

高浜発電所1号炉の高経年化技術評価等 に係る審査結果について

令和6年11月



説明事項

1. 高浜1号炉の高経年化技術評価等に係る審査結果
2. 今後の対応

1. 高浜1号炉の高経年化技術評価等 に係る審査結果

申請の概要

・高浜1号炉は、令和6年11月14日に運転開始後50年を経過することから、令和5年11月2日に高経年化技術評価等に係る原子炉施設保安規定の変更認可申請書(令和6年9月20日に一部補正)が提出され、令和6年10月16日に原子力規制委員会認可

審査の経緯

・高経年化技術評価等に係る審査は、担当審議官が参加する審査会合を3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9回実施
・高浜発電所における現地確認(令和6年7月10日～12日)を実施し、施設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	令和6年1月18日(原子力発電所の高経年化技術評価等に係る審査会合 第33回)	全体概要
2	令和6年5月16日(実用発電用原子炉の長期施設管理計画等に係る審査会合 第7回)	指摘事項回答、高経年化技術評価(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・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下等、耐震・耐津波安全性評価)
3	令和6年8月6日(同 第9回)	指摘事項回答

主な審査内容

1. 保安規定の変更認可について

- ・保安規定に定める高浜1号炉の高経年化技術評価等が、許可を受けた発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書に記載された運転保守の内容と整合していることを確認
- ・保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、高経年化技術評価の実施に係る組織体制の構築、実施計画及び実施手順の策定、工程管理、要員の力量管理、評価記録の管理等が行われていることを確認

2. 高経年化技術評価について(P7～8)

- ・主要6事象(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、現状保全を踏まえた技術評価が行われ、現状保全を継続することにより健全性を維持することは可能としていること、また、現状保全に追加すべき保全策を抽出していることを確認

3. 耐震・耐津波安全性評価について(P7～8)

- ・耐震安全性評価として、それぞれ着目すべき経年劣化事象を考慮した上で応力評価等を実施し、発生応力等が許容値等を下回っていることを確認
- ・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の観点から、津波による影響が有意である機器・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

4. 長期施設管理方針について(P9)

