

川内原子力発電所運転期間延長の 検証結果の概要

この冊子は、専門委員会や分科会における検証の内容と結果を
分かりやすく説明することを目的に作成したものです。

令和5年6月

目 次

1	はじめに	1
2	川内原子力発電所の概要	3
3	運転期間延長と認可申請の概要	6
	(1) 原子炉等規制法による運転期間延長の概要	6
	(2) 認可申請の概要	7
	(3) 特別点検, 劣化状況評価, 施設管理方針の概要	8
4	鹿児島県による科学的・技術的検証	9
5	特別点検の検証	10
	(1) 概要	10
	(2) 個別の検証	12
	①原子炉容器	12
	②原子炉格納容器	15
	③コンクリート構造物	18
6	劣化状況評価の検証	22
	(1) 概要	22
	(2) 個別の検証	23
	①低サイクル疲労	23
	②中性子照射脆化	26
	③照射誘起型応力腐食割れ	29
	④熱時効	32
	⑤絶縁低下	35
	⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	38
7	全般的な留意すべき事項	41
8	組織の運用体制及び担当者の教育体制	42
9	おわりに	44

1 はじめに

鹿児島県では、令和3年12月、九州電力による川内原子力発電所1, 2号機の運転期間延長認可申請を見据えて、県から「鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会」に対して科学的・技術的な検証を依頼しました。

この依頼を受けて、専門委員会は「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」を設置し、分科会においては、令和4年1月から令和5年4月にかけて12回の会合を行い、九州電力が実施した川内原子力発電所の施設や設備等の運転延長に係る試験、点検、評価の方法や結果を確認し、それぞれの専門的な見地から検証が行われました。

その検証結果については、令和5年4月26日に専門委員会に対して報告がなされたところです。

また、専門委員会としても、川内原子力発電所の運転期間延長に必要な組織の運用体制や担当者の教育体制等について、令和4年7月から令和5年5月にかけて5回の会合で検証を行いました。

分科会の検証結果も踏まえた専門委員会の検証結果が取りまとめられ、令和5年5月26日に県に対して報告がなされました。

その報告書においては、川内原子力発電所の運転期間延長に関して行った特別点検結果、劣化状況評価及び施設管理方針※の策定がそれぞれ適正になされていることを確認するとともに、九州電力の組織の運用体制や担当者の教育体制について、安全性の確保のために必要な措置が取られていることを確認した上で、それぞれの項目において、今後の安全性の更なる向上に資する留意すべき事項が認められるとされました。

それらの具体的な内容は、県から原子力規制委員会及び九州電力に要請すべき事項として、意見書に取りまとめられ、提出されました。

この冊子は、専門委員会や分科会における検証の内容と結果を分かりやすく説明することを目的に作成したものです。

専門委員会から県に対する報告書や意見書、検証に関する議論を行った第16～21回専門委員会や第1～12回分科会の会議資料及び議事録については、県のホームページをご覧ください。

県ホームページから

鹿児島県 原子力専門委員会



QRコードから



令和5年6月

鹿児島県危機管理防災局原子力安全対策課

※ 特別点検、劣化状況評価及び施設管理方針は、国への運転期間認可申請に際して提出が求められているもの。(P7参照)

2 川内原子力発電所の概要

川内原子力発電所は、薩摩川内市の東シナ海にそそぐ川内川の河口にほど近い海岸部にあります。2基の加圧水型原子炉があり、それぞれ1号機、2号機と呼んでいます。

1号機が昭和59年（1984年）、2号機が昭和60年（1985年）に商業用の原子炉として営業運転を開始しました。

この2基の原子炉は、令和5年5月現在、40年近く運転を続けており、九州電力が行った40年を超えて運転を続けるための認可申請が、国の原子力規制委員会で審査されています。

場所：鹿児島県薩摩川内市久見崎町

敷地面積：約145万平方メートル

設置基数：2基（1号機、2号機）

発電出力：1、2号機とも89万キロワット

運転開始：1号機 昭和59年7月

2号機 昭和60年11月

1号機の運転期間満了日：令和6年7月3日

2号機の運転期間満了日：令和7年11月27日

※ 運転期間満了日とは原子力発電所の運転開始以降40年目となる日を指します。



解説

加圧水型原子炉（PWR）のしくみ

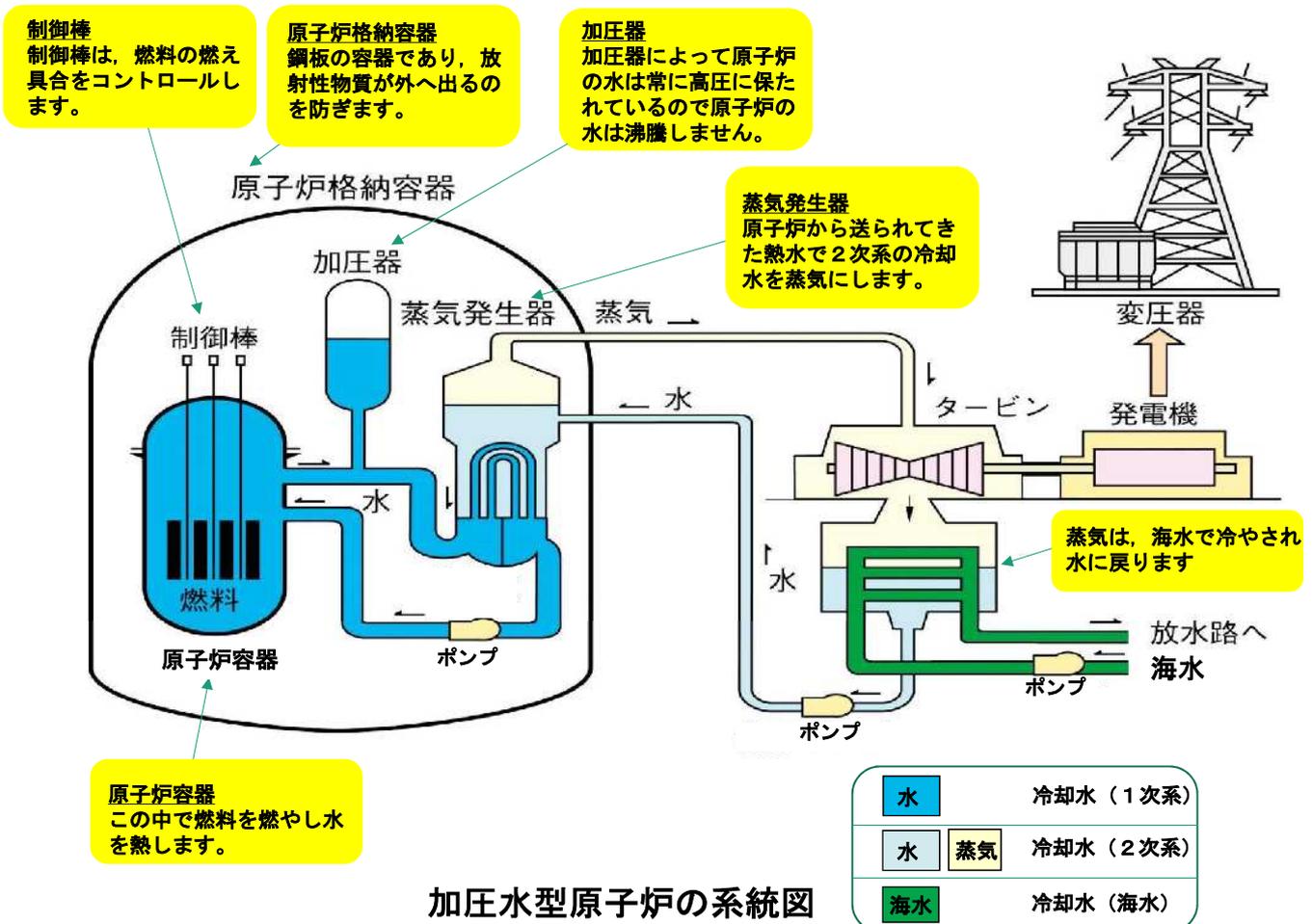
※ PWR ; Pressurized Water Reactor

水を冷却材として用いる原子炉の一種で、現在、世界で最も多い型式の発電用の原子炉です。

原子炉を流れている水（1次系）は約160気圧の圧力をかけて、燃料で熱した高温の水が沸騰しないようにし、この熱を蒸気発生器で別の系統の水（2次系）に伝え、蒸気を作って、発電機とつながったタービンを回し、発電します。

