

# 1号機燃料取り出し用カバーのうち 大型カバーの設置について

2021年11月2日（第6回）

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

# はじめに

---

- 1号機大型カバーの設置に伴い、実施計画の下記の範囲について変更を申請する。

- 実施計画の申請範囲

<変更箇所>

Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備

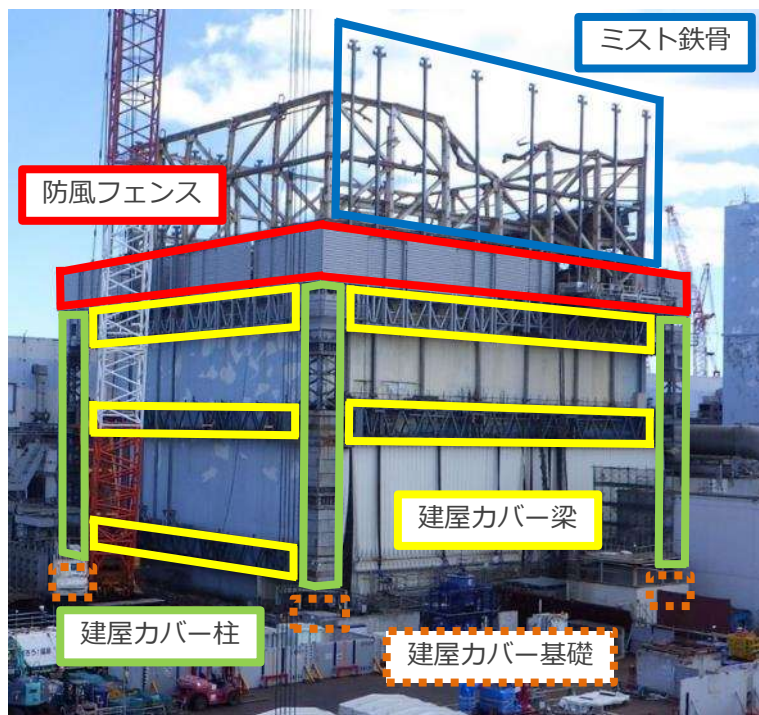
2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

添付資料－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－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

- 1号機の燃料取り出しに当たっては、ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から、「原子炉建屋を覆う大型カバーを設置し、カバー内でガレキ撤去を行う」プランを採用し、2020年2月に第78回監視・評価検討会にて説明した。
- その後、大型カバーの設計を進めると共に、大型カバーの設置に向けて支障となる既存の原子炉建屋カバーの残置部について、2020年12月より撤去を実施し、2021年6月に完了した。
- 今回は、大型カバーの設計内容について申請する。なお、大型カバー設置以降については、別途申請予定である。



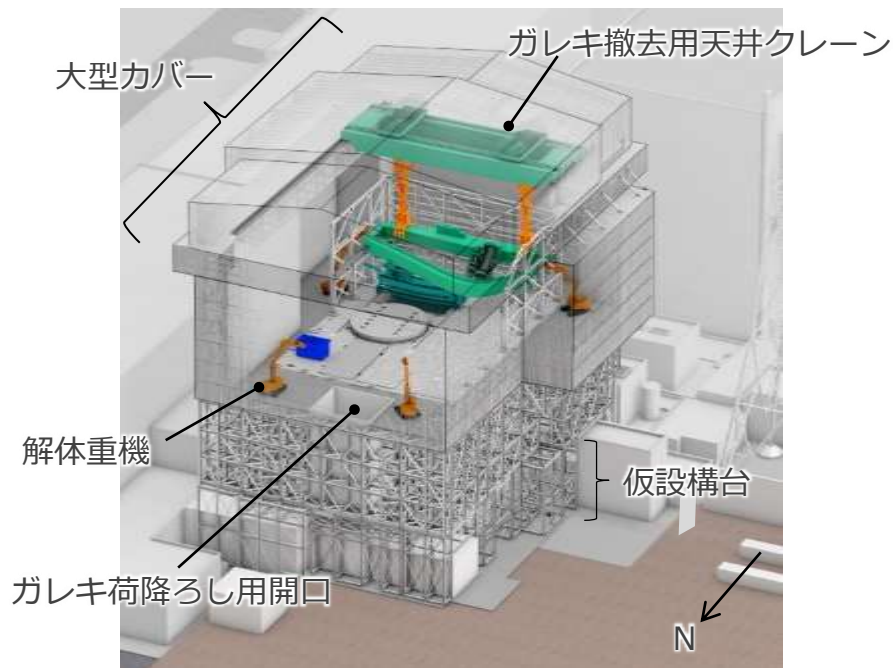
1号機原子炉建屋全景（2020年3月時点）



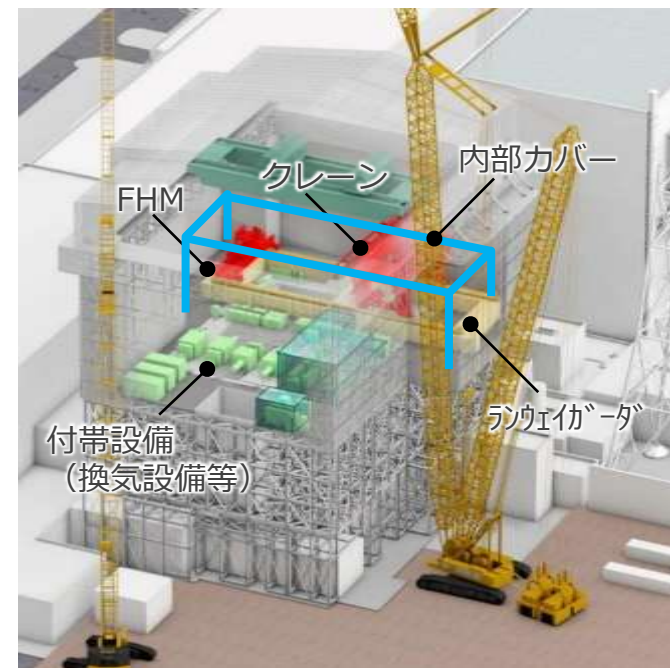
1号機原子炉建屋全景（2021年6月19日時点）

# 燃料取り出し工法の概要

- 原子炉建屋を覆う大型カバーを先行設置し、大型カバー内のガレキ撤去用天井クレーンや解体重機を用いて、ガレキ撤去を実施する。
- その後、オペレーティングフロアの除染・遮蔽を実施し、燃料取扱設備(燃料取扱機、クレーン)を設置した上で、使用済燃料プールから燃料取り出しを実施する。



ガレキ撤去時のイメージ図



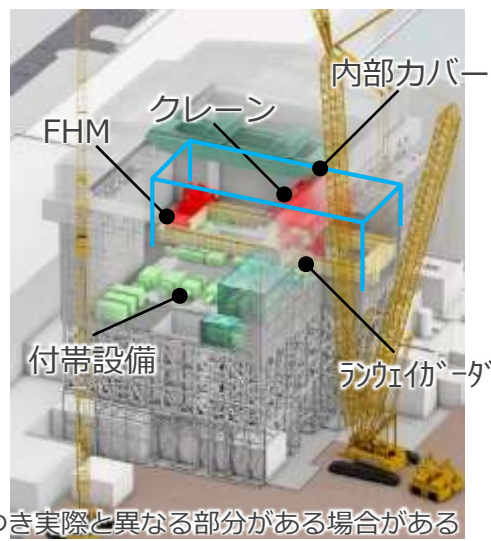
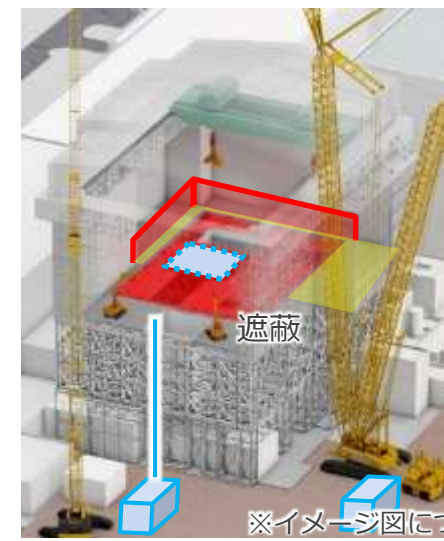
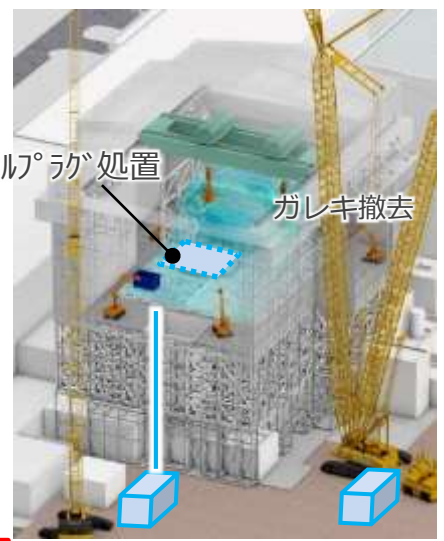
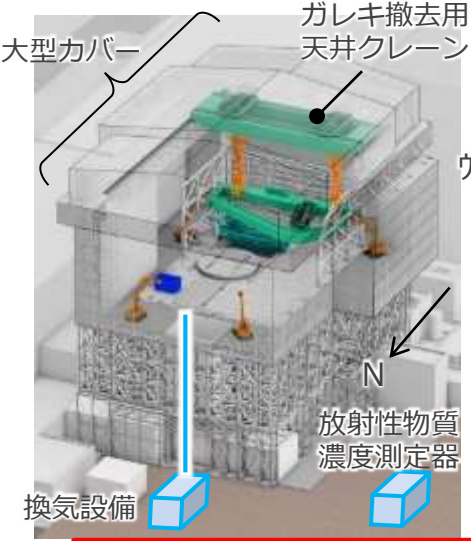
燃料取り出し時のイメージ図

※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある



# 燃料取り出しに向けた実施計画の提出方法 (1)

- STEP毎に実施計画を提出する計画である。
- 大型カバーは、設置後ガレキ撤去に使い、その後、燃料取り出し時にも活用する。なお、内部カバーはガレキ撤去後設置するため、別途申請予定である。



対象設備

- STEP1-1**
- ・大型カバー
  - ・ガレキ撤去用天井クレーン
- STEP1-2**
- ・換気設備
  - ・放射性物質濃度測定器
  - ・非常用注水設備の代替手段

**STEP2**

- ・ガレキ撤去
- ・ウェルプラグ処置

**今回申請範囲**

- STEP3**
- ・遮蔽

- STEP4**
- ・FHM, クレーン
  - ・換気設備
  - ・放射性物質濃度測定器
  - ・エリア放射線モニタ
  - ・ランウェイゲータ, 内部カバー

# 燃料取り出しに向けた実施計画の提出方法 (2)

■ 各STEPの実施計画変更予定範囲を以下に示す。

項目	STEP 1-1	STEP 1-2	STEP 2	STEP 3	STEP 4	STEP 5
II 2.3 使用済燃料プール設備	-	○	-	-	-	-
添付資料-9 使用済燃料プール冷却系機能喪失評価	-	○	-	-	-	-
II 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	○	○	○	○	○	○
添付資料-1-1 燃料の落下防止, 臨界防止に関する説明書	-	-	-	-	○	-
添付資料-1-2 放射線モニタリングに関する説明書	-	-	-	-	○	-
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	-	-	-	-	○	○
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	-	-	-	-	-	○
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	-	-	-	-	-	○
添付資料-2-3 構内輸送時の措置に関する説明書	-	-	-	-	-	○
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-3-3 移送操作中の燃料集合体の落下	-	-	-	-	○	-
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	-	-	-	-	○	-
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-5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表	-	-	-	-	○	-
添付資料-6 福島第一原子炉建屋発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書	○	-	-	-	-	-
添付資料-7 福島第一原子炉建屋発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について	-	○	-	-	-	-
添付資料-10 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋パレーティングドアのガレ撤去について	-	-	○	-	-	-
II 2.15 放射線管理関係設備等	-	○	-	-	○	-
添付資料-1 ダスト放射線モニタシステム概略図	-	○	-	-	○	-
III 第1編 第34条 新燃料の運搬	-	-	-	-	-	○
III 第1編 第36条 使用済燃料の貯蔵	-	-	-	-	-	○
III 第1編 第37条 使用済燃料の運搬	-	-	-	-	-	○
III 第1編 第42条 気体廃棄物の管理	-	○	-	-	○	-
III 第1編 第60条 外部放射線に係る線量当量率等の測定	-	-	-	-	○	-
III 第1編 第61条 放射線計測器類の管理	-	-	-	-	○	-
III 第3編 2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理	-	○	○	-	○	-
III 第3編 3.1.2 放射線管理	-	○	○	-	○	-

# 各申請の関係性の整理 (STEP1-1 大型カバーについて)

- 大型カバーの設計 (STEP1-1) では、表に示すように各STEPにおける条件を反映している。これらについては、STEP1-1で説明する。
- 設備の設計やガレキ撤去の方法などは各STEPで詳細を説明する。
- 各STEPの条件が変更となった場合、STEP1-1に与える影響があるかどうかを確認する。

	STEP1-2	STEP2	STEP3	STEP4
ガレキ撤去時	[換気設備] ・大型カバーの荷重へ反映 [放射性物質濃度測定器] ・大型カバーの荷重へ反映 [非常用注水設備代替手段] ・大型カバーの荷重へ反映	[ガレキ撤去] ・重機を大型カバーの荷重へ反映 ・ガレキをR/Bの荷重へ反映 [ウェルプラグ処置] ・R/Bの荷重として反映	[遮蔽] ・遮蔽体を大型カバーの荷重へ反映	・反映事項なし
燃料取り出し時	[換気設備] ・大型カバーの荷重へ反映 [放射性物質濃度測定器] ・大型カバーの荷重へ反映 [非常用注水設備代替手段] ・大型カバーの荷重へ反映	[ガレキ撤去] ・ガレキの荷重を全て除外 [ウェルプラグ処置] ・R/Bの荷重として反映	[遮蔽] ・大型カバー, R/Bそれぞれの荷重へ反映	[FHM, クレーン] ・R/Bの荷重へ反映 ・大型カバーへ反力を反映 [換気設備] ・R/Bの荷重へ反映 [放射性物質濃度測定器] ・R/Bの荷重へ反映 [エリア放射線モニタ] ・R/Bの荷重へ反映 [ランウェイガード] ・R/Bの荷重へ考慮 ・大型カバーへ反力を反映 [内部カバー] ・R/Bの荷重へ考慮 ・大型カバーへ反力を反映

# 燃料取り出しに向けた実施計画の提出方法 (3)

■ 各STEPの申請スケジュールを以下に示す。

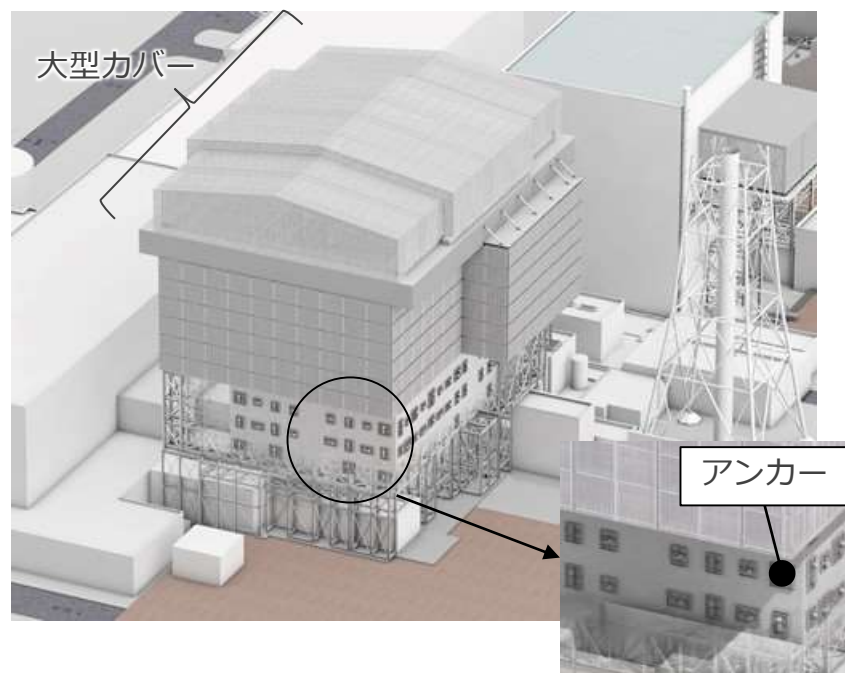
年度	21	22	23	26	32	
RMマイルストーン			1号機大型カバーの設置完了 (2023年度頃) ▽	1号機燃料取り出し開始 (2027~2028年度) ↔	燃料取り出し完了 (2031年内)	
廃炉中長期実行プラン 2021						
許認可	▽STEP1-1 (2021年6月~)	▽STEP1-2 (2021年8月~)	▽STEP2 (2023年度)	▽STEP3 (2024年度)	▽STEP4 (2022年度)	▽STEP5 (2024年度)



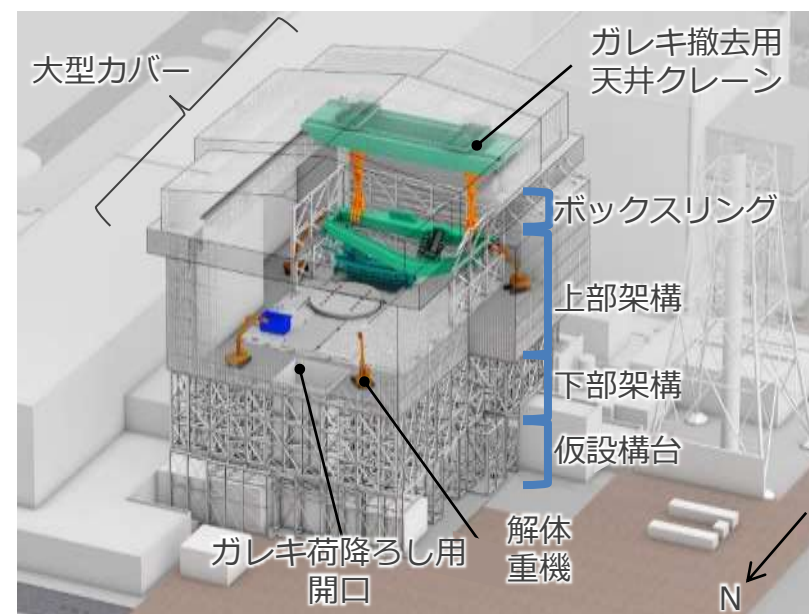
# 大型カバー等の設置について（1）

大型カバーの概要は以下の通り。

- ガレキ撤去環境構築，ダスト飛散の更なる抑制，雨水流入防止のため原子炉建屋オペフロ全体を覆う構造物。
- 原子炉建屋にアンカーで支持されている鉄骨造の構造物。
- 大型カバーは，燃料取扱設備支持部とそれ以外の部分（以下，「一般部」という）から構成される。
- 内部にガレキ撤去を実施するためのガレキ撤去用天井クレーンを有する。



大型カバー全体の概要図

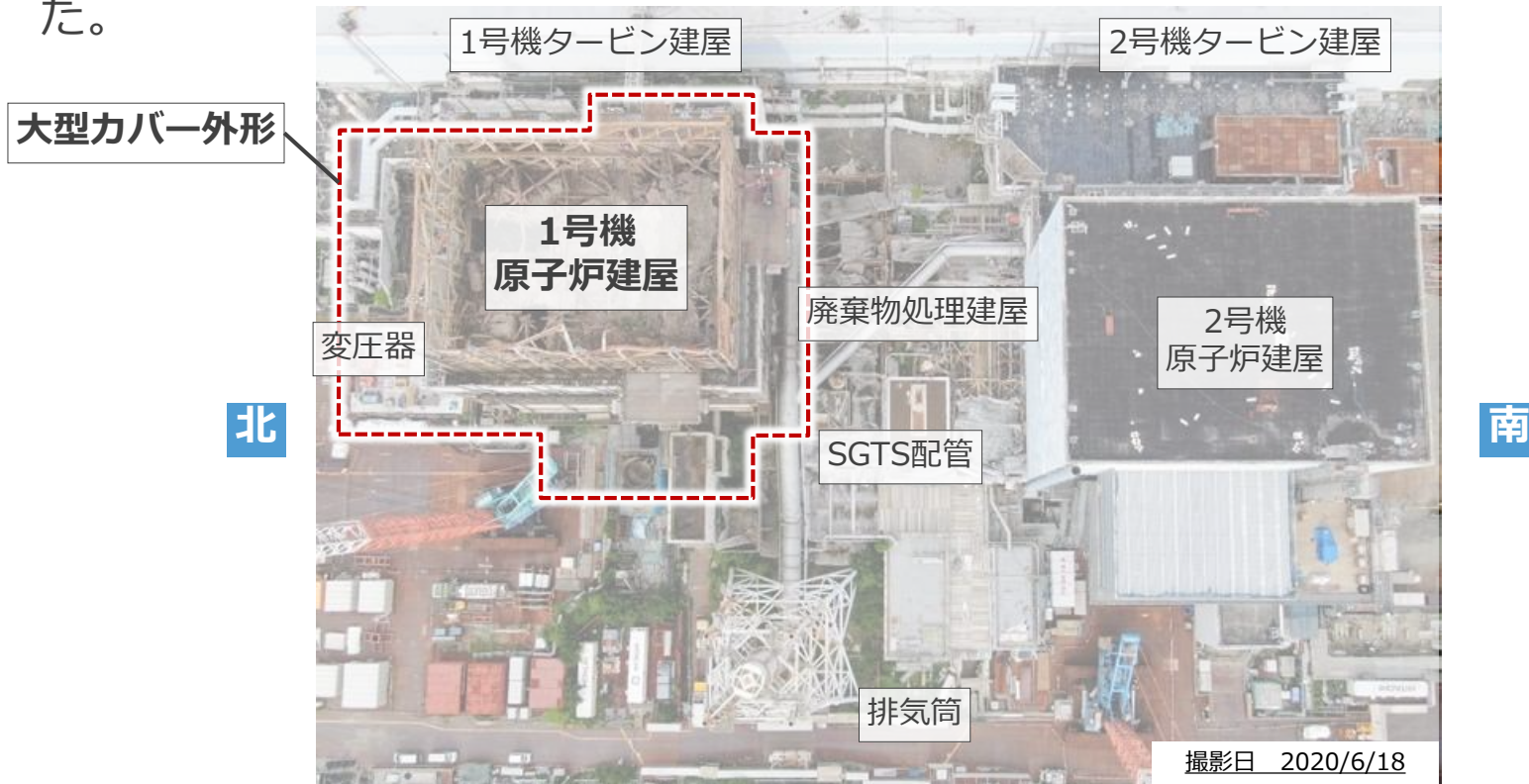


ガレキ撤去時のイメージ図

※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

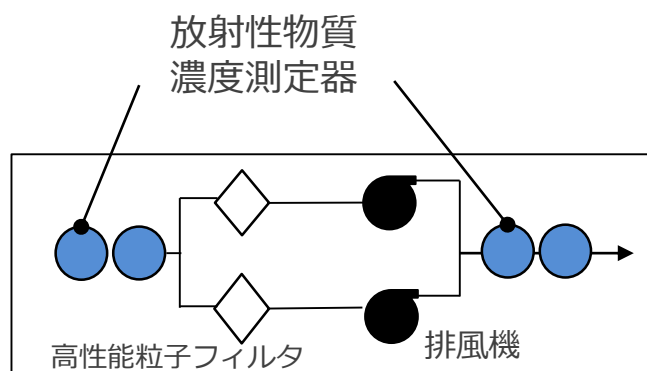
# 大型カバーを外壁支持とした経緯

- 1号機の燃料取り出しに当たっては、ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から、「原子炉建屋を覆う大型カバーを設置し、カバー内でガレキ撤去を行う」プランを採用し、2020年2月に第78回監視・評価検討会にて説明した。
- 大型カバーはガレキ撤去を行うために原子炉建屋全体を覆う必要があり、原子炉建屋より大きな構築物となる。このため、地盤から支持する場合、周辺建屋（タービン建屋、廃棄物処理建屋など）や設備の解体並びに支持力を確保するため地盤改良等が必要となることから、原子炉建屋外壁から支持することとした。

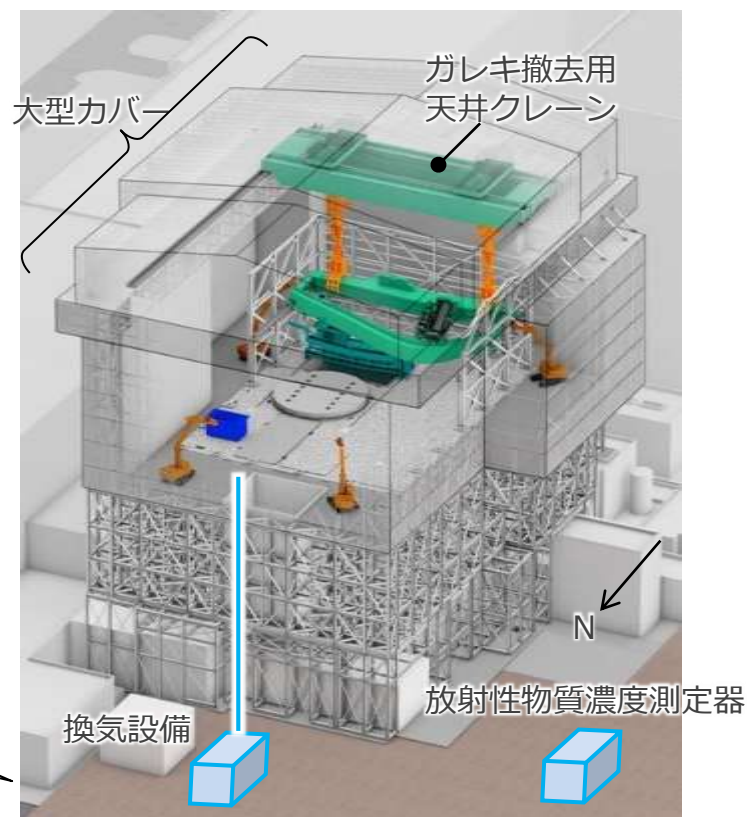


## 大型カバー等の設置について（2）

- 大型カバーの設置とあわせて、換気設備、放射性物質濃度測定器等を設置する。
- 大型カバーは、合理的に可能な限り隙間を低減し、換気設備とあいまって放射性物質の大気への放出を抑制するとともに、放射性物質濃度測定器により連続監視する。