- 高経年化技術評価の結果において施設管理方針を定めるとした項目が、長期施設管理方針として適切に定められていることを確認

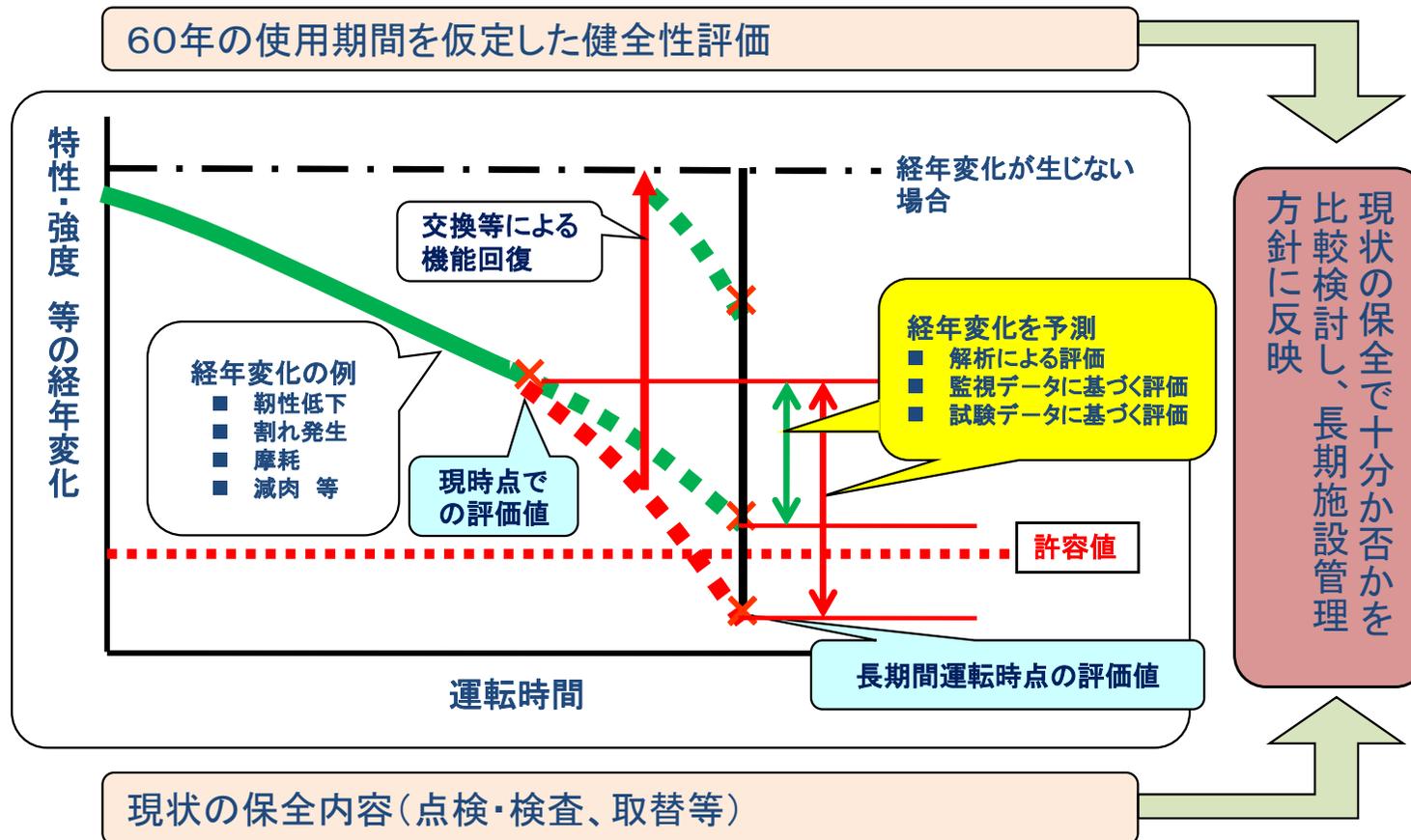
審査結果

・審査の結果、本申請による変更後の保安規定は、原子炉等規制法第43条の3の24第2項に規定する「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もの」等には該当しないと認められることを確認

「高経年化技術評価に係る保安規定変更認可 審査結果」
<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100005827>

高経年化技術評価(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。



高経年化技術評価の確認結果(概要)

③照射誘起型応力腐食割れ

中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象

【高浜1確認結果】

⇒バップルフォーマボルトの破損予測本数は136本であり、管理損傷ボルト本数(217本)以下であった

【長期施設管理方針】

⇒炉内構造物の取替を実施する

②原子炉容器の中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その靱性が徐々に低下(脆化)する事象

【高浜1確認結果】

⇒加圧熱衝撃評価の結果、原子炉容器の破損のおそれがない(破壊靱性値が応力拡大係数を上回る)。上部棚吸収エネルギーは判断基準(68J)以上であった

⑤電気・計装設備の絶縁低下

電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象

【高浜1確認結果】

⇒有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間が運転開始後60年以上であったこと

⑦耐震・耐津波安全性評価

耐震設計において、必要な構造・強度に影響する劣化事象を考慮した評価
津波を受ける浸水防護施設の経年劣化事象を考慮した評価

【高浜1確認結果】

⇒流れ加速型腐食等を考慮しても耐震上の許容値を満足した。耐津波安全性評価の結果、評価対象機器・構造物は抽出されなかった

⑥コンクリート構造物の強度低下

コンクリートの強度が、熱、放射線照射等により低下する事象。また、放射線の遮へい能力が熱により低下する事象

【高浜1確認結果】

⇒評価の結果、中性化深さは、鉄筋が腐食し始める深さにならなかった。コンクリート構造物の強度は設計強度を下回らなかった

①低サイクル疲労

温度・圧力の変化によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象

【高浜1確認結果】

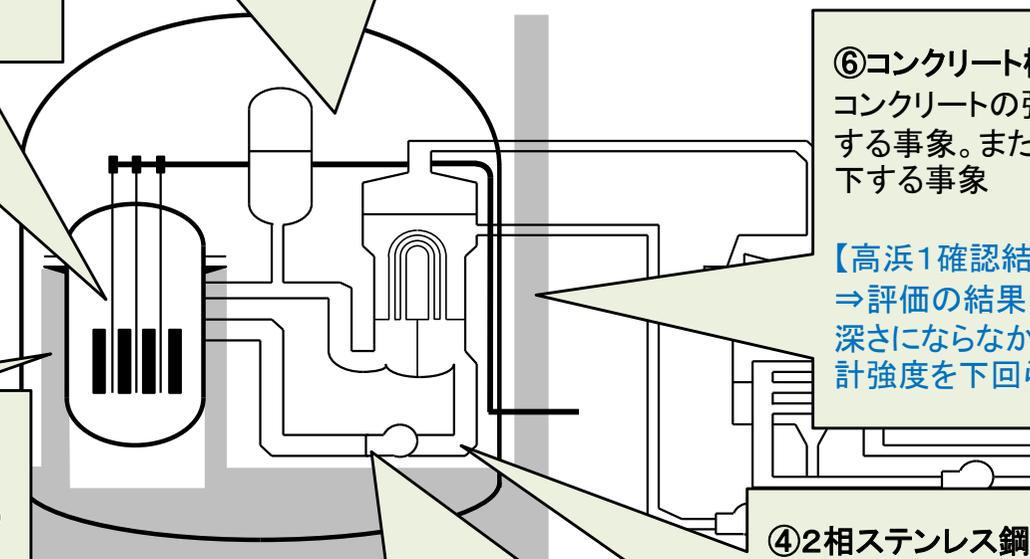
⇒評価対象部位のすべてにおいて疲れ累積係数が1を下回った

④2相ステンレス鋼の熱時効

ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象

【高浜1確認結果】

⇒亀裂進展評価の結果、亀裂は貫通まで至らない。不安定破壊評価の結果、欠陥が拡大することはない



高浜発電所1号炉 長期施設管理方針

No	施設管理の項目	実施時期※1
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6回監視試験を実施する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、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。	中長期
3	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第30保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第31保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
4	バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、炉内構造物の取替を計画しており、計画に基づき取替を実施する。	短期

