

# 美浜3号炉に係る 安全審査等の概要

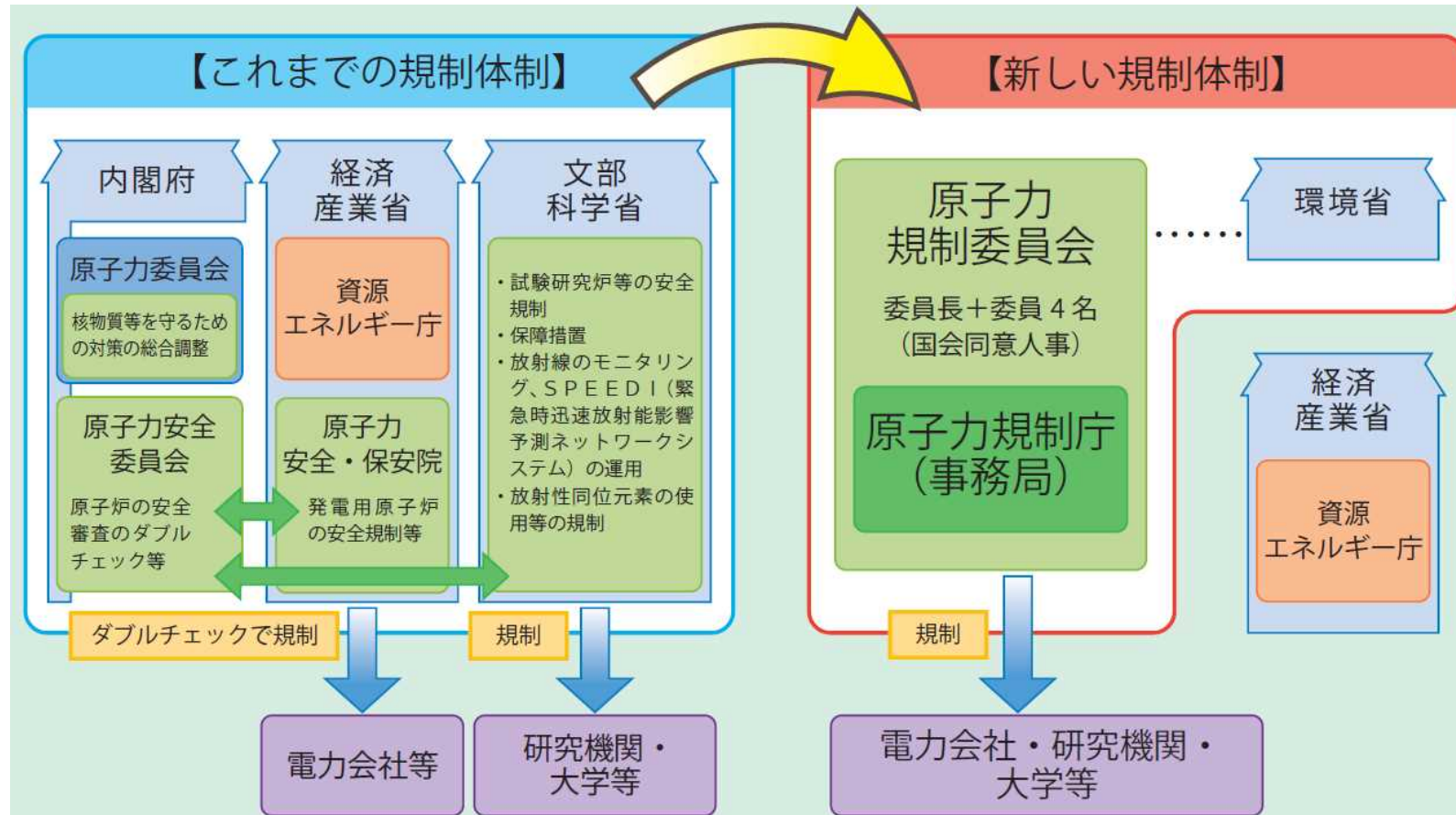
地域原子力総括調整官(福井担当)  
西村 正美

令和2年11月26日

# 本日の説明の順序

1. 原子力規制委員会の成り立ち
2. 新規制基準の概要等
  - ・福島第一原子力発電所事故からの教訓
  - ・強化した新規制基準
3. 新規制基準に係る審査結果
  - ・新規制基準に係る許認可状況
  - ・美浜発電所3号炉の設置変更に係る審査結果
4. 40年超の運転に係る審査結果
  - ・認可状況
  - ・美浜3号炉の40年超の運転延長に係る審査結果
5. 今後の予定

# 原子力エネルギーにかかる政府組織の改編



これまでは、原子力「利用」の推進を担う経済産業省の下に、原子力の安全「規制」を担う原子力安全・保安院が設置されていました。そうした「利用の推進」と「安全規制」を同じ組織の下で行うことによる問題を解消するため、経済産業省から、安全規制部門を分離し、環境省の外局組織として原子力規制委員会を新設しました。原子力規制委員会は、独立性の高い3条委員会※です。

※いわゆる3条委員会（国家行政組織法第3条第2項に規定される委員会）とは、上級機関（例えば、設置される府省の大臣）からの指揮監督を受けず、独立して権限を行使することが保障されている合議制の機関です。

## 原子力規制委員会について

- 東京電力福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえ、規制と利用の分離を徹底し、独立した「原子力規制委員会」を設置（2012年9月発足）

原子力規制委員会

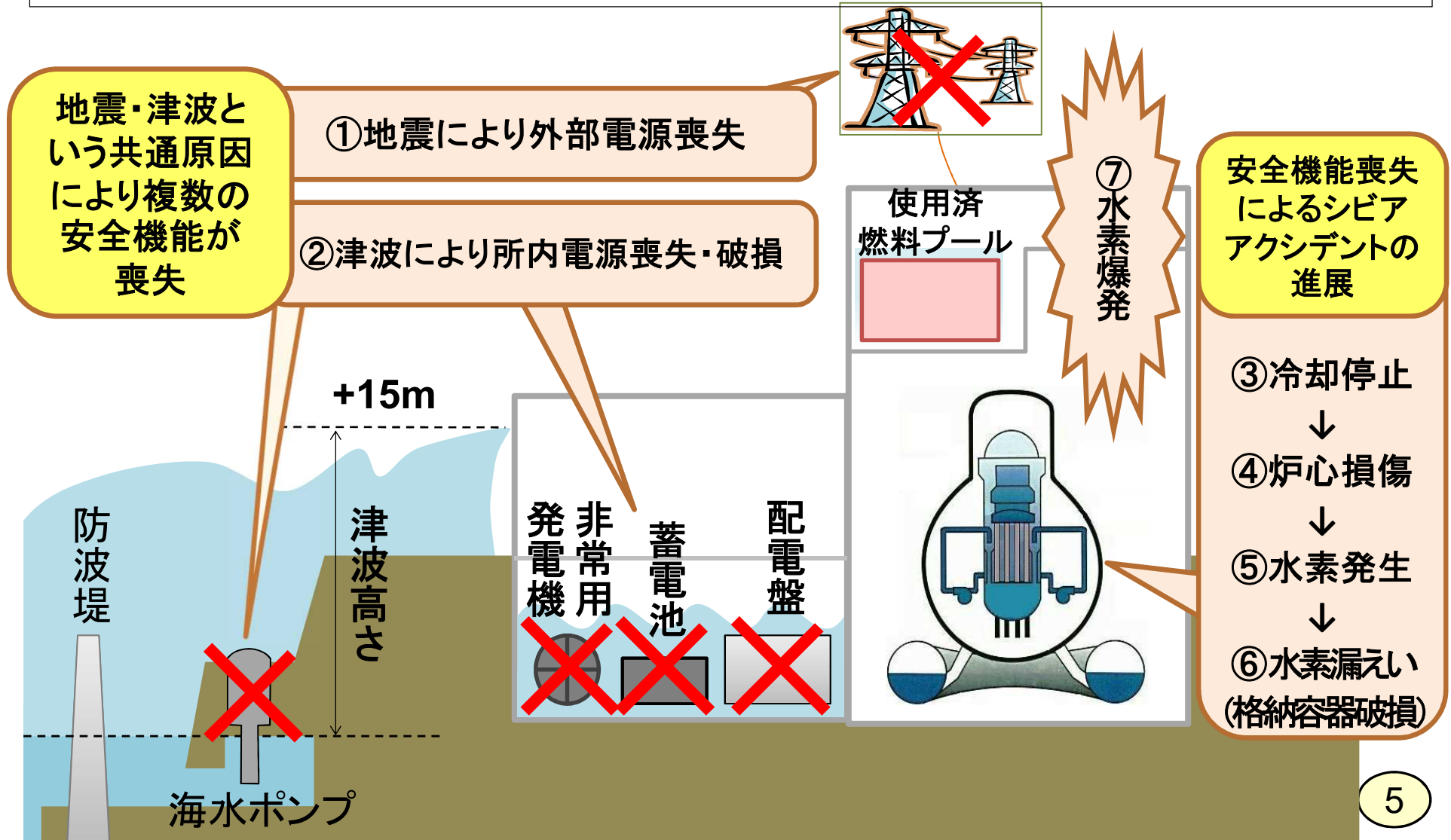
原子力規制庁（事務局）

- ✓ 「規制」と「利用」の分離、「規制」の一元化
- ✓ 透明性の高い情報公開
- ✓ 原子力規制の転換
  - これまでの基準を大幅に強化した新規制基準を策定  
(2013年7月施行)
- ✓ 原子力防災体制の強化

# 1. 新規制基準の概要等

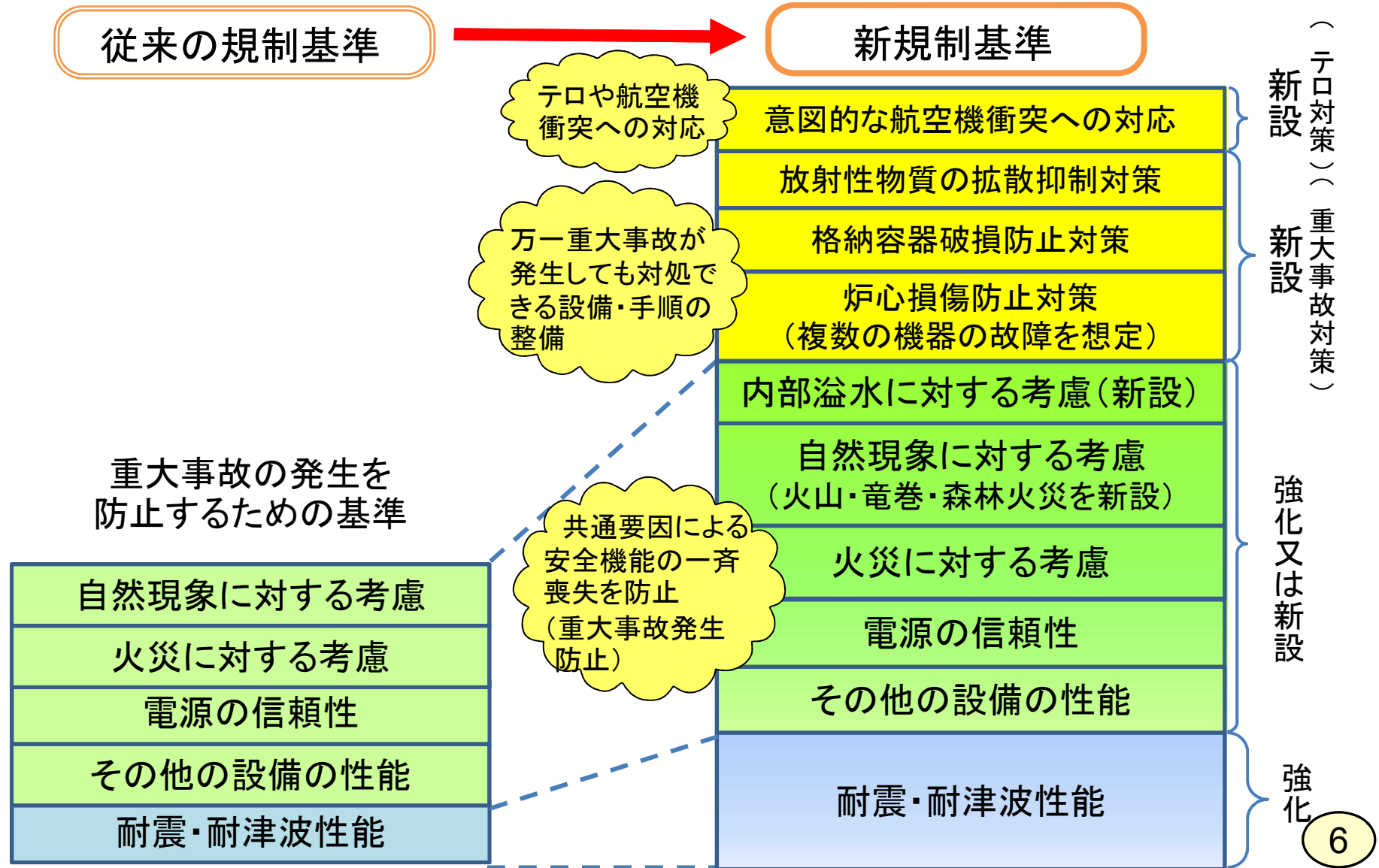
# 東京電力福島第一原子力発電所の事故における教訓

- 東京電力福島第一原子力発電所の事故では地震や津波などの共通原因により複数の安全機能が喪失。
- さらに、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった。



# 強化した新規制基準

重大事故の発生を防止するための基準を強化するとともに、万一重大事故やテロが発生した場合に対処するための基準を新設。

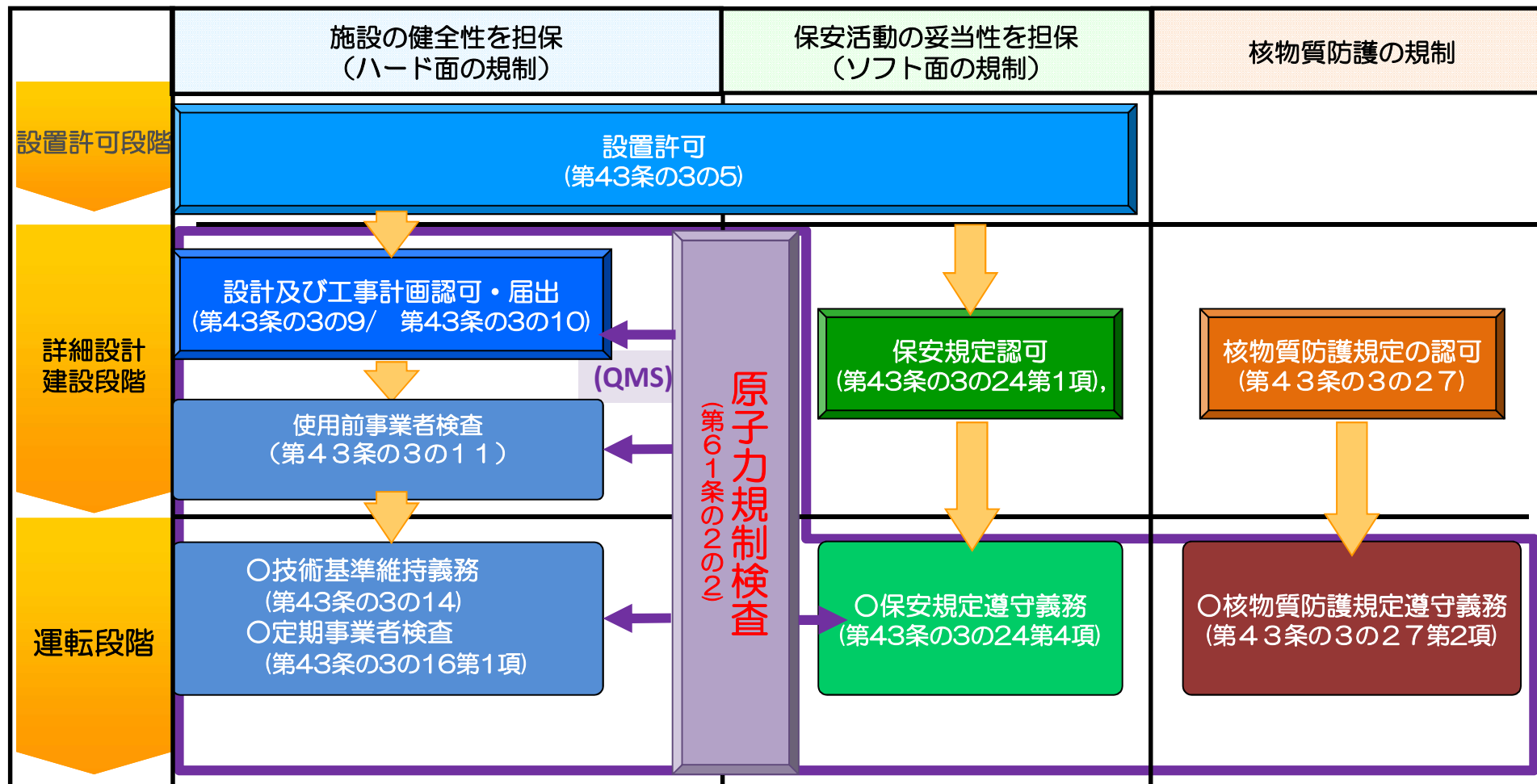


## 2. 美浜発電所3号炉の 設置変更に係る 審査結果



# ○原子力発電所に係る法規制体系

- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）に基づき、原子力発電所の安全規制を実施し、各段階で事業者からの申請等に基づき、基準の適合性などを確認。



## 新規制基準に係る許認可状況

施設		新規制基準					
		設置変更許可		工事計画		保安規定	
		申請	許可	申請	認可	申請	認可
美浜	3号炉	H27.3.17	H28.10.5	H27.11.26	H28.10.26	H27.3.17	R2.2.27

## 美浜発電所 3号炉の審査の経緯

H25年7月8日 新規制基準施行

H27年3月17日 関西電力が設置変更許可申請書を提出

H27年4月2日～

公開の審査会合での審査(原子力規制委員、規制庁審査官)

※48回の審査会合と2回の現地調査を実施(設置変更許可まで)

※約220回のヒアリング実施(設置変更許可まで)

H28年8月3日

原子力規制委員会で設置変更許可に係る審査結果のとりまとめ、意見募集(パブリックコメント)の実施を了承(8月4日～9月2日(30日間)まで意見募集)、原子力委員会・経済産業大臣への意見聴取の決定

H28年10月5日

原子力規制委員会は、意見募集及び関係機関(原子力委員会、経済産業大臣)への意見聴取の結果を踏まえ、設置変更を許可

# (1) 重大事故の発生を 防止するための 対策例

# 基準地震動

- C断層、三方断層、白木-丹生断層、大陸棚外縁～B～野坂断層、安島岬沖～和布一干飯崎沖～甲楽城断層に加え、審査の過程において甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層による地震を検討用地震として追加。
- 断層上端深さについて、調査結果の信頼性を踏まえて評価することを指摘し、申請当初の4kmから3kmに見直した上で地震動評価を実施。
- 地震動評価において、震源断層の長さの不確かさとして、安島岬沖～和布一干飯崎沖～甲楽城断層～甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層の連動ケースを追加。

【敷地周辺の主な断層の分布】



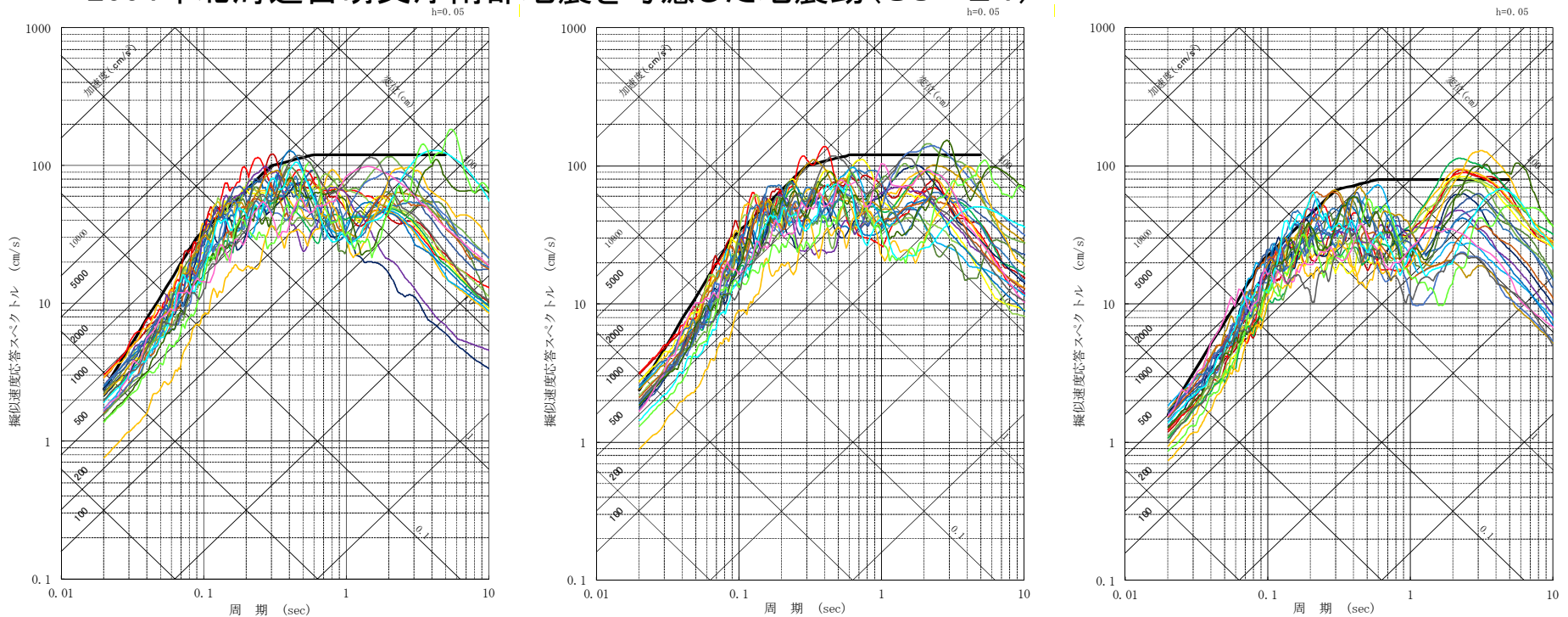
(注) 敷地から半径約30kmの範囲の主な断層について図示している。

(出典: 関西電力説明資料)

