

東海第二発電所に関する 審査の概要

原子力規制庁

2019年1月

※ 本資料は、日本原子力発電株式会社東海第二発電所の新規制基準への適合性審査及び運転期間延長認可に係る審査の概要を分かりやすく表現することを目的としているため、技術的な厳密性よりもできる限り平易な記載としています。正確な審査内容及び審査結果については、審査書をご参照ください。

1. はじめに
2. 新規制基準の概要
3. 設置変更許可申請に関する審査結果の概要
4. 工事計画認可申請に関する審査結果の概要
5. 運転期間延長認可に関する審査結果の概要

1. はじめに

(1) 新規制基準及び運転期間延長に関する審査について

- 原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえ、従来の基準から大幅に強化された新規制基準を策定。
- また、原子力発電所を運転することができる期間は40年、一回に限り20年までの延長を行うことができると定められた。
- 厳格に審査を行い、東海第二発電所の設置変更許可申請、工事計画認可申請及び運転期間延長認可申請の内容が、基準に適合していることを確認。
- また、先に設置変更許可を行った柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の審査の過程で得られた知見^{※1}を踏まえた基準の改正についても、審査において適合していることを確認。

(※1) 炉心損傷時に放射性物質を放出せずに原子炉格納容器の圧力を下げることができる冷却システム 等

(参考)

新規制基準では、想定される重大事故(シビアアクシデント)^{※2}の発生時に放出される放射性物質(セシウム137)の放出量が、100テラベクレル^{※3}を下回ることを要求。

東海第二発電所の場合は、7日間で最大約18テラベクレル(格納容器過圧破損防止対策を講じた場合における放出量の評価結果)。

(※2) 核燃料が溶けたり、放射性物質が大量に放出される危険性のある事故。

(※3) 東京電力福島第一原子力発電所事故の約百分の一。

(2) 原子炉設置(変更)許可の審査

原子炉設置変更許可の審査とは

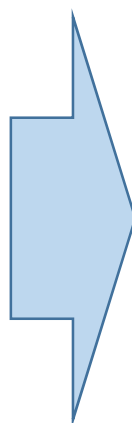
原子炉等規制法の安全規制においては、施設の基本設計段階、詳細設計段階、運転管理段階といった段階的安全規制が採用されている。

原子炉設置(変更)許可は基本設計段階に該当し、この段階における審査では、原子炉施設の位置、構造及び設備について、災害の防止上支障がないものとして以下の項目について基準に適合することを確認している。

1. 新規基準策定以前から要求されている、通常運転時の対策や事故の防止対策が適切に講じられていること
2. 1. の事故防止対策が機能を喪失するような万一の事態においても、重大事故の発生防止及び拡大防止のための安全確保対策が適切に講じられていること

1. については、
自然条件等との関係も含めた事故の防止対策を適切に講じていること

2. については、
万一事故防止対策機能を喪失した場合においても、炉心等の著しい損傷を防止するための安全確保対策や、重大事故が発生した場合における大量の放射性物質が敷地外部に放出される事態を防止するための安全確保対策を講じていること



1. 自然現象として、何を想定するか
過去のデータや最新の知見を踏まえ、保守性も考慮した上で、その規模が検討されているか。

2. 安全機能が複数失われる重大事故として、何を想定するか
様々に考えられる重大事故が漏れなく検討されているか。これらの想定を超えた場合も考慮し、対策を講じる旨の基本方針が示されているか。

(3) 工事計画の審査

工事計画の審査とは

設置変更許可を受けた設計の方針どおりに、1つ1つの機器(ポンプ、蓄電池、配管等)が設計されているかを確認する。

例えば・・・

＜設置変更許可を受けた設計の方針＞

1. 基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれないよう設計する。
2. 想定される竜巻に対して安全機能が損なわれないよう設計する。
3. 交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉の冷却等のために必要な直流電源を確保する設計とする。

＜工事計画の審査での確認(例)＞

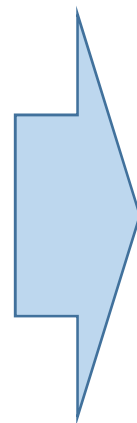
1. 事故時に原子炉に注水するポンプが、地震後でも動作することを確認する。
 - ・加振試験において基準地震動より大きな加速度を与えてもポンプが動作したか。
 - ・ポンプを支えるボルトは基準地震動の地震力で破損しないか。
2. 原子炉の熱を海に逃がすための海水用のポンプを守る防護ネットは、竜巻による飛来物に耐えられるかを確認する。
 - ・飛来物の衝突により、防護ネットが破断し、飛来物がネットを通過しないか。
3. 蓄電池の容量が、交流動力電源の喪失時に原子炉の冷却等のために必要な直流電源の容量以上あることを確認する。
 - ・原子炉の冷却等に必要ポンプ等の直流電源設備の動作に必要な容量を算出し、蓄電池がそれ以上の容量を持っているか。

(4) 運転期間延長の審査

運転期間延長の審査とは

- ・原子力発電所を運転することができる期間は、運転開始から40年
- ・運転期間の満了に際して、原子力規制委員会の認可を受けて、1回に限り、20年を上限として、期間を延長することができる
- ・原子力規制委員会は、当該原子力発電所が、長期間の運転に伴い生じる設備の劣化の状況を踏まえ、延長しようとする期間において安全性を確保するための基準(※)に適合していると認めるときに限り、認可を行う

「長期間の運転に伴い生じる設備の劣化の状況を踏まえ、延長しようとする期間において安全性を確保するための基準に適合」することを確認



- ・安全上重要なすべての設備・構造物を対象に評価を実施
- ・劣化評価では、設備・構造物に想定される劣化事象を抽出し、60年までの劣化の進展を予測
- ・現状保全に加えて、実施する追加保全策の実施を考慮した上で、技術基準を満足することを確認

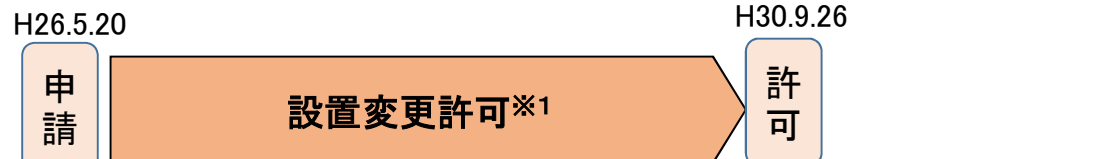
※ 運転しようとする期間において、設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合すること

(5) 各審査の経緯

新規制基準適合性に係る審査

東海第二40年の運転期間満了
(平成30年11月27日)

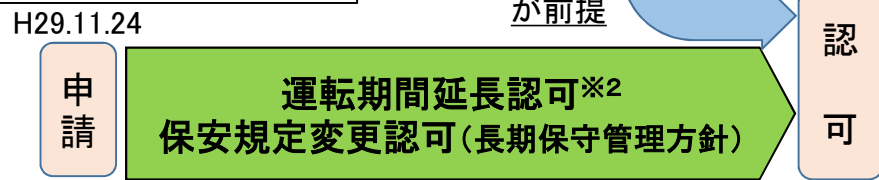
今後(予定)



※1: 新規制基準に基づき審査

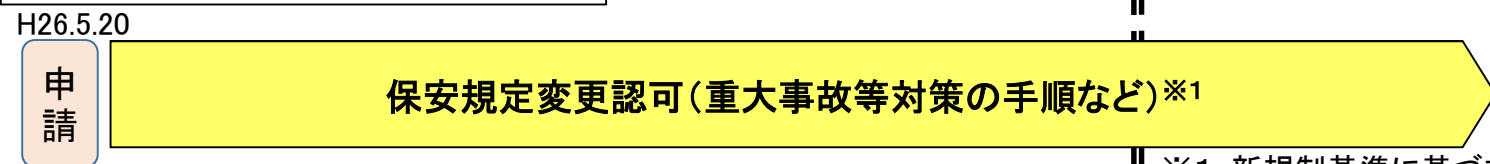
運転期間延長認可に係る審査

工事計画認可
が前提



※2: 運転期間の延長の審査基準に基づき審査

新規制基準適合性に係る審査



※1: 新規制基準に基づき審査

今後、日本原電による「保安規定変更認可」に関する補正申請がなされれば、審査を行うこととなる。

2. 新規制基準の概要

(1) 規制基準の基本的考え方

規制基準の基本的考え方とは？

原子力発電所を運転するためには様々な設備が必要
原子炉に悪影響を与えるような異常状態や設備の故障等（事故）の発生に備え、

『止める 冷やす 閉じ込める』役割を持つ設備を用意すること。

こうした安全を守る役割のことを「安全機能」と呼ぶ。

異常状態や事故に対処するため、
安全機能を持つ設備には高い信頼性が求められる。

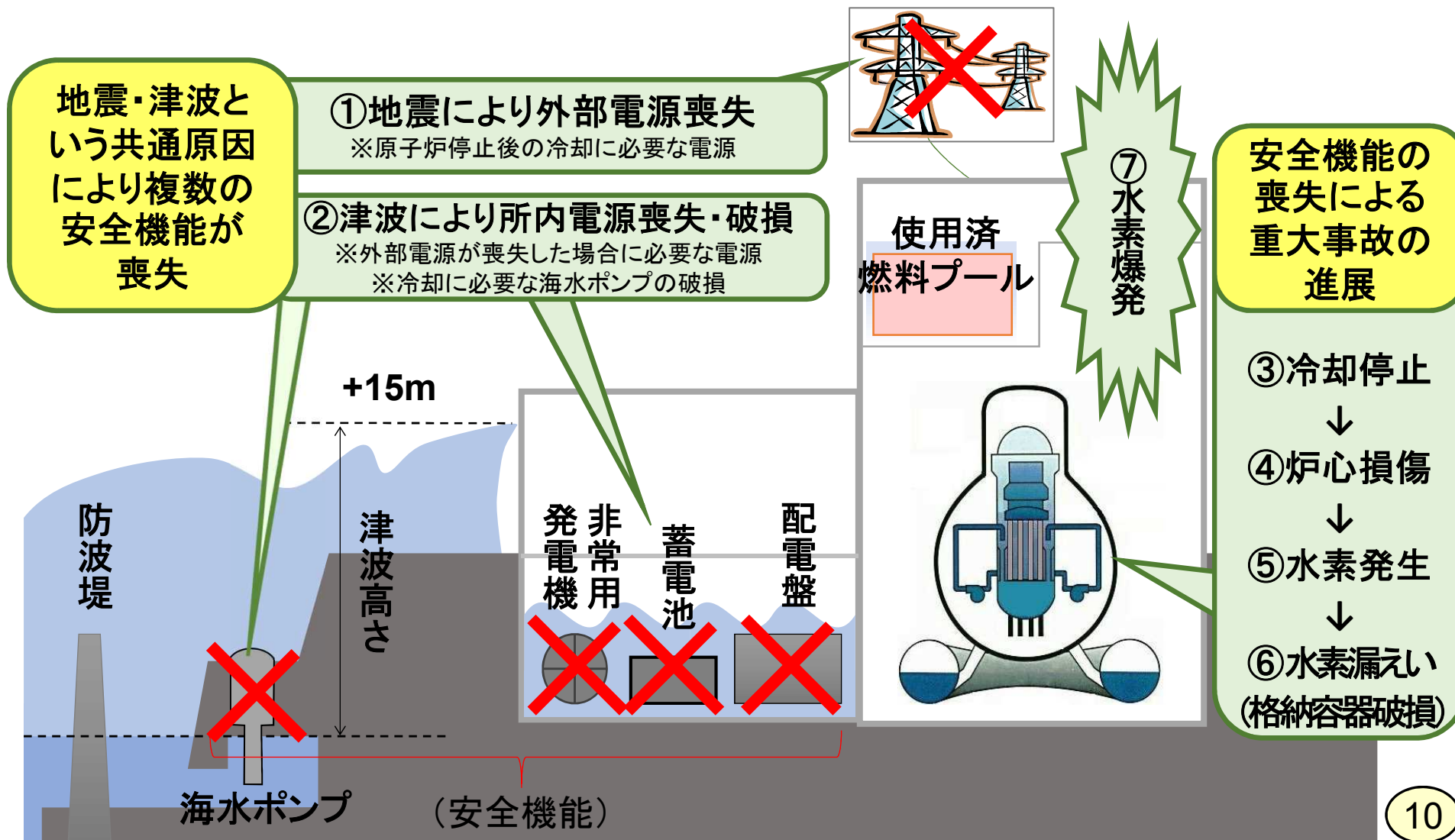
～「安全機能」を持った設備の例～

原子炉を止める設備 → 核分裂連鎖反応を止める制御棒
原子炉を冷やす設備 → 水を注入したり、循環させるポンプなど
(原子炉は核分裂連鎖反応を止めても熱を発する)

放射性物質を閉じ込める設備 → 核燃料を装荷する原子炉圧力容器
それを取り囲む原子炉格納容器、配管など
(これらに必要な非常用電源なども含まれる)

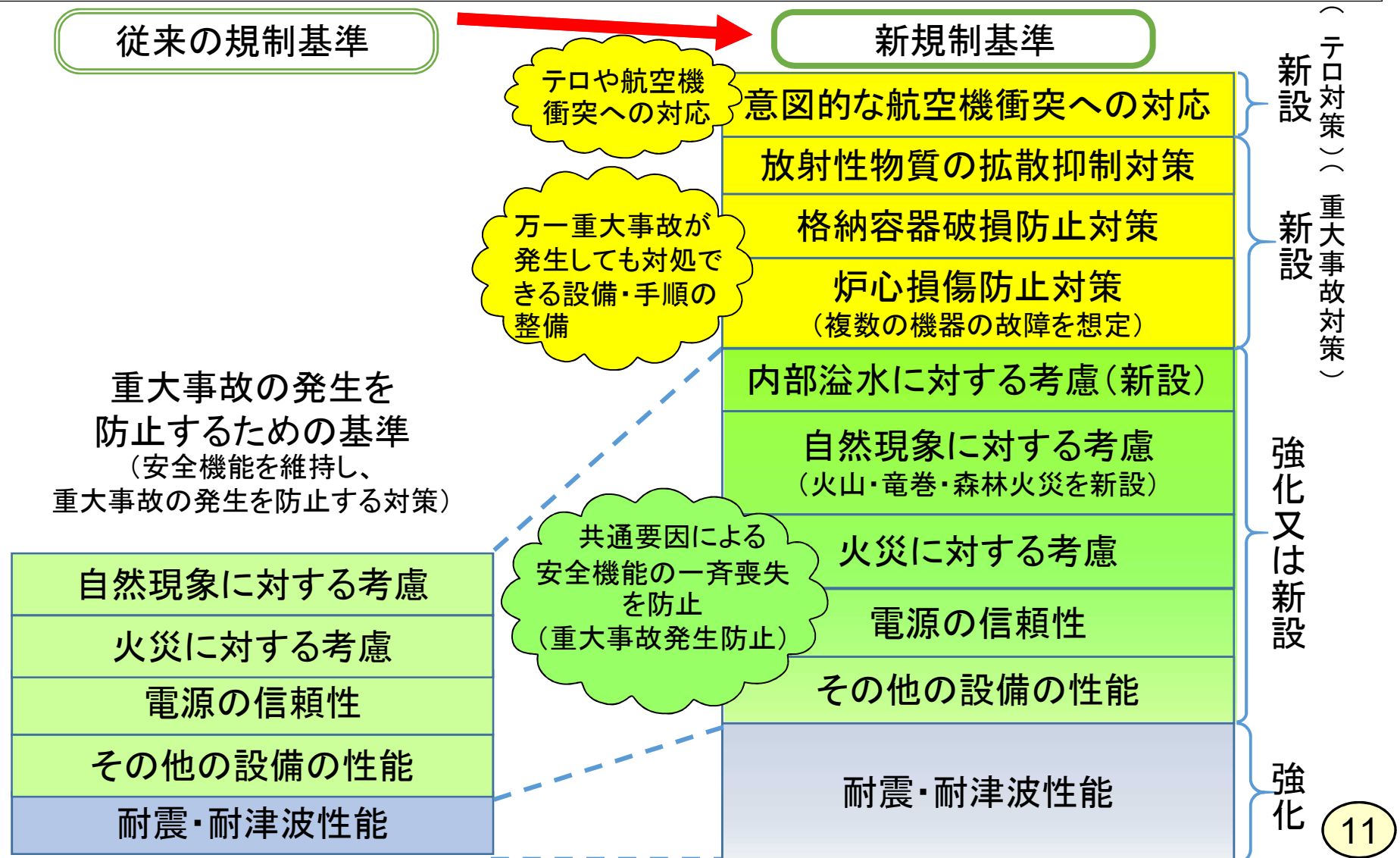
(2) 福島第一原子力発電所事故における教訓

- 福島第一原子力発電所事故では、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、その後の重大事故(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。



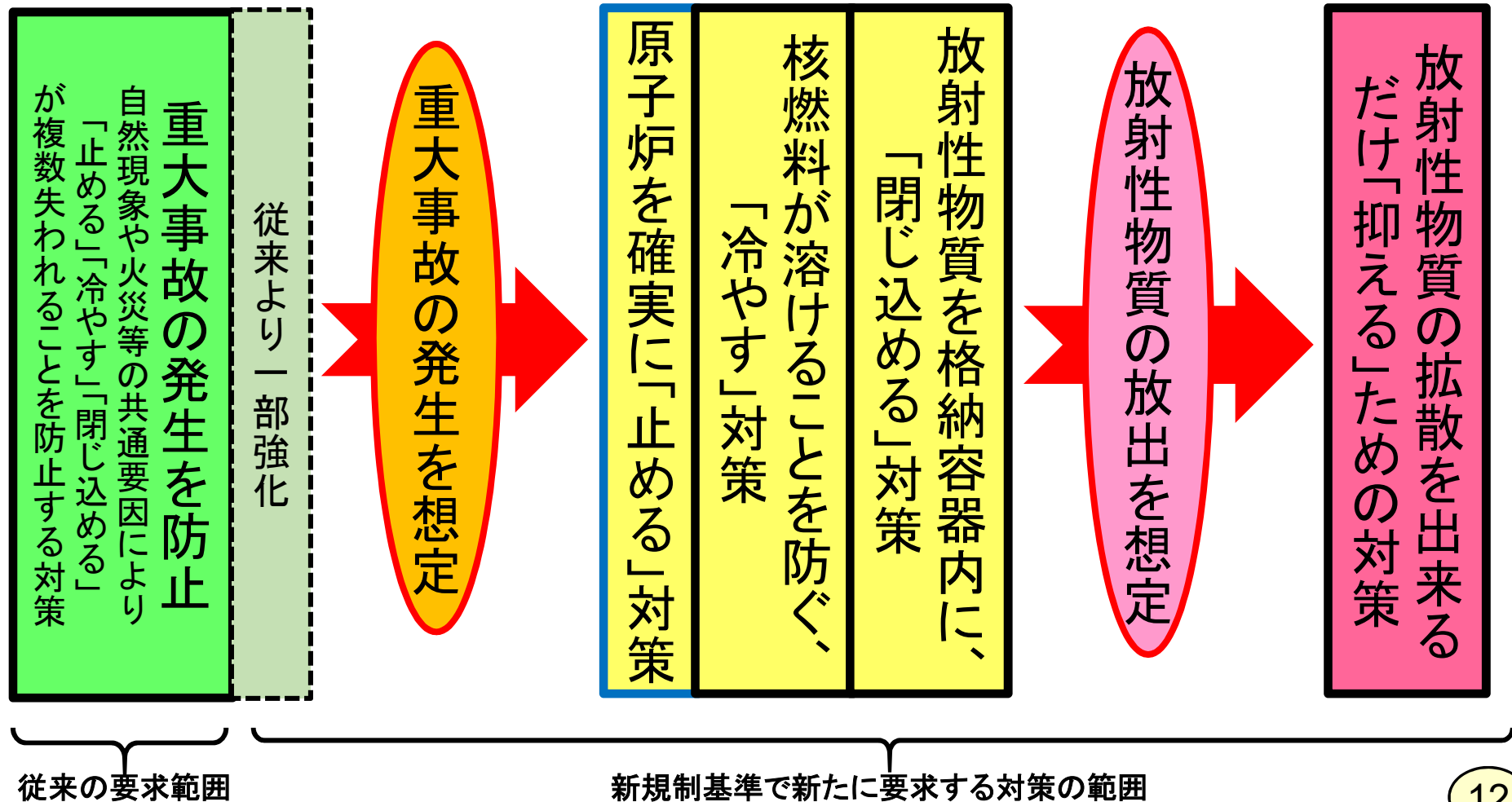
(3) 強化した新規制基準

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、重大事故(シビアアクシデント)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。



(4) 新規制基準で新たに要求した主な対策

- 新規制基準では、重大事故(シビアアクシデント)を防止する対策の強化に加え、重大事故の発生を想定した対策も要求。
- それでもなお、敷地外へ放射性物質が放出されるような事態になった場合を考え、さらなる対策として、放射性物質の拡散をできるだけ「抑える」ための対策を要求。

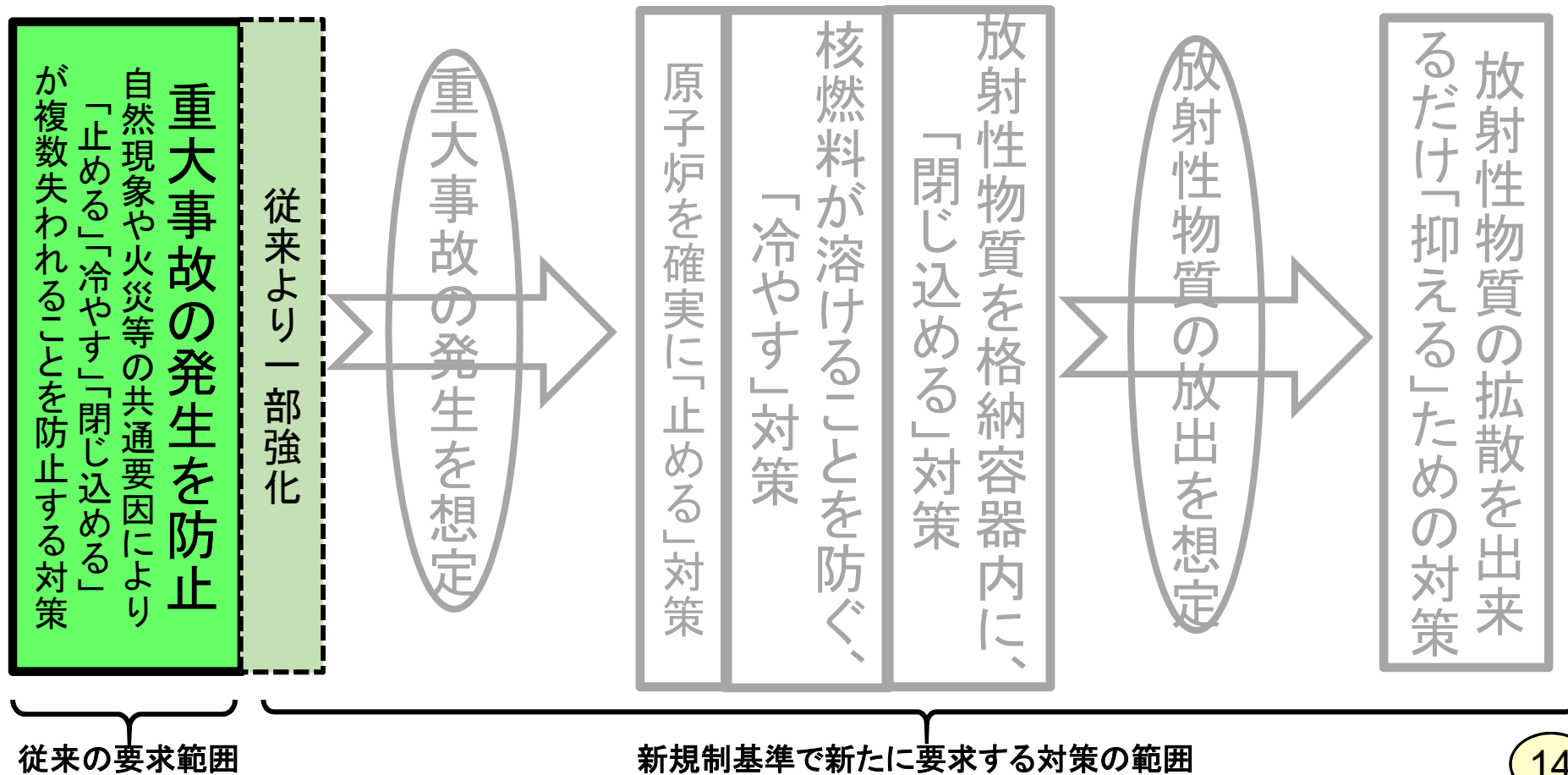


3. 設置変更許可申請に関する 審査結果の概要

(1) 重大事故の発生を防止するための対策

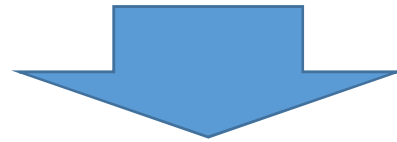
新規制基準で新たに要求した主な対策

- 新規制基準では、重大事故(シビアアクシデント)を防止する対策の強化に加え、重大事故の発生を想定した対策も要求。
- それでもなお、敷地外へ放射性物質が放出されるような事態になった場合を考え、さらなる対策として、放射性物質の拡散をできるだけ「抑える」ための対策を要求。



(1)①重大事故の発生を防止する対策について(自然現象)

共通要因により
複数の安全機能(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」)が
同時に失われないような対策



自然現象の想定の見直しと
対策の強化

- 地盤、基準地震動、基準津波
- 火山、外部火災 等

その他の要因の考慮と
対策の強化

- 内部火災、内部溢水(いっすい) 等

地盤(地盤の変位)

