

高浜発電所1・2号機の現地確認結果について（報告）

- 1 実施日時 令和2年11月25日（水） 13時から17時まで
- 2 場 所 関西電力株式会社高浜発電所（福井県大飯郡高浜町田ノ浦1）

3 確認者

原子力防災専門委員：木村委員、西山委員

市 町：舞鶴市多々見市長、福知山市伊東副市長、綾部市山崎副市長、
宮津市今井副市長、その他高浜UPZ市町職員

京都府：壺内危機管理部長

4 説明者

関西電力(株) 松村副社長(原子力事業本部長)

木島高浜発電所長、西川原子力安全総括、田邊副所長

5 確認施設等

- (1) 原子炉格納容器上部遮蔽(トップドーム)の設置状況
- (2) 緊急時対策所(新設)・免震事務棟(新設)
- (3) 中央制御盤取替工事の実施状況
- (4) 火災防護対策の実施状況
- (5) 使用済燃料ピットの竜巻対策の実施状況
- (6) 原子炉格納容器内の状況
- (7) 重大事故等対処資機材の整備状況 等

6 府原子力防災専門委員の講評

・ 本日の現地確認で、原子炉格納容器上部遮蔽壁（トップドーム）、緊急時対策所等の安全向上対策を確認することができた。常に、安全を意識して取り組むことが重要。

（木村委員）

・ 新しい施設と設備等が完成していること、様々なケースを想定した対策を確認した。また、これらの施設について耐震面に注目したが、特に気になる点はなかった。

（西山委員）

原子炉格納容器上部遮蔽の設置

(原子炉格納容器からの放射線量を低減し、屋外での緊急時の作業における被ばくを低減)



緊急時対策所（新設）

(重大事故等が発生した場合の事故制圧・拡大防止を図るための耐震構造の建物)



免振事務棟（新設）

事故対応が長期化した場合の支援施設（要員待機、資機材保管） [写真=免震装置]



中央制御盤取替工事

(従来のアナログ式の中央制御盤を、最新のデジタル式に取替。視認性・操作性等が向上。)



火災防護対策

(重要ケーブルについて、難燃ケーブルに取り替えたり、防火シートで巻き付け [写真])



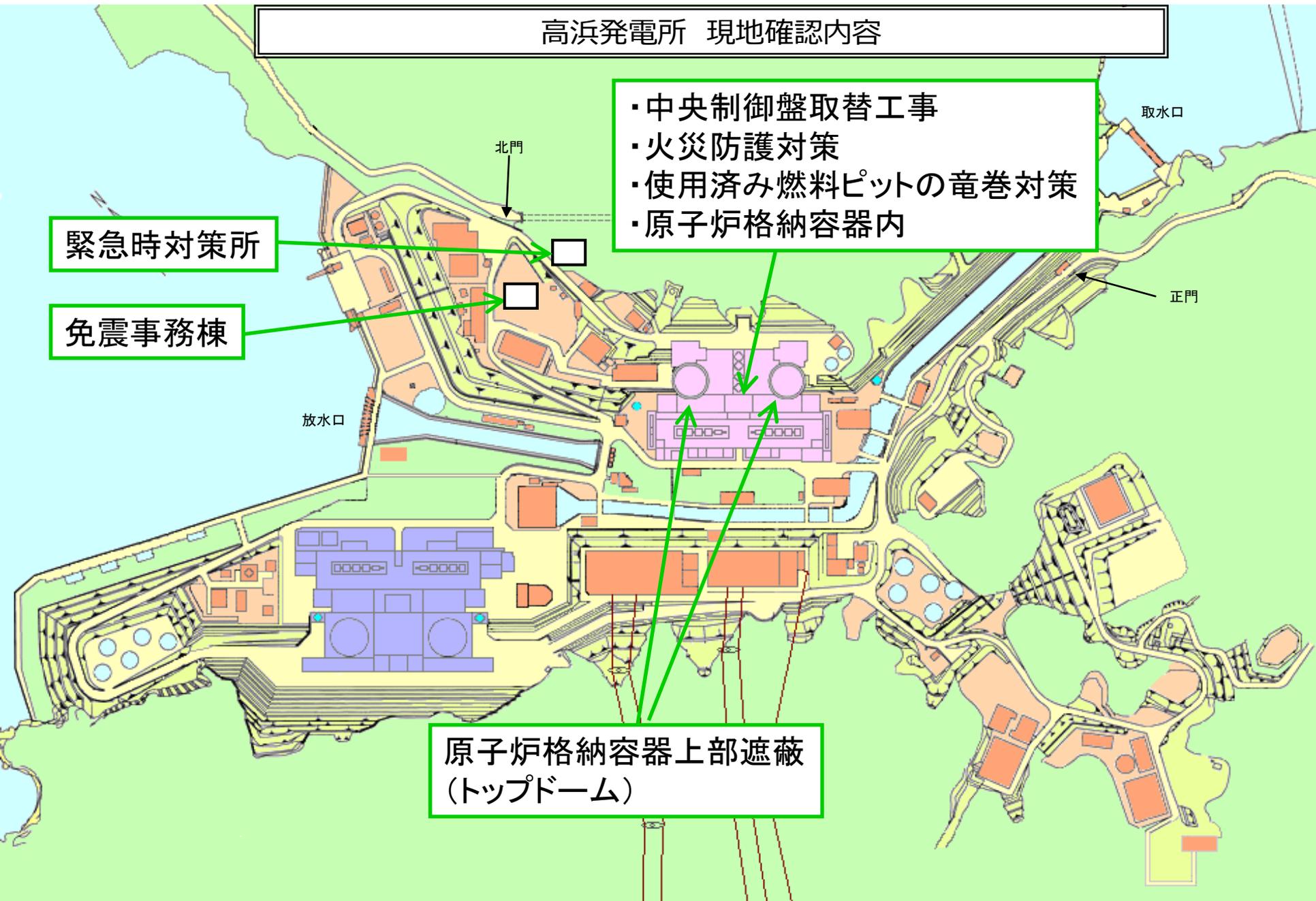
高浜発電所 現地確認内容

- ・中央制御盤取替工事
- ・火災防護対策
- ・使用済み燃料ピットの竜巻対策
- ・原子炉格納容器内

緊急時対策所

免震事務棟

原子炉格納容器上部遮蔽
(トップドーム)

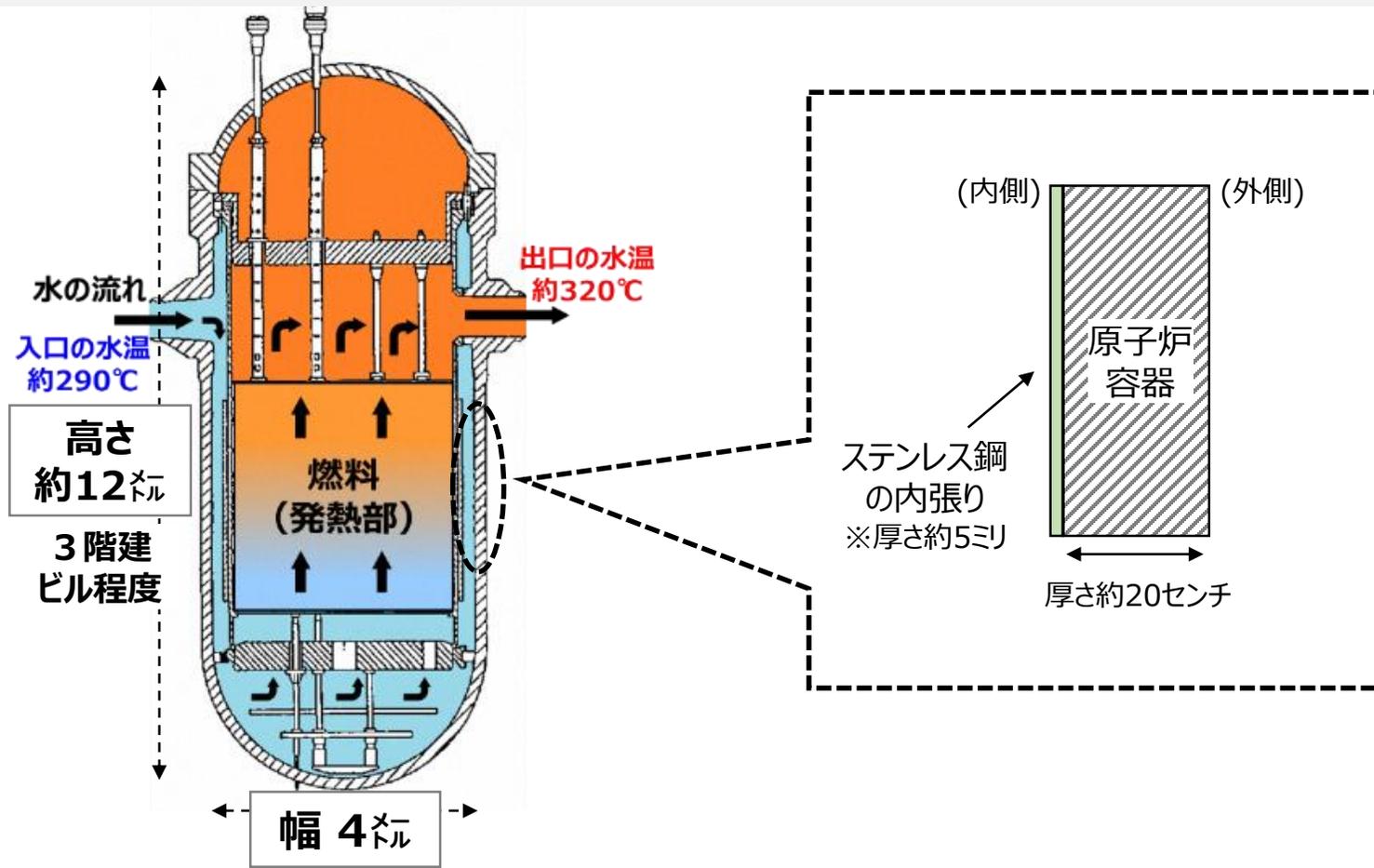


高浜 1, 2 号機の
原子炉容器の安全性について
～中性子照射脆化への対応～

2020年11月27日
関西電力株式会社

原子炉容器とは

- 原子炉容器の金属は、強度やねばり強さ（伸びやすさ）を持たせた厚さ約20センチの合金で作られています。さらに、容器の内側には、ステンレス鋼（厚さ約5ミリ）の内張りを施し、水が接触しない構造とすることで、腐食を防止しています。
- 容器は、燃料を収納しているため、燃料に近い部分は、燃料から放出される中性子線（放射線）の影響を受けます。

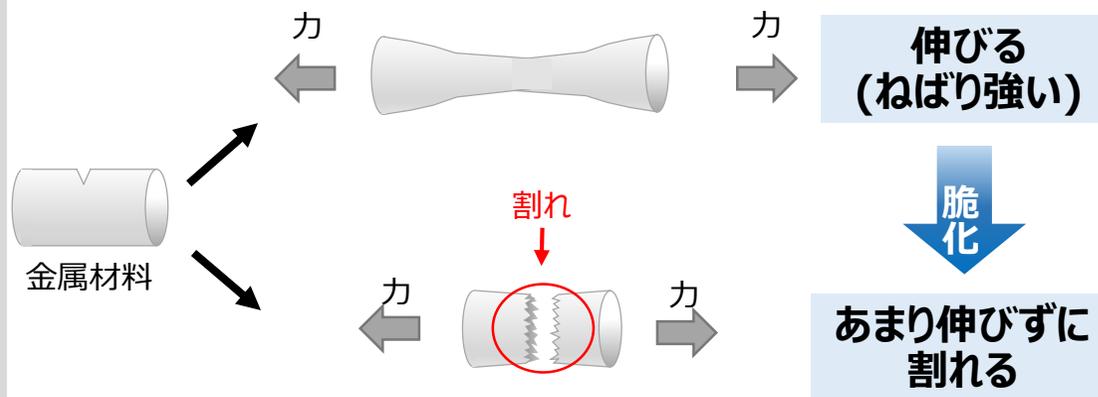


○金属は、中性子線（放射線）を浴び続けると、その材料が元々に持っているねばり強さ（伸びやすさ）が徐々に低下します（脆化）。
これを、中性子照射脆化と呼んでいます。

