

○電動油圧押し上げ機ブレーキ（電動油圧押し上げ機ドラムブレーキ）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シューをブレーキドラムに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると、同時に電動油圧押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し上げ、ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

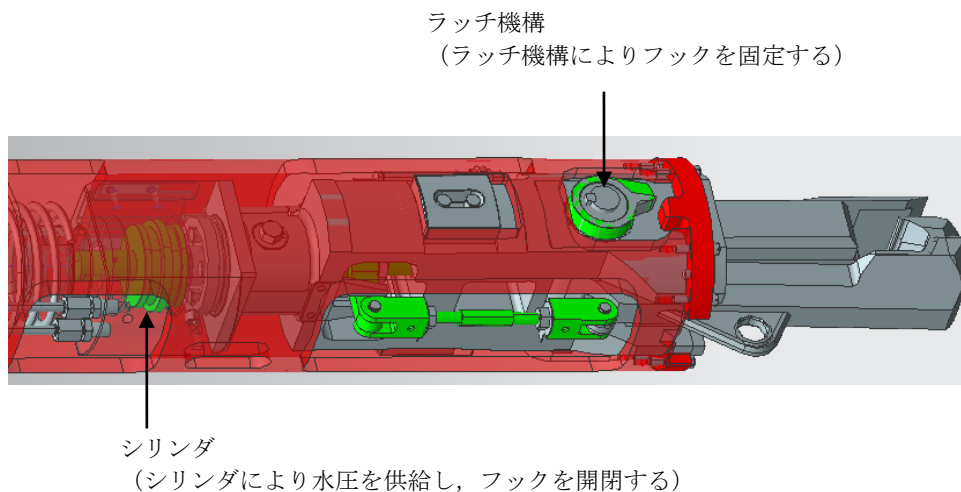
巻上モータを停止させると、電動油圧押し上げ機も停止するため、再びブレーキばねの力によってブレーキシューがブレーキドラムを押しつけて制動する。

以下に通電（開放）時と、制動時の模式図を示す。



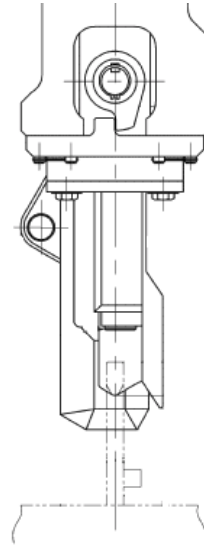
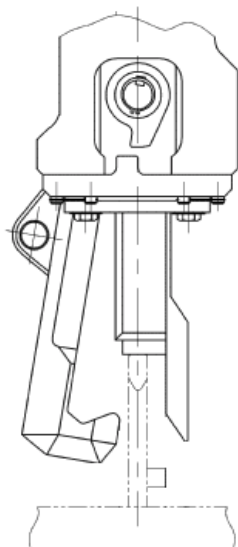
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造
	(2) 燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造
	(3) 燃料把握機の機械的インターロック
	(4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック
	(5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造
	(2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造
	(3) 主巻フックは外れ止め装置を有する構造

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



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

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



1. フック開 下降～着座
フックが開状態にて、燃料集合体へ下降、着座。

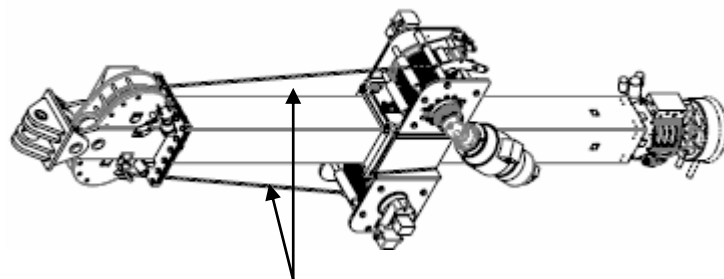
2. フック閉 着座～上昇
水圧駆動にてフックが閉じた後、燃料集合体を吊上げ。ラッチ機構がフックを固定。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	<ul style="list-style-type: none"> (1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は水圧源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック <li style="border: 2px solid black;">(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	<ul style="list-style-type: none"> (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) 主巻フックは外れ止め装置を有する構造

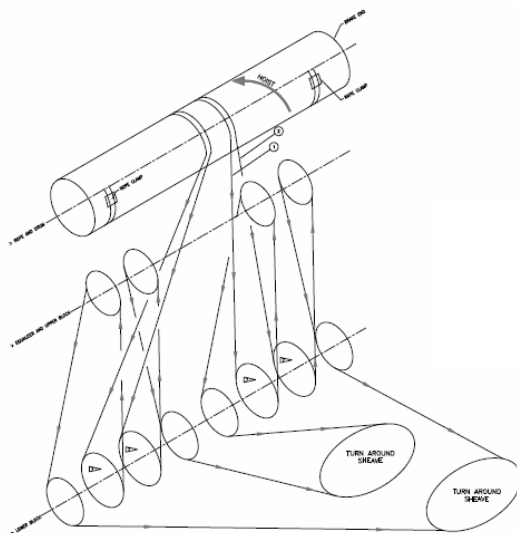
燃料把握機のワイヤロープに必要な以上の張力が加わらないように、必要以上の荷重を検出した場合に、燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

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

燃料把握機及びクレーンの主巻フックは、ワイヤロープを二重化し、万が一ワイヤロープが1本切断したとしても落下を防止できる設計としている。



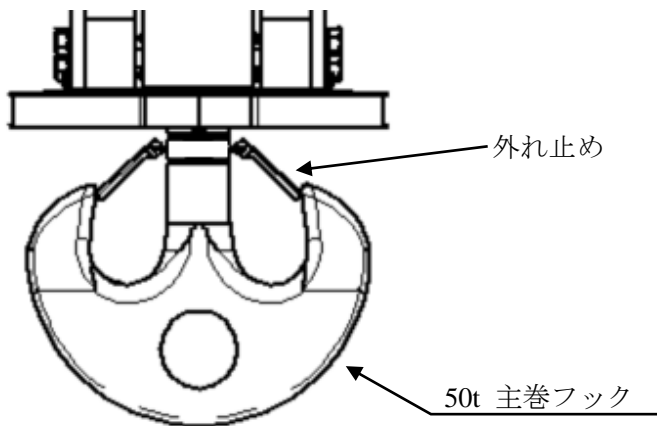
ワイヤロープ（二重）



主巻上ロープ掛け要領

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

主巻フックは、両釣形フックとし、外れ止めを有する。



3 2号機燃料取り扱いに関する概要

3.1 概要

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

なお、燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

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

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

また、燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため、定期的に試験及び検査を行う。燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 2号機 燃料取扱機

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

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

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

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

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

(2) 2号機 クレーン

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

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

また、重量物を移送する垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造である。

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

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

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

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

3.2 2号機 燃料落下防止対策

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

燃料集合体の落下防止対策を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 燃料集合体の落下防止対策

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

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

3.3 2号機 燃料取扱設備の未臨界性

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

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

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

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

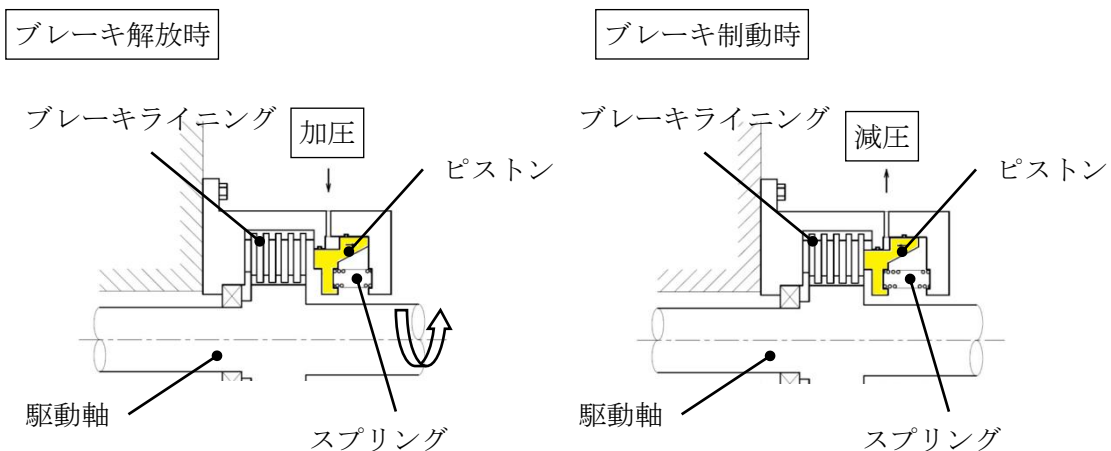
○スプリングリターン式ブレーキの動作原理

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

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

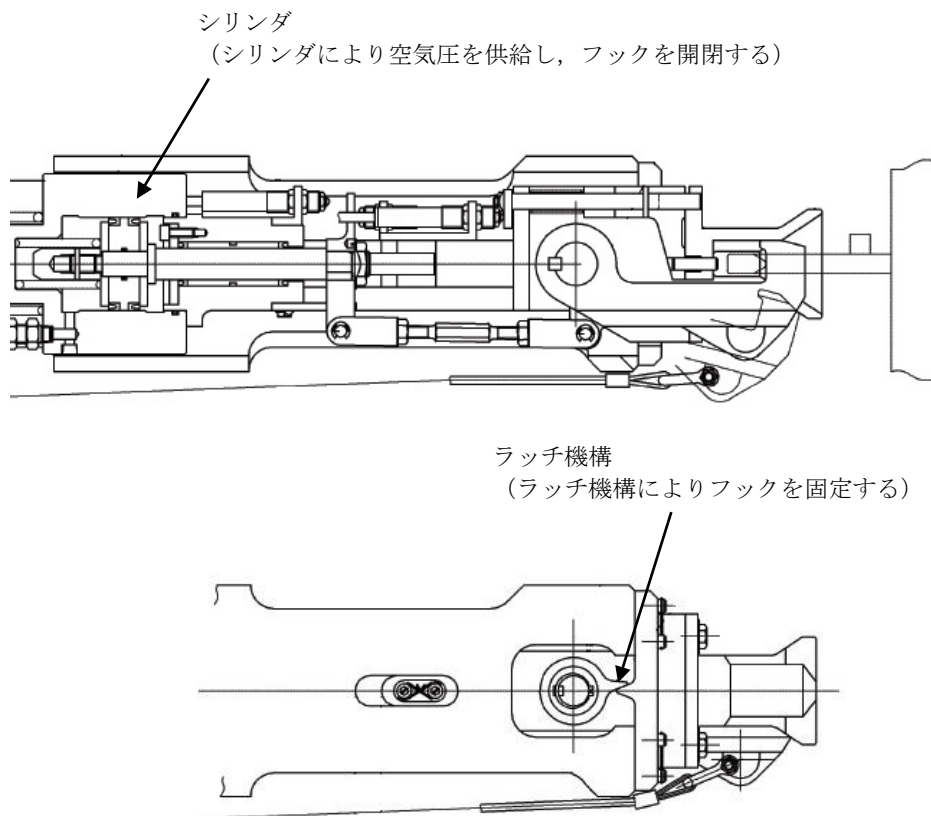
スプリングリターン式ブレーキは、燃料取扱機及びクレーンの巻上装置に使用されている。

以下にブレーキ制動時と、ブレーキ解放時の模式図を示す。



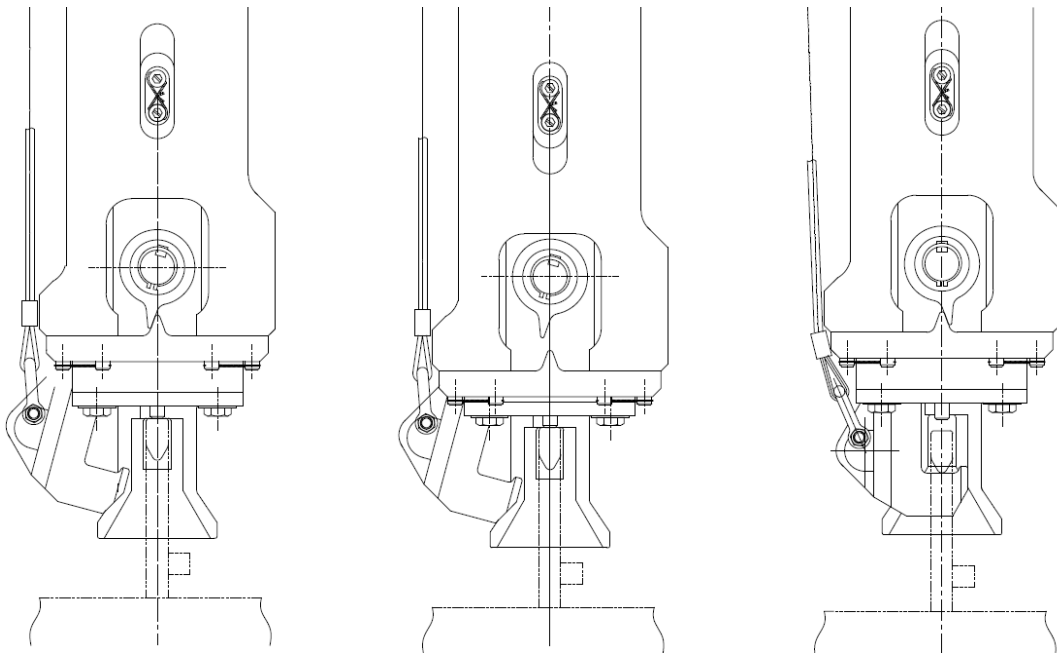
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3) 垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4) 垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

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



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

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



1.フック開 下降～着座
フックが開状態にて、燃料集合体へ下降、着座。

2.着座～ラッチ機構解除
燃料集合体に着座後、ラッチ機構解除。

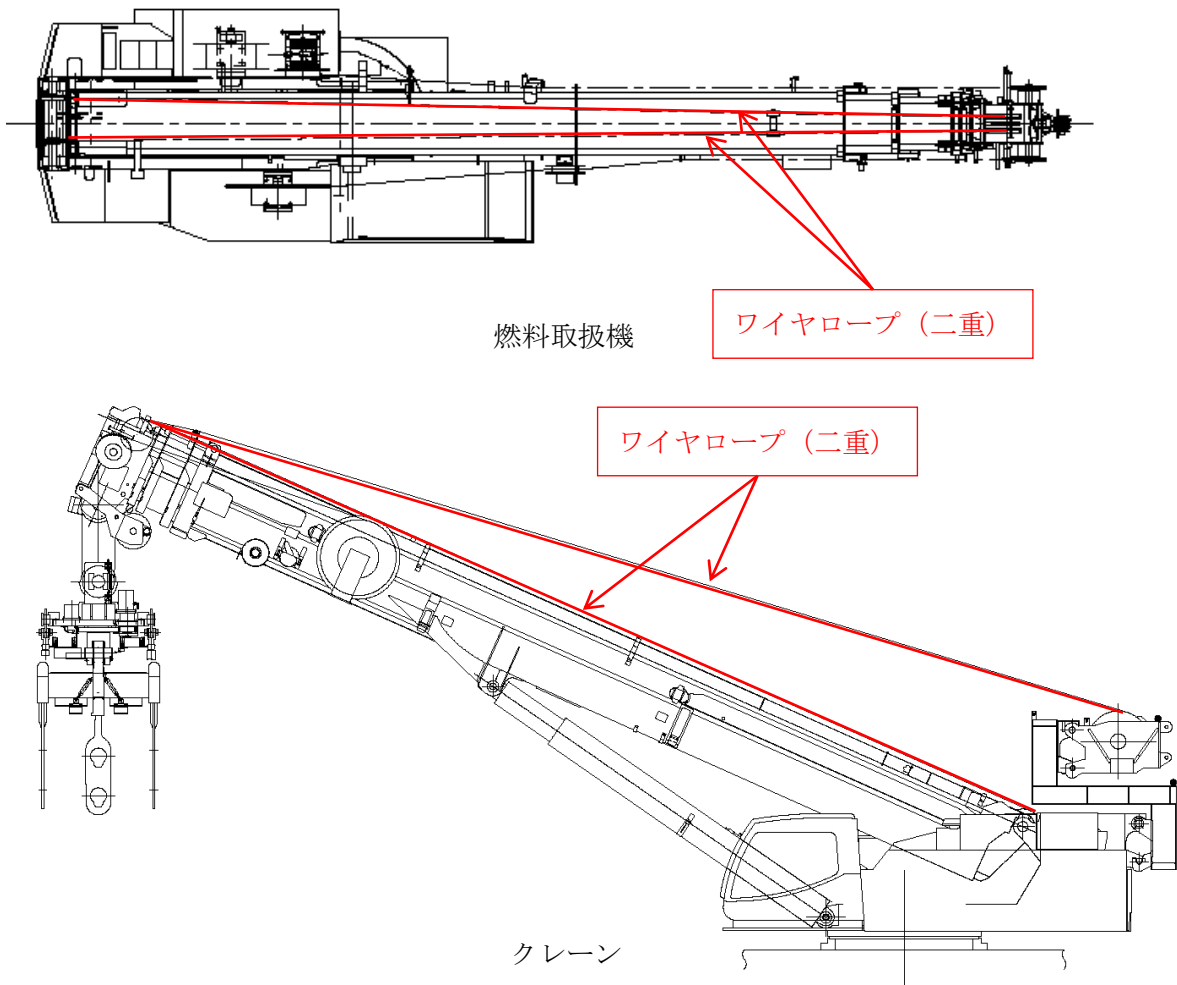
3.フック閉～上昇
空気圧駆動にてフックが閉じた後、燃料集合体を吊上げ。ラッチ機構がフックを固定。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	<ul style="list-style-type: none"> (1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック <li style="border: 2px solid black;">(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	<ul style="list-style-type: none"> (1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 <li style="border: 2px solid black;">(3) 垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4) 垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

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

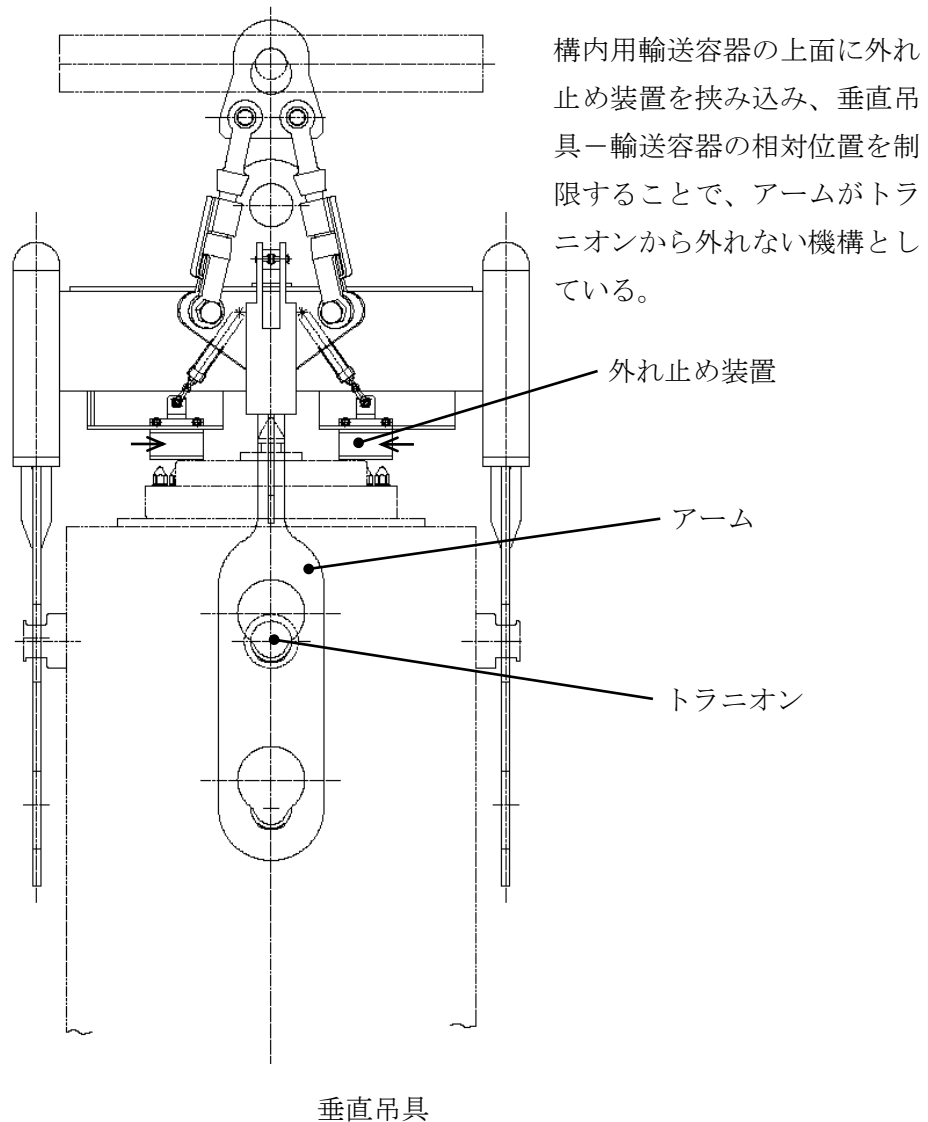
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3) 垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4) 垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

燃料取扱機及びクレーンの巻上装置は、ワイヤロープを二重化し、万が一ワイヤロープが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) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気圧源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は駆動源喪失時にブレーキで保持する構造 (2) 垂直吊具は二重のワイヤロープで保持する構造 (3) 垂直吊具の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (4) 垂直吊具は外れ止め装置を有する構造

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



4 別添

別添－1 4号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

別添－2 3号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

別添－3 2号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

4号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

4号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－ 1 及び表－ 2 に示す。

表－ 1 4号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

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

表－2 4号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

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

３号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

３号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１ ３号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

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

表-2 3号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

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

2号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

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

表－1 2号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

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

表－２ ２号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

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

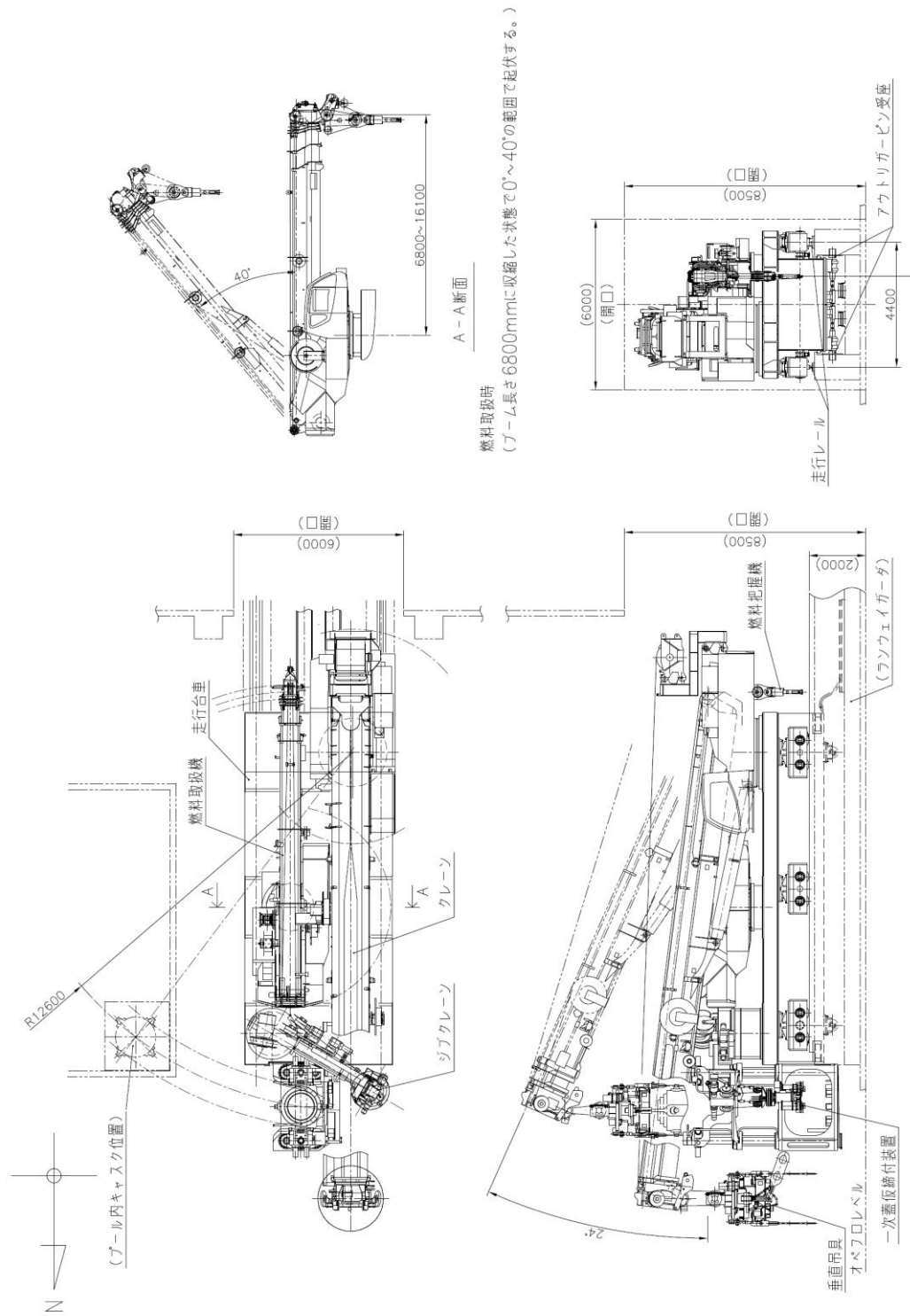


図-1 燃料取扱設備 外形図

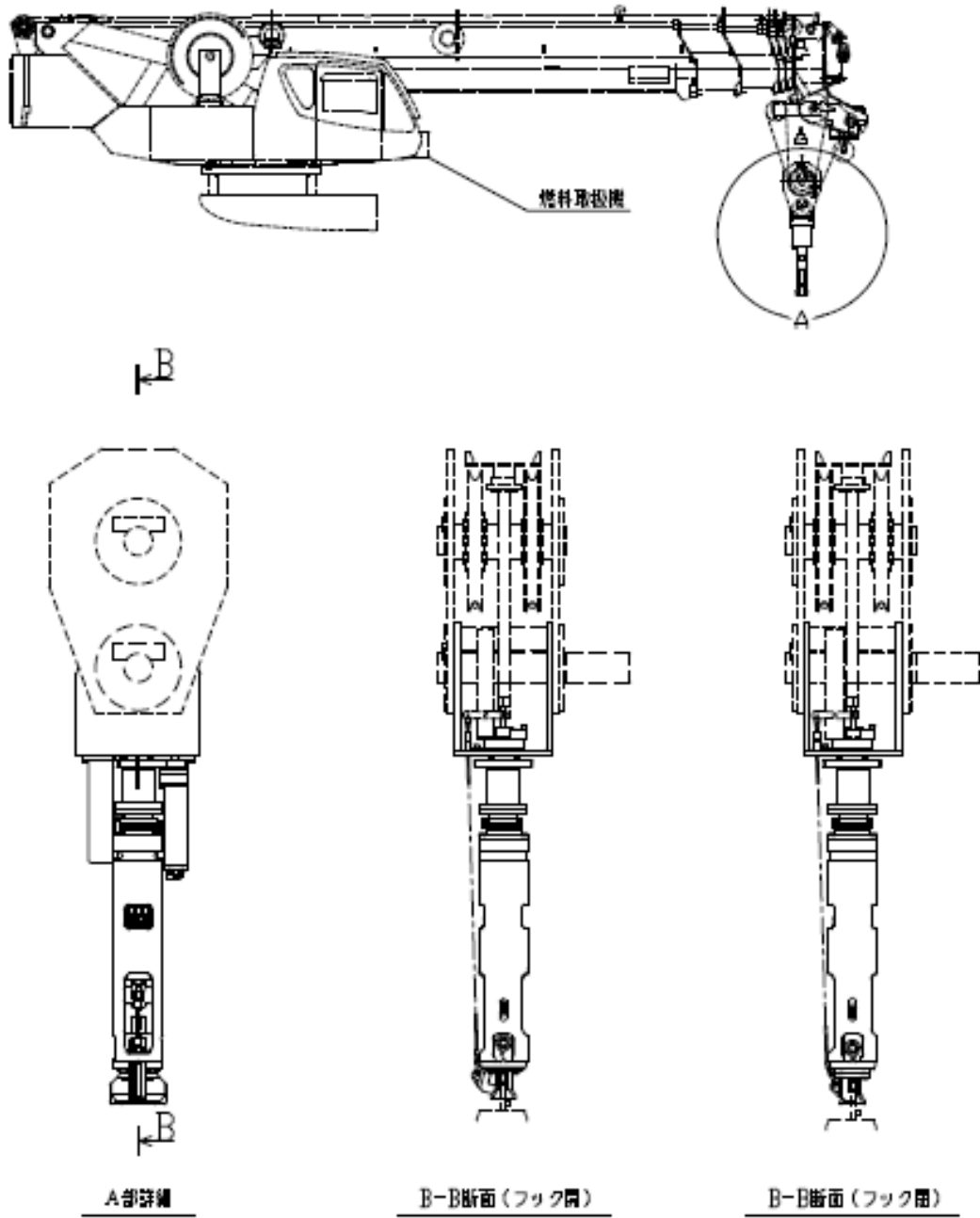
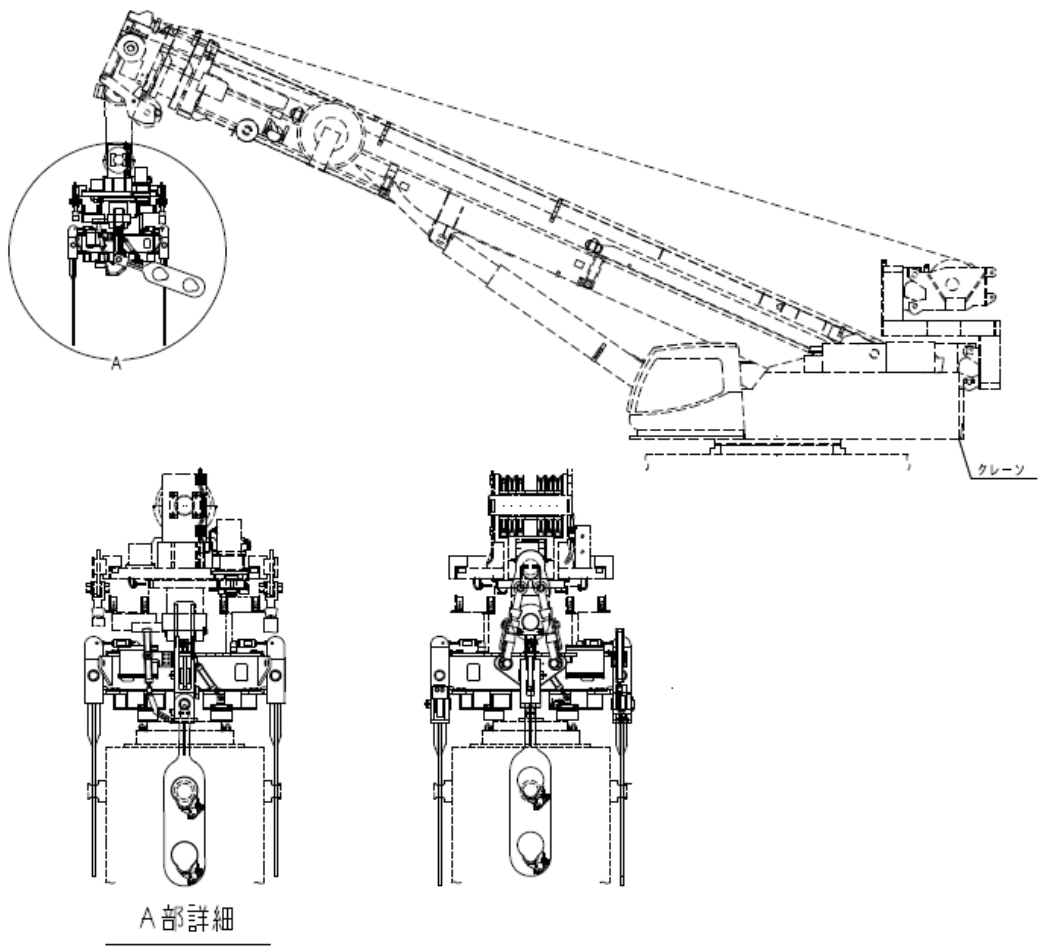


図-2 燃料把握機 外形図



図一 3 垂直吊具 外形図

放射線モニタリングに関する説明書

1 概要

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

2 4号機放射線モニタリング

2.1 4号機放射線モニタリングの基本方針

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

なお、エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

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

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

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

表 2.1-1 4号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	$10^{-3} \sim 10 \text{mSv/h}$	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、免震重要棟にて指示値を表示する。

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

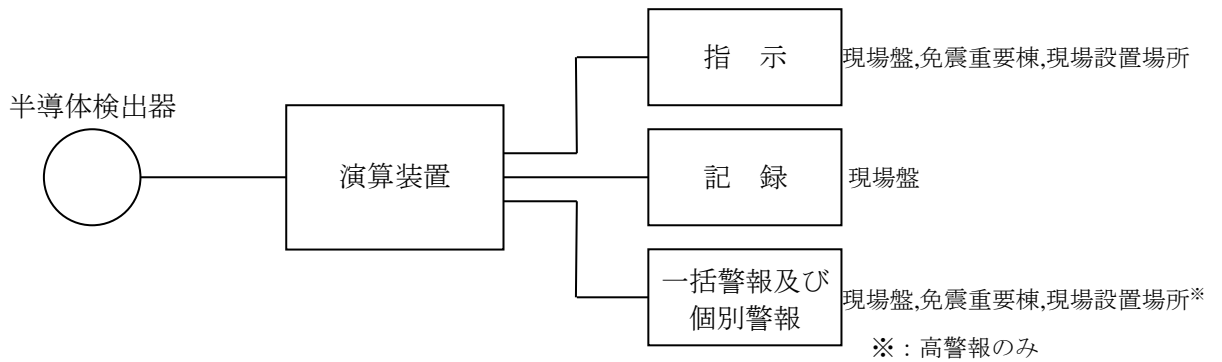


図 2.2-1 4号機使用済燃料貯蔵プールエリアの放射線モニタ概略構成図

2.3 4号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタの配置

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

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

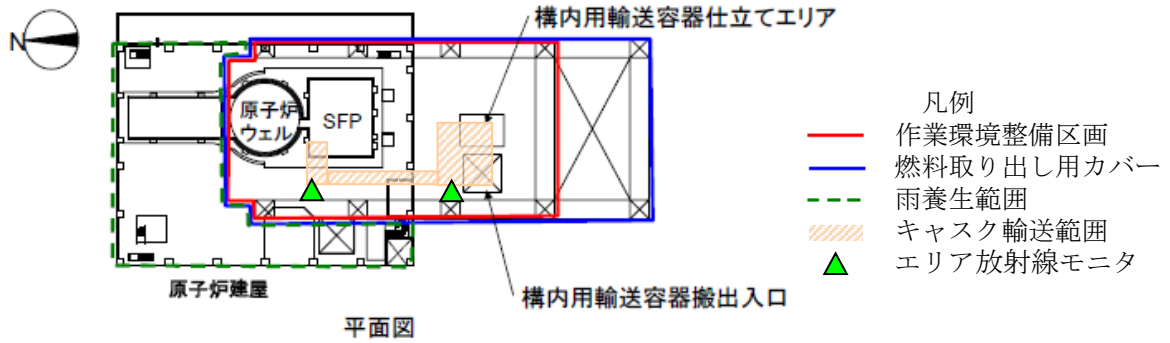


図 2.3-1 4号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

3 3号機放射線モニタリング

3.1 3号機放射線モニタリングの基本方針

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

なお、エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

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

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

表 3.1-1 3号機エリア放射線モニタ仕様

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

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

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

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

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

3.2 3号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの構成

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

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

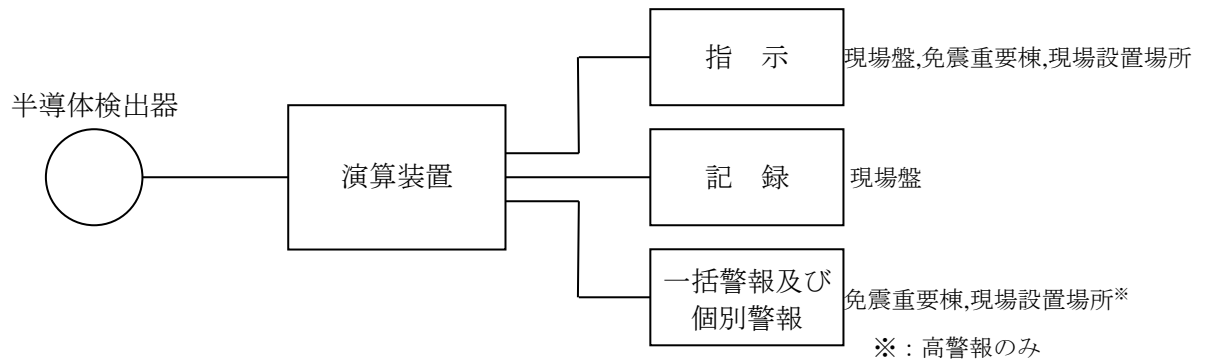


図 3.2-1 3号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

3.3 3号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの配置

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

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

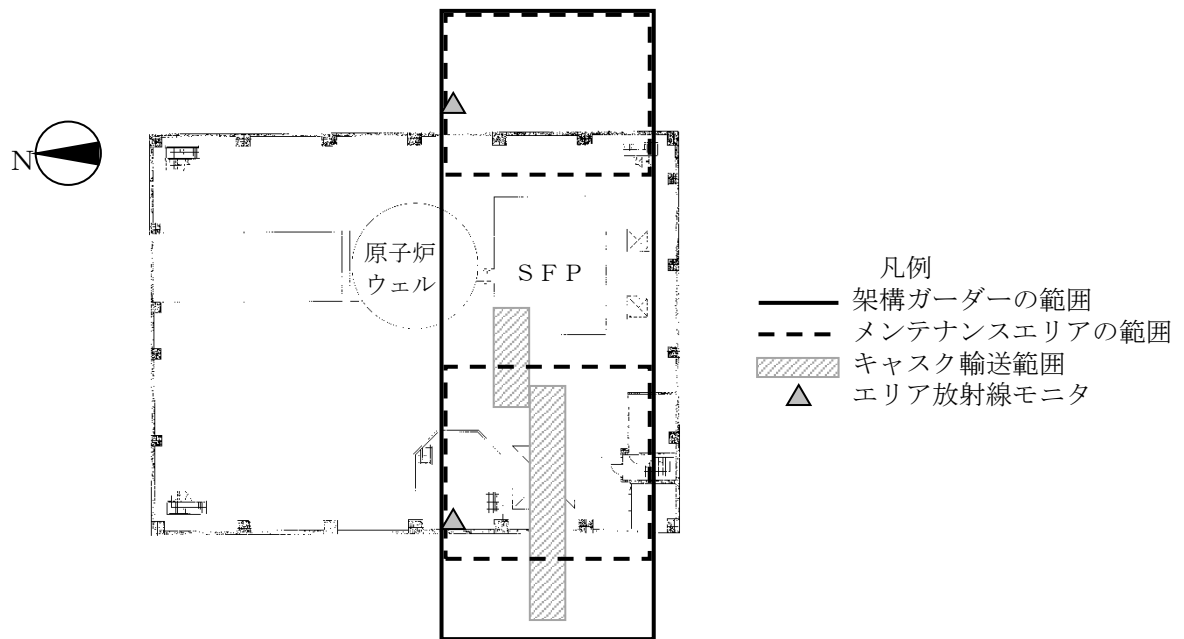


図 3.3-1 3号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

4 2号機放射線モニタリング

4.1 2号機放射線モニタリングの基本方針

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

なお、エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測する装置

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

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

表 4.1-1 2号機エリア放射線モニタ仕様

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

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

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

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

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

4.2 2号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタの構成

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

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

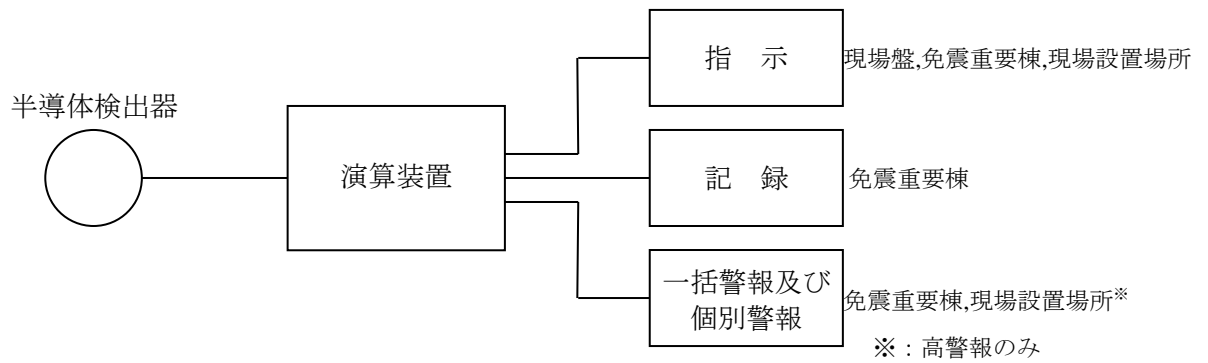


図 4.2-1 2号機燃料取り出し用構台内作業エリアのエリア放射線モニタ概略構成図

4.3 2号機燃料取り出し用構台内作業エリア放射線モニタの配置

燃料取り出し用構台内作業エリアの2箇所に設置する（図4.3-1参照）。

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

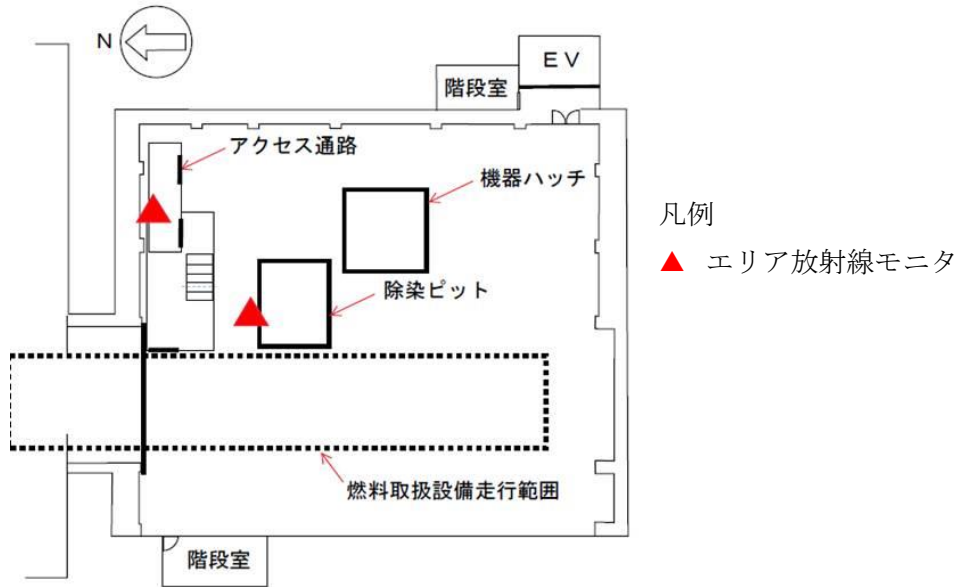


図4.3-1 2号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図

5 別添

- 別添-1 4号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項
- 別添-2 3号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項
- 別添-3 2号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

4号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

表－1 4号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

表－１ ３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

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

２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

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

表－１ ２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

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

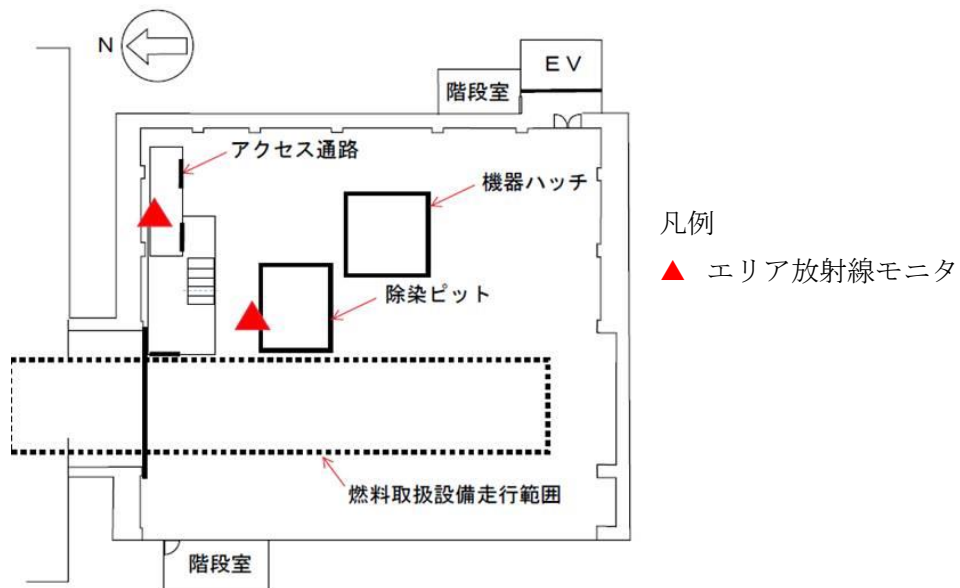


図-1 2号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図
 (添付資料1-2 図4.3-1再掲)

燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書

1. 概要

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

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

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

2. 震災時のSFPの状況

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

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

2.1. 1号機SFPの状況

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

なお、1号機SFPには海水注入を行っていない。

2.2. 2号機SFPの状況

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

2.3. 3号機SFPの状況

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

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

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

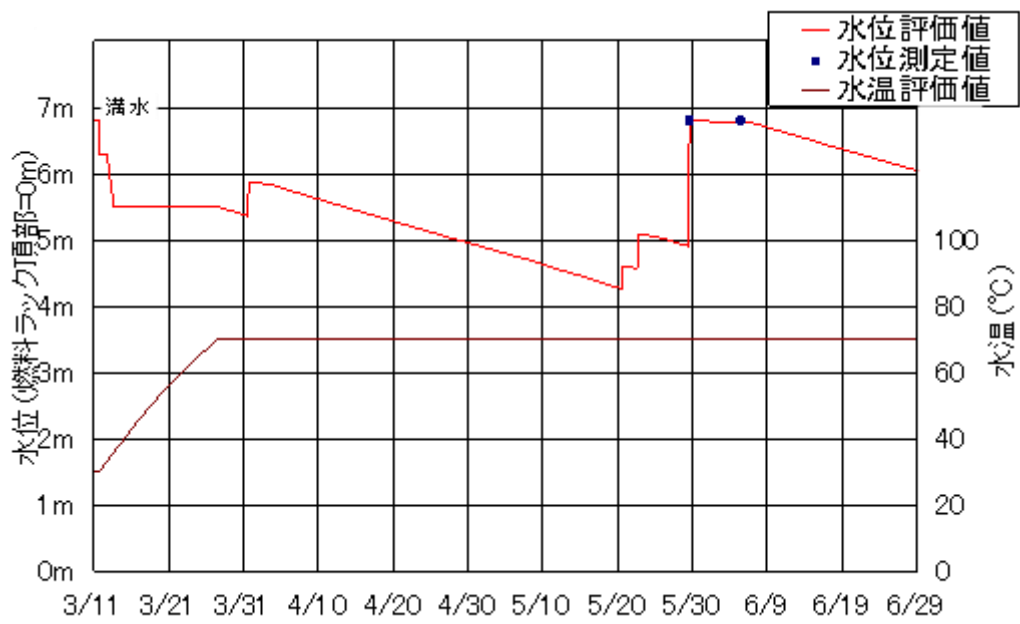
2.4. 4号機SFPの状況

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

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

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

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



日付は平成 23 年の月/日を示す

図 2 - 1 1 号機 S F P の評価結果

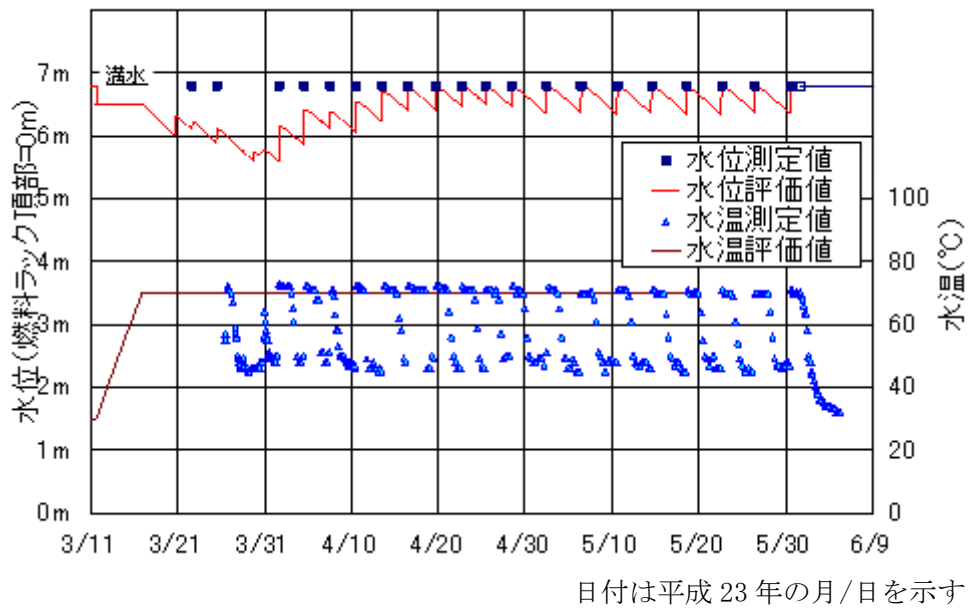


図 2-2 2号機SFPの評価結果

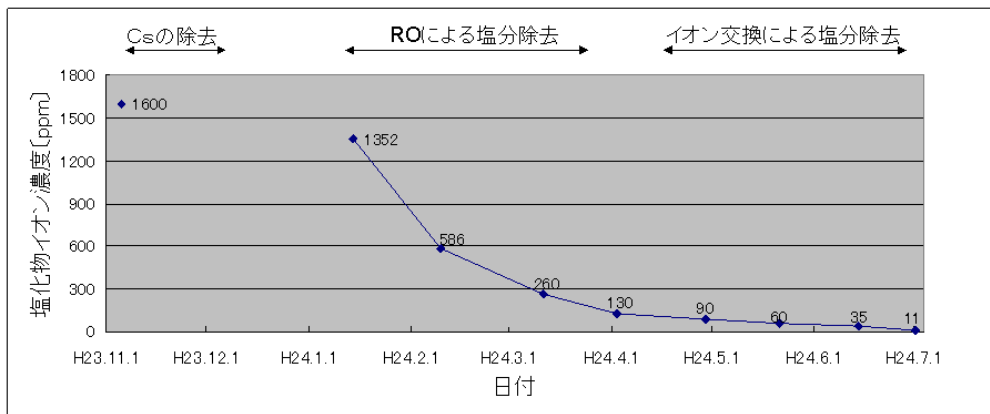
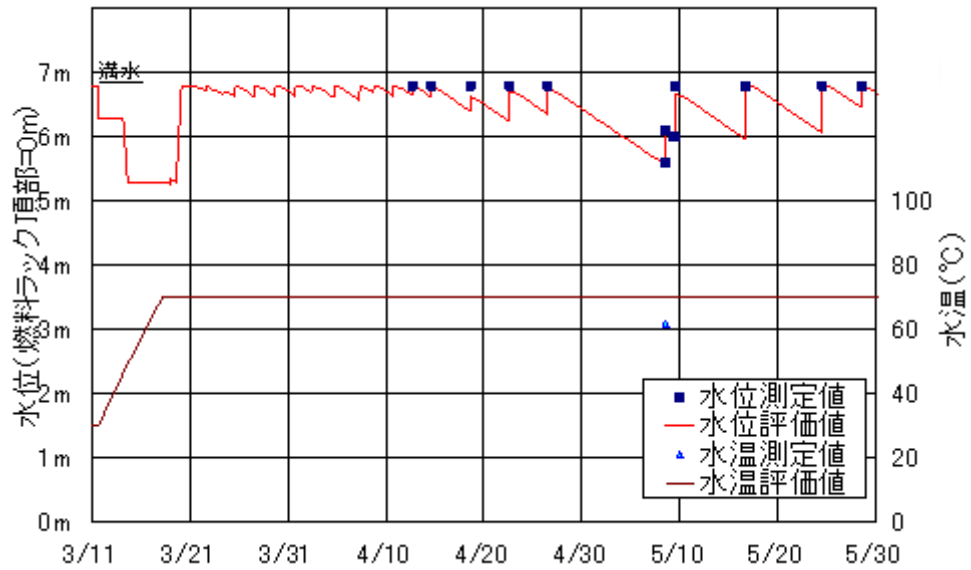


図 2-3 2号機SFP塩化物イオン濃度の評価結果



日付は平成 23 年の月/日を示す

図 2-4 3号機SFPの評価結果

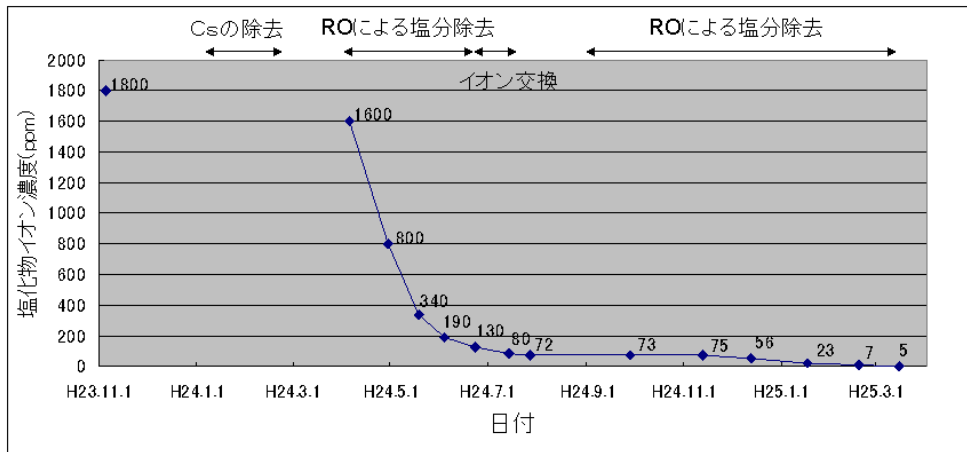
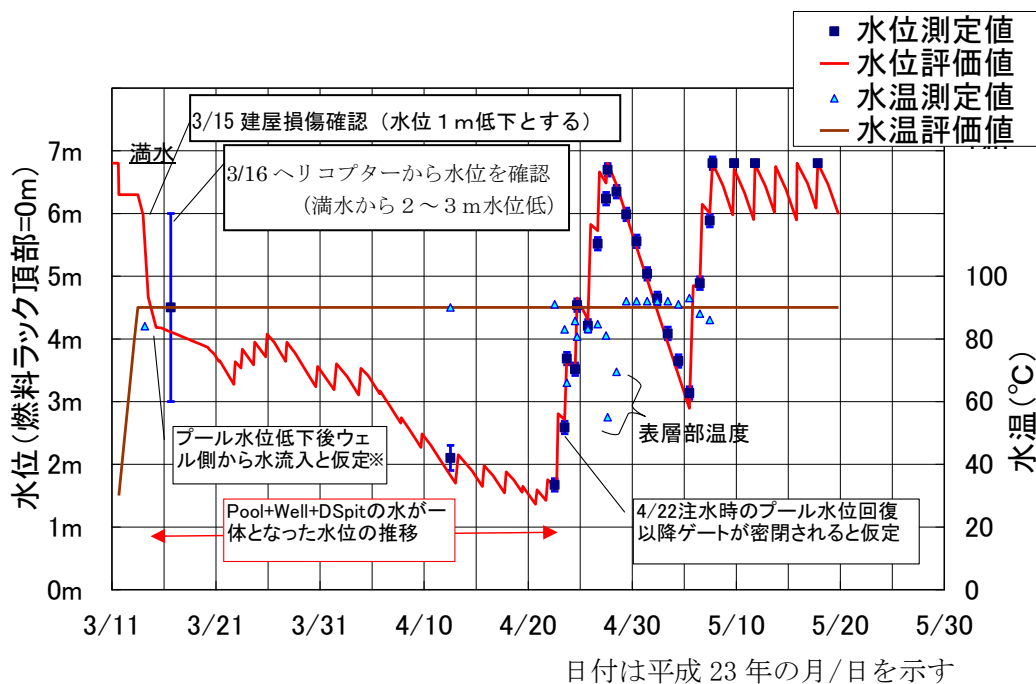


図 2-5 3号機SFP塩化物イオン濃度の評価結果



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

図 2-6 4号機SFPの評価結果

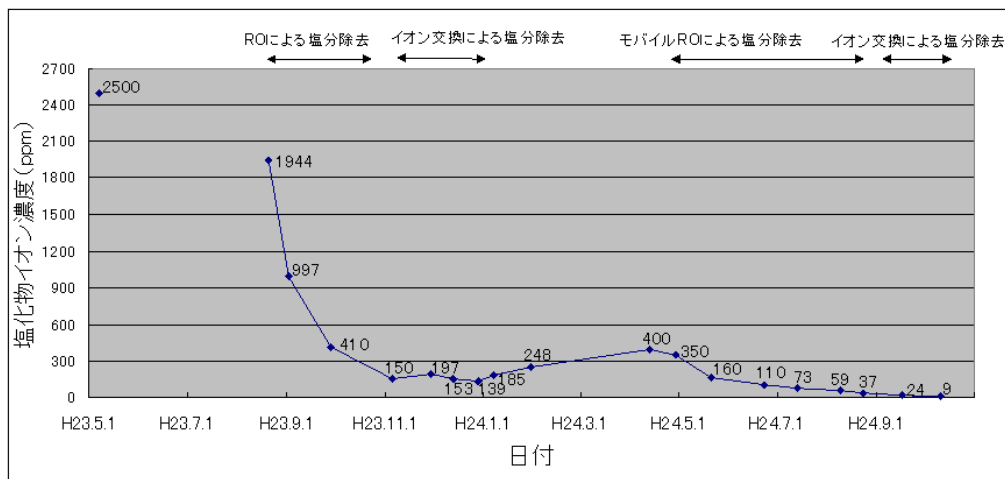


図 2-7 4号機SFP塩化物イオン濃度の評価結果

3. 燃料取り扱いに必要な機能

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

3.1. 燃料集合体の吊上げ

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

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

3.2. 構内用輸送容器の収納条件

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

4. 海水注入等による燃料構造材の腐食

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

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

4.1. 腐食試験

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

4.1.1. 試験条件

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

表4-4に示す。

4.1.1.1. 海水注水による影響の確認

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

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

水質環境は、4号機の水質環境を模擬して3つのフェーズに分割した。

(1) フェーズ1：平成23年3月22日～平成23年5月7日までの環境条件

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

(2) フェーズ2：平成23年5月7日以降の環境条件

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

(3) フェーズ3：環境改善後の環境条件

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

現在は100ppm以下で管理されている。

4.1.1.2. アルカリ化による影響の確認

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

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

4.1.1.3. 照射影響の確認

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

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

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

4.1.2. 試験結果

図4-1～図4-5に腐食試験の代表的な結果を示す。

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

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

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

4.2. 4号機使用済燃料プール内に保管された新燃料の外観点検

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

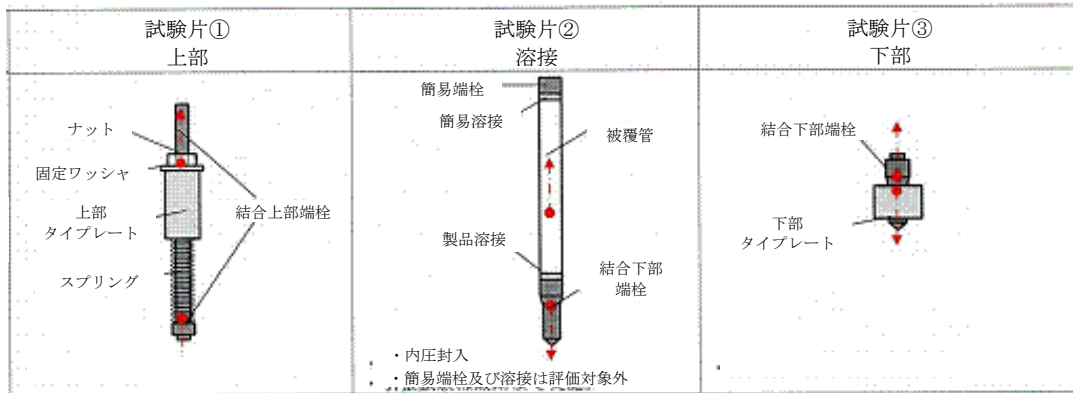
図4-8，図4-9にジルカロイ製部材（上部端栓）とステンレス製部材（ナット）の接触部を示す。ジルカロイ製部材とステンレス製部材の接触部にも腐食は確認されなかった。図4-10にLTPの観察結果を示す。LTPの一部分に僅かな錆が見られたが，全体的に有意なキズも腐食もない状況であった。尚，錆は限定的であり，腐食の集中による荷重負担部材の強度が低下する可能性は小さく，吊上げ機能には影響しないと考える。

表 4-1 腐食試験の試験条件

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

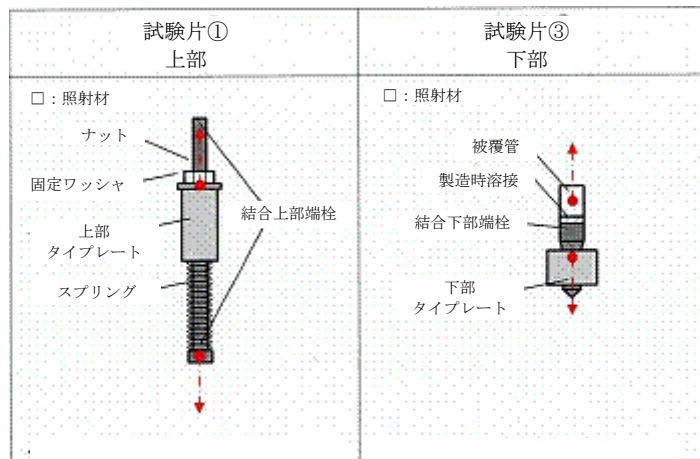
○は試験時間 2 条件 (2000h, 3500h), △は試験時間 1 条件 (3500h), ▲は試験時間 1 条件 (2000h) を示す。

表 4-2 未照射材用腐食試験片の形状



*一点鎖線矢印 (- - - - -▶) は、引張試験での荷重作用方向を表わす。

表 4-3 照射材用腐食試験片の形状



*一点鎖線矢印 (- - - - -▶) は、引張試験での荷重作用方向を表わす。

表 4-4 各部材の材質

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

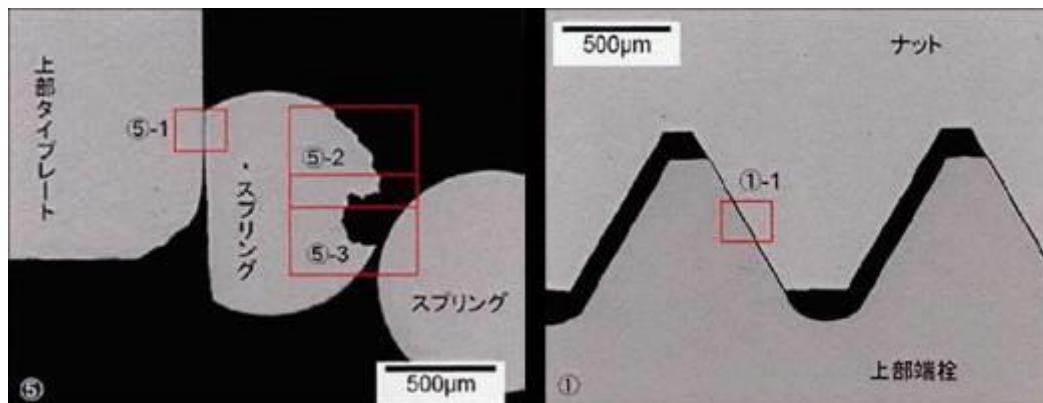
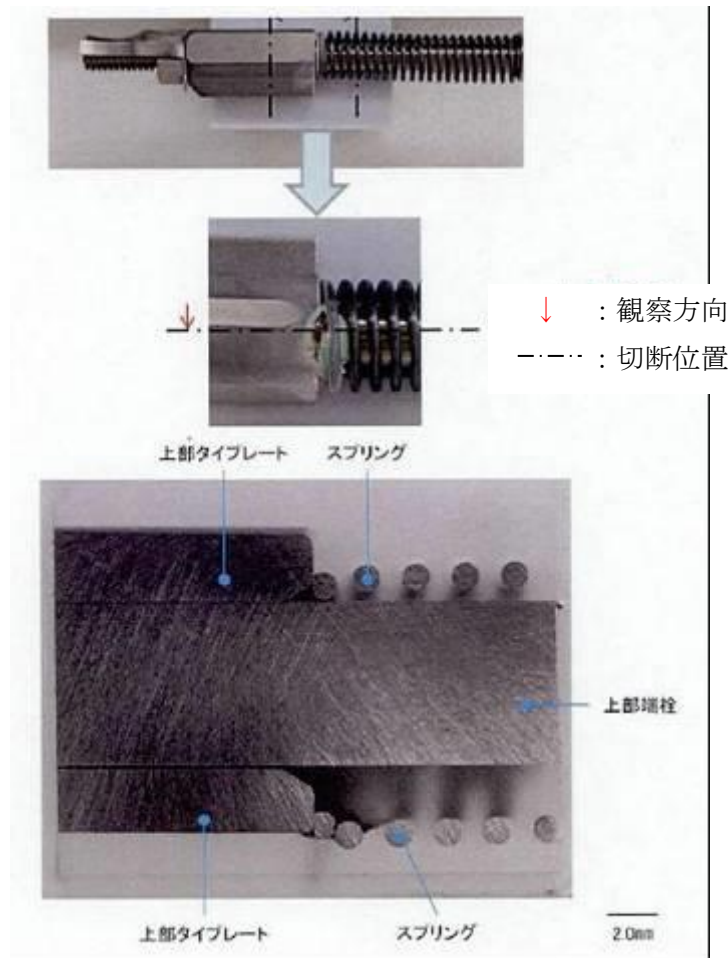


図4-1 腐食試験結果（試験片①，未照射材）：フェーズ1
 (90℃ 塩化物イオン濃度：6000ppm(1200時間)，2500ppm，3500時間浸漬)
 【予備酸化無し】

浸漬試験前



(a) C65U6CZ02-全体写真

3500 時間浸漬試験後



(b) C65U6CZ02-全体写真

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

浸漬試験前



(a) C65U7CZ11, C65U8CZ11
—全体写真

3500 時間浸漬試験後



(c) C65U7CZ11, C65U8CZ11
—全体写真

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

浸漬試験前



(a) C65C7CZ01-全体写真

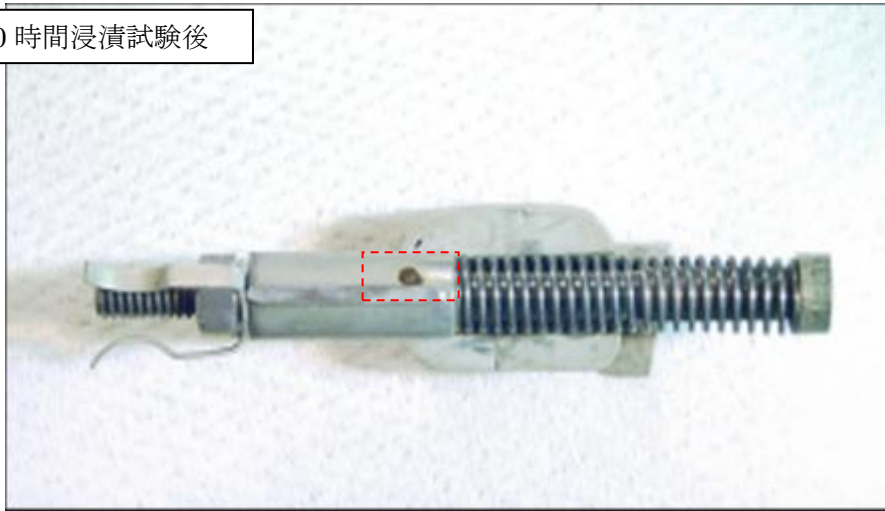
2000 時間浸漬試験後



(b) C65C7CZ01-全体写真

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

2000 時間浸漬試験後



2000 時間浸漬試験後 (詳細)



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

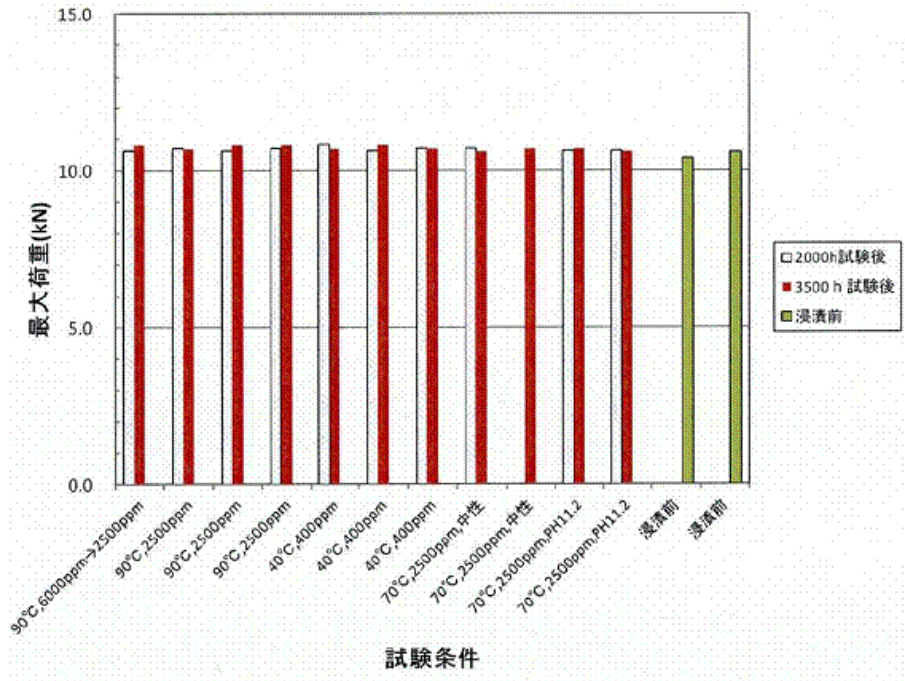


図4-6 浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
(未照射試験片① 予備酸化無し)

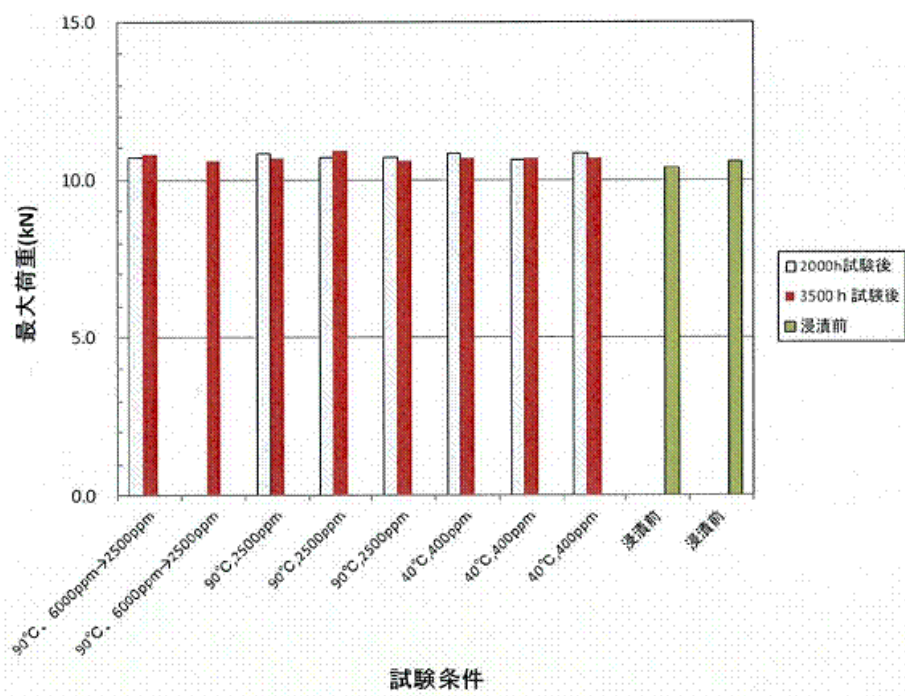


図4-7 浸漬試験後引張試験時の最大荷重比較
(未照射試験片① 予備酸化有り)

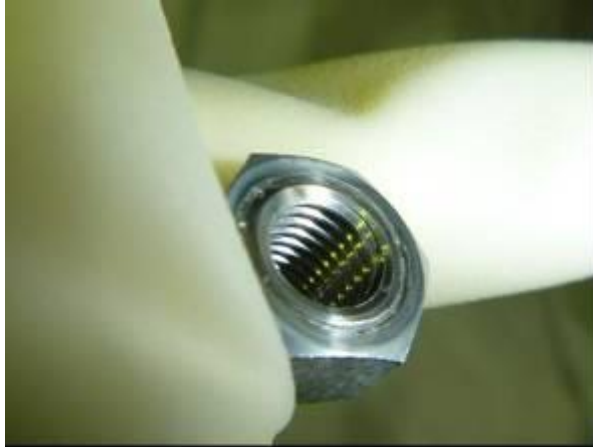
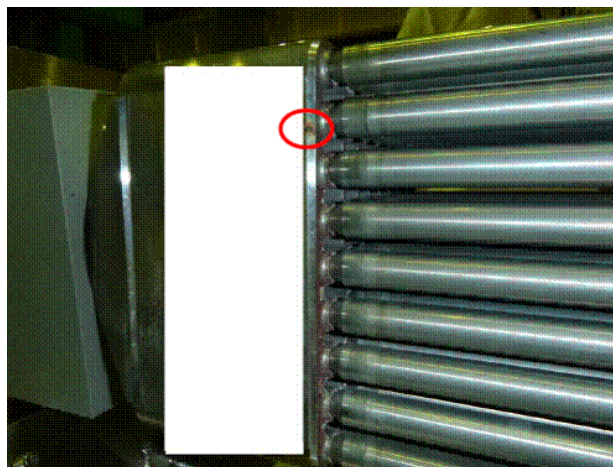


図4-8 4号機新燃料点検結果（ナット）：平成24年8月



図4-9 4号機新燃料点検結果（結合燃料棒上部端栓）：平成24年8月



白色部はメーカー機密情報が含まれるため非公開

図4-10 4号機新燃料点検結果（下部タイプレート）：平成24年8月

5. 落下がれきによる影響

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

5.1. がれき落下衝撃試験

5.1.1. 試験概要

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

5.1.2. 試験条件

がれき落下衝撃試験の試験条件を以下に示す。

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

5.1.3. 試験結果

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

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

5.2. 3号機及び4号機におけるがれき落下影響に関する解析評価

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

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

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

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

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

5.2.1. 燃料健全性の評価方針

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

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

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

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

5.2.1.1. UTP塑性変形量の評価位置

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

(1) チャンネルボックス上端に対するハンドル上端の沈み込み量

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

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

(2) ハンドル幅拡大量

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

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

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

5.2.1.2. 燃料被覆管を模擬したばね要素のばね定数と圧縮荷重

(1) 解析方法

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

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

① UTP下降開始時

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

② たわみ発生直前

たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重（Pcr）をオイラーの式 $P_{cr}=n \cdot \pi^2 \cdot E \cdot I / (L_{sp8})^2$ より、またその時の燃料被覆管上端の軸方向変位（Xcr）を $X_{cr}=P_{cr}/K$ により算出する。

③ たわみ発生以降

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

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

$$P_{cr} = \frac{n \cdot \pi^2 \cdot E \cdot I}{(L_{sp8})^2}$$

$$X_{cr} = \frac{P_{cr}}{K}$$

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

ここで

- K : 燃料被覆管等価ばね定数[N/mm]
- E : ジルカロイのヤング率[N/mm²] (91300[N/mm²] @100°C)
- A : 燃料被覆管断面積[mm²]
- L : 燃料被覆管全長[mm]
- P_{cr} : たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重[N]
- n : 固定定数 (端末条件とたわみ形に応じて 1~4 の値となり, 本定量評価では 1 次モードとして扱い保守的に n=1 とする。)
- I : 断面二次モーメント[mm⁴]
- L_{sp8} : UTP/最上部スペーサ間長さ[mm] (膨張スプリング縮み代を考慮)
- X_{cr} : たわみ発生直前の燃料被覆管上端の軸方向変位[mm]
- σ_{cr} : たわみ発生直前の発生応力[N/mm²]

(2) 解析結果

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

5.2.1.3. 燃料被覆管に発生する応力

(1) 解析方法

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

① UTP 下降開始時

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

② たわみ発生直前

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

③ たわみ発生以降

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

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

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

$$\text{円弧長さ} = L_{sp8} = 2 \cdot \pi \cdot R \cdot (\theta/360^\circ)$$

ここで

B : たわみ量[mm]

X_a : たわみによる燃料被覆管上端の軸方向変位[mm]

R : たわみ半径[mm]

θ : 円弧角度[°]

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

$$M=P_{cr} \cdot B$$

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

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

ここで

σ_b : たわみによる曲げ応力[N/mm²]

M : 曲げモーメント[N・mm]

Z : 断面係数[mm³]

σ_a : たわみ発生以降の最大発生応力（曲げ+圧縮）[N/mm²]

(2) 解析結果

図5-12に燃料被覆管上端の軸方向変位（ $X_{cr}+X_a$ ）に対する燃料被覆管発生応力（ σ_a ）（高燃焼度8×8燃料）を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm²]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（ $X_{cr}+X_a$ ）は、7.7[mm]となった。

図5-13に燃料被覆管上端の軸方向変位（ $X_{cr}+X_a$ ）に対する燃料被覆管発生応力（ σ_a ）（9×9燃料（B型））を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm²]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（ $X_{cr}+X_a$ ）は、9.4[mm]となった。

図5-14に燃料被覆管上端の軸方向変位（ $X_{cr}+X_a$ ）に対する燃料被覆管発生応力（ σ_a ）（9×9燃料（A型））を示す。燃料被覆管の発生応力が照射材の降伏応力710[N/mm²]に達する燃料被覆管上端の軸方向変位（ $X_{cr}+X_a$ ）は、9.4[mm]となった。

5.2.2. 評価結果

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

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

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

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

5.2.3. まとめ

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

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

5.3. 3号機におけるハンドル変形燃料の吊り上げに関する評価

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

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

ル変形燃料を模擬した解析や試験より評価する。

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

5.3.1. がれき衝突時の結合燃料棒の健全性

(1) 解析方法

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

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

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

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

(2) 解析結果

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

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

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

- ※1 これまでに実施された燃料被覆管（未照射材，照射材）の軸方向の引張試験に係る知見のうち破断に至った塑性歪の最小値。そのため，この値に達した場合でも必ずしも破断するわけではない。
- ※2 浸漬試験後引張試験の結果（図4-6，図4-7）より結合燃料棒の垂直方向の引張強度は未照射材，照射材ともに1本あたり1 t以上。

5.3.2. 吊り上げ時のハンドルの健全性

(1) 試験概要

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

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

(2) 試験条件

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

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

(3) 試験結果

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

ハンドルポスト模擬についても，引張荷重を繰り返し負荷した場合であっても，引張変位の異常な増加は無いことから，引張試験中に有意なき裂の発生及びその進展は無かったものと考えられる。また，破断試験結果を表5-8に示す。破断に至るまでの最大荷重は約8.5

t～9.3 t の範囲となり、実機で想定している吊り上げ荷重（1 t）に対して十分な余裕があることを確認した。

5.3.3. CB変形燃料について

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

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

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

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

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

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

5.3.4. 評価結果

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

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

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

表5-1 3号機SFPと4号機SFPの貯蔵燃料の差異

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

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

表5-2 ジルコニウム合金の物性値^{[3][4]}

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

*1：20℃及び300℃のデータからの内挿値

表5-3 燃料被覆管の等価ばね定数

項目	単位	記号	式	8×8 燃料	新型8×8 ジルコニウム ライナ燃料	高燃焼度 8×8燃料	9×9燃料 (B型)	9×9燃料 (A型)
ヤング率	N/mm ²	E	 	91300	91300	91300	91300	91300
酸化減肉 *1 (EOL)	mm	oxd	 	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01
等価ばね 定数	N/mm	K	E*A/L	698	686	687	500	516

*1：酸化膜厚さ約15μm^[3]の酸化減肉に相当

表5-4 たわみ発生直前に燃料被覆管が負担できる圧縮荷重

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

表5-5 UTPに残留する塑性変形量

[単位：mm]

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

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

表5-6 UTPに残留する塑性変形量 (9×9燃料 (A型))

[単位：mm]

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

表 5-7 がれき衝突時の結合燃料棒の健全性評価における解析条件

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

表 5-8 ハンドルポスト引張試験結果(破断試験)

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

表 5-9 CB変形燃料における解析条件

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

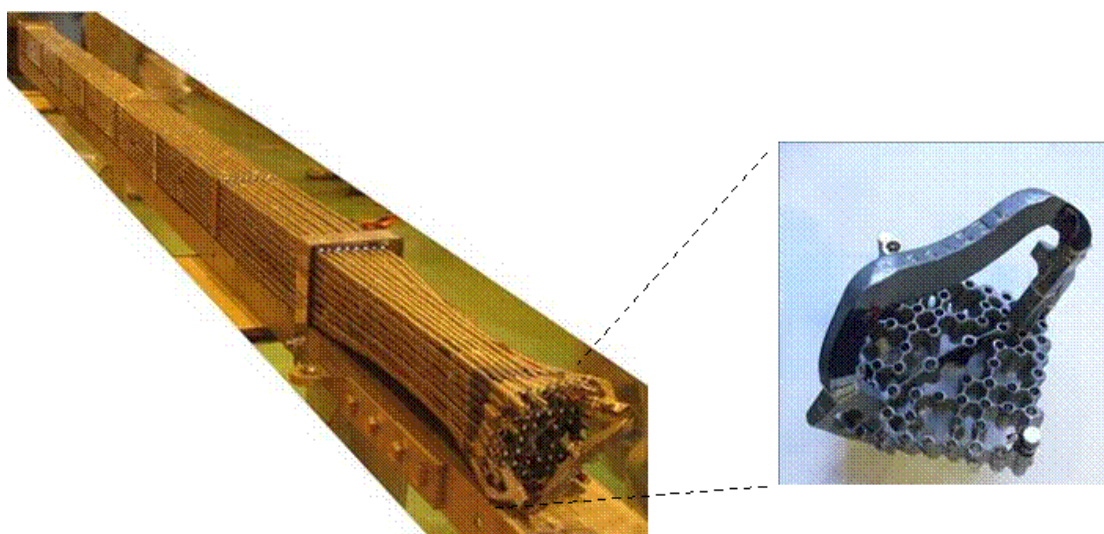


図 5 - 1 がれき落下衝撃試験の結果

<解析の基本方針>

- ・ UTPに大きな荷重が付加された場合にはUTPが下降（UTP下方向への移動量+UTP変形量（塑性+弾性））する。
- ・ UTP下降による燃料被覆管の発生応力が降伏応力に達する場合には，燃料被覆管が塑性変形する。（その場合，UTPが塑性変形した後に燃料被覆管が塑性変形する。）
- ・ 燃料被覆管への影響程度はUTPの塑性変形の程度から把握できる。