# 基準地震動

→24種類の基準地震動を策定。

- 応答スペクトルに基づく基準地震動S<sub>s</sub>-1(最大加速度750ガル)
- 断層モデルを用いた手法による基準地震動S<sub>s</sub>-2～S<sub>s</sub>-22(最大加速度は最大993ガル)
- 震源を特定せず策定する地震動として、以下の2つ。
  - ・2000年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録による地震動(S<sub>s</sub>-23)
  - ・2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動(S<sub>s</sub>-24)



- 水平(NS)方向**
- 基準地震動S<sub>s</sub>-1 黒線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-2 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-3 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-4 黄線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-5 黄線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-6 黄線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-7 黄線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-8 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-9 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-10 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-11 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-12 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-13 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-14 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-2 断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点1)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-3 断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点2)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-4 断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点3)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-5 断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点4)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-6 断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点5)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-7 C断層(傾斜角55°ケース、破壊開始点3)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-8 白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点1)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-9 白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点2)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-10 白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点3)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-11 白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点5)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-12 大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点2)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-13 大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点3)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-14 大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点4)

- 水平(EW)方向**
- 基準地震動S<sub>s</sub>-15 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-16 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-17 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-18 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-19 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-20 赤線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-21 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-22 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-23 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-24 青線
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-15 大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点6)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-16 大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点7)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-17 大陸棚外縁～B～野坂断層(V<sub>r</sub>=0.87βケース、破壊開始点1)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-18 大陸棚外縁～B～野坂断層(V<sub>r</sub>=0.87βケース、破壊開始点4)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-19 安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲斐城断層(V<sub>r</sub>=0.87βケース、破壊開始点2)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-20 安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲斐城断層～甲斐城断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層(破壊開始点2)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-21 安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲斐城断層～甲斐城断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層(破壊開始点6)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-22 安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲斐城断層～甲斐城断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層(破壊開始点9)
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-23 2000年鳥取県西部地震・賀祥ダムの観測記録
  - 基準地震動S<sub>s</sub>-24 2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動

**鉛直方向**



# 敷地内破碎帯の活動性評価等

## 敷地内破碎帯の活動性評価

- 申請当初の薄片観察結果に加え、有識者会合を踏まえて実施した薄片の再観察、追加の薄片観察等により、粘土鉱物脈が最新面を横断し変形していないこと、最新面が粘土鉱物で充填され不明瞭になっていることを確認。
- 熱水変質の痕跡について、化学的分析結果を踏まえた検討を指摘し、破碎部の主成分組成、構成鉱物等も詳細に確認するとともに、若狭湾周辺では約20Ma以降の熱水活動は知られていないことを確認。
- 破碎帯の最新の運動センスが全て正断層センスであり、現在の広域応力場から推定される運動センスと調和しないことを確認。
- 以上のことから、将来活動する可能性のある断層等に該当しないことを確認。

【最新面と粘土鉱物脈との関係】

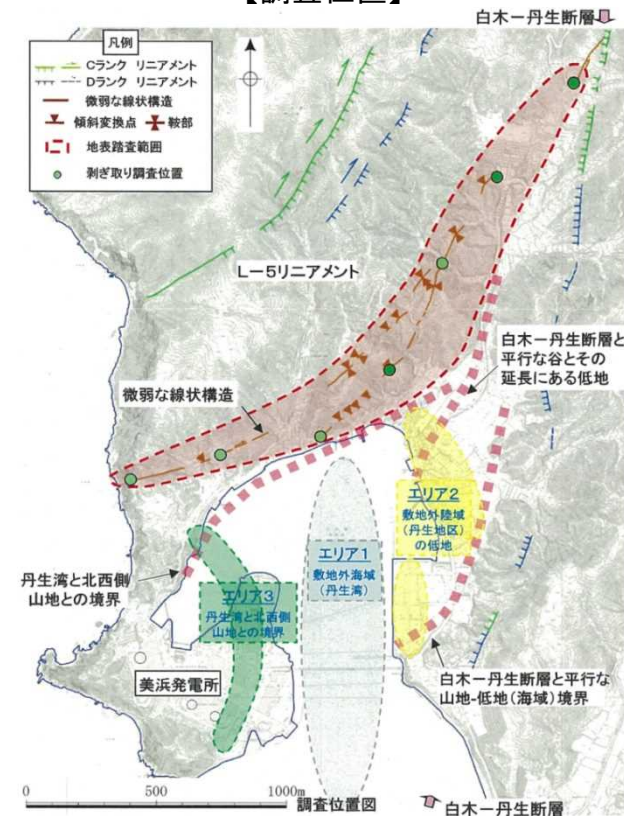


—— (出典: 関西電力説明資料)

## 敷地と白木－丹生断層の間の地質・地質構造

- 有識者会合を踏まえて実施した詳細な地形判読、地質調査、海上音波探査(エリア1)、反射法地震探査(エリア2、3)やベイケーブル調査(エリア3)等により、白木－丹生断層から敷地に向かって派生する震源として考慮する活断層は認められないことを確認。

【調査位置】

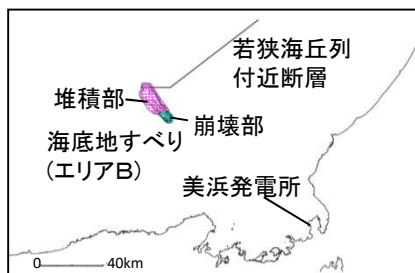


(出典: 関西電力説明資料)

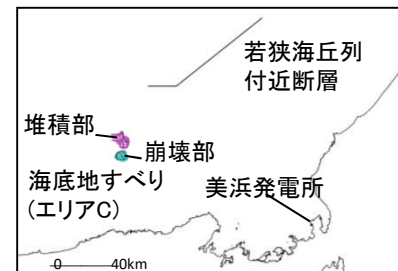
# 津波対策

## 基準津波の波源

【若狭海丘列付近断層と海底地すべり(エリアB)】  
 ※3号炉取水口・放水口(上昇側)で水位が最高となる  
 津波の組合せ



【若狭海丘列付近断層と海底地すべり(エリアC)】  
 ※3号炉取水口(下降側)で水位が最低となる  
 津波の組合せ



(出典:関西電力説明資料に一部加筆)

## 津波防護の概要



(出典:関西電力説明資料に一部加筆)



# 自然現象及び人為事象への対策

## <自然現象>

- 想定される自然現象(竜巻、森林火災、火山の影響、地滑り等)及びこれらの組合せを想定しても、安全施設の安全機能が損なわれない設計方針であることを確認。

### (竜巻対策)

風速100m/sの竜巻に対して、車両の固縛、飛来物に対する防護対策等を確認。

### (森林火災対策)

森林火災を想定し、必要な防火帯幅等を確保する方針を確認。

### (火山の影響対策)

白山等の火山から敷地までは十分な距離があることから、火砕流等が発電所に及ぶ可能性は十分に小さいと評価。火山灰は最大層厚10cmと評価。

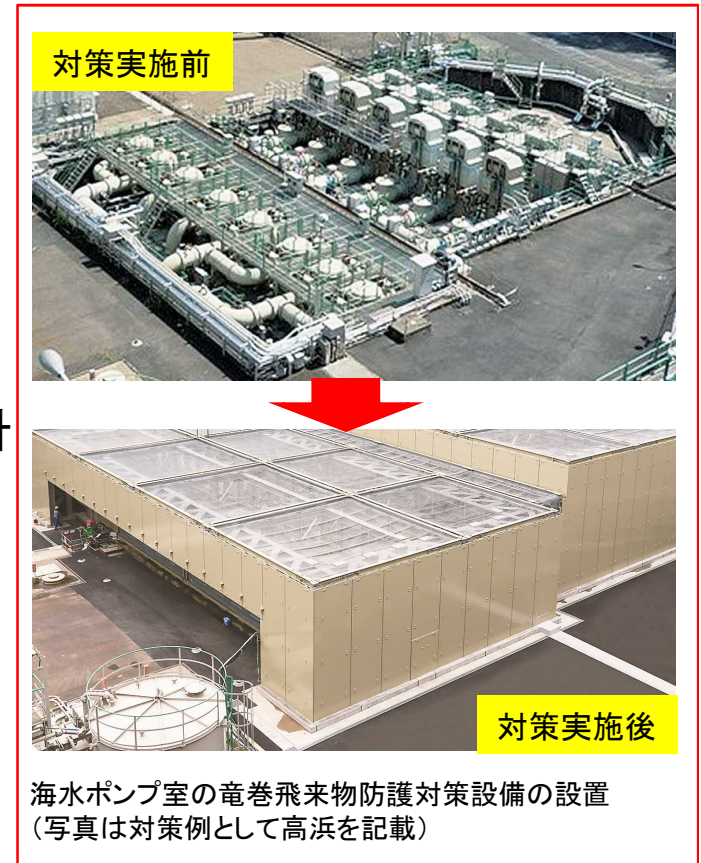
降下火災物の直接的影響(機械的影響、化学的影響等)及び間接的影響(外部電源喪失及び交通の途絶)によって、安全機能が損なわれない方針を確認。

## <人為事象>

- 想定される人為事象(近隣工場等からの火災、有毒ガス等)を想定しても、安全施設の安全機能が損なわれない設計方針であることを確認。

### (外部火災対策)

近隣に石油コンビナート等に相当する施設はないことを確認。

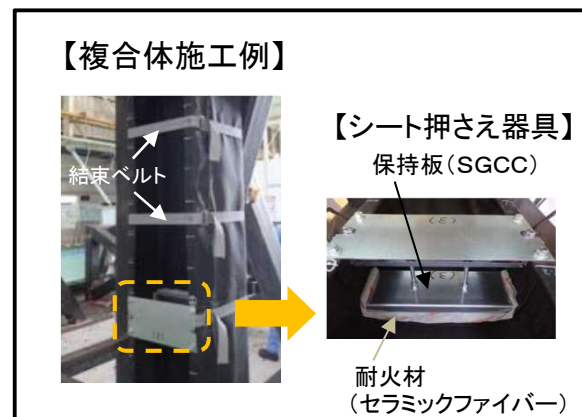
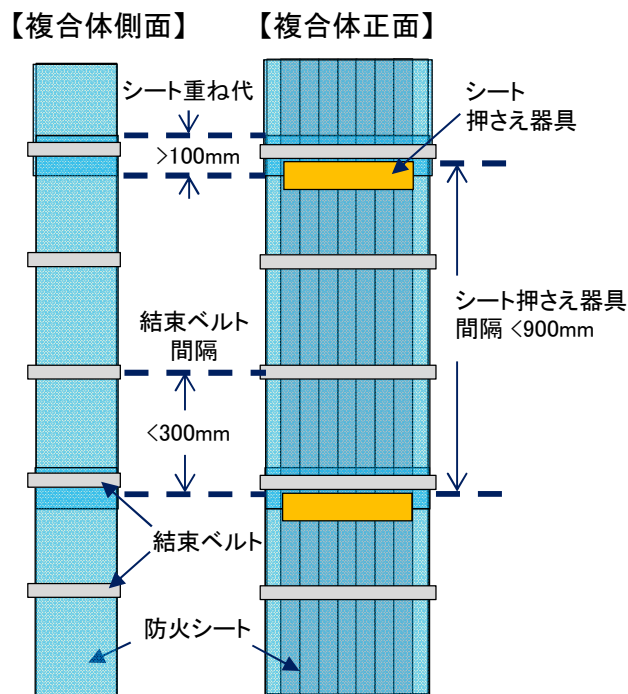


(出典: 関西電力提供写真を一部使用)

# 内部火災

## ←先行炉と同様に非難燃ケーブルへの措置を追加

- 安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護することを目的として火災区域及び火災区画を設定し、火災発生防止、早期の火災感知・消火、影響軽減のそれぞれの方策により対策を講じる設計方針であることを確認。
  - ・ケーブルの物量を大幅に削減できる区画（配線処理室等）及びデブリの発生を抑える必要のある格納容器内、過電流による発火の可能性がある範囲のケーブルを難燃ケーブルに取り替え。
  - ・上記以外の箇所については、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を実証試験により確認された複合体（ケーブルとトレイを難燃性の防火シートで覆い、結束ベルト等で固定されたもの）や電線管への収納を実施。

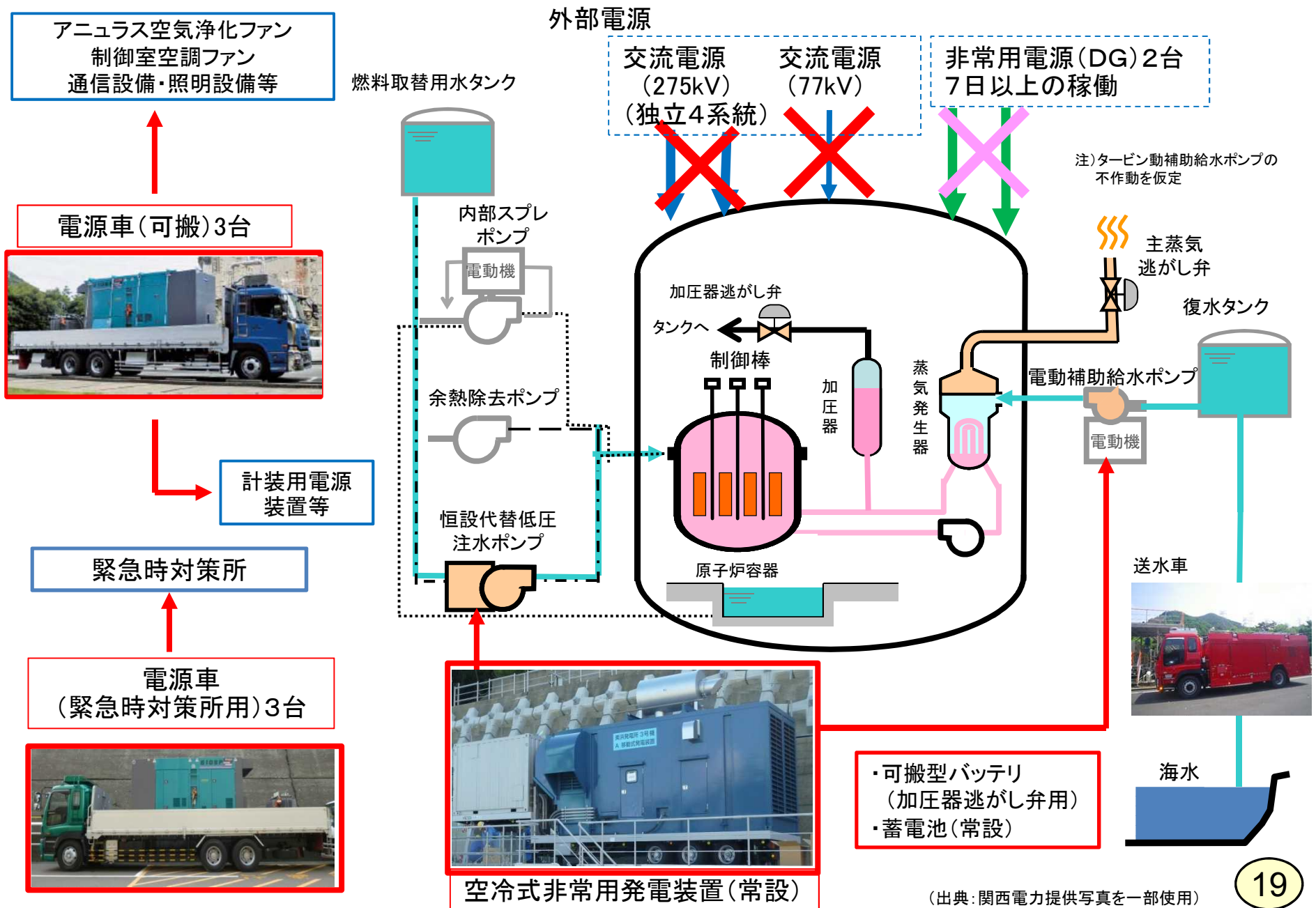


(出典: 関西電力提供写真を一部使用)

審査結果: 難燃性能について十分な保安水準が確保されることを確認



# 電源の確保(全交流動力電源喪失(SBO)対策)



(出典: 関西電力提供写真を一部使用)

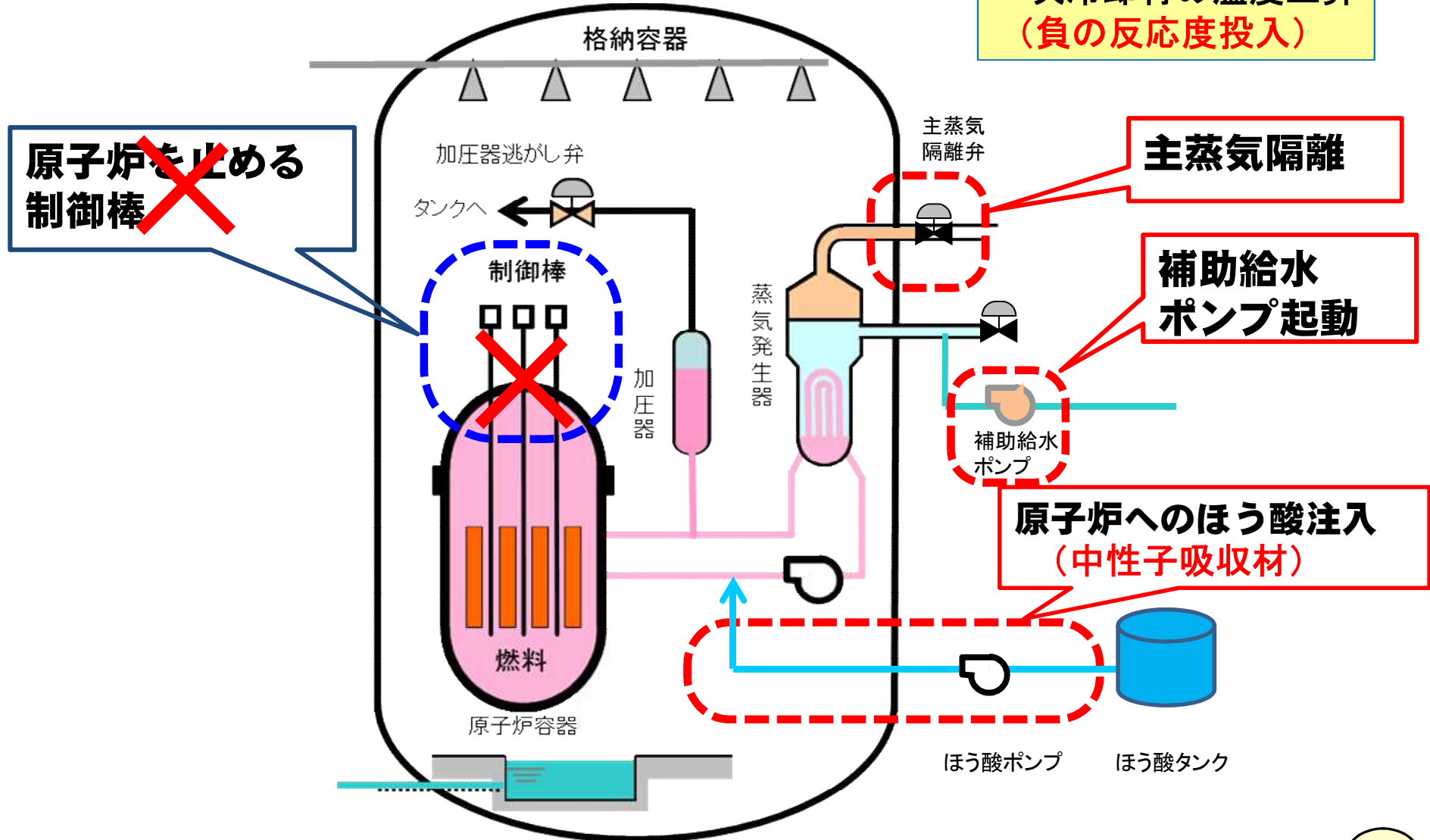
## (2) 重大事故の発生を 想定した対策例



# 原子炉を停止させる対策(止める)

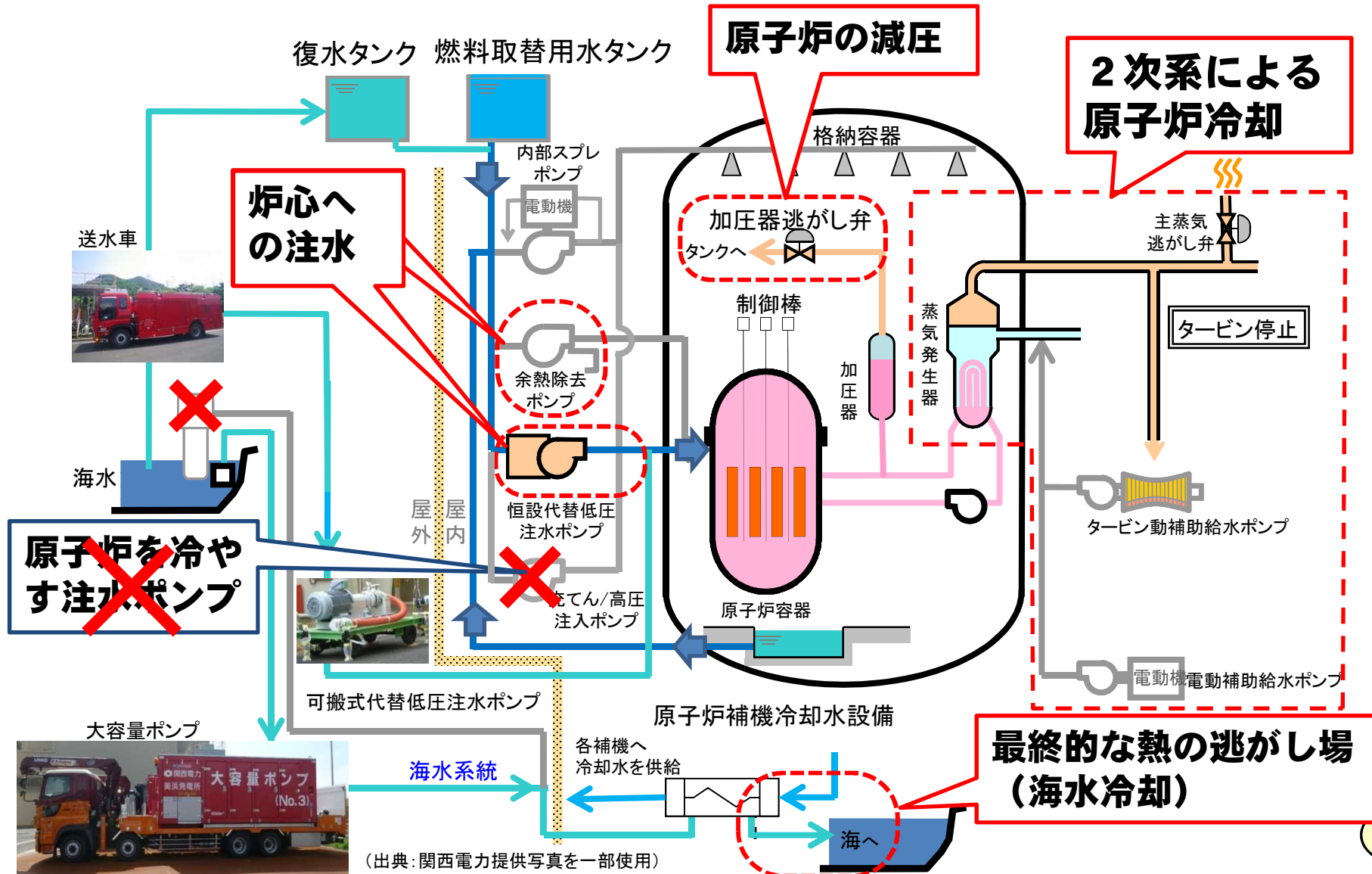
原子炉停止失敗時(ATWS)の原子炉停止機能の確保

一次冷却材の温度上昇  
(負の反応度投入)