蒸気となった冷却水（2次系）は、タービンを回した後、海水で冷やされて水となり、蒸気発生器に戻ります。

原子炉と蒸気発生器は、事故や故障時にも放射性物質が外部に漏れ出さないように「原子炉格納容器」で覆う構造となっています。

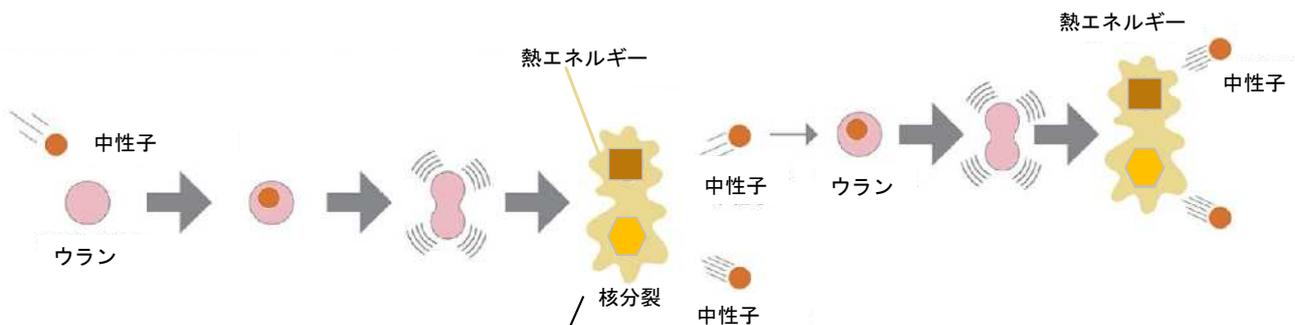


解説

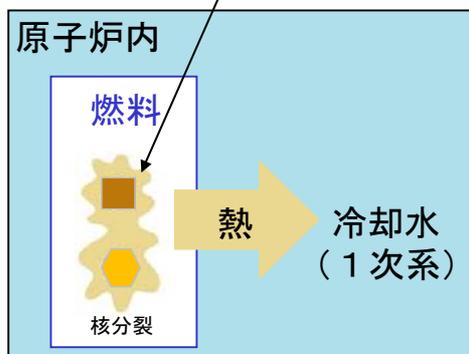
燃料から熱を取り出すしくみ

原子炉の燃料は、ウランを使用しています。
ウランは、原子炉内で発生した中性子が当たると分裂（核分裂）し、その際、熱エネルギーを放出します。
ウランの核分裂から発生した熱エネルギーは、燃料の周りを流れている冷却水（1次系）に伝わります。この1次系の水が熱を伝えて、2次系の水を蒸気にし、この蒸気力で発電機とつながったタービンを回します。

燃料の中では、ウランが核分裂し、中性子が発生します。
その中性子は、別のウランの核分裂を起こします。



1回の核分裂でおよそ2つの中性子が発生し、うち1つの中性子を次の核分裂に使い、もう1つの中性子は制御棒などに吸収されます。



熱エネルギーは、燃料の周りを流れている冷却水（1次系）に伝わります。

3 運転期間延長と認可申請の概要

(1) 原子炉等規制法による運転期間延長の概要

※通常国会においてこの制度を改める法案が、令和5年5月に成立し、今後公布・施行される予定です。（令和5年6月1日時点）

原子力発電所を運転できる期間が、法律で40年と定められ、国の認可を受ければ60年運転が可能となっています。

福島第一原子力発電所事故の後、原子炉等規制法（原子炉の設置及び運転等に関し、必要な規制を行う法律）が改正され、原子力発電所を運転できる期間が40年と定められ、原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限って20年の延長ができて最長60年の運転が可能となっています。

この認可のためには、特別点検結果や劣化状況評価及び施設管理方針の策定について原子力規制委員会の審査を受ける必要があります。

運転期間延長認可制度

運転期間



原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限って延長

(2) 認可申請の概要

九州電力は、原子炉等規制法に基づき、特別点検など3つの項目の評価を行い、令和4年10月、川内原子力発電所の運転延長の認可を得るための申請を原子力規制委員会に行いました。

この評価は、運転開始後35年以降に集めた機器に関するデータの確認・評価を行い（特別点検）、原子力発電所の機器・構造物の性能や機能が、今後の長期間にわたる運転で低下しないこと（劣化状況評価）を確認するものです。さらに、長期的な施設管理に関する方針を定めています。

② 劣化状況評価

- 原子力発電所の機器・構造物に、時間の経過に伴う劣化（経年劣化）が発生していないか、今後の運転で経年劣化が発生しないか等について、以下を踏まえて評価
 - 特別点検の結果
 - 運転の実績・最新の知見等

① 特別点検結果

- 運転開始35年以降に採取したデータについて詳細に確認・評価した結果
- 対象設備
 - 原子炉容器
 - 原子炉格納容器
 - コンクリート構造物



劣化状況評価を踏まえ策定

③ 施設管理方針

- 長期的な施設管理に関する方針

(3) 特別点検，劣化状況評価，施設管理方針の概要

特別点検の対象は3項目，劣化状況評価で着目すべき劣化の原因となる主な事象は6項目あります。

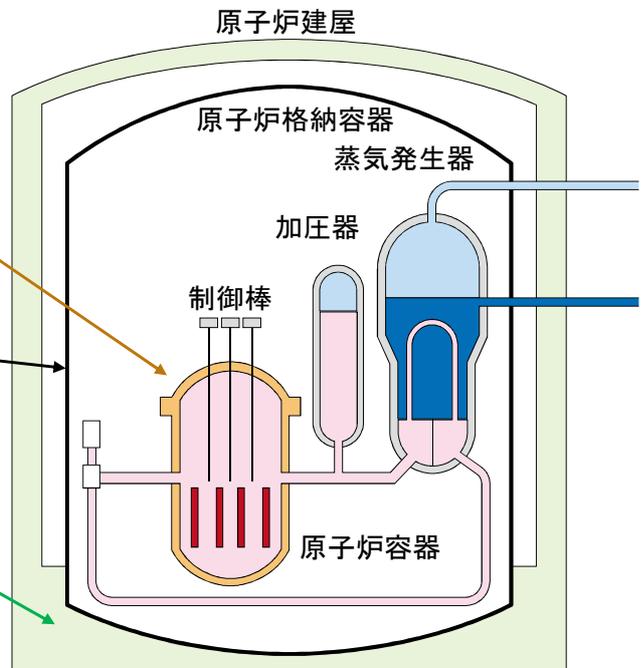
特別点検

① 原子炉容器の壁や取り付けられた配管との接続部等に「傷」がないことを，超音波などを使って確認します。

② 原子炉格納容器の鋼板の内外面に対し「塗装のはがれ」や「腐食」がないことを，目視で確認します。

③ コンクリート構造物から，サンプルを取り「性質の変化」や「強度」に問題がないことを確認します。

※性質の変化：アルカリ性から中性への変化や塩分の浸透



劣化状況評価

原子力発電所の機器・構造物の性能や機能が，今後20年間の運転で低下しないことを確認するため，以下の6つの主な劣化事象を評価します。

6つの主な劣化事象

てい ひろう
低サイクル疲労

ちゅうせいししょうしゃぜいか
中性子照射脆化

しょうしゃゆうきがたおうりよく
照射誘起型応力
ふしよくわ
腐食割れ

ねつじこう
熱時効

ぜつえんていか
絶縁低下

コンクリートの
きょうどていか
強度低下及び
しゃへいのうりよくていか
遮蔽能力低下

※各事象の内容については，23ページから40ページを参照してください。

施設管理方針

劣化状況評価の結果に基づいて，今後20年間にわたり，施設を管理するための方針を定めています。

4 鹿児島県による科学的・技術的検証

鹿児島県では、令和3年12月、九州電力による川内原子力発電所1, 2号機の運転期間延長認可申請を見据えて、県から「鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会」に対して科学的・技術的な検証を依頼し、同委員会は「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」を設置しました。