※大型カバー外周部にも自主的に放射性物質濃度測定器を設置

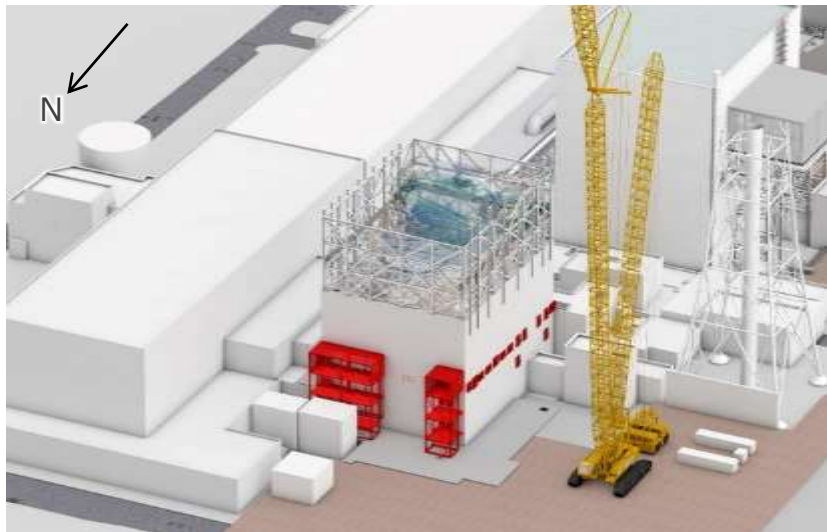


※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

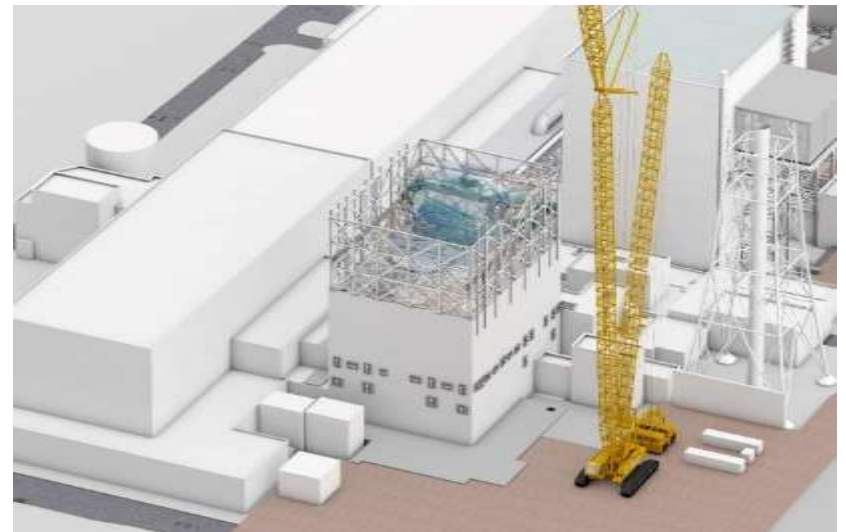


# 大型カバー等の設置について (3)

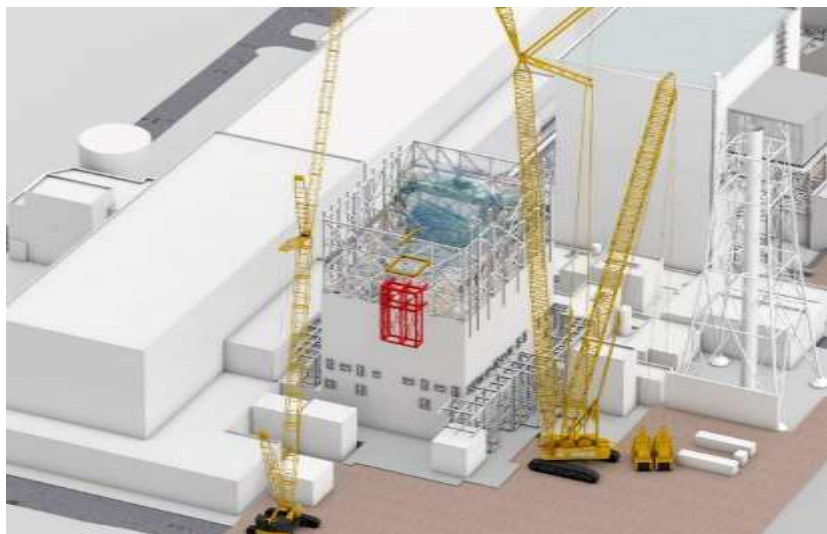
## ■ 大型カバー設置の作業ステップ (1)



仮設構台部アンカー削孔, ベースプレート設置中



仮設構台部アンカー削孔, ベースプレート設置完了



仮設構台設置中



仮設構台設置完了

※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

# 大型カバー等の設置について (4)

## ■ 大型カバー設置の作業ステップ (2)



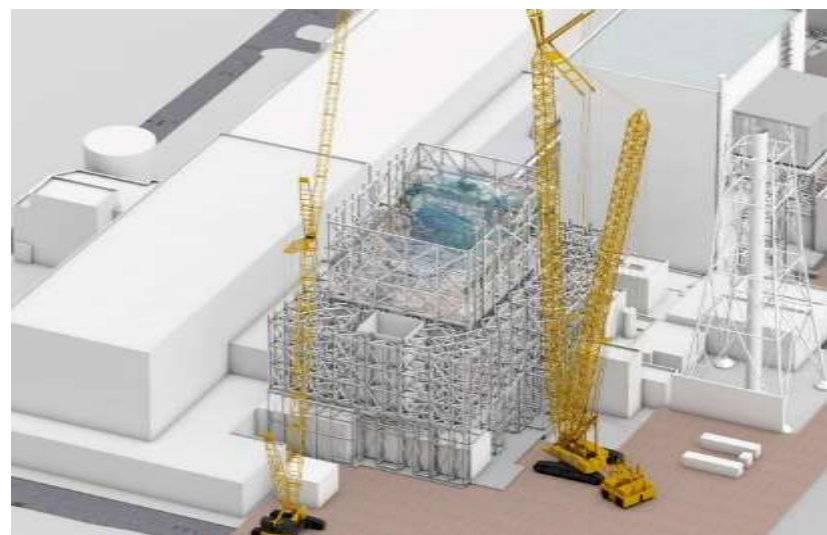
アンカー削孔, ベースプレート設置中



アンカー削孔, ベースプレート設置完了



下部架構設置中



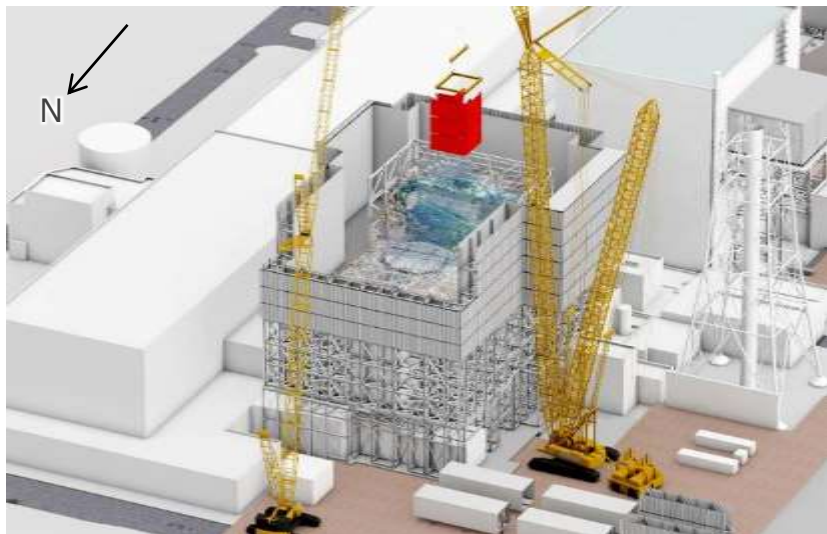
下部架構設置完了

※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

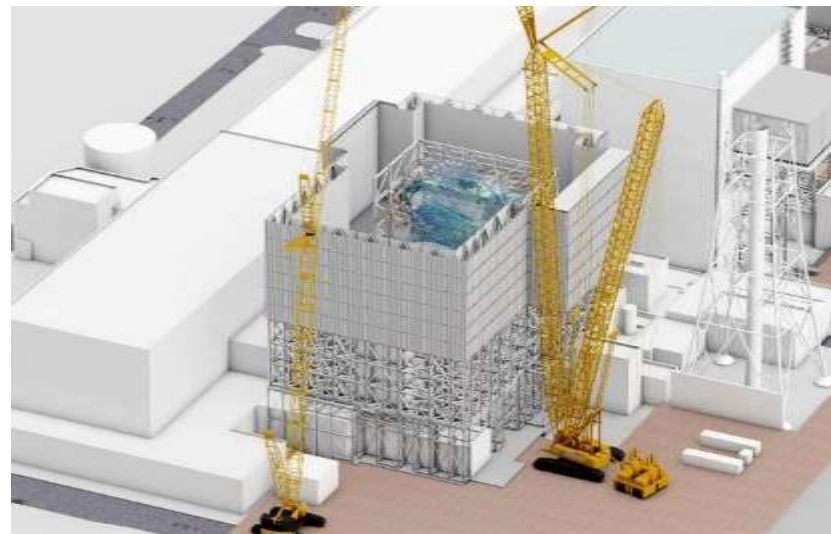


# 大型カバー等の設置について (5)

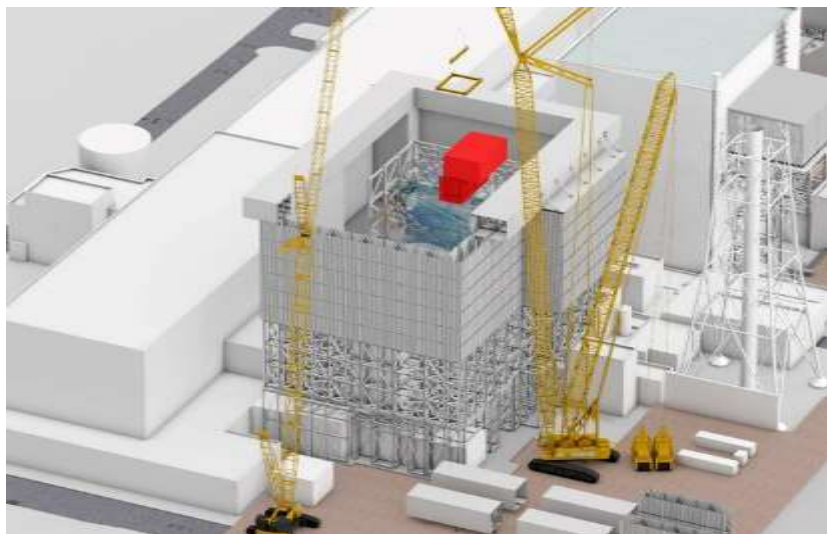
## 大型カバー設置の作業ステップ (3)



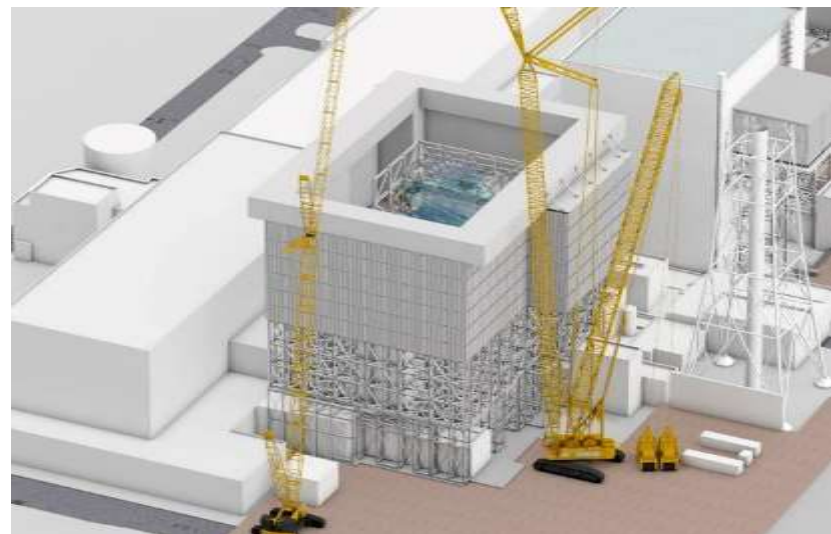
上部架構設置中



上部架構設置完了



ボックスリング設置中



ボックスリング設置完了

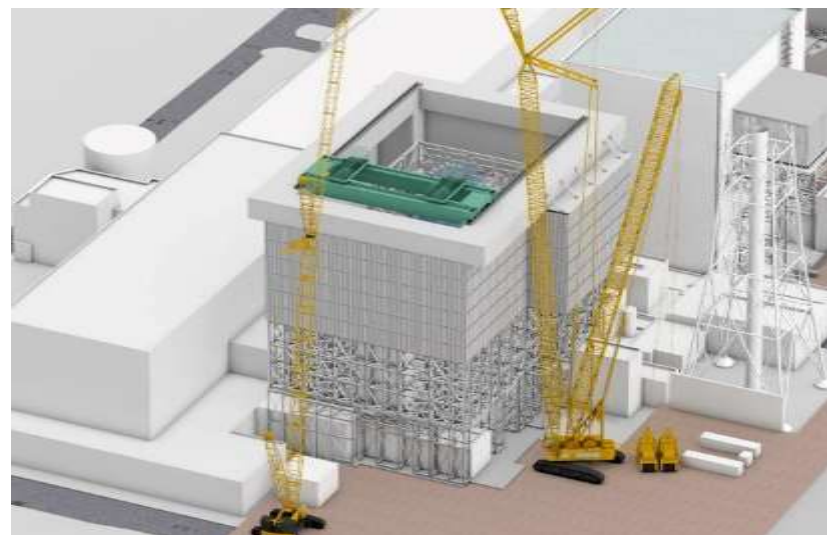
※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

# 大型カバー等の設置について (6)

## 大型カバー設置の作業ステップ (4)



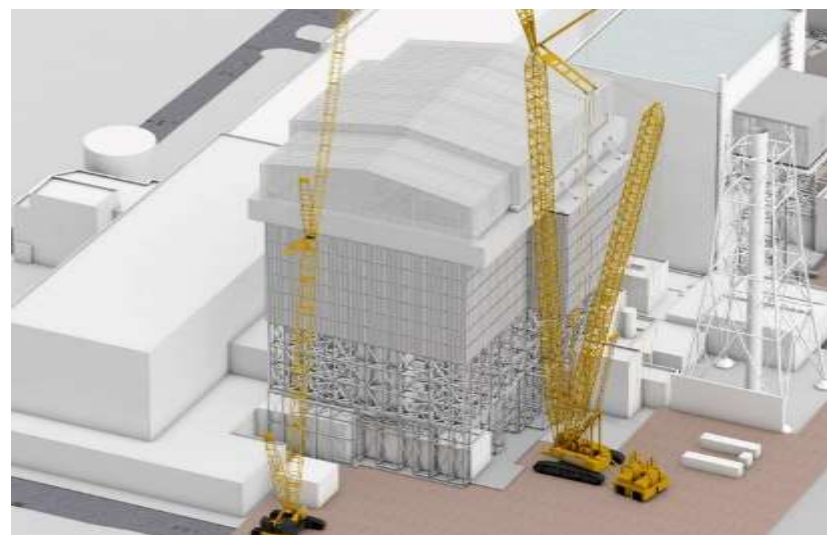
ガレキ撤去用天井クレーン設置中



ガレキ撤去用天井クレーン設置完了



可動屋根設置中



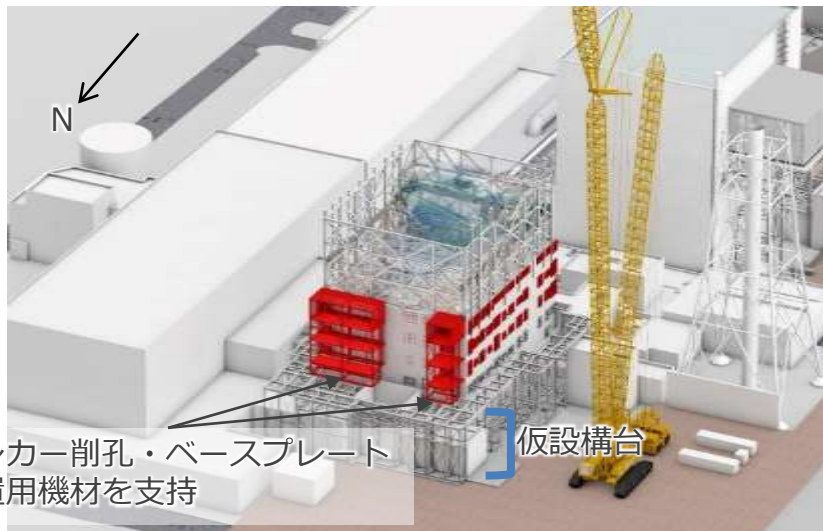
可動屋根設置完了

※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

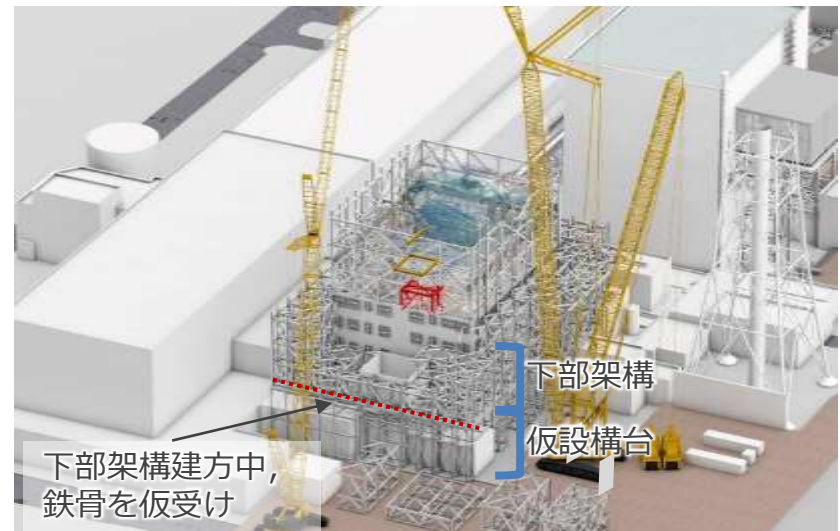


# 大型カバー等の設置について (7)

- 仮設構台は地上から立ち上げ、アンカー削孔やベースプレート設置中の機材の支持や、下部架構建方中の鉄骨を仮受けするために設けるものである。
- 下部架構とは構造的に縁が切れており、大型カバーを構成する構造部材とはならないため、申請対象の構造物とはしていない。



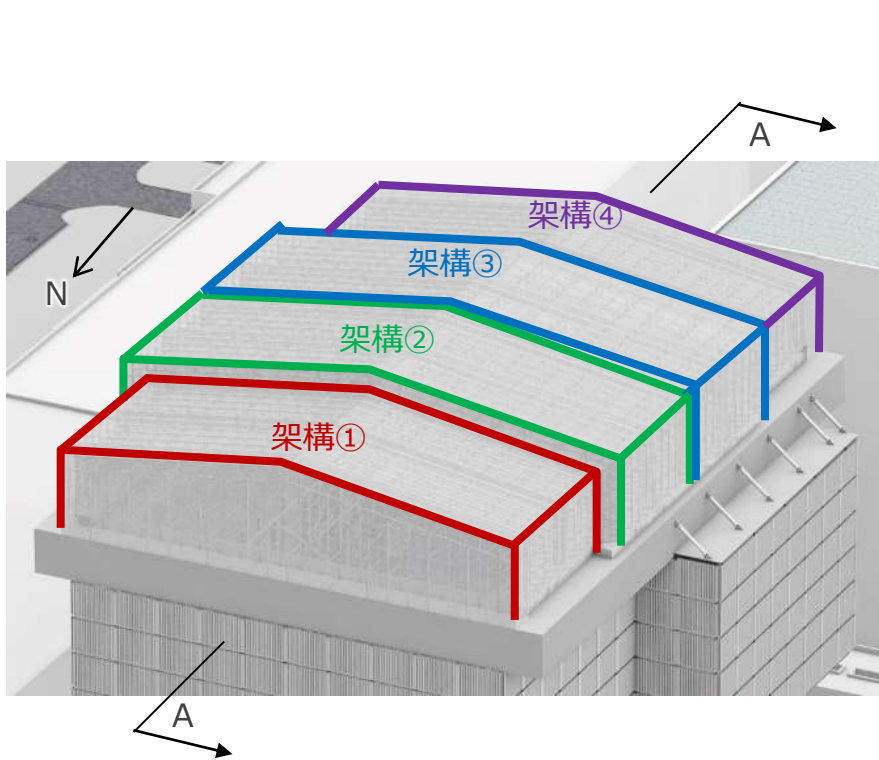
アンカー削孔、ベースプレート設置中



下部架構設置中

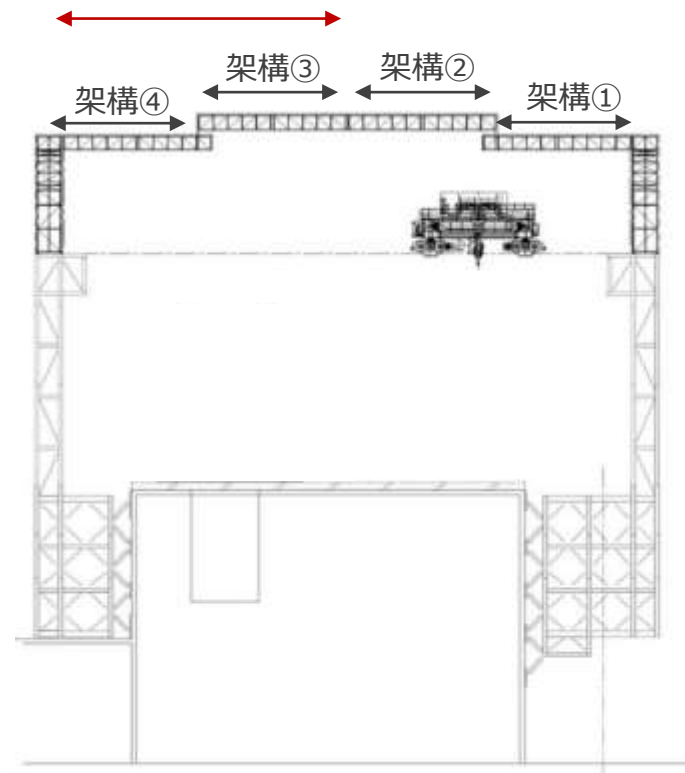
# 大型カバー等の設置について (8)

- 可動屋根は大小4つの架構に分かれており、それぞれの架構が南北にスライドし、任意の位置で屋根面積の約50%を開口できる構造である。これにより、将来計画している燃料取扱機・クレーンの搬入等を可能としている。



可動屋根イメージ図

任意の位置で約50%の開口が可能



A-A断面図

# 大型カバーの施工（被ばく線量の低減）

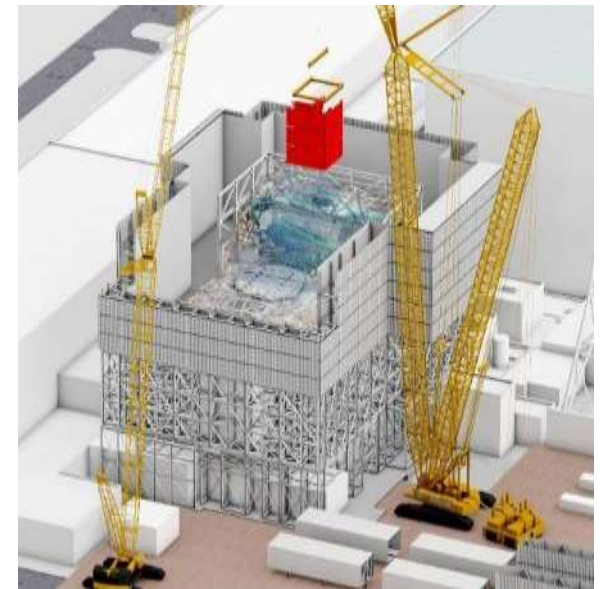
- 1号機原子炉建屋周辺は、線量が高く、有人による作業は作業員の被ばく線量が増加する。
- このため、作業員の被ばく線量を低減する観点から、
  - 低線量となるエリアでの鉄骨のブロック化
  - 高線量エリアではできる限り遠隔操作による施工を実施する。