※1 2024年11月14日からの5年間を「短期」、2024年11月14日からの10年間を「中長期」とする。

2. 今後の対応

保安規定変更認可後の対応

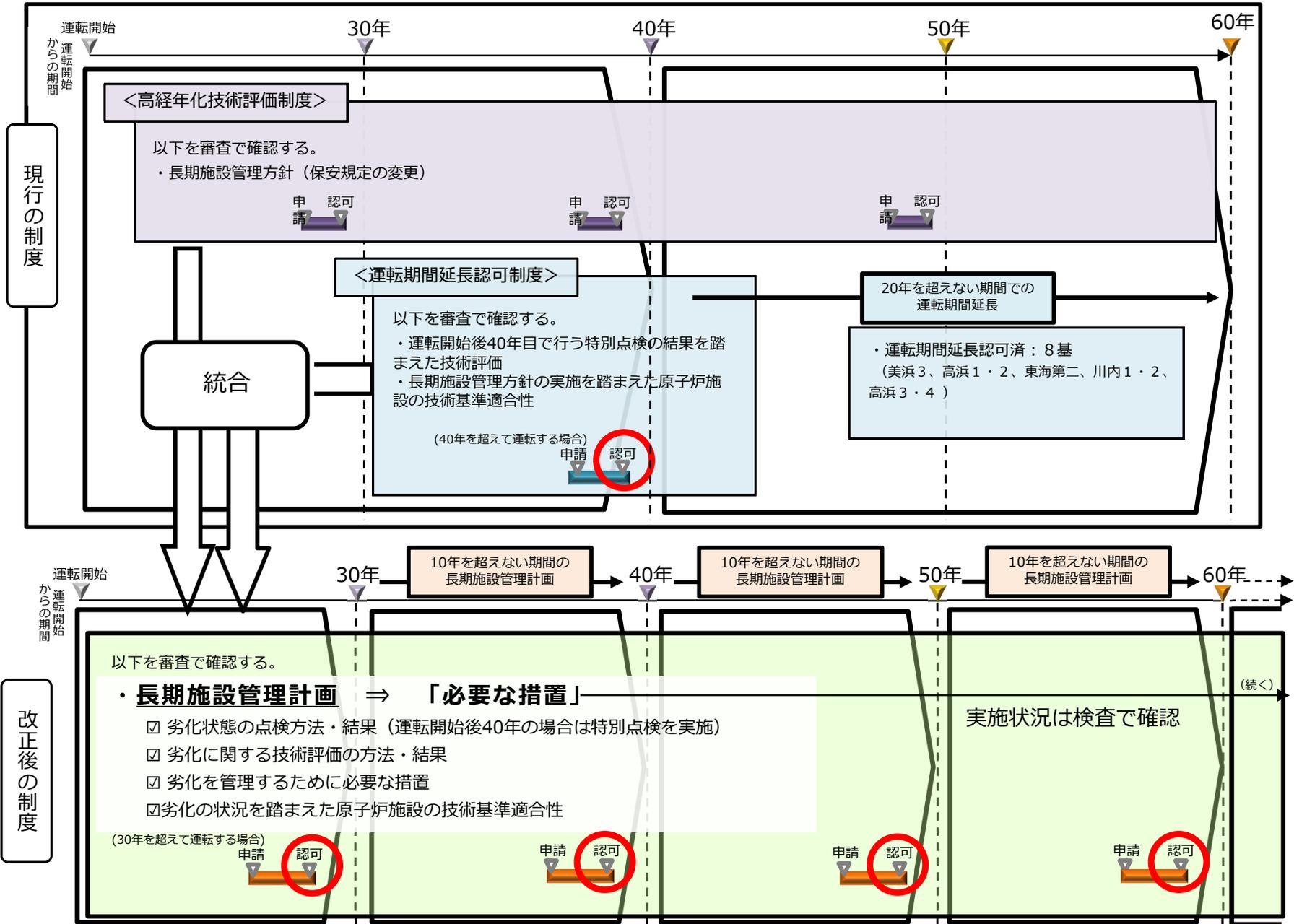
- 事業者は、長期施設管理方針が定められた保安規定に基づき、施設管理を実施することをはじめ、原子炉施設が技術基準に適合するよう、継続的な施設管理業務を適切に実施することが重要。
- 原子力規制委員会は、事業者の施設管理の実施の状況について、原子力規制検査等で厳正に確認していく。

新制度(長期施設管理計画の認可制度)への移行

- 「高経年化技術評価制度(保安規定変更認可)」は、令和7年6月6日に本格施行される脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律(GX脱炭素電源法)により、新制度(長期施設管理計画の認可制度)に移行する。
- 令和7年6月6日以降引き続き運転をしようとする場合は、改正法の本格施行までの経過措置期間中に、新制度での認可を受ける必要がある。
- 令和6年10月24日、関西電力から、残存期間について作成する長期施設管理計画の認可申請がなされた。当該申請に対し、原子力規制委員会は厳正に審査を行っていく。