【要求事項】

- 耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に設置する。

地盤の変位

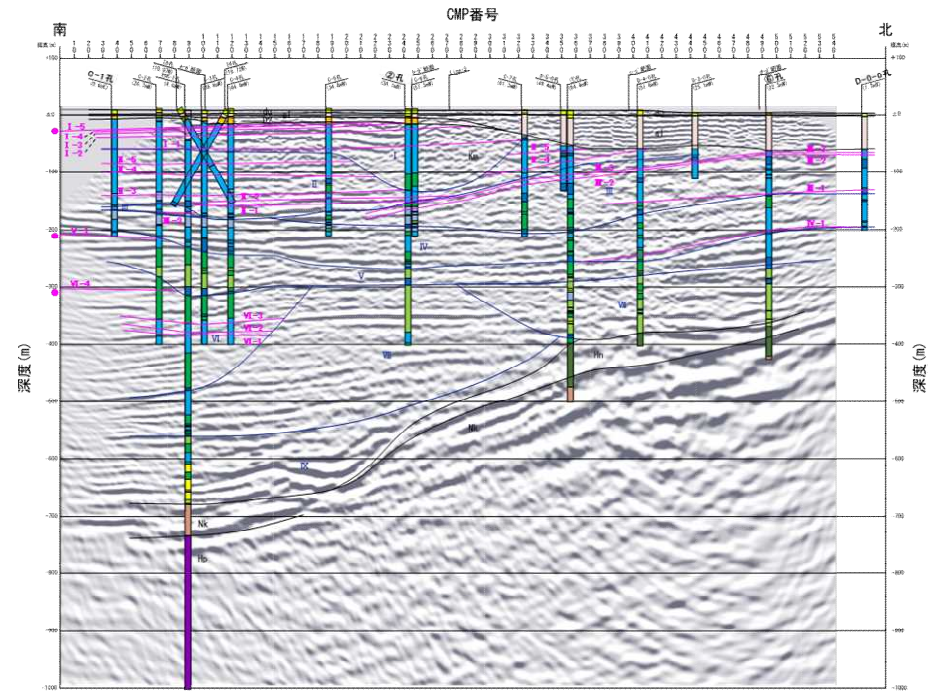
- ◆ ボーリング調査の結果、敷地直下に広がる約400万年前～約240万年前の岩盤(久米層)中には、粘土状破碎部は認められない。
- ◆ 久米層には、概ね水平な鍵層(火山灰層)が複数分布し、敷地内に広がっていることから、久米層は敷地全域にわたって、水平性を有していると判断される。
 - 敷地で確認された鍵層が、敷地外でも確認され、概ね水平に連続して分布していることを確認した。
- ◆ 文献調査及び空中写真判読の結果、敷地及び敷地近傍には地すべり地形及びリニアメントは認められない。



- 耐震重要施設を設置する地盤には将来活動する可能性のある断層等は認められないと評価していることから、新規制基準に適合していることを確認。

(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第1.5-5図(1)を修正：
まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋
<<https://www.nsr.go.jp/data/000208753.pdf>>)

【反射記録とユニット境界・鍵層の分布】



●: 日本原子力研究開発機構の敷地に連続する鍵層(P3-1-43～P3-1-45参照)
※ボーリング調査で認められた地質境界、鍵層及び侵食境界を反射法地震探査記録に投影
※ボーリング柱状図の色は、地質層序(ただし、久米層については岩相)を示す。



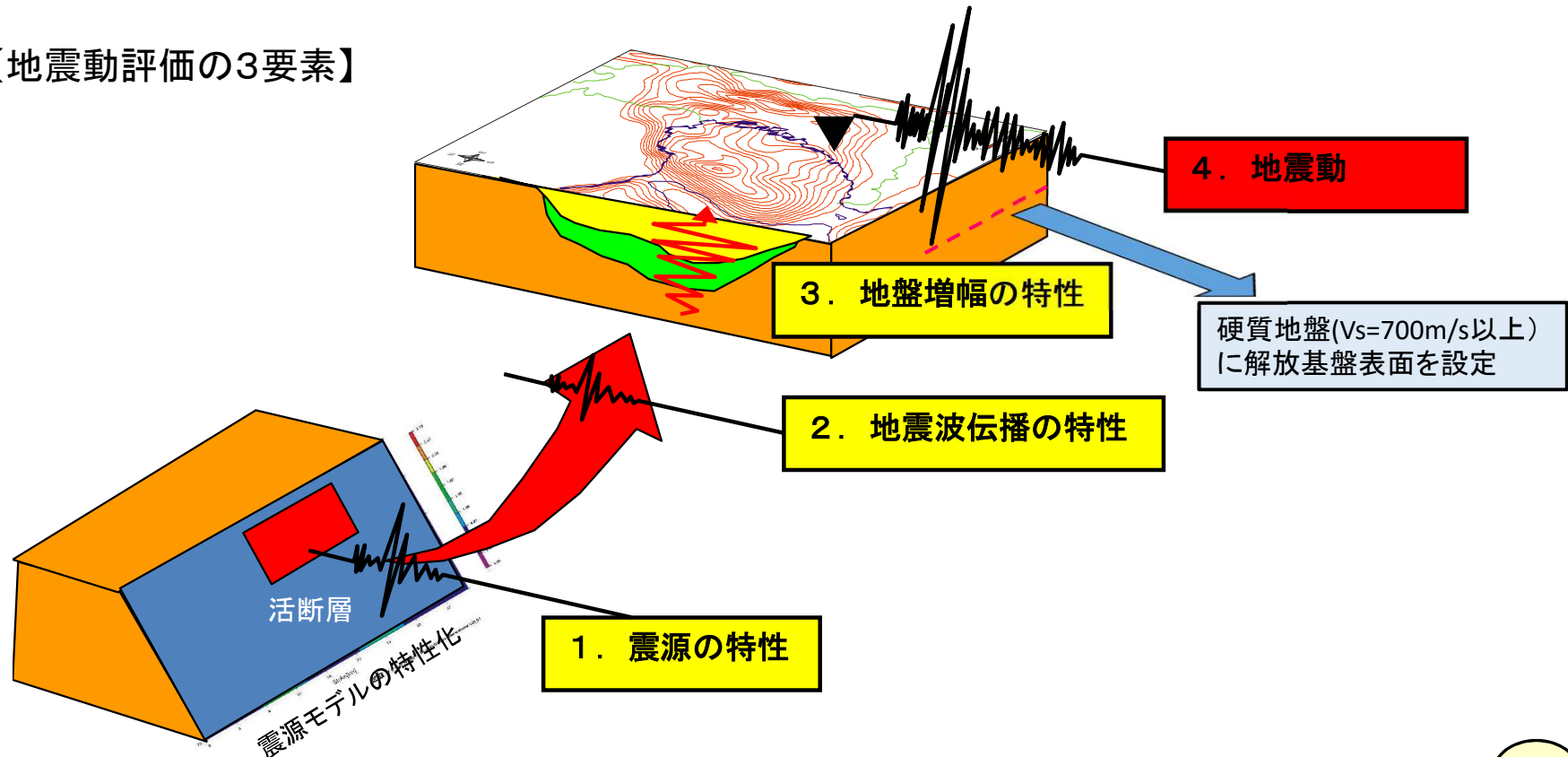
I ユニット区分番号
— 地層境界
— 侵食境界
— 鍵層

ボーリング位置
C-1孔 ← 孔名
[0.6mE] ← 投影距離 方向

地震動評価について

- ◆ 一般に、地震による地盤の揺れ(地震動)は、震源においてどのような破壊が起こったか(震源の特性)、生じた地震波がどのように伝わってきたか(地震波伝播の特性)及び対象地点近傍の地盤構造によって地震波がどのような影響を受けたか(地震増幅の特性)という三つの特性によって決定されます。
- ◆ 原子力発電所の設計に用いる基準地震動の評価に当たっては、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を推定し、震源から敷地までの地震波の伝播特性を反映した上で、地中において仮想的に設定する自由表面(解放基盤表面)で評価します。

【地震動評価の3要素】



基準地震動(1/5)

【要求事項】

- 解放基盤表面は、著しい高低差がなく、せん断波(S波)速度がおおむね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていない地盤に設定する。
- 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、地震波の伝播特性を反映して策定する。

解放基盤表面の設定

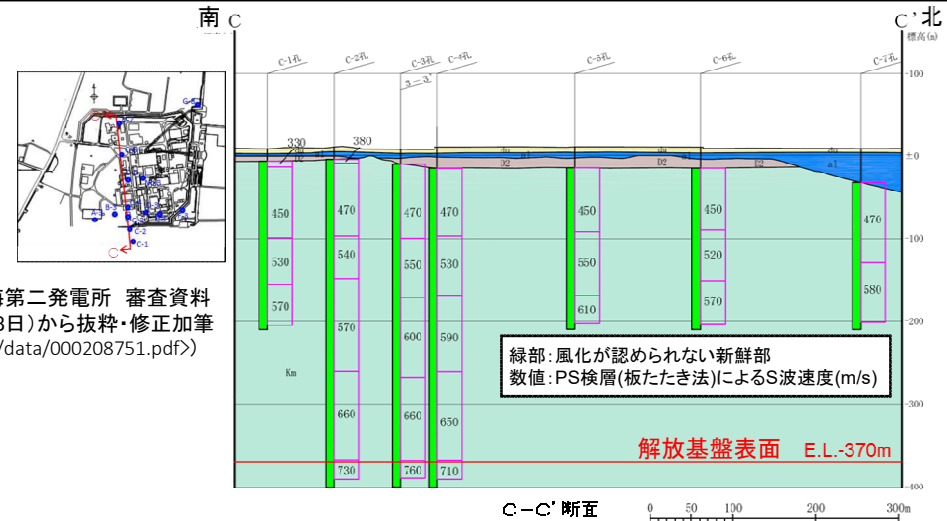
- 基準地震動を設定する解放基盤表面については、敷地内での調査の結果、約400万年前～約240万年前の岩盤(久米層)中の標高-370mに設定することを確認。

(第526回審査会合 東海第二発電所 審査資料
まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋・修正加筆
<<https://www.nsr.go.jp/data/000208751.pdf>>)

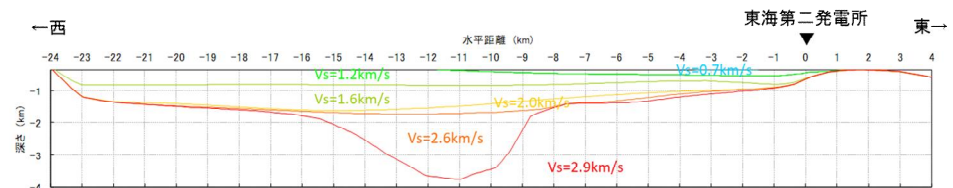
地震波の伝播特性の評価

- ◆ 地震波の伝播特性については、敷地における複数の地震観測記録を分析し、地震波の到来方向ごとの伝播特性の影響を適切に評価。
- ◆ 調査結果に基づき敷地及び敷地周辺の地下構造を評価し、基盤の形状による地震波の伝播特性の影響を適切に評価し、解析結果と観測記録が整合的であると評価。

- 地震動評価(断層モデルを用いた手法)では、敷地及び敷地周辺の基盤形状を考慮するため、敷地での地震観測記録をもとにした波形の重ね合わせで地震動を評価する手法(経験的グリーン関数法)を採用することを確認。



【各種探査結果等を基に作成した2次元地盤モデル(S波)】



(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第3.5-5図:
まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/000208751.pdf>>)

基準地震動(2/5)

【要求事項】

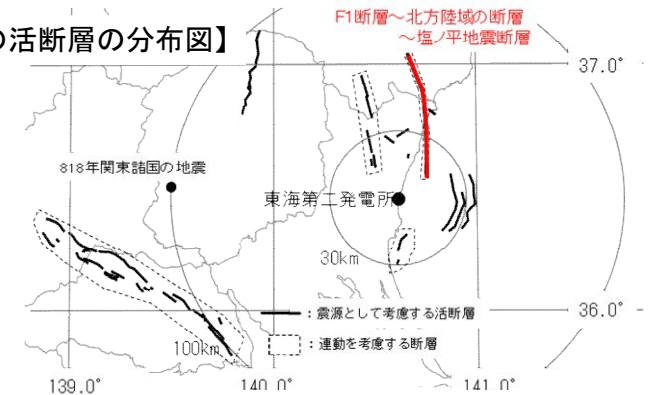
➤ 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」では、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、検討用地震を複数選定し、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を行う。

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価(1)

◆ 地質調査結果等に基づき、敷地に大きな影響を与えると予想される地震(検討用地震)として、以下の3地震を選定。

- ① F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震 **【内陸地殻内地震】**
- ② 2011年東北地方太平洋沖型地震 **【プレート間地震】**
- ③ 茨城県南部の地震 **【海洋プレート内地震】**

【敷地周辺の活断層の分布図】



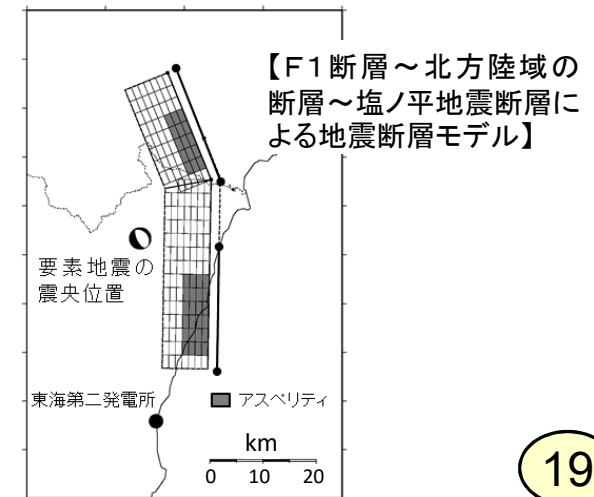
※敷地から半径約100km以内の活断層を示す。
 ※赤線は検討用地震として選定された断層を示す。
 (東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第3.3-1図:
 まとめ資料(2017年11月8日)から修正加筆
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000208751.pdf>>)

地震動評価①【内陸地殻内地震】

◆ F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震

(M7.8)

- 申請時はF1断層及び北方陸域の断層(長さ44km:M7.6相当)と塩ノ平地震断層とは連動しないと評価していたが、F1断層及び北方陸域の断層と塩ノ平地震断層との同時活動を考慮し、断層長さを58km(M7.8)と評価を見直した。
- 基本震源モデルに加え、短周期レベル、断層傾斜角等の不確かさを考慮したケースを設定し、地震動評価を実施。



(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第3.6-8図を修正加筆:
 まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000208751.pdf>>)

基準地震動(3/5)

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価(2)

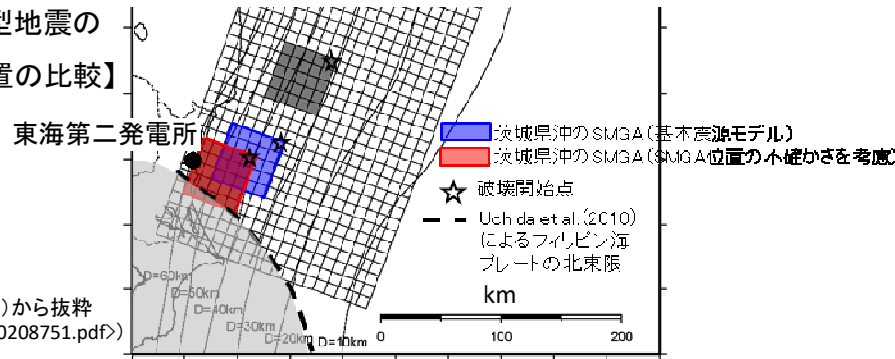
【2011年東北地方太平洋沖型地震の断層モデル(基本ケース)】

地震動評価②【プレート間地震】

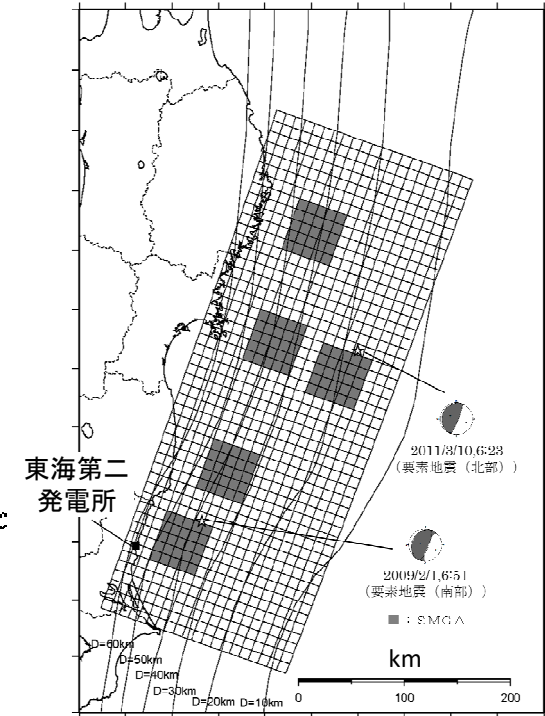
◆ 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)

- 基本震源モデルに加え、茨城県沖の強震動生成域(SMGA)位置及び短周期レベル、それぞれの不確かさを考慮したケース、さらに茨城県沖のSMGA位置の不確かさと短周期レベルの不確かさとを同時に考慮したケースを設定し、地震動評価を実施。

【2011年東北地方太平洋沖型地震の断層モデルにおけるSMGA位置の比較】



(まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋
<<https://www.nsr.go.jp/data/000208751.pdf>>)



(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第3.6-16図を修正)

【要求事項】

- 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定する。

震源を特定せず策定する地震動の評価

- ◆ 2004年北海道留萌支庁南部地震による基盤地震動に各種の不確かさ及び敷地の地盤物性を適切に考慮した地震動を「震源を特定せず策定する地震動」として採用。

基準地震動(4/5)

【要求事項】

- 基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定する。

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)		
		NS成分	EW成分	UD成分
Ss-D1	応答ベクトル手法による基準地震動	870		560
Ss-11	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の運動による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)	717	619	579
Ss-12	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の運動による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)	871	626	602
Ss-13	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の運動による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)	903	617	599
Ss-14	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の運動による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)	586	482	451
Ss-21	2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)	901	887	620
Ss-22	2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)	1009	874	736
Ss-31	2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動	610		280

申請時 水平 700 gal
鉛直 420 gal

申請時から変更・追加

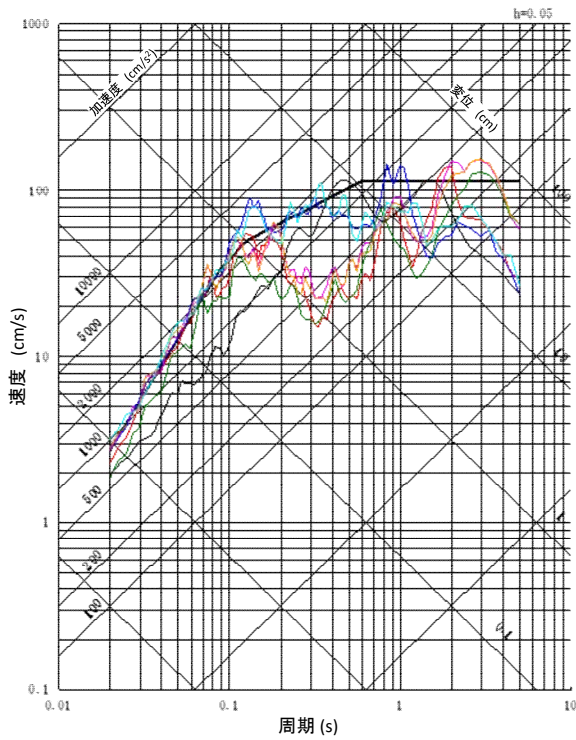
← 申請時から追加

← 申請時から追加

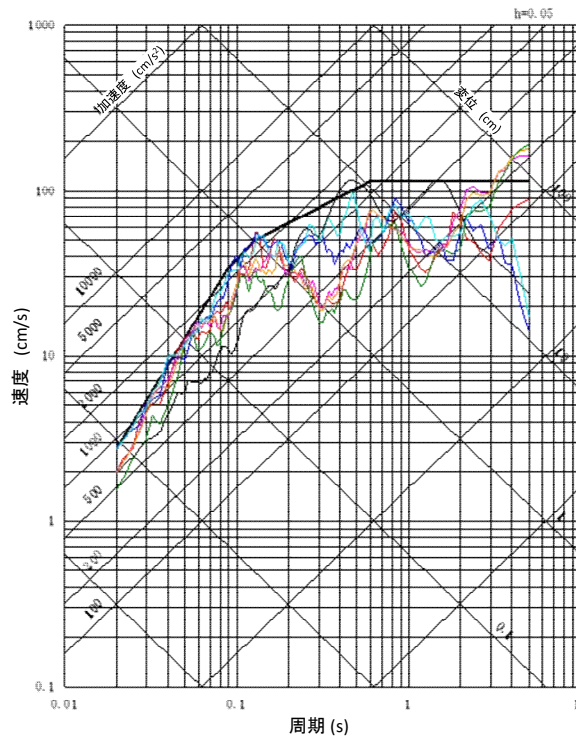
基準地震動(5/5)

基準地震動の応答スペクトル

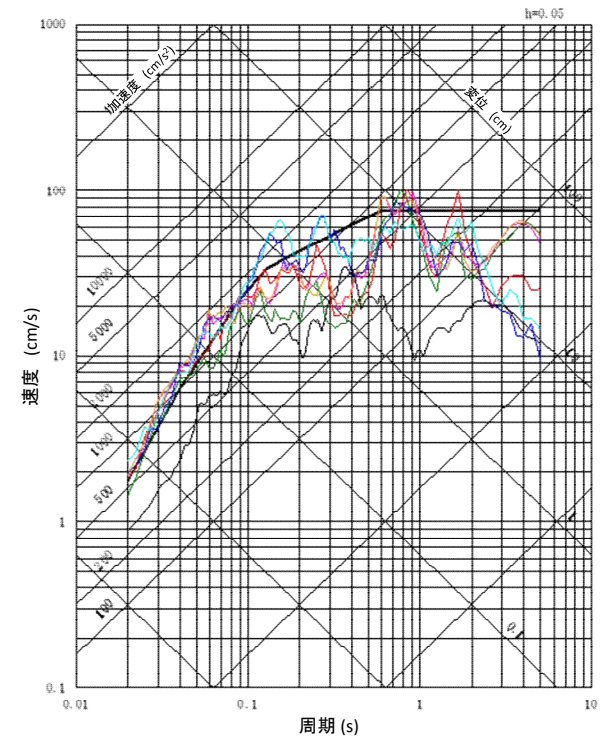
- D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- 11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- 12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- 13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- 14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- 21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)
- 22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- 31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動



南北成分



東西成分



鉛直成分

(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第3.6-41図を修正加筆:まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/000208751.pdf>>)

➤ 最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、適切に基準地震動が策定されていることから、新規制基準に適合していることを確認。

基準地震動(参考)

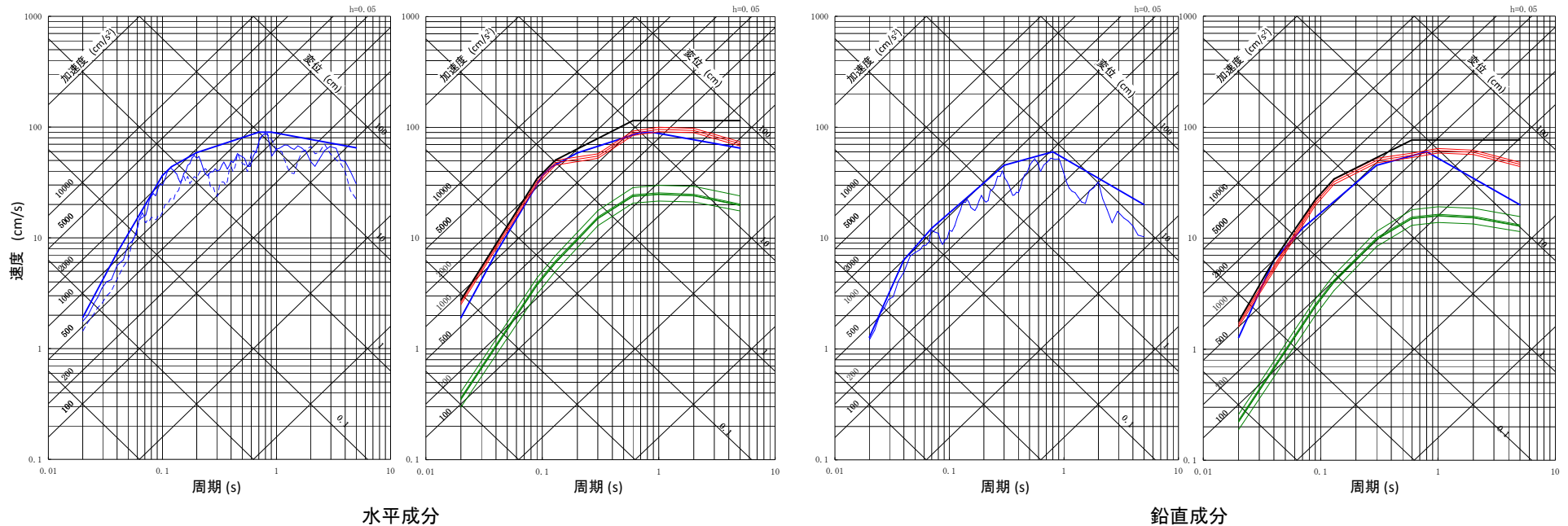
2011年東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所における観測記録と基準地震動

基準地震動Ss-D1(応答スペクトル手法による基準地震動)

時刻歴波形についてはP21を参照

- ◆ 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)による東海第二発電所における観測記録を上回る応答スペクトルを持つ基準地震動として策定

- 基準地震動Ss-D1(水平:870 gal 鉛直:560 gal)
- プレート間地震による評価
- 海洋プレート内地震による評価
- 内陸地殻内地震による評価



- 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録(南北成分:555 gal)
- - - 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録(東西成分:450 gal)

- 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録(鉛直成分:379 gal)

基準津波(1/2)