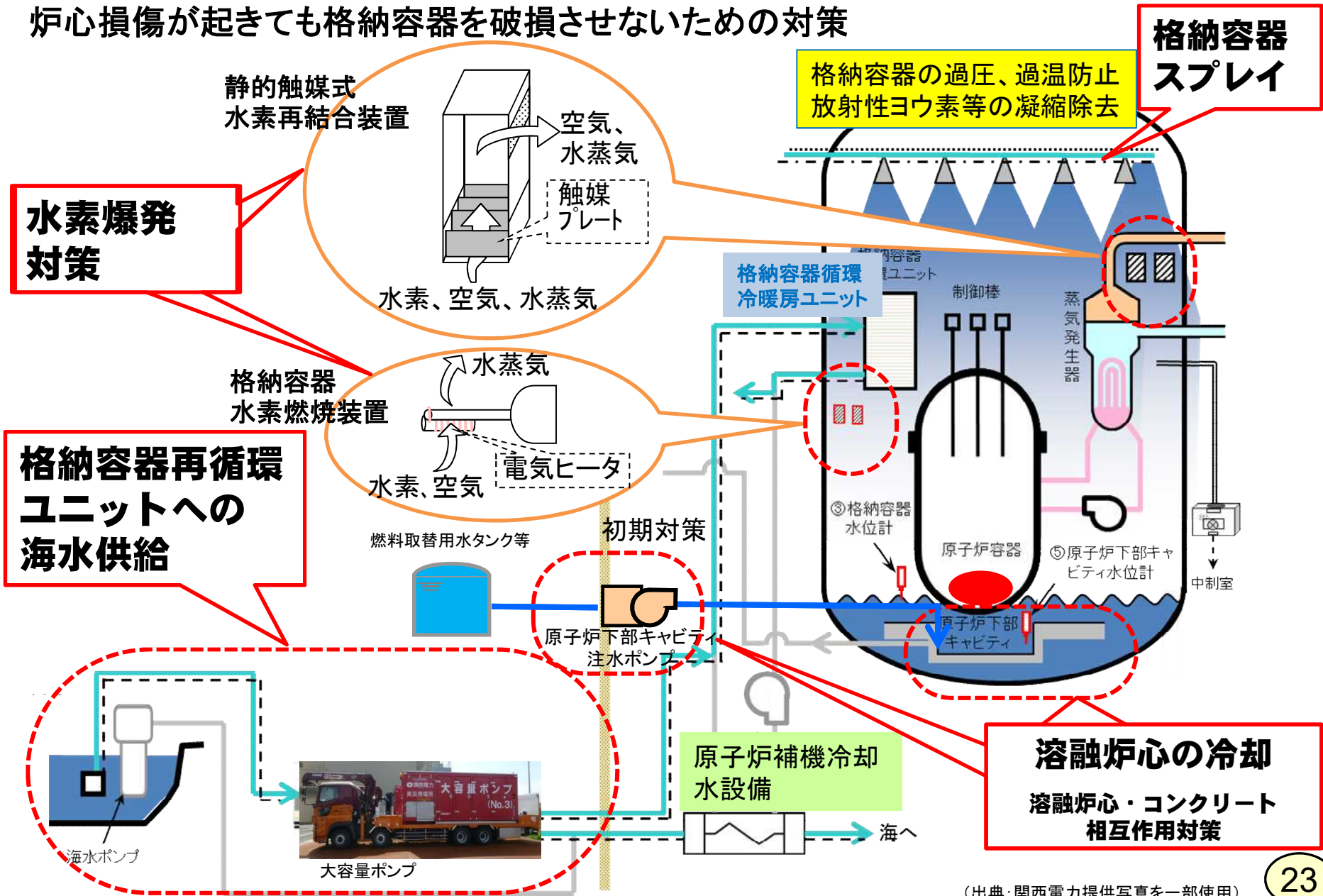
# 原子炉を冷やすための対策(冷やす)

地震や津波等の共通原因によって、機能喪失が発生しても、炉心損傷に至らせないために炉心を冷却。(ハード対策だけではなく、手順・体制等も踏まえ実現可能性を確認)



# 炉心溶融後に格納容器破損を防ぐ対策(閉じ込める)

炉心損傷が起きてても格納容器を破損させないための対策



(出典: 関西電力提供写真を一部使用)



## ソフト対策

- 緊急時の訓練(重大事故体制)
  - 重大事故等対策要員計54名を確保
  - 指揮命令系統の明確化
  - 外部との連絡設備等の整備、外部からの支援体制  
(1・2号機の原子炉には燃料を装荷しない前提)。
- アクセスルート確保
  - 可搬型重大事故等対処機器や設備の運搬、設置ルート
  - アクセスルートの多重性確保、障害物除去機器の確保



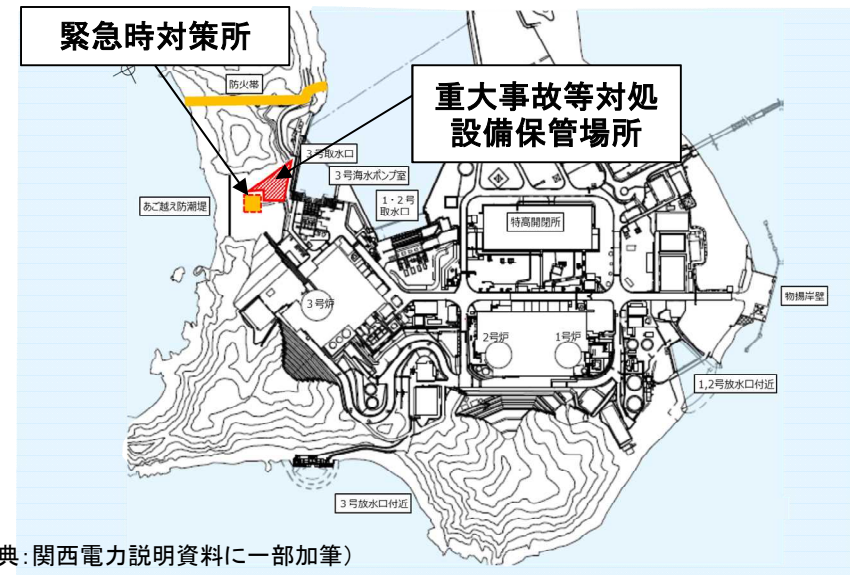
(出典: 関西電力提供写真を一部使用)



# 緊急時対策所

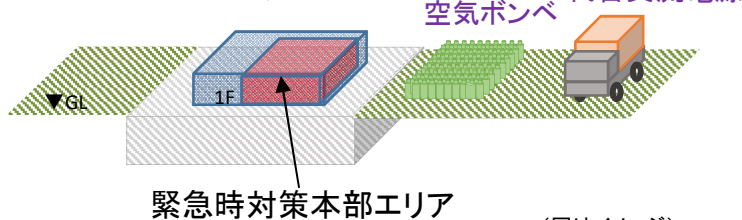
## (要求事項)

- 福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質の放出量を想定し、緊急時対策所内の要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと
- 必要な指示のために情報を把握し、発電所内外との通信連絡を行うために必要な設備を備えること
- 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が収容できること



(出典: 関西電力説明資料に一部加筆)

### 緊急時対策所(耐震建屋)



### ◆申請内容

#### (1)機能

- ・耐震性及び遮へい機能を有するコンクリート造建屋
- ・実効線量 約35mSv/7日間

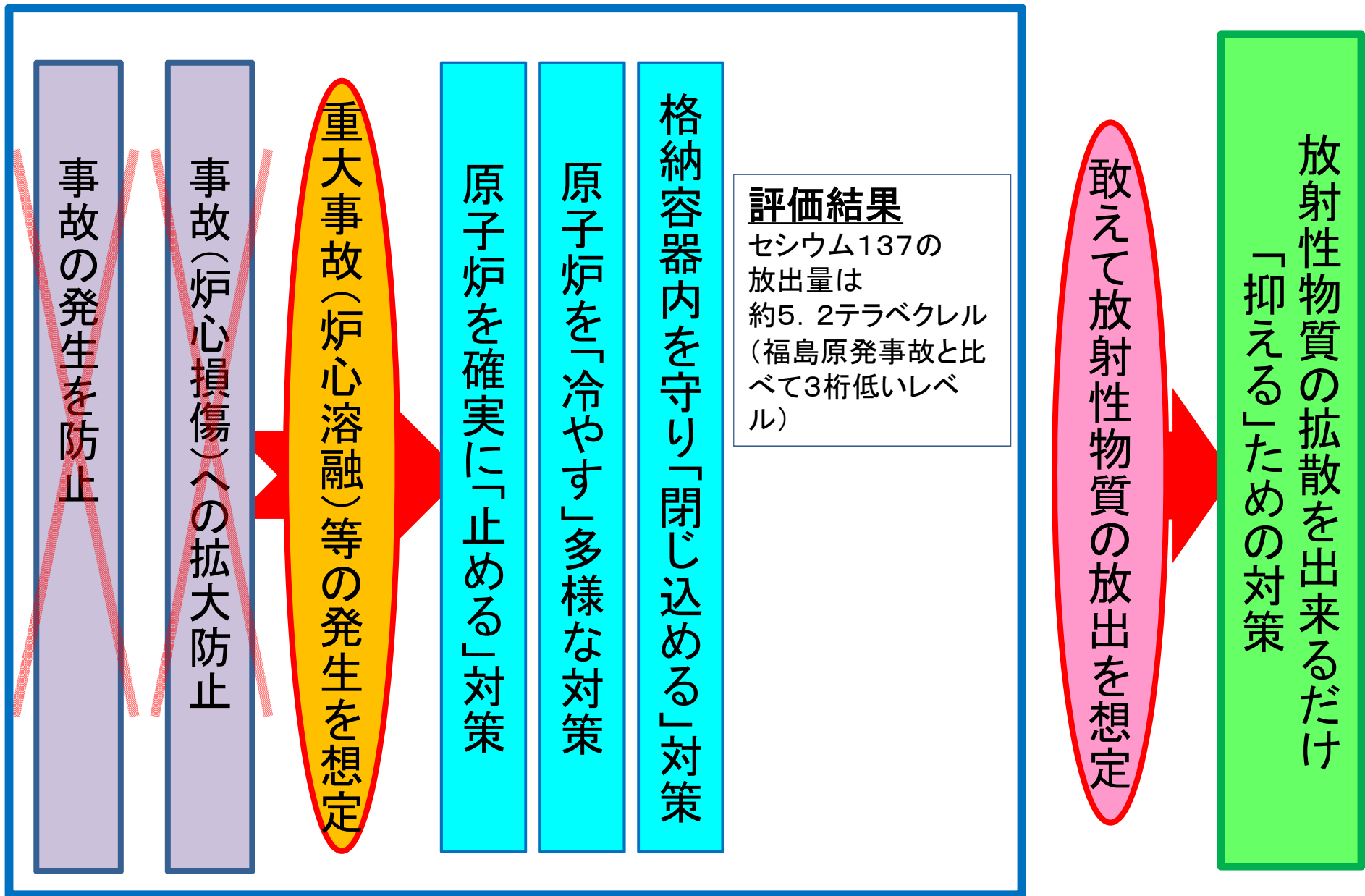
#### (2)広さ

- ・約300m<sup>2</sup>(最も近い3号炉心からの距離 110m)
- ・収容人員 100名

#### (3)主要設備

- ・放射線防護設備(よう素除去フィルタ付換気装置、全面マスク、線量計、空気ポンベ等)
- ・電源設備(専用の電源車3台)
- ・通信・情報設備(衛星通信設備、テレビ会議システム、プラントパラメータ表示端末)

## (3) 更なる対策



※このほか、意図的な大型航空機衝突等のテロによる  
施設の大規模な損壊への対策も要求

# 放射性物質の拡散を抑制する対策(抑える)

格納容器等が破損した場合も想定し、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を要求

## 主な確認結果

- 大気への拡散抑制
  - 海を水源として、大容量ポンプ及び放水砲により、格納容器等の破損箇所に向けて放水
- 海洋への拡散抑制
  - 発電所から海洋に流出する箇所(取水路側、放水路側)にシルトフェンスを設置
  - 海洋への流出経路に放射性物質吸着剤を設置

## 審査結果

大容量ポンプ及び放水砲の放水設備により敷地外への放射性物質の拡散を抑える対策及び海洋への拡散防止対策が適切に実施される方針であることを確認

放水状況



放水砲

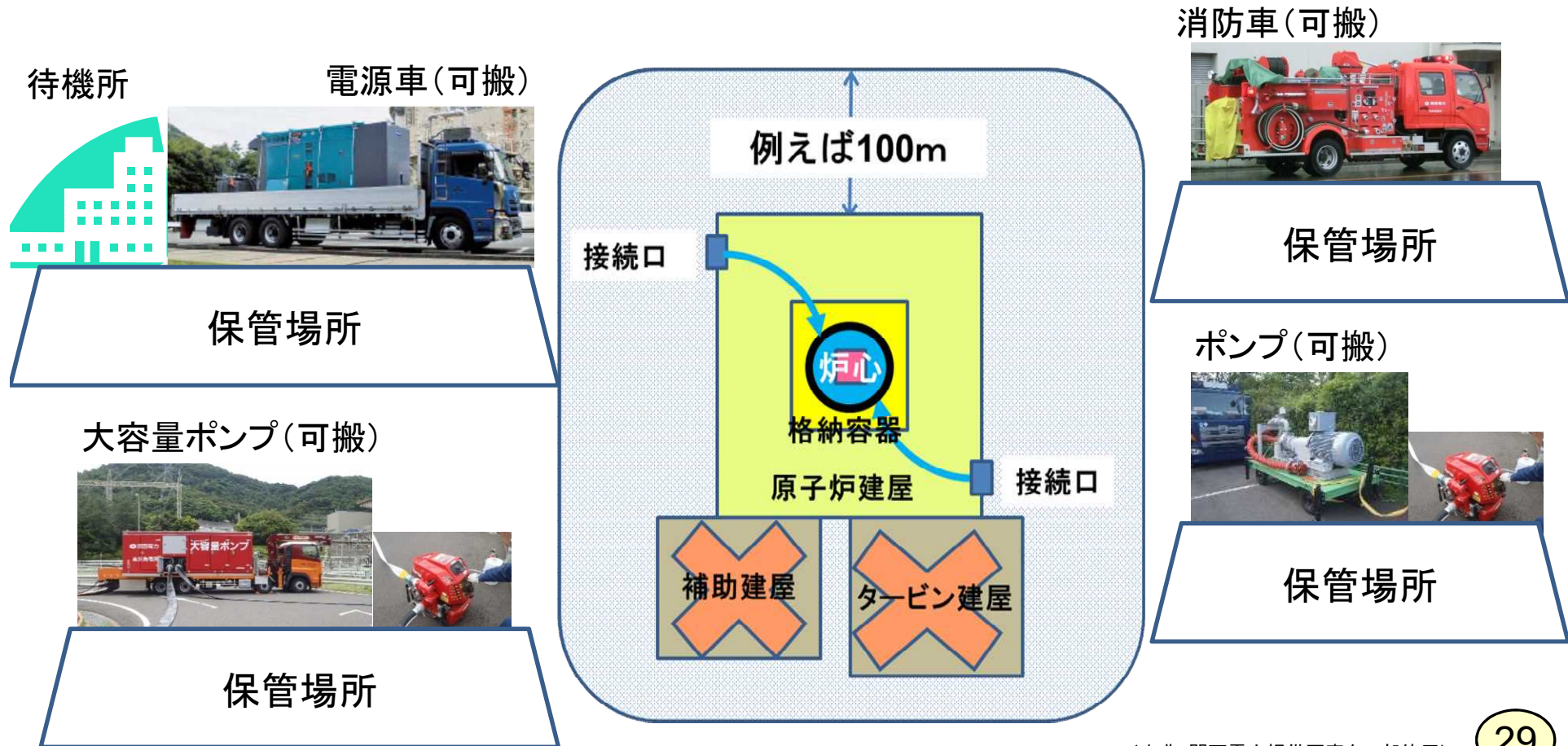


シルトフェンス設置



# 原子炉施設の大規模な損壊への対応

- 手順の整備 : 大規模な自然災害や故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合における対応手順を整備
- 体制、資機材の整備 : 上記の手順に従って活動を行うため、体制(対応要員の分散待機等)及び資機材(可搬型設備の分散保管等)を整備



# 美浜3号炉の新規制基準の審査の特徴

## (1) 先行炉と異なる3号炉の特徴

- ①使用済み燃料貯蔵設備の設計変更
- ②炉内構造物の取替

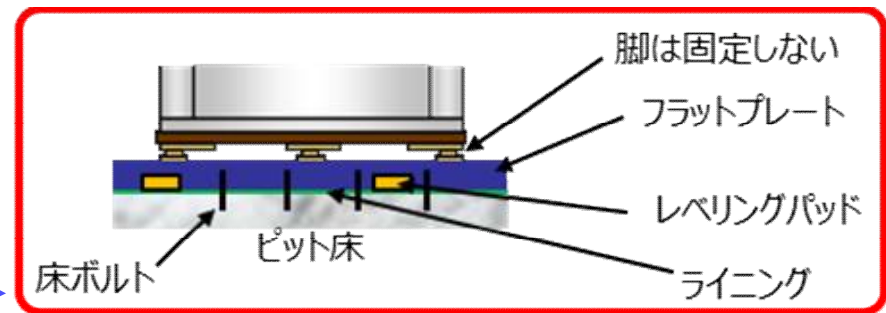
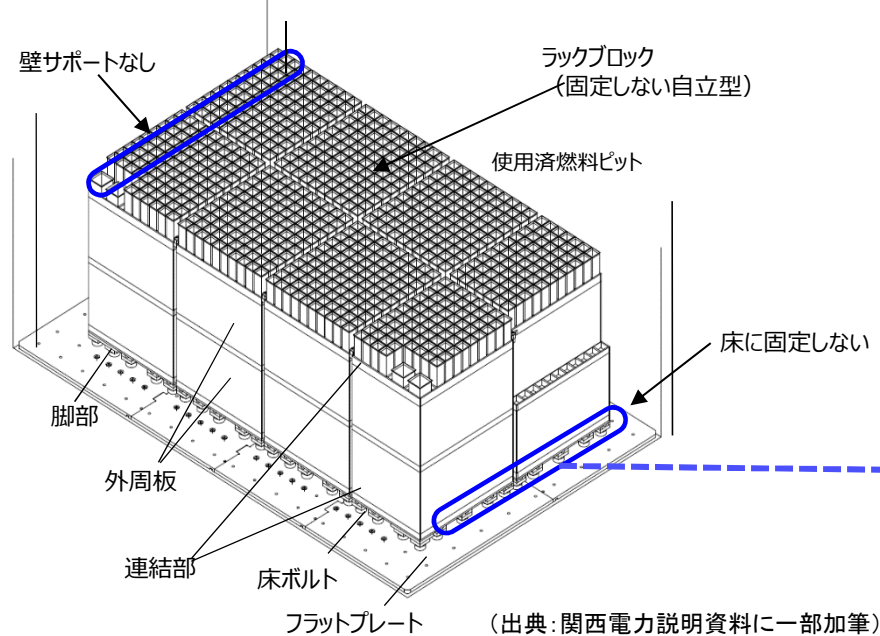
## (2) 先行炉と共通項目

- ①原子炉下部キャビティ直接注水設備の設置

# 耐震設計の変更(使用済燃料ピットラック)

- 使用済燃料ピットラックについては、基準地震動(993ガル)に対しても耐震性を保つことができるフリースタANDINGラック方式を採用することとした。
- その他の耐震5設備(格納容器、制御棒挿入性、炉内構造物、蒸気発生器、使用済燃料ピット)については、設計方針に変更がないことを確認した。

