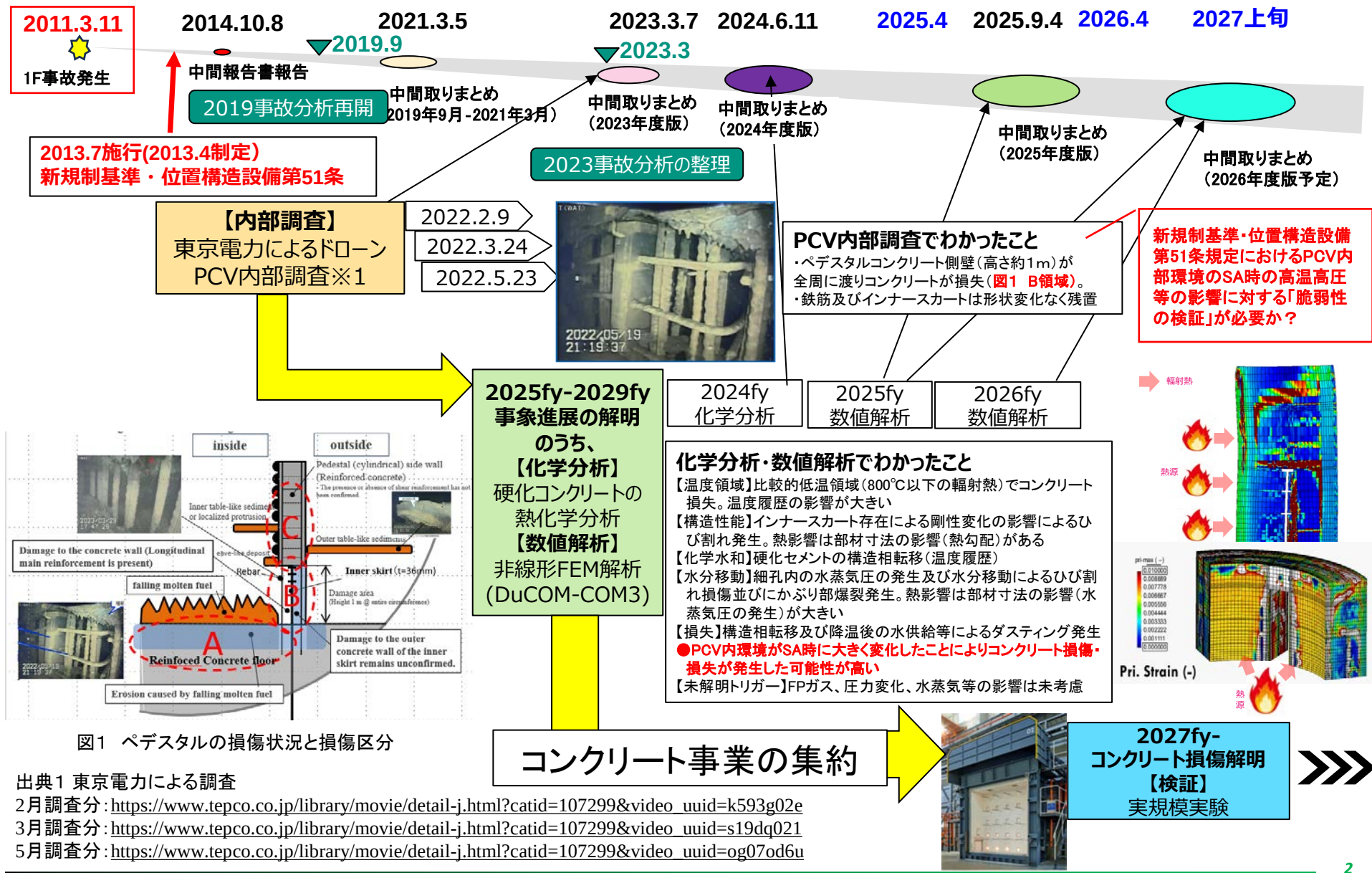


# 東京電力福島第一原子力発電所事故時の原子炉格納容器内コンクリートの損傷解明に係る分析及び検証試験事業

原子力規制庁

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

# 1号機PCV内部調査／ペDESTALコンクリート損傷の事故分析の歴史



# 東京電力福島第一原子力発電所事故時の原子炉格納容器内コンクリートの損傷解明に係る分析及び検証試験事業

令和9年度要求額 6.3億円（新規）東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

## <事業の目的・内容>

### 【目的】

- 令和5年に東京電力によって実施された、福島第一原子力発電所1号機における原子炉格納容器内部調査の結果、原子炉圧力容器を支えるペDESTALコンクリートが一部の鉄筋を残して損傷していることが明らかになりました。
- このような損傷が起こるメカニズムはこれまで解明されておらず、現時点でも崩落などのリスクがあり、メカニズムの理解のために材料試験や数値解析を通じて調査を進めてきました。本事業では、引き続き材料試験や数値解析による調査を行うとともに、今まで得られた知見の妥当性を実規模試験により検証するとともに、当該損傷メカニズムの主要因を解明します。
- 既設及び次世代の原子力発電所が過酷事故時に受けるペDESTALコンクリートの健全性評価に役立つものです。このため、国内外の原子力発電所の更なる安全性向上に資するとともに、日本成長戦略において示されている「規制基準の基盤となる技術的検討、規制体制の充実・強化」に直結するものです。