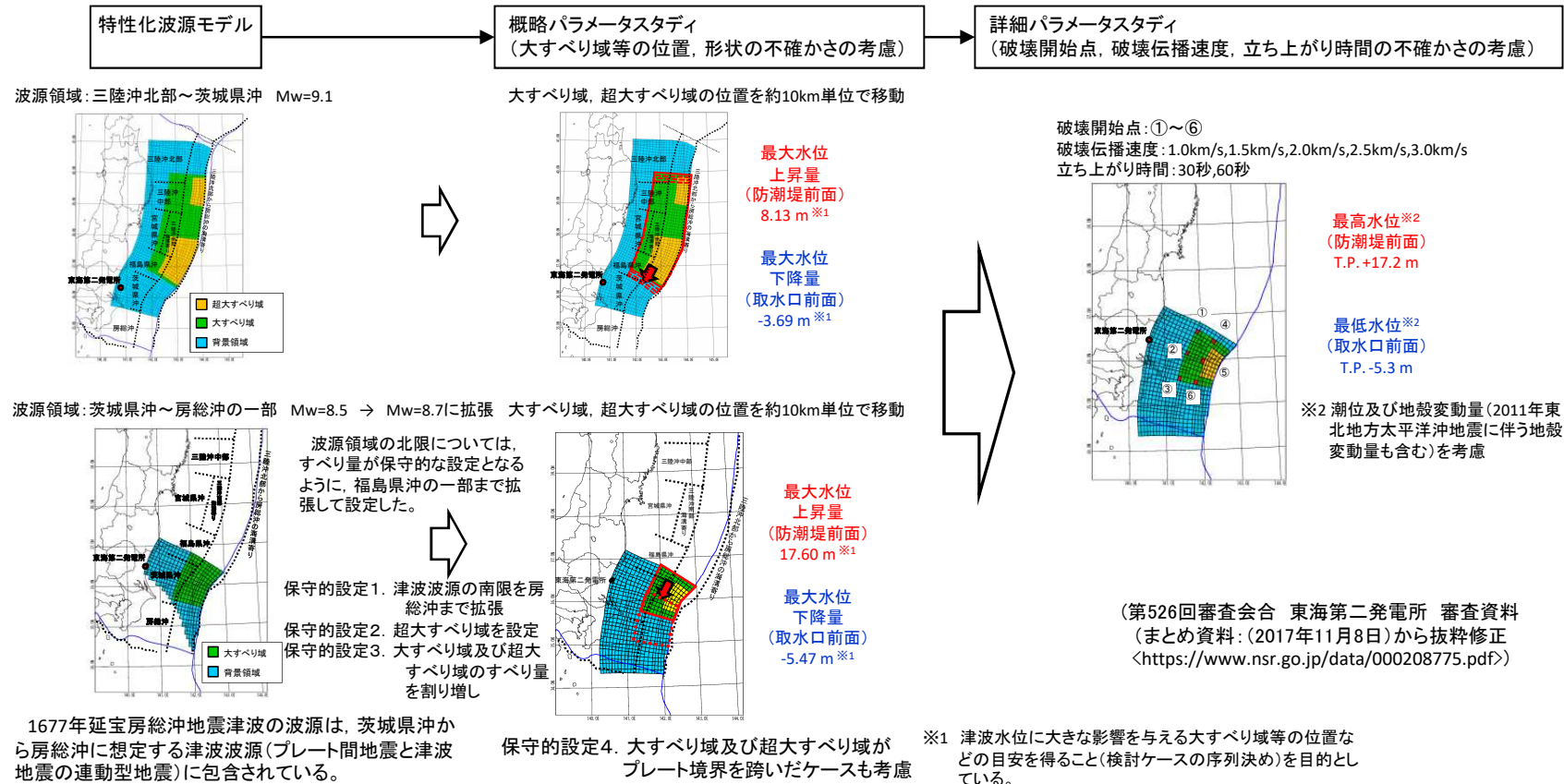
【要求事項】

- 津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定する。

地震に伴う津波

* 2011年東北地方太平洋沖地震による津波は東海第二発電所で概ね5~6m(最大で6.5m)

- 2011年東北地方太平洋沖地震*を含め、敷地に大きな影響を及ぼすおそれがある津波のうち、地震による津波について検討した結果、プレート間地震に起因する津波として、「茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による津波」(Mw8.7)を検討対象波源として選定したことを確認。



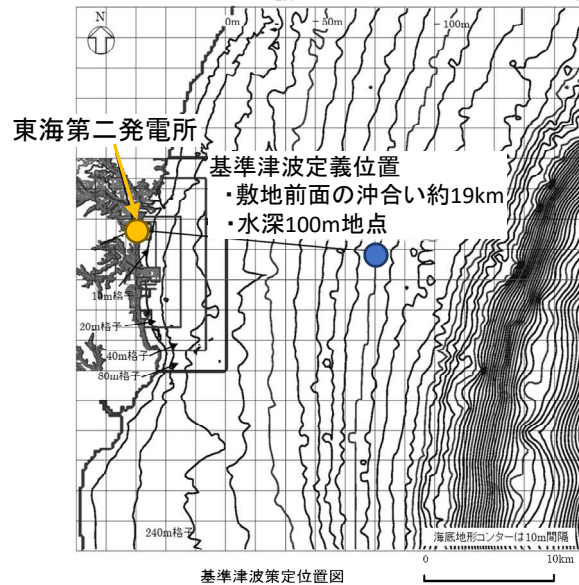
基準津波(2/2)

【要求事項】

- 基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定する。

基準津波の策定

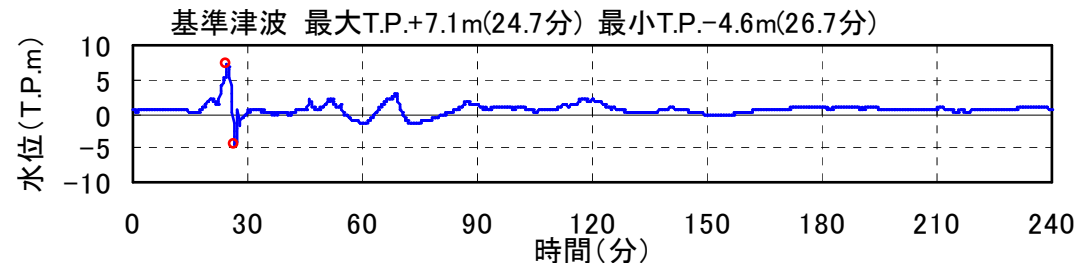
- 地震による津波及び地震以外の要因による津波について検討した結果、敷地に最も影響を与える、「茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による津波」(Mw8.7)が基準津波として策定されていることから、新規基準に適合していることを確認。



【基準津波定義位置図】

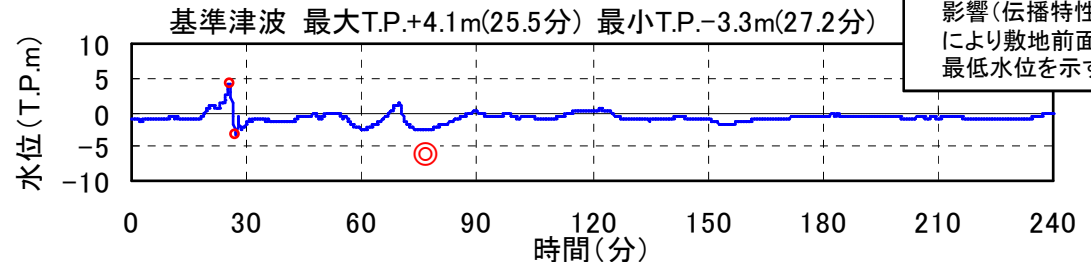
(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第6.2-32図及び第6.2-33図から抜粋加筆:まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋加筆
 <<https://www.nsr.go.jp/data/000208775.pdf>>)

【基準津波定義位置における水位時刻歴波形】



基準津波定義位置における時刻歴波形(上昇側最大※1)

※1 大すべりの位置:波源モデルの北限から南へ20km移動(A-3),
 破壊開始点⑥,破壊伝播速度3.0km/s,立ち上がり時間30秒



◎:海底地形による影響(伝播特性)により敷地前面で最低水位を示す波

基準津波定義位置における時刻歴波形(下降側最大※2)

※2 大すべりの位置:波源モデルの北限から南へ40km移動(A-5),
 破壊開始点⑤,破壊伝播速度1.0km/s,立ち上がり時間30秒

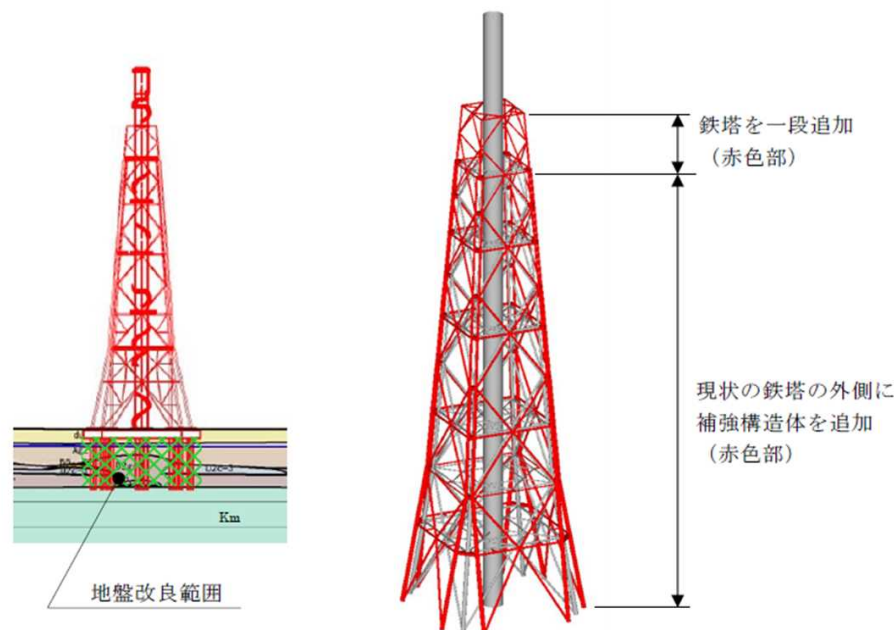
耐震設計方針

【要求事項】

- 事故等の発生、拡大を防ぐために必要な施設は、地震に十分に耐える設計にする。このうち特に耐震性が求められるSクラス等の重要な施設は、基準地震動でもその機能が損なわれない設計にする。

以下の対策により基準への適合を確認

- 発電所の施設・設備をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、クラスに応じた大きさの地震に対して十分に耐え、運転時の異常や事故の発生、拡大を防ぐ機能が損なわれないように設計する方針。(なお、地下水位上昇の可能性を踏まえて、保守的に地下水位を地表面に設定。)
- Sクラス等の重要な施設は、基準地震動による液状化に対して機能が維持できるように設計する方針。
- 津波から重要な設備を守る津波防護施設、浸水防止設備等についても、地震に対して機能が維持できるように設計する方針。



主排気筒の耐震補強概要図

耐津波設計方針

【要求事項】

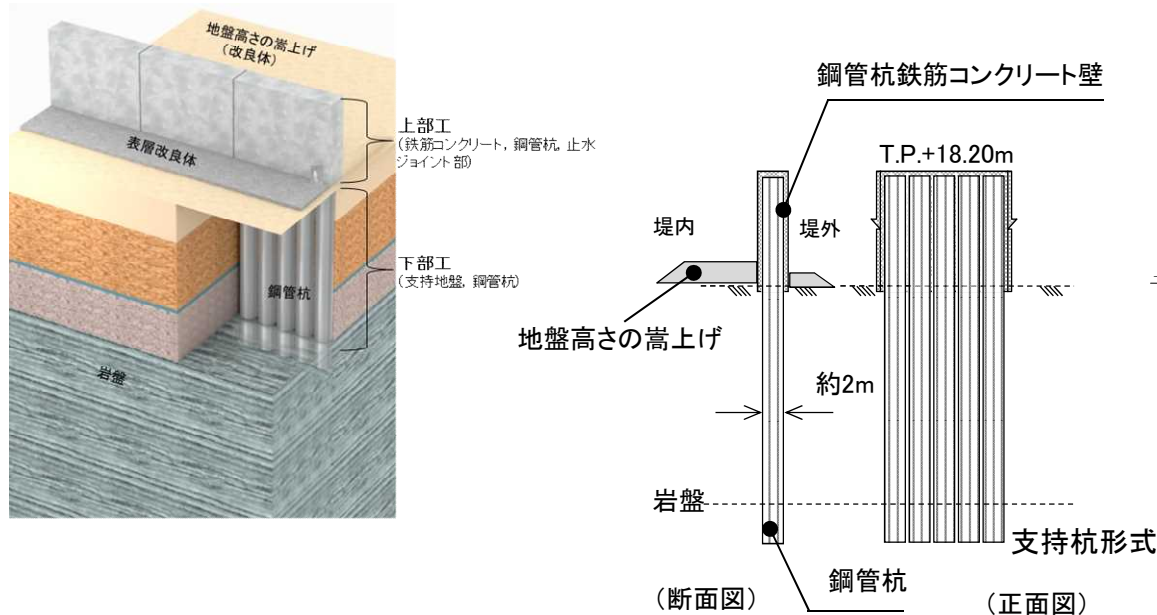
- 基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計にする。
- 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地を取り囲むよう津波防護施設(防潮堤及び防潮扉)を設置することにより、遡上波の到達、流入を防止することを確認。
- 取水路、放水路等の開口部から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画への津波の流入を防止するため、津波防護施設(放水路ゲート、逆流防止設備)及び浸水防止設備(浸水防止蓋、逆止弁)を設置することを確認。
- 基準津波に伴う取水口付近の漂流物の影響を評価し、海水ポンプの取水性が確保できるよう設計。荷重の組合せを考慮して津波防護施設等が漂流物による波及的影響を受けないよう設計。また、本発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船等については、津波襲来時に退避する手順を整備して的確に実施することにより、漂流物としないことを確認。



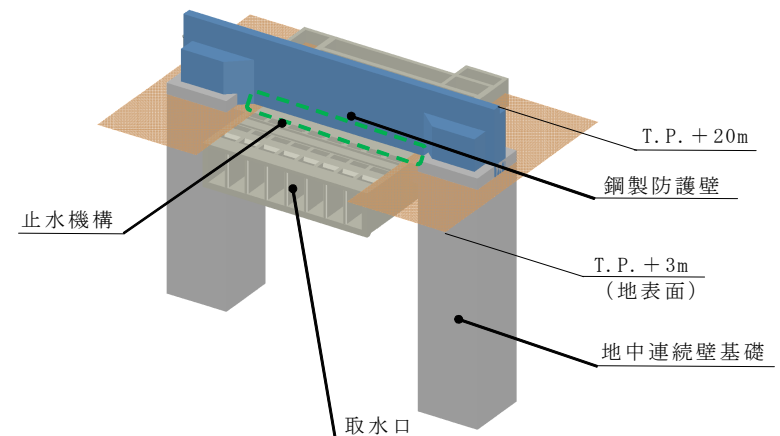
津波防護施設(防潮堤)

- 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の杭先端は、岩盤まで到達させる支持杭形式として、十分な支持力を得る。また、杭の支持形式及び防潮堤近傍の表層地盤の地盤改良等による地下水の流況に及ぼす影響を考慮して、低レベル放射性廃棄物埋設事業所周辺を避けるように防潮堤のルートを設計。
- 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁について、地震時の地盤の液状化現象の評価に当たっては、原地盤の液状化特性を用いた評価に加え、保守的に原地盤よりも十分に小さい液状化特性を仮定した評価も行うことを確認。

<鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁>



<鋼製防護壁>



外部からの損傷の防止(火山)

【要求事項】

- 火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計する。

火山活動に関する個別評価 (設計対応不可能な火山事象)

- 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山は敷地から半径160km以内の13火山であるとの評価を確認。
- 火砕物密度流、溶岩流等の設計対応不可能な火山現象は、東海第二発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価を妥当であると確認。

火山事象の影響評価(降下火砕物)

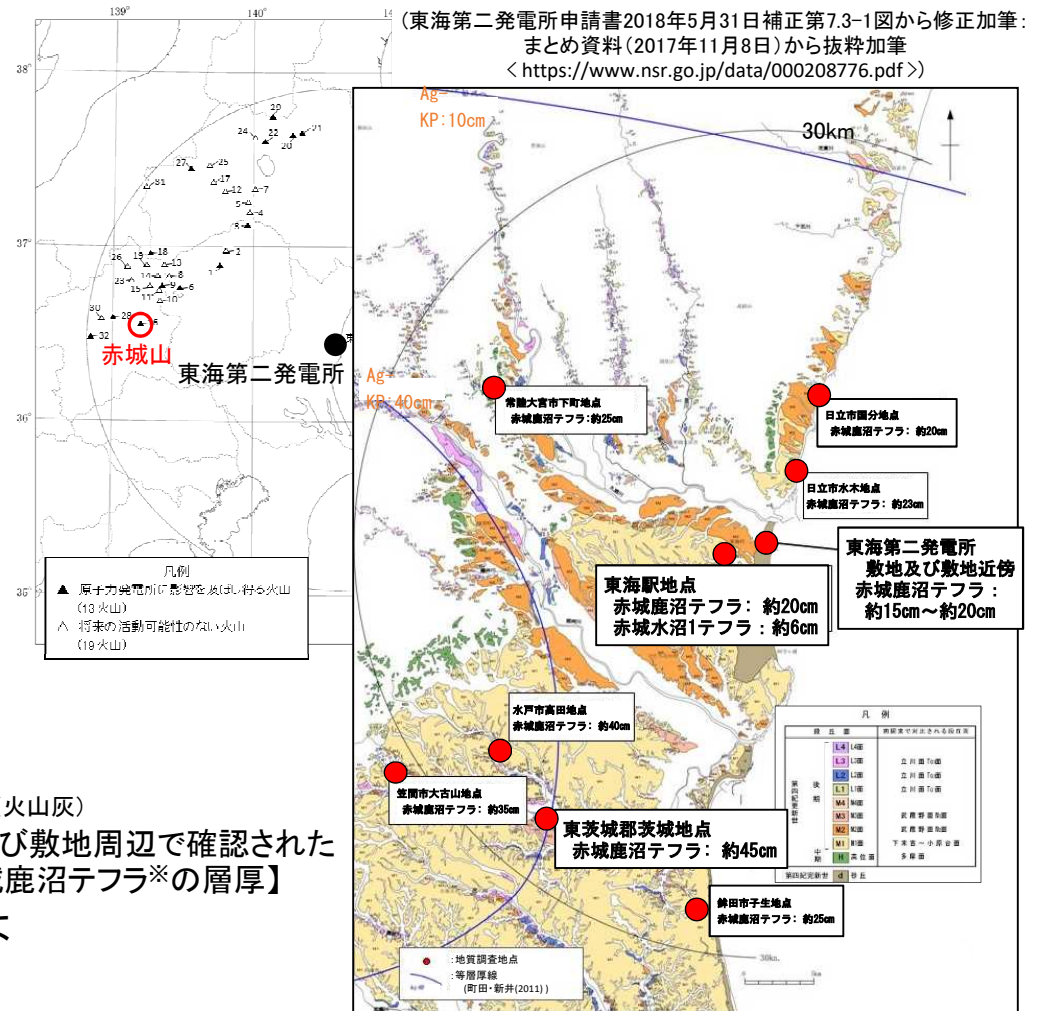
- 降下火砕物の分布状況、降下火砕物シミュレーション及び他の同規模の分布事例による検討結果から総合的に判断し、赤城鹿沼テフラ(赤城山)*を考慮し、敷地における最大層厚を50cmと評価を妥当であると確認。

※約4万4千年前に噴出した降下火砕物(火山灰)

火山灰に対する設計方針

- 火山灰が50cm堆積しても、建屋や設備は耐えることが出来る設計とすることを確認。
- 火山灰が施設の内部に入り込まないようにフィルタを設置することを確認。

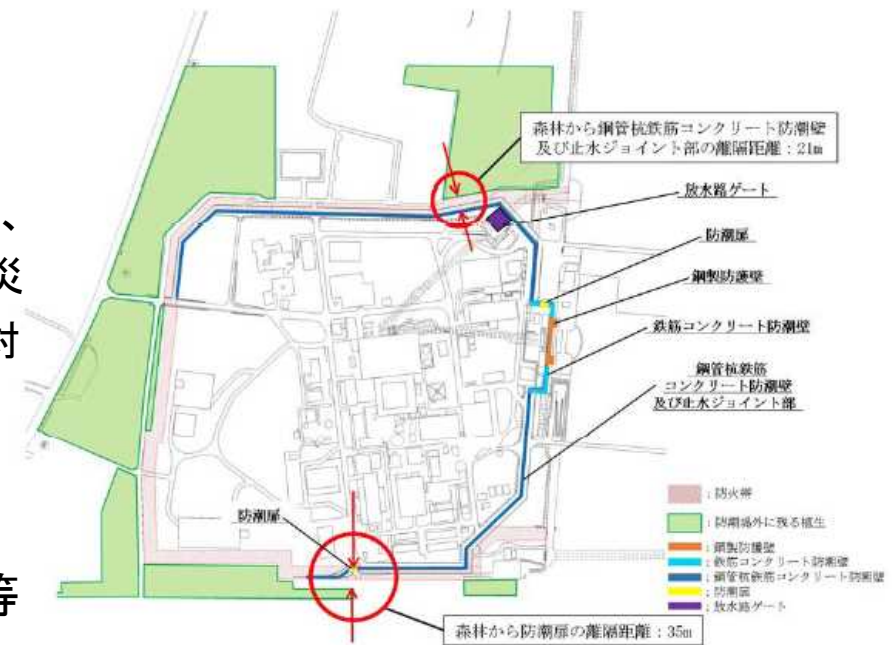
【敷地から半径160km以内の影響を及ぼし得る火山の位置図】



(東海第二発電所申請書2018年5月31日補正第7.5-3図から抜粋加筆: まとめ資料(2017年11月8日)から抜粋 < <https://www.nsr.go.jp/data/000208776.pdf> >)

外部火災対策

- 森林火災については、発火点を敷地周辺10km以内に設定し、もっとも厳しい気象条件や風向き等を設定して評価しても、安全機能が損なわれない措置を講じることを確認。
 - 必要な防火帯幅21.4mに対し、約23mの幅の防火帯の設置による延焼防止対策
 - 火災による熱に対する防護設計
 - 火災によるばい煙に対する防護設計（フィルタ等の設置）
 - 防火帯までの到達時間が短い発火点に対しては、熱感知カメラ及び火災感知警報による早期の火災覚知等の対策により、自衛消防隊による早期の対応を可能とする
- 近隣の産業施設の火災影響については、発電所敷地外の半径10km以内に石油コンビナート等に相当する施設がないことを確認。

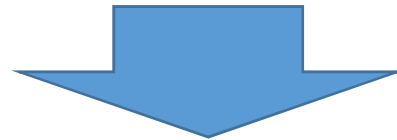


防火帯位置

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料
(2018年5月31日)から一部抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/000234534.pdf>>

(1)②重大事故の発生を防止する対策について(火災、溢水等)

共通要因により
複数の安全機能(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」)が
同時に失われないような対策



自然現象の想定の見直しと
対策の強化

- 地盤、基準地震動、基準津波
- 火山、外部火災 等

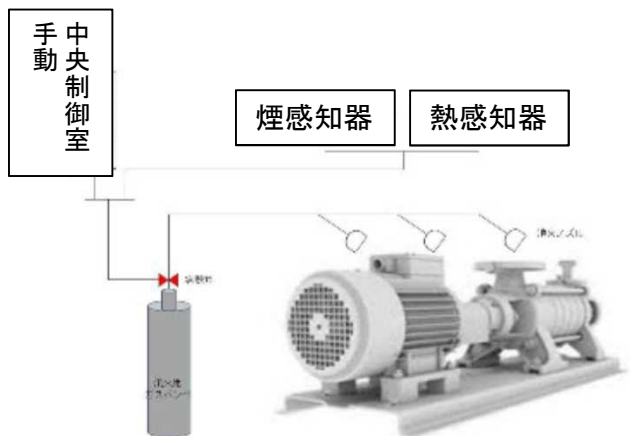
その他の要因の考慮と
対策の強化

- 内部火災、内部溢水(いっすい) 等

内部火災対策

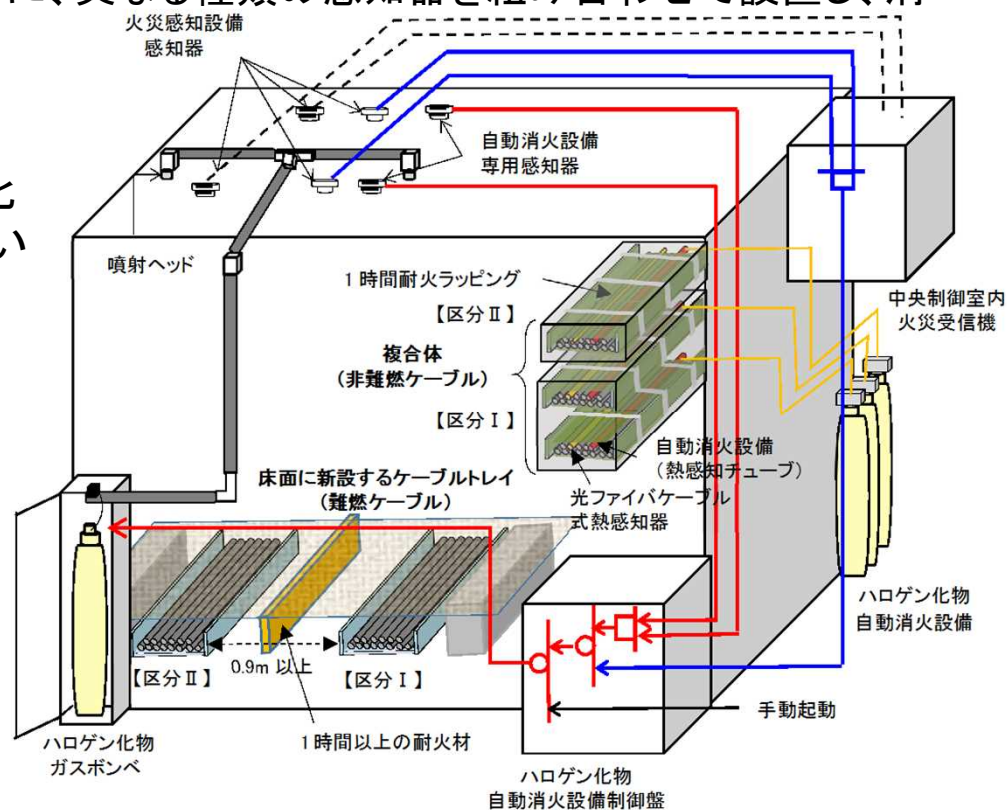
以下の対策により基準に適合していることを確認。

- 火災を発生させないように、不燃材料などを採用し、非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保するなどの対策を実施。また、水素が発生するおそれのある場合は、換気機能を確保。
- 火災が発生しても早期に感知・消火できるように、異なる種類の感知器を組み合わせ設置し、消火設備には多重性又は多様性を考慮。
- 火災による影響を考慮しても、互いに異なるシステムを分離すること(耐火壁等)により、多重化されたシステムが同時に機能を喪失することがないように設計することを確認。