高経年化した原子炉の安全性を確保するための新たな制度

○：高経年化した発電用原子炉の技術基準適合性を確認するタイミング



運転期間延長認可、高経年化技術評価及び長期施設管理計画の概要

	運転期間延長認可	高経年化技術評価	長期施設管理計画
開始時期	40年	30年	30年
頻度(間隔)	1回 (最大20年)	10年ごと (40年目、50年目)	10年を超えない 期間ごと
劣化評価	必要 (省略可)	必要	必要 (追加項目: サプライチェーン等)
長期施設管理	方針 (添付書類)	方針 (添付書類)	計画 (本文)
認可後の 履行義務	あり (保安措置の一部)	あり (保安措置の一部)	あり
違反時の制裁	許可の取消し又は 運転停止命令	保安措置命令	許可の取消し又は 運転停止命令
認可の基準	劣化を考慮して 技術基準規則に適合	災害防止上 支障がないこと	災害防止上支障がないこと、かつ、 劣化を考慮して技術基準規則に 適合
法令	法律	実用炉規則	法律

令和4年11月2日原子力規制委員会資料1より抜粋、一部加筆

(参考)

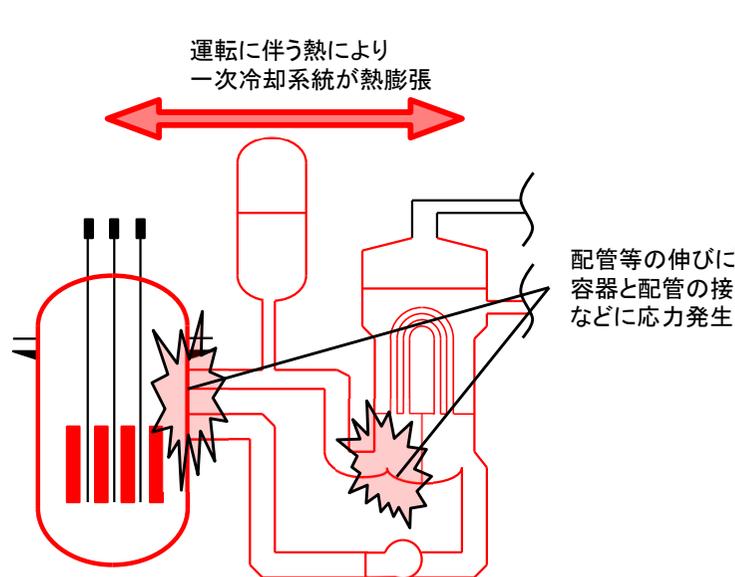
高浜1号炉の高経年化技術評価等
に係る審査結果の詳細

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

<主な確認事項>

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

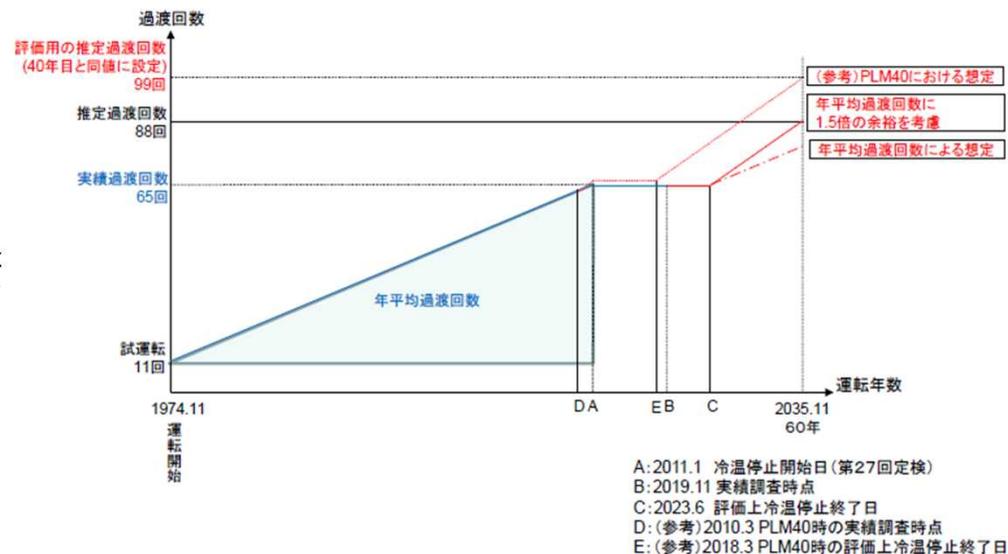


図 推定過渡回数の略式図(「停止」の例)

- 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
- PLM40の評価で用いた過渡回数の方が大きかったため、保守的にそちらを用いて評価