## 【フリースタANDINGラック構造イメージ】



フラットプレートは基礎ボルトでピット床に固定し、ラックブロックはフラットプレート上を滑る

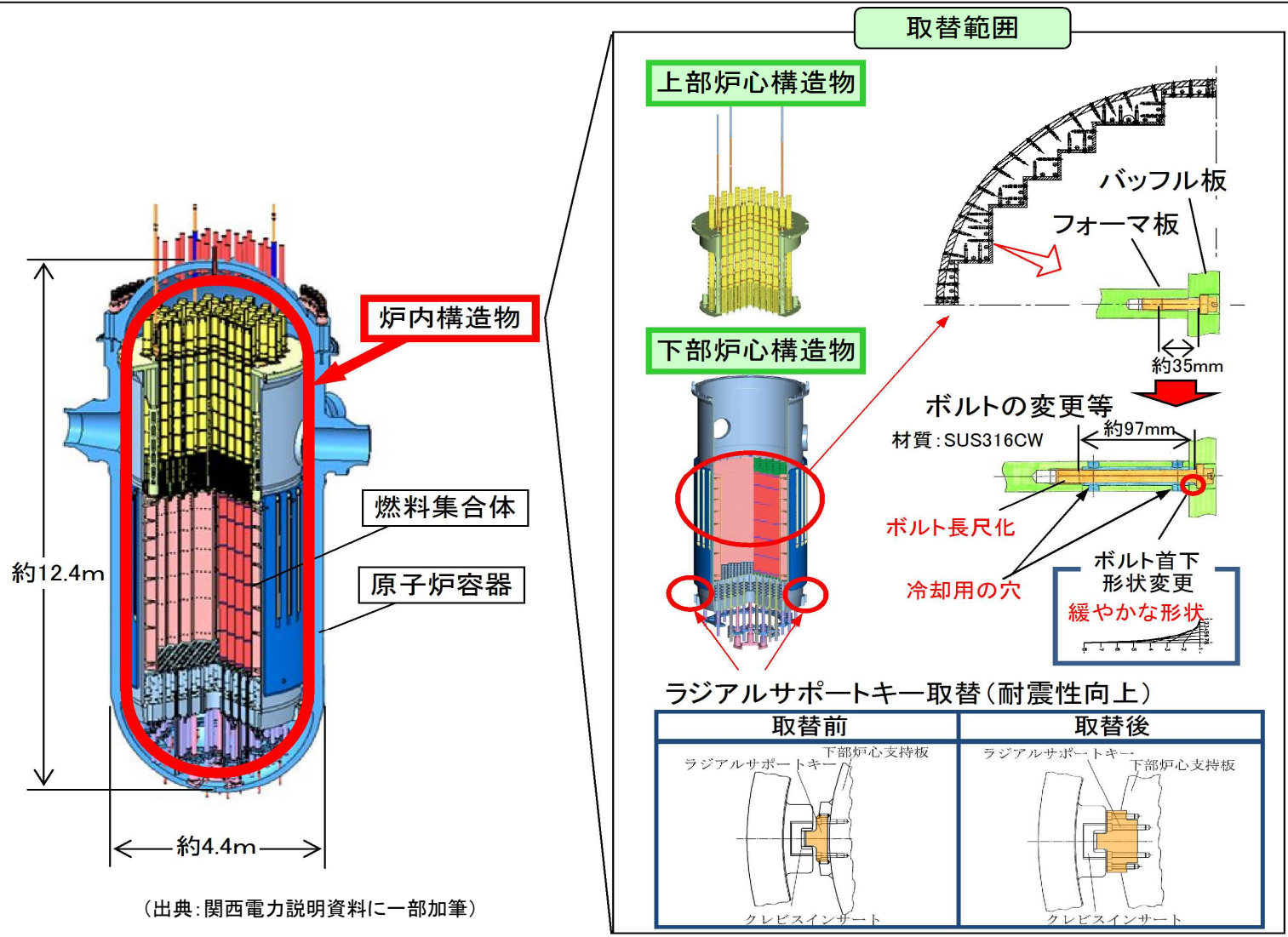
## 【主な特徴】

- 外周板を有したラック構造であり、8体のラックブロックで構成。
- 使用済燃料ピットの壁や床に固定されておらず、ラックに作用する地震力を、流体力や床との摩擦により消散させる構造。
- 外周板を設けることにより、周囲の水による流体力を大きく作用させる。
- ラックブロック8体を連結することにより、転倒挙動を抑制するとともに、ラックブロック間の衝突を防ぐ。



# 炉内構造物取替工事

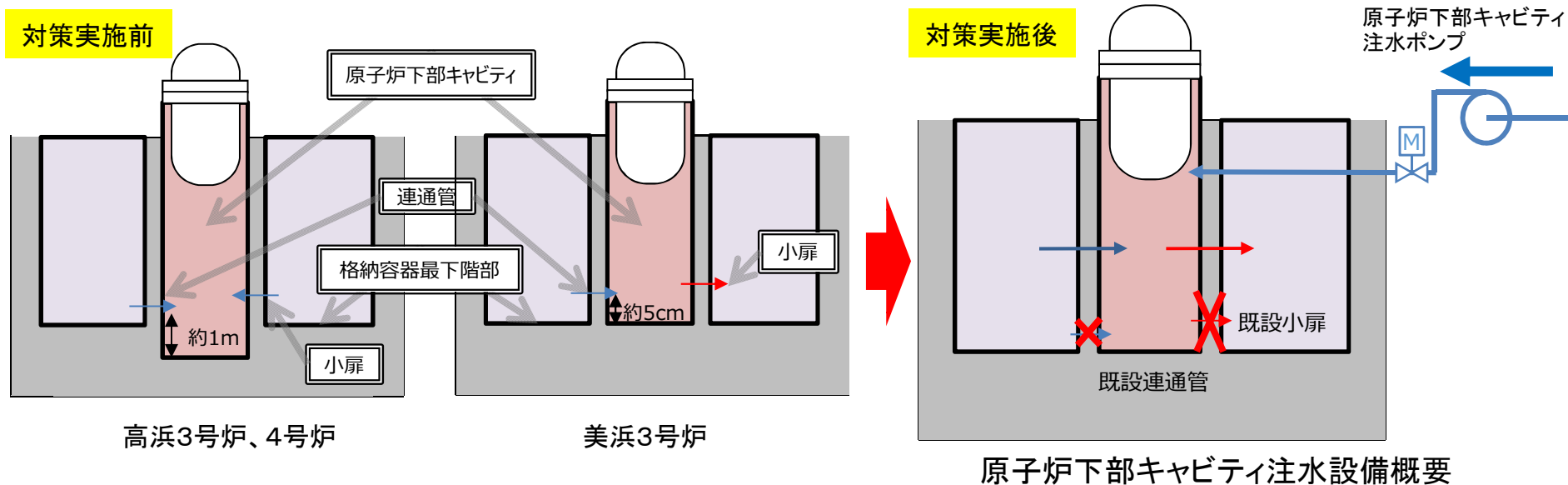
○これまで実施した耐震バックチェック時における炉内構造物の耐震評価の結果、評価基準値を満足するものの、その裕度が小さいこと、また、海外プラントにおける炉内構造物のバッフルフォーマルト応力腐食割れ損傷事例を踏まえた予防保全の観点から炉内構造物の取替えを行う。また、工事に伴い発生する旧炉内構造物およびコンクリート等の廃棄物については、既設の蒸気発生器保管庫に収納する予定である。



(出典: 関西電力説明資料に一部加筆)

# 原子炉下部キャビティ直接注水設備の設置

- 原子炉格納容器下部と格納容器最下階部の高低差がほとんど無いため、原子炉格納容器へのスプレイ注水では原子炉下部キャビティに水が溜まりにくい
- そのため、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する初期の対策として、原子炉下部キャビティ直接注水設備を設置
- 原子炉下部キャビティへ直接注水する設備の設置と手順の整備



高浜3・4号炉と美浜3号炉用の原子炉下部キャビティの違い

審査結果：原子炉下部キャビティへの注水を行う設備、手順等について  
妥当なものであることを確認

# 参考：審査書について

※審査書全文は原子力規制委員会ホームページに掲載しています。

「設置変更許可 審査書」

<https://www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/00000358.html>

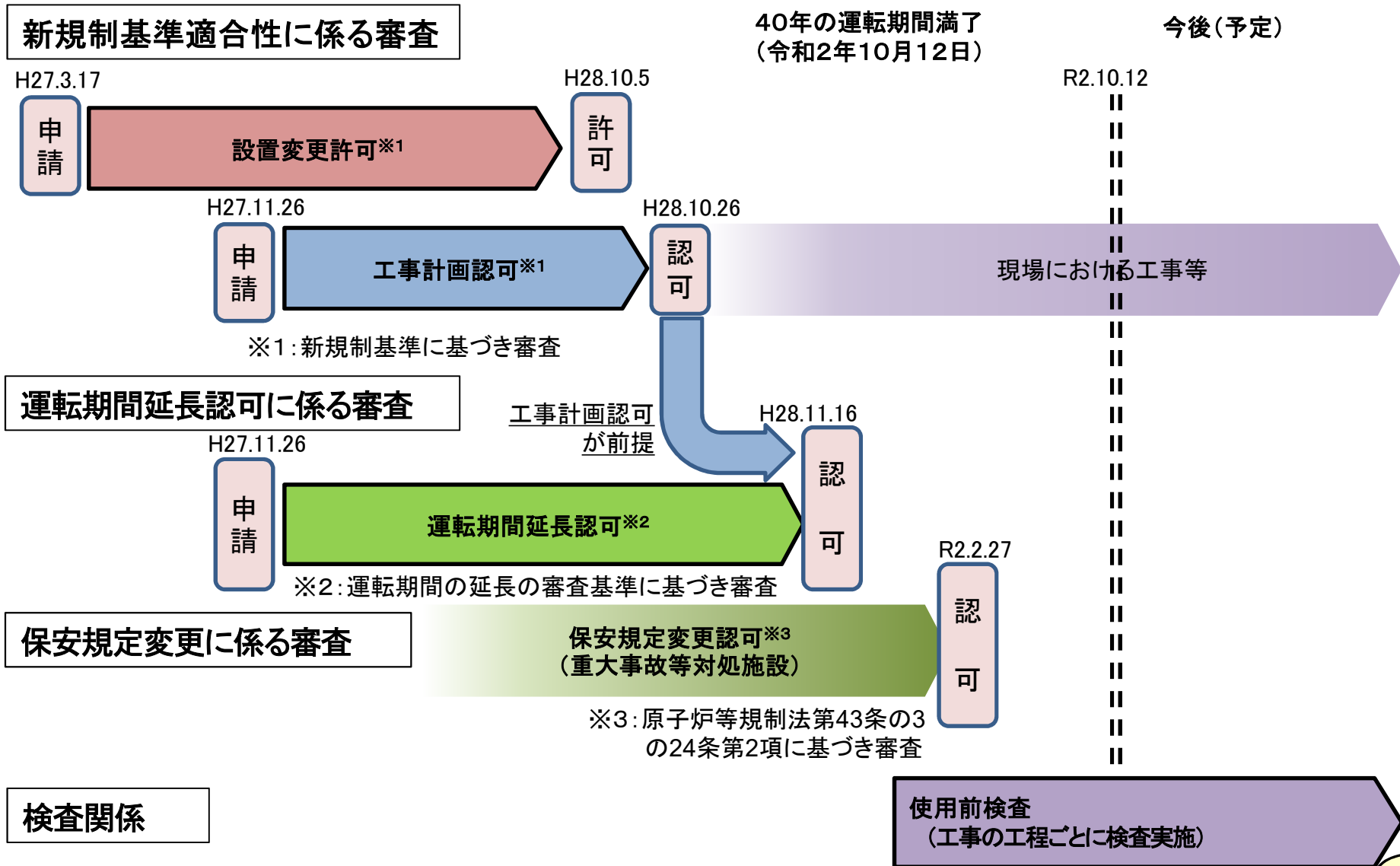
# 美浜3号炉の 40年超の運転 に係る審査結果

## 運転延長に係る認可状況

施設		運転期間延長認可		保安規定変更認可 (高経年化技術評価等)	
		申請	認可	申請	認可
美浜	3号炉	H27.11.26	H28.11.16	H27.11.26	H28.11.16

# 美浜3号炉における審査、検査の流れ

## ～新規制基準適合性に係る審査及び運転期間延長審査の関係～



## 申請の概要

- ・美浜3号炉の運転期間延長認可申請は、平成27年11月26日に提出され、その後4回の補正を受け、平成28年11月16日に原子力規制委員会認可
- ・延長する期間は、2036年11月30日まで(60年を経過する日まで)

	美浜3号炉
運転開始日	1976年12月1日
40年経過する日	2016年11月30日
延長する期間	20年
60年経過する日	2036年11月30日
運転期間延長認可の申請日 (高経年化に係る保安規定変更も同日)	申請 平成27年11月26日 第1回補正 平成28年3月10日 第2回補正 平成28年5月31日 第3回補正 平成28年8月26日 第4回補正 平成28年10月28日

## 審査の経緯

- 運転延長審査は、原子力規制委員が参加する審査会合を5回実施し、主要な議論を行うとともに、原子力規制庁によるヒアリングを45回実施
- 美浜発電所において、原子力規制委員による現地調査を実施した他、原子力規制庁による現地確認を2回実施し、特別点検や保守管理の実施状況を確認

(参考) 審査会合における主な議題

回数	日付	議題
1	平成27年12月10日(第305回)	全体概要
2	平成28年 3月15日(第340回)	特別点検
3	平成28年 7月26日(第385回)	劣化状況評価(低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリート構造物)
4	平成28年 9月20日(第403回)	劣化状況評価(耐震・耐津波安全性評価)
5	平成28年10月27日(第411回)	補正内容



現地調査・確認の状況



# 主な審査内容

## 1. 工事計画認可について

3号炉の工事の計画について、現時点で適用される実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則に適合するものとして認可がなされ、工事の計画が確定していることを確認

## 2. 特別点検について

原子炉容器の炉心領域部全ての母材及び溶接部の超音波探傷試験、原子炉格納容器の腐食状況の目視試験、コンクリート構造物の圧縮強度試験等、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」で定める特別点検が適切に行われていることを確認。また、品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていることを確認

## 3. 劣化状況評価について

低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気計装設備の絶縁低下、コンクリート構造物の強度低下等の劣化事象について、特別点検の結果を踏まえた技術評価が行われ、延長しようとする期間において「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」(以下「審査基準」という。)の要求事項に適合することにより、延長しようとする期間において審査基準の要求事項に適合することを確認

## 4. 耐震・耐津波安全性評価について

耐震安全性評価として、耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した上で評価が行われ、延長しようとする期間において審査基準の要求事項に適合することにより、延長しようとする期間において審査基準の要求事項に適合することを確認。また、耐津波安全性評価として、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した上で、構造強度及び止水性に影響がある機器・構造物を抽出した結果、評価対象機器は抽出されなかったことを確認

## 5. 保守管理に関する方針について

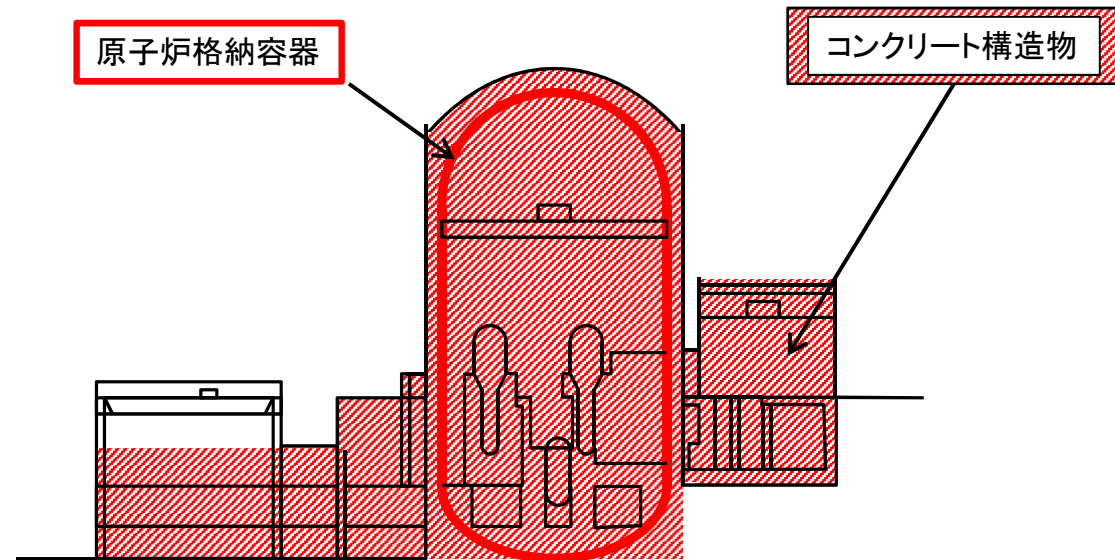
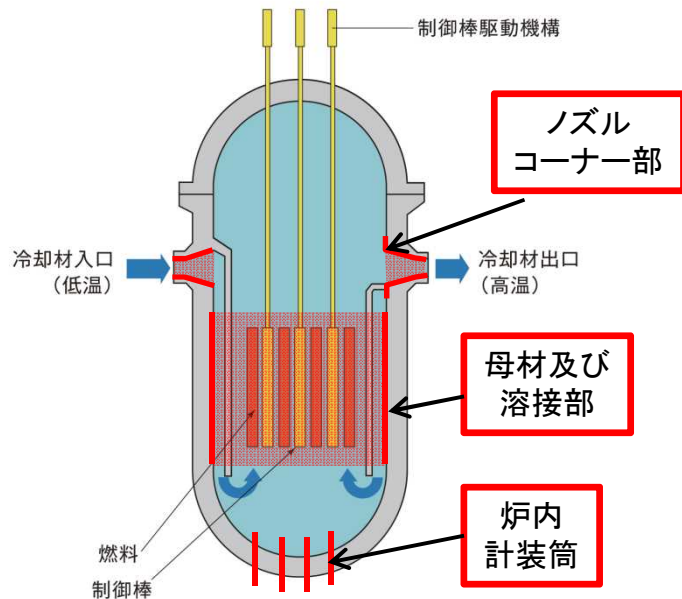
美浜発電所原子炉施設保安規定に定める長期保守管理方針(長期施設管理方針)は、劣化状況評価等の結果において、保守管理に関する方針を定めるとした項目が抽出されていることを確認

## 審査結果

運転延長認可申請について、審査の結果、本申請が原子炉等規制法第43条の3の32第5項に規定する基準である実用炉規則第114条に適合しているものと認める。また、保安規定変更認可申請について、審査の結果、本申請が原子炉等規制法第43条の3の24第2項の規定する「核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でない」と認めるときには該当しないと認める。

## 特別点検の要求事項

これまでの運転に伴う劣化の状況の把握のため、通常の点検・検査に追加して、広範囲かつ詳細な点検を要求



### 原子炉容器

- 母材及び溶接部  
（炉心領域の100%）
  - ・劣化事象：中性子照射脆化
  - ・点検方法：超音波探傷試験
- 一次冷却材ノズルコーナー部
  - ・劣化事象：疲労
  - ・点検方法：浸透探傷試験  
渦流探傷試験
- 炉内計装筒（全数）
  - ・劣化事象：応力腐食割れ
  - ・点検方法：目視確認  
渦流探傷試験

### 原子炉格納容器

- 原子炉格納容器鋼板  
（接近できる点検可能範囲の全て）
  - ・劣化事象：腐食
  - ・点検方法：目視試験

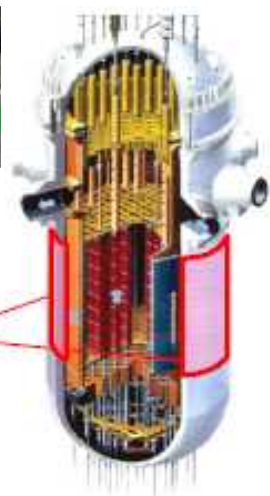
### コンクリート構造物

- コンクリート
  - ・劣化事象：強度低下  
遮蔽能力低下
  - ・点検方法：コアサンプルによる  
強度、遮蔽能力、  
中性化、塩分浸透、  
アルカリ骨材反応

# 特別点検「原子炉容器」

## <点検方法>

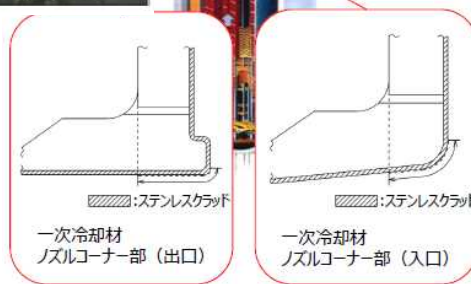
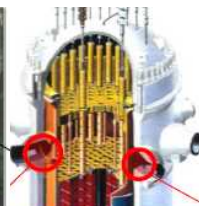
母材及び溶接部  
(炉心領域の100%)



炉心領域100%  
(溶接部・母材)

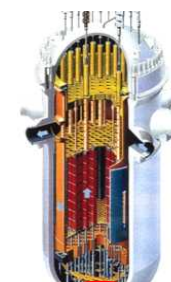
- ・中性子照射脆化に着目
- ・超音波探傷試験による欠陥の有無の確認

一次冷却材ノズルコーナー部  
(クラッドの状態を確認)

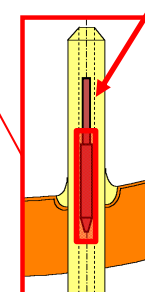
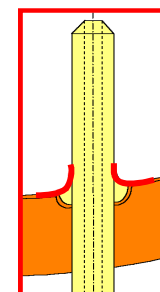


- ・疲労に着目
- ・渦流探傷試験による欠陥の有無の確認

炉内計装筒  
(全数)



ECTプローブ



溶接部VT検査

管内面ECT検査

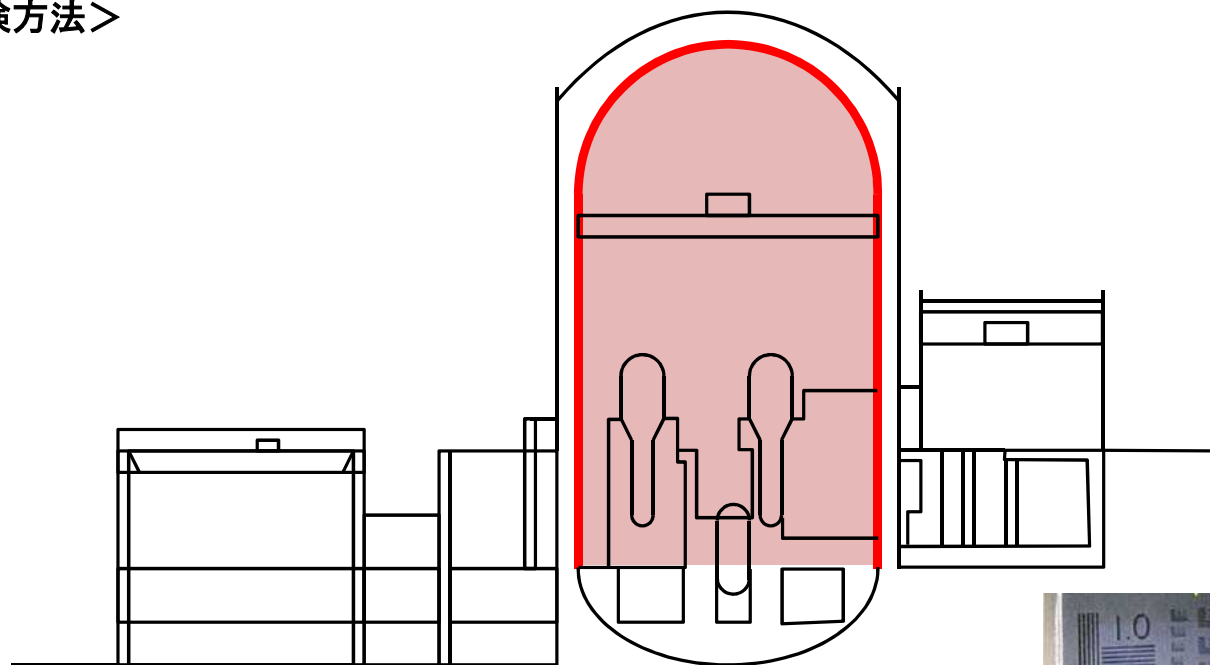
- ・応力腐食割れに着目
- ・目視試験及び渦流探傷試験による欠陥の有無の確認

## <主な確認結果>

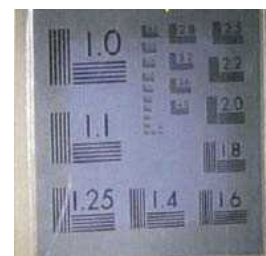
- 対象部位、着目する劣化事象、点検方法に基づき適切に行われていること
- 保安規定の品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていること
- 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