油内包設備区域へのハロゲン化物消火設備(局所)設置

出典: 第495回新規規制基準適合性審査会合資料(2017年8月10日) から一部抜粋<<http://www.nsr.go.jp/data/000199235.pdf>>



特徴的な火災区画の火災防護対策(ケーブル処理室)

出典: 第502回新規規制基準適合性審査会合資料(2017年8月31日) から一部抜粋<<http://www.nsr.go.jp/data/000201286.pdf>>

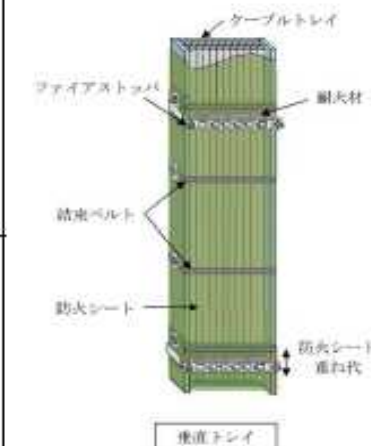
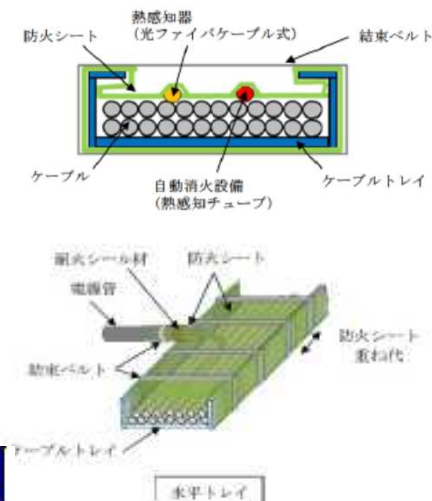
内部火災対策（非難燃ケーブルへの対応）

火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質を有することを確認

- 非難燃ケーブルは原則として難燃ケーブルへ交換
- 安全機能を有する機器に非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルを使用する場合と同等以上の難燃性能を有し、火災が発生することを防止する複合体を形成する。
- 複合体は、外部からの熱（火炎）及び燃焼に必要な酸素量を抑制するため、防火シートにより火災を遮るとともに、酸素の吸込み量を抑える。
- 実証試験により、複合体の難燃性能等が達成できることを確認。



複合体施工写真



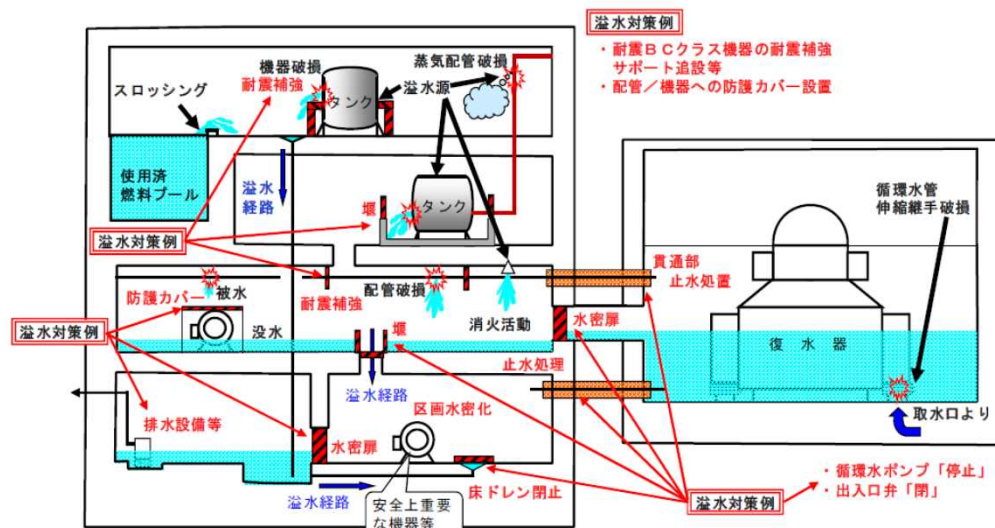
	水平トレイ	勾配 45° トレイ	垂直トレイ	
供試体				
試験状況				

非難燃ケーブルに対する複合体の形成

内部溢水(いっすい)防止対策

以下の対策により基準に適合していることを確認。

- 水が流れる配管等が破断したとしても、安全機能を持つ設備が水没しないように、堰等を設置する。
- 水が流れる配管等から漏えいした水を被って、安全機能を持つ設備が故障しないように、カバーを取り付けること等により防護する。
- 蒸気が流れる配管から、蒸気が流出したとしても、安全機能を持つ設備が故障しないように、これを知り、蒸気の漏えいを遮断する。
- 地震の揺れにより、配管が破断したり、使用済燃料プールの水が漏えいしても、安全機能を持つ設備に水が到達しないように設計する(水密扉等の設置)。



水密扉	止水措置 (機器ハッチ)
止水措置 (堰)	止水措置 (床ファンネル)

電源

①外部電源

- 外部からの電力は、独立性を有する2ルート3回線の送電線により受電可能であることを確認。

②非常用電源

- 非常用電源設備は、必要な容量の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）を3台設置し、3台のうち1台が故障しても安全を確保するために必要な電力を供給可能な設計とすることを確認。
- 燃料を貯蔵する設備（軽油貯蔵タンク）は、1基で設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機等（非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台）が7日間分以上の連続運転可能な容量を有する設計とすることを確認。

③全交流動力電源喪失時の信頼性向上

- 交流電源設備
 - ✓ 常設代替高圧電源装置 計5台（予備1）
 - ✓ 可搬型代替低圧電源車 計4台（予備1）
- 直流電源設備
 - ✓ 125V系蓄電池（A系、B系、HPCS系）※1 計3台
 - ✓ 中性子モニタ用蓄電池（A系、B系）※2 計2台
 - ✓ 緊急用125V系蓄電池 1台
 - ✓ 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器 2組

※1 A系及びB系は容量増設、HPCS系は既設 ※2 既設



常設代替高圧電源装置

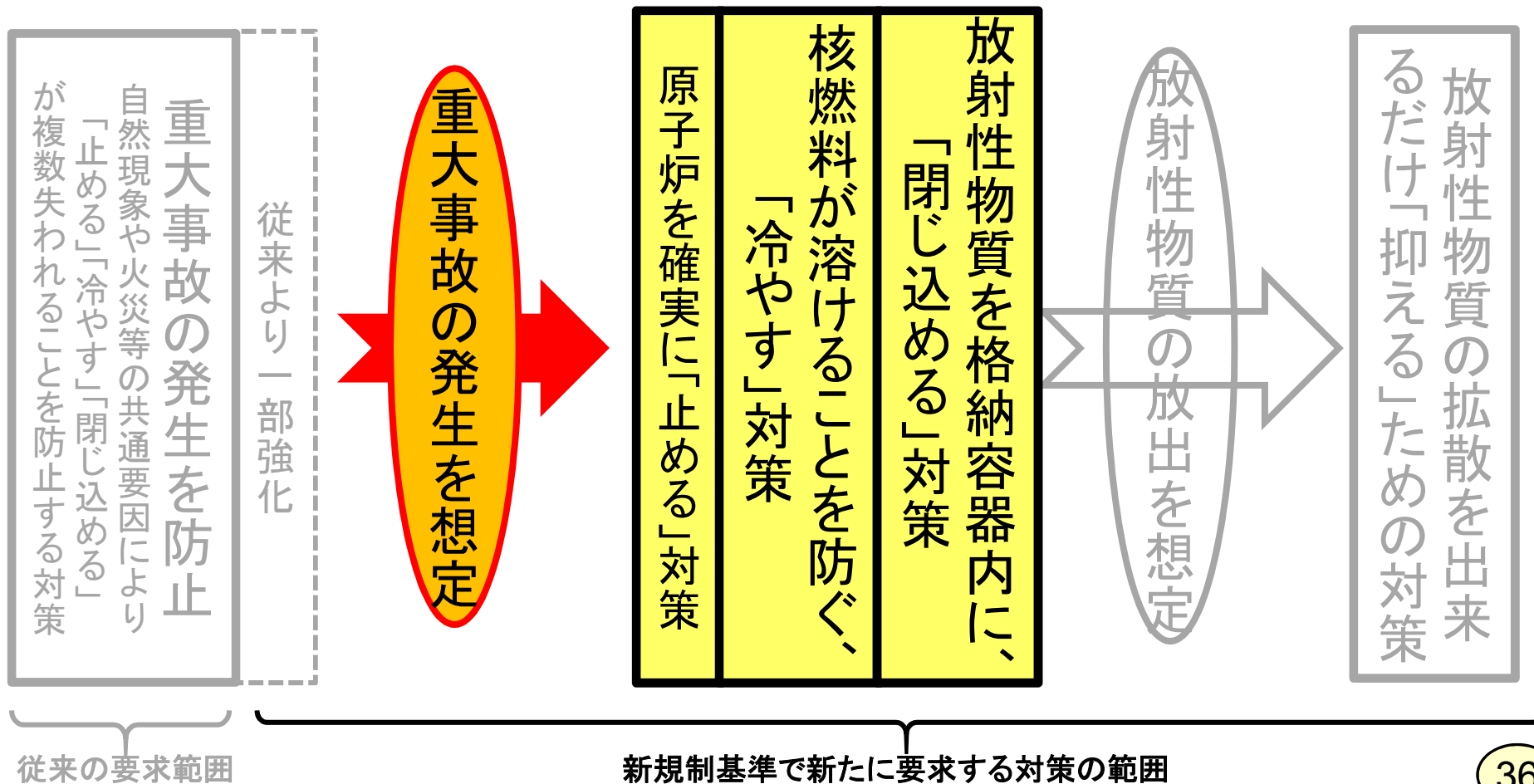


可搬型代替低圧電源車

(2) 重大事故の発生を想定した対策

新規制基準で新たに要求した主な対策

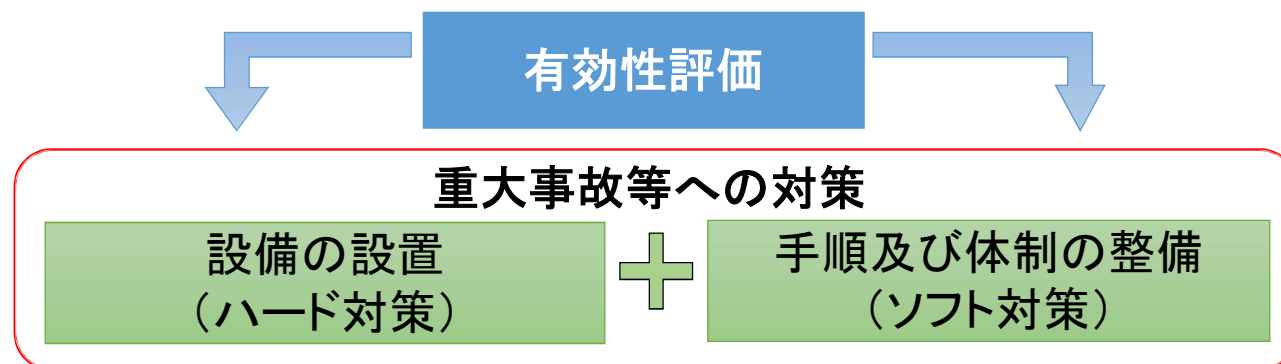
- 新規制基準では、重大事故(シビアアクシデント)を防止する対策の強化に加え、重大事故の発生を想定した対策も要求。
- それでもなお、敷地外へ放射性物質が放出されるような事態になった場合を考え、さらなる対策として、放射性物質の拡散をできるだけ「抑える」ための対策を要求。



重大事故の想定について

重大事故の対策が有効であるかどうかを確認するために、

- 様々に考えられる重大事故が漏れなく考慮され、代表的な重大事故が選定されていることを確認
(確率論的リスク評価(PRA)を活用)
- 計算プログラムを用いた事故の進展に関する解析結果を確認
- その結果得られた事故の時間的推移等を見て、設備、手順及び体制が基準に適合しているかを審査



～確認項目の例～

- 重大事故等対処設備を用いて、事故を収束させ、安定状態に移行できることを確認
- 必要となる水源、燃料及び電源を確認し、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを確認 等

- 要員確保の観点で、時間外、休日(夜間)でも対処可能な体制であることを確認
- 必要な作業が所要時間内に実施できる手順であることを確認
- 手順着手の判断基準が適切であることを確認 等

対策をとらないと炉心が損傷しうる重大事故

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス
①高圧・低圧注水機能喪失		過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗
②高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗
③全交流動力電源喪失	長期TB	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)
	TBD、TBU	外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗
	TBP	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗+SRV再閉鎖失敗
④崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+RHR失敗(取水機能が喪失した場合)
	残留熱除去系機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)+RHR失敗(残留熱除去系が故障した場合)
⑤原子炉停止機能喪失		過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗
⑥LOCA時注水機能喪失		中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗
⑦格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		インターフェイスシステムLOCA
⑧津波浸水による最終ヒートシンク喪失		原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失(最終ヒートシンク喪失)

基準津波を超え敷地に遡上する津波の発生の想定について

- ▶ 太平洋側の特徴である高い津波水位、頻度も全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいというレベルではないという知見をもとにした津波ハザード曲線(防潮堤前面)を反映した確率論的リスク評価結果を踏まえ、防潮堤(T.P.+20m)を超える津波を、安全機能への影響から3つに区分。
- ▶ 3つの区分のうちT.P.+20mからT.P.+ 22m及びT.P.+ 22mからT.P.+ 24mの2区分については、全炉心損傷頻度に占める割合が有意であることから、新たな事故シーケンスグループ「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」として追加。
- ▶ 残りのT.P.+ 24mを超える区分については、頻度等の観点から除外。

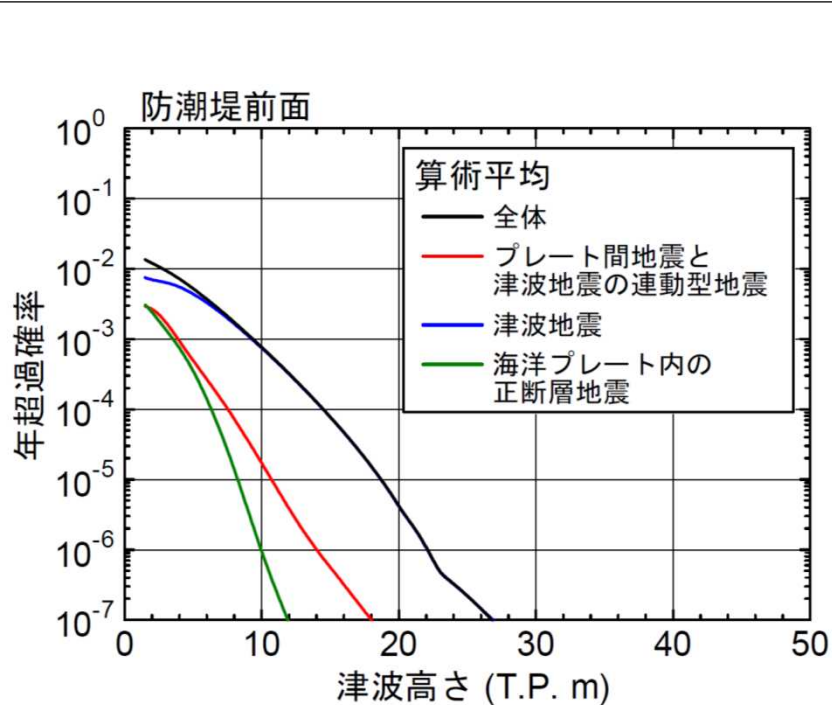


図 : 津波ハザード曲線(防潮堤前面)

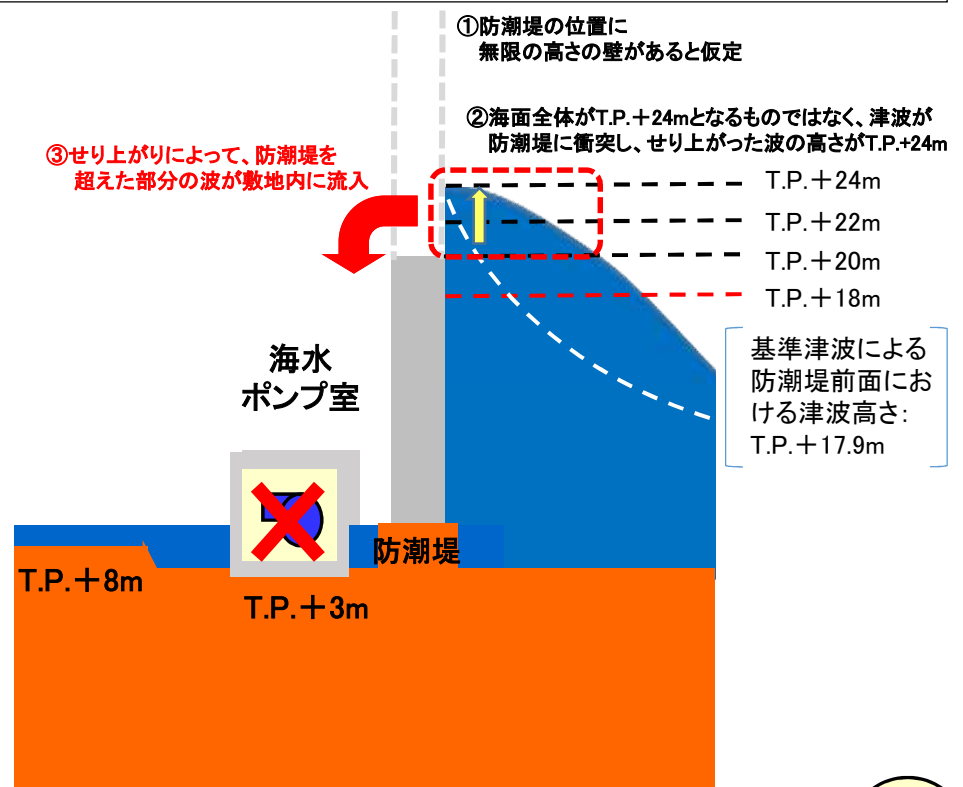
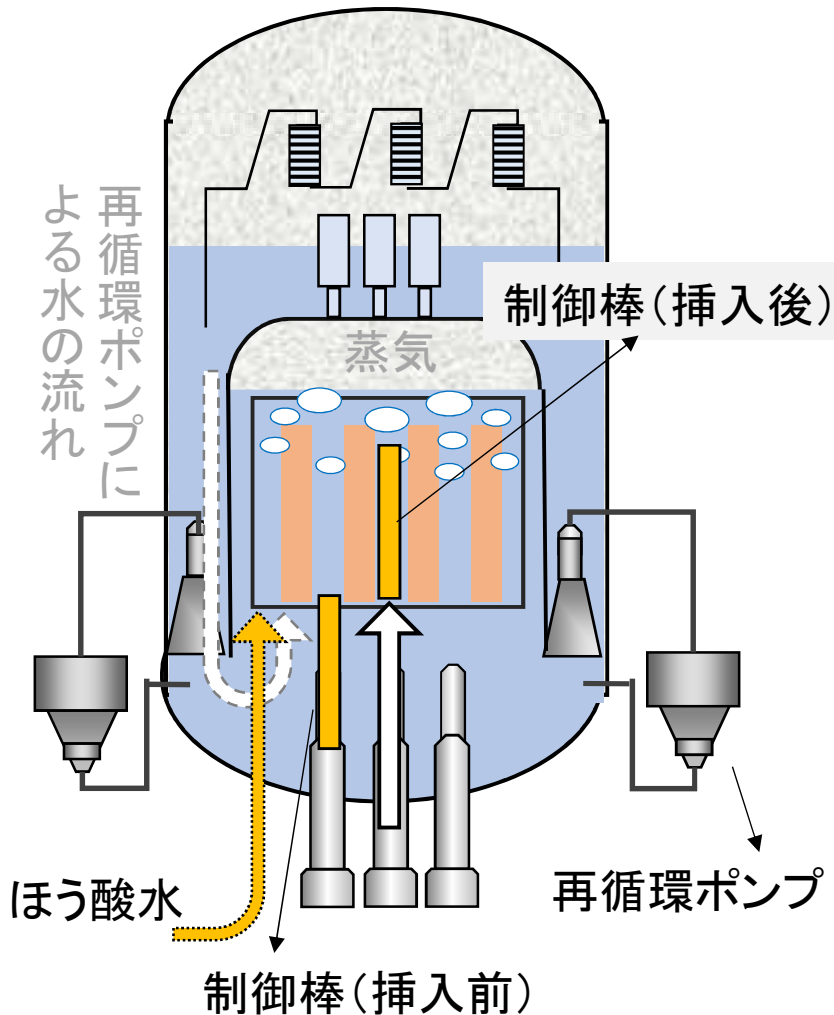


図 : 敷地に遡上する津波のイメージ図

炉心損傷防止対策①

原子炉を止めるための主要な方策



制御棒の挿入

- 制御棒が核分裂を起こす中性子を吸収し、核反応を止める。

代替りとなる制御回路を設置
(ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能))

ほう酸水の注入

- ほう酸が核分裂を起こす中性子を吸収し、核反応を止める。

ほう酸水注入系を強化
(耐震性等)

再循環ポンプのコントロール

- 再循環ポンプの回転を早くすると、核反応は進む。
- 再循環ポンプを止めると、核反応は抑制される。

代替りとなる制御装置を設置
(ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能))

「止める」安全機能が失われた場合に備えて原子炉を停止するための代替手段等を確保していることを確認

炉心損傷防止対策②

原子炉を冷やすための主要な方策

水を注入して循環させる

注入した水を海水で冷やす

代替となる注水装置の確保
(常設高圧代替注水系ポンプ)

原子炉

格納容器を冷却するための水を循環
(代替となるポンプ等)

非常用炉心冷却系(高圧)

ポンプ等の故障

非常用炉心冷却系(低圧)

ポンプ等の故障

水による格納容器内冷却の例

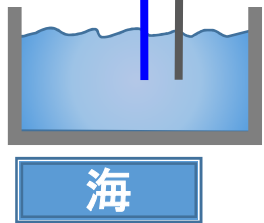
代替となる注水装置の確保
(常設低圧代替注水系ポンプ、
可搬型代替注水中型ポンプ等)

故障

残留熱除去系
海水系ポンプ

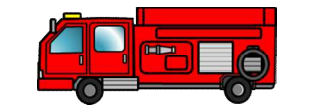
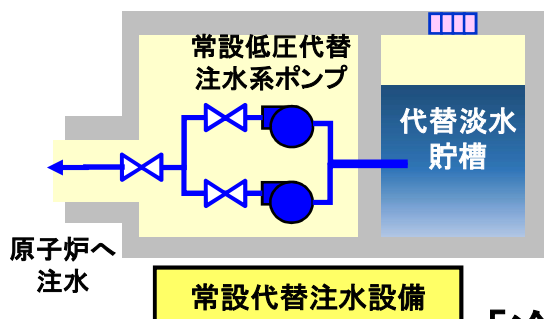
熱交換器

緊急用海水系



緊急用海水ポンプ

循環水を海水で冷やすための代替となるポンプ等



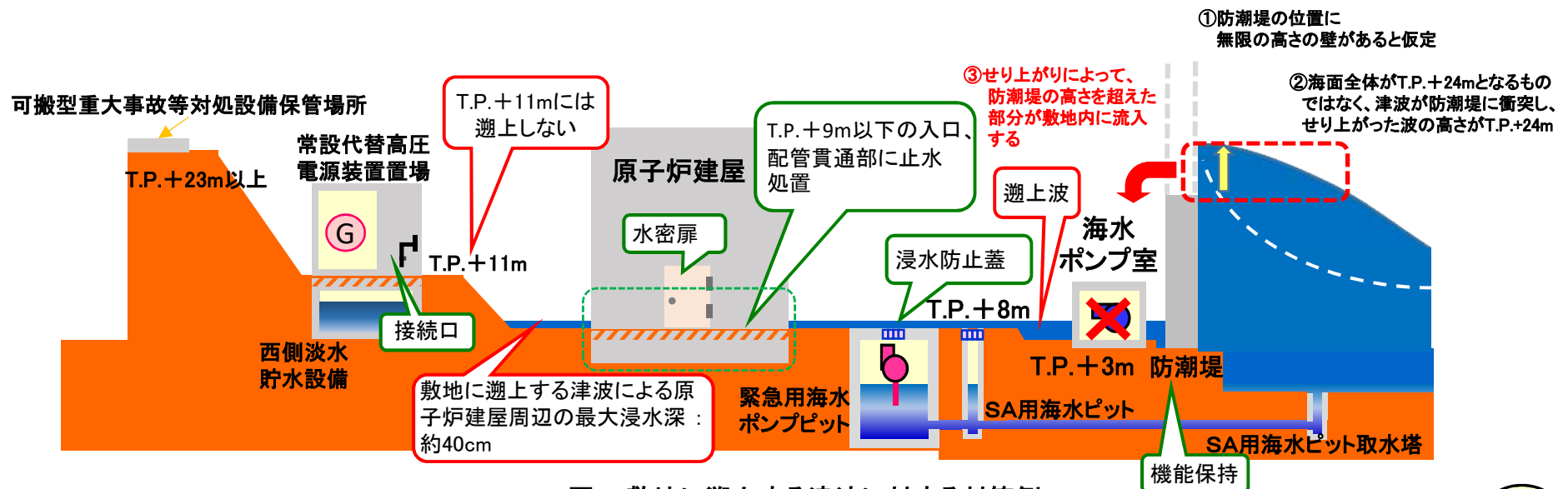
可搬型代替注水設備

「冷やす」安全機能が失われた場合に備えて、
原子炉を冷却するための代替手段等を確保していることを確認

炉心損傷防止対策③

敷地に遡上する津波に対する主要な方策

- 原子炉建屋等に対して、敷地に遡上する津波を考慮した新たな流入経路の特定、施設及び設備が漂流物となる可能性の評価等を行った上で、以下の流入防止対策等を講じることを確認。
 - ・ 原子炉建屋の外壁及び水密扉を漂流物の衝突を考慮した設計とする
 - ・ 敷地に遡上する津波の影響が及ぶ地上部の開口部に新たに浸水防止設備を設置 等
- 可搬型重大事故等対処設備の保管場所、接続口、水源を、敷地に遡上する津波が到達しない高台(T.P.+11m以上)に設置することを確認。
- 熱を最終的に海に放出するため、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した常設の冷却設備(緊急用海水系)を使用することを確認。