構外ヤード（低線量エリア）での鉄骨のブロック化



1号機まで鉄骨を搬送

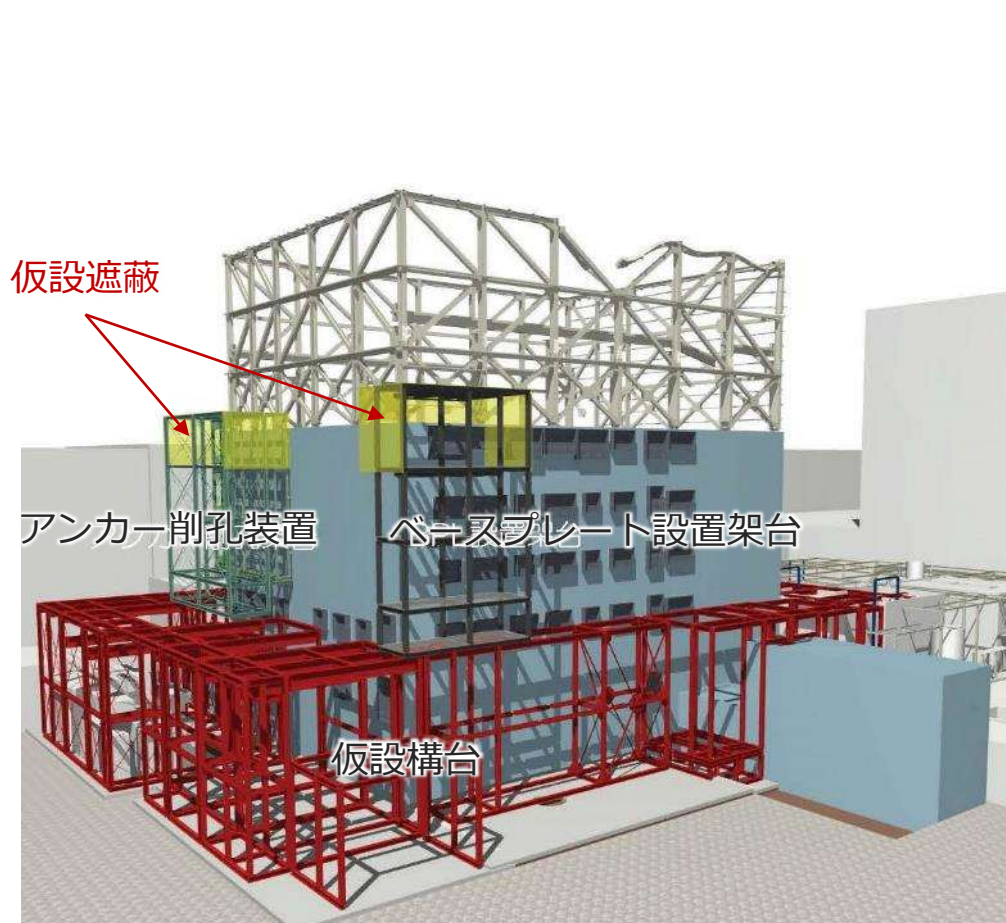


原子炉建屋（高線量エリア）での遠隔操作による鉄骨建方

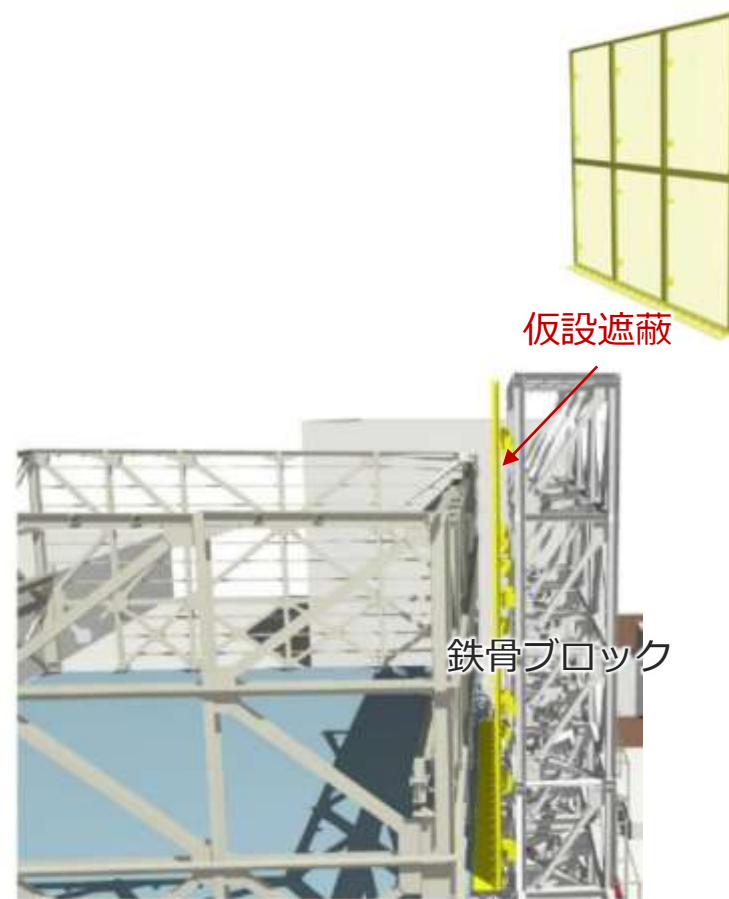


# 大型カバーの施工（被ばく線量の低減）

- 一部、高線量エリアでの有人作業が発生することから、被ばく線量を低減するため、鉄骨ブロックのオペフロ側等に仮設遮蔽を設ける。



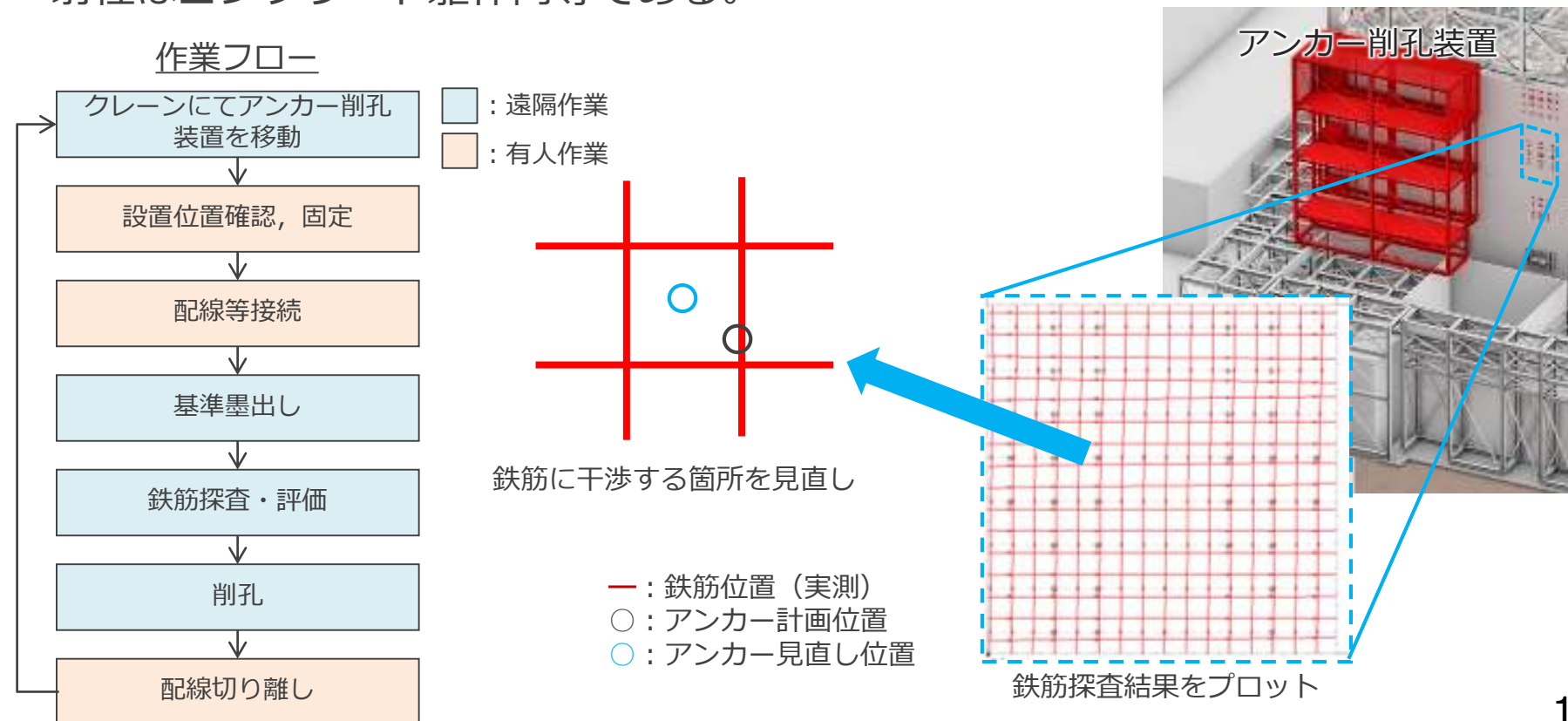
アンカー削孔装置の遮蔽イメージ



鉄骨建方時の遮蔽イメージ

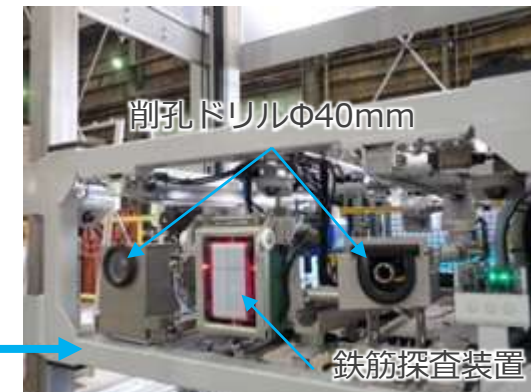
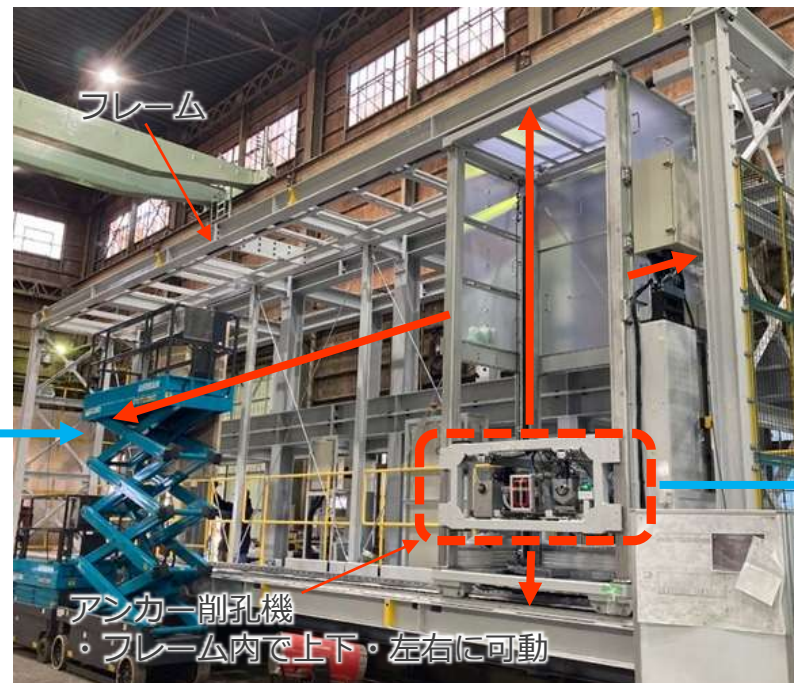
# 大型カバーの施工（アンカーの設置方法）

- 大型カバーを原子炉建屋に固定するアンカーは作業フローに基づき設置する。
- このうち、時間を要する壁の鉄筋探査、壁への削孔作業については、アンカー削孔装置を用いて自動で実施する。なお、配筋が200mm間隔で設置されているのに対し、アンカーは400mm間隔、削孔径40mmで設置することから、探査により鉄筋を確認した上で、できる限りこれらを避けて孔を設ける計画である。
- アンカーの固定材は無機系材料（セメント系）を使用しており、耐久性や対放射性はコンクリート躯体同等である。



# 大型カバーの施工（アンカーの設置方法）

- アンカー削孔前の鉄筋探査は、アンカー削孔装置に設ける鉄筋探査装置により遠隔で行う。
- アンカー削孔装置は、鉄筋探査や削孔を遠隔で行うために、鉄筋探査装置や削孔用ドリルを有するアンカー削孔機をフレームに組み込み、このフレーム内を上下左右に可動することで範囲内の鉄筋探査、削孔を可能としている。



アンカー設置作業イメージ

アンカー削孔装置



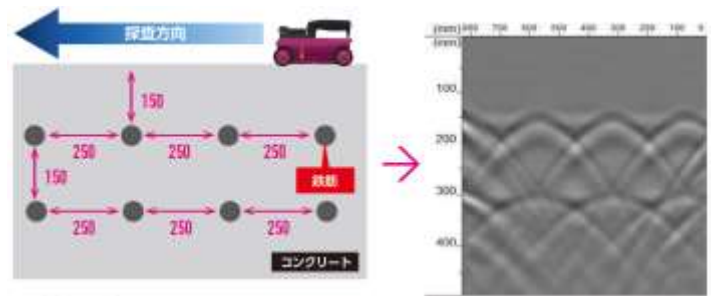
# 大型カバーの施工（アンカーの設置方法）

- 鉄筋探査装置は、一般現場でも使用実績のあるレーダー方式の装置を用いる。



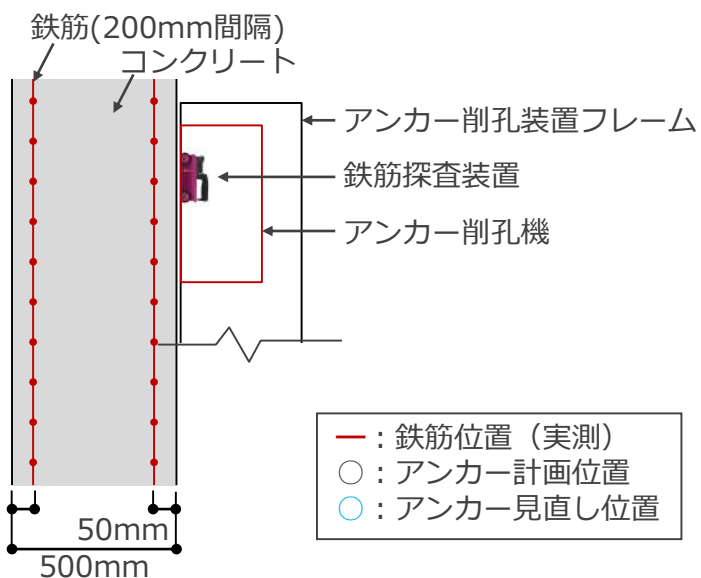
主な性能	
項目	性能
方式	電磁波レーダ方式
探査対象物	鉄筋・埋設管(鉄管, 塩ビ管, CD管 等)・空洞・ジャンカ等
測定深度	5~450mm

鉄筋探査装置：NJJ-200K



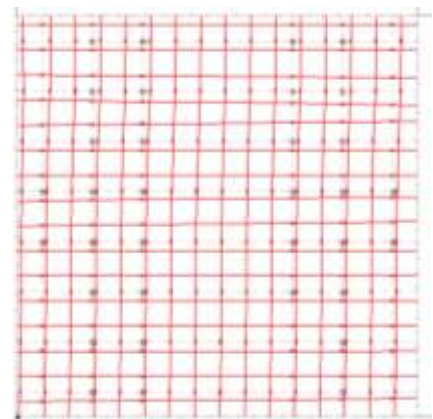
測定画像例

- アンカー削孔装置に設置した鉄筋探査装置により測定した探査結果を図面にプロットし鉄筋と干渉するアンカー位置を見直す。

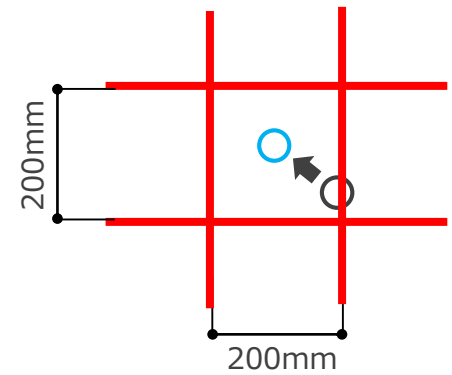


- : 鉄筋位置 (実測)
- : アンカー計画位置
- (blue) : アンカー見直し位置

R/B外壁のイメージ(代表部)



鉄筋探査結果をアンカー配置計画位置に対してプロット

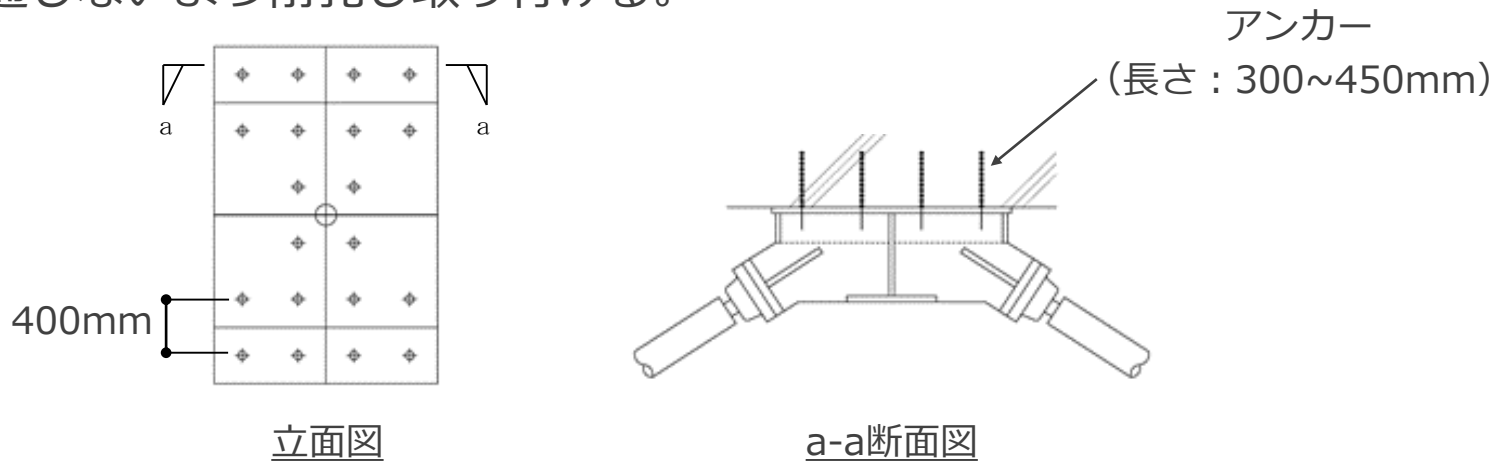


鉄筋に干渉するアンカー位置を見直し

# 大型カバーの施工（アンカー削孔に伴うR/Bへの影響）

## ■ アンカー取り付け部の構造

アンカー取り付け部の概要を下図に示す。アンカーはタテヨコ共に400mm間隔を基本とし配置され、アンカー径33mmに対して最大Φ40mmで外壁外面から外壁を貫通しないよう削孔し取り付ける。



## ■ アンカー削孔による欠損影響程度

### ● 外壁部の剛性低下影響

外壁を削孔することによる剛性低下の影響は、外壁見付け面積当たりの削孔面積で換算できる。Φ40mmが仮に400mm×400mm間隔で外壁全面に開けられた場合の欠損率は1%弱であり、影響は極めて小さい。

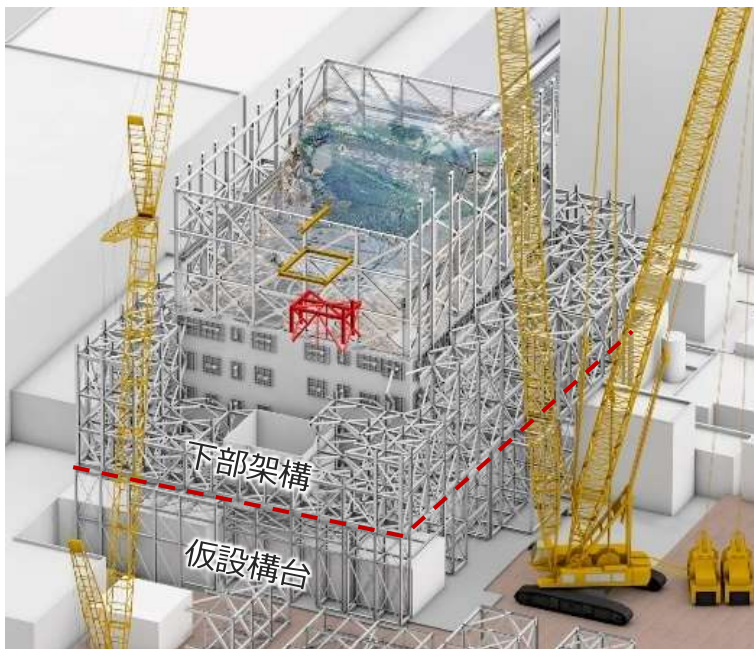
$$20 \times 20 \times \pi \times (1000/400) \times (1000/400) / (1000/1000) = 0.79\%$$

● 削孔後、速やかにアンカー+モルタルで補修するため削孔中の影響は一時的であり耐震性の低下に至ることはない。

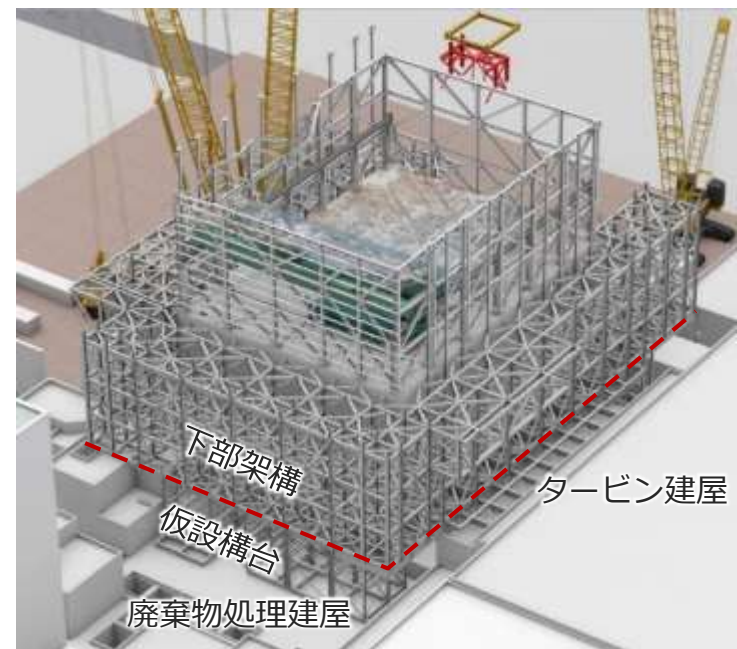


# 大型カバーの施工（仮設構台の役割）

- 大型カバーの組み立てに当たり、下部架構を設置する際には、仮設構台を利用する。
- 仮設構台は、地盤面から建てられており、原子炉建屋の四面に設置される。
- 下部架構がアンカーにより原子炉建屋に支持された後は、仮設構台側に下部架構等の大型カバーの荷重はかからないようになる。なお、大型カバー設置後も残置する。



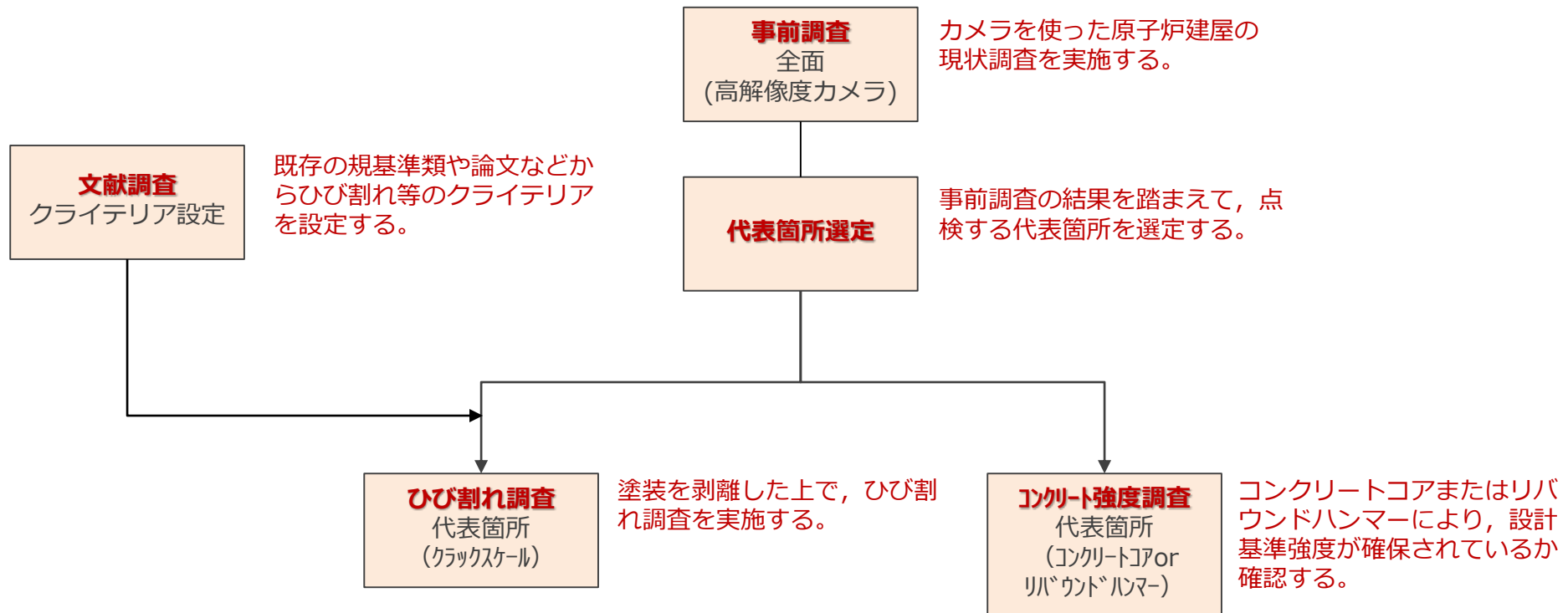
北西側からのイメージ



南東側からのイメージ

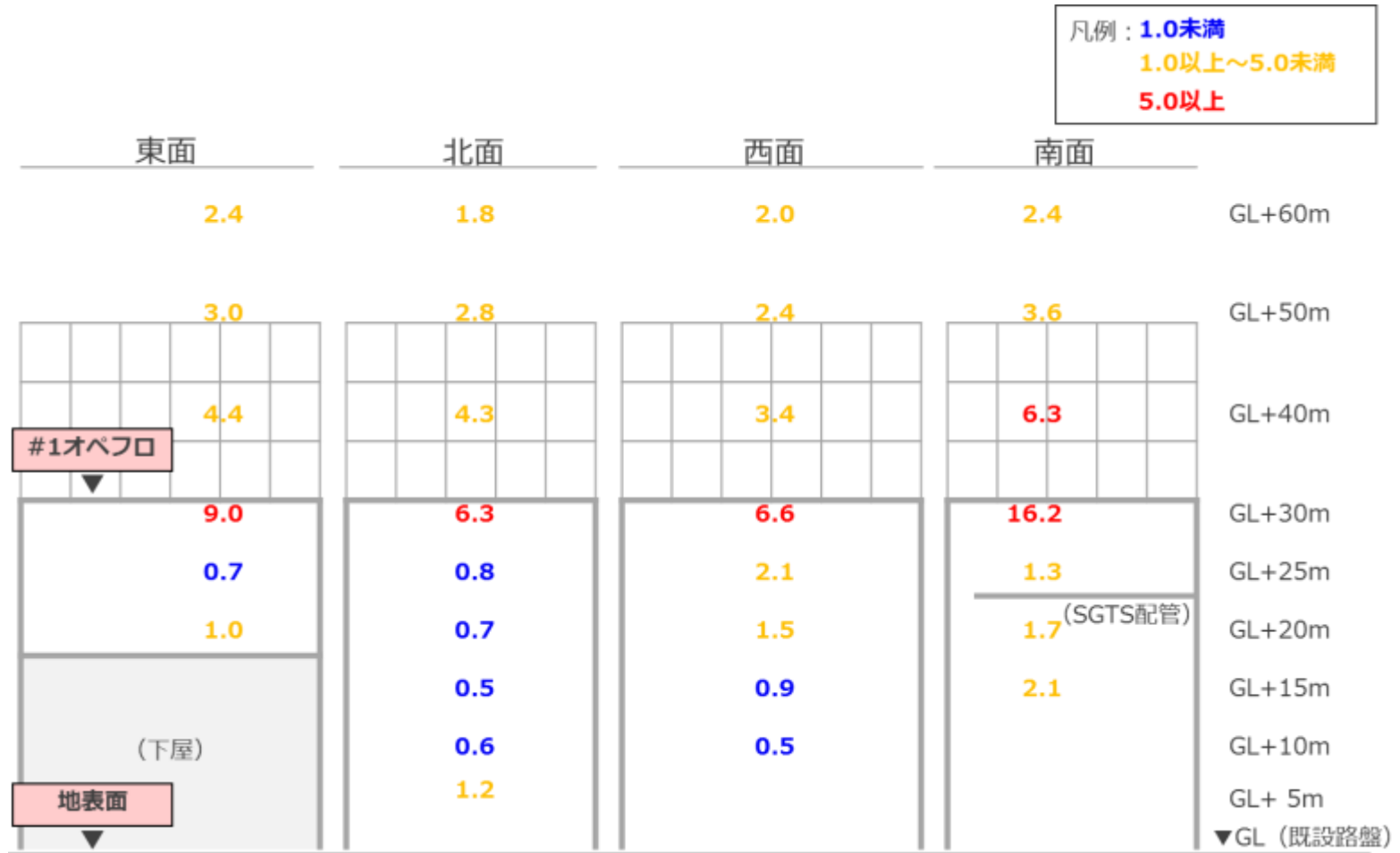
# 原子炉建屋の外壁調査計画（全体方針）

- 大型カバー設置に当たっては、原子炉建屋外壁にアンカーにより支持させることから、原子炉建屋の外壁の状態を確認することが重要である。
- このため、アンカーを設置する上で確認が必要なひび割れ調査及びコンクリート強度調査を実施する。