【STEP 1】燃料被覆管が降伏応力に達する直前の条件を評価する。

【STEP 2】その場合のUTP塑性変形量を算出する。

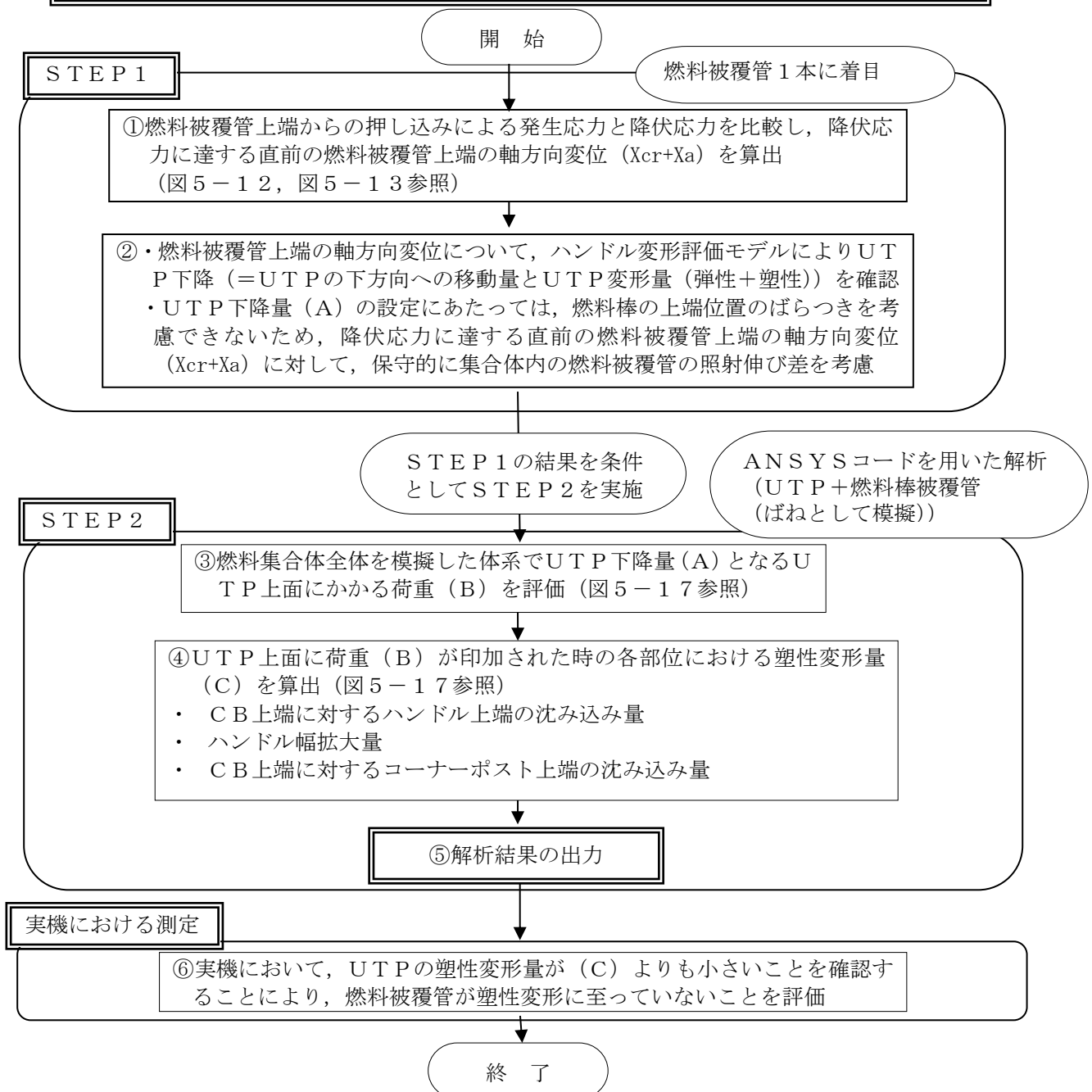


図5-2 UTPに残留する塑性変形量の解析フロー図

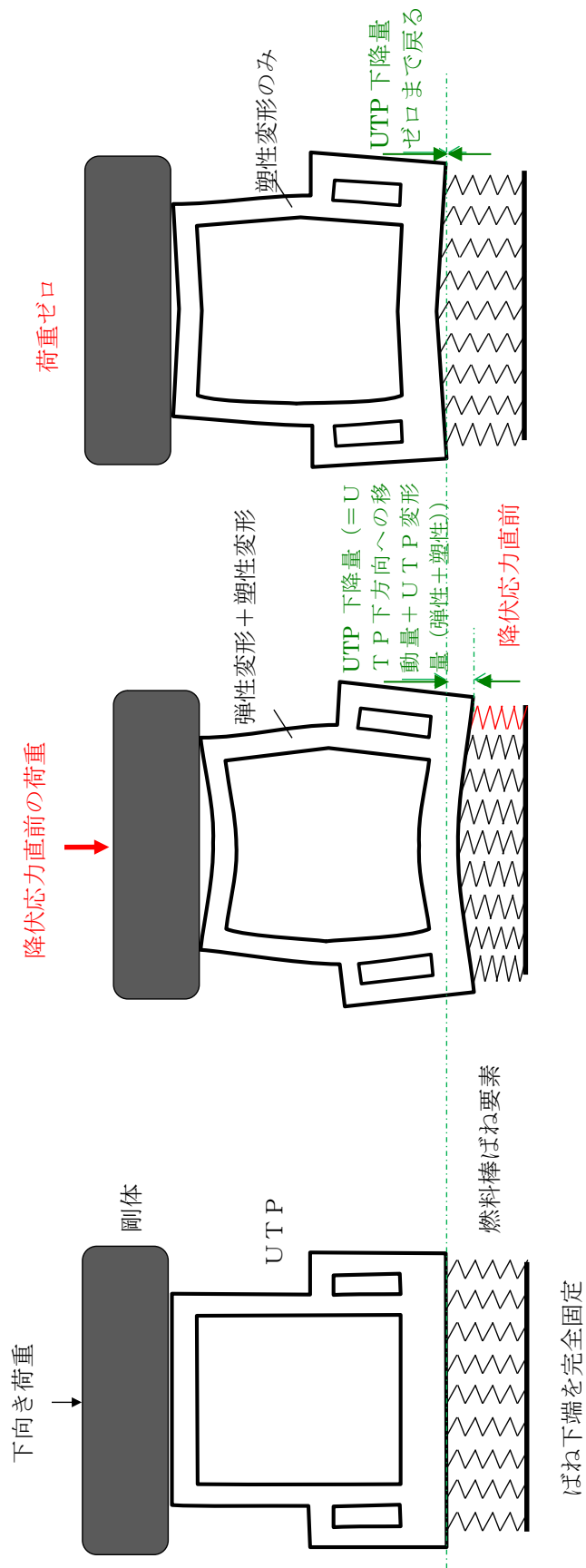
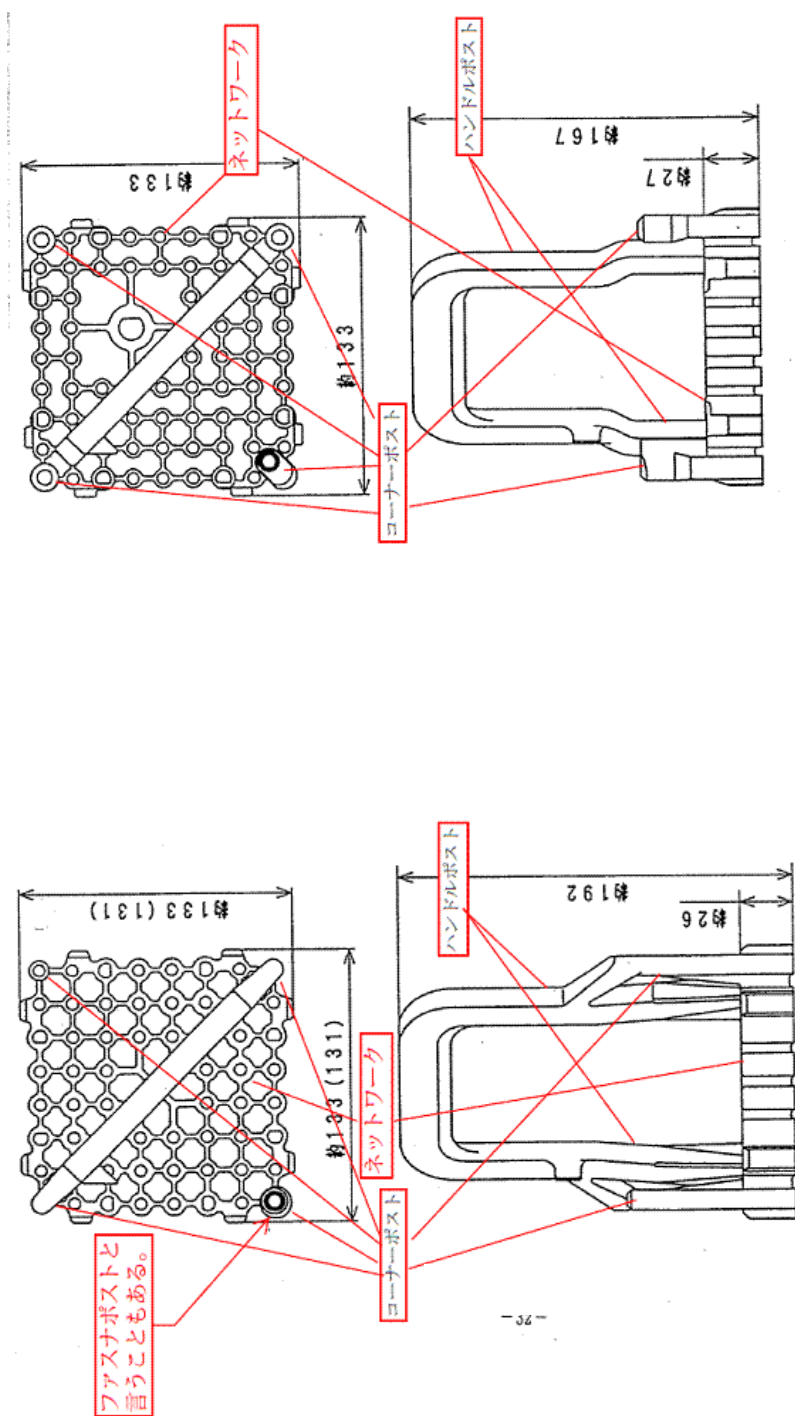


図 5 - 3 解析モデルの概要



高燃焼度 8 × 8 燃料

9 × 9 燃料 (B型) (D格子)

() はS格子
(単位: mm)

図 5-4 UTP の概要図

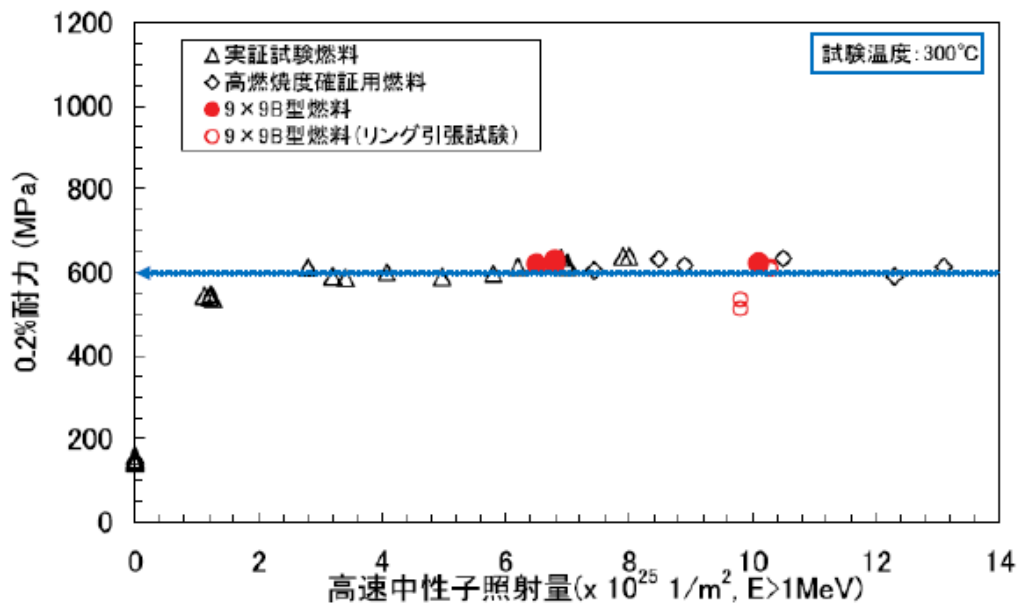
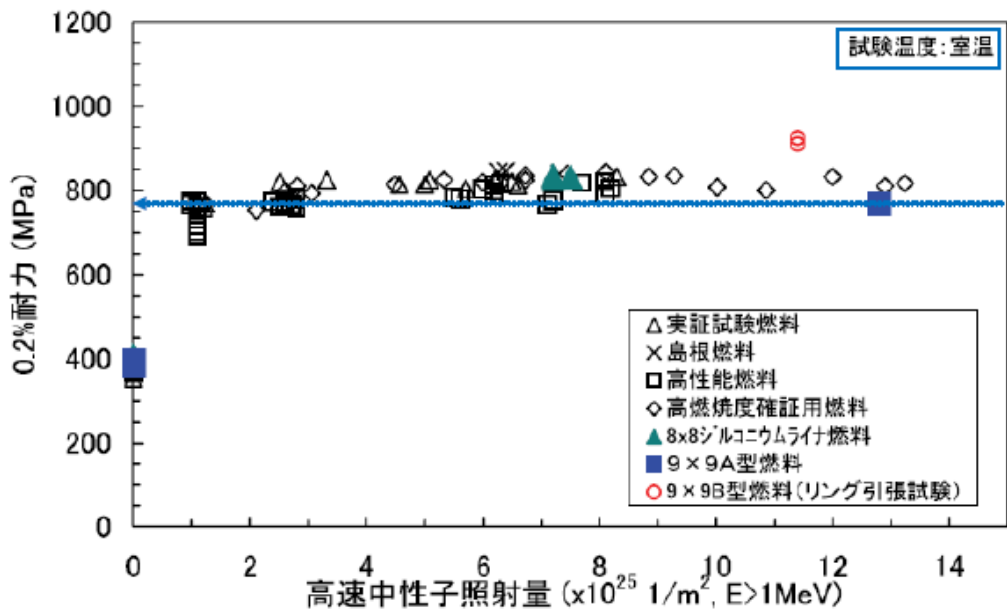


図 5-5 ジルコニウム合金の降伏応力 (0.2%耐力) 評価^[3]

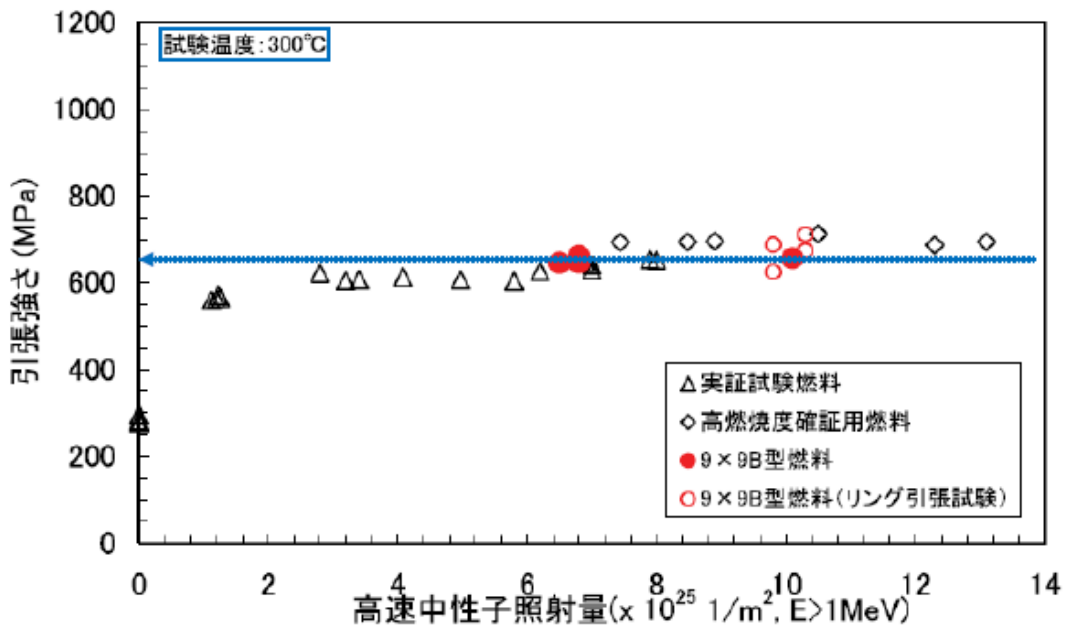
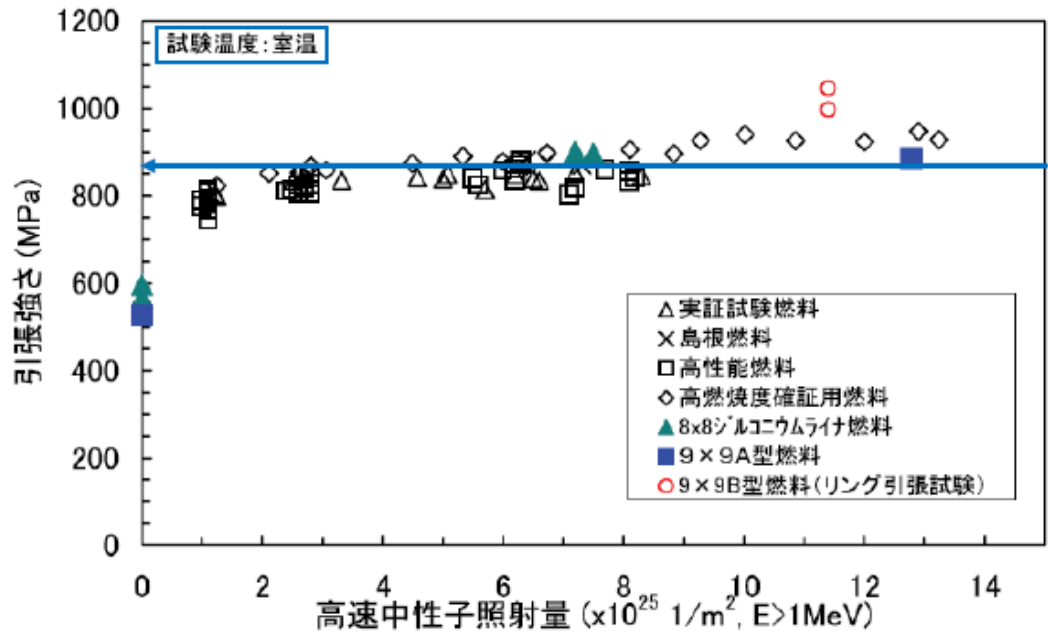
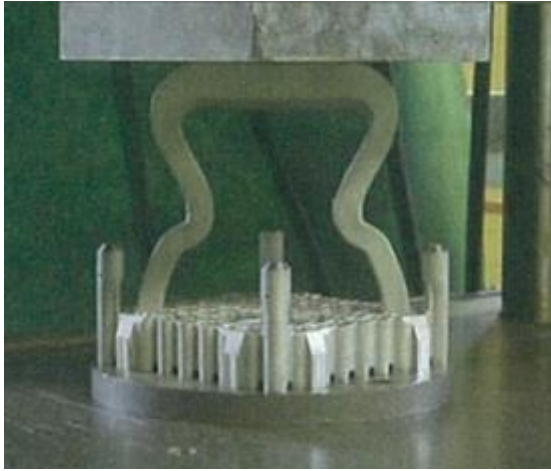
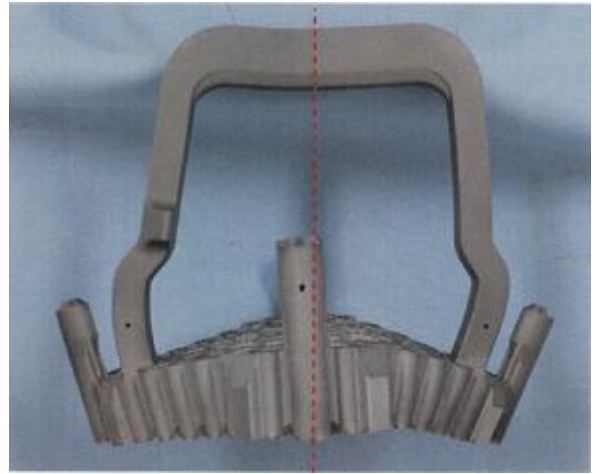


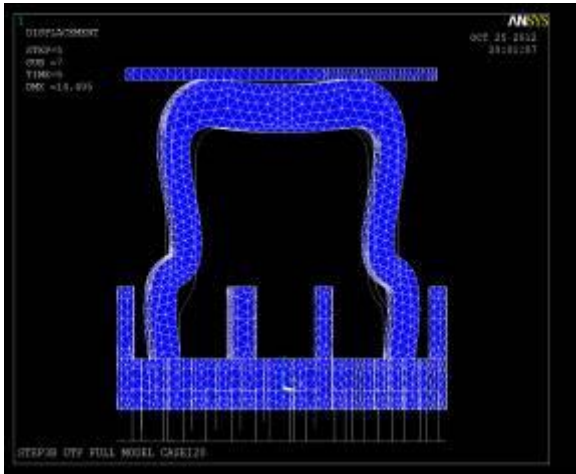
図5-6 ジルコニウム合金の引張り強さ評価^[3]



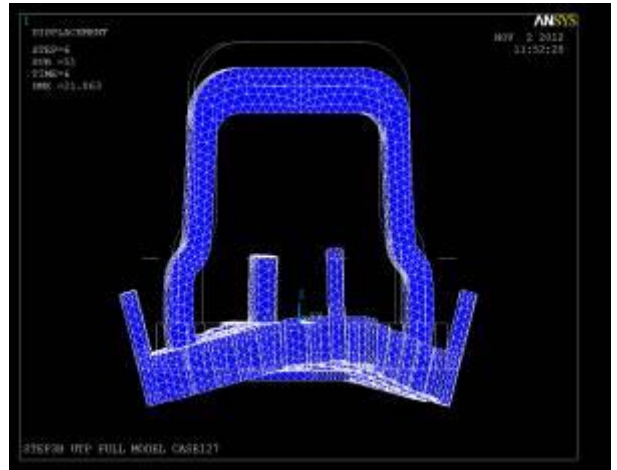
ハンドルを変形させる試験



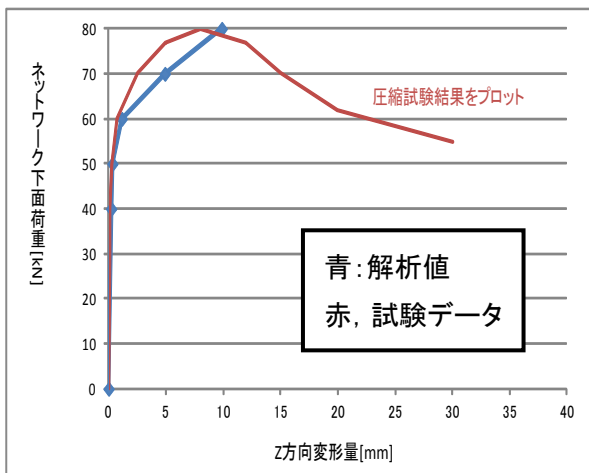
ネットワークを変形させる試験



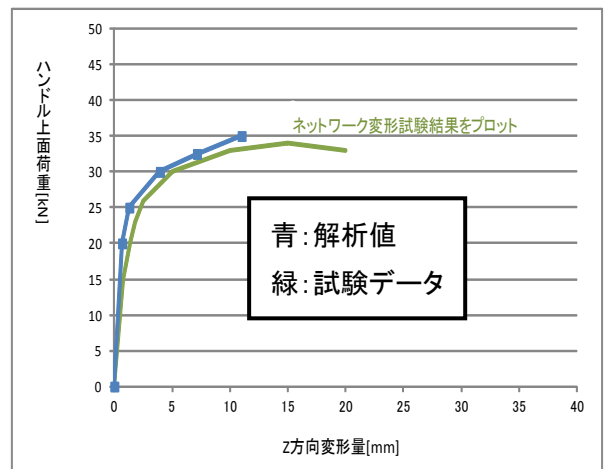
ハンドルを変形させる解析



ネットワークを変形させる解析



単体試験と解析の比較



単体試験と解析の比較

図5-7 単体試験とANSYSコード解析との比較

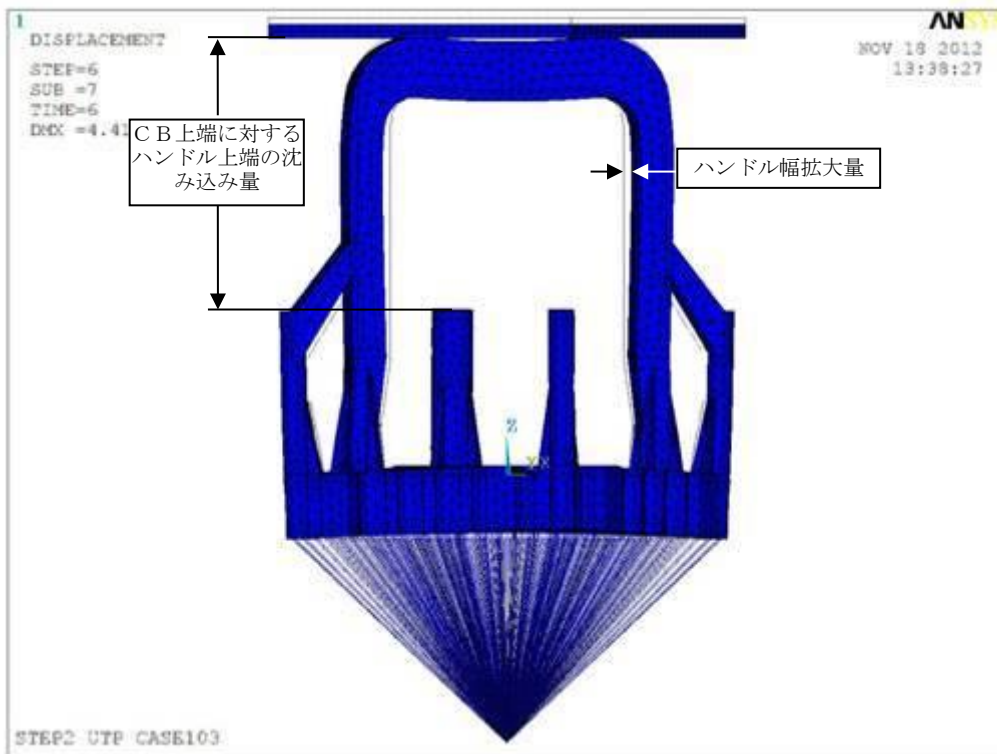


図 5 - 8 典型的なUTP塑性変形の外観図（高燃焼度8×8燃料）

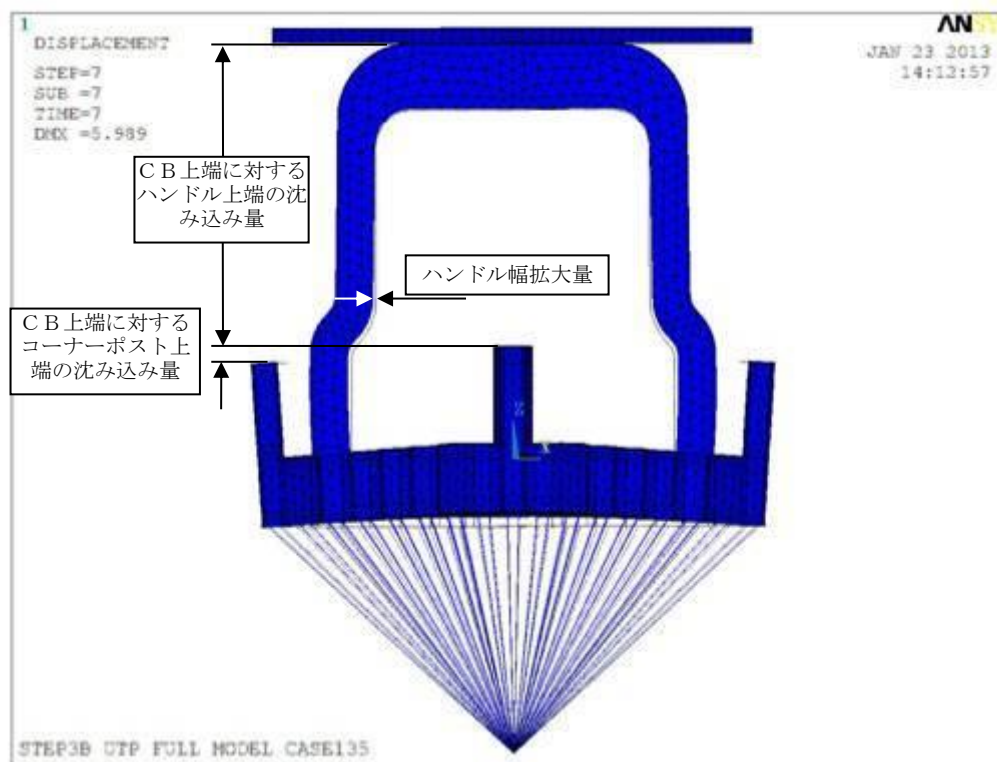


図 5 - 9 典型的なUTP塑性変形の外観図（9×9燃料（B型））

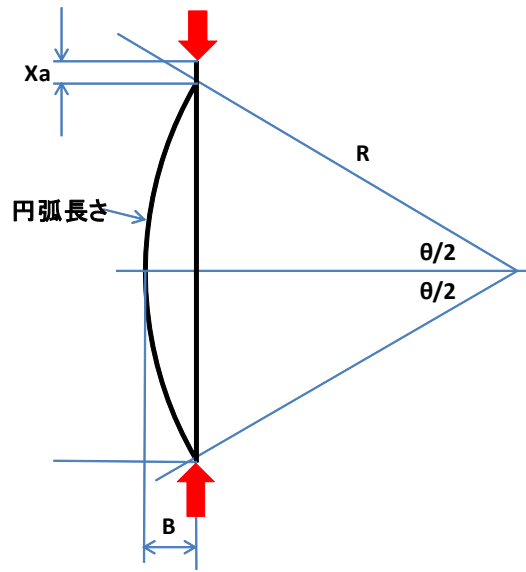


図 5 - 1 0 たわみの幾何学的評価の模式図

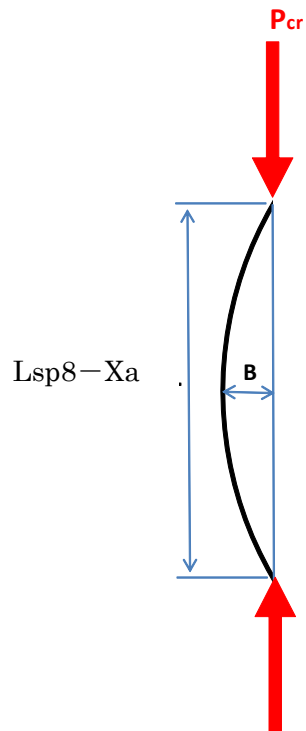


図 5 - 1 1 たわみの材料力学的評価の模式図

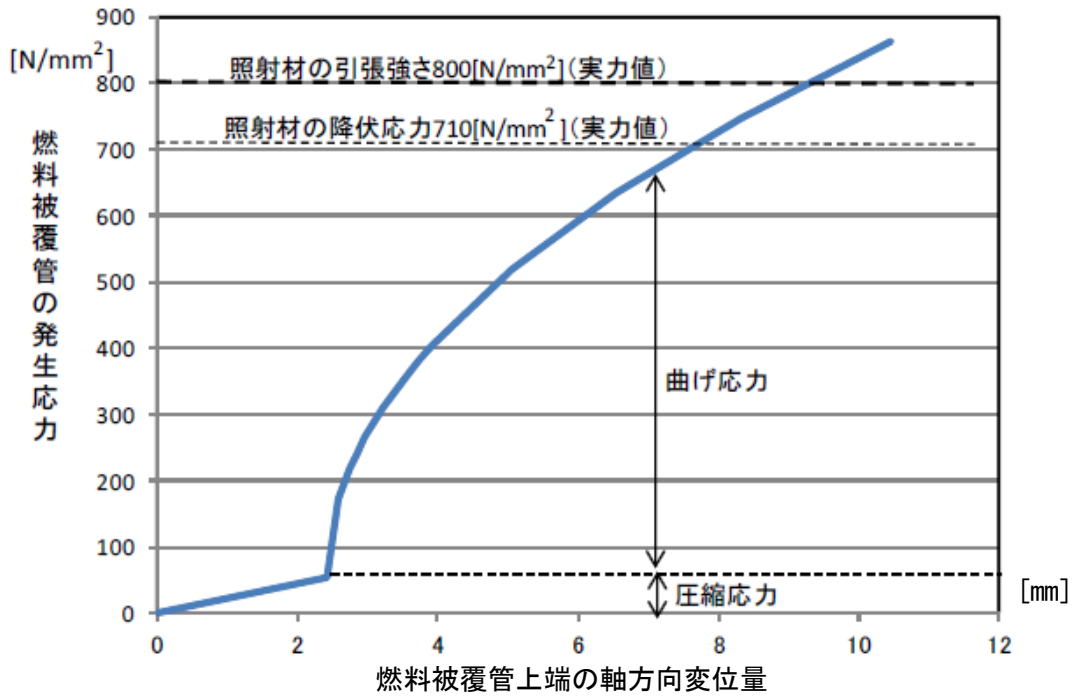


図5-12 燃料被覆管上端の軸方向変位 ($X_{cr}+X_a$) による燃料被覆管発生応力 (σ_a)
(高燃焼度 8×8 燃料)

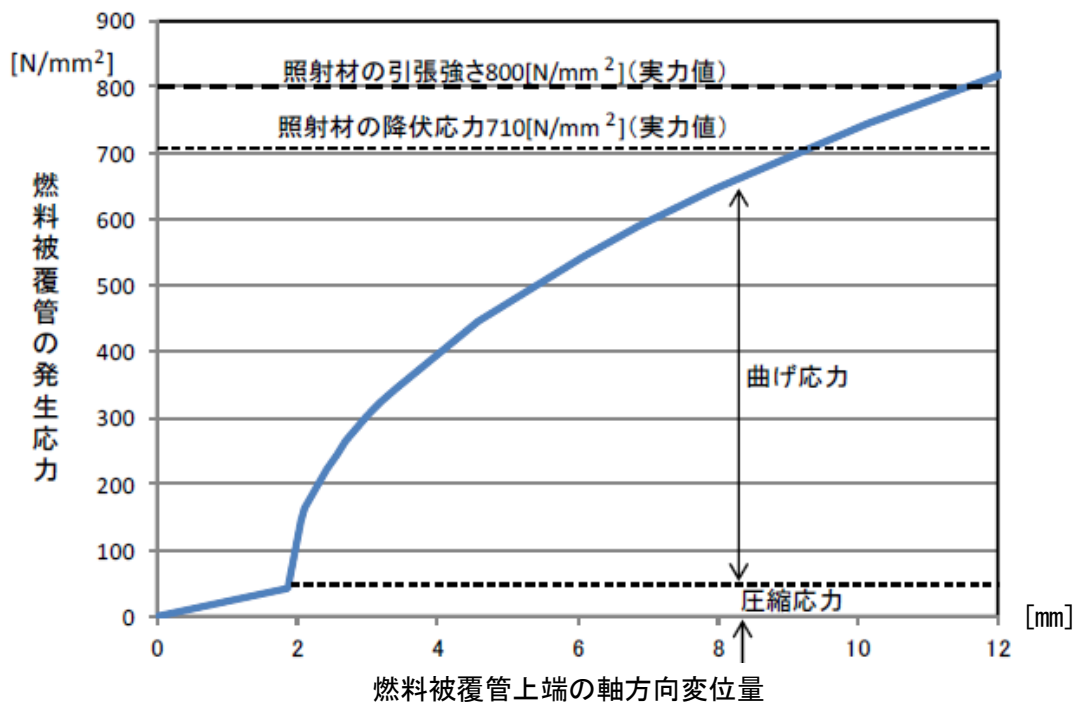


図5-13 燃料被覆管上端の軸方向変位 ($X_{cr}+X_a$) による燃料被覆管発生応力 (σ_a)
(9×9 燃料 (B型))

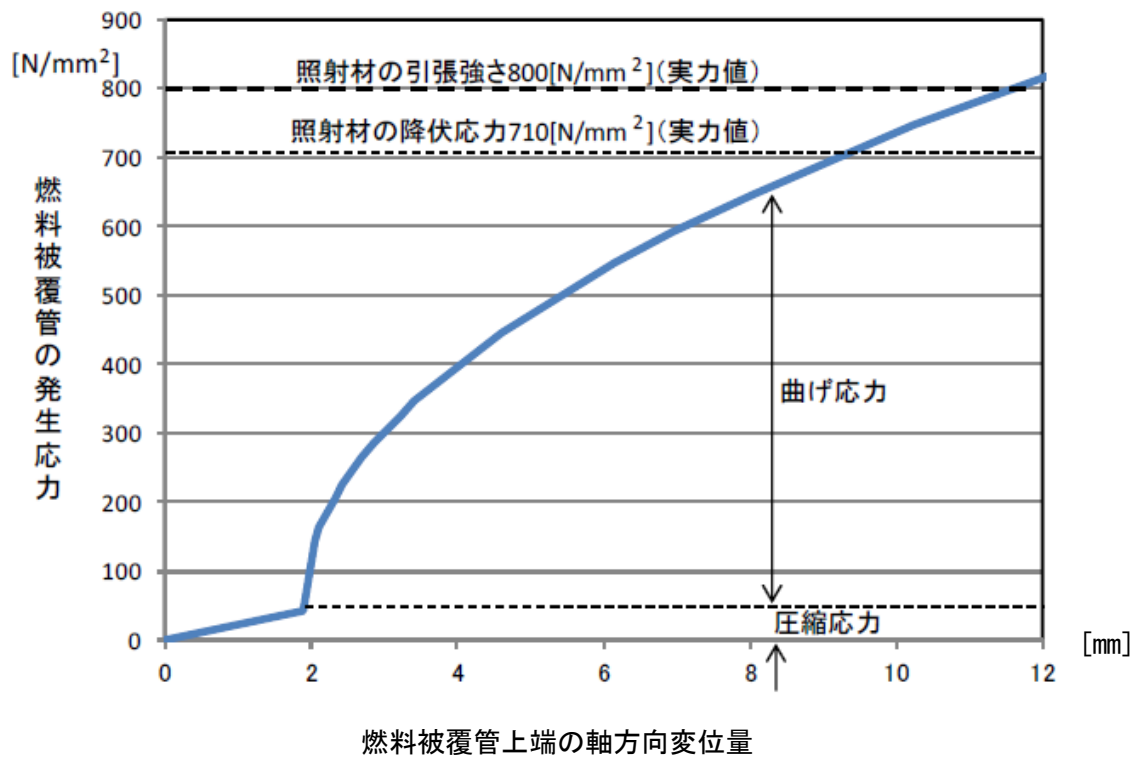
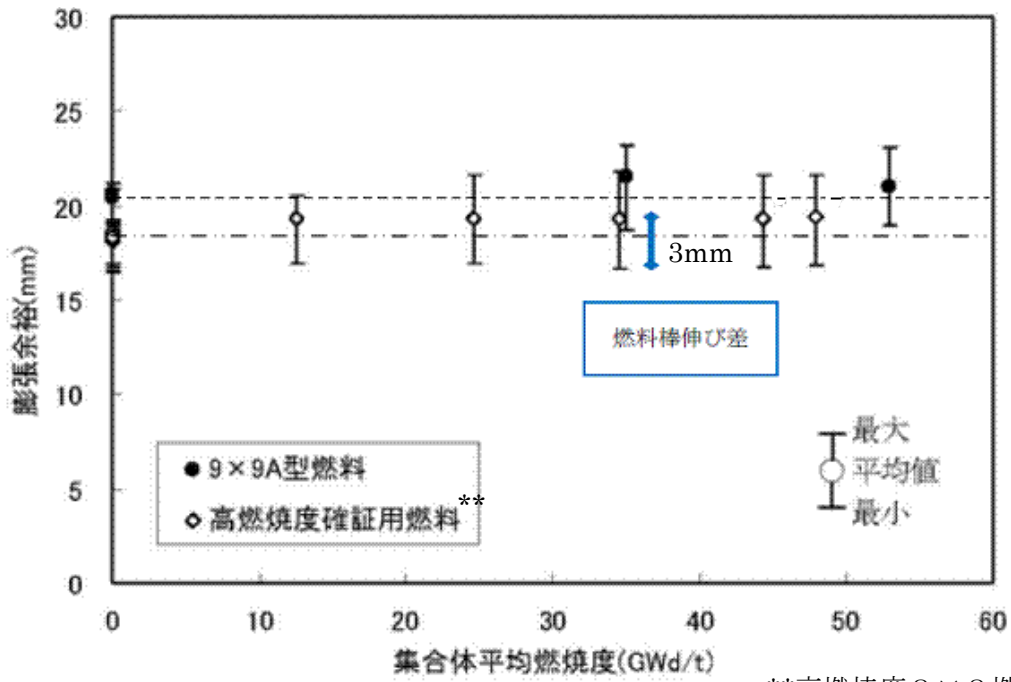


図5-14 燃料被覆管上端の軸方向変位 ($X_{cr}+X_a$) による燃料被覆管発生応力 (σ_a)
(9×9燃料 (A型))



**高燃焼度 8 × 8 燃料のデータ

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

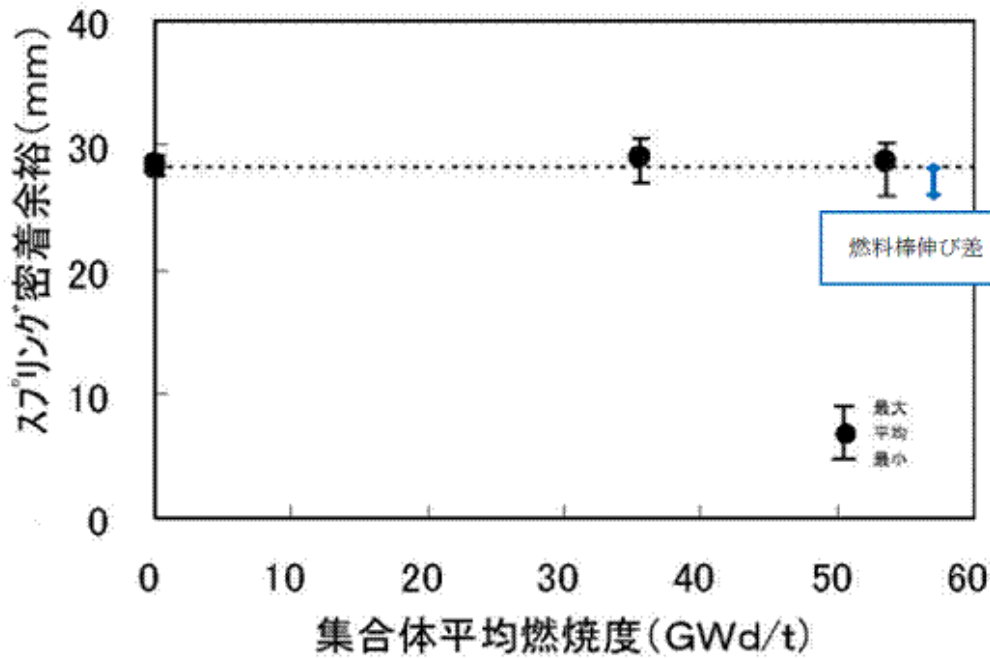
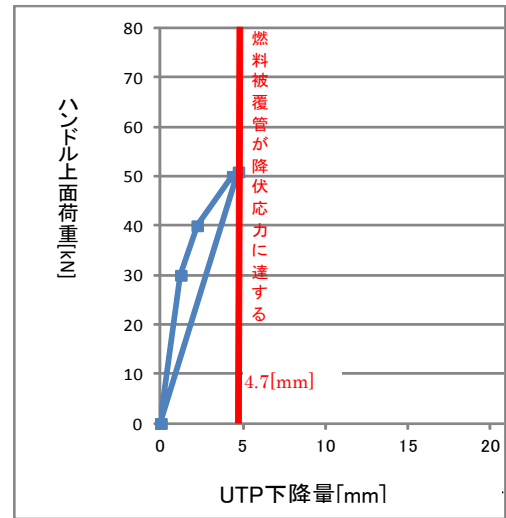
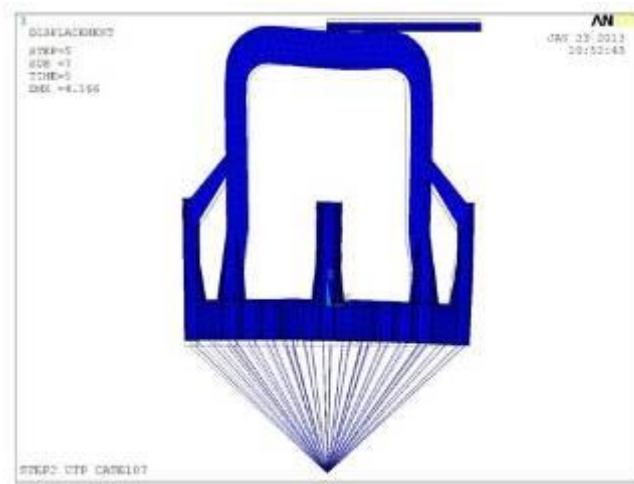
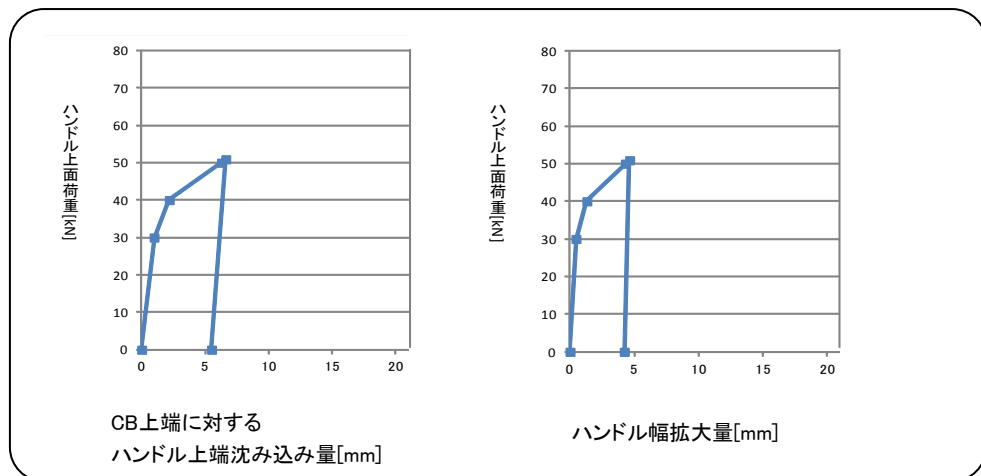
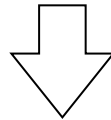


図 5-16 燃料棒伸び差の燃焼変化 (膨張スプリングのデータから評価)
(9 × 9 燃料 (B型)) [2]

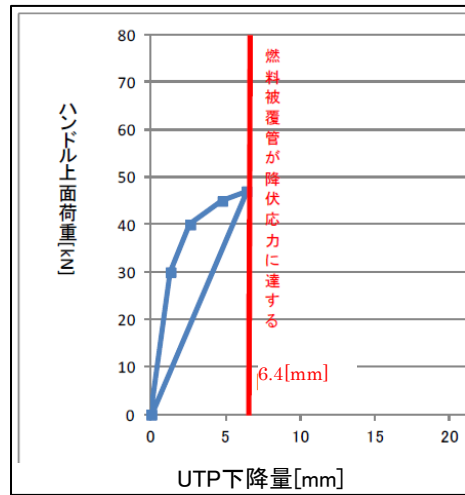
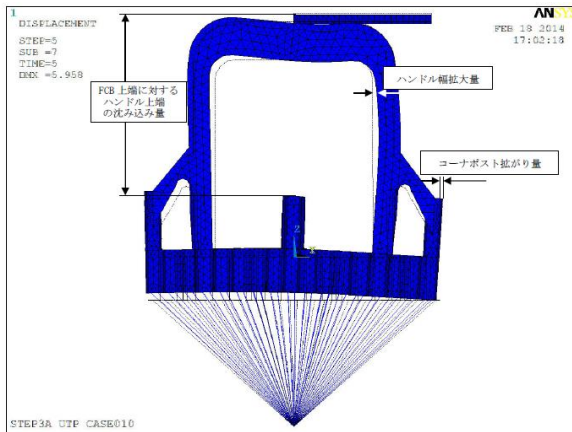


燃料被覆管が降伏応力を与える UTP 下降量に達する際にハンドル上面に付加される荷重を評価

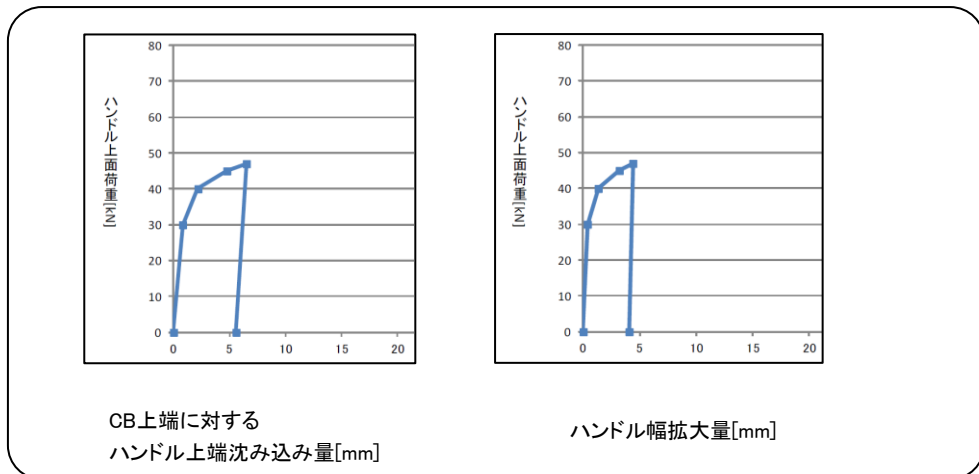
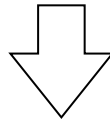


上記荷重が付加された場合の UTP 各部の塑性変形を評価

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



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



上記荷重が付加された場合の UTP 各部の塑性変形を評価

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

CF側
(単位%)

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

反CF側

上部端栓の塑性歪分布 (条件①)
(1t, 21m/s, 斜め 45°, 9×9燃料 (A型))

■ : 結合燃料棒

C F側
(単位%)

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

反C F側

上部端栓の塑性歪分布 (条件②)
(1t, 21m/s, 垂直, 9×9燃料 (A型))

■ : 結合燃料棒

CF側
(単位%)

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

反CF側

上部端栓の塑性歪分布 (条件③)
(4.5t, 12m/s, 垂直, 9×9燃料 (A型))

■ : 結合燃料棒

CF側
(単位%)

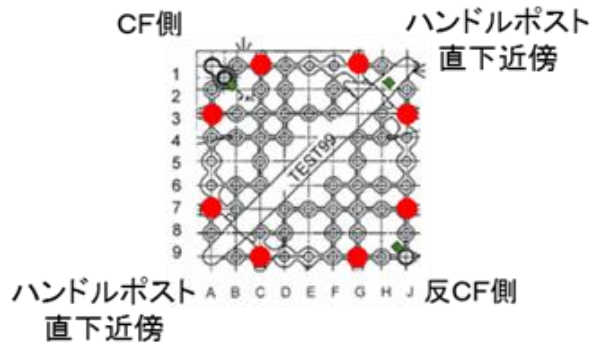
位置	A	B	C	D	E	F	G	H
1	0.1	0.2	0.1	0.7	1.3	3.4	4.4	6.9
2	0.2	1.2	0.3	0.7	1.0	1.9	1.7	2.1
3	0.3	0.4	0.5	0.4	0.3	2.1	0.5	2.5
4	0.7	0.9	0.4	0.1	2.8	0.2	3.7	0.1
5	1.7	1.5	0.6	3.3	0.0	0.1	0.2	1.6
6	4.1	2.6	2.1	0.1	0.1	0.2	0.2	1.0
7	5.5	2.2	1.3	3.8	1.7	0.2	0.3	0.2
8	9.9	4.0	4.4	1.5	2.9	0.3	0.2	0.2

反CF側

上部端栓の塑性歪分布 (条件④)
(1t, 21m/s, 垂直,
新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)

■ : 結合燃料棒

図 5-19 がれき衝突解析における上部端栓の塑性歪分布



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

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

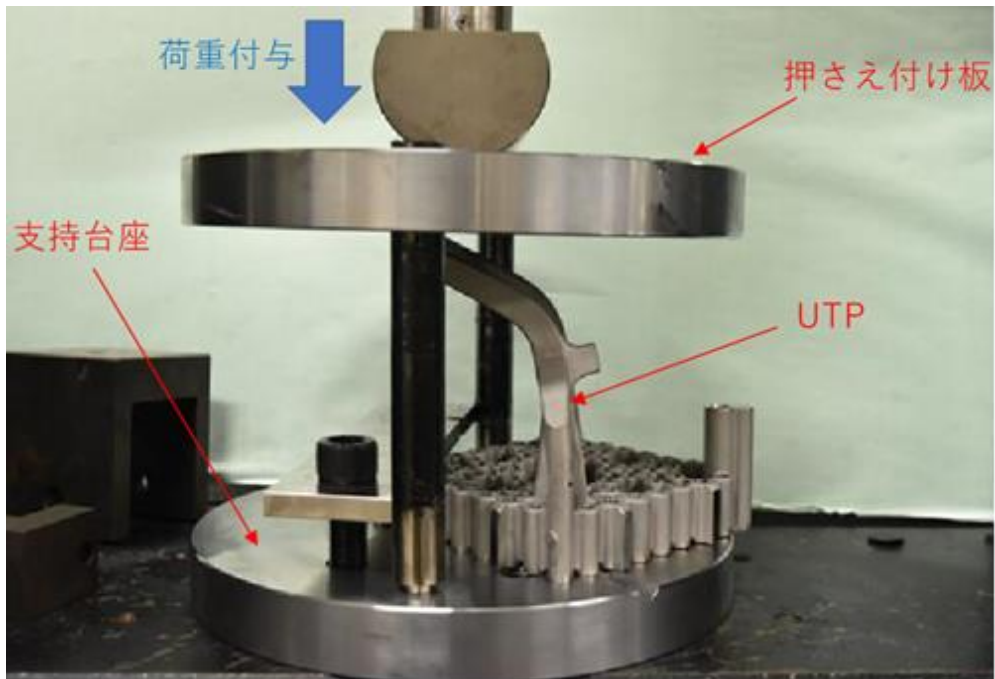


図 5 - 2 1 ハンドルへの変形付与装置

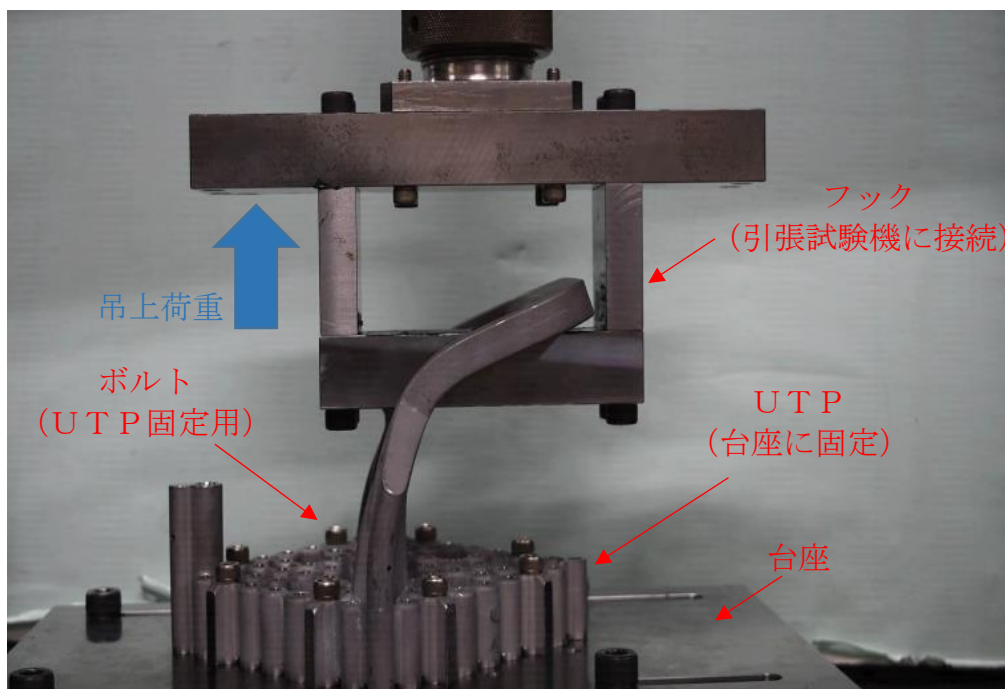


図 5 - 2 2 ハンドルの引張試験装置

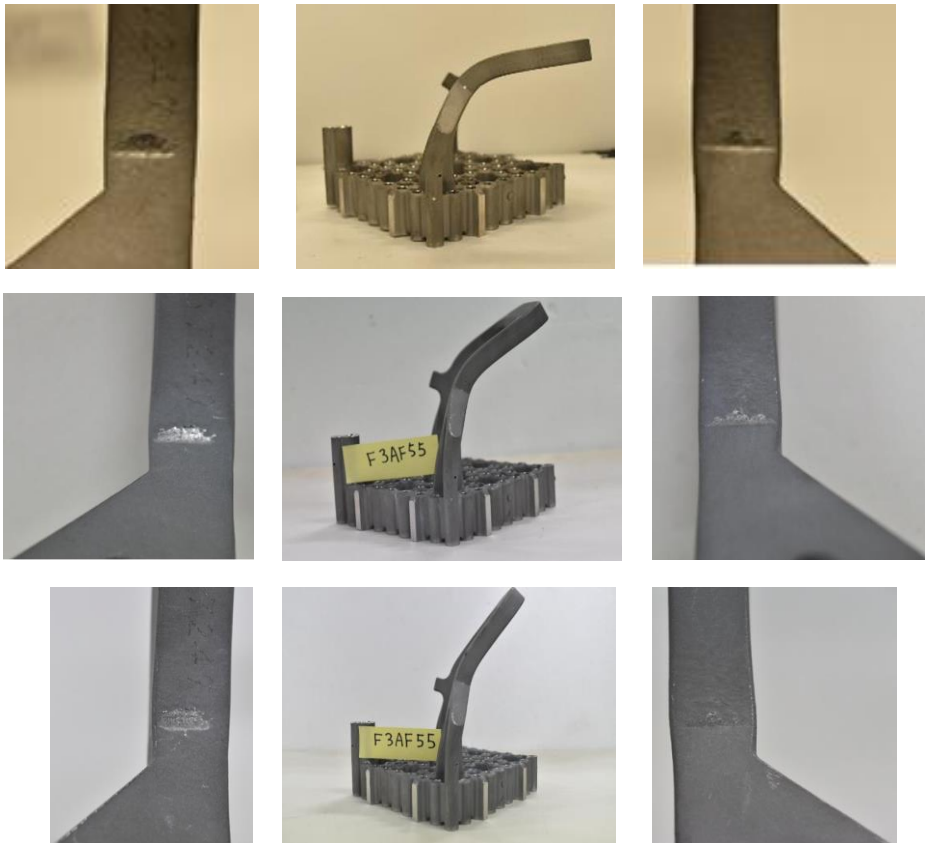
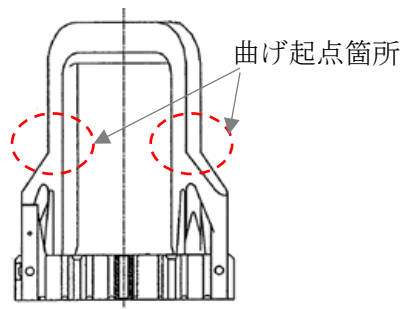


図5-23 9×9燃料（A型）ハンドルの引張試験前後の比較
 （上段：引張試験前 中段：13kN 引張試験後 下段：26kN 引張試験後）

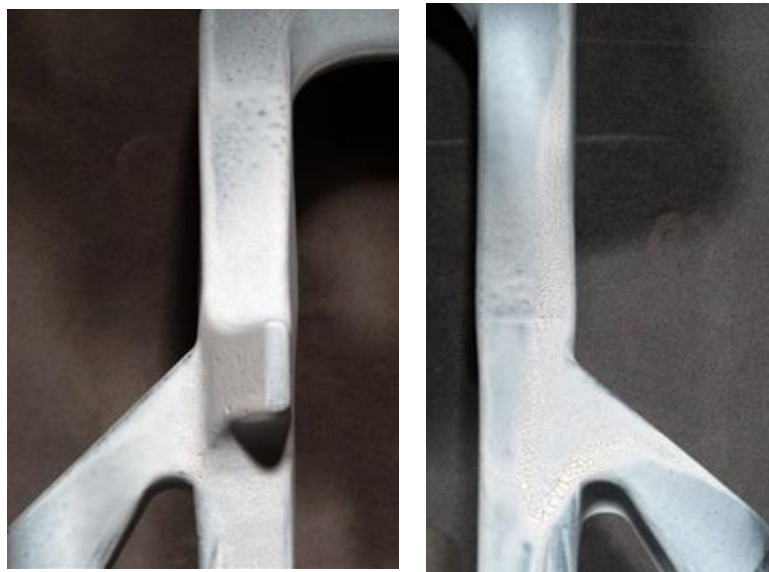


図 5 - 2 4 (1) ハンドル引張試験後の浸透探傷試験結果
(9 × 9 燃料 (A 型) 引張荷重 13kN)

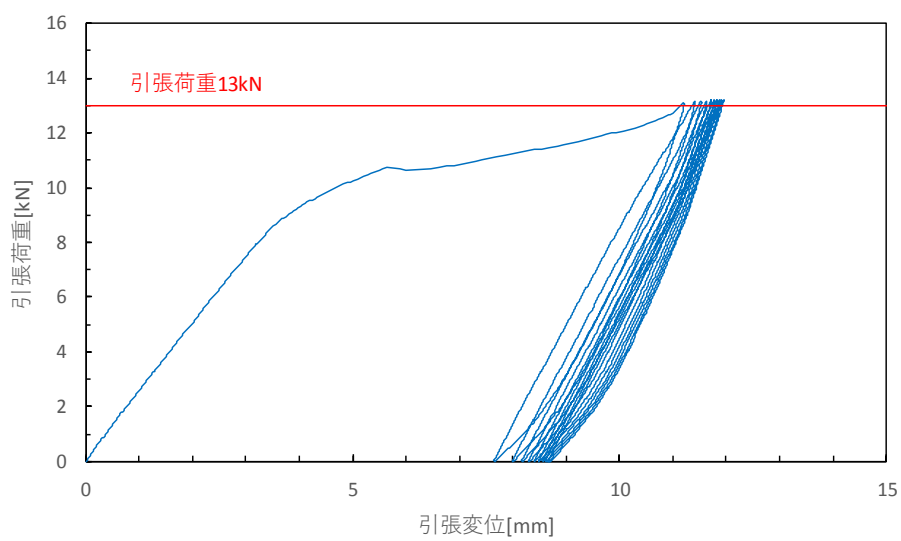


図 5 - 2 5 (1) ハンドル引張試験中の引張荷重—引張変位
(9 × 9 燃料 (A 型) 引張荷重 13kN)

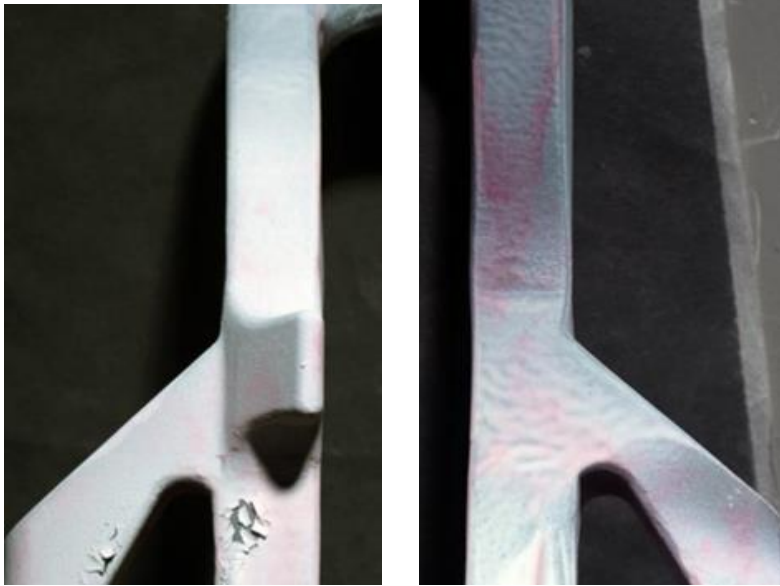


図 5 - 2 4 (2) ハンドル引張試験後の浸透探傷試験結果
(9 × 9 燃料 (A 型) 引張荷重 26kN)

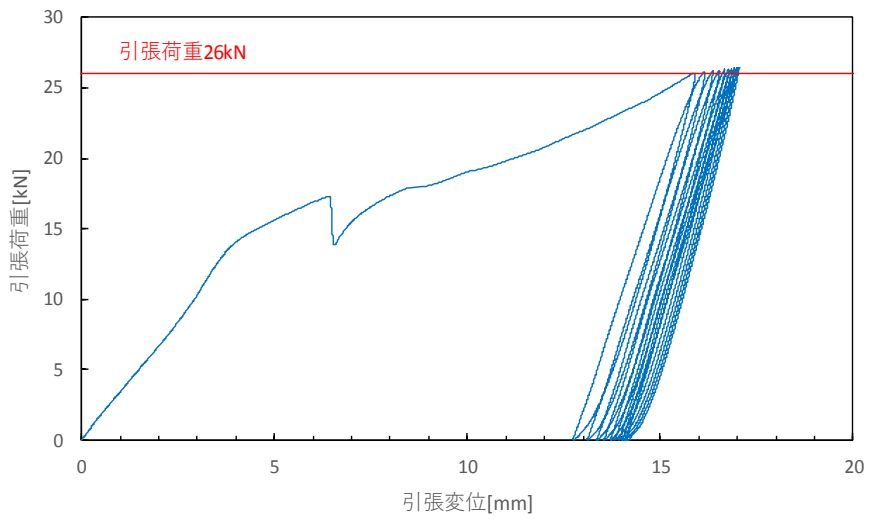


図 5 - 2 5 (2) ハンドル引張試験中の引張荷重—引張変位
(9 × 9 燃料 (A 型) 引張荷重 26kN)

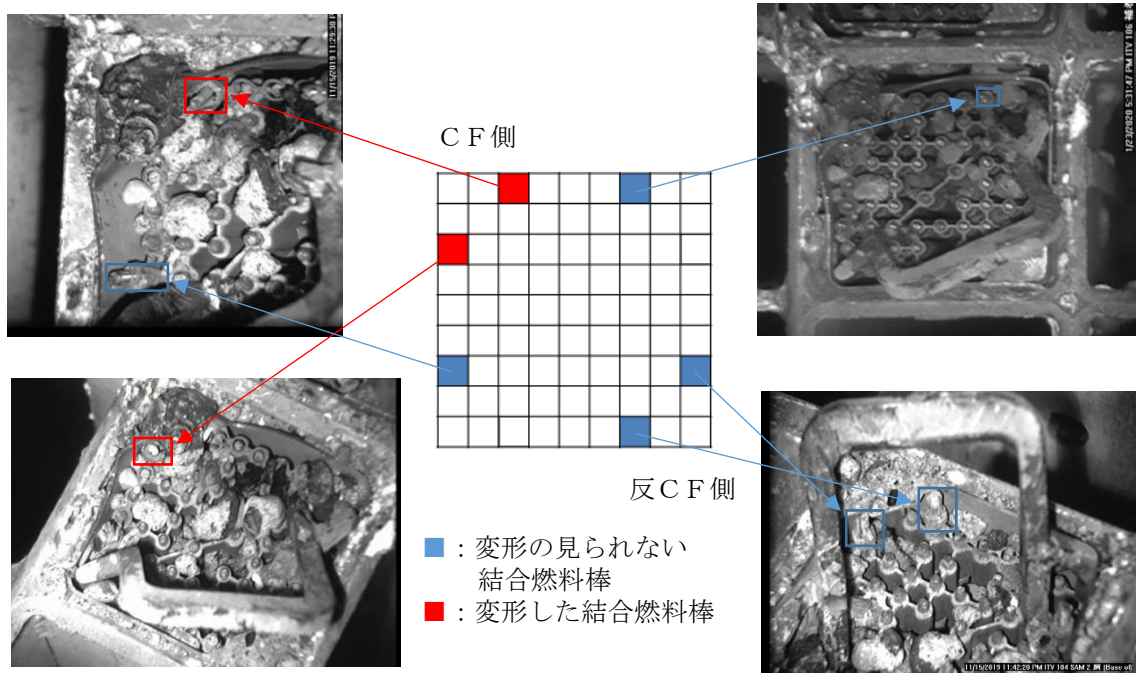


図5-26 CB変形燃料の結合燃料棒状況

6. 燃料の取り扱い

6.1. 4号機における燃料の取り扱い

6.1.1. 燃料取り出し手順の概要

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

6.1.2. 燃料健全性確認

6.1.2.1. 燃料健全性確認手順

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

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

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

6.1.2.2. 燃料健全性確認用治具

燃料健全性確認用治具の概念図を図6-3、図6-4に示す。

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

6.1.3. 取り出し後の確認

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

6.1.4. がれきによるCBの固着

6.1.4.1. 固着の発生防止

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

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

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

6.1.4.2. 固着発生時の対応

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

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

6.1.4.3. 固着解消時に使用済燃料が落下した場合の被覆管の健全性評価

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

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

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

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

6.1.4.4. 落下防止治具の特徴

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

6.1.5. クレーン又は天井クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い

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

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

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

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

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

6.2. 3号機における燃料の取り扱い

6.2.1. 燃料取り出し手順の概要

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

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

6.2.2. 燃料健全性確認

6.2.2.1. 燃料健全性確認手順

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

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

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

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

6.2.2.2. 燃料健全性確認用治具

燃料健全性確認用治具を図6-13に示す。

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

6.2.3. 取り出し後の確認

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

6.2.4. がれきによるCBの固着

6.2.4.1. 固着発生の防止

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

6.2.4.2. 固着発生時の対応

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

6.2.5. 震災以前から存在する漏えい燃料等について

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

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

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

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

6.2.6. ハンドル変形燃料の取り扱い

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

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

6.2.7. ハンドル変形燃料の吊り上げ

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

6.3. 2号機における燃料の取り扱い

6.3.1. 燃料取り出し手順の概要

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

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

6.3.2. 震災以前から存在する漏えい燃料等について

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

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

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

6.4. 破損燃料を使用済燃料共用プールへ受け入れた場合の放射線被ばく影響

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

6.4.1. 液相

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

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

6.4.2. 気相

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

表 6 - 1 4号機SFP内で確認されたがれき

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

表 6 - 2 クレーン又は天井クレーンでの燃料取り扱いに関する安全対策

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

表 6 - 3 3号機 S F P に震災以前から存在する漏えい燃料等

状態	数量	概要
漏えい燃料	1 体	SHIPPING 検査により漏えいを確認
スペーサー一部損傷	2 体	第 4, 5 スペーサーがコーナー部で切損、第 3 スペーサーは同じコーナー部で下方に傾いた状態
		第 1 スペーサーコーナー部の溶接個所がはずれて少し変形 C B が装着されていない
スペーサーずれ	1 体	第 2 スペーサーが第 1 スペーサー位置までずれた状態

表 6 - 4 2号機 S F P に震災以前から存在する漏えい燃料等

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



図6-1 4号機SFP内の状況（その1）



図6-2 4号機SFP内の状況（その2）

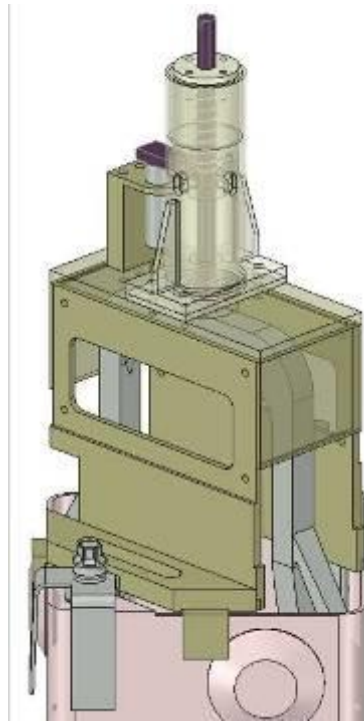


図 6 - 3 燃料健全性確認用治具（概念図）：高燃焼度 8×8 燃料用

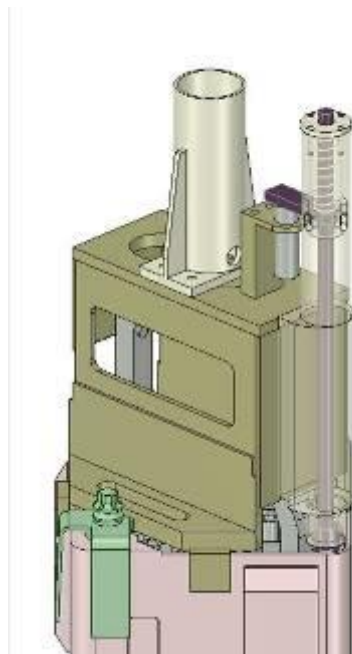


図 6 - 4 燃料健全性確認用治具（概念図）： 9×9 燃料（B型）用

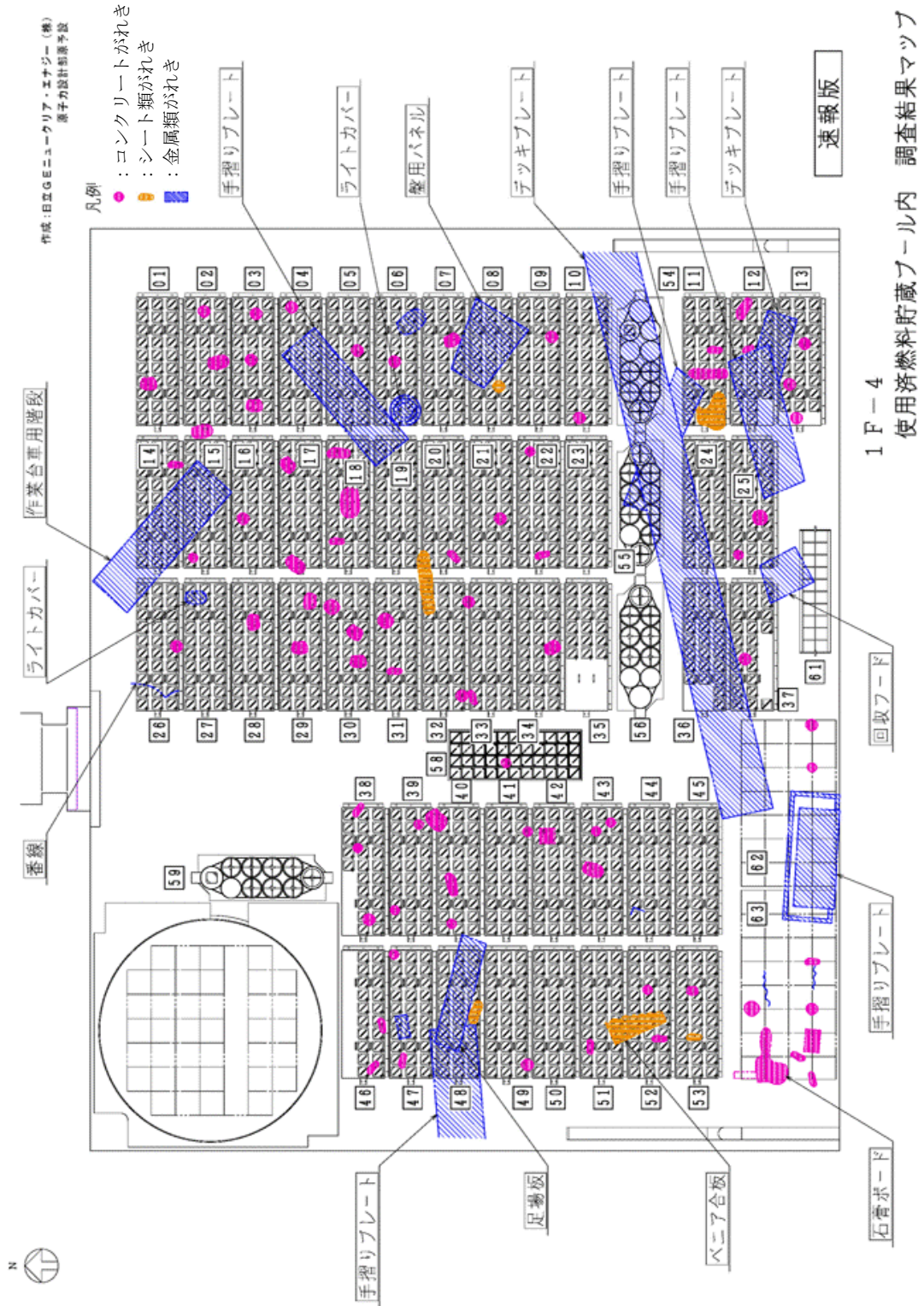
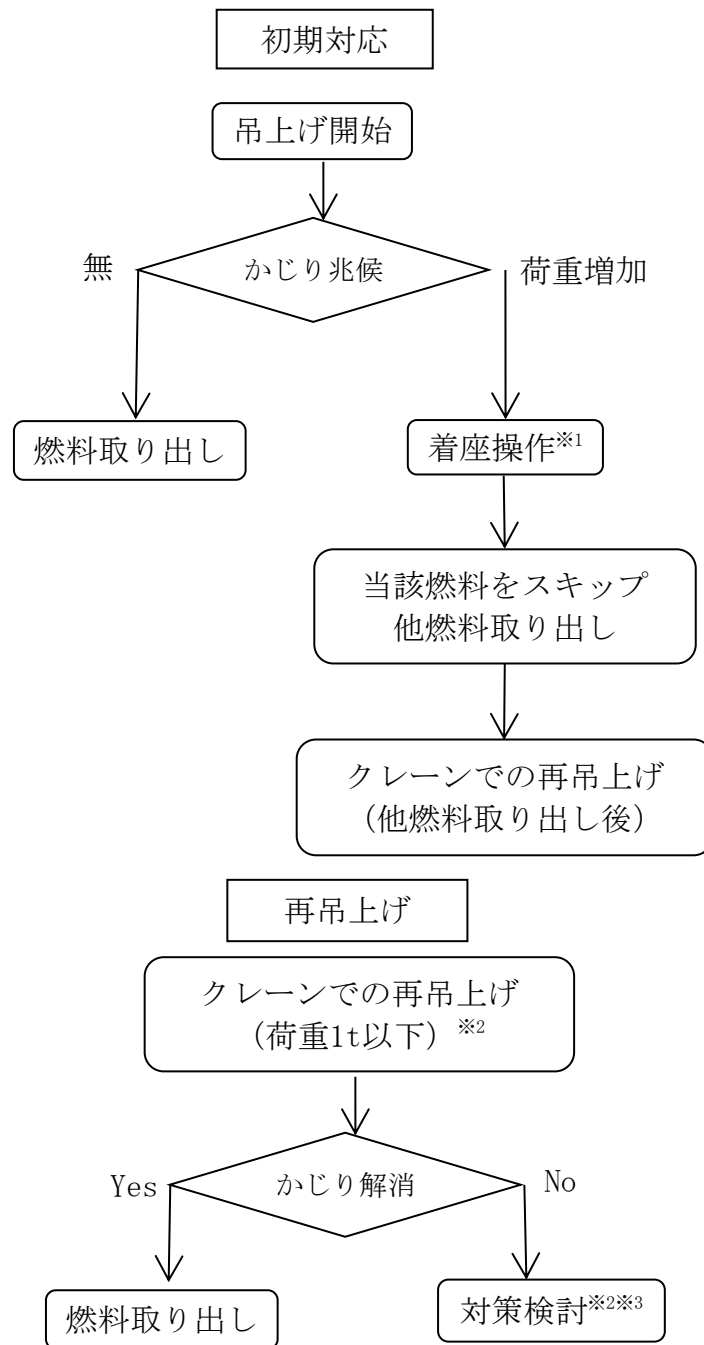