金属の性質

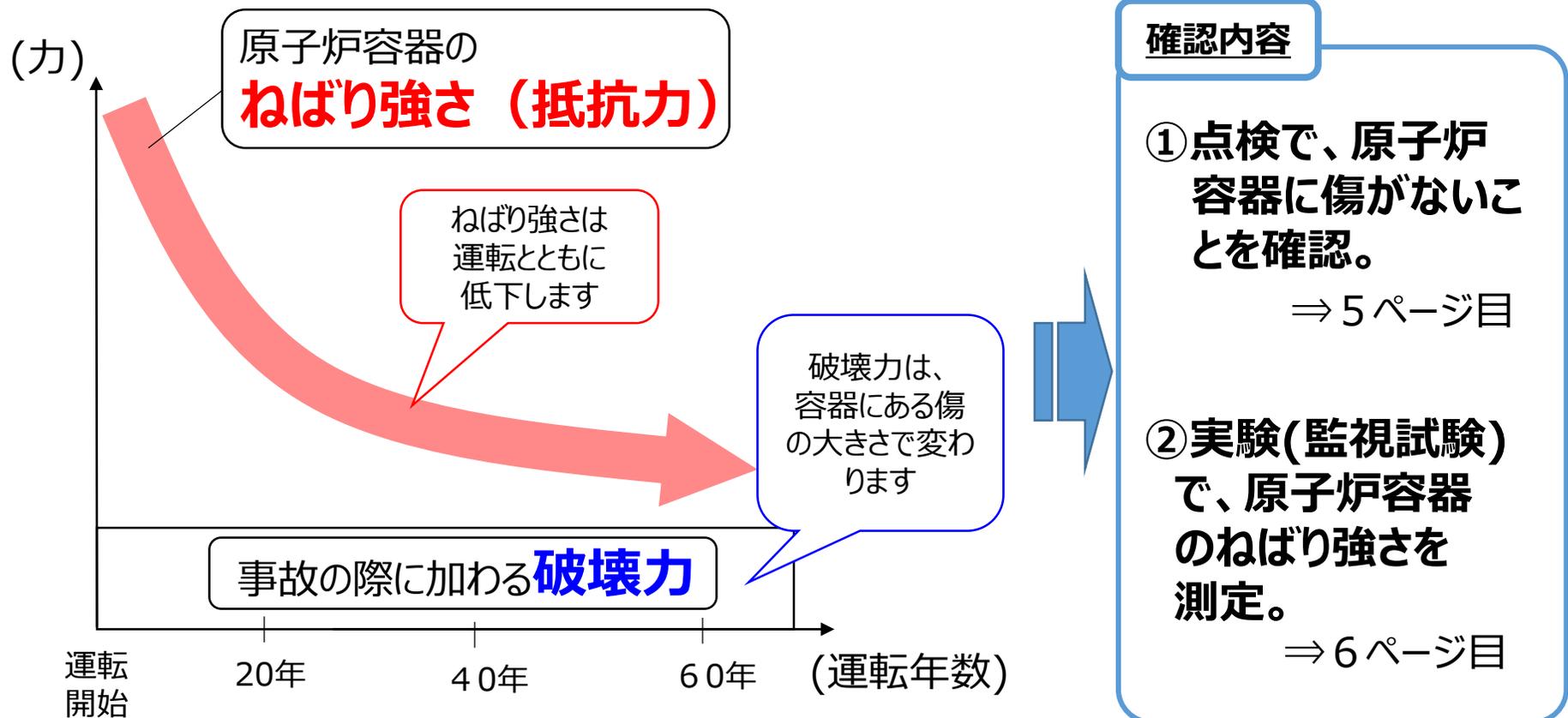
- 金属は、引張る力に対して伸びることにより壊れない性質があります。
- 高温の状態では、粘りが強い（伸びやすい）ですが、温度が低くなると、ねばり強さがなくなり脆く（もろく）なる（あまり伸びずに割れやすくなる）性質があります。

ねばり強さのイメージ



原子炉容器の安全性の確認について（1）

- 原子炉容器のねばり強さは、運転とともに徐々に低下しますが、低下の程度はだんだん小さくなるのが、これまで国内外で実施された数多くの実験で分かっています。
- 点検や実験により、原子炉容器の傷の有無や、ねばり強さを確認しています。



- 原子炉容器の脆化は、原子力発電所の平時の運転では、大きな力が加わることがないように管理しているため、原子炉容器の安全性に影響はありません。
- ただし、長く運転することで**ねばり強さが低下した原子炉容器が、事故時の急速な冷却で加わる大きな力により壊れないかを確認**する必要があります。 ⇒ 7ページ目

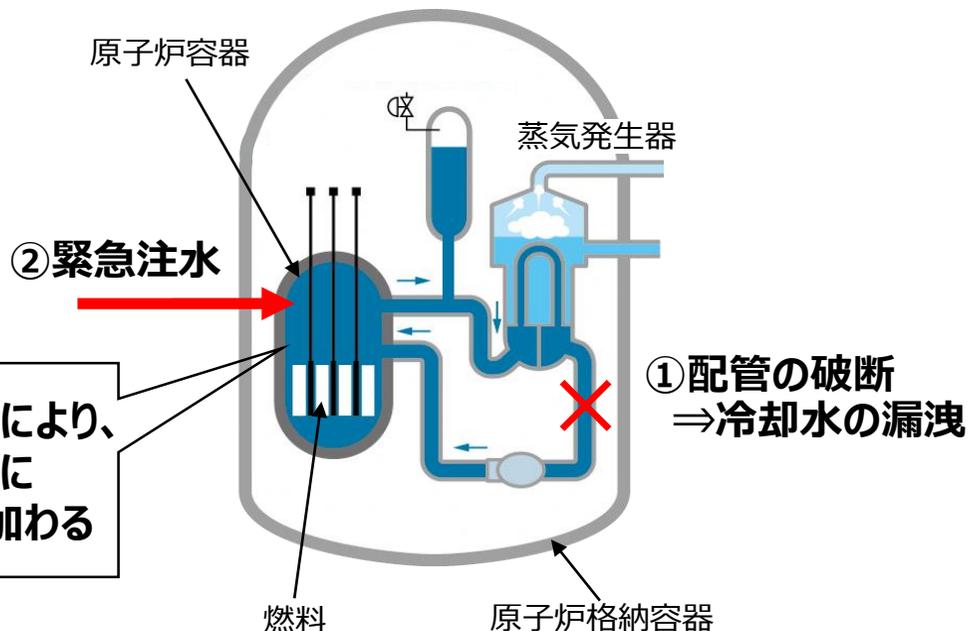
事故時においては、

- 原子力発電所で、配管が破断するような事故が起きると、原子炉容器の内部（燃料）を冷やすために、水を緊急注入します。

この水により原子炉容器が急激に冷えることで、容器に大きな力が加わります。

③ 急激な冷却により、
原子炉容器に
大きな力が加わる

<事故発生と水の緊急注入のイメージ>



①点検による傷の確認結果

○ さまざまな点検で、原子炉容器に傷がないことを確認しています。

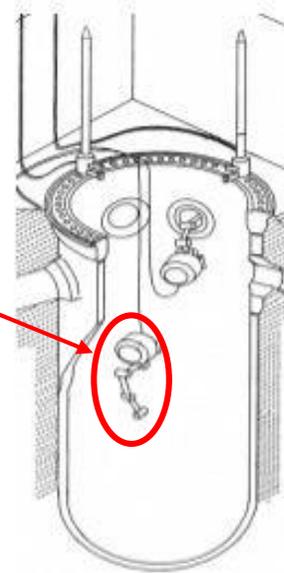
- ✓ まず製造時に点検しています。
- ✓ 運転を開始後も、定期的に点検しています。
- ✓ **40年を迎えるにあたって、更に入念に点検しました。（特別点検）**

特別点検では、

- 超音波を利用し、原子炉容器の内部に傷がないかを点検しました。
- ねばり強さの低下が想定される箇所全てを点検し、傷がないことを確認しました。

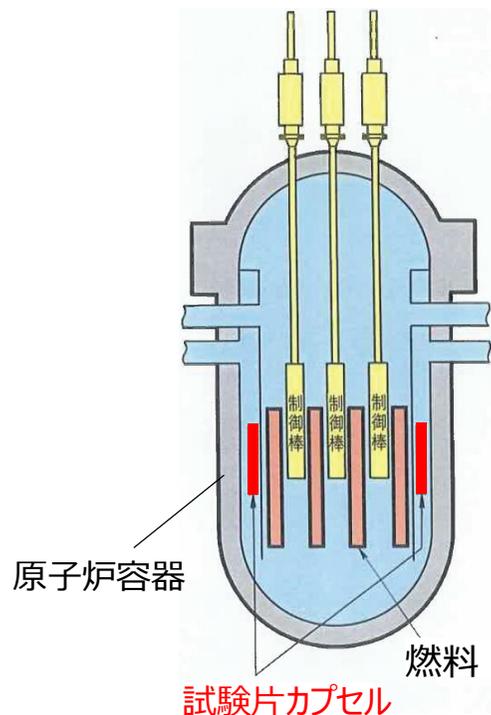


検査用ロボットを用いて
容器の内側を検査します。



②実験（監視試験）による、ねばり強さの確認結果

- 建設時に、原子炉容器と同じ材料の金属を試験片カプセル（8体）に入れ、容器より燃料に近い位置に設置しています。その試験片を計画的に1体ずつ取り出して、原子炉容器のねばり強さを測定しています。
- これまでに4体のカプセルを取り出して、**ねばり強さ測定した結果、把握しているデータから異常な低下傾向がないことを確認しました。**



- ✓ 中性子を浴びる量は、燃料から遠ざかる（原子炉容器の外側）ほど小さくなります。
- ✓ したがって、原子炉容器より、燃料に近い位置に設置し、多くの中性子を浴びている試験片のねばり強さを測定することで、将来の原子炉容器のねばり強さが予測できます。
- ✓ 最新（第4回）の監視試験では、約50年運転した場合の原子炉容器のねばり強さを測定しています。

- 事故時に原子炉容器が壊れないかを確認するために、60年間運転した場合の原子炉容器のねばり強さと、事故時に加わる破壊力を比べます。
- その結果、ねばり強さが十分あるため、事故時に壊れないことが確認できました。

60年運転時の ねばり強さ（抵抗力）

- 原子炉容器のねばり強さは、運転とともに徐々に低下しますが、低下の程度はだんだん小さくなるのが、これまで国内外で実施された数多くの実験で分かっています。
- あと20年間運転する程度では、ねばり強さが急激に低下することはないと考えています。



事故時の破壊力

- 安全側に評価するため、あえて大きな破壊力を想定しています。

【想定している破壊力について】

- ・点検で傷がないことを確認していますが、深さ10ミリの傷があると仮定します。
- ・配管が大きく破断するような事故は起きないように設計し、運転管理していますが、事故が起こることを仮定します。
- ・事故が起こっている最中に、大きな地震が来る可能性は極めて小さいですが、700ガルの地震が来ることを仮定します。

- 点検により、原子炉容器に傷がないことを確認しました。
- 実験(監視試験)により、ねばり強さを測定し、異常な低下の傾向がないことを確認しました。
- 60年間運転した原子炉容器のねばり強さは、事故時に加わる破壊力よりも大きく、壊れないことを確認しました。

これらの内容は、原子力規制委員会にも確認頂きました。

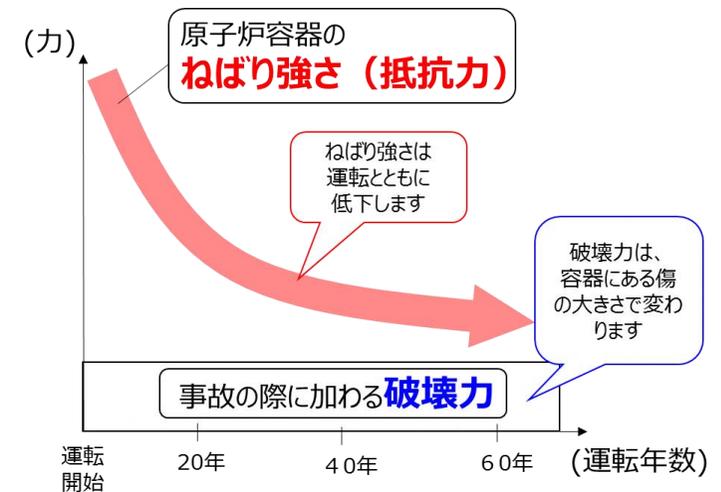
- 今後も、定期的に点検を実施し、傷がないことを確認していきます。
- 原子炉容器内に残っている試験片カプセルを計画的に取り出し、ねばり強さの測定を実施していきます。
- 最新の知見を常に取り込み、信頼性を向上していきます。