# 原子炉建屋の外壁調査計画（線量環境）

- 外壁調査は、高所かつ高線量箇所であるため、事前調査は遠隔からカメラ撮影により行い、**ひび割れ調査及びコンクリート強度調査**はアンカー削孔装置を使用し削孔のタイミングに合わせながら実施する計画である。



原子炉建屋における壁面の線量について（測定：2019年）（単位:mSv/h）

# 原子炉建屋の外壁調査計画（事前調査）

- 原子炉建屋に地震，水素爆発，その他経年劣化によって，大きなひび割れ等の損傷が生じていないことを確認するため，目視による調査を実施する。
- 目視による調査に当たっては，高線量及び高所であることを考慮して，高解像度カメラによる調査を実施し，**ひび割れ調査及びコンクリート強度調査の代表箇所**を選定する。

## PHASEONE XF Camera Systems



### 使用する高解像度カメラ

- メーカー：PHASEONE
- 型番：XF IQW3 100PM
- 解像度：1億100万画素
- 有効画素数：11608×8708



撮影した写真画像の一例（西面）

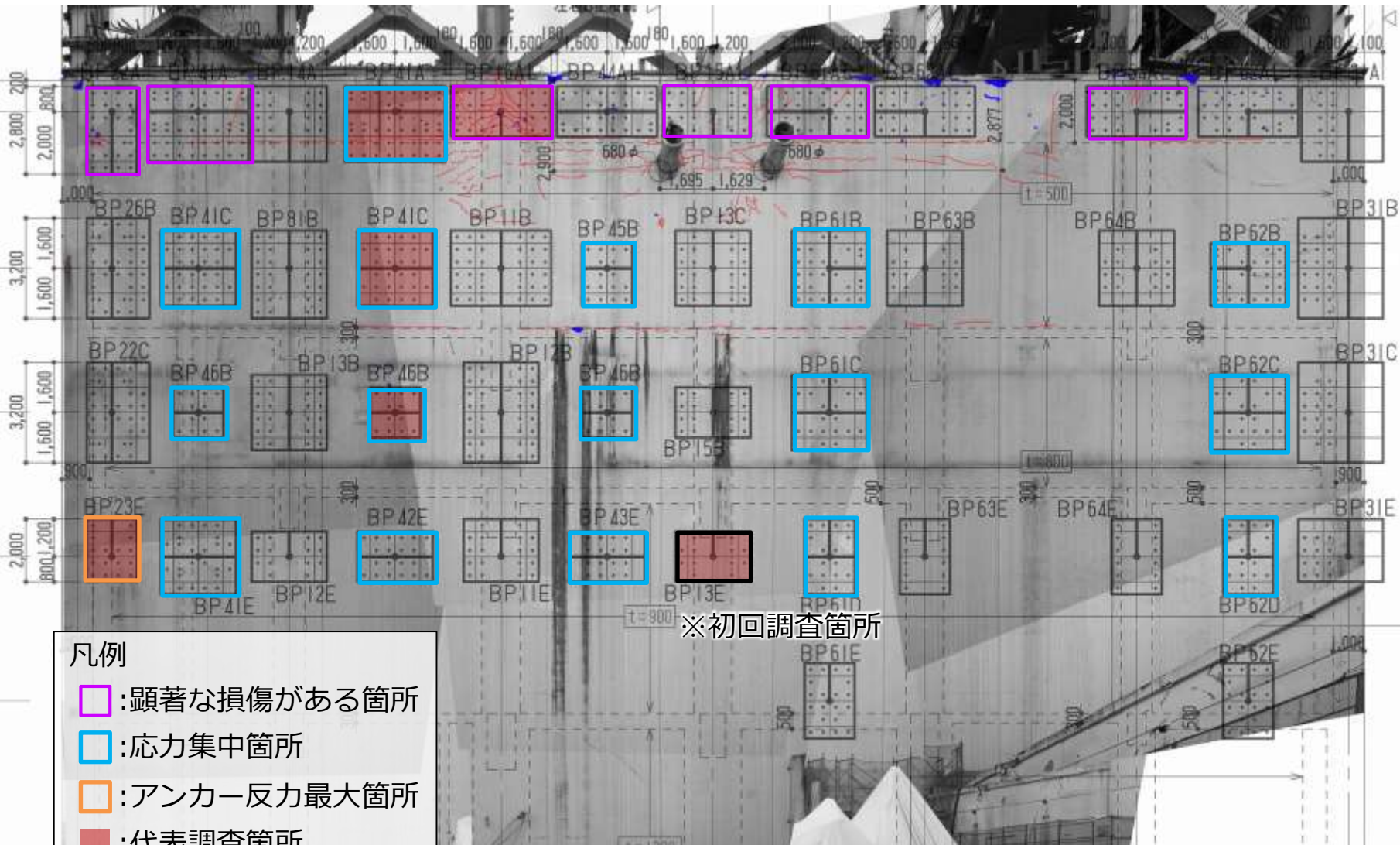
# 原子炉建屋の外壁調査計画（代表箇所を選定方法）

- R/B外壁部は高線量であることから、ひび割れ調査及びコンクリート強度調査は代表的な箇所を選定し実施する。
- 選定にあたっては、事前調査で塗膜面に損傷が認められる箇所、応力集中箇所、アンカー反力最大箇所の中から各面各段1~2箇所を選定する。
  - 塗膜面に損傷がある箇所  
各面各段のアンカー設置箇所の塗膜面に割れや剥離が比較的多い箇所を代表箇所とする。
  - 応力集中箇所  
地震及び水素爆発の影響を受ける場合、柱梁に囲まれた有効スパンが広く、壁厚の薄い箇所が最も不利となることから、各面各段のアンカー設置箇所のうち、壁厚-有効スパンの比率が最も小さい箇所とする。
  - アンカー反力最大箇所  
各面の大型カバーアンカー反力の最大箇所とする。



# 原子炉建屋の外壁調査計画（事前調査結果）

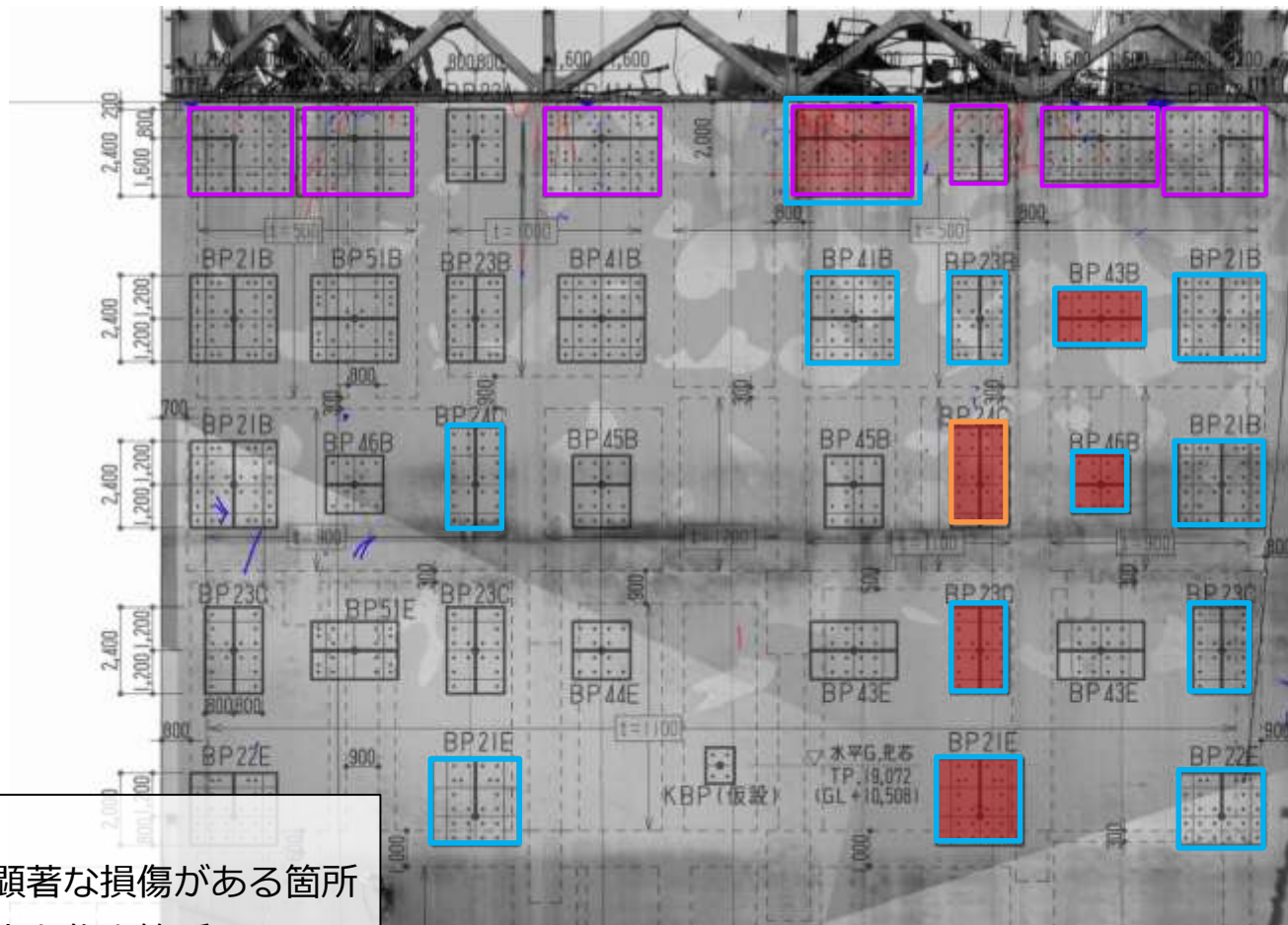
## ■ 西面



- 凡例
- : 顕著な損傷がある箇所
  - : 応力集中箇所
  - : アンカー反力最大箇所
  - : 代表調査箇所

# 原子炉建屋の外壁調査計画（事前調査結果）

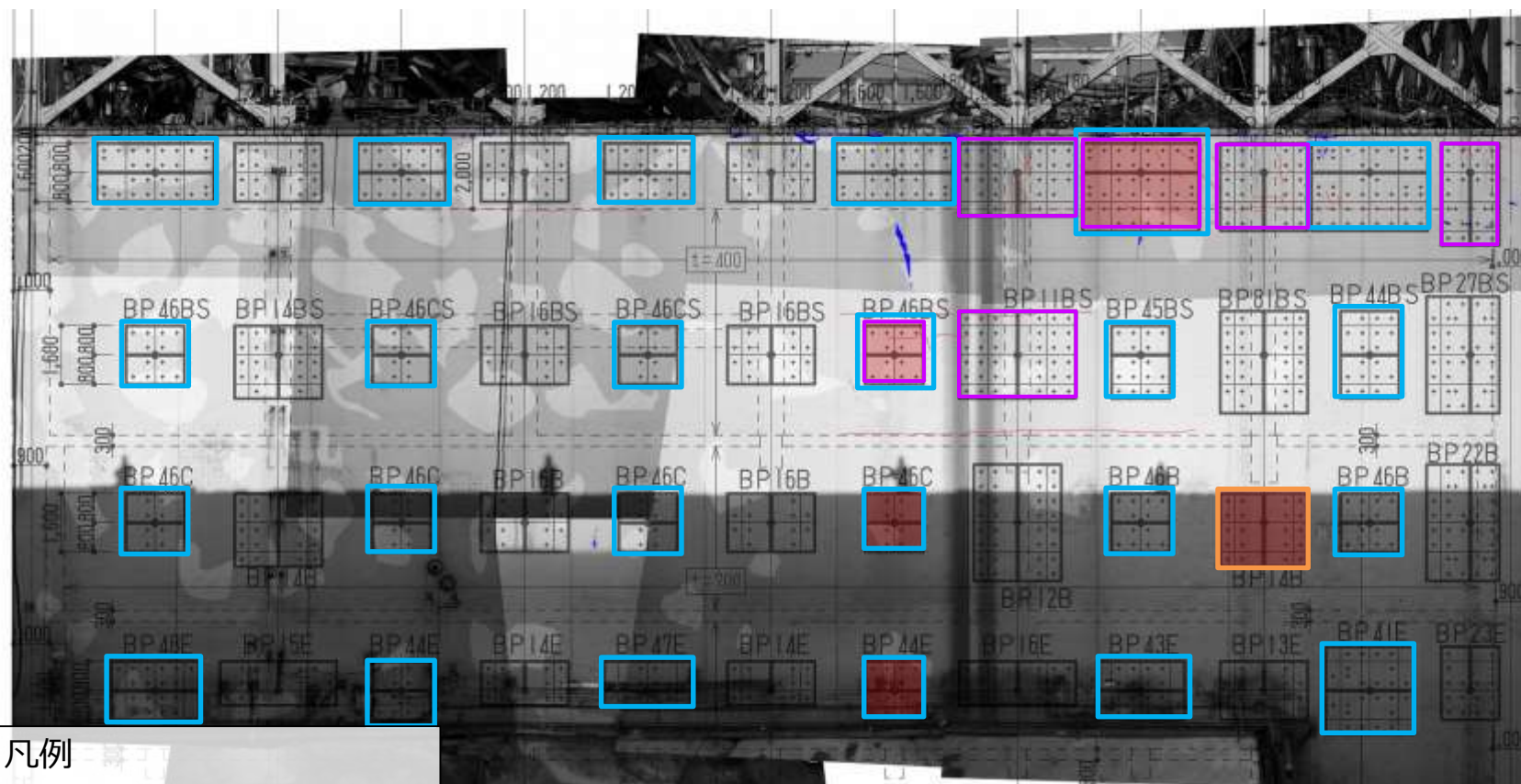
## ■ 北面



- 凡例
- : 顕著な損傷がある箇所
  - : 応力集中箇所
  - : アンカー反力最大箇所
  - : 代表調査箇所

# 原子炉建屋の外壁調査計画（事前調査結果）

## ■ 東面



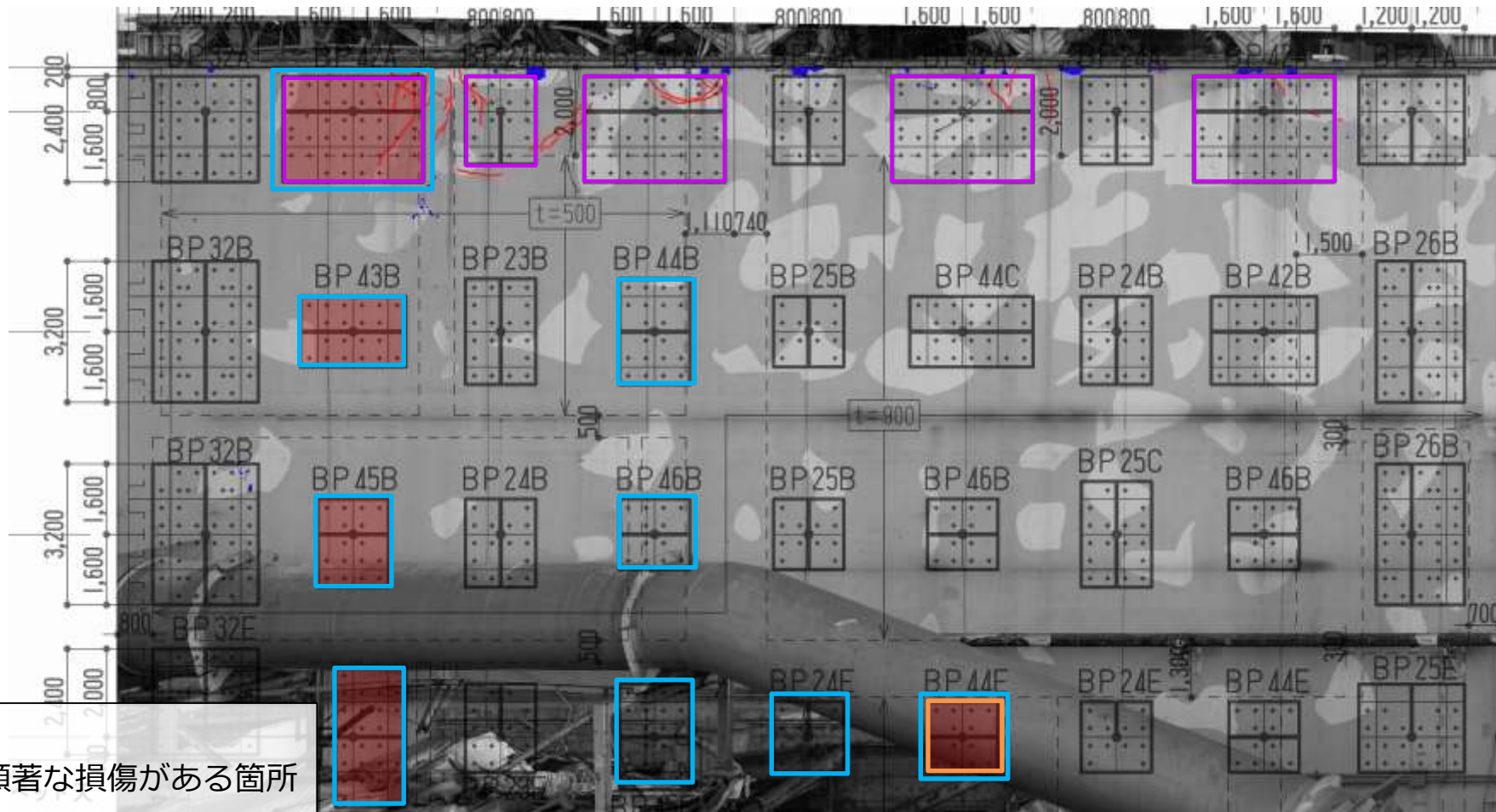
### 凡例

- : 顕著な損傷がある箇所
- : 応力集中箇所
- : アンカー反力最大箇所
- : 代表調査箇所



# 原子炉建屋の外壁調査計画（事前調査結果）

## ■ 南面



- 凡例
- : 顕著な損傷がある箇所
  - : 応力集中箇所
  - : アンカー反力最大箇所
  - : 代表調査箇所

# 原子炉建屋の外壁調査計画（文献調査）

- 文献の適用性について  
ひび割れ調査のクライテリア設定にあたり、各種文献調査およびその適用性について考察し、適用性があることを確認した。

大型カバーに用いるアンカーと文献調査におけるアンカーの比較

	大型カバーに用いる セメフォースアンカー	電共研 AIJ梗概 2018	岐阜大 川口 JCI 2015
アンカータイプ	接着系アンカー	頭付きスタッドボルト	接着系アンカー (カプセル式)
アンカーボルト径D	M33	試験部はφ19	M16
アンカー鋼材種類	SNR490B 全ねじ	SCM435 クロムモリブデン鋼	ABR400
アンカー強度 (N/mm <sup>2</sup> )	降伏点400以上保証	降伏点785以上	引張強度400
コンクリート強度 (N/mm <sup>2</sup> )	22.1	34.1~35.6 (目標値35)	22.2 (目標値24)
埋込長さ	300mm (9D) 375mm (11D) 450mm (13D)	90mm (4.7D)	130mm (8D)
ひび割れ幅 (mm)	—	0.35, 1.0	0.2, 0.5, 1.0
ひび割れ本数	—	1本	1本
ひび割れ位置	—	アンカー位置から0	アンカー位置から 0, 4D, 8D
設計耐力 (コーン破壊) (kN)	300mm (9D) : 250 375mm (11D) : 253 450mm (13D) : 264	63~65	24.4
考察 (論文適用の妥当性)	—	①試験体のコンクリート強度は、本設計の実強度と同程度である。 ②試験体厚さ方向に貫通するひび割れで保守的な設定となっている。 ③アンカー設置後のひび割れであり、ヘッドに沿って剥離してすべりが生じるなど、本設計のあと施工仕様より厳しい破壊状況となっている。 ④ひび割れ幅0.35mm, 1.0mmの引抜試験を実施しているが、1.0mmであっても設計耐力（コーン破壊）を上回っている。 ⑤埋込長さが4.7Dと本設計の仕様より短いですが、安定した耐力を保持している。 ⑥無筋ゾーンへの定着であり、実機のように壁筋の効果を見逃した保守的な設定である。	①セメフォースアンカーと同じ、接着系アンカーを対象としている。 ②試験体のコンクリート強度は、本設計と同程度である。 ③試験体厚さ方向に貫通するひび割れで保守的な設定となっている。 ④ひび割れ幅0.2, 0.5, 1.0mmの引抜試験を実施しているが設計耐力（コーン破壊）を上回っている。 ⑤ひび割れから4D・8D程度離れていても、ひび割れなしと同等の耐力を保持している。 ⑥無筋ゾーンへの定着であり、実機のように壁筋の効果を見逃しており保守的な設定である。



# 原子炉建屋の外壁調査計画（文献調査）

## ■ クライテリアの設定

### ● ひび割れ

- 外壁の構造性能に関するもの  
水素爆発による損傷の場合、曲げ部材の損傷程度を考慮する必要があり、文献※<sup>1</sup>によると、損傷度Ⅰ～Ⅲでは水平耐力と鉛直耐力はともにほとんど低下しないとされている。  
このため、ひび割れ調査にあたっては損傷度Ⅳ以降の損傷が確認された場合には耐力低下影響の詳細評価を実施する。

マスキング対象



※1：震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針（日本建築防災協会）

# 原子炉建屋の外壁調査計画（文献調査）

## ■ クライテリアの設定

### ● ひび割れ

#### ・ アンカーの耐力に関するもの

文献※1,2によると、アンカーを貫通するひび割れについて1mm以下であれば、最大耐力は低下するものの各種合成構造設計指針によるアンカー耐力を満足する結果が得られている。また、アンカーを貫通しないひび割れは、アンカー耐力に有意な影響を及ぼすものではない結果となっている。よって、アンカー位置に1mmを超える貫通ひび割れが確認された場合は、アンカー位置を貫通しない位置に見直す。

マスキング対象



※1：水谷他「ひび割れがあるアンカー部の耐力試験（その1～3）」2018AIJ梗概

※2：川口他「コンクリート強度及びひび割れがあと施工アンカーの耐荷性に与える影響」2015JCI論文

## ■ クライテリアの設定

### ● コンクリート強度

- コンクリートコアまたはリバウンドハンマーにより、原子炉建屋の建設時の設計基準強度（ $22.1\text{N/mm}^2$ ）が確保されていることを確認する。

# 原子炉建屋の外壁調査計画（調査フロー）

■ 文献調査に基づき、次ページ以降に示す調査フローを設定した。

## ● ひび割れ調査

### ● 外壁の構造性能に関するもの

「震災建築物の被災度被災度区分判定基準および復旧技術指針」（以下、「復旧技術指針」という）に基づき、損傷度ⅣまたはⅤを判定する。損傷度ⅣまたはⅤと判定した場合は、耐力低下影響の詳細評価を実施する。なお、代表箇所において、損傷度ⅣまたはⅤに相当する損傷が確認された場合は、当該面・段の塗膜面に割れのある箇所もひび割れ調査の対象とする。

### ● アンカー耐力に関するもの

アンカー設置位置を貫通する1mmを超えるひび割れが確認された場合はアンカー位置を再検討する。

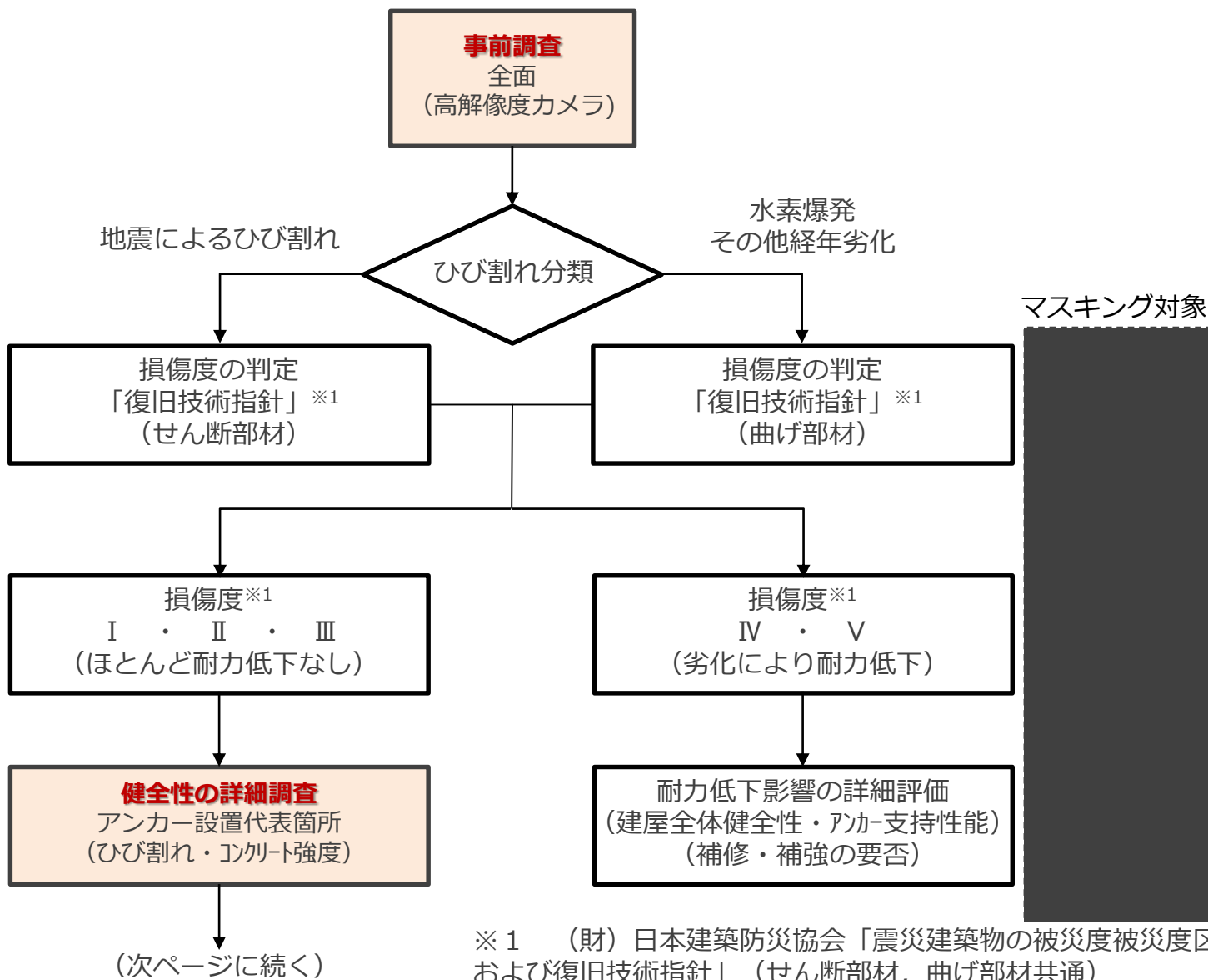
なお、代表箇所において、コンクリート面に1mmを超えるひび割れが確認された場合、当該面・段の塗膜面に割れのある箇所は直下に1mmを超えるひび割れがあるものとして、アンカー位置を再検討する。