## 特別点検「原子炉格納容器」

### <点検方法>



- ・腐食に着目
- ・目視試験による塗膜状態の確認



### <主な確認結果>

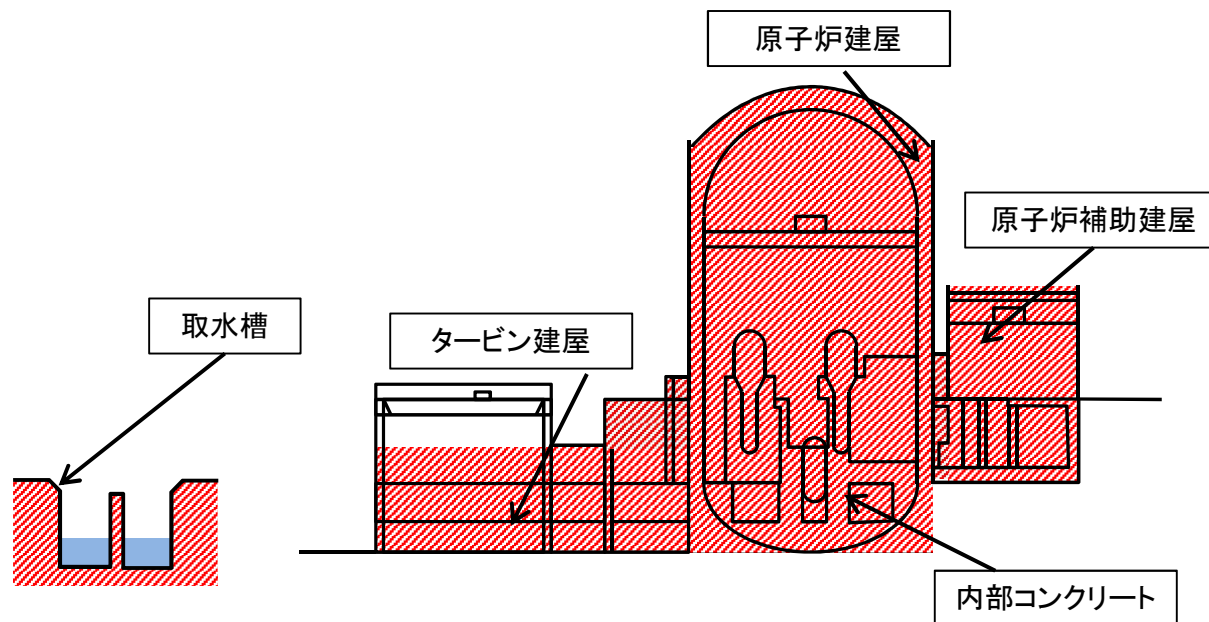
- 対象部位、着目する劣化事象、点検方法に基づき適切に行われていること
- 保安規定の品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていること
- 点検の結果、有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかったこと



## 特別点検「コンクリート構造物」

### <点検方法>

- ・強度低下及び遮蔽能力低下に着目
- ・採取したコアサンプルによる強度、中性化深さ、塩分浸透、遮蔽能力、アルカリ骨材反応の確認

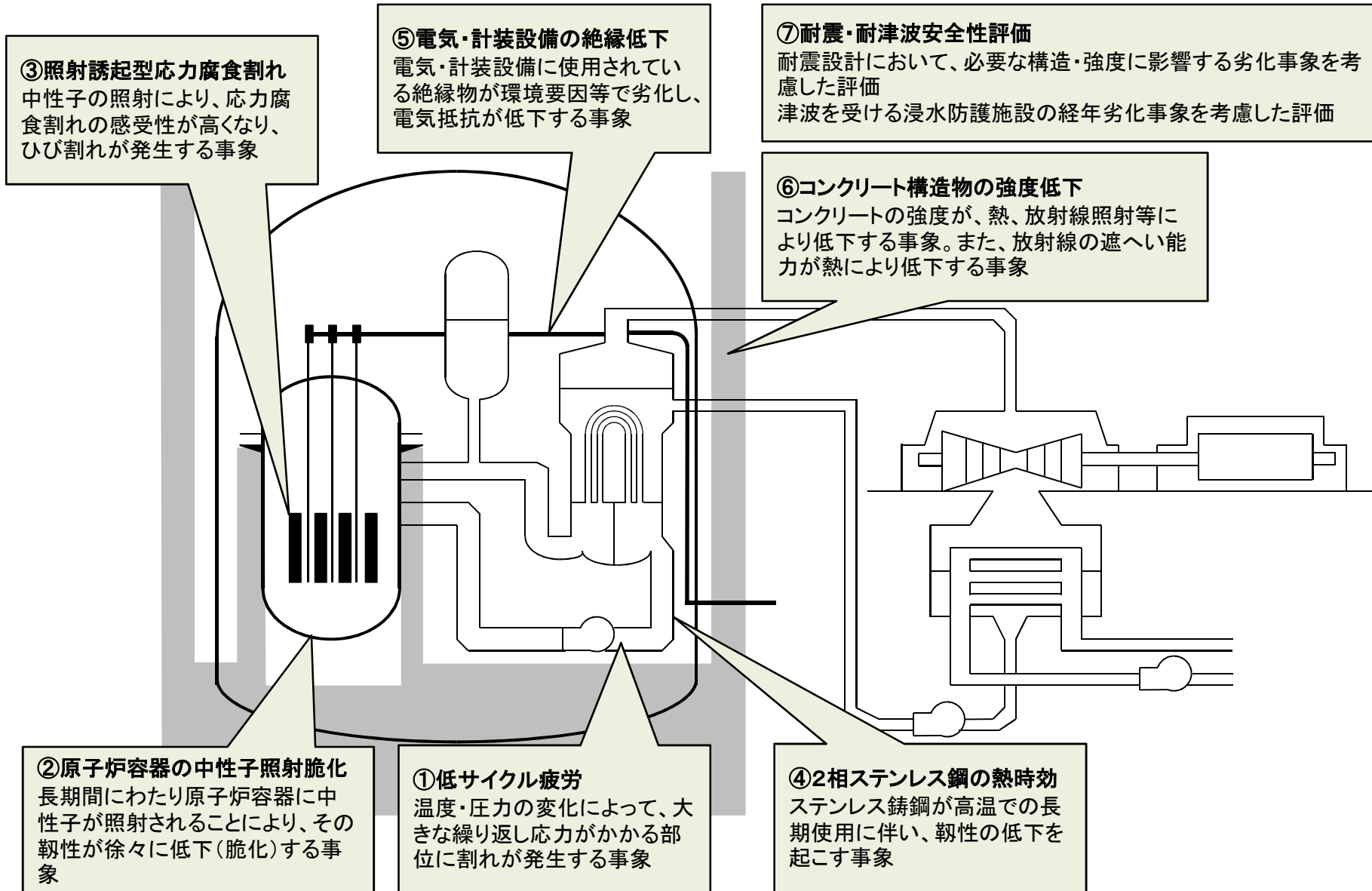


### <主な確認結果>

- 対象部位、着目する劣化事象、点検方法に基づき適切に行われていること
- 保安規定の品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていること
- 点検の結果、得られた測定値等は、劣化状況評価で使用していること



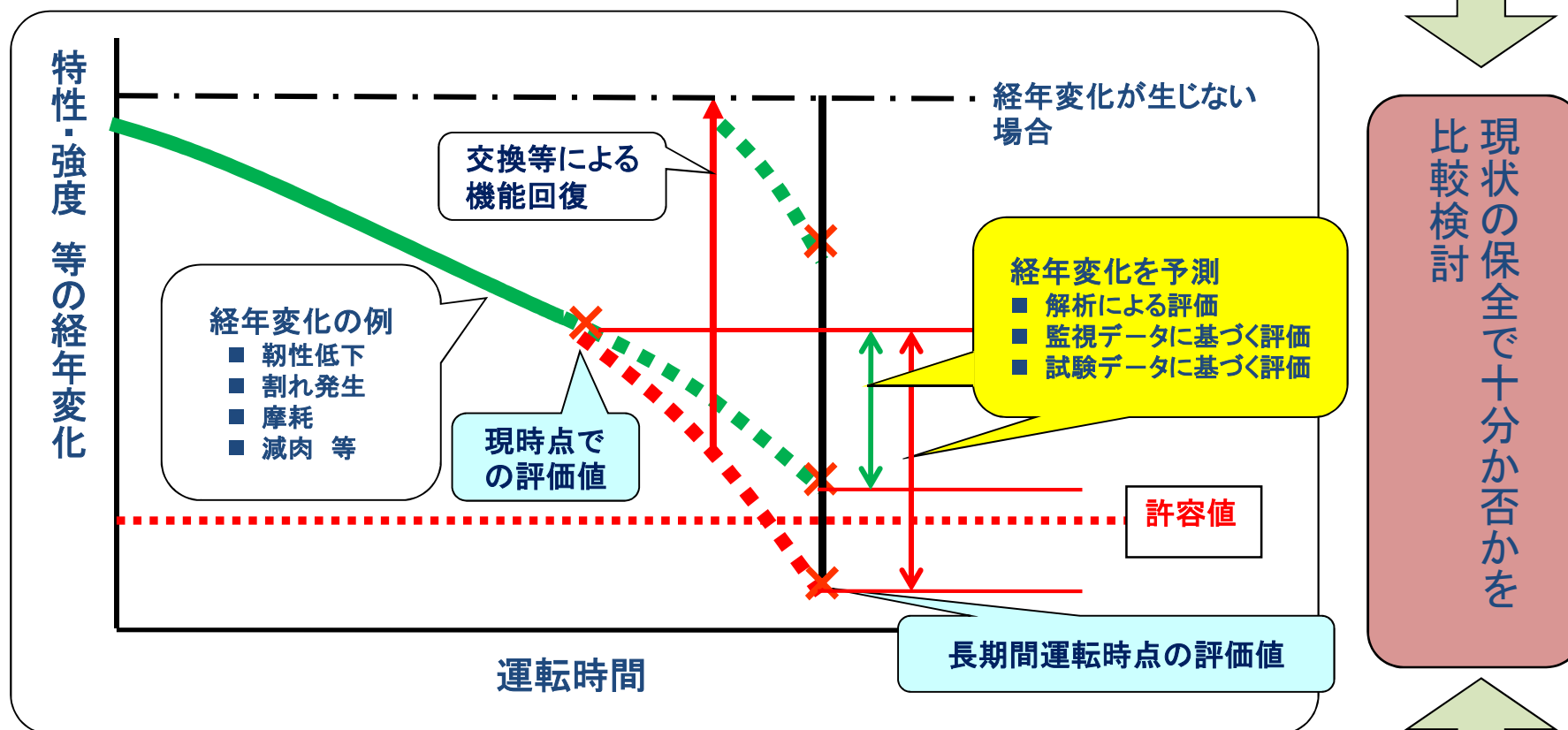
# 劣化状況評価の評価対象事象、評価事項



## 劣化状況評価の考え方

プラントの運転開始から延長しようとする期間において、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうか確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。

### 60年の使用期間を仮定した健全性評価



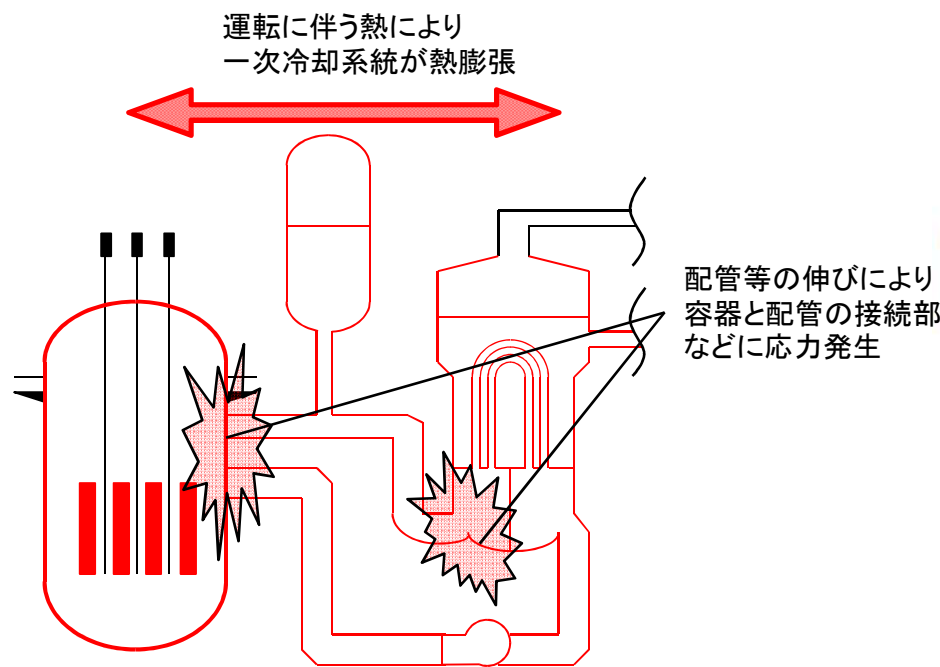
### 現状の保全内容(点検・検査、取替等)

## 劣化状況評価 ①「低サイクル疲労」

1次系の配管等は運転—停止に伴う加熱—冷却の熱サイクルにより繰り返し応力を受ける  
容器と配管の接続部等、応力集中の大きい部位で、加熱—冷却の繰り返しによる疲労割れが発生する可能性がある

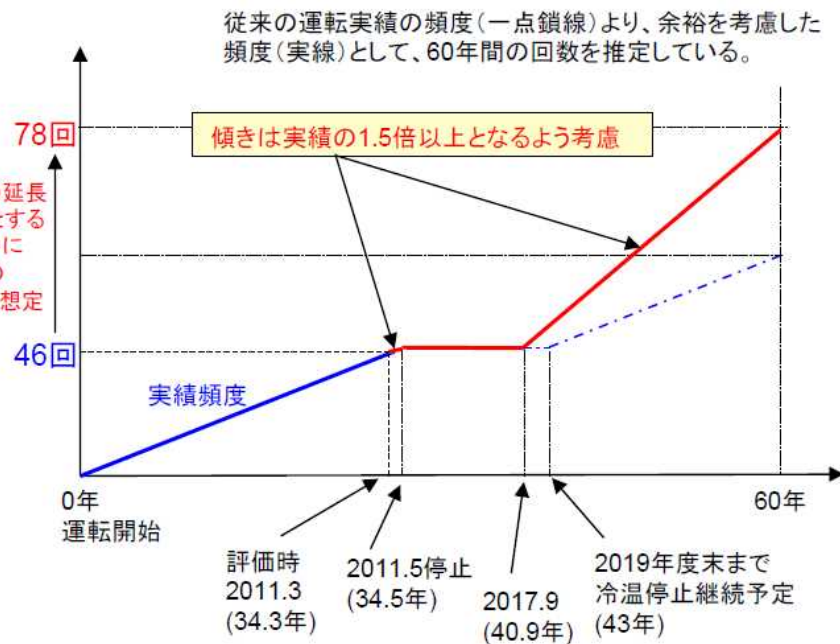
### <主な要求事項>

健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること



熱サイクルによる疲労の発生

### 過渡回数設定のイメージ(起動の例)



- 今後の熱サイクル回数(過渡回数)の予測は  
実績の1.5倍以上となるよう設定

### <主な確認結果>

今後の熱サイクル回数の予測回数をこれまでの実績の1.5倍とした評価を行い、評価対象部位のすべてにおいて疲れ累積係数が1を下回ったこと

## 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(1)

原子炉の運転に伴い、原子炉容器の材料である低合金鋼が中性子照射を受けることにより靱性(粘り強さ)が低下する

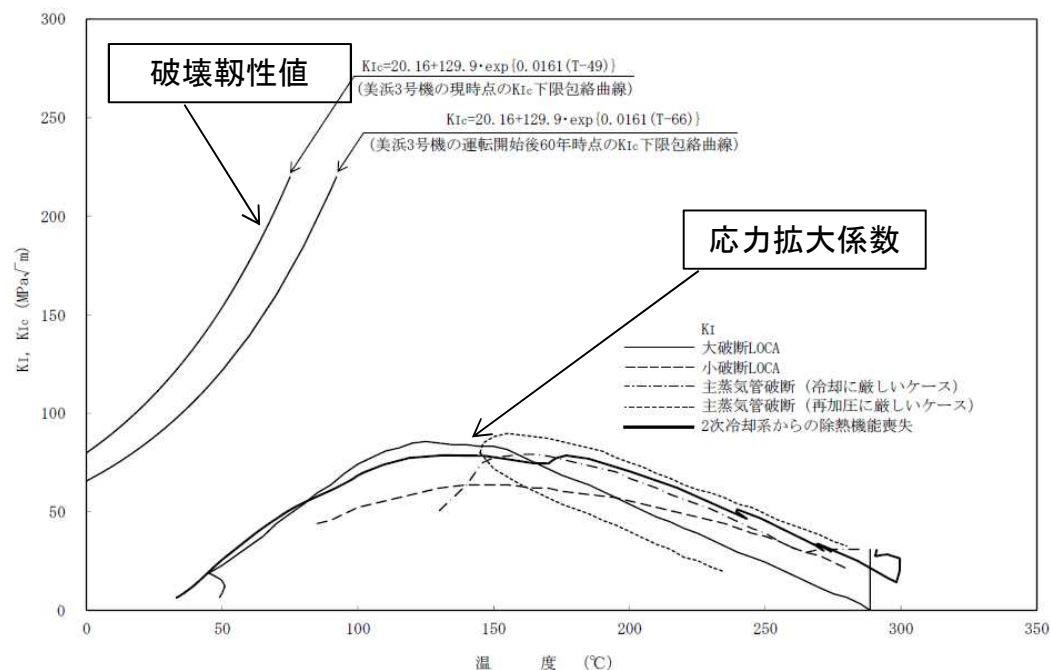
### <主な要求事項(1)>

加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認する

### 加圧熱衝撃事象の評価

加圧された運転状態における事故の際に、非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により原子炉圧力容器が冷却され、原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する現象

加圧熱衝撃の評価では原子炉容器の耐え得る力(破壊靱性値)が欠陥を想定した上で亀裂を進展させようとする力(応力拡大係数)を上回ることを確認する



### 加圧熱衝撃評価の評価例

運転開始後60年時点での予測される破壊靱性値と応力拡大係数をすべての温度域で確認

### <主な確認結果>

加圧熱衝撃試験の結果、原子炉容器の耐力の指標となる「破壊靱性値」は、設計基準事故及び重大事故等時に亀裂を進展させようとする力「応力拡大係数」を上回り、原子炉容器が破壊を起こさないことを確認する

## 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(2)

原子炉の運転に伴い、原子炉容器の材料である低合金鋼が中性子照射を受けることにより靱性(粘り強さ)が低下する

### <主な要求事項(2)>

原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りでない。

- ・延性亀裂進展性評価の結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。
- ・亀裂不安定性評価の結果、亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。
- ・欠陥深さ評価の結果、評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。
- ・塑性不安定破壊評価の結果、塑性不安定破壊を生じないこと。

### 上部棚吸収エネルギーの評価

原子炉運転状態の温度領域(上部棚)において、原子炉容器母材の粘り強さ(吸収エネルギー)が68Jを上回るかどうか確認する

68J以下の場合は、運転時の温度・圧力(供用状態)に応じた亀裂進展評価を行う

表:母材の1/4t深さにおける関連温度と上部棚吸収エネルギーの予測値

対象炉	評価時期:運転開始後60年時点	
	関連温度	上部棚吸収エネルギー
美浜3号炉	64℃	125J

### <主な確認結果>

上部棚吸収エネルギー評価の結果、美浜3号炉は125Jであり、判断基準の68Jを上回ったこと

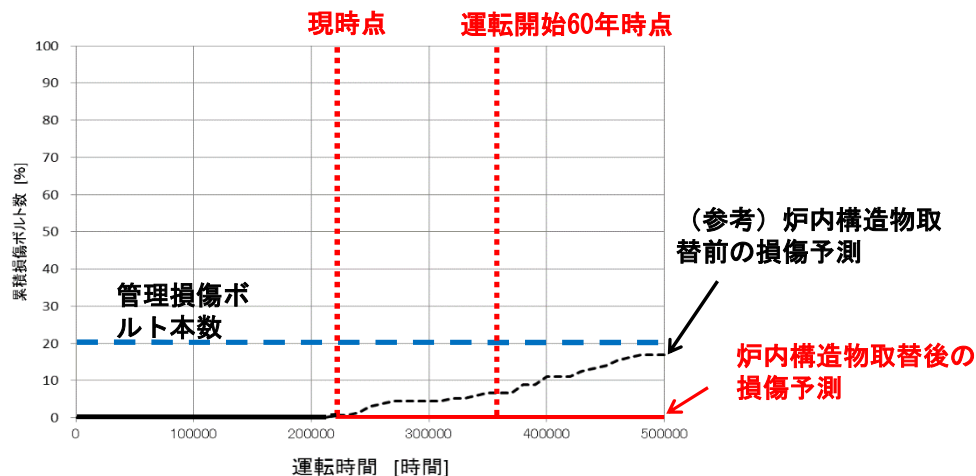
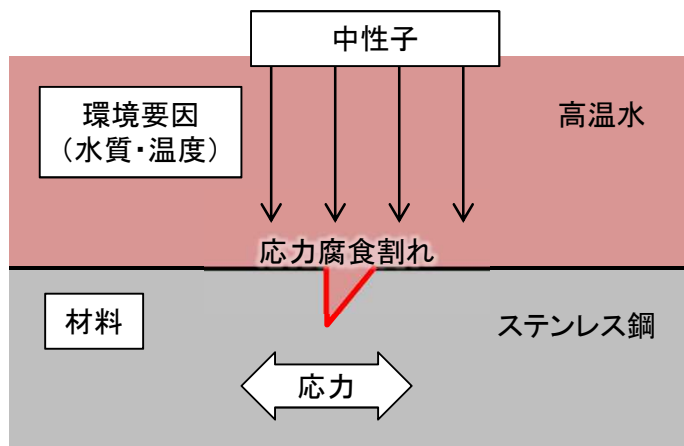
## 劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」

