

高浜発電所 1 , 2 号機の安全対策について

2020年12月
関西電力株式会社

目 次

1. 高浜発電所 1 , 2 号機の安全対策について..... 1 ~ 13
2. 高浜発電所の緊急時対応体制について..... 14 ~ 18
3. 高浜発電所 1 , 2 号機の 4 0 年を超える
長期運転における設備の安全性について..... 19 ~ 41
4. まとめ..... 42

1. 高浜発電所 1, 2号機の安全対策について

原子力発電では、「止める」「冷やす」「閉じ込める」を実現することで安全を守ります。

機器の故障や操作ミスを防ぐ設計

万が一

異常発生時すぐに
原子炉を「止める」

さらに

原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」

余裕を持った安全設計

設備の更新や材料強度に関する社内基準は、法令より厳しい数値にするなど、安全に余裕をもたせています。

フェイル・セーフシステム

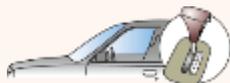
万が一、誤作動・誤操作が行われた場合、安全側になるよう設計されています。



例えば故障や停電などで踏切が作動しなくなると、遮断棒が重力によって下り、車や人の侵入を防ぐシステムと同じ

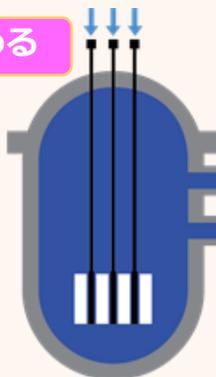
インターロック・システム

万が一、人間が間違った操作をしても動きません。



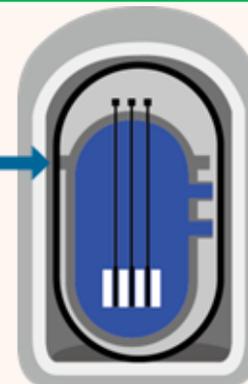
例えばオートマチック車でボタンを押しながらでないとバックにチェンジできないのと同じ

止める



万が一、異常が起きても、異常を早期に発見し、自動的に制御棒を挿入し、直ちに核分裂を止め、事故を拡大させないようにになっています。

冷やす



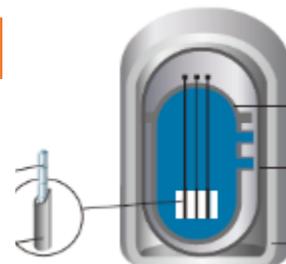
閉じ込める

万が一、事故の際も、放射性物質を原子炉の外に出さないよう、自動的に原子炉を冷やし、5重の壁で、放射線と放射性物質を閉じ込めます。

5重の壁

第1の壁(ペレット)
ウランを陶器のように
焼き固めたもの

第2の壁(被覆管)
特殊合金の管



第3の壁(原子炉圧力容器)
厚さ約20cmの鋼鉄製容器

第4の壁(原子炉格納容器)
厚さ約3cm以上の鋼鉄製容器

第5の壁(外部遮へい壁)
厚さ約1mのコンクリートの壁

福島第一原子力発電所事故の事故と原因

<地震によって起きたこと>

地震の影響により外部電源は失ったが、原子炉は自動で正常に停止し、非常用ディーゼル発電機が作動し、原子炉の冷却を開始しました。



<津波によって起きたこと>

地震発生後約50分後に14mを超える津波が来襲し、地下の非常用ディーゼル発電機、電源設備が水没し停止したため、原子炉、使用済燃料プールの冷却機能を失いました。また、燃料棒が溶け出し水素が発生した事により水素爆発を起こし、格納容器が破損しました。



原子力発電所に関する四大臣会合(第3回)終了後枝野経済産業大臣記者会見配布資料(2012.4.6)をもとに作成

福島第一原子力発電所事故以降の取組み（新規制基準）

2013年7月、福島第一原子力発電所の事故を教訓とした規制基準が原子力規制委員会より新たに施行されました。新規制基準では、福島第一原子力発電所の事故の教訓のみならず、様々な自然災害やテロ対策などの幅広いリスクに備えた基準となっています。**関西電力では、これらの基準に適合させることはもちろん、さらに自主的な取組みを進めていきます。**

<従来の規制基準>

重大事故を防止するための基準

事業者の自主保安

自然現象に対する考慮

火災に対する考慮

電源の信頼性

その他の設備の性能

耐震・耐津波性能

<新規制基準>

重大事故を防止するための設計基準を強化するとともに、万が一、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

意図的な航空機衝突への対応

放射性物質の拡散抑制対策

格納容器破損防止対策

炉心損傷防止対策
(複数の機器の故障を想定)

自然現象に対する考慮
(火山・竜巻・森林火災を新設)

火災に対する考慮

電源の信頼性

その他の設備の性能

耐震・耐津波性能

テロ対策を**新設**

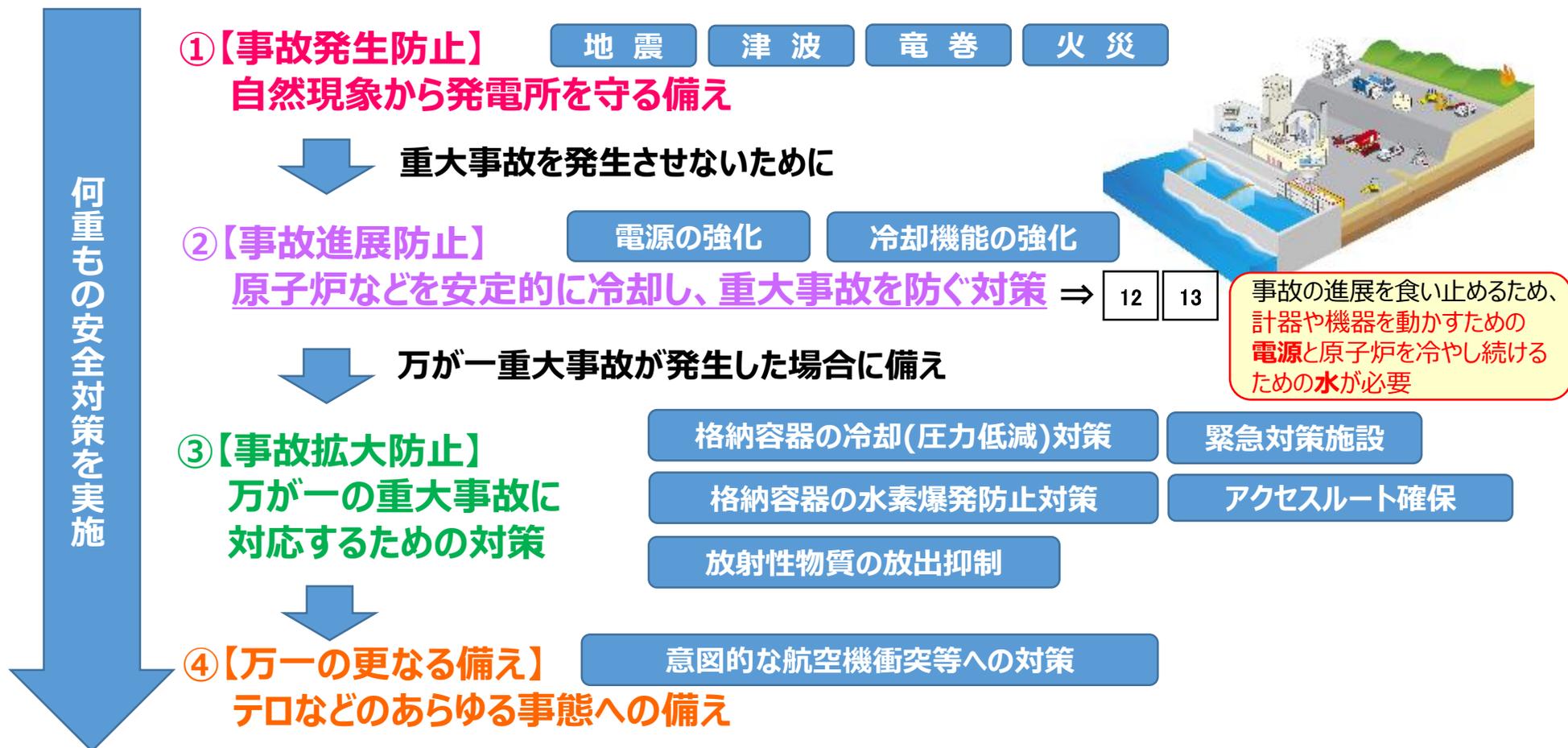
重大事故対策を**新設**

設計基準の**強化または新設**

地震・津波への設計基準の**強化**

原子力発電所の安全確保

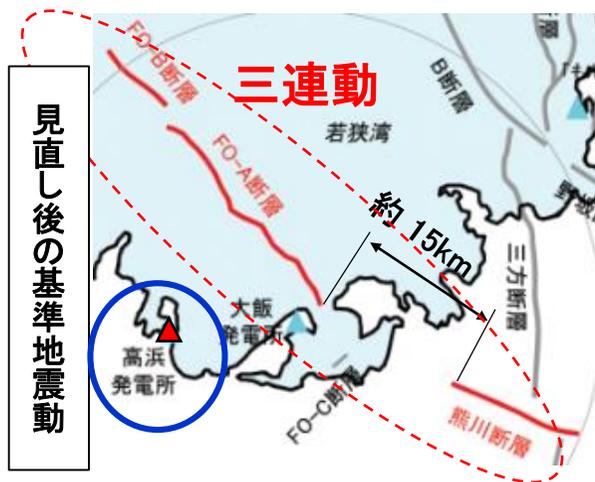
東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故を教訓として、事故を起こさない、起こったとしても進展・拡大を防ぐ対策を多重化・多様化することで、**当社は規制の枠組みにとどまることなく、自主的かつ継続的な安全性向上対策を実施しています。**