ひび割れを避けられない場合は、ひび割れを補修する。

## ● コンクリート強度調査

● 各種合成構造設計に基づきアンカーの許容値を算定していることから、コンクリート強度が設計基準強度を上回ることを確認する。

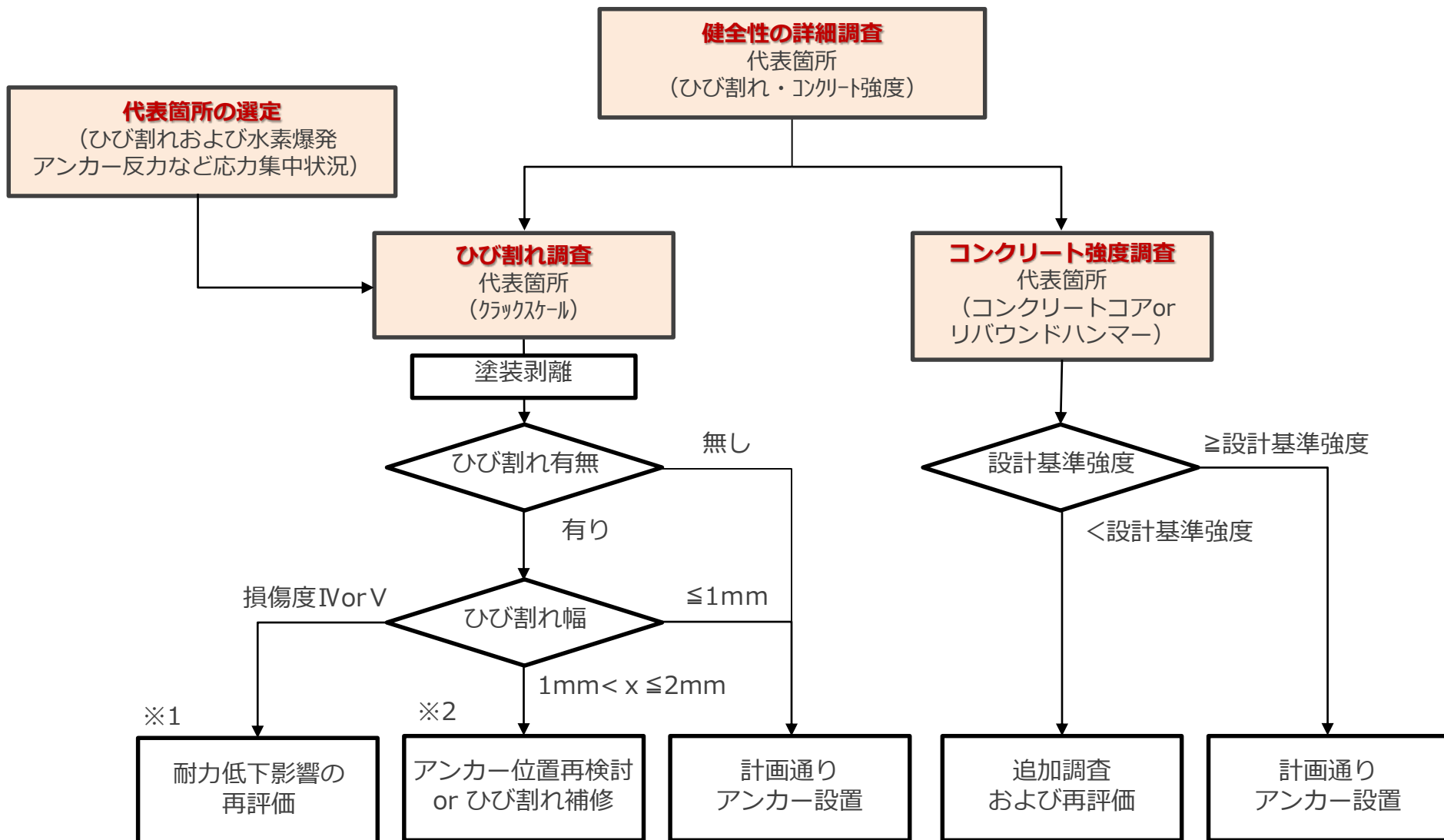




※1 (財)日本建築防災協会「震災建築物の被災度被災度区分判定基準および復旧技術指針」(せん断部材, 曲げ部材共通)

# 原子炉建屋の外壁調査計画（調査フロー）

（次ページから続き）



※1 損傷度Ⅳ・Ⅴの損傷が確認された場合は、塗膜面に同様の割れがある箇所も追加調査する

※2 1mmを超えるひび割れが確認された場合は、塗膜面に同様の割れがある箇所は1mmを超えるひび割れがあるものとしてアンカー位置を再検討する

# 原子炉建屋の外壁調査計画（ひび割れ調査）

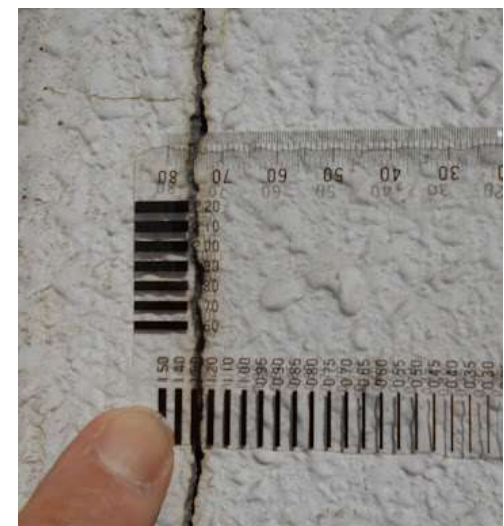
- 事前調査において選定した代表箇所について、塗膜を剥離し躯体表面のひび割れ幅をクラックスケールにより測定する。
- アンカー設置範囲のコンクリート浮きは、アンカー削孔時に削孔装置に設けたカメラで確認し、浮きが確認された場合はベースプレート設置前のモルタル詰めと合わせて補修する。



アンカー削孔装置フレーム



アンカー削孔装置からの  
調査イメージ



クラックスケールを用いた  
ひび割れ幅調査イメージ

# 原子炉建屋の外壁調査計画（コンクリート強度調査）

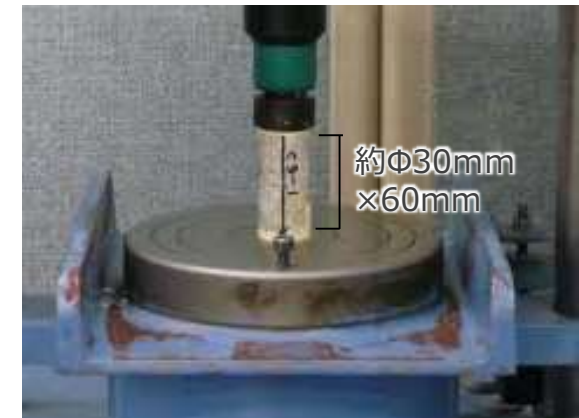
- 代表箇所毎に3本のコンクリートコアの強度試験を行い、コンクリートコアの強度が設計基準強度以上であることを確認し、健全性およびアンカー計画全体の見直し有無を判断する。
- コンクリートコアはアンカー削孔装置に設けたコアボーリングマシンを用いて採取する。
- なお、被ばく線量低減を目的とし、リバウンドハンマーによるコンクリート強度調査（非破壊調査）の採用を検討する。



アンカー削孔装置を用いたコア採取



採取されたコンクリート小径コア(例)

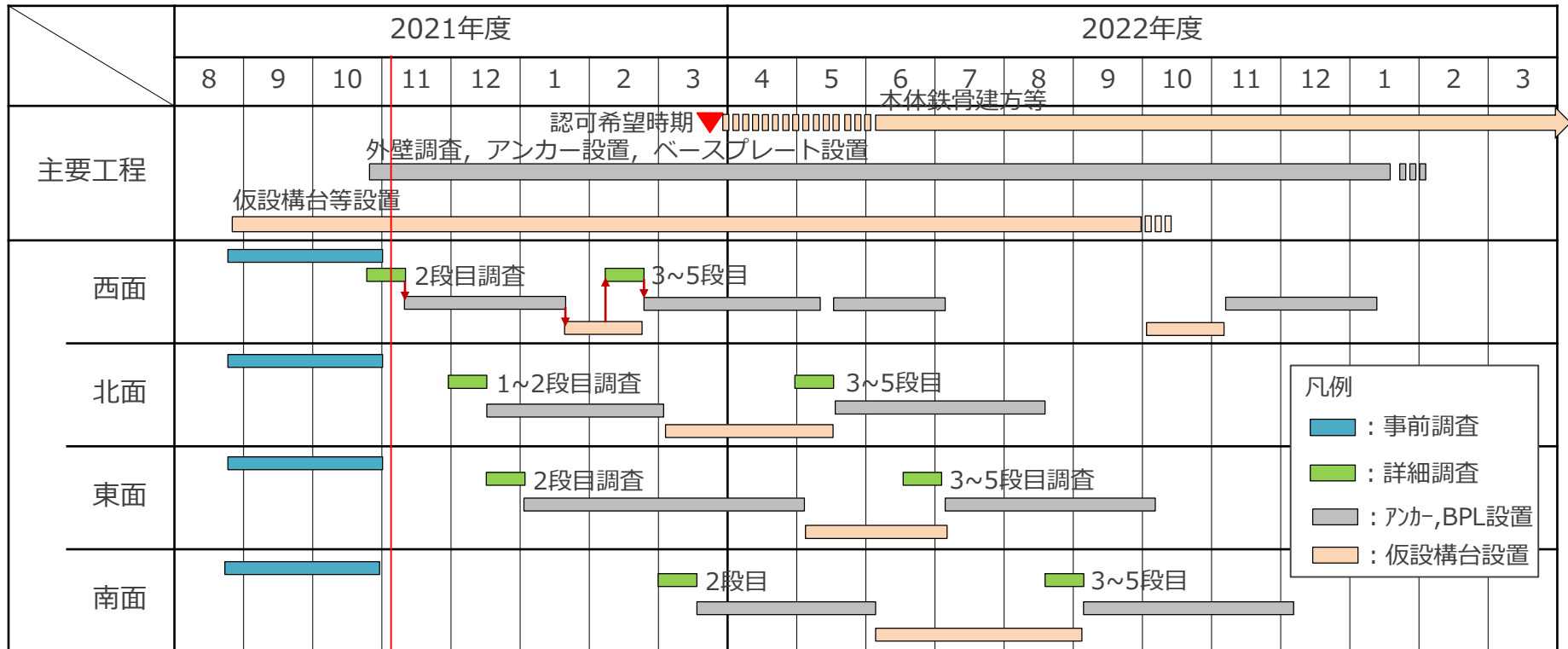


コア供試体の一軸圧縮試験（例）



# 原子炉建屋の外壁調査計画（スケジュール）

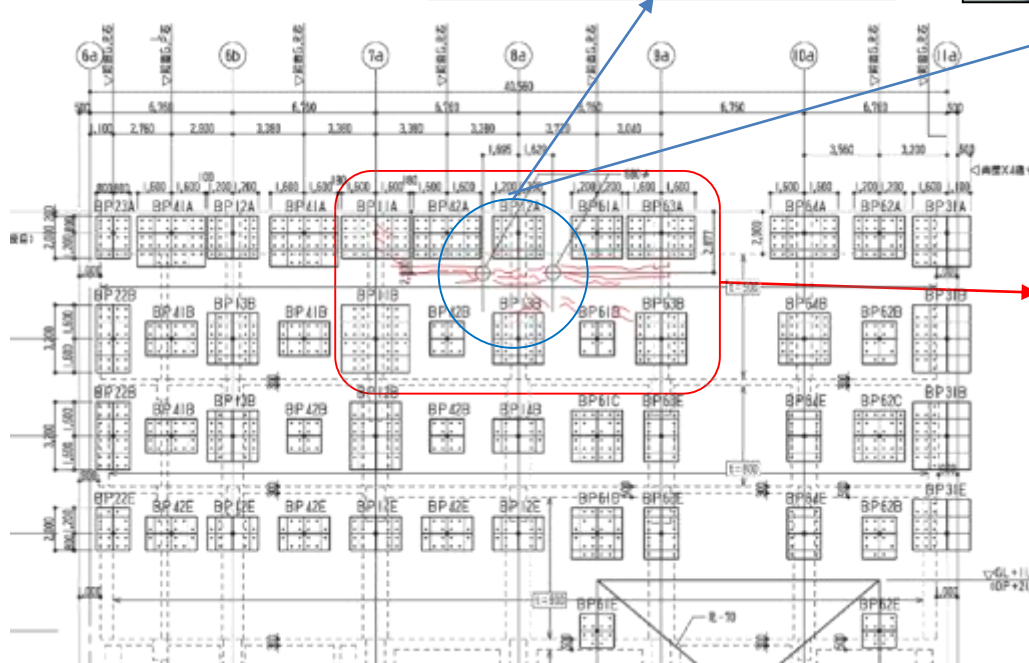
- 高所（3～5段目）の調査は、アンカー削孔装置を支持するための仮設構台の設置が必要となる。
- 仮設構台上部とアンカーの1～2段目が近接しているため、各面1～2段目の調査を完了した後、アンカー、ベースプレートの1～2段目を設置し、仮設構台の設置、高所の調査を行う計画である。



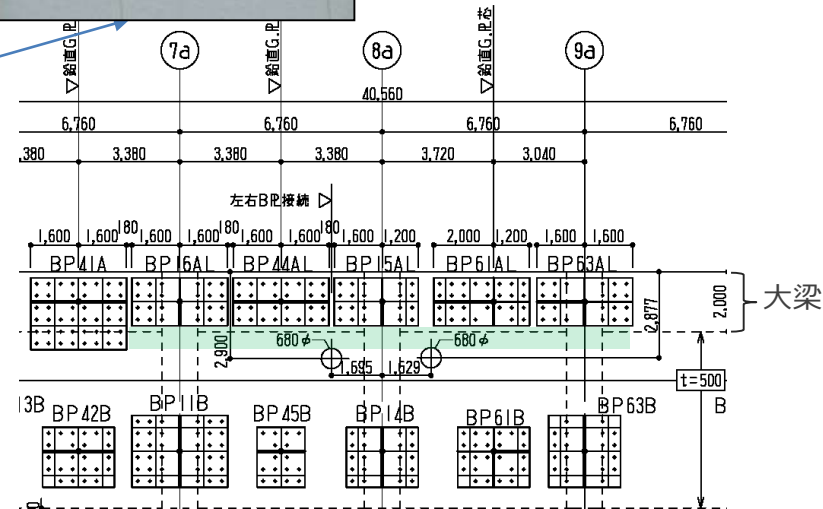
※周辺工事との調整や現場状況等を踏まえて、工程は変更となる可能性がある

# R/Bへのアンカー設置（壁の現状とアンカー配置計画）

- 1号機原子炉建屋の今までの確認の結果から、アンカーについては、顕著なひび割れや剥離が確認できる箇所を避ける等の処置を行っている。



R/B西側アンカー設置計画図（変更前）



◆当該部の設計上の処置

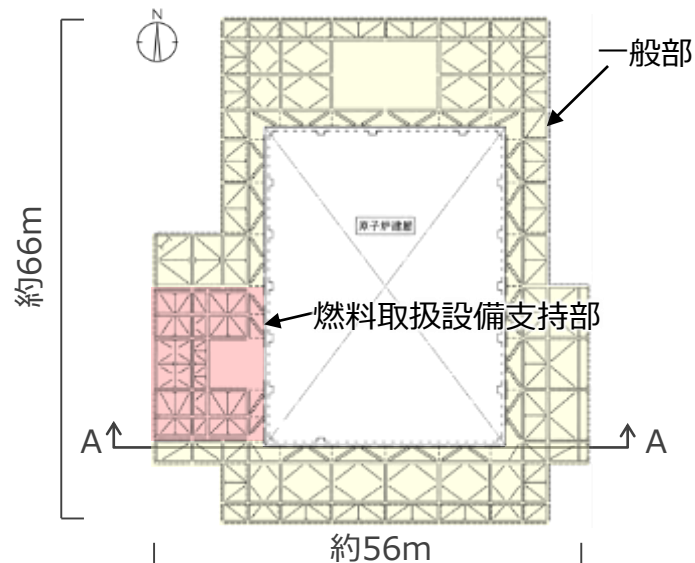
- 1) ひび割れ集中部の外壁アンカーを上部大梁へ集約
- 2) 大梁部のアンカー長を長くし、耐力増強
- 3) 一部のベースプレートでアンカー本数増設

R/B西側アンカー設置計画図（変更後）

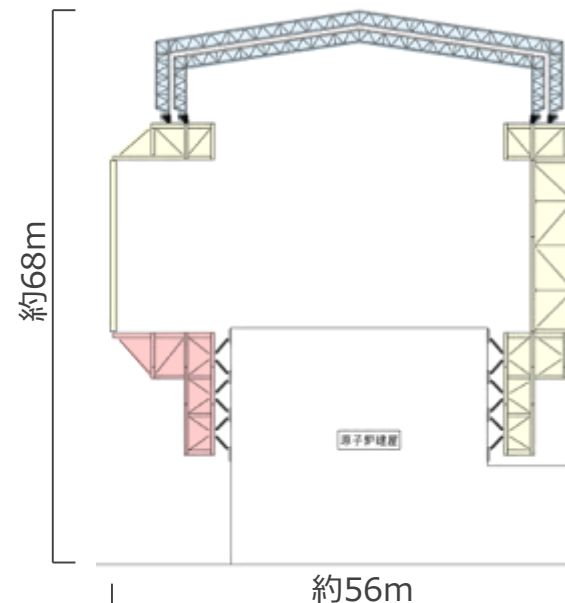
# 大型カバーの設計条件

大型カバーの設計条件は以下の通り

- 大型カバーの一部架構が燃料取扱設備を間接的に支持する構造物であるため、大型カバー全体として建築基準法に定められた地震力の1.5倍を考慮（3，4号機と同様）する。
- 基準地震動 $S_s$ に対する耐震安全性を確認し，原子炉建屋や使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を防止する。
- ガレキ撤去や使用済燃料プールからの取り出し作業に支障が生じることのない必要最低限の大きさとし，大型カバーの重量を低減する。
- 合理的に可能な限り隙間を低減するとともに，換気設備を設けることにより，カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制する。



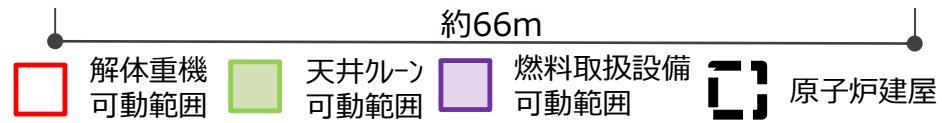
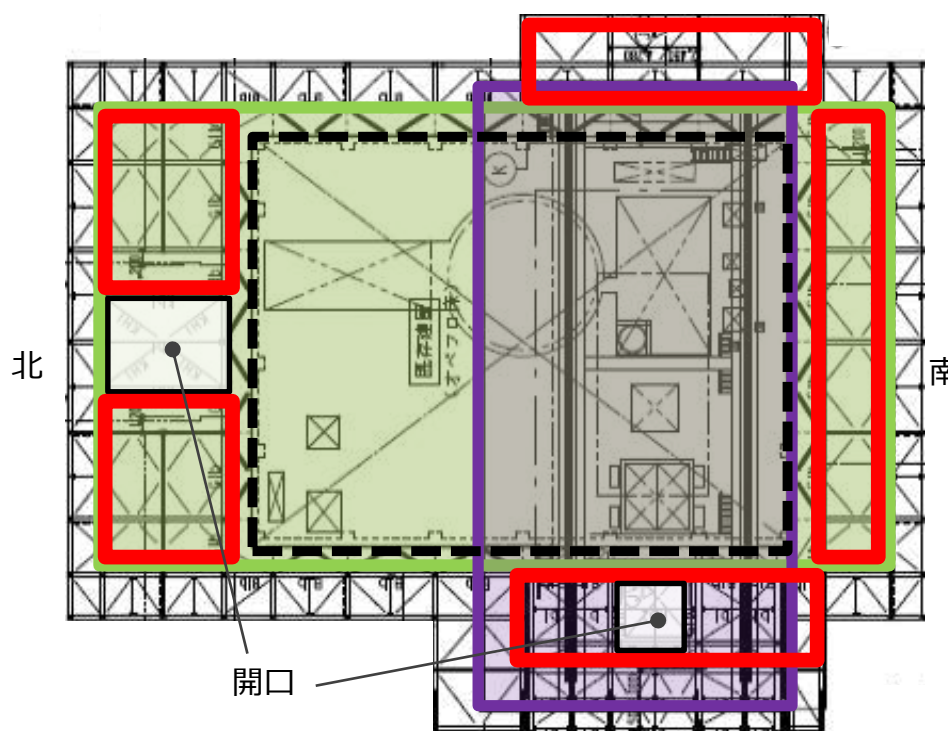
大型カバー平面図 (G.L. +28.3m)



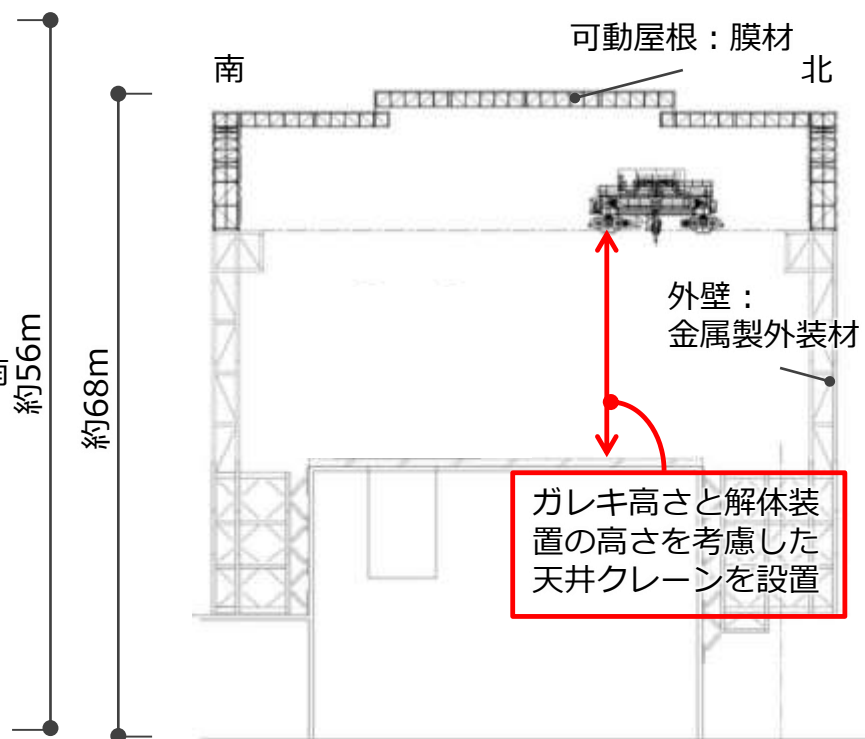
大型カバーA-A断面図

# 大型カバーの検討結果概要（大きさ）

- ガレキ撤去および燃料取り出し作業が可能な面積，高さを確保する。
- 屋根は軽量化を考慮して膜材を採用，外装材は3号機カバーと同様に金属製外装材を採用する。



大型カバー平面図



ガレキ高さと解体装置の高さを考慮した天井クレーンを設置

大型カバー断面図(南北)



# 大型カバーの検討結果概要（自然災害に対する設計）

## ■ 津波

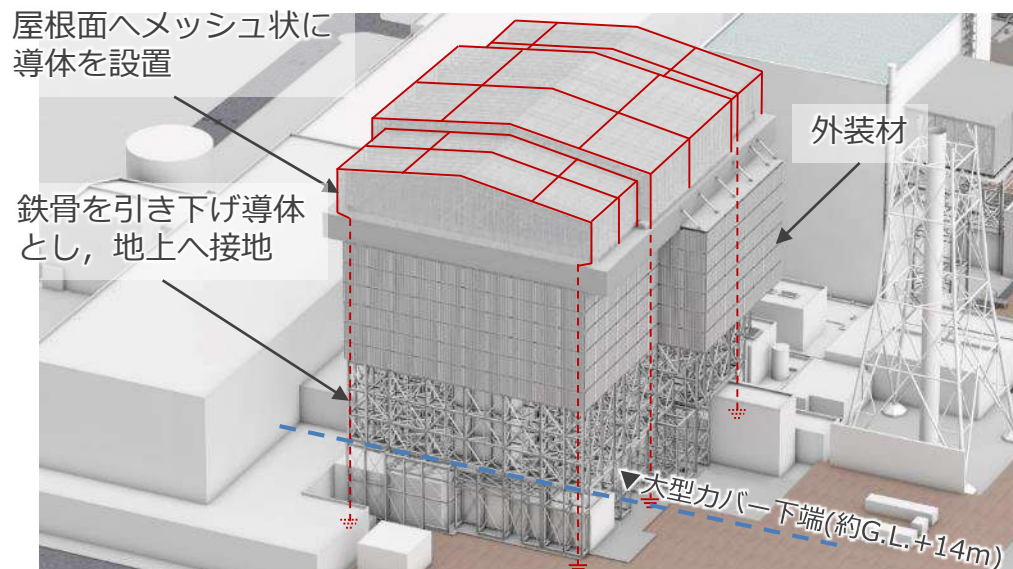
- 東北地方太平洋沖地震津波相当の津波が到達しないと考えられる約G.L.+14m以上に設置する。