図：敷地に遡上する津波に対する対策例

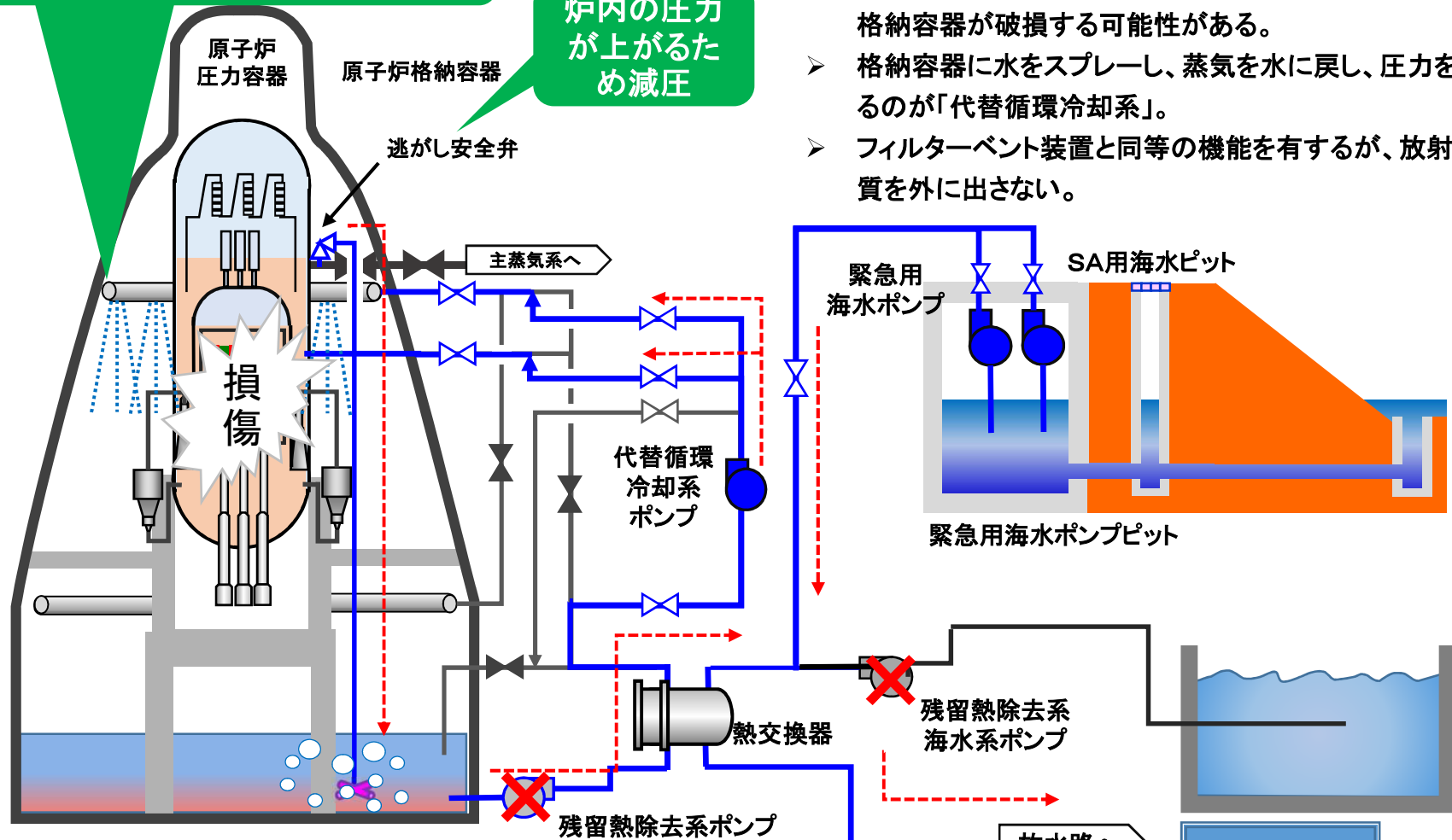
対策をとらないと原子炉格納容器が破損しうる重大事故

格納容器破損モード	評価事故シーケンス
① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
② 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））
④ 水素燃焼	大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））

「冷やす」「閉じ込める」ための手段 (重大事故時) ①(1/2)

循環水をスプレーし、格納容器内の水蒸気を水に戻し、圧力を下げる

炉内の圧力が上がるため減圧

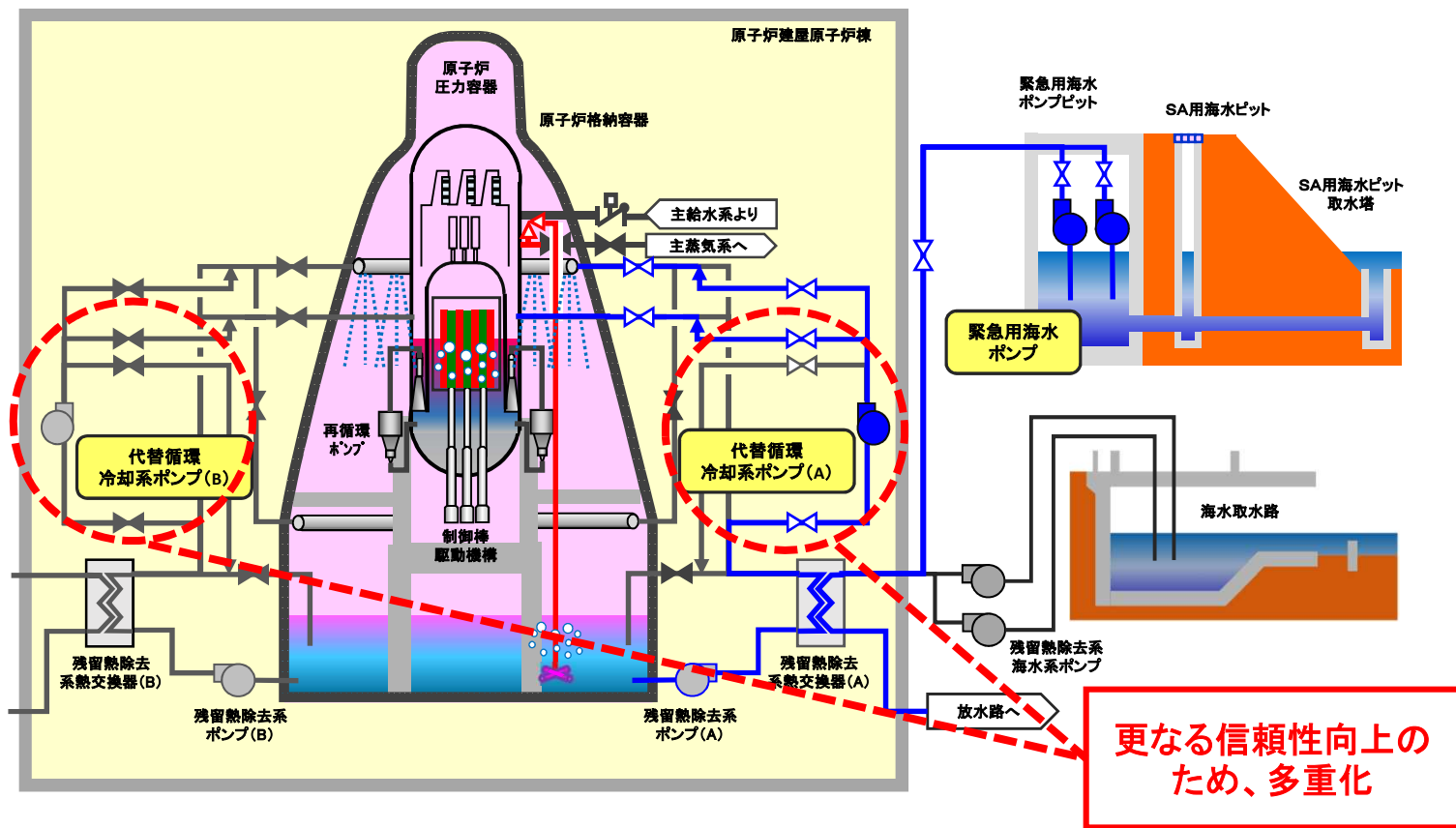


- 格納容器は、炉心が損傷しても、放射性物質を閉じ込める機能を有する。
- 炉心損傷時は、蒸気により、格納容器内の圧力が上がり、格納容器が破損する可能性がある。
- 格納容器に水をスプレーし、蒸気を水に戻し、圧力を下げるのが「代替循環冷却系」。
- フィルターベント装置と同等の機能を有するが、放射性物質を外に出さない。

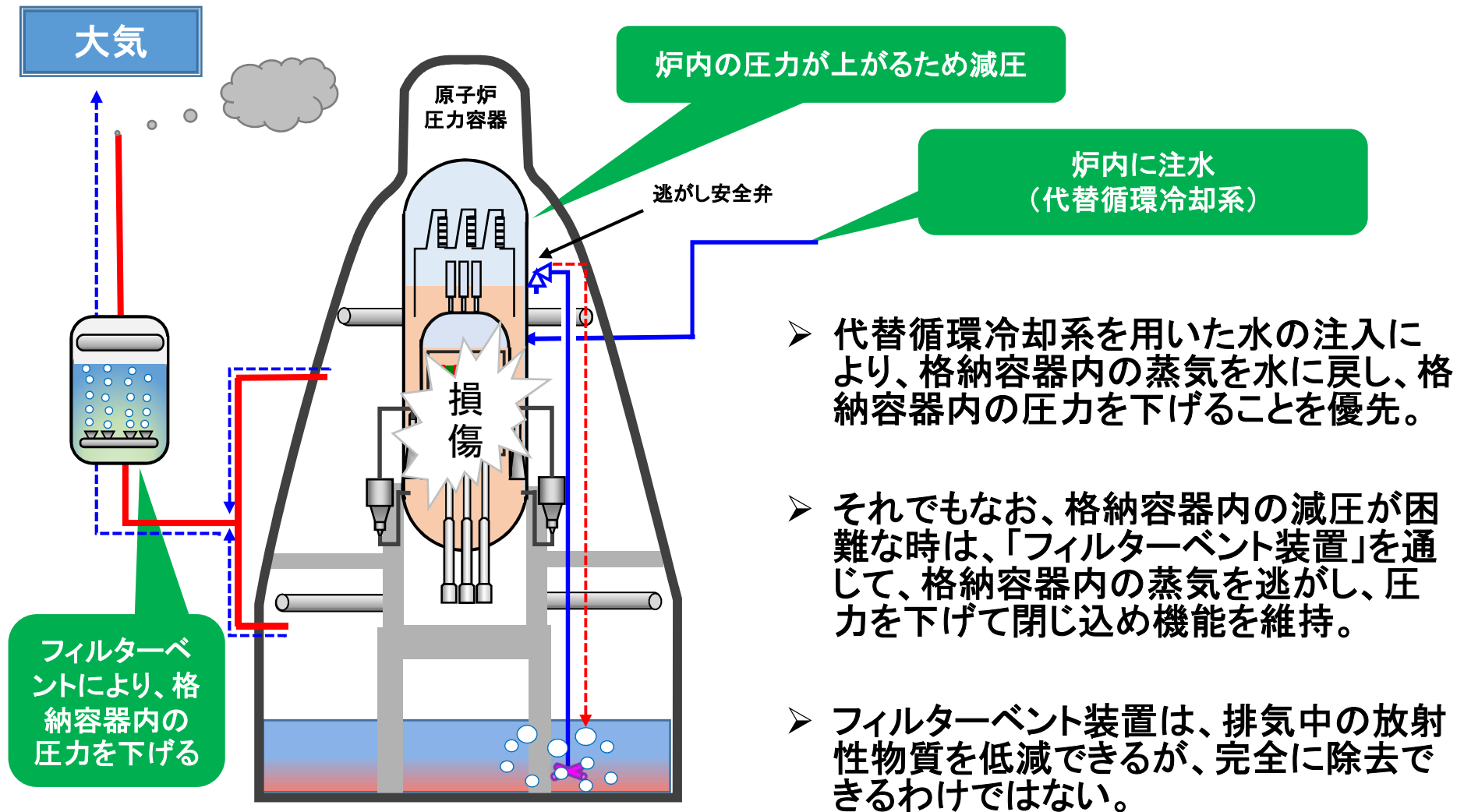
代替循環冷却装置により格納容器内の圧力を下げて閉じ込め機能を維持

「冷やす」「閉じ込める」ための手段（重大事故時）①(2/2) (代替循環冷却系について)

- 東海第二発電所は以下の特徴を踏まえ、代替循環冷却系の更なる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化することを確認。
 - ・ 原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さい。
 - ・ 代替循環冷却系を使用しない場合の格納容器ベント実施時間が、他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも短い。(事象発生から約19時間後)



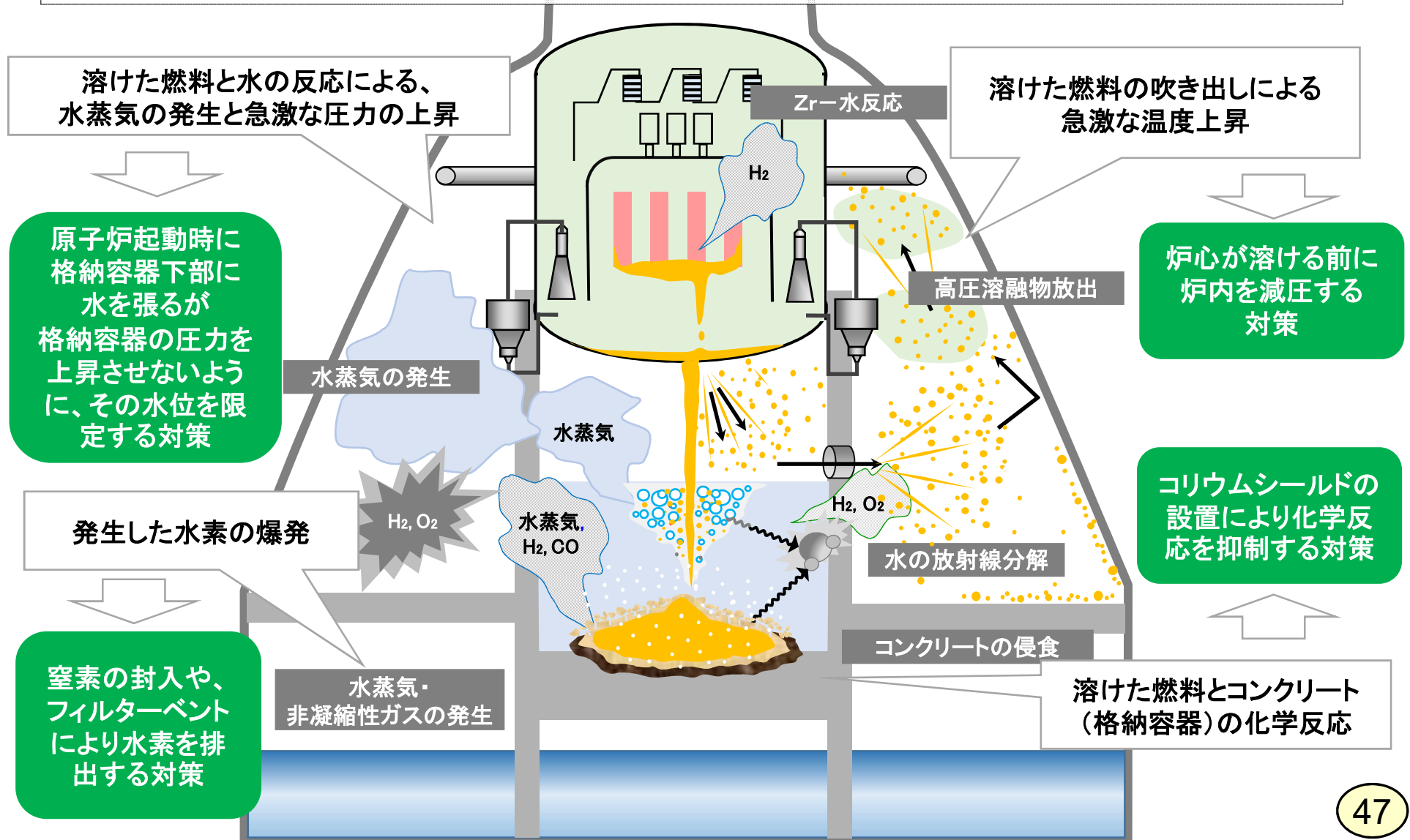
「冷やす」「閉じ込める」ための手段（重大事故時）②



フィルターベント装置により格納容器内の圧力を下げて閉じ込め機能を維持

重大事故の拡大を防止する対策（炉心が溶けた状態を想定）

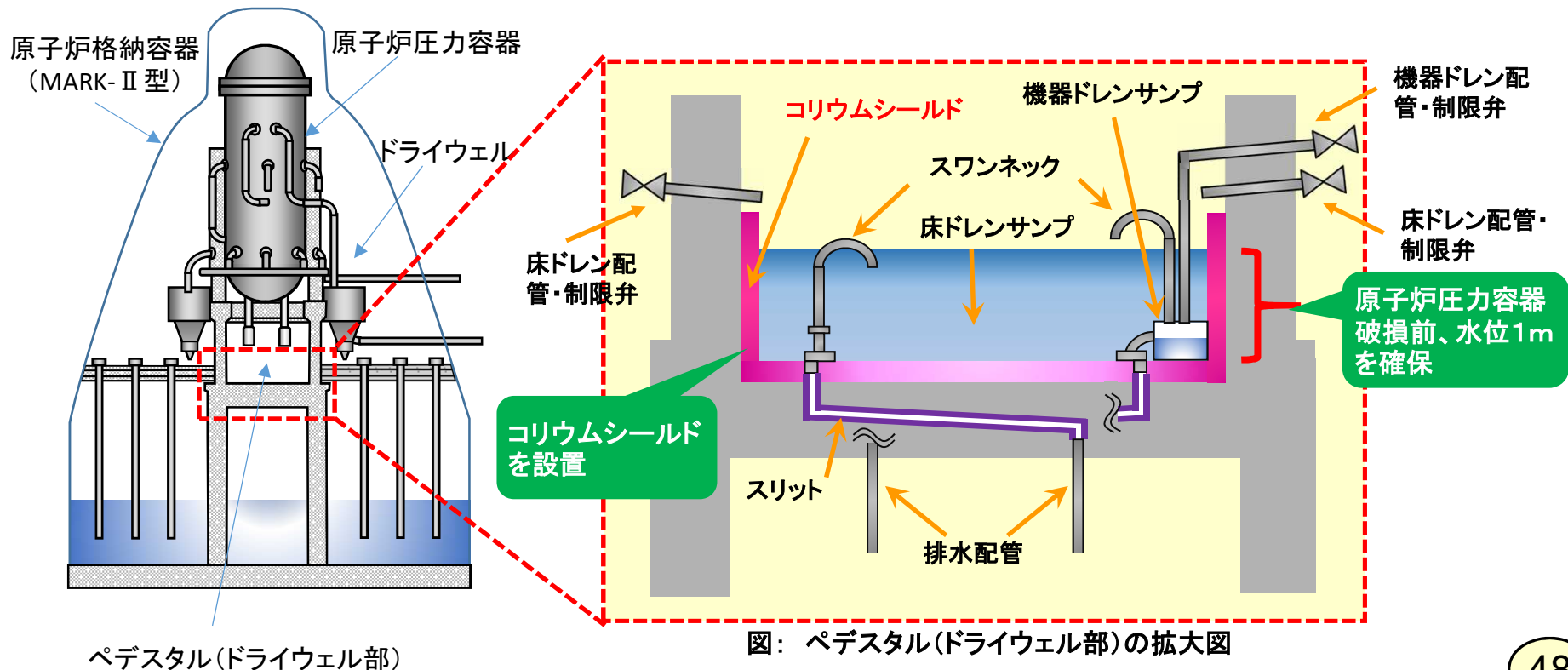
- 燃料が溶けて、原子炉圧力容器が破損し、燃料が格納容器の下部に落下すると、放射性物質を閉じ込める格納容器を破損させるような様々な現象が発生する。
- 放射性物質を閉じ込める格納容器を守るための対策（フィルターベントによる減圧や注水）を講じる。



重大事故の拡大を防止する対策（炉心が溶けた状態を想定）

落下した溶融炉心に対する対策

- 格納容器下部(ペDESTAL)の水位については、以下の観点から、水位1mに設定することを確認。
 - ・溶融燃料－冷却材相互作用の影響抑制の観点では水位をできる限り低くすることが望ましいこと
 - ・溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートへの影響抑制の観点ではペDESTAL(ドライウェル部)への注水を開始するまでの間、落下した燃料の冠水状態を維持するために水位1m以上が必要であること
- 溶けた燃料によるコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL(ドライウェル部)にコリウムシールドを設置することを確認。



共通事項(対策要員による作業のための体制・手順など)

重大事故等時におけるソフト面の対策として、体制の整備、要員に対する訓練の実施、設備復旧のためのアクセスルートの確保等を要求

以下の対策により基準に適合していることを確認。

➤ 手順の整備

- ・プラント状態の把握や事故の進展の予測する手順
- ・状況に応じ、適切に判断をするための基準の明確化
- ・設備等の使用手順

➤ 体制の整備

- ・指揮命令系統の明確化
- ・発電所内の燃料や予備品等の備蓄により 事故後7日間、自力で事故収束活動を実施
- ・敷地を共有する東海発電所との同時被災にも対応できる体制の整備
- ・重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えた体制の整備

➤ アクセスルートの確保

- ・可搬型重大事故等対処設備の運搬等のため、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認
- ・敷地に遡上する津波による影響を受けない高所に、アクセスルートを少なくとも1ルート確保

➤ 緊急時の訓練(重大事故体制)

- ・高線量下だけでなく、夜間、悪天候等を想定した訓練を実施



夜間訓練

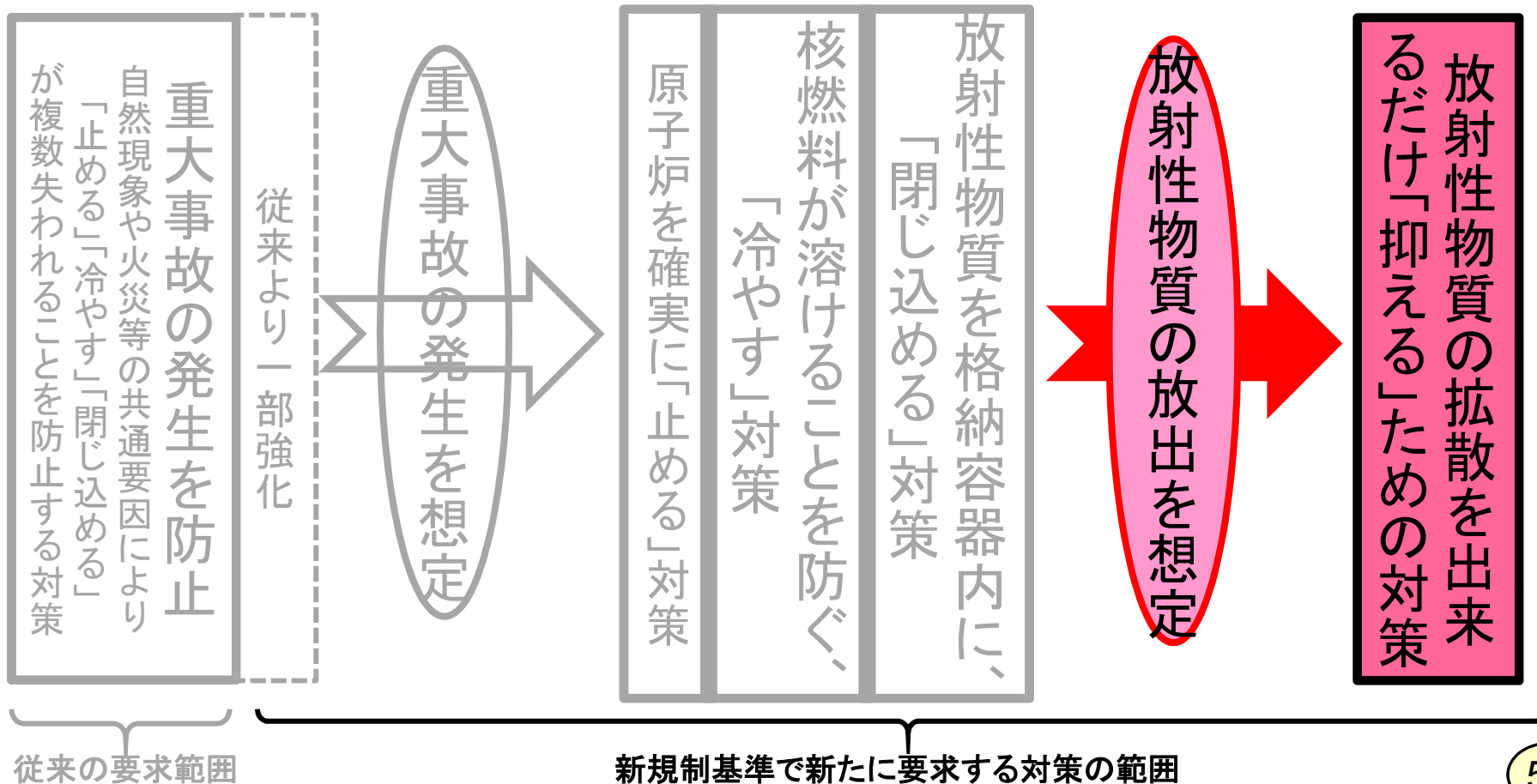


ホイールローダによるアクセスルートの復旧訓練

(3) 放射性物質の放出を想定した対策

新規制基準で新たに要求した主な対策

- 新規制基準では、重大事故(シビアアクシデント)を防止する対策の強化に加え、重大事故の発生を想定した対策も要求。
- それでもなお、敷地外へ放射性物質が放出されるような事態になった場合を考え、さらなる対策として、放射性物質の拡散をできるだけ「抑える」ための対策を要求。