図6-5 4号機SFP内のがれきマップ



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

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

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

図6-6 固着発生時の対応フロー

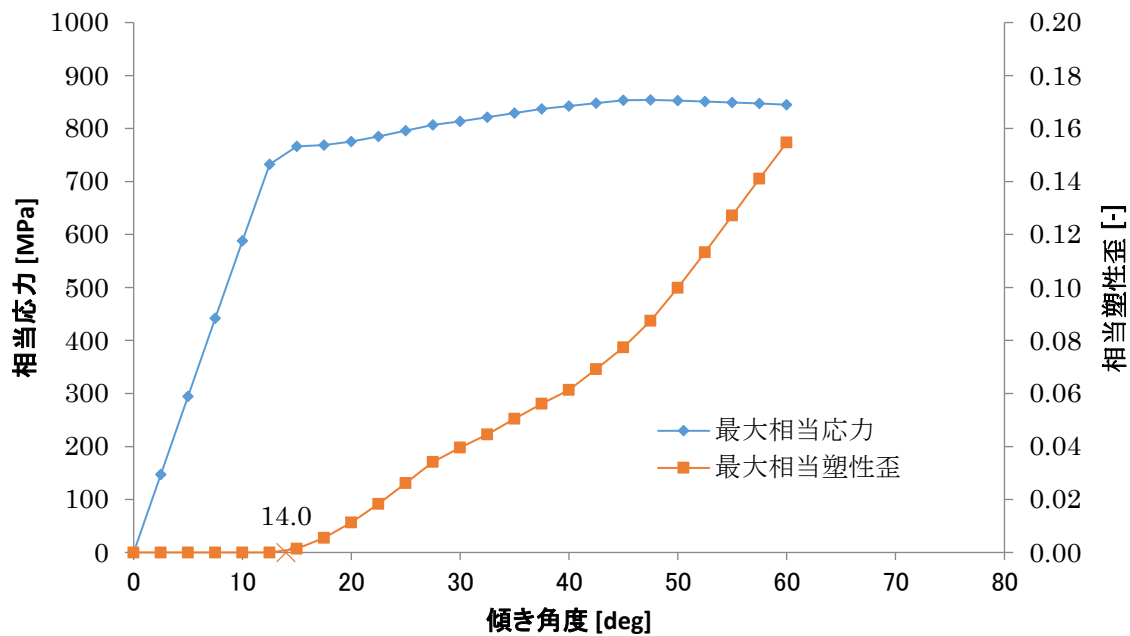


図 6-7 LTP と燃料棒との嵌合部傾き角度-発生応力及び塑性歪

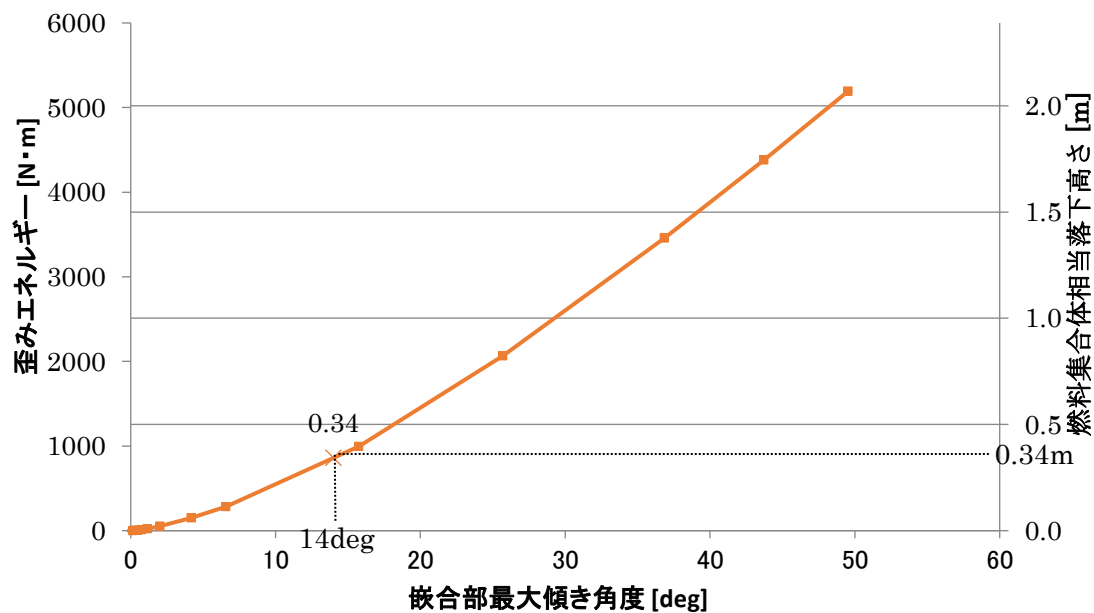


図 6-8 LTP と燃料棒との嵌合部最大傾き角度-歪みエネルギー及び落下高さ

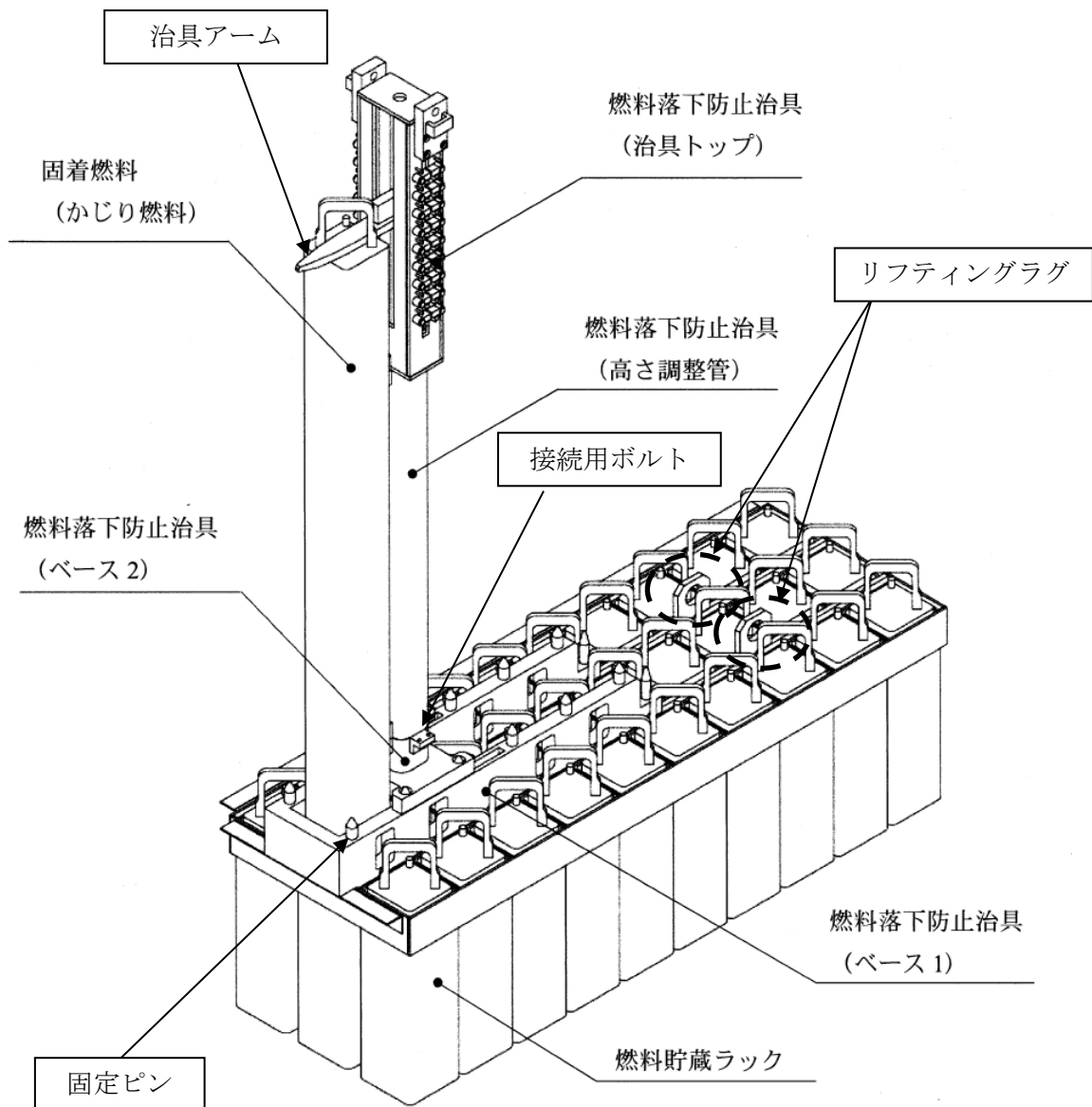


図 6 - 9 落下防止治具概念図

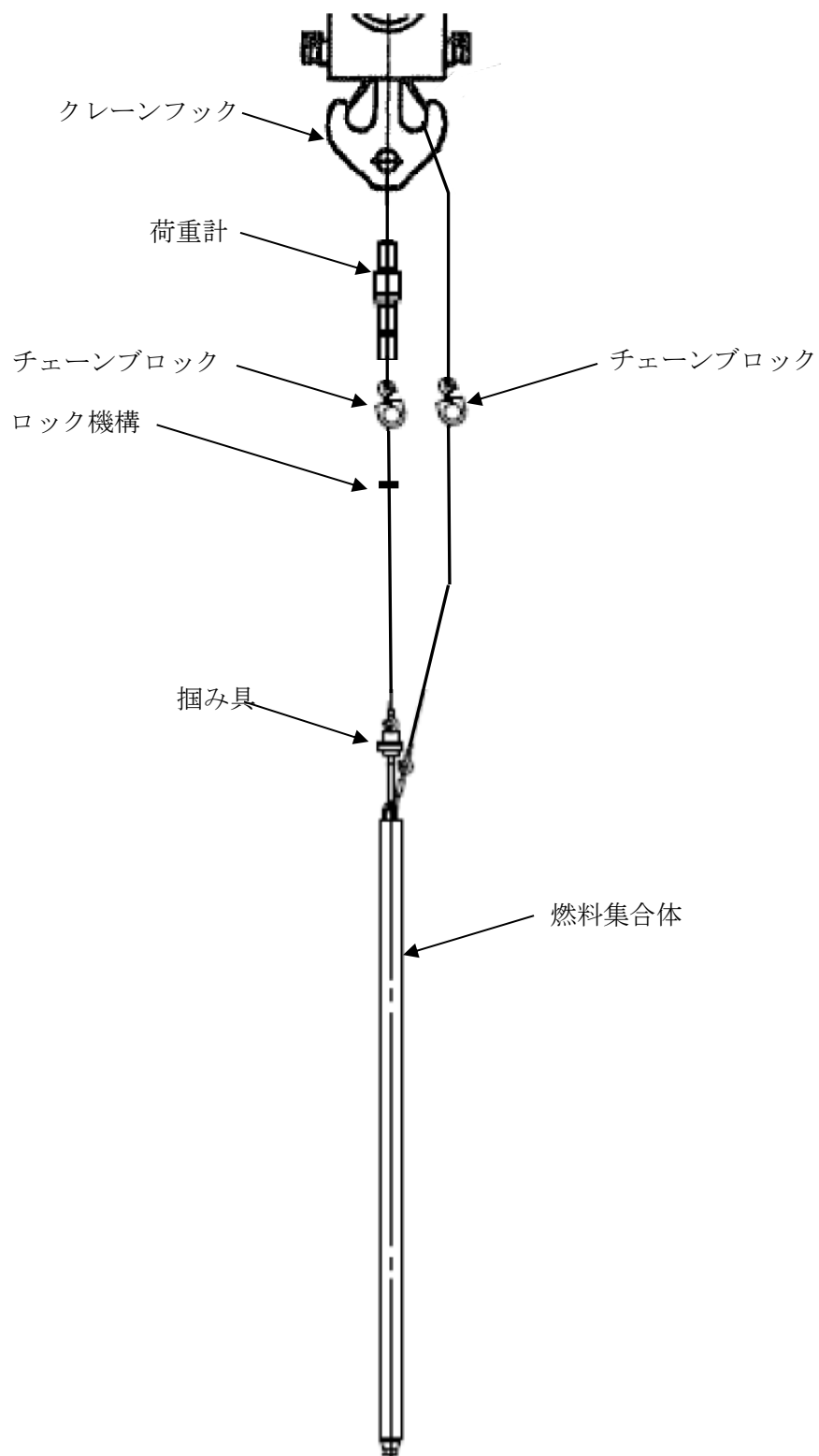


図 6 - 1 0 クレーンを用いた燃料集合体の取り扱い（概念図）

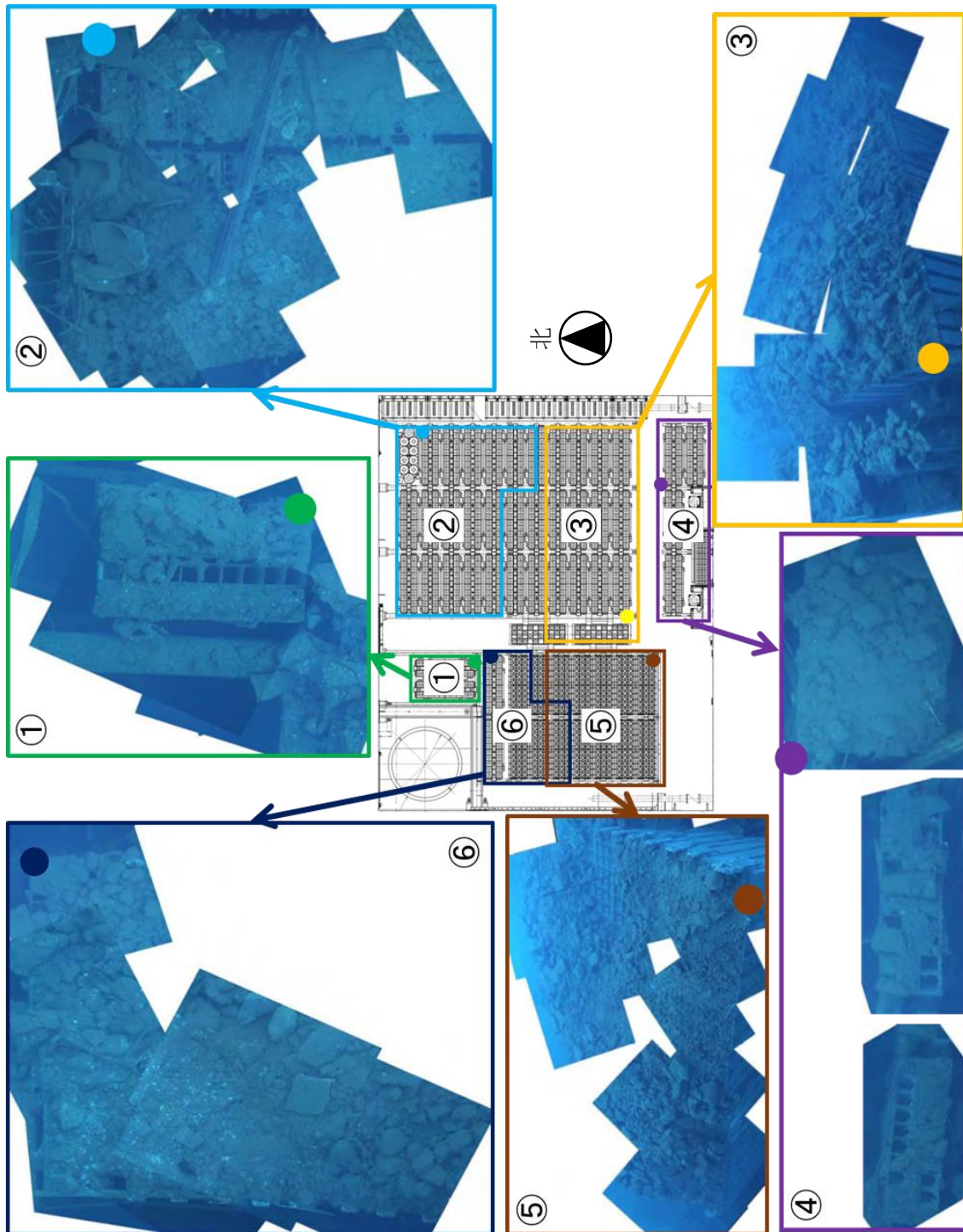


図6-11 3号機SFP内の状況（大型のがれき撤去後）



FHM 落下箇所



CUW ハッチ落下箇所

図6-12 ハンドル部の変形が認められる燃料（3号機）

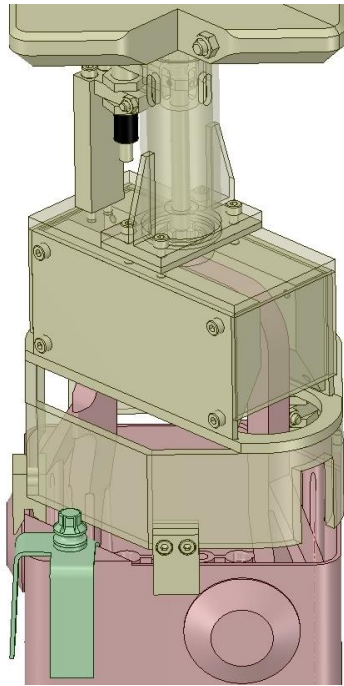
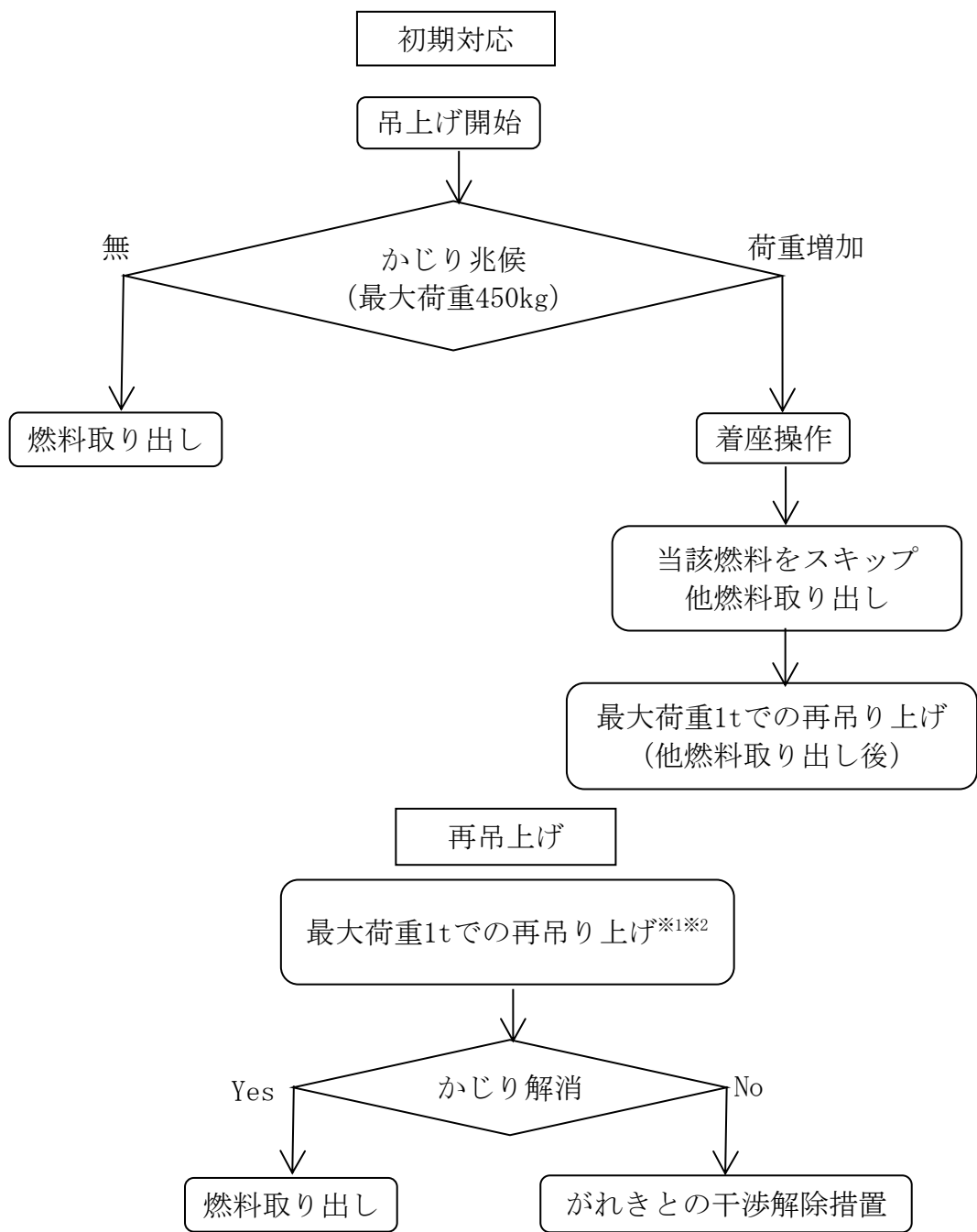


図 6 - 1 3 燃料健全性確認用治具 (概念図)



※1 必要に応じて固着状況の調査及びがれきとの干渉解除措置を行う。

※2 チャンネルファスナが燃料ラックから抜ける範囲まで。

図6-14 固着発生時の対応フロー（3号機）

放射能濃度変化* *初期濃度を100とした場合の相対値

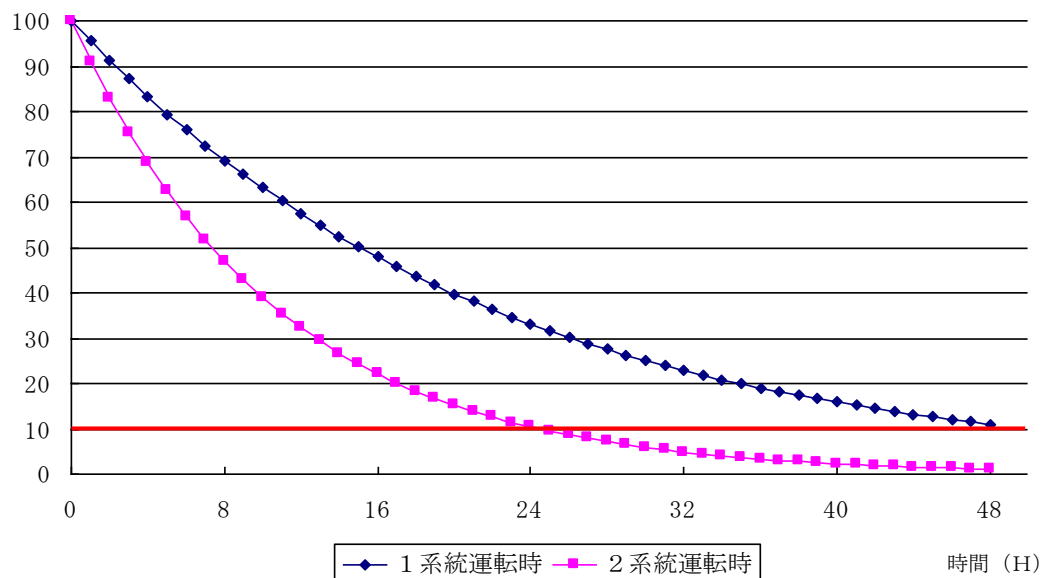


図6-15 使用済燃料共用プール冷却浄化系ろ過脱塩装置での放射能除去評価

7. 参考資料

- (1) 汎用有限要素解析コード (ANSYS) について
- (2) がれき衝突解析に用いるコード (LS-DYNA) について

8. 参考文献

- [1] 「平成18年度 高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書 付録1 (9×9 A型燃料照射後試験結果)」, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成19年12月
- [2] 「平成18年度 高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書 付録2 (9×9 B型燃料照射後試験結果)」, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成19年12月
- [3] 「平成18年度 高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書 (総合評価編)」, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成19年12月
- [4] T.Yasuda et al. Deformation and Fracture Properties of Neutron-Irradiated Recrystallized Zircaloy-2 Cladding under Uniaxial Tension, Zirconium in the Nuclear Industry ASTM STP 939, 734 (1987)

以上

汎用有限要素解析コード（ANSYS）について

(1) 概要

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

(2) 機能

ANSYSコードは、構造解析に際して以下の機能を有している。

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

(3) 解析フロー

ANSYSコードの解析フローを図1に示す。

(4) 使用実績及び検証

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

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

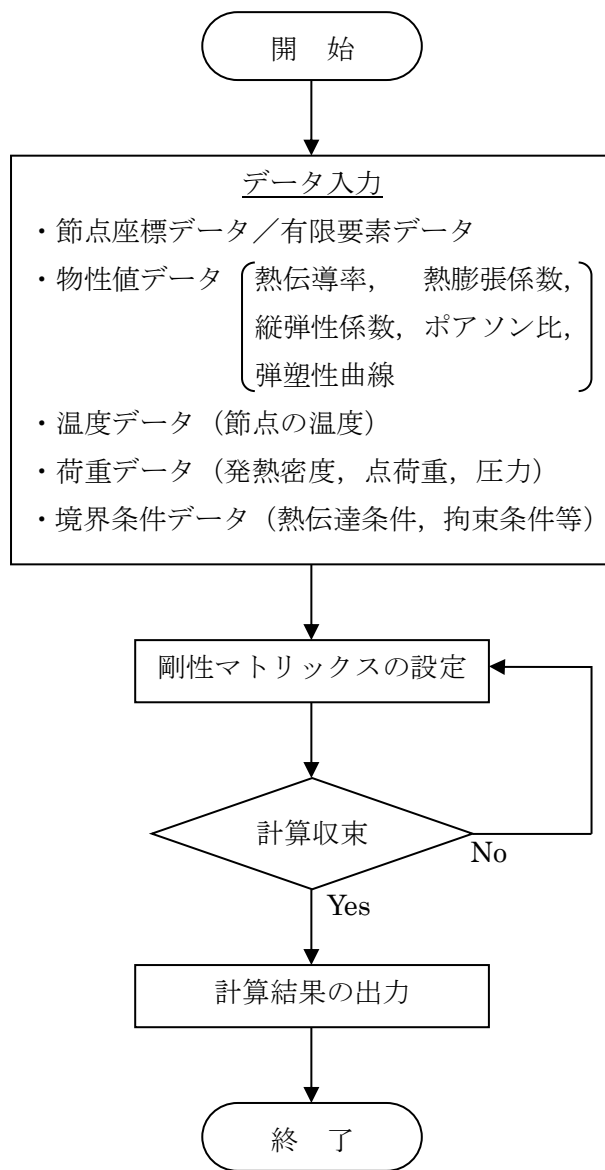


図1 ANSYSコードの解析フロー図

がれき衝突解析に用いるコード（LS-DYNA）について

(1) 概要

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

(2) 機能

LS-DYNAコードは、衝撃解析に際して以下の機能を有している。

- ① 材料の非線形性を取り扱いできるため、衝撃吸収材が衝撃時に降伏応力を超え、塑性変形することによって衝撃エネルギーを吸収することを考慮できる。
- ② 20を超える接触オプションが有効であり、接触面には固着、剥離、接触、滑り、摩擦などの条件が設定できる。
- ③ 面と面の接触状態だけでなく、辺と辺、節点と面の接触も可能である。
- ④ 要素の消滅などの特殊な条件も扱うことができる。
- ⑤ 多数の金属、非金属材料モデルを有している。

(3) 解析フロー

LS-DYNAコードの解析フローを図1に示す。

(4) 使用実績

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

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

(5) 検証方法

実験との比較による検証が実施されていることを確認している。

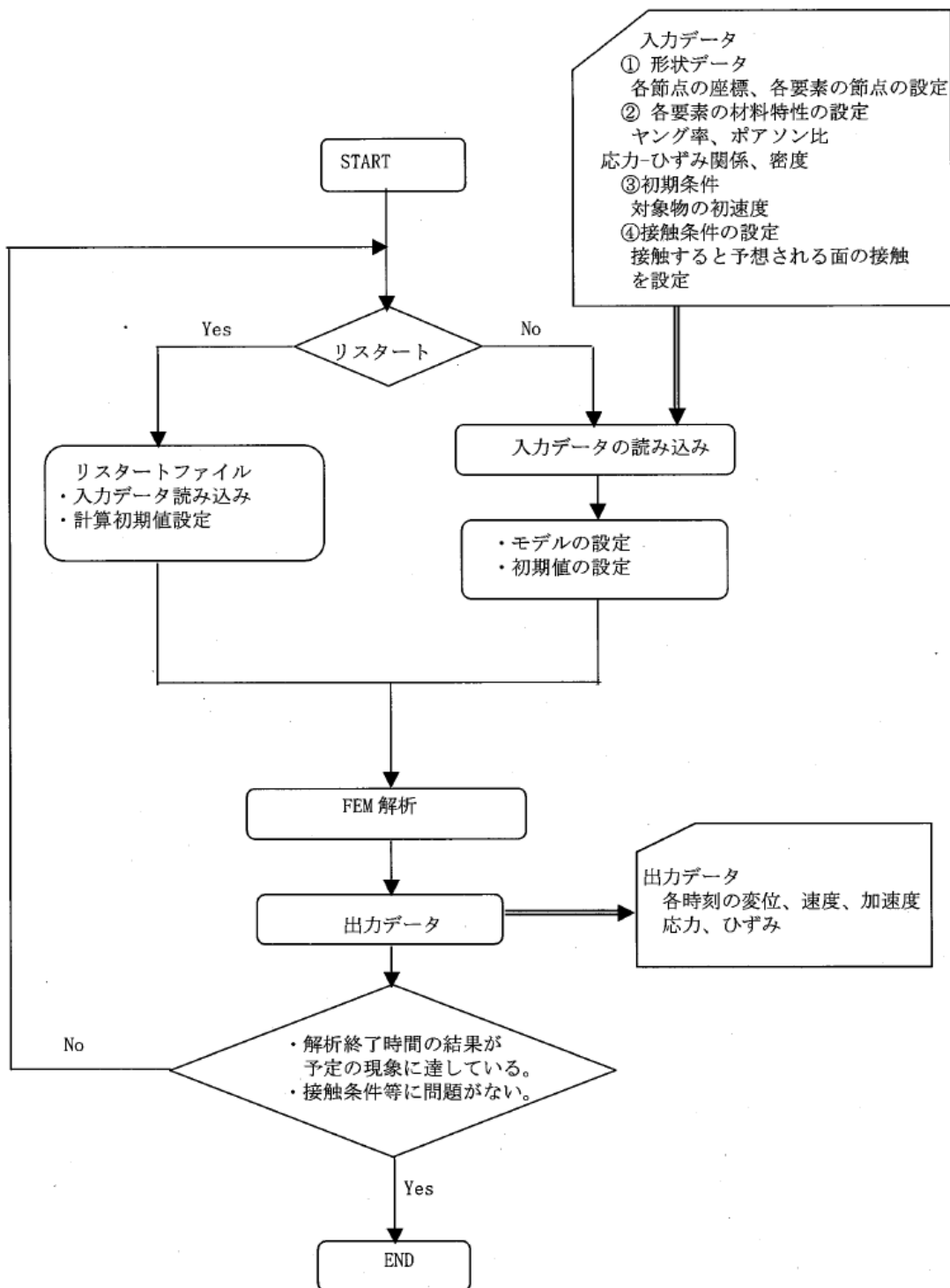


図1 LS-DYNAコードの解析フロー図

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1. 構内用輸送容器の概要

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

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

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

1.1. 構内用輸送容器の構成

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

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

1.2. 設備仕様

1.2.1. 構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に、鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1 構内用輸送容器の仕様

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

1.2.2. 燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2 構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

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

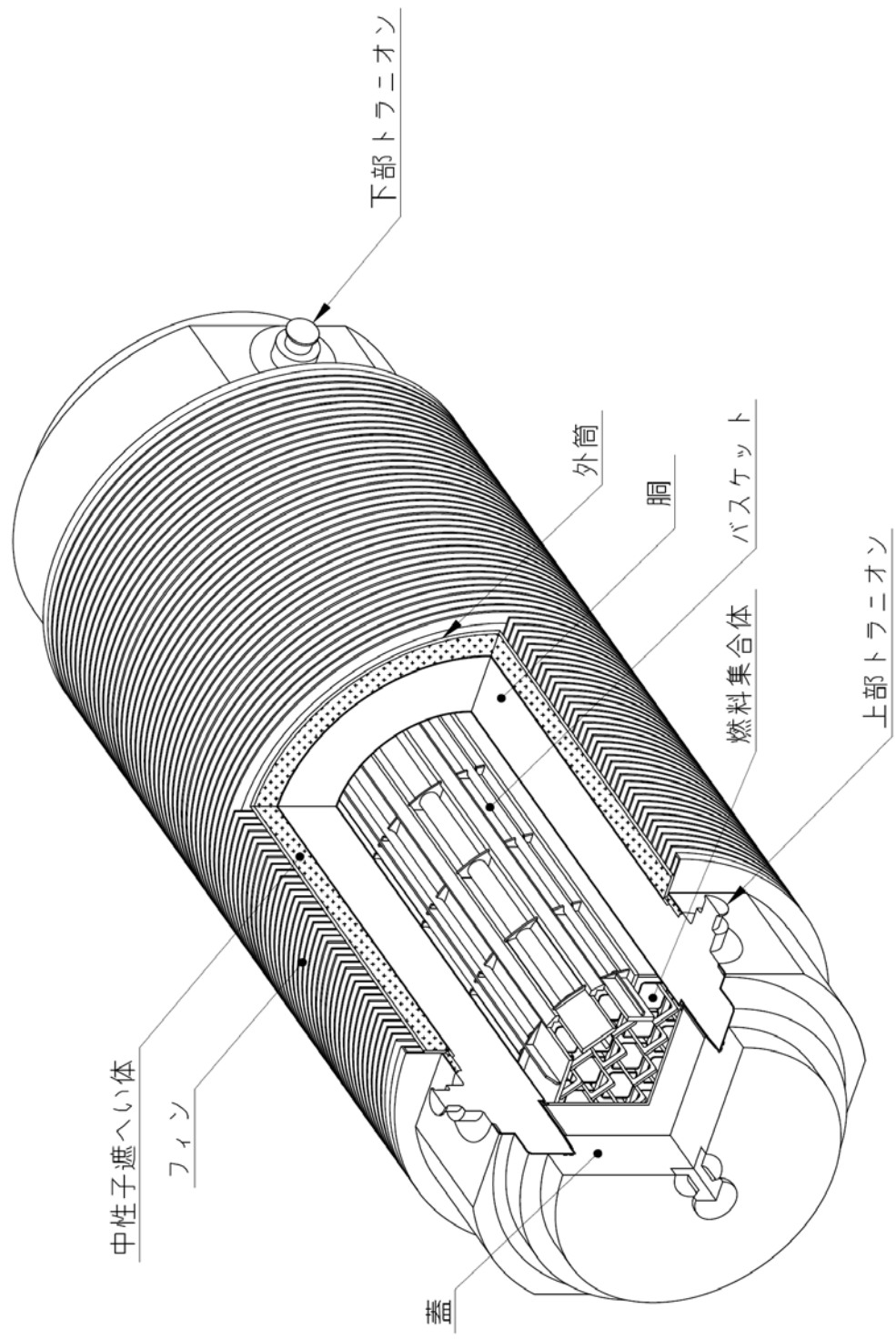


図1-1 構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2. 評価の基本方針

2.1. 設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

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

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

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

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

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

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

2.2. 安全設計・評価方針

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

なお、4 号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については、平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。表 2-2 に 4 号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様との比較を示す。これらの燃料は冷却期間が十分に長いこと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品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ンプ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並びに、共用プール及び6号機までの輸送において想定される起回事象に着目し、発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。

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

1) 設計事象 I

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

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

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

2) 設計事象Ⅱ

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

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

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

3) 設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

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

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

図 3.1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/3)

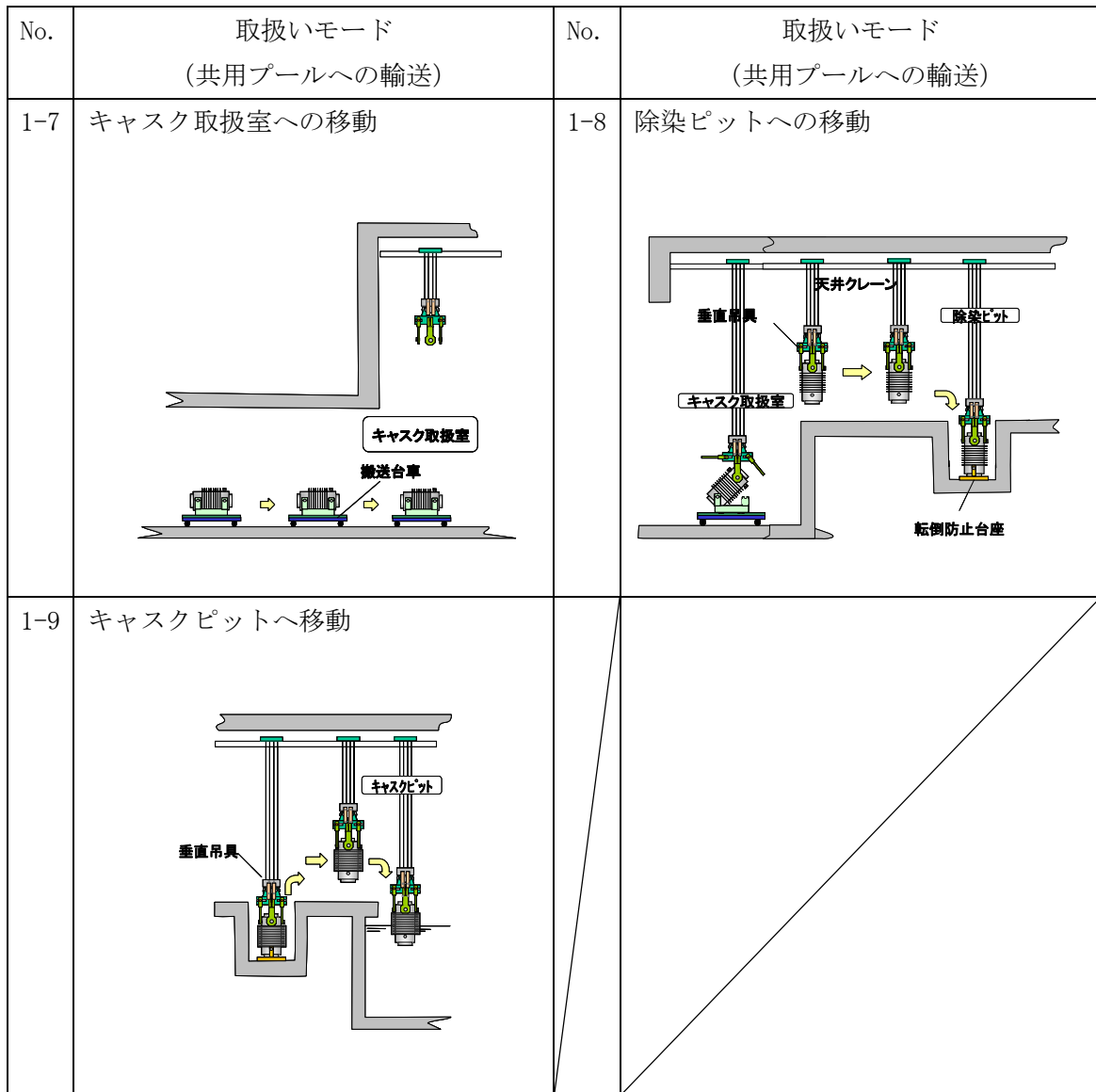


図 3. 1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/3)

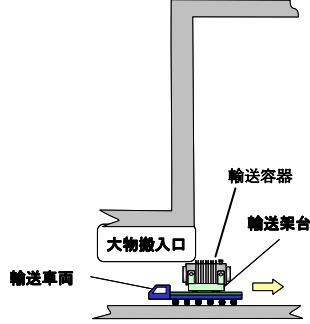
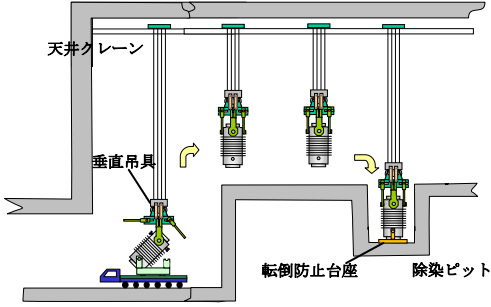
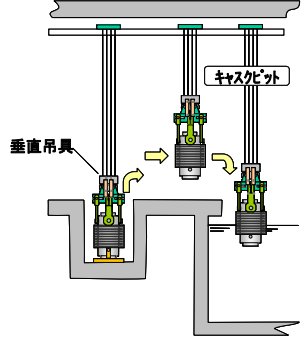
No.	取扱いモード (6号機への輸送)	No.	取扱いモード (6号機への輸送)
2-1 ~ 2-4	「輸送容器の搬出」, 「輸送容器の吊下ろし」, 「輸送車両への積載」, 「構内輸送」はNo. 1-1~1-4と同じ	2-5	6号機への搬入  A diagram showing a transport vehicle (輸送車両) moving a transport container (輸送容器) on a transport platform (輸送架台) towards a large entrance (大物搬入口). A crane arm is positioned above the entrance.
2-6	輸送容器の吊上げ, 除染ピットへの移動  A diagram showing a container being lifted by a crane (天井クレーン) using a vertical hoist (垂直吊具). The container is moved to a decontamination pit (除染ピット) which has a fall prevention base (転倒防止台座).	2-7	キャスクピットへ移動  A diagram showing a container being moved from a decontamination pit to a cask pit (キャスクピット) using a vertical hoist (垂直吊具).

図 3.1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (3/3)

表 3.1-1 設計事象の抽出

起回事象 (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. 1-4, 2-4)	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は、輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また、構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること、輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限することから、落下しない。	×	×
	搬送台車取扱い時の落下 (No. 1-7)	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は、搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また、搬送台車はレール上を走行し、走行範囲インタローック及び障害物検知装置を有していることから他の構造物等に衝突はしないため、落下しない。	×	×
構内用輸送容器の衝突	クレーン取扱時の落下 (No. 1-1, 1-2, 1-3, 1-6, 1-8, 1-9, 2-1, 2-2, 2-3, 2-6, 2-7)	吊具の取付け不良 ワイヤーロープの切断	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。	×	×
	クレーン移動時(走行、横行)の衝突 (No. 1-1, 1-2, 1-3, 1-6, 1-8, 1-9, 2-1, 2-2, 2-3, 2-6, 2-7)	ブレーキの故障 操作員の誤操作	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し、構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い、走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため、構内用輸送容器は他の構造物等へ衝突しない。 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を確認、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造物等へ衝突しない。	×	×
構内用輸送容器の衝突	クレーン吊下げ時の衝突(垂直吊り)(異常着床) (No. 1-2, 1-8, 1-9, 2-2, 2-6, 2-7)	ブレーキの故障 操作員の誤操作	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。 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。	×	○
	クレーン吊下げ時の衝突(水平吊り)(異常着床) (No. 1-6)	ブレーキの故障 操作員の誤操作	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。 吊下げ時の誤操作により、輸送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。	×	○

(3) 設計事象の荷重条件

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

1) 設計事象の加速度の導出

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

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 1-2, 2-2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

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

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

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

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（ 3.01×10^{10} N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：構内用輸送容器の質量（ 9.1×10^4 kg）

g：重力加速度（ 9.8 m/s²）

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

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

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

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

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

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

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

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

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

6号機転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（ $9.48 \times 10^{11} \text{N/m}$ ）

V：共用プール及び6号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

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

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

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

6号機キャスクピット床面のバネ定数（ $6.71 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

V：共用プール及び6号機の天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

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

2) 評価結果

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

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

表 3.1-2 荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3 荷重条件の比較 (バスケット)

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4 荷重条件の比較 (トラニオン)

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

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

(4) 設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5 設計基準

評価条件等	評価部位	設計基準	設計基準の考え方
一般の試験条件	容器本体（胴） 容器本体（底板） 蓋	<ul style="list-style-type: none"> 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。 $P_m \leq S_m$ $PL \leq 1.5 S_m$ $PL + P_b \leq 1.5 S_m$ $PL + P_b + Q \leq 3 S_m$ ここで、 P_m ：一次一般膜応力強さ PL ：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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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。	旧科技厅 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第2版）による

(5) 評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1) 容器本体（胴）、容器本体（底板）、蓋及び蓋ボルト

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

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

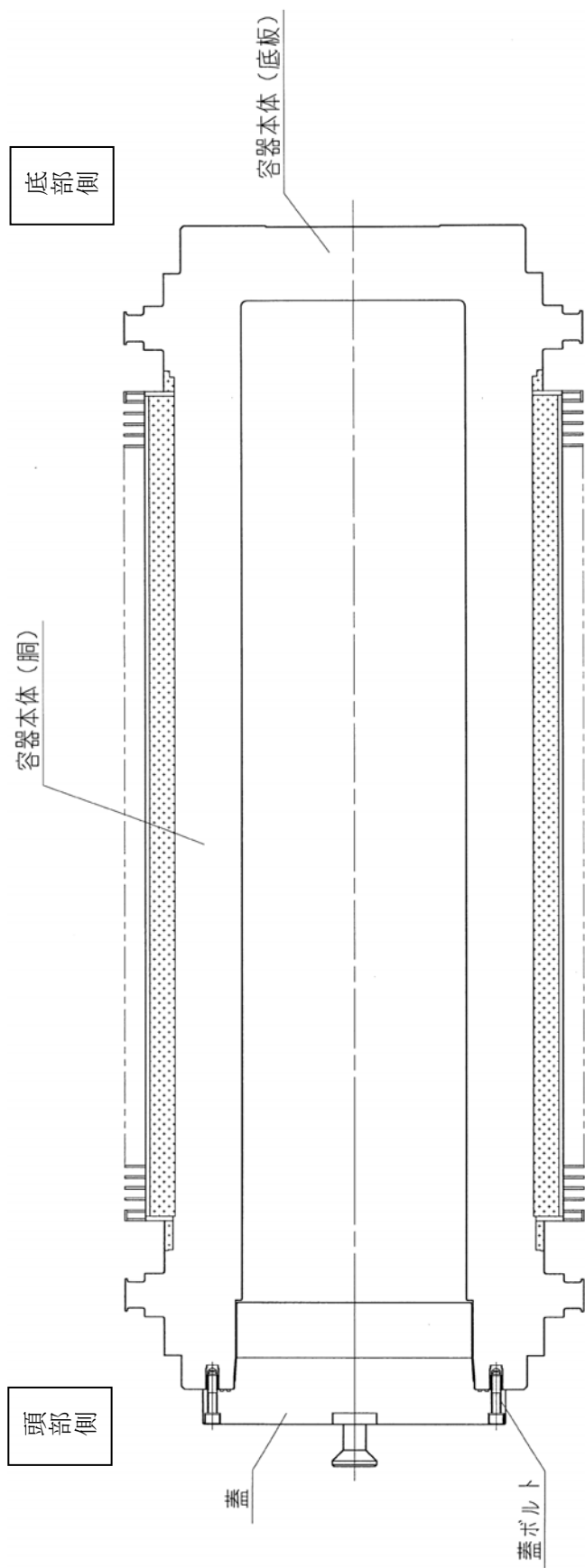


図 3.1-2 容器本体 (胴), 容器本体 (底板), 蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

2) バスケット

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

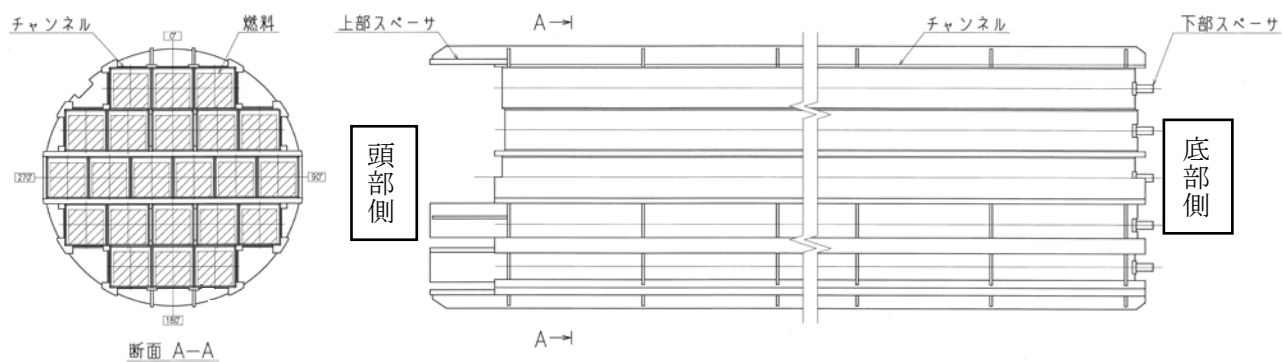


図 3.1-3 バスケットの応力評価箇所

3) トラニオン

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

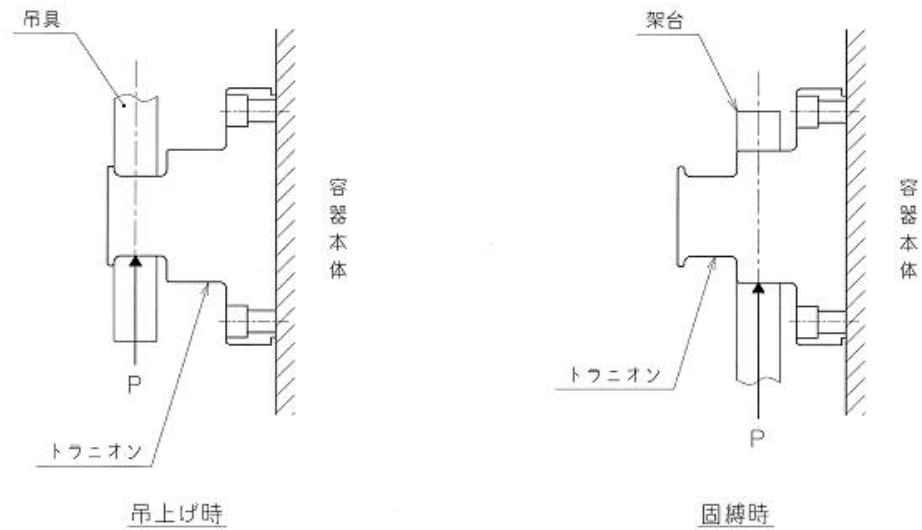


図3.1-4 トラニオンへの荷重点

(6) 評価結果

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

表3.1-6 容器本体及び蓋の構造強度評価結果

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

*1 旧通産省告示第501号による

*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

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

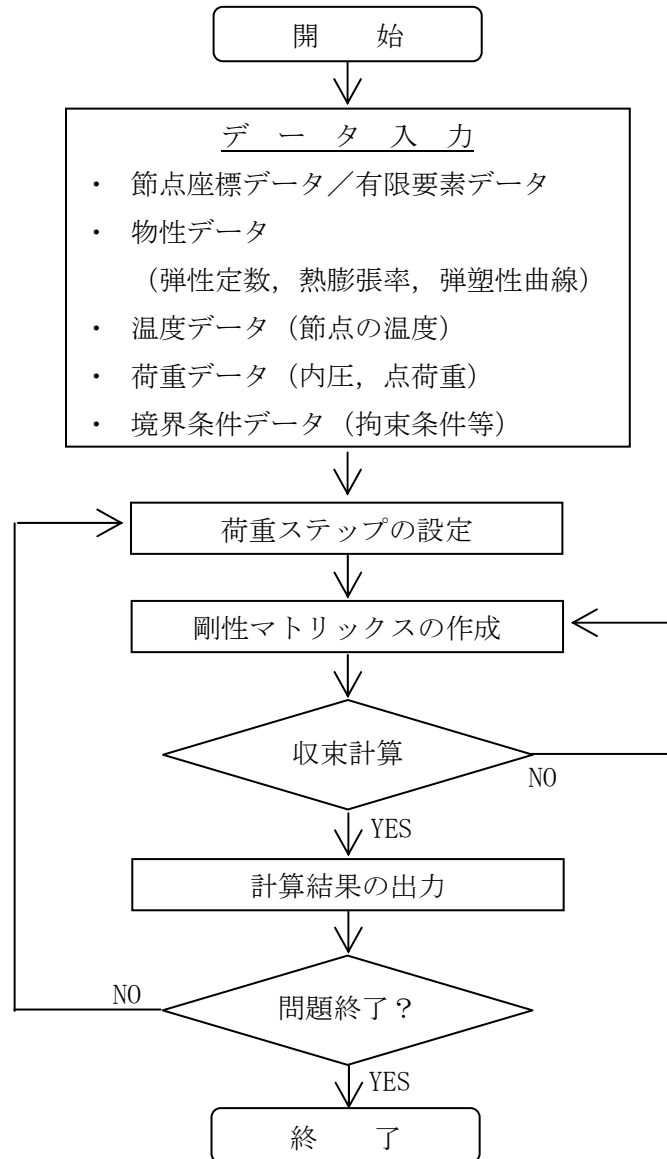


図 3. 1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

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	ジルカローイ-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 ジルコニウムライフ燃料, 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認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	(°C)	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

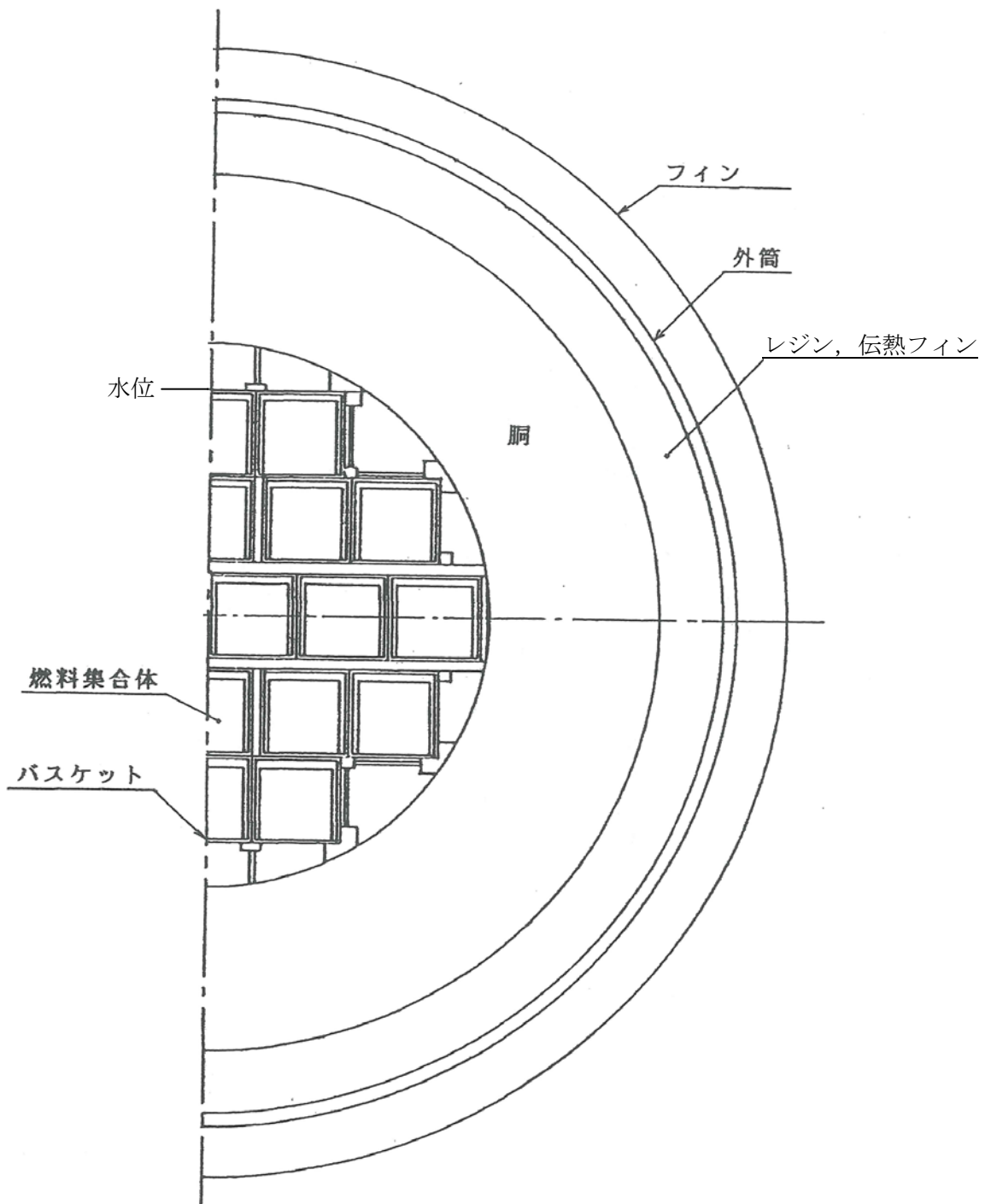
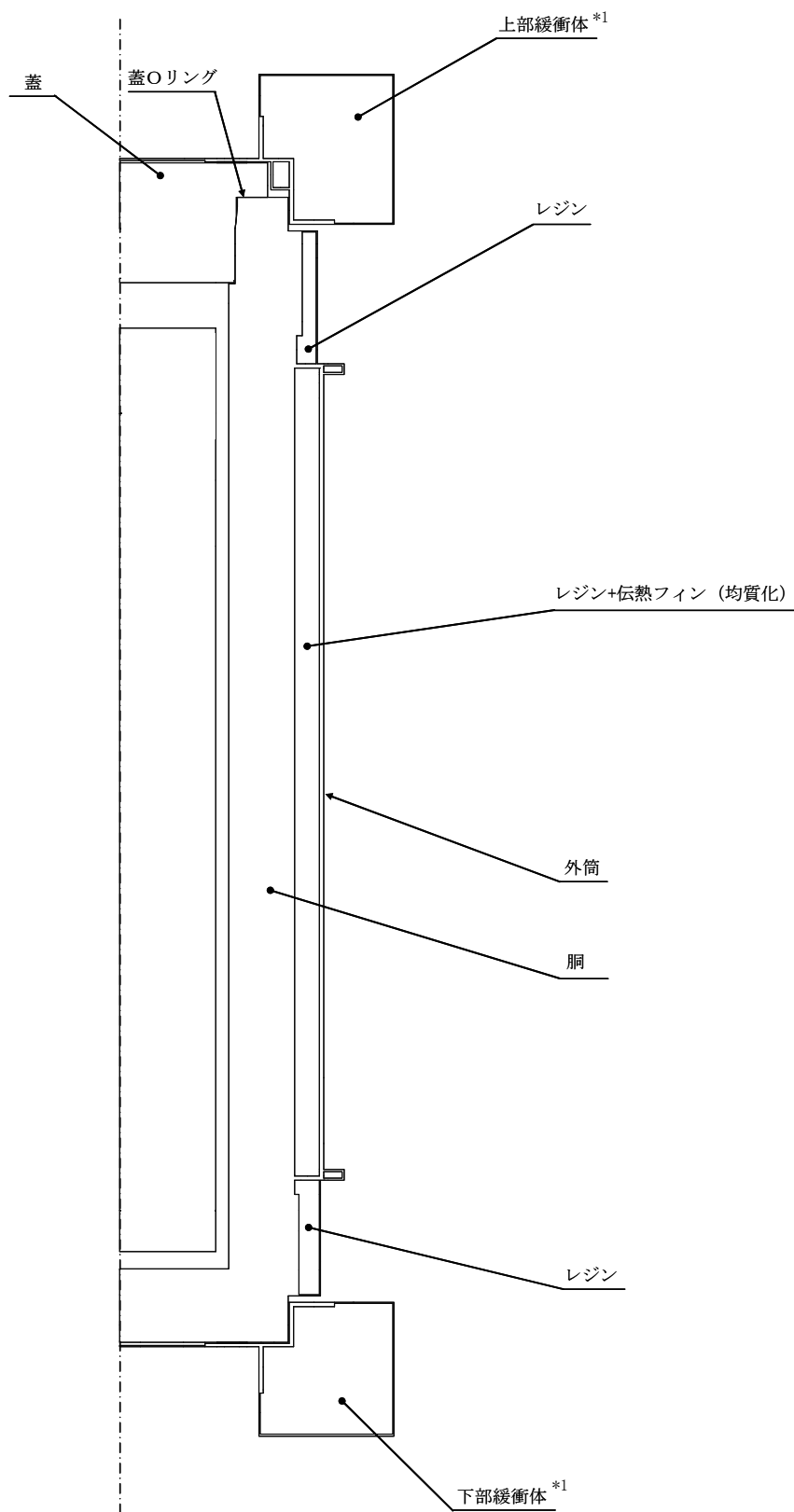


図 3.2-1 輪切り半ピッチモデル形状図



*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 (°C)	設計基準温度 (°C)	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 ジルコニウムライク燃料, 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)

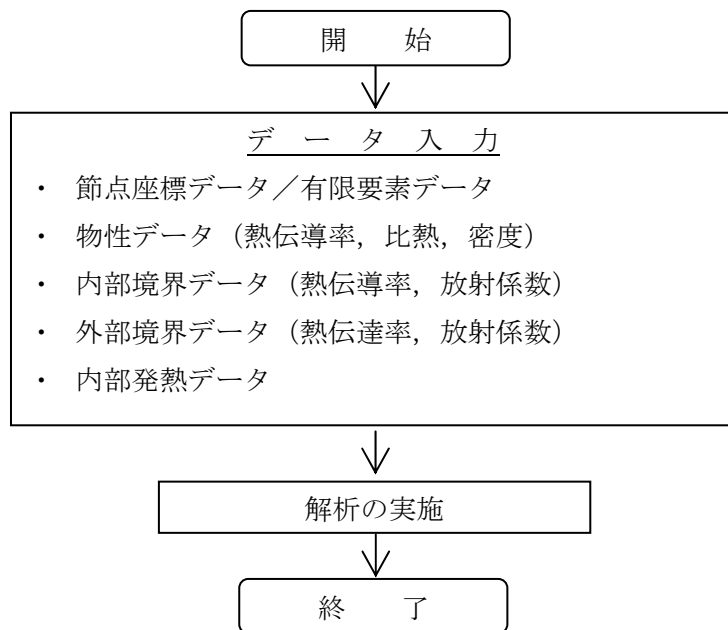


図 3. 2-3 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

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、アクチノイド、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

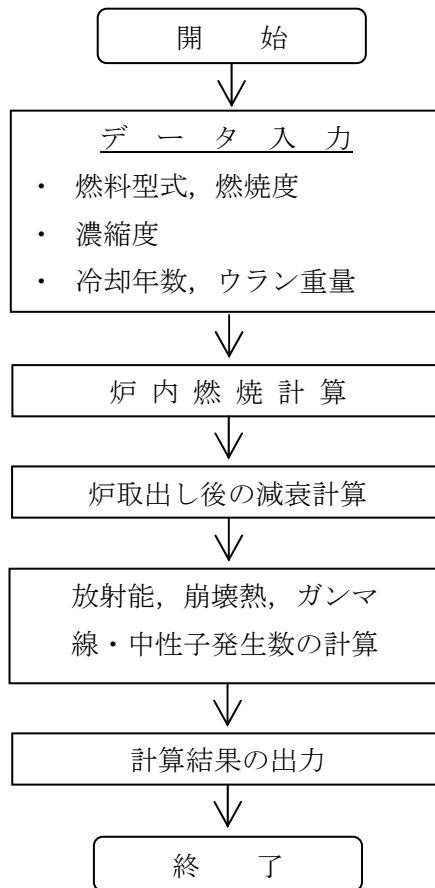


図 3.2-4 ORIGEN2 コードの計算フロー図

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。

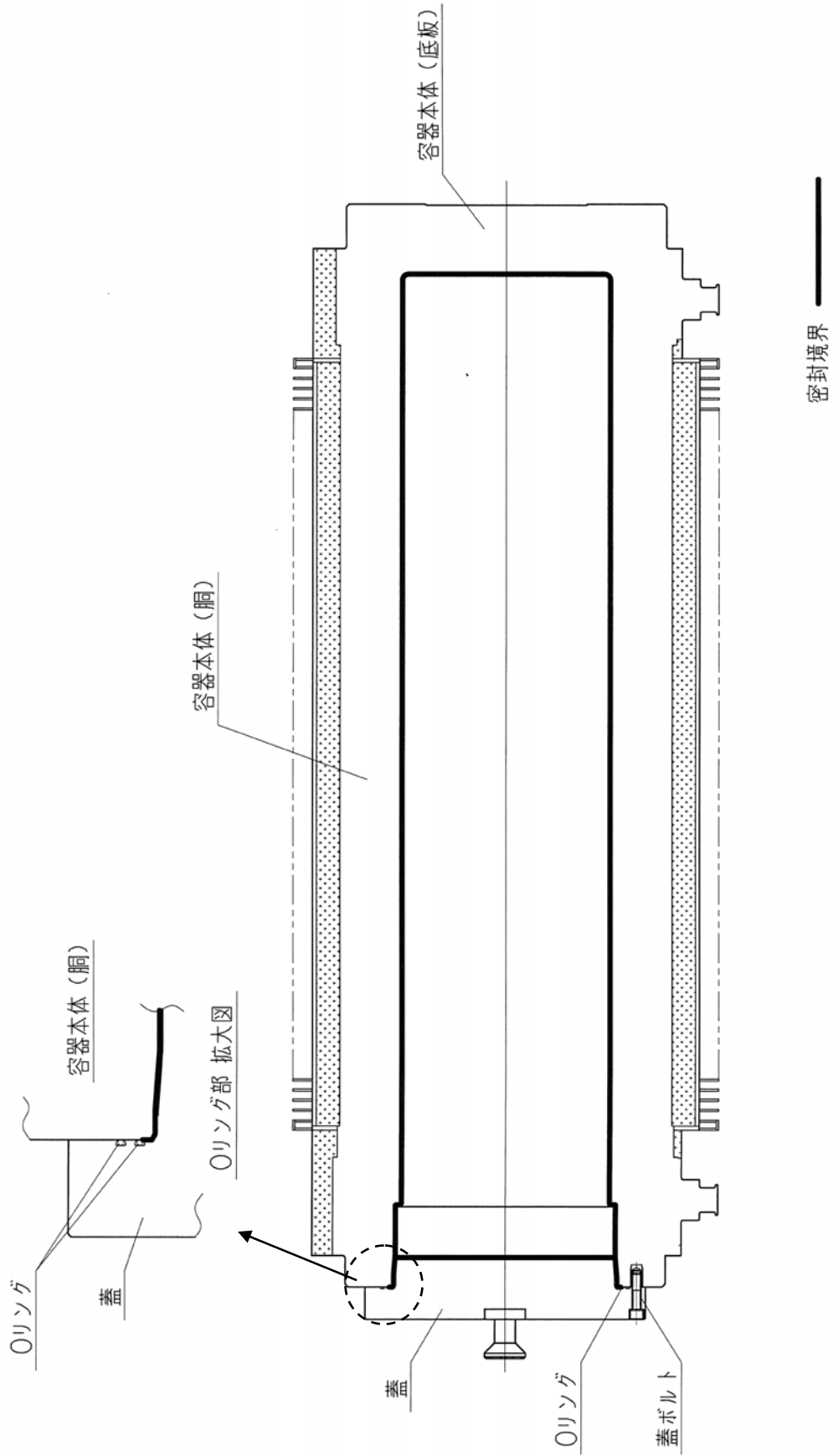


図 3. 3-1 密封境界

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ン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ン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ンニオン方向に分けてモデル化する。

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

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

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

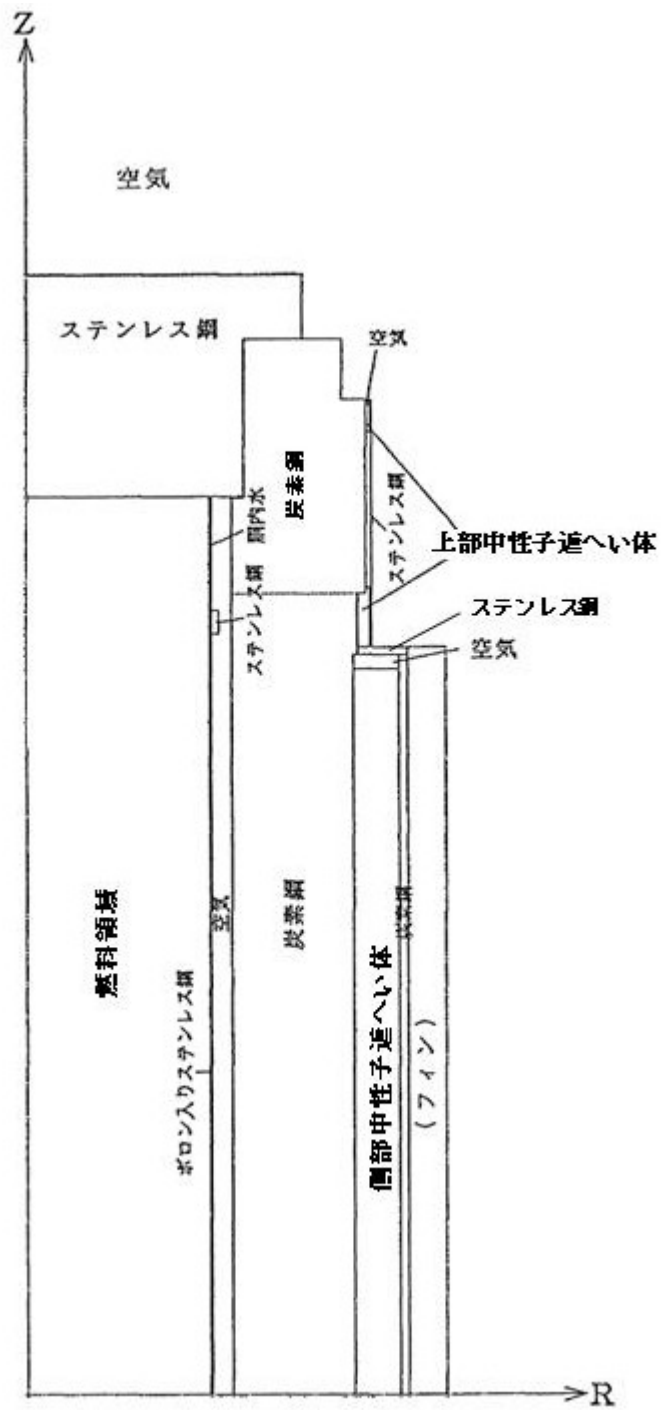


図 3.4-1 遮へい解析モデル (頭部方向)

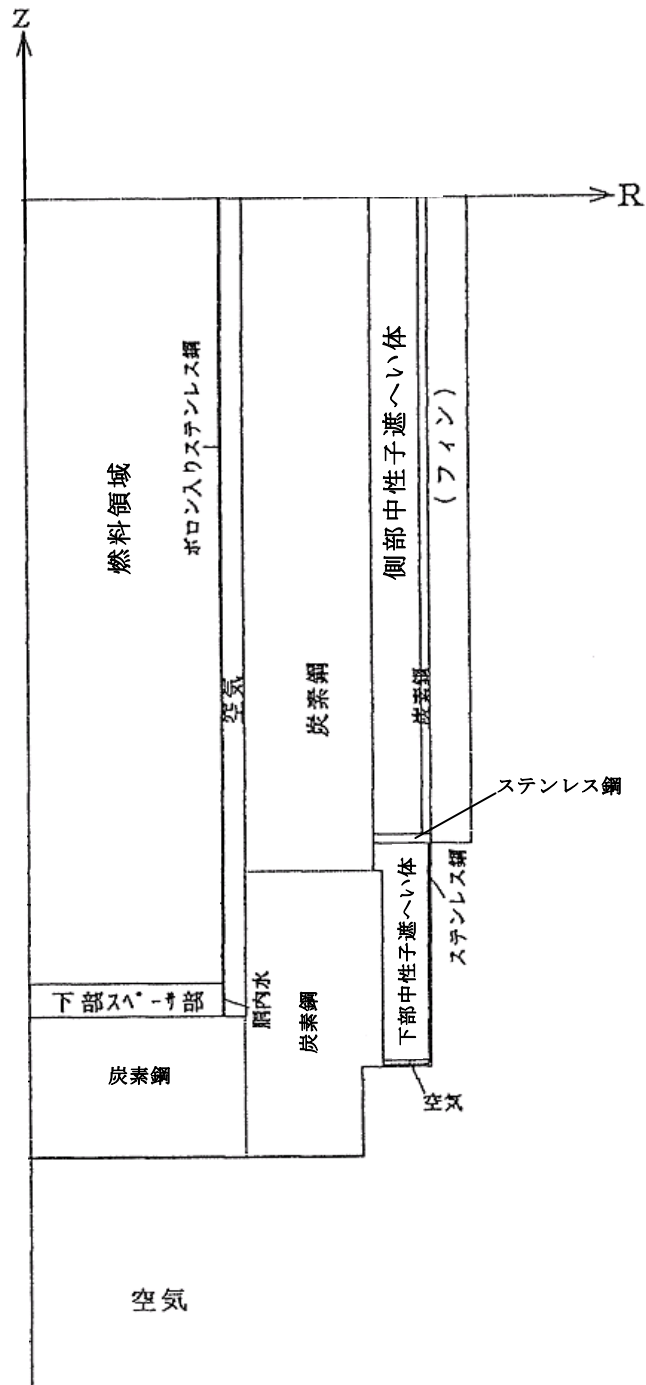


図 3.4-2 遮へい解析モデル (底部水位方向)

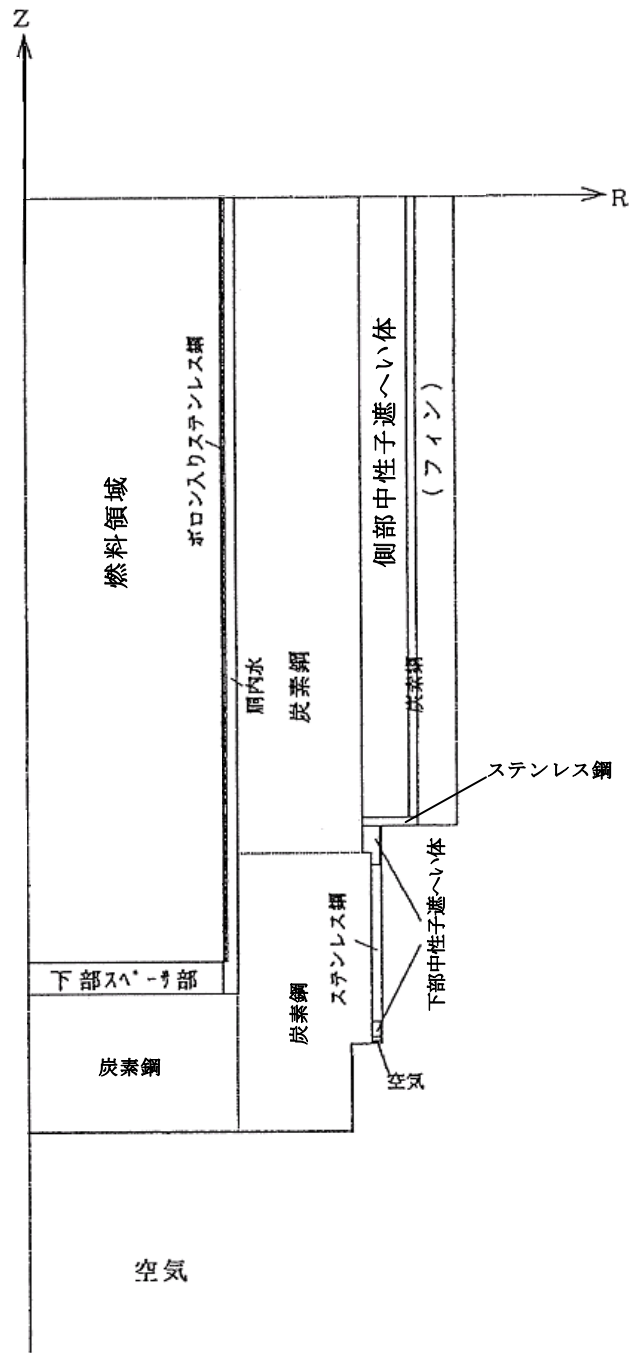


図 3.4-3 遮へい解析モデル (底部トランニオン方向)

(5) 評価結果

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

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

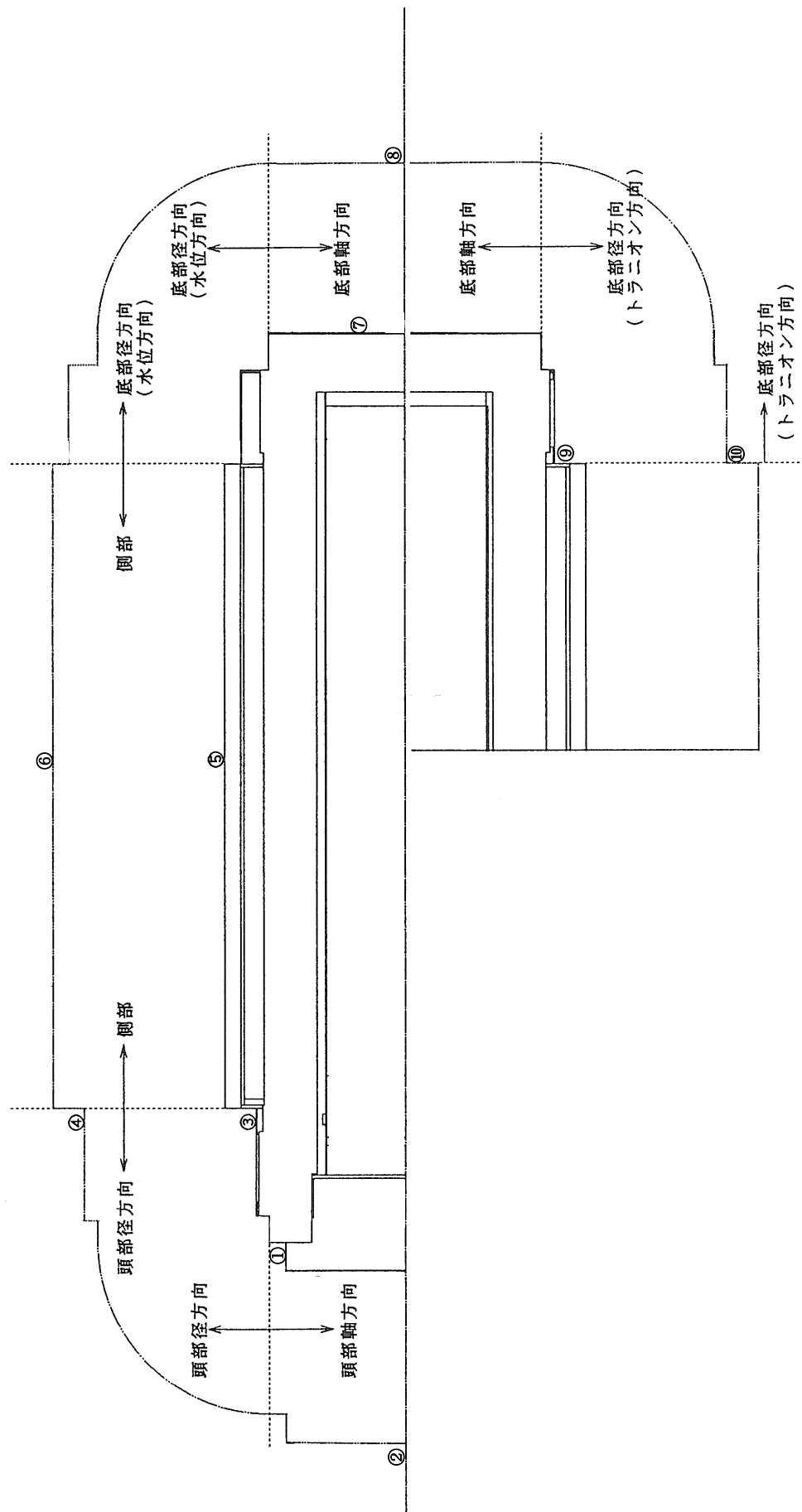


図3.4-4 線量当量率評価位置

表3.4-8 最大線量当量率の計算結果

(単位：μSv/h)

		頭部		側部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1628.2	416.3	225.0	137.2	631.2
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から 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

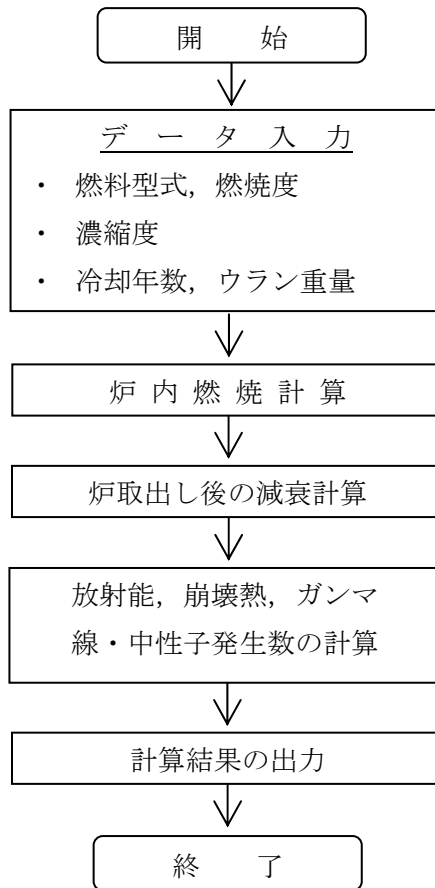


図 3.4-5 ORIGEN2 コードの計算フロー図

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

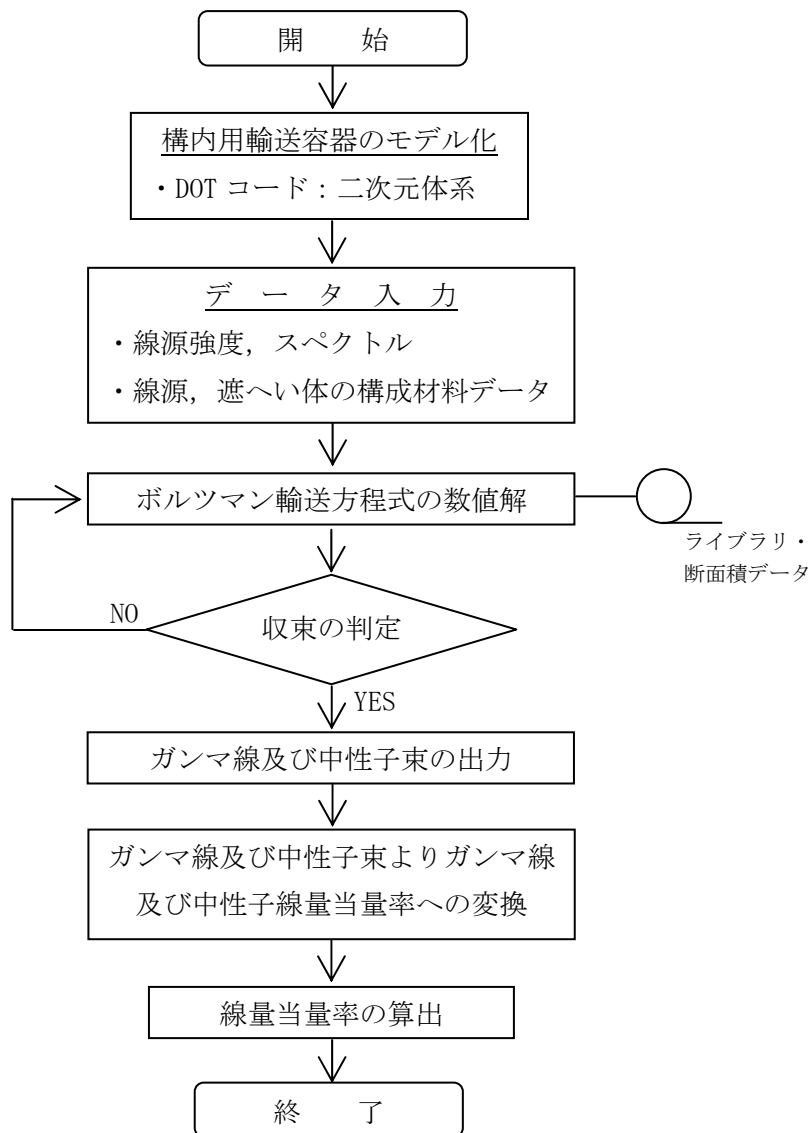


図 3.4-6 DOT コードの解析フロー図

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。

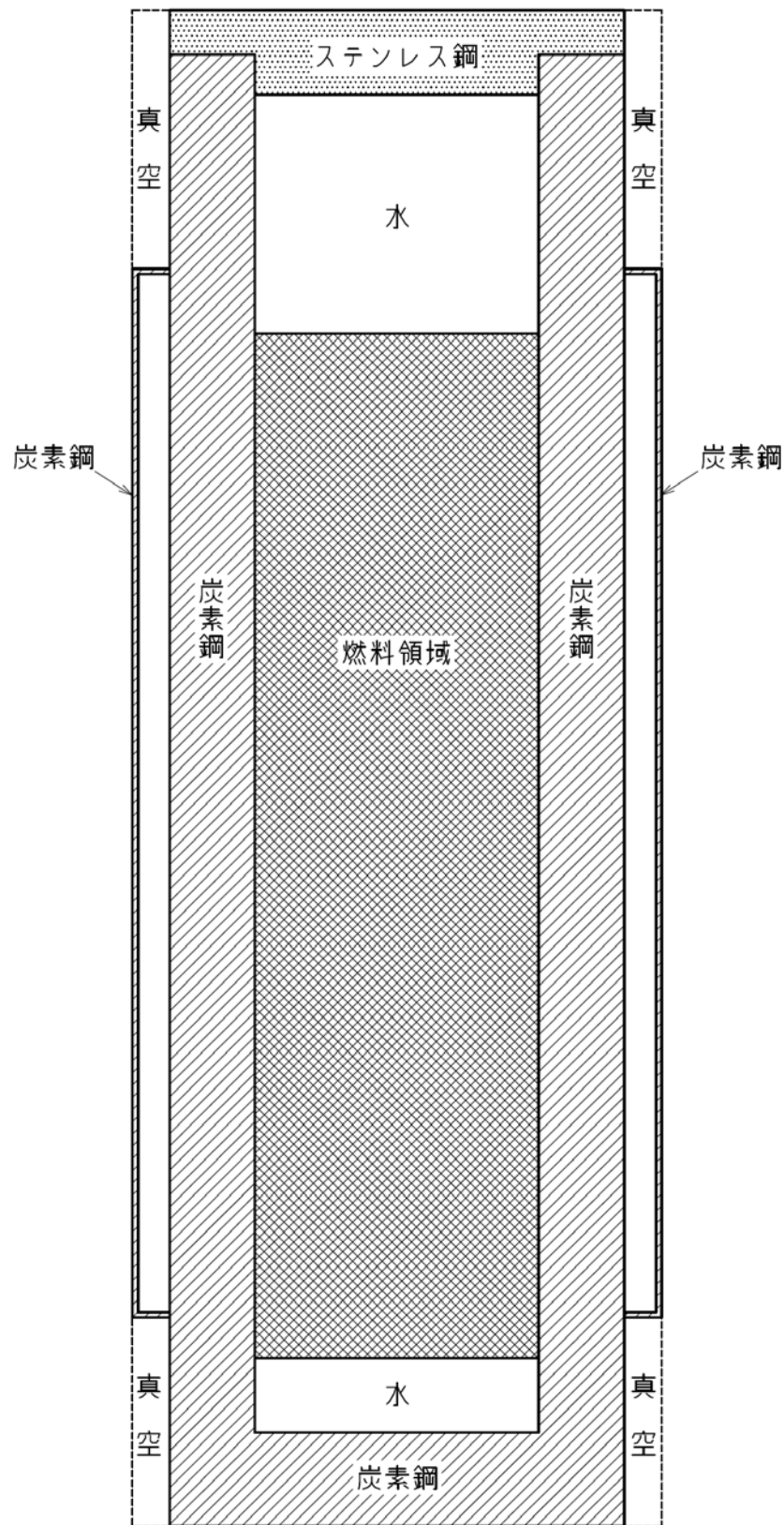
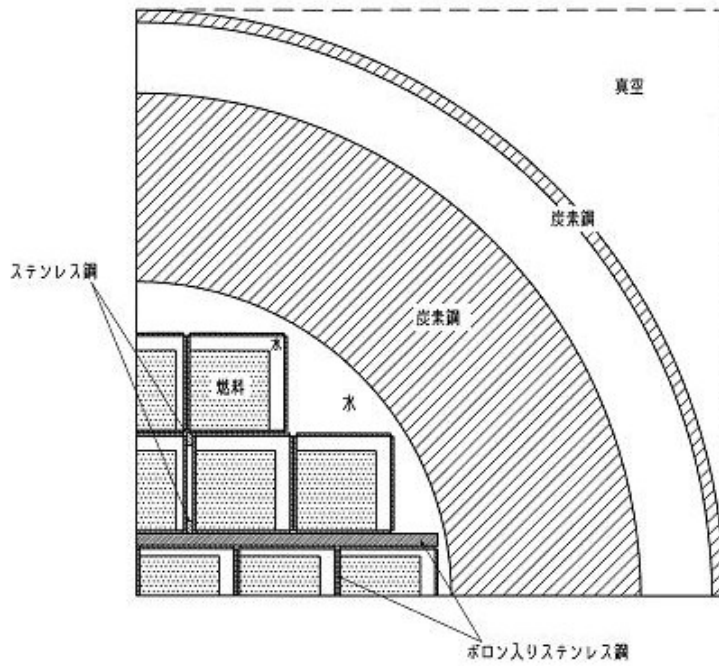
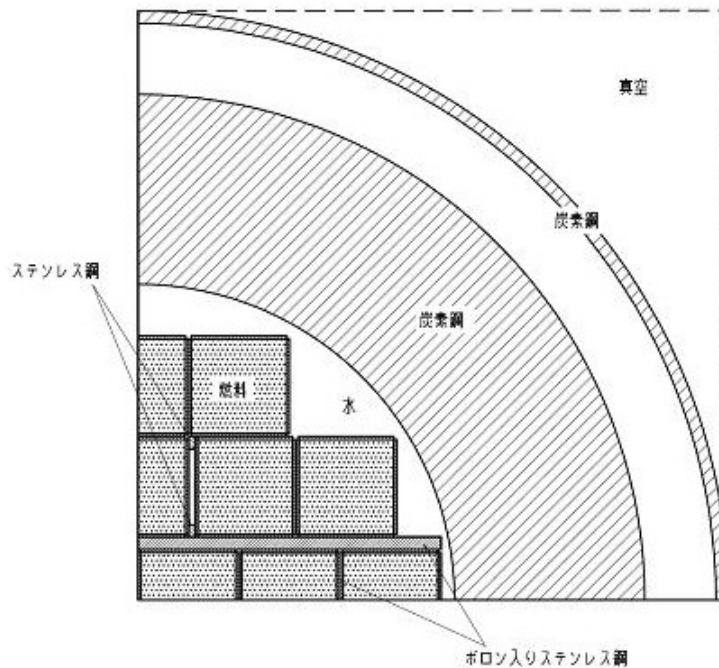


図 3.5-1 臨界解析モデル (縦断面図)



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.