(ご質問)

原子炉容器のねばり強さが、想定されたレベルよりも、急激に低下することはないのでしょうか？

(答え)

- 一般的に、材料の経年変化、劣化の度合いは、時間がたつほど緩和すると考えられています。
- 中性子の照射によるねばり強さの低下についても、照射される量の増加とともに影響は緩和しますので、40年近く運転した原子炉容器のねばり強さが、今後、急激に低下することはないと考えています。
- 今後、原子炉容器内に残っている試験片カプセルを計画的に取り出し、ねばり強さの測定を実施していきます。
- また、最新の知見を常に取り込み、信頼性を向上していきます。



(ご質問)

原子炉容器の中に残っている試験片カプセルは、いつ取り出すのですか？

(答え)

- まず、運転期間が50年を経過するまでに、1体のカプセルを取り出します。
- その後は、実際に原子炉容器が浴びる中性子の量が、前回取り出したカプセルが浴びていた中性子の量を追い越す前に、次のカプセルを取り出します。

※試験片カプセルは、原子炉容器より燃料に近く、多くの中性子を浴びるため、原子炉容器の将来の状態を確認することができます。

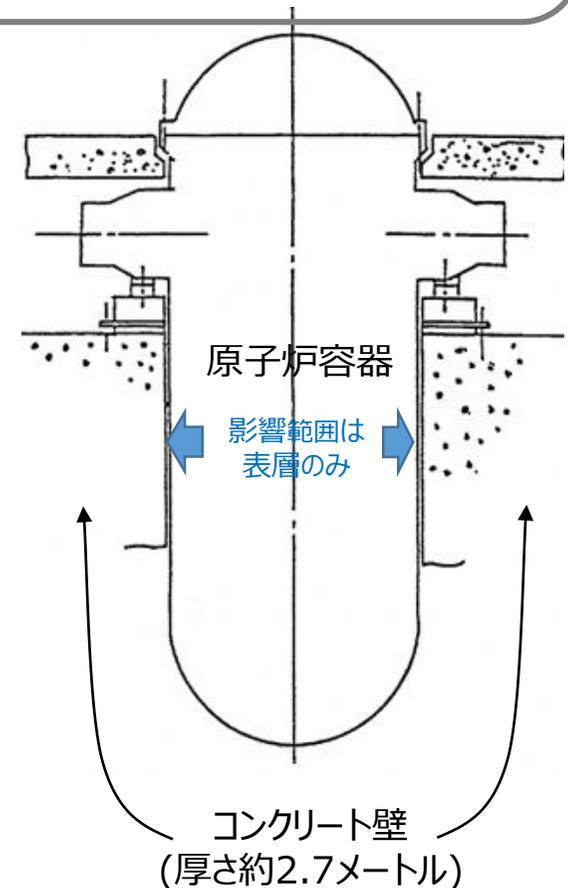
- 具体的な取り出し時期は、実際のプラントの運転状況を踏まえて決定することになりますが、最終的には、60年間運転した原子炉容器のねばり強さを事前に測定できるように取り出しを計画していきます。

(ご質問)

原子炉容器を取り囲むコンクリート壁は中性子の影響を受けると聞いたことがあります、大丈夫なのですか？

(答え)

- 原子炉容器を取り囲む壁は、厚さ約2.7メートルの頑健なコンクリート製です。
- 一般に、コンクリートはある一定の量の中性子を浴びると、強度が低下する傾向があるとされています。
- ただし、60年間運転した程度で浴びる中性子の量であれば、強度が低下する範囲は表層のごく僅かであり、高浜発電所で想定している大きな地震（700ガル）が来てもコンクリート壁は壊れません。



参考

第9回高浜発電所に係る地域協議会(令和2年11月22日)配布資料

関西電力(株)高浜発電所 1・2号炉の運転期間延長認可の概要

令和2年11月22日

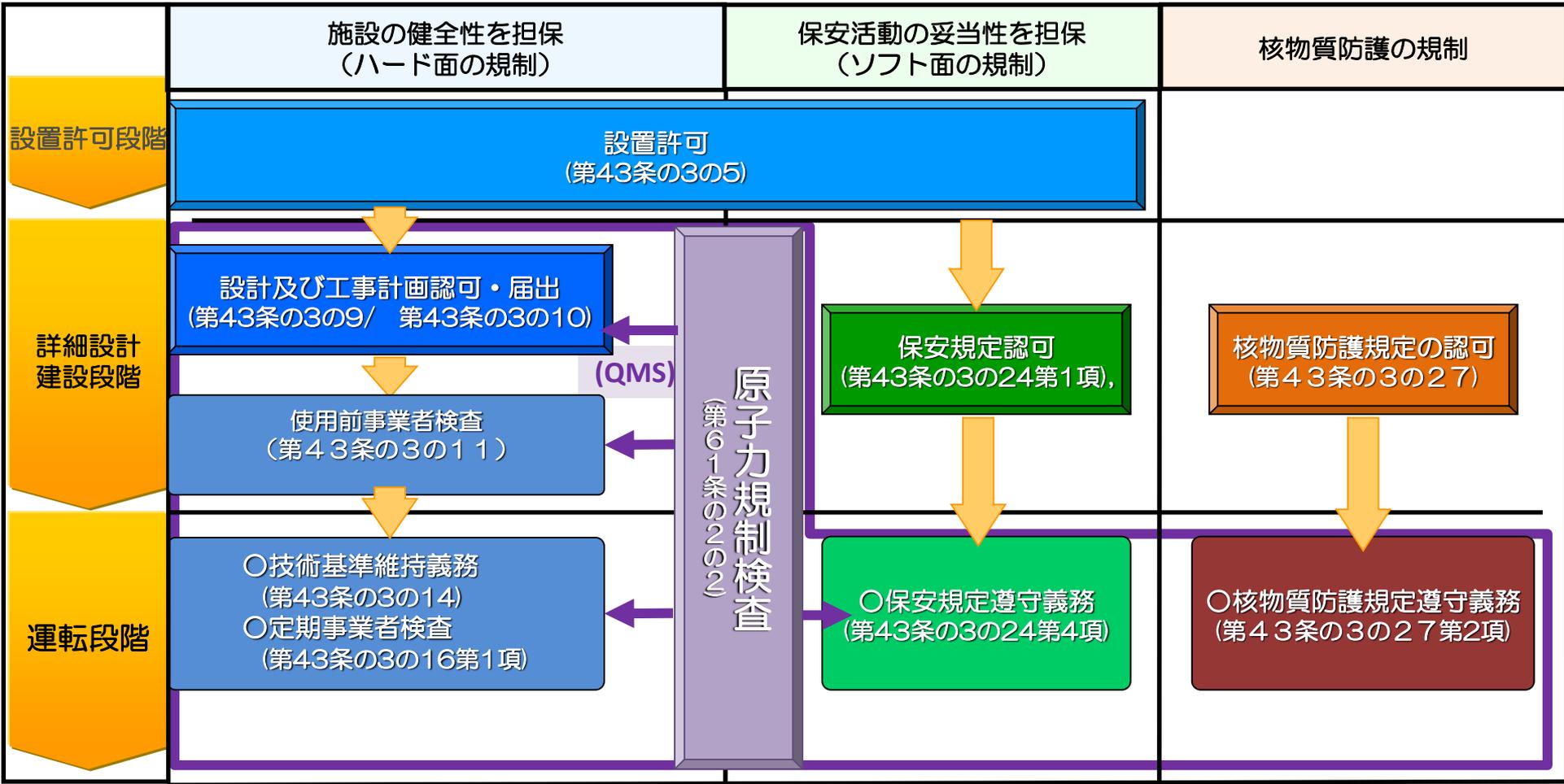


本日の説明の順序

1. 高浜発電所に係る許認可の状況
2. 新規制基準について
3. 高浜1, 2号炉の40年超の運転に係る審査結果
4. 今後の予定

○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。



1. 高浜発電所に係る許認可の状況

(1) 新規制基準に係る許認可の状況

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	
高浜	1,2(3,4)号炉	H27.3.17	H28.4.20	H27.7.3	H28.6.10	R1.7.31	
	3,4号炉	H25.7.8	H27.2.12	H25.7.8	3号H27.8.4 4号H27.10.9	H25.7.8	H27.10.9

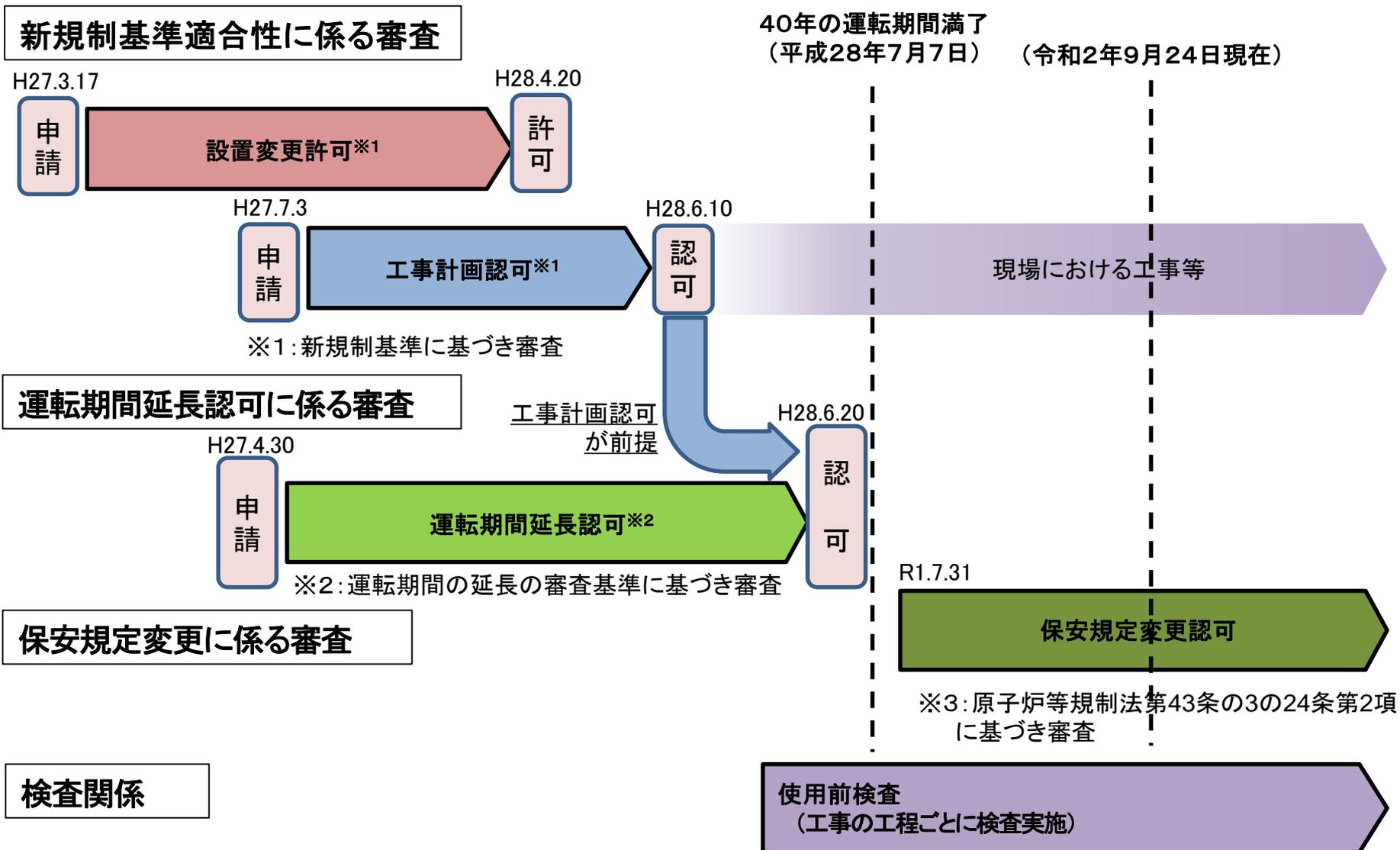
(2) 40年超の運転期間延長に係る認可の状況

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	
高浜	1, 2号炉	H27.4.30	H28.6.20	H27.4.30	H28.6.20