分科会は、約1年3か月の間に12回の会合を開催して検証を行い、令和5年4月、その結果を専門委員会に報告して役割を終えました。

川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会

設置目的

川内原子力発電所1, 2号機の運転期間延長に係る以下の事項について、科学的・技術的検証を行い、その結果を県原子力安全・避難計画等防災専門委員会に報告する。

- (1) 九州電力が実施する特別点検及び劣化状況評価
- (2) 九州電力が策定する施設管理方針
- (3) 上記(1), (2)に関連し必要な事項

構成

破壊力学・損傷力学・材料強度学・溶接力学, 地震工学・耐震工学, 建築材料・コンクリート工学, プラント, 原子力発電の国際情報, 原子炉熱流動・安全工学, 照射損傷・原子炉材料工学を専門とする学識経験者7名

検証の取りまとめの方針

川内原子力発電所の運転期間延長について、特別点検結果や劣化状況評価等の科学的・技術的な検証を行い主に以下の点に留意し、検証を取りまとめる。

- ・ 特別点検結果に基づいた劣化状況評価が行われているか。
- ・ 原子力規制委員会における審査において、安全性を向上させる点から要求する事はあるか。
- ・ 九州電力や原子力規制委員会に対して、安全性を向上させるために知見を更に広げることについて要求する事はあるか。など



分科会の様子

5 特別点検の検証

(1) 概要

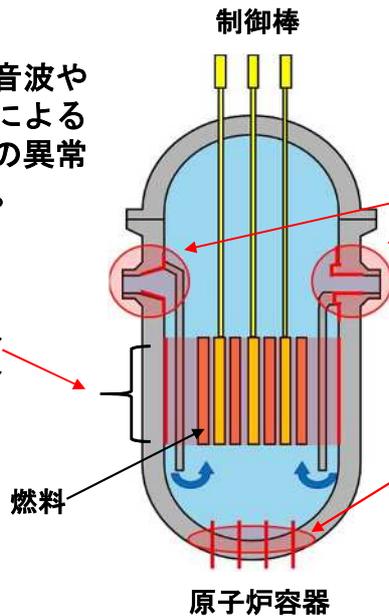
特別点検は、①原子炉容器 ②原子炉格納容器 ③コンクリート構造物の3項目の安全に関わる主要部を対象とします。

①原子炉容器の点検

原子炉容器に対し、超音波や電流を使った試験や目視による試験を行い、「傷」などの異常がないことを確認します。

●炉心領域

原子炉容器の胴の部分のうち、燃料に近い部分です。



●ノズルコーナー部

原子炉を冷却する水が、原子炉に出入りする部分です。

ろないけいそうとうぶ

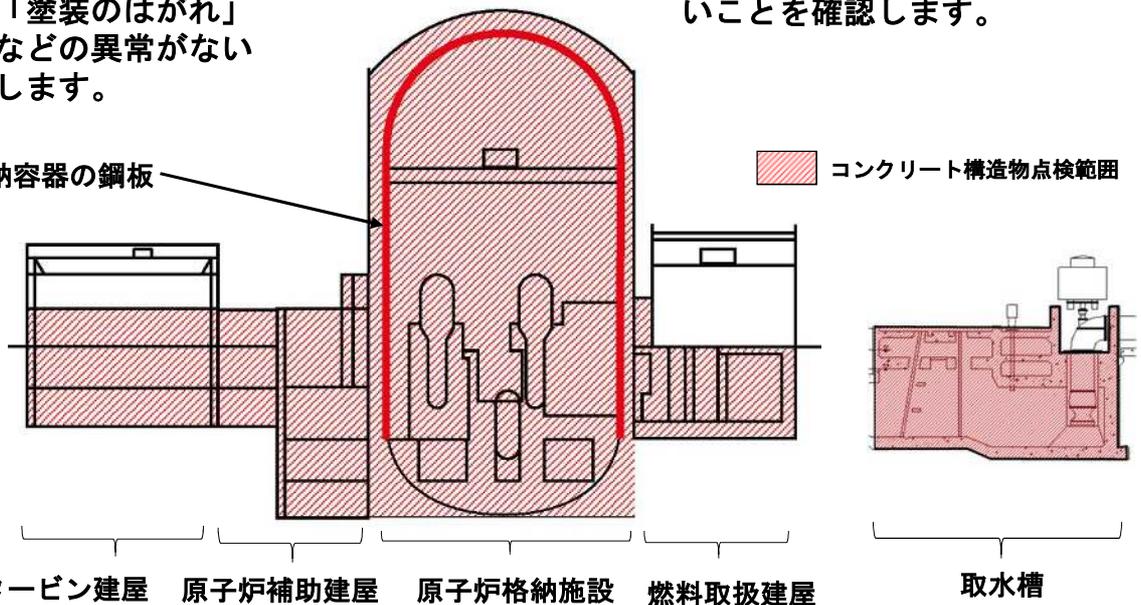
●炉内計装筒部

原子炉の中で飛んでいる中性子の量を測定するための計測器を入れる筒です。

②原子炉格納容器の点検

原子炉格納容器の鋼板の内外面に対し、目視による試験を行い、「塗装のはがれ」や「腐食」などの異常がないことを確認します。

原子炉格納容器の鋼板



③コンクリート構造物の点検

原子炉格納施設などのコンクリートからサンプルを採取し、「性質の変化」や「強度」に問題がないことを確認します。

コンクリート構造物点検範囲

解説

検査はどのように行うの？

目視による試験，超音波による内部の見えにくいところの試験，電流による表面の試験など，いくつかの方法により試験を行います。

これらは，検査の対象を壊さずに検査するので，非破壊検査に分類されています。

項目	検査方法	日常生活で見かける道具
もくししけん 目視試験	検査の対象を直接目で見て，対象物表面の色，凹凸，傷などを調べます。	病気を問診や聴診によって診断したり，内視鏡で胃腸の内部を画像で診断することに類似しています。 
ちょうおんぱたんしょうしけん 超音波探傷試験	検査の対象に超音波を発信し，物質の内部に存在する小さな傷や穴などを検出します。	お腹の臓器や胎児の動きなどを超音波エコーから画像化して診断する方法に類似しています。 
かりゅうたんしょうしけん 渦流探傷試験	検査の対象の表面にコイルを近づけ，その物質に発生する電流の変化により表面近くの小さな傷を検出します。	料理で使用するIH器具（電気を使う料理器具）と同じ原理で，電流を金属（料理器具）に伝える技術は共通です。 

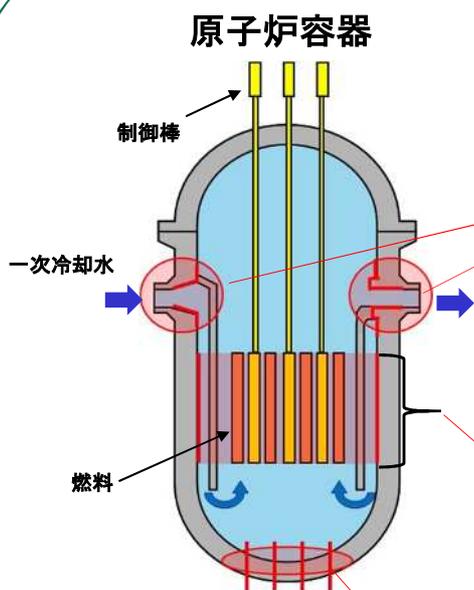
(2) 個別の検証 ①原子炉容器 (1 / 3)

原子炉容器やその溶接部に傷がないことを超音波探傷試験などにより確認しています。

どこを点検するの？

点検対象部位は、下の図の、①ノズルコーナー部、②炉心領域、③炉内計装筒部の3か所です。この点検では、ノズルコーナー部内面の溶接部に傷がないこと、原子炉容器の胴部とその溶接部に傷がないこと、原子炉容器と配管の接続部分の溶接部に傷がないことを調べています。