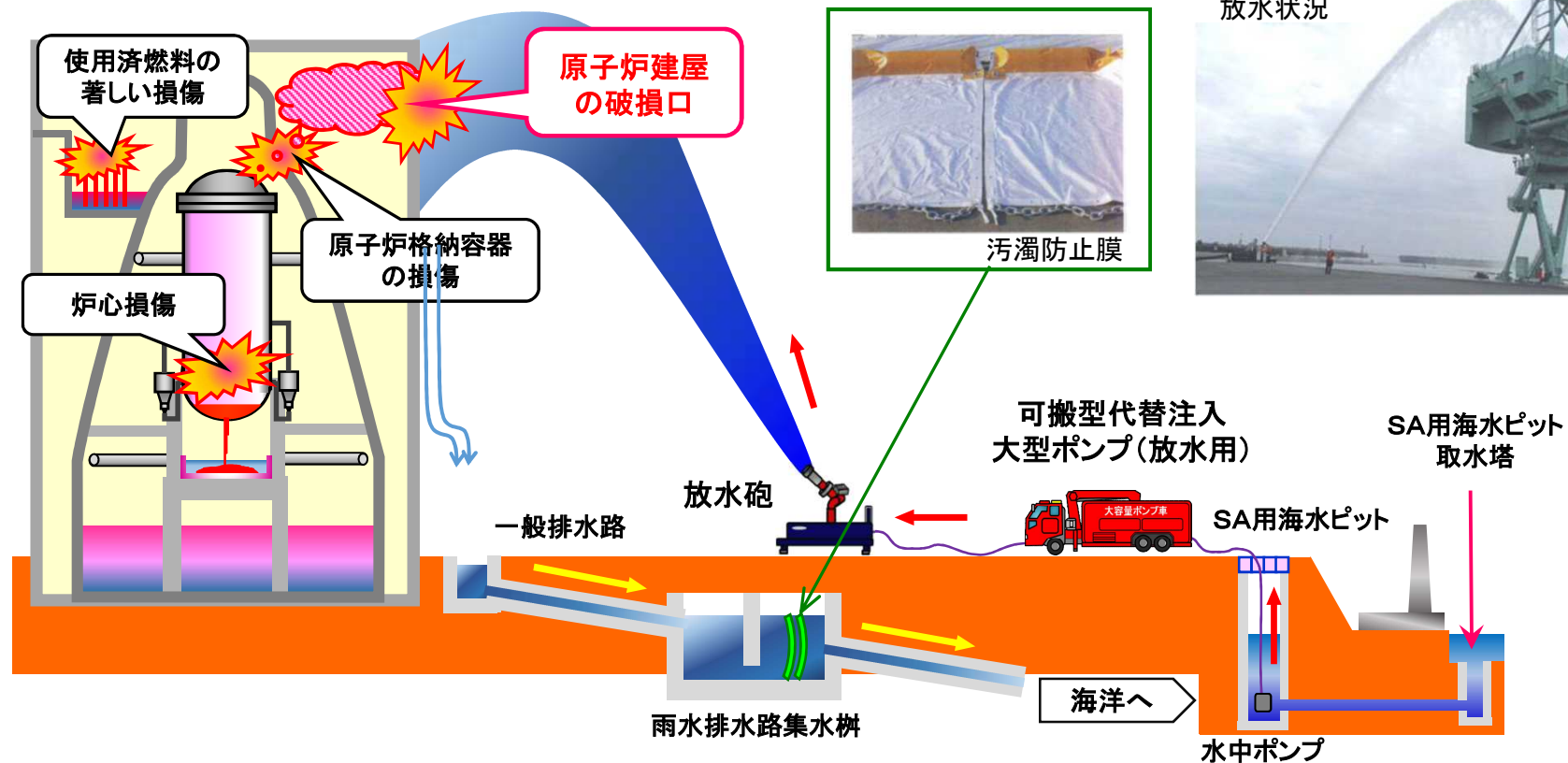


発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を要求。

- 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散の抑制
- 海洋への放射性物質の拡散の抑制

- 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲等により原子炉建屋へ放水する設備及び手順の整備することを確認
- 汚濁防止膜を設置する設備及び手順の整備することを確認



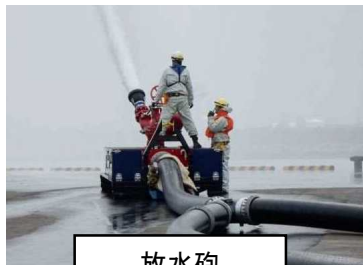
発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応

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活動するための手順書、体制及び設備の整備等を要求

- 可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順書を整備することを確認
- 通常と異なる対応が必要な場合でも柔軟に対応できるように体制を整備することを確認
- 設備の配備にあたっては、同等の機能を有する設備の共通要因による損傷を防止、複数の可搬型設備の損傷を防止するよう配慮することを確認

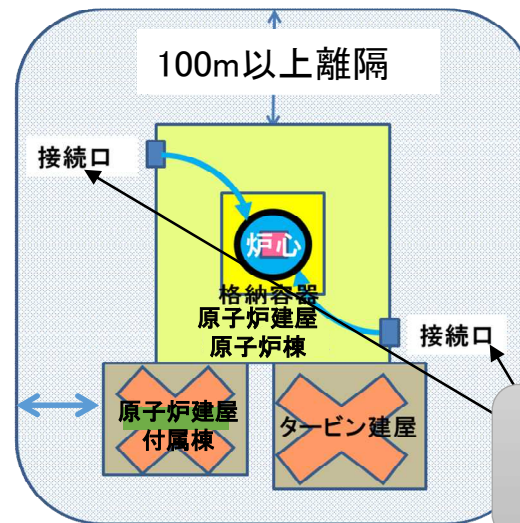


可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)



放水砲

原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟から100m以上離隔をとった高台に、複数箇所に分散配置



電源車

接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設置

4. 工事計画認可申請に関する 審査結果の概要

(1) 工事計画の審査

工事計画の認可要件

① 工事計画が設置変更許可申請書の設計方針と整合していること

(原子炉等規制法第43条の3の9第3項第1号関係)

- 工事計画の各設備の仕様に関する事項及び各設備の基本設計方針が、原子炉設置変更許可申請書に記載された設備の仕様(種類、個数、容量など)及び設計方針と整合するものであるかどうかを確認する。

② 発電用原子炉施設が技術上の基準に適合していること

(原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号関係)

- 工事計画の各設備が技術基準規則^{※1}の各条文に適合するものであるかどうかを確認する。

③ 設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織が技術上の基準に適合していること

(原子炉等規制法第43条の3の9第3項第3号関係)

- 品質管理の方法として、申請された品質保証計画の内容が品質管理基準規則^{※2}の各要求事項に適合するものであるかどうかを確認する。また、本申請に係る設計が品質保証計画により実施されているかどうか及び工事、検査に係る計画が品質保証計画によりなされているかどうかを確認する。

※1 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

※2 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則

(2) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第1号への適合性

設置変更許可申請書の設計方針との整合性

工事計画認可申請書添付書類「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」から、

- ① 工事計画の各設備の仕様に関する事項は、東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書に記載された設備の種類、個数、容量などの設備仕様と整合していること
- ② 工事計画の各設備の基本設計方針は、設置変更許可申請書の設計方針と整合していることを確認した。

なお、工事計画の基本設計方針と設置変更許可申請書の設計方針の記載が異なる部分がある。例えば、自然現象又は設計基準事故の組合せに関する記載が異なるが、これは設置変更許可申請書においては適切に組み合わせるとしていたものに対して、工事計画においては各自然現象又は設計基準事故の発生要因、事象の継続時間、発生頻度等を踏まえた具体的な組合せを設定しているためであり、設置変更許可を受けたところによるものであることを確認した。

設置変更許可申請書(抜粋)

自然現象(略)の組合せについては、地震、津波、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮する。事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計とする。

荷重の観点から、事象の継続時間、発生頻度等を踏まえ、具体的な組合せを決定

工事計画認可申請書(抜粋)

自然現象の組合せについて、火山については積雪と風(台風)、基準地震動 S_s については積雪、基準津波については弾性設計用地震動 S_d と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。地震、津波と風(台風)の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。

自然現象の荷重の組合せの記載例

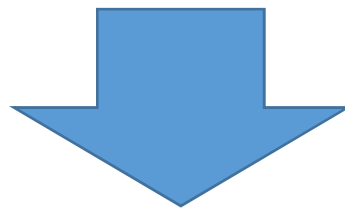
(3)原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性

技術基準規則への適合性

工事計画の技術基準規則各条文への適合性の確認にあたって、

- ①新たな設備の関連する条文への適合性
- ②既設設備の規制要求内容の変更条文への適合性
- ③既設設備であり、今回改造等を行う設備の関連する条文への適合性
- ④今回の工事が、既設設備に与える影響

の観点から、工事計画が技術基準規則に適合するものであることを確認した。



主な技術基準規則条文への適合性
確認結果を次頁以降に示す。

(3) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性 < 主な技術基準規則条文適合性(概要) >

技術基準規則	確認結果(東海第二発電所の特徴的な事項)
第5条(地震による損傷の防止) 耐震重要施設は基準地震動による地震力に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設すること 等	<ul style="list-style-type: none"> 地震時における地盤の有効応力解析に用いる液状化強度特性について、追加液状化強度試験の結果を考慮して、設置変更許可申請書に示された敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で保守性を考慮して設定していることを確認した。(60ページ参考) 原子炉建屋の耐震設計において、排水設備による地下水位の低下を期待することから、当該排水設備が基準地震動に対して機能が維持できることを確認した。
第6条(津波による損傷の防止) 設計基準対象施設が基準津波によりその安全性が損なわれるおそれがないよう適切な措置を講じること	<ul style="list-style-type: none"> 防潮堤について、地震後に繰り返しの襲来が想定される津波による荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、地震後及び津波後の再使用性も考慮し、主要な構造部材の構造健全性を維持する設計としており、基準津波による遡上波の到達又は流入を防止できることを確認した。 鋼製防護壁の止水機構については、構造上、一体化できない鋼製防護壁と取水構造物の境界部に想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した構造の異なる1次止水機構及び2次止水機構を設置し、止水性を保持できることを確認した。(61ページ参考)
第7条(外部からの衝撃による損傷の防止) 設計基準対象施設が想定される自然現象によりその安全性が損なわれるおそれがないよう適切な措置を講じること 等	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻防護設計について、隣接事業所のうち必要な場所には、外部事象防護対象施設を内包する建屋からの離隔を確実に確保できるよう、隣接事業所との合意文書に基づき、フェンス等の設置により飛来物となるものを配置できないことを確認した。
第11条(火災による損傷の防止) 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、火災の発生防止対策を講じること 等	<ul style="list-style-type: none"> 非難燃ケーブルについて、当該ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆い、結束ベルト等で固定した複合体を形成する設計とするとともに、複合体内外での火災を想定した耐延焼性、遮炎性等を確認する実証試験の結果から、難燃ケーブルと同等以上の性能を有することを確認した。
第12条(発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止) 放射性物質を含む液体を内包する容器等から当該液体が管理区域外へ漏えいすることがないよう適切な措置を講じること 等	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール、サイトバンカ貯蔵プール等から放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しないようにするため、必要な箇所に堰を設置するとともに、当該堰について、想定される溢水による水圧及び溢水源となる設備の耐震クラスに応じた地震力に対して構造強度を維持できることを確認した。

(3) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性 < 主な技術基準規則条文適合性(概要) >

第26条(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備) 使用済燃料貯蔵槽は燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと 等	<ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なわないために、模擬燃料集合体の気中落下試験での最大減肉量を考慮しても当該機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設すること確認した。なお、燃料集合体落下時の運動エネルギーの評価において、水の抗力に期待する場合は、実証試験から得られた抗力係数に保守性を考慮して設定していることを確認した。
第39条(廃棄物処理設備等) 放射性廃棄物の処理設備を施設すること 等	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の処理設備であるセメント固化装置等の撤去について、撤去後においても、雑固体廃棄物焼却設備等の他の処理設備において放射性廃棄物を処理できる能力を維持することを確認した。
第42条(生体遮蔽等) 通常運転時において直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が線量限度を十分下回ること 等	<ul style="list-style-type: none"> 二次遮蔽のコンクリート密度の変更について、変更後においても、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が年間50 μ Gyを超えないことを確認した。
第45条(保安電源設備) 安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設すること 等	<ul style="list-style-type: none"> 取り替える蓄電池(非常用)及び新設する無停電電源装置は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に電力を供給できる容量を有することを確認した。
第50条(地震による損傷の防止) 常設重大事故緩和設備は基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと 等	<ul style="list-style-type: none"> ブローアウトパネル閉止装置について、①基準地震動による設置場所の最大加速度が、加振試験により当該装置の作動性及び気密性を保持できることを確認した際の加振台の最大加速度以下であること、②当該装置の開閉状態に応じて考慮すべき地震力によって当該装置の各部位に発生する応力は、許容応力を下回り構造健全性を確保できることを確認した。(62ページ参考)
第54条(重大事故等対処設備) 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮すること 等	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備の設計にあたっては、基準津波を超え敷地に遡上する津波(遡上津波)も考慮した設計としていること、具体的には、遡上津波による敷地への遡上解析結果から、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び接続場所に遡上津波による遡上波が到達しないことを確認した。 ECCS系ポンプの有効吸込水頭について、サプレッション・プール水のpH管理に伴い発生する化学影響生成異物を新たに考慮した、ストレーナ異物付着による圧損上昇試験の結果を踏まえても、当該ポンプの必要有効吸込水頭以上であることを確認した。

(3) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性 < 主な技術基準規則条文適合性(概要) >

<p>第55条(材料及び構造)</p> <p>重大事故等クラス2機器の構造及び強度は、重大事故等に対処するために必要な機能を維持できるよう、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること 等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器に生じる動荷重について、重要事故シーケンスで生じる動荷重のうち、設計基準事故を上回る又は設計基準事故で想定していない動荷重を適切に考慮した上で、構造強度評価を実施していることを確認した。
<p>第63条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷などを防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設すること</p>	<ul style="list-style-type: none"> 取水機能の喪失時にも、最終ヒートシンクへ熱を輸送できるよう緊急用海水系を設置することを確認した。
<p>第65条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設すること 等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置を設置することを確認した。 格納容器圧力逃がし装置について、配管などによる圧力損失の計算を行い、配管内の流速等が放射性物質の低減機能を確認した試験範囲内であることを確認した。
<p>第66条(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設すること</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制するために、原子炉格納容器下部注水設備及びコリウムシールドを設置することを確認した。 原子炉圧力容器破損時にペDESTAL内水位を確実に1mに維持するため、導入管及びスリット形状の排水ラインを模擬した排水試験を行い、適切な時間余裕をもって1mの水位が維持できることを確認した。
<p>第74条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備を施設すること</p>	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、ブローアウトパネル閉止装置にて容易かつ確実に閉止操作ができるとともに、ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力による操作が可能であることを確認した。(62ページ参考)

(3) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性 <液状化強度特性の代表性及び網羅性>

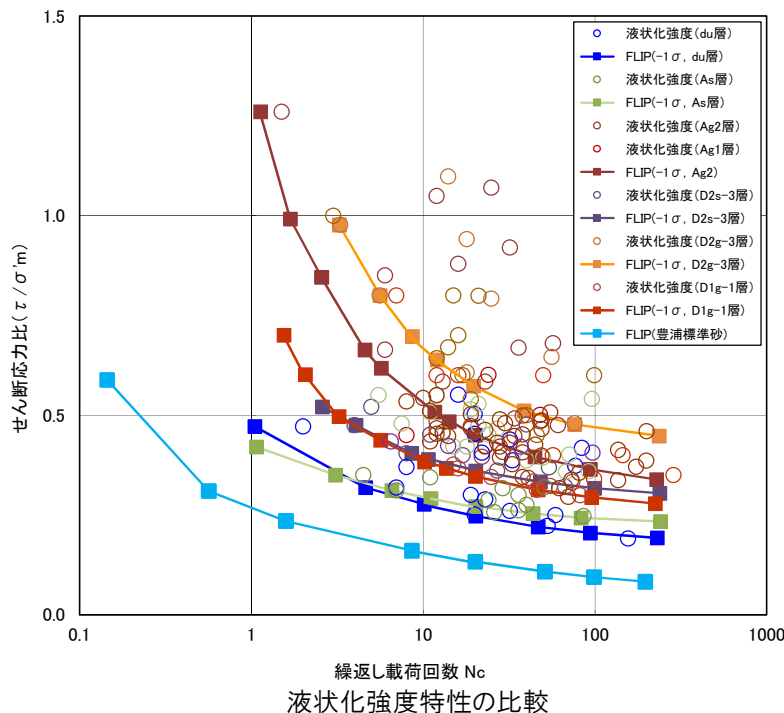
第5条、第50条：地震による損傷の防止

耐震重要施設は基準地震動による地震力に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設すること及び重大事故等対処施設^(※)は基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

※ 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に限る

<確認結果>

地震時における地盤の有効応力解析に用いる液状化強度特性について、追加液状化強度試験の結果を考慮して、設置変更許可申請書に示された敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で保守性を考慮して設定していることを確認した。



具体的には、

- 敷地地盤の地層の追加液状化強度試験で求められた液状化強度特性は、おおむね設置変更許可申請段階で示された原地盤の解析用液状化強度特性(-1σ)と同等、または大きいこと
- 一部の地層の追加液状化強度試験で求められた液状化強度特性は、設置変更許可申請段階で示された原地盤の解析用液状化強度特性(-1σ)よりも小さいものもあるが、その差は小さく、同様の傾向を呈していること
- 地盤の液状化を仮定して影響を考慮する場合に用いる、敷地に存在しない豊浦標準砂の解析用液状化強度特性は、敷地における全ての地層の液状化強度試験結果よりも十分に小さいこと

を確認した。

(3) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性 ＜鋼製防護壁の止水機構＞

第6条、第51条：津波による損傷の防止

設計基準対象施設が基準津波によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、また、重大事故等対処施設が基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じることを要求している。

＜確認結果＞

構造上、一体化できない鋼製防護壁と取水構造物の境界部に想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した構造の異なる1次止水機構及び2次止水機構を設置し、止水性を保持できる設計としていることを確認した。

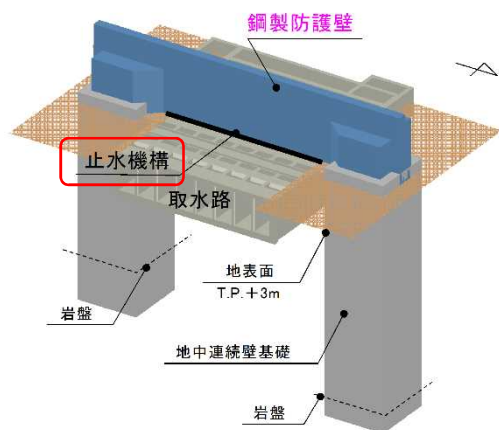


図1. 鋼製防護壁

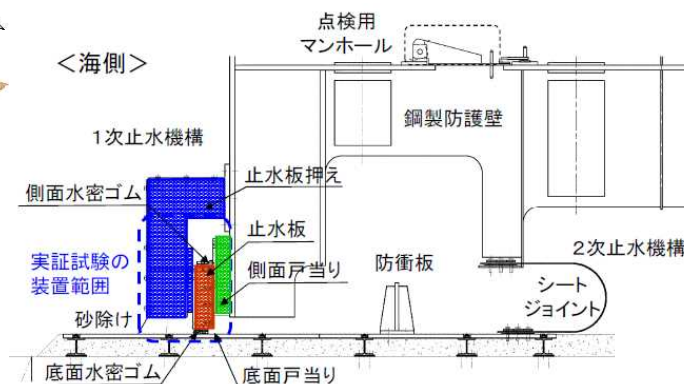


図2. 止水機構全体構造

具体的には、

- 1次止水機構の地震時の変位追従性について、加振試験を行い、試験後においても止水板、水密ゴム、構成部材に異常がなく、止水性を保持できること
- 1次止水機構の後段に設置する2次止水機構のシートジョイントについて、1次止水機構が機能喪失した際の水圧を想定した試験を実施し、止水性を保持できることを確認した。

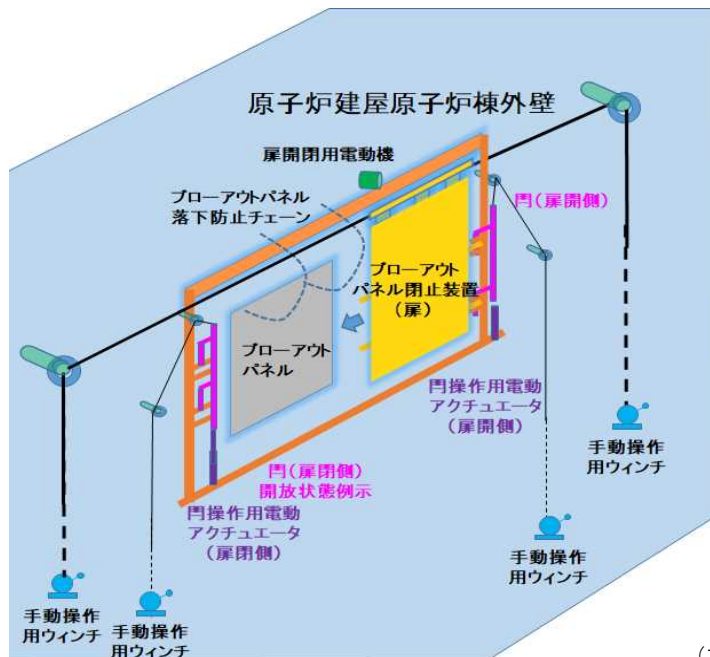
(3) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第2号への適合性 ＜ブローアウトパネル閉止装置＞

第74条: 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備を施設することを要求している。

＜確認結果＞

中央制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、ブローアウトパネル閉止装置にて容易かつ確実に閉止操作ができるとともに、ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力による操作が可能な設計であることを確認した。



ブローアウトパネル閉止装置の構造

具体的には、

- ブローアウトパネル閉止装置の気密性能試験を実施し、その試験結果から、非常用ガス処理系の排気量で原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保していること
- 基準地震動によるブローアウトパネル閉止装置設置場所における最大加速度が、加振試験により当該装置の作動性及び気密性を保持できることを確認した際の加振台の最大加速度以下であること
- 加振試験後においても、人力操作により当該装置の開閉操作ができること

を確認した。

(4) 原子炉等規制法第43条の3の9第3項第3号への適合性

品質管理基準規則への適合性

申請された品質保証計画から、品質保証の実施に係る組織、保安活動の計画、保安活動の実施、保安活動の評価及び保安活動の改善に係る事項について、品質管理基準規則の要求事項に適合していることを確認した。

具体的には、安全文化を醸成するための活動、業務プロセス、不適合の報告及び処理等を定めていることを確認した。

設計等業務の実施、計画に係る確認

工事計画認可申請書添付書類「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」から、本申請に係る設計が、品質保証計画に基づき実施されたこと及び工事、検査の計画が同品質保証計画により計画していることを確認した。

具体的には、

- ・設計の業務について、設計に必要な資料の作成、レビュー、承認のための体制を定めるとともに、業務手順を定め、それに従って業務を実施していること
 - ・工事及び検査の業務について、工事及び検査を実施するための体制を定めるとともに、検査要領書の作成等を行い、業務を実施する計画としていること
- などを確認した。

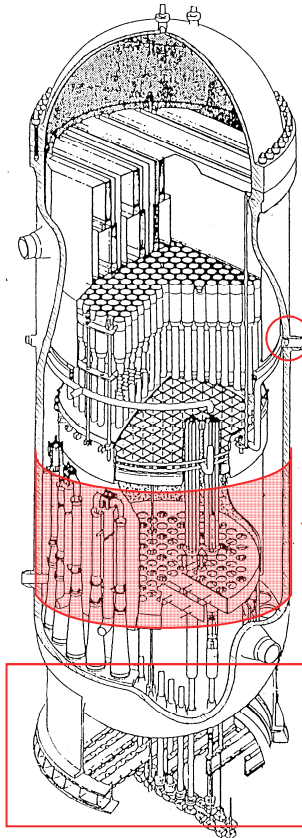
5. 運轉期間延長認可の概要

運転期間延長認可の審査内容

- 1) 工事計画が認可され、劣化状況評価の対象となる機器・構造物が確定していること
- 2) 運転に伴い生じた設備の劣化状況を把握するための「特別点検」が実施されていること
- 3) 特別点検の結果を踏まえ、劣化状況評価を行っていること
- 4) 劣化状況評価の結果を踏まえ、現状の保全に加えて実施する追加の保全策(長期保守管理方針)が策定されていること

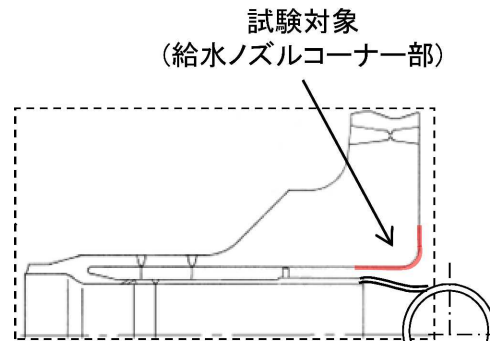
特別点検「原子炉圧力容器」

<点検方法(例)>



給水ノズルコーナー部

- ・疲労に着目
- ・渦流探傷試験による欠陥の有無の確認

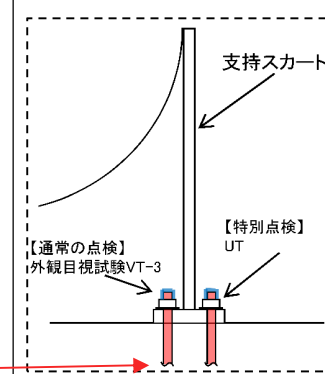


母材及び溶接部(点検可能な炉心領域の全て)



- ・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

基礎ボルト



- ・腐食に着目
- ・超音波探傷試験による欠陥の有無の確認



- ・試験不可のボルトを除いた強度評価を実施。原子炉圧力容器の支持機能の健全性を確認

<主な確認結果>

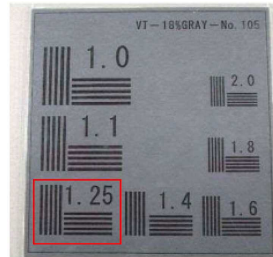
- 運用ガイドに従い、対象部位、着目する劣化事象、点検方法に基づき適切に行われていること
- 保安規定の品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていること
- 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