(3) 特定重大事故等対処施設

施設	経過措置満了日	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	
高浜	1,2(3,4)号炉	R3.6.9	H28.12.22	H30.3.7	(全4回) (第一回) H30.3.8 (第二回) H30.11.16 (第三回) H31.3.15 (第四回) R1.5.31	(第一回) H31.4.25 (第二回) R1.9.13 (第三回) R1.10.24 (第四回) R2.2.20		
	3号炉	R2.8.3	H26.12.25	H28.9.21	H29.4.26	R1.8.7	R2.4.17	
	4号炉	R2.10.8	〃	〃	〃	R1.8.7	〃	

高浜 1, 2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～



2. 新規制基準について

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。

地震・津波という共通原因により複数の安全機能が喪失

①地震により外部電源喪失

②津波により所内電源喪失・破損



使用済燃料プール

⑦水素爆発

安全機能喪失によるシビアアクシデントの進展

③冷却停止



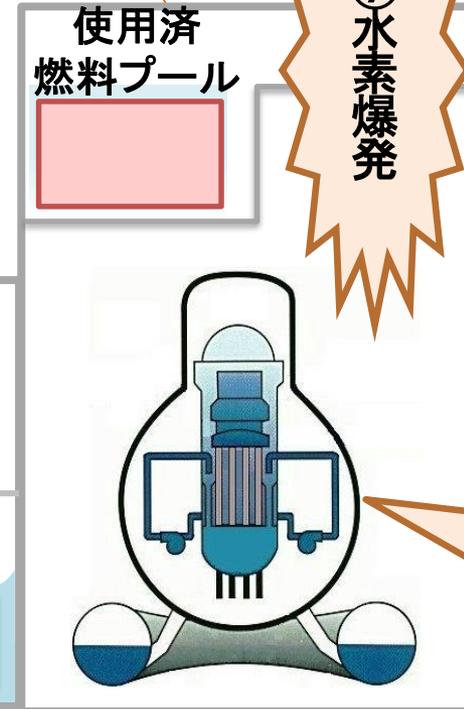
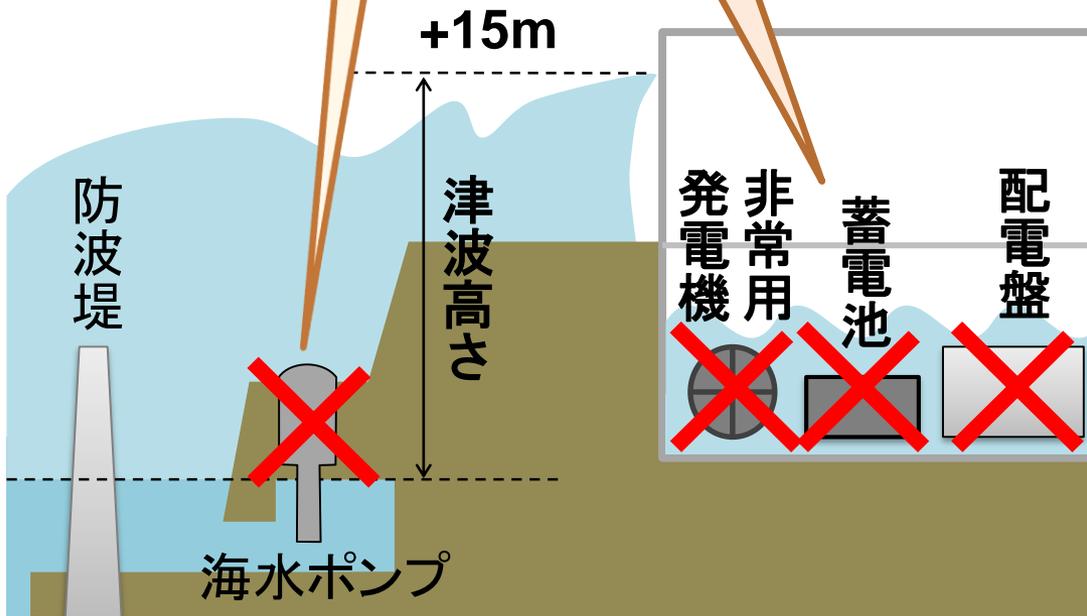
④炉心損傷



⑤水素発生

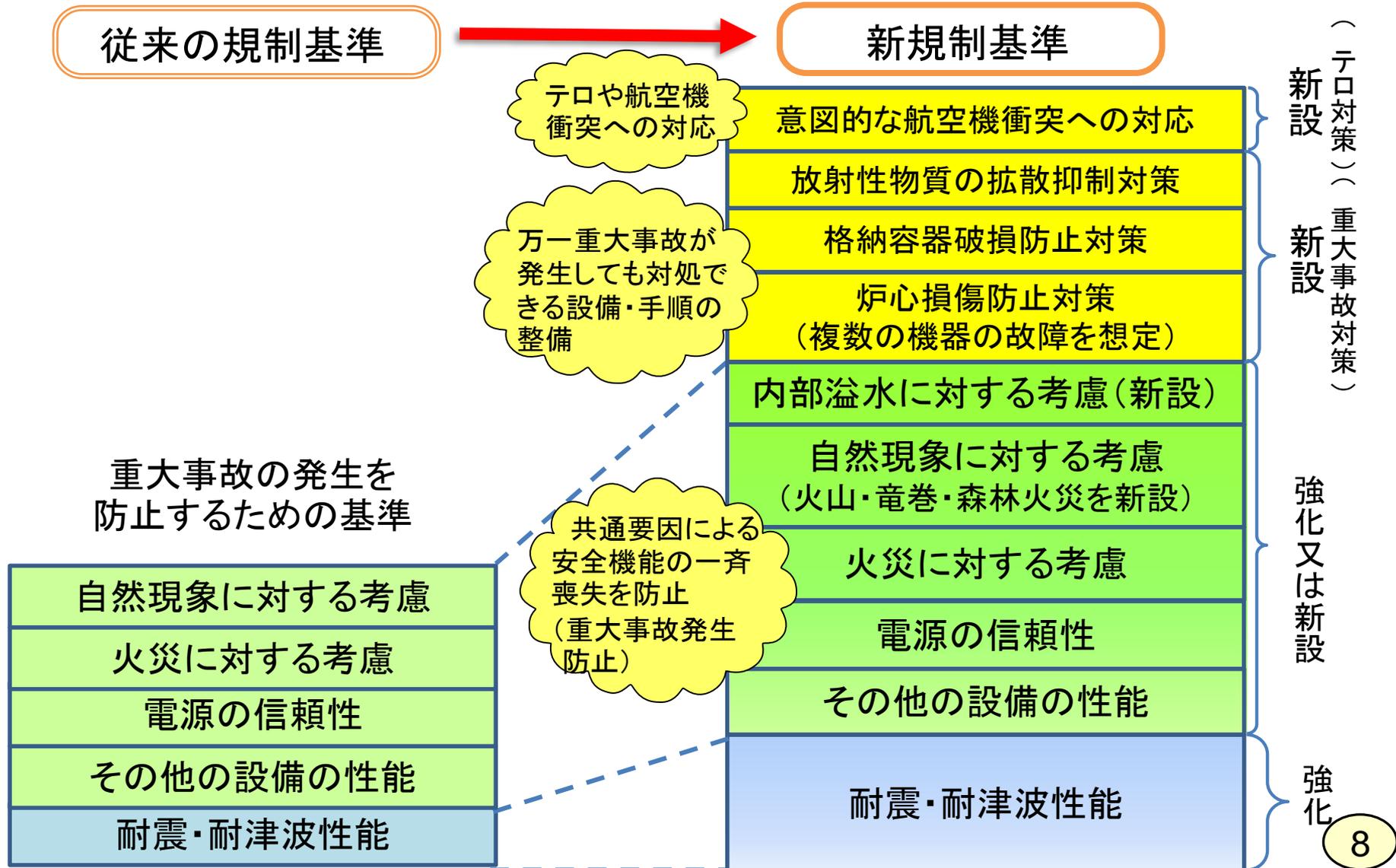


⑥水素漏えい
(格納容器破損)



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。



3. 高浜1, 2号炉の40年超の運転に係る審査結果

主な審査内容

1. 工事計画認可について

1, 2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、または要求事項に適合しない場合には、適切な保守管理がなされることにより、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、または要求事項に適合しない場合には、適切な保守管理がなされることにより、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. 長期保守管理方針(長期施設管理方針)について

高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。

「運転期間延長認可 審査結果」

<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11126546/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/00000316.html> (1号炉)

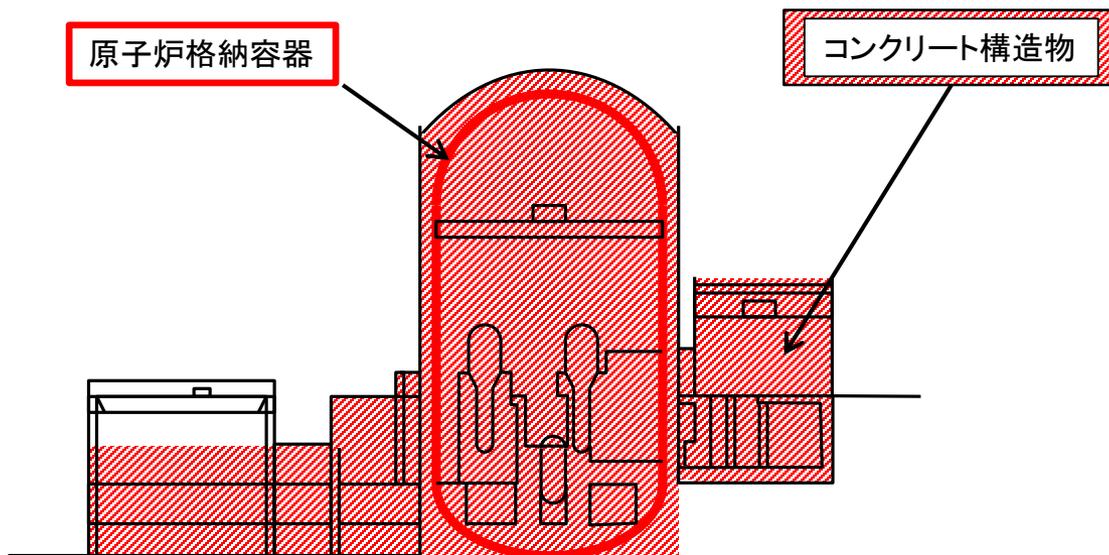
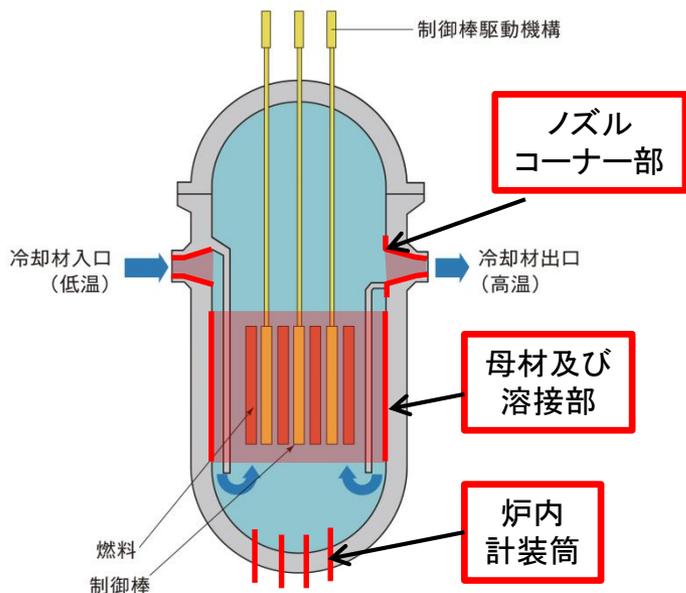
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11126546/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/00000317.html> (2号炉)

「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/11297219/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/00000318.html>