### 【内容】

- これまでの数値解析によれば、今回観測された現象は実スケール特有の現象であることが明らかになってきたため、1号機ペDESTALコンクリートを実規模で再現し、過酷事故を模擬した加熱による影響を評価します。
- 評価に当たり、材料学・化学・機械工学的な手法を用い、原子から実規模レベルというミクロからマクロスケールまで徹底的な調査を行います。さらに他の原子力発電所でも1号機と同様の設計のペDESTALコンクリートを有するため、共通要因を抱えている可能性があり、同様の現象による影響を評価します。

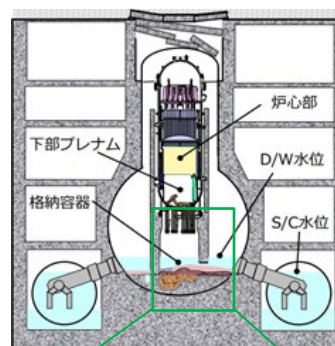
## <事業スキーム>

委託・請負

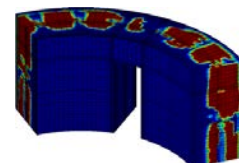
国

民間団体等

## <具体的な成果イメージ>



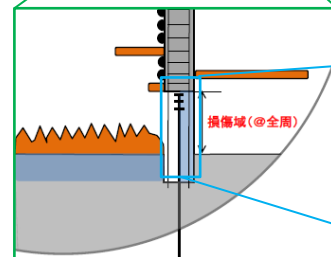
材料試験



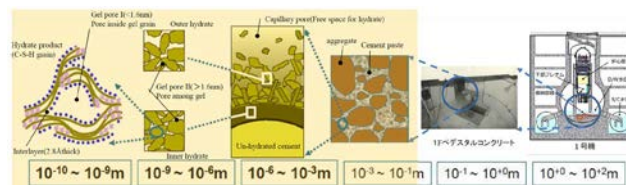
数値解析



実規模試験(イメージ)



観測写真(東京電力撮影)



ミクロからマクロスケールの物性評価(イメージ)

# 事業内容



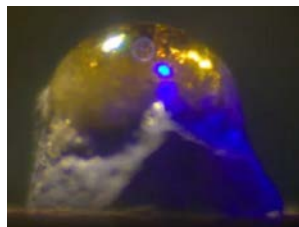
今までに分かった主なポイントとして、

- ・材料試験により、加熱及び徐冷による化学組成の変化
- ・数値解析により、一定程度の大きさを持つコンクリート中の「水」の挙動が挙げられる。

- ①今まで実施してきている材料試験の基礎研究を継続することで、他の原因となり得るものがないか調査する。
- ②同じく今まで実施してきている数値計算を本事業で実施したい「実規模レベルの加熱試験」の効果的なパラメータ探索及びその実験結果の評価のために行う。
- ③「実規模レベルの加熱試験」の実施を行い、今までに分かったことを実証をもって示す。

これらを通じて、1号機で確認されたペデスタルコンクリートの損傷メカニズムの理解を目指すとともに、1号機に留まらない稼働中の原子力発電所を指向した損傷メカニズムを検討する。最終的に必要に応じて得られた知見について更なる安全性向上に資する知見として提供をしたい。