## ■ 豪雨, 台風, 竜巻

- 外装材で覆うことにより風雨を遮る設計としており, 30m/sの風圧力に対して耐えられるよう設計を行っている。

## ■ 雷

- 雷に対して周囲に保護する避雷設備がないことから, 大型カバーは建築基準法及び日本産業規格に準じた避雷設備を設置する。



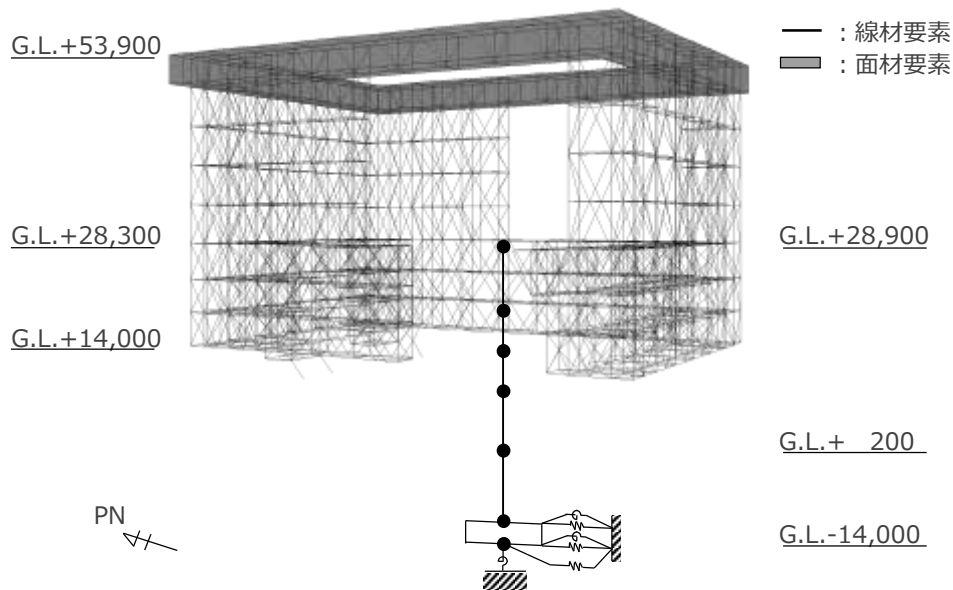
自然災害に対する設計のイメージ

# 大型カバーの構造強度及び耐震性について

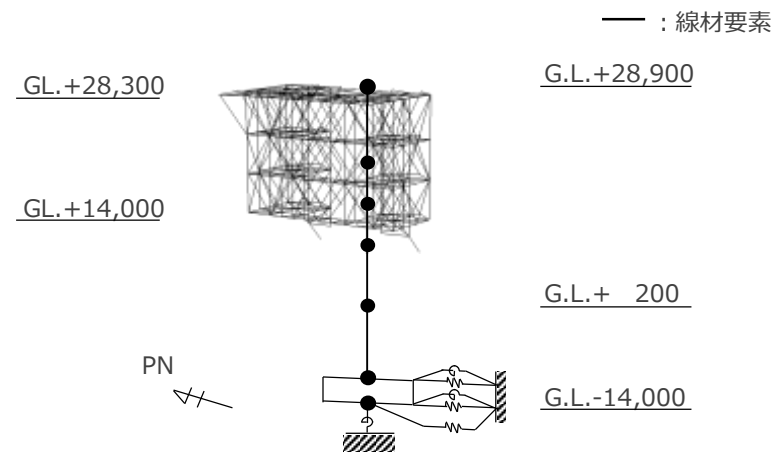
- 大型カバーの評価に当たって、一般部と燃料取扱設備支持部が構造的に分離していることから、モデルを分離して評価する。
- ガレキ撤去時と燃料取り出し時で荷重が異なるため、それぞれ評価する。
- 大型カバー(一般部、燃料取扱設備支持部は別々に)を立体架構モデル、原子炉建屋を質点系モデルとし、それぞれを接続したモデルで基準地震動 $S_s$ による地震応答解析を実施する。



構造強度は問題がなく、また、基準地震動 $S_s$ に対しても使用済燃料プールなどへ波及的影響を及ぼさないことを確認済である。



大型カバー一般部の地震応答解析モデル  
(単位：mm)



燃料取扱設備支持部の地震応答解析モデル  
(単位：mm)

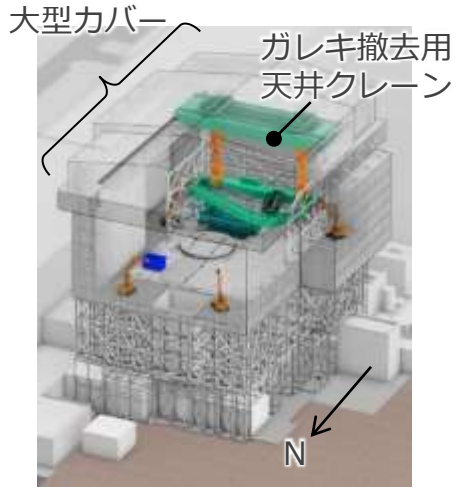
# 大型カバーに作用する荷重について

大型カバーに作用する荷重は、ガレキ撤去時と燃料取り出し時で異なるため、それぞれのSTEPに考慮する荷重は次の通り。

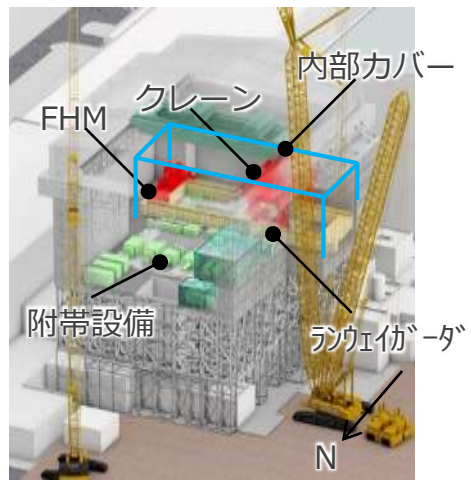
- ガレキ撤去時では、ガレキ撤去用天井クレーン、遠隔解体重機などガレキ撤去に必要な重機、残存しているガレキを荷重として考慮し評価する。
- 燃料取り出し時では、撤去されたガレキを荷重から減らし、その代わりに燃料取扱設備（クレーン、FHMなど）や、遮蔽体などを荷重として考慮し評価する。

主な鉛直荷重

		ガレキ撤去時 (kN)	燃料取り出し時 (kN)
大型カバー側	屋根	3800	3800
	外装材	5800	4360
	遮蔽体	1050	6430
	ガレキ撤去用天井クレーン	4200	4200
	遠隔解体重機	2600	0
	配管荷重	500	830
	小計	17950	19620
	原子炉建屋側	残存ガレキ	12130
遮蔽体	0	21110	
機器荷重等	4260	43540	
小計	16390	64650	
参考：原子炉建屋重量	701430	701430	



ガレキ撤去時のイメージ



燃料取り出し時のイメージ

※設計進捗により重量は変更となる場合がある

# 大型カバー等の設置による原子炉建屋への影響検討(1)

## ～滞留水を考慮した地震応答解析モデル～

- 地下滞留水を考慮した原子炉建屋モデルにより，基準地震動Ss及び検討用地震動を用いた耐震評価を実施。
- 建屋関係の諸元は，『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋』における1号機原子炉建屋のものを利用。

1号機原子炉建屋解析モデルの諸元（NS方向）



ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 41.56m(NS方向) × 43.56m(EW方向)



# 大型カバー等の設置による原子炉建屋への影響検討(2) ～基準地震動Ss及び検討用地震動による耐震安全性評価～

変更なし

TEPCO

## ■ 評価基準値

耐震安全性の評価に当たっては、建物が構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物の終局耐力に対し、妥当な安全余裕を有していることを確認する観点から、原子炉施設の主たる耐震要素である耐震壁の安全性について評価する。

評価は、検討用地震動による各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大せん断ひずみが、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）を超えないことを確認する。

## ■ 耐震安全性評価結果

基準地震動に対する耐震壁のせん断ひずみは、地下滞留水のある地下1階について、最大で $0.09 \times 10^{-3}$ であり、耐震壁の評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある。

また、検討用地震動に対する耐震壁のせん断ひずみは、最大で $0.16 \times 10^{-3}$ （NS方向、検①）であり、耐震壁の評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある。

階	G.L. (m)	N S方向( $\times 10^{-3}$ )				E W方向( $\times 10^{-3}$ )			
		Ss	検 ①	検 ②	評価基準	Ss	検 ①	検 ②	評価基準
4F	+21.00~28.90	-	0.05	0.03	4.0以下	-	0.06	0.04	4.0以下
3F	+15.90~+21.00		0.08	0.04			0.07	0.05	
2F	+8.70~+15.90		0.14	0.07			0.13	0.08	
1F	+0.20~+8.70		0.16	0.09			0.12	0.07	
B1F	-1.23~+0.20	0.09	0.12	0.08	0.09	0.12	0.06		

# 大型カバー等の設置による原子炉建屋への影響検討(3)

## ～大型カバーの設置を考慮した地震応答解析モデル～

変更なし

TEPCO

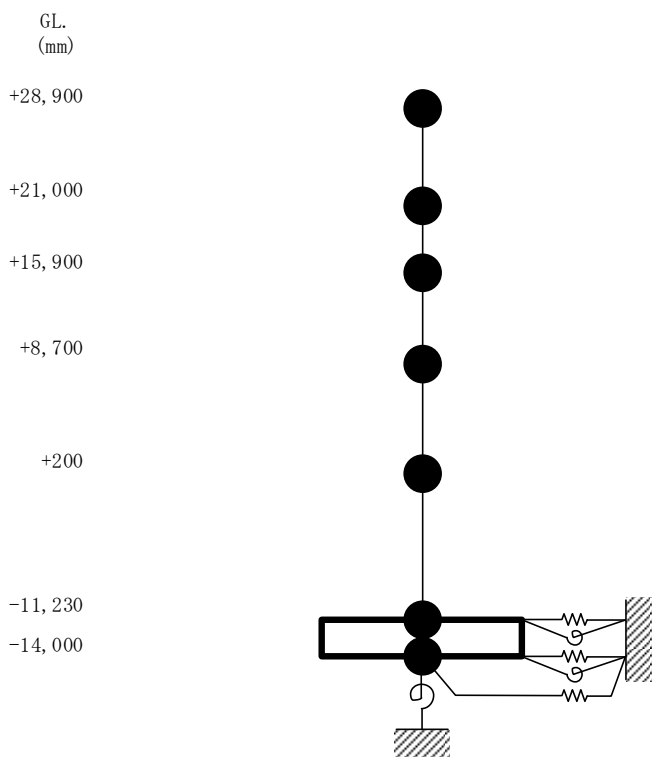
- 大型カバーの設置に伴う原子炉建屋への影響検討を実施するに当たっては、『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備』の建屋諸元を用いる。

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元  
(水平方向, ガレキ撤去時)

G.L.(m)	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G$ ( $\times 10^5$ kN $\cdot$ m $^2$ )	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
+28.90	113830	163.75	93.73
+21.00	81500	117.34	67.09
+15.90	90680	130.48	74.63
+8.70	87510	125.98	125.98
+0.20	162800	234.31	234.31
-11.23	185210	266.64	327.39
-14.00	62400	89.83	110.32
合計	783930		

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元  
(水平方向, 燃料取り出し時)

G.L.(m)	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G$ ( $\times 10^5$ kN $\cdot$ m $^2$ )	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
+28.90	161390	232.17	132.90
+21.00	81500	117.34	67.09
+15.90	90670	130.46	74.62
+8.70	88080	126.80	126.80
+0.20	163140	234.80	234.80
-11.23	185210	266.64	327.39
-14.00	62400	89.83	110.32
合計	832390		



1号機原子炉建屋の地震応答解析モデル

# 大型カバー等の設置による原子炉建屋への影響検討(4)

## ～基準地震動Ssによる耐震性評価～

変更なし

TEPCO

### ■ 評価基準値

耐震安全性の評価に当たっては、建物が構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物の終局耐力に対し、妥当な安全余裕を有していることを確認する観点から、原子炉施設の主たる耐震要素である耐震壁の安全性について評価する。

評価は、検討用地震動による各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大せん断ひずみが、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）を超えないことを確認する。

### ■ 耐震安全性評価結果

基準地震動に対する耐震壁のせん断ひずみは、地上2階で、最大で $0.18 \times 10^{-3}$ であり、耐震壁の評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある。

階	G.L. (m)	N S方向( $\times 10^{-3}$ )			E W方向( $\times 10^{-3}$ )		
		基準地震動Ss		評価基準	基準地震動Ss		評価基準
		ガレキ 撤去時	燃料 取出時		ガレキ 撤去時	燃料 取出時	
4F	+21.00~+28.90	0.07	0.10	4.0以下	0.09	0.13	4.0以下
3F	+15.90~+21.00	0.09	0.11		0.09	0.11	
2F	+8.70~+15.90	0.15	0.17		0.15	0.18	
1F	+0.20~+8.70	0.16	0.18		0.12	0.14	
B1F	-1.23~+0.20	0.11	0.12		0.11	0.12	

## 大型カバー等の設置による原子炉建屋への影響検討(5) ～検討用地震動による原子炉建屋への耐震性影響評価～

変更なし

TEPCO

- 基準地震動Ssを用いた滞留水を考慮した地震応答解析では、地下1階のせん断ひずみは最大 $0.09 \times 10^{-3}$ であり、また、検討用地震動を入力地震動とした場合には、最大 $0.12 \times 10^{-3}$ であった。
- 以上より、地震動が基準地震動Ssから検討用地震動に変更となると、ひずみは約1.3～1.4倍程度増大すると想定される。
- 一方で、大型カバーを設置した場合における基準地震動Ssによる原子炉建屋の耐震壁の最大せん断ひずみは、 $0.18 \times 10^{-3}$ である。
- 基準地震動から検討用地震動に変更となった際のせん断ひずみの増加比率に余裕を加えて、2倍程度に増大するとしたとしても、大型カバーを設置した場合の原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で $0.4 \times 10^{-3}$ 程度になると想定され、評価基準値 $4.0 \times 10^{-3}$ を下回る。このため、大型カバーを設置したとしても原子炉建屋の耐震性に大きな影響を与えないと判断している。



# 3, 4号機燃料取り出し用カバーとの比較

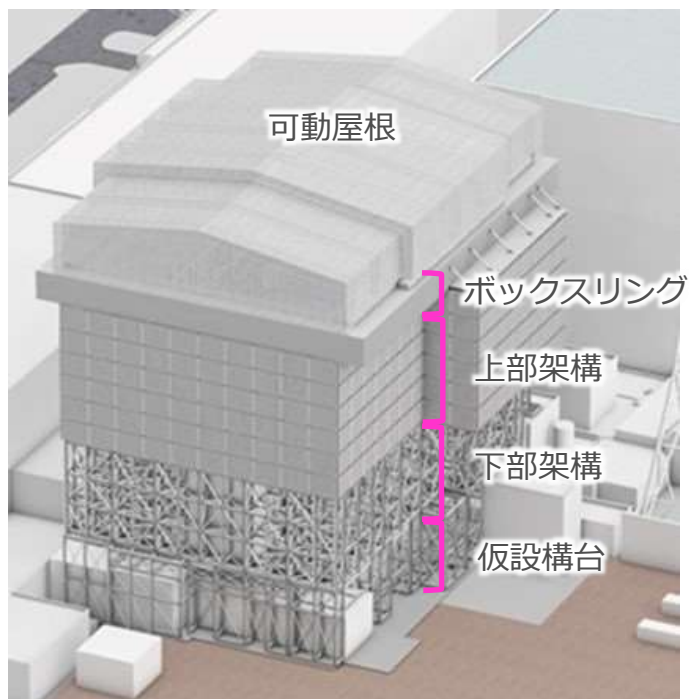
■ 3, 4号機との主要な比較項目を以下に示す。

号機	1号機	3号機	4号機
イメージ図			
構造	鉄骨造, トラス構造	鉄骨造, トラス構造	鉄骨造, ラーメン構造
カバーの支持	原子炉建屋外壁に支持	原子炉建屋1階, 3階及び5階に支持	地盤, 原子炉建屋外壁及びシェル壁に支持
屋根	可動式	可動しない	可動しない
外装材	屋根: 膜材 外壁: 金属製外装材	金属製外装材	金属製外装材
カバーに支持する主要設備	ガレキ撤去用天井クレーン (一般部に設置) 燃料取扱機, クレーン (原子炉建屋及び燃料取扱設備支持部に設置)	燃料取扱機, クレーン	燃料取扱機, クレーン

- 現地では、先行して鉄骨の発注及び製作、構外ヤードでの鉄骨部材の地組などを実施している。
- 今後、原子炉建屋に取り付くためのアンカー打設を実施する。

	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度		
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
中長期RM マイルストーン																	2023年度頃 大型カバー設置完了
実施計画				実施計画変更申請 (大型カバー)			実施計画変更申請 (大型カバー換気設備他)										
大型カバー設置							仮設構台等設置						本体鉄骨建方等				
														R/B外壁調査, アンカー設置, ベースプレート設置			
															作業ヤード整備, 構外ヤード地組, 運搬等		
大型カバー換気設備他 設置														換気設備ダクト仮組み, 非常用注水設備の代替手段の配管仮組み			
															大型カバー換気設備他設置		

- 2021年4月下旬より大型カバー設置へ向けた、仮設構台の地組などを構外ヤードで実施中。
- 以下フローの通り順次地組を行う。



大型カバー全体の概要図



構外ヤード全景 (2021年6月21日時点)

# 措置を講ずべき事項への適合性

- 1号機大型カバー設置に係る実施計画変更認可申請について「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（以下、措置を講ずべき事項）」のうち、関連する下記事項に適合する記載箇所及び内容を説明する。

## Ⅱ．設計，設備について措置を講ずべき事項

- 11. 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
- 12. 作業者の被ばく線量の管理等
- 14. 設計上の考慮
  - ① 準拠規格及び基準
  - ② 自然現象に対する設計上の考慮
  - ④ 火災に対する設計上の考慮
  - ⑤ 環境条件に対する設計上の考慮



# 1 1. 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

- 措置を講ずべき事項「1 1. 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」では、以下を求めている。

- 特定原子力施設から大気、海等の環境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こと。
- 特に施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等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）を、平成25年3月までに1mSv/年未満とすること。

- 変更認可申請では、敷地周辺の放射線防護について以下に記載している。

	実施計画Ⅱ記載箇所	記載内容
本文	2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 2.11.1.3 設計方針 (3)燃料取り出し用カバー b.放射性物質の飛散・拡散防止	既認可の記載を適用

## 1 2. 作業者の被ばく線量の管理等

- 措置を講ずべき事項「1 2. 作業者の被ばく線量の管理等」では、以下を求めている。

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、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気、除染等、所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置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こと。

- 変更認可申請では、作業者の被ばく線量の管理について以下に記載している。

	実施計画Ⅱ記載箇所	記載内容
本文	2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 2.11.1.6 自然災害対策等 (6) 被ばく低減対策	既認可の記載を適用

## 1 4. 設計上の考慮 ①準拠規格及び基準

- 措置を講ずべき事項「① 準拠規格及び基準」では、以下を求めている。

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

- 変更認可申請では，準拠規格及び基準について以下に記載している。

	実施計画Ⅱ記載箇所	記載内容
本文	2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 2.11.1.8 構造強度及び耐震性 c. 燃料取り出し用カバー	既認可の記載を適用
添付	2.11 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 5. 1号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について	大型カバーの準拠規格及び基準 建築基準法，日本建築学会， 日本電気協会等の規基準類に準拠 していることを記載

## 1 4. 設計上の考慮 ②自然現象に対する設計上の考慮

■ 措置を講ずべき事項「② 自然現象に対する設計上の考慮」では、以下を求めている。

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起したした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。
- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

■ 変更認可申請では、自然現象に対する設計上の考慮について以下に記載している。

	実施計画Ⅱ記載箇所	記載内容
本文	2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 2.11.1.6 自然災害対策等 (1) 津波 (2) 豪雨、台風、竜巻	既認可の記載を適用
添付	2.11 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 5. 1号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について	大型カバーの構造強度評価 建築基準法及び関係法令に基づいた 風圧力に対する設計結果を記載



## 1 4. 設計上の考慮 ④ 火災に対する設計上の考慮

- 措置を講ずべき事項「④ 火災に対する設計上の考慮」では、以下を求めている。

火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせて、火災により施設の安全性を損なうことのない設計であること。

- 変更認可申請では、火災に対する設計上の考慮について、以下に記載している。

	実施計画Ⅱ記載箇所	記載内容
本文	2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 2.11.1.6 自然災害対策等 (4) 火災	既認可の記載を適用

## 1 4. 設計上の考慮 ⑤ 環境条件に対する設計上の考慮

- 措置を講ずべき事項「⑤ 環境条件に対する設計上の考慮」では、以下を求めている。

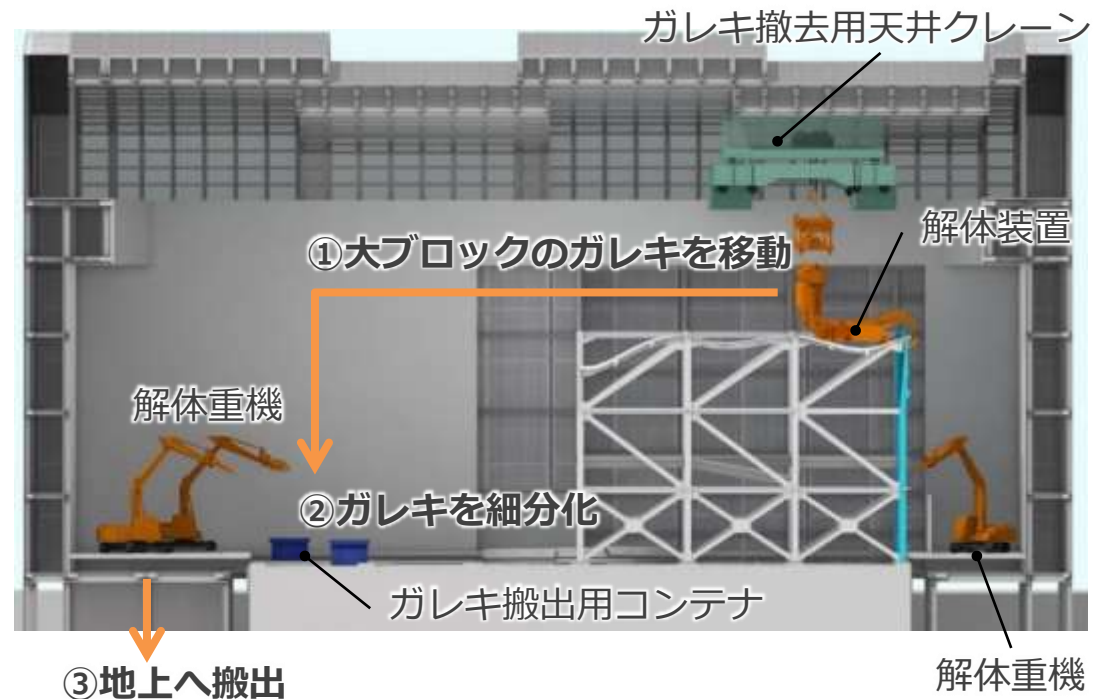
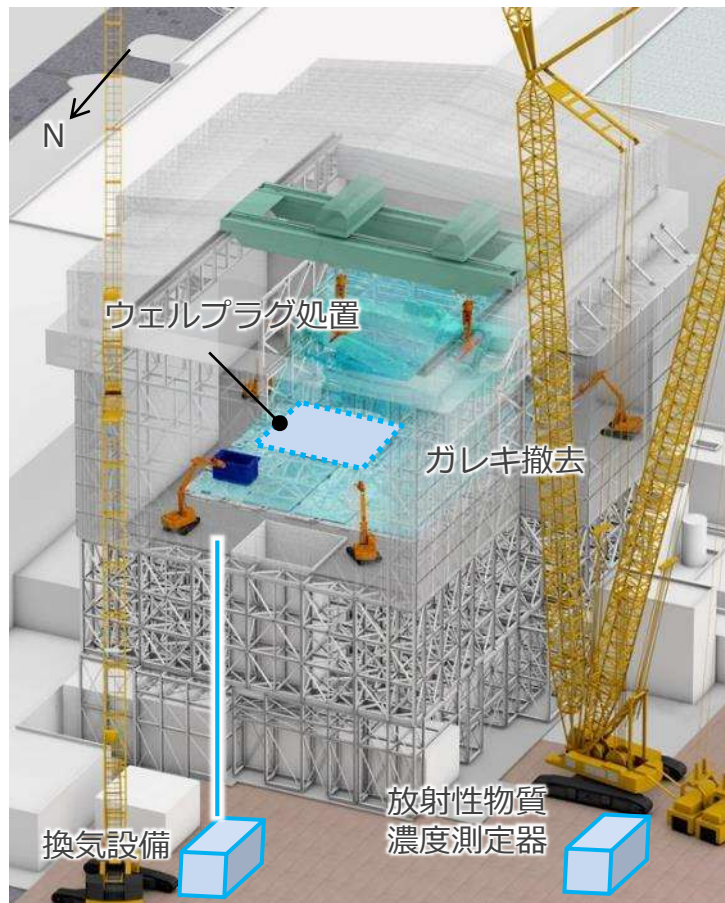
安全機能を有する構築物、系統及び機器は、経年事象を含むすべての環境条件に適合できる設計であること。特に、事故や地震等により被災した建造物の健全性評価を十分に考慮した対策を講じること。

- 変更認可申請では、環境条件に対する設計上の考慮について以下に記載している。

	実施計画Ⅱ記載箇所	記載内容
本文	2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 2.11.1.6 自然災害対策等 (5) 環境条件	既認可の記載を適用
添付	2.11 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 5.3.5 原子炉建屋の耐震性に対する検討	原子炉建屋の健全性 燃料取り出し用カバーの設置を考慮しても耐震性に影響がないことを確認