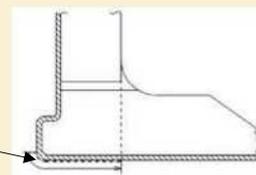
原子炉容器の3つの部位の点検



①ノズルコーナー部

遠隔装置を使って、渦流探傷試験を実施し、表面の傷の有無を確認します。

ノズルコーナーの出口



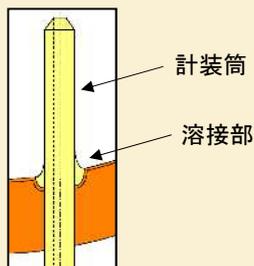
内面の内張り
溶接部

②炉心領域

遠隔装置を使って、超音波探傷試験を実施し、原子炉容器の胴部とその溶接部の傷の有無を確認します。

③炉内計装筒部

遠隔装置を使って、目視試験や渦流探傷試験を実施し、溶接部と内面の傷の有無を確認します。



計装筒

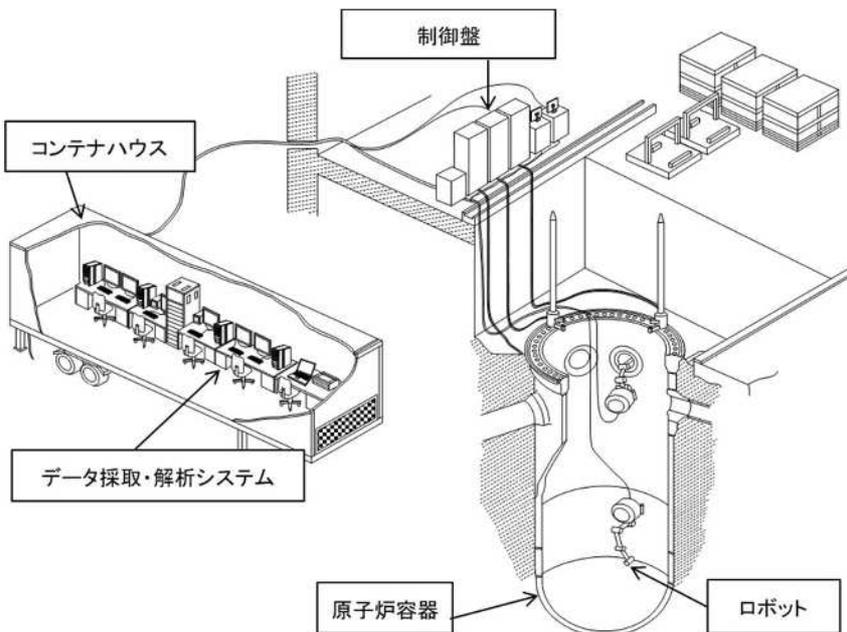
溶接部

(2) 個別の検証 ①原子炉容器 (2 / 3)

原子炉容器の点検方法は？

原子炉容器周辺は、多くの放射線が飛んでいるため、人が直接見ることができません。そこで、遠隔操作ができるロボットなどの装置を用いて、目視試験や、超音波探傷試験、渦流探傷試験を実施しています。

遠隔操作による原子炉容器内の点検



探傷試験を行うロボット



ロボット航行状況



建屋外にある
遠隔作用コンテナハウス



コンテナハウス内



操作画面例



ノズル内の探傷

(2) 個別の検証 ①原子炉容器 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

特別点検（原子炉容器）の結果

点検箇所	特別点検結果
①ノズルコーナー部	ノズルコーナー部の表面に、渦流探傷試験を実施し、問題となるような傷は確認されなかった。
②炉心領域	炉心領域の金属内部に、超音波探傷試験を実施し、問題となるような傷は確認されなかった。
③炉内計装筒部	炉内計装筒部について、溶接部表面は目視試験、炉内計装筒内面は渦流探傷試験を実施し、問題となるような傷は確認されなかった。

検証の結果

分科会においては、渦流探傷試験や超音波探傷試験などの具体的な試験方法や試験範囲等について聴取するとともに、現地において、実際のデータ採取方法も確認しました。

その上で、試験結果における傷の有無を表すデータなどを検討し、問題となるような傷がないことを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことなどを留意すべき事項として提言しています。

- ・ 超音波探傷試験等の非破壊検査について、資格を有する検査員が実施しているが、現状に満足することなく、検査員の技術を上げること。
- ・ 検査については、国の基準に基づき適正に実施しているが、今後、新しい検査方法の開発や研究に積極的に取り組むこと。

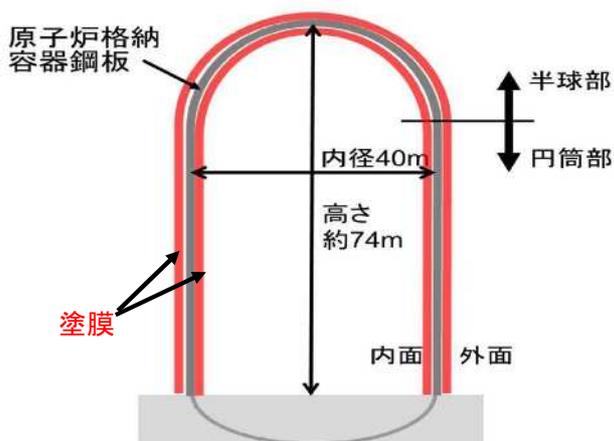
(2) 個別の検証 ②原子炉格納容器 (1 / 3)

原子炉格納容器の役割と点検内容

原子炉格納容器は、原子炉容器や蒸気発生器などを収納し、放射性物質を含む水や蒸気を外に出さない構造（気密性の保持）の設備で、鋼板でできた大型の構造物です。この鋼板が長時間経過しても腐食（さび）が発生しないように、鋼板内外面に塗装を施しています。

鋼板の健全性は、塗装の劣化や鋼板の腐食がないことを点検しています。

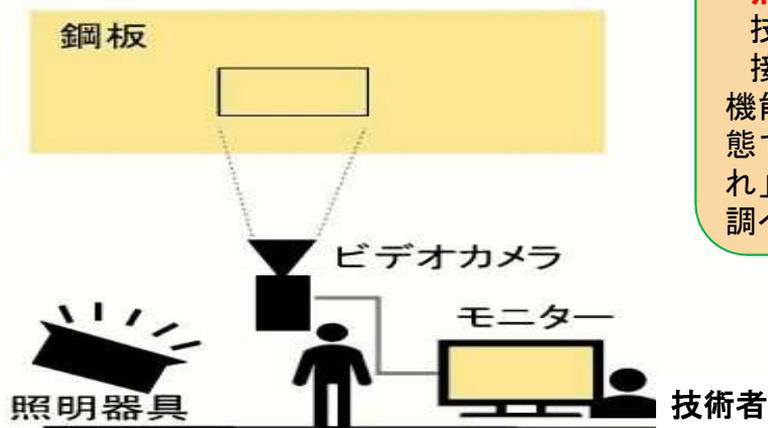
点検範囲と点検方法



点検の範囲は？

対象とする原子炉格納容器の大きさは、内径約40m、高さ約74mで、厚さ38mm（半球部19mm）鋼板の内外面に塗装が施されていて、ほぼ全面が点検の対象です。

遠い箇所を間接的に点検する方法



点検方法は？

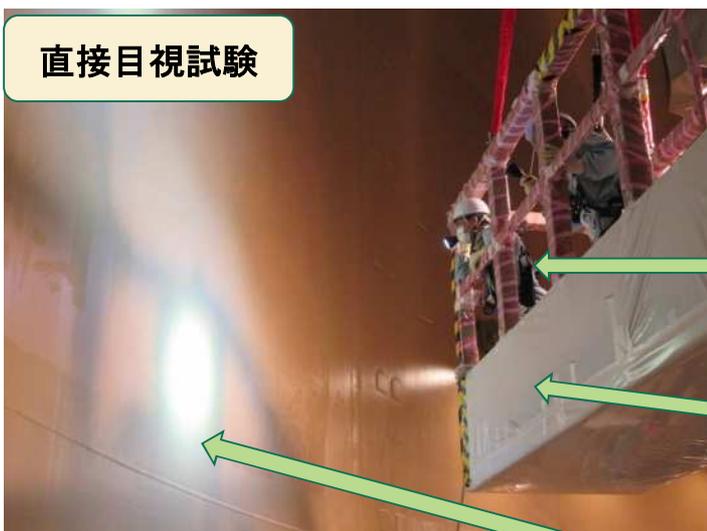
技術者が直接、目で確認します。接近できない場合は遠方から拡大機能のあるカメラにより、塗装の状態である、表面の色の変化、「ふくれ」や「はがれ」、傷の有無などを調べます。

遠隔目視試験のイメージ

(2) 個別の検証 ②原子炉格納容器 (2 / 3)

点検の様子

直接目視試験



原子炉格納容器鋼板の塗装状態を直接、目視試験している技術者

高い所を確認するために技術者が乗る吊りかご

遠隔目視試験



原子炉格納容器鋼板の表面

原子炉格納容器鋼板の塗装状態を、拡大機能のあるカメラにより、遠隔で目視試験している技術者

(2) 個別の検証 ②原子炉格納容器 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

特別点検（原子炉格納容器）の結果

点検箇所	特別点検結果
①直接目視できる箇所	直接目視し、問題となるような塗装の劣化や腐食がないことを確認した。
②遠方で近接できない箇所	遠方から拡大機能のあるカメラにより確認した結果、問題となるような塗装の劣化や腐食がないことを確認した。
③目視できない箇所	原子炉格納容器下部の鋼板がコンクリートに埋まっている箇所について、腐食を防ぐ処置を行っており問題がないことを確認した。