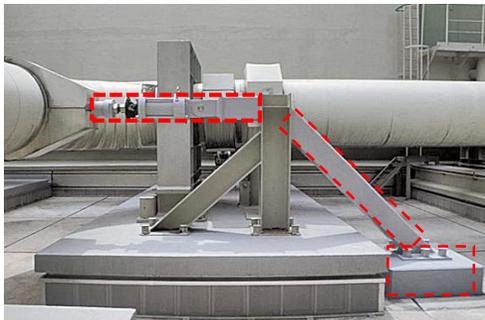
地震動の策定

○ 想定される最大規模の地震の揺れ（基準地震動）を最大加速度700ガルと評価し国が許可

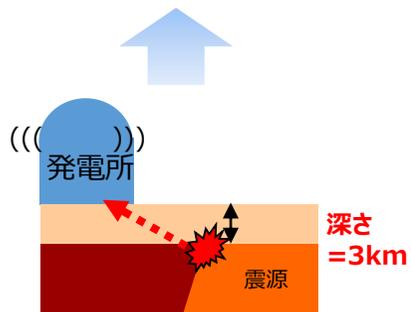
- 基準地震動は、発電所敷地への影響が大きいと考えられる地震の断層を選定し評価しました。
- より安全側に立ち、**FO-A断層、FO-B断層に熊川断層を加えた三連動を考慮しました。**
- **震源の上端深さの想定を4kmから3kmに設定しました。**
- 震源を特定せず策定する地震動を考慮しました。



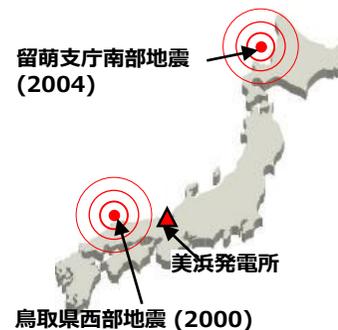
配管補強の例



最大加速度700ガル



断層が特定されていない地域で発生した地震



<参考>

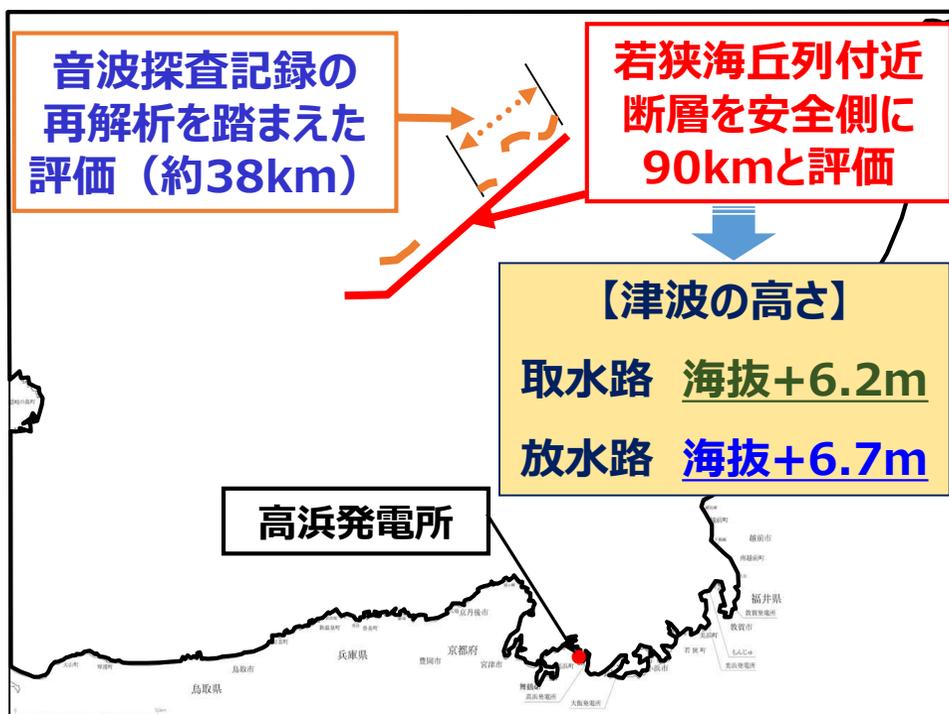
発電所	従来の基準地震動 (2009.3に国に報告)	現在の基準地震動 (2015.2に国が許可)
高浜発電所	550	700

加速度から単純に震度を求める事は出来ませんが、ある状況の下では、加速度が700ガルであれば、震度7に相当します。
(気象庁 HPより)

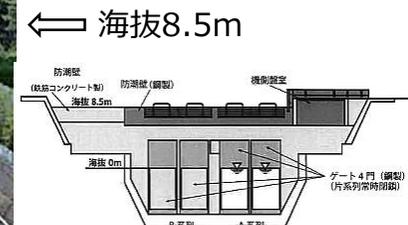
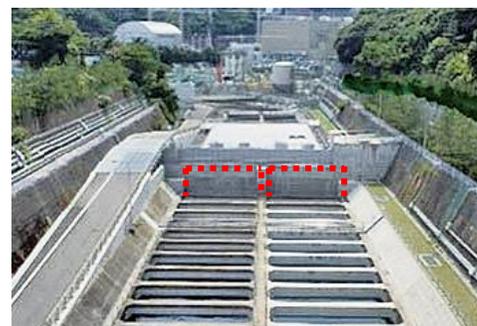
津波高さの策定

○若狭海丘列付近断層を安全側に90kmとし、海底地すべり等の組み合わせを考慮して、**津波の高さを、放水路は海拔+6.7m、取水路は海拔+6.2mに設定しました。**

津波に関する断層の位置



取水路側 防潮ゲート



放水口側 防潮堤



← 海拔8.0m

【津波の高さ】 [取水路]海拔+6.2m(従来の津波高さ: 海拔+2.3m)、[放水路]海拔+6.7m (従来の津波高さ: 海拔+2.6m)

高浜 1, 2号機 主な安全性向上対策

免震事務棟
【自主対応】
2019年3月運用開始

緊急時対策所
【新規制基準対応】
2019年6月運用開始

A. 格納容器上部遮蔽設置
【新規制基準対応 (SA対応)】
1号機 : 2020年5月完了
2号機 : 工事中

取水口側防潮ゲート※

B 燃料取替用水タンク取替
【新規制基準対応 (耐震)】
2020年6月完了

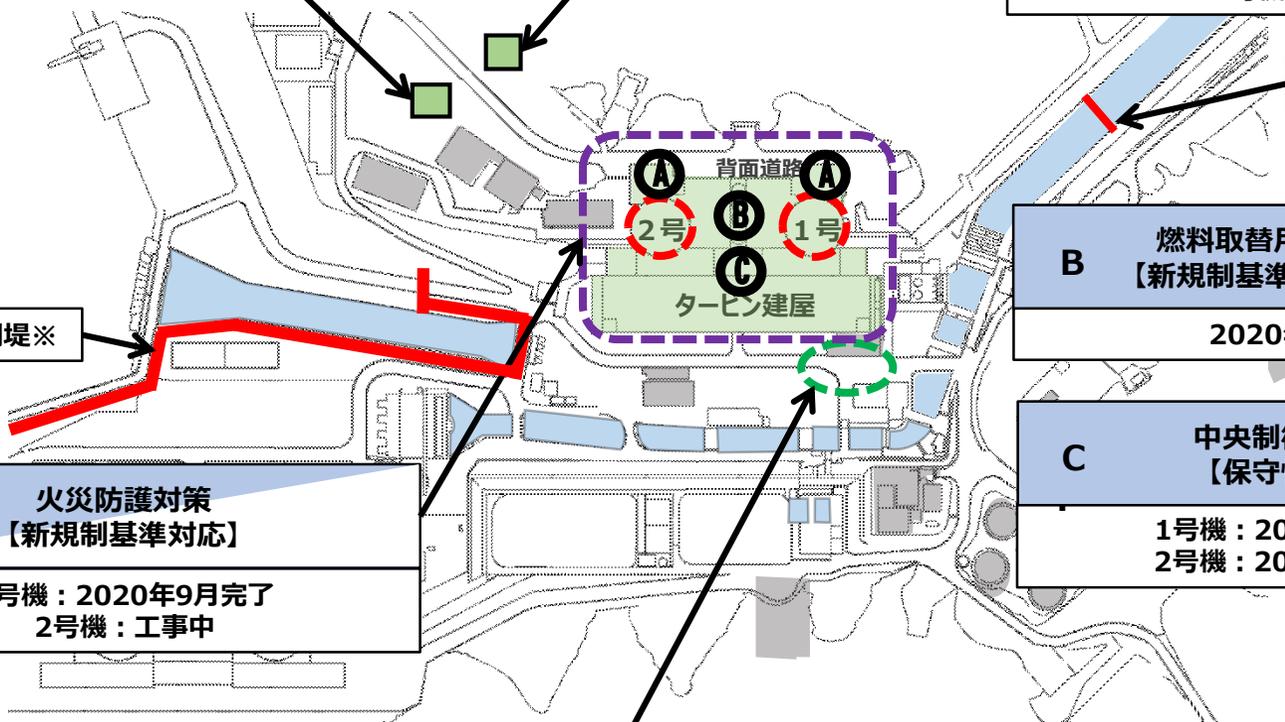
放水口側防潮堤※

D 火災防護対策
【新規制基準対応】
1号機 : 2020年9月完了
2号機 : 工事中

C 中央制御盤取替
【保守性向上】
1号機 : 2020年6月完了
2号機 : 2020年10月完了

海水取水設備移設(2号機のみ)
【新規制基準対応 (耐震)】
工事中

※防潮ゲートと防潮堤は、高浜3,4号機の
工事として設置済



A. 【原子炉格納容器上部遮蔽設置】

- ・事故時環境線量の低減を目的に鉄筋コンクリート造のトップドーム（屋根）を設置

【施工前】



【施工後】



B. 【燃料取替用水タンク取替】

- ・耐震裕度を向上させるためタンクを取替

最大厚さ
約30mm→約40mm



C. 【中央制御盤取替】(自主)

- ・アナログ式から最新のデジタル式に取替

【取替前】



【取替後】



D. 【火災防護対策】

- ・重要なケーブルを燃えにくい難燃ケーブルへ引替
- ・ケーブルトレイに防火シートを施工



【緊急時対策所】

- ・事故制圧・拡大防止を図るための対策本部

2019年6月28日
運用開始



【免震事務棟】(自主)

- ・事故対応が長期化した場合の支援
(要員待機、資機材保管)

2019年3月28日
運用開始



中央制御盤取替工事

○中央制御盤をアナログ式から最新のデジタル式の操作・監視盤に取替えを行い、大型表示装置やディスプレイ（タッチパネル）での操作や監視をできるように変更しました。

【本体工事の状況（高浜1,2号機）】



【シミュレータ設置、習熟訓練の状況】

新型中央制御盤運用開始に先立ち、運転員の習熟訓練を実施

実施内容	
盤慣れ訓練	<ul style="list-style-type: none"> 操作画面の選択 警報発信時の対応
通常操作訓練	<ul style="list-style-type: none"> ユニット起動、停止 定期点検、起動時の各種検査等の対応
事故・故障対応訓練	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断等の設計基準事故対応 蒸気発生器除熱機能の維持等の重大事故等の対応 多重故障対応、新型制御盤特有の故障対応
重大事故等対応訓練	<ul style="list-style-type: none"> 成立性確認訓練
フォローアップ訓練 (必要に応じて)	<ul style="list-style-type: none"> ユニット起動、停止及び事故時対応の弱点フォローアップ