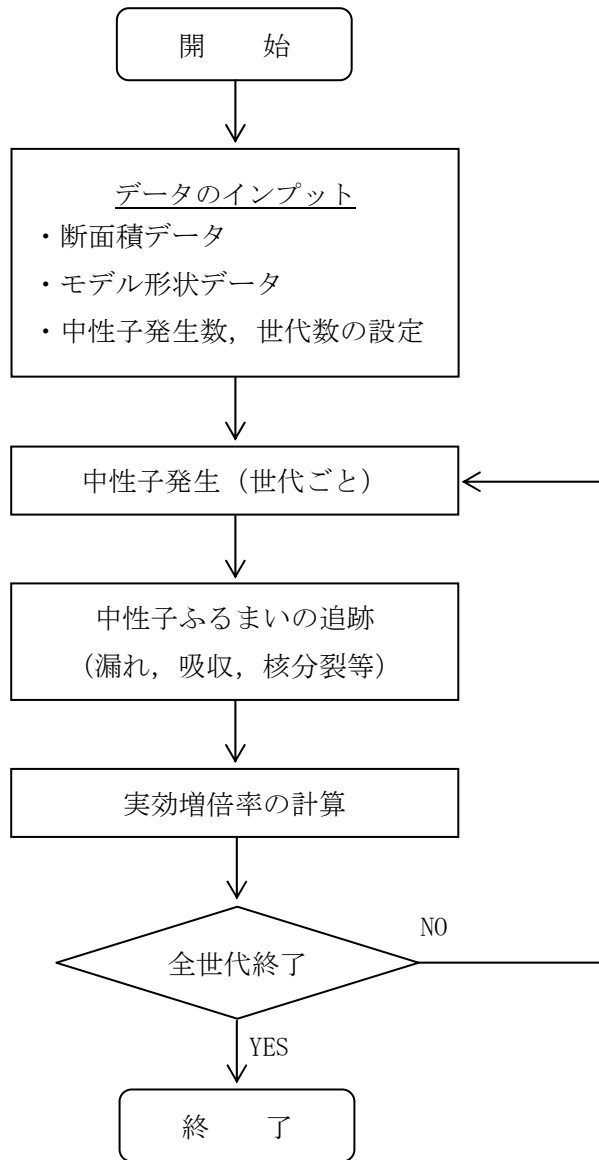


図 3.5-3 KENO-V.a コードの解析フロー図

4. 構内用輸送容器の落下

4.1. 原因

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

4.2. 発生防止対策

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

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

4.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し、構内用輸送容器が落下して、構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、構内用輸送容器の収納体数 22 体とする。

(2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、表 2-2 に記載のとおり燃焼度 50,000Mwd/t の 9×9 燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は表 2-2 に記載のとおり 820 日とする。
なお、表 2-2 に記載のとおり、4 号機に貯蔵中の燃料集合体の冷却期間は最短で 1035 日である。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス (Kr-85) 及びよう素 (I-129) それぞれ 30% とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。
- e. 放出されたよう素は、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし、構内

用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3) 評価結果

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

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

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

4.3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

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

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

なお、相対濃度 (χ/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値 3.4×10^{-5} s/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 3.4×10^{-19} Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

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

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(4.1)式で計算する。

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

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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。

(小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)

H : よう素 (I-129) を 1Bq 吸入した場合の実効線量は ICRP Pub1.72 の値を用いる。

(小児 : 2.0×10^{-7} Sv/Bq, 成人 : 9.6×10^{-8} Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
 Q_I : よう素の大気放出量 (Bq)

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

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

ここで,

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

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

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_K \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (4.3)$$

ここで,

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
 Q_K : 希ガスの大気放出量 (Bq)
 E_β : β 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)
 W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

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

表 4.2 構内用輸送容器の落下時の実効線量

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

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

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1. ３号機の構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度

1.1. 構内用輸送容器の概要

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

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

1.1.1. 構内用輸送容器の構成

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

（１）容器本体

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

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

（２）蓋

蓋は一次蓋及び二次蓋で構成する。

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

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

（３）バスケット

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

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

納する。

(4) トラニオン

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

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

構内輸送時（横姿勢）では上部トラニオンと下部トラニオンで架台等に固定するため、下部トラニオンは一对（2個）設ける。

1.1.2. 設備仕様

1.1.2.1. 構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1-1に示す。

表 1-1-1 構内用輸送容器の仕様

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

※1：バスケット（7体収納）は3個有する

1.1.2.2. 構内用輸送容器に収納する燃料仕様

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

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

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

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

表1-1-2 3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

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

※2：平成27年3月1日時点での冷却期間

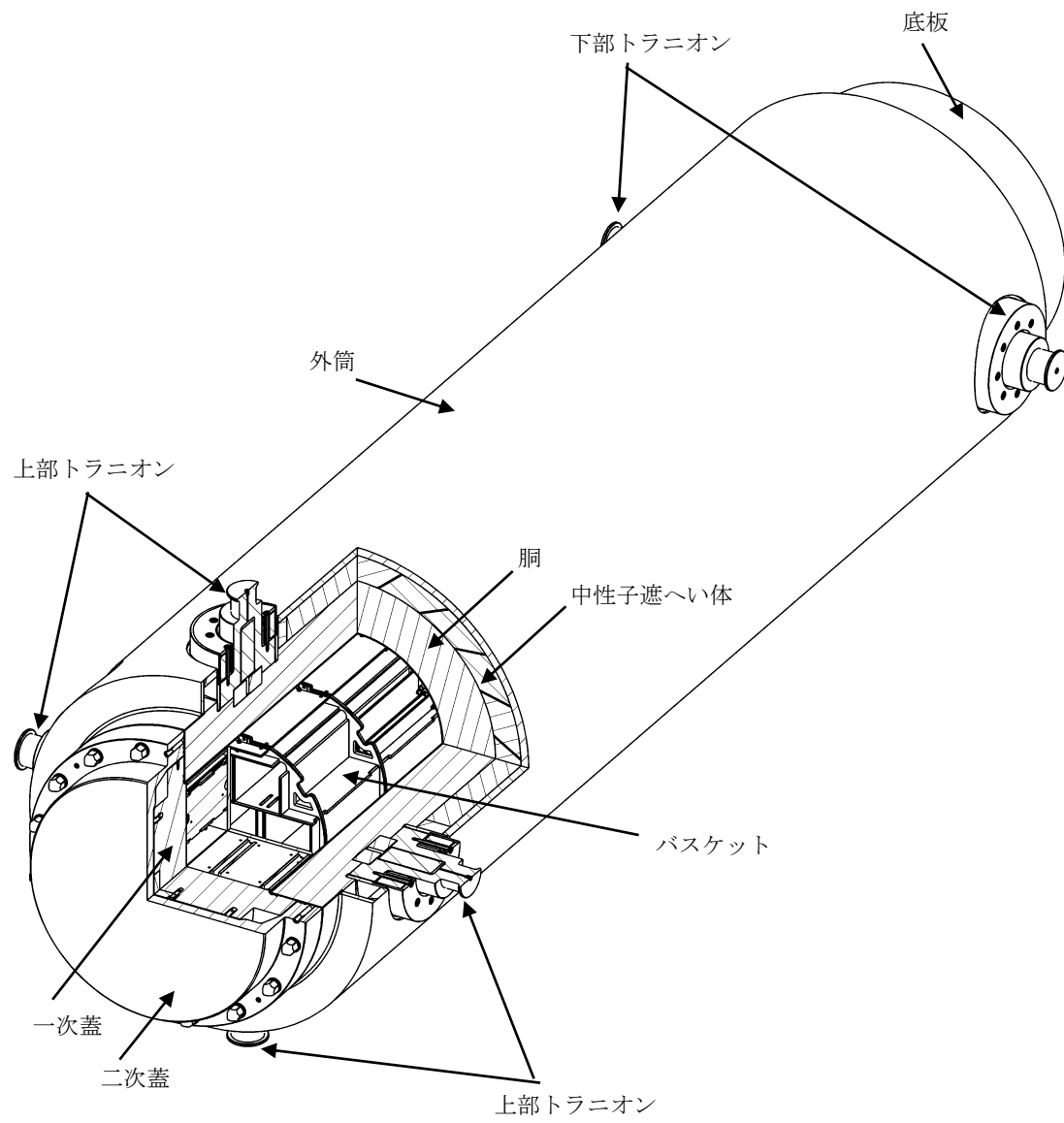


図 1-1-1 構内用輸送容器 概要図

1.2. 評価の基本方針

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

表 1-2-1 に評価すべき各安全機能に対する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1 構内用輸送容器安全評価の基本方針

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

1.3. 構造強度評価

1.3.1. 基本的な考え方

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

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

表 1-3-1 構造強度に係る適用基準・規格

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

1.3.2. 設計事象の抽出

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

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

1) 設計事象 I

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

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

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

2) 設計事象 II

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

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

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

3) 設計事象 III 及び設計事象 IV

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

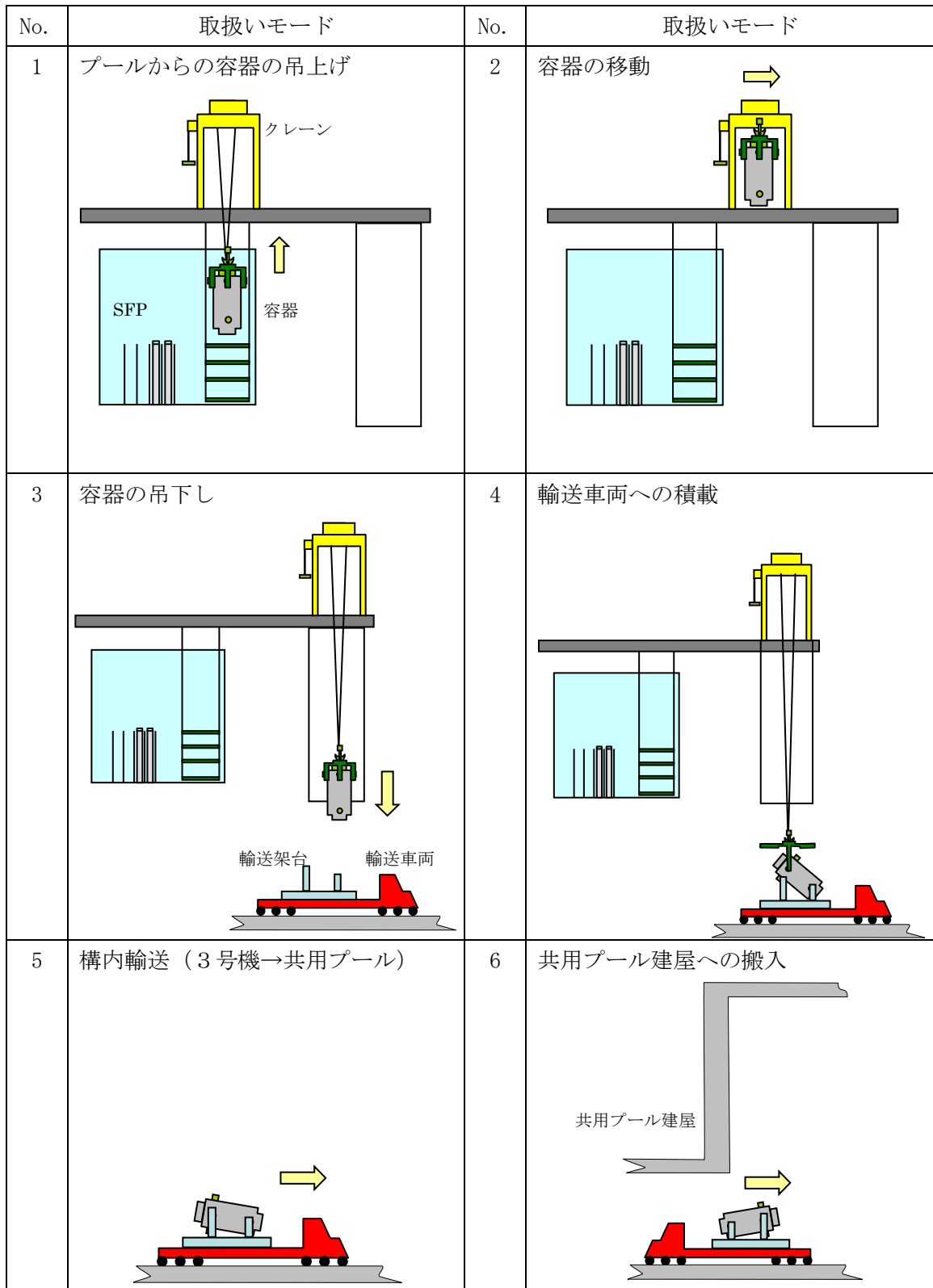


図 1-3-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/2)

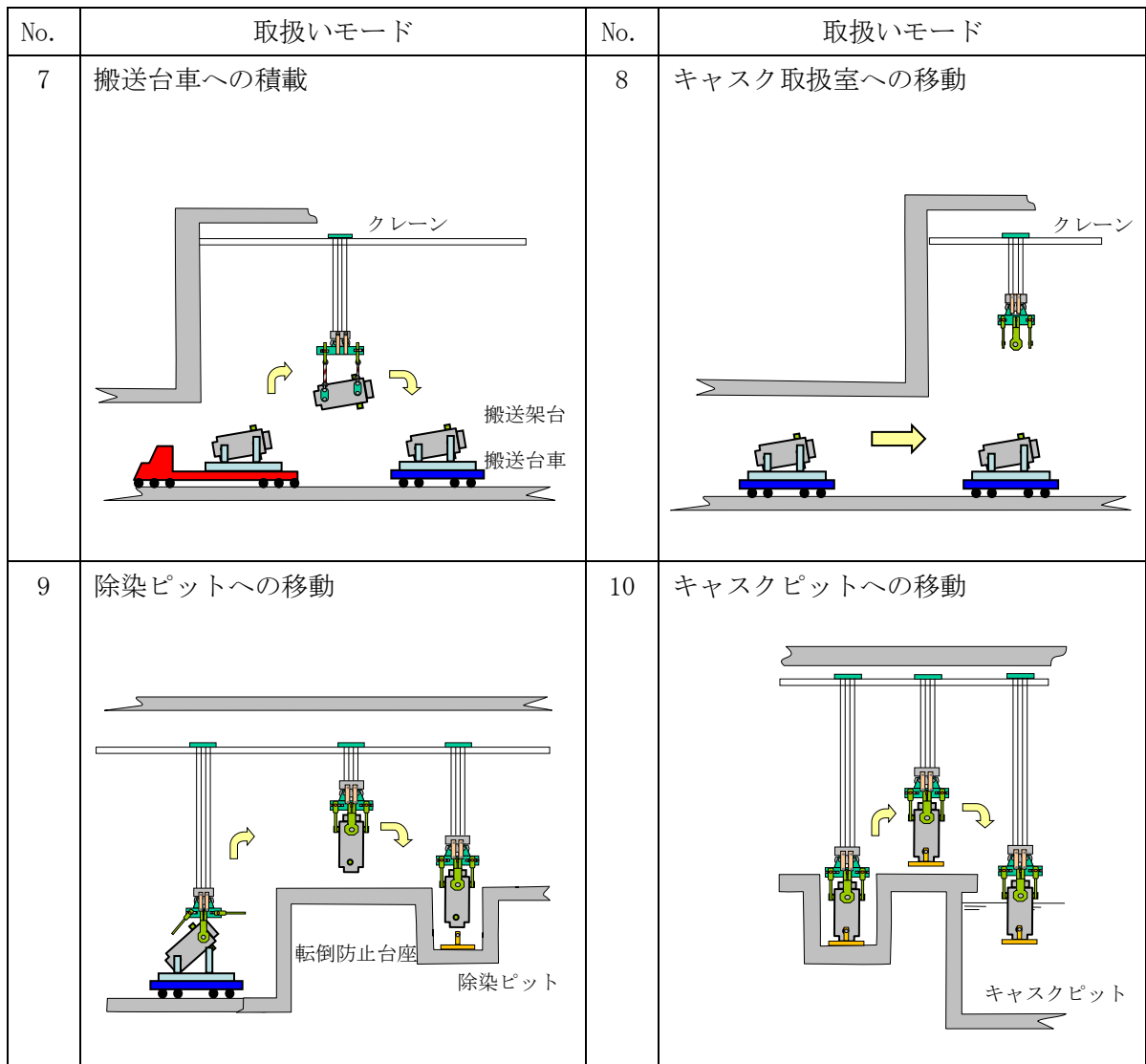


図 1-3-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/2)

表 1-3-2 設計事象の抽出 (1/2)

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

表 1-3-2 設計事象の抽出 (2/2)

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

1.3.3. 設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について、構内用輸送容器に発生する荷重を評価する。

1) 内圧

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

- ① 容器内部水及び気体の熱膨張を考慮した場合の内圧
 - (a) 容器本体及び一次蓋の内圧
容器本体及び一次蓋の内圧は0.6（MPa）とする。
 - (b) 二次蓋の内圧
二次蓋の内圧は0.45（MPa）とする。
- ② 容器内部水及び気体の熱膨張に加えて、燃料破損による燃料棒内のガス放出を考慮した場合の内圧（最高使用圧力）
 - (a) 容器本体及び一次蓋の最高使用圧力
容器本体及び一次蓋の最高使用圧力は2.0（MPa）とする。
 - (b) 二次蓋の最高使用圧力
二次蓋の最高使用圧力は1.4（MPa）とする。
- ③ 試験時圧力
 - (a) 容器本体及び一次蓋の試験時圧力
容器本体及び一次蓋の試験時圧力は3.0（MPa）とする。
 - (b) 二次蓋の試験時圧力
二次蓋の試験時圧力は2.1（MPa）とする。

2) 熱荷重

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

3) 設計事象 I の加速度

取扱い時及び構内輸送時の加速度

①取扱い時（吊上げ時）

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

- ・容器軸方向加速度：1.32（G）

②構内輸送時

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

- ・前後方向加速度：2.0（G）

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

4) 設計事象Ⅱの加速度の導出

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

①輸送架台への衝突（取扱いモード No. 3）

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

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

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

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 (2.882×10^{10} N/m)

V ：クレーンの巻下げ速度 (0.025m/s)

m ：構内用輸送容器の質量 (4.63×10^4 kg)

g ：重力加速度 (9.8 m/s²)

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

②構内用輸送容器の搬送台車上の搬送架台への衝突（取扱いモード No. 7）

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

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

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

V ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度 (0.025m/s)

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

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

縦姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速

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

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

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

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 8.93G となり、余裕をみて 9.0G を評価加速度とする。

5) 各設計事象における荷重条件

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

表 1-3-3 荷重条件（容器本体及び蓋）（1/2）

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

表 1-3-3 荷重条件（容器本体及び蓋）（2/2）

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

表 1-3-4 荷重条件 (バスケット)

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

*1 設計時のうち荷重条件が最も厳しいのは搬送架台への衝突荷重である

表 1-3-5 荷重条件 (トラニオン)

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

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

1.3.4. 設計基準

1) 容器本体及び蓋

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

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次一般膜応力 (P_m)

$$P_m \leq S_m$$

(b) 一次局部膜応力 (P_L)

$$P_L \leq 1.5S_m$$

(c) 一次膜＋一次曲げ応力 (P_L+P_b)

$$P_L+P_b \leq 1.5S_m$$

(d) ボルトの平均引張応力 (σ_m)

$$\sigma_m \leq S_m$$

② 設計事象 I, II における許容応力

設計事象 I, II における応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)

$$P_L+P_b+Q \leq 3S_m$$

(b) 平均せん断応力 (τ)

$$\tau \leq 0.6S_m$$

(c) 平均支圧応力 (σ_b)

$$\sigma_b \leq S_y$$

(d) 圧縮応力 (σ_c)

$$\sigma_c \leq B$$

(e) ボルトの平均引張応力 (σ_m)

$$\sigma_m \leq 2S_m$$

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

$$\sigma_m + \sigma_b \leq 3S_m$$

③ 試験状態における許容応力

試験状態における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次一般膜応力 (P_m)

$$P_m \leq 0.9S_y$$

(b) 一次局部膜応力 (P_L)

$$P_L \leq 1.5(0.9S_y)$$

(c) 一次一般膜+一次曲げ応力 (P_m+P_b)

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

2) バスケット

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

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次一般膜応力 (P_m)

$$P_m \leq S_m$$

(b) 一次一般膜+一次曲げ応力 (P_m+P_b)

$$P_m+P_b \leq 1.5S_m$$

② 設計事象 I, II における許容応力

設計事象 I, II における応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次+二次応力 (P_m+P_b+Q)

$$P_m+P_b+Q \leq 3S_m$$

(b) 平均せん断応力 (τ)

$$\tau \leq 0.6S_m$$

(c) 平均支圧応力 (σ_b)

$$\sigma_b \leq S_y$$

(d) 軸圧縮応力 (σ_c)

$$\sigma_c \leq f_c$$

3) トラニオン

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

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

① トラニオンの一次応力の許容応力

一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 引張応力 (σ_t)

$$\sigma_t \leq f_t$$

(b) せん断応力 (σ_s)

$$\sigma_s \leq f_s$$

(c) 圧縮応力 (σ_c)

$$\sigma_c \leq f_c$$

(d) 曲げ応力 (σ_b)

$$\sigma_b \leq f_b$$

(e) 組合せ応力 (σ_T)

$$\sigma_T \leq f_t$$

② トラニオンの一次+二次応力の許容応力

一次+二次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 引張応力及び圧縮応力 (σ_t)

$$\sigma_t \leq 3f_t$$

(b) せん断応力 (σ_s)

$$\sigma_s \leq 3f_s$$

(c) 曲げ応力 (σ_b)

$$\sigma_b \leq 3f_b$$

③ トラニオン取付けボルトの許容応力

応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 引張応力 (σ_t)

$$\sigma_t \leq f_t$$

表 1-3-6 胴及び底板の許容応力

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

材質： GLF1 相当材 (ASTM A350M Gr. LF5 Cl. 1)

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-7 一次蓋の許容応力

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

材質： SUSF304

設計温度： 100 (°C)

表 1-3-8 ポートカバーの許容応力

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

材質： SUS304

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-9 二次蓋, 二次蓋ポートカバーの許容応力

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

材質： SUSF304

設計温度： 95 (°C)

表 1-3-10 一次蓋ボルト, 二次蓋ボルト, ポートカバーボルトの許容応力

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

材質： SUS630 H1150

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-11 二次蓋ポートカバーボルトの許容応力

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

材質： SUS630 H1150

設計温度： 95 (°C)

表 1-3-12 バスケットの許容応力

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

材質： ボロン添加ステンレス鋼

設計温度： 170 (°C)

表 1-3-13 トラニオンの許容応力

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

材質： SUS630 H1150

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-14 トラニオン取付けボルトの許容応力

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

材質： SNB23-3

設計温度： 135 (°C)

1.3.5. 評価方法及び評価モデル

1.3.5.1. 容器本体及び蓋

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

1) 設計条件

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 最高使用圧力，ボルト初期締付け力，機械的荷重による応力

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

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

(a) 最高使用圧力による応力

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

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

ここで、

- P : 最高使用圧力
- r : ポートカバーOリング平均半径
二次蓋ポートカバーは締付けボルトピッチ円半径
- t : ポートカバー最小板厚

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

(a) 最高使用圧力及びガスケット締付による平均引張応力

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

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

ここで、

- W_{m1} : 必要な最小ボルト荷重
- A : 全数のボルト最小断面積
- H : フランジに加わる最高使用圧力による全荷重
- H_p : 気密を十分保つために、Oリング又は継手接触面にかける圧縮

力（ゴム製Oリングのため $H_p=0N$ ）

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

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

ここで、

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

2) 設計事象 I 構内輸送時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，構内輸送時の機械的荷重，熱荷重による応力
容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（ τ ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

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

ここで、

m_b : バスケットの質量

G_z : 後方向加速度

A_b : 接触面積

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（ σ_c ）は(6)式で計算する。

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

ここで、

m_c : 容器の質量

G_z : 後方向加速度

A_c : 胴の断面積

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

$$\sigma_{m3} = \frac{F_s}{A_s} \dots\dots\dots (7)$$

ここで，

F_s : ボルト初期締付け力

A_s : ボルト最小断面積

(c) 構内輸送時に作用する加速度による平均引張応力

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

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

ここで，

m : 作用する質量

G : 加速度

A : 全数のボルト最小断面積

(d) 構内輸送時に作用する加速度による曲げ応力

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

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

ここで，

n : ボルト本数

m : 作用する質量

G : 加速度

- l_b : ボルト長さ
 Z : ボルトの断面係数

なお、二次蓋ポートカバーボルトには取付け構造上、曲げ応力は発生しない。

3) 設計事象 I 吊上げ時

① 胴、底板、一次蓋、二次蓋

(a) 内圧、ボルト初期締付け力、吊上げ時の機械的荷重、熱荷重による応力
容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力 (τ) が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力 (σ_c) は(6)式で計算する。

② ポートカバー、二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

(c) 吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力

吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力 (σ_{m4}) は発生しない。

(d) 吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力

吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力 (σ_b) は発生しない。

4) 設計事象Ⅱ 搬送架台への衝突（横姿勢）

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，搬送架台への衝突による機械的荷重，熱荷重による応力
容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力 (τ) が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力 (σ_c) は(6)式で計算する。

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

(c) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

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

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

(d) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

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

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

5) 設計事象Ⅱ 転倒防止台座への衝突 (縦姿勢)

① 胴、底板、一次蓋、二次蓋

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

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

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力 (τ) が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

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

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力 (σ_c) は(6)式で計算する。

② ポートカバー、二次蓋ポートカバー

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

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

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

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

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

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

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

(c) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

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

(d) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

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

6) 試験状態

① 胴, 底板, 一次蓋, 二次蓋

(a) 試験時圧力, ボルト初期締付け力による応力

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

② ポートカバー, 二次蓋ポートカバー

(a) 試験時の圧力による応力

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

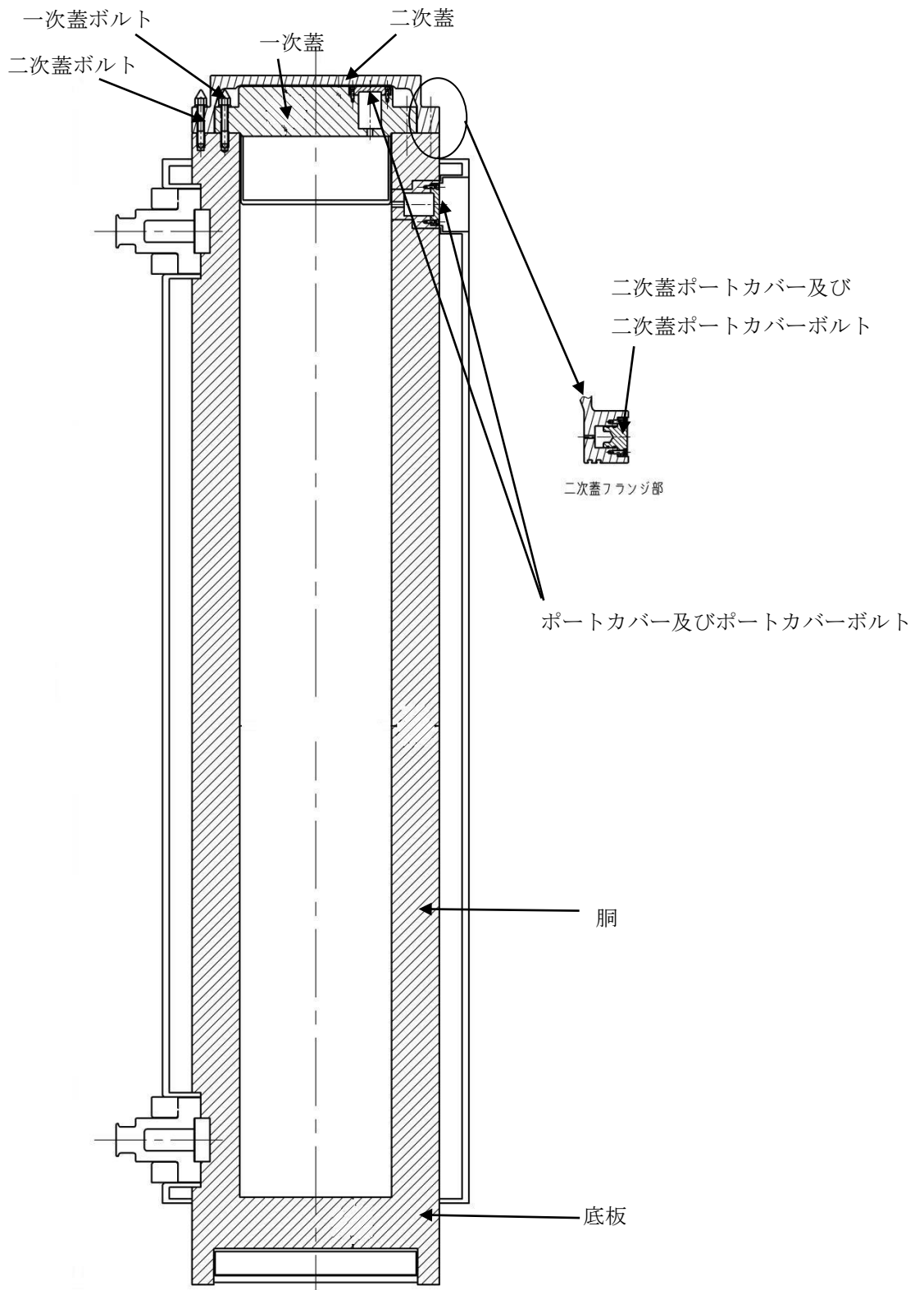


図1-3-2 容器本体及び蓋の応力評価箇所

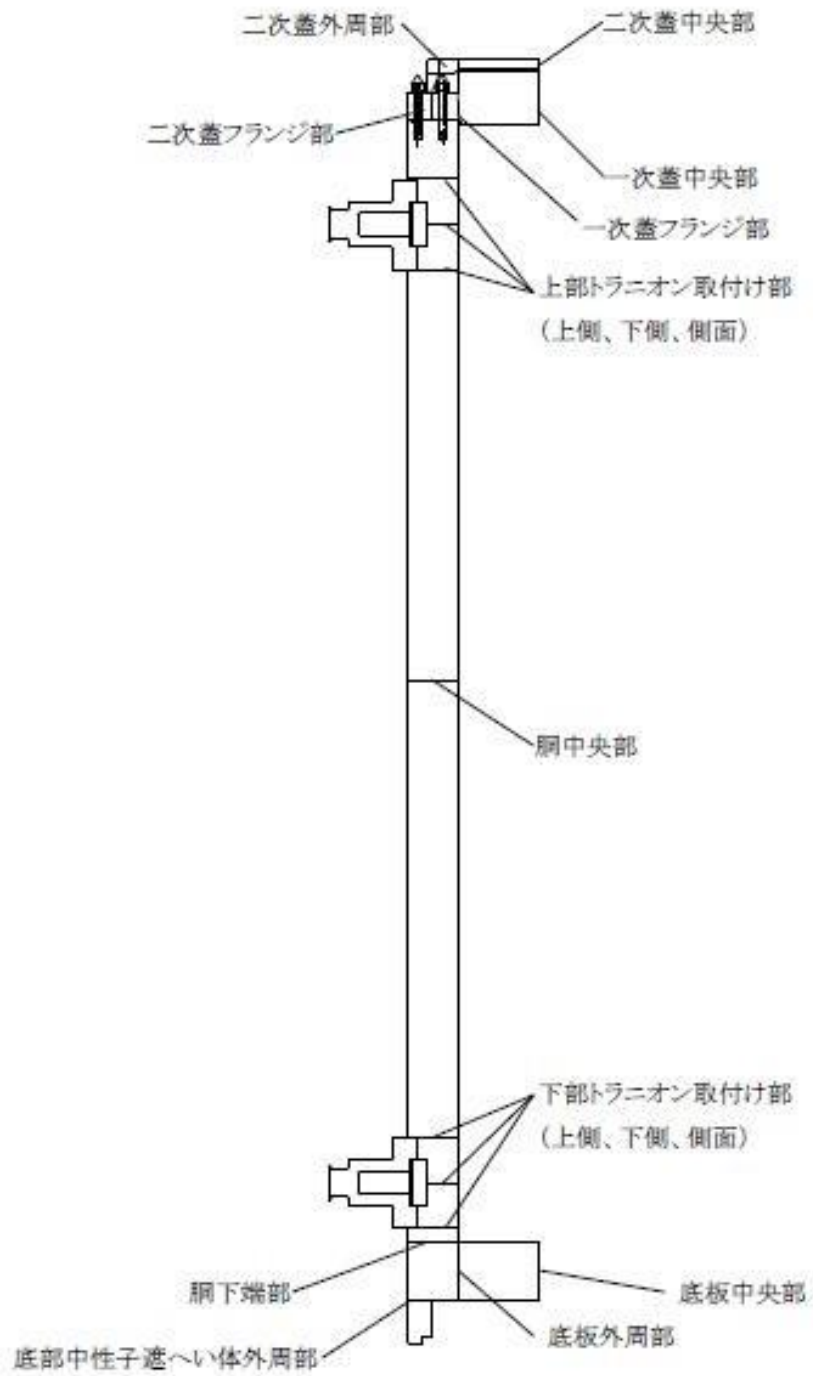


図1-3-3 容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

1.3.5.2. バスケット

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

1) 設計条件

①一次一般膜応力

最大応力が発生する箇所は、搬送架台への衝突時の図1-3-4の評価点②である。評価点

②の一次一般膜応力(P_m)は、(10)式で計算する。

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

- m_2 : 評価点②に作用する質量
- A_2 : 評価点②の断面積
- G_X : 加速度

②一次膜応力+一次曲げ応力

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

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

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

ここで、

- m_3 : 評価点③に作用する質量
- G_X : 加速度
- A_3 : 評価点③の断面積
- M_3 : 評価点③に生じる曲げモーメント
- Z_3 : 評価点③における枠板の断面係数
- l_3 : 格子支持板のピッチ

2) 設計事象Ⅰ 構内輸送時

① 一次＋二次応力

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

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は、図 1-3-4 の評価点⑤(枠板の組合せ部)である。
左右方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は、(12)式で計算する。

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

ここで、

- m_5 : 評価点⑤に作用する質量
- A_5 : 評価点⑤の断面積
- G_Y : 加速度

③ 平均支圧応力

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

④ 軸圧縮応力

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

3) 設計事象Ⅱ 搬送架台への衝突(横姿勢)

① 一次＋二次応力

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

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

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

④ 軸圧縮応力

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

4) 設計事象Ⅱ 転倒防止台座への衝突(縦姿勢)

① 一次+二次応力

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

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

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

ここで、

- m_A : バスケットの質量
- A_A : 枠板の総断面積
- G_Z : 加速度

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

平均支圧応力(σ_b)は①一次+二次応力と同じである。

④ 軸圧縮応力

軸圧縮応力(σ_c)は①一次+二次応力と同じである。

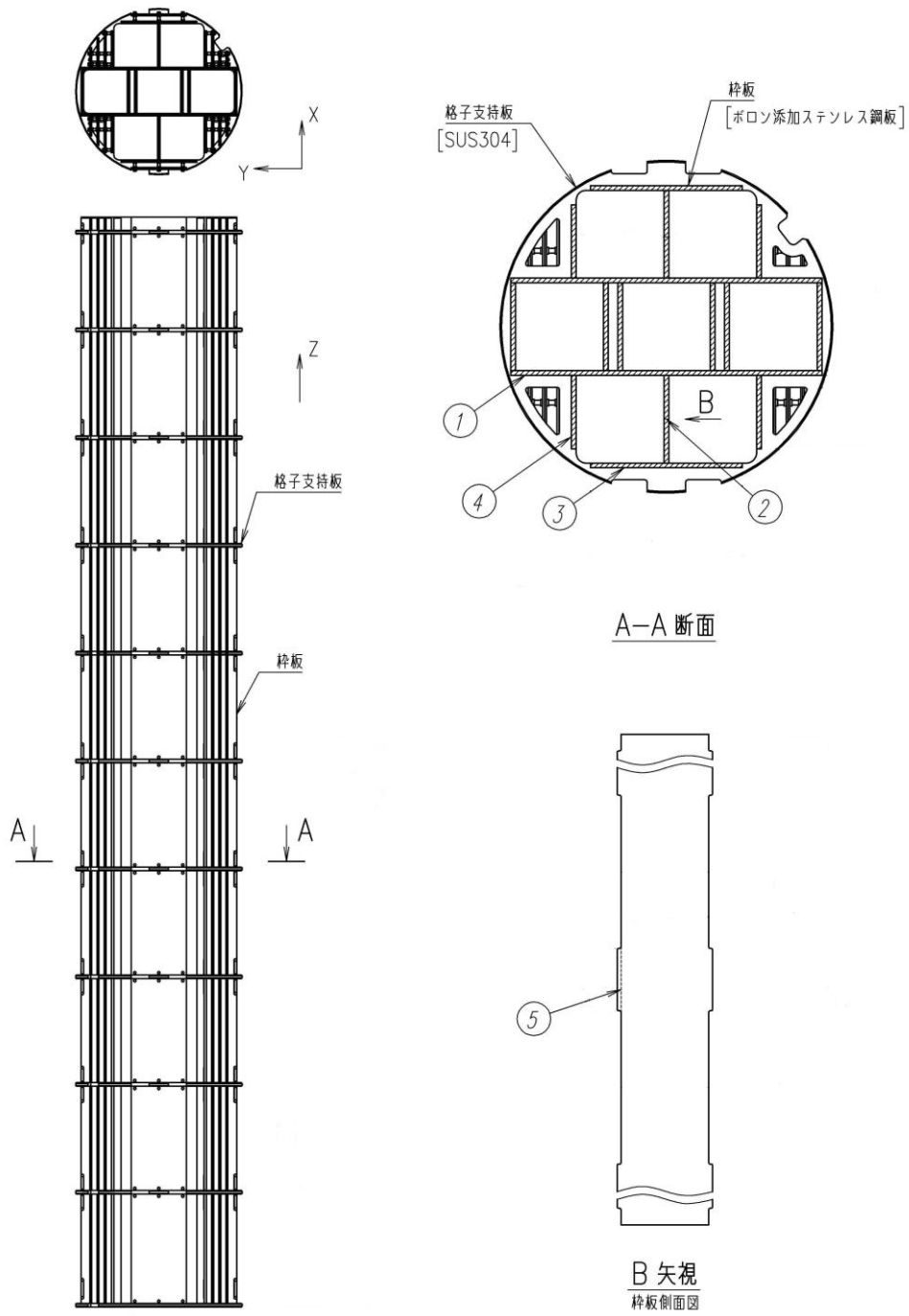


図1-3-4 バスケットの応力評価箇所

1.3.5.3. トラニオン

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

1) 設計事象 I 構内輸送時

① トラニオン

(a) せん断応力

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

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

$$\left. \begin{aligned} \sigma_s &= \frac{F_m}{A_2} \\ F_m &= \sqrt{\left(\frac{m}{4} \cdot G_x\right)^2 + \left(\frac{m}{2} \cdot G_z\right)^2} \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (14)$$

ここで、

- F_m : 構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重
- m : 容器の質量
- A_2 : 評価点の断面積
- G_x : 下方向加速度
- G_z : 前後方向加速度

(b) 曲げ応力

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

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

ここで、

- M_2 : 評価点に生じる曲げモーメント
- Z_2 : 評価点の断面係数
- F_m : 構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重 (14)式のとおり
- L_2 : 評価点と荷重作用位置との距離

(c) 引張応力及び圧縮応力

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

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

- F_{m2} : 構内輸送時に上部及び下部トラニオンに作用する荷重
- m : 容器の質量
- A_2 : 評価点の断面積
- G_Y : 左右方向加速度

(d) 組合せ応力

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

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

ここで、

- σ : 評価点における垂直応力
- σ_b : 評価点における曲げ応力
- σ_t, σ_c : 評価点における引張応力及び圧縮応力
- σ_s : 評価点におけるせん断応力

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

$$\frac{|\sigma_c| + |\sigma_b|}{f_c} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|\sigma_b| - |\sigma_c|}{f_t} \leq 1 \quad \dots\dots\dots (18)$$

ここで、 $|\sigma_b| = |\sigma_b| = \sigma_b, |\sigma_c| = \sigma_c$ である。

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

$$\frac{|\sigma_t| + |\sigma_b|}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|\sigma_b| - |\sigma_t|}{f_b} \leq 1 \quad \dots\dots\dots (19)$$

ここで、 $|\sigma_b| = |\sigma_b| = \sigma_b, |\sigma_t| = \sigma_t$ である。

(e) 一次＋二次応力

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

② トラニオン取付けボルト

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

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

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

ここで、

- F_m : 構内輸送時に下部トラニオンに作用する荷重 (14)式のとおり
- F_{m2} : 構内輸送時に上部及び下部トラニオンに作用する荷重
- L_3 : 評価点と荷重作用位置との距離
- Z_b : トラニオン取付けボルトの断面係数
- S_b : トラニオン取付けボルトの最小断面積

2) 設計事象 I 吊上げ時

① トラニオン

(a) せん断応力

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

吊上げ荷重により発生するせん断応力(σ_s)は、(21)式で計算する。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_s &= \frac{F_{m3}}{A_1} \\ F_{m3} &= \frac{m}{2} \cdot G_z \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (21)$$

ここで、

- F_{m3} : 吊上げ時に上部トラニオンに作用する荷重
- m : 容器の質量
- A_1 : 評価点の断面積
- G_z : 吊上げ加速度

(b) 曲げ応力

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

(c) 引張応力及び圧縮応力

吊上げ時には引張応力(σ_t)及び圧縮応力(σ_c)は発生しない。

(d) 組合せ応力

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

(e) 一次＋二次応力

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

② トラニオン取付けボルト

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

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

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

ここで、

- M_3 : 評価点に生じる曲げモーメント
- L_3 : 評価点と荷重作用位置との距離
- Z_b : トラニオン取付けボルトの断面係数

3) 設計事象Ⅱ 輸送架台への衝突

① トラニオン

(a) せん断応力

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

衝突荷重により発生するせん断応力(σ_s)は、(21)式で計算する。

(b) 曲げ応力

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

(c) 引張応力及び圧縮応力

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

(d) 組合せ応力

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

(e) 一次＋二次応力

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

② トラニオン取付けボルト

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

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

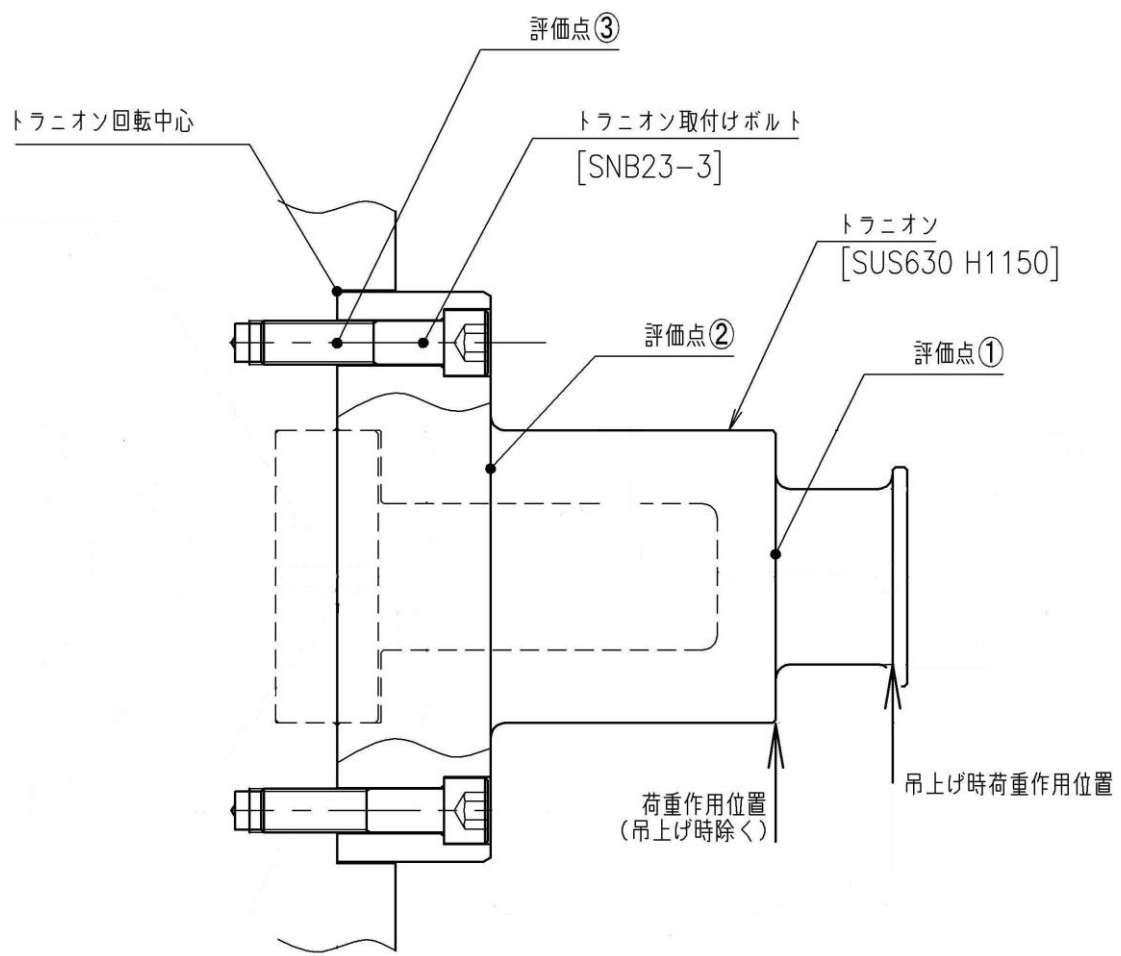


図1-3-5 トラニオンの応力評価箇所

1.3.6. 評価結果

評価結果を表1-3-15～表1-3-23に示す。いずれも、許容応力に対して十分に余裕がある。
このため、構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表 1-3-15 容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋） 1/2

(単位：MPa)

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

表 1-3-15 容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋） 2/2

(単位：MPa)

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

表 1-3-16 容器本体及び蓋の評価結果（ポートカバー）

（単位：MPa）

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

表 1-3-17 容器本体及び蓋の評価結果（ボルト）

（単位：MPa）

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

表 1-3-18 容器本体及び蓋の評価結果（平均支圧応力及び圧縮応力）

（単位：MPa）

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

表 1-3-19 バスケットの評価結果

(単位：MPa)

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

表 1-3-20 トラニオンの評価結果

(単位：MPa)

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

表 1-3-21 トラニオンの評価結果

評価点②の組合せ応力 (圧縮応力+曲げ応力)

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

注記 * : $|\sigma_b| = |\sigma_b| = \sigma_b$ である。

表 1-3-22 トラニオンの評価結果
 評価点②の組合せ応力 (引張応力+曲げ応力)

評価式	σ_t (MPa)	σ_b^* (MPa)	計算値	基準値
$\frac{ \sigma_t + {}_t\sigma_b }{f_t}$	5	165	0.44	≤ 1
$\frac{ {}_c\sigma_b - \sigma_t }{f_b}$	5	165	0.30	≤ 1

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

表 1-3-23 トラニオン取付けボルトの評価結果

(単位 : MPa)

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

構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

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

(2) 機能

ABAQUS コードは, 応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常, 非定常の弾性, 弾塑性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存, 歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元, 又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重, 分布荷重, モーメント, 加速度力 (慣性力), 圧力, 遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また, これらの条件の時間依存, 線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-3-6 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは, これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

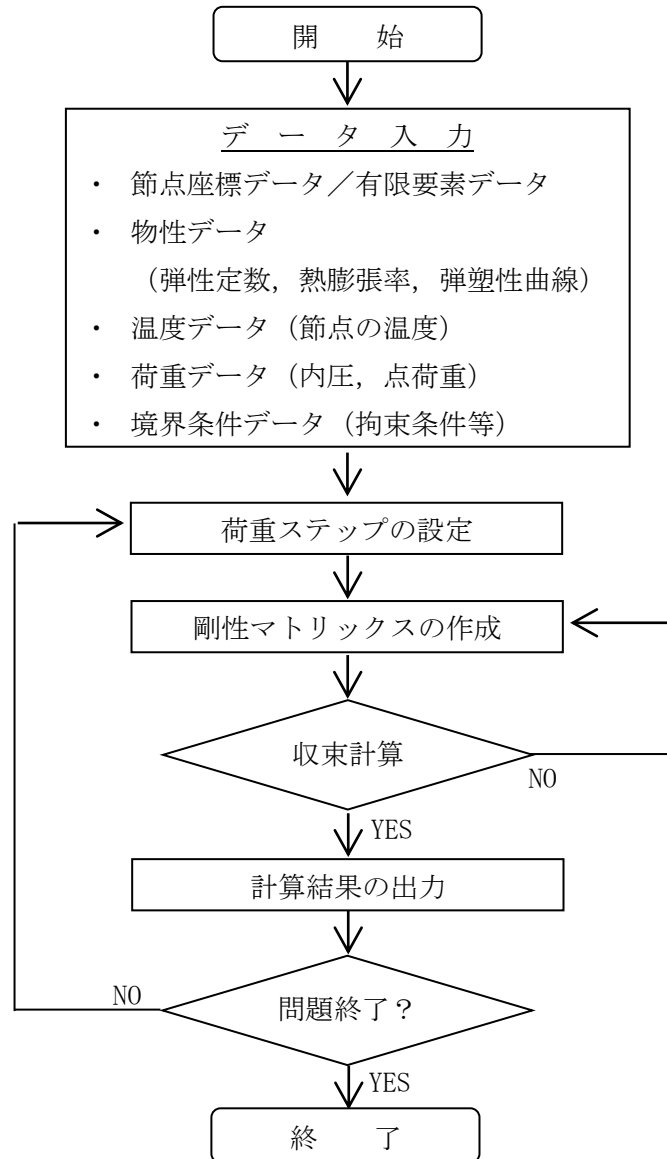


図 1-3-6 ABAQUS コードの応力解析フロー図

容器内水の放射線分解による水素ガス発生について

1. 容器内水の放射線分解による水素ガス発生

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

2. 評価方法

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

3. 評価結果および4号機構内用輸送容器(NFT-12B型)との比較

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

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

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

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

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

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

1.4. 除熱機能

1.4.1. 基本的な考え方

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

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

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

1.4.2. 設計基準

設計基準を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1 設計基準

対象部位		材質	設計基準	設計基準温度 (°C)	備考
構内用 輸送容器	中性子遮へい材	レジン	使用可能温度	149	
	Oリング	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	
	胴	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	
	蓋	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	
	バスケット	ボロン添加 ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	
燃料被覆管		ジルカロイ-2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度*1, *2	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ジルコニウムライ付燃料, 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認試験に関する試験最終報告書)(06 基炉報-0006, 独立行政法人原子力安全基盤機構)

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

1.4.3. 燃料仕様および崩壊熱量

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

表 1-4-2 燃料条件及び崩壊熱量

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

1.4.4. 評価条件

構内用輸送容器の除熱評価は以下の 2 種類の解析モデルを用いて行う。

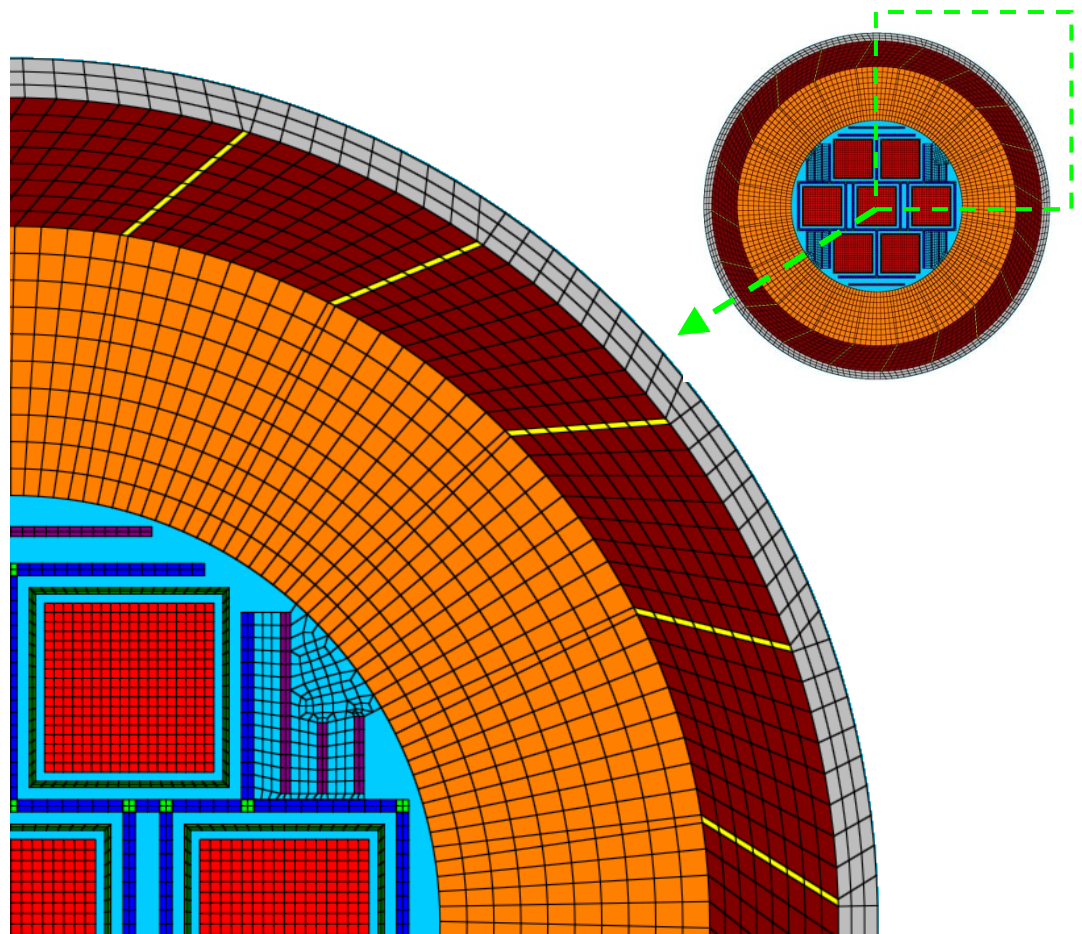
- ・ 輪切り断面モデル
- ・ 軸対称断面モデル

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

表 1-4-3 評価条件

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

*1 : 太陽熱放射は 1 日につき 1 2 時間ごと、7 日間受ける



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

図 1-4-1 輪切り断面モデル形状図

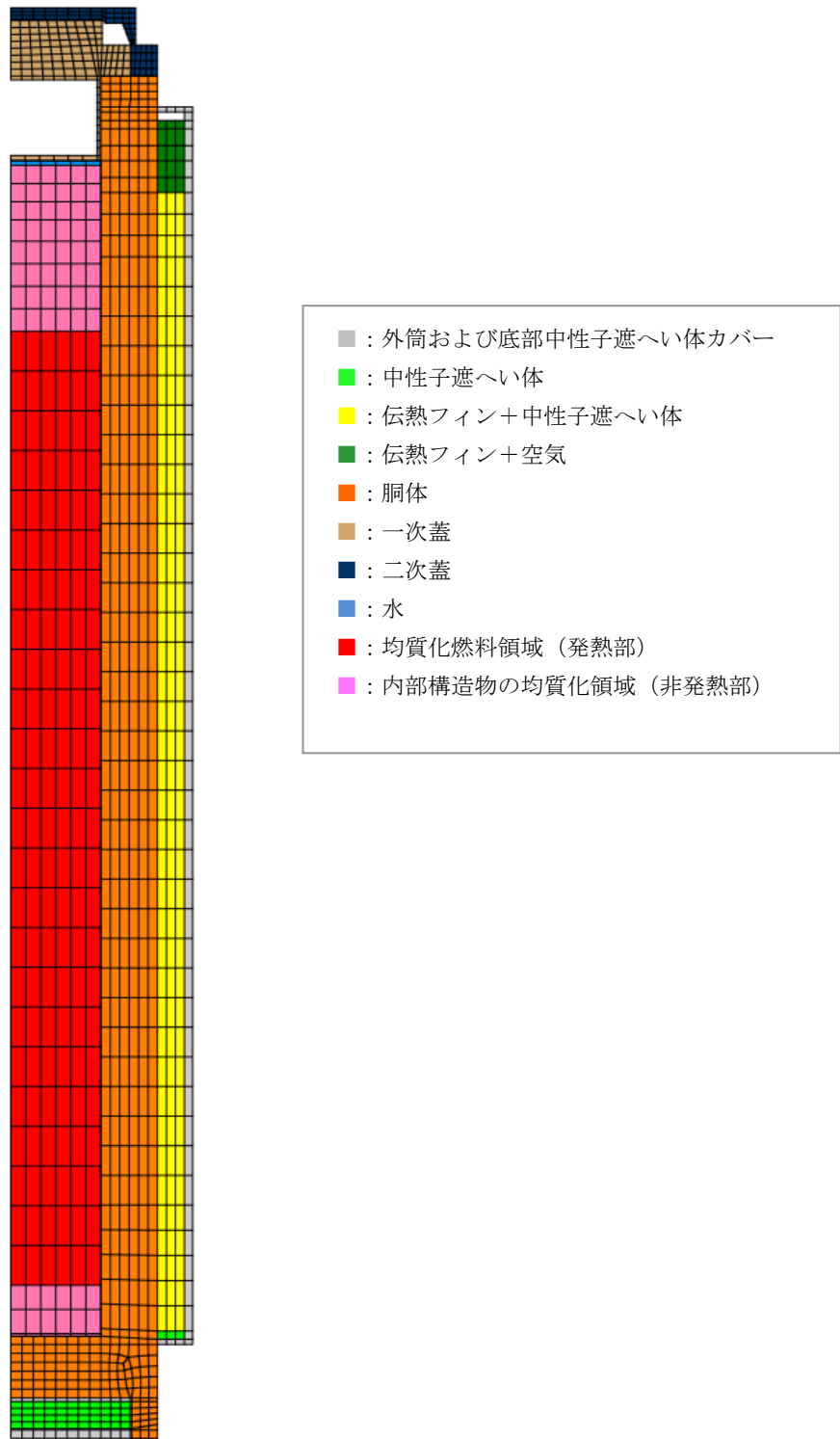


図 1-4-2 軸対称断面モデル形状図

1.4.5. 評価方法

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

1.4.6. 評価結果

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

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

表 1-4-4 評価結果（各部温度）

対象部位		材質	評価結果 (℃)	設計基準 温度 (℃)	備考
構内用 輸送容器	中性子遮へ い材	レジン	96	149	
	Oリング	ふっ素ゴム	82	300	
	胴	低合金鋼	100	350	
	蓋	ステンレス鋼	96	425	
	バスケット	ボロン添加 ステンレス鋼	152	200	
燃料被覆管		ジルカロイ- 2	169	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ジルコニウムライ 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 1-4-3 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、多くの伝熱解析に使用された実績がある。

(5) 検証方法

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

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

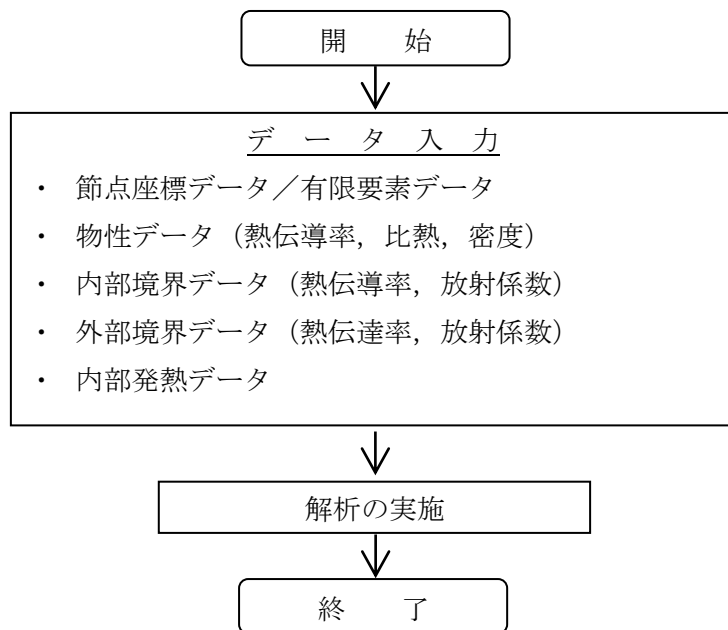


図 1-4-3 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード (ORIGEN2) について

(1) 概要

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

(2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射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、アクチノイド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α, n) 反応により発生する中性子線源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-4-4 に示す。

(4) 使用実績

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

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

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

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

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

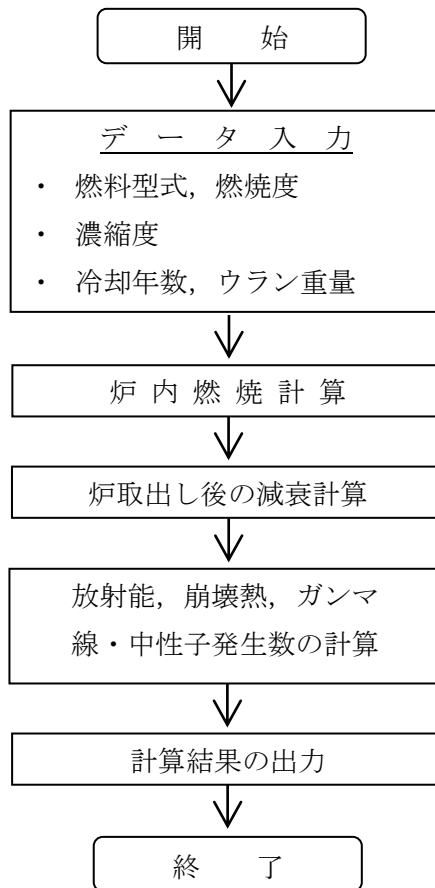


図 1-4-4 ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.5. 密封機能

1.5.1. 基本的な考え方

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

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

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

1.5.2. 評価結果

(1) 構造強度評価結果

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

(2) 除熱評価結果

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

(3) 容器構造

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

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

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

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

(4)まとめ

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

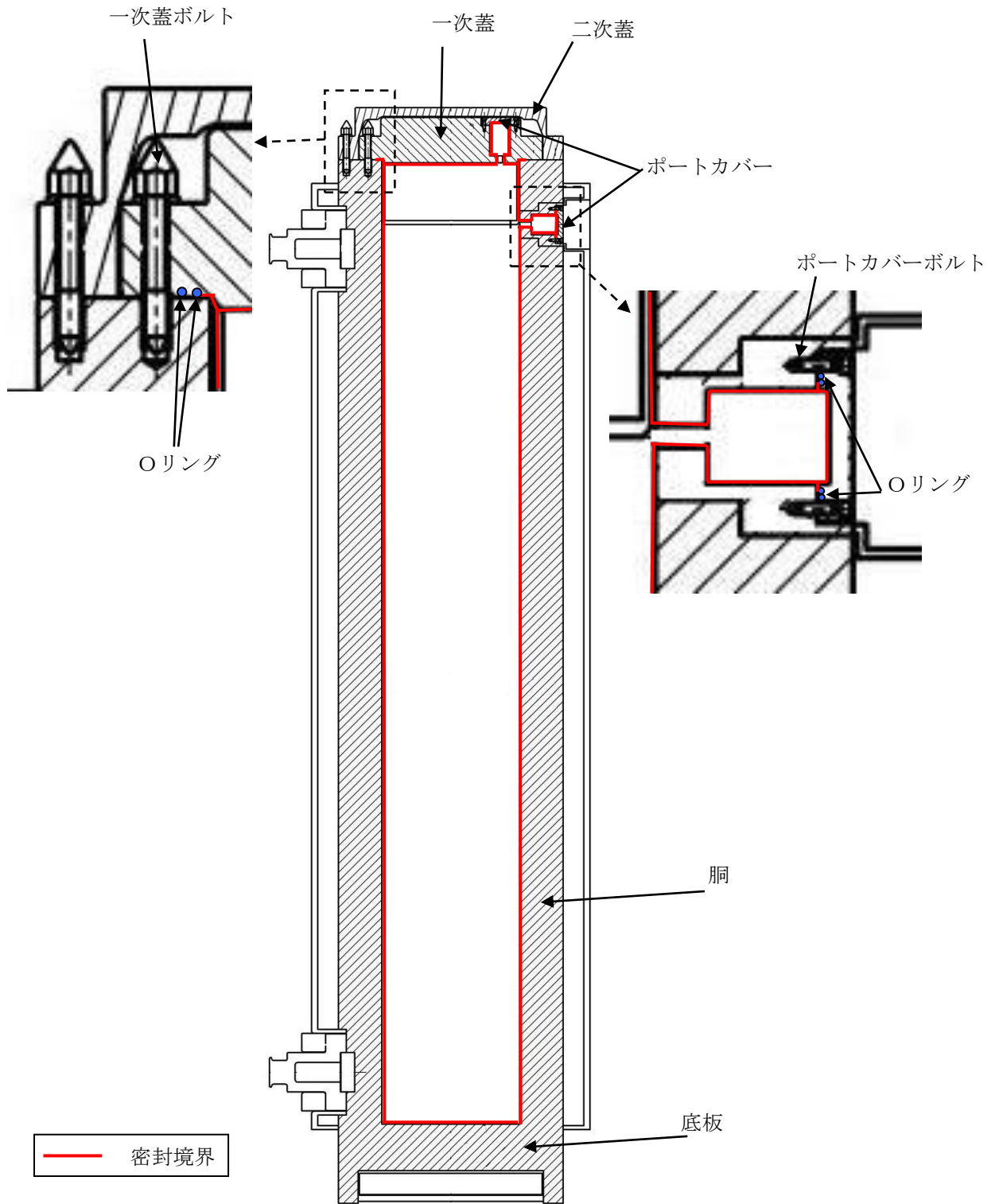
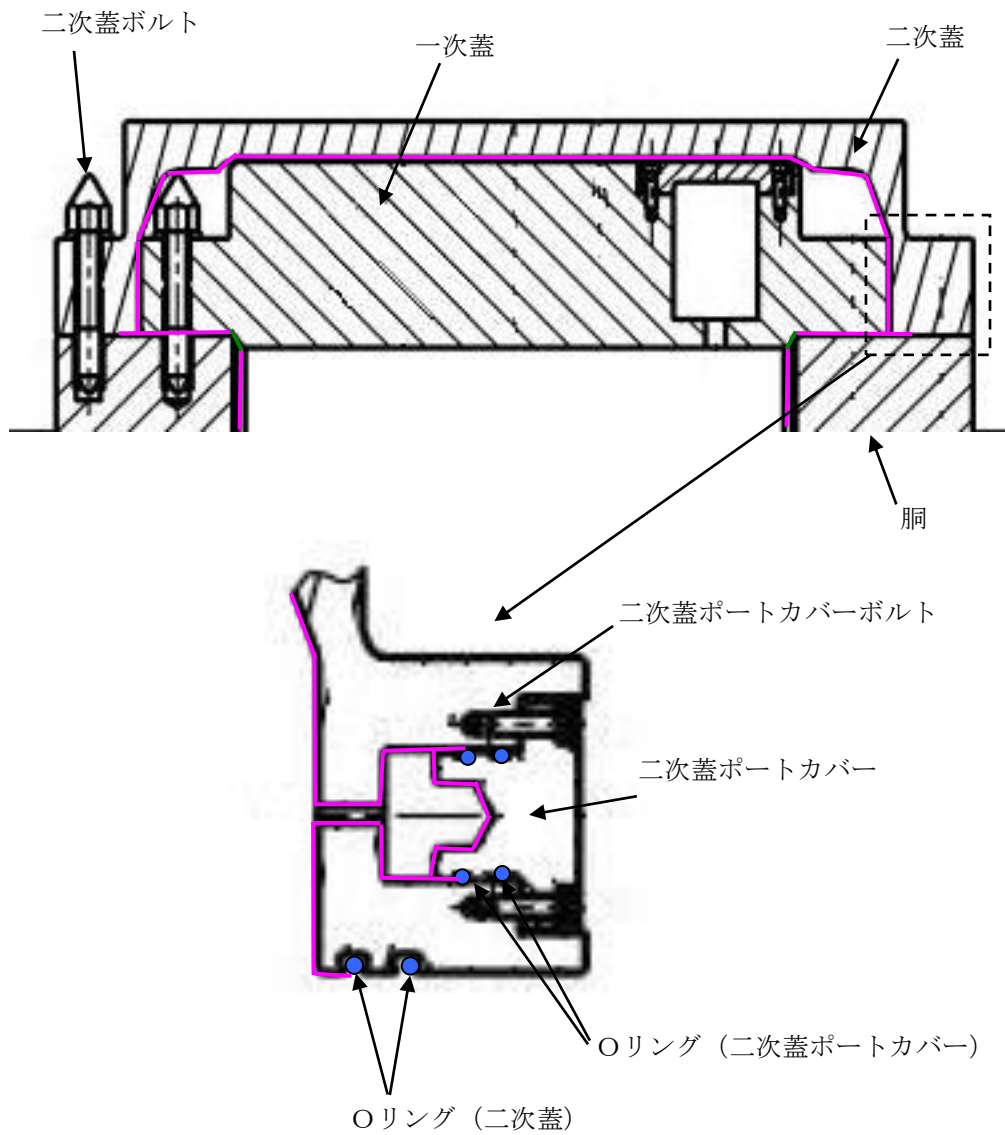


図 1-5-1 一次蓋で構成する容器密封境界



— 二次蓋で構成する密封境界

図 1-5-2 二次蓋で構成する密封境界

1.6. 遮へい機能

1.6.1. 基本的な考え方

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

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

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

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

1.6.2. 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 1-6-1 に示す。

表 1-6-1 遮へい厚さ

(単位：cm)

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

2) 線源条件

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

表 1-6-2 線源条件

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

3) 線源強度及びエネルギー

① ガンマ線源強度

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

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

ここで、A：放射化核種 (^{60}Co) の放射能 (Bq)

N_0 ：ターゲット核種 (^{59}Co) の個数 (atoms)

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

ϕ ：炉内照射熱中性子束 ($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

λ ： ^{60}Co の崩壊定数 (/日)

T_1 ：照射期間 (日)

T_2 ：冷却期間 (日)

表1-6-3 ガンマ線源強度

(容器1基あたり)

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

表 1-6-4 構造材の放射化によるガンマ線源強度

(容器1基あたり)

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

② 中性子線源強度

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

表 1-6-5 中性子線源強度

(容器 1 基あたり)

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

表1-6-6 中性子線源スペクトル

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

1.6.3. 評価モデル

遮へい評価のモデルを図 1-6-1～図 1-6-2 に示す。計算モデルは、構内用輸送容器の実形状を模擬して 2 次元 R-Z 体系で評価する。また、トランニオン取付け部は局所的な中性子遮へい体の欠損が生じるため詳細評価を行う。

評価モデルは以下の条件を考慮する。

- ・ 主要な遮へい体の厚さは製造公差を考慮した寸法とし、遮へい体の密度はノミナル値とする。

1.6.4. 評価方法

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

ライブラリとしては、DLC-23/CASK データを用い、線量当量率への変換は ICRP Publ. 74 に基づく 1cm 線量当量率への換算係数を用いる。

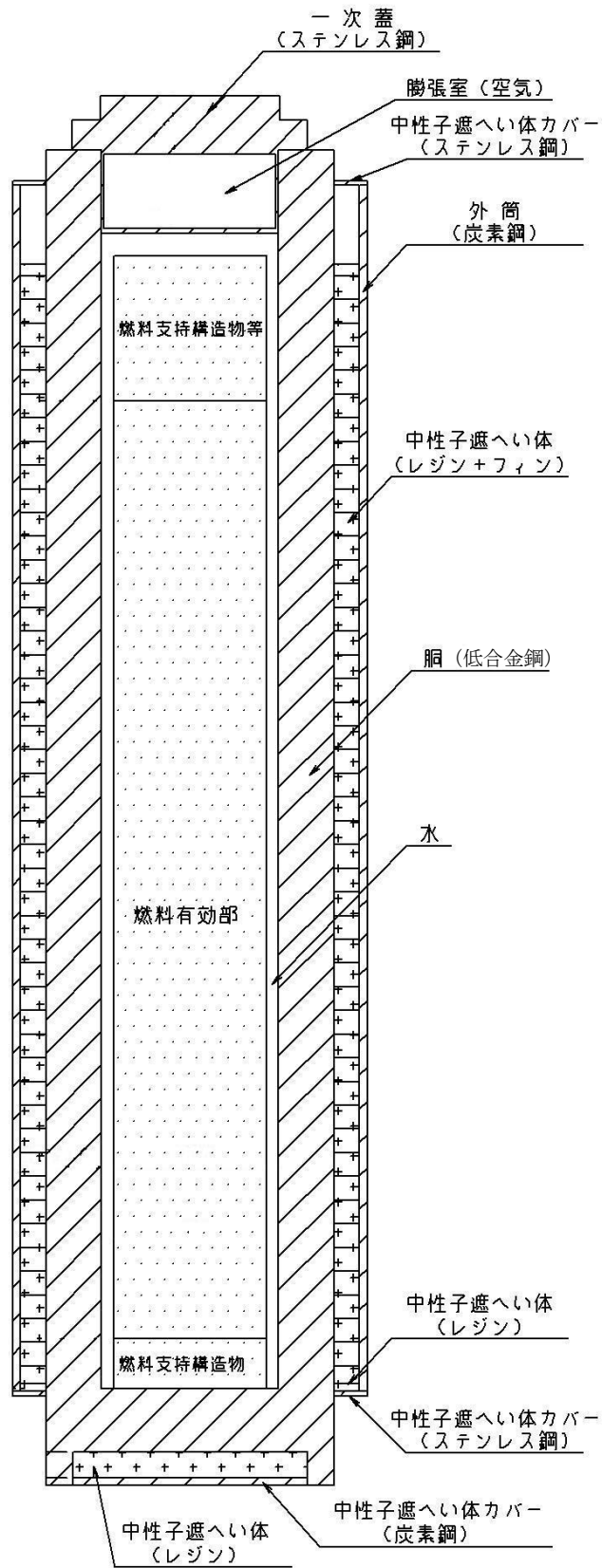


図 1-6-1 遮へい解析モデル (全体 R-Z 体系)

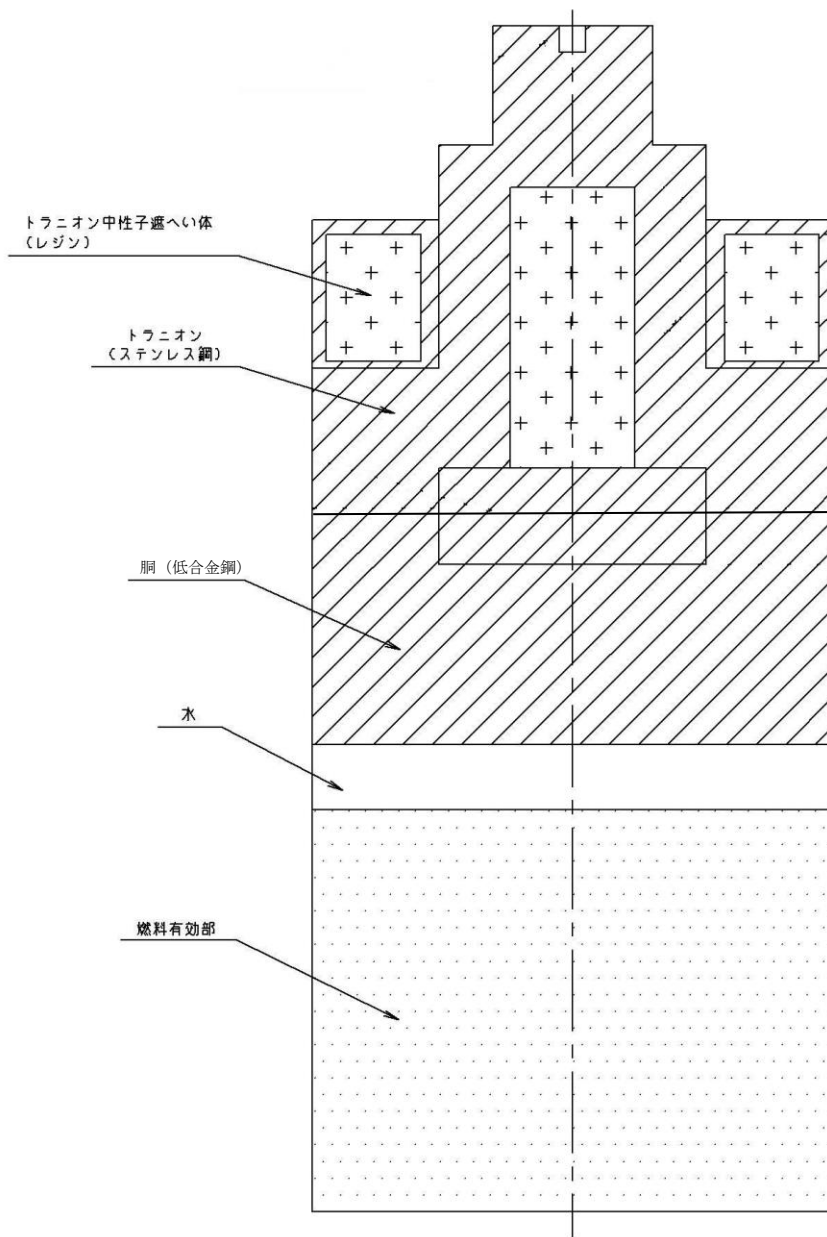


図 1-6-2 遮へい解析モデル (トランニオン部 R-Z 体系)

1.6.5. 評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 1-6-3 に、評価結果を表 1-6-7 に示す。評価結果は容器上部、上部中性子遮へい体欠損部、容器側面、下部中性子遮へい体欠損部、容器下部における線量当量率の最大値を示しており、容器表面の線量当量率は容器側面で最大 1.5mSv/h、容器表面から 1m の線量当量率は容器側面で最大 0.34mSv/h となっている。

線量当量率が最大となるのは容器側面であり、容器取扱時には追加遮へい体設置等の放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる計画としている。

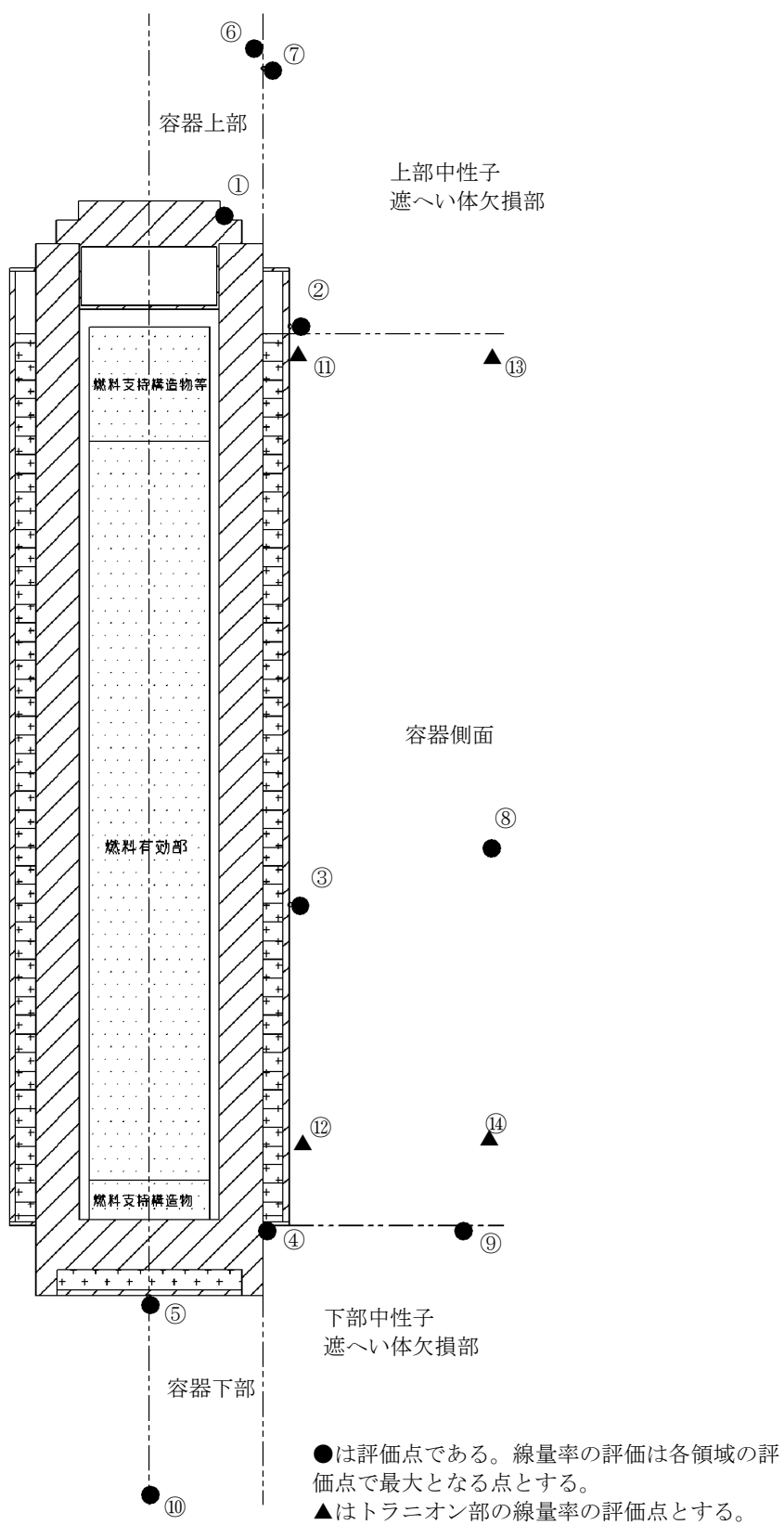


図 1-6-3 線量評価点 (容器全体)

表 1-6-7 最大線量当量率の評価結果

(単位：mSv/h)

		容器上部	上部中性子 遮へい体欠 損部	容器側面	下部中性子 遮へい体欠 損部	容器下部
		①	②	③	④	⑤
表面	評価点	①	②	③	④	⑤
	結果	1.4	5.1E-2	1.5	1.1	1.7E-1
表面から 1 m	評価点	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
	結果	4.6E-2	5.2E-2	3.4E-1	1.0E-1	2.1E-2

(単位：mSv/h)

		上部トラニオン	下部トラニオン
		⑪	⑫
表面	評価点	⑪	⑫
	結果	5.4E-2	7.5E-1
表面から 1 m	評価点	⑬	⑭
	結果	6.4E-2	1.9E-1

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線源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-6-4 に示す。

(4) 使用実績

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

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

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

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

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

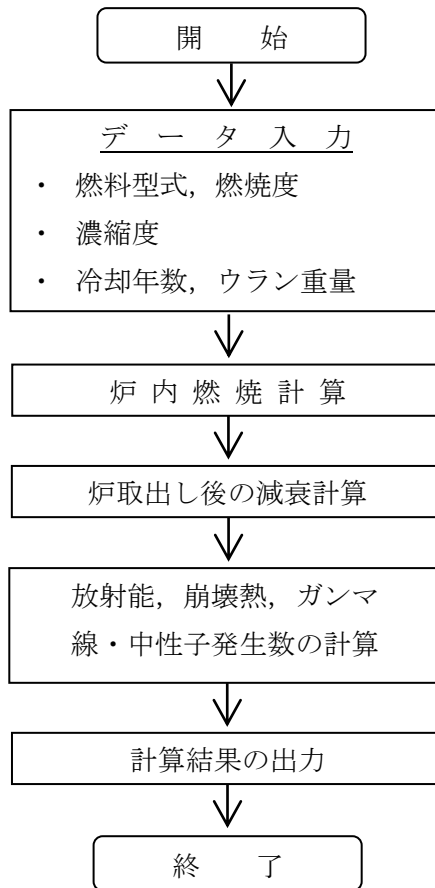


図 1-6-4 ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード (DOT3.5 コード) について

(1) 概要

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

(2) 機能

DOT コードは, 遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① ガンマ線や中性子に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり, 放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。
- ② DOT コードは, 二次元の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

DOT コードの解析フローを図 1-6-5 に示す。

(4) 使用実績

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

(5) 検証

汎用コードの導入評価^{*1}が実施されていることが確認されている。

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

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

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

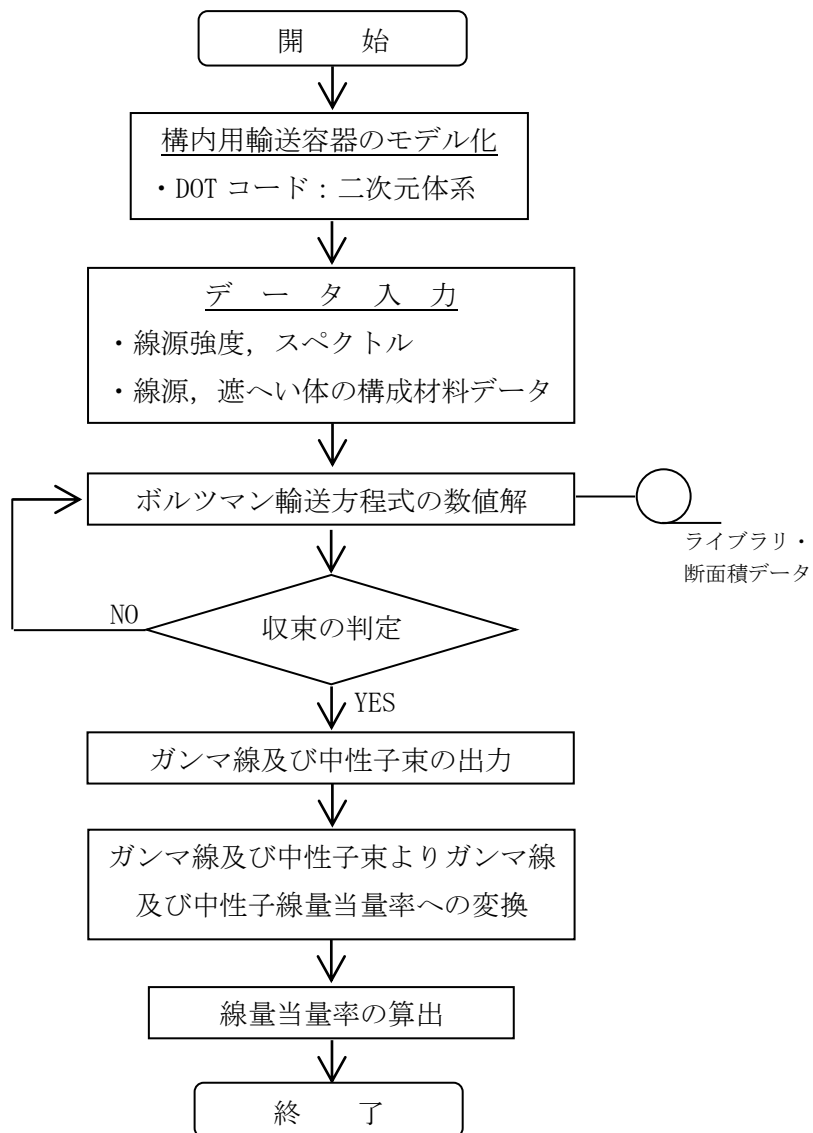


図 1-6-5 DOT コードの解析フロー図

1.7. 臨界防止機能

1.7.1. 基本的な考え方

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

- ▶ 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- ▶ バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン添加ステンレス鋼を使用し、バスケット外周部にボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.7.2. 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.7.3. 評価条件

1) 燃料条件, 評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。臨界評価モデルを図 1-7-1 に示す。

- ・燃料タイプは表 1-1-2 に示す燃料条件を包絡する条件として、最も U-235 の濃縮度の高い 9×9 燃料とする
- ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし、9×9 燃料の集合体平均値 3.9wt% とする。
- ・燃料には可燃性毒物として Gd を添加した燃料が含まれるが、中性子吸収断面積の大きい Gd を無視する。
- ・燃料の変形を考慮して使用済燃料収納缶 (小) 内で燃料棒が最適な状態に広がった配列とする。
- ・燃料を装填した使用済燃料収納缶 (小) がバスケット内で最適に偏心した状態とする。
- ・バスケット材料のボロン添加ステンレス鋼材中及びバスケット外周に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は、製造下限値とする。
- ・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
- ・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
- ・中性子遮へい体部 (レジン) は真空とする。
- ・構内用輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空、完全反射とする。
- ・評価モデルは 2 次元体系とする。

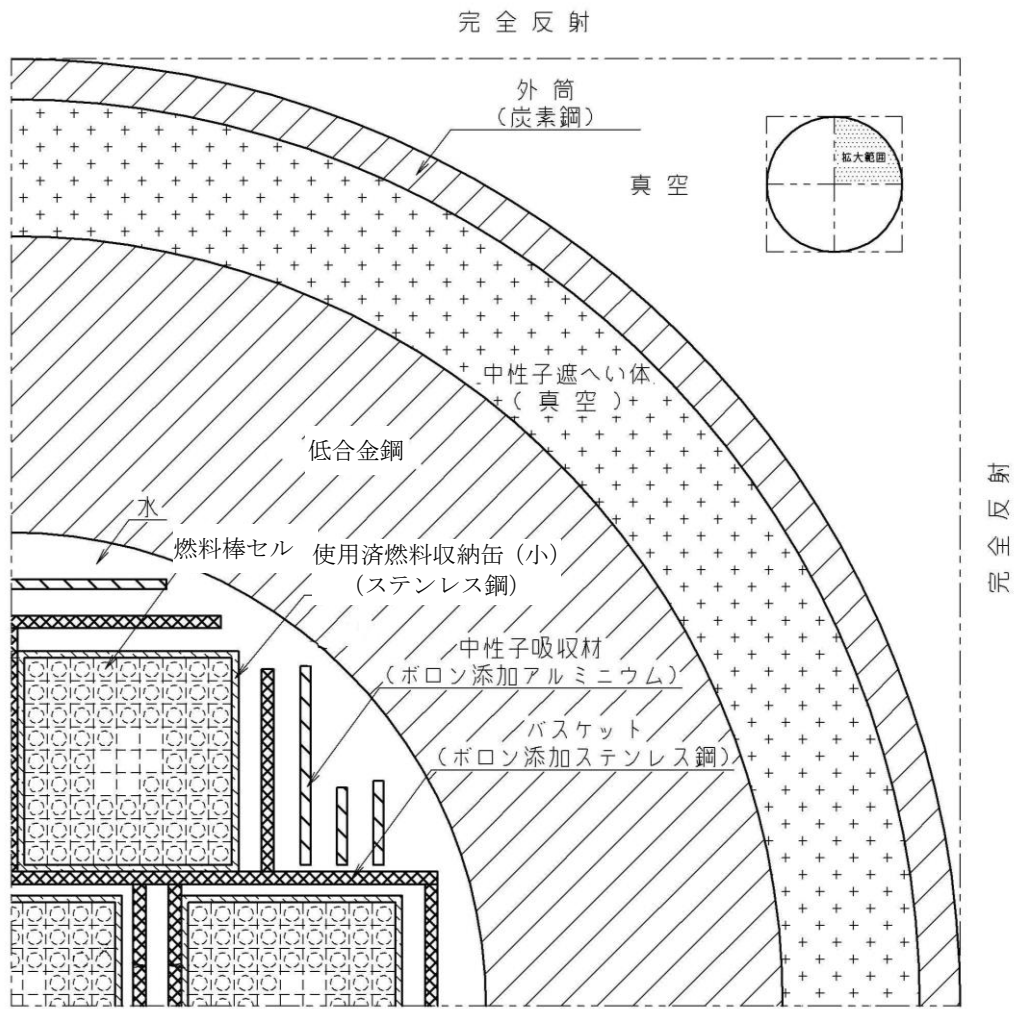


図 1-7-1 臨界評価体系

1.7.4. 評価方法

構内用輸送容器の実形状をモデル化し、臨界解析コード KENO-V.a を使用して求める。

1.7.5. 評価結果

評価結果を表 1-7-1 に示す。表 1-7-1 に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-7-1 評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.77	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差 (3σ) を考慮した値

臨界解析に用いるコード (KENO-V.a) について

(1) 概要

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

(2) 機能

KENO-V.a コードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図 1-7-2 に示す。

(4) 使用実績

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

(5) 検証

米国のバットル研究所 (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.