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

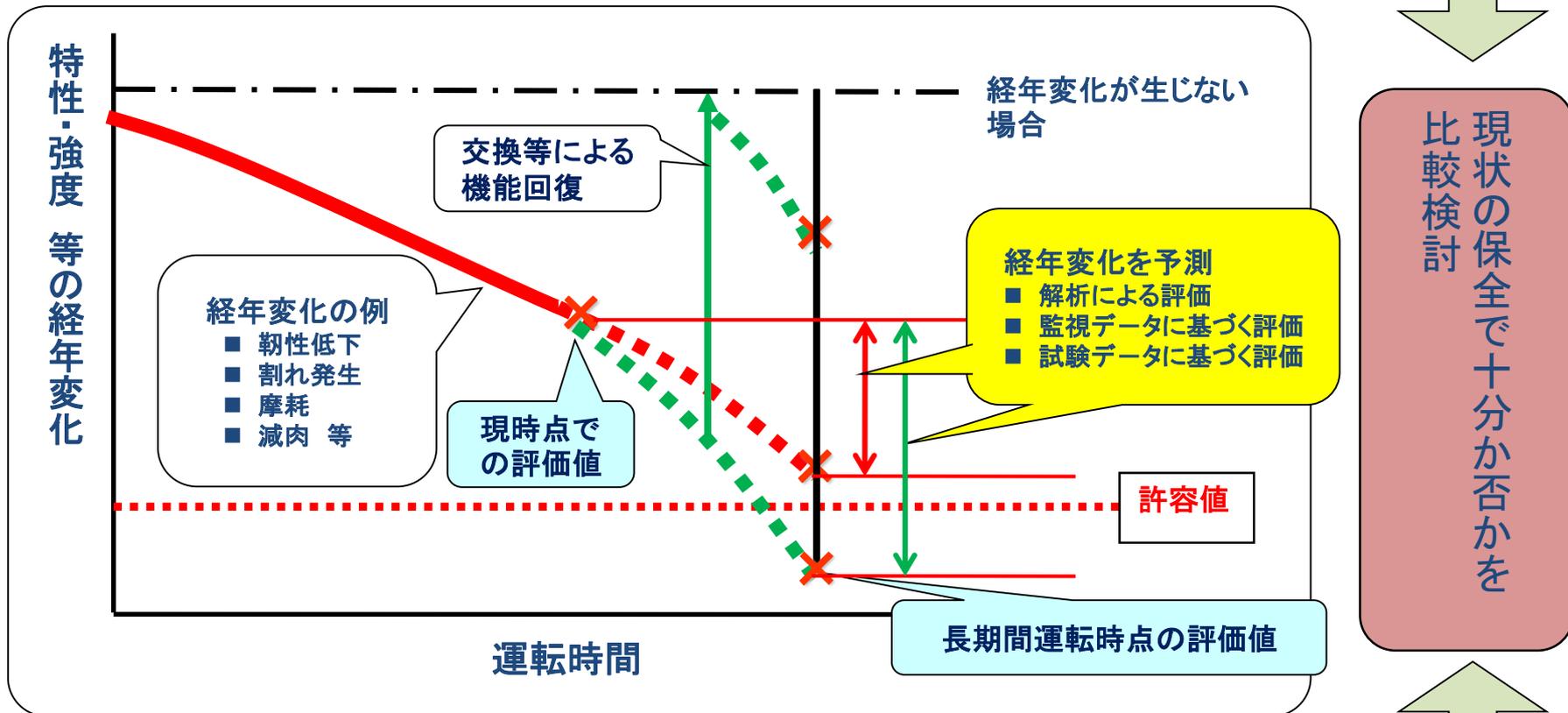
コンクリート構造物

- 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

劣化状況評価の考え方

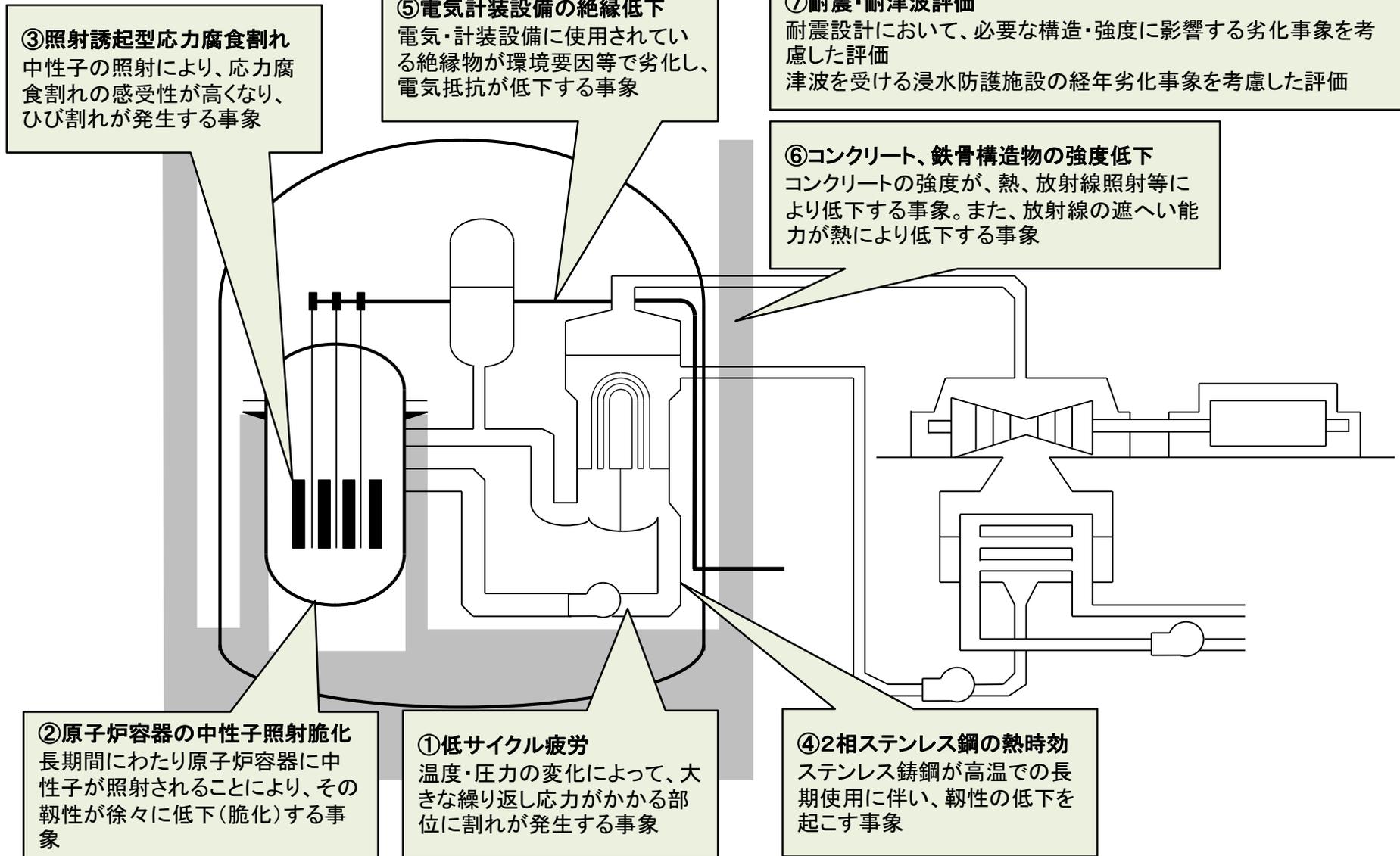
プラントの運転開始から延長しようとする期間において、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうかを確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。

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)

劣化状況評価の評価対象事象、評価事項



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

健全性試験の手順

通常運転時相当の事前劣化処理
(熱+放射線照射による加速劣化)

事故時相当の放射線照射

事故時相当の蒸気暴露

判定試験(耐電圧試験)

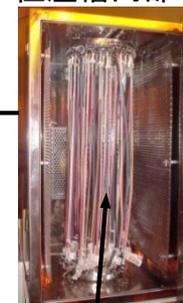
試験結果から絶縁低下
に至る時間を算出

健全性試験の手順

放射線源(コバルト60の線源を配置)



恒温槽内部



ケーブル

健全性試験の実施状況例
(熱+放射線照射)

<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
(1号:Aループ高温側サンプル第1隔離弁用動力ケーブル、2号:Aアキュムレータ出口弁用動力ケーブル)

そのため、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

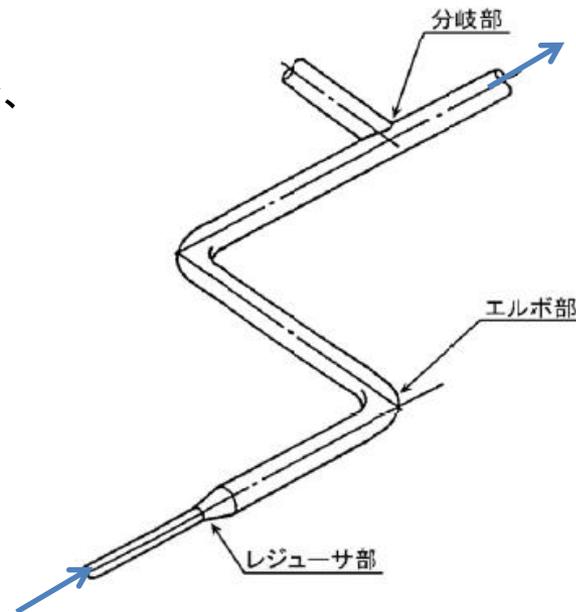
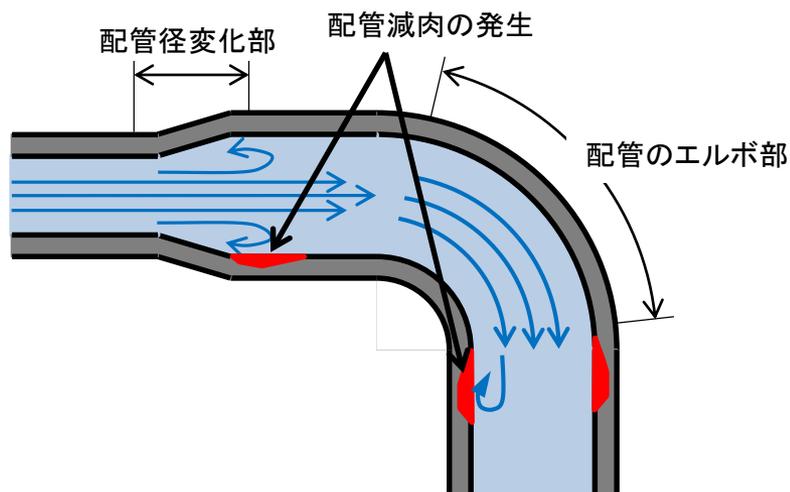
劣化状況評価 ⑦「耐震安全性評価」

<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すると、運転開始後60年以前に耐震上の許容限度を超える配管系統があることから、サポート改造等の設備対策について保守管理に関する方針を策定したこと
それ以外の耐震安全性評価項目については、要求事項を満足したこと

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	<p>配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。</p> <p>* : 第4抽気系統配管 グランド蒸気系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管</p>
3	<p>低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。</p> <p>* : 原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」</p>
4	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。