検証の結果

分科会においては、目視試験の具体的な方法や範囲、目視試験を行う検査員の視力の基準や確認方法、遠方を確認するためのカメラの性能や確認方法等について聴取するとともに、現地において実際のデータ採取方法も確認しました。

その上で、採取した画像データや腐食を防ぐ処置などを検討し、問題となる塗装の劣化や腐食がないことを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことを留意すべき事項として提言しています。

- ・ 原子炉格納容器鋼板の塗装の劣化や腐食がないことを継続的に確認すること。

(2) 個別の検証 ③コンクリート構造物 (1 / 4)

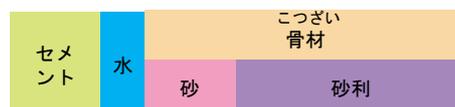
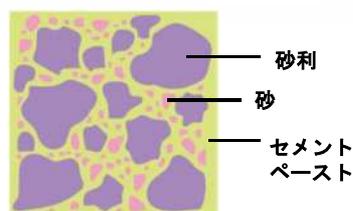
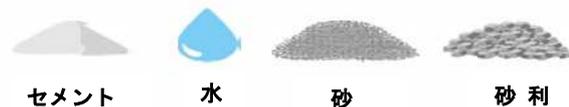
コンクリートの構成成分や特徴は？

構成成分

コンクリートは、セメント+水+骨材（砂や砂利）から構成されています。

コンクリートを顕微鏡で見ると右の図のように、骨材をセメントペースト（セメントと水）と混ぜて、つなぎ合わせた構造になっています。

コンクリートの体積に占める割合で主なものは骨材で、次にセメント、水の順になります。



[出典：一般財団法人セメント協会HPに基づき作成]

特徴

コンクリートは、押し付ける力には強く、引っ張る力には弱い
ために構造物には棒状の鉄（鉄筋）を使って補強しています。

特別点検の内容

コンクリート構造物は通常点検として1年に1回程度の頻度で目視によるひび割れやはがれなどの有無を確認しています。

特別点検では、コアサンプル（試験のためにコンクリートを少量抜き取った試料）を取り、コンクリートの強度や放射線の遮蔽能力を調べるための試験を行っています。

コアサンプルの採取



コアサンプル採取状況

試験のためのコアサンプルを採取します。



※ コアサンプル採取箇所（穴）は、別のコンクリートで埋められます。

(2) 個別の検証 ③コンクリート構造物 (2 / 4)

コアサンプルの試験内容

試験目的	試験項目	対象構造物 (コアサンプル採取箇所)
強度	①中性化深さ	全ての対象構造物
	②塩分浸透	原子炉格納施設, 原子炉補助建屋, 取水槽
	③アルカリ骨材反応	全ての対象構造物
	④強度	全ての対象構造物
遮蔽能力	⑤乾燥単位容積質量	原子炉格納施設, 原子炉補助建屋

※ 全ての対象構造物：原子炉格納施設，原子炉補助建屋，タービン建屋，取水槽など（P10参照）

試験の内容と方法は？

① 中性化深さ

コンクリートは強アルカリ性ですが、空気中の二酸化炭素が作用し、中性化が進み、中にある鉄筋が腐食し、体積が膨張することで、コンクリートにひび割れが発生する可能性があります。この中性化の進み具合を中性化深さといいます。

アルカリ性か中性かを確認するために、特殊な溶液をコンクリートにかけて、色を確認します。

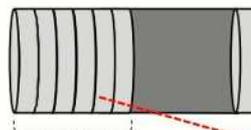


特殊な溶液をかけると、アルカリ性の場合には赤紫、酸性や中性の場合には無色に変化します。

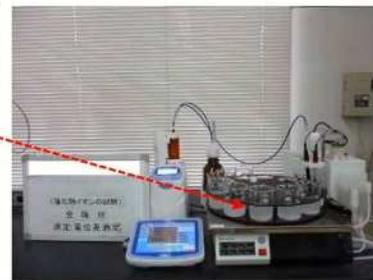
② 塩分浸透

海水からの塩分がコンクリートに浸透すると、中にある鉄筋が腐食し、体積が膨張することで、コンクリートにひび割れが発生する可能性があります。

測定器を用いて塩分の浸透具合を測定します。



スライスしたコアサンプル



塩分の浸透を測定する機器

(2) 個別の検証 ③コンクリート構造物 (3 / 4)

③ アルカリ骨材反応

コンクリートの材料の一部である骨材（安山岩など）がセメントに含まれるアルカリ分と反応し、骨材が膨張してコンクリートにひび割れを発生させる現象です。

顕微鏡でアルカリ骨材反応の進行状態を観察します。



顕微鏡による観察

④ 強度

コアサンプルを機械で圧縮し、強度を測定します。



コアサンプルの圧縮強度の測定

⑤ 乾燥単位容積質量

コンクリートが乾燥して質量が減少すると、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性があります。

そこで、コアサンプルの質量を測定し、基準値以上の質量があることを確認します。



天秤による質量の測定

(2) 個別の検証 ③コンクリート構造物 (4 / 4)

県原子力専門委員会による検証

特別点検（コンクリート構造物）の結果

試験項目	特別点検結果
中性化深さ	コンクリート表面からの中性化深さは、基準値を下回っており、コンクリートの強度に問題がないことを確認した。
塩分浸透	塩分の浸透程度を測定し、鉄筋の腐食量を評価した結果、基準値を下回っており、コンクリートの強度に問題がないことを確認した。
アルカリ骨材反応	アルカリ骨材反応を観察し、反応が進んでいないため、コンクリートの強度に問題がないことを確認した。
強度	圧縮強度が基準値を上回っており、コンクリートの強度に問題がないことを確認した。
乾燥単位容積質量	コアサンプルの質量が基準値を上回っており、コンクリートの遮蔽能力に問題がないことを確認した。

検証の結果

分科会においては、「中性化深さ」など上の表にある「コンクリートの各劣化事象」に関する具体的な試験方法や試験範囲等について聴取するとともに、現地において実際のコンクリートサンプルの採取状況も確認しました。

その上で、サンプルの試験結果データを検討し、問題となるコンクリートの劣化がないことを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことを留意すべき事項として提言しています。

- 放射線を多く受ける部分及び長期に熱を受ける部分の健全性については経過観察をすること。

6 劣化状況評価の検証

(1) 概要

60年間の長期運転で性能や機能が低下しないかを主な6項目の事象について評価し、安全性が確認できているかを検証しました。

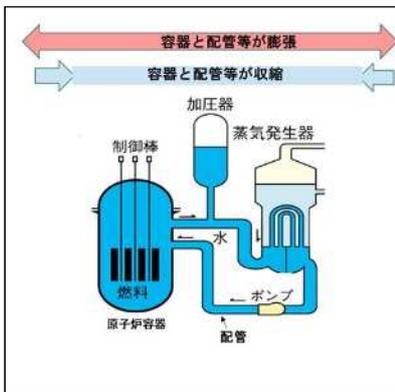
劣化状況評価とはどのようなもの？

評価する主な劣化事象として、原子力規制委員会より、6つの事象が示されています。

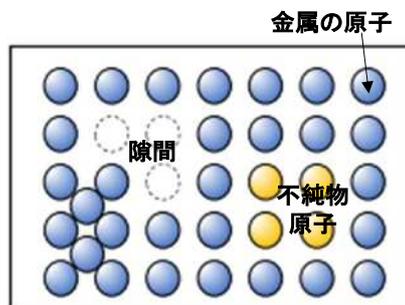
主な劣化事象（6つの事象）のイメージ

次のページから、それぞれの事象について説明します。

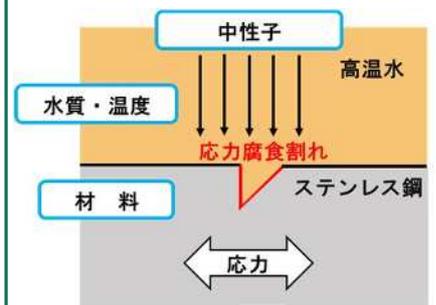
低サイクル疲労 (23～25ページ)