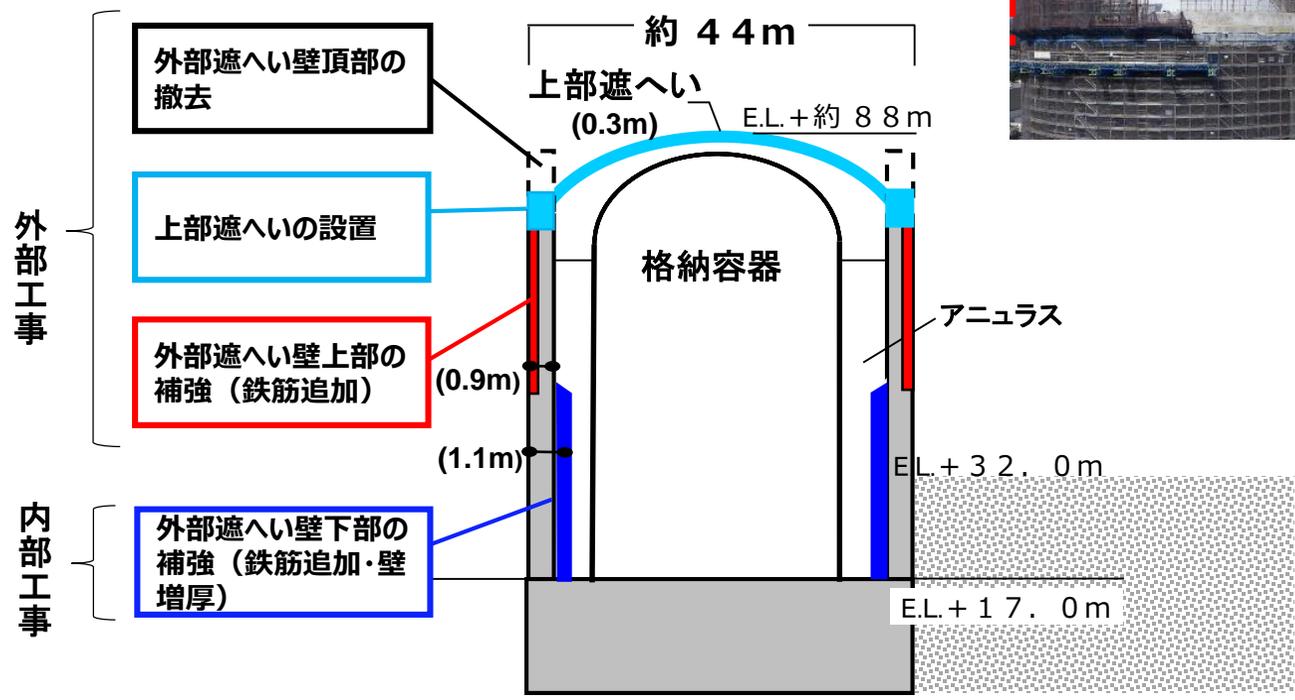


原子力運転サポートセンター内の高浜シミュレータ室

年度	2016	2017	2018	2019	2020~
シミュレータ工程	準備	製作・据付	習熟訓練	反復訓練	
本体工程			既設撤去・新設置・機能試験 仮設盤運用		

原子炉格納容器上部遮へい設置

- 重大事故時に格納容器からの放射線を弱めるために、格納容器上部にドーム状の鉄筋コンクリート造の遮へいを設置します。
- 外部遮蔽壁の増厚ならびに補強を実施しました。
- この工事により、発電所内で事故対応にあたる作業者の被ばくだけではなく、発電所周辺への影響も低減されます。



<外部遮蔽壁頂部の撤去>
2017.7~



<外部遮蔽壁の補強>
2017.10~



<上部鉄骨の組立>
2018.8~



<2020, 7月末現在の状況>



電源の確保 (多重化・多様化)



外部電源
(5回線)

外部電源
喪失時

非常用ディーゼル発電機
(2台/号機)
【3,900kW/台】

使用できない
場合に備え

空冷式非常用発電装置
(2台/号機)
【1,460kW/台】

更なるバック
アップ

号機間電力融通
1,2 ⇔ 3,4号機
(ケーブル1組+予備1組)

更なるバック
アップ

電源車
(2台/号機+予備1台)
【488kW/台】

<主なバックアップ機器>

【恒設代替電源】

空冷式非常用発電設備

新



【可搬式代替電源】

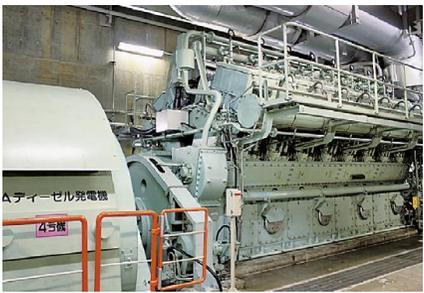
電源車

新



・津波の影響を受けない高台に設置

<設計基準事故対処設備>



・十分な耐震性・耐津波性を有している

<重大事故等対処設備>



《凡例》

新規設備

給水手段確保(多重化・多様化)

《凡例》

新規設備

<主なバックアップ機器>

恒設代替低圧注水ポンプ



(1台/号機)

新

使用できない場合に備え

可搬式代替低圧注水ポンプ



(2台/号機+予備1台)

新

送水車



(2台/号機+予備1台)

新

原子炉格納容器
スプレイポンプ



(2台/号機)

充てん・高圧注入ポンプ



(3台/号機)

余熱除去ポンプ

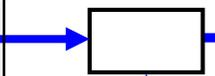


(2台/号機)



(4台/号機)

余熱除去クーラー



海水ポンプ



使用できない場合に備え

蒸気 大気放出

水

<バックアップ機器>

中圧ポンプ(自主設置)

新



(2台/号機)

<バックアップ機器>



大容量ポンプ
(3台/3・4号機)

新

・タービン動補助給水ポンプ (1台/号機)
・電動補助給水ポンプ (2台/号機)

復水タンク

淡水タンク

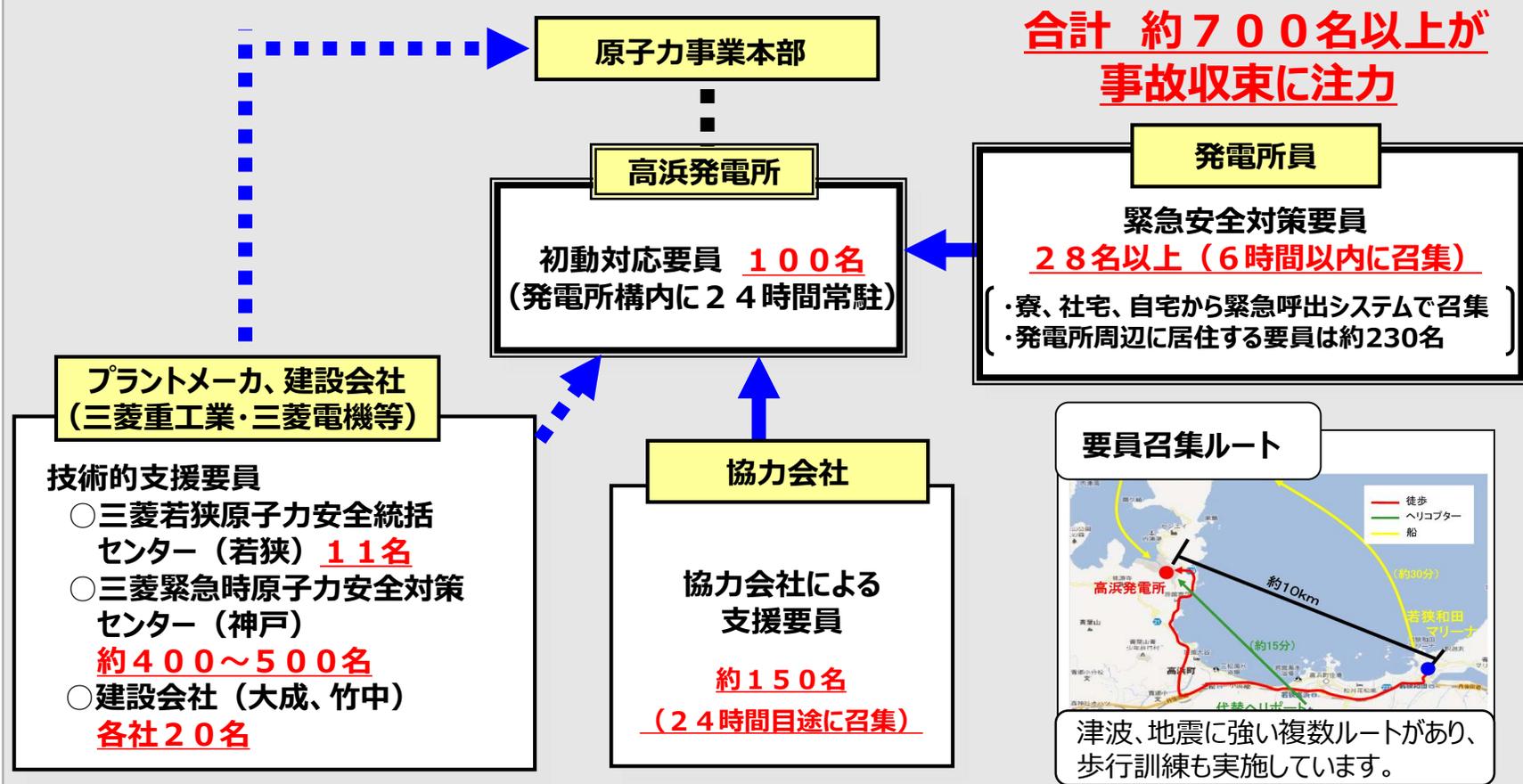
海水

2. 高浜発電所の緊急時対応体制について

事故時対応能力の向上（初動および召集体制の強化）

- 万が一に備え、発電所構内に初動対応要員として **100名が24時間常駐**。
- また、緊急安全対策要員 **28名以上**を事故発生から**6時間以内に召集**する体制を構築。
- さらに、協力会社やプラントメーカ、建設会社による発電所支援により、**合計700名以上が事故収束に注力**することになっており、これは訓練で確認しています。