原子炉の炉内構造物は、運転に伴う中性子照射量が一定の値を超えた場合、材料の組成、構造物にかかる応力、水質・温度の環境の3つの条件が重なることにより、応力腐食割れが発生する可能性がある

### <主な要求事項>

ステンレス鋼で中性子の照射量が多く、応力の高い構造物に対し、応力腐食割れが発生するかどうかを評価し、発生した場合を想定しても技術基準規則に適合すること

### 照射誘起型応力腐食割れの発生イメージ



### バタフライボルトの損傷予測結果

- 中性子照射量の大きい炉内構造物のステンレス鋼として、バタフライボルトが主な対象となっている。

美浜3号炉は、今回の停止期間中に炉内構造物取替を予定しているため、取替後による評価を実施

### <主な確認結果>

照射誘起型応力腐食割れの発生予測方法に基づき、美浜3号炉のバタフライボルトの損傷予測を行った結果、運転開始後60年時点の損傷予測本数は、管理損傷ボルト本数(全体の20%)以下であったこと



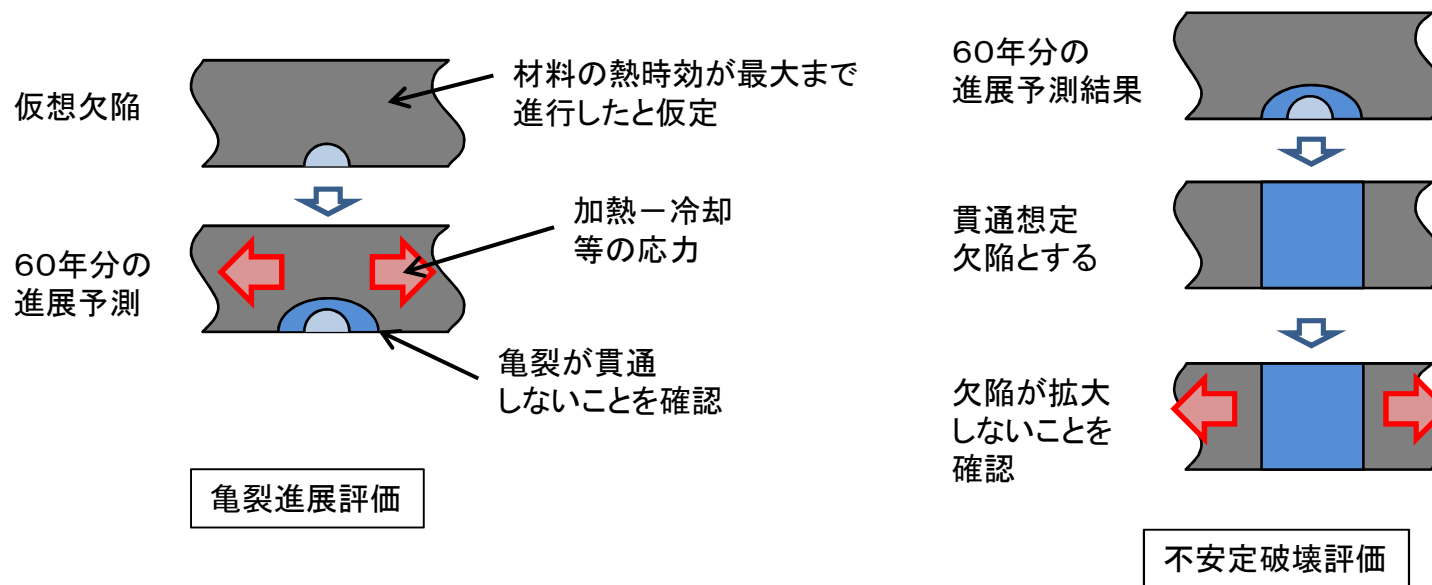
## 劣化状況評価 ④「2相ステンレス鋼の熱時効」

1次冷却材管、弁・ポンプのケーシングに使用されている2相ステンレス鋼※は、原子炉の運転に伴い長期間高温にさらされると材料の靱性(粘り強さ)が低下する

※2相ステンレス鋼:ステンレス鋼のうち、鋳造法で製造され、フェライト相とオーステナイト相の組織構造を有するもの

### <主な要求事項>

原子炉施設で使用されている2相ステンレス鋼の熱時効(靱性低下)について、欠陥を想定した亀裂進展評価及び不安定破壊評価にて、亀裂が進展しないこと



### <主な確認結果>

熱時効による靱性低下が、使用年数によらずその材料の最大まで進行したと仮定した

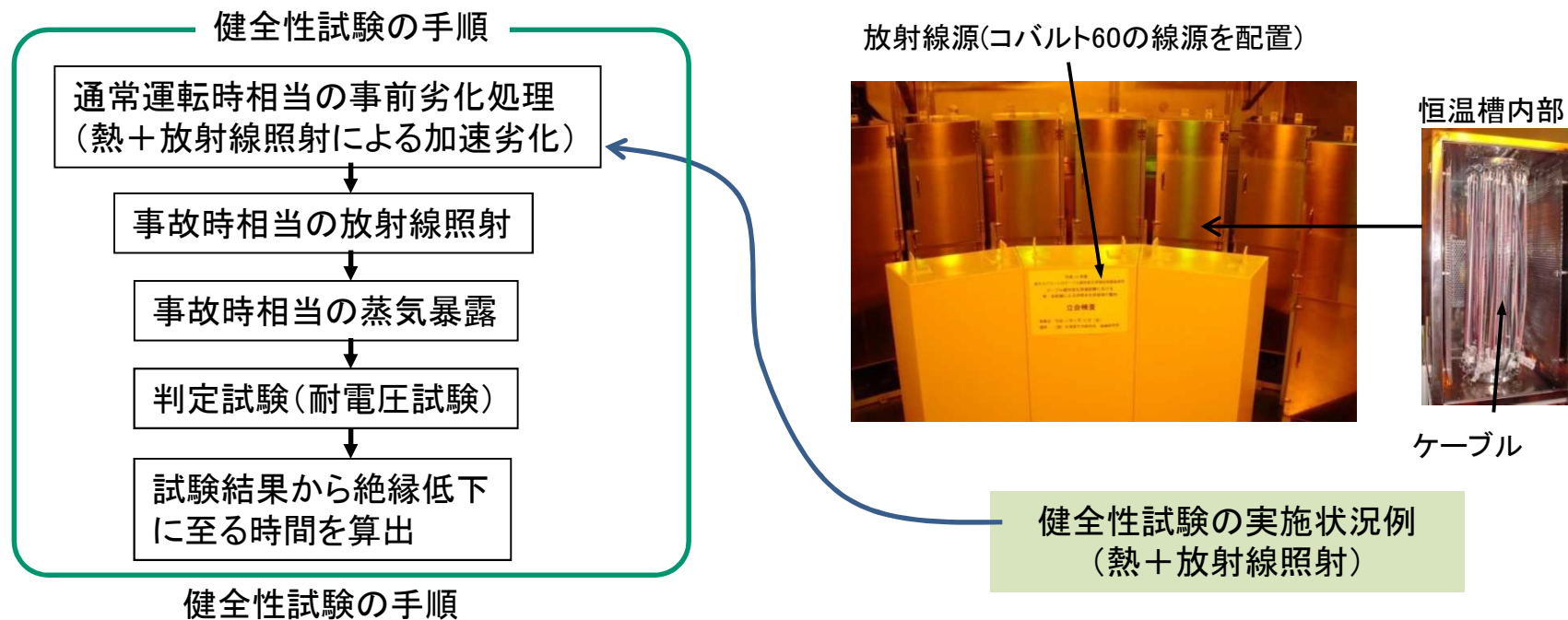
- ・亀裂進展評価の結果、初期欠陥を想定して60年後の亀裂の進展を想定しても、亀裂は貫通まで至らないこと
- ・不安定破壊評価の結果、貫通欠陥を想定しても、欠陥が拡大することはないこと

## 劣化状況評価 ⑤「電気・計装設備の絶縁低下」

電気・計装設備は使用環境や設計基準事故、重大事故時の熱・放射線により絶縁性能が低下する可能性がある

<主な要求事項>

設計基準事故及び重大事故等で機能が要求される電気・計装設備は、健全性試験による評価の結果、有意な絶縁低下が生じないこと



<主な確認結果>

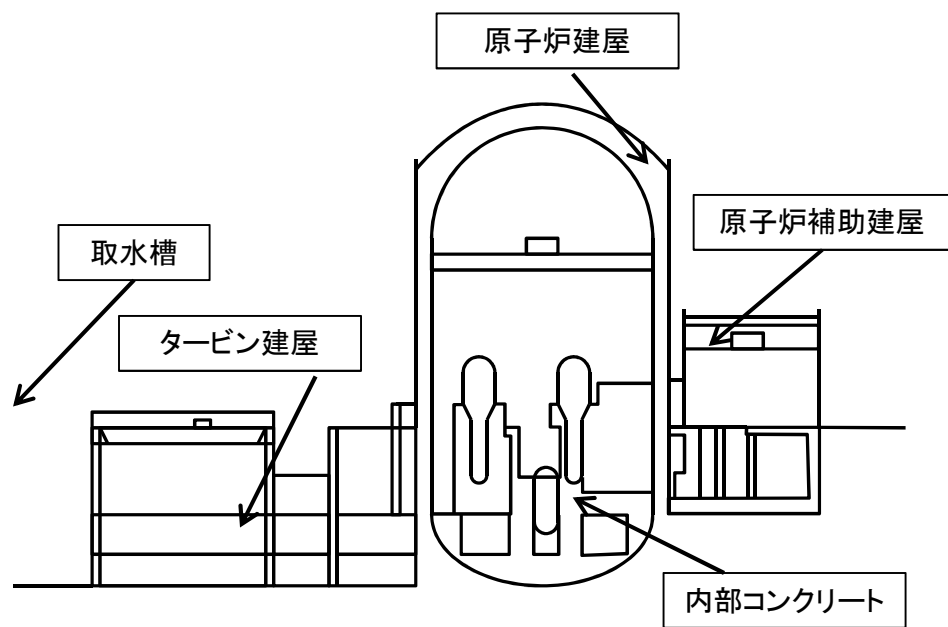
健全性評価の結果、電気計装設備は運転開始後60年まで、有意な絶縁低下が発生しないと評価されたこと

## 劣化状況評価 ⑥「コンクリート構造物の強度低下」

コンクリートは、「熱」、「放射線」、「中性化」、「塩分浸透」、「機械振動」、「アルカリ骨材反応」、「凍結融解」等の経年劣化事象により、強度が低下する可能性がある

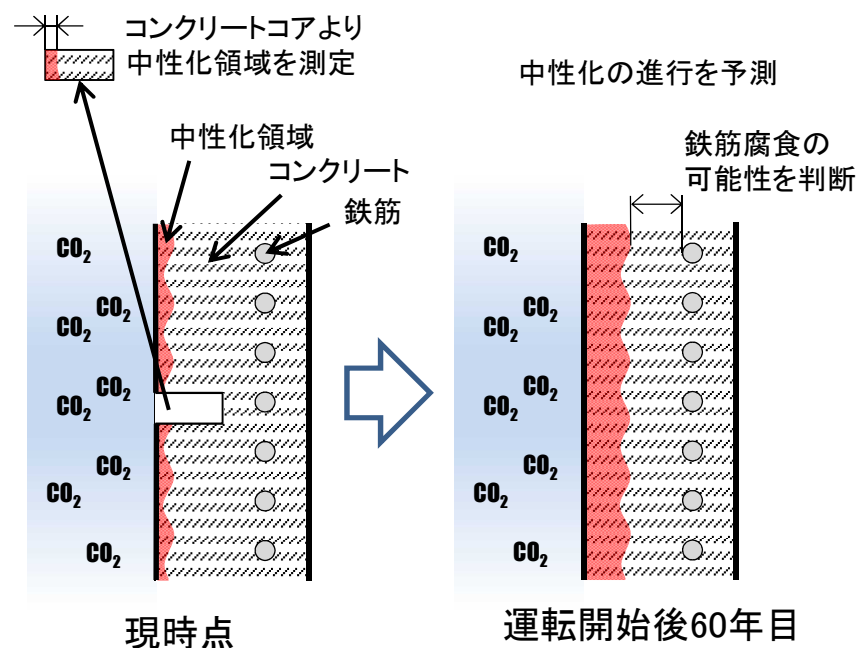
### <主な要求事項>

コンクリート構造物の強度は、経年劣化事象の進行により設計強度を下回ることがないこと



評価対象のコンクリート構造物

### 評価の一例：中性化による強度低下



### <主な確認結果>

評価の結果、コンクリートの中性化深さは運転開始後60年目においても、鉄筋が腐食し始める深さにならなかったこと  
また、中性化以外の劣化事象について特別点検の結果を踏まえ評価を行った結果、コンクリート構造物の強度は経年劣化事象の進行により設計強度を下回らなかったこと

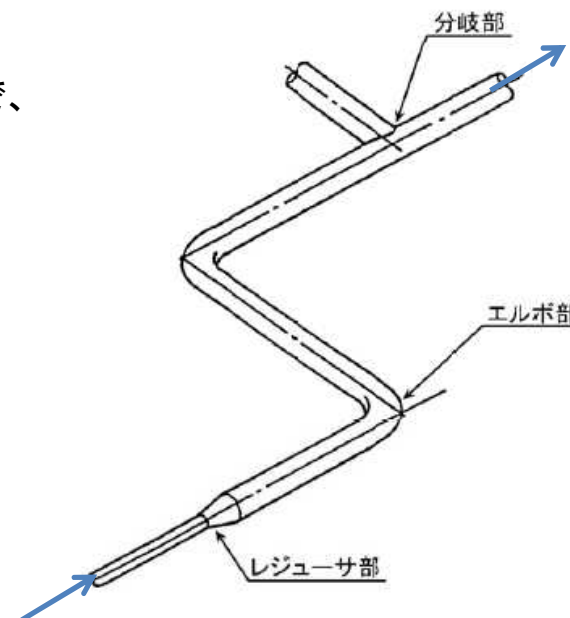
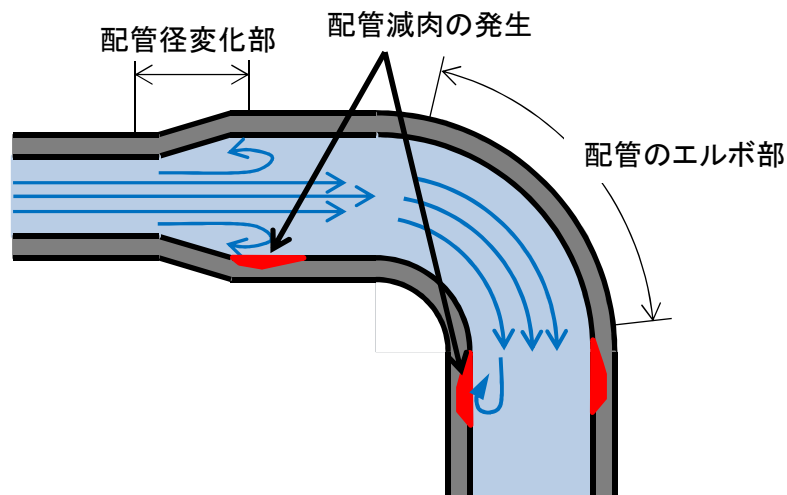
## 劣化状況評価 ⑦「耐震安全性評価」

### <主な要求事項>

- ・これまでに評価した各種経年劣化事象を考慮した耐震評価の結果、耐震上の設計許容値を下回ること
- ・弁やポンプなど動的機能が要求される機器に対して、劣化を考慮しても、地震時に確認済み加速度以下であること
- ・劣化を考慮した燃料集合体の耐震評価の結果、相対変位と制御棒挿入時間が規定範囲にあること

### 評価の一例：流れ加速型腐食

- ・炭素鋼配管のエルボ部、配管径変化部等の内部の流体が偏流する部位で、流速、温度条件等により配管の腐食が発生する。



【流れ加速型腐食が想定される代表的な部位】

### <主な確認結果>

評価の結果、流れ加速型腐食を考慮しても、耐震上の許容応力を下回ること、それ以外の耐震安全性評価項目についても、要求事項を満足したこと

## 劣化状況評価 ⑦「耐津波安全性評価」

### <主な要求事項>

経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価し、健全性を確保すること



美浜発電所の耐津波安全性評価対象設備

### <主な確認結果>

日常的な点検を実施し、施設の健全性を確保することにより、津波が発生した場合においても浸水防護施設が機能すること

## 保守管理に関する方針

### <主な要求事項>

原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、要求事項に適合しない場合には、延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、要求事項に適合すること。

No	保守管理に関する方針
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。
2	疲労評価における実績過渡回数を確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

### <主な確認結果>

劣化状況評価の結果、保守管理に関する方針については、要求事項を満足しているが、更なる対応として、監視試験を行う等の方針を定めていること



## 運転期間延長認可後の対応

- 事業者は、運転期間延長認可取得後においても、保安規定に定めた長期保守管理方針(長期施設管理方針)に基づき、保守管理を実施することをはじめ、原子炉施設が技術基準に適合するよう、継続的な保守管理業務を適切に実施することが重要。
- また、高経年化技術評価については、運転開始後50年を経過する日までに、再度、それまでの運転実績に基づく技術評価の実施が必要。
- 原子力規制委員会は、事業者の保守管理の実施の状況について、原子力規制検査において厳正に確認していく。

※審査書全文は原子力規制委員会ホームページに掲載しています

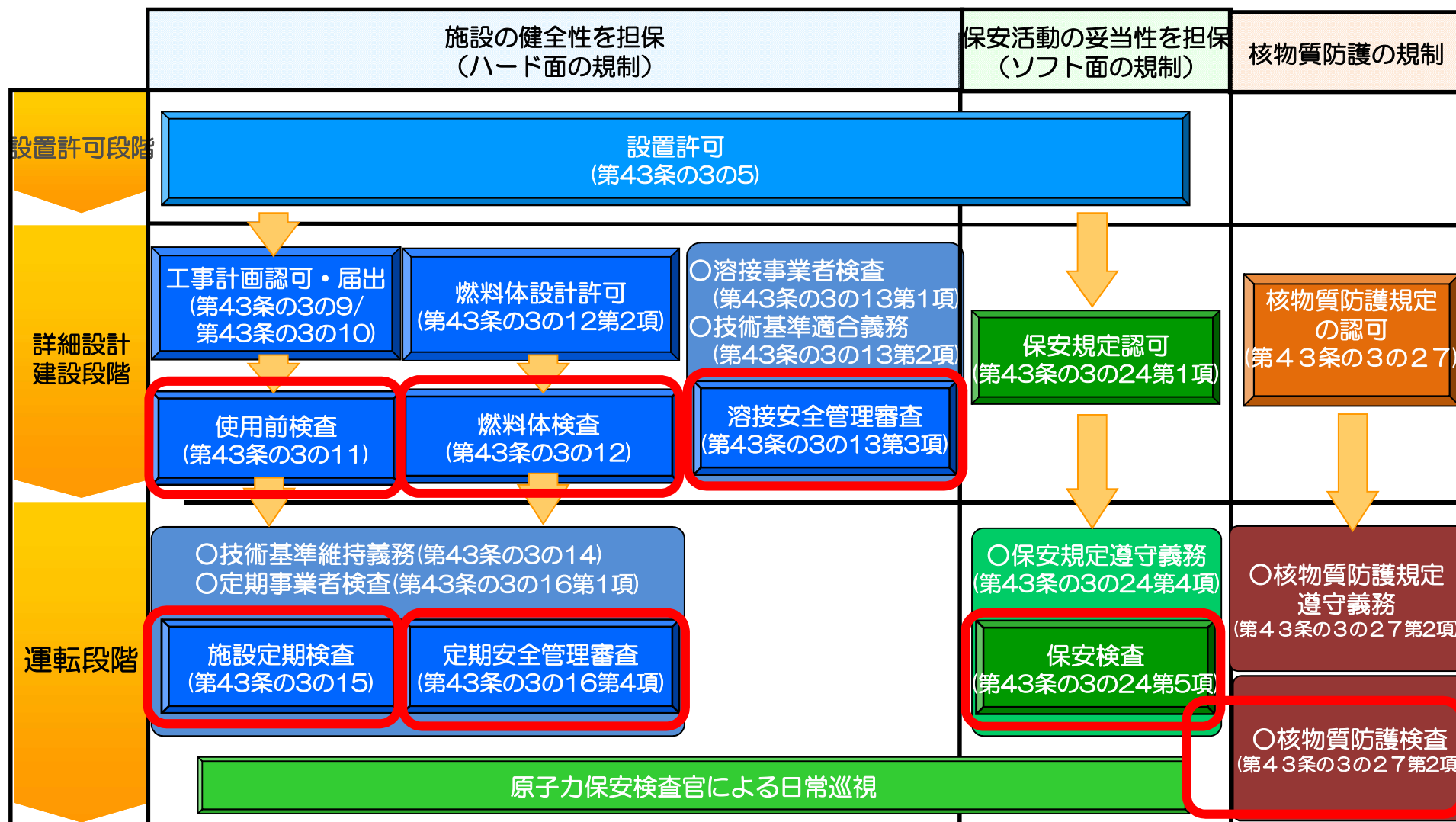
「運転期間延長認可 審査結果」

<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11285463/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/00000384.html>