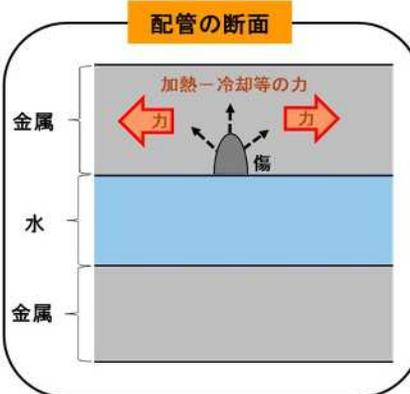
中性子照射脆化 (26～28ページ)



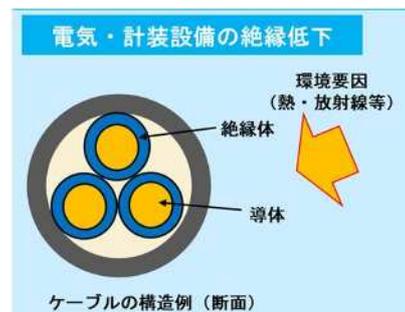
照射誘起型応力腐食割れ (29～31ページ)



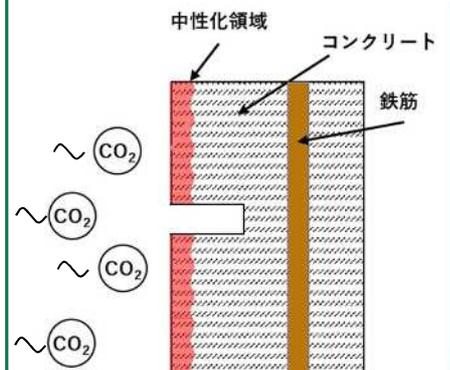
熱時効 (32～34ページ)



絶縁低下 (35～37ページ)



コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下 (38～40ページ)

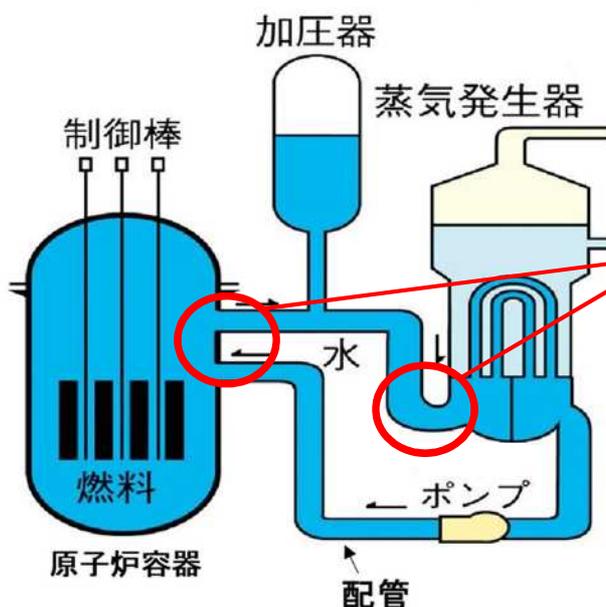
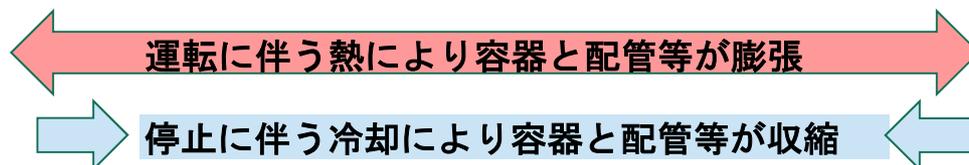


[出典：原子力規制委員会「運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を確保するための規制制度の全体像について（R5年4月13日）」別紙、主要な6つの物理的な経年劣化事象に基づき作成]

(2) 個別の検証 ①低サイクル疲労 (1 / 3)

低サイクル疲労とは？

温度・圧力の変化によって、繰り返しの力がかかる部位に割れが発生する事象です。



低サイクル疲労の発生

低サイクルとは？

原子炉が起動すると温度・圧力が上がる。

温度・圧力が上がることで容器・配管等が膨張する。
(伸びようとする力が加わる)

原子炉を停止すると温度・圧力が下がる。

温度・圧力が下がることで容器・配管等が収縮する。
(縮もうとする力が加わる)

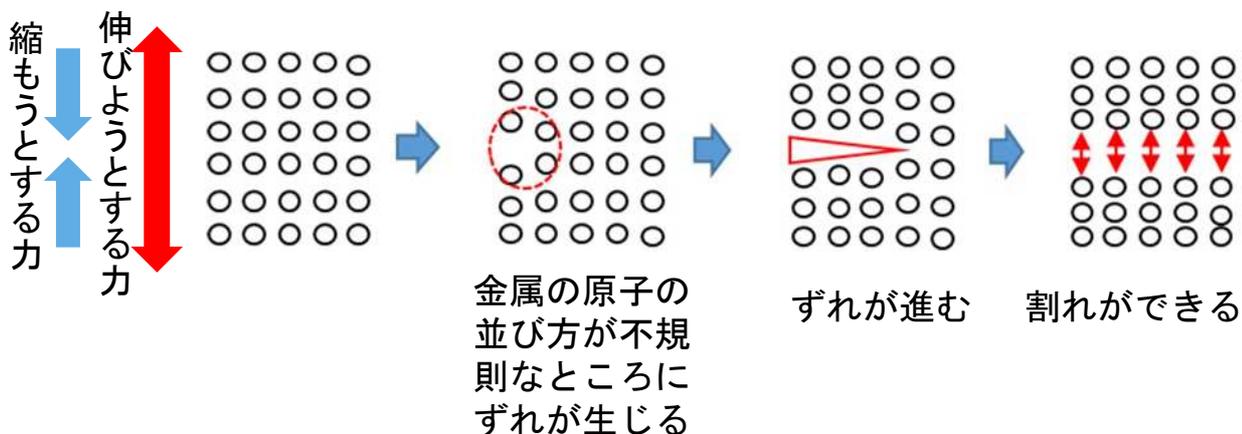
この繰り返しの力のサイクルをいい、原子炉の起動・停止に伴う現象であり、繰り返しの回数が少ないため「低サイクル」と呼ばれます。

(2) 個別の検証 ①低サイクル疲労 (2 / 3)

何故割れができるの？

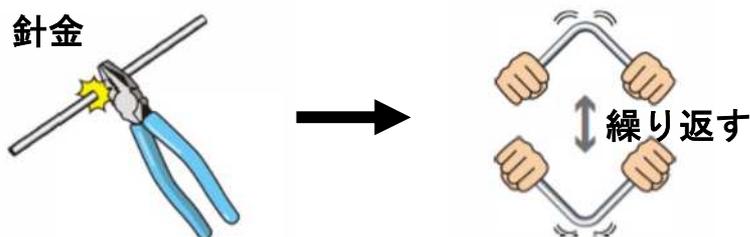
伸びようとする力や縮もうとする力によって、金属の原子の並び方が不規則なところにずれが生じます。その後、そのずれから割れができます。

割れが発生するまでのイメージ



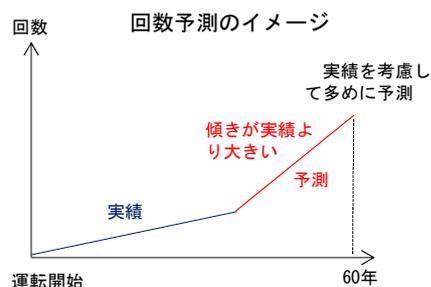
「低サイクル疲労」の身近な例

下の図に示すように、針金を切るために、道具を使わないで針金を何度も「曲げー伸ばし」を繰り返して切り離すことができることがこの「低サイクル疲労」の例です。



力が繰り返される回数

原子炉の起動停止などの繰り返しの回数は、これまでの実績を踏まえて、右図のように、多めの回数を予測して、厳しめに評価します。



(2) 個別の検証 ①低サイクル疲労 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

劣化状況評価（低サイクル疲労）の結果

規格に基づく評価例 ※規格：「日本機械学会設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」
（川内原子力発電所1号機 炉内計装筒）