## 【参考】ガレキ撤去方法について

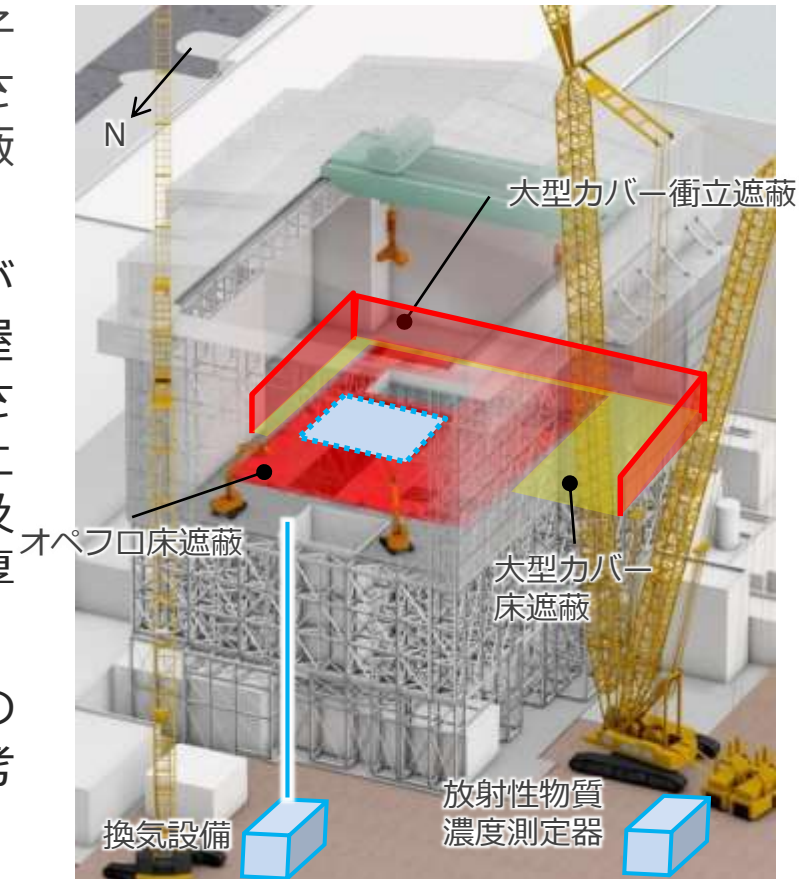
- ガレキ撤去は、大型カバー内でガレキ撤去用天井クレーンや解体重機により実施する。
- ガレキ撤去時に発生するダストは換気設備のフィルタで捕集して排出するとともに、放射性物質濃度測定器により監視する。



※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

## 【参考】除染・遮蔽について

- 燃料取り出し作業を有人で行うため、原子炉からの放射線などによる被ばくを低減させる必要があり、オペフロの除染及び遮蔽を設置する。
- 遮蔽については、オペフロ上の線量が $50\mu\text{Sv/h}$ （目標）になるよう、原子炉建屋オペフロ床に床遮蔽（コンクリート厚さ800mm相当）、大型カバーオペフロより上に衝立遮蔽（鋼板厚さ30~50mm相当）、及び大型カバー床に床遮蔽（コンクリート厚さ260mm相当）を設置する。
- 上記の計画を基に、重量等を大型カバーの燃料取り出し時の地震応答解析モデルに考慮して設計を行っている。

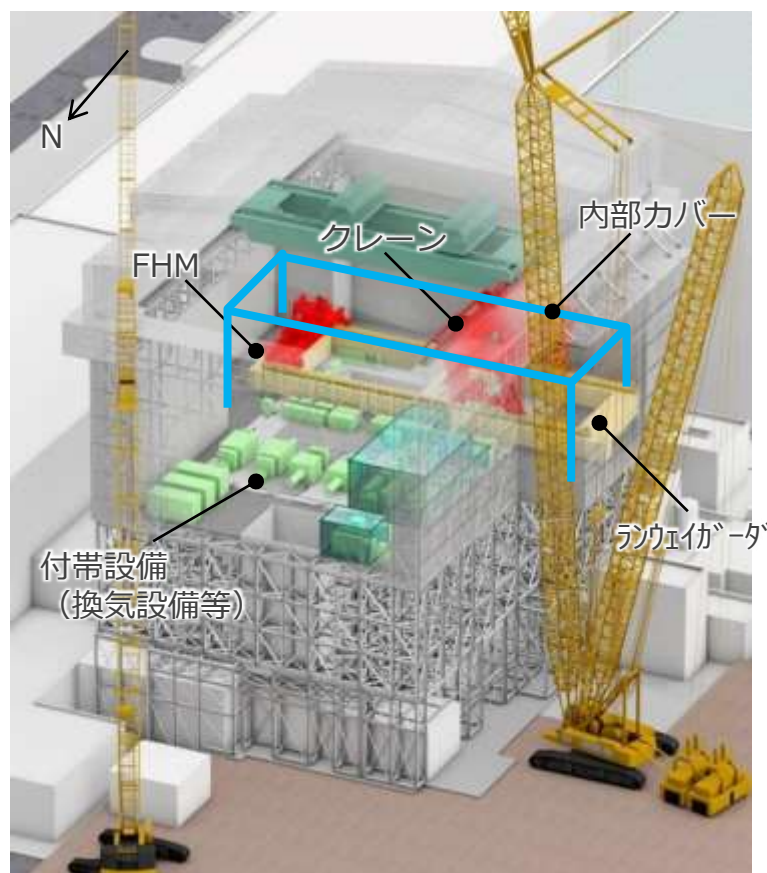


※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある



## 【参考】燃料取り出し方法について

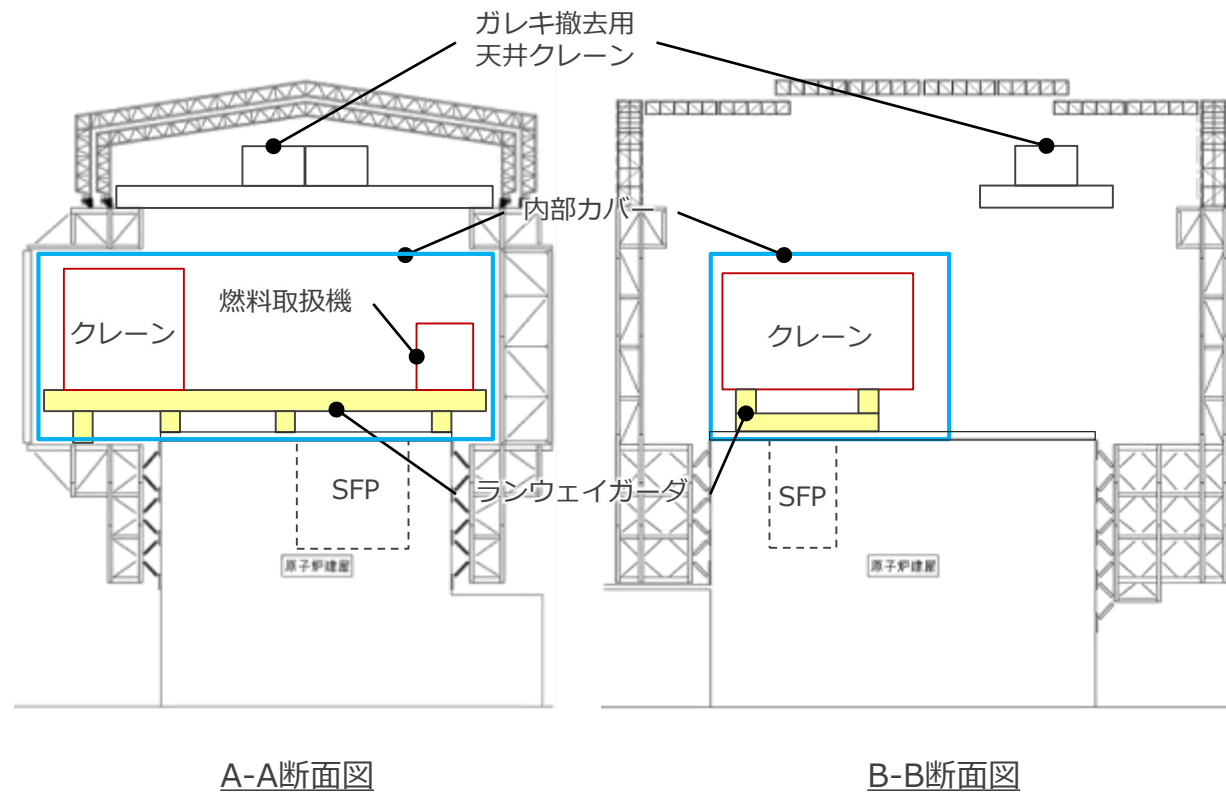
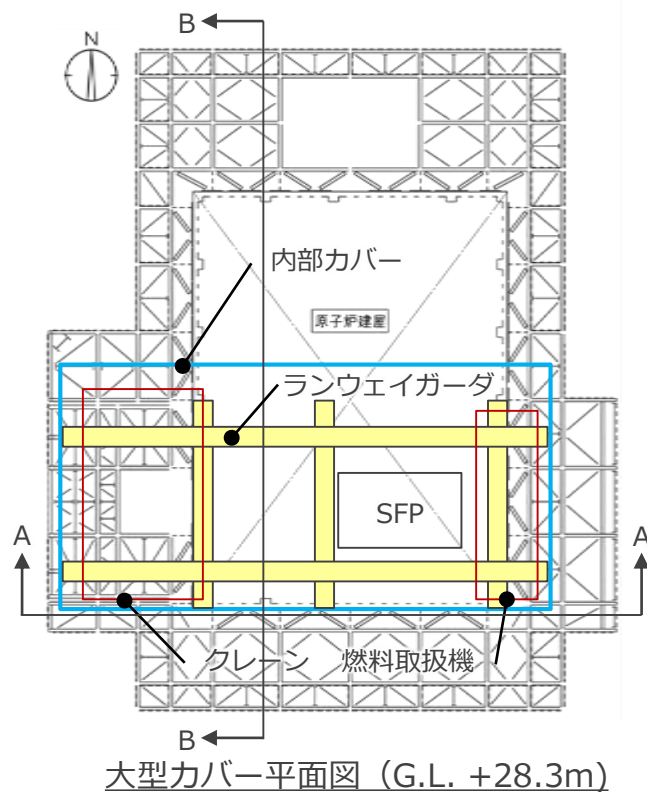
- 燃料取り出しにあたっては、大型カバー内に燃料取扱設備や付帯設備、内部カバー、ランウェイガードを設置する。
- 燃料取扱設備は内部カバー内に、付帯設備は内部カバー外に設置する。
- 燃料取り出しは内部カバー内で有人作業で実施する。



※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある

## 【参考】 内部カバーについて

- 大型カバーは、合理的な範囲で隙間を低減するものの、塩分を含む外気や微量な雨水の流入が想定される。
- 燃料取扱設備は屋内仕様であるため、屋内環境を構築するために大型カバー内に内部カバーを設置する。
- 内部カバーは、燃料取扱設備や使用済燃料プールを覆う範囲に設置し、燃料取扱設備や大型カバーに干渉しない大きさとして設計する。



# 添付資料

## ■ 補足説明資料

- 添付資料1 大型カバー 補足説明資料
- 添付資料2 1号機大型カバーに対する1/2Ss450評価について
- 添付資料3 1号機使用済み燃料取り出し設備  
放出シナリオに対する線量影響について

# 1号機大型カバーに対する 1/2Ss450評価について

2021年11月2日

---

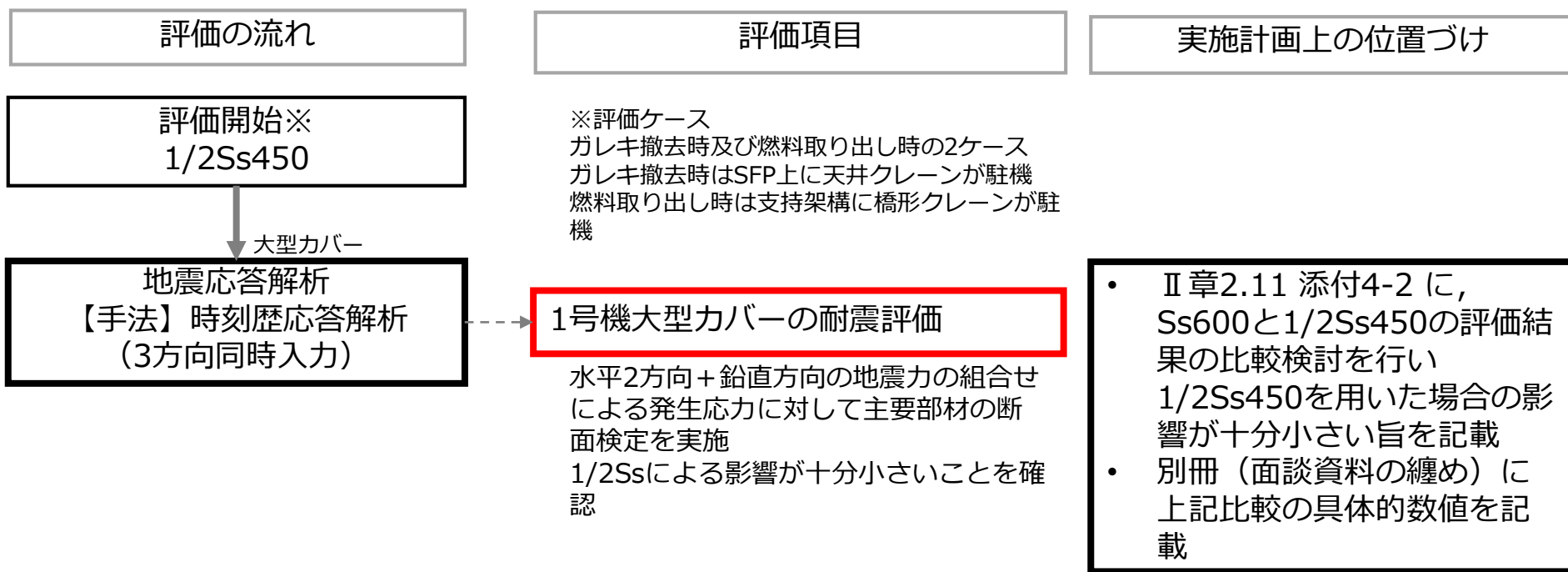
**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社



- 「令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方（2回目）」（原子力規制庁，令和3年9月8日）に基づき，1/2Ss450による大型カバールの影響評価を実施する。
- 大型カバールの構造特性から水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性がある。また，3次元的な応答特性の影響が想定されることから，水平2方向及び鉛直方向を同時に入力（以下「3方向同時入力」という。）する時刻歴応答解析を行い，大型カバールが有する耐震性に影響しないことを確認する。
- 耐震性に影響しないことを確認するに当たっては，現在提出している実施計画変更認可申請書記載の解析結果（Ss600，水平1方向と鉛直方向地震力の組合せ）との比較により確認する。

- 新耐震方針への変更による廃炉活動への影響が小さいことを定量的に確認するため、影響評価を以下の項目について実施する。



# 解析条件比較

- 1/2Ss450（水平2方向+鉛直方向）を適用した場合の影響評価として、実施計画変更認可申請書記載の解析結果（以下、Ss600評価結果）と比較する。

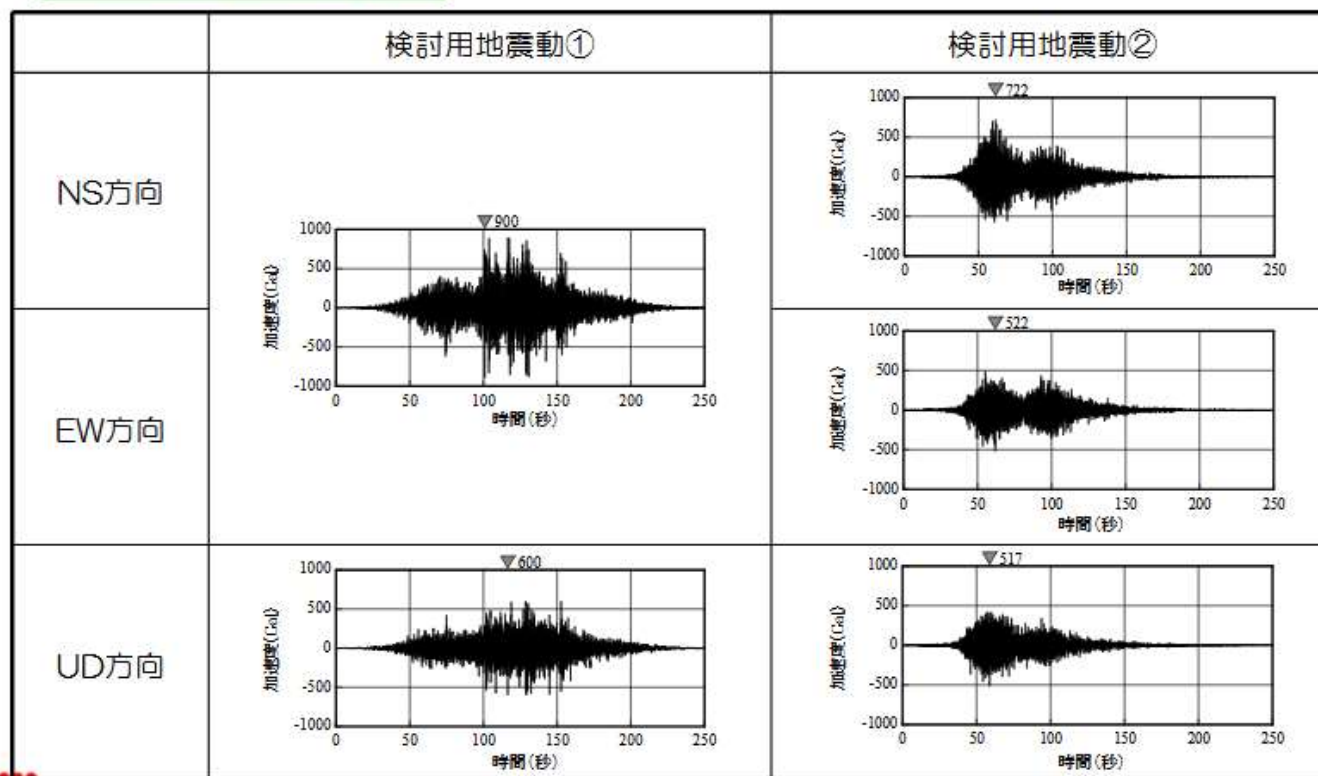
## ■ 解析条件

解析条件	条件相違	1/2Ss450評価	Ss600評価
解析に用いる入力地震動	有り	<b>1/2Ss450</b> 次頁以降に示す検討用地震動（最大加速度900gal）の1/2の最大加速度450galの地震動	<b>Ss600</b> 従来の基準地震動Ss（最大加速度600gal,450gal）
地震力の組合せ	有り	<b>水平2方向</b> 及び鉛直方向地震力の同時入力	<b>水平1方向</b> 及び鉛直方向地震力の同時入力
地盤定数	有り (手法は同様)	<b>1/2Ss450</b> の水平動を用いて等価線形解析により算出	<b>Ss600</b> の水平動を用いて等価線形解析により算出
地盤バネ	有り (手法は同様)	上記地盤定数を用いて算出	上記地盤定数を用いて算出
原子炉建屋モデル	無し	質点系モデル	
大型カバーモデル	無し	三次元立体モデル	

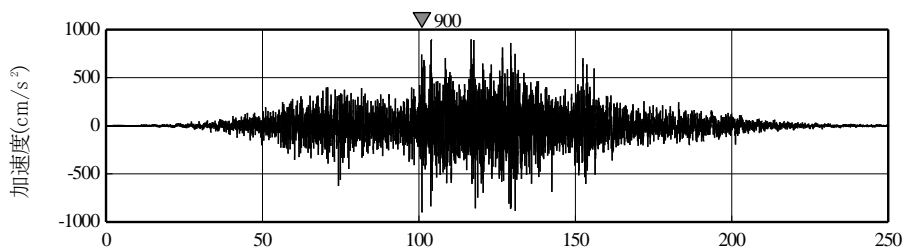
- 本検討に用いる地震動は、第27回特定原子力施設監視・評価検討会にてご説明した、検討用地震動（以下、「Ss900」という）とする。
- Ss900は以下の二つの地震動からなる。

## 4. 1 検討用地震動の評価（検討用地震動）

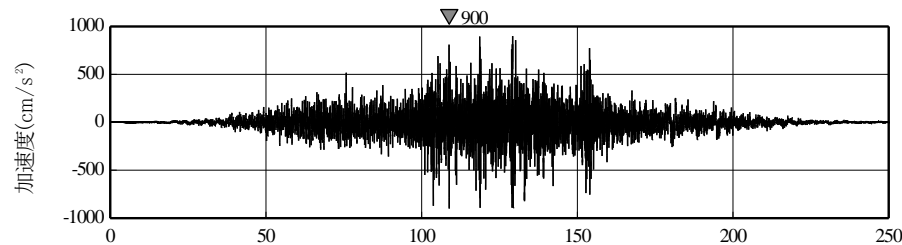
### 加速度時刻歴波形



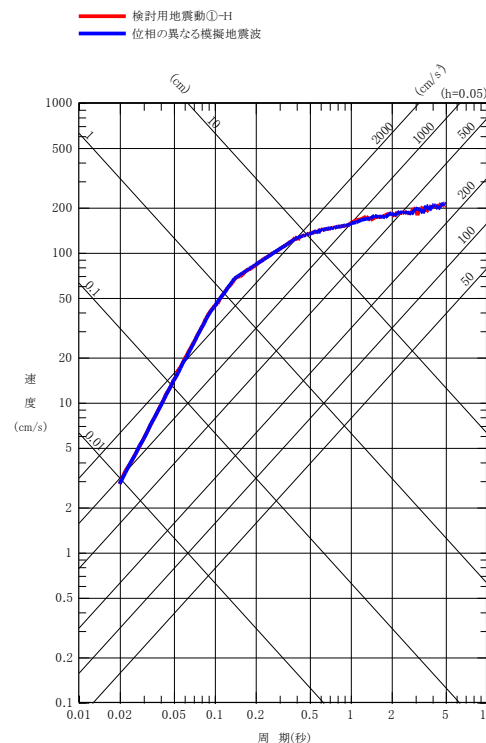
- 大型カバーの水平2方向の影響評価は、3方向同時入力による。
- 影響評価に当たっては、全く同じ地震動が同時に水平2方向に入力されることは現実的に考えにくいことから、検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で、目標とする応答スペクトルに適合する位相の異なる模擬地震波を利用する。
- なお、検討用地震動①-Hの位相が、2011年東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所敷地内の地震観測記録のNS方向の位相を基に作成していることから、模擬地震波はそれと直交するEW方向の位相を基に作成する。



時間(秒)  
検討用地震動①-Hの加速度時刻歴波形



時間(秒)  
位相の異なる模擬地震波の加速度時刻歴波形



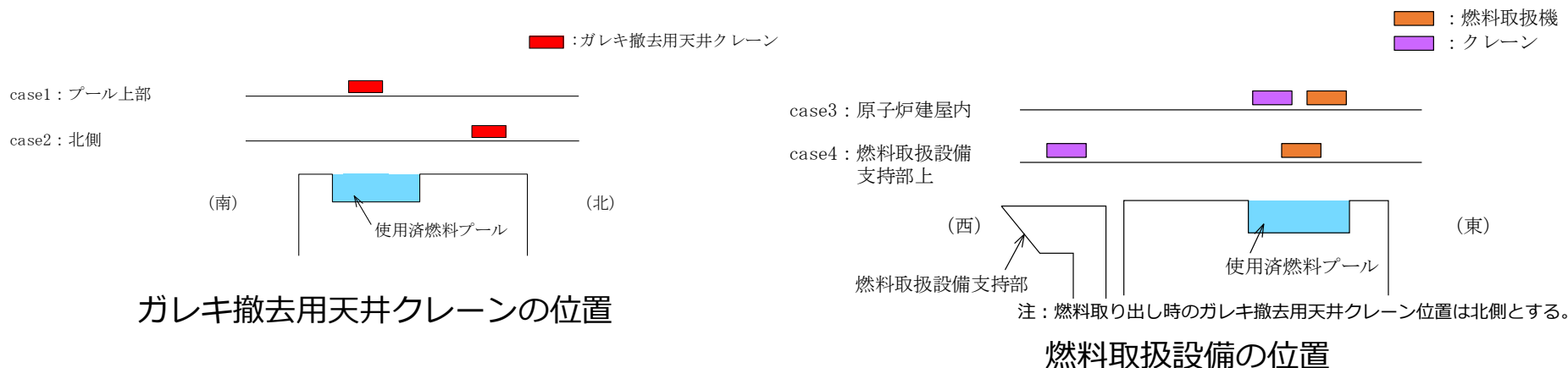
検討用地震動①の設計用応答スペクトル



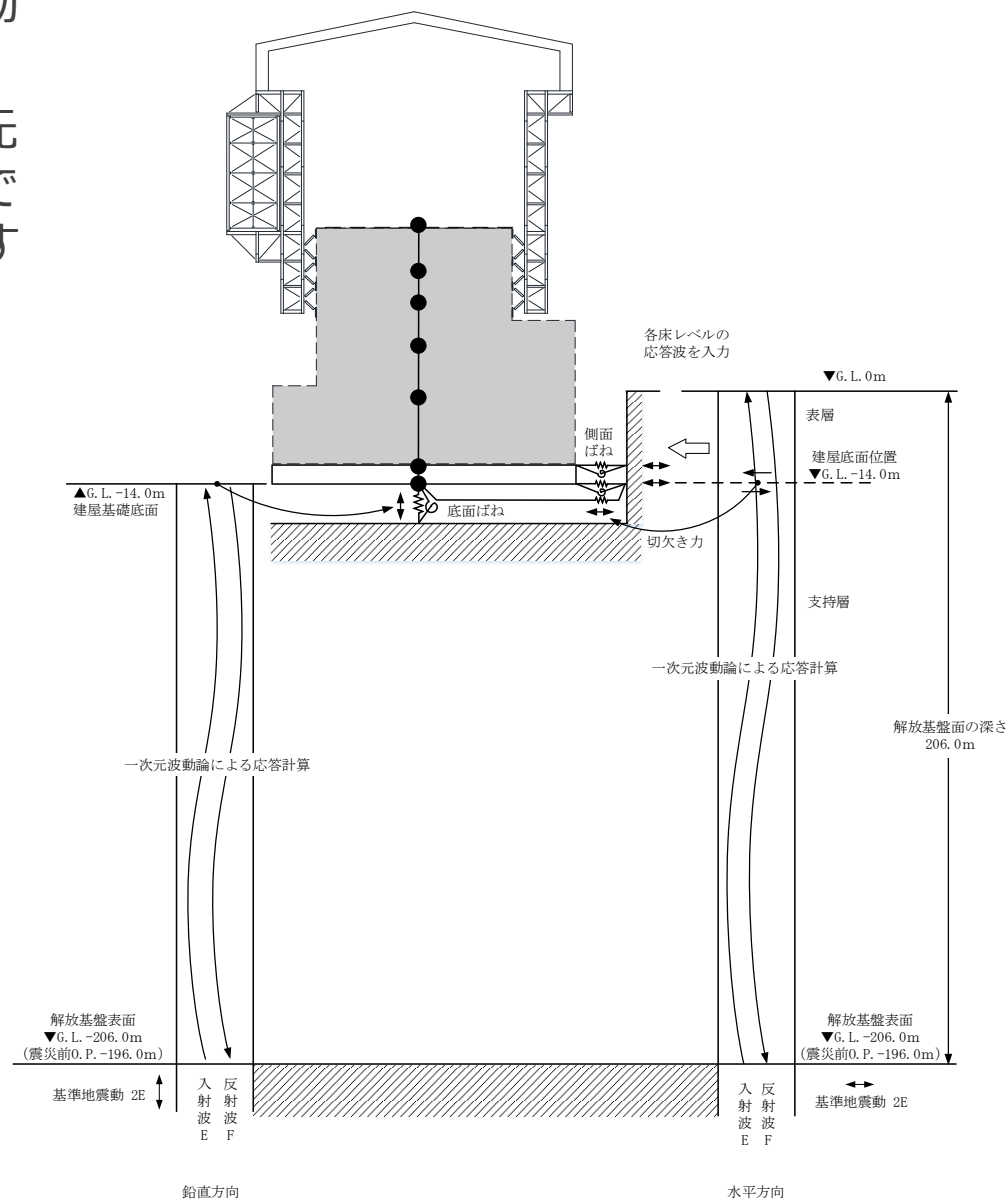
- 大型カバーが有する耐震性に影響しないことを確認するため、1/2Ss450を用いた地震応答解析を代表ケースにて実施する。
- 代表ケースの選定に当たっては、下表に示すとおり実施計画記載のケースとし、地震動としては、影響度が大きい検討用地震動①を用いる。