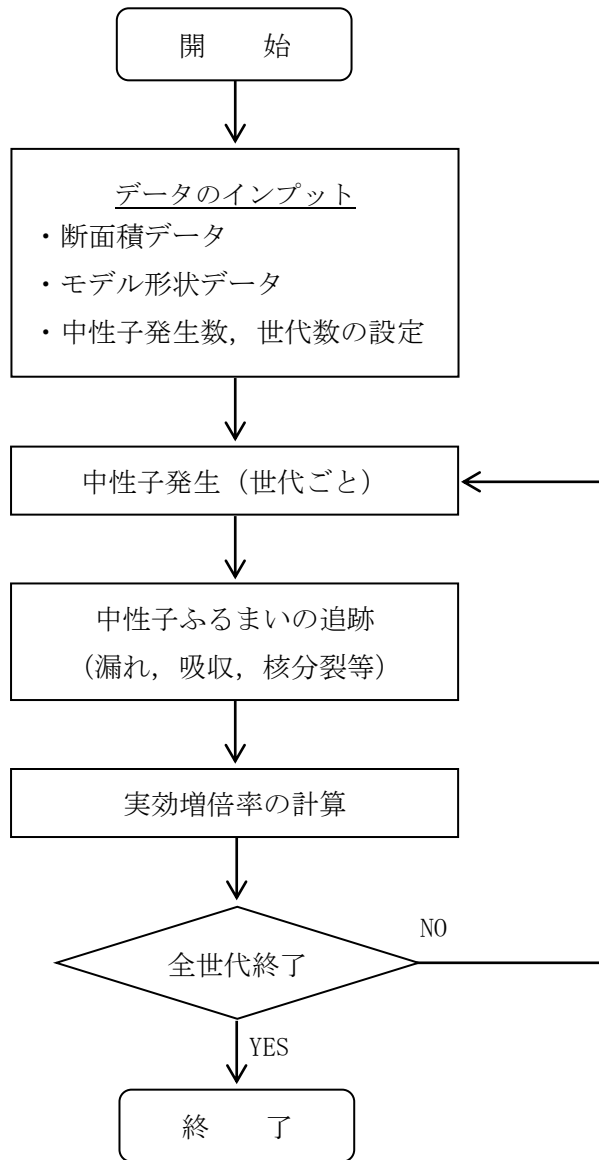


図 1-7-2 KENO-V.a コードの解析フロー図

1.8. 構内用輸送容器の落下

1.8.1. 原因

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

1.8.2. 発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために、次のような設計及び手順の対策を講じる。

- (1) クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。
- (2) クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押し上機ブレーキで保持する構造とする。
- (3) クレーン主巻フックと吊具、吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。
- (4) 取付け作業後の取付け状態を ITV にて確認し、外れ止めを取り付ける。
- (5) 作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。
- (6) 作業手順書を整備し、作業員への教育訓練を行う。

1.8.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

1.8.3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し、構内用輸送容器が落下して、構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、構内用輸送容器の収納体数 7 体とする。

(2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、表 1-1-2 の燃料条件を包絡する条件として 燃焼度 52,000MWd/t の 9×9 燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は表 1-1-2 の燃料条件を包絡する条件として 1716 日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス (Kr-85) 及びよう素 (I-129) それぞれ 30% とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。
- e. 放出されたよう素は、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし、構内用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 1-8-1 の通りである。

表 1-8-1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス	約 1.3×10^{14} Bq
よう素	約 6.6×10^8 Bq

1.8.3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

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

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

なお、相対濃度 (χ/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の4号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 3.4×10^{-5} s/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) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の4号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 3.4×10^{-19} Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

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

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

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

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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
(小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)

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

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_I : よう素の大気放出量 (Bq)

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

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_K \cdot E_\gamma / 0.5 \dots \dots \dots (2)$$

ここで、

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

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

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_K \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$$

ここで、

- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- Q_K : 希ガスの大気放出量 (Bq)
- E_β : β 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)
- W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 1-8-2 の通りである。

表 1-8-2 構内用輸送容器の落下時の実効線量

	小児	成人
よう素の γ 線による実効線量	約 3.9×10^{-4} mSv	約 7.1×10^{-4} mSv
希ガスの γ 線による実効線量	約 1.9×10^{-4} mSv	約 1.9×10^{-4} mSv
希ガスの β 線による実効線量	約 6.7×10^{-4} mSv	約 6.7×10^{-4} mSv
実効線量 (合計)	約 1.3×10^{-3} mSv	約 1.6×10^{-3} mSv

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

2. 別添

別添－1 3号機構内用輸送容器に係る確認事項について

別添－2 3号機構内用輸送容器の保守について

３号機 構内用輸送容器に係る確認事項について

３号機 構内用輸送容器の設置工事および溶接に係る主要な確認項目を表－１～表－２に示す。

表－１ 安全機能及び構造強度に関する確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	強度・漏えい確認	耐圧・漏えい確認	確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	確認圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。 また、耐圧部から著しい漏えいがないこと。
構造強度 遮へい 機能	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
除熱機能	機能確認	伝熱確認	代表１基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ、温度を確認する。	周囲温度を補正した容器各部の温度が最高使用温度を超えないこと。
密封機能	機能確認	取合確認	密封境界を構成する蓋等が容器と取合い密封境界の構成に問題が無いことを確認する。	密封境界を構成する蓋等が容器と取合うこと。
臨界防止機能	機能確認	材料確認 寸法確認 外観確認	バスケットの材料及び主要寸法が、実施計画評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し、バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・材料が実施計画どおりであり、寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形、破損等の異常がないこと。

表-2 溶接部に関する確認事項

確認項目	確認内容	判定基準
材料確認	使用材料を材料証明書により確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。
開先確認	開先面の溶接に悪影響を及ぼす欠陥，付着物の有無を確認する。	開先面の溶接に悪影響を及ぼす傷，欠陥，付着物がないこと。
	開先形状，寸法について確認する。	開先形状，寸法が溶接規格に適合していること。
溶接作業 確認	溶接施工法が，溶接規格第2部に定める溶接施工法認証標準に基づく確認試験を実施し合格したものであることを確認する。	溶接施工法が，溶接規格第2部に定める溶接施工法認証標準に基づく確認試験を実施し合格したものであること。
	溶接士は，実機作業が可能となる資格を有し，同資格が有効期限内であることを確認する。	溶接士は，実機作業が可能となる資格を有し，同資格が有効期限内であること。
	溶接設備が溶接施工法に適したものであることを確認する。	溶接設備が溶接施工法に適したものであること。
	溶接が，あらかじめ決められた溶接施工法によって，溶接士が保有する資格の作業範囲内で行われていることを確認する。	溶接が，あらかじめ決められた溶接施工法で行われていること。 溶接士が保有する資格の作業範囲内で行われていること。
溶接後熱 処理確認	溶接後熱処理の方法，熱処理設備の種類及び容量が溶接規格に適合するものであることを確認する。	溶接後熱処理の方法，熱処理設備の種類及び容量が溶接規格に適合するものであること。
非破壊 確認	放射線透過試験または浸透探傷試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合することを確認する。	放射線透過試験または浸透探傷試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合すること。
機械確認	機械試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合することを確認する。	機械試験を実施し，溶接規格に規定する判定基準に適合すること。
耐圧確認	溶接規格に規定する試験圧力で，一定時間以上保持した後，試験圧力に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。	目視により各溶接部を検査し，漏えいのないこと。
外観確認	溶接部の形状，外観及び状態について溶接規格に適合することを目視で確認する。	目視により溶接部の仕上がり形状を確認し，溶接規格に適合していること。

３号機構内用輸送容器の保守について

３号機構内用輸送容器は、本文 2.11.1.4 供用期間中に確認する項目に記載のとおり、「除熱、密封、遮へい、臨界防止の安全機能が維持されていること」を供用期間中、確認する。

輸送容器は、共用プールにおいて、輸送毎に以下の検査を実施する。なお、合格基準は、表－３に示す。また、検査の結果、必要に応じて消耗品の交換、補修を実施する。

(１) 外観検査

輸送容器の外表面を目視で確認する。

(２) 気密漏えい検査

輸送容器密封部の圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。

(３) 遮へい検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の線量当量率を測定する。

(４) 未臨界検査

輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。

(５) 吊上検査

輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で確認する。

(６) 作動確認検査

バルブの開閉を行い、作動性を確認する。

(７) 熱検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の温度を測定する。

表-3 検査項目，検査方法及び合格基準

検査項目	検査方法	合格基準
外観検査	輸送容器の外表面を目視で確認する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.9MPaG以上の圧力を加え，圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。	一次蓋，二次蓋及びポートカバーの各部の漏えい率が 9×10^{-1} ref cm ³ /sを超えないこと。
遮へい検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。
未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。
吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。
作動確認検査	バルブの開閉を行い，作動性を確認する。	作動性に異常のないこと。
熱検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1. 構内用輸送容器の概要

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

構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され、これまで第１号機から第２号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-12B型）を用いる。

使用済燃料輸送容器（NFT-12B型）は、使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり、容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

本構内用輸送容器は、震災前の原子炉運転中に被覆管から放射性物質の漏えいのあった燃料（以下「漏えい燃料」という。）（２体）、及び震災前の取り扱い中にハンドル及びチャンネルボックスが変形した燃料（以下「変形燃料」という。）（１体）を輸送する。これらの燃料を輸送するにあたって既存の核燃料輸送物設計承認書の条件に該当しない事項については、新たに評価を行う。

また、構内用輸送容器は上記漏えい燃料、変形燃料以外の健全と確認された燃料についても合わせて輸送する。

なお、本構内用輸送容器は、核燃料輸送物としての設計承認及び容器承認を取得しており、容器の仕様を長期にわたって保証できる保守条件を定め（核燃料輸送物設計変更承認申請書別紙二章 輸送容器の保守及び核燃料物質の取扱方法、平成２４年１月承認）、定期点検*を実施している。

※定期点検については、平成２６年６月に実施し異常の無いことを確認している。

1.1. 構内用輸送容器の構成

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

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

1.2. 設備仕様

1.2.1. 構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表-1に、鳥瞰図を図-1に示す。

表-1 構内用輸送容器の仕様

項 目	数 値 等
重量 (t) (燃料を含む)	約 68
全長 (m)	約 5.5
外径 (m)	約 1.8
収納体数 (体)	12 以下
基数 (基)	2

1.2.2. 燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様は、核燃料輸送物設計承認書に示されている。

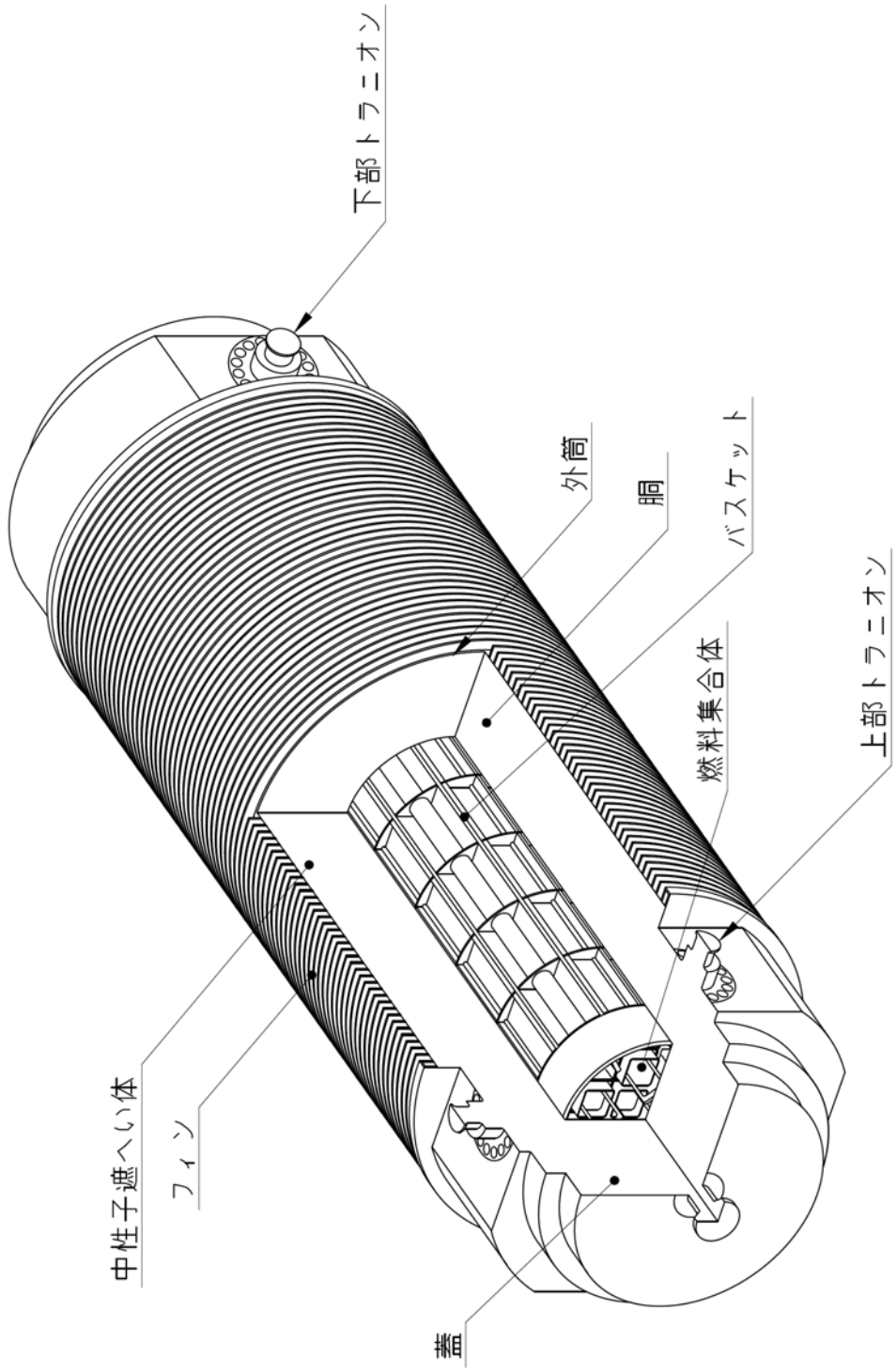


図-1 構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2. 評価の基本方針

2.1. 設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

構内用輸送容器は、これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）であり、本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱、密封、遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに、本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-12B 型）の安全機能は、以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが、構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから、既存評価を引用可能な項目は引用し、新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-12B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

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

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

2.2. 安全設計・評価方針

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

なお、4 号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については、平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。4 号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様を比較し、4 号機の燃料は冷却期間が十分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ことを確認している。

また、4 号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料には、漏えい燃料及び変形燃料がある。

構内用輸送容器には健全燃料のみを収納する場合と、健全燃料と漏えい燃料及び変形燃料を同時に収納する場合があります。変形燃料については、通常の燃料輸送時に用いる大口格子に設置されている燃料収納スペーサを抜き取り、大口格子にツールと共に収納する。燃料を混載する場合には、必要に応じ新規評価を実施することとする。

3. 構内用輸送容器に収納する燃料

構内用輸送容器に収納する燃料は、漏えい燃料（2体）、変形燃料（1体）、及び健全と確認された燃料である。なお、燃料の健全性の確認方法等については、「添付資料1-3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」に記載している。

3.1. 漏えい燃料（2体）

漏えい燃料は、原子炉停止後 SHIPPING 検査により漏えいが確認された燃料である*1。2体とも震災前に使用済燃料プールにおいて超音波装置を用いて漏えい燃料棒が特定されている。ファイバースコープ装置による漏えい燃料棒の観察の結果、漏えい燃料棒の漏えい孔及び被覆管の亀裂は2体とも確認されていないが、水素化による被覆管の膨れが一部に確認されており、また2体のうち1体は漏えいの原因と推定される金属らしき異物が確認されている。

3.2. 変形燃料（1体）

変形燃料は、過去の震災前の取り扱いによりチャンネルボックス及びハンドルが変形した燃料である*2。事象発生当時に当該燃料について SHIPPING を実施した結果、放射性物質の漏えいは確認されていない。そのため、当該燃料の燃料被覆管の密封性能は維持されているものと考えられる。また、2013年12月に当該燃料について吊上げチャンネルボックスの曲がり状況を確認し、チャンネルボックスの曲がりを考慮した最大寸法は測定誤差を加味し156mmであることを確認している*3。

*1 報告書番号 2006-東京-M006, 2007-東京-M015（ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー））

*2 報告書番号 1982-東京-T003（ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー））

*3 福島第一原子力発電所4号機使用済燃料プール内の変形が確認されている燃料集合体の調査結果について（平成26年1月30日、東京電力株式会社）

表一 2 構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	—	収納する燃料の崩壊熱量が既存評価以下であるため、既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では、緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○	—		
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	—	構造強度及び除熱機能の評価結果から、設計事象において、容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	—	○	線源強度は既存評価に包絡されるが、緩衝体を装着しないため、緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお、線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。漏えい燃料については、ペレット放出を考慮した評価を実施する。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	○	収納する燃料の初期濃縮度は既存評価以下である。既存評価においては容器配列、バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており、構内輸送での条件と比較して、十分安全側であることから、既存評価を引用して評価を行う。漏えい燃料については、保守的にペレットが容器内に放出された状態での評価を実施する。変形燃料については、保守的に燃料棒の変形を考慮した状態での評価を実施する。	
構造強度	構内用輸送容器は取り扱い中におけるおける衝撃、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、バスケット及びびトロ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確認し、評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で、既存評価を引用して評価を行う。	
		大口格子用スツール	—	○	変形燃料輸送時には大口格子にスツールを装着するため、スツールの強度評価を行う。	

核燃料輸送物設計変更承認申請書に記載の輸送容器の保守について

核燃料輸送物設計変更承認申請書に記載の輸送容器の保守について、該当箇所の抜粋を以下に記載する。

B. 保守条件

輸送容器の仕様を長期にわたって保証できる保守条件について定める。

輸送容器は、定期点検として、(二)―第B. 1表の項目に示す定期自主検査、定常検査、基本検査及び総合検査を実施する。また、定期点検の結果、必要に応じて補修を実施する。なお、1年以上使用する計画のない輸送容器については、保管状態に置くことができる。

(1) 定期自主検査

外観検査(Ⅰ)、気密漏えい検査、未臨界検査(Ⅰ)、吊上検査(Ⅰ)、作動確認検査を1年に1回以上実施する。なお、保管期間中には、外観検査(Ⅲ)のみを実施する。

但し、年間使用回数が10回を超えるものにあつては、使用回数10回に1回以上実施する。

(2) 定常検査

外観検査(Ⅰ)、気密漏えい検査、未臨界検査(Ⅰ)、吊上検査(Ⅰ)、作動確認検査を輸送前毎に実施する。

(3) 基本検査

外観検査(Ⅰ)・(Ⅱ)、気密漏えい検査、未臨界検査(Ⅰ)、吊上検査(Ⅰ)・(Ⅱ)、作動確認検査を5年に1回実施する。

但し、前回の検査から使用回数が30回を超えるものにあつては、使用回数30回に1回実施する。

(4) 総合検査

外観検査(Ⅰ)・(Ⅱ)、耐圧検査、気密漏えい検査、遮蔽検査、未臨界検査(Ⅰ)・(Ⅱ)・(Ⅲ)、熱検査、吊上検査(Ⅰ)・(Ⅱ)、作動確認検査を10年に1回実施する。

但し、前回の検査から使用回数が60回を超えるものにあつては、使用回数60回に1回実施する。なお、遮蔽検査及び熱検査については検査期限を過ぎた場合、期限を過ぎた初回の燃料輸送時(燃料装荷から燃料取出)に実施する。

(5) 定期点検の期限管理

定期点検の有効期間は、前回の各々の定期点検終了日を起点とし、有効期間内に次の定期点検を開始する。

基本検査及び総合検査の有効期間の期限が輸送容器の保管期間中になる場合は、各々の検査を省略することができる。

(6) 補修

(1)・(2)・(3)・(4)の検査の結果、補修が必要と判定された部位については、補修を行う。

(7) 輸送容器保管状態の管理

輸送容器を保管状態に置くに当たっては、定期自主検査を実施する。輸送容器は必要な養生を行った上で保管する。

(8) 保管期間終了後の検査

保管期間終了後に輸送容器を再使用する前に、定期自主検査に加え、保管期間中に省

略した他の定期点検を行う。

(9) 記録の保管

製作時検査記録、定期自主検査記録、定常検査記録、基本検査記録及び総合検査記録などの定期点検記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

(二)ー第B. 1表 定期点検の項目、検査方法、合格基準及び検査区分

検査項目	検査方法	合格基準	検査区分			
			定期自主検査	定常検査	基本検査	総合検査
外観検査 (Ⅰ)	輸送容器の外表面を目視で検査する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。	○	○	○	○
外観検査 (Ⅱ)	輸送容器の構成部品である蓋部、バルブ及びシール面について外観を目視で検査する。	表面の形状に異常な傷又は割れがないこと。	—	—	○	○
外観検査 (Ⅲ)	輸送容器の外表面を目視で検査する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。	○*1	—	—	—
耐圧検査	0.75MPaGの水圧（輸送容器製作時の耐圧検査圧力）を加え、輸送容器の外表面を目視で検査する。	異常な変形、ひび、割れ等がないこと。	—	—	—	○
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.66MPaG以上の圧力を加え、圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。	各部の漏えい率の合計が 3×10^{-2} ref cm ³ /sを超えないこと。	○	○	○	○
遮蔽検査	収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の線量当量率測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の線源強度で行った評価結果を比較する。	遮蔽能力に劣化のないこと。	—	—	—	○*2
未臨界検査 (Ⅰ)	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。	○	○	○	○
未臨界検査 (Ⅱ)	バスケットの格子枠について、寸法確認用スルーゲージを挿入する。	スルーゲージが支障なく挿入できること。	—	—	—	○
未臨界検査 (Ⅲ)	中性子吸収による中性子吸収材の減損について計算により評価する。	臨界防止性能に影響を及ぼす減損がないこと。	—	—	—	○
熱検査	収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の温度測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の発熱量で行った評価結果を比較する。	伝熱性能に劣化のないこと。	—	—	—	○*2
吊上検査 (Ⅰ)	輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で検査する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。	○	○	○	○
吊上検査 (Ⅱ)	上部トラニオン部について浸透探傷試験を行う。	有害な傷による浸透指示模様のないこと。	—	—	○	○
作動確認検査	バルブの開閉を行い、作動性を検査する。	作動性に異常がないこと。	○	○	○	○

*1：外観検査（Ⅲ）は、保管期間中に実施する。

*2：総合検査の有効期間10年を過ぎた場合には、初回の燃料輸送時（燃料装荷から燃料取出）に実施する。

B. 1 外観検査

外観検査（Ⅰ）は、輸送容器の外表面を目視で検査する。

外観検査（Ⅱ）は、輸送容器の構成部品である蓋部、バルブ及びシール面について外観を目視で検査する。

外観検査（Ⅲ）は、保管状態の輸送容器の外表面を目視で検査する。

B. 2 耐圧検査

0.75MPaGの水圧（輸送容器製作時の耐圧検査圧力）を加えて、輸送容器の外表面を目視で検査する。

B. 3 気密漏えい検査

輸送容器密封部に0.66MPaG以上の圧力を加え、圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。

B. 4 遮蔽検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の線量当量率測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の線源強度で行った評価結果を比較する。

B. 5 未臨界検査

未臨界検査（Ⅰ）は、輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。

未臨界検査（Ⅱ）は、バスケットの格子枠について、寸法確認用スルーゲージを挿入する。

未臨界検査（Ⅲ）は、中性子吸収による中性子吸収材の減損について計算により評価する。

B. 6 熱検査

収納物を収納した状態で、輸送容器表面の各部の温度測定を行い、測定結果と収納物仕様相当の発熱量で行った評価結果を比較する。

B. 7 吊上検査

吊上検査（Ⅰ）は、輸送容器を吊り上げた後の状態において、上部トラニオン部の外観を目視で検査する。

吊上検査（Ⅱ）は、上部トラニオン部について浸透探傷試験を行う。

B. 8 作動確認検査

バルブの開閉を行い、作動性を検査する。

B. 9 補助系の保守

該当なし。

B. 10 密封装置の弁、ガスケット等の保守

輸送容器の弁の保守は、分解点検を原則として1年に1回実施する。また、輸送容器の弁、Oリング及びボルトは、定期点検及び輸送物発送前検査においても交換が必要となった場合に、その都度新品と取り替える。なお、輸送容器が保管期間中の場合は、輸送容器の弁の保守を省略することができる。

上記に係わらず、(二)－第B. 2表に示す部品については同表の交換頻度で無条件に交換する。部品交換又は補修後は、当該部位の再検査を行う。定期点検の実績、部品交換や安全機能に係る部位の補修については、記録し、輸送容器存続中保存する。

(二)－第B. 2表 部品交換頻度

部品名	交換頻度	備考
Oリング	実使用期間（燃料装荷期間） の合計で1年に1回以上	密封境界に係る部位とする

B. 11 輸送容器の保管

B. 11. 1 保管状態の管理

輸送容器を保管状態に置くに当たっては、定期自主検査を実施する。輸送容器は必要な養生を行った上で保管する。

B. 11. 2 保管期間終了後の検査・補修

保管期間終了後に輸送容器を再使用する場合は、保管開始前に行った定期点検から再使用までの保管状況に応じて、定期点検及び補修を行う。

B. 12 記録の保管

製作時検査記録、定期自主検査記録、定常検査記録、基本検査記録及び総合検査記録などの定期点検記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

B. 13 その他

該当なし。

4. 安全評価

4.1. 構造強度

(1) 基本的な考え方

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

評価部位は、安全上重要な部位として容器本体、蓋、バスケット及び支持機能を有するトラニオン、並びに大口格子用スツールとする。また、設計基準は、構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

(2) 設計事象の抽出

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

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

a. 設計事象 I

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

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

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

大口格子用スツールには、取り扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

b. 設計事象Ⅱ

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

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

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

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

c. 設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

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

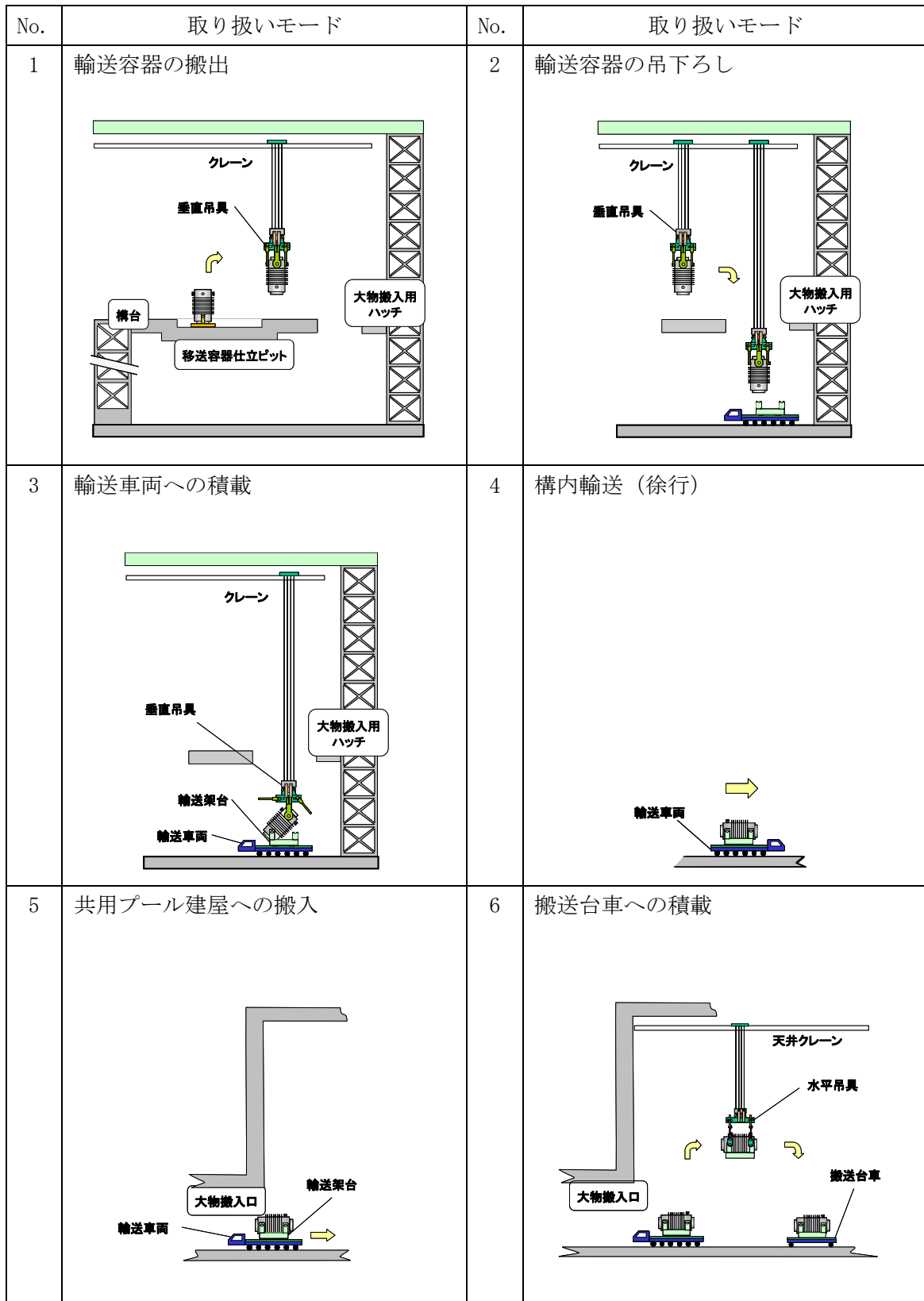


図-2 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/2)

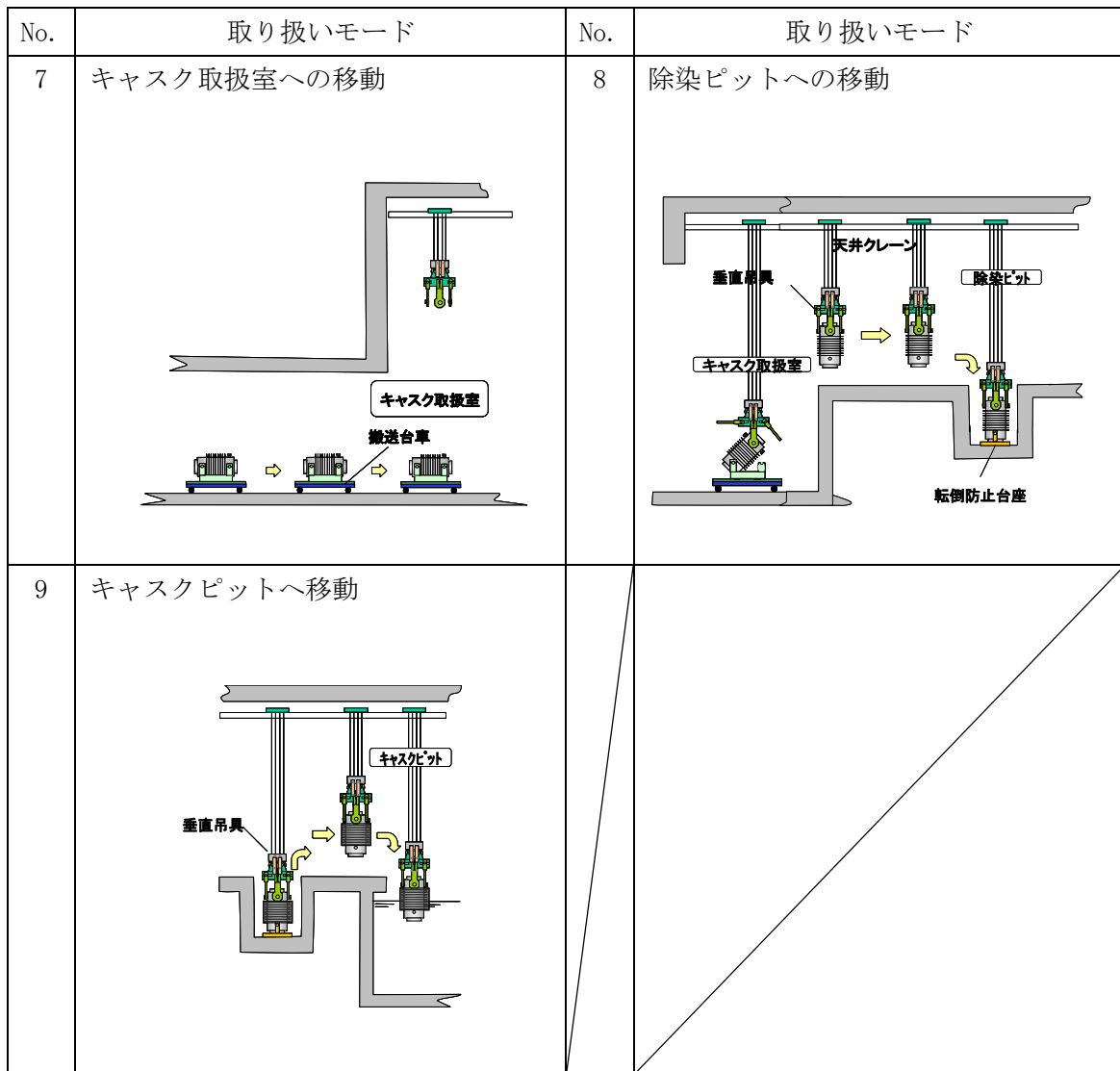


図-2 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/2)

表-3 設計事象の抽出

起因事象 (ハンドリングフローNo.)	原因	発生の可能性	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用 輸送容器 の落下	輸送車両取り扱い 時の落下 (No.4)	固定ボルト の 取付け不良	構内用輸送容器は、輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また、構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること、輸送経路は輸送に係る人及び車両以外の立入を制限することから、落下しない。	×	×
	搬送台車取り扱い 時の落下 (No.7)	固定ボルト の 取付け不良	構内用輸送容器は、搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また、搬送台車はレール上を走行し、走行範囲インテンローック及び障害物検知装置を有していることから他の構造物等に衝突はしないため、落下しない。	×	×
	クレーン取り扱い 時の落下 (No.1,2,3,6,8,9)	吊具の 取付け不良	吊具の二重化、始業前の吊具点検、取付け後の外れ止めを施すため、構内用輸送容器は落下しない。	×	×
	クレーン移動時(走行、横行)の衝突 (No.1,2,3,6,8,9)	ワイヤーロープの切断	ワイヤーロープの二重化、始業前のワイヤーロープ点検を行うため、構内用輸送容器は落下しない。	×	×
構内用 輸送容器 の衝突	クレーン移動時(走行、横行)の衝突 (No.1,2,3,6,8,9)	ブレーキの 故障	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し、構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い、走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため、構内用輸送容器は他の構造物等へ衝突しない。	×	×
	クレーン吊下げ時の衝突(垂直吊り) (異常着床) (No.2,8,9)	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造物等へ衝突しない。	×	×
	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。	×	×
	クレーン吊下げ時の衝突(水平吊り) (異常着床) (No.6)	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搬送台車、転倒防止台座あるいはキヤスクピットに異常着床する可能性がある。	○	○

(3) 設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について、構内用輸送容器に発生する加速度を導出し、容器本体及び蓋、バスケット、トラニオンについては荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認し、大口格子用スツールについては設計加速度を設定する。

a. 設計事象の加速度の導出

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

(a) 輸送架台への衝突（垂直姿勢：取り扱いモード No.2）

対象部位：容器本体及び蓋、バスケット、トラニオン、大口格子用スツール

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

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして、(1)式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。ここで、(1)式より衝撃加速度は質量が小さいほうが保守的な結果となる。また、変形燃料混載時の質量は燃料収納スペーサを抜くため健全燃料輸送時よりも小さい。よって、構内用輸送容器の質量は、変形燃料混載時の質量を用いる。

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

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 (2.17×10^{10} N/m)

V：クレーンの巻下げ速度 (0.025m/s)

m：構内用輸送容器の質量 (6.87×10^4 kg)

g：重力加速度 (9.8m/s^2)

発生する衝撃加速度は2.75Gとなり、余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

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

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン，大口格子用スツール

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

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

ただし， K ：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（ $4.54 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

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 3.30G となり，余裕をみて 4.0G を評価加速度とする。

- (c) 転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取り扱いモード No. 8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，大口格子用スツール

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

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

ただし， K ：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（ $8.81 \times 10^{11} \text{N/m}$ ）

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 10.2G となり，余裕をみて 11.0G を評価加速度とする。

- (d) キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取り扱いモード No. 9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，大口格子用スツール

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

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

ただし， K ：キャスクピット床面のバネ定数（ $4.33 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

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 3.26G となり，余裕をみて 4.0G を評価加速度とする。

b. 評価結果

(a) 容器本体及び蓋, バスケット, トラニオン

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表-4～表-6に示す。なお、構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については、抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表-4～表-6に示すとおり、設計事象における「容器本体及び蓋」、「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており、評価条件は既存評価に包絡される。また、構造強度評価における設計基準、評価条件、評価方法は既存評価と同様である。従って、構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

(b) 大口格子用スツール

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件を表-7に、設計加速度を表-8に示す。大口格子用スツールは既存評価がないため、以降で構造健全性を確認する。

表-4 荷重条件の比較 (容器本体及び蓋)

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	-	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向*1：2.0G 下方向*1：3.0G (自重を考慮) 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.2G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.7G 熱荷重
	容器の吊上げ, 吊下げ, 移動	-	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向*2：3.0G (自重を考慮) 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重
II	輸送架台の搬送台車への衝突 (取り扱いモードNo.6)	-	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向*1：4.0G (自重を考慮) 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.7G 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 (取り扱いモードNo.8)	輸送架台へのトラニオン衝突 (取り扱いモードNo.2) キャスクピットへの衝突 (取り扱いモードNo.9)	容器内圧力：0.6 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向*2：11.0G (自重を考慮) 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.6MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：56.9G 熱荷重

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表-5 荷重条件の比較 (バスケット)

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向*1 : 2.0G 下方向*1 : 3.0G (自重を考慮) 前後方向 : 2.0G 左右方向 : 1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重 : 93.0G
				特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重 : 89.1G
				特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重 : 89.5G
	容器の吊上げ, 吊下げ, 移動	—	吊上げ荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重 : 89.1G
II	輸送架台の搬送台車への衝突 (取り扱いモード No. 6)	—	輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向*1 : 4.0G (自重を考慮)	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重 : 89.5G
	転倒防止台座への衝突 (取り扱いモード No. 8)	輸送架台へのトラニオン衝突 (取り扱いモード No. 2) キャスクピットへの衝突 (取り扱いモード No. 9)	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向*2 : 11.0G (自重を考慮)	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重 : 89.1G

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表-6 荷重条件の比較 (トラニオン)

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

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突 (取り扱いモード No. 2) は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は2本であるのに対して、輸送架台の搬送台車への衝突 (取り扱いモード No. 6) では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は4本である。

このため、構内用輸送容器への荷重は取り扱いモード No. 6の方が大きいものの、トラニオンあたりに作用する荷重は取り扱いモード No. 2の方が大きくなる。

以上から、設計事象としては取り扱いモード No. 2が抽出される。

表-7 荷重条件 (大口格子用スツール)

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件			
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向*1 : 2.0G 下方向*1 : 3.0G (自重を考慮) 前後方向 : 2.0G 左右方向 : 1.0G
	容器の吊上げ, 吊下げ, 移動	—	吊上げ荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)
II	輸送架台の 搬送台車への衝突 (取り扱いモード No. 6)	—	輸送架台の搬送台車への 衝突時荷重 下方向*1 : 4.0G (自重を考慮)
	転倒防止台座 への衝突 (取り扱いモード No. 8)	輸送架台への トラニオン衝突 (取り扱いモード No. 2) キャスクピットへの 衝突 (取り扱いモード No. 9)	転倒防止台座への 衝突時荷重 下方向*2 : 11.0G (自重を考慮)

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表-8 設計加速度 (大口格子用スツール)

方向	設計加速度	備考
構内用輸送容器 軸方向	11.0G (108m/s ²)	以下の荷重の最大値 ・ 構内輸送時荷重 : 前後方向 ・ 吊上げ荷重 : 下方向 ・ 転倒防止台座への衝突時荷重 : 下方向

(4) 大口格子用ツールの構造強度評価

大口格子用ツールの設計基準は、既存評価のツールに用いられている設計基準を用いる。塑性変形が生じないように、膜応力強さが降伏応力以下であることとする。

大口格子用ツールの構造強度評価は、想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。構内用輸送容器軸方向に慣性力が作用した場合には大口格子用ツールの脚部に慣性力による圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図-3に示す。

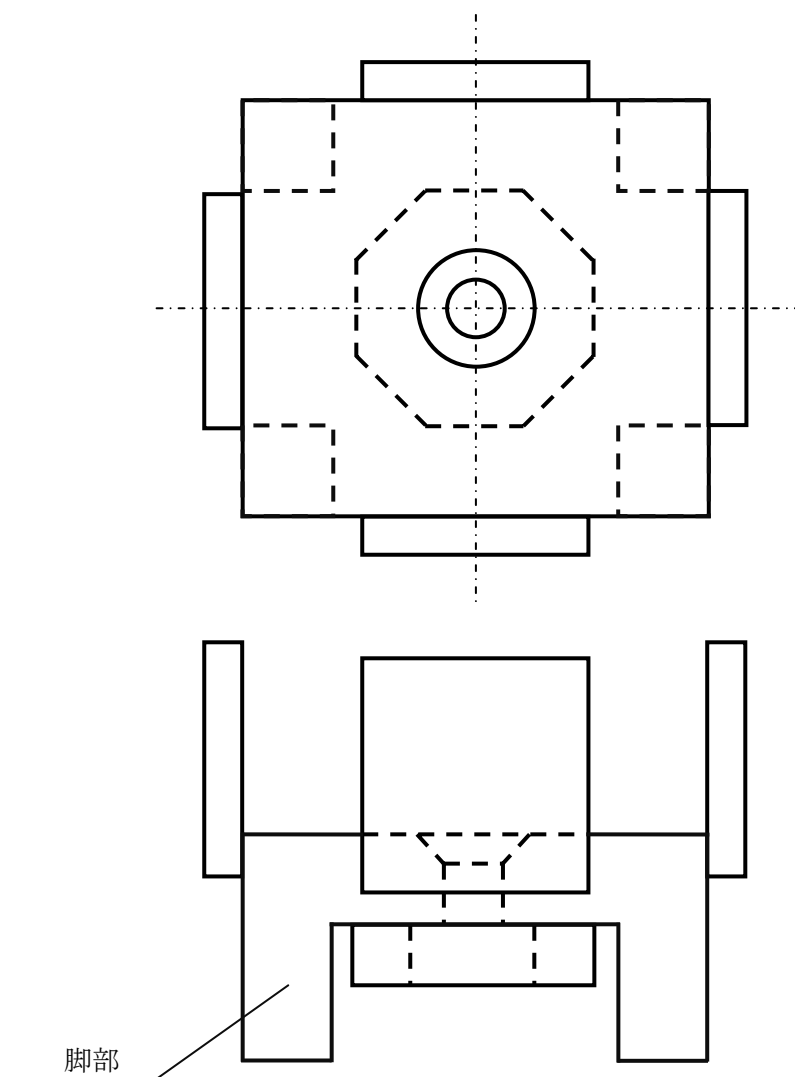


図-3 大口格子用ツールの応力評価箇所

構内用輸送容器軸方向に慣性力が作用した場合に大口格子用スツールの脚部に作用する圧縮応力（ σ_c ）は、次のようになる。

$$\begin{aligned}\sigma_c &= W \cdot Gv / A \\ &= 9.93 \text{MPa}\end{aligned}$$

ただし、W：燃料（チャンネルボックス含む）重量（320 kg）＋大口格子用
スツール重量

Gv：構内用輸送容器軸方向の設計加速度（108m/s²）

A：大口格子用スツール脚部の全断面積

130℃におけるステンレス鋼の設計降伏点 S_y は 161MPa であるので、大口格子用スツールは塑性変形しない。また、脚部は細長比が小さいので座屈することもない。

構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

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

(2) 機能

ABAQUS コードは、応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図-4 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

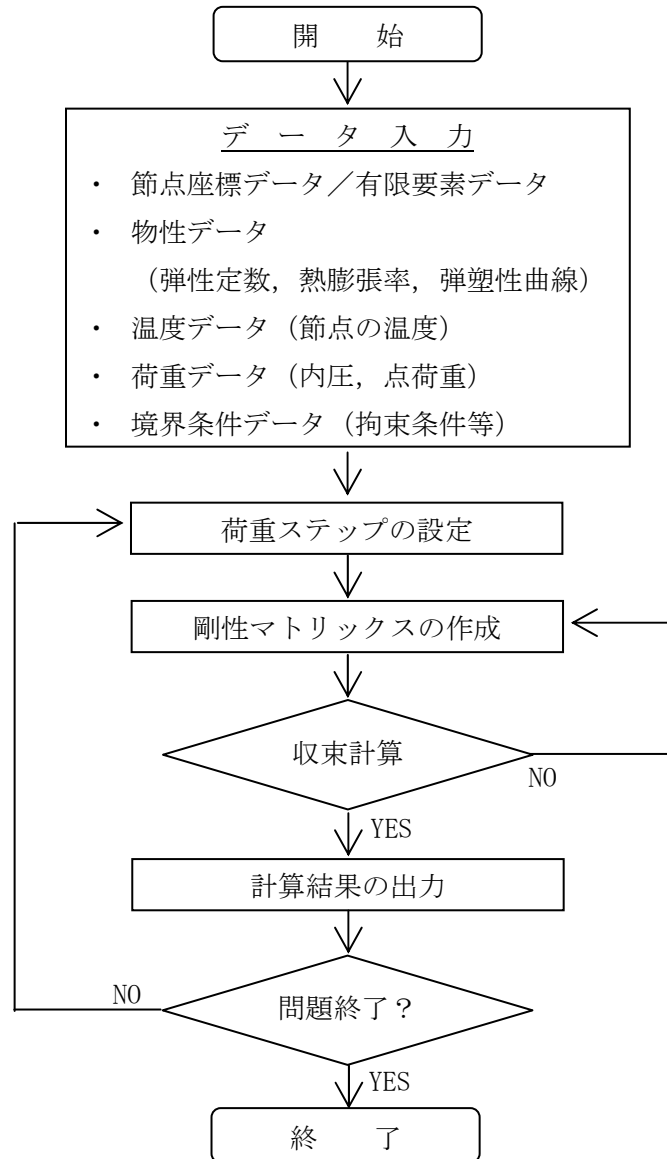


図-4 ABAQUS コードの応力解析フロー図

容器内水の放射線分解による圧力上昇について

本構内用輸送容器（NFT-12B 型）の核燃料輸送物設計変更承認書別紙（以下、「SAR」という。）には、NFT-14P 型及び NFT-38B 型を例として、実輸送後の輸送容器内の水素ガス濃度の測定結果及び容器内のガンマ線照射線量から求めた評価結果が示されている。

SAR（参考資料 口章 B 容器内水の放射線分解による圧力上昇について）では、ガンマ線照射量を保守的に NFT-12B 型を含む NFT 型輸送物を包含する $1\text{Gy/s}(3,600\text{Gy/h})$ を仮定しても、水素ガス濃度の評価値は小さく（2.4%と評価）、容器内圧の上昇として無視できるものであることが示されている。

NFT-12B 型は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を対象にしており、容器内のガンマ線照射量は SAR の燃料仕様に基づくガンマ線照射線量（約 $0.8\text{Gy/s}(2,910\text{Gy/h})$ ）に比べてさらに小さくなると考えられることから、SAR において評価された水素発生量を超えることは無く、新規に水素発生対策を追加する必要はないと考えられる。

また、SAR の該当箇所の抜粋を以下に記載する。

B. 2 容器内水の放射線分解による圧力上昇について

輸送容器内のような密閉した槽内での水の放射線分解により発生するガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは、NFT-14P型及びNFT-38B型を例として、実輸送後に輸送容器内の水素ガス濃度を測定した結果¹⁾及びNFT型輸送物の評価を以下に示す。

1. NFT型輸送容器内の水素ガス濃度測定結果

(1) 測定対象輸送容器

測定対象輸送容器は、PWR燃料輸送用のNFT-14P型及びBWR燃料用のNFT-38B型とし、各1基の測定を行った。収納物は、漏えいのない健全な使用済燃料であり、ガンマ照射線量はそれぞれ640Gy/h及び844Gy/hである（中性子による照射線量は全照射線量の 10^{-6} 程度であるため評価の上で無視した）。

(2) 輸送容器内ガスのサンプリング

NFT型輸送容器の内部ガスは、蓋膨張室内とキャビティ内に分かれているため、それぞれからガスのサンプリングを行なった。サンプリングは、NFT型輸送容器からの使用済燃料の取り出し作業の過程で行った。

まず、輸送容器縦起し状態にて、蓋のバルブを通して、蓋膨張室内のガスをサンプリングタンクに回収し、検知器にガスを吸入して測定した（(ロ)－第B. 参1図）。

次に、輸送容器縦起し状態にて、輸送容器をプールに入水し、蓋を取り外す際に、輸送容器にガス捕集フードを取付け、サンプリングラインを通してサンプリングバッグに回収し、サンプリングバッグから検知器にキャビティ内のガスを吸入して測定した（(ロ)－第B. 参2図）。

(3) 水素ガス濃度測定

水素濃度の測定は、ガス検知管により行った。実測結果を(ロ)－第B. 参1表に示す。NFT-14P型及びNFT-38B型の水素濃度測定値は、いずれも発火下限の水素濃度4%を下回る結果であった。

(ロ)－B－2

(ロ)－第B. 参1表 水素ガス濃度測定結果¹⁾

輸送物	水素ガス濃度	
	蓋膨張室	キャビティ
NFT-14P型	0.50%	1.24%
NFT-38B型	0.14%	0.43%

2. NFT型輸送容器内の水素ガス濃度評価

(1) 水素ガス濃度を測定したNFT型輸送容器に対する評価

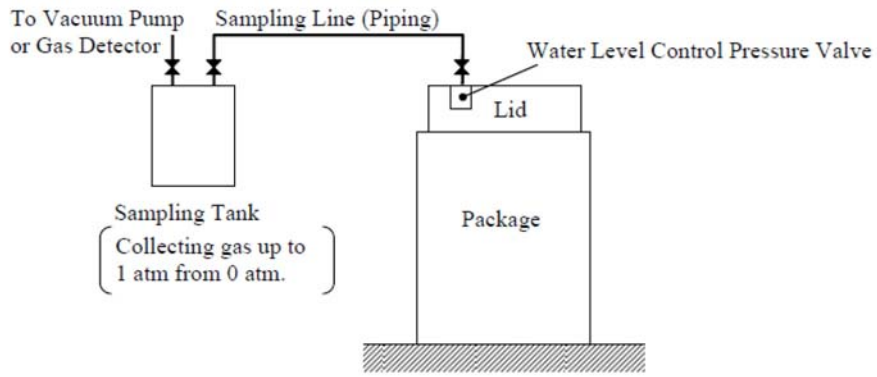
参考文献(1)では、計算評価値として、類似の環境下における水の放射線分解による水素定常濃度評価結果をベースに、水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして、水素ガス濃度の概算計算を行っている。その評価結果を(ロ)－第B. 参2表に示す。NFT-14P型では計算値が実験値を若干下回っており、NFT-38B型では計算値が実験値を上回っているが、比較的よい一致を示している。

(ロ)－第B. 参2表 水素ガス濃度評価結果¹⁾

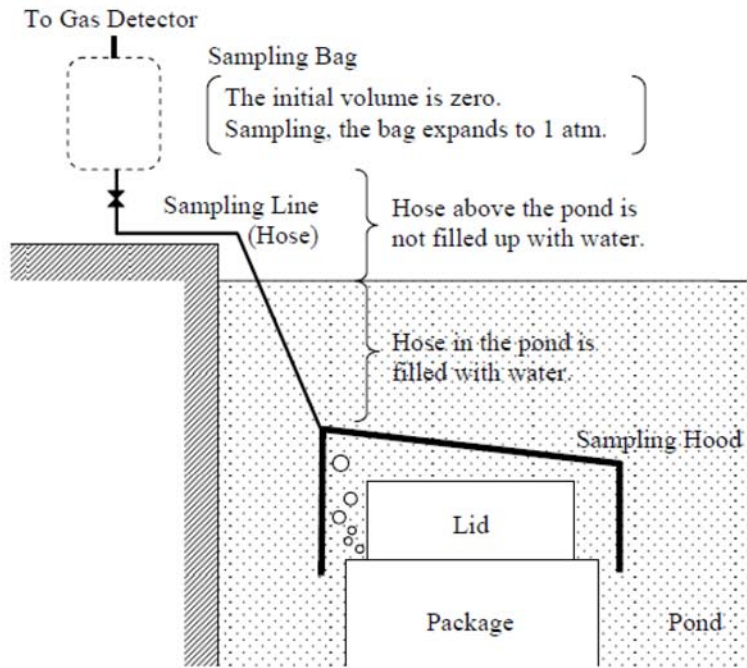
輸送物	ガンマ線照射線量	水素ガス濃度
NFT-14P型	640Gy/h	0.99%
NFT-38B型	844Gy/h	1.14%

(2) NFT型輸送物における線源条件に対する評価

NFT型輸送物において、最もガンマ線源強度が大きいNFT-14P型においても、ガンマ線照射量は約0.7Gy/sであるが、仮にガンマ線照射線量を保守側に1Gy/s(3600Gy/h)としても、(1)で示した値を同様に水中定常濃度が照射線量の平方根に比例するとして補正すると、水素ガス濃度は2.4%となる。この値は、水素ガスの爆発下限である空気との混合比4%に対して十分小さい値であり、容器内圧の上昇としても無視できるものである。



(ロ) - 第B. 参1図 蓋膨張室内ガスのサンプリング方法¹⁾



(ロ) - 第B. 参2図 輸送容器キャビティ内ガスのサンプリング方法¹⁾

(ロ) - B - 4

<参考文献>

- 1) Y. Fujita, M. Ebihara, "Evaluation of Hydrogen Yield in Spent Fuel Transport Package",
The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive
Materials (PATRAM 2010), October 3-8, 2010, London, UK, Poster Session 210 (2010).

4.2. 除熱機能

4.2.1. 健全燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

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

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

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

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

(2) 設計基準

設計基準を表－9に示す。

表－9 設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準温度 (°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	7×7 燃料, 8×8 燃料
			300	新型 8×8 ジルコニウムライ付燃料, 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認試験に関する試験最終報告書)(06 基炉報-0006, 独立行政法人原子力安全基盤機構)

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

(3) 燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（15kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量（最大 8kW）を包絡している。

(4) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は，以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル

（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル

（以下「全体モデル」という。）

評価条件を表－１０に示す。

表－１０ 評価条件

項目		評価条件
収納体数	(体)	12
崩壊熱量	(kW)	15
周囲温度	(°C)	38
太陽熱放射 (W/m ²)	垂直に輸送される表面及び水平 に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面 (曲面)	400

(5) 評価方法

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

解析には ABAQUS コードを用いる。

(6) 評価結果

評価結果を表-11に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており、熱的健全性は維持される。

また、燃料被覆管の温度は 123℃であり、水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており、燃料の健全性は維持される。

表-11 評価結果 (各部温度)

対象部位	材質	評価結果 (℃)	設計基準温度 (℃)	備考
構内用輸送容器	レジン	104	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	106	300	Oリング
	炭素鋼	116	375	胴
	ステンレス鋼	110	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	120	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ-2	123	200	7×7 燃料, 8×8 燃料
			300	新型 8×8 ジルコウムライフ燃料, 高燃焼度 8×8 燃料, 9×9 燃料

4.2.2. 漏えい・変形燃料混載時

構内用輸送容器に収納する漏えい・変形燃料の燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており、既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため、評価結果は前項の健全燃料輸送時の評価に包絡される。

なお、万が一輸送容器の取り扱い中に漏えい燃料棒が破損し、漏えい燃料棒からペレットが放出されたとしても、放出ペレットの発熱量は設計発熱量の0.1%未満であり、構内用輸送容器の構成部材及び燃料の健全性に影響はない。

また、既存評価の解析モデルには燃料収納スペーサをモデル化しているが、燃料収納スペーサがない場合でも上記と同様に崩壊熱量は十分低いものとなっていることから、構内用輸送容器の構成部材及び燃料の健全性に影響はない。

除熱解析に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

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

(2) 機能

ABAQUS コードは、伝熱解析に際して以下の機能を有している。

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

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図-5 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、多くの伝熱解析に使用された実績がある。

(5) 検証方法

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

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

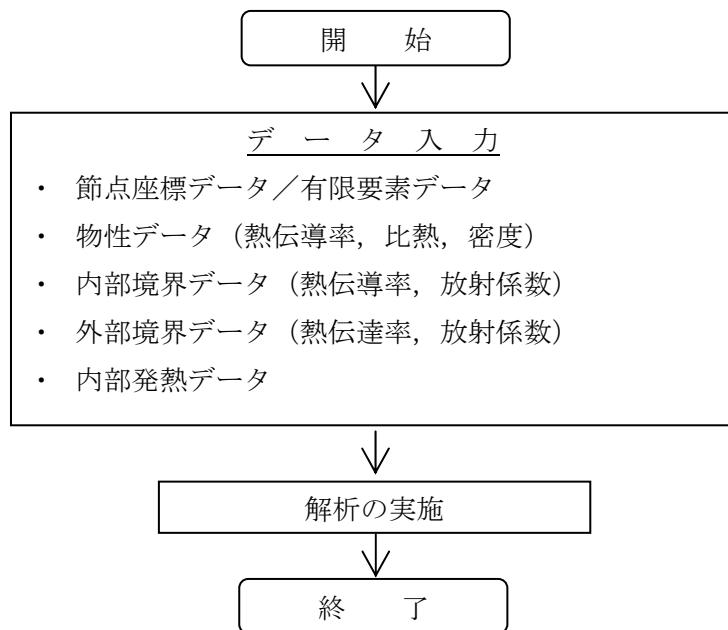


図-5 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード (ORIGEN2) について

(1) 概要

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

(2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射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、アクチノイド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α, n) 反応により発生する中性子線源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図-6 に示す。

(4) 使用実績

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

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

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

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

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

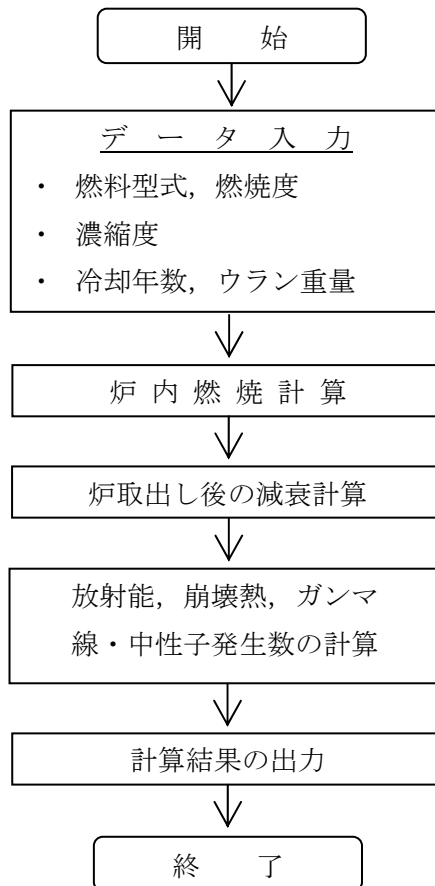


図-6 ORIGEN2 コードの計算フロー図

4.3. 密封機能

(1) 基本的な考え方

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

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

(2) 評価結果

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

また、4.2. 項に示したとおり、除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は106℃以下であり、設計基準温度である300℃を大きく下回ることから、熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から、構内用輸送容器の密封性能は維持される。

4.4. 遮へい機能

4.4.1. 健全燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

遮へい設計にあたっては、内部に燃料を入れた場合に放射線障害を阻止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

- a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。
- b. 主要なガンマ線遮へい材は、胴、底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。
- c. 主要な中性子遮へい材は、胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

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

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

(2) 設計基準

設計基準を表-12に示す。

表-12 設計基準

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

	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

評価条件は既存評価と同一である。

(4) 評価方法

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

遮へい解析モデルは既存評価モデルから、緩衝体のないモデルに変更する。その他の条件は、既存評価と同様である。

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

(5) 評価結果

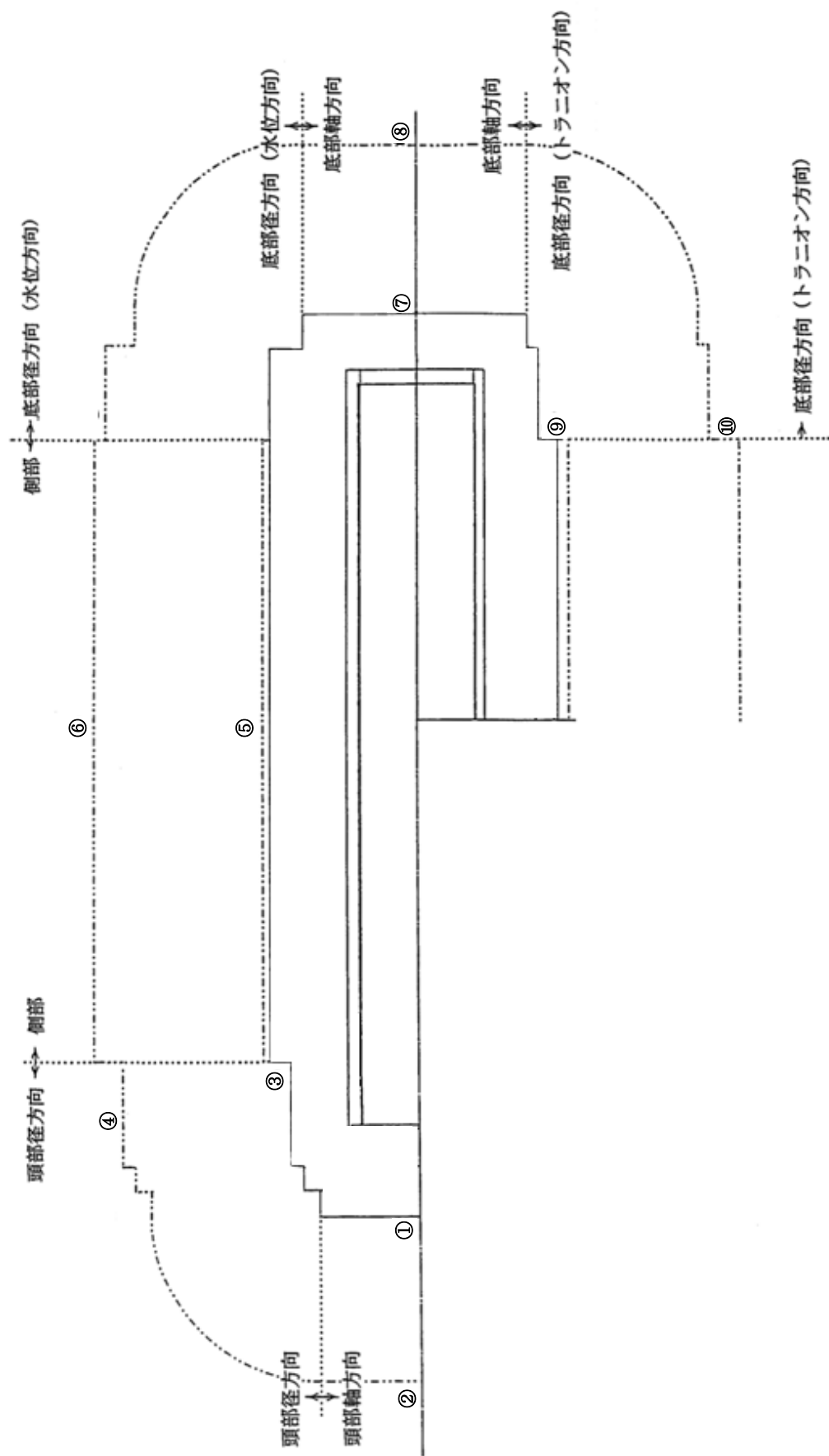
構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図-7 に、評価結果を表-13 に示す。なお、評価結果は頭部軸方向、頭部径方向、側部、底部径方向、底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり、構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

表-13 最大線量当量率の計算結果

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

		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	984.6	549.9	236.9	165.1	928.8
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から 1 m	計算結果	38.3	44.5	79.5	31.5	57.6
	設計基準値	100				



図一七 線量当量率評価位置

II-2-11-添 2-1-3-46

4.4.2. 漏えい・変形燃料混載時

(1) 基本的な考え方

漏えい・変形燃料混載時の遮へい機能の評価においては、構外用輸送容器としての安全評価（漏えい燃料収納時）に用いられている評価手法を用い、構内用輸送容器表面及び表面から1 mにおける線量当量率が設計基準を超えないことを評価する。

なお、構内輸送では燃料収納缶を用いずに運用することから、再評価を実施する。ただし、燃料収納缶がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし、既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準は健全燃料と同様であり、表-12に示すとおりである。

(3) 評価条件

漏えい燃料2体については、漏えい燃料の冷却期間、平均燃焼度により放射能強度を求め、評価を行う。

なお、変形燃料については冷却期間、平均燃焼度は既存評価の条件に包絡されるため、本評価では変形燃料は安全側に健全燃料として扱うこととする。

(4) 評価方法

漏えい燃料については、安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し、漏えい燃料棒2本分のペレットが容器内の任意の位置に存在するものとして線量当量率を求める。

遮へい計算は、ガンマ線、中性子共にANISNコードを用いて燃料棒2本分のペレットに対する線量当量率を求め、安全側に健全燃料（変形燃料含む）のみ収納時の線量当量率に加算して、構内用輸送容器表面及び表面から1 mの線量当量率を求める。

解析モデルは一次元球モデルとし、健全燃料の解析モデルにおける遮へい解析結果が厳しい位置に存在すると仮定する。

なお、ライブラリは、健全燃料と同様にDLC-23/CASKデータを用い、線量当量率への変換はICRP Publ. 74に従う。

(5) 評価結果

漏えい・変形燃料混載時の評価結果を表-14に示す。なお、評価結果は頭部軸方向、頭部径方向、側部、底部径方向、底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり、漏えい・変形燃料混載時においても構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

なお、線量当量率評価位置については、健全燃料収納時と同様であり、図-7に示すとおりである。

表-14 最大線量当量率の計算結果（漏えい・変形燃料混載時）

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

		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	1010.0	607.7	238.3	237.2	986.6
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から 1 m	計算結果	40.7	47.7	79.8	35.4	60.8
	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線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図-8 に示す。

(4) 使用実績

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

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

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

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

*2 (社)日本原子力学会 "原子炉崩壊熱とその推奨値", 1989年8月

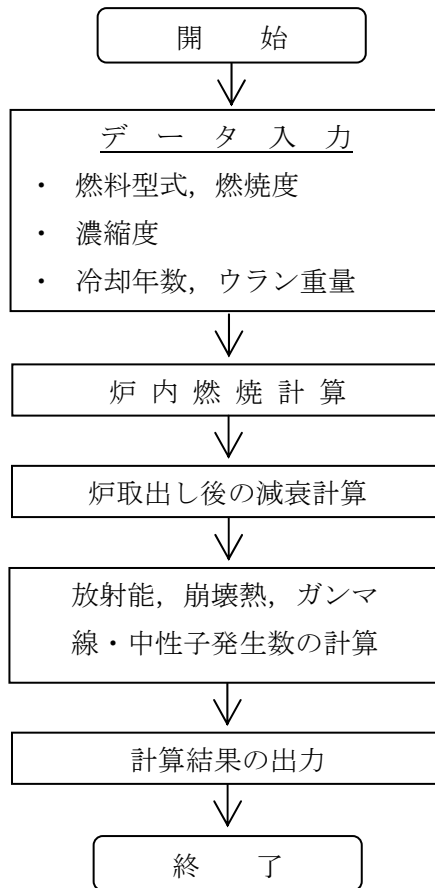


図-8 ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード (DOT3.5) について

(1) 概要

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

(2) 機能

DOT コードは, 遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり, 放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。
- ② DOT コードは, 二次元の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

DOT コードの解析フローを図-9に示す。

(4) 使用実績

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

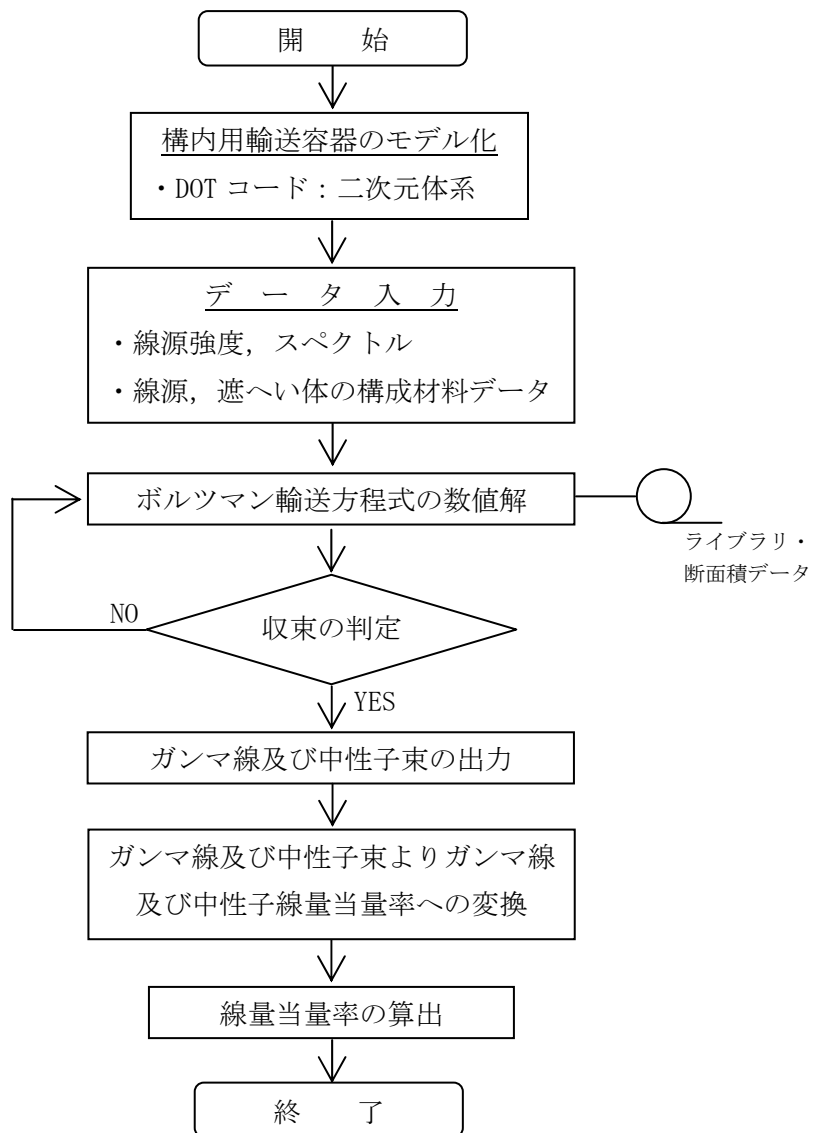
(5) 検証

汎用コードの導入評価*1が実施されていることが確認されている。

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

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

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



図－9 DOTコードの解析フロー図

4.5. 臨界防止機能

4.5.1. 健全燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

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

- a. 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- b. バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお、臨界防止機能の評価においては、構内用輸送容器に収納する健全燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため、評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

- ・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。
- ・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値（初期濃縮度）とする。
- ・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが、中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し、安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。
- ・燃料は反応度が最も高くなるように配置された状態とする。また、燃料集合体の変形を考慮し、臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。
- ・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の ^{10}B 含有量は、製造下限値とする。
- ・チャンネルボックスを水に置換える。
- ・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし、上・下部タイプレート部などを水に置換える。
- ・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。
- ・中性子遮へい体及びフィンはないものとする。
- ・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

(4) 評価方法

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

(5) 評価結果

評価結果を表-15に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表-15 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.900 ^{*1}	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差(3σ)を考慮した値

4.5.2. 漏えい・変形燃料混載時

4.5.2.1. 健全燃料及び漏えい燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

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

- a. 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- b. バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお、臨界防止機能の評価においては、構内用輸送容器に収納する健全燃料及び漏えい燃料の初期濃縮度は既存評価に用いている初期濃縮度(約 4.2wt%)に包絡されるため、健全燃料及び漏えい燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。さらに、安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し、漏えい燃料棒 2 本分のペレットが構内用輸送容器内に放出されるものとして、既存評価の条件に追加する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として、ペレットの放出を考慮する以外は健全燃料輸送時と同様とする。

放出されたペレットはペレットと水が混ざった状態とし、燃料領域以外の水領域に存在するものと仮定する。また、ペレットと水は水/ウラン比及びペレット粒径が最適な状態とする。

(4) 評価方法

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

(5) 評価結果

評価結果を表-16に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表-16 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.903 ^{*1}	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差(3 σ)を考慮した値

4.5.2.2. 健全燃料及び変形燃料輸送時

(1) 基本的な考え方

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

- a. 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- b. バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお、臨界防止機能の評価においては、構内用輸送容器に収納する健全燃料は既存評価に用いている初期濃縮度（約 4.2wt%）に包絡されるため、健全燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。また、安全側に変形燃料の燃料棒の変形を考慮して評価する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として、9×9 燃料 11 体、7×7 燃料 1 体について行うこと及び燃料収納スパーサを無視すること以外は健全燃料輸送時と同様とする。

変形燃料は大口格子に収納し、反応度が最も高くなるように配置された状態とする。また、燃料集合体の変形を考慮し、臨界評価上安全側の仮定となるように収納される変形燃料について全領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。

(4) 評価方法

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

(5) 評価結果

評価結果を表-17に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表-17 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.895 ^{*1}	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差(3 σ)を考慮した値

4.5.2.3. 健全燃料，漏えい燃料及び変形燃料混載時

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては，想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- a. 燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- b. バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，4.5.2.1.と同様に健全燃料及び漏えい燃料は既存評価に用いている燃料と同じ仕様として評価する。また，4.5.2.2.と同様に安全側に変形燃料の燃料棒の変形を考慮して評価する。さらに，安全側に漏えい燃料棒の破損を仮定し，漏えい燃料棒2本分のペレットが構内用輸送容器内に放出されるものとして，4.5.2.2.の条件に追加する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が0.95以下であること。

(3) 評価条件

評価の内容として，ペレットの放出を考慮する以外は健全燃料及び変形燃料輸送時と同様とする。

放出されたペレットは健全燃料及び漏えい燃料輸送時と同様にペレットと水が混ざった状態とし，燃料領域以外の水領域に存在するものと仮定する。また，ペレットと水は水／ウラン比及びペレット粒径が最適な状態とする。

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は、燃料及びペレットのウラン-235の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で、構内用輸送容器の実形状をモデル化し、KENO-V.aコードを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表-18に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表-18 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.898 ^{*1}	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差(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-10に示す。

(4) 使用実績

KENO-V.a コードは、国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバットル研究所（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.