<主な確認結果>

推定過渡回数を、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

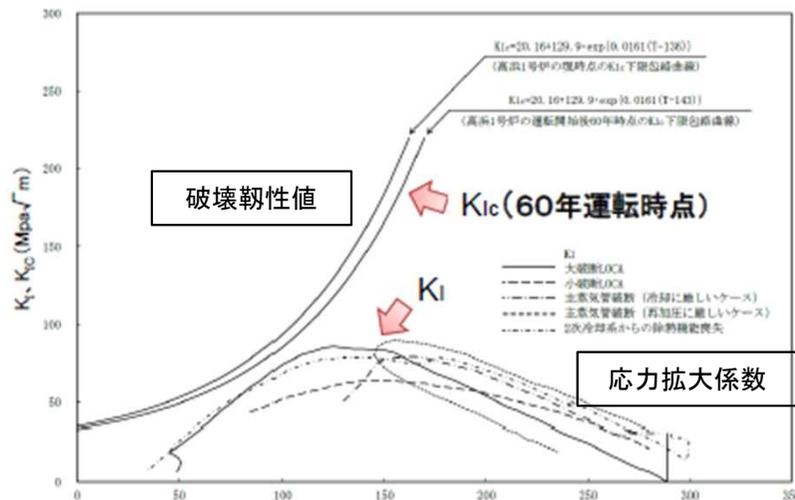
<主な確認事項(1)>

加圧熱衝撃評価の結果、原子炉压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

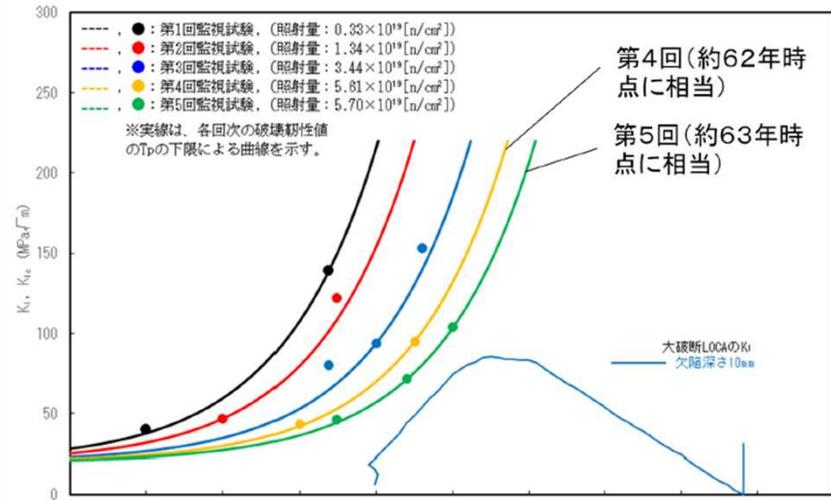
加圧熱衝撃事象の評価

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压力容器が冷却され、原子炉压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



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



監視試験の各回次の破壊靱性値の実測値のみを用いた評価(追加的な評価)

<主な確認結果>

加熱衝撃試験の結果、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。

劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(3)

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。

<主な確認事項(3)>

原子炉圧力容器について以下を満たすこと。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

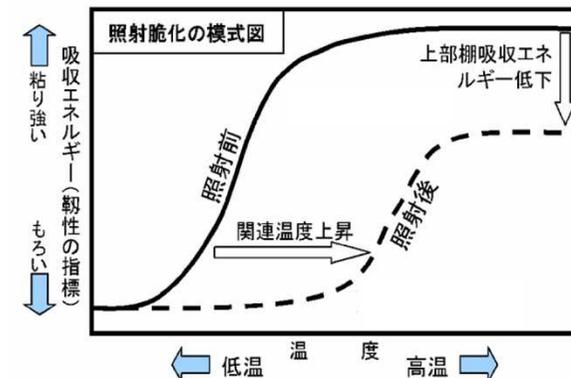
上部棚吸収エネルギーの評価

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を示す指標(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。

<主な確認結果>

上部棚吸収エネルギー評価の結果、高浜1号炉で72Jであり、判断基準の68Jを上回ること



中性子による照射脆化について

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
高浜1号炉	96°C	72J

※関連温度とは、高温側では柔らかく粘り強く、低温側では硬く脆くなるという、鋼材の持つ性質が変わる温度のこと

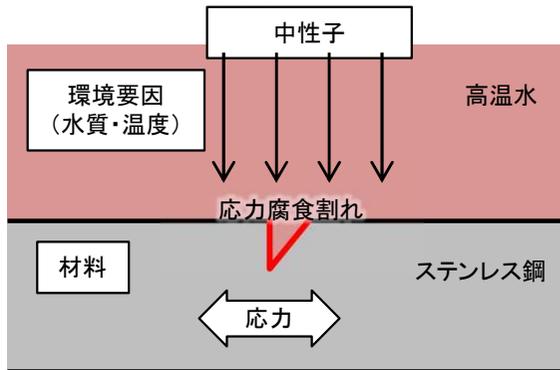
劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」