休日・夜間の対応体制



事故時対応能力の向上（原子力防災訓練）

○防災訓練を実施し、事故時対応能力の向上などソフト対策の強化・充実を図っています。

【当社で実施している防災訓練】

- ・原子力防災訓練（1回／年・各発電所）
- ・全社総合防災訓練（1回／年・当社）
- ・福井県・国等が参加した全社原子力総合防災訓練（美浜、高浜、大飯、敦賀（原電）で毎年持ち回り）



高浜発電所 原子力防災訓練



＜原子力事業本部＞（美浜町）



＜高浜発電所 新緊急時対策所＞



＜大容量ポンプ接続訓練＞



＜送水車による訓練＞



＜がれき撤去訓練＞

○発電所の重大事故対策要員の対応能力向上を図るため、その役割に応じた教育・訓練を充実・強化しています。

①指揮者（事故時に指揮者となる所長、原子力安全統括、副所長、運営統括長他が対象）

- ・知識ベースの教育（事故対策への習熟）

研修会、自学自習用の資料の整備、専門家による講義、研修ツールを用いた学習 など

- ・実践的な訓練（対応能力向上）

指揮者を含むストレス下の意思決定能力向上等を目的とした「たいかん訓練」

訓練シナリオを参加者に事前に通知せず、実動を含む原子力防災訓練

②運転員

- ・シミュレータ訓練の内容に、長時間の全交流電源喪失を想定した訓練を追加実施

- ・シビアアクシデント発生時のプラント挙動を可視化するツールを用いた教育の実施

- ・メーカー等専門家による理論研修の実施

③緊急安全対策要員

- ・協力会社社員を含め、電源供給、給水活動等の手順の教育を実施

- ・重大事故等発生時を想定した訓練を実施

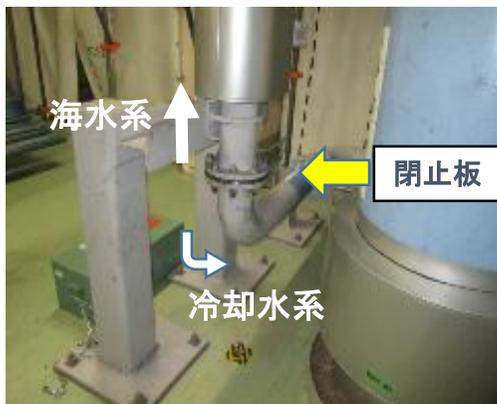


可搬式代替低圧注水ポンプの訓練

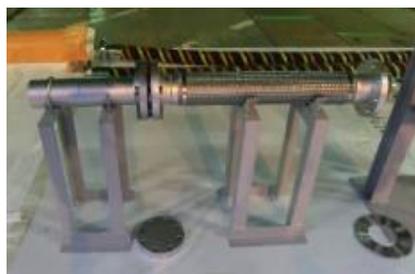
	H 2 3 年度	H 2 4 年度	H 2 5 年度	H 2 6 年度	H 2 7 年度	H 2 8 年度	H 2 9 年度	H 3 0 年度	R 元年度
教育・講習受講者 人数 (延べ人数)	約 4 8 0 人	約 1,300 人	約 1,200 人	約 1,600 人	約 2,500 人	約 2,800 人	約 2,700 人	約 2,600 人	約 2,500 人
訓練回数	約 2 8 0 回	約 4 0 0 回	約 8 0 0 回	約 1,500 回	約 8 9 0 回	約 2,900 回	約 3,100 回	約 2,500 回	約 2,700 回

○緊急安全対策要員を対象として、新たに配備された設備・資機材や設備変更を踏まえ、技術的習熟が必要となる手順について、訓練設備(モックアップ)を用いて、繰り返し訓練を実施することで、対応能力の習熟を図っています。

○通常運転時系統分離のため閉止板を設置している箇所を事故時迅速に接続するための訓練用モックアップを導入しました。



○主な訓練設備(モックアップ)



可搬式代替低圧注水ポンプ
吐出配管フランジ接続訓練設備



モックアップを用いた訓練風景



大容量ポンプ海水系統～冷却水系統
接続閉止板入替訓練設備



送電線切断訓練設備

3. 高浜1, 2号機の40年を超える 長期運転における設備の安全性について

原子力発電所の運転期間のしくみ

○ 福島第一原子力発電所の事故後、法律の改正により、運転期間は40年とされ、原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限り20年延長（最長60年運転）できるしくみとなりました。

福島第一原子力発電所の事故前

法律上の運転期間の制限はなし



2012年
原子炉等規制法改正

福島第一原子力発電所の事故後

運転期間延長認可制度を導入し、法律上の制限を設定



これまでの
安全性を確認する
しくみ

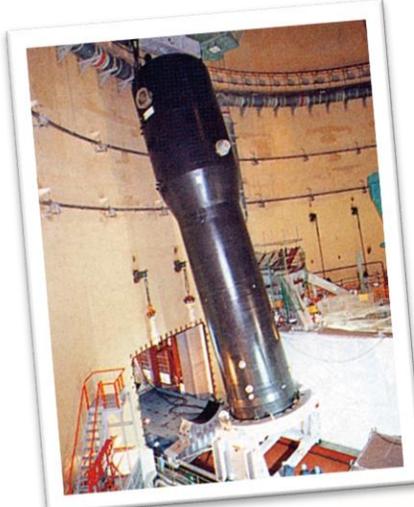
- ・日々の点検
- ・約1年ごとの定期検査（機器の分解点検や取替え）
- ・**30年目以降、10年ごとの高経年化技術評価※により、技術的に実際の運転期間を見極め**
（※60年運転を想定しても、設備が健全であることの確認）

追加された
新しいしくみ

- ・**特別点検**（取替えが難しい設備の詳細な点検）
- ・新規制基準への適合（1～13ページで説明）
（最新のプラントと同一の基準による安全性の確保）

大型機器などの取替え

○原子力発電所では、全ての設備や機器に対して、**計画的にメンテナンスを行い、大型機器や配管など、取り替えられるものは積極的に新しいものに取り替え、設備や機器の安全性を確保しています。**



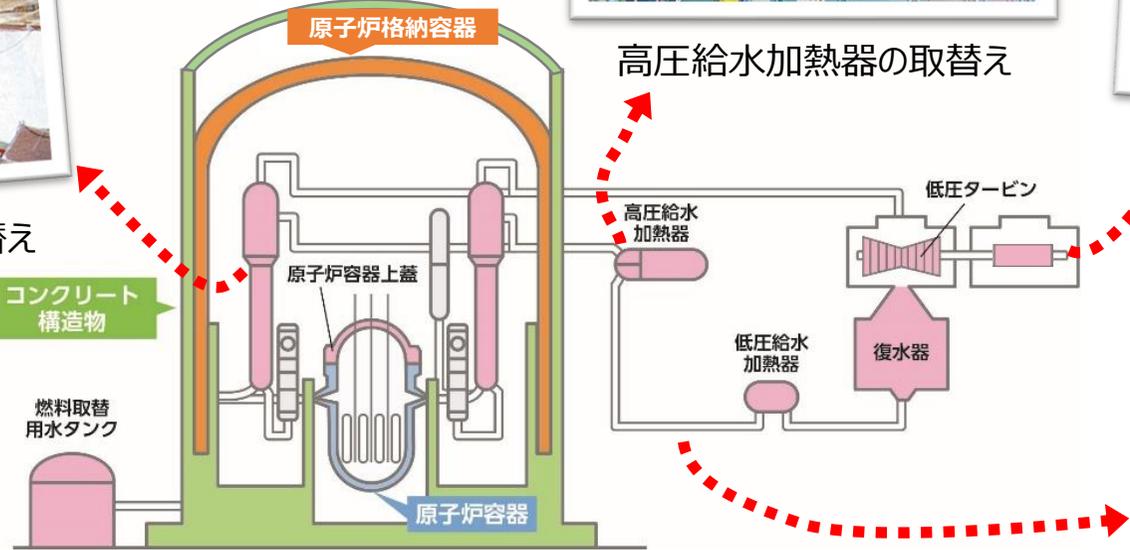
蒸気発生器の取替え



高圧給水加熱器の取替え



発電機コイルの巻替え



配管の取替え

■ で色付けした部分が既に取り替えている大型機器です。
この他にも、小型機器や部品の取替えを行っています。

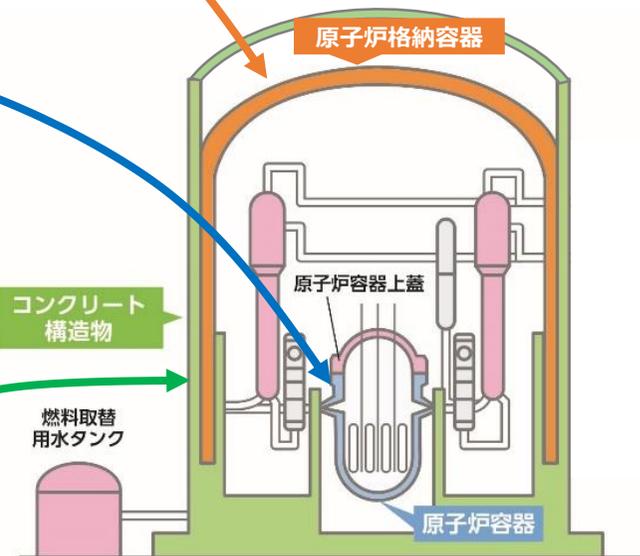
取替えが難しい設備の特別点検

- 運転開始から40年を迎えるにあたって、取替えが難しい「原子炉容器」、「原子炉格納容器」、「コンクリート構造物」については、通常のメンテナンスに加え、設備の状況を詳細に把握するために、特別点検を行いました。
- 結果として、**いずれの設備にも異常がないことを確認**できました。

原子炉格納容器の表面を目視で念入りに確認し、「塗装のはがれ」や「腐食」がないことを確認しました。

原子炉容器に超音波や電流を使って、「傷」がないことを確認しました。

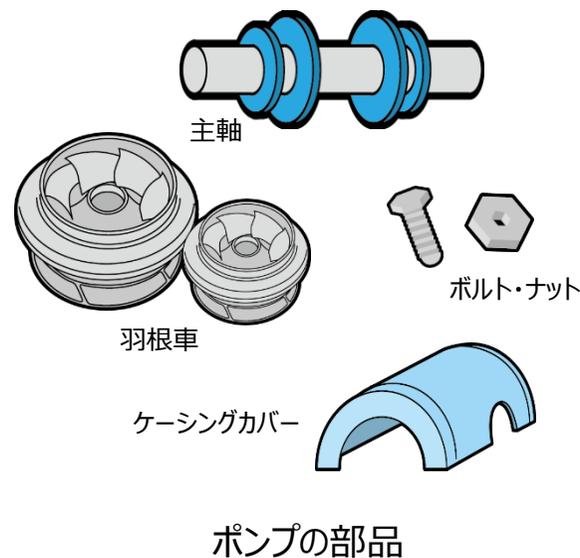
コンクリート構造物からサンプルを取り出し、「性質の変化」や「強度」に問題がないことを確認しました。