「高経年化技術評価に係る保安規定変更認可 審査結果」

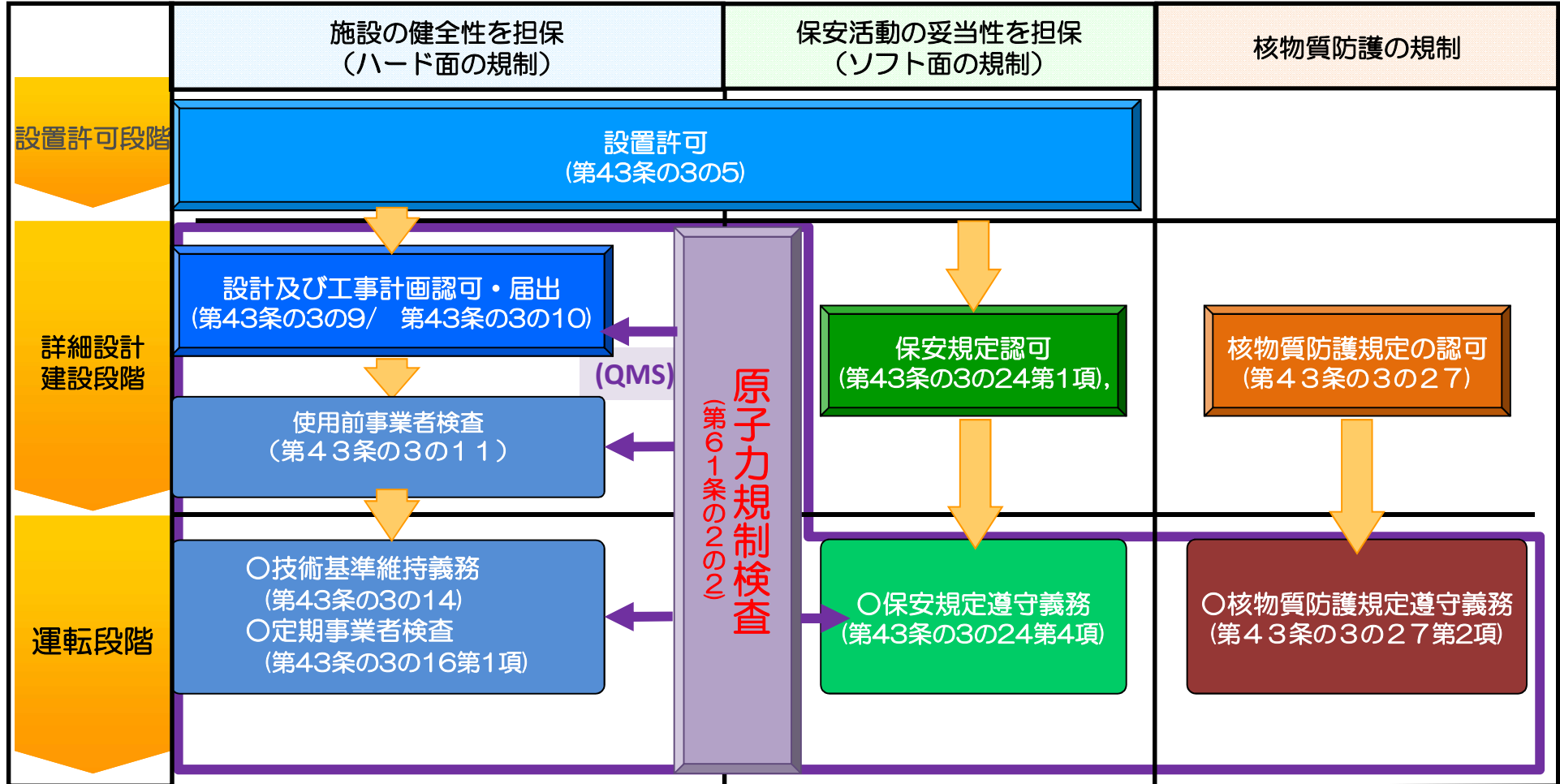
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11285463/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/00000383.html>

# ○原子力発電所に係る旧法規制体系（R2.3.31以前）



# ○原子力発電所に係る法規制体系

- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）に基づき、原子力発電所の安全規制を実施し、各段階で事業者からの申請等に基づき、基準の適合性などを確認。



## 4. 今後の予定

- ・ 美浜3号炉については、現在、使用前検査を行ってところであり、引き続き、厳格に使用前検査を行っていく。
- ・ 原子力規制委員会は、事業者の保守管理を含め安全活動全般について、原子力規制検査において厳正に監視していく。

# 検査制度見直しについて



## 1. 新検査制度のポイント

### 【ポイント】

- ・「いつでも」「どこでも」「何にでも」、規制委員会のチェックが行き届く検査
- ・安全確保の観点から事業者の取り組み状況を評定
- ・これを通じて、事業者が自ら安全確保の水準を向上する取り組みを促進

# 1. 新たな検査制度へのあゆみ

2017年4月 : 原子炉等規制法改正法成立

以降、試運用と法施行に向けた準備を継続

2018年10月 ~ : 試運用フェーズ1

(検査実務を中心に実施)

2019年4月 ~ : 試運用フェーズ2(代表2施設で制度全体を試行、重要度評価の実施など)

2019年10月 ~ : 試運用フェーズ3(多くの施設で制度全体の試行)

法施行に向けた最終準備

(規則、実施要領、ガイド等の制定)

2020年4月 : 新たな検査制度の施行(本格運用)

## 2. 法改正の理由

- 検査制度の見直しについて、これまでも検討されてきたものの、十分ではなく、平成19年6月に行われたIAEAによる総合規制評価サービス(IRRS)において見直すべき課題が指摘されていた。
- 福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた平成25年施行の法律改正においては、新規制基準の策定による安全確保の水準を高める早急な対応が必要であったことから、検査制度については抜本的な見直しが図られておらず、平成28年1月に行われたIRRSにおいても課題が指摘されている。
- これらの課題に対応するため、原子力事業者等に対する検査制度を見直し、施設の基準への適合維持及びその確認について原子力事業者等の責任を明確にするとともに、原子力規制委員会は、原子力事業者等の保安活動全般を、包括的に検査し、その検査の結果に基づき総合的な評定を行い、次の検査に反映していくこととしている。

# IAEA安全原則

## 【IAEA 基本安全原則SF-1抜粋①】

### 原則1: 安全に対する責任

安全のための一義的な責任は、放射線リスクを生じる施設と活動に責任を負う個人または組織が負わなければならない。

#### 【原文】

#### Principle 1: Responsibility for safety

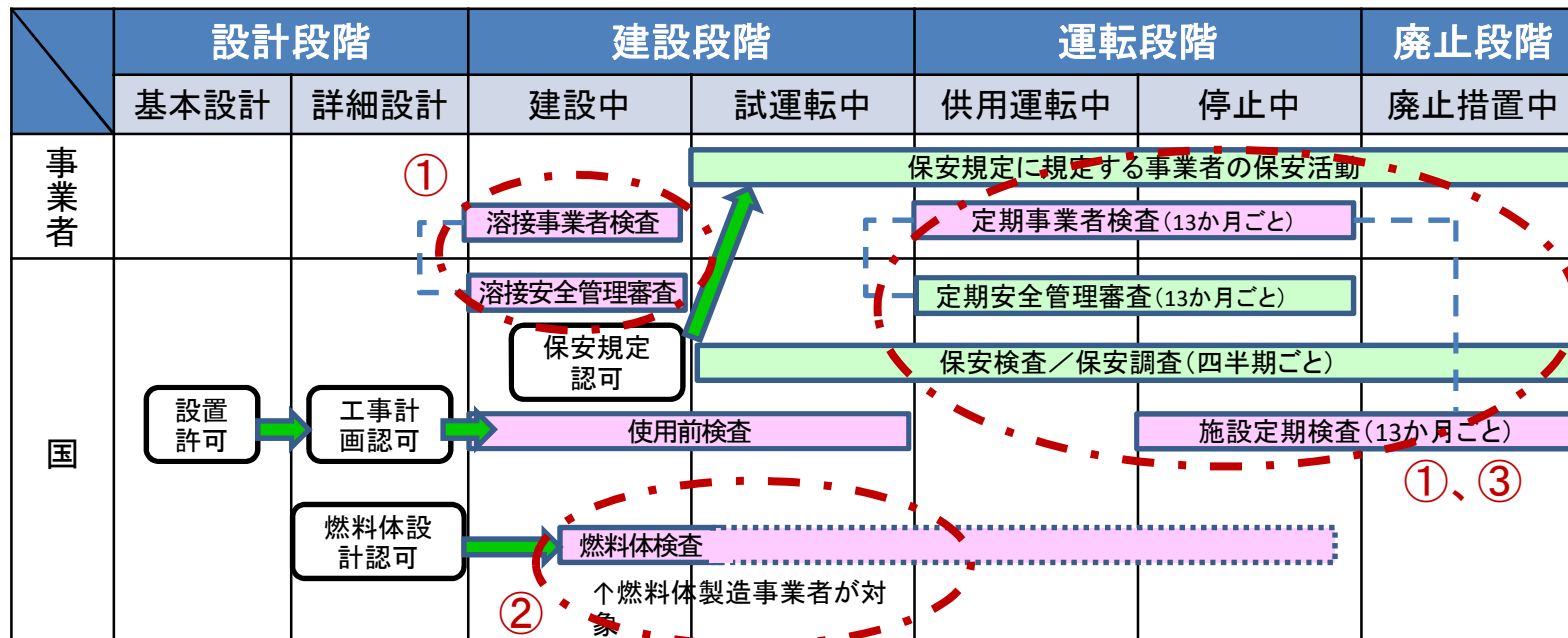
The **prime responsibility** for safety must rest with the person or organization responsible for facilities and activities that give rise to radiation risks.

### 3. 制度改正前の検査制度

<制度改正前>

- 国が行う検査と事業者が行う検査が混在(①)
- 原子力事業者以外(下請メーカー)を対象とする検査も混在(②)
- 国の検査は、内容・実施時期が限定的、ハード／ソフト面を細切れで検査(③)

《現行の検査制度(発電用原子炉施設)》



## 4. 検査制度の改正前後の違い(まとめ)

	制度改正前	制度改正後
1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事業者が安全を確保するという一義的責任を負っていることが不明確。</li> <li>・規制機関のお墨付き主義に陥る懸念。</li> </ul> ⇒ 改善を促進しない体系。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・まずは事業者自らに検査義務等を課し、規制機関の役割は事業者の取り組みを確認するものへ。</li> </ul> ⇒ <b>事業者の責任の明確化と改善の促進。</b>
2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重複のある複数かつ混み入った形態の検査。</li> <li>・法令において、検査対象や検査時期が細かく決められている。</li> </ul> ⇒ 事業者の全ての保安活動に目が行き届かない。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・規制機関の全ての<b>検査を一つの仕組みに一本化。</b></li> <li>・<b>検査の対象は、事業者の全ての保安活動。</b></li> </ul> ⇒ 規制機関のチェックの目が行き届く仕組み。
3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・あらかじめ決められた項目の適否をチェックする、いわゆるチェックリスト方式。</li> </ul> ⇒ 安全上重要なものに焦点を当てにくい体系。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<b>安全上の重要度から検査の重点を設定。</b></li> <li>・<b>リスク情報の活用</b>や<b>安全実績指標(PI)</b>の反映などを取り入れた体系。</li> <li>・安全確保の視点から<b>評価を行い</b>、次の検査などにフィードバック。</li> </ul> ⇒ 安全上重要なものに注力できる体系。
4	<ul style="list-style-type: none"> <li>・被規制者の検査対応部門を通じた図面、記録の確認、現場巡視が中心。</li> </ul> ⇒ 被規制者の視点に影響される可能性。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・検査官が必要と考える際に、現場の実態を直接に確認する運用。</li> <li>・規制機関が必要とする情報等に自由にアクセスできる仕組み(いわゆる<b>フリーアクセス</b>)を効果的に運用。</li> </ul>

### 【新たな検査制度は、トラブル発生防止に効果があるのか？】

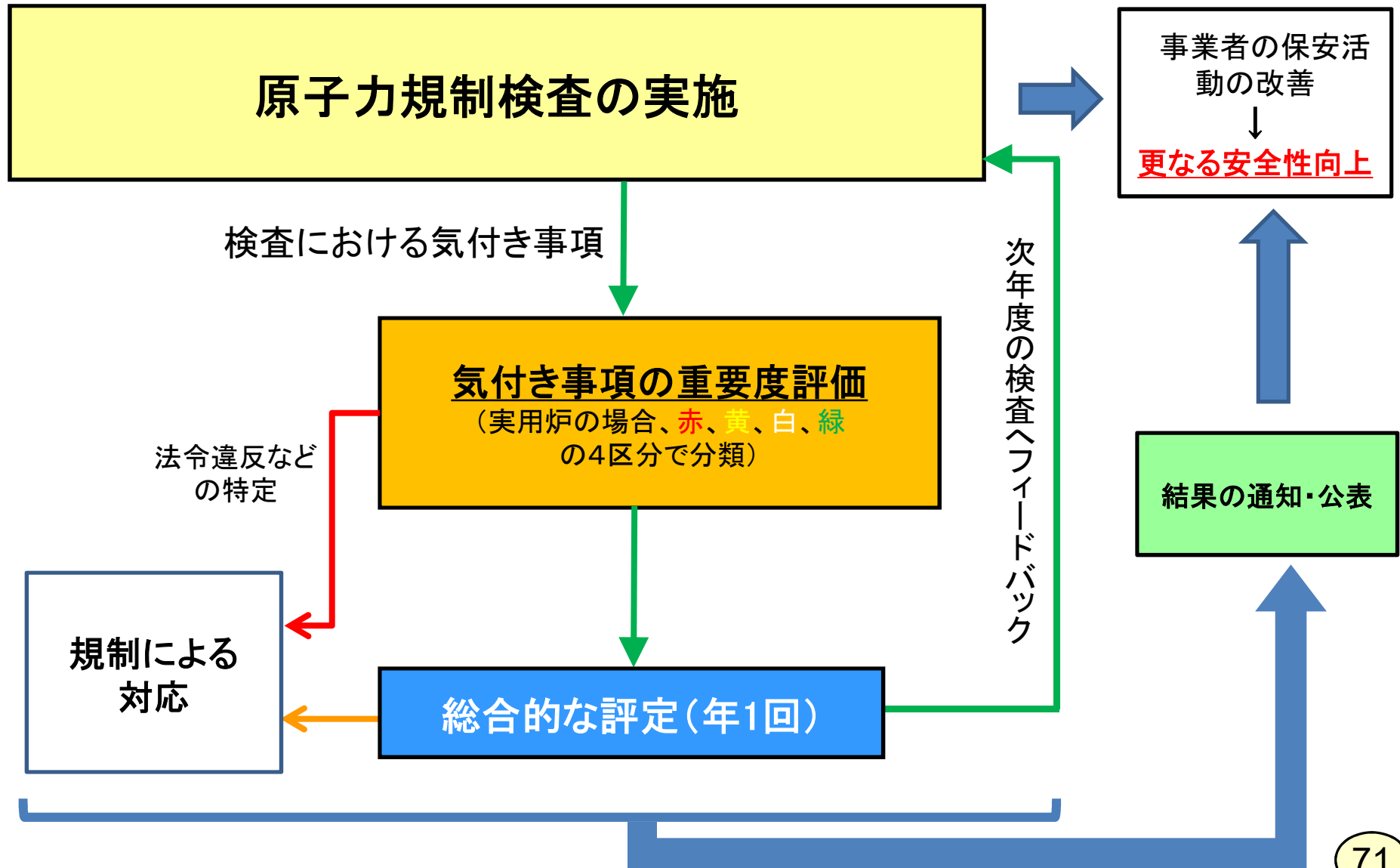
規制機関の検査の際には、事業者の弱点や懸念点などに注視して監督を行い、結果としてトラブルに至るような芽を摘んでいく。その前提として、事業者は自ら改善活動を積極的かつ的確に運用することが必要。自らの気付きと規制機関の気付きの双方が、改善活動の契機となり、安全上の影響が大きい事象に至る前に、気付きが改善に結びつくことが期待される。



## 5. 新検査制度（原子力規制検査）のポイント

1. 検査の対象は事業者の全ての保安活動であり、検査官は、検査したい施設や活動や情報に自由にアクセスできる。  
(フリーアクセス)
2. 検査官はより多くの時間を安全上重要なものの検査に使うとともに、実際の事業者の活動を現場で確認する。  
(リスクインフォームド、パフォーマンスベースド)
3. 規制機関は事業者のあらゆる保安活動を監視し、安全上の問題を指摘することで改善活動を促進させる。

## 6. 新たな検査制度の流れ(実用炉の場合)



## 7. 最後に ―新検査制度の運用で期待される効果―

新たな原子力規制検査制度では・・・

1. 「いつでも」「どこでも」「何にでも」、規制機関のチェックが行き届く検査となる。(事業者はいつどこに検査官が来るか分からない状態で保安活動を行う。)
  2. リスク情報や監視/評価の結果等を元に、**安全上重要な設備や事業者の保安活動、事業者の弱点などに、より注視して検査を行う**ことで、効果的に事故に至る芽を摘むことができる。
  3. 事業者の安全に対する一義的責任を明確化し、事業者の保安活動への取組状況を監視・評価することで、**事業者が自ら改善していく改善措置活動(CAP)を促す**。
- ⇒ 事業者自らの気付きと規制機関の気付きの双方が改善活動の契機となり、結果として、更なる安全性の向上が期待される。

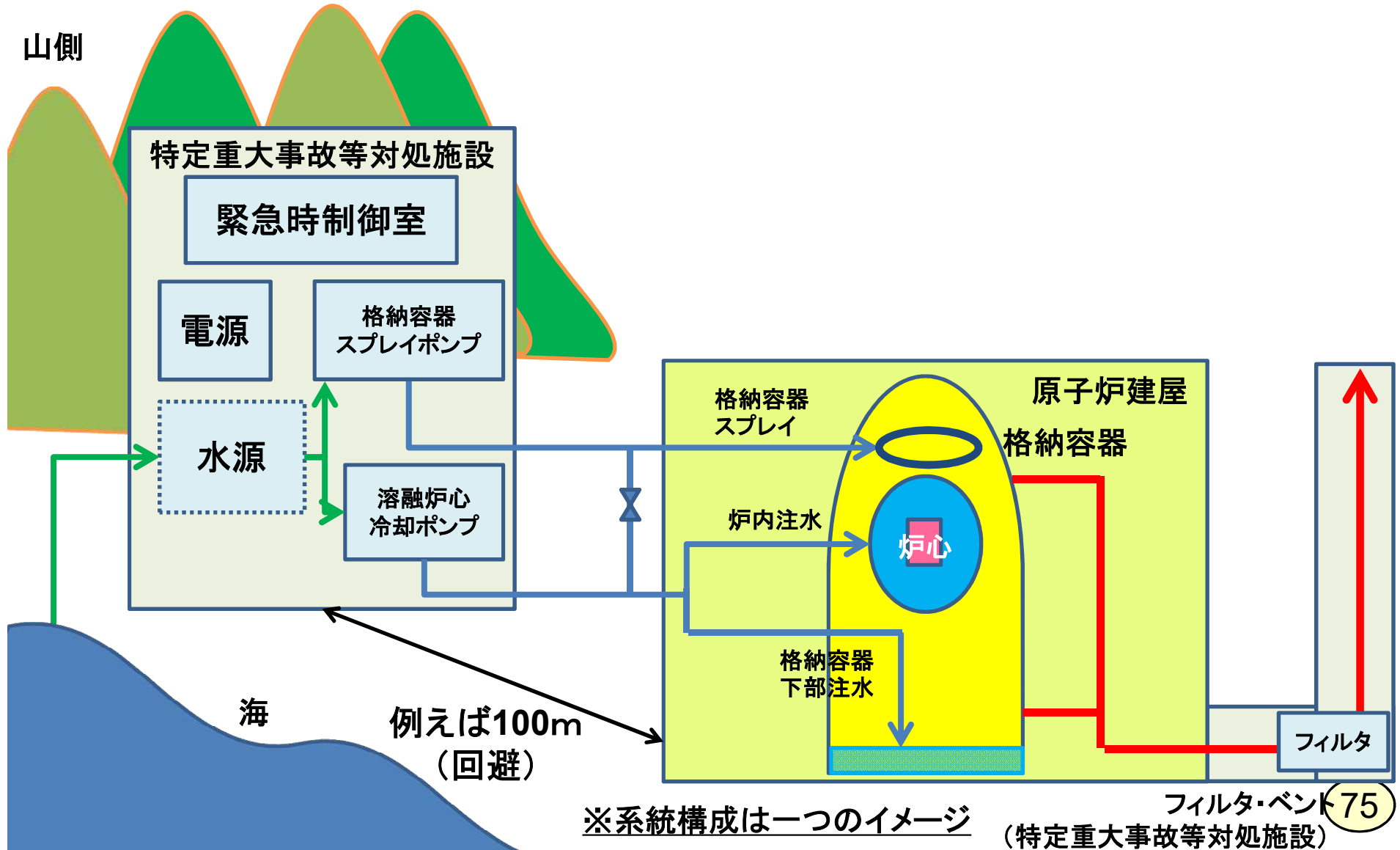
# 参考

(参考1)

特定重大事故等対処施設等の概要

# 意図的な航空機衝突などへの対策

バックアップとしての恒設施設の設置





# 基準への適合を求める時期について

- 今回、福島第一原発事故の教訓を踏まえて必要な機能(設備・手順)は全て、新規制の施行段階で備えていることを求めている。
- ただし、信頼性をさらに向上させるバックアップ施設については、工事計画の認可から5年後までに適合することを求めている。

	7月の施行時点で必要な機能を全て求める	信頼性向上のためのバックアップ施設は5年後までに適合することを求める
シビアアクシデントを起こさないための機能(強化)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震・津波の厳格評価</li> <li>・津波対策(防潮堤)</li> <li>・火災対策</li> <li>・電源の多重化・分散配置 等</li> </ul>	
シビアアクシデントに対処するための機能(新設) ※テロや航空機衝突対策含む	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷の防止(減圧、注水設備・手順)</li> <li>・格納容器の閉込め機能(BWRのフィルタベント等)</li> <li>・緊急時対策所</li> <li>・原子炉から100mの場所へ電源車・注水ポンプ等を保管 等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バックアップ施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>－原子炉から100mの場所に電源、注水ポンプ、これらの緊急時制御室を常設化(特定重大事故等対処施設)</li> <li>－恒設直流電源(3系統目)</li> </ul> </li> </ul>

(参考資料3)

新検査制度関連資料

# 1. これまでの経緯

平成25年12月 IAEAによる総合規制評価サービス(IRRS)ミッション受入れ表明

平成27年10月 自己評価書とりまとめ

平成28年

1月 :IRRSミッション受入れ

4/25:IRRSミッション報告書を受けて、課題への対応について規制委員会にて審議

5/11:検査制度の見直しに関する検討の進め方について規制委員会にて決定

5/30:検討チームにて検討開始(随時、原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会に状況報告のうえ助言聴取)

9/7 :検討チーム中間取りまとめ(案)について規制委員会に報告(翌日から10/7まで意見募集を実施)