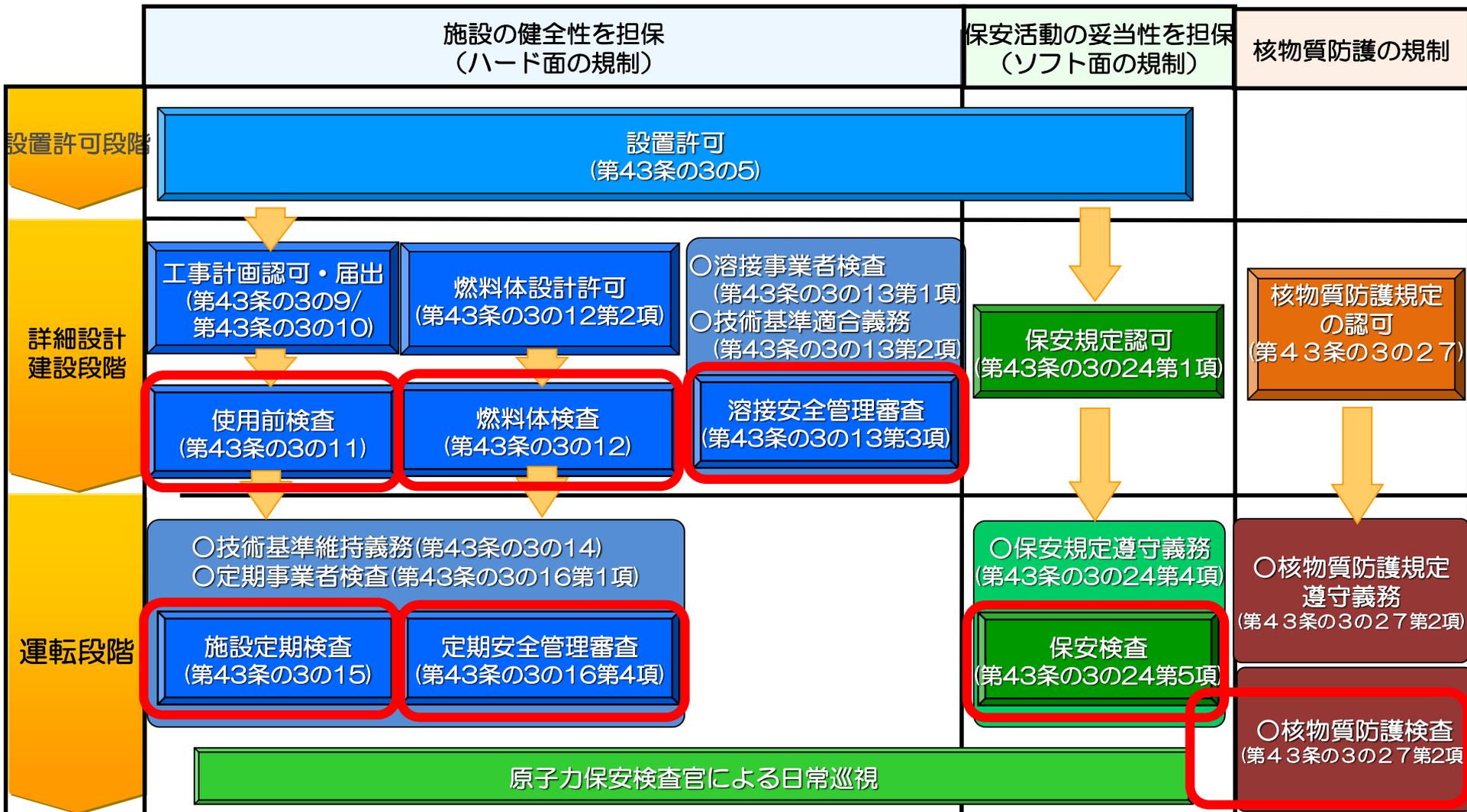
審査結果

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3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。

運転期間延長認可後の対応

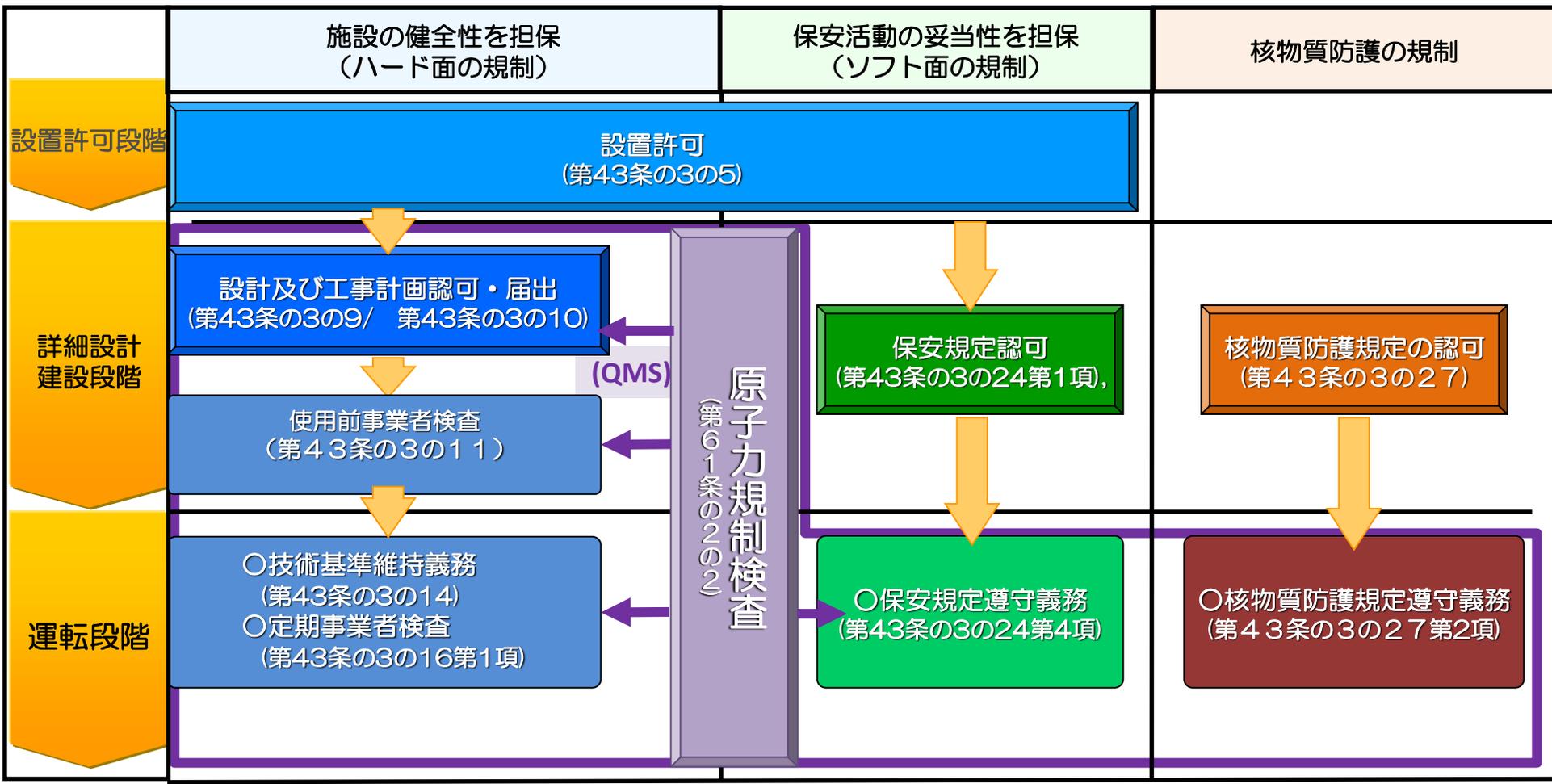
- 事業者は、運転期間延長認可取得後においても、保安規定に定めた長期保守管理方針（長期施設管理方針）に基づき、保守管理を実施することをはじめ、原子炉施設が技術基準に適合するよう、継続的な保守管理業務を適切に実施することが重要。
- また、高経年化技術評価については、運転開始50年目までに、再度、それまでの運転実績に基づく技術評価の実施が必要。
- 原子力規制委員会は、事業者の保守管理の実施の状況について、原子力規制検査において厳正に確認していく。

○原子力発電所に係る旧法規制体系（R2年3月31日以前）



○原子力発電所に係る法規制体系（R2年4月1日以降）

➤ 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

- ・高浜1, 2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。
- ・高浜1, 2号炉に係る保安規定については、新規制基準を踏まえた審査を厳格に行っているところであり、引き続き、厳格に審査を行う。
- ・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。

参考

申請の概要

- ・高浜1、2号炉の運転期間延長認可申請は、平成27年4月30日に提出され、その後5回の補正を受け、平成28年6月20日に原子力規制委員会認可
- ・延長する期間は、高浜1号炉は2034年11月13日まで、高浜2号炉は2035年11月13日まで（それぞれ60年を経過する日まで）

	高浜1号炉	高浜2号炉
運転開始日	1974年11月14日	1975年11月14日
40年経過する日	2014年11月13日 (運転できる期間(認可期限)は経過措置により2016年(平成28年)7月7日まで)	2015年11月13日 (運転できる期間(認可期限)は経過措置により2016年(平成28年)7月7日まで)
延長する期間	2034年11月13日まで	2035年11月13日まで
60年経過する日	2034年11月13日	2035年11月13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 4月30日 第1回補正 平成27年 7月 3日 第2回補正 平成27年11月16日 第3回補正 平成28年 2月29日 第4回補正 平成28年 4月27日 第5回補正 平成28年 6月13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6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52回実施
- 高浜発電所における現地確認を3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5月28日(第231回)	全体概要
2	平成27年7月21日(第251回)	特別点検
3	平成27年9月29日(第278回)	劣化状況評価(低サイクル疲労、照射誘起型応力腐食割れ、コンクリート構造物)
4	平成27年12月10日(第305回)	劣化状況評価(中性子照射脆化、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下)
5	平成28年3月15日(第340回)	劣化状況評価(耐震・耐津波安全性評価)
6	平成28年6月2日(第366回)	補正を踏まえた劣化状況評価(耐震・耐津波安全性評価)

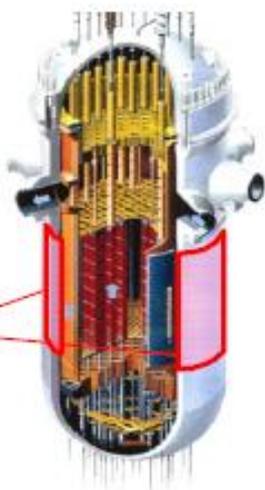


現地確認の状況

特別点検「原子炉容器」

<点検方法>

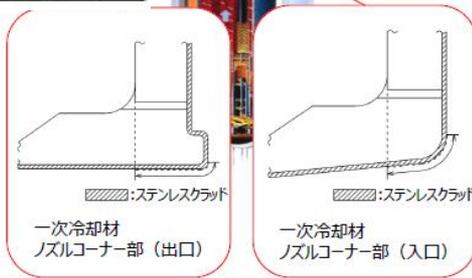
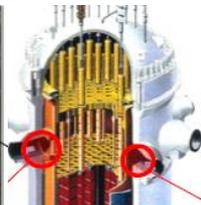
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)



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)



ステンレスクラッド

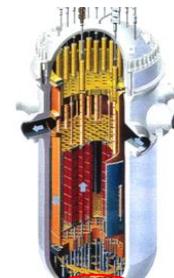
一次冷却材
ノズルコーナー部 (出口)

ステンレスクラッド

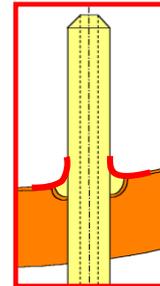
一次冷却材
ノズルコーナー部 (入口)

- ・疲労に着目
- ・渦流探傷試験による欠陥の有無の確認

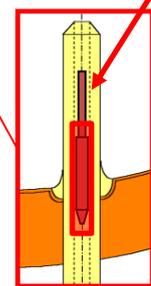
炉内計装筒 (全数)



ECTプローブ



溶接部VT検査



管内面ECT検査

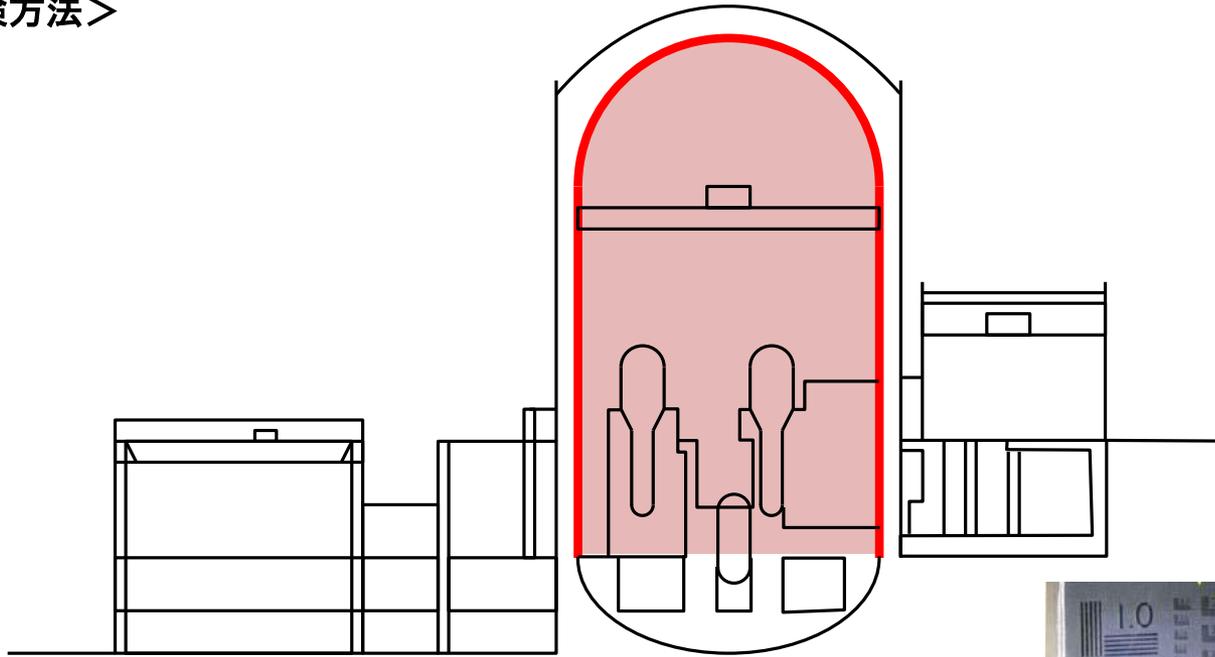
- ・応力腐食割れに着目
- ・目視試験及び渦流探傷試験に欠陥の有無の確認

<主な確認結果>

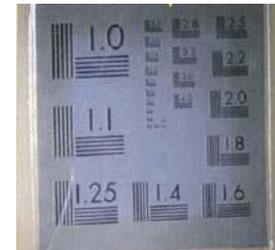
- 対象部位、着目する劣化事象、点検方法に基づき適切に行われていること
- 保安規定の品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていること
- 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