- さらに、高浜1号機、2号機それぞれで約3,000以上ある重要な設備を、部品レベルに仕分けて評価を行い、**60年運転時点の設備の状態を想定しても、運転を安全に行うことができることを確認**しました。

ぜいか

⇒ 28ページ以降で、原子炉容器の中性子照射脆化を例に評価の概要を説明します。



- 想定される将来の設備の状態に応じた適切なメンテナンス計画が立てられていることを確認しました。
- また、60年運転時点の設備の状態で、高浜発電所で想定している大きな地震（700ガル）が来ても、設備が壊れないことを確認しました。

Q

原子発電所の耐用年数は40年ではないのでしょうか？

A

- 原子力発電所は、**長期間の運転が可能となるよう、材料、強度、寸法などに十分な余裕を持たせて設計し、高い品質で製作、施工、据付を行っています。**
- 設計を行う際に、プラントの起動・停止など、繰返しの運転操作によって壊れないかを確認している機器もあり、この際に、30～40年程度の年数を目安に、運転操作の回数を設定していますが、十分な余裕を持たせた設計となっていることを確認する目安の期間ですので、機器の寿命を表す年数ではありません。
- 原子力発電所の実際の運転期間については、機器の経年劣化に関するデータを蓄積して評価を行い、実機の状態も確認したうえで見極めていくこととしており、**設計・建設段階では、運転期間の上限は決めていませんでした。**
- 今回、改めて将来の設備の状態を想定した評価を行い、60年間であっても、メンテナンスを継続すれば、原子力発電所を安全に運転できることを確認しました。

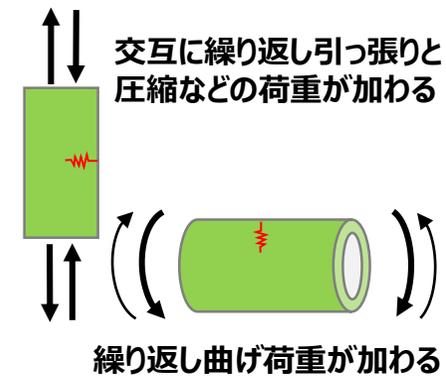
Q

30～40年の使用年数を目安に運転操作の回数を設定して設計している機器を、40年を超えて使用しても大丈夫なのですか？

A

- 原子力発電所の機器の中には、繰返しの運転操作によって「疲労割れ」と呼ばれる損傷が起きないかを確認するために、使用年数30～40年を目安として、例えば**プラントの起動や停止の回数を200回と設定して設計しているものがあります。**
- **この回数は、設計上の余裕を確認するために多めに設定されたもので、これまでの運転実績を調査したところ、高浜1号機では64回※でした。このため、60年時点では、どれだけ多く見積もっても100回程度にしかありません。**
- 100回程度の運転操作回数であれば、機器が損傷しないことを確認できていますし、定期的な点検により実際に傷がないかどうか確認しています。

疲労割れ（イメージ図）



運転操作 (代表例)	プラント	設計時の 設定回数	これまでの 実績回数※	60年時点の回数 (多めに想定)
プラントの 起動、停止	高浜1号機	200回	64回	99回
	高浜2号機	200回	47回	79回

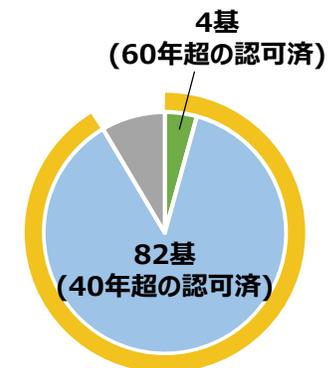
※実績回数は、調査を行った2009年度末時点の回数

Q 海外では40年で運転をやめているのではないのですか？

A

- 国により原子力発電所の運転期間の制限に関する法律は異なりますが、40年程度で運転をやめることを法律で定めている国は少ないと認識しています。
- 現在（2020年10月末時点で）、世界で稼働中の原子力発電所のうち、約2割以上が、既に運転開始から40年を超えています。
- また、米国は、日本と同様に運転期間の上限を更新する制度を採用していますが、稼働中のプラントのうち、既に約9割のプラントが40年を超えて運転することを認められています。
さらに4基については、2回目の更新が行われ、60年を超えて80年まで運転することを認められています。
- このように、**技術的には、40年を超えて運転することが可能ですが、各国の事情により、運転期間の制限や更新の方法が異なっています。**

米国の状況



全94基のうち86基が
運転期間の延長を認可済
(2020年10月末時点)

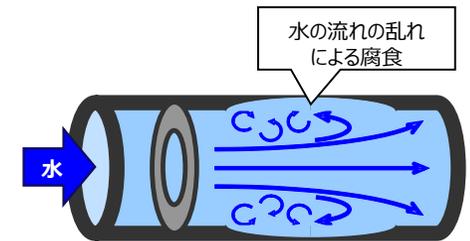
米国原子力規制委員会(NRC)ホームページをもとに作成

Q

長期間運転した原子発電所では、配管が腐食し、破断する事故が
起こりやすいのではないのでしょうか？

A

- 原子力発電所の配管の中には、水の流れによって腐食しやすい環境となり、配管の厚みが減少していく箇所があります。
- このような配管については、**計画的に超音波を使用して配管の厚みを測定し、厚みが小さくなっていた場合は、取替えを行っています。**
- このように、**原子力発電所では、想定される設備の状態に合わせたメンテナンスを行い、必要に応じて部品の交換や機器の取替えを行っています**ので、40年を超えても安全に運転することができます。
- 今回、運転期間の延長を行うに当たっては、メンテナンスが適切に計画されているかを、改めて確認しました。



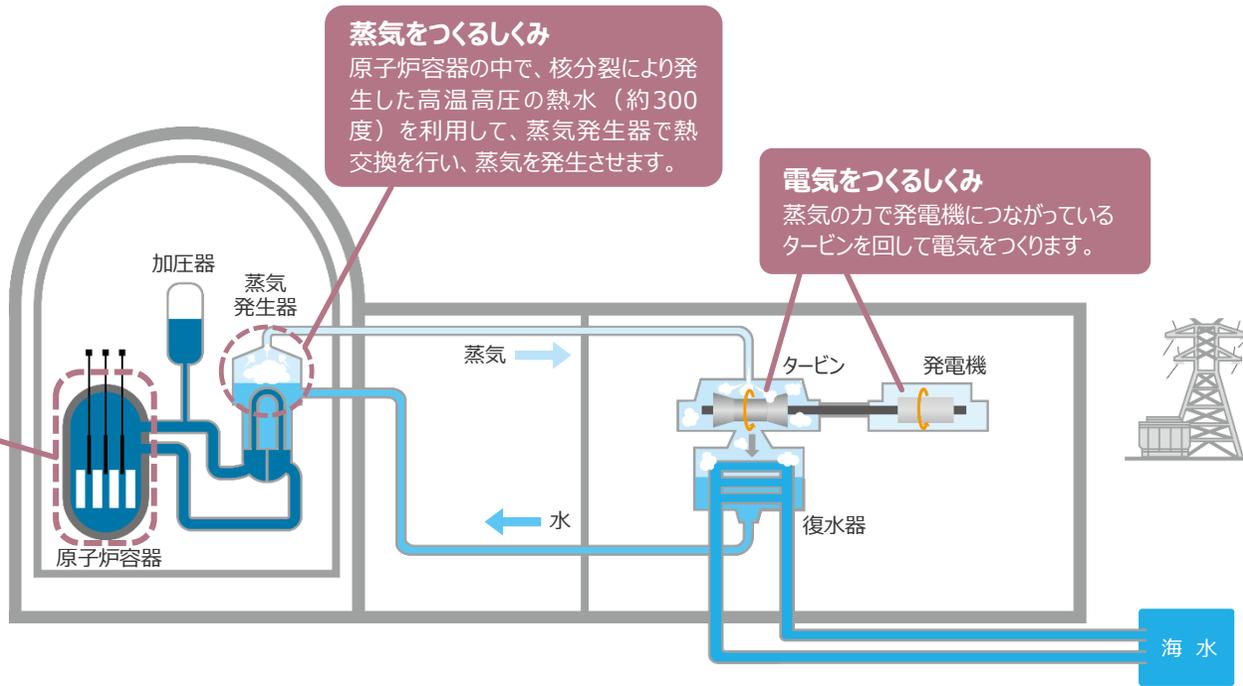
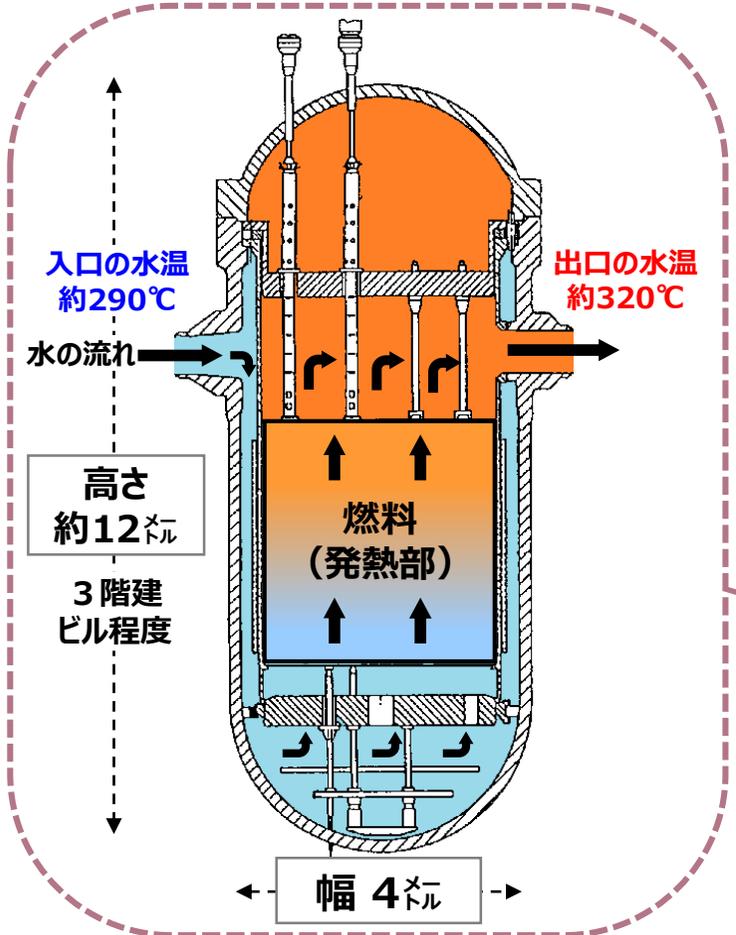
配管の厚み点検