## ①1Fサンプルを用いた要素抽出



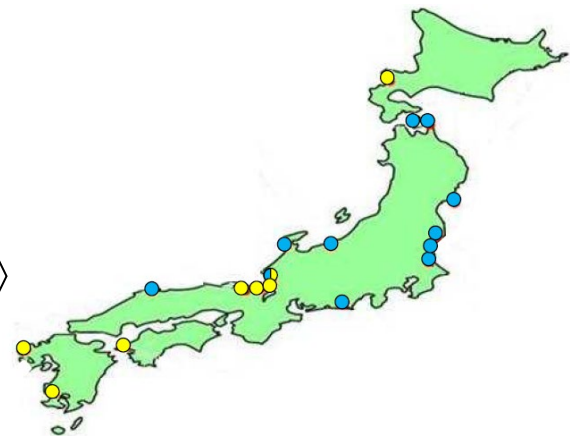
材料試験



## ②コンクリート加熱による挙動調査



構造物の加熱検証試験



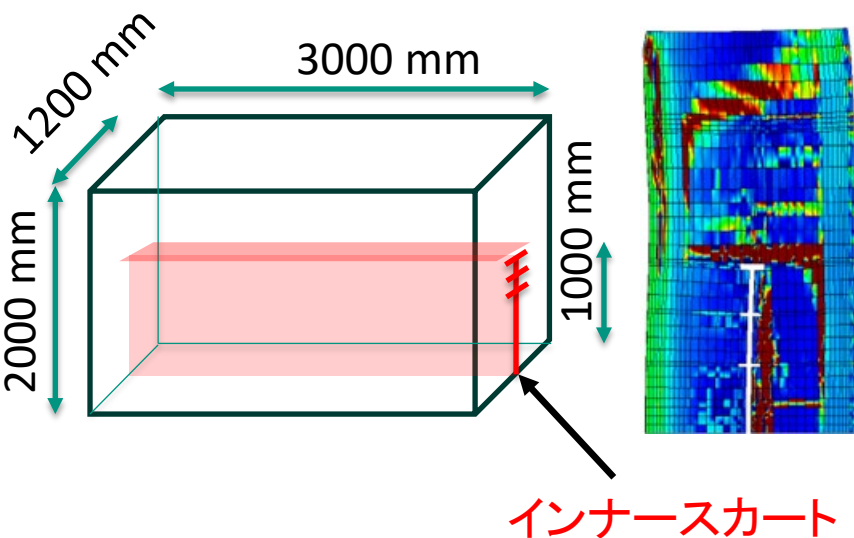
過酷事故に耐えられるコンクリート  
構造・設計の見直しを通じ、全国の  
原子力施設の更なる安全性向上へ

# 内容(1 / 2)

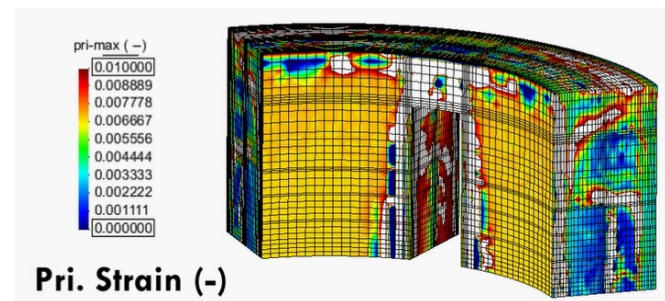
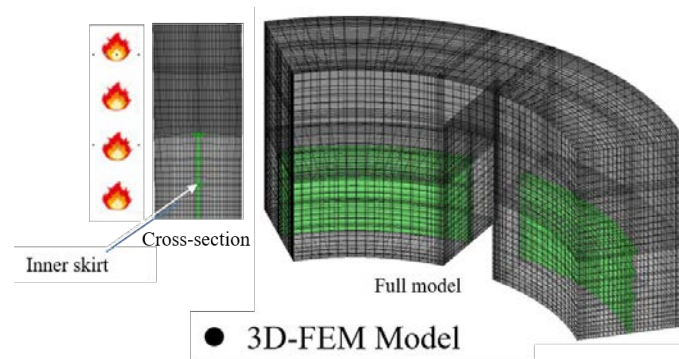


数値解析の結果のうち、系の大きさの観点に注目すると、実スケールにおいて、初めて今回確認された事象が起こりうることが明らかになりつつある。一方で、実規模レベルのコンクリートを用いた過酷事故を模擬した輻射加熱に係る既存知見は無く、その検証を行いたい。

(想定している形状) : 形状については、今年度までに得られる結果を踏まえて決定



長方形 1 / 4 供試体と断面の加熱結果 (計算)

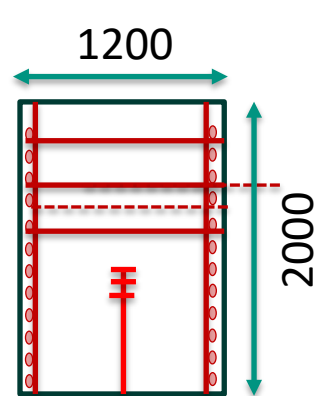


円筒形 1 / 4 供試体と加熱結果 (3D計算)

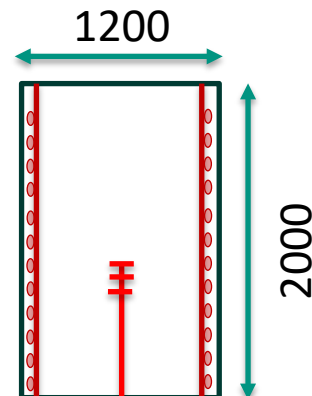
## 内容(2 / 2)



(想定している断面配筋条件)