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



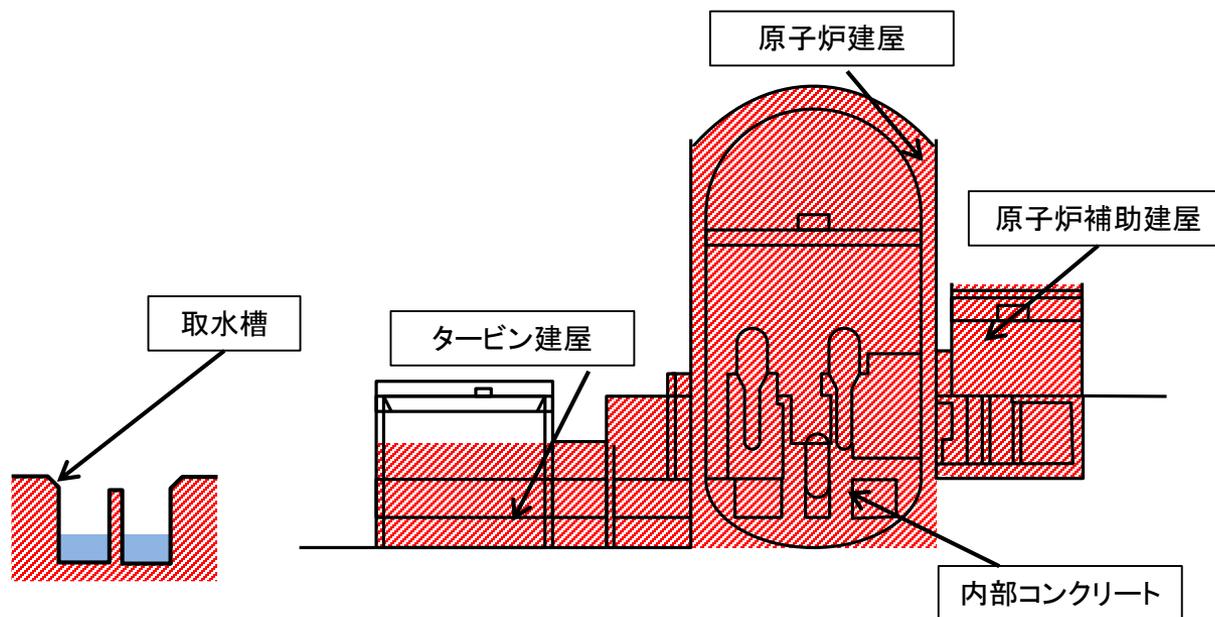
<主な確認結果>

- 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



強度



中性化深さ



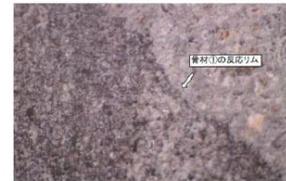
塩分浸透



遮蔽能力



アルカリ骨材反応



<主な確認結果>

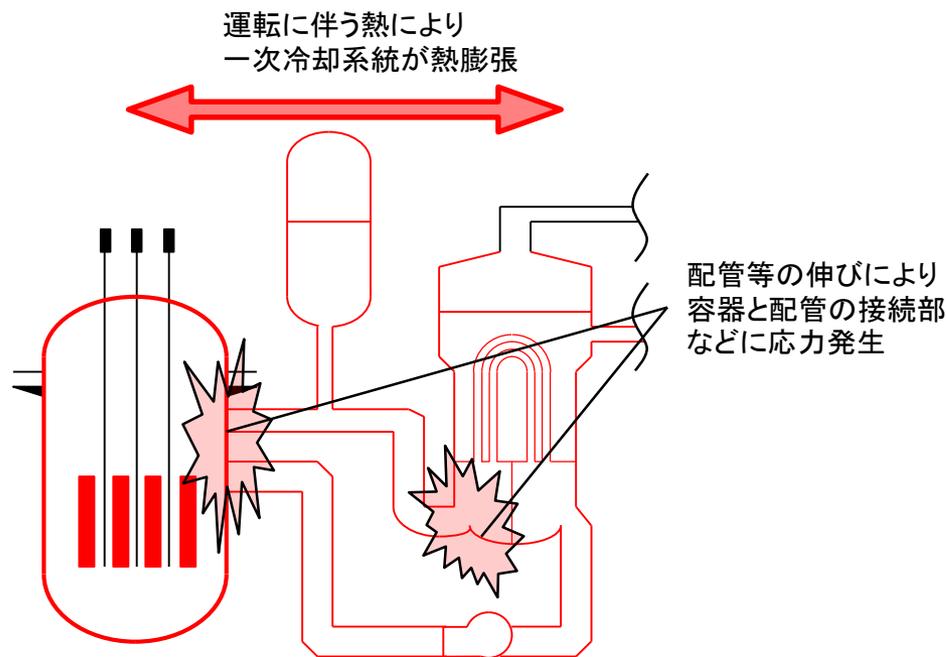
- 対象部位、着目する劣化事象、点検方法に基づき適切に行われていること
- 保安規定の品質保証計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていること
- 点検の結果、得られた測定値等は、劣化状況評価で使用していること

劣化状況評価 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(1号起動の例)

従来の運転実績の頻度(一点鎖線)より、余裕を考慮した頻度(実線)として、60年間の回数を推定している。



- 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

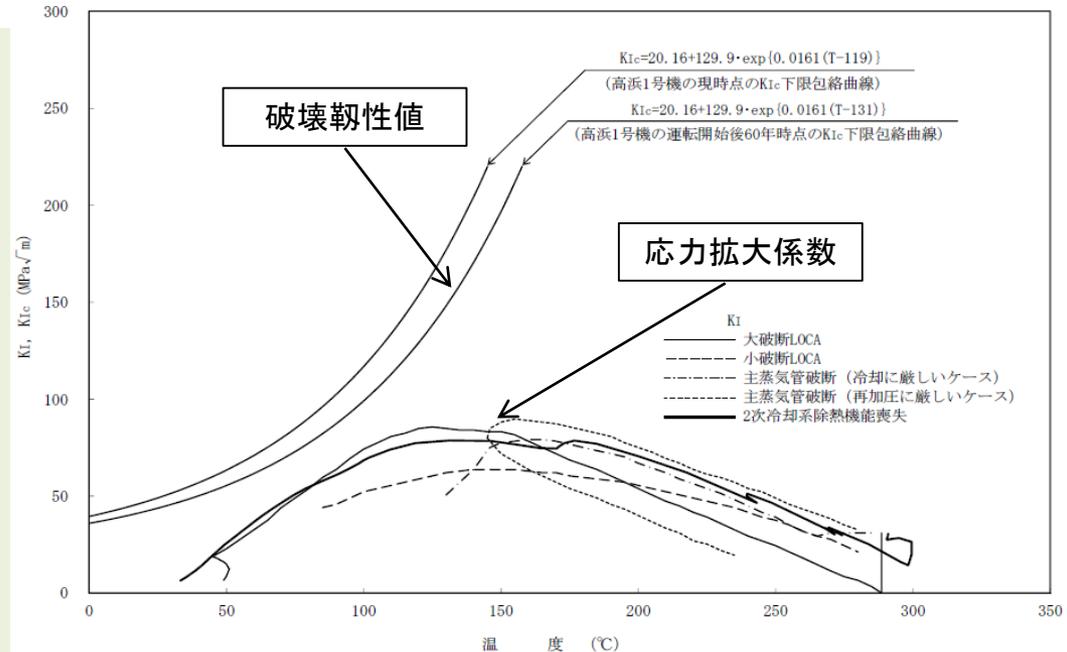
<主な要求事項(1)>

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(1号炉)

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
1号炉	97℃	65J
2号炉	50℃	104J

<主な確認結果>

上部棚吸収エネルギー評価の結果、1号炉は65J、2号炉は104Jであったこと
このため、1号炉は亀裂進展評価として以下の確認を行った。

- ・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ったこと
- ・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%を超えなかったこと
- ・塑性不安定破壊評価の結果、塑性不安定破壊は生じないこと

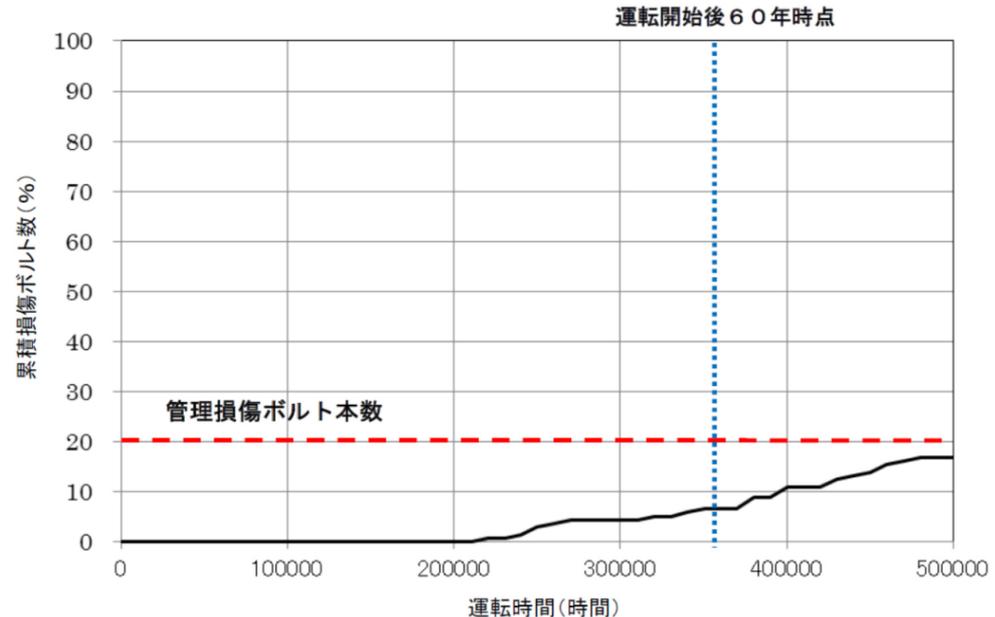
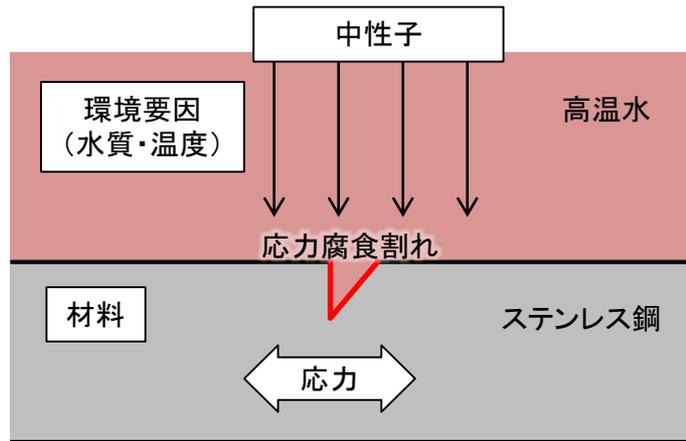
劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」