## 地震応答解析におけるクレーン等の位置について

	ガレキ撤去用 天井クレーン位置	燃料取扱 設備位置
ガレキ撤去時	Case1及びCase2	未設置
燃料取り出し時	原子炉建屋北側	Case3及びCase4

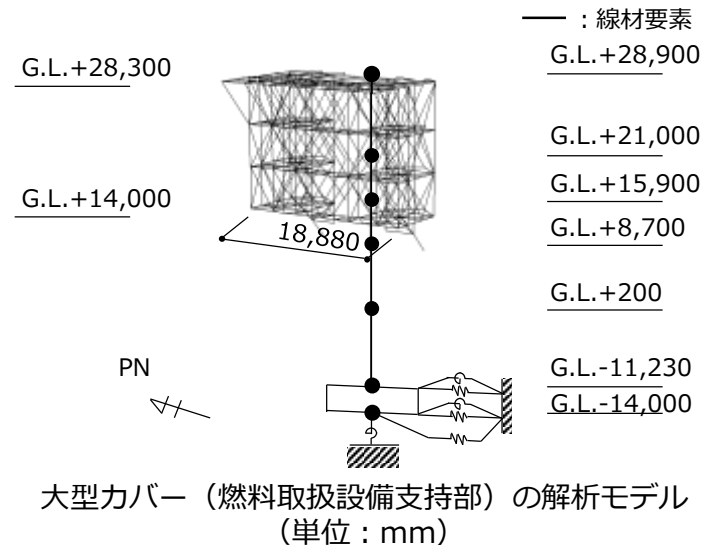
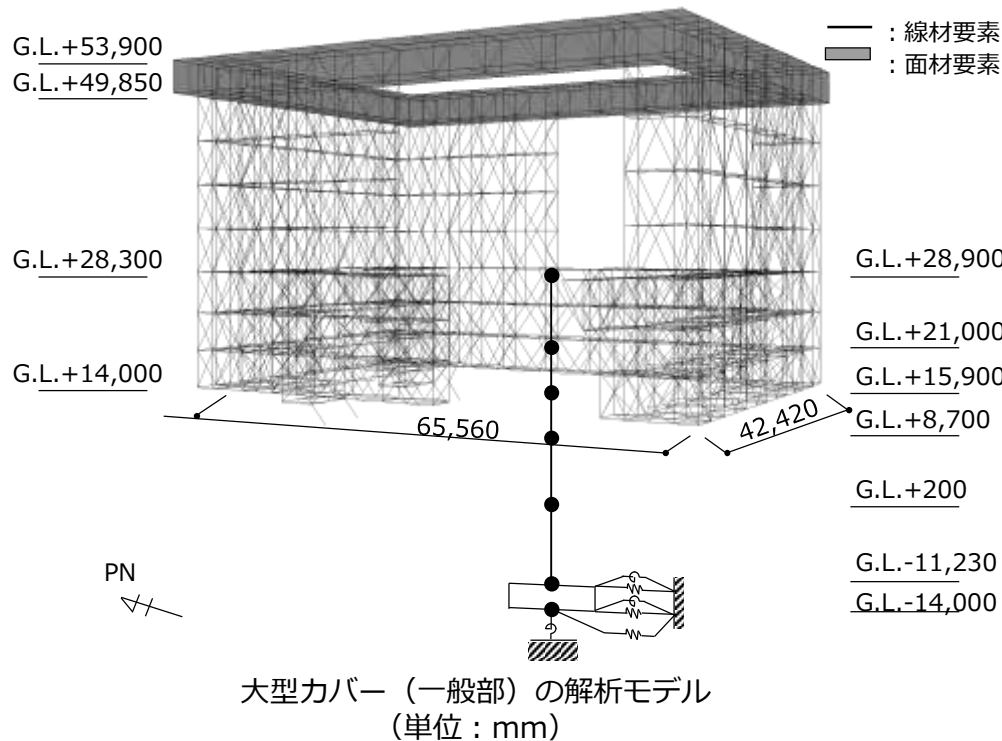


- 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は右図の通りである。
- モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される検討用地震動①に対する地盤の応答として評価する。



# 地震応答解析モデルの概要（大型カバーの地震応答解析）

- 地震応答解析モデルは、曲げ、せん断剛性及び軸剛性を考慮した原子炉建屋の質点系モデルの質点に、立体架構でモデル化した大型カバーを接続し、地盤との相互作用を考慮した建屋－地盤連成系モデルとする。
- 大型カバーの部材接合部の節点は機器荷重・仕上げ材等を考慮した重量とし、柱・梁・鋼板は弾性部材とする。大型カバーのブレースは修正若林モデルによる非線形特性を考慮する。また、原子炉建屋の質点系モデルは、軸方向は弾性とし、曲げとせん断に「JEAG4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。



# 1/2Ss450（3方向同時入力）を適用した場合の影響評価結果(1)

- 大型カバー（一般部）の断面検討結果（ガレキ撤去時）は以下の通り。
- 1/2Ss450とSs600で応力度比または塑性率が最大となる箇所は異なる場合がある。
- 1/2Ss450の評価結果がSs600の評価結果を下回ることを確認した。

表 断面検討結果（一般部，応力度比）

部位	Ss600評価結果						1/2Ss450評価結果					
	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比
柱	H-428×407×20×35	$\sigma_c$	335.5	$f_c$	344.0	0.98	H-428×407×20×35	$\sigma_c$	295.9	$f_c$	346.0	0.86
梁	H-588×300×12×20	$\sigma_c$	291.6	$f_c$	321.6	0.91	H-588×300×12×20	$\sigma_t$	232.7	$f_t$	357.5	0.66
ブレース	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	299.0	$f_c$	337.2	0.89	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	274.7	$f_c$	337.2	0.82
鋼板	PL-16 <SN400B>	$\sigma_x$	89.5	$f_t$	258.0	0.90	PL-16 <SN400B>	$\sigma_x$	79.0	$f_t$	258.0	0.63
		$\sigma_y$	32.4					$\sigma_y$	48.4			
		$T_{xy}$	125.9					$T_{xy}$	83.5			

表 断面検討結果（一般部，塑性率）

部位	部材形状 (mm) <使用材料*1>	Ss600評価結果	1/2Ss450評価結果
		塑性率	塑性率
水平ブレース	十字PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	4.51	2.27
鉛直ブレース	$\phi$ -267.4×6.6	4.34	2.83

\*1：特記なき限り，各部材の使用材料は，鋼管：STKN490B，その他はSN490B

# 1/2Ss450（3方向同時入力）を適用した場合の影響評価結果(2)

- 大型カバー（燃料取扱設備支持部）の断面検討結果（ガレキ撤去時）は以下の通り。
- 1/2Ss450とSs600で応力度比または塑性率が最大となる箇所は異なる場合がある。
- 1/2Ss450の評価結果がSs600の評価結果を下回ることを確認した。

表 断面検討結果（燃料取扱設備支持部，応力度比）

部位	Ss600評価結果						1/2Ss450評価結果					
	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比
柱	H-400×400×13×21	$\sigma_c$	58.0	$f_c$	326.1	0.18	H-400×400×13×21	$\sigma_c$	37.8	$f_c$	326.1	0.12
梁	H-800×300×14×26	$\sigma_c$	93.3	$f_c$	318.5	0.30	H-350×350×12×19	$\sigma_t$	70.4	$f_t$	357.5	0.20
水平 ブレース	十字PL (PL-28×10 +2PL-28×91)	$\sigma_t$	219.2	$f_t$	357.5	0.62	十字PL (PL-28×10 +2PL-28×91)	$\sigma_t$	159.4	$f_t$	357.5	0.45
鉛直 ブレース	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	185.5	$f_c$	349.6	0.54	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	136.6	$f_c$	349.6	0.40

\*1：特記なき限り，各部材の使用材料は，鋼管：STKN490B，その他はSN490B



# 1/2Ss450（3方向同時入力）を適用した場合の影響評価結果(3)

- 大型カバー（一般部）の断面検討結果（燃料取り出し時）は以下の通り。
- 1/2Ss450とSs600で応力度比または塑性率が最大となる箇所は異なる場合がある。
- 1/2Ss450の評価結果がSs600の評価結果を下回ることを確認した。

表 断面検討結果（一般部，応力度比）

部位	Ss600評価結果						1/2Ss450評価結果					
	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比
柱	H-400×400×13×21	$\sigma_c$	329.5	$f_c$	345.1	0.96	H-400×400×13×21	$\sigma_c$	313.9	$f_c$	345.1	0.91
梁	H-588×300×12×20	$\sigma_c$	314.3	$f_c$	344.9	0.92	H-588×300×12×20	$\sigma_c$	228.5	$f_c$	321.6	0.72
ブレース	$\phi$ -355.6×9.5	$\sigma_c$	318.5	$f_c$	343.2	0.93	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	243.0	$f_c$	337.2	0.73
鋼板	PL-16 <SN400B>	$\sigma_x$	82.2	$f_t$	258.0	0.97	PL-16 <SN400B>	$\sigma_x$	57.2	$f_t$	258.0	0.67
		$\sigma_y$	36.1					$\sigma_y$	28.5			
		$T_{xy}$	138.0					$T_{xy}$	94.1			

表 断面検討結果（一般部，塑性率）

部位	部材形状 (mm) <使用材料*1>	Ss600評価結果	1/2Ss450評価結果
		塑性率	塑性率
水平ブレース	十字PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	4.16	2.72
鉛直ブレース	$\phi$ -267.4×6.6	4.52	3.25

\*1：特記なき限り，各部材の使用材料は，鋼管：STKN490B，その他はSN490B

# 1/2Ss450（3方向同時入力）を適用した場合の影響評価結果(4)

- 大型カバー（燃料取扱設備支持部）の断面検討結果（燃料取り出し時）は以下の通り。
- 1/2Ss450とSs600で応力度比または塑性率が最大となる箇所は異なる場合がある。
- 1/2Ss450の評価結果がSs600の評価結果を下回ることを確認した。

表 断面検討結果（燃料取扱設備支持部，応力度比）

部位	Ss600評価結果						1/2Ss450評価結果					
	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比	部材形状 (mm) <使用材料*1>	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		応力 度比
柱	H-400×400×13×21	$\sigma_c$	88.1	$f_c$	326.1	0.28	H-400×400×13×21	$\sigma_c$	70.9	$f_c$	326.1	0.22
梁	H-350×350×12×19	$\sigma_t$	130.4	$f_t$	357.5	0.37	H-350×350×12×19	$\sigma_t$	103.1	$f_t$	357.5	0.29
水平 ブレース	十字PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	$\sigma_t$	220.5	$f_t$	357.5	0.62	十字PL (PL-28×210 +2PL-28×91)	$\sigma_t$	190.1	$f_t$	357.5	0.54
鉛直 ブレース	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	261.4	$f_c$	349.6	0.75	$\phi$ -355.6×7.9	$\sigma_c$	223.8	$f_c$	349.6	0.65

\*1：特記なき限り，各部材の使用材料は，鋼管：STKN490B，その他はSN490B

# 1/2Ss450（3方向同時入力）を適用した場合の影響評価結果(5)

- アンカーボルトの最大耐力比（ガレキ撤去時）は以下の通り。
- 1/2Ss450とSs600で耐力比が最大となる箇所は異なる場合がある。
- 1/2Ss450の評価結果がSs600の評価結果を下回ることを確認した。

表 アンカーボルトの検討結果（一般部）

Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果						
部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比	部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比
	引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			
アンカーボルト (12)	0	2082	2988	2316	0.90	アンカーボルト (34)	1518	5194	8466	6562	0.80

表 アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部）

Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果						
部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比	部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比
	引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			
アンカーボルト (12)	606	1443	4008	2316	0.63	アンカーボルト (12)	464	1066	4008	2316	0.47

# 1/2Ss450（3方向同時入力）を適用した場合の影響評価結果(6)

- アンカーボルトの最大耐力比（燃料取り出し時）は以下の通り。
- 1/2Ss450とSs600で耐力比が最大となる箇所は異なる場合がある。
- 1/2Ss450の評価結果がSs600の評価結果を下回ることを確認した。

表 アンカーボルトの検討結果（一般部）

Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果						
部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比	部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比
	引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			
アンカーボルト (20)	459	3398	4980	3860	0.89	アンカーボルト (34)	1801	5535	8466	6562	0.85

表 アンカーボルトの検討結果（燃料取扱設備支持部）

Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果						
部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比	部位 (アンカー本数)	作用応力		終局耐力		耐力比
	引張力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			引張 耐力 Pu(kN)	せん断 耐力 Qu(kN)			
アンカーボルト (24)	3901	3100	6432	4632	0.83	アンカーボルト (22)	2296	2754	5984	4246	0.65

# 1号機使用済み燃料取り出し設備関連 放出シナリオに対する線量影響について

2021年11月2日

**TEPCO**

規制庁殿コメント（9/29付）

Ss900に対して、大型カバーの損傷、崩壊によるR/B, SFP, PCVヘッド等への波及的影響に起因する公衆被ばくが、シナリオの組合せを含めて適切に評価されているかについて、定量的な評価結果の提示をもって確認する。



# シナリオ①に対する線量評価について

## ■ シナリオ

大型カバー、燃料取扱設備、オペフロガレキ等が地震の影響により崩落し、使用済燃料プールのライナーを損傷させることで、使用済燃料プールの水位が低下し、燃料が露出する。

## ■ 線量影響

敷地境界の実効線量：約 $5.3 \times 10^{-3} \text{mSv/事象}$ 。

使用済燃料プールの水位低下に伴う燃料露出時（BAF水位）の線量影響評価。

機動的対応は準備済。被災状況により異なるが、10時間以内※での対応を想定して算出。

※注水車による系統注水を想定し、ライトレイン経由での漏えいから10時間以内での水位回復を想定

## ■ 評価方法

：9/13監視評価検討会説明内容抜粋

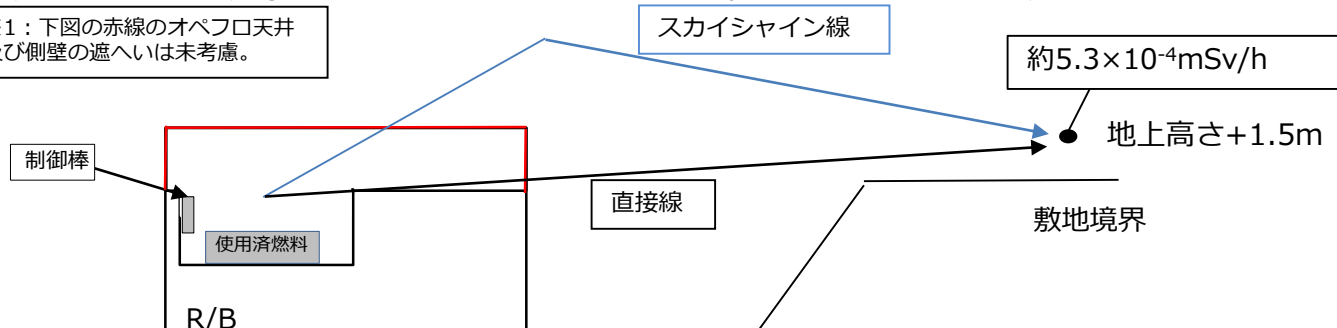
### ● 線量評価概要

使用済燃料プールからのスカイシャイン線、直接線による線量率を評価。

### ● 評価条件

- ・ 1号機はオペフロの天井及び側壁による遮へいは未考慮※1。
- ・ 線源：使用済燃料（燃料有効部）、ハンガーラックに保管された制御棒（Co-60）
- ・ 放出点：SFP中心
- ・ 評価点（敷地境界）：各SFP中心からの距離が最も短い地点。

※1：下図の赤線のオペフロ天井及び側壁の遮へいは未考慮。



## ■ シナリオ

大型カバー、燃料取扱設備、オペフロガレキ等が地震の影響により崩落し、使用済燃料プール内に貯蔵している燃料を破損させることで、放射性物質が放出する。

## ■ 線量影響

敷地境界での実効線量：約 $4.8 \times 10^{-2}$ mSv/事象。  
SFP内燃料全数破損に伴う線量影響評価。

## ■ 評価方法

### ● 線量評価概要

使用済燃料から放出される希ガス、よう素の飛散に伴う影響を評価。

### ● 評価条件

- ・破損体数は、1号機SFP内に保管する全使用済燃料292体。
- ・燃料ギャップ内核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%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とする。
- ・燃料は、原子炉停止後365日冷却され、放射能の減衰を考慮する。
- ・希ガスは全量が水中から気中に移行するものとする。
- ・水中で放出されたよう素のうち1%は有機状とし、全てカバー内に移行するものとし、無機よう素の水中での除染係数は500とする。

核分裂生成物	放出量
希ガス（ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値）大気放出量	$5.2 \times 10^{13}$ [Bq]
よう素（I-131等価量（小児実効））大気放出量	$1.4 \times 10^9$ [Bq]
よう素（I-131等価量（成人実効））大気放出量	$3.5 \times 10^8$ [Bq]

## ■ シナリオ

大型カバー、燃料取扱設備、オペフロガレキ等が地震の影響により崩落し、使用済燃料プール内に貯蔵している震災前から破損している燃料からペレットが大規模に放出されることで臨界に至り、放射性物質が放出する。

## ■ 線量影響

燃料破損に伴う臨界は下記理由により発生しないと想定されるため、臨界に起因する敷地境界線量の増加は無い（シナリオ②の線量に包絡）。

1号機SFP内には原子炉運転中に水素脆化に起因した被覆管破損燃料が66体存在し、これらは燃料取扱設備等の衝突時に被覆管がさらに破損し、ペレットが拡散することが懸念される。ただし、仮に複数の破損燃料からペレットが拡散しても、実際の燃料配置、UO<sub>2</sub>濃縮度、燃焼度、ラック形状等を考慮したモンテカルロ法を用いた概略評価の結果、実効増倍率は1未満となり臨界には至らないと想定している。

## ■ シナリオ

地震により大型カバーが損傷して既設原子炉建屋 5 階鉄骨柱等に接触することで、既設天井クレーンが現状位置より落下し、落下に伴い発生する放射性ダストが大型カバー外に放出する。

## ■ 線量影響

敷地境界での実効線量： $1.8 \times 10^{-4}$  mSv/事象（既設天井クレーン落下時のダスト影響）  
換気設備の損傷を想定してフィルタによる放射性物質の捕集（97%）を考慮しない。

## ■ 評価方法

次頁参照。

# シナリオ④に対する線量評価について

## ■ 計算過程（定量的な評価結果）

### ● 線量評価概要

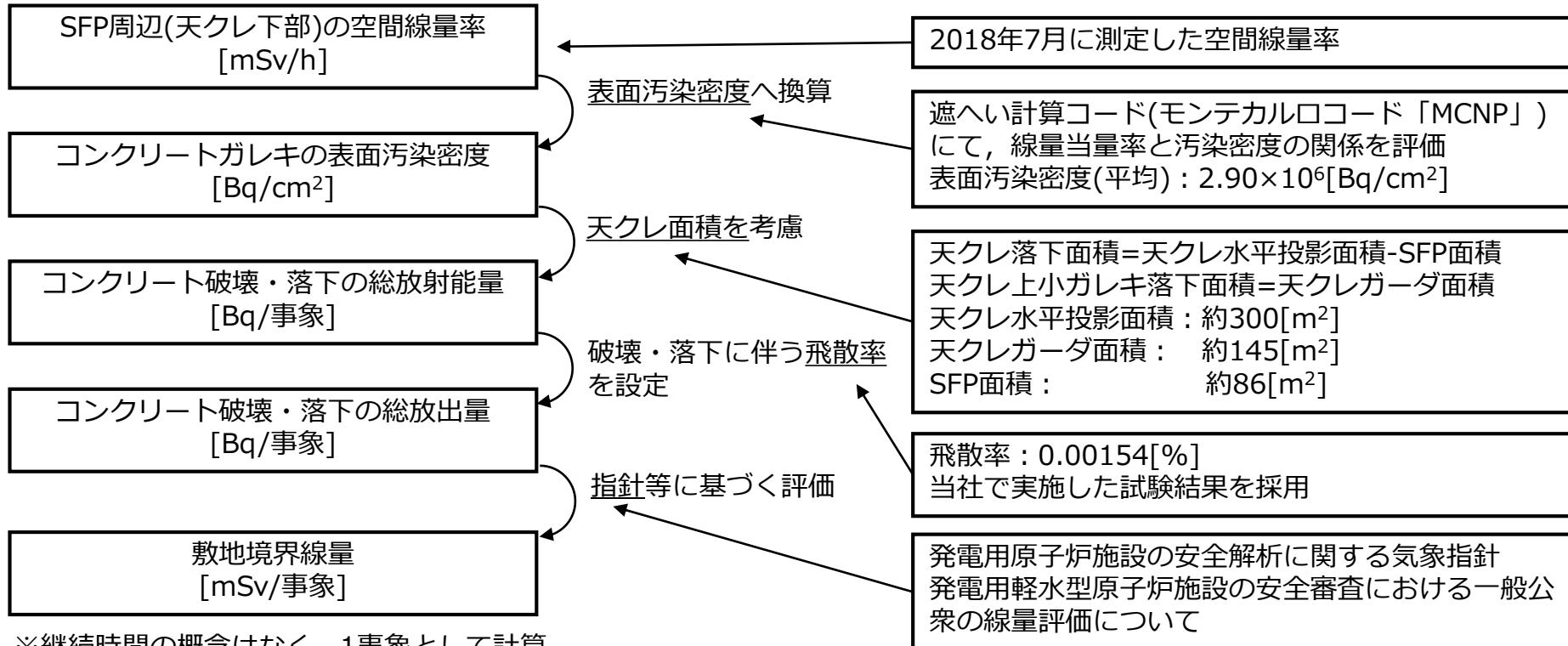
天井クレーン落下に伴い、大型カバー内で発生するダスト発生量は下記フローにより算出した。

### ● 評価条件

天クレ落下により、天クレ水平投影面積のオペフロ床の破壊と天クレ上のガレキ落下の2事象を想定し、この合算値をダスト発生量とし敷地境界線量評価に用いた。

#### <評価フロー>

#### <パラメータ>



※継続時間の概念はなく、1事象として計算



## ■ シナリオ

大型カバーアンカーボルト接合部破損等のカバー架構崩落による原子炉建屋（以下、R/Bという）が損傷する。

## ■ 線量影響

大型カバー架構崩落によりR/Bが損傷する可能性は低く、敷地境界線量の増加はないと想定。Ss600による滞留水を考慮したR/Bの地震応答解析では、地下1階のせん断ひずみは最大 $0.09 \times 10^{-3}$ であり、また、Ss900を入力地震動とした場合には、最大せん断ひずみは $0.12 \times 10^{-3}$ である。地震動が変わることによって、発生する最大せん断ひずみは1.3～1.4倍程度と想定される。一方で、Ss600を用いた大型カバーの設置を考慮したR/Bの地震応答解析によると、耐震壁のせん断ひずみは、 $0.18 \times 10^{-3}$ である。このため、大型カバーを設置した状態でSs900を受けた場合には、耐震壁の最大せん断ひずみは $0.3 \sim 0.4 \times 10^{-3}$ になると想定される。これは、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局点のせん断ひずみである $4.0 \times 10^{-3}$ よりも十分小さい値であることから、R/B外壁に損傷が発生する可能性は低く、R/Bの耐震性に大きな影響をあたえないと想定される。また、東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析結果から、R/Bの耐震壁に生じたひずみは最大でも $0.14 \times 10^{-3}$ であるため、R/Bの耐震性に影響を与えるひび割れが生じた可能性は低く、また、水素爆発によりオペフロより上の鉄骨部が損傷、飛散したものの、オペフロより下の鉄筋コンクリート部においては、外観上大きな損傷は確認できていない。アンカーの設置に当たっては、調査を踏まえてひび割れ等を避けるなどの工夫による構造上の配慮を行っており、あわせて今後の準備工事においてアンカー削孔時に壁面強度を確認する。仮に大型カバーの接続部（アンカー部）が損傷するとしても、アンカーの降伏またはコーン破壊が想定され、アンカーが塑性化するか、一部の壁がコーン状に破壊されることが想定される。このため、R/B外壁全体が損傷する可能性は低く、PCVや地下滞留水に影響を及ぼすことはないと想定される。

## ■ シナリオ

大型カバーやガレキ撤去用天井クレーンが落下し、ウェルプラグが損傷することでその直下にあるPCVヘッドが損傷又は変形が生じ、放射性物質が放出される。

## ■ 線量影響

敷地境界での実効線量：約 $2 \times 10^{-3}$  mSv/事象。  
PCV内部ガスの大気放出に伴う線量影響評価。

## ■ 評価方法

### ● 線量評価概要

実施計画V燃料デブリの取り出し・廃炉 別添-6「1号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料」を参照し算出。

### ● 評価条件

- ・ 1号機PCVは正圧となっていることから、PCV損傷等に伴い生じる開口部からPCV内部のガスが放出されると想定。
- ・ 開口部の復旧にかかる期間は1年と仮定。

	(参考) 実施計画の評価値	今回評価値
PCVガス中の放射能濃度	セシウム134 : $1.5 \times 10^{-4}$ [Bq/cm <sup>3</sup> ] セシウム137 : $1.0 \times 10^{-3}$ [Bq/cm <sup>3</sup> ]	同左
放出期間	3日	365日 (1年)
線量影響評価	約 $2.0 \times 10^{-5}$ [mSv/事象]	約 $2 \times 10^{-3}$ [mSv/事象]