出典：第535回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1[<https://www.nsr.go.jp/data/000213820.pdf>] 及び第601回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-2-2[<https://www.nsr.go.jp/data/000239275.pdf>]から抜粋、一部加筆

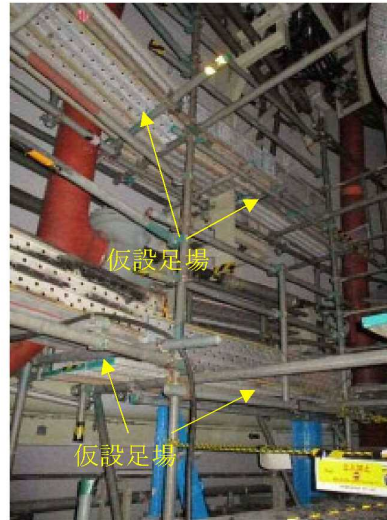
特別点検 「原子炉格納容器」

<点検方法>

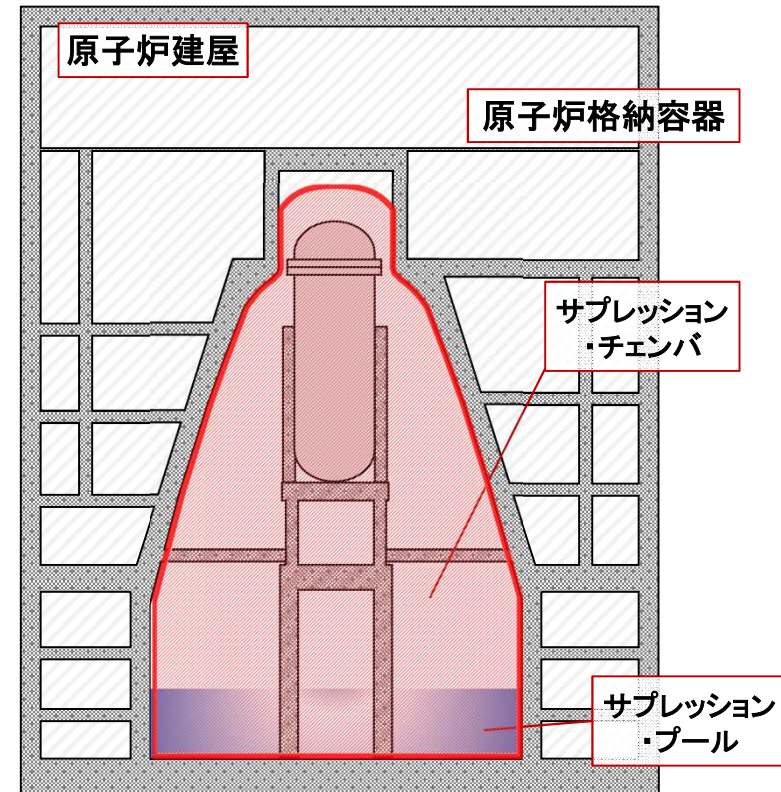
- ・腐食に着目
- ・目視試験による塗膜状態の確認



仮設足場組立前



仮設足場組立後



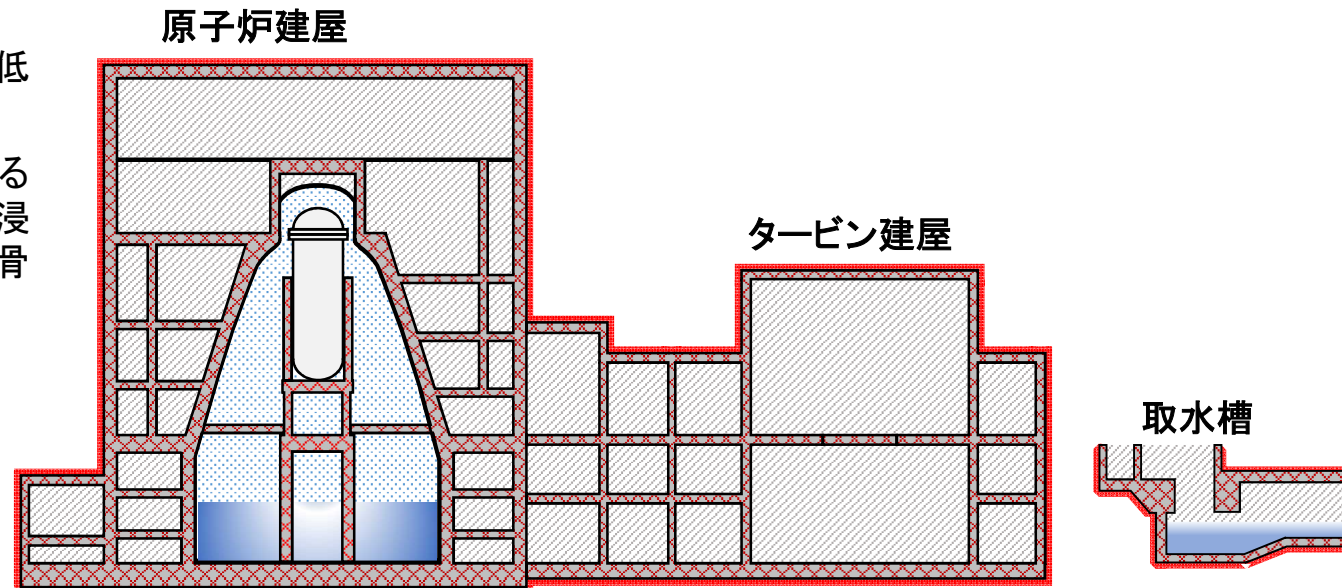
<主な確認結果>

- 運用ガイドに従い、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



強度



中性化深さ



塩分浸透



遮蔽能力



アルカリ骨材反応



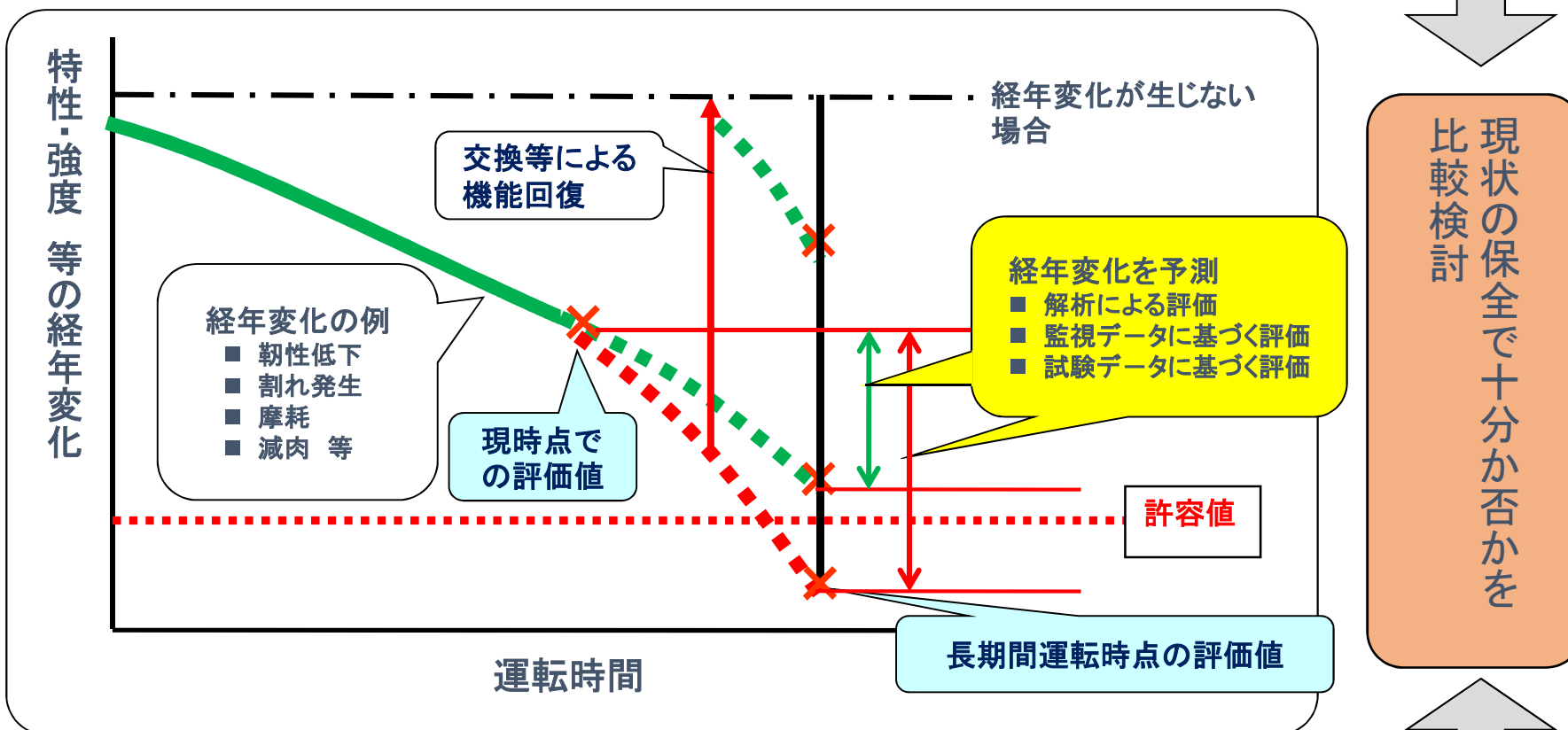
<主な確認結果>

- 運用ガイドに従い、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



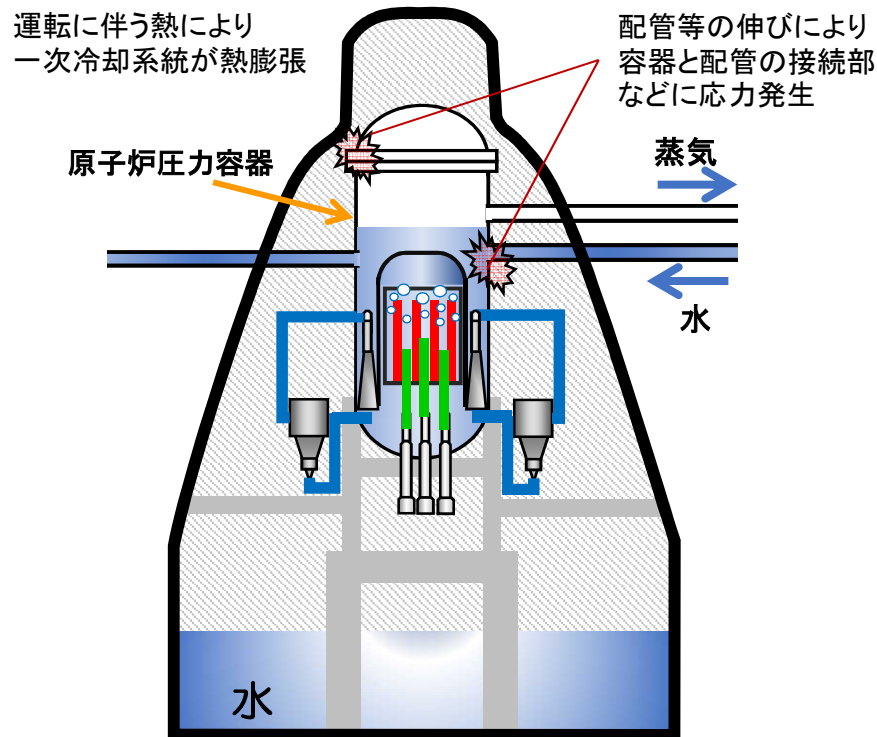
現状の保全内容(点検・検査、取替等)

劣化状況評価 ①「低サイクル疲労」

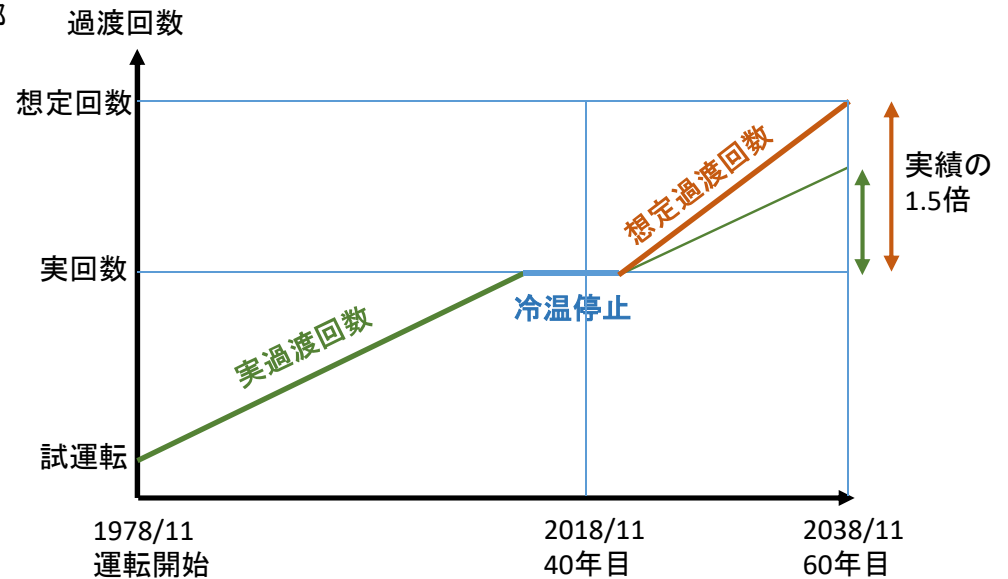
蒸気配管等は運転－停止に伴う加熱－冷却の熱サイクルにより繰り返し応力を受ける
 容器と配管の接続部等、応力集中の大きい部位で、加熱－冷却の繰り返しによる疲労割れが発生する可能性がある

<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



60年目の過渡回数の考え方

- 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」

原子炉の運転に伴い、原子炉圧力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

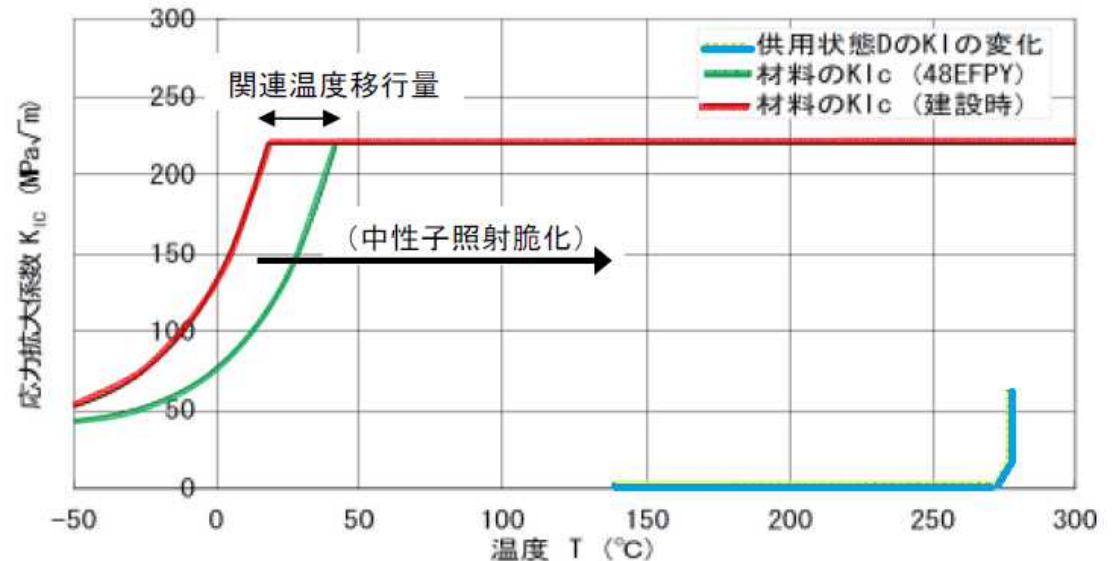
<主な要求事項>

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

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



原子力圧力容器の加圧熱衝撃評価(BWR-5)

<主な確認結果>

- 原子炉圧力容器の構造として、事故時に注水される冷却水が、直接炉壁に接することはないこと
- 運転開始後60年時点の中性子照射量を考慮しても、原子炉容器の耐力の指標となる「破壊靱性値」は、亀裂を進展させようとする力「応力拡大係数」を上回り、原子炉圧力容器が破壊を起こさないこと

出典：第581回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-4-2[<https://www.nsr.go.jp/data/000233360.pdf>]から
抜粋、加筆

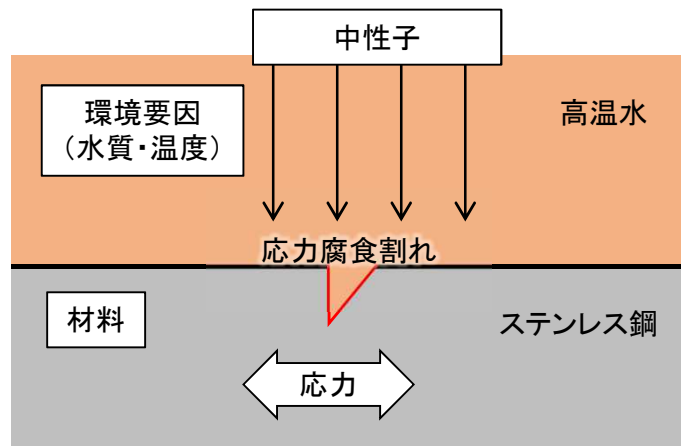
劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」

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

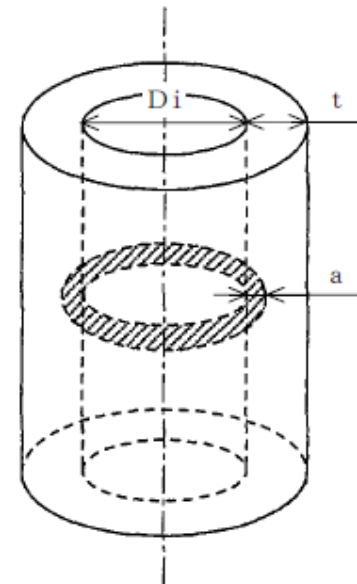
<主な要求事項>

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



- 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、炉心シュラウドや上部格子版等の炉内構造物が主な対象となっている。



炉心シュラウド中間胴の評価モデル(内表面全周亀裂)

亀裂の発生を想定し、保守的に亀裂の大きさを設定



60年時点の中性子照射量を考慮して、材料の60年時点の物性を予想



想定した亀裂を進展させ、60年時点の健全性を確認

<主な確認結果>

照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性が否定できない炉心シュラウド中間胴について、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価を行った結果、運転開始後60年時点の中性子照射量を考慮しても不安定破壊に至ることはないこと

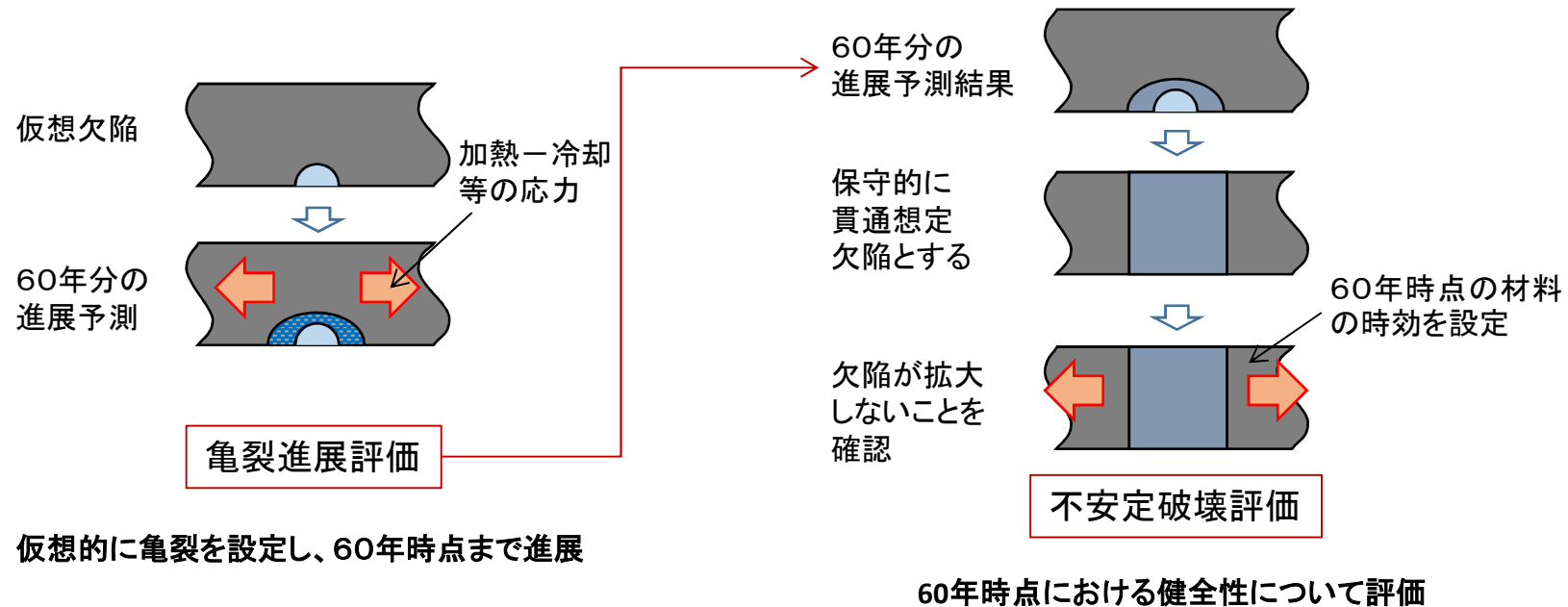
劣化状況評価 ④「2相ステンレス鋼の熱時効」

弁・ポンプのケーシング等に使用されている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を、60年時点まで進行したと設定したこと

○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

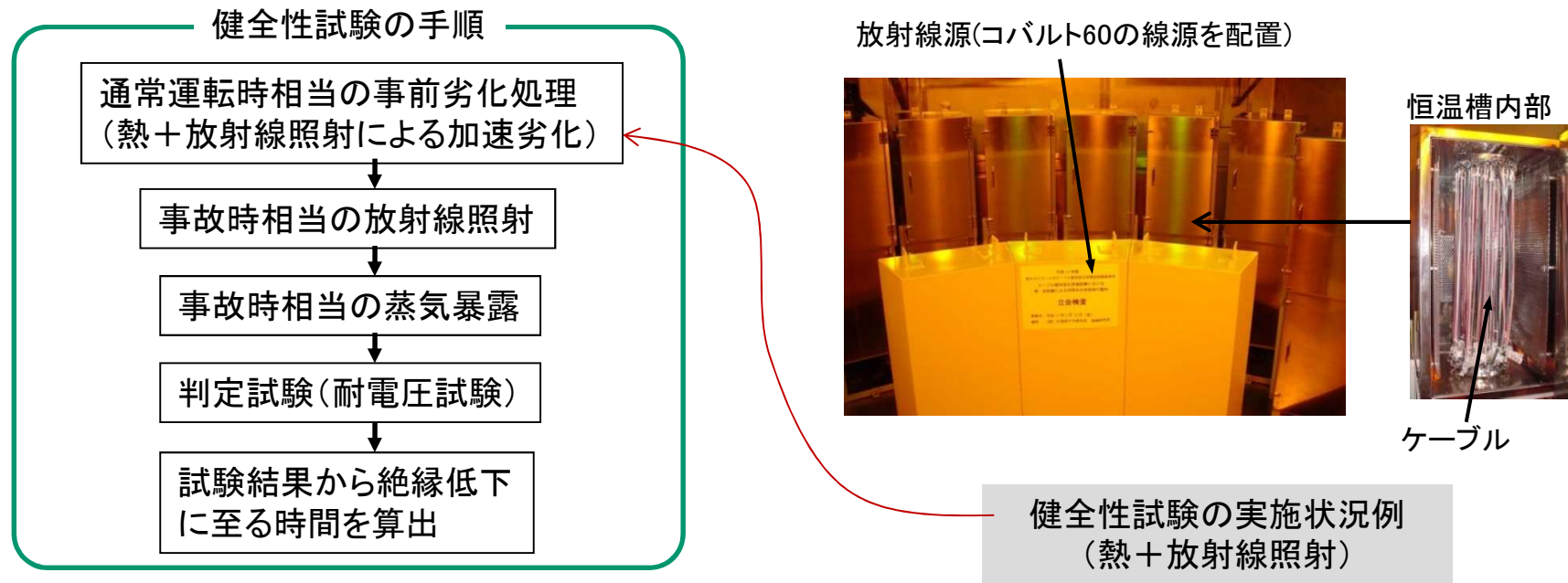
○不安定破壊評価の結果、貫通欠陥を想定しても、欠陥が拡大することはないこと

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、一部ケーブルについて運転開始後60年以前に有意な絶縁低下が発生すると評価されたこと
- 評価結果を踏まえ、ケーブルの交換について保守管理に関する方針を策定したこと
- 上記以外の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

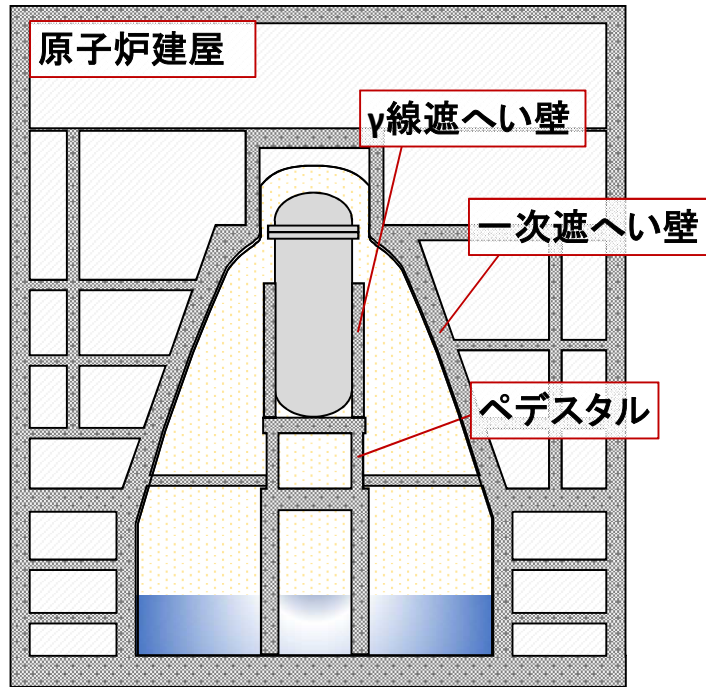
出典: 独立行政法人 原子力安全基盤機構『原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書』
(JNES-SS-0903) [<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.jnes.go.jp/content/000013215.pdf>]から抜粋