3. 高浜1, 2号機の40年を超える 長期運転における設備の安全性について

～原子炉容器の中性子照射脆化への対応～
ぜいか

原子炉容器とは

- 原子炉容器は、燃料を収納している容器です。燃料の核分裂により高温高压の熱水を生み出し、蒸気発生器で蒸気を発生させて電気をつくります。
- 原子炉容器の金属は、強度やねばり強さを持たせた厚さ約20センチの合金で作られており、燃料に近い部分は、燃料から放出される放射線（中性子線）の影響を受けます。

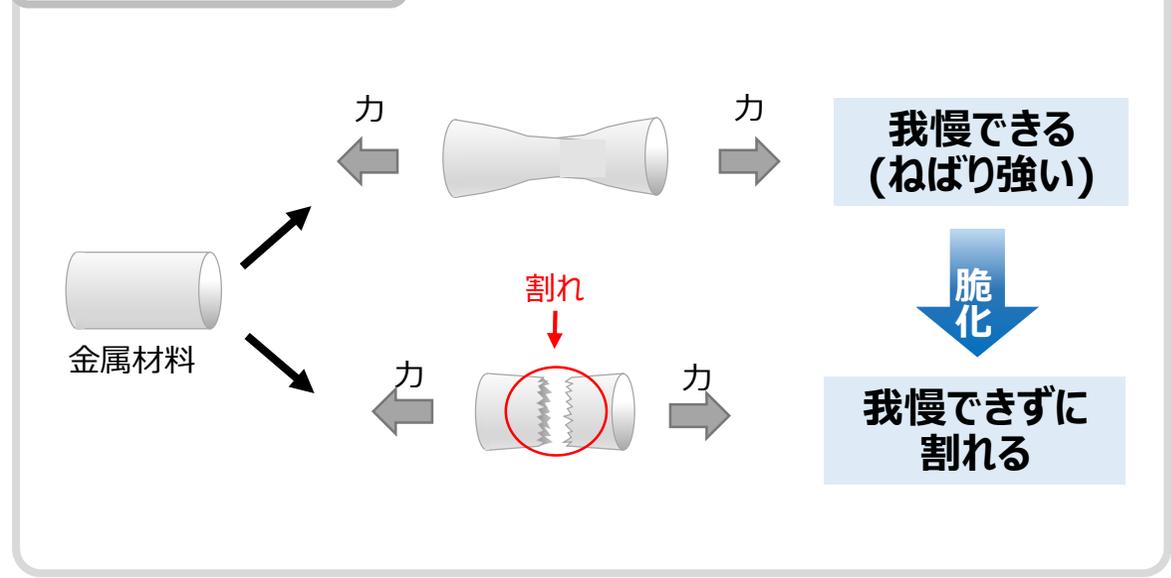


○ 金属は、中性子線を浴び続けると、その材料が元々持っているねばり強さが徐々に低下します（脆化）。
これを、中性子照射脆化と呼んでいます。

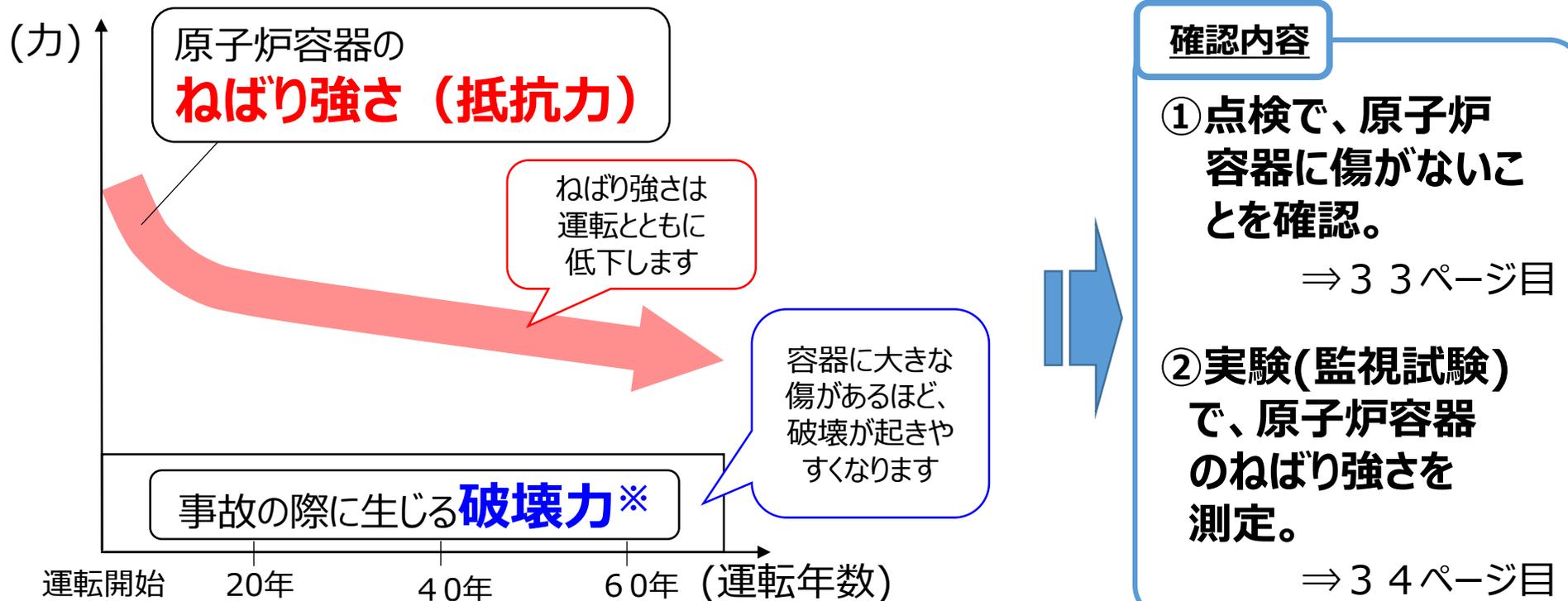
金属の性質

- ねばり強さを持っている金属は、大きな力を加えても、伸びたり曲がったりすることにより簡単には割れません。
- 高温の状態では、ねばりが強いですが、温度が低くなると、ねばり強さが低下する性質があります。

ねばり強さのイメージ



- これまで国内外で実施された数多くの実験結果に基づくと、**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**とことが分かっています。このような見解は、専門家の方々の中でも認識されているものです。
(どのように低下するかは、ルール(学協会規格)として整備されています。)
- 電力会社は、点検や実験により、**原子炉容器に傷がないことや、予想と異なるねばり強さの低下がないことを確認**しています。



※「材料内部の温度差による熱荷重」や「地震力」など、傷のある部分に生じる力。

- 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、事故時の注水により急に冷やされ、それにより加わる大きな力で壊れないかを確認する必要があります。 ⇒ 35ページ目
- なお、原子力発電所の通常時の運転では、大きな力が加わることがないようにになっています。

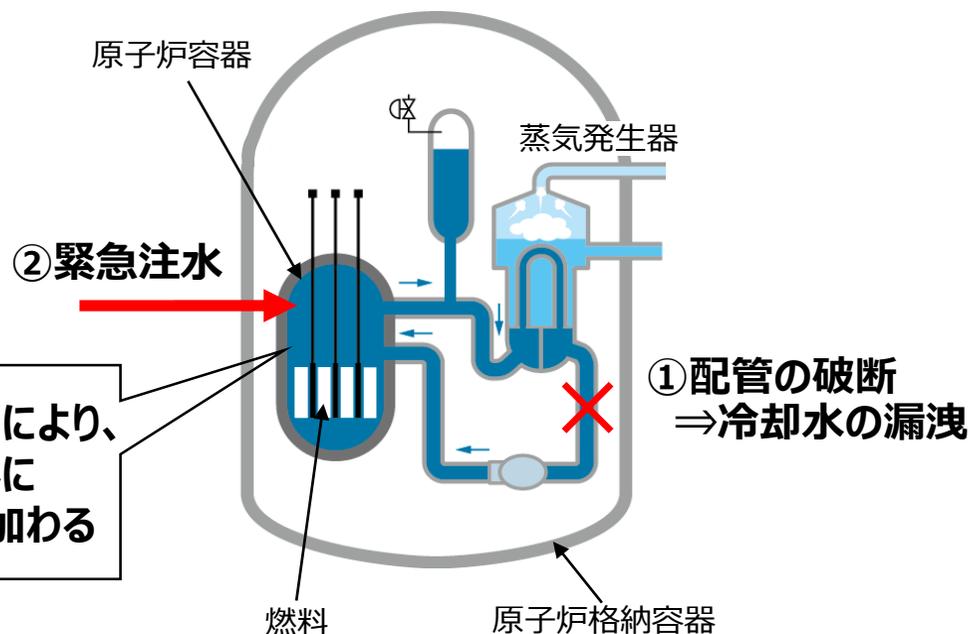
事故時には、

- 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>

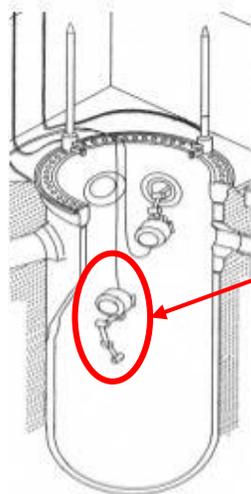


①点検による傷の確認結果

- 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、更に念入りに点検しました。(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。
※点検の方法は、ルール（学協会規格）に従っており、妥当性が確認されたものを採用しています。