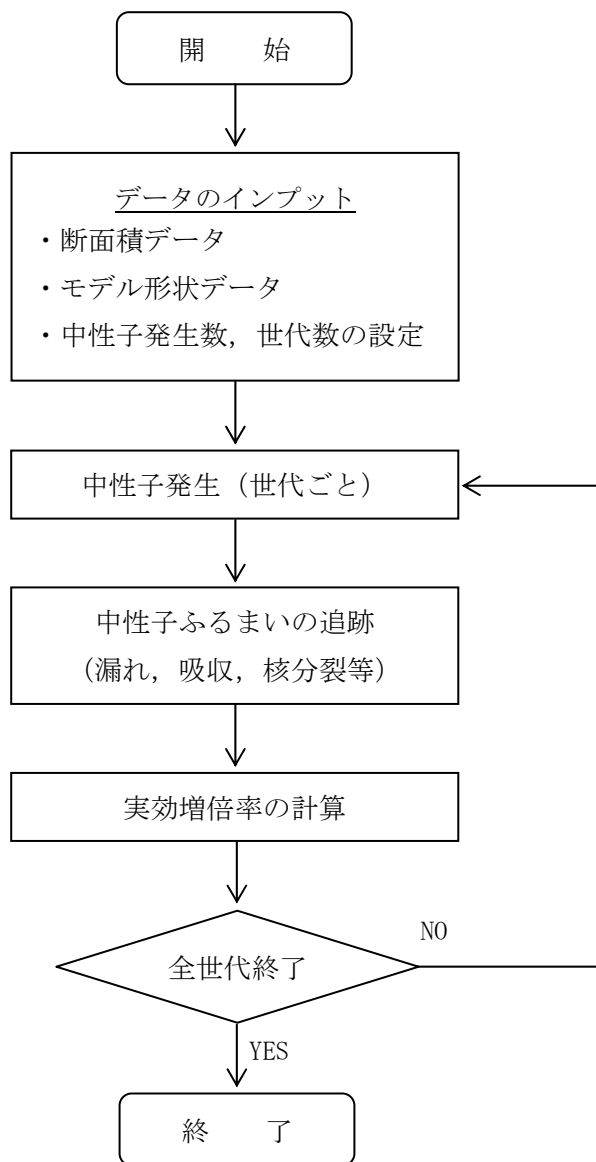


図-10 KENO-V.a コードの解析フロー図

5. 構内用輸送容器の落下

5.1. 原因

構内用輸送容器の取り扱い中に、何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し、放射性物質が環境に放出される。

5.2. 発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために、次のような設計及び運転上の対策を講じる。

- (1) クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。
- (2) クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造とする。
- (3) クレーン主巻フックと吊具、吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。
- (4) 取付け作業後の取付け状態を確認し、外れ止めを取り付ける。
- (5) 作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。
- (6) 作業手順書を整備し、作業員への教育周知を行う。
- (7) 有資格者による設備操作、作業管理を行う体制とする。

5.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

本構内用輸送容器は、最大 12 体の燃料を輸送することが可能な容器である。これは既に構内用輸送容器として用いている NFT-22B 型の燃料収納体数 22 体より少ない。

従って、核分裂生成物の放出量及び線量の評価は「添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（4号機）」の評価に包絡される。

4号機 構内用輸送容器（NFT-12B型）に係る確認事項について

4号機 構内用輸送容器（NFT-12B型）の確認事項を表—1～表—2 に示す。

表—1 確認事項（構内用輸送容器（NFT-12B型））

確認項目	確認内容	判定基準
寸法確認	変形燃料を収納する大口格子の内寸を確認する。	実施計画のとおりであること。
挿入確認	変形燃料を収納する大口格子に挿入ゲージ [*] が円滑に挿入、取出しできることを確認する。	挿入ゲージの挿入、取出しが円滑に行えること。

※2013年12月に当該燃料について吊上げチャンネルボックスの曲がり状況を確認し、チャンネルボックスの曲がり考慮した最大寸法は測定誤差を加味し156mmであることを確認している。このため、挿入ゲージは1辺156mm以上とする。

表—2 確認事項（構内用輸送容器（NFT-12B型）のうち、大口格子用ツール）

確認項目	確認内容	判定基準
寸法確認	実施計画に記載されている主な寸法について確認する。	実施計画のとおりであること。
材料確認	実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
外観確認	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。

破損燃料用輸送容器（７体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1. ３号機の破損燃料用輸送容器（７体）に係る安全機能及び構造強度

1.1. 破損燃料用輸送容器（７体）の概要

３号機使用済燃料プールには、「添付資料－１－３ 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書 6.2. ３号機における燃料の取り扱い」に示すとおり、震災以前から存在する漏えい燃料等やハンドル部が変形し燃料健全性への影響が疑われる燃料（以下、「破損燃料」という。）が存在し、がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定する。破損燃料用輸送容器は、これらの破損燃料を共用プールへ輸送する際に使用する。

破損燃料用輸送容器は、既存の３号機構内用輸送容器に対して破損燃料を評価条件とした安全評価を行い、安全機能及び構造強度を確認した上で破損燃料用輸送容器として使用する。

また、破損燃料用輸送容器は、収納する燃料のハンドル部の変形の程度に応じて、バスケットを取り替えることにより、変形が小さい燃料を７体収納できる容器（以下、「破損燃料用輸送容器（７体）」という。）と、変形が大きい燃料を２体収納できる容器（以下、「破損燃料用輸送容器（２体）」という。）に使い分けることが可能である。

なお、後者の破損燃料用輸送容器（２体）に係る安全機能及び構造強度については、「添付資料２－２－２ 破損燃料用輸送容器（２体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）」で説明する。

1.1.1. 破損燃料用輸送容器（７体）の構成

「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機） 1.1.1. 構内用輸送容器の構成」を参照。

1.1.2. 設備仕様

1.1.2.1. 破損燃料用輸送容器（７体）の仕様

「添付資料－２－１－２ 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機） 1.1.2.1. 構内用輸送容器の仕様」を参照。

1.1.2.2. 破損燃料用輸送容器（７体）に収納する燃料仕様

バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（小）（内寸153mm）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は、震災以前から存在する漏えい燃料、チャンネルボックスが装

着されていないスペーサー一部損傷燃料及びハンドル部の変形が小さい燃料，並びに健全燃料とする。

なお，破損燃料用輸送容器（7体）で輸送可能な3号機の破損燃料は，がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定される燃料に限る。

3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様を表1-1-1に示す。

表1-1-1 3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

燃料タイプ	使用済燃料				新燃料
	8×8燃料	新型8×8 ジルコウムライ付 燃料	高燃焼度 8×8燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	—
最短冷却日 数(日) ^{※1}	12,133	7,979	4,229	3,207	—

※1：平成31年3月31日時点での冷却期間

1.2. 評価の基本方針

破損燃料用輸送容器（7体）が本文2.11.1.3項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文2.11.1.8項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

なお，既存の3号機構内用輸送容器の安全機能及び構造強度は「添付資料-2-1-2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（3号機）」（以下，「既存評価」という。）で確認されているため，1.1.2.2.項に示す3号機の破損燃料が既存評価の評価条件に該当しない事項について，新たに評価を行う。

表1-2-1に評価すべき各安全機能に対する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1 破損燃料用輸送容器（7体）安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	新評価実施要否	評価方針
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	破損燃料用輸送容器（7体）	—	震災以前から存在する漏えい燃料等は、燃料被覆管の軽微な損傷または損傷の可能性があるが、ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。また、ハンドル部が変形した燃料についても落下がれきにより燃料上部が損傷している可能性があるが、ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから、設計事象の荷重条件が既存評価と同等であると言えるため、新評価は不要。
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	—	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから、評価条件が既存評価と同等であると言えるため、新評価は不要。
		破損燃料用輸送容器（7体）	—	
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	—	構造強度及び除熱機能の評価結果が既存評価と同等であり、容器構造も同一であるため、新評価は不要。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	—	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。このことから、評価条件が既存評価と同等であると言えるため、新評価は不要。
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	破損燃料用輸送容器（7体）	○	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定するが、万一臨界に至った場合の影響緩和が困難であることから、保守的に燃料棒の形状が維持されていないと仮定して実効増倍率を評価する。

1.3. 臨界防止機能

1.3.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては、想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- ▶ 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- ▶ バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン添加ステンレス鋼を使用し、バスケット外周部にボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.3.2. 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.3.3. 評価条件

1) 燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。臨界評価モデルを図 1-3-1 に示す。

- ・燃料棒の形状が維持されていないと仮定し、以下の条件を設定する。
 - ・燃料被覆管が破損しペレットが使用済燃料収納缶（小）内に放出され、さらに使用済燃料収納缶（小）外にペレットが漏えいすることを仮定し、容器内にペレットと水が非均質に混ざった状態とする。
 - ・水／ウラン比，ペレット粒径が最適な状態とする。
 - ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，9×9 燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%とする。また，中性子吸収断面積の大きい Gd は無視する。
- ・バスケット内の使用済燃料収納缶（小）配置は，格子間の範囲で偏心配置（バスケット中心寄り）を考慮する。
- ・バスケット材料のボロン添加ステンレス鋼材中及びバスケット外周に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
- ・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
- ・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
- ・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
- ・破損燃料用輸送容器（7 体）外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
- ・評価モデルは 3 次元体系とする。

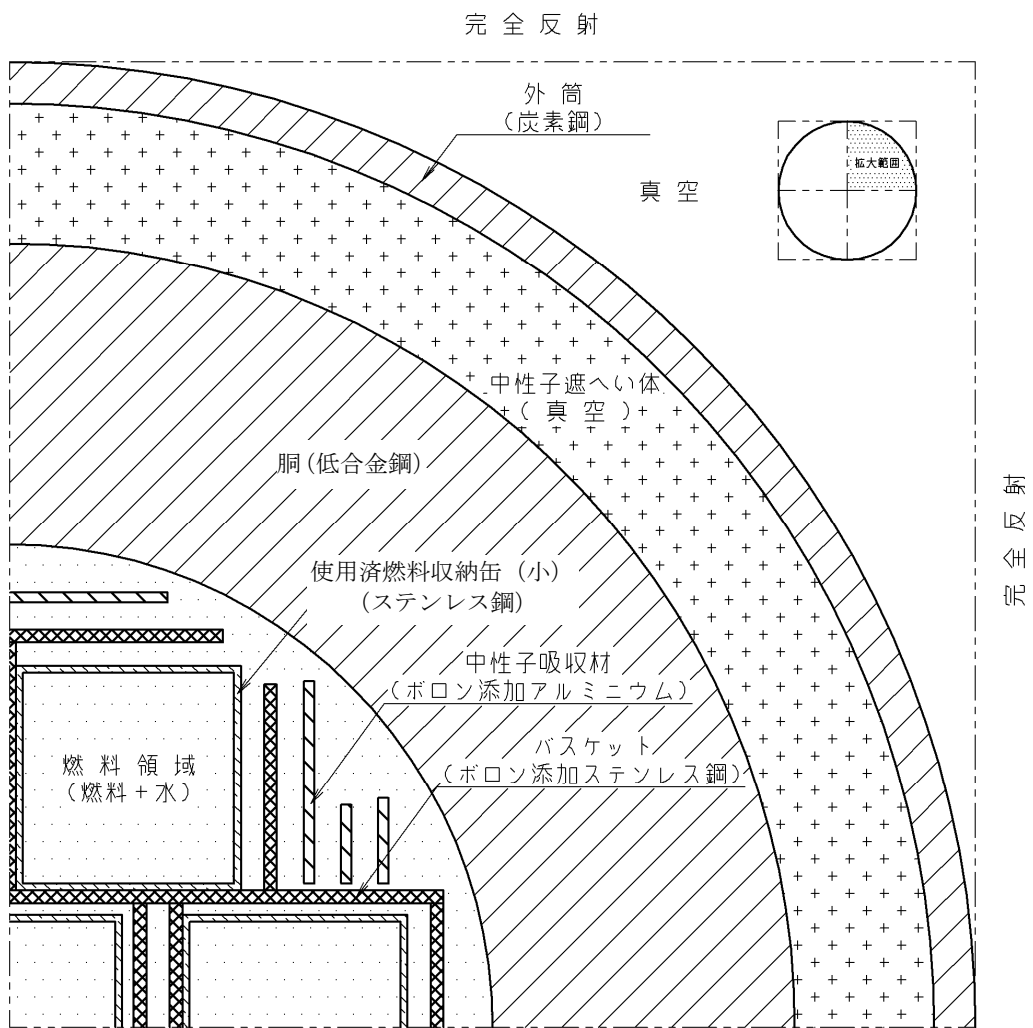


図 1-3-1 臨界評価体系

1.3.4. 評価方法

破損燃料用輸送容器（7体）の実形状をモデル化し、臨界解析コードKENO-V.aを使用して求める。

1.3.5. 評価結果

評価結果を表1-3-1に示す。表1-3-1に示すとおり、破損燃料用輸送容器（7体）の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-3-1 評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.94	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（ 3σ ）を考慮した値

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 実際中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図 1-3-2 に示す。

(4) 使用実績

KENO-V.a コードは、国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバットル研究所 (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.

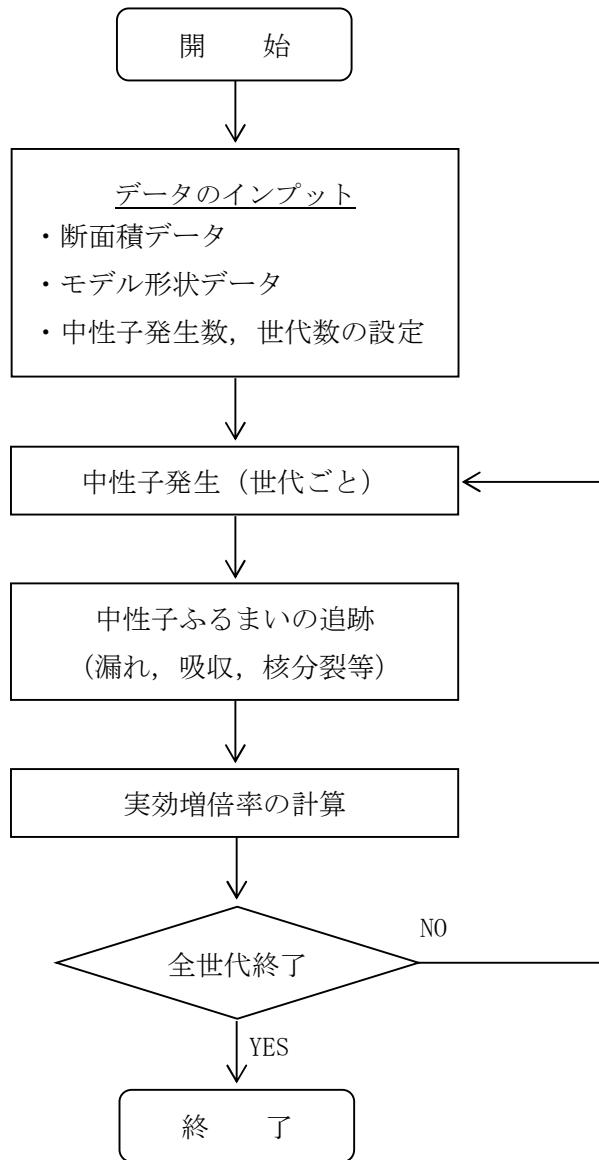


図 1-3-2 KENO-V.a コードの解析フロー図

1.4. 破損燃料用輸送容器（7体）の落下

「添付資料－2－1－2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（3号機） 1.8. 構内用輸送容器の落下」を参照。

破損燃料用輸送容器（２体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）

1. ３号機の破損燃料用輸送容器（２体）に係る安全機能及び構造強度

1.1. 破損燃料用輸送容器（２体）の概要

３号機使用済燃料プールにあるハンドル部の変形が認められる燃料のうち、ハンドル部の変形が大きく破損燃料用輸送容器（７体）に収納できない燃料については、内のりの大きいバスケット（２体収納）に取り替えた破損燃料用輸送容器（２体）を使用して、共用プールへ輸送する。なお、バスケット（２体収納）は３基ある３号機構内用輸送容器のいずれに対しても取り替えることができる。

1.1.1. 破損燃料用輸送容器（２体）の構成

破損燃料用輸送容器（２体）は、容器本体、蓋、バスケット及びトラニオンにより構成される。なお、バスケット以外の構成部材は破損燃料用輸送容器（７体）から流用して用いる。破損燃料用輸送容器（２体）の概要図を図 1-1-1 に示す。

（１）容器本体

容器本体は胴、底板、中性子遮へい体、外筒で構成される。低合金鋼の胴及び底板と蓋で放射性物質を閉じ込める耐圧バウンダリを構成する。

また、主に胴及び底板の低合金鋼がガンマ線遮へい機能を有し、胴と外筒の間および底板の底部に配置されたレジンが中性子遮へい機能を有する。

（２）蓋

蓋は一次蓋及び二次蓋で構成する。

一次蓋はステンレス鋼であり、複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。一次蓋にはゴム製のＯリングを設け容器本体フランジ面との密封性を確保する構造となっている。一次蓋のステンレス鋼がガンマ線遮へい機能を有する。

二次蓋もステンレス鋼であり、一次蓋の上から複数本のボルトで容器本体フランジ面に取付けられる。二次蓋にもゴム製のＯリングを設け、容器本体フランジ面との密封性を確保できる構造となっている。

（３）バスケット

バスケットは容器内において燃料集合体を所定の位置に保持するための構造物である。また、未臨界確保のためバスケット外周にボロン添加アルミニウム合金板を設置している。

燃料集合体はバスケット内に装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（大）に収納する。

（４）トラニオン

トラニオンは容器のクレーンでの取扱い（吊上げ）及び、構内輸送時の固縛のために容器上部及び下部にボルトで取付ける。

取扱い時（縦姿勢）は容器と吊具との接続を二重化して落下を防止するために、上部トラニオンは二対（４個）設ける。

構内輸送時（横姿勢）では上部トラニオンと下部トラニオンで架台等に固定するため、下部トラニオンは一对（２個）設ける。

1.1.2. 設備仕様

1.1.2.1. 破損燃料用輸送容器（２体）の仕様

破損燃料用輸送容器（２体）の仕様を表1-1-1に示す。

表 1-1-1 破損燃料用輸送容器（２体）の仕様

項目	数値等
重量（t） （燃料を含む）	約 44.3
全長（m）	約 5.6
外径（m）	約 1.4
収納体数（体）	2
基数（基）	1※1

※1：バスケット（２体収納）は１個有する

1.1.2.2. 破損燃料用輸送容器（２体）に収納する燃料仕様

1.1.1.(3)に記載のとおり、バスケットに装填したステンレス鋼製の使用済燃料収納缶（大）（内寸209mm）に燃料を装填して共用プールに輸送する。

収納対象とする燃料は、破損燃料用輸送容器（7体）に収納できない破損燃料，並びに健全燃料とする。

なお、破損燃料用輸送容器（2体）で輸送可能な3号機の破損燃料は、がれき落下衝撃試験及びがれき衝突解析の結果からペレットが燃料被覆管内に保持されていると想定される燃料に限る。

3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様を表1-1-2に示す。

表1-1-2 3号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の仕様

燃料タイプ	使用済燃料				新燃料
	8×8燃料	新型8×8 ジルコニウムライ 燃料	高燃焼度 8×8燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)
貯蔵体数	6	36	148	324	52
最高燃焼度 (MWd/t)	34,100	39,300	43,900	51,300	—
最短冷却日 数(日) ^{※2}	12,133	7,979	4,229	3,207	—

※2：平成31年3月31日時点での冷却期間

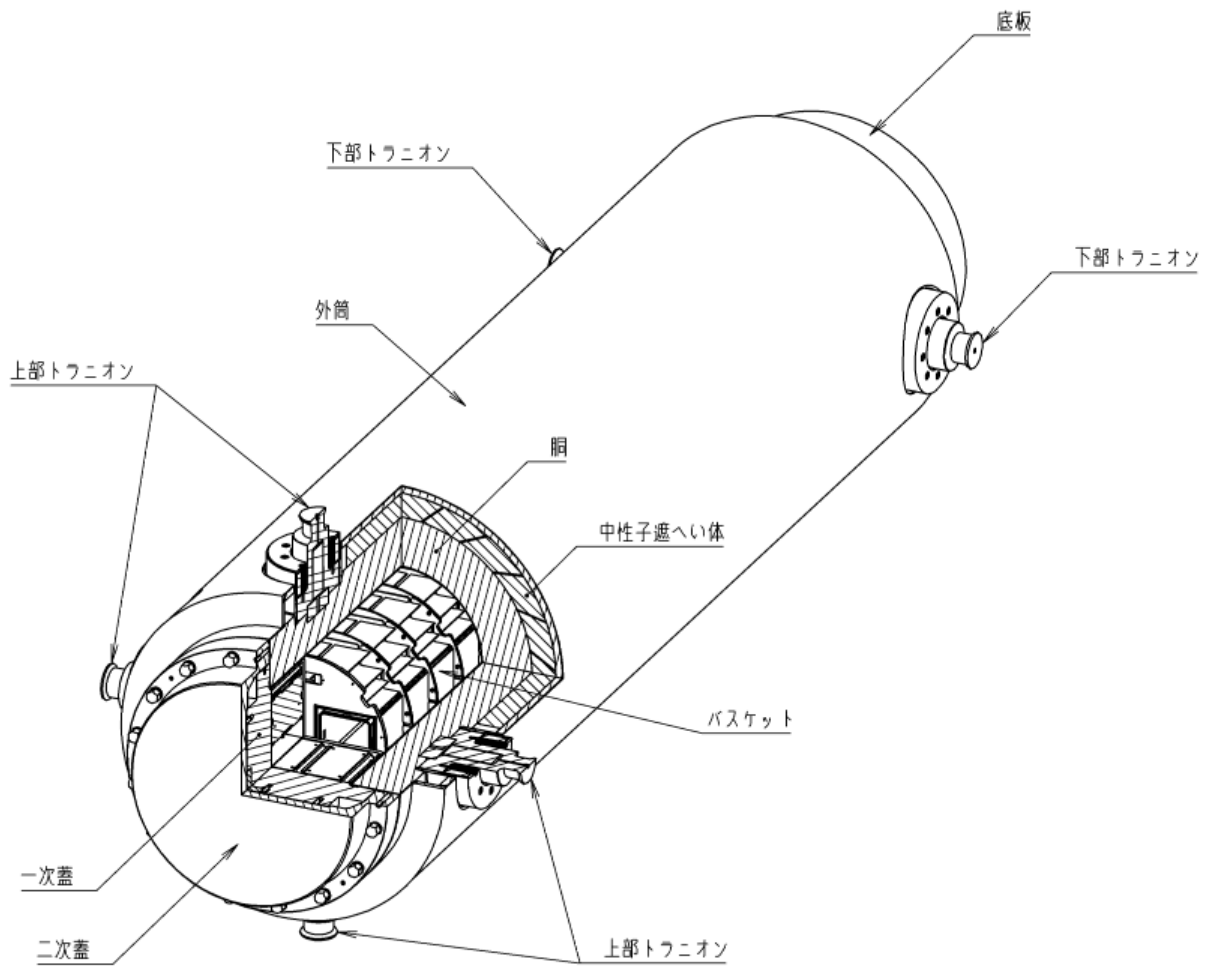


図 1-1-1 破損燃料用輸送容器 (2 体) 概要図

1.2. 評価の基本方針

破損燃料用輸送容器（2体）が、本文2.11.1.3項の設計方針に示される除熱、密封、遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに、本文2.11.1.8項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

表1-2-1に評価すべき各安全機能に関する安全設計・評価の方針を示す。

表1-2-1 破損燃料用輸送容器（2体）安全評価の基本方針

項目	設計方針	評価対象	評価方針
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	破損燃料用輸送容器（2体）	落下がれきにより燃料上部が損傷している可能性があるが，ペレットは燃料被覆管内に保持されると想定する。 3号機構内用輸送容器の取扱手順から設計事象を抽出し，その荷重条件で発生する応力を評価する。 構造強度評価手法は，JSME S NC1-2005/2007設計・建設規格を準用する。
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定し，収納する燃料から発生する最大崩壊熱量で容器各部及び燃料の温度を評価する。
		破損燃料用輸送容器（2体）	
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器密封部の健全性が維持されることを評価する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定し，収納する燃料から発生する線源強度で容器表面及び表面から1mの線量当量率を評価する。
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	破損燃料用輸送容器（2体）	構造強度と同様にペレットは燃料被覆管内に保持されると想定するが，万一臨界に至った場合の影響緩和が困難であることから，保守的に燃料棒の形状が維持されていないと仮定して実効増倍率を評価する。

1.3. 構造強度評価

1.3.1. 基本的な考え方

破損燃料用輸送容器（2 体）の構造強度の評価部位は、安全上重要な部位として容器本体（胴及び底板）、蓋、バスケット、支持機能を有するトラニオンとする。

ただし、バスケットを除く構成部材は3号機構内用輸送容器と同一であり、収納体数は3号機構内用輸送容器の7体より少ないため容器質量は小さい。よって、容器の支持部材であるトラニオンについては、「添付資料－2－1－2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（3号機） 1.3. 構造強度評価」に包絡される。

従って、容器本体（胴及び底板）、蓋、バスケットの各部の構造強度を評価する。

構造強度評価手法は、JSME S NC1-2005/2007 設計・建設規格（以下、「設計・建設規格」という。）を準用する。各評価対象部位の適用基準・規格を表 1-3-1 に示す。

表 1-3-1 構造強度に係る適用基準・規格

評価対象 部位	設計・建設規格 機器区分	構造強度 評価方法	考え方
容器本体, 蓋	クラス 3 容器	クラス 1 容器の規定を 準用	<p>容器本体及び蓋は設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義より、クラス 3 容器に区分されると考えられる。</p> <p>圧力荷重についてはクラス 3 容器における規格計算式で評価することができるが、熱荷重や取扱時の衝撃荷重等の各種の負荷荷重が発生することから、これらの荷重については、応力解析によって発生応力を求めて評価する必要がある。</p> <p>したがって、構造強度評価手法は、同様な「解析による設計」の考え方が採用されているクラス 1 容器を準用する。</p>
バスケット	ノンクラス	炉心支持構造物の規定 を準用	<p>バスケットは設計・建設規格 GNR-1210 及び GNR-1220 の機器等の区分の定義に該当しないと考えられる。</p> <p>しかし、容器内において燃料を支持する部材であるため、構造強度評価手法は、炉心支持構造物を準用する。</p>

1.3.2. 設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて、破損燃料用輸送容器（2体）の設計事象として以下を抽出した。

なお、設計事象の抽出にあたっては、図 1-3-1 に示すハンドリングフローに基づき、破損燃料用輸送容器（2体）の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し、発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 1-3-2 に示す。

1) 設計事象 I

容器本体及び蓋には、収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また、取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

バスケットには、取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

2) 設計事象 II

容器本体及び蓋には、輸送架台への衝突（取扱いモード No. 3）、搬送架台への衝突（取扱いモード No. 7）、転倒防止台座への衝突（取扱いモード No. 9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード No. 10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

バスケットには、輸送架台への衝突（取扱いモード No. 3）、搬送架台への衝突（取扱いモード No. 7）、転倒防止台座への衝突（取扱いモード No. 9）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード No. 10）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

3) 設計事象 III 及び設計事象 IV

破損燃料用輸送容器（2体）を取扱う設備及び運用においては、クレーンワイヤ及び吊具の二重化、始業前の機器の点検を実施することから、ハンドリングフローから抽出される事象のうち、破損燃料用輸送容器（2体）の安全機能を著しく損なう事象であって、一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

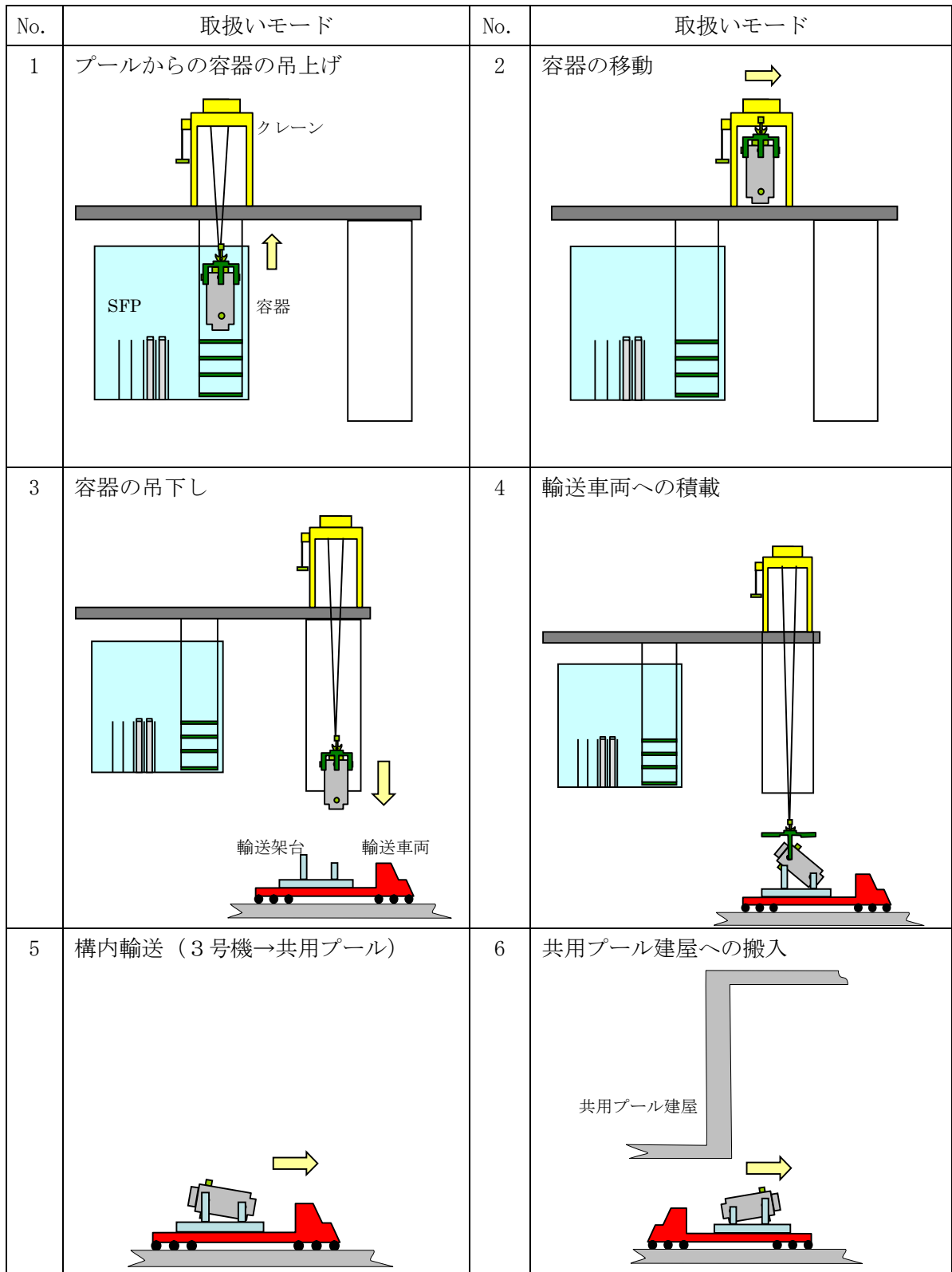


図 1-3-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/2)

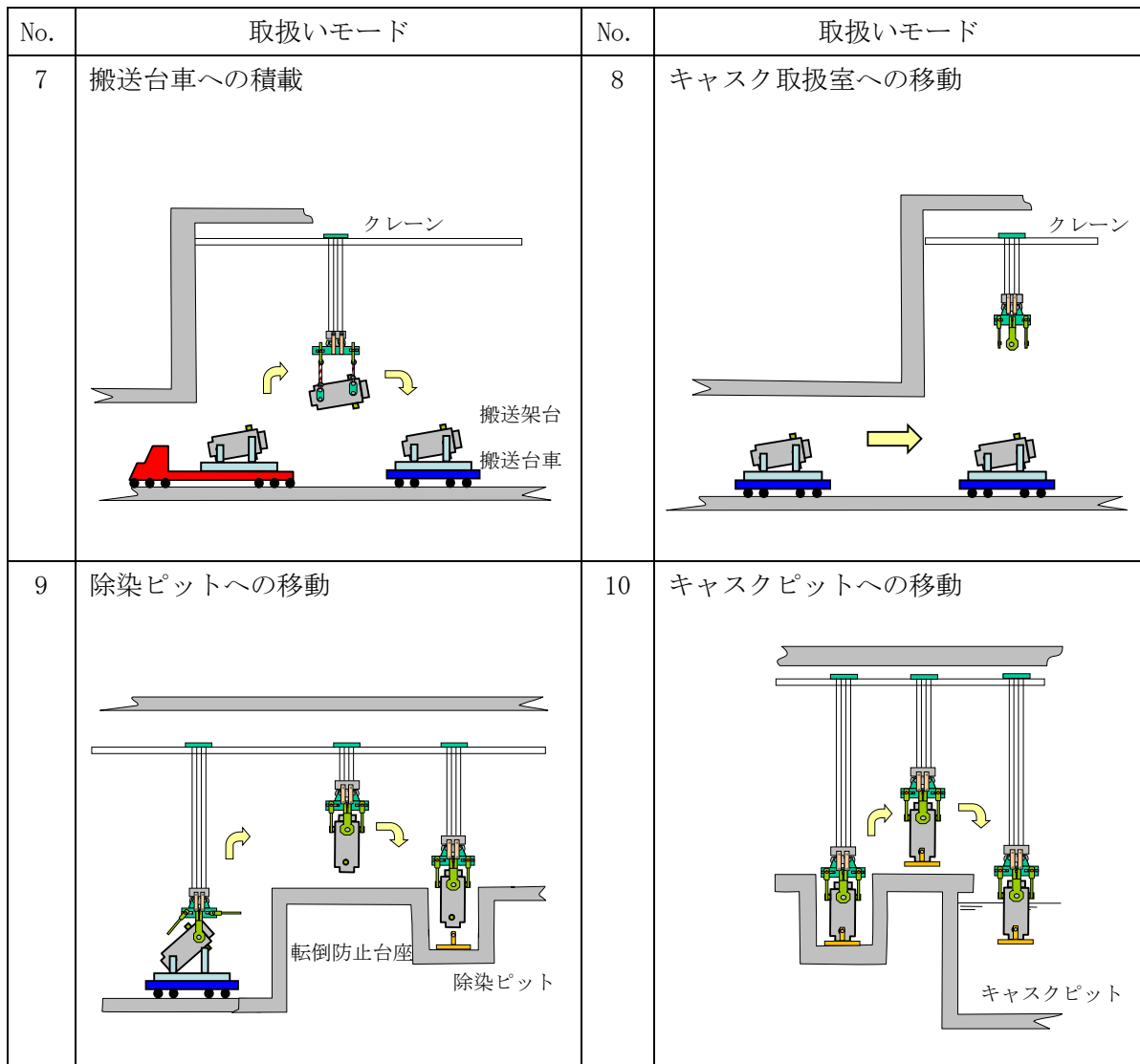


図 1-3-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/2)

表 1-3-2 設計事象の抽出 (1/2)

起回事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
破損燃料用輸送容器 (2 体) の落下	輸送車両取扱い時の落下 (No. 5)	固定ボルトの取付け不良	以下の対策, 設計により容器の落下を防止する <ul style="list-style-type: none"> ● 容器は輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 容器は輸送車両で徐行して輸送 ● 輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限 	×		×
	搬送台車取扱い時の落下 (No. 8)	固定ボルトの取付け不良	以下の対策, 設計により容器の落下を防止する <ul style="list-style-type: none"> ● 容器は搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認 ● 搬送台車はレール上を走行し, 走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有している 	×		×
	クレーン取扱時の落下 (No. 1, 2, 3, 4, 7, 9, 10)	吊具の取付け不良 (3号機)	以下の対策, 設計により容器の落下を防止する <ul style="list-style-type: none"> ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の ITV による目視確認 ● 取付け状態の吊具アーム部のリミットスイッチによる確認 ● 地切り後の ITV による取付け状態の確認, クレーンの荷重確認 	×		×
		吊具の取付け不良 (共用プール)	以下の対策, 設計により容器の落下を防止する <ul style="list-style-type: none"> ● 吊具の二重化 ● 始業前の吊具点検 ● 取付け後の外れ止めを設置 ● 取付け状態の作業員による確認 	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断 (3号機)	以下の対策, 設計により容器の落下を防止する <ul style="list-style-type: none"> ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ, 吊具点検 	×		×
		ワイヤーロープ及び吊具の破断 (共用プール)	以下の対策, 設計により容器の落下を防止する <ul style="list-style-type: none"> ● ワイヤーロープ及び吊具の二重化 ● 始業前のワイヤーロープ, 吊具点検 	×		×

表 1-3-2 設計事象の抽出 (2/2)

起回事象		原因	発生の可能性・防止策	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
破損燃料用輸送容器 (2 体) の衝突	クレーン移動時 (走行, 横行) の衝突 (No. 2, 7, 9, 10)	ブレーキの故障 (3号機)	以下の対策, 設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● I T Vにより移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤 (シーケンサ、インバータ等) による停止機能の作動	×		×
		ブレーキの故障 (共用プール)	以下の対策, 設計により容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認 ● 走行及び横行それぞれの制御盤 (シーケンサ、インバータ等) による停止機能の作動	×		×
		操作員の誤操作 (3号機)	以下の対策, 設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● I T Vにより移動経路に障害物がないことの確認	×		×
		操作員の誤操作 (共用プール)	以下の対策, 設計により構内輸送容器は他の構築物等へ衝突を防止する ● クレーンの横行走行範囲に制限機能を設定 ● 容器移動前に移動経路に障害物がないことの確認	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突 (垂直吊り) (No. 3, 4, 9, 10)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の輸送架台, 転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により, 容器は巻下げ速度で輸送架台, 転倒防止台座あるいはキャスクピットに衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で, 構内用輸送容器が輸送架台, 転倒防止台座, キャスクピットに衝突する場合を, 設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突 (水平吊り) (No. 7)	ブレーキの故障	以下の設計により容器の搬送架台へ衝突を防止する ● 巻上げ装置ブレーキを二重化	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により, 容器は巻下げ速度で搬送架台に衝突する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で, 容器が搬送架台に衝突する場合を, 設計事象として抽出。	○

1.3.3. 設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について、破損燃料用輸送容器（2体）に発生する荷重を評価する。

1) 内圧

内圧は、除熱評価結果から設定した容器内部水の温度（℃）から、下記の通り設定した。

① 容器内部水及び気体の熱膨張を考慮した場合の内圧

(a) 容器本体及び一次蓋の内圧

容器本体及び一次蓋の内圧は0.6（MPa）とする。

(b) 二次蓋の内圧

二次蓋の内圧は0.45（MPa）とする。

② 容器内部水及び気体の熱膨張に加えて、燃料破損による燃料棒内のガス放出を考慮した場合の内圧（最高使用圧力）

(a) 容器本体及び一次蓋の最高使用圧力

容器本体及び一次蓋の最高使用圧力は2.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の最高使用圧力

二次蓋の最高使用圧力は1.4（MPa）とする。

③ 試験時圧力

(a) 容器本体及び一次蓋の試験時圧力

容器本体及び一次蓋の試験時圧力は3.0（MPa）とする。

(b) 二次蓋の試験時圧力

二次蓋の試験時圧力は2.1（MPa）とする。

2) 熱荷重

破損燃料用輸送容器（2体）に発生する熱応力は、3号機構内用輸送容器における除熱評価で得られた温度分布を用いて評価する。

3) 設計事象Ⅰの加速度

取扱い時及び構内輸送時の加速度

①取扱い時（吊上げ時）

破損燃料用輸送容器（2体）を吊り上げる際に発生する加速度は以下のとおり。なお、吊上げ時の姿勢は縦姿勢である。

- ・容器軸方向加速度：1.32（G）

②構内輸送時

破損燃料用輸送容器（2体）を構内輸送する際に発生する加速度は以下のとおり。な

お、構内輸送時の姿勢は横姿勢である。

- ・前後方向加速度：2.0 (G)
- ・上方向加速度：2.0 (G)
- ・下方向加速度：3.0 (G) (自重を考慮)
- ・左右方向加速度：1.0 (G)

4) 設計事象Ⅱの加速度の導出

事象発生時に破損燃料用輸送容器 (2 体) が有する運動エネルギーを被衝突物 (輸送架台, 搬送架台, 転倒防止台座) の弾性により吸収するとして, 発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突 (取扱いモード No. 3)

縦姿勢で破損燃料用輸送容器 (2 体) の下部トラニオンが輸送架台後部支持脚にクレーンの巻下げ速度 (0.025m/s) で衝突する場合について評価する。

破損燃料用輸送容器 (2 体) の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして, (1) 式で破損燃料用輸送容器 (2 体) に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \quad (1)$$

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 ($2.882 \times 10^{10} \text{N/m}$)

V : クレーンの巻下げ速度 (0.025m/s)

m : 破損燃料用輸送容器 (2 体) の質量 ($4.43 \times 10^4 \text{kg}$)

g : 重力加速度 (9.8m/s^2)

発生する衝撃加速度は 3.29G となり, 余裕をみて 4.0G を評価加速度とする。

②破損燃料用輸送容器 (2 体) の搬送台車上の搬送架台への衝突 (取扱いモード No. 7)

横姿勢で破損燃料用輸送容器 (2 体) を搬送台車上の搬送架台に積載する際に, 破損燃料用輸送容器 (2 体) が搬送台車上の搬送架台に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度 (0.025m/s) で衝突する場合について評価する。

破損燃料用輸送容器 (2 体) を剛体として, 破損燃料用輸送容器 (2 体) の有する運動エネルギーを搬送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして, (1) 式で破損燃料用輸送容器 (2 体) に生じる衝撃加速度を求める。

ただし, K : 搬送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数 ($5.738 \times 10^{10} \text{N/m}$)

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 4.07G となり, 余裕をみて 5.0G を評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突及びキャスクピット床面への衝突（取扱いモード No. 9, 10）

縦姿勢で破損燃料用輸送容器（2 体）が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合及び、転倒防止台座を取り付けた破損燃料用輸送容器（2 体）がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として、容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして、(1)式で破損燃料用輸送容器（2 体）に生じる衝撃加速度を求める。

ただし、 K ：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（ $4.407 \times 10^{11} \text{N/m}$ ）

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 9.10G となり、余裕をみて 10G を評価加速度とする。

5) 各設計事象における荷重条件

破損燃料用輸送容器（2 体）の各設計事象における荷重条件を表 1-3-3、表 1-3-4 に示す。なお、破損燃料用輸送容器（2 体）の設計事象及び荷重条件については、抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 1-3-3 荷重条件（容器本体及び蓋）（1/2）

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
設計条件	設計時	—	最高使用圧力：2.0MPa （二次蓋は 1.4MPa） ボルト初期締付け力 以下の荷重のうち最大となるもの ・ 構内輸送時荷重 ・ 吊上げ時荷重 ・ 搬送架台への衝突時荷重 ・ 転倒防止台座への衝突時荷重
I	構内輸送時	—	内圧：0.6MPa （二次蓋は 0.45MPa） ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重
	吊上げ時	—	内圧：0.6MPa （二次蓋は 0.45MPa） ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向：1.32G （自重を考慮） 熱荷重

表 1-3-3 荷重条件（容器本体及び蓋）（2/2）

設計 事象	代表事象	包絡される 事象	荷重条件
II	搬送架台への衝突 (取扱いモード No. 7)	—	内圧：0.6MPa (二次蓋は0.45MPa) ボルト初期締付け力 搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G (自重を考慮) 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 (取扱いモード No. 9) キャスクピットへの衝突 (取扱いモード No. 10)	輸送架台への衝突 (取扱いモード No. 3)	内圧：0.6MPa (二次蓋は0.45MPa) ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：10G (自重を考慮) 熱荷重
試験 状態	試験時	—	試験時圧力：3.0MPa (二次蓋は2.1MPa) ボルト初期締付け力

表 1-3-4 荷重条件 (バスケット)

設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件
設計条件	設計時	—	転倒防止台座への衝突時荷重*1 下方向：10G (自重を考慮)
I	構内輸送時	吊上げ時	構内輸送時荷重 上方向：2.0G 下方向：3.0G (自重を考慮) 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
II	搬送架台への衝突 (取扱いモード No. 7)	—	搬送架台への衝突時荷重 下方向：5.0G (自重を考慮)
	転倒防止台座への衝突 (取扱いモード No. 9) キャスクピットへの衝突 (取扱いモード No. 10)	輸送架台への衝突 (取扱いモード No. 3)	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向：10G (自重を考慮)

*1 設計時のうち荷重条件が最も厳しいのは転倒防止台座への衝突荷重である

1.3.4. 設計基準

1) 容器本体及び蓋

容器本体及び蓋は設計・建設規格 クラス 1 容器に関する規定 PVB-3000 に準じて評価を実施する。容器本体及び蓋の許容応力を表 1-3-5～表 1-3-10 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次一般膜応力 (P_m)

$$P_m \leq S_m$$

(b) 一次局部膜応力 (P_L)

$$P_L \leq 1.5S_m$$

(c) 一次膜＋一次曲げ応力 (P_L+P_b)

$$P_L+P_b \leq 1.5S_m$$

(d) ボルトの平均引張応力 (σ_m)

$$\sigma_m \leq S_m$$

② 設計事象 I, II における許容応力

設計事象 I, II における応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q)

$$P_L+P_b+Q \leq 3S_m$$

(b) 平均せん断応力 (τ)

$$\tau \leq 0.6S_m$$

(c) 平均支圧応力 (σ_b)

$$\sigma_b \leq S_y$$

(d) 圧縮応力 (σ_c)

$$\sigma_c \leq B$$

(e) ボルトの平均引張応力 (σ_m)

$$\sigma_m \leq 2S_m$$

(f) ボルトの平均引張応力＋曲げ応力 ($\sigma_m + \sigma_b$)

$$\sigma_m + \sigma_b \leq 3S_m$$

③ 試験状態における許容応力

試験状態における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次一般膜応力 (P_m)

$$P_m \leq 0.9S_y$$

(b) 一次局部膜応力 (P_L)

$$P_L \leq 1.5(0.9S_y)$$

(c) 一次一般膜+一次曲げ応力 (P_m+P_b)

$$P_m+P_b \leq 1.5(0.9S_y)$$

2) バスケット

バスケットは設計・建設規格 炉心支持構造物に関する規定 CSS-3000 に準じて評価を実施する。バスケットの許容応力を表 1-3-11 に示す。

① 設計条件における許容応力

設計条件における一次応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次一般膜応力 (P_m)

$$P_m \leq S_m$$

(b) 一次一般膜+一次曲げ応力 (P_m+P_b)

$$P_m+P_b \leq 1.5S_m$$

② 設計事象 I, II における許容応力

設計事象 I, II における応力は以下の許容応力を上回らないことを確認する。

(a) 一次+二次応力 (P_m+P_b+Q)

$$P_m+P_b+Q \leq 3S_m$$

(b) 平均せん断応力 (τ)

$$\tau \leq 0.6S_m$$

(c) 平均支圧応力 (σ_b)

$$\sigma_b \leq S_y$$

(d) 軸圧縮応力 (σ_c)

$$\sigma_c \leq f_c$$

表 1-3-5 胴及び底板の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	123	
	一次局部膜応力	P_L	184	
	一次膜+曲げ応力	P_L+P_b	184	
設計事象 I, II	一次+二次応力	P_L+P_b+Q	369	
	平均せん断応力	τ	73	
	平均支圧応力	σ_b	184	
	圧縮応力	σ_c	95	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	165	
	一次局部膜応力	P_L	247	
	一次一般膜+曲げ応力	P_m+P_b	247	

材質： GLF1 相当材 (ASTM A350M Gr. LF5 Cl. 1)

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-6 一次蓋の許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜+曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象 I, II	一次+二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	153	
	一次局部膜応力	P_L	229	
	一次一般膜+曲げ応力	P_m+P_b	229	

材質： SUSF304

設計温度： 100 (°C)

表 1-3-7 ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜+曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象 I, II	一次+二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	143	
	一次局部膜応力	P_L	214	
	一次一般膜+曲げ応力	P_m+P_b	214	

材質： SUS304

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-8 二次蓋，二次蓋ポートカバーの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	一次一般膜応力	P_m	137	
	一次局部膜応力	P_L	205	
	一次膜+曲げ応力	P_L+P_b	205	
設計事象 I, II	一次+二次応力	P_L+P_b+Q	411	
試験状態	一次一般膜応力	P_m	155	
	一次局部膜応力	P_L	232	
	一次一般膜+曲げ応力	P_m+P_b	232	

材質： SUSF304

設計温度： 95 (°C)

表 1-3-9 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	216	
設計事象 I, II	平均引張応力	σ_m	432	
	平均引張応力+曲げ応力	$\sigma_m + \sigma_b$	648	

材質： SUS630 H1150

設計温度： 135 (°C)

表 1-3-10 二次蓋ポートカバーボルトの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考
設計条件	平均引張応力	σ_m	223	
設計事象 I, II	平均引張応力	σ_m	446	
	平均引張応力+曲げ応力	$\sigma_m + \sigma_b$	669	

材質： SUS630 H1150

設計温度： 95 (°C)

表 1-3-11 バスケットの許容応力

設計事象	応力分類	記号	許容値 [MPa]	備考	
設計条件	一次一般膜応力	P_m	133		
	一次一般膜+曲げ応力	P_m+P_b	199		
設計事象 I, II	一次+二次応力	P_m+P_b+Q	399		
	平均せん断応力	τ	79		
	平均支圧応力	σ_b	150		
	軸圧縮 応力	枠板 長手方向	σ_c	96	
		枠板 長手方向以外		88	
		格子支持板外周部 0° -180° 方向		56	
		格子支持板外周部 90° -270° 方向		129	
		スペーサ		129	

材質： SUS304

設計温度： 170 (°C)

1.3.5. 評価方法及び評価モデル

1.3.5.1. 容器本体及び蓋

容器本体及び蓋の主な構造部材の応力評価箇所を図 1-3-2, 図 1-3-3 に示す。荷重条件は表 1-3-3 に示したとおりである。

1) 設計条件

① 胴, 底板, 一次蓋, 二次蓋

(a) 最高使用圧力, ボルト初期締付け力, 機械的荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー, 二次蓋ポートカバー

(a) 最高使用圧力による応力

最高使用圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び, 一次膜+曲げ応力(P_L+P_b)は(2)式で計算する。なお, 一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_x &= \frac{1.24 \cdot P \cdot r^2}{t^2} \\ \sigma_y &= \sigma_x \\ \sigma_z &= -P \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (2)$$

ここで,

- P : 最高使用圧力
- r : ポートカバーOリング平均半径
二次蓋ポートカバーは締付けボルトピッチ円半径
- t : ポートカバー最小板厚

③ 一次蓋ボルト, 二次蓋ボルト, ポートカバーボルト, 二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力及びガスケット締付による平均引張応力

最高使用圧力におけるボルト荷重及びガスケット(Oリング)締付時のボルト荷重により発生する平均引張応力(σ_{m1})は(3)式で計算する。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{m1} &= \frac{W_{m1}}{A} \\ W_{m1} &= H + H_p \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (3)$$

ここで,

- W_{m1} : 必要な最小ボルト荷重
- A : 全数のボルト最小断面積
- H : フランジに加わる最高使用圧力による全荷重
- H_p : 気密を十分保つために, Oリング又は継手接触面にかける圧縮

力（ゴム製Oリングのため $H_p=0N$ ）

また、ガスケット（Oリング）締付け時の平均引張応力（ σ_{m2} ）は(4)式で計算する。

$$\sigma_{m2} = \frac{W_{m2}}{A} \dots\dots\dots (4)$$

ここで、

W_{m2} : ガスケット締付け時に必要な最小ボルト荷重（ゴム製Oリングのため $W_{m2}=0N$ ）

2) 設計事象 I 構内輸送時

① 胴，底板，一次蓋，二次蓋

(a) 内圧，ボルト初期締付け力，構内輸送時の機械的荷重，熱荷重による応力
容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力（ τ ）が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力（ σ_b ）は(5)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{m_b \cdot G_z}{A_b} \dots\dots\dots (5)$$

ここで、

m_b : バスケットの質量

G_z : 後方向加速度

A_b : 接触面積

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力（ σ_c ）は(6)式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{m_c \cdot G_z}{A_c} \dots\dots\dots (6)$$

ここで、

m_c : 容器の質量

G_z : 後方向加速度

A_c : 胴の断面積

② ポートカバー，二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き，構内輸送時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次＋二次応力 (P_L+P_b+Q) は，(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜＋曲げ応力 (P_L+P_b) となる。

③ 一次蓋ボルト，二次蓋ボルト，ポートカバーボルト，二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力 (σ_{m1}) は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力 (σ_{m3}) は(7)式で計算する。

$$\sigma_{m3} = \frac{F_s}{A_s} \dots\dots\dots (7)$$

ここで，

F_s : ボルト初期締付け力

A_s : ボルト最小断面積

(c) 構内輸送時に作用する加速度による平均引張応力

構内輸送時に作用する加速度により発生する平均引張応力 (σ_{m4}) は(8)式で計算する。

$$\sigma_{m4} = \frac{mG}{A} \dots\dots\dots (8)$$

ここで，

m : 作用する質量

G : 加速度

A : 全数のボルト最小断面積

(d) 構内輸送時に作用する加速度による曲げ応力

構内輸送時に作用する加速度によって発生する曲げ応力 (σ_b) は(9)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{1}{n} \cdot \frac{mG\ell_b}{8Z} \dots\dots\dots (9)$$

ここで，

n : ボルト本数

m : 作用する質量

G : 加速度

- l_b : ボルト長さ
 Z : ボルトの断面係数

なお、二次蓋ポートカバーボルトには取付け構造上、曲げ応力は発生しない。

3) 設計事象 I 吊上げ時

① 胴、底板、一次蓋、二次蓋

(a) 内圧、ボルト初期締付け力、吊上げ時の機械的荷重、熱荷重による応力
容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力(σ_b)は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力(σ_c)は(6)式で計算する。

② ポートカバー、二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き、吊上げ時の機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次+二次応力(P_L+P_b+Q)は、(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜+曲げ応力(P_L+P_b)となる。

③ 一次蓋ボルト、二次蓋ボルト、ポートカバーボルト、二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力(σ_{m1})は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力(σ_{m3})は(7)式で計算する。

(c) 吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力

吊上げ時に作用する加速度による平均引張応力(σ_{m4})は発生しない。

(d) 吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力

吊上げ時に作用する加速度による曲げ応力(σ_b)は発生しない。

4) 設計事象Ⅱ 搬送架台への衝突 (横姿勢)

① 胴, 底板, 一次蓋, 二次蓋

(a) 内圧, ボルト初期締付け力, 搬送架台への衝突による機械的荷重, 熱荷重による応力
容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力 (τ) が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力 (σ_b) は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力 (σ_c) は(6)式で計算する。

② ポートカバー, 二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き, 搬送架台への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次+二次応力 (P_L+P_b+Q) は, (2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜+曲げ応力 (P_L+P_b) となる。

③ 一次蓋ボルト, 二次蓋ボルト, ポートカバーボルト, 二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力 (σ_{m1}) は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力 (σ_{m3}) は(7)式で計算する。

(c) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する平均引張応力 (σ_{m4}) は(8)式で計算する。

なお, 一次蓋ボルト, 二次蓋ボルト, ポートカバーボルトには, 搬送架台への衝突時に作用する加速度による平均引張応力 (σ_{m4}) は発生しない。

(d) 搬送架台への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

搬送架台への衝突時に作用する加速度により発生する曲げ応力 (σ_b) は(9)式で計算する。

なお、二次蓋ポートカバーボルトには、搬送架台への衝突時に作用する加速度により曲げ応力 (σ_b) は発生しない。

5) 設計事象Ⅱ 転倒防止台座への衝突 (縦姿勢)

① 胴、底板、一次蓋、二次蓋

(a) 内圧、ボルト初期締付け力、転倒防止台座への衝突による機械的荷重、熱荷重による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

(b) 平均せん断応力

平均せん断応力 (τ) が発生する箇所はない。

(c) 平均支圧応力

底板とバスケット底面との接触部に発生する平均支圧応力 (σ_b) は(5)式で計算する。

(d) 圧縮応力

胴に生じる圧縮応力 (σ_c) は(6)式で計算する。

② ポートカバー、二次蓋ポートカバー

最高使用圧力による応力を除き、転倒防止台座への衝突による機械的荷重及び熱荷重による応力は無視できる。

一次+二次応力 (P_L+P_b+Q) は、(2)式で計算する最高使用圧力により発生する一次膜+曲げ応力 (P_L+P_b) となる。

③ 一次蓋ボルト、二次蓋ボルト、ポートカバーボルト、二次蓋ポートカバーボルト

(a) 最高使用圧力による平均引張応力

最高使用圧力により発生する平均引張応力 (σ_{m1}) は(3)式で計算する。

(b) ボルト初期締付け力による平均引張応力

ボルト初期締付け力により発生する平均引張応力 (σ_{m3}) は(7)式で計算する。

(c) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による平均引張応力 (σ_{m4}) は発生しない。

(d) 転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力

転倒防止台座への衝突時に作用する加速度による曲げ応力 (σ_b) は発生しない。

6) 試験状態

① 胴, 底板, 一次蓋, 二次蓋

(a) 試験時圧力, ボルト初期締付け力による応力

容器の実形状をモデル化し構造解析コード ABAQUS を用いて応力評価を行う。

② ポートカバー, 二次蓋ポートカバー

(a) 試験時の圧力による応力

試験時圧力により発生する一次一般膜応力(P_m)及び, 一次一般膜+曲げ応力(P_m+P_b)は(2)式で計算する。なお, 一次局部膜応力(P_L)は発生しない。

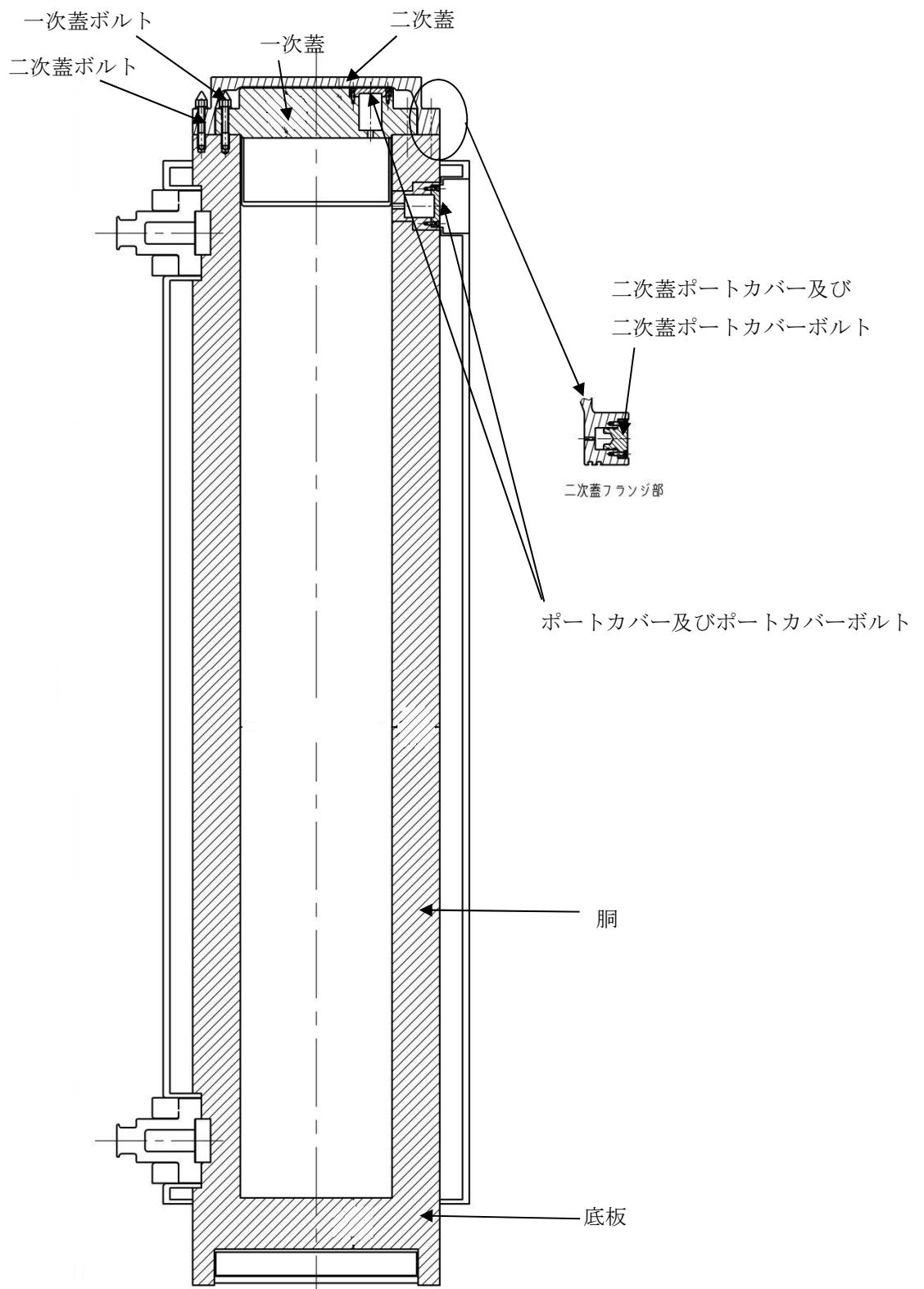


図1-3-2 容器本体及び蓋の応力評価箇所

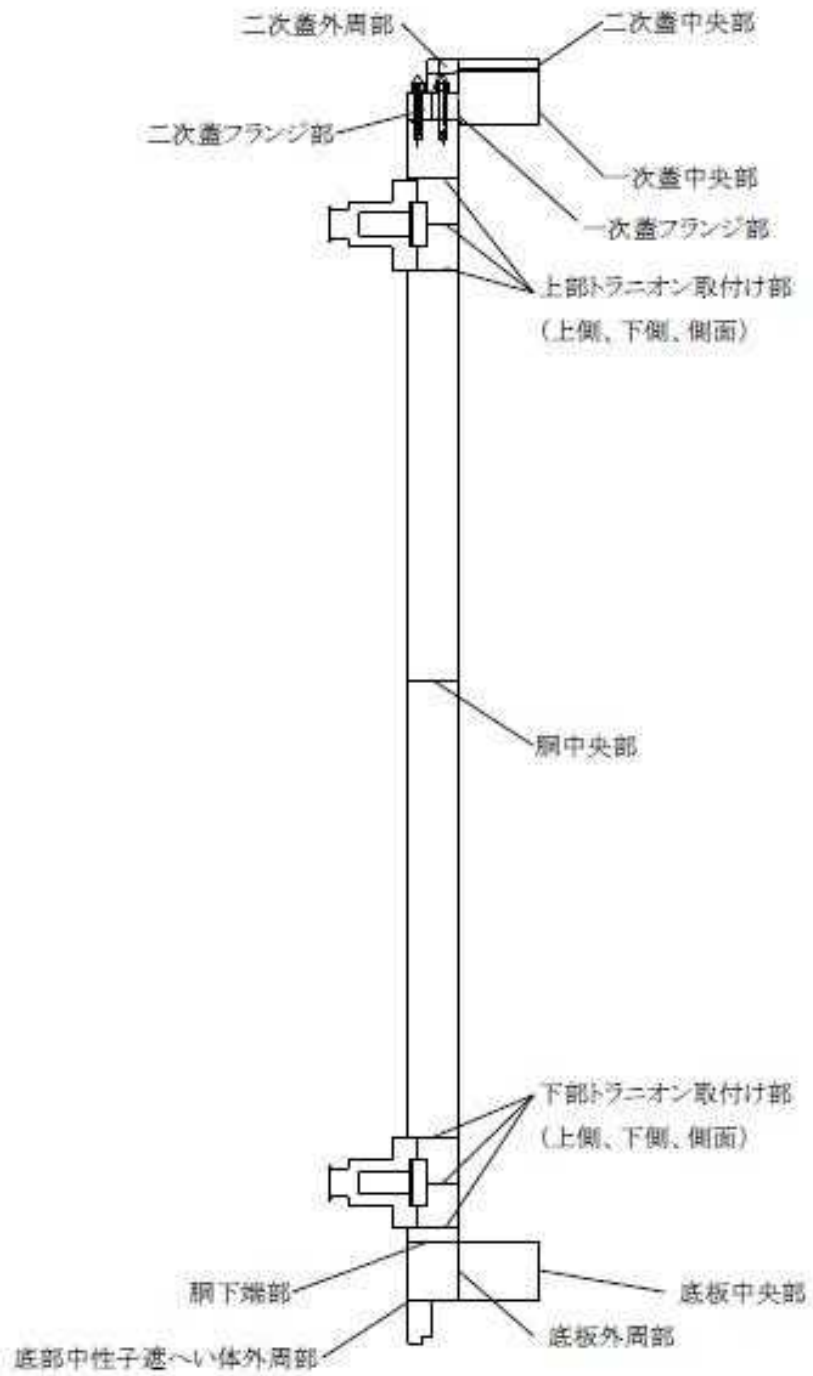


図1-3-3 容器本体及び蓋の応力評価箇所（胴，底板，蓋の詳細）

1.3.5.2. バスケット

バスケットの応力評価箇所を図1-3-4に示す。荷重条件は表1-3-4に示したとおりである。

1) 設計条件

①一次一般膜応力

最大応力が発生する箇所は、転倒防止台座への衝突時の図1-3-4の評価点①及び⑦である。評価点①及び⑦の一次一般膜応力(P_m)は、(10)式で計算する。

$$P_m = \frac{m_{1,7}G_Z}{A_{1,7}} \dots\dots\dots (10)$$

ここで、

- $m_{1,7}$: 評価点①及び⑦に作用する総質量
- $A_{1,7}$: 評価点①及び⑦の総断面積
- G_Z : 加速度

②一次膜応力+一次曲げ応力

最大応力が発生する箇所は、転倒防止台座への衝突時の図1-3-4の評価点④である。評価点④の一次一般膜+一次曲げ応力(P_m+P_b)は、(11)式で計算する。

$$\left. \begin{aligned} P_m+P_b &= \frac{M_4}{Z_4} \\ M_4 &= \frac{m_4G_Zl_4}{24} \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (11)$$

ここで、

- m_4 : 評価点④に作用する質量
- G_Z : 加速度
- M_4 : 評価点④に生じる曲げモーメント
- Z_4 : 評価点④における枠板の断面係数
- l_4 : 評価点④における等分布荷重が作用する長さ

2) 設計事象 I 構内輸送時

①一次+二次応力

最大応力が発生する箇所は、図1-3-4の評価点①である。
熱荷重は発生しないため、一次+二次応力(P_m+P_b+Q)は、(12)式で計算する一次一般膜+一次曲げ応力(P_m+P_b)である。

$$\left. \begin{aligned}
 P_m &= \frac{m_{1,7}G_Z}{A_{1,7}} \\
 P_b &= \frac{1}{n_{\text{span}}} \cdot \frac{m_1 G_X l_{\text{pitch}}}{12Z_1}
 \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (12)$$

ここで,

- $m_{1,7}$: 評価点①及び⑦に作用する総質量
- m_1 : 評価点①に作用する質量
- $A_{1,7}$: 評価点①及び⑦の総断面積
- G_X, G_Z : 加速度
- Z_1 : 評価点①における枠板の断面係数
- n_{span} : 格子支持板によって支持されるスパンの数
- l_{pitch} : 枠板の支持ピッチ

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は、図 1-3-4 の評価点④である。

左右方向加速度により発生する平均せん断応力(τ)は、(13)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_4 G_Y}{A_4} \dots\dots\dots (13)$$

ここで,

- m_4 : 評価点④に作用する質量
- A_4 : 評価点④の断面積
- G_Y : 加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①, ③及び⑦である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び⑦である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

3) 設計事象Ⅱ 搬送架台への衝突（横姿勢）

① 一次＋二次応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点①である。

熱荷重は発生しないため，一次＋二次応力 (P_m+P_b+Q) は，(14)式で計算する一次一般膜＋一次曲げ応力 (P_m+P_b) である。

$$\left. \begin{aligned} P_m &= \frac{m_1 G_X}{A_1} \quad , \quad \frac{m_{1,7} G_Z}{A_{1,7}} \\ P_b &= \frac{1}{n_{span}} \cdot \frac{m_1 G_X l_{pitch}}{12Z_1} \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (14)$$

ここで，

- $m_{1,7}$: 評価点①及び⑦に作用する総質量
- m_1 : 評価点①に作用する質量
- $A_{1,7}$: 評価点①及び⑦の総断面積
- A_1 : 評価点①の断面積
- G_X, G_Z : 加速度
- Z_1 : 評価点①における枠板の断面係数
- n_{span} : 格子支持板によって支持されるスパンの数
- l_{pitch} : 枠板の支持ピッチ

② 平均せん断応力

最大応力が発生する箇所は，図 1-3-4 の評価点⑦である。

前後方向加速度により発生する平均せん断応力 (τ) は，(15)式で計算する。

$$\tau = \frac{m_7 G_X}{A_7} \dots\dots\dots (15)$$

ここで，

- m_7 : 評価点⑦に作用する質量
- A_7 : 評価点⑦の断面積
- G_X : 加速度

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び④である。平均支圧応力 (σ_b) は(16)式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{m_1 G_X}{A_1} \dots\dots\dots (16)$$

ここで,

- m_1 : 評価点①に作用する質量
- A_1 : 評価点①の断面積
- G_X : 加速度

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

4) 設計事象Ⅱ 転倒防止台座への衝突 (縦姿勢)

① 一次+二次応力

最大応力が発生する箇所は、図 1-3-4 の評価点④である。
熱荷重は発生しないため、転倒防止台座への衝突に発生する一次+二次応力(P_m+P_b+Q)は(11)式で計算する。

② 平均せん断応力

平均せん断応力(τ)は発生しない。

③ 平均支圧応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①, ③及び⑦である。平均支圧応力(σ_b)は(10)式で計算する。

④ 軸圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 1-3-4 の評価点①及び⑦である。軸圧縮応力(σ_c)は(10)式で計算する。

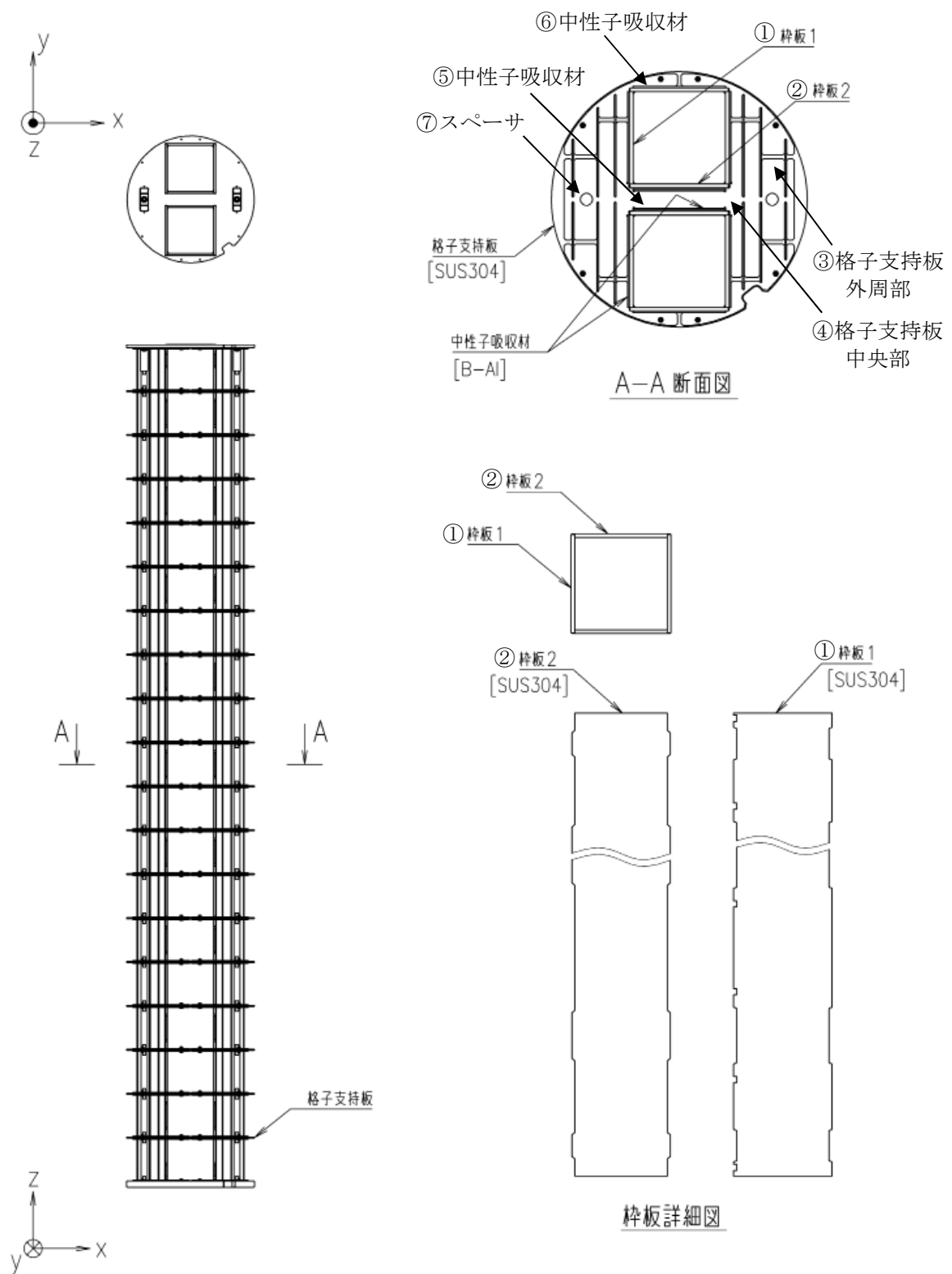


図1-3-4 バスケットの応力評価箇所

1.3.6. 評価結果

評価結果を表1-3-12～表1-3-16に示す。いずれも、許容応力に対して十分に余裕がある。
このため、破損燃料内用輸送容器（2体）の構造健全性は維持される。

表 1-3-12 容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋） 1/2

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次局部膜応力 (P_L)		一次膜+曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜+曲げ応力 (P_m+P_b)		一次+二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴中央部	ASTM A350M Gr. LF5 Cl. 1	設計条件	8	123	—	—	9	184	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	9	369
		試験状態	7	165			—	—	9	247	—	—
底板中央部		設計条件	5	123	—	—	9	184	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	21	369
		試験状態	3	165	—	—	—	—	6	247	—	—
底板外周部		設計条件	—	—	5	184	10	184	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	10	369
		試験状態	—	—	3	247	—	—	6	247	—	—
胴下端部		設計条件	—	—	12	184	22	184	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	16	369
		試験状態	—	—	5	247	—	—	10	247	—	—
底部中性子遮 へい体外周部	設計条件	—	—	10	184	13	184	—	—	—	—	
	I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	25	369	
	試験状態	—	—	6	247	—	—	10	247	—	—	
上部トラニオ ン取付け部	設計条件			11	184	22	184	—	—	—	—	
	I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	20	369	
	試験状態	—	—	7	247	—	—	10	247	—	—	

表 1-3-12 容器本体及び蓋の評価結果（胴，底板，蓋） 2/2

(単位：MPa)

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次局部膜応力 (P_L)		一次膜+曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜+曲げ応力 (P_m+P_b)		一次+二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
下部トラニオン取付け部	ASTM A350M Gr. LF5 Cl. 1	設計条件	—	—	18	184	31	184	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	30	369
		試験状態	—	—	7	247	—	—	9	247	—	—
一次蓋 中央部		設計条件	3	137	—	—	8	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	4	411
		試験状態	3	153	—	—	—	—	10	229	—	—
一次蓋 フランジ部		設計条件	—	—	7	205	8	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	7	411
		試験状態	—	—	8	229	—	—	8	229	—	—
二次蓋 中央部	SUSF304	設計条件	61	137	—	—	102	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	34	411
		試験状態	92	155	—	—	—	—	154	232	—	—
二次蓋 外周部		設計条件	—	—	36	205	64	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	25	411
		試験状態	—	—	46	232	—	—	95	232	—	—
二次蓋フランジ部		設計条件	—	—	9	205	18	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	—	—	9	411
		試験状態	—	—	13	232	—	—	27	232	—	—

表 1-3-13 容器本体及び蓋の評価結果（ポートカバー）

（単位：MPa）

部位	材質	設計事象	一次一般膜応力 (P_m)		一次膜+曲げ応力 (P_L+P_b)		一次一般膜+曲げ応力 (P_m+P_b)		一次+二次応力 (P_L+P_b+Q)	
			計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
ポートカバー	SUS304	設計条件	2	137	17	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	17	411
		試験状態	3	143	—	—	26	214		
二次蓋 ポートカバー	SUSF304	設計条件	2	137	7	205	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	7	411
		試験状態	3	155	—	—	11	232	—	—

表 1-3-14 容器本体及び蓋の評価結果（ボルト）

（単位：MPa）

部位	材料	設計事象	平均引張応力 (σ_m)		平均引張応力+曲げ応力 ($\sigma_m + \sigma_b$)	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋 ボルト	SUS630 H1150	設計条件	101	216	—	—
		I, II	316	432	346	648
二次蓋 ボルト		設計条件	125	216	—	—
		I, II	325	432	343	648
ポートカバー ボルト		設計条件	39	216	—	—
		I, II	227	432	229	648
二次蓋ポート カバーボルト		設計条件	21	223	—	—
		I, II	216	446	216	669

表 1-3-15 容器本体及び蓋の評価結果（平均支圧応力及び圧縮応力）

（単位：MPa）

部位	設計事象	平均支圧応力 (σ_b)		圧縮応力 (σ_c)	
		計算値	許容応力	計算値	許容応力
底板	I, II	1	184	—	—
胴	I, II	—	—	7	95

表 1-3-16 バスケットの評価結果

(単位：MPa)

部位	応力の種類	設計条件		設計事象 I		設計事象 II				許容 応力	
				構内輸送時		搬送架台への 衝突		転倒防止台座へ の衝突			
		計算値	評価点 (面)	計算値	評価点 (面)	計算値	評価点 (面)	計算値	評価点 (面)		
バスケット	一次一般膜応力 (Pm)	13	①, ⑦	—	—	—	—	—	—	133	
	一次一般膜+一次曲げ応力 (Pm+Pb)	31	④	—	—	—	—	—	—	199	
	一次+二次応力 (Pm+Pb+Q)	—	—	13	①	16	①	31	④	399	
	平均せん断応力 (τ)	—	—	1	④	1	⑦	0	④, ⑦	79	
	平均支圧応力 (σ_b)	—	—	3	①, ③, ⑦	2	①, ④	13	①, ③, ⑦	150	
	軸圧縮 応力 (σ_c)	枠板 長手方向	—	—	3	①	1	①	13	①	96
		枠板 長手方向以外	—	—	2	①	2	①	0	①, ②	88
		格子支持板外周部 0° -180° 方向	—	—	2	③	2	③	0	③	56
		格子支持板外周部 90° -270° 方向	—	—	1	③	0	③	0	③	129
		スペーサ	—	—	3	⑦	1	⑦	13	⑦	129

構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt, Karlsson&Sorensen, Ins. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり, 輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは, 応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常, 非定常の弾性, 弾塑性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存, 歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元, 又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重, 分布荷重, モーメント, 加速度力 (慣性力), 圧力, 遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また, これらの条件の時間依存, 線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-3-5 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは, これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

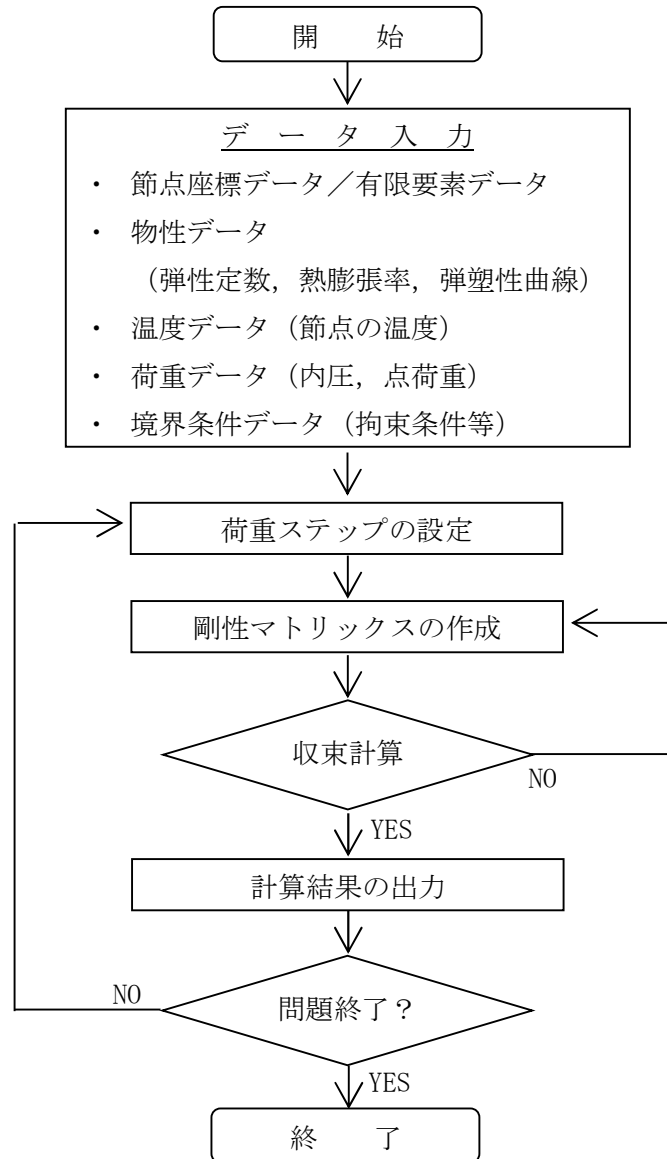


図 1-3-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

容器内水の放射線分解による水素ガス発生について

1. 容器内水の放射線分解による水素ガス発生

本破損燃料用輸送容器のような密閉した槽内での容器内水の放射線分解により発生する水素ガスの水中濃度はある飽和値に達する。ここでは、水素ガス発生評価を以下に示す。

2. 評価方法

「添付資料－2－1－3 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（4号機）」と同じく、類似の環境下における水の放射線分解による水素ガス定常濃度評価^{*1}をベースに、液相定常水素ガス濃度が照射線量率の平方根に比例する^{*2}として、水素ガス濃度の評価を行う。

3. 評価結果

破損燃料用輸送容器（2体）は3号機構内用輸送容器より燃料収納体数が少ないことから、照射線量率は3号機構内用輸送容器より小さい。

従って、水素ガスの水中濃度は「添付資料－2－1－2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（3号機）」の評価に包絡されるため、水素の爆発下限である空気との混合比4%に対して十分低い値であり問題ない。

*1 Sunaryo, 1993, “A Study on Yields and Chemical Behavior of Radiolysis Products of High Temperature Water”, University of Tokyo.