劣化状況評価 ⑥「コンクリート構造物の強度低下等」

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」等により、強度が低下する可能性がある。また、「熱」による密度の低下により、遮へい能力が低下する可能性がある

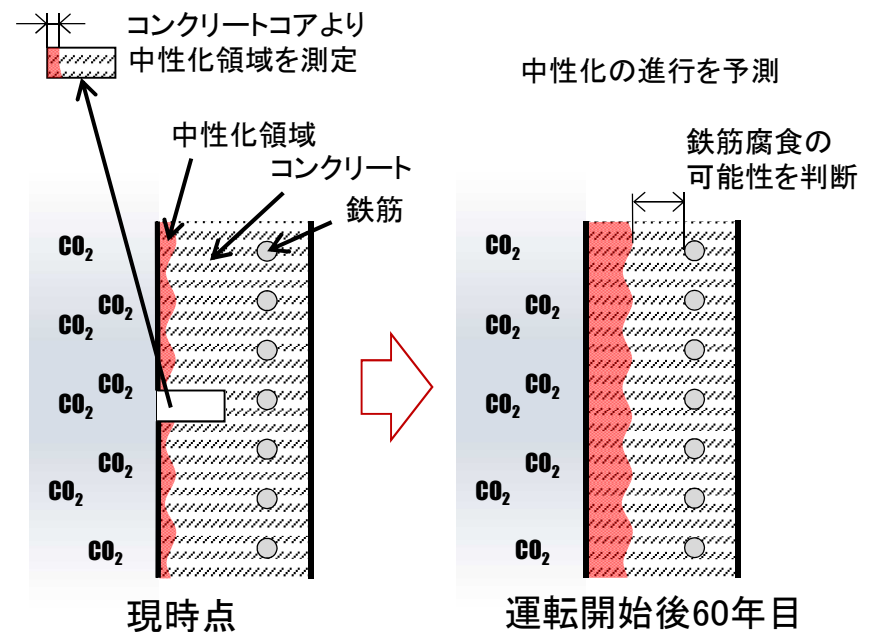
<主な要求事項>

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(例)

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

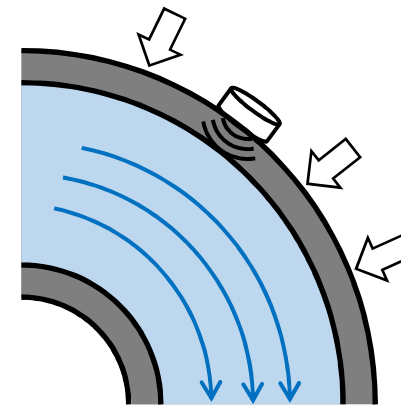
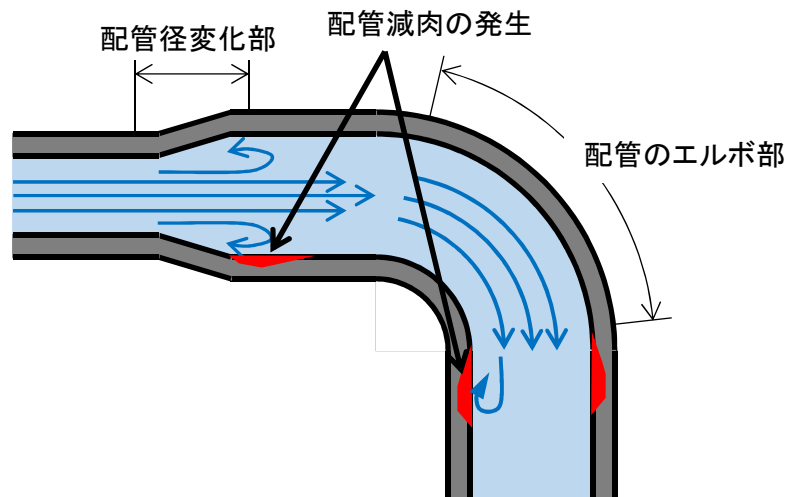
劣化状況評価 ⑦「耐震安全性評価」

<主な要求事項>

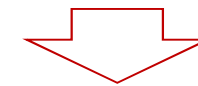
- ・これまでに評価した各種経年劣化事象を考慮した耐震評価の結果、耐震上の設計許容値を下回ること
- ・弁やポンプなど動的機能が要求される機器に対して、劣化を考慮しても、地震時に確認済み加速度以下であること
- ・劣化を考慮した燃料集合体の耐震評価の結果、相対変位が規定範囲にあること

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。



定期的に行っている超音波による肉厚測定結果から60年後の肉厚を予測



60年後の肉厚で地震が発生した場合の健全性について評価

<主な確認結果>

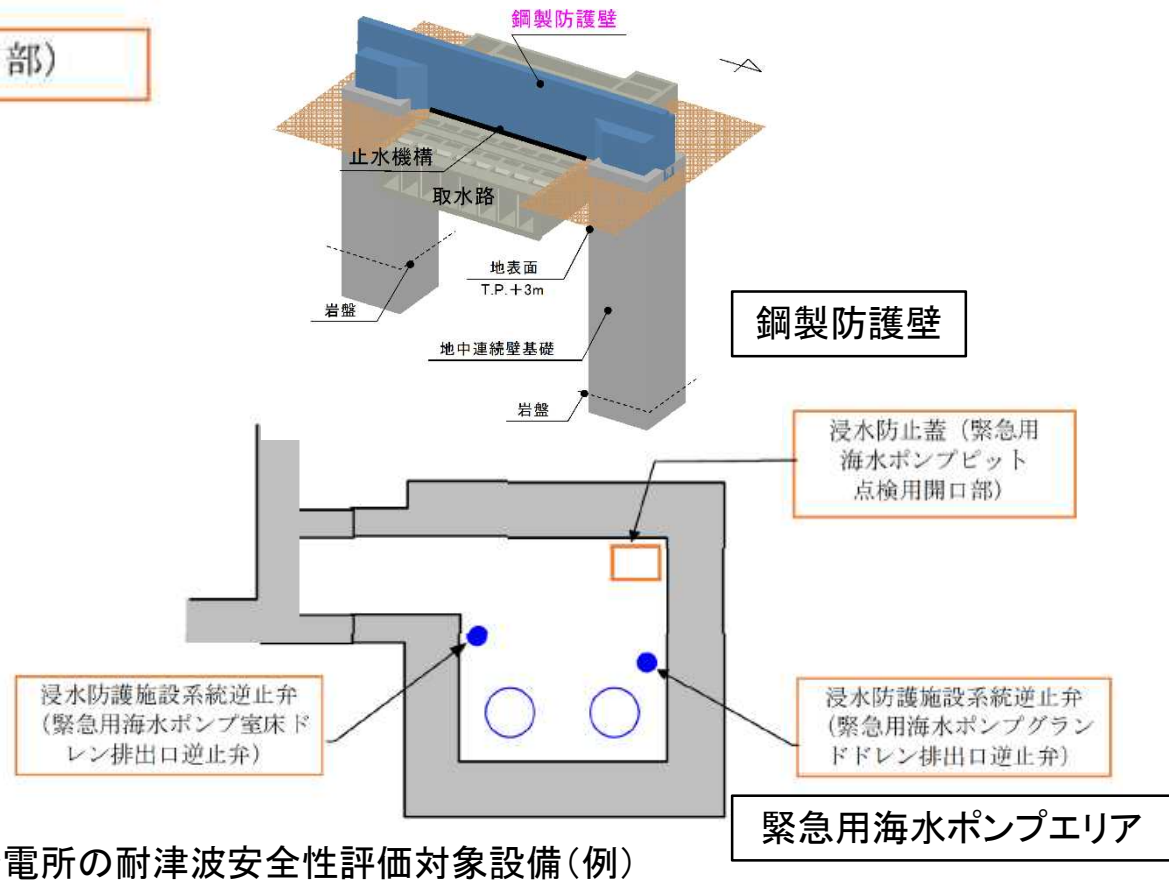
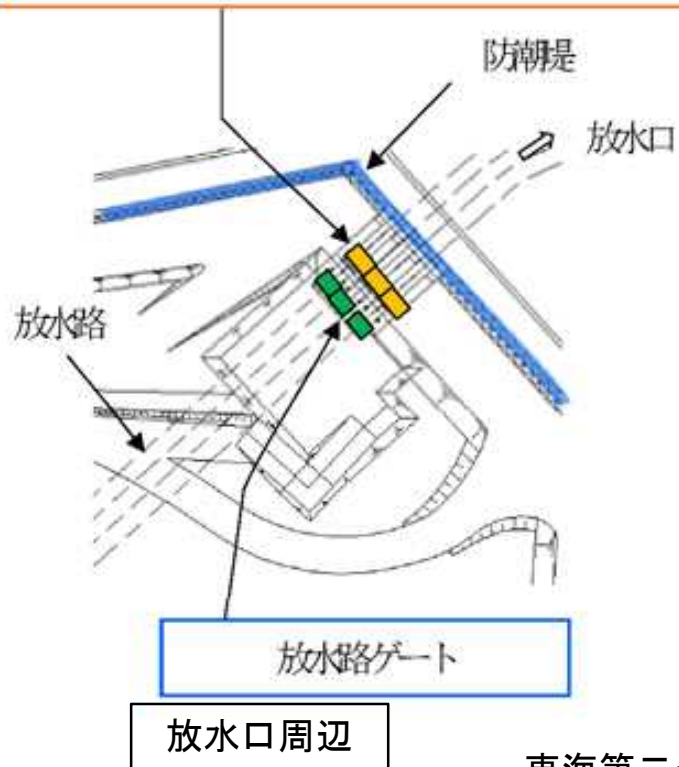
評価の結果、流れ加速型腐食を考慮しても、耐震上の許容応力を下回ること、それ以外の耐震安全性評価項目についても、要求事項を満足したこと

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

浸水防止蓋（放水路ゲート点検用開口部）



東海第二発電所の耐津波安全性評価対象設備(例)

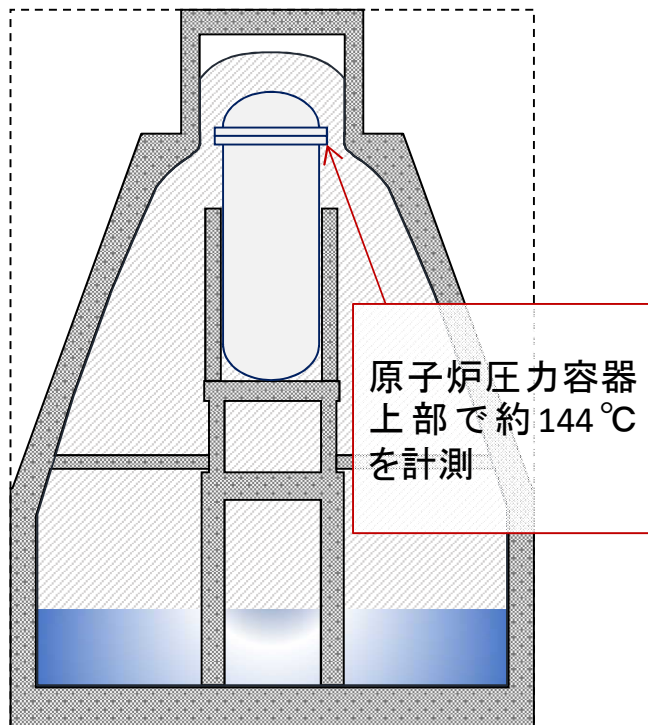
＜主な確認結果＞

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

劣化状況評価 東北地方太平洋沖地震による影響の考慮

■東北地方太平洋沖地震及びそれによる津波を受け、事業者は保安活動として、必要に応じて詳細点検(分解・開放点検)や保守、取替等を行い、健全性を確認している。

例) 津波により被水した海水ポンプ・電動機等について、絶縁特性低下の観点から、保守を実施



■その上で、高経年化技術評価にあたっては、このような震災の影響も考慮して評価を行うことを要求。

例) プラント停止操作による格納容器内の一時的な温度上昇を考慮した健全性の評価

(コンクリート建造物の強度低下等、電気・計装設備の絶縁低下)

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	原子炉圧力容器胴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・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案及びACAガイドに従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。
4	疲労評価における実績過渡回数の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。
5	炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)について、現時点での実機測定データを用いた運転開始後60年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

<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

(参考資料)

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

取水口付近の漂流物の評価について

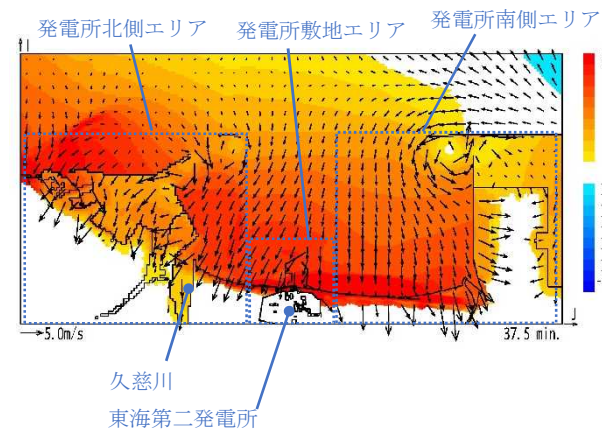
◆ 基準津波による水位変動に伴う漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保できる設計であることを要求している。

- 漂流物の評価については、基準津波の流速及び流向から調査範囲を設定し、敷地及び敷地周辺を網羅的に調査した上で、漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、それらが海水ポンプの取水性に影響を与えないことなどを確認した。
- 燃料等輸送船(※)に関して、申請者は、津波警報等が発表された場合は緊急退避することとして、緊急退避に関する手順や船会社との連絡体制を整備していることを確認した。また、この手順に沿って実施した訓練では基準津波の到達までに緊急退避が可能であることを示したことから、燃料等輸送船は漂流物とならないことを確認した。(※)使用済燃料輸送船及び低レベル放射性廃棄物輸送船。
- 日立港、常陸那珂港に停泊中又は付近を航行中の大型船舶については、基準津波襲来時の流速及び流向の経時変化を踏まえると本発電所に漂流してこないことを確認した。

＜漂流物の調査範囲＞



＜発電所周辺海域の流向ベクトル(地震発生後37.5分)＞



有効性評価「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」について

敷地に遡上する津波により海水を取水する機能が喪失する。さらに、津波が原子炉建屋内に浸水した場合に、全ての原子炉注水機能が喪失し、原子炉圧力の上昇に伴う水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

【炉心の冷却】

0～8時間(※1)：直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系を継続運転

8～24時間：手動による逃がし安全弁(自動減圧機能)を用いた原子炉圧力容器の減圧(※2)及び低圧代替注水系(可搬型)により炉心を冷却

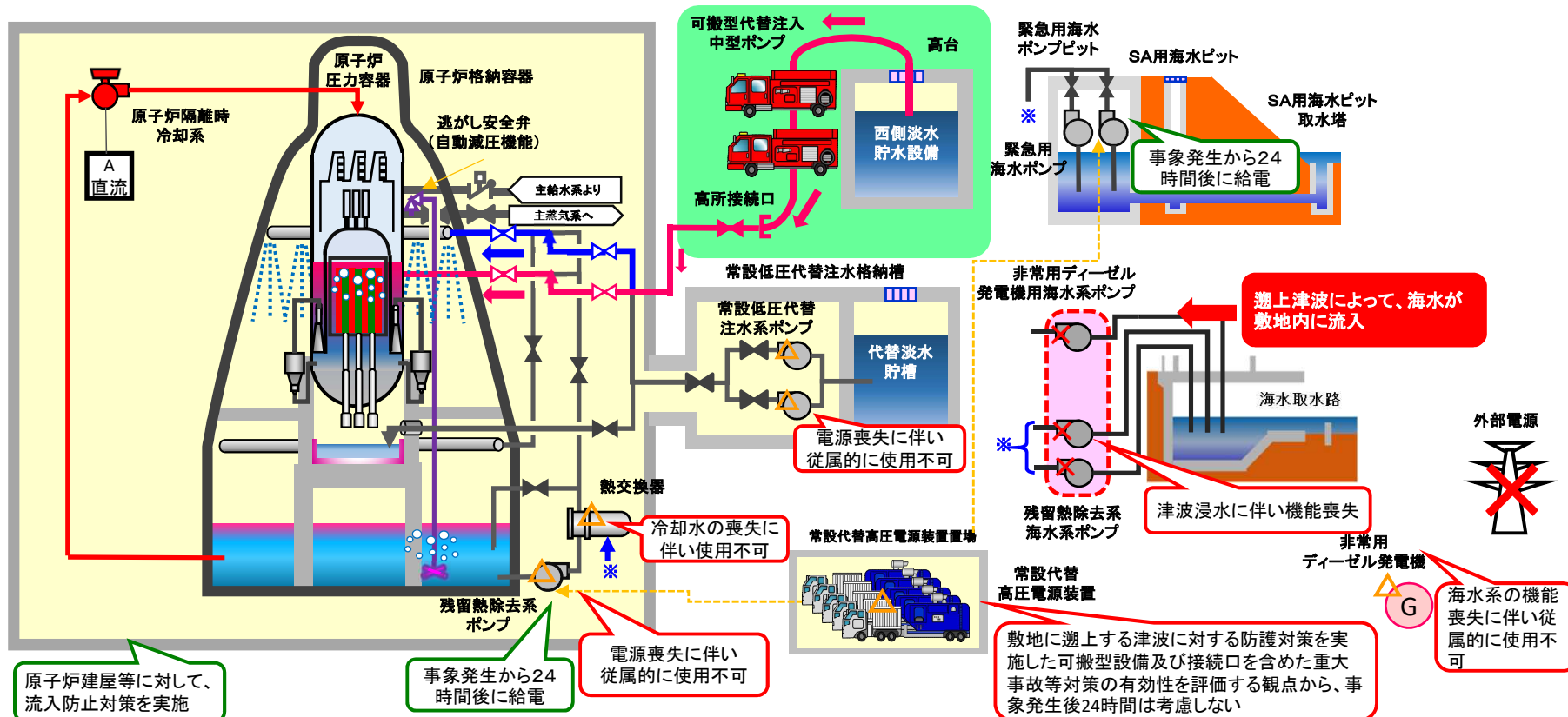
【原子炉格納容器内の冷却】

13～24時間：代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却

【原子炉格納容器からの除熱等】

約24時間～：常設代替高圧電源装置による給電後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系による炉心の冷却及び原子炉格納容器からの除熱

※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の温度上昇等の影響により、8時間までの運転としている。
 ※2 125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンプを使用。



経理的基礎

◆ 原子炉等規制法第43条の3の6における許可の基準の一つとして、発電用原子炉を設置するために必要な経理的基礎があることを要求。

- 重大事故等対処施設他設置工事に要する資金は、合計約1,740億円。
- 本件申請に係る重大事故等対処設備他設置工事に要する資金については、自己資金及び借入金により調達する計画。

- 日本原子力発電における総工事資金の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、工事に要する資金の額、調達計画等から、工事に要する資金の調達は可能と判断。

このことから、日本原子力発電には本件申請に係る発電用原子炉施設を設置変更するために必要な経理的基礎があると認められる。

- なお、審査の過程において、原子力規制委員会は、過去の借入れにおいては、取引銀行から受電電力会社による債務保証が融資条件とされていたことから、日本原子力発電に対して借入れによる調達の見込みが確認できる書面を示すよう求めた。

これに対し日本原子力発電は、東海第二発電所の受電電力会社である東北電力株式会社及び東京電力ホールディングス株式会社が資金支援を行う意向を表明した書面を提出。これにより、本件申請に係る工事に要する資金のうち、借入金による調達の見込みがあることを確認した。

近接の原子力施設からの影響

(基本的な考え方)

- ◆ 申請施設の安全確保の責任は当該施設の設置者に属することから、周辺原子力施設の事故からの影響は、他の外部事象と同様に、申請施設に係る審査において考慮する。
- 審査において考慮の対象とする周辺原子力施設は、工学的に判断。
- 東海再処理施設は廃止措置中であること、JRR-3は出力が十分小さいこと、これらの施設は東海第二とは一定の距離を有していること等に加え、東海第二において想定している重大事故等への対策を踏まえれば、これらの施設の事故により東海第二が受ける影響は、十分小さいと工学的に判断した。



加振試験の概要（鋼製防護壁の止水機構関係）

試験目的：1次止水機構に要求される地震後の止水性能などの機能を確認するため、実規模の止水板2枚を用いた加振試験を行い、津波に対する鋼製防護壁の止水機構の機能維持確認を行う。

試験期間：2018年5月

試験場所：茨城県つくば市

試験条件・手順：以下に基準地震動を想定した場合の試験条件等を示す。

- ①基準地震動による1次止水機構の応答を上回る加振波を用いて加振する。
- ②加振中の止水板の追従性を計測・確認する。
- ③加振後、止水板、水密ゴム、その他の構成部材の外観目視点検を行う。
- ④加振後、水密ゴムの漏水試験を行う。

表. 加振試験の結果



図. 加振試験の様子

止水板の追従性	構成部材の外観目視点検	水密ゴムの漏水試験
良好	異常なし	良好
止水板の加速度・変位測定、ビデオ撮影等から浮上り固着等がなく、止水板の動作に異常がないことを確認	1次止水機構を構成する部材の変形、損傷等がないことを確認	津波を想定した圧力において、漏水量が許容漏水量を下回ることを確認

加振試験の概要(ブローアウトパネル閉止装置関係)

試験目的:ブローアウトパネル閉止装置(以下「閉止装置」という。)に要求される地震後の気密性能などの機能を確認するため、実機規模の試験体を用いた加振試験を行い、重大事故等時における閉止装置の機能維持確認を行う。

試験期間:2018年6月・7月

試験場所:防災科学技術研究所兵庫耐震工学研究センター(Eーディフェンス)

試験条件・手順:以下に閉止装置が開状態の試験条件等を示す。

- ①閉止装置設置場所における基準地震動による最大加速度を上回る加振波を用いて加振する。
- ②加振試験後に閉止装置の扉本体及び門を電動で操作する。また、人力においても操作できることを確認する。
- ③閉止装置(閉状態)の気密性能試験を行う。
- ④閉止装置の外観目視点検を行う。

表. 加振試験の結果

(7月31日の閉止装置「開状態」での加振)

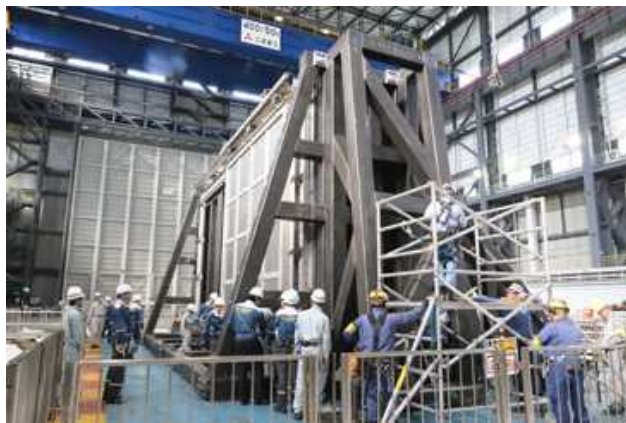


図. 加振試験の様子

扉及び門の操作性 (電動・手動)	気密性能	外観目視点検
良好	良好	異常なし
電動:電流値及び作動時間に異常がないことを確認 手動:異常がなく操作できたことを確認	試験結果から、非常用ガス処理系の排気量で原子炉建屋原子炉棟を負圧にできることを確認	扉・門・駆動用チェーン・その他部位に異常がないことを確認

東北地方太平洋沖地震時の東海第二発電所の状況

➤ 地震発生直後の東海第二発電所の状況

1. 地震前：定格熱出力一定運転中

2. 地震直後

- ・主タービン軸受振動大によるタービントリップにより**原子炉自動停止(3/11 14:48)**
- ・外部電源喪失
 - ⇒ 非常用ディーゼル発電機3台自動起動により必要な電力を確保
 - ⇒ 高圧炉心スプレイ系等により炉心冷却、原子炉水位を確保
 - ⇒ 残留熱除去系1系統によりサプレッションプールの冷却

3. 津波の影響

非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ1台自動停止(3/11 19:20)

(津波による浸水により同ポンプの電動機が水没(3台のうち1台)。)

- ⇒ 高圧炉心スプレイ系等により炉心冷却継続。残留熱除去系1系統によるサプレッションプール冷却継続(電源が確保されている系統による)

4. 外部電源154Kv復旧(3/13 19:37)

- ⇒ 外部電源による残留熱除去系1系統を手動起動(2系統による除熱)
- ⇒ **原子炉冷温停止(3/15 0:40)**

平成31年までに運転開始後40年を迎える施設の現状 ※1

施設名	運転開始後40年を経過する日(認可の期限)	運転開始40年経過に際する事業者の対応状況
敦賀1号炉	平成28年 7月 7日※2	廃止措置中(平成29年4月19日～)
美浜1号炉	平成28年 7月 7日※2	廃止措置中(平成29年4月19日～)
美浜2号炉	平成28年 7月 7日※2	廃止措置中(平成29年4月19日～)
島根1号炉	平成28年 7月 7日※2	廃止措置中(平成29年4月19日～)
高浜1号炉	平成28年 7月 7日※2	運転期間延長認可(平成28年6月20日)
玄海1号炉	平成28年 7月 7日※2	廃止措置中(平成29年4月19日～)
高浜2号炉	平成28年 7月 7日※2	運転期間延長認可(平成28年6月20日)
美浜3号炉	平成28年11月30日	運転期間延長認可(平成28年11月24日)
伊方1号炉	平成29年 9月29日	廃止措置中(平成29年6月28日～)
東海第二	平成30年11月27日	運転期間延長認可(平成30年11月7日)
大飯1号炉	平成31年 3月26日	廃止措置計画審査中
大飯2号炉	平成31年12月 4日	廃止措置計画審査中

※1 原子力規制委員会発足前に廃止措置段階に移行したプラント(東海並びに浜岡1号炉及び2号炉)を除く。

※2 経過措置が適用され、新規制基準施行の日(平成25年7月8日)から起算して3年を経過する日(平成28年7月7日)が認可の期限となっているプラント。