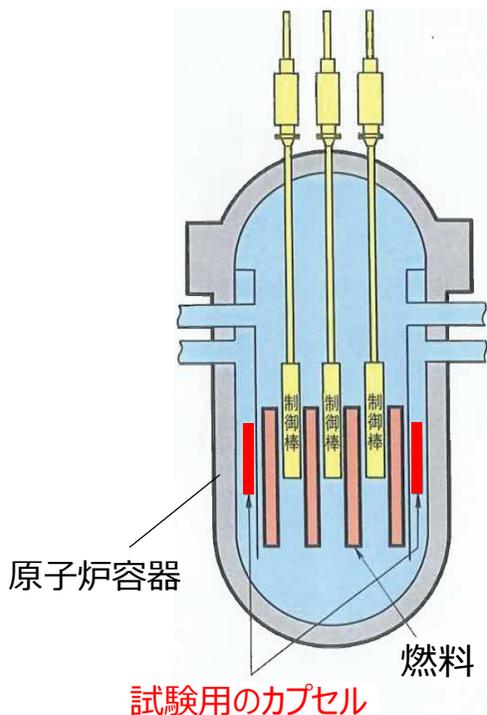


検査用ロボットを用いて
容器の内側を検査します。

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。そのカプセルを計画的に1体ずつ取り出して、原子炉容器のねばり強さがどれだけ低下しているかを測定しています。
- これまでに4体のカプセルを取り出して、**ねばり強さがどれだけ低下しているか測定した結果、ルール(学協会規格)で定められた傾向と同様であり、予想と異なるねばり強さの低下がないことを確認しました。**

詳細は
45, 46ページ



- ✓ 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。
- ✓ そのため、原子炉容器より燃料に近い位置に設置され、より多くの中性子を浴びているカプセル内の金属を用いることで、将来の原子炉容器の状態を測定することができます。

⇒ 最新(4回目の監視試験)のカプセル内の金属は、約50年運転した場合に原子炉容器が浴びる量に相当する中性子を浴びていました。そのため、実験(監視試験)を行うことにより、約50年運転時点の原子炉容器のねばり強さがどれだけ低下しているかを測定したことになります。

- 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、事故の際に生じ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。**

詳細は
47, 48ページ

60年運転時の ねばり強さ（抵抗力）

- 定められたルール(学協会規格)に従い、60年運転時点のねばり強さを予測しています。
- この際、安全側に評価するため、予測式を用いてねばり強さの低下量を算出した結果に余裕を加味し、ねばり強さ(抵抗力)を小さく設定することが要求されています。

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。

- 超音波による念入りな点検により、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、ねばり強さがどれだけ低下しているかを測定した結果、ルール(学協会規格)で定められた傾向と同様であり、予想と異なるねばり強さの低下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、事故の際に生じ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。

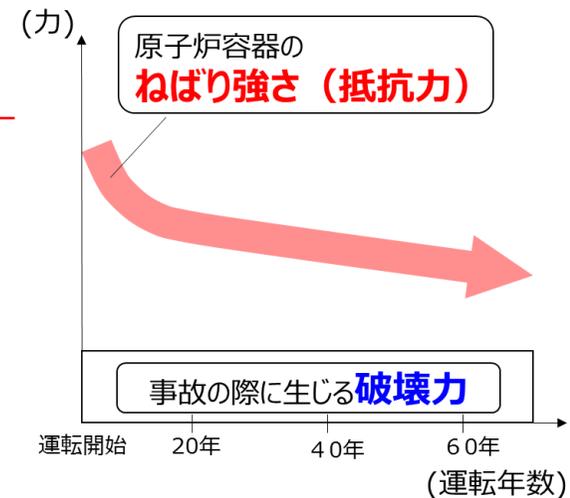
- 今後も、定期的に点検を行い、傷がないことを確認していきます。
- 原子炉容器内に残っている実験(監視試験)用のカプセルを計画的に取り出し、予想と異なるねばり強さの低下がないことを確認していきます。
- 最新のデータなどを常に取り込み、信頼性を向上していきます。

Q

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？

A

- 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。
- **中性子を浴びることによるねばり強さの低下についても、中性子を浴びる量が多くなるほど影響が緩和すること**が分かっています。このような見解は、専門家の方々の中でも認識されているものです。
- したがって、**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**と考えていますが、今後も、原子炉容器内に残っている実験(監視試験)用のカプセルを計画的に取り出し、ねばり強さの低下の傾向を監視していきます。
- また、最新のデータなどを常に取り込み、信頼性を向上していきます。

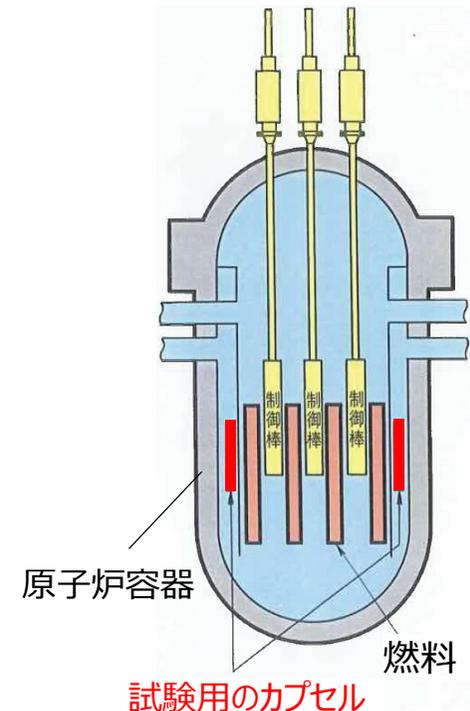


Q

原子炉容器の中に残っている実験(監視試験)用のカプセルは、いつ取り出すのですか？

A

- 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内の金属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。
※カプセルは原子炉容器より燃料に近いに設置されており、原子炉容器より多くの中性子を浴びるため、原子炉容器が将来浴びるはずの中性子の量を事前に浴びています。そのため、カプセルを用いることで原子炉容器の将来の状態を測定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状態を事前に測定できるよう取り出しを計画していきます。**

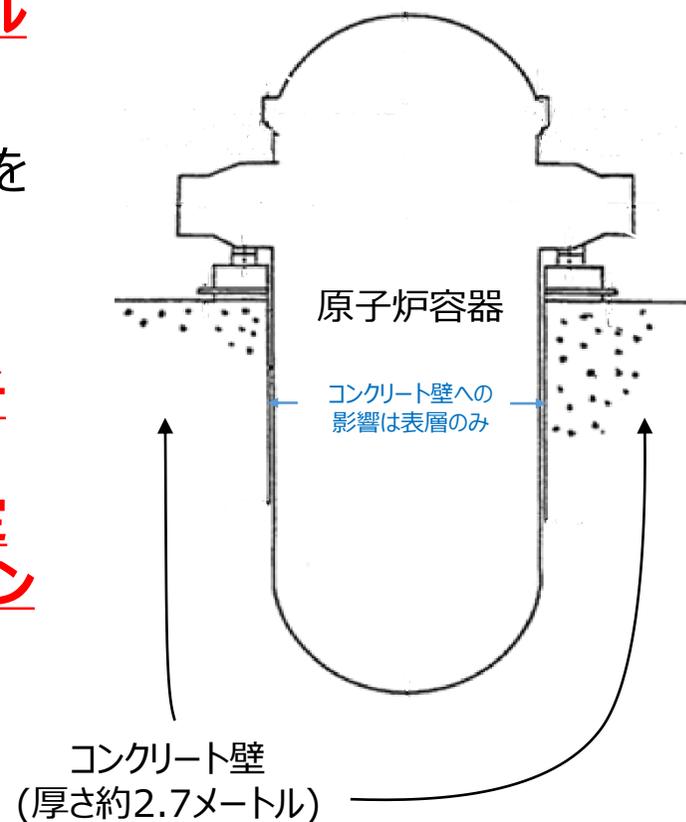


Q

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

A

- 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。**
- 一般的に、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年間運転した場合に浴びる中性子の量であっても、強度が低下する傾向があ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。**



Q 電力会社の取り組みは、第三者から見ても妥当なのですか？

A ○ 点検や評価が妥当であることを原子力規制委員会以外の第三者にも確認頂くため、高浜1, 2号機を代表として、**外部の第三者機関であるEPRI（米国電力研究所）と発電設備技術検査協会によるレビューを受けています。**

EPRIによるレビュー結果（2018年3月）

- ✓ 米国の評価手法等に照らしても、技術的に大きな違いや懸念がないことを確認頂きました。
(報告書掲載HP：<https://www.epri.com/#/pages/product/3002012037/>)

発電設備技術検査協会によるレビュー結果（2018年3月）

- ✓ 特別点検が、必要な検出能力を有した検査方法を用いて、品質を確保した適切な要領で実施されていることを確認頂きました。
- ✓ また、原子炉容器の中性子照射脆化の評価をクロスチェック計算などにより確認頂き、適切に評価されていることを確認頂きました。

(報告書掲載HP：<https://www.japeic.or.jp/gyoumu/kakusei/pdf/ASK%20Report.pdf>)

4. まとめ

- 福島第一原子力発電所のような事故を二度と起こさないよう、安全対策を強化しました。
- 取替えが難しい設備の念入りな点検（特別点検）や、60年運転を想定しても設備が健全であることの評価により、40年を超える運転の安全性を確認しました。
- 引き続き、設備の状態をチェックし、計画的なメンテナンスを行うことで、安全性を確保してまいります。
- 原子力発電は重要な電源であり、安全性の確保を大前提として、国により安全性を確認されたプラントは、今後も有効に活用していくことが重要と考えています。
- 今後とも、安全性をたゆまず向上させていくとの強い意志と覚悟を持って、原子力発電所の運営を行ってまいります。

参考（データ集）

～原子炉容器の中性子照射脆化への対応～

【参考】 実験(監視試験)による確認結果 (1)

○ 過去4回の関連温度（ねばり強さの低下度合い）の測定結果は、下表の通りです。
 ⇒次ページの通り、予測結果と比較して異常な傾向がないことを確認しています。

プラント	区分	関連温度 [°C] (中性子照射量 [$\times 10^{19}n/cm^2, E>1MeV$])				
		建設時	第1回	第2回	第3回	第4回
高浜1号機	母材	-4	22	54	68	95
	溶接金属	-53	-20	3	24	53
	(照射量)	(0.0)	(0.3)	(1.3)	(3.4)	(5.6)
高浜2号機	母材	-30	-13	11	18	40
	溶接金属	-53	-33	4	8	27
	(照射量)	(0.0)	(0.3)	(2.2)	(3.5)	(5.6)