(A) 補助筋あり

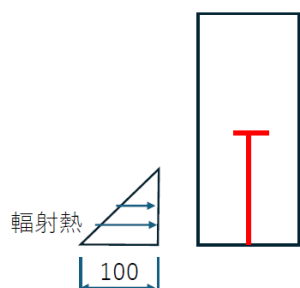


(B) 補助筋なし

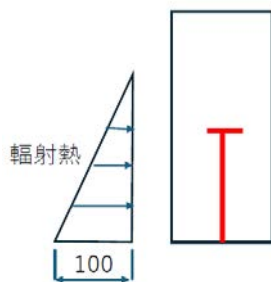


実規模加熱試験  
(イメージ)

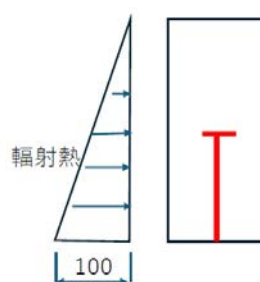
(コンクリート側壁の加熱条件)



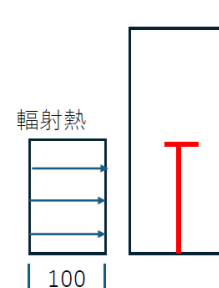
ケース 1



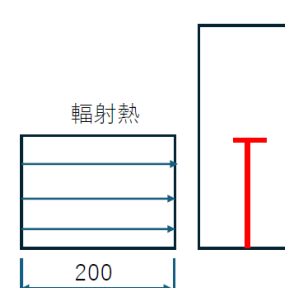
ケース 2



ケース 3

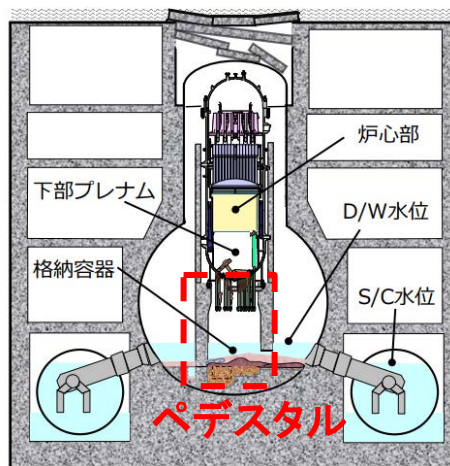


ケース 4

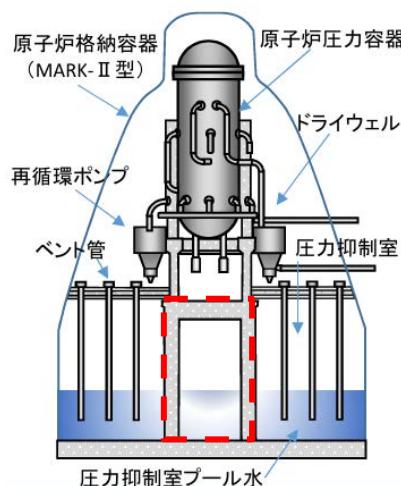
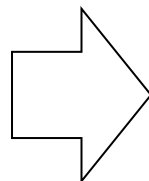


ケース 5

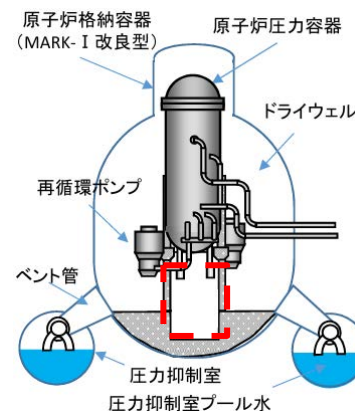
(A) (B) の2つの系に対して、それぞれ5ケースの加熱試験を検討しており、全10ケースを想定。



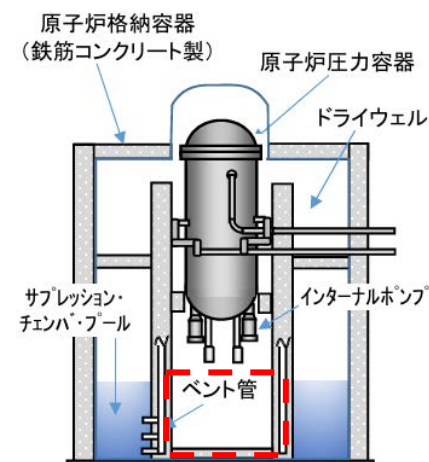
Mark-I 型  
(福島第一 1)



Mark-II  
(例：東海第二)



Mark-I 改良型  
(例：島根 2、女川 2)



ABWR  
(例：柏崎刈羽 6・7)

1号機を模擬した実規模試験の成果を踏まえて、既設の原子力発電所を対象とした実規模試験及び影響評価を実施する。その結果を踏まえ、過酷事故時においても必要な機能を維持できるコンクリート構造物の構造・設計の高度化を図る。