*2 Y. Fujita, M. Ebihara, “EVALUATION OF HYDROGEN YIELD IN SPENT FUEL TRANSPORT PACKAGE” The 16th International Symposium on the Packaging and Transportation of radioactive Materials (PATRAM 2010), October 3-8 2010, London, UK Poster Session 210 (2010)

1.4. 除熱機能

1.4.1. 基本的な考え方

除熱設計にあたっては、燃料の健全性及び破損燃料用輸送容器（2体）の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう、以下のとおり設計する。

- a. 収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は、容器内に充填した水及び空気の自然対流及び熱伝導により胴に伝える。
- b. 胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
- c. 外筒に伝えられた熱は外筒から大気に放散する。

除熱機能の評価においては、収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し、自然冷却により冷却されるものとして、除熱条件が厳しくなる横姿勢（輸送時）の各部の温度を求め、各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

ただし、バスケットを除く構成部材は3号機構内用輸送容器と同一であり、収納体数は3号機構内用輸送容器の7体より少なく崩壊熱量は小さい。また、軸方向の評価対象部位であるOリング及び蓋については、3号機構内用輸送容器の評価において最も保守的な条件で評価しているため、「添付資料-2-1-2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（3号機） 1.4. 除熱機能」の評価に包絡される。

従って、径方向の評価対象部位である燃料、バスケット、胴、中性子遮へい体の各部の温度を評価する。

1.4.2. 設計基準

設計基準を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1 設計基準

対象部位		材質	設計基準	設計基準温度 (°C)	備考
破損燃料用輸送容器 (2 体)	中性子遮へい材	レジン	使用可能温度	149	
	胴	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	
	バスケット	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	
燃料被覆管		ジルカロイ-2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 ^{*1, *2}	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ジルコニウムラ付燃料, 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認試験に関する試験最終報告書) (06 基炉報-0006, 独立行政法人原子力安全基盤機構)

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等 (貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書) (07 基炉報-0004, 独立行政法人原子力安全基盤機構)

1.4.3. 燃料仕様および崩壊熱量

表 1-1-2 に示す 3 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料を包絡する条件で崩壊熱量を ORIGEN2 コードにより評価する。燃料条件及び崩壊熱量を表 1-4-2 に示す。

表 1-4-2 燃料条件及び崩壊熱量

燃料タイプ	9 × 9 燃料
燃焼度 (MWd/t)	52,000
冷却期間 (日)	3,207
収納体数 (体)	2
崩壊熱量 (kW)	1.18

1.4.4. 評価条件

破損燃料用輸送容器 (2 体) の除熱評価は輪切り断面モデルを用いて行う。輪切り断面モデル形状図を図 1-4-1 に示す。

また、評価条件を表 1-4-3 に示す。

表 1-4-3 評価条件

項目		横姿勢 (輸送時)
収納体数	(体)	2
崩壊熱量	(kW)	1.18
周囲温度	(°C)	38
太陽熱放射 (W/m ²)*1	水平に輸送される表面 (曲面)	400

*1: 太陽熱放射は 1 日につき 1 2 時間ごと, 7 日間受ける

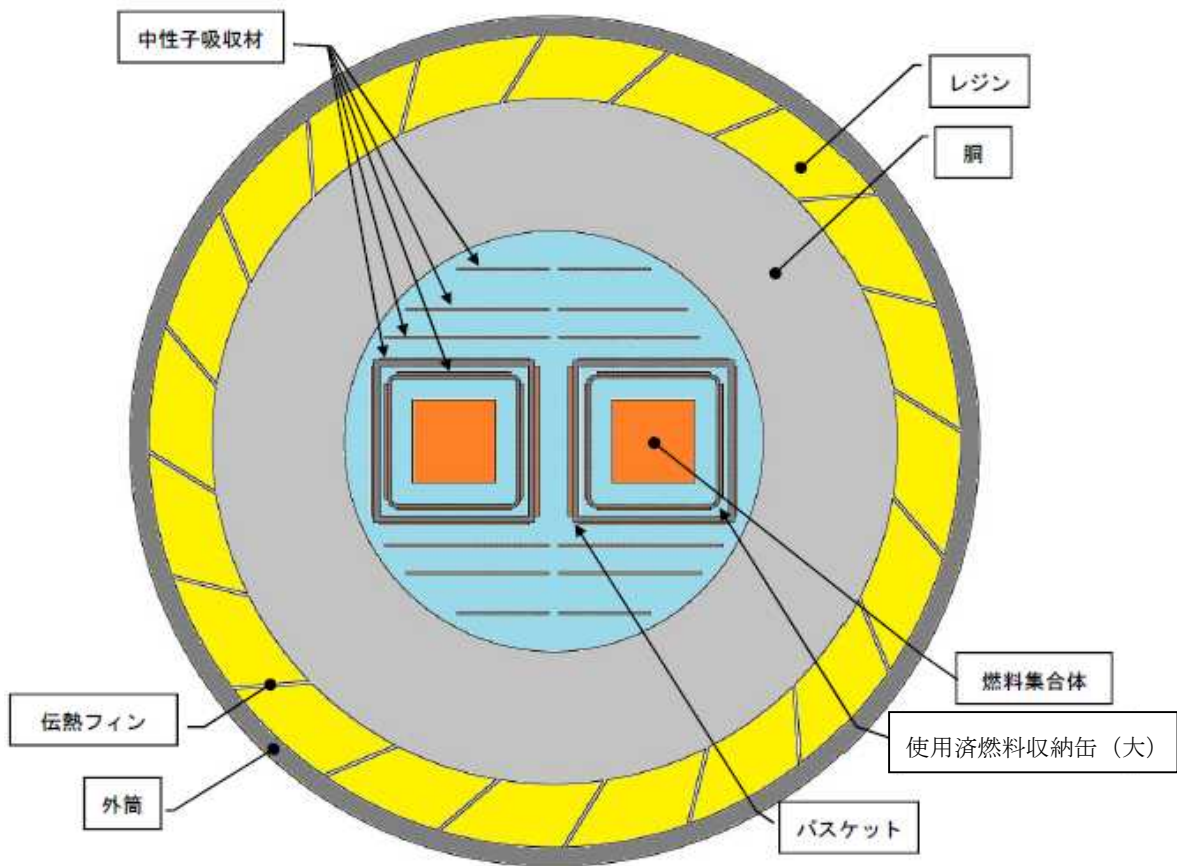


図 1-4-1 輪切り断面モデル形状図

1.4.5. 評価方法

輪切り断面モデルで容器中央部断面の燃料，バスケット，胴，中性子遮へい体の温度を評価する。解析には ABAQUS コードを用いる。

1.4.6. 評価結果

評価結果を表 1-4-4 に示す。表 1-4-4 に示すとおり，破損燃料用輸送容器（2 体）を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は 110℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表 1-4-4 評価結果（各部温度）

対象部位		材質	評価結果 (℃)	設計基準 温度 (℃)	備考
破損燃料 用輸送容 器 (2 体)	中性子遮へ い材	レジン	72	149	
	胴	低合金鋼	71	350	
	バスケット	ステンレス鋼	89	425	
燃料被覆管		ジルカロイ- 2	110	200	8×8 燃料
				300	新型 8×8 ジルコニウムライ 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 1-4-2 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、多くの伝熱解析に使用された実績がある。

(5) 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し、本コードの妥当性が検証されている*1。

*1 山川秀次, 五味義雄, 尾崎幸男, 尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立—キャスクの伝熱特性評価—」, 電中研報告書, U92038, (1993)

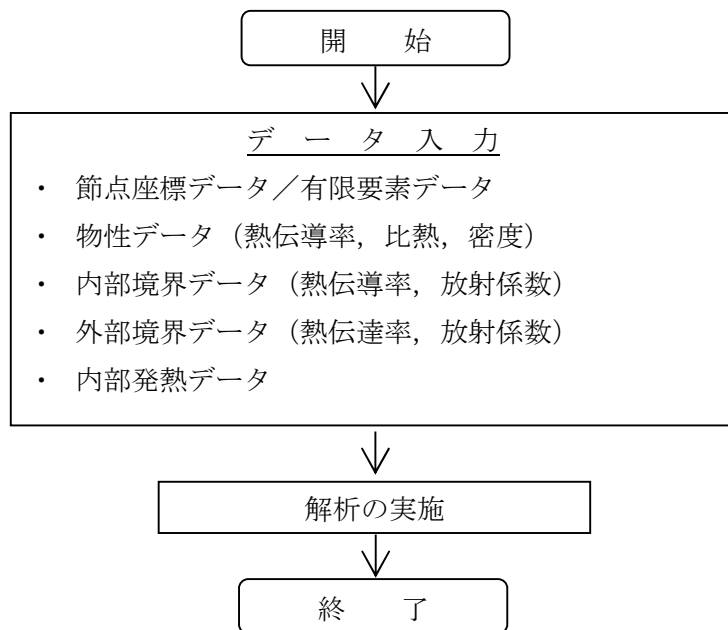


図 1-4-2 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード (ORIGEN2) について

(1) 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

(2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射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、アクチノイド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α, n) 反応により発生する中性子線源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-4-3 に示す。

(4) 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送容器、核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている*1。

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL, "ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD", CCC-371

*2 (社)日本原子力学会 "原子炉崩壊熱とその推奨値", 1989 年 8 月

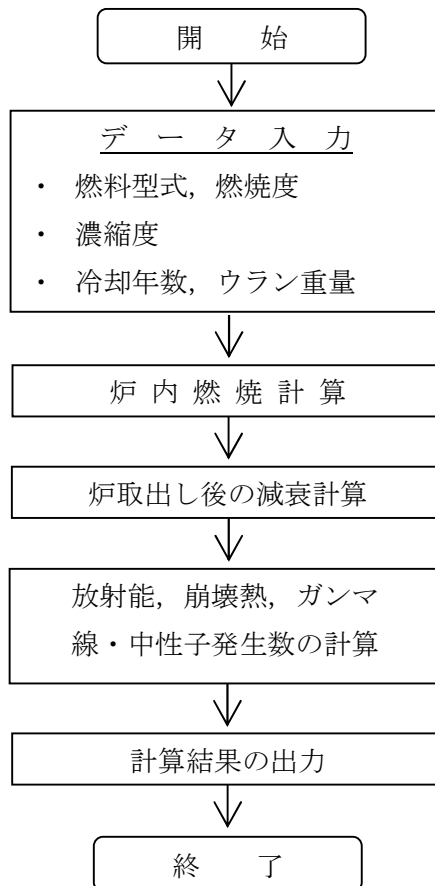


図 1-4-3 ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.5. 密封機能

1.5.1. 基本的な考え方

破損燃料用輸送容器（2体）の密封は容器本体及び一次蓋より構成される密封容器とこれに付属するポート部のカバーから構成される。容器本体と一次蓋、各ポートカバーのガスケットにはゴム製Oリングが使用されている。一次蓋で構成される破損燃料用輸送容器（2体）の密封境界を図1-5-1に示す。

また、一次蓋を覆う形で二次蓋を容器本体に取付ける構造となっており、容器本体と二次蓋のガスケットはゴム製Oリングが使用され、一次蓋に漏えいが発生しても二次蓋で密封を確保できる構造となっている。二次蓋で構成される破損燃料用輸送容器（2体）の密封境界を図1-5-2に示す。

密封機能の評価にあたっては、構造強度評価結果、除熱機能評価結果、容器構造から、破損燃料用輸送容器（2体）の密封機能が維持されることを確認する。

1.5.2. 評価結果

(1) 構造強度評価結果

1.3項に示したとおり、構造強度評価から破損燃料用輸送容器（2体）の密封境界を構成する胴、底板、一次蓋、一次蓋ボルト、二次蓋、二次蓋ボルト、ポートカバー及びポートカバーボルトは想定される荷重条件に対して十分な強度を有しており、密封境界の構造健全性に問題がないことが確認されている。

(2) 除熱評価結果

1.4項に示したとおり、除熱機能評価からOリングの最高温度は82℃以下で、設計基準温度である300℃を大きく下回ることから、密封境界の熱的健全性に問題ないことが確認されている。

(3) 容器構造

破損燃料用輸送容器（2体）の密封境界を構成する一次蓋及び各ポートカバーは、ガスケットにゴム製のOリングを使用し、複数のボルトで容器本体に締付ける構造であり、締付けトルクの管理により密封機能を担保する。

各ポートカバーは3号機に空の容器を移動する前に、共用プールで締付けトルクを管理し、密封機能を担保する。

一次蓋は3号機で燃料装填後に容器本体に締付ける際に、締付けトルクを管理し、密封機能を担保する。

二次蓋も一次蓋と同様にガスケットにゴム製のOリングを使用し、複数のボルトで容器本体に締付けトルクを管理して締付ける構造であり、万が一、一次蓋の密封機能が喪失した場合でも、二次蓋で密封機能を担保する。

(4)まとめ

以上から，破損燃料用輸送容器（2体）の密封性能は維持される。

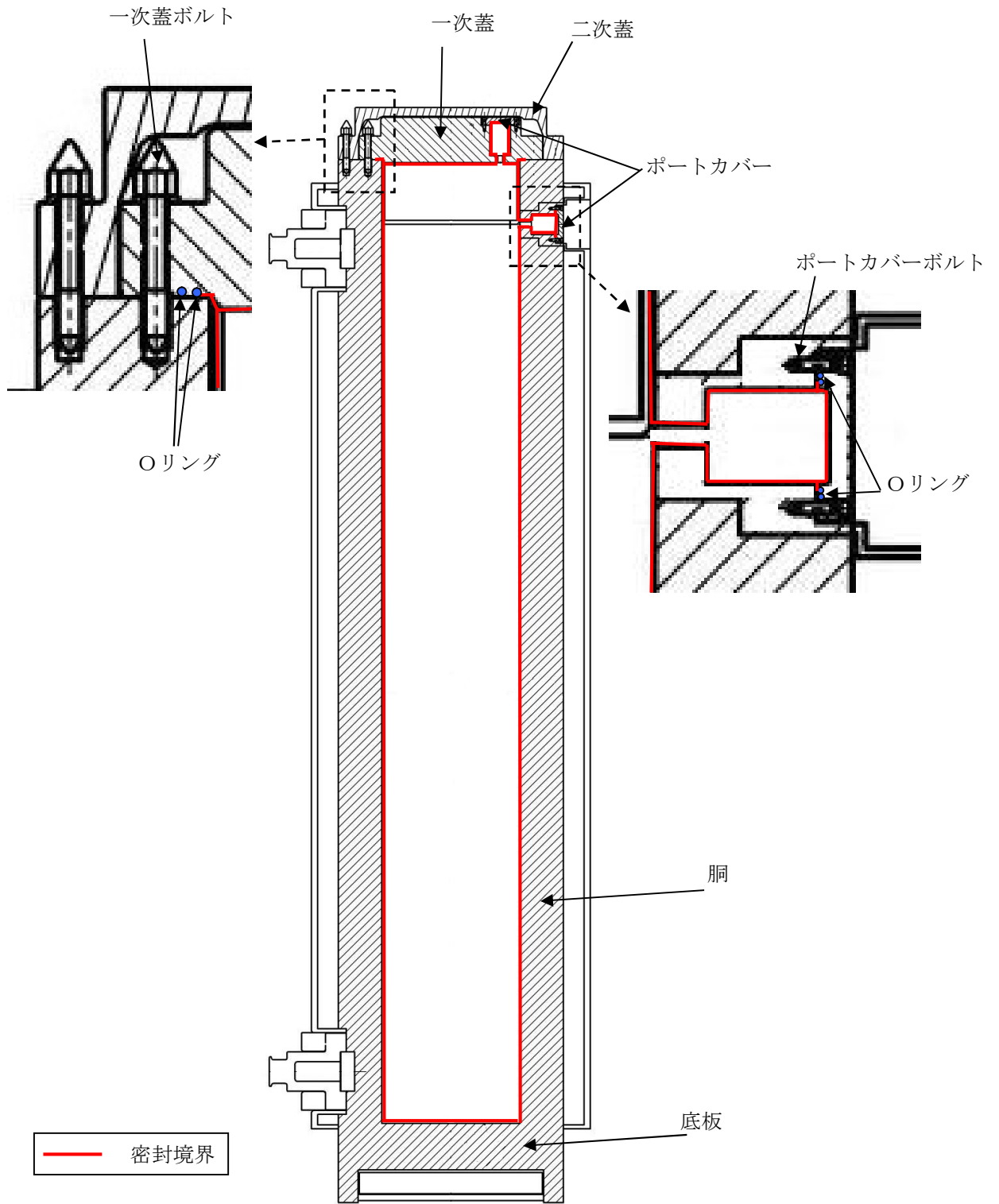
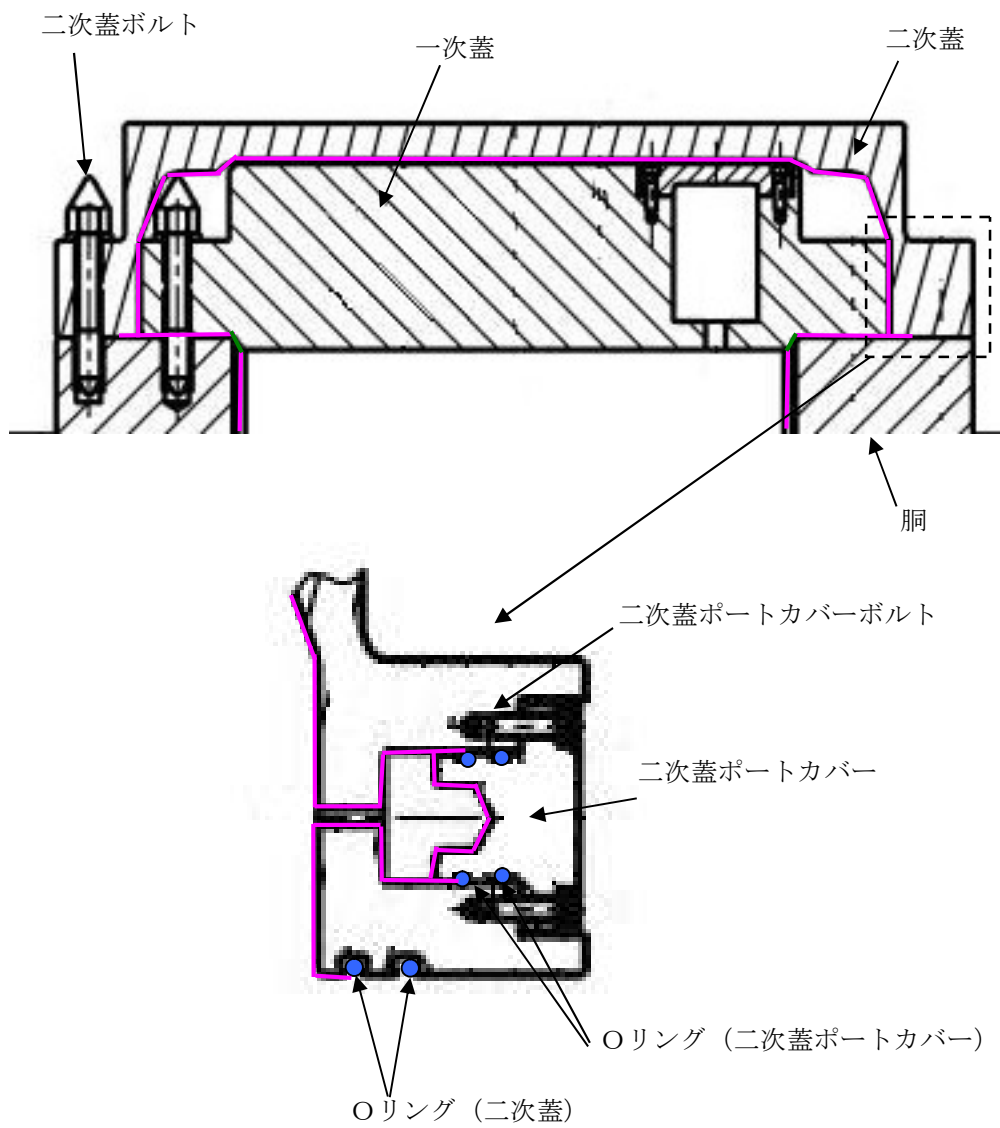


図 1-5-1 一次蓋で構成する容器密封境界



— 二次蓋で構成する密封境界

図 1-5-2 二次蓋で構成する密封境界

1.6. 遮へい機能

1.6.1. 基本的な考え方

収納した使用済燃料から発生する放射線を遮へいするための破損燃料用輸送容器(2体)の遮へい設計の基本的な考え方は以下のとおりである。

- 使用済燃料から発生するガンマ線及び中性子を遮へいするために、破損燃料用輸送容器(2体)はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有するものとする
- 主要なガンマ線遮へい材は、胴及び底板の低合金鋼、外筒の炭素鋼、蓋のステンレス鋼とする
- 主要な中性子遮へい材は、内水及び胴と外筒間、底板底部のレジンとする

遮へい機能の評価においては、収納する使用済燃料の線源強度を考慮し、破損燃料用輸送容器(2体)表面及び表面から1mにおける線量当量率を評価する。

ただし、破損燃料用輸送容器(2体)の構成部材はバスケットを除いて3号機構内用輸送容器と同一である。また、線源条件について、冷却期間は3号機構内用輸送容器の条件よりも長く、収納体数は3号機構内用輸送容器の7体より少ないため、「添付資料-2-1-2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書(3号機) 1.6. 遮へい機能」の評価に包絡されることを確認する。

収納燃料は3号機構内用輸送容器と同一であるため、軸方向の燃焼度分布も同一である。

従って、軸方向の燃焼度分布が最大となる高さにおける水平断面の径方向の線量分布が3号機構内用輸送容器に包絡されていれば、いずれの高さ方向における評価点位置についても包絡されていることがわかる。以上から、径方向の線量評価を行う。

1.6.2. 評価条件

1) 遮へい厚さ

破損燃料用輸送容器(2体)の遮へい厚さを表1-6-1に示す。

表 1-6-1 遮へい厚さ (単位: cm)

	低合金鋼・炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側面方向	約 25	—	約 10
上部方向	—	約 23	—
下部方向	約 28	—	約 10

2) 線源条件

遮へい評価の線源条件は表1-1-2に示す3号機使用済燃料プールに保管されている燃料の条件を包絡する条件とする。線源条件を表1-6-2に示す。

表 1-6-2 線源条件

項目	線源条件
燃料タイプ	9×9 燃料
平均燃焼度 (MWd/t)	52,000
冷却期間 (日)	3,207
収納体数 (体)	2

3) 線源強度及びエネルギー

① ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 1-6-3 に示す。また、構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。破損燃料用輸送容器 (2 体) では、冷却期間及び収納体数が 3 号機構内用輸送容器よりも小さいため、構造材の放射化によるガンマ線源強度は包絡される。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで、A : 放射化核種 (^{60}Co) の放射能 (Bq)

N_0 : ターゲット核種 (^{59}Co) の個数 (atoms)

σ : 2200m/s の中性子による (^{59}Co) の (n, γ) 反応断面積 (cm^2)

ϕ : 炉内照射熱中性子束 ($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

λ : ^{60}Co の崩壊定数 (/日)

T_1 : 照射期間 (日)

T_2 : 冷却期間 (日)

表1-6-3 ガンマ線源強度

(容器1基あたり)

光子エネルギー群		集合体2体あたり (ph/s/2体)
群	代表エネルギー(MeV)	
1	1.00E-02	1.3E+15
2	2.50E-02	2.6E+14
3	3.75E-02	3.6E+14
4	5.75E-02	2.4E+14
5	8.50E-02	1.5E+14
6	1.25E-01	1.7E+14
7	2.25E-01	1.2E+14
8	3.75E-01	5.8E+13
9	5.75E-01	2.6E+15
10	8.50E-01	3.6E+14
11	1.25E+00	1.1E+14
12	1.75E+00	3.0E+12
13	2.25E+00	8.6E+10
14	2.75E+00	6.8E+09
15	3.50E+00	9.6E+08
16	5.00E+00	5.6E+07
17	7.00E+00	6.4E+06
18	9.50E+00	7.4E+05

② 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 1-6-4 に示す。また、評価に用いる中性子エネルギースペクトルは Pu-239 の核分裂スペクトルとし、表 1-6-5 に示す。

表 1-6-4 中性子線源強度

(容器 1 基あたり)

		中性子線源強度 (n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの	1.3×10^9
	(α , n) 反応によるもの	1.5×10^7
実効増倍率		0.95
実効増倍効果を考慮した全中性子線源強度		2.6×10^{10}

表 1-6-5 中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル
1	1.492×10^7	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^7	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^7	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^6	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^6	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^6	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^6	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^6	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^6	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^6	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^6	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^6	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^5	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^5	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^3	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^2	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^2	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^1	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^1	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^0	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^0	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

1.6.3. 評価モデル

破損燃料用輸送容器（2体）の実形状を模擬して2次元R- θ 体系で評価する。

評価モデルは以下の条件を考慮する。

- ・ 主要な遮へい体の厚さは製造公差を考慮した寸法とし、遮へい体の密度はノミナル値とする。

1.6.4. 評価方法

遮へい計算は、ガンマ線、中性子共にDOT3.5コードを用いて計算し、破損燃料用輸送容器（2体）表面及び表面から1mの線量当量率を求める。

ライブラリとしては、DLC-23/CASKデータを用い、線量当量率への変換はICRP Publ. 74に基づく1cm線量当量率への換算係数を用いる。

1.6.5. 評価結果

破損燃料用輸送容器（2体）の容器側面における評価結果を表 1-6-6 に示す。評価結果から、3号機構内用輸送容器に包絡されることを確認できる。

また、容器側面以外の評価点（容器上部，上部中性子遮へい体欠損部，下部中性子遮へい体欠損部，容器下部，上部トラニオン，下部トラニオン）についても，破損燃料用輸送容器（2体）の構成部材はバスケットを除いて3号機構内用輸送容器と同一であり，遮へい効果も同じとなるため線量の大小関係は変わらず，容器側面と同様に包絡される。

3号機構内用輸送容器と同様に，容器取扱時には追加遮へい体設置等の放射線業務従事者の被ばく低減対策を講じる計画としている。

表 1-6-6 最大線量当量率の評価結果

(単位：mSv/h)

		容器側面
表面	7体収納	1.5
	2体収納	8.5E-1
表面から 1 m	7体収納	3.4E-1
	2体収納	1.6E-1

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線源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1-6-1 に示す。

(4) 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている*1。

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL, "ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD", CCC-371

*2 (社)日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”，1989 年 8 月

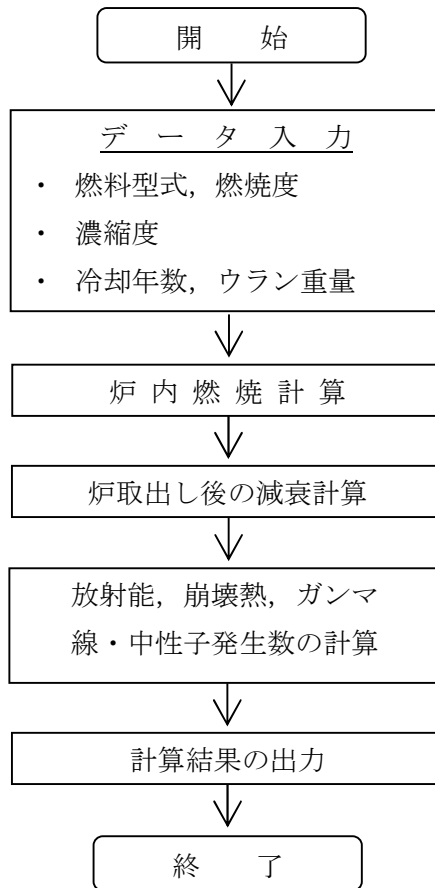


図 1-6-1 ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード (DOT3.5 コード) について

(1) 概要

DOT3.5 コード (以下「DOT コード」という。) は二次元輸送コードであり, 米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された汎用解析コードである。

(2) 機能

DOT コードは, 遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① ガンマ線や中性子に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり, 放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。
- ② DOT コードは, 二次元の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

DOT コードの解析フローを図 1-6-2 に示す。

(4) 使用実績

DOT コードは, 原子力施設の遮へい計算に広く用いられており, 輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

(5) 検証

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”,
CCC-276, 1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会 “中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

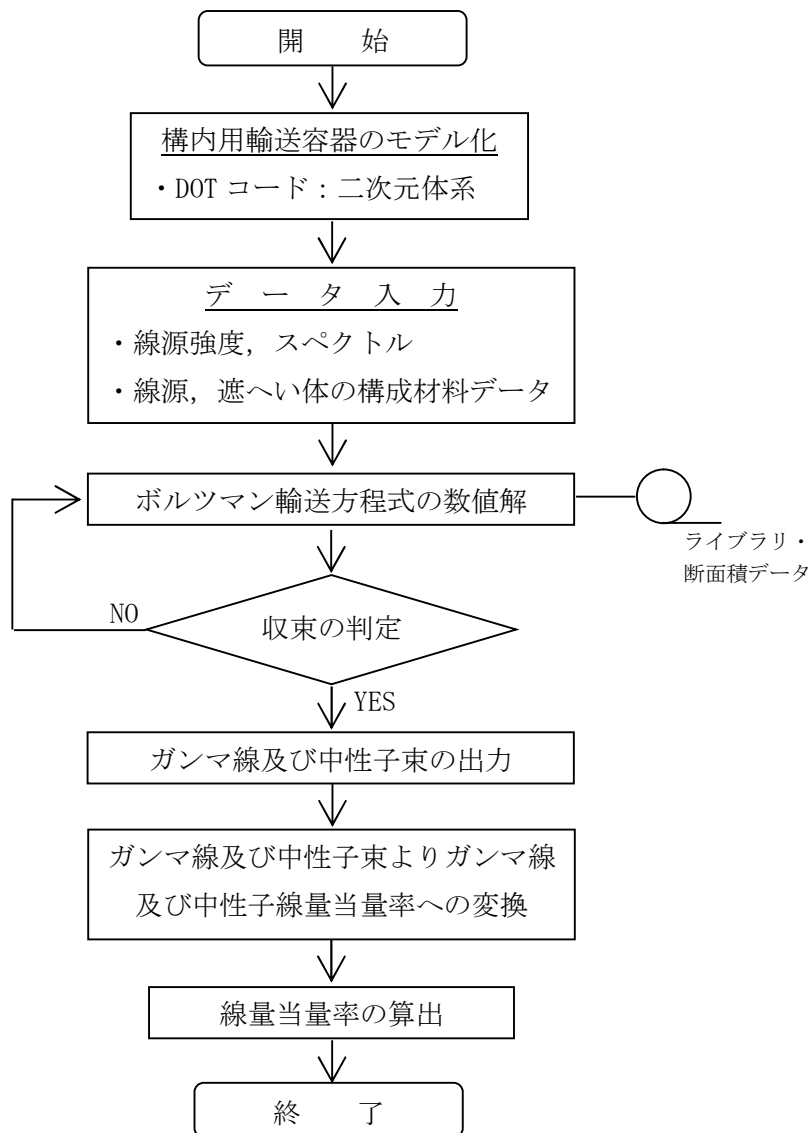


図 1-6-2 DOT コードの解析フロー図

1.7. 臨界防止機能

1.7.1. 基本的な考え方

臨界防止にあたっては、想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- ▶ 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- ▶ バスケット外周部及び使用済燃料収納缶（大）側面には、中性子を吸収するボロン添加アルミニウム合金板を配置する。

1.7.2. 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

1.7.3. 評価条件

1) 燃料条件，評価モデル

以下の保守的な燃料条件で評価を行うものとする。

- ・燃料棒の形状が維持されていないと仮定し、以下の条件を設定する。
 - ・燃料被覆管が破損しペレットが使用済燃料収納缶（大）内に放出され、さらに使用済燃料収納缶（大）外にペレットが漏えいすることを仮定し、容器内にペレットと水が非均質に混ざった状態とする。
 - ・水／ウラン比，ペレット粒径が最適な状態とする。
 - ・U-235 の濃縮度は未照射のまま減損しない値とし，9×9燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%とする。また，中性子吸収断面積の大きい Gd は無視する。
- ・バスケット内の使用済燃料収納缶（大）配置は，格子間の範囲で偏心配置（バスケット内側の格子隅角部寄り）を考慮する。
- ・バスケット外周部及び使用済燃料収納缶（大）側面に配置したボロン添加アルミニウム合金の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。
- ・評価に使用する各部の寸法は製造公差を考慮した寸法とする。
- ・チャンネルボックス及びウォーターロッドは水に置換える。
- ・中性子遮へい体部（レジン）は真空とする。
- ・破損燃料用輸送容器（2体）外部の雰囲気は安全側に真空，完全反射とする。
- ・評価モデルは3次元体系とする。

1.7.4. 評価方法

破損燃料用輸送容器（2体）の実形状をモデル化し、臨界解析コード KENO-V.a を使用して求める。

1.7.5. 評価結果

評価結果を表 1-7-1 に示す。表 1-7-1 に示すとおり、破損燃料用輸送容器（2体）の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 1-7-1 評価結果

実効増倍率*1	設計基準
0.93	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（ 3σ ）を考慮した値

臨界解析に用いるコード (KENO-V.a) について

(1) 概要

KENO-V.a コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり、輸送容器の臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-V.a コードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図 1-7-1 に示す。

(4) 使用実績

KENO-V.a コードは、国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバットル研究所 (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.

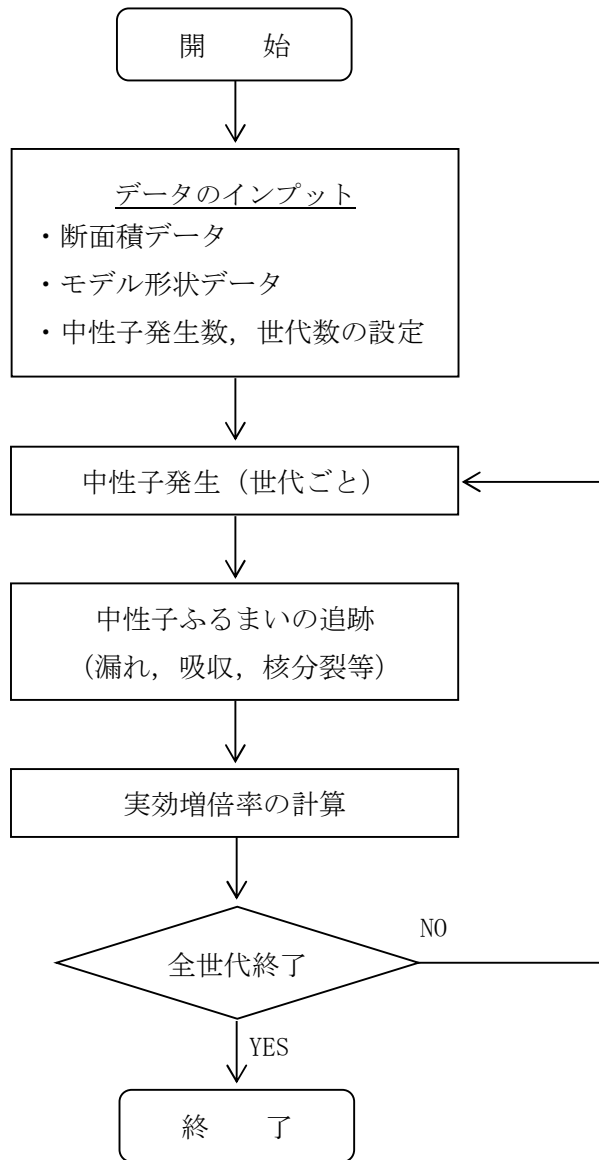


図 1-7-1 KENO-V.a コードの解析フロー図

1.8. 破損燃料用輸送容器（2体）の落下

1.8.1. 原因

破損燃料用輸送容器（2体）の取扱い中に、何らかの原因で破損燃料用輸送容器（2体）が落下して密封境界が破損し、放射性物質が環境に放出される。

1.8.2. 発生防止対策

破損燃料用輸送容器（2体）の落下を防止するために、次のような設計及び手順の対策を講じる。

- （1）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。
- （2）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造とする。
- （3）クレーン主巻フックと吊具、吊具と破損燃料用輸送容器（2体）の取付けを二重化する。
- （4）取付け作業後の取付け状態をITVにて確認し、外れ止めを取り付ける。
- （5）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。
- （6）作業手順書を整備し、作業員への教育訓練を行う。

1.8.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

本破損燃料用輸送容器は、最大2体の燃料を輸送することが可能な容器である。これは既に構内輸送に用いている3号機構内用輸送容器の燃料収納体数7体より少ない。

従って、核分裂生成物の放出量及び線量の評価は「添付資料-2-1-2 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（3号機） 1.8. 構内用輸送容器の落下」の評価に包絡される。

2. 別添

別添－1 破損燃料用輸送容器（2体）に係る確認事項について

別添－2 破損燃料用輸送容器（2体）の保守について

破損燃料用輸送容器（２体）に係る確認事項について

破損燃料用輸送容器（２体）の設置工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－１ 安全機能及び構造強度に関する確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度	材料確認		実施計画に記載されているバスケットの主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
構造強度 遮へい 機能	構造 確認	寸法確認	実施計画に記載されているバスケットの主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	バスケットの各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
密封機能	機能 確認	取合確認	密封境界を構成する蓋等が容器と取合い密封境界の構成に問題が無いことを確認する。	密封境界を構成する蓋等が容器と取合うこと。
臨 界 防 止 機 能	機能 確認	材料確認 寸法確認 外観確認	バスケットの材料及び主要寸法が、実施計画評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し、バスケットの外観に異常のないことを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・材料が実施計画どおりであり、寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形、破損等の異常がないこと。

破損燃料用輸送容器（２体）の保守について

破損燃料用輸送容器（２体）は、本文 2.11.1.4 供用期間中に確認する項目に記載のとおり、「除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること」を供用期間中，確認する。

輸送容器は、共用プールにおいて、輸送毎に以下の検査を実施する。なお、合格基準は、表－２に示す。また、検査の結果、必要に応じて消耗品の交換，補修を実施する。

（１）外観検査

輸送容器の外表面を目視で確認する。

（２）気密漏えい検査

輸送容器密封部の圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。

（３）遮へい検査

収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。

（４）未臨界検査

輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。

（５）吊上検査

輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。

（６）作動確認検査

バルブの開閉を行い，作動性を確認する。

（７）熱検査

収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。

表-2 検査項目，検査方法及び合格基準

検査項目	検査方法	合格基準
外観検査	輸送容器の外表面を目視で確認する。	輸送容器の形状に異常な傷又は割れがないこと。
気密漏えい検査	輸送容器密封部に0.9MPaG以上の圧力を加え，圧力降下を測定し，漏えい率を算出する。	一次蓋，二次蓋及びポートカバーの各部の漏えい率が 9×10^{-1} ref cm ³ /sを超えないこと。
遮へい検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の線量当量率を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。
未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	バスケットに異常な変形又は破損がないこと。
吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において，上部トラニオン部の外観を目視で確認する。	トラニオン部など吊上部等に異常な変形又は破損がないこと。
作動確認検査	バルブの開閉を行い，作動性を確認する。	作動性に異常のないこと。
熱検査	収納物を収納した状態で，輸送容器表面の温度を測定する。	実施計画記載の評価値を超えないこと。

構内輸送時の措置に関する説明書（4号機）

1. 構内輸送の概要

第4号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は、使用済燃料プールで燃料取扱機またはクレーンを使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし、輸送車両に積載し、共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され、これまで第4号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）、およびこれまで第1号機および2号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-12B型）を用いる。

2. 構内輸送時に講じる措置

「Ⅲ.3.3.1 放射線防護及び管理」において、管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており、保安規定により4号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第88条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが、周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから、周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から1メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため、運搬物の表面及び表面から1メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては、作業実施時の最新の保安規定、社内マニュアル等に基づき管理する。

構内輸送時の措置に関する説明書（3号機）

1. 構内輸送の概要

第3号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は、使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし、輸送車両に積載し、共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は、新たに設計・製造した容器（密封式円筒形）を用いる。

2. 構内輸送時に講じる措置

「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 3.1.1 放射線防護及び3.1.2 放射線管理」において、管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第1編 45条」により3号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則の第14条の2（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施する。

燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

1 本説明書の記載範囲

本説明書は、1号機、2号機、3号機及び4号機燃料取り出し用カバーの設計等について、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（平成24年11月7日原子力規制委員会決定。以下、「措置を講ずべき事項」という。）」等の規制基準への適合性を記載するものである。

2 措置を講ずべき事項への適合性について

(1) 放射性固体廃棄物の保管・管理

燃料取り出し用カバーの設置に伴い発生する瓦礫類の処理・保管・管理については、実施計画Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編「2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」の規定に基づき、発電所全体の方針に従うものとする。

具体的には、瓦礫類の想定発生量に対して、十分な保管容量を計画的に確保するとともに、これらの瓦礫類については、表面線量率に応じたエリアにおいて保管し、定期的な巡視、保管量の確認等を行う。

(2) 放射性気体廃棄物の処理・管理

燃料取り出し用カバーは、同カバー内で発生が想定される放射性気体廃棄物の処理に当たって、その性状に応じ、当該廃棄物の放出量を抑制するとともに、換気設備の設置や定期的な放出管理により放射性気体廃棄物の適切な処理・管理を行い、敷地周辺の線量を達成できる限り低減する設計とする。

(3) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

燃料取り出し用カバーは、同カバー内から大気中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施することにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減する設計とする。特に同施設内に保管される発災以降に発生した瓦礫類による敷地境界における実効線量（施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量の評価値）が、1 mSv/年未満となるような設計とする（実施計画Ⅲ3.2.2 参照）。

(4) 作業員の被ばく線量の管理等

燃料取り出し用カバーの設置等においては、実施計画Ⅱ特定原子力施設の設計、設備「1.12 作業員の被ばく線量の管理等」及び実施計画Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編「3 放射線管理に係る補足説明」の規定に基づき、現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して、高線量エリアでの遮蔽、遠隔操作、除染等の所要の放射線防護上の措

置に加え、作業時における放射線被ばく管理措置（防護具の着用等）や低線量エリアでの構造物のブロック化等を講じることにより、放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を達成できる限り低減する設計及び運用とする。

（５）緊急時対策

燃料取り出し用カバーの設置等に当たっては、大規模な地震、津波等の事態に備え、事故時において必要な安全避難通路等の他、事故時に施設内に居るすべての人に対する確に指示ができる適切な警報系（ページング、スピーカ等）及び通信連絡設備（PHS等）を整備する。

（６）設計上の考慮

① 準拠規格及び基準

燃料取り出し用カバーの設計、材料の選定、製作及び検査については、日本産業規格（JIS）等の適切と認められる規格及び基準によるものとする。

② 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

ただし、2021年9月8日以前に認可された燃料取り出し用カバーについては、この限りでない。

a-1. 燃料取り出し用カバー（1号機）

燃料取り出し用カバー（1号機）は、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果、原子炉建屋上部の瓦礫類の飛散等による実効線量は50 μ Sv/事象以下と評価されることから、耐震Cクラスと位置付けるとともに、当該クラスに適用される設計用地震力（水平方向の静的地震力1.0Ci）に対して十分耐えられる設計とする。

また、燃料取り出し用カバー（1号機）は、検討用地震動（最大加速度900gal。以下「Ss900」という。）に対する地震応答解析を実施し、Ss900に対する耐震性を確保することにより、地震時においても安全上重要な設備である使用済燃料プール等に対して波及的影響を及ぼさない設計とする。

a-2. 燃料取り出し用構台（2号機）

燃料取り出し用構台（2号機）は、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方及び当該構台自体には直接的な安全機能がないことを踏まえ、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響はない。

ただし、燃料取り出し用構台（2号機）については、耐震 B+クラスに分類される2号機燃料取扱設備の間接支持構造物として、耐震 B+クラス相当の地震力に対して耐えられる設計とする。

a-3. 燃料取り出し用カバー（3号機）

燃料取り出し用カバー（3号機）は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」上、耐震 B クラスに分類される3号機燃料取扱設備の間接支持構造物として、耐震 B クラス相当の地震力に対して耐えられる設計とする。

また、燃料取り出し用カバー（3号機）は、基準地震動 Ss（最大加速度 600gal。以下「Ss600」という。）に対する地震応答解析を実施し、Ss600 に対する耐震性を確保することにより、地震時においても原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさない設計とする。

a-4. 燃料取り出し用カバー（4号機）

燃料取り出し用カバー（4号機）は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」上、耐震 B クラスに分類される4号機燃料取扱設備の間接支持構造物として、耐震 B クラス相当の地震力に対して耐えられる設計とする。

また、燃料取り出し用カバー（4号機）は、基準地震動 Ss（最大加速度 600gal。以下「Ss600」という。）に対する地震応答解析を実施し、Ss600 に対する耐震性を確保することにより、地震時においても原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさない設計とする。

b. 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないよう設計する。

具体的に、津波、豪雨、強風（台風等）に対しては、津波到達時の波力を受けにくい閉空間のない構造とすること、建築基準法及び関係法令等に基づく風荷重に耐えられる設計とすること等により、施設の安全性が損なわれないよう設計する。また、その他竜巻等の自然現象に対しては、施設の破損等の発生を想定して、作業を中断し、計画を立てて速やかに復旧することにより、施設の安全性を確保する。

③ 外部人為事象に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、想定される外部人為事象によって、施設の安全性を損なうことのない設計とする。また、第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計とする。

④ 火災に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、火災の発生を防止し、火災の検知及び消火を行い、並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより、火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする。

⑤ 環境条件に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。特に、燃料取り出し用カバーの設計及び設置においては、事故や地震等により被災した原子炉建屋の健全性を十分に評価し、必要な対策を講じる。

⑥ 運転員操作に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計とする。

⑦ 信頼性に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、その安全上の重要度等を考慮して、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

⑧ 検査可能性に対する設計上の考慮

燃料取り出し用カバーは、その健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

1 本説明書の記載範囲

本説明書は、1号機、2号機、3号機及び4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

2 4号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.1 燃料取り出し用カバーについて

2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内では素（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、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
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 ⁰ ~10 ⁴ s ⁻¹ 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また、カバー内での燃料取り出し作業は、有人による作業を計画していることから、作業エリアには、局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められ約50,000m³/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、4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、4号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $4.5 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ 、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、4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表2-2に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表2-2に示す放射性物質濃度のうち、濃度の高い4号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表2-3の通りとなる。

表 2-2 発電所敷地内の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

核種	4号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度 (平成23年6月18日測定)	福島第一原子力発電所西門の濃度 (平成23年6月18日測定) ※
Cs-134	約 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-6}

※現在は、検出限界値以下であるが、4号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため、平成23年6月18日の測定値とした。

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/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 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。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 2-1$$

ここで、 D : 計算地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率 (μ 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。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 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。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \dots \quad 2-2$$

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 (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 : 家屋の遮蔽係数 (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 (μ 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。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \dots \dots \dots \quad 2-5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \quad \dots \dots \dots \quad 2-6$$

ここで、 H_I : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)
 365 : 年間の日数への換算係数 (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)
 $\bar{\chi}_i$: 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 (μ 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 $\bar{\chi}$ は、2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{oi} \quad \dots \dots \dots \quad 2-7$$

$$S_{oi} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \quad \dots \dots \dots \quad 2-8$$

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} : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($\frac{\mu \text{ Sv/y}}{Bq/m^2}$)
 S_{oi} : 核種 i の地表濃度 (Bq/m^2)
 $\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/m^3)
 V_g : 沈着速度 (0.01m/s)
 λ_i : 核種 i の物理的減衰係数 (s^{-1})

- T_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 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m²))

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

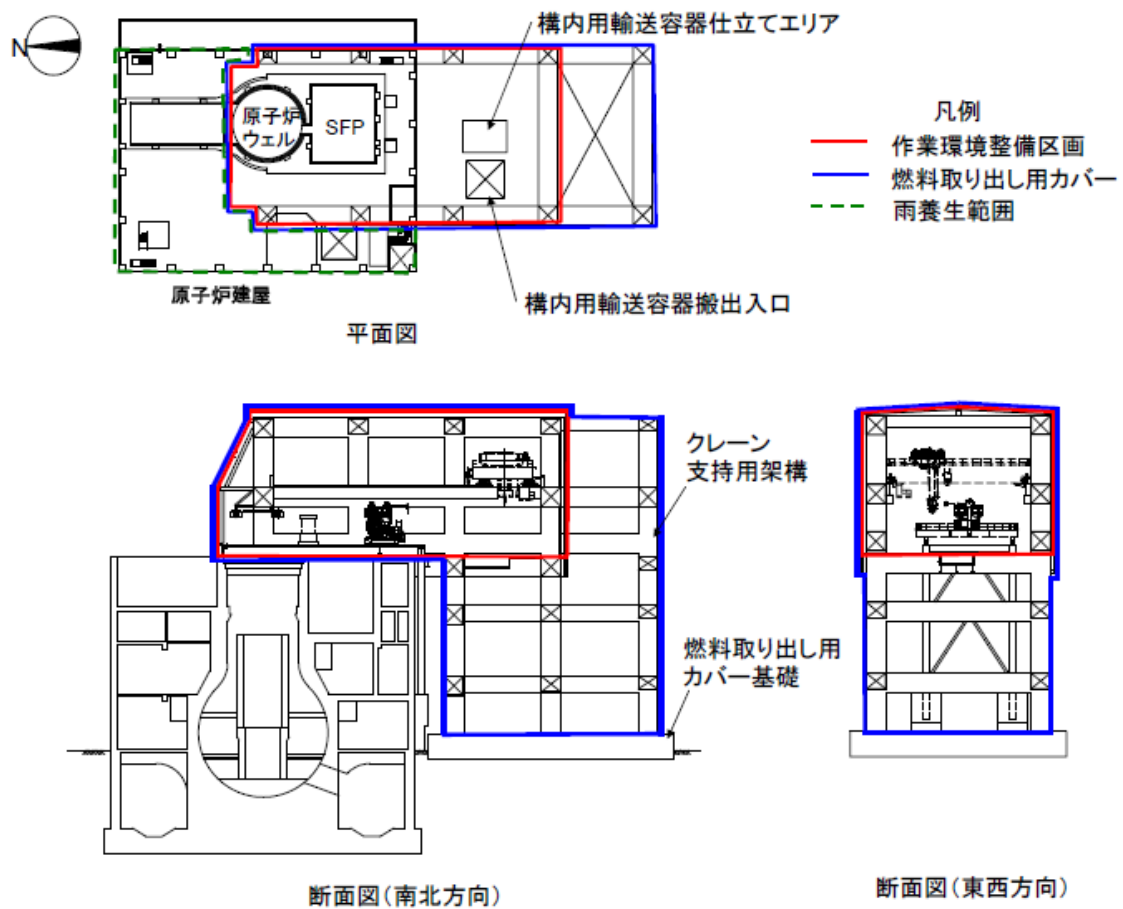
2.2.2.6 評価結果

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特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価 (約 0.03mSv/年) に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図

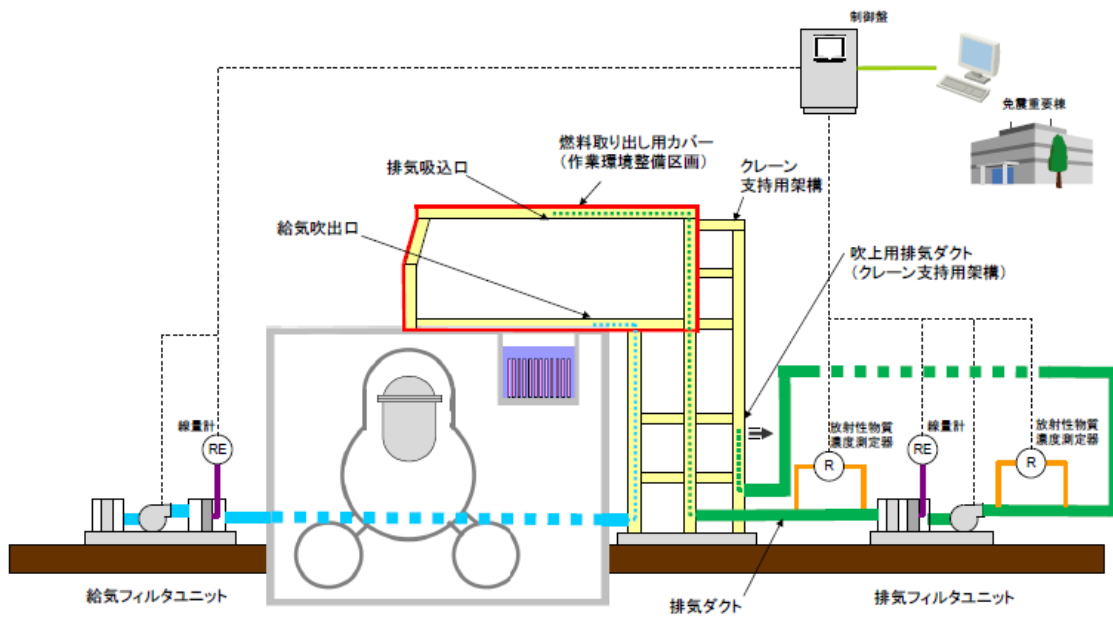


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

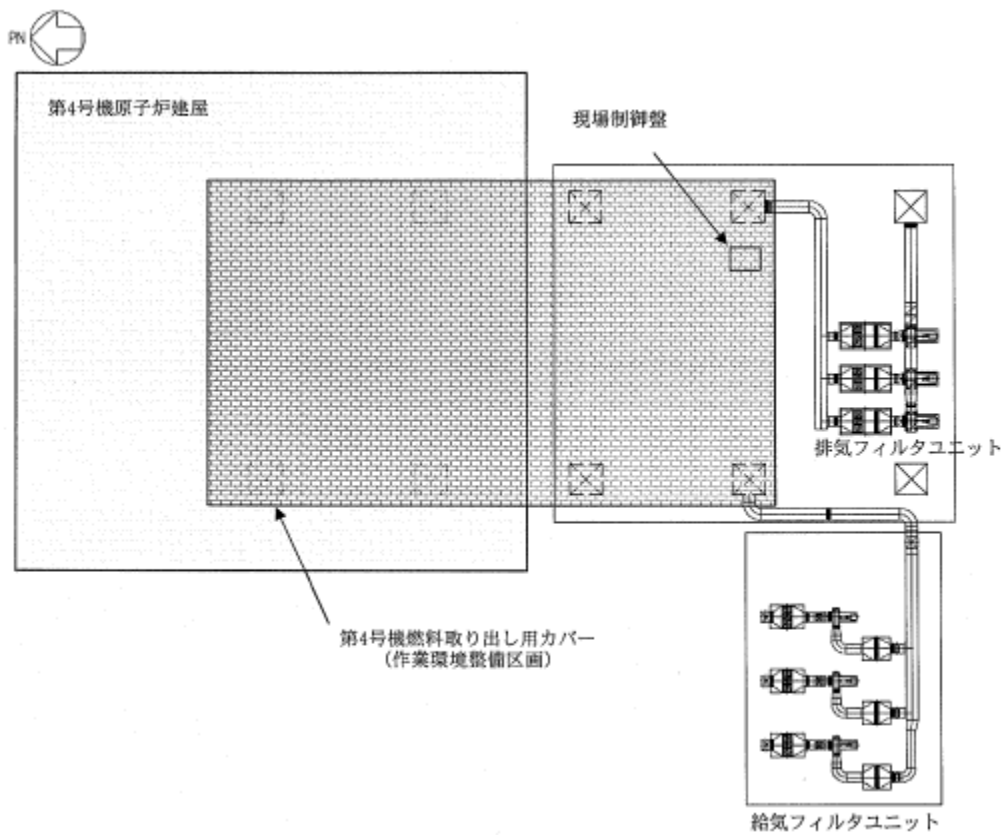


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

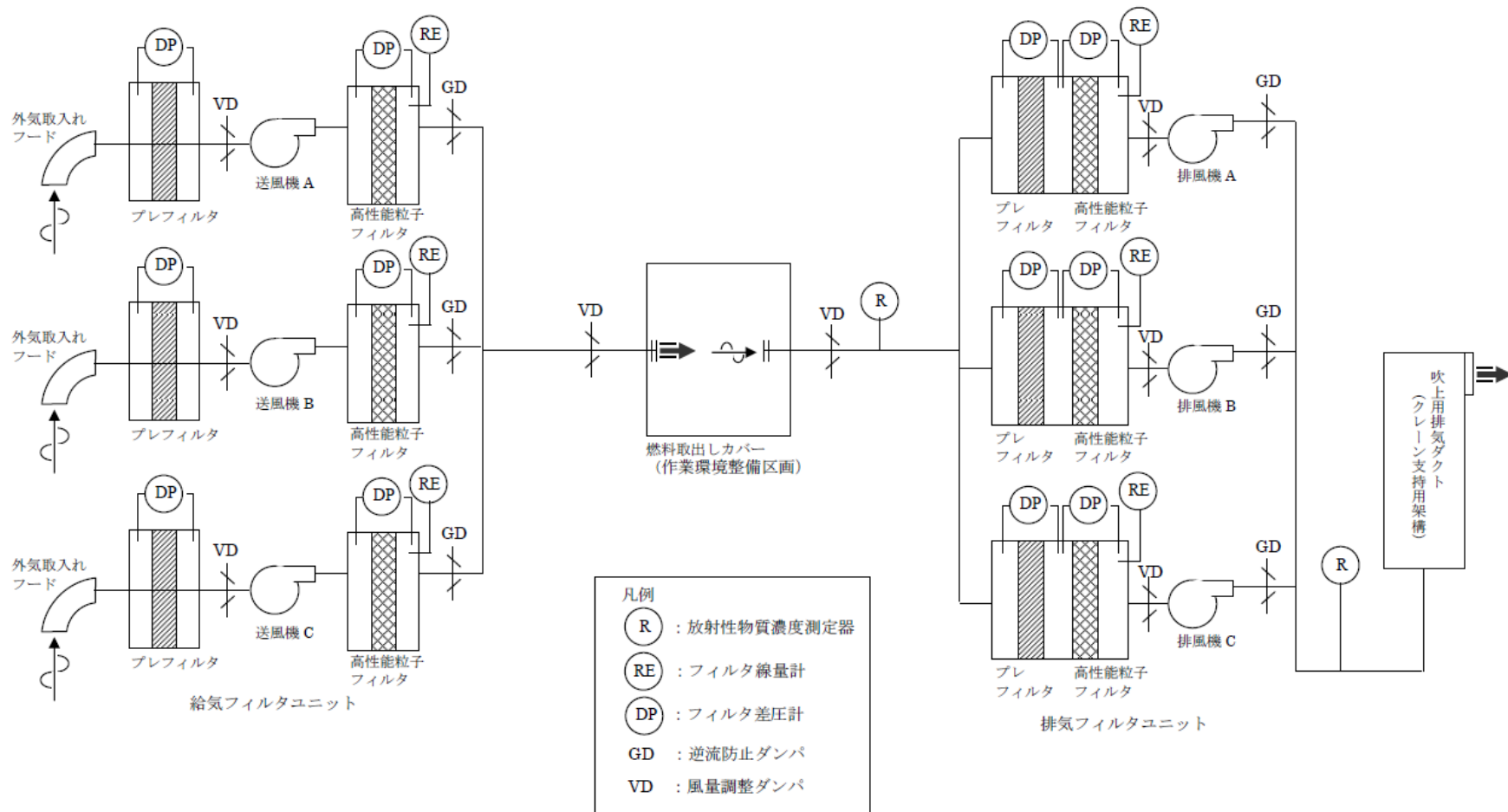
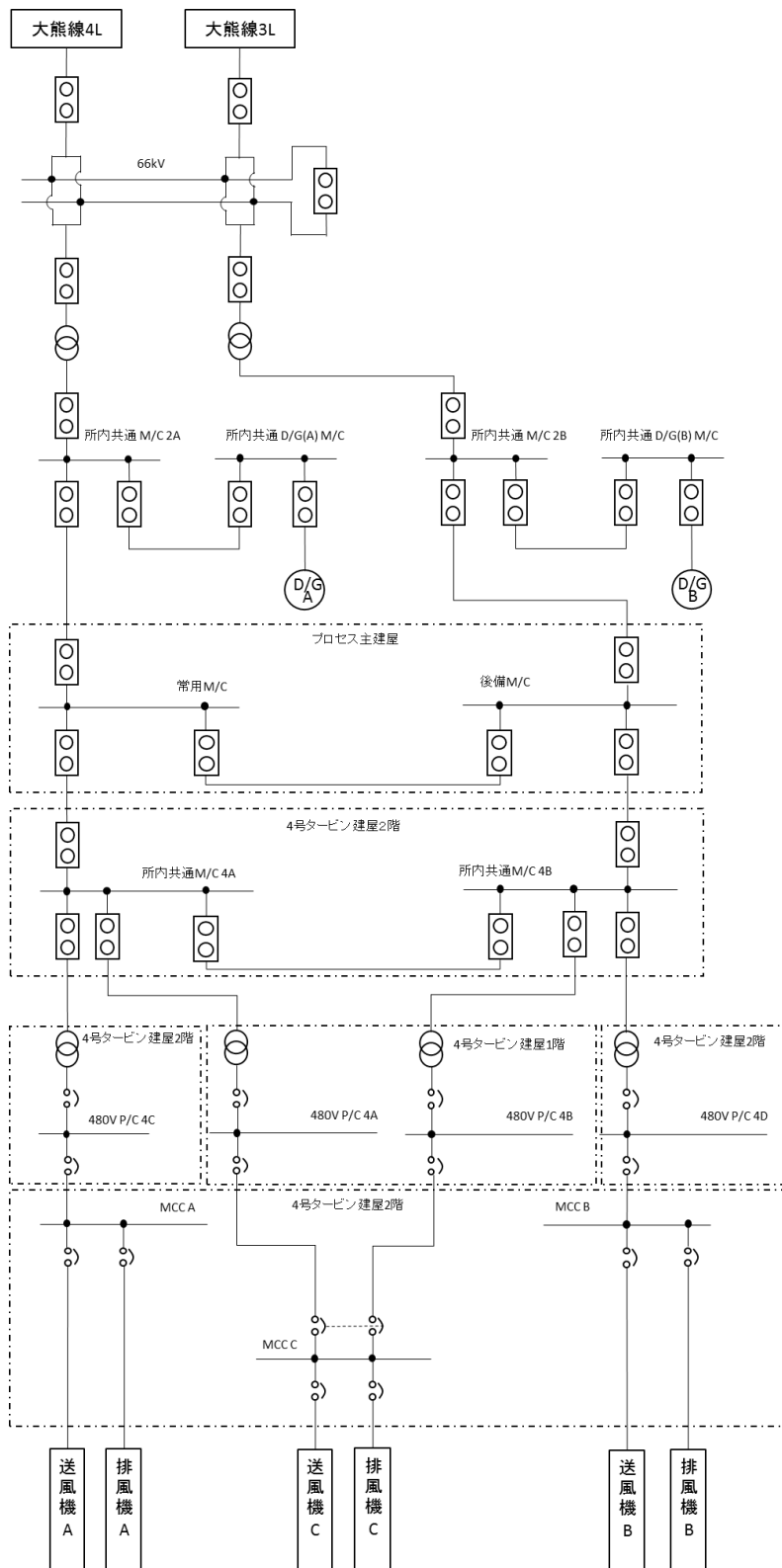


図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3 3号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.1 燃料取り出し用カバーについて

3.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内では素（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に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 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）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 ⁻¹ ～10 ⁵ s ⁻¹ 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

3.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/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（m³/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（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，28.5（℃）※²

※¹ 約 10%の余裕を含む

※² 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

3.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

3.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出としないと考えられる。また、3号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 、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、3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 3-2 に 3号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2 3号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度 (Bq/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 3号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮

定する。

- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間(想定)に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の γ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同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。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \cdot 3-2$$

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。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \bar{D}_L \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad 3-3$$

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 : 家屋の遮蔽係数 (1.0)

f_0 : 居住係数 (1.0)

\bar{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 $\bar{\chi}$ は, 3-2 式を用い, 隣接方位からの寄与も考慮して, 次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \dots \dots \dots 3-4$$

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。

$$H_{Ii} = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \dots \dots \dots 3-5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \dots \dots \dots 3-6$$

ここで、 H_{Ii} : 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: $22.2m^3/d$ を使用)
 $\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空气中濃度 (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气中濃度の計算

計算地点における年平均地上空气中濃度 $\bar{\chi}$ は、3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{O_i} \dots \dots \dots 3-7$$

$$S_{O_i} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \dots \dots \dots 3-8$$

- 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 ($\mu\text{ Sv/y}$)
- 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)
- \bar{x}_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_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 3-5 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($(\text{Sv/s})/(\text{Bq/m}^2)$)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

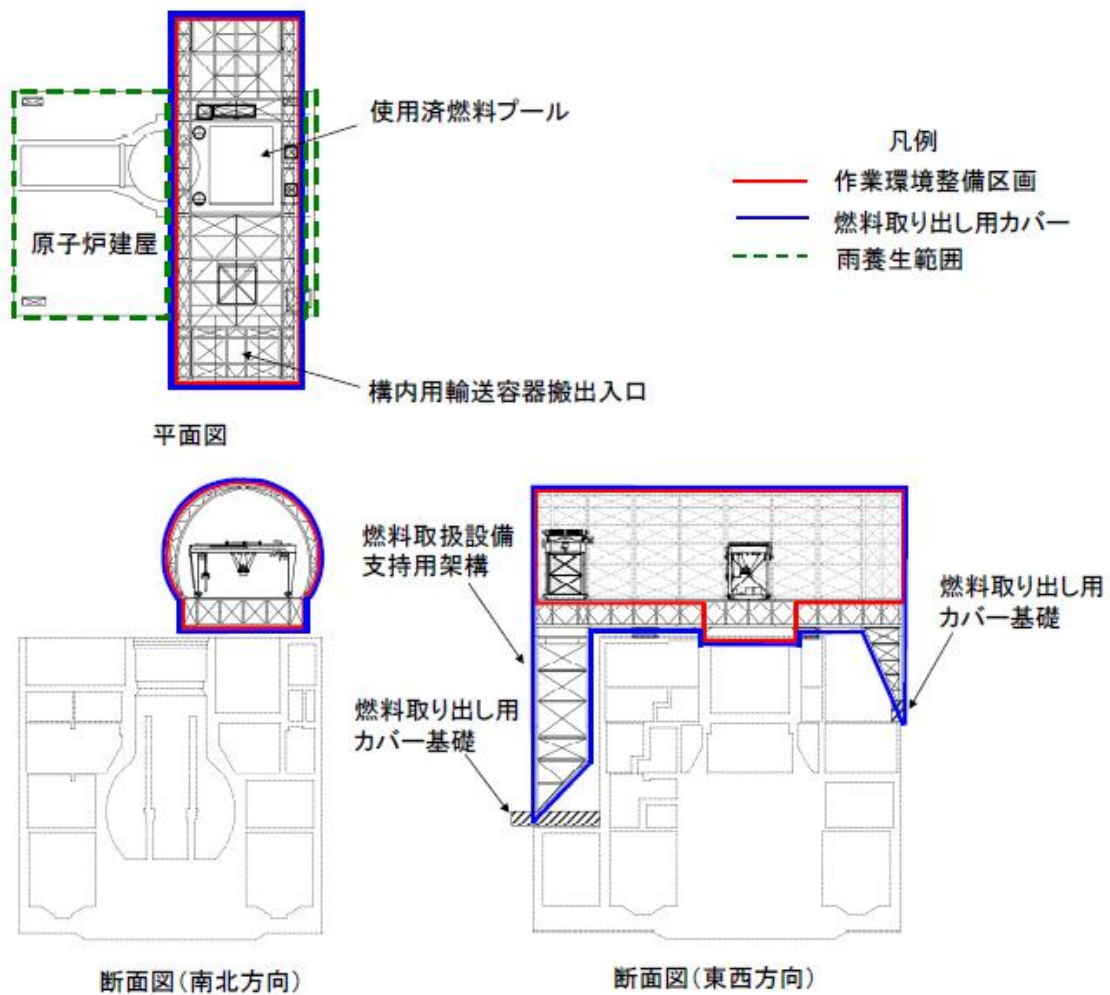
3.2.2.6 評価結果

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、法令の線量限度 1mSv/年 に比べても十分低いと評価される。(表 3-6 参照)

また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価(約 0.03mSv/年)に比べても低いと評価される。

表 3-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図

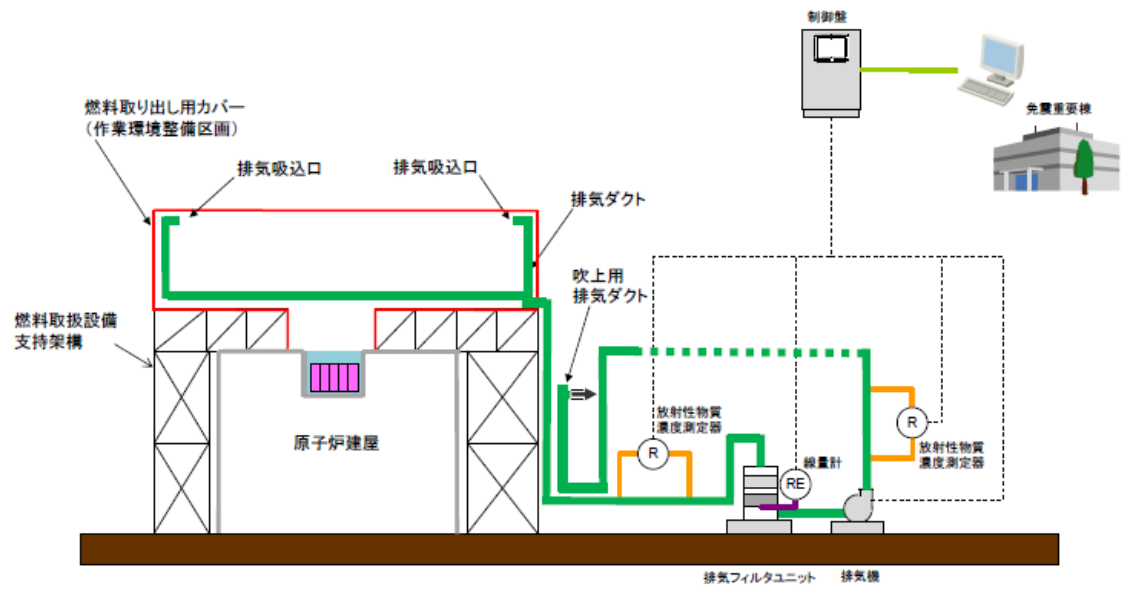


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

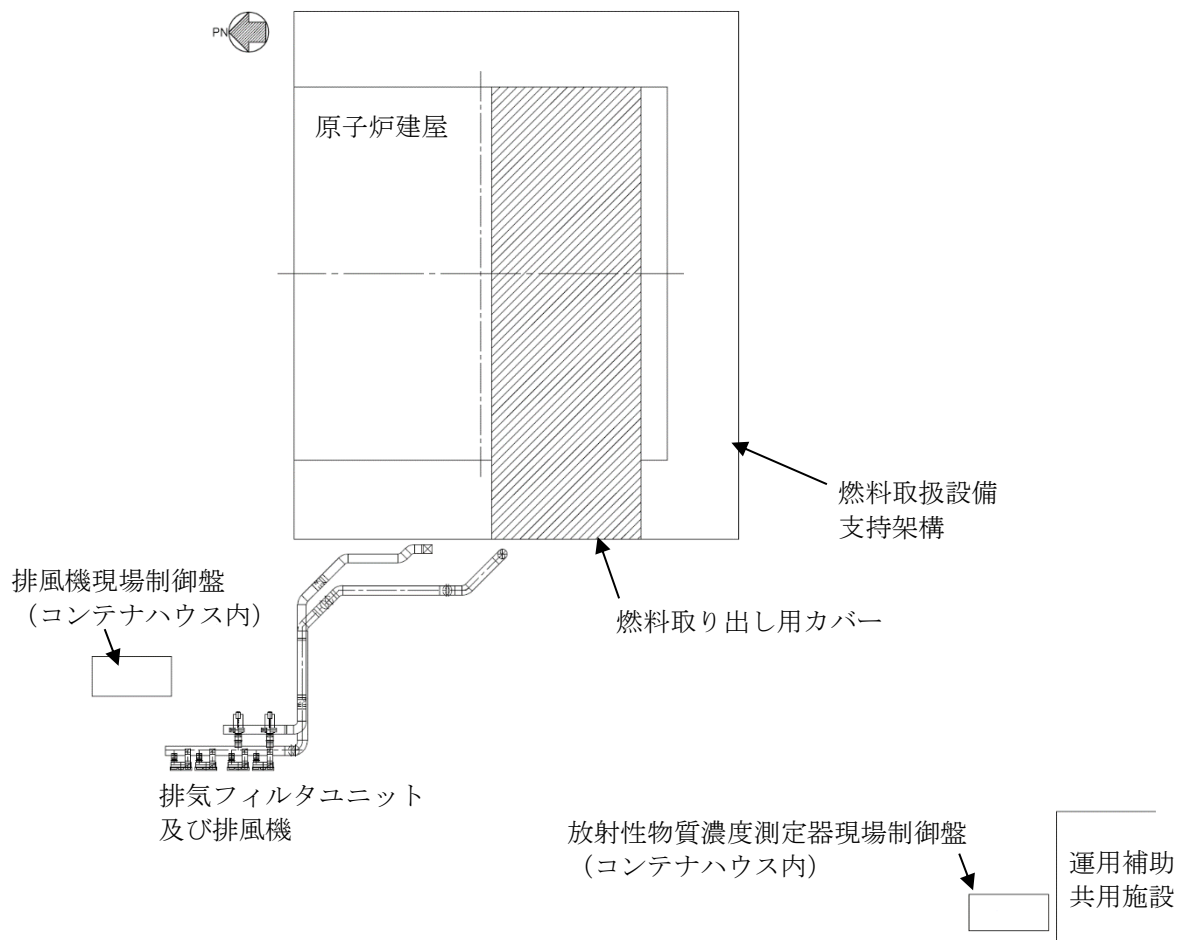


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

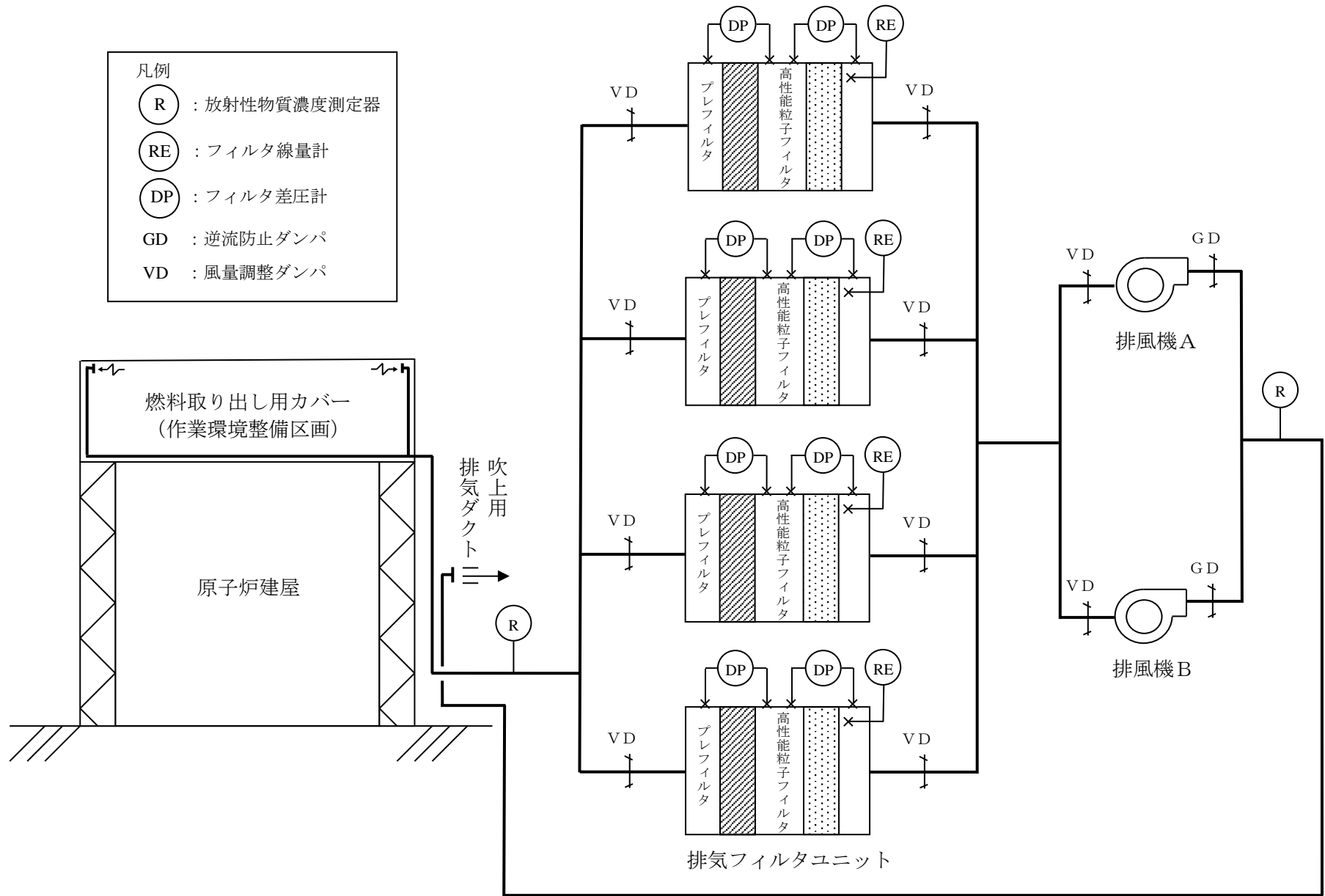
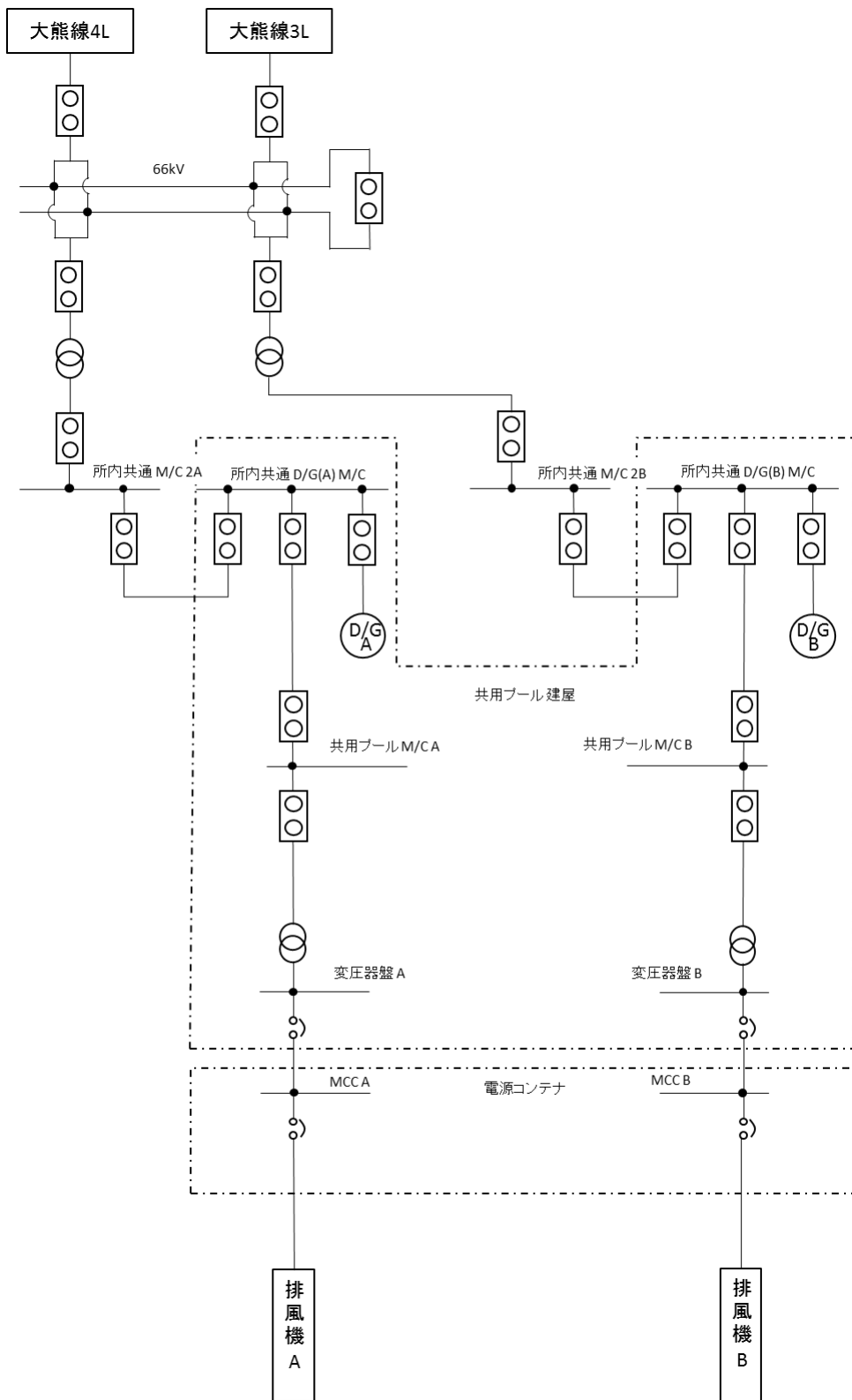


図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4 2号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.1 燃料取り出し用構台について

4.1.1 概要

燃料取り出し用構台は、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用構台は隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内ではヨウ素（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。

4.1.2 燃料取り出し用構台

燃料取り出し用構台の大きさは、約 33m（南北）×約 27m（東西）×約 45m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、燃料取り出し用構台作業エリアの壁面及び屋根面を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。（図 4-1 燃料取り出し用構台概略図参照）

4.1.3 換気設備

4.1.3.1 系統構成

換気設備は、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用構台地上階に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、約 10,000m³/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、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台作業エリアを約 30,000m³/h の換気風量で運転する。

また、原子炉建屋オペレーティングフロア内、燃料取り出し用構台内及び吹上用排気ダクトから大気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 4-2 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備概略構成図、図 4-3 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図、図 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図参照）

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 4-5 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図参照）

表 4-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：原子炉建屋オペレーティングフロア壁面及び燃料取り出し用構台床上に設置
排気フィルタユニット	配置：燃料取り出し用構台地上階に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（各排気フィルタユニットに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：燃料取り出し用構台地上階に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 4 台 (原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側 2 台ずつ) 排気フィルタユニット出口 2 台

4.1.3.2 換気風量について

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/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（m³/h）

q：設計用熱負荷，約 80（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

C_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ : 密度, 1.2 (kg/m³)

t1 : 燃料取り出し用構台内温度, 40 (°C)

t2 : 設計用外気温度, 28.5 (°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

4.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、免震重要棟集中監視室で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、現場の放射性物質監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（排気フィルタユニットに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

4.1.3.4 異常時の措置

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3} \%$ 程度であり、2号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とされないと考えられる。また、2号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134 : 1.42×10^4 Bq/L, Cs-137 : 5.89×10^5 Bq/L(令和2年10月15日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果)である。

なお、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

4.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.2.1 排気フィルタによる低減効果

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 $0.3\mu\text{m}$ ）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、 $1\times 10^{-5}\sim 1\times 10^{-3}\%$ 程度であり、2号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 4-2 に 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が表 4-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 4-3 の通りとなる。

表 4-2 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

核種	オペレーティングフロア上の濃度 (令和1年8月～令和2年8月の 検出濃度の平均値)
Cs-134	約 7.6×10^{-6}
Cs-137	約 5.0×10^{-5}

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C : 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の放射性物質濃度 (Bq/cm³) (表 4-2 参照)

f : フィルタ効率 (プレフィルタ／高性能粒子フィルタ 97%)

表 4-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm ³)
Cs-134	約 2.3×10^{-7}
Cs-137	約 1.5×10^{-6}

以上の結果、表 4-2 及び表 4-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

4.2.2 敷地境界線量

4.2.2.1 評価条件

- (1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が、表 4-2 に示す 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の γ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

4.2.2.2 評価方法

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

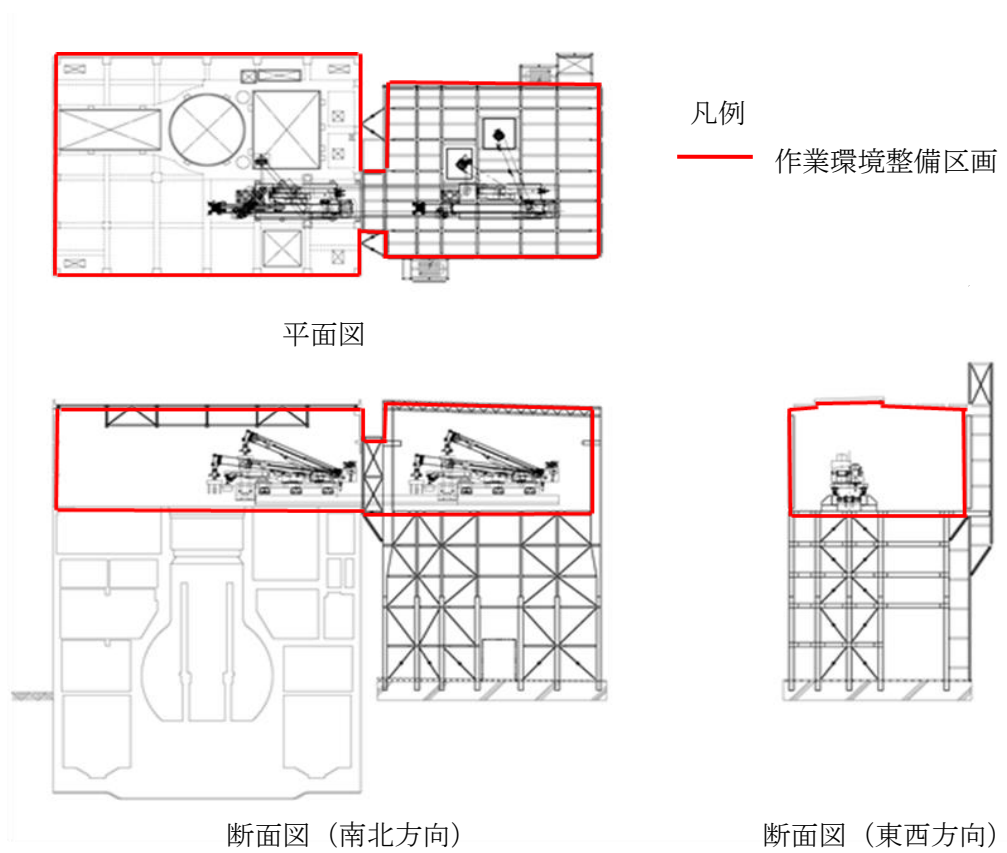
4.2.2.3 評価結果

表 4-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.0004mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表 4-4 参照)

また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 6.4×10^{-9}	約 7.9×10^{-7}	約 4.4×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}



【燃料取り出し用構台】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用構台のうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

図 4-1 燃料取り出し用構台概略図

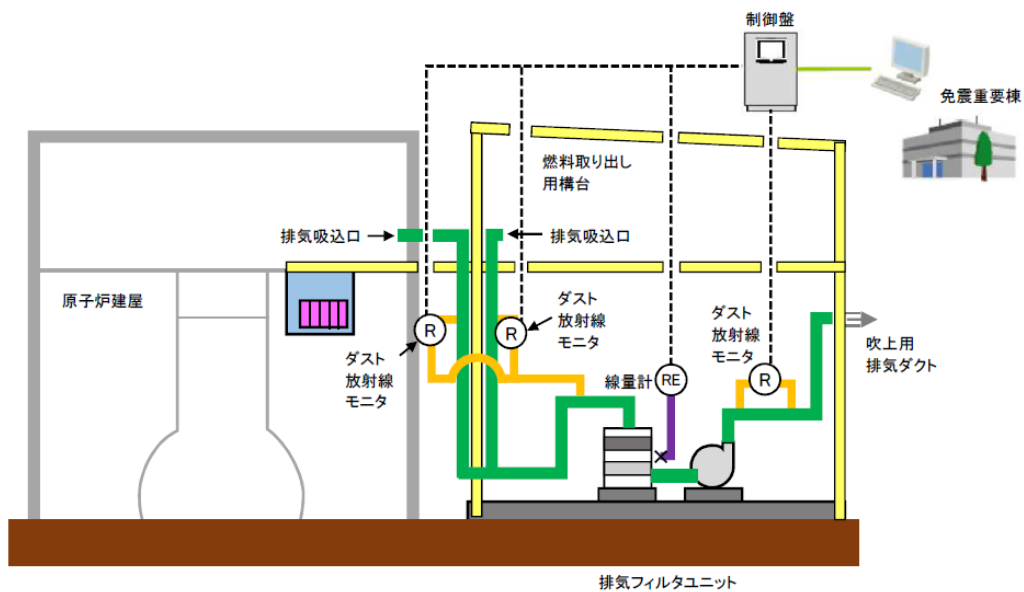


図 4-2 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備 概略構成図

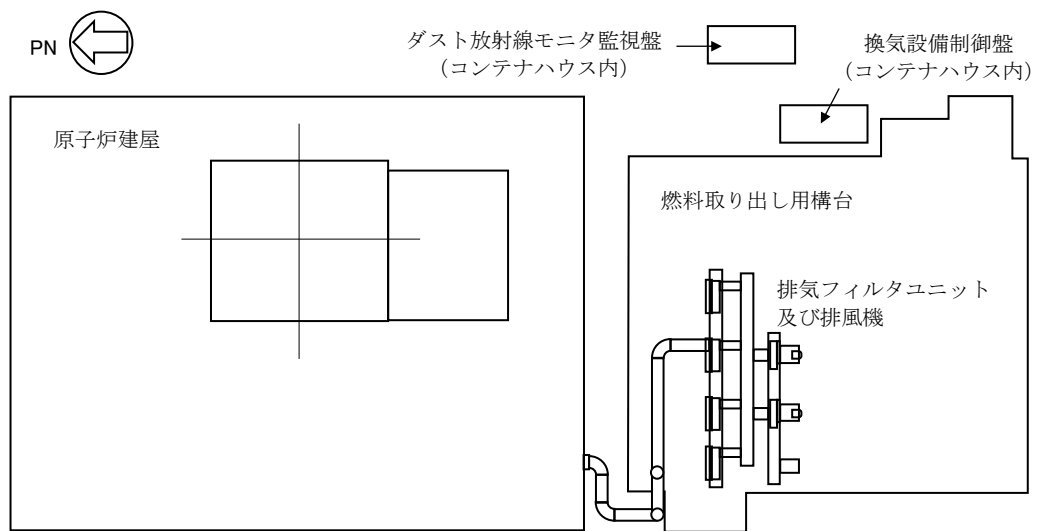


図 4-3 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

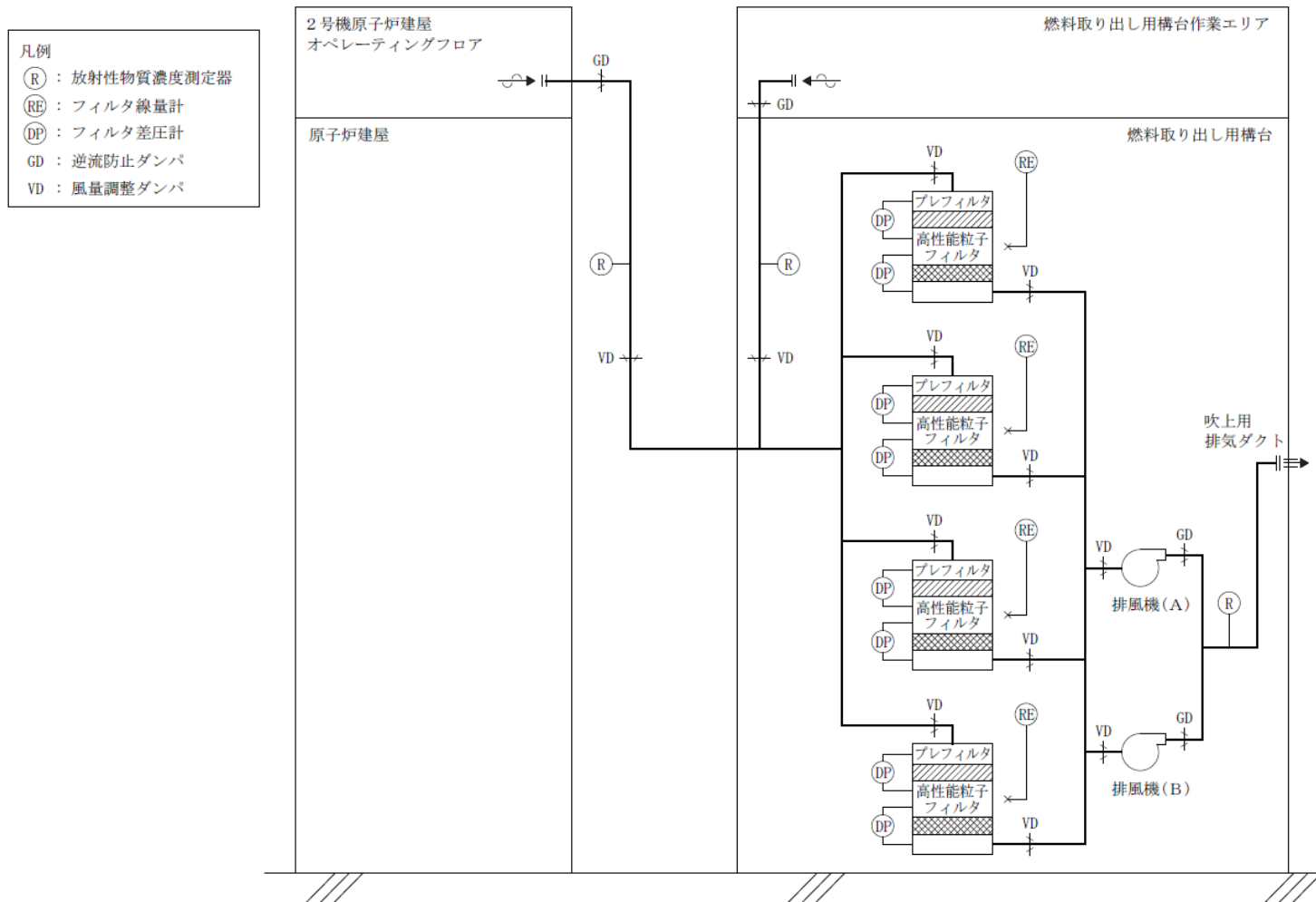
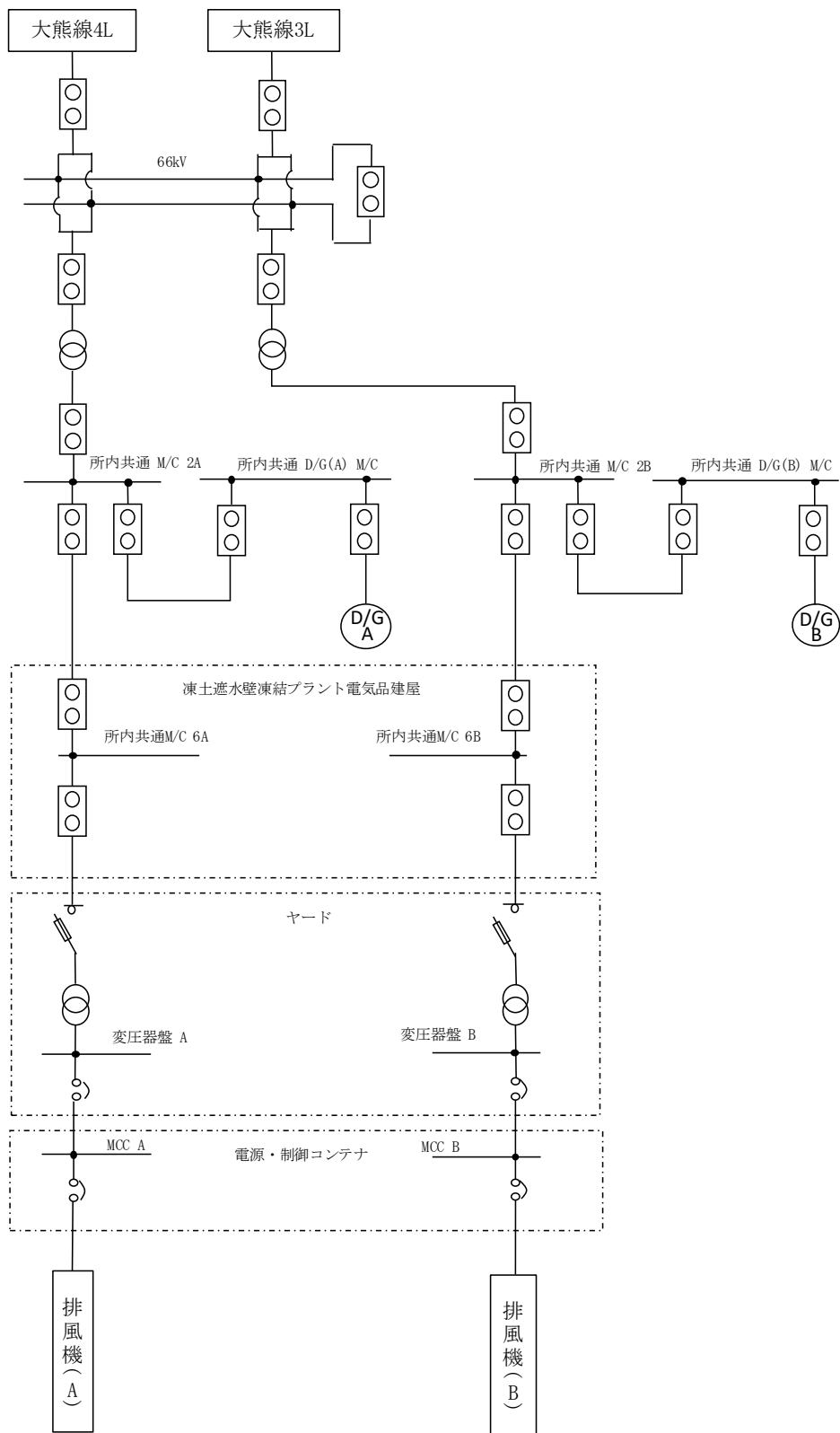