○疲労評価で使用する条件（例）
運転開始後60年時点までの
原子炉起動の回数：69回
（＝力が繰り返される回数）
※P24参照

○運転開始後60年時点の疲労評価

- ・ 基準：1を下回ること
- ・ 評価結果：0.13

※基準：累積疲労係数（実際の繰り返し回数と許容される繰り返し回数との比）

検証の結果

分科会においては、低サイクル疲労評価に使用する原子炉の運転状況など具体的な条件の設定などについて聴取しました。

その上で、運転開始後60年時点の疲労評価を確認し、いずれの評価対象機器も基準を満たしており、60年間の運転中においては、疲労による割れが問題になる可能性は低いことを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことなどを留意すべき事項として提言しています。

- ・ 機器に対して力が繰り返される実際の回数を、今後も確認すること。
- ・ 疲労割れが問題となる可能性が低い機器においても、繰り返し回数が大きいものは、取替の検討をすること。

(2) 個別の検証 ②中性子照射脆化 (1 / 3)

伸びて変形する (粘り強い) ➡ 脆化 ➡ あまり伸びずに割れる (脆い)



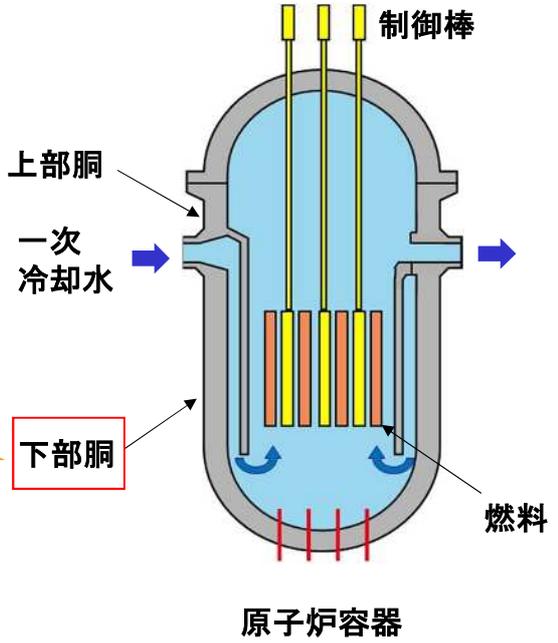
脆化現象ってどのようなこと？
 脆化とは「もろい」と言われる壊れやすい状態になることです。
 左の図は同じ高さから落下しても金属は変形するくらいで壊れませんが、ガラスは壊れます。ガラスは「もろく」、金属は「粘りがある」と言われます。

中性子による脆化は、核分裂により発生する中性子が材料に衝突し、内部の金属の原子をつき動かしたり、不純物の塊ができたりすることにより、金属の原子の並びの規則正しさが乱れ、鉄鋼材料の性質が変わる現象です。

原子炉容器の中性子照射脆化

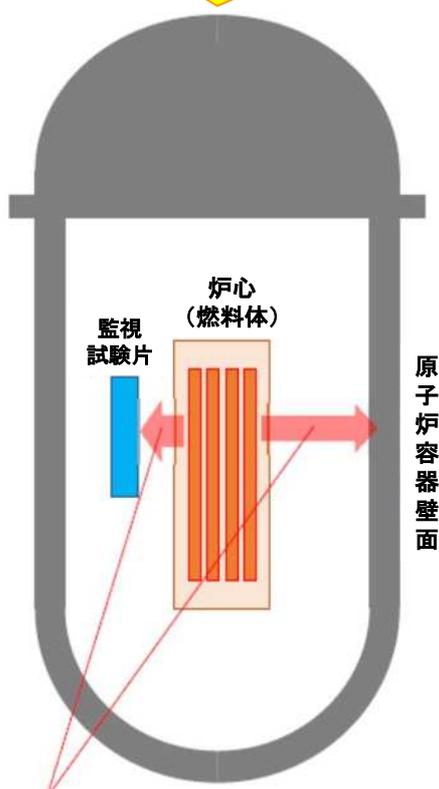
長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その粘り強さが徐々に低下 (脆化) する現象

材料の脆化が特に懸念される場所は、核燃料からの中性子が最も多く当たる、原子炉容器の下部 (下部胴) です。

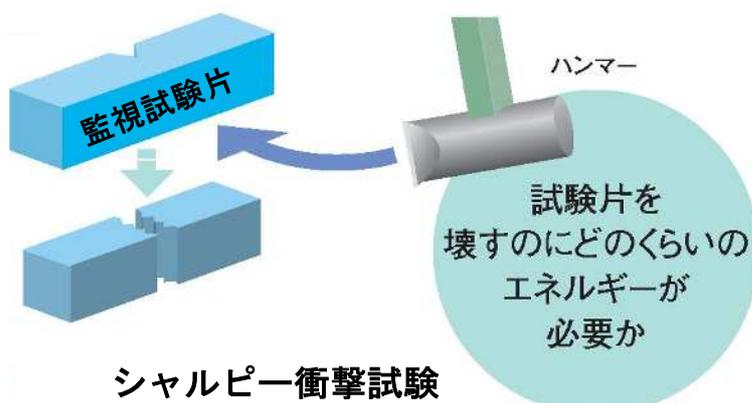


(2) 個別の検証 ②中性子照射脆化 (2 / 3)

原子炉容器は切り出して調べることができないため、「監視試験片」という原子炉容器と同じ材料の小さな部品を炉内に入れています。この監視試験片を、一定期間ごとに取り出して、材料の粘り強さを測るシャルピー衝撃試験等を行っています。



監視試験片は、原子炉容器壁面よりも内側（炉心により近い側）に装着されており、原子炉容器よりも多くの中性子照射を受けるため、実際よりも劣化が進んだ状態のデータを取得することができます。



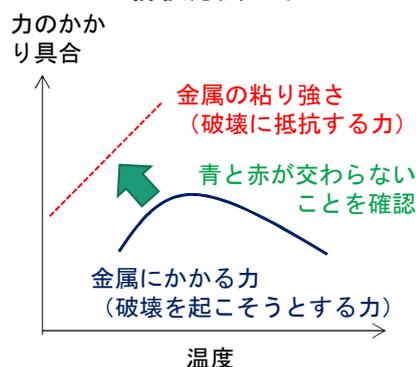
シャルピー衝撃試験は監視試験片にハンマーによって衝撃力を与え、壊れる時のエネルギーを調べる方法です。監視試験片の大きさは、縦10mm、横10mm、長さ55mm程度の大きさです。

シャルピー衝撃試験によって、中性子による材料の粘り強さの低下がどのくらい進んだか分かり、このデータを元に、将来の粘り強さの低下を予測します。

熱い金属に水が触れると？

原子炉容器は、運転中は、燃料からの熱で熱くなっています。例えば、水漏れがあったときには、原子炉を冷やすために、水を足さないといけないため、その際に水が金属に触れることとなります。金属は温度が高いと粘り強いですが、温度が低くなると脆くなる性質があるため、水が触れても金属が破壊しないことを確認する必要があります。

評価方法のイメージ



※青と赤の線が接することで直ちに破壊が起きるわけではない。

(2) 個別の検証 ②中性子照射脆化 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証結果

劣化状況評価 (中性子照射脆化) の結果

規格に基づく評価例

※規格：JEAC4206

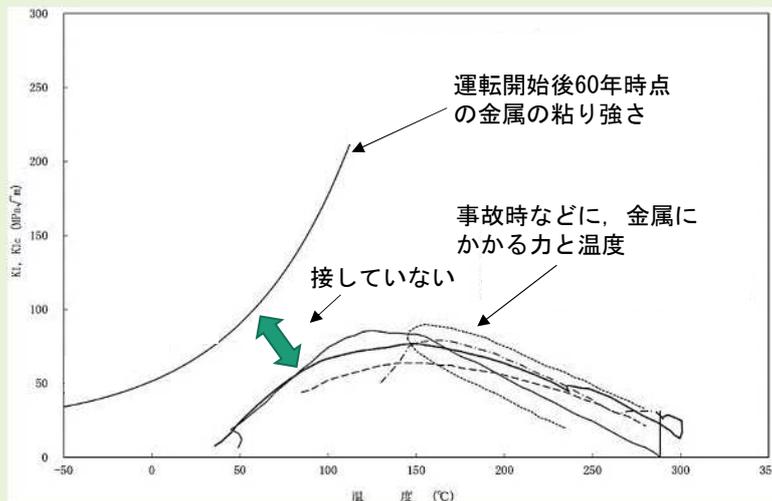
(川内原子力発電所1号機 原子炉容器)