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

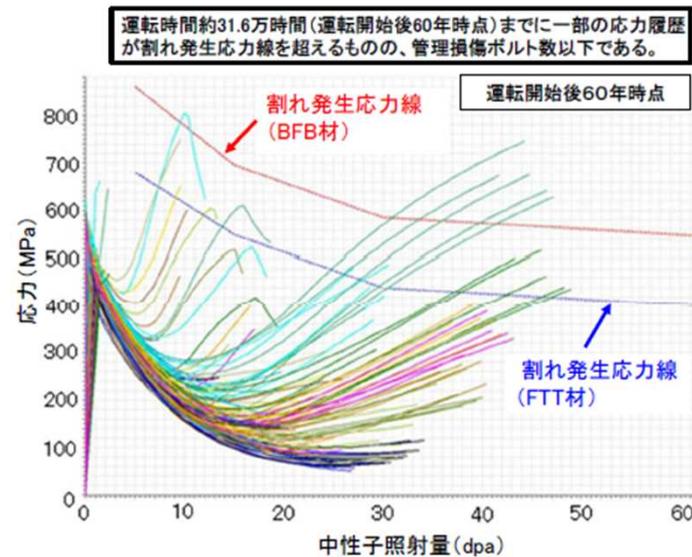
<主な確認事項>

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、バッフルフォーマボルトが主な対象となっている。



バッフルフォーマボルトの損傷予測結果

<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、環境条件が最も厳しいバッフルフォーマ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136本(管理損傷ボルト本数(全体の20%)以下:12.5%)であり、安全に関わる機能を維持できること

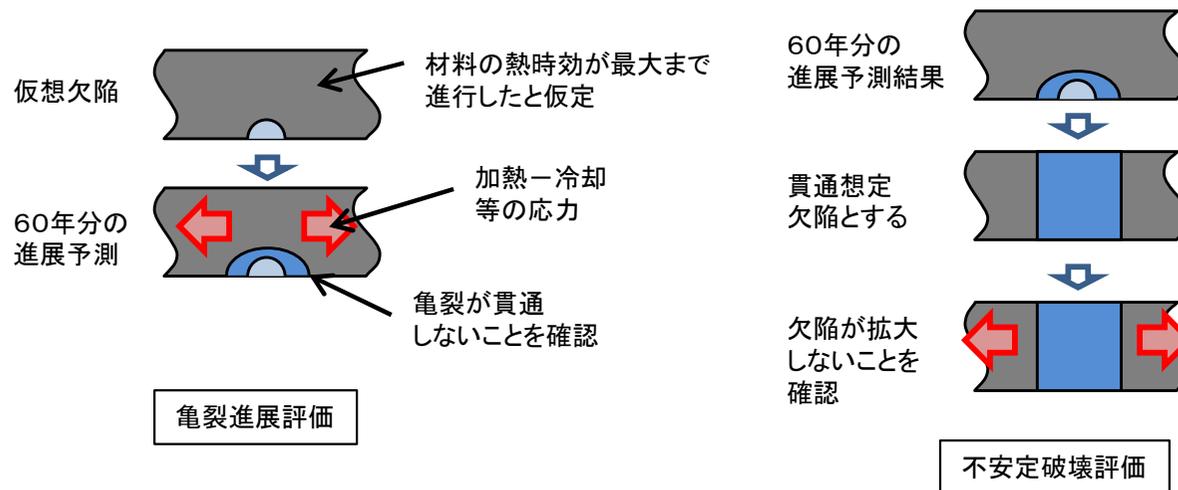
劣化状況評価 ④「2相ステンレス鋼の熱時効」

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

<主な確認事項>

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

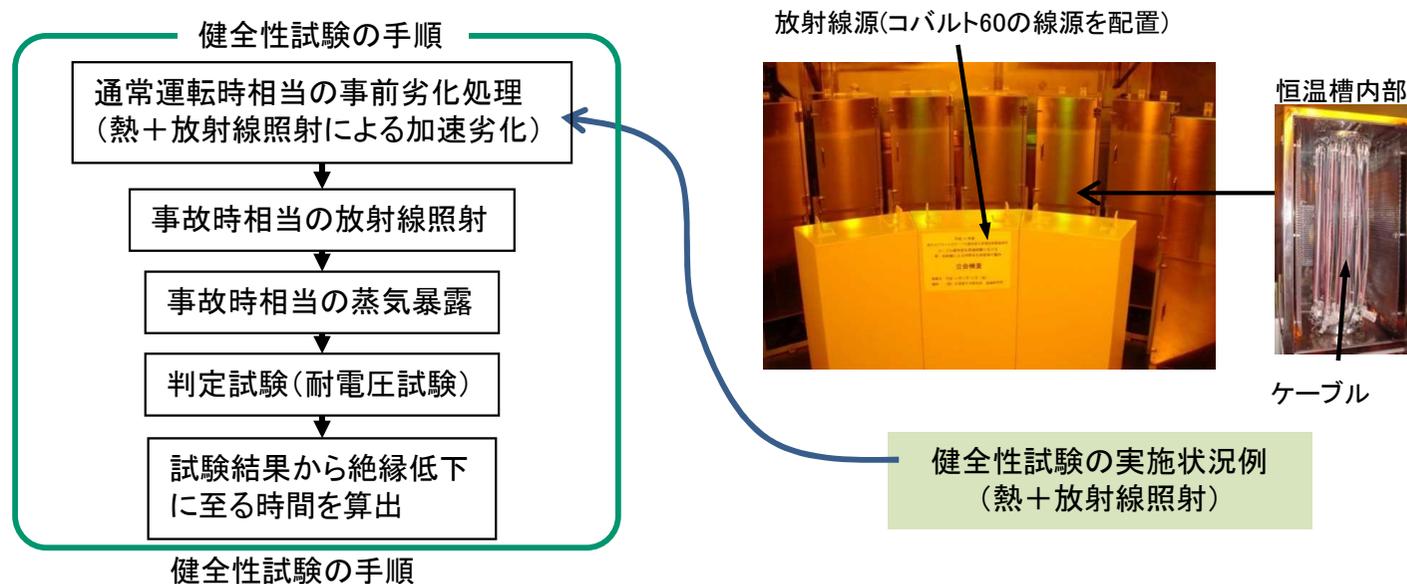
- ・亀裂進展評価の結果、初期欠陥を想定して60年後の亀裂の進展を想定しても、亀裂は貫通まで至らないこと
- ・不安定破壊評価の結果、貫通欠陥を想定しても、欠陥が拡大することはないこと