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



バッフルフォーマ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、バッフルフォーマボルトが主な対象となっている。

<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、高浜1、2号炉の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、管理損傷ボルト本数(全体の20%)以下であったこと

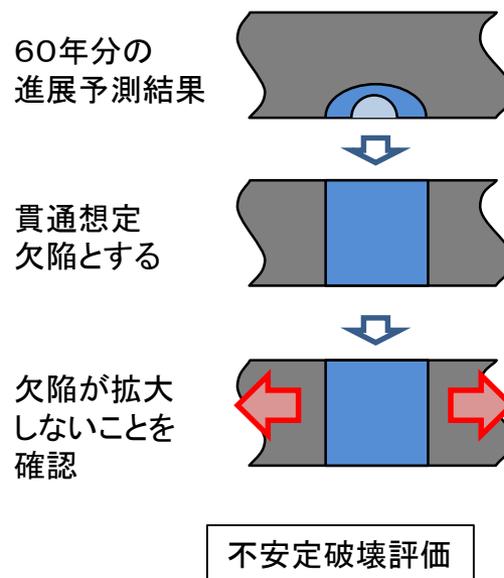
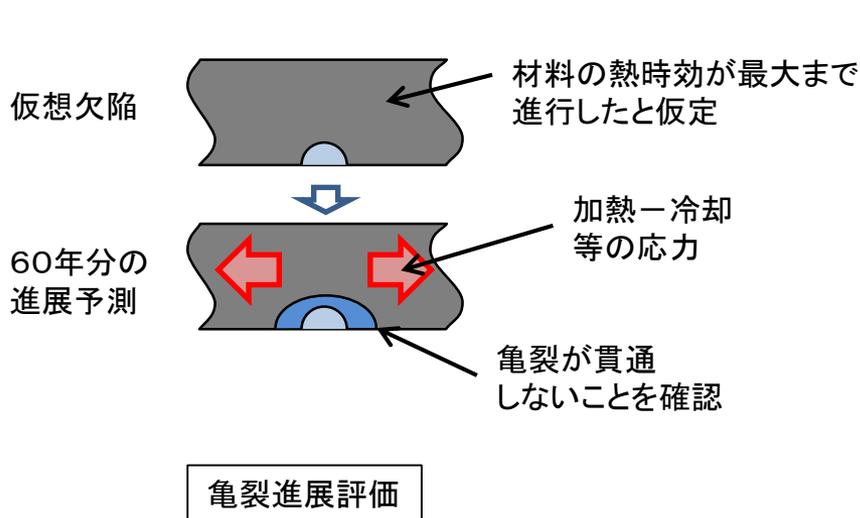
劣化状況評価 ④「2相ステンレス鋼の熱時効」

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

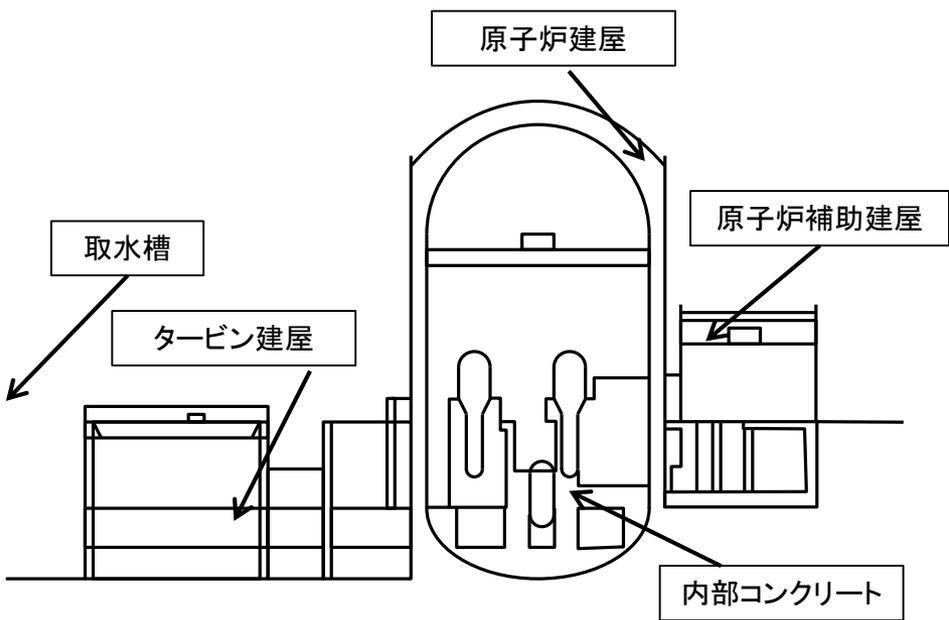
- ・亀裂進展評価の結果、初期欠陥を想定して60年後の亀裂の進展を想定しても、亀裂は貫通まで至らないこと
- ・不安定破壊評価の結果、貫通欠陥を想定しても、欠陥が拡大することはないこと

劣化状況評価 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

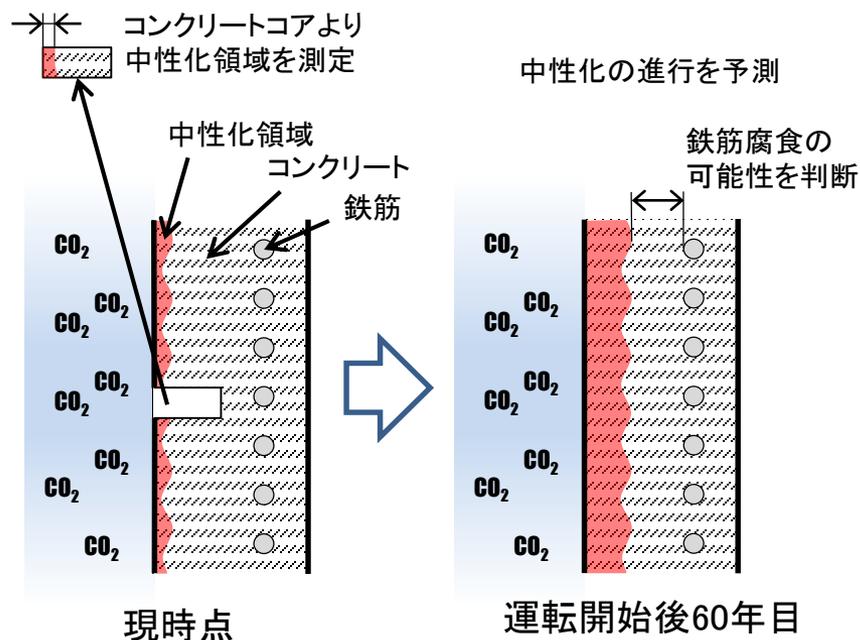
<主な要求事項>

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



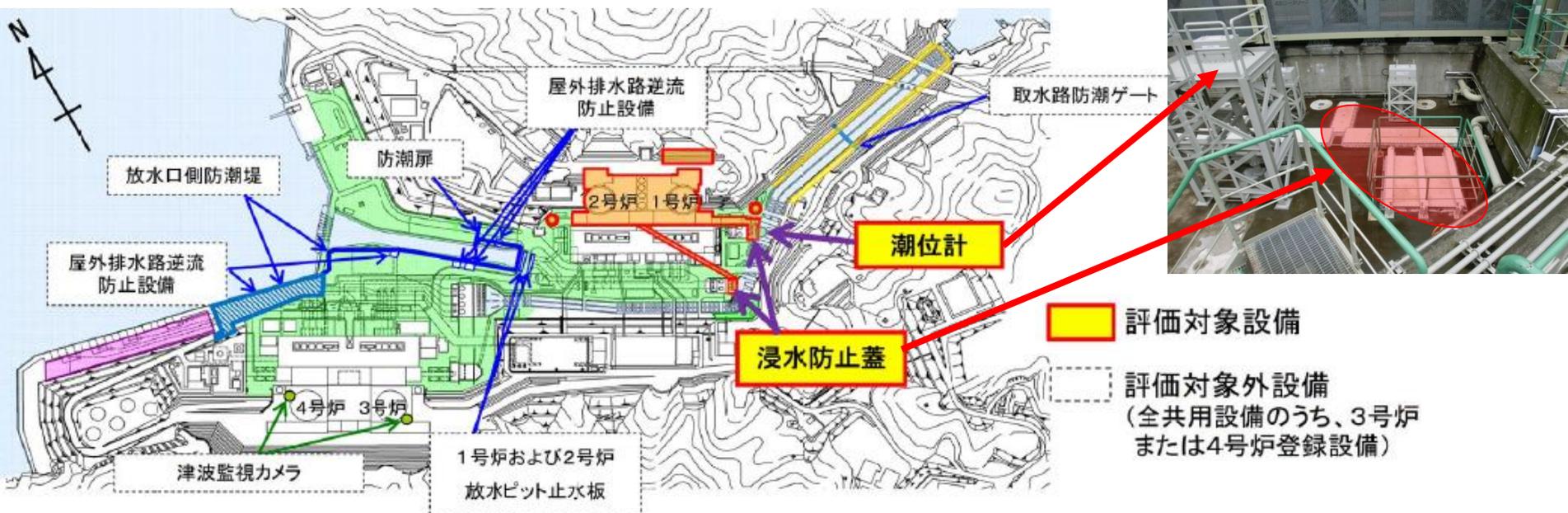
<主な確認結果>

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

運転期間延長認可制度に係る法令

◆原子炉等規制法(抄)

(運転の期間等)

第四十三条の三の三十二 発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間は、当該発電用原子炉について最初に第四十三条の三の十一第三項の確認を受けた日から起算して四十年とする。

2 前項の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、一回に限り延長することができる。

3～4 (略)

5 原子力規制委員会は、前項の認可の申請に係る発電用原子炉が、長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況を踏まえ、その第二項の規定により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として原子力規制委員会規則で定める基準に適合していると認めるときに限り、同項の認可をすることができる。

◆実用炉規則(抄)

(発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の申請)

第一百三条 法第四十三条の三の三十二第四項の規定により同条第一項の発電用原子炉を運転することができる期間の延長について認可を受けようとする者は、当該期間の満了する日から起算して一年前の日までに次に掲げる事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

二 発電用原子炉を運転することができる期間の延長に係る工場又は事業所の名称及び所在地

三 発電用原子炉を運転することができる期間の延長の対象となる発電用原子炉の名称

四 延長しようとする期間

2 前項の申請書には、次に掲げる書類を添付しなければならない。ただし、第二号の評価を第八十二条第二項の評価と一体として行っている場合であって、同項の評価の結果に関する第九十二条第二項第二号に定める書類を添えて同項の規定による申請がされているときには、第二号に掲げる書類を添付することを要しない。

一 申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検の結果を記載した書類

二 延長しようとする期間における運転に伴い生ずる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を記載した書類

三 延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針を記載した書類

3 (略)

(発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の基準)

第一百四条 法第四十三条の三の三十二第五項の原子力規制委員会規則で定める基準は、延長しようとする期間において、原子炉その他の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ものとする。

高経年化対策制度に係る法令

◆原子炉等規制法(抄)

(保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置)

第四十三条の三の二十二 発電用原子炉設置者は、次の事項について、原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安のために必要な措置(重大事故が生じた場合における措置に関する事項を含む。)を講じなければならない。

一 発電用原子炉施設の保全

◆実用炉規則(抄)

(発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価)

第八十二条

1 (略)

2 法第四十三条の三の二十二第一項の規定により、発電用原子炉設置者は、運転を開始した日以後三十年を経過した発電用原子炉(法第四十三条の三の三十二第二項の規定による認可を受けたものに限る。)に係る発電用原子炉施設について、発電用原子炉の運転を開始した日以後四十年を経過する日までに、安全上重要な機器等並びに前項各号に掲げる機器及び構造物の経年劣化に関する技術的な評価を行い、この評価の結果に基づき、法第四十三条の三の三十二第二項の規定による認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において実施すべき当該発電用原子炉施設についての施設管理に関する方針を策定しなければならない。

3~5 (略)

(保安規定)

第九十二条 法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

一~十七(略)

十八 発電用原子炉施設の施設管理に関する事(使用前事業者検査及び定期事業者検査の実施に関する事並びに経年劣化に係る技術的な評価に関する事及び長期施設管理方針を含む。)

十九~二十一 (略)