原子炉容器の運転開始後60年時点の金属の粘り強さを予測し、熱くなった金属に水が触れた場合の金属の状態などを評価した結果、破壊は起こらない。

川内原子力発電所1号機における評価 (原子炉容器)

右図の見方は、P27参照

縦軸：力
のかかり
具合



検証の結果

分科会においては、原子炉の運転状況の変化などの具体的な条件の設定などを聴取しました。

その上で、金属の粘り強さの予測などに関する評価結果のデータを検討し、60年間の運転中においては、中性子照射脆化による破壊は起こらないことを確認しました。

留意すべき事項

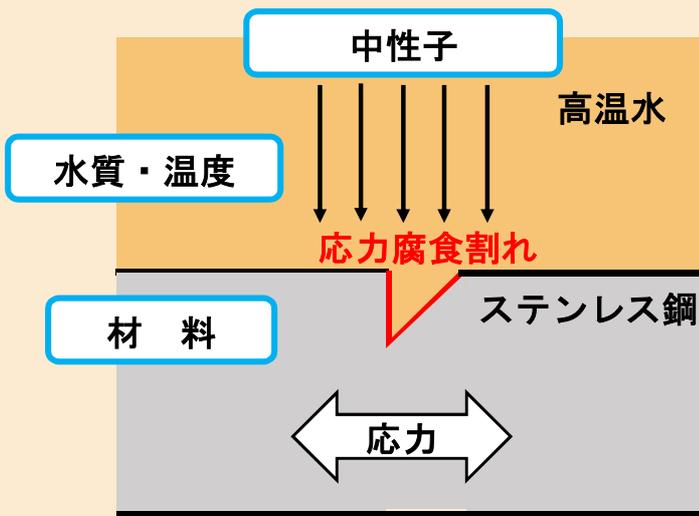
今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことなどを留意すべき事項として提言しています。

- ・ 監視試験片の電子顕微鏡による観察は、今後も積極的に取り組むこと。
- ・ 廃止された原子力発電所の材料を活用し試験データを拡充すること。

(2) 個別の検証 ③照射誘起型応力腐食割れ (1 / 3)

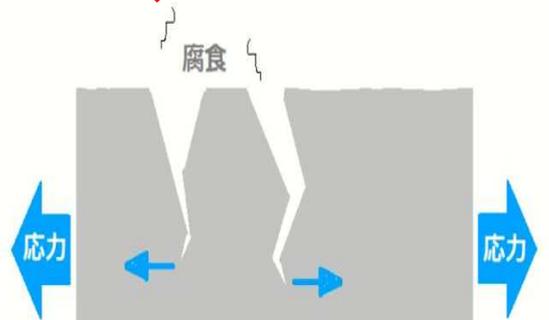
照射誘起型応力腐食割れ

中性子の照射により、応力腐食割れが発生しやすくなる事象

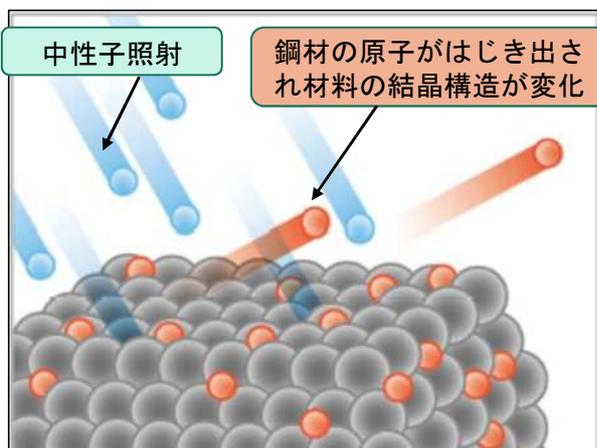


「応力腐食割れ」とは？

鋼材は高温の水に長時間触れていると表面が腐食し、ここに引っ張る力が働くと材料にひび割れが発生する可能性があります。発生したひび割れを「応力腐食割れ」と呼んでいます。



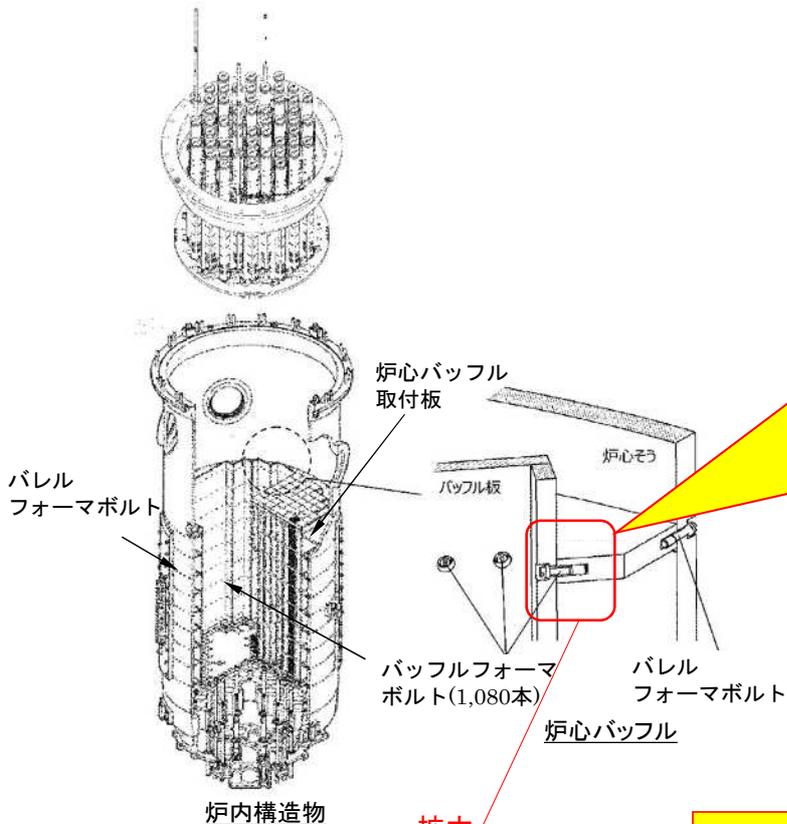
この応力腐食割れの条件に中性子の照射の影響が加わると、ひびが増えたり、すでにあったひびが進むことが考えられます。



中性子の照射の影響

中性子が鋼材の結晶構造を変化させて構造が変わると脆くなります。

(2) 個別の検証 ③照射誘起型応力腐食割れ (2 / 3)

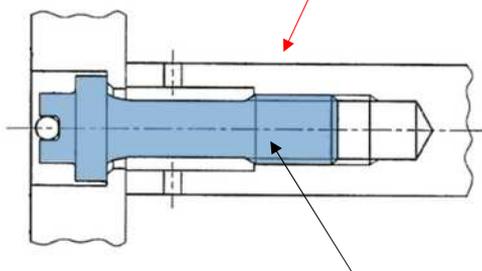


材料の照射誘起型応力腐食割れが最も懸念される場所は、左図の原子炉内の構造物のうち、多くの中性子を受けるバッドルフォーマボルトです。

バッドルフォーマボルトとは？

原子炉内において、冷却水の流れを作るための板を固定するためのボルトです。長さは7cm程度で、炉内で1,080本が使われています。

このボルトの検査は、水中カメラによる目視試験により行われています。

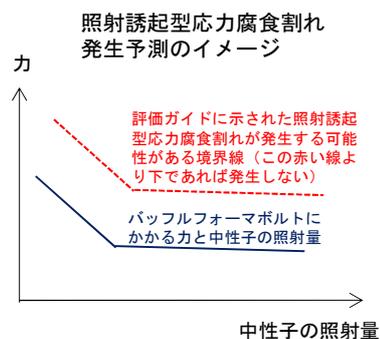


バッドルフォーマボルト

ガイドに基づく評価方法

ガイドでは、バッドルフォーマボルトにかかる力と中性子の量の関係から、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性がある境界線が示されており、今後かかる力と中性子の照射量がこの境界線より下であることを確認します。

※ガイド：IASCC評価技術に関する報告書 ((独)原子力安全基盤機構)



(2) 個別の検証 ③照射誘起型応力腐食割れ (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

劣化状況評価 (照射誘起型応力腐食割れ) の結果

ガイドに基づく評価例

※ガイド：IASCC評価技術に関する報告書 ((独)原子力安全基盤機構)