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、重大事故等時の熱・放射線により絶縁性能が低下する可能性がある

<主な確認事項>

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>

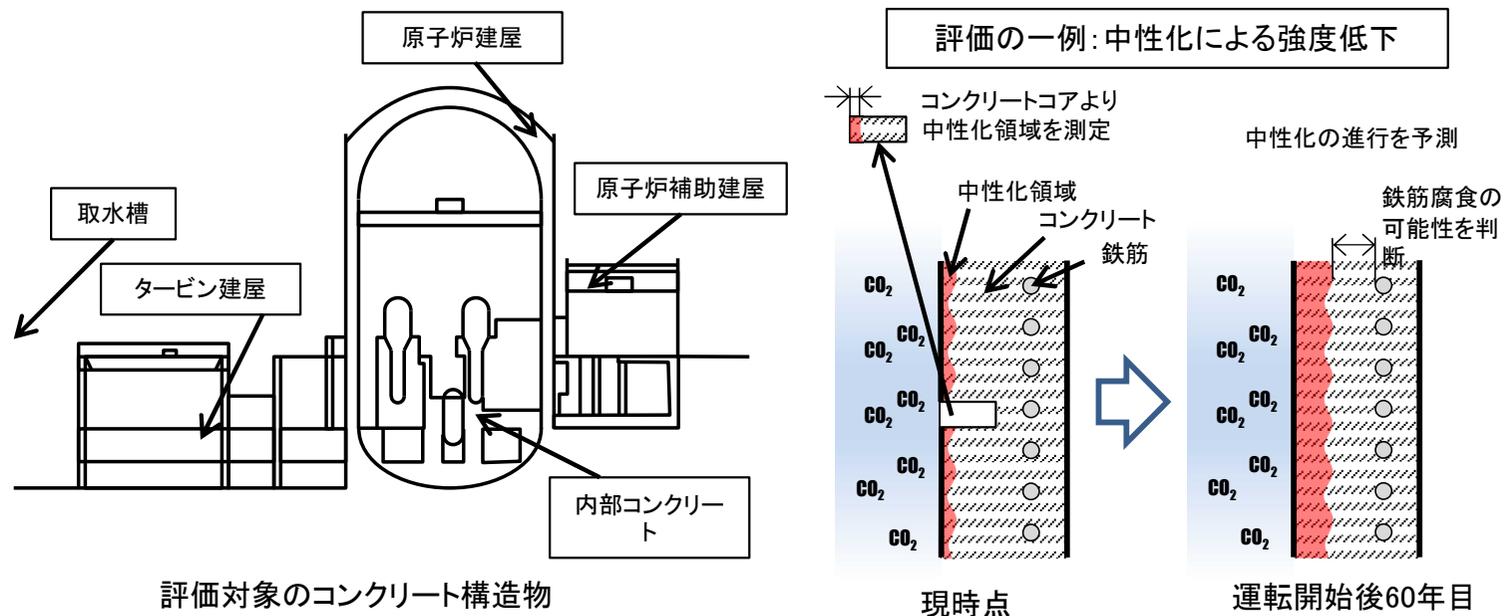
健全性評価の結果、電気・計装設備は運転開始後60年時点まで、有意な絶縁低下が発生しないと評価されたこと