図 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図



※令和4年7月時点

図 4-5 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図

5 1号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.1 大型カバーについて

5.1.1 概要

大型カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、オペレーティングフロア上にあるガレキ撤去時の放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、大型カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内ではヨウ素（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。

5.1.2 大型カバー

大型カバーの大きさは、約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、作業エリアの壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図 5-1 大型カバー概略図参照）

5.1.3 換気設備

5.1.3.1 系統構成

換気設備は、大型カバー内の気体を吸引し、排気ダクトを経由して大型カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、換気風量約 30,000m³/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、大型カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 5-2 大型カバー換気設備概略構成図、図 5-3 大型カバー換気設備配置図、図 5-4 大型カバー換気設備系統図参照）

大型カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 5-5 大型カバー換気設備電源系統図参照）

表 5-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：大型カバー壁面に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 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）
排風機	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：大型カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 ⁰ ～10 ⁴ s ⁻¹ 台数 排気フィルタユニット入口 2 台 排気フィルタユニット出口 2 台

5.1.3.2 換気風量について

大型カバー内の環境は、ガレキ撤去用天井クレーン及び電源盤等の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

大型カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/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（m³/h）

q : 設計用熱負荷，約 103（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，29.7（℃）※2

※1 約 10%の余裕を含む

※2 小名浜気象台で観測された 2015 年～2019 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

5.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、免震重要棟集中監視室で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、大型カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備についてはオペレーティングフロア上のガレキ撤去作業時に運転が必要な設備であり、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、現場の放射性物質濃度監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し、機器の故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

5.1.3.4 異常時の措置

大型カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3} \%$ 程度であり、1号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出としないと考えられる。また、1号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.32 \times 10^5 \text{Bq/L}$ 、Cs-137： $7.02 \times 10^6 \text{Bq/L}$ （令和3年4月23日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、大型カバー換気設備は、機器の故障が発生した場合を想定して、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

5.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.2.1 排気フィルタによる低減効果

大型カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ 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、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3} \%$ 程度であり、1号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。(II.2.3 使用済燃料プール設備参照)

1号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率は、下式により求められ表 5-2 の通りとなる。

$$R_1 = S_d \cdot A \cdot S / h$$

R_1 : ガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率 (Bq/h)

S_d : 崩落屋根鉄骨の表面汚染密度, 1.69×10^8 (Bq/cm²) ※¹

A : ガレキ撤去 (鉄骨切断) に伴う欠損面積, 約 190 (cm²)

S : 飛散率, 0.02 (%) ※²

h : 1 切断にかかる作業時間, 0.23 (h)

※¹ 2016 年 10 月に実施した 1 号機オペレーティングフロア上の空間線量率の測定結果から遮蔽計算コードにて表面汚染密度へ換算

※² (財) 電力中央研究所「廃止措置工事環境影響ハンドブック (第 3 次版)」(平成 19 年 3 月) より引用

表 5-2 1 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の
ガレキ撤去時の放射性物質の放出率 (Bq/h)

放出率
約 2.8×10^7

仮に、ガレキ撤去実施に伴い大型カバー内で放射性物質が表 5-2 に示す放出率で飛散する場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質の放出率は下式により求められ表 5-3 の通りとなる。

$$R_2 = R_1 \cdot (1-f) \cdot h_1 / h_2$$

R_2 : フィルタ通過後の放射性物質の放出率 (Bq/h)

R_1 : 大型カバー内の放射性物質の放出率 (Bq/h) (表 5-2 参照)

f : フィルタ効率 (プレフィルタ / 高性能粒子フィルタ 97%)

h_1 : 1 月あたりのガレキ撤去作業時間, 約 100 (h/月)

h_2 : 1 月の総時間数, 720 (h/月)

表 5-3 フィルタ通過後の放射性物質の放出率 (Bq/h)

核種	放出率※
Cs-134	約 6.8×10^3
Cs-137	約 1.1×10^5

※核種比を考慮して算出

5.2.2 敷地境界線量

5.2.2.1 評価条件

- (1) ガレキ撤去実施時において、大型カバー内が、表 5-2 に示す放出率で放射性物質が飛散した場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 大型カバーの供用期間である 6 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の γ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

5.2.2.2 評価方法

大型カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

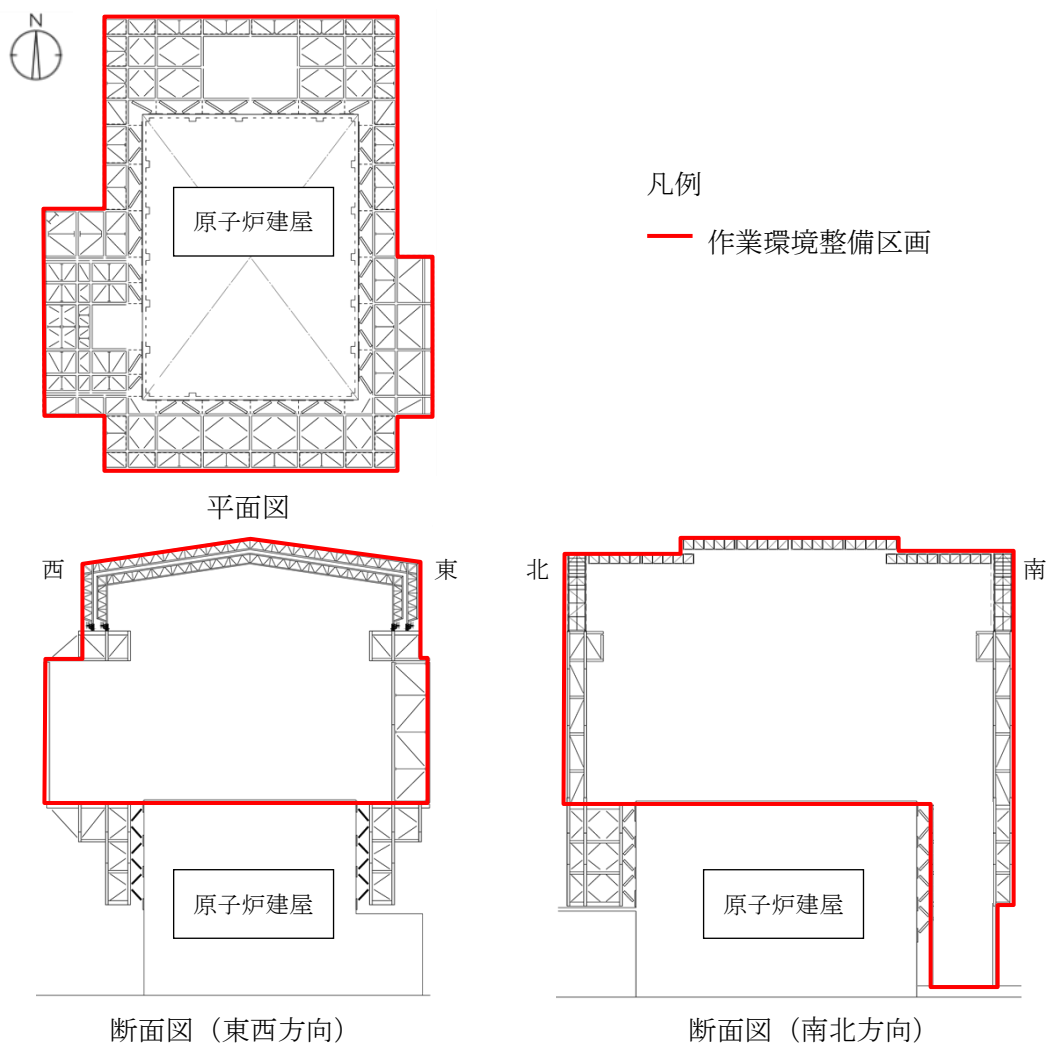
5.2.2.3 評価結果

表 5-3 に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である 6 年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.001mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。（表 5-4 参照）

また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 5-4 大型カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.2×10^{-8}	約 1.6×10^{-6}	約 1.1×10^{-3}	約 1.1×10^{-3}



【大型カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 大型カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

図 5-1 大型カバー概略図

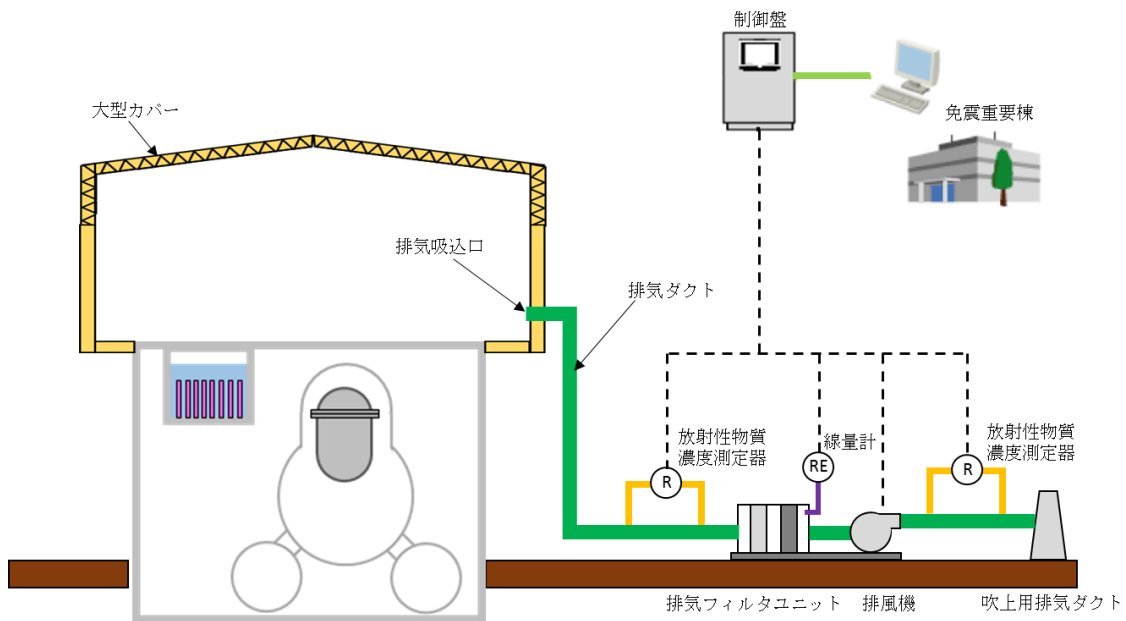


図 5-2 大型カバー換気設備概略構成図

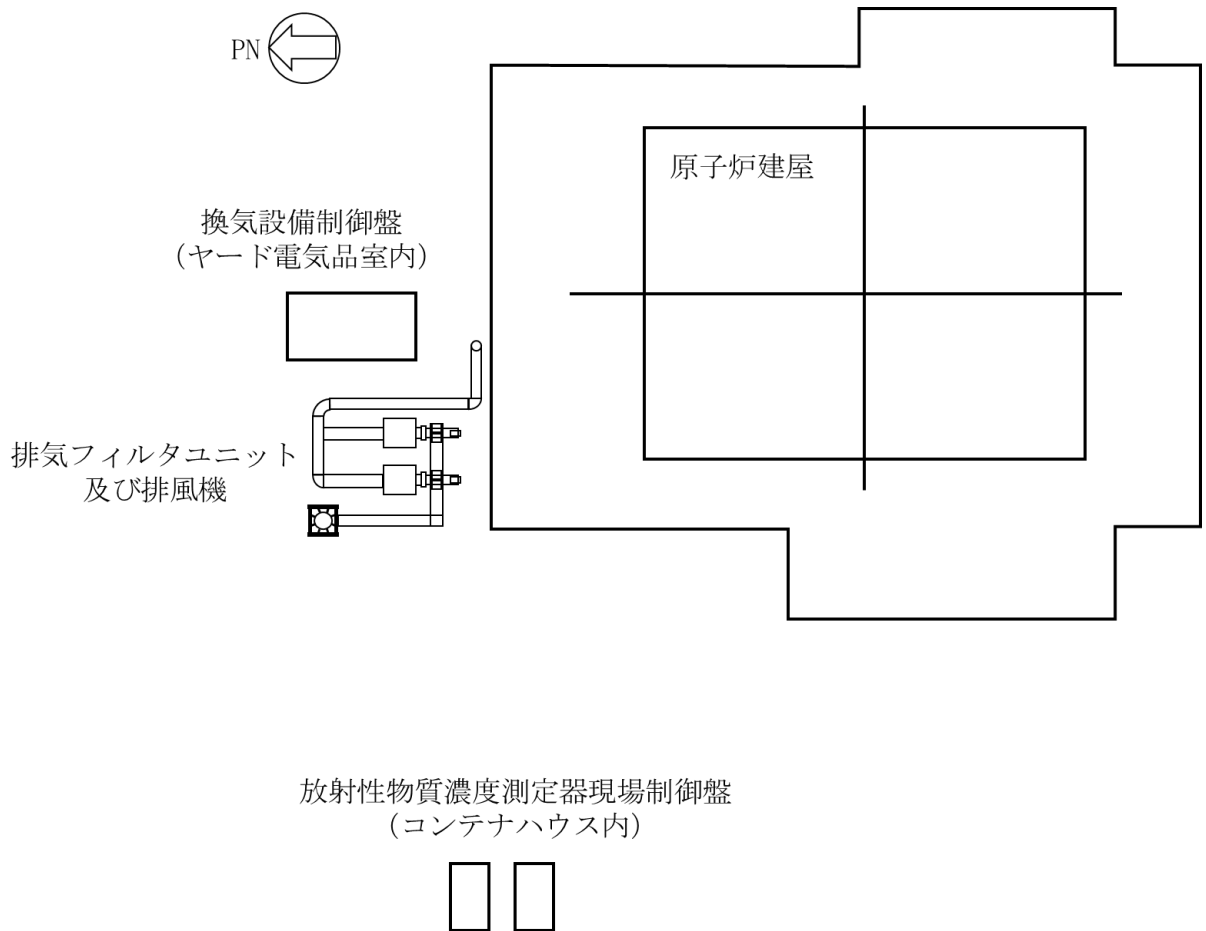


図 5-3 大型カバー換気設備配置図

凡例

(R)	: 放射性物質濃度測定器
(RE)	: フィルタ線量計
(DP)	: フィルタ差圧計
GD	: 逆流防止ダンパ
VD	: 風量調整ダンパ

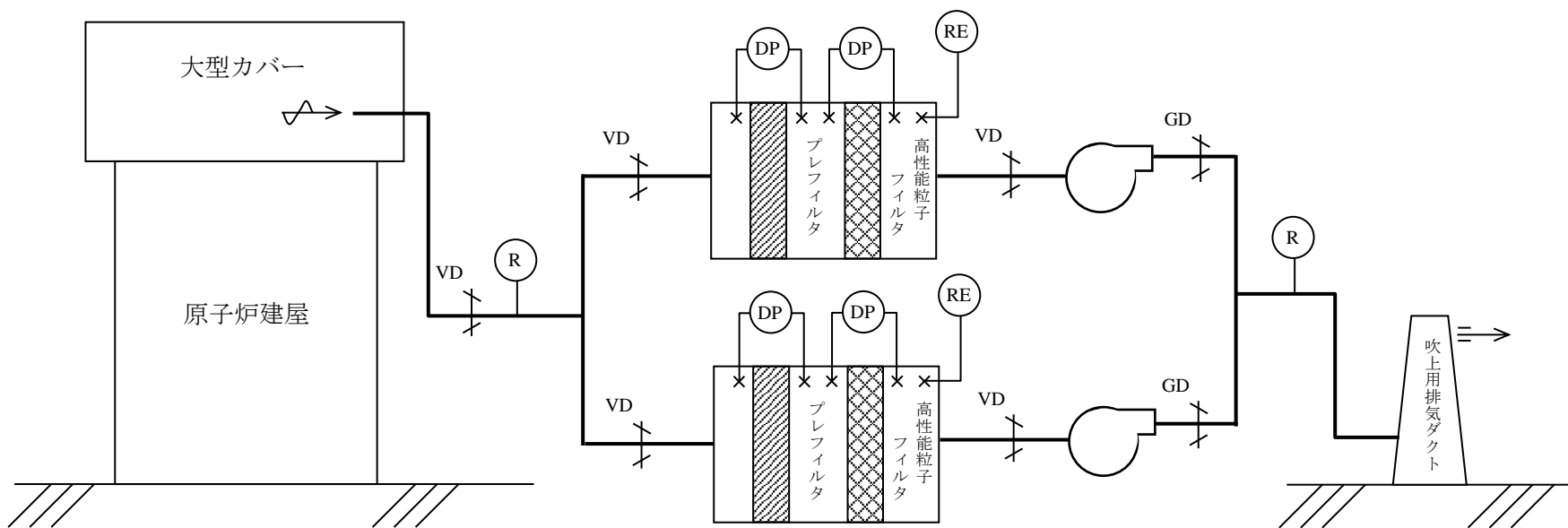
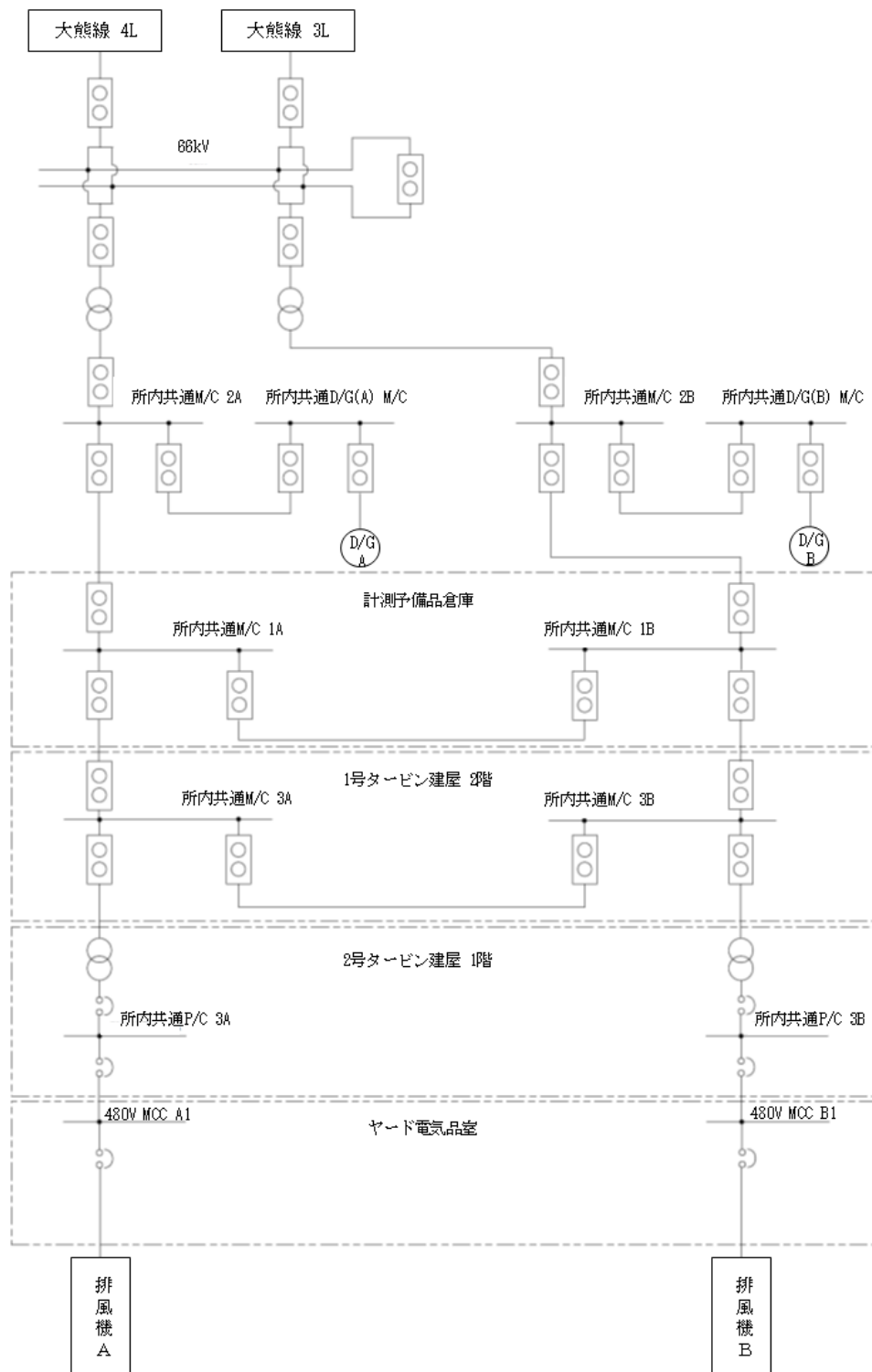


図 5-4 大型カバー換気設備系統図



※令和3年8月時点

図 5-5 大型カバー換気設備電源系統図

6 別添

- 別添－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項
- 別添－2 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項
- 別添－3 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項
- 別添－4 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。

表－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を 確認する。	送風機・排風機が1台当たり 25,000m ³ /h以上であること。 送風機・排風機が定格運転 (2台運転1台予備)におい て、50,000m ³ /h以上であるこ と。
		フィルタ 性能確認	フィルタの放射性物質の除去 効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97% 以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を 確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実 施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能 確認	監視設備により運転状態等が 監視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態、 放射性物質濃度が免震重要棟 内のモニタに表示され監視可 能であること。

3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。

表－1 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m ³ /h以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	各指示値が許容値範囲以内に入っていること。

2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。また、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の系統図、排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1、図－2、図－3に示す。

表－1 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所	
放射抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地	
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－1の通りであること。	現地	
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m ³ /h以上であること。	現地	
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径0.3μm)以上であること。	現地	
		監視機能確認		監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	現地
				設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
				標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	現地
				放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	現地

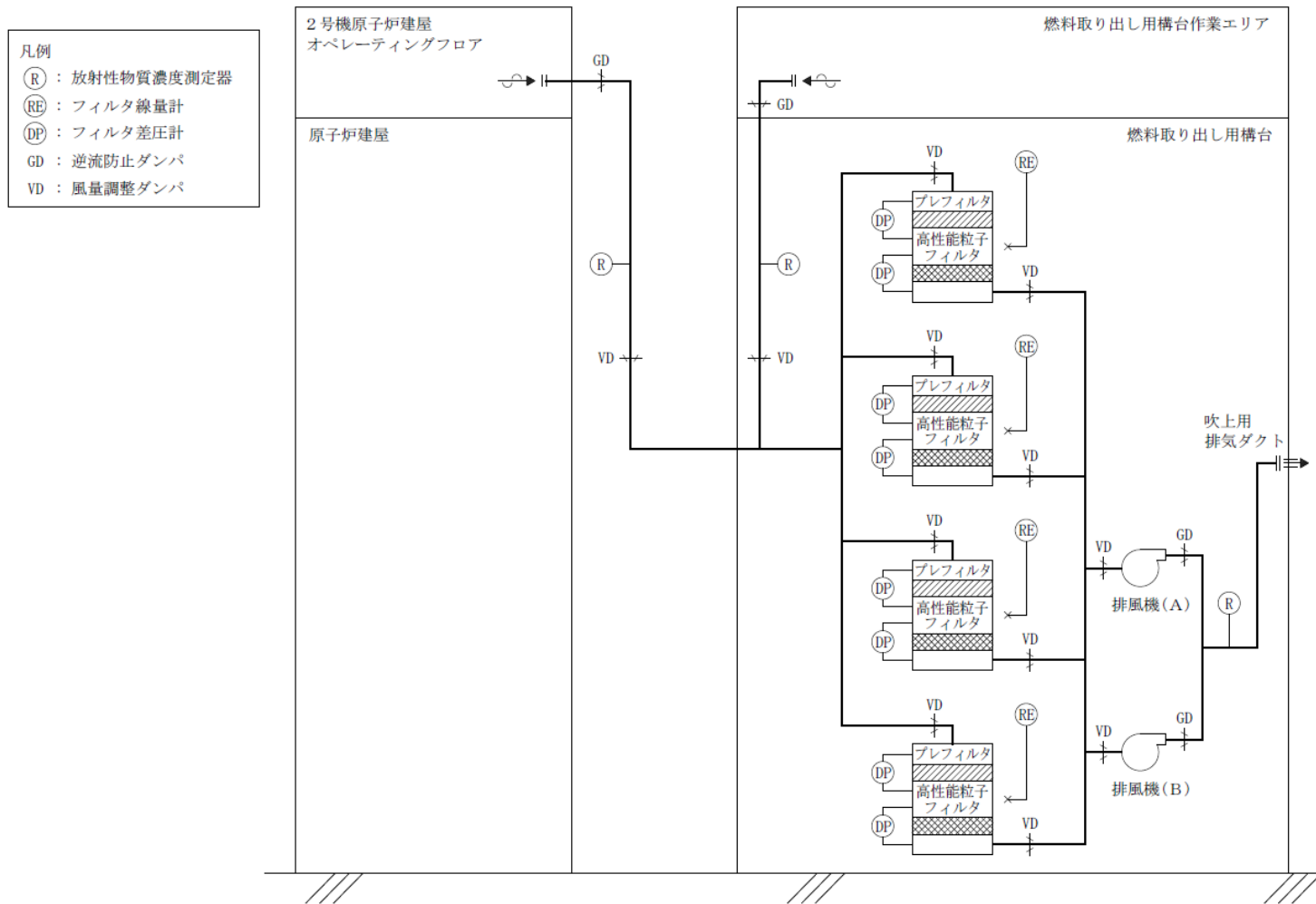


図-1 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図（添付3-1 図4-4再掲）

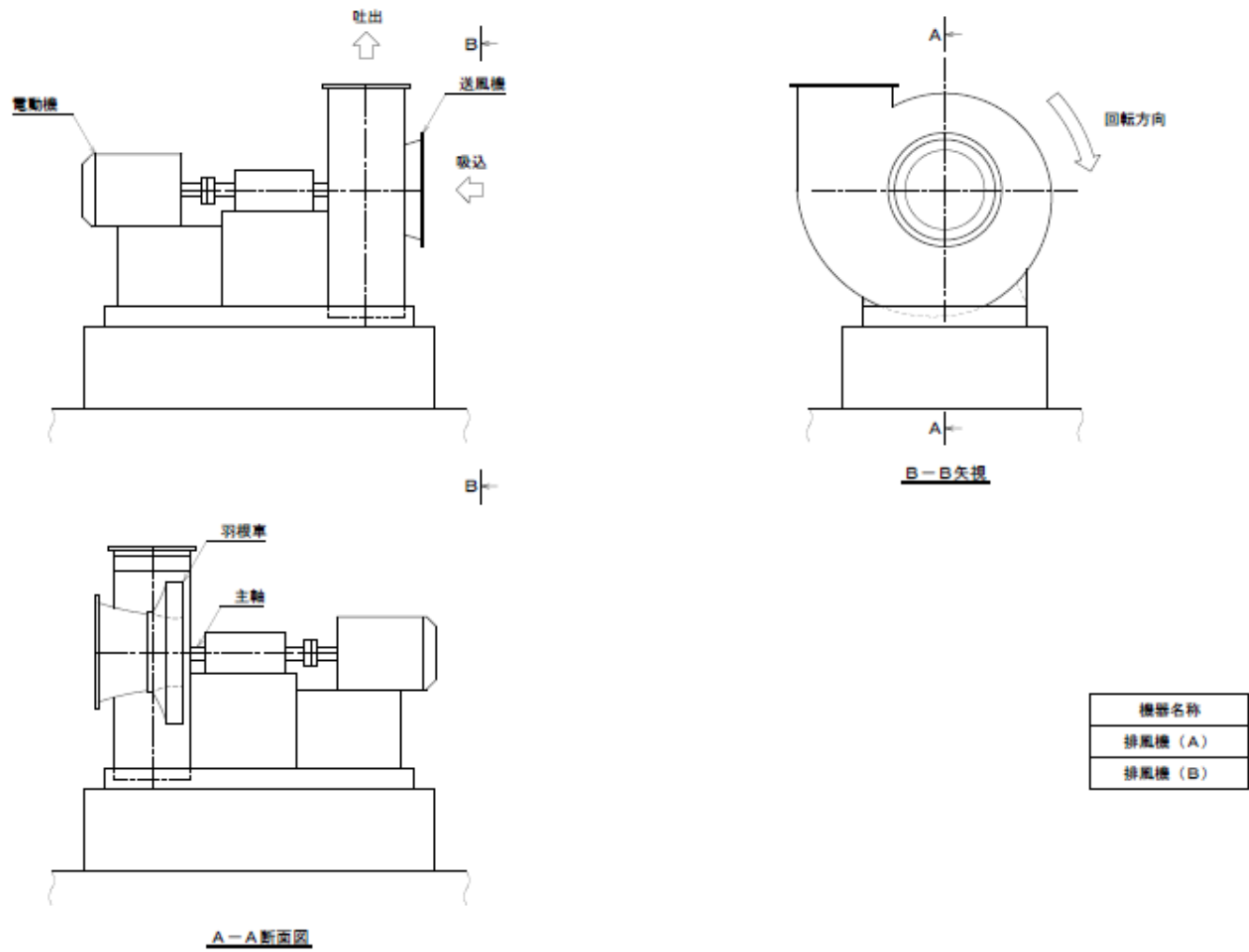


図-2 排風機 外形図

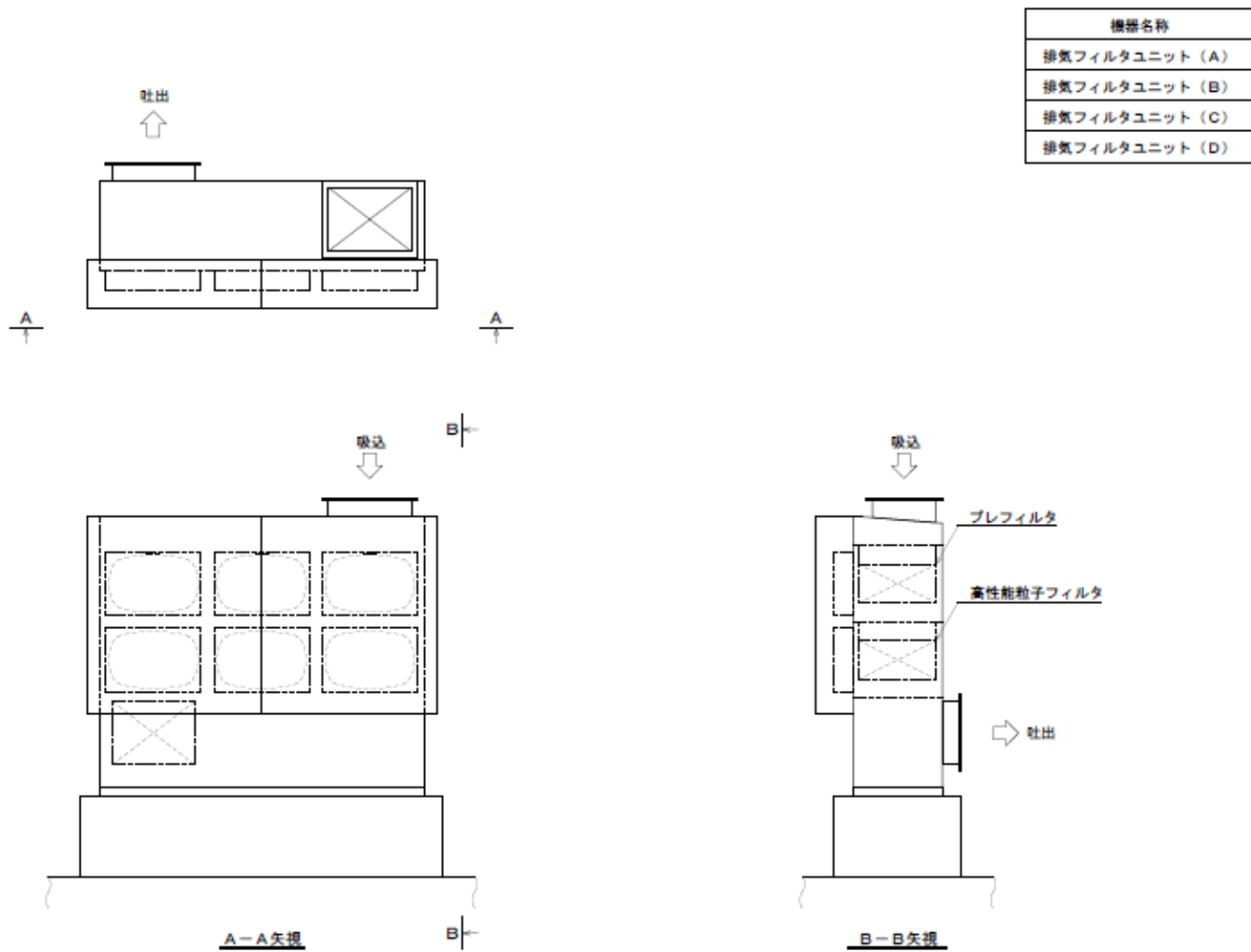


図-3 排気フィルタユニット 外形図

1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

1号機大型カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。また、大型カバー換気設備の系統図、排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1、図－2、図－3に示す。

表－1 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所	
放出抑制 ・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地	
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－1の通りであること。		
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m ³ /h以上であること。		
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径0.3μm)以上であること。		
		監視機能確認		監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。		排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
				設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。		許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
				標準線源を用いて検出器性能を確認する。		計数効率が規定値以上であること。
				放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。		放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。

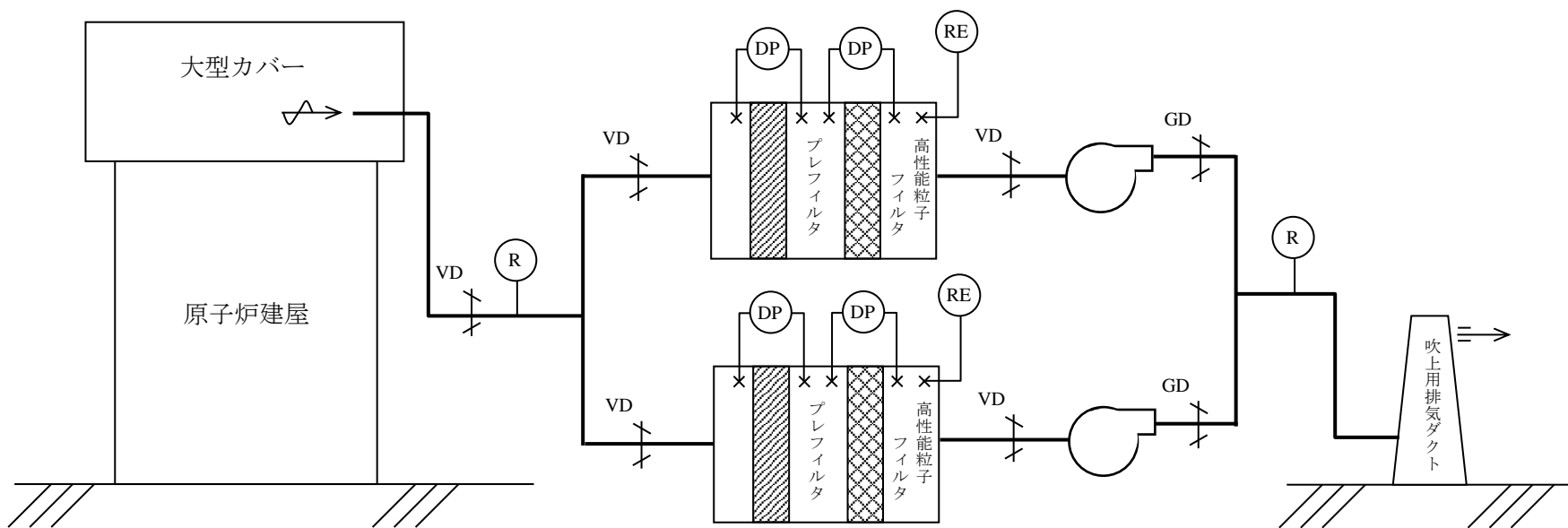
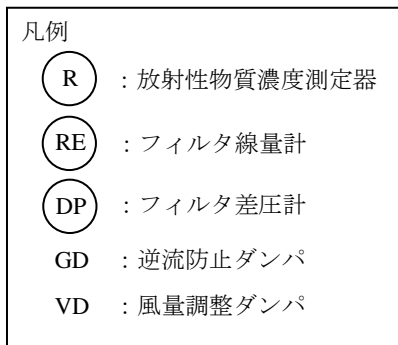


図-1 大型カバー換気設備系統図 (添付3-1 図5-4再掲)

機器名称
排風機 (A)
排風機 (B)

II-2-11-添3-1-54

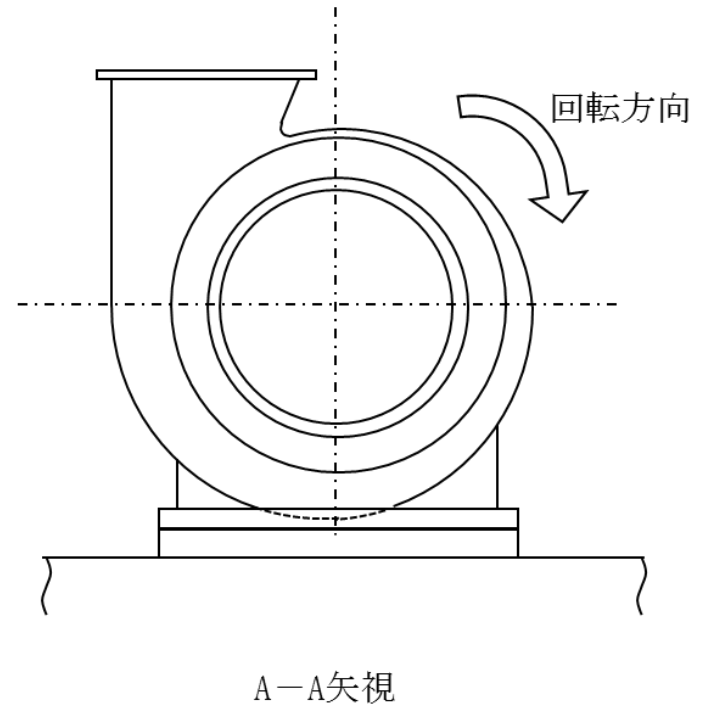
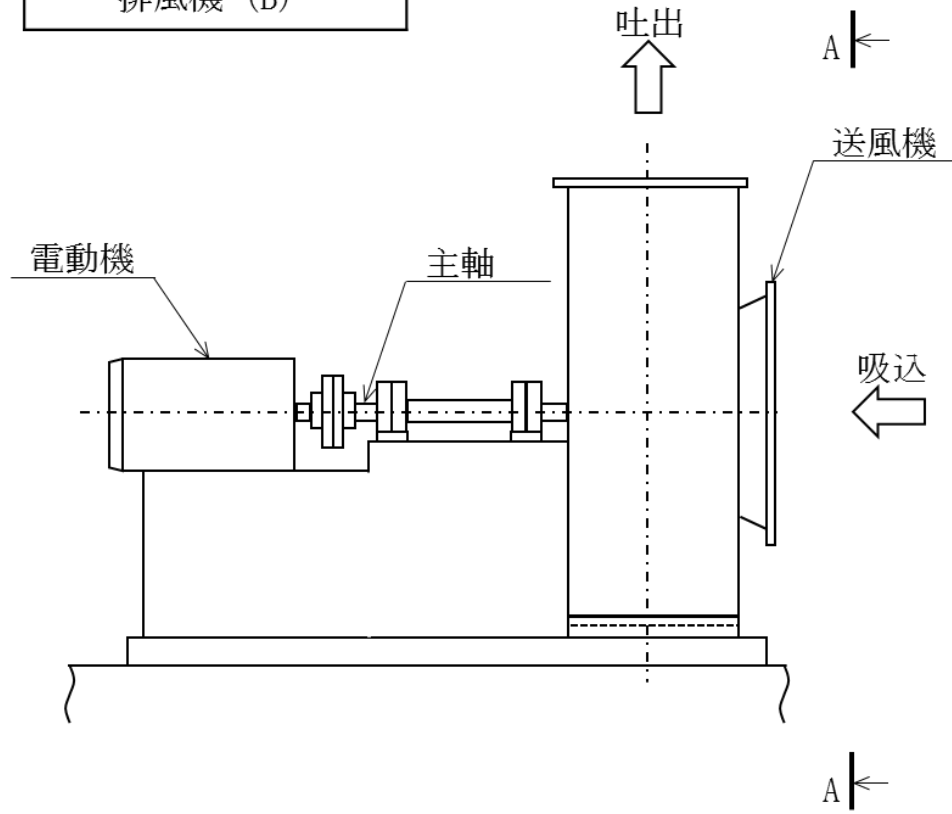


图-2 排風機 外形图

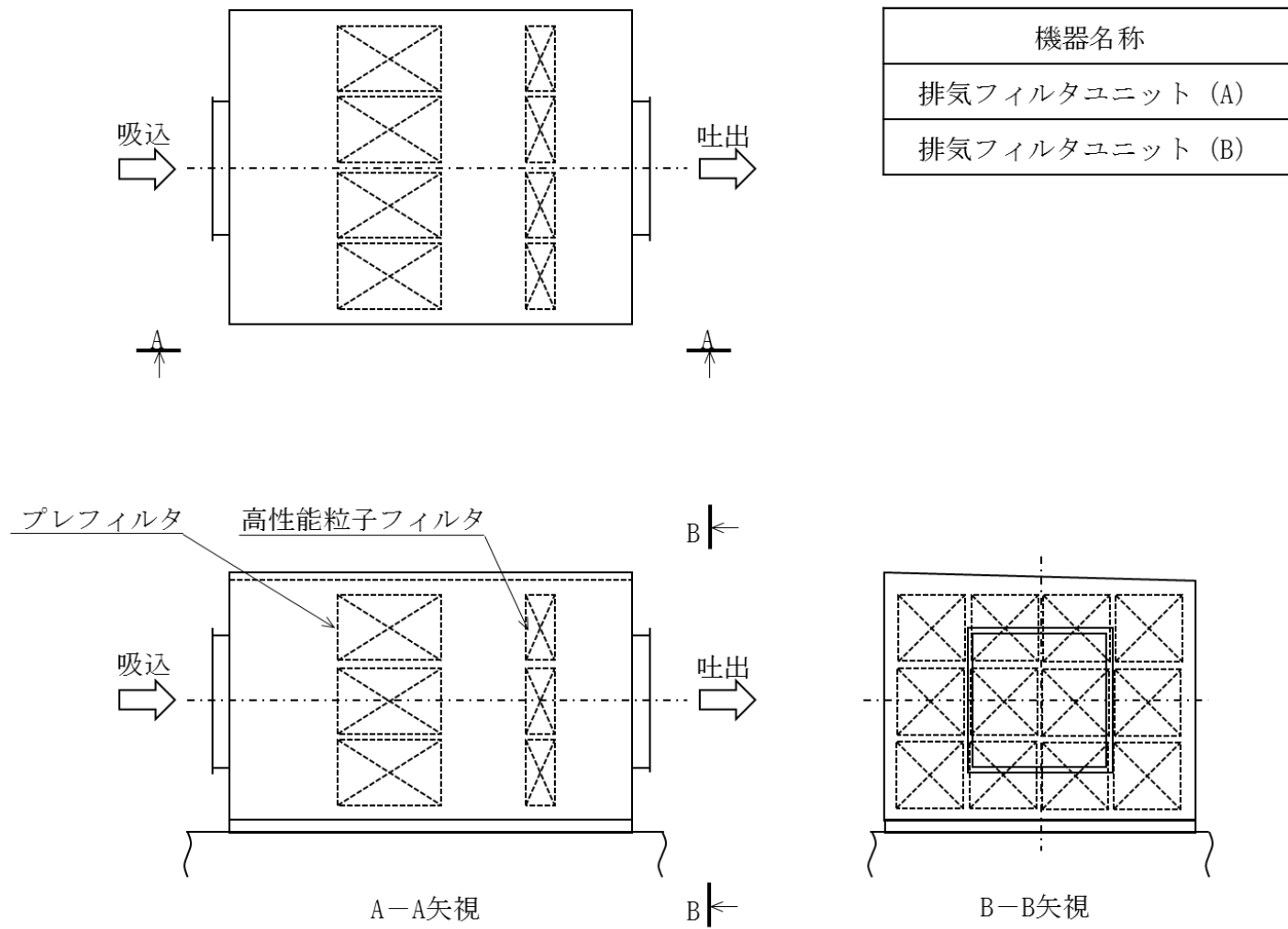


図-3 排気フィルタユニット 外形図

がれき撤去等の手順に関する説明書

1 概要

1～4号機において、使用済燃料プール内燃料の取り出しを計画しているが、1、3、4号機については使用済燃料プール内燃料の取り出しに先立ち、原子炉建屋上部がれき及び使用済燃料プール内がれきの撤去等が必要である。

がれき撤去等の作業においては、がれき等を燃料上に落下させ波及的影響を与えないよう対策を講じる必要がある。本説明書は原子炉建屋上部のがれき撤去ならびに使用済燃料プール内のがれき撤去の手順について示すものである。

2 がれき撤去等の監理体制

協力会社ががれき撤去等の計画を立案し、当社がその計画の確認を行う。また、放射線管理に関わる計画は、協力会社が立案し、当社がその計画の確認を行う。確認された計画に基づき協力会社が作業を行い、当社が監理を行う。なお、不測事態が発生した場合、協力会社から当社監理員に連絡を行い、当社および協力会社を交え計画の再検討等今後の対応について協議する。

3 原子炉建屋上部のがれき撤去等の手順

(1) がれき撤去フロー

オペレーティングフロア上のがれきを安全に撤去するために、図1に示すがれき撤去フローに従い、作業計画を立案する。なお、オペレーティングフロア上のがれき撤去は、作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し、異常があった場合は直ちに作業を中止し、関係者へ報告する。

- ・使用済燃料プールに異常が無いか
- ・重機による作業区画内に人がいないか
- ・飛散物、落下物、建屋の異常等はないか

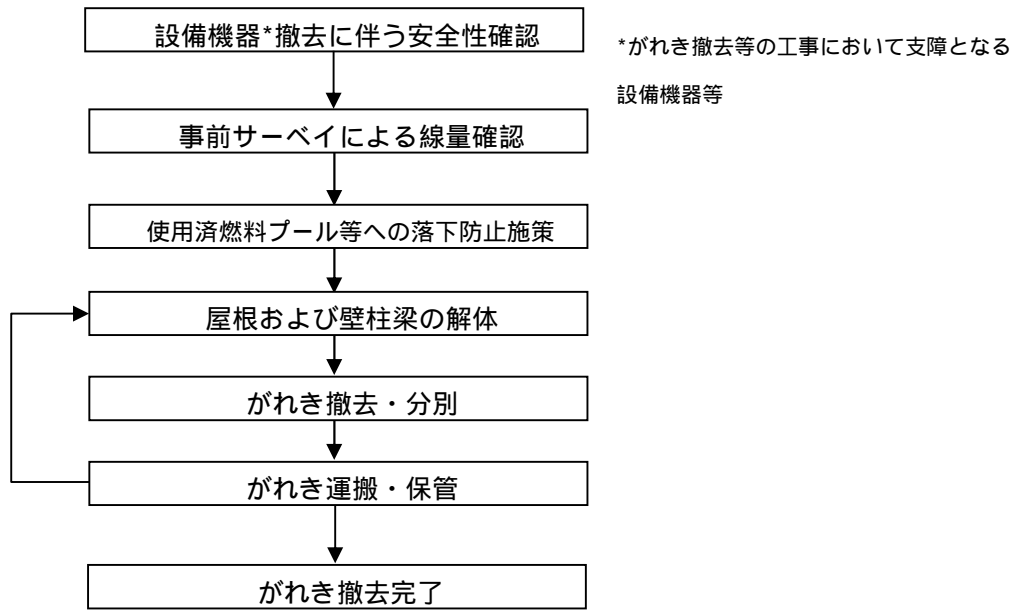


図1 原子炉建屋上部のがれき撤去フロー

また、がれき撤去フローにおける 設備機器撤去に伴う安全性確認、 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. 設備機器撤去に伴う安全性確認

がれき撤去工程においては、設備機器の撤去作業を伴うが、安全性確保のため、当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。設備機器の撤去に関するフローを図2に示す。

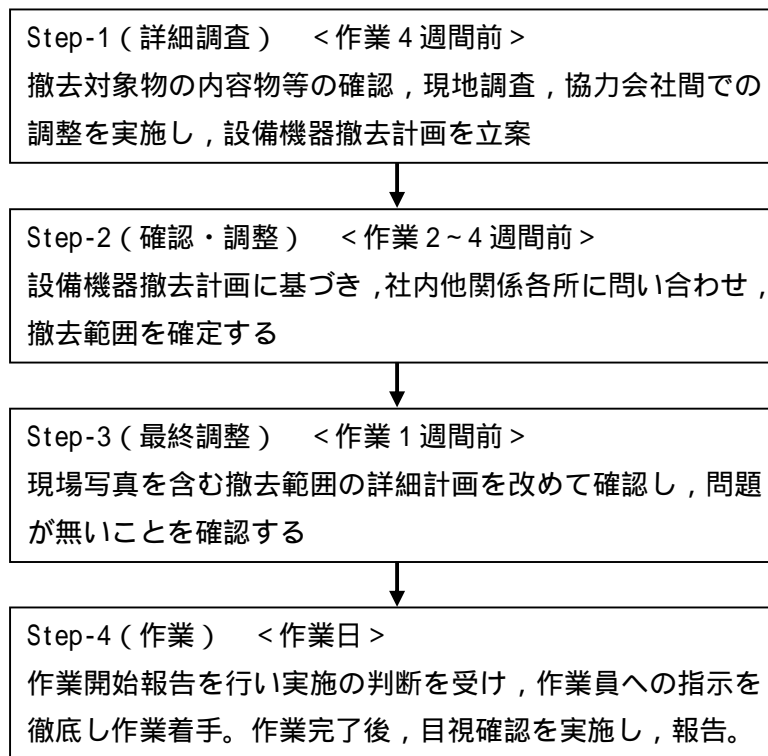


図2 設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b. 使用済燃料プール等への落下防止施策

使用済燃料プールにがれきが落下し、使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため、がれき撤去に先立ち、がれきの状況を写真の分析や模型等により把握し作業手順を検討する。

がれき解体用重機には、下部へのがれき落下防止策を施した吊り治具等を使用し、使用済燃料プール外のがれき撤去を行う際には、使用済燃料プール上を通過しないように手順を策定する。

燃料取扱機、燃料取り出し用カバーの設置等のオペレーティングフロア上で行う作業にあたっては、極力使用済燃料プール上で作業を行わないように手順を策定する。

なお、必要に応じて使用済燃料プールの表面養生等の対策を施す。

(2) がれき撤去等における留意事項

a. 重機によるがれき撤去

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。

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。万が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。

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。

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

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。

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。

4 使用済燃料プール内のがれき撤去等の手順

(1) がれき撤去フロー

使用済燃料プール内のがれきを安全に撤去するために，図3に示すがれき撤去フローに従い，作業計画を立案する。なお，使用済燃料プール内のがれき撤去は，作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し，異常があった場合は直ちに作業を中止し，関係者へ報告する。

- ・使用済燃料プールに異常が無いか
- ・がれき撤去作業区画内に人がいないか
- ・雰囲気線量が異常な値を示していないか

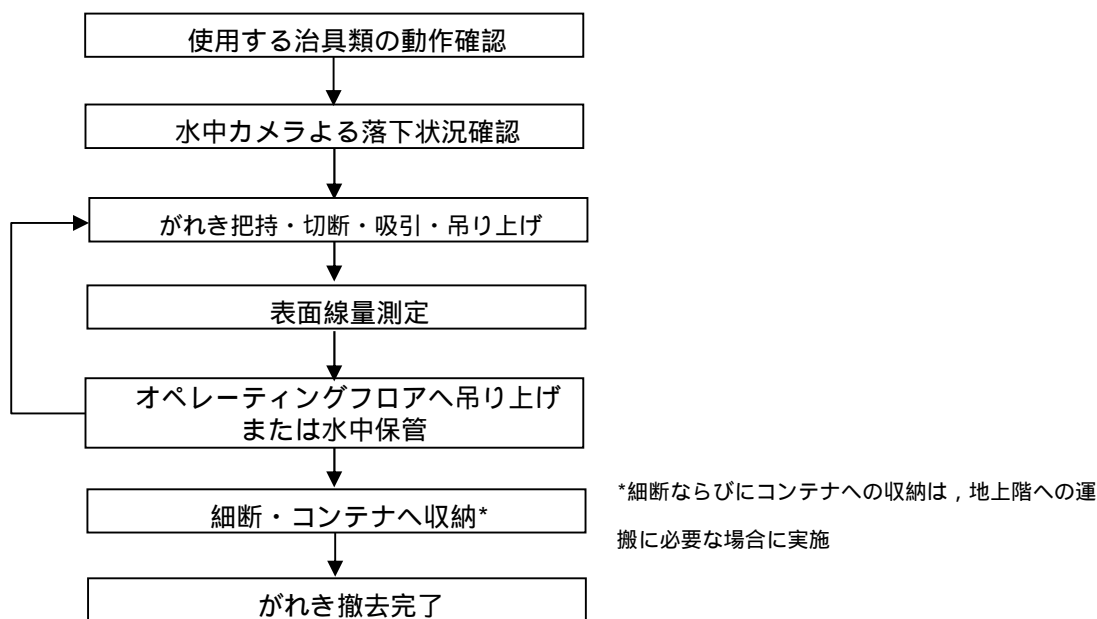


図3 使用済燃料プール内がれき撤去フロー

また，がれき撤去における安全性確認及び使用済燃料プールへの落下防止施策については，次に具体的な内容を示す。

a. がれき撤去における安全性確認

がれき撤去工程においては、使用済燃料プール内のがれき撤去作業を行うが、安全性確保のため、当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。がれき撤去に関するフローを図4に示す。

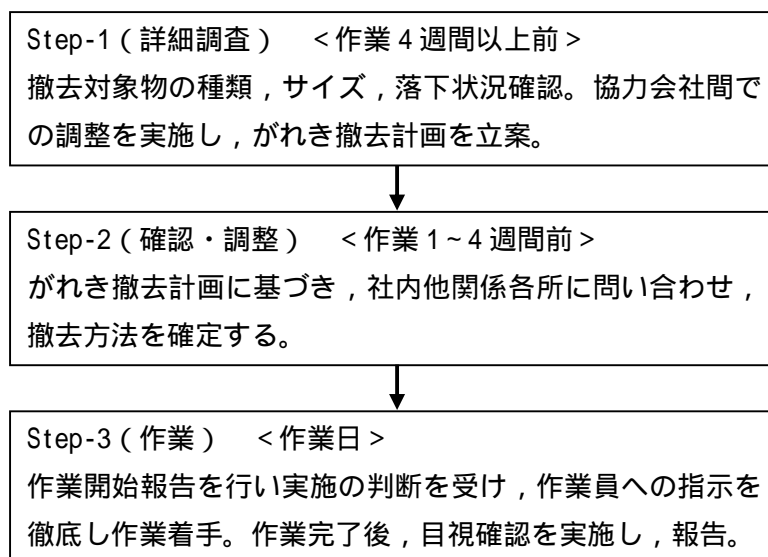


図4 がれき撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b. 使用済燃料プールへの落下防止施策

使用済燃料プールからのがれき吊り上げ時にながれきが落下し、使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため、がれき撤去に先立ち、がれきの種類・サイズ・落下状況を水中カメラの映像により把握する。

プール内のがれき撤去にあたっては、事前に燃料、ラックとがれきとの干渉について確認する。干渉が想定される場合は、燃料及びラックの健全性並びに作業員の安全を確保するためのがれき撤去の方法・手順について検討し、必要に応じモックアップ・トレーニング等により安全性の確認を実施する。

がれき把持に用いる治具は、がれきの種類・サイズ・落下状況を考慮した適切な治具を用いる。また、単一故障によるがれき落下を防ぐため、駆動源を喪失しても把持部が開放されない構造とする。

がれき撤去をする上で確実に把持していることを確認するため、水中カメラで確認しながら行うが、水中カメラの視認性を確保するため必要に応じて浄化を行う。

撤去作業中の治具およびがれきの落下を防ぐため、作業前の点検、誤操作防止対策、水中カメラによる監視等を実施する。

把持したのがれきは、極力燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるよう手順を策定する。

(2) がれき撤去等における留意事項

a. 把持治具によるがれき撤去

安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し、がれきの落下防止を図る。

がれき撤去：使用済燃料プール内へがれきを落下させないように十分に注意し、作業を行う。
万一、監視対象がれき が使用済燃料プールに落下した場合には、作業を一時中断し、異常のないことを確認した後、作業を再開する。

がれきの分別：がれきは、運搬可能な大きさに細断し、分別する。

がれきの運搬：燃料取り出し用カバー地上階に待機したトレーラ等にごれきを積載し、指定された集積場所へ運搬する。

監視対象がれき：落下した場合に燃料に影響を与える可能性があるがれき。

b. がれきの仮置き及び分別

がれきは、オペレーティングフロア上、燃料取り出し用カバー内または原子炉建屋周辺ヤードに仮置き場所を設置し、分別集積する。がれきは吊り上げ時に線量を計測し、搬出不可能な高線量の場合は水中の燃料取り出し作業に干渉しない場所で保管する等の処置を行う。4号機使用済燃料プールからのがれき撤去においては、表面線量 25mSv/h 以下のものを水中から吊り上げ、それより高いものは水中保管とする。

がれきは必要に応じて細断・コンテナに収納し、トレーラ等に積載させて搬出する。

なお、搬出するがれきについては、「 章第3 編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、保管・管理する。

3号機の燃料取り出し用カバー完成後の使用済燃料プール内がれき撤去作業に伴い、表面線量が 30mSv/h を超えるがれき類が約 60m³ 発生すると想定している。

c. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し、作業時間等を管理することで、作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

使用済燃料プール内がれき撤去作業における放射線業務従事者の被ばく低減策として、以下の対策を実施する。

- ・遠隔操作設備の利用による被ばく低減
- ・遮へい設置による作業環境の線量低減
- ・待機場所（低線量エリア）の活用による被ばく低減
- ・必要に応じた遮へいベスト等の保護具着用による被ばく低減

現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく低減に向けた線源の把握と除去、線源からの遮へい、作業区域管理等を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

d. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制対策

燃料取り出し用カバー完成後の使用済燃料プール内がれき撤去作業は、燃料取り出し用カバー内で実施することで放射性物質の飛散抑制を図る。燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能については、「添付資料 - 3 - 1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書」の通り。燃料取り出し用カバーの外へがれきを搬出する際はコンテナに収納し、放射性物質の飛散抑制を図る。

撤去作業中に、万が一、燃料取り出し用カバー換気設備の排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断する。

5 4号機がれき落下時の影響評価

万が一、燃料上部に落下したのがれき撤去中に、がれきが燃料上に落下した場合の影響について評価した。

(1) 評価条件

a. プール内に落下している最大のものであるデッキプレート(約 10000mm×約 600mm×約 50mm, 約 200kg)の落下による破損体数は、デッキプレートの投影面積から 240 体(30 体ラック:8 基)とする。

なお、上記に記載以外の条件については、「添付資料 - 3 - 3 移送操作中の燃料集合体の落下」と同一条件とする。

(2) 評価結果

上記の評価条件に基づき評価した結果、核分裂生成物の大気中への放出量は、表 1 の通りである。また、敷地境界外の実効線量は、表 2 の通りであり、本事象による周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいものと考えられる。

なお、本評価はデッキプレート落下によりプレート下部にある燃料全てが破損すると仮定しているが、燃料 1 体当たりには掛かる荷重は燃料取り扱い作業中の燃料(約 300kg)落下よりも小さいことから、本評価は十分に保守的な評価と考える。

表 1 4号機核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.2×10^{13} Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.5×10^9 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^9 Bq

表 2 4号機使用済燃料プール内がれき落下時の実効線量

実効線量(小児)	実効線量(成人)
約 8.1×10^{-2} mSv	約 8.1×10^{-2} mSv

6 3号機がれき落下時の影響評価

万一、燃料取扱機撤去中に燃料取扱機が燃料上に落下した場合の影響について評価した。

(1) 評価条件

- a. プール内に落下している燃料取扱機の落下による破損体数は、燃料取扱機がプール全域に渡って落下していることから、保守的にプール内に保管されている全数（566体）とする。

なお、上記に記載以外の条件については、「添付資料 - 3 - 3 移送操作中の燃料集合体の落下」と同一条件とする。

(2) 評価結果

上記の評価条件に基づき評価した結果、核分裂生成物の大気中への放出量は、表3の通りである。また、敷地境界外の実効線量は、表4の通りであり、本事象による周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいものと考えられる。

表3 3号機核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス（線実効エネルギー0.5MeV換算値） 大気放出量	約 1.2×10^{14} Bq
よう素(I-131等価量(小児実効))大気放出量	約 8.2×10^9 Bq
よう素(I-131等価量(成人実効))大気放出量	約 3.2×10^9 Bq

表4 3号機使用済燃料プール内がれき落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 1.5×10^{-1} mSv	約 1.5×10^{-1} mSv

移送操作中の燃料集合体の落下

1. 原因

福島第一 2～4 号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される。

2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- (1) 燃料取扱機は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。
- (2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。
- (3) 燃料把握機は、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。
- (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 11 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空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ため、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(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^6 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、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に乗じて求める。

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に乗じて求める。

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 (γ 線及び β 線) による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$$

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 (小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$) を秒当りに換算して用いる。

H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量
(I-131, 小児 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)

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)

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 0.5MeV 換算値)

希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (3.2-3)$$

ここで、

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)

E_{β} : β 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
 W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。
 (0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 7.8×10^{-4} mSv	約 7.8×10^{-4} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 (6.8×10^{-2} mSv) と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及び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ため、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(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^6 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

4.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお、相対濃度 (χ/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値 2.6×10^{-5} s/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(γ線及びβ線)による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (4.2-1)$$

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(小児: 0.31m³/h, 成人: 1.2m³/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
(I-131, 小児: 1.6×10^{-7} Sv/Bq, 成人: 2.0×10^{-8} Sv/Bq)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_γ (Sv) は、(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots\dots\dots (4.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q $_\gamma$: 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)

希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(4.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots\dots\dots (4.2-3)$$

ここで、

- χ / Q : 相対濃度 (s/m³)
- Q $_\beta$: 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
- E $_\beta$: β 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85実効エネルギー)
- W $_{TS}$: 皮膚の組織荷重係数はICRP Publication. 60の値を用いる。
(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表4.2の通りである。

表4.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 6.2×10^{-4} mSv	約 6.2×10^{-4} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 (6.8×10^{-2} mSv) と比較して2桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及び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。

5. 第2号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

5.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に2m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて原子炉建屋および燃料取り出し用構台内へ移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表5.1の通りである。

表5.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131等価量(小児実効))大気放出量	約 3.4×10^6 Bq
よう素(I-131等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

5.2. 線量当量の評価

(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) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 $2.0 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ 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) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 $2.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ を適用する。

(2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(5.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (5.2-1)$$

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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
(小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)
- H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量
(小児 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)
- χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)
- Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_γ (Sv) は、(5.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (5.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ($1 \text{Sv}/\text{Gy}$)
- D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

また、希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(5.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (5.2-3)$$

ここで、

- x/Q : 相対濃度 (s/m³)
 Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)
 E_{β} : β 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
 W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5.2 の通りである。

表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 4.8×10^{-4} mSv	約 4.8×10^{-4} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 (6.4×10^{-2} mSv) と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

5.3. 判断基準への適合性の検討

5.1, 5.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1 本説明書の記載範囲

本説明書は、2号機、3号機及び4号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について記載するものである。

2 4号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

2.1 概要

2.1.1 一般事項

4号機燃料取扱設備は、燃料取扱機とクレーンを有し、それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は、検討に用いる地震動として基準地震動 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、検討に用いる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、下記に準拠して行う。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601・補-1984)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-1987)
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC 4601-2008)
- (4) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)
- (5) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2007年追補版) (JSME S NC1-2007)

2.1.2 燃料取扱機

燃料取扱機は、燃料取扱機支持用架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので、東西方向を長手方向として２本のガーダが配置され、南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され、東西方向に走行する。燃料取扱機フレームは、ガーダ、サドル、トロリで構成される。燃料取扱機の概要を図 2.1.2-1 に示す。

ブリッジ及びトロリは、各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時、走行方向に対しては、最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々４個であり、そのうち各々２個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の２個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu=0.3$ 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。

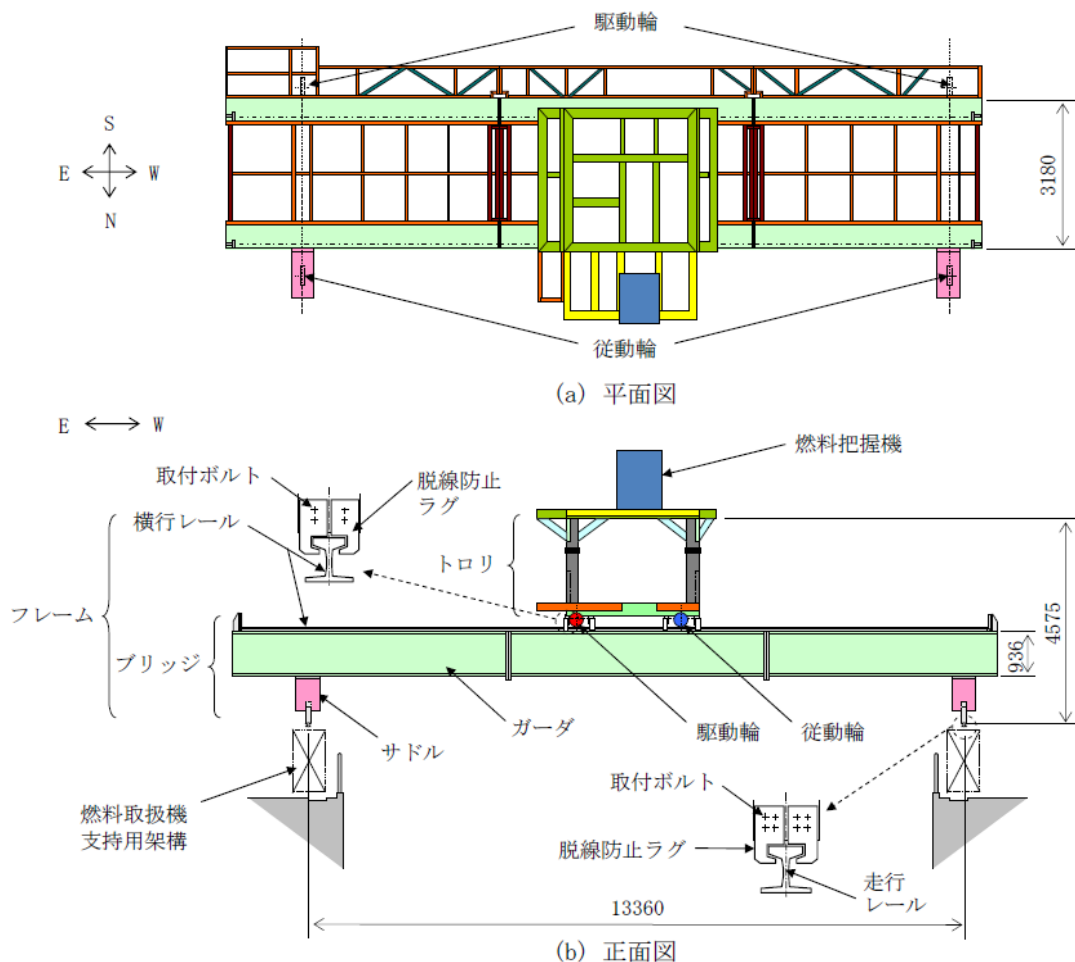


図 2.1.2-1 燃料取扱機の概要

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ため地震時、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。

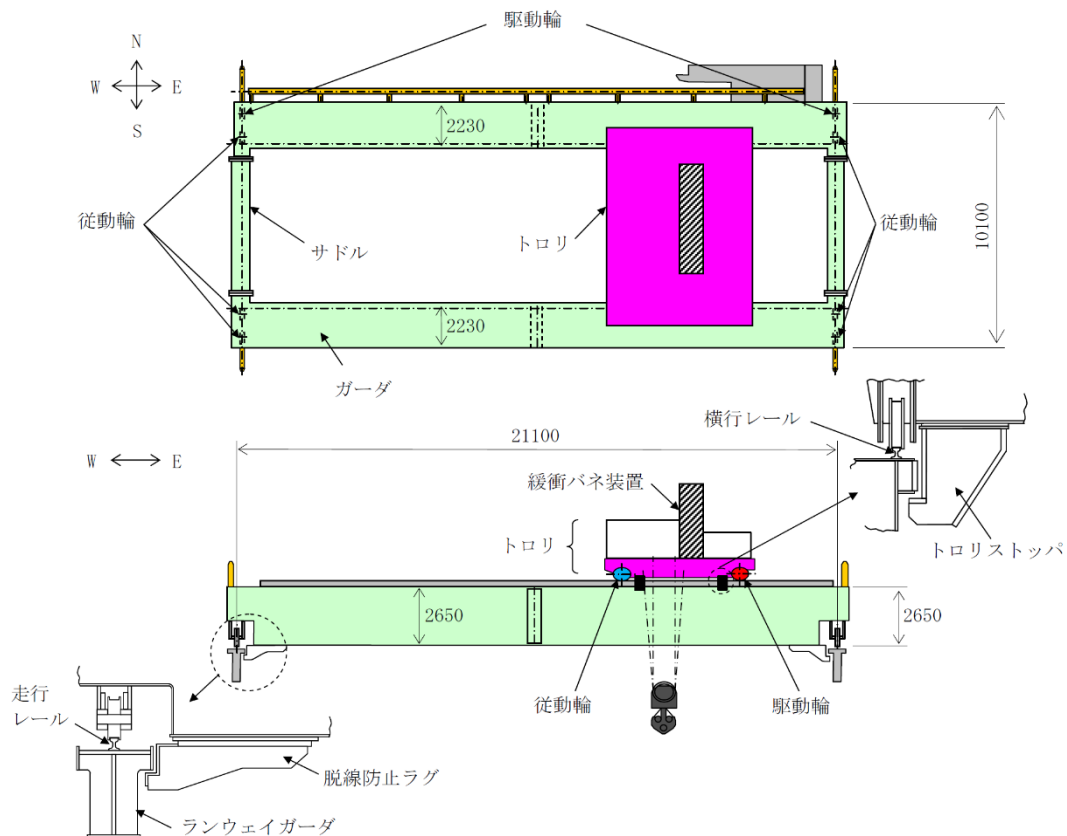


図 2.1.3-1 クレーンの概要

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	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	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) 燃料取扱機の地震応答解析

解析は、地震応答解析モデルにより計算機コード「SAP-IV」を用いたモーダル解析による応答スペクトル法により行う。

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機への入力地震動は、基準地震動 S_s を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 G. L. +30.77m (添付資料-4-2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照) の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは、燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

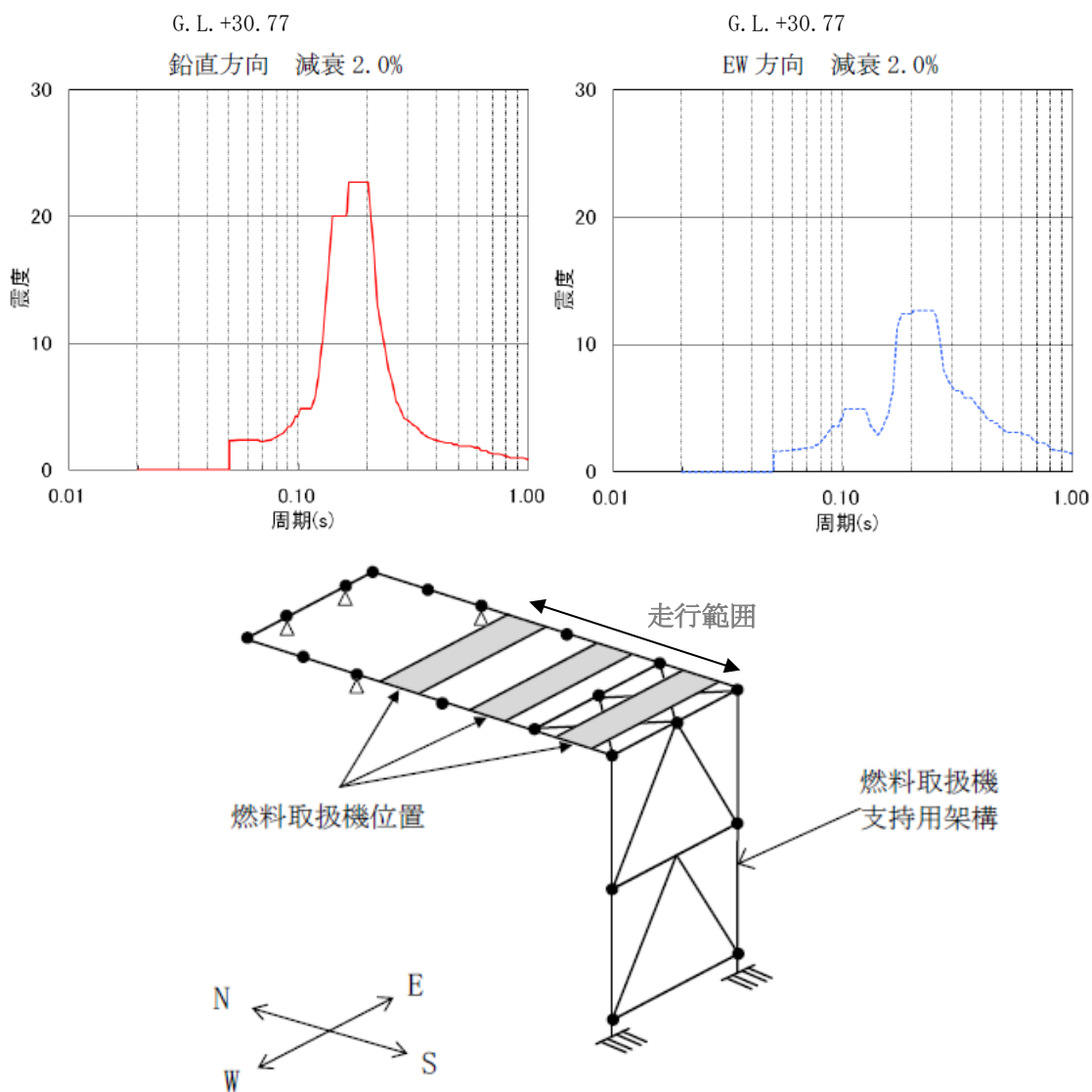


図 2.2-1 床応答スペクトル

2) 地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 2.2-2 に示す。

解析モデルはビームでモデル化しており，ブリッジ脱線防止ラグ下端が架構側との取り合い点であり，脱線防止ラグにより浮上りを押さえる構造としているため，そこを拘束点とする。

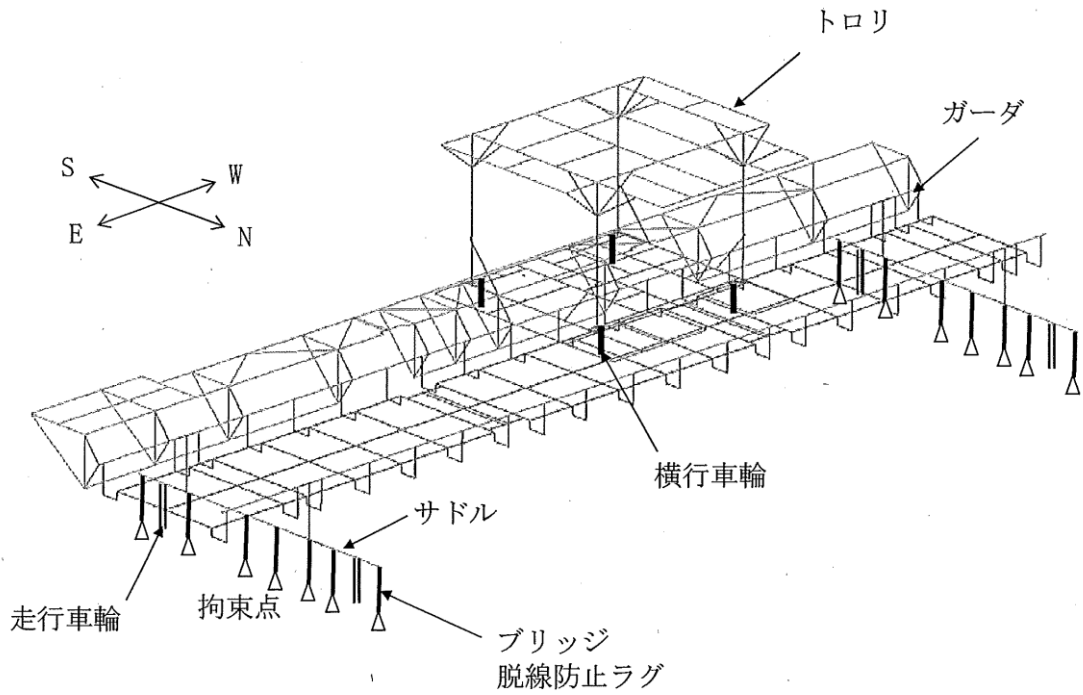


図 2.2-2 地震応答解析モデル

3) 設計震度

- 死荷重は鉛直下向きに 1G とする。
- 地震荷重は，図 2.2-1 に示す床応答スペクトルを入力する。ただし，レールと車輪の走行方向のすべりを考慮し，ブリッジの NS 方向及びトロリの NS, EW 方向については，2.1.2 項で述べた最大静止摩擦係数より求めた値を水平方向設計震度とする。

			固有周期 (s)	設計震度
水平方向	ブリッジ	NS 方向	—	0.15 [※]
		EW 方向	0.034	1.76
	トロリ	NS 方向	—	0.15 [※]
		EW 方向	—	0.15 [※]
鉛直方向			0.065	2.34

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4) 地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を図 2.2-3 に示す。

これは死荷重, 水平地震及び鉛直地震の荷重を加算して, 各部材毎に応力を求めて表示したものである。

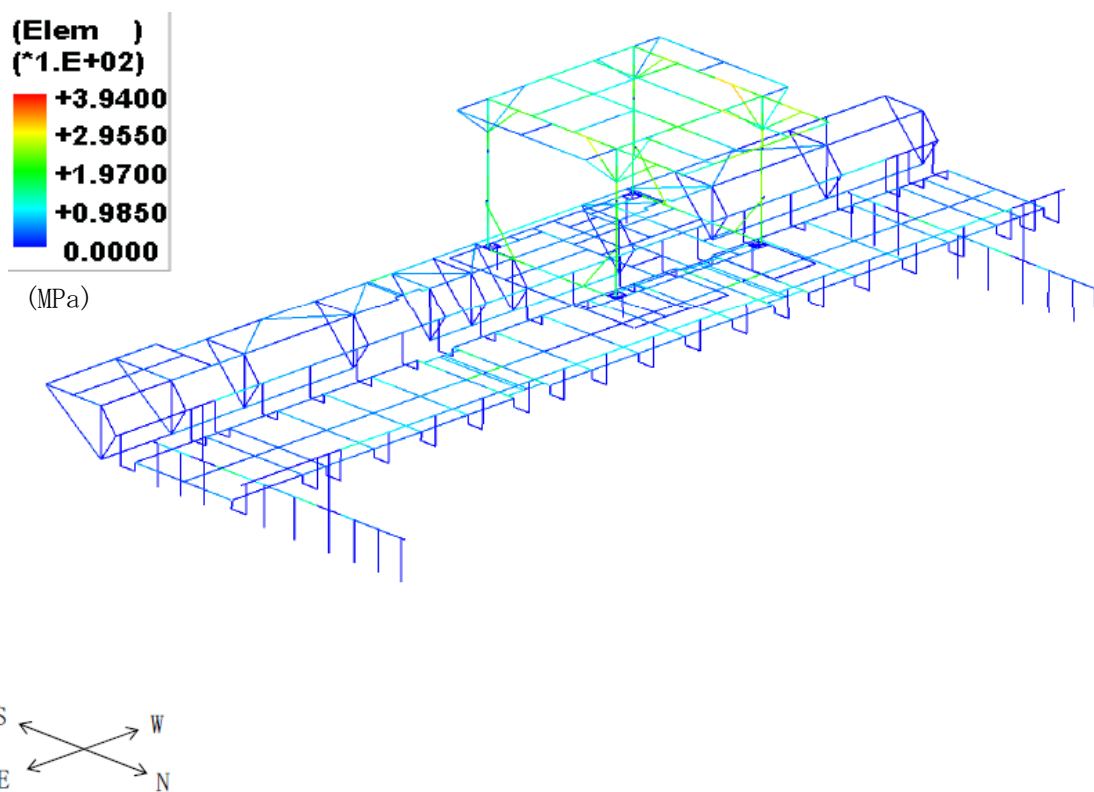


図 2.2-3 地震応答解析結果

(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 2.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので、燃料取扱機は基準地震動 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