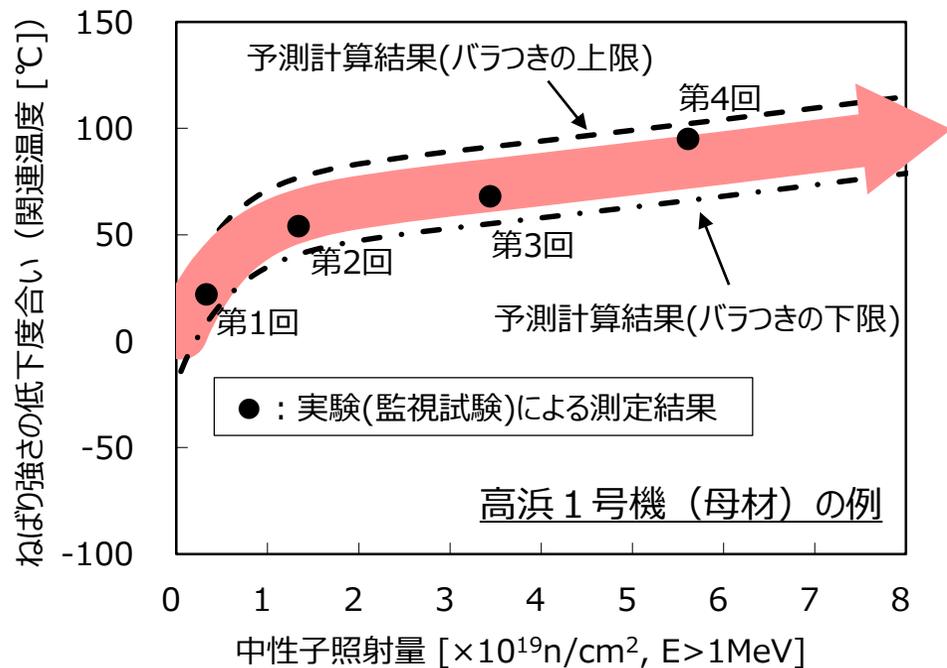
(参考) 中性子照射脆化に影響を与える主な化学成分 [重量%]

	区分	Cu	Ni	P
高浜1号機	母材	0.16	0.61	0.010
	溶接金属	0.14	0.80	0.012
高浜2号機	母材	0.10	0.57	0.010
	溶接金属	0.13	0.84	0.012

【参考】 実験(監視試験)による確認結果 (2)

- 過去4回の関連温度(ねばり強さの低下度合い)の測定結果は、日本電気協会の「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007[2013追補版])」に定められている国内脆化予測法により**予測計算した結果と同様の傾向(想定されるバラツキの範囲内)であり、異常な傾向を示していない**ことが確認できました。

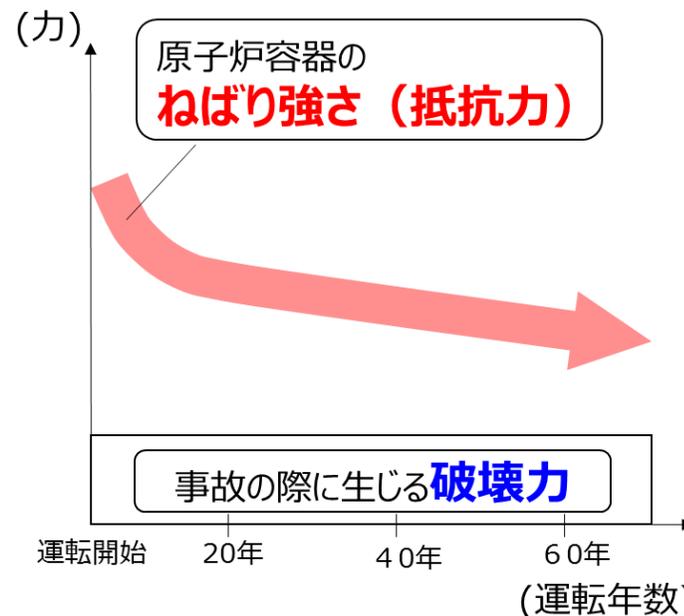
関連温度(ねばり強さの低下度合い)の増加量



(注) 本図の曲線は、比較結果をイメージしやすいよう、代表位置の中性子束に基づき計算したものです。実際に試験結果と計算値の比較を行う際は、各監視試験カプセル位置の中性子束で計算した値と比較します。

【参考】 31ページで示した図との関係性

「関連温度の増加量」=「ねばり強さの低下量」であるため、左図とは、赤矢印の上下のむきが逆になっています。

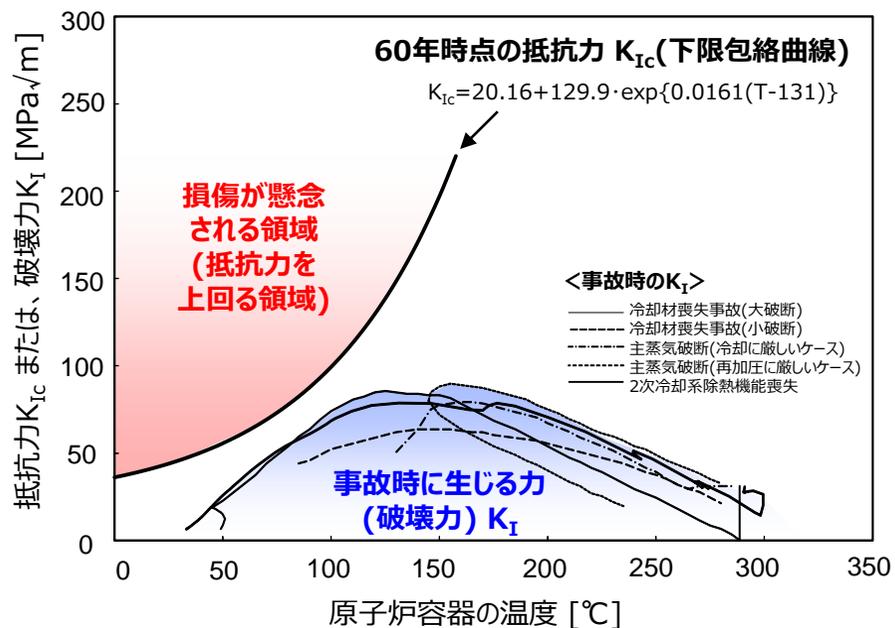


【参考】 事故時に壊れないかの確認結果（1）

- 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(抵抗力)と、事故時に生じる破壊力を比べた結果、**ねばり強さ(抵抗力 K_{Ic})が破壊力(K_I)を上回るため、事故時に壊れないことが確認できました。**

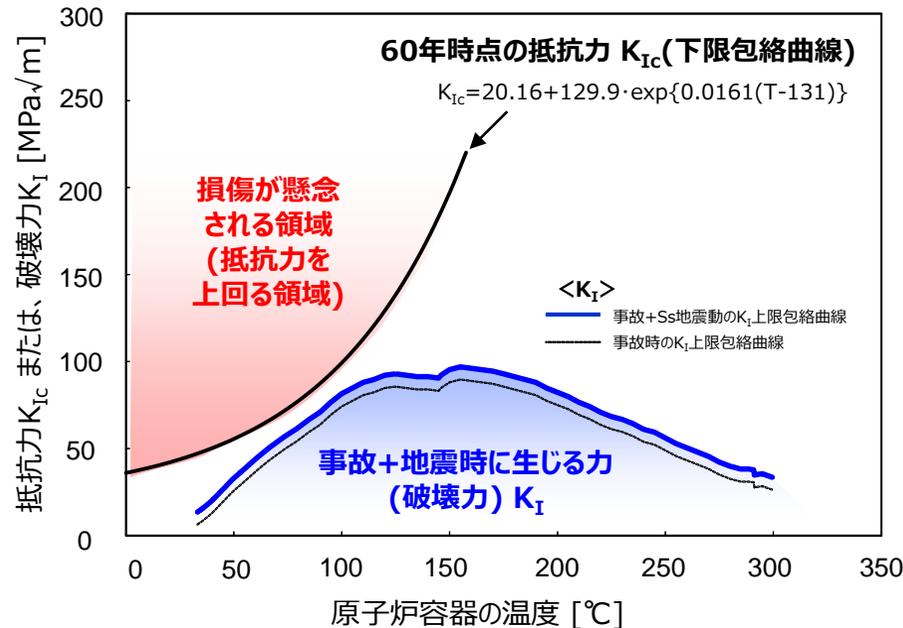
高浜1号機（事故のみ）

※深さ10mmの亀裂を想定



高浜1号機（事故+地震）

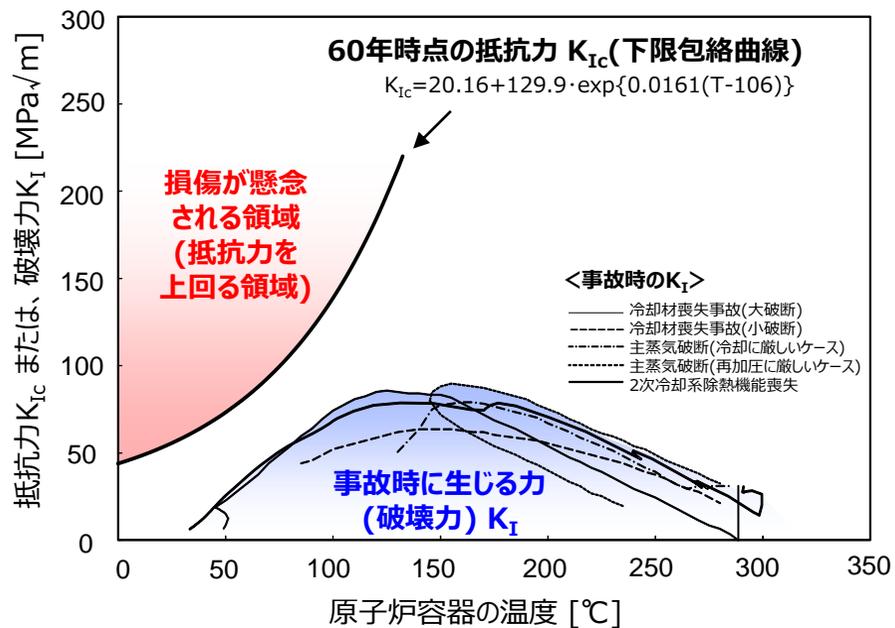
※深さ10mmの亀裂を想定
 ※基準地震動(700ガル)を想定



【参考】 事故時に壊れないかの確認結果（2）

高浜 2 号機（事故のみ）

※深さ10mmの亀裂を想定



高浜 2 号機（事故+地震）

※深さ10mmの亀裂を想定
 ※基準地震動(700ガル)を想定