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

<主な確認事項>

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



<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

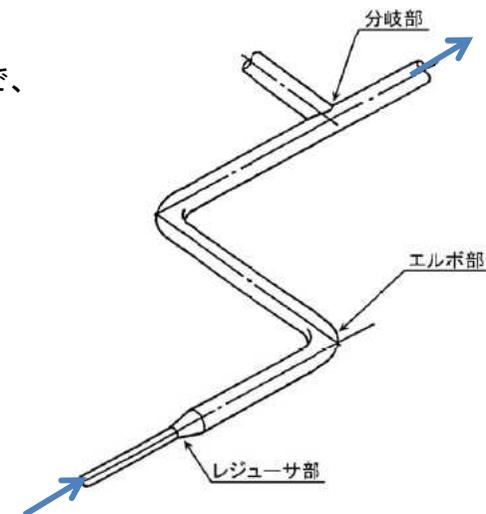
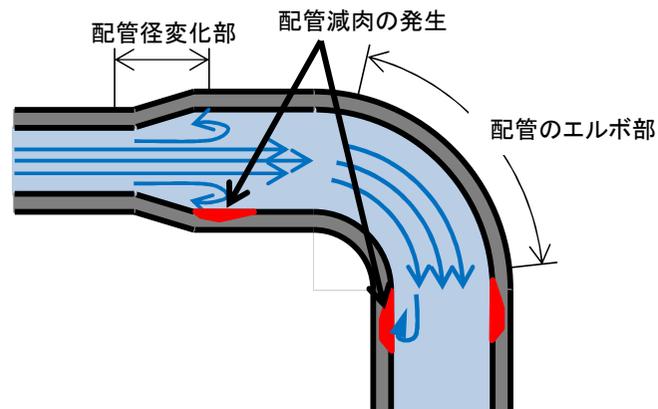
劣化状況評価 ⑦「耐震安全性評価」

<主な確認事項>

- ・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事
- ・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事
- ・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事

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】

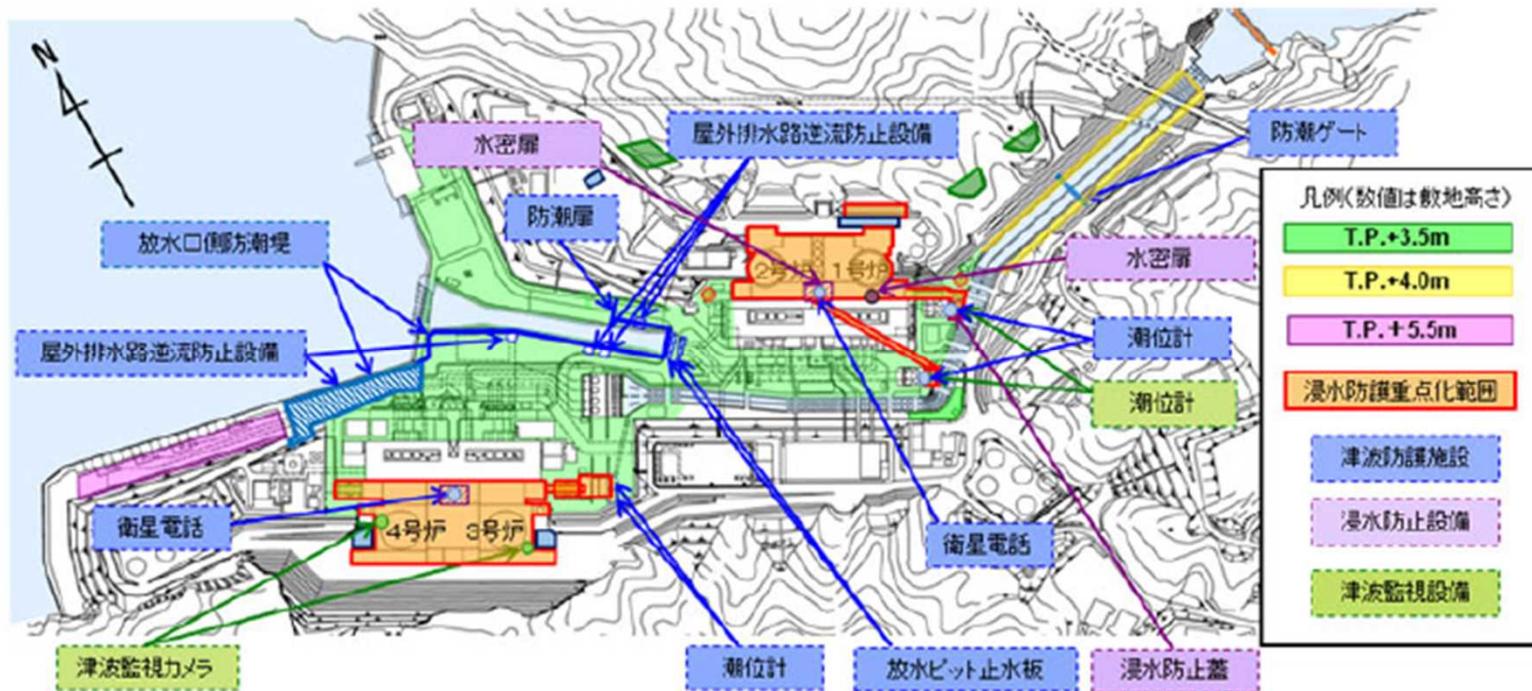
<主な確認結果>

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事、地震時に動的機能が要求される機器(主蒸気逃し弁等)の動的機能が維持される事、地震時の制御棒挿入性の評価等の耐震安全性評価項目についても、要求事項を満足した事

劣化状況評価 ⑧「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



高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。評価対象機器・構造物は抽出されなかった