11/2:意見募集の結果を踏まえて、検討チーム中間取りまとめを規制委員会了承

12/28:核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律案の骨子について規制委員会にて審議

平成29年

2/1 :「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律案」について規制委員会にて決定

4/12:2/7の閣議決定、3/24の衆議院本会議可決、4/7参議院本会議可決等の状況を規制委員会に報告

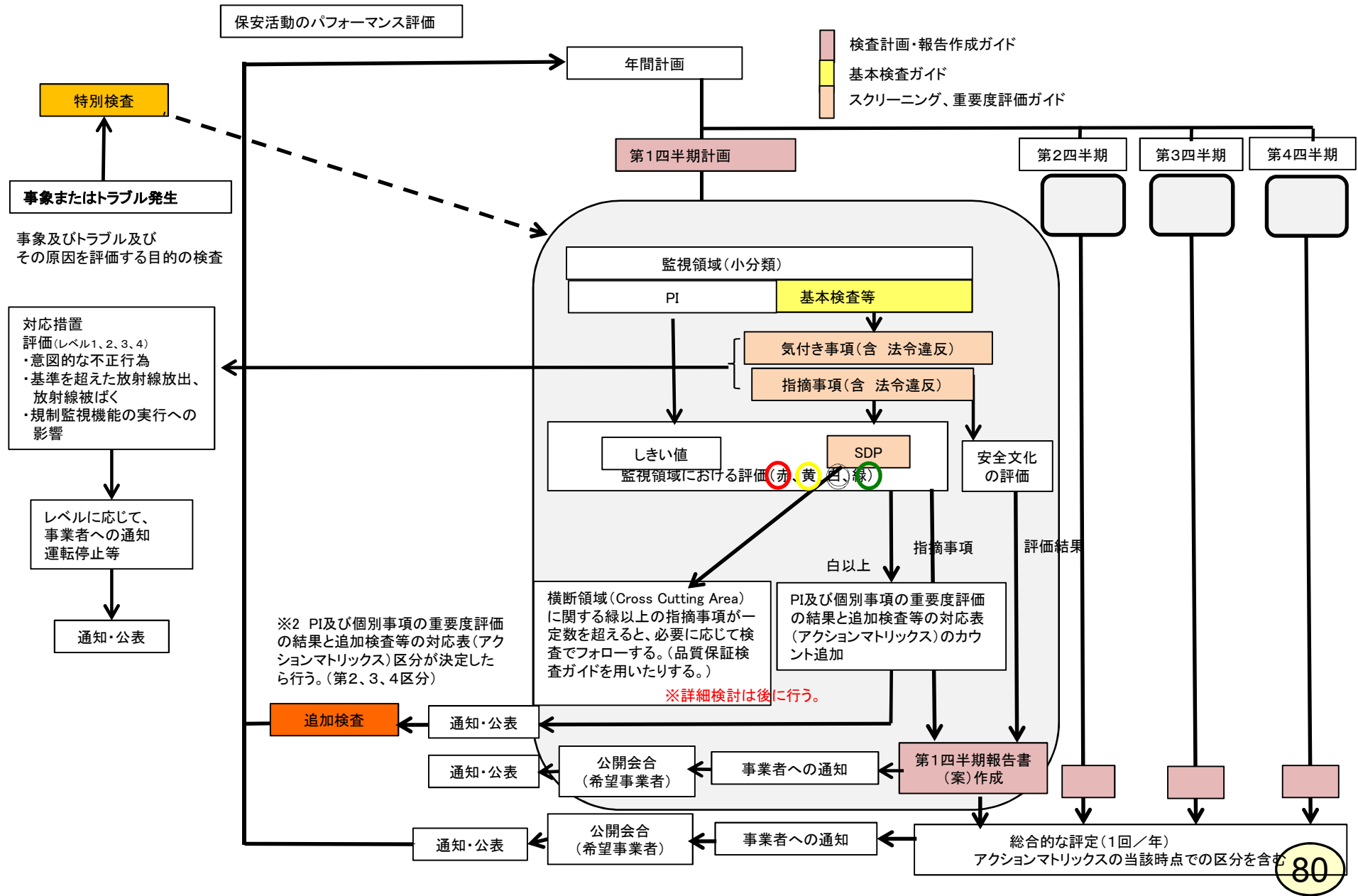
以降、検討チームや、検討チーム下部に設けたワーキンググループ等で検討を継続。

平成30年10月からは試運用を開始。

## 2. IRRS(2007年、2016年)からの課題

1. 検査官のフリーアクセス権限の確保。
2. 柔軟性をもった規制検査プロセスの構築。
3. 運転経験を反映したよりプロアクティブな検査プログラムの修正。
4. 法令改正による検査制度の改善及び簡素化。
5. リスク情報と保安活動の実績の活用。
6. 対応型検査の実施を現場に近いレベルで決定できること。
7. 検査に関する関連規制機関との連携。
8. 不適合に対する罰則等の程度を決めるための執行の方針、安全上重大な事象が差し迫っている際には是正措置が迅速に決定できる手続の策定。
9. 検査官に対する研修及び再研修の改善。

# 5. 原子力規制検査に基づく監督(公表時期等)



### 3. 使用前事業者検査の要求(運用のイメージ)

- 許認可事項・基準要求に適合していることを確認し、確認できたものについて供用開始を認める体系(現行の使用前検査と同様)とした。
- 確認方法は、認可時に事業者の行う検査等の内容を確認のうえ、その事業者の検査に立ち会い、又は記録を確認することにより行うものとする。
- 施設の一部の使用を開始しなければ許認可事項・基準要求への適合性を確認できない場合があることを踏まえ、リスク変動が大きな段階(原子炉本体の試運転が必要な場合の燃料装荷、臨界操作等)に移行する前に、その後の工程で求められる安全性が確保され、必要な規制要求を満足していることをチェックした上で次の段階に進むことができるという制限をかけるものとしている。

#### 発電用原子炉施設でのイメージ

1. 構造、強度、漏えいに係る試験ができる段階

2. 蒸気タービン下部据付け・補助ボイラー組立て完了時

3. 燃料挿入できる段階

4. 臨界反応操作できる段階

5. 工事完了時(試験運転時)

#### 事業者の検査

非破壊・漏えい検査、  
系統作動検査等

燃料体外観  
検査等

炉心配置確認  
検査、停止余裕  
確認検査等

総合負荷検査等

#### 事業者の操作

系統構成等

燃料装荷

臨界操作

#### 規制機関の確認

- ①要領書の事前確認
- ②事業者の検査に立ち会い
- ③事業者の検査の記録を確認

同左  
問題なければ  
燃料装荷を認める

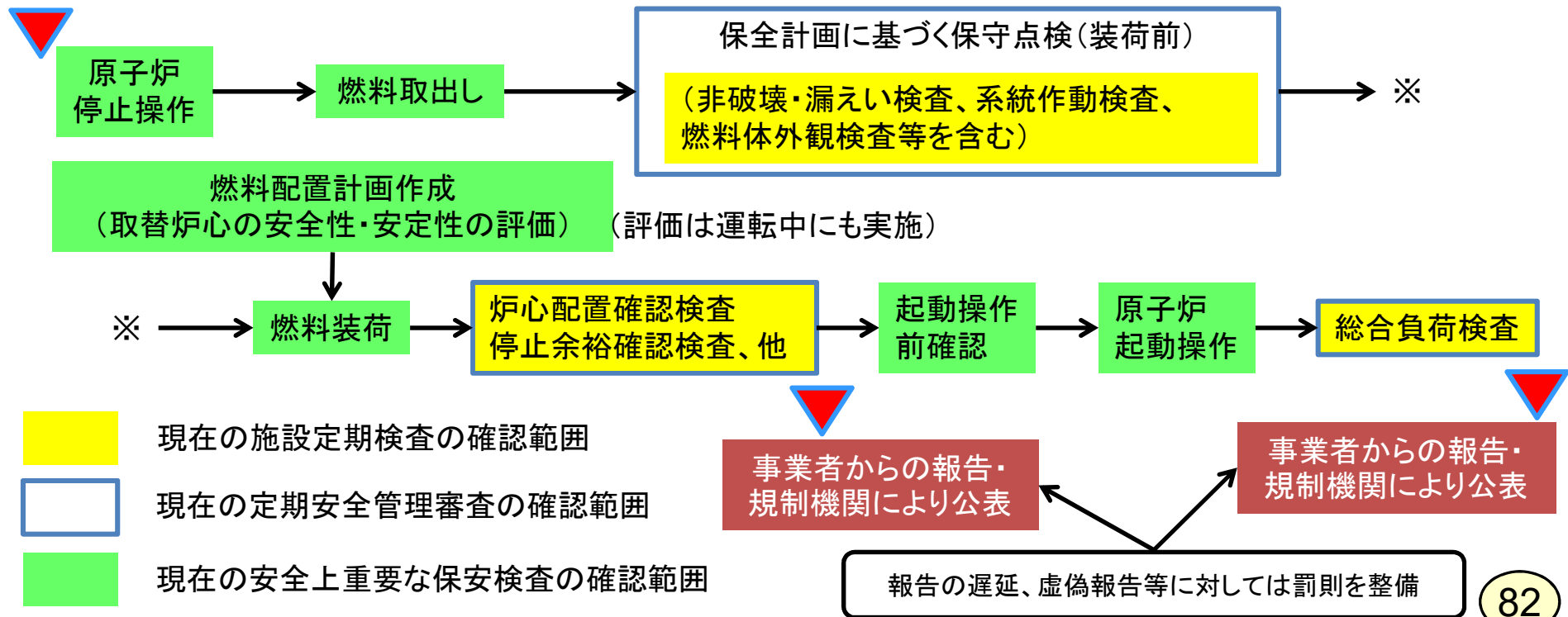
同左  
問題なければ  
臨界操作を認める

同左  
問題なければ  
使用を認める



## 4. 定期事業者検査の要求(発電炉での運用イメージ)

- 発電用原子炉設置者は、定期的に技術基準適合性を確認するとともに、炉心性能を確保するため、原子炉を停止し、設備の保守点検、燃料取替え等を行い、定期事業者検査等により状態を確認のうえ、原子炉を起動し、運転を再開している。
- 規制機関は、これまで施設定期検査、定期安全管理審査及び保安検査によって確認してきた事項を新たな監視・評価の仕組み(原子力規制検査)の下で継続的に確認する対象とし、原子炉起動前及び全ての定期事業者検査が終了した段階では、その時期を確認するため事業者から報告を求め、公表するものとする。



# 7. 原子力規制検査に基づく監督 (監視・評価の視点の設定)

## 原子炉等規制法(目的)

第一条 この法律は、原子力基本法(昭和三十年法律第百八十六号)の精神にのっとり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用が平和の目的に限られることを確保するとともに、原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による**災害を防止**し、及び**核燃料物質を防護**して、公共の安全を図るために、製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うほか、原子力の研究、開発及び利用に関する条約その他の国際約束を実施するために、国際規制物資の使用等に関する必要な規制を行い、もつて国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。

## 監視領域(大分類)

原子力施設安全

放射線安全

核物質防護

## 監視領域(小分類)・・・発電用原子炉の場合

(上記大分類を、深層防護の考えを踏まえ、事業者のパフォーマンスを監視・評価するための詳細の小分類として以下の7つを設定する。)

発生防止

拡大防止・  
影響緩和

閉じ込めの維持

重大事故等対処  
及び  
大規模損壊対処

公衆に対する  
放射線安全

従業員に対する  
放射線安全

核物質防護

【核セキュリティ文化醸成活動、安全文化とのインターフェースに係る活動を含む。】

## 横断領域

(安全確保や核セキュリティを達成する様々な活動にとって共通的に重要な要素(横断領域)として、この活動を担う組織と個人が確実に活動を行うことができる基本となる①価値認識、②遂行能力、③業務プロセスを取り上げ、それぞれ①「安全文化醸成活動(核セキュリティとの調和に係る活動を含む。)」、②「要員の業務遂行能力」、③「問題の把握と解決」を設定する。)

安全文化醸成活動(核セキュリティ文化とのインターフェースに係る活動を含む。)

要員の業務遂行能力

問題の把握及び解決

## 6. 原子力規制検査に基づく監督 (指摘事項の評価結果を踏まえた追加検査等の対応)

		事業者による対応 (第1区分)	規制機関による対応(第 2区分)	監視領域の劣化 (第3区分)	複数／繰り返しの監視領 域の劣化(第4区分)	許容できないパフォーマンス (第5区分)
評価結果		すべてのPI及び検査指 摘事項の評価が緑	監視領域(大分類)にお いて白(1)又は2	・一つの監視領域(小分 類)において白が3以上又 は黄が1 又は ・監視領域(大分類)にお いて白が3	・監視領域(小分類)の劣 化が繰り返し又は、 ・監視領域(小分類)の劣 化が複数又は、 ・黄が複数又は、 ・赤が一つ	全体的に許容できないパ フォーマンス
		各監視領域に必要な機 能・性能は十分に満足し ている	各監視領域に必要な機 能・性能は満足している が、小程度の安全上の 劣化がある	各監視領域に必要な機 能・性能は満足している が、中程度の安全上の劣 化がある	各監視領域に必要な機能・ 性能は満足しているが、長 期間の問題又は重大な安 全上の劣化がある	・プラントの運転は認められ ない ・安全に対する余裕が許容 できない
規制 検査	項目	基本検査のみ (事業者の是正処置)	・基本検査 ・追加検査1(※)	・基本検査 ・追加検査2(※)	・基本検査 ・追加検査3(※)	
	視点 等	・事業者の是正処置の状 況を確認する	・パフォーマンスの劣化が 認められた事業者の活 動の中から追加検査項 目を選定 ・根本原因分析の結果の 評価、及び、安全文化要 素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が 認められた事業者の活動 と、関連するQMS要素の 中から追加検査項目を選 定 ・根本原因分析の結果の 評価、及び、安全文化要 素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の活動と、 QMS要素の中から追加検 査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評 価、及び、安全文化要素の 劣化兆候(第三者により実 施された安全文化の評価 を含む)の特定	
規制措置	なし		追加検査のみ	追加検査のみ	報告徴収、など	許可取消し又は運転の停止 命令、保安措置命令、保安 規定の変更命令、など

◎ 本アクションマトリックスは、原子力規制検査等実施要領に記載。

### ※ 追加検査

指摘事項の重要度評価の結果(白、黄、赤)の数により、軽重のある3つの追加検査から選択され、事業者の取組・評価について検査するもの。重い追加検査では、被規制者の安全文化に対する取組等に関しても検査する。

## 8. 原子力規制検査（基本検査）の検査ガイド

### 発電用原子炉に係る基本検査のガイド

ID	管理番号	基本検査運用ガイド 文書名
1	BM0010	使用前事業者検査に対する監督
2	BM0020	定期事業者検査に対する監督
3	BM1040	ヒートシンク性能
4	BM1050	供用期間中検査に対する監督
5	BM0060	保全の有効性評価
6	BM0100	設計管理
7	BM0110	作業管理
8	BO0010	サーベイランス試験
9	BO1020	設備の系統構成
10	BO1030	原子炉起動停止
11	BO1040	動作可能性判断及び機能性評価
12	BO1050	取替炉心の安全性
13	BO0060	燃料体管理(運搬・貯蔵)
14	BO1070	運転員能力
15	BO2010	運転管理
16	BO2020	臨界安全管理
17	BO2030	実験
18	BE0010	自然災害防護
19	BE0020	火災防護
20	BE1021	火災防護(3年)

ID	管理番号	基本検査運用ガイド 文書名
21	BE0030	内部溢水防護
22	BE0040	緊急時対応組織の維持
23	BE0050	緊急時対応の準備と保全
24	BE0060	重大事故等対応要員の能力維持
25	BE0070	重大事故等対応要員の訓練評価
26	BE0080	重大事故等訓練のシナリオ評価
27	BE0090	地震防護
28	BE0100	津波防護
29	BR0010	放射線被ばくの管理
30	BR0020	放射線被ばく評価及び個人モニタリング
31	BR0030	放射線被ばくALARA活動
32	BR0040	空気中放射性物質の管理と低減
33	BR0050	放射性気体・液体廃棄物の管理
34	BR0070	放射性固体廃棄物等の管理
35	BR0080	放射線環境監視プログラム
36	BR0090	放射線モニタリング設備
37	BQ0010	品質マネジメントシステムの運用
38	BQ0040	安全実績指標の検証
39	BQ0050	事象発生時の初動対応
40	BZ2010	非該当使用者等



## 6. 検査の実施—規制事務所検査官の1日の活動例—



必要に応じ、早朝・夜間を問わず発電所へ出勤



中央制御室にて  
プラント状況の把握



事業者会議に同席し、  
不適合発生状況等の把握



検査官間でその日の  
検査計画を打合せ



本庁検査部門  
との情報共有



事業者に対する  
指摘事項の通知



気付き事項に対する  
事実関係の質問



検査ガイドに基づく  
検査の実施



現場巡視、作業者等  
に対する質問

## 9. 検査の実施（1/3）－検査官は例えば何を見る？（その1）－

### ① 現場の状況や事業者の保安活動

- ・設備の異常や劣化
- ・作業前後で機器状態（弁の開閉等）の変化
- ・設計変更に伴う現場工事
- ・悪天候の襲来等に対する備えや対応
- ・原子炉の起動・停止など施設の操作
- ・火災対応や事故トラブル対応の訓練



## 9. 検査の実施（2/3）－検査官は例えば何を見る？（その2）－

### ② 管理の手法や仕組み

- ・新しい作業手順の導入
- ・不適合などに対応した作業手順の変更

### ③ 不適合管理

- ・不適合への事業者の対応
- ・検査官指摘事項への対応
- ・他サイトにおける不適合等への対応（水平展開）

**具体的な検査対象は、安全上の重要性を踏まえて、検査官が柔軟に決定する。**

## 9. 検査の実施（3/3）－気付き事項の検出と評価－

- 検査官は、検査活動を通じて判明した気付き事項（設備の性能低下、水漏れや油漏れなど等）について、事業者の考えや対応を質問して確認する※。

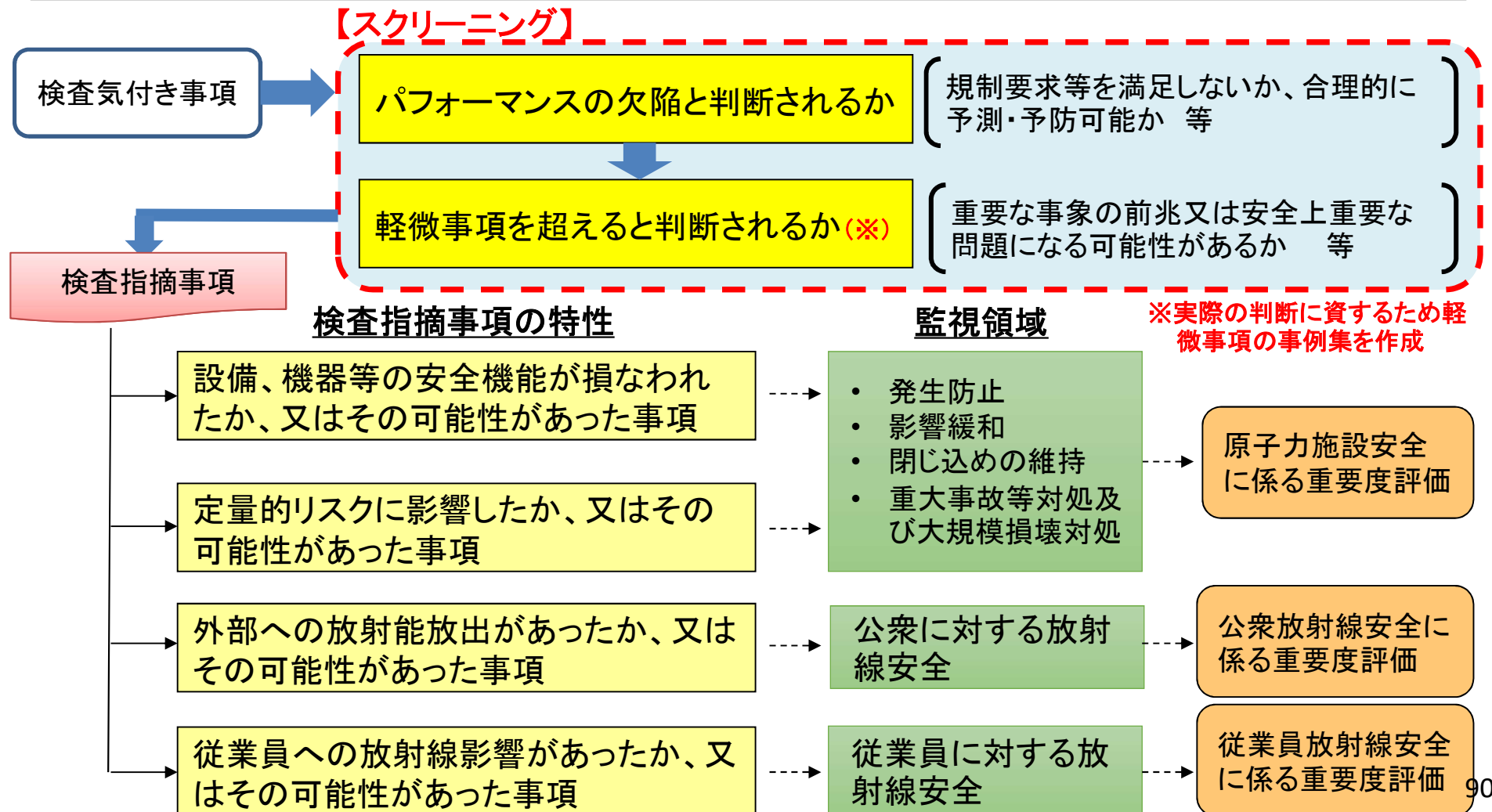
※ この確認作業は、科学的・技術的に妥当かどうか判断できるまで続け、妥当性が確認できる内容が事業者から示されなければ、法令違反等の指摘をする。

- 安全上改善が必要な状態又は規制要求に対する違反を特定した場合は、安全上の重要度を評価し、その程度に応じて必要な対応（追加の検査や命令・指導など）をとる。

- 各原子力施設の検査結果は四半期毎に報告書を取りまとめ公表するほか、年1回各施設の総合的な評定を実施し公開する。

# 10. 原子力規制検査に基づく監督 (気付き事項のスクリーニングと指摘事項の分類等)

- 軽微を超えると判断するための基準(事例集等)を準備する。
- 米国のIMC609 Attachment 4の手順と同様に、指摘事項の特性に応じてどの監視領域に該当するかを判断するためのチェックシートを準備する。  
(検査官が行う評価のために「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を準備する。)



# 11. 原子力規制検査に基づく監督 (監視・評価の結果によるアクションの例)

- 安全確保の実施主体としての事業者の一義的責任を明確にするため、使用段階における新たな監視・評価の仕組みの下では、事業者の保安活動に対して特定の時期(例えば現行の施設定期検査の終了時など)に規制機関がその状況に了解を出すような仕組みは設けない。
- 常に行われる継続的な監視・評価の結果、保安活動に不足や明らかな疑義の点が見られた場合には、その時点で公表するとともに、法令に基づき事業者に対応を厳格に求める仕組みとする。
- さらに、実施主体を規制機関から事業者に移行する検査が適切に行われない場合の罰則規定については、不正等に対し厳しい行政上の措置を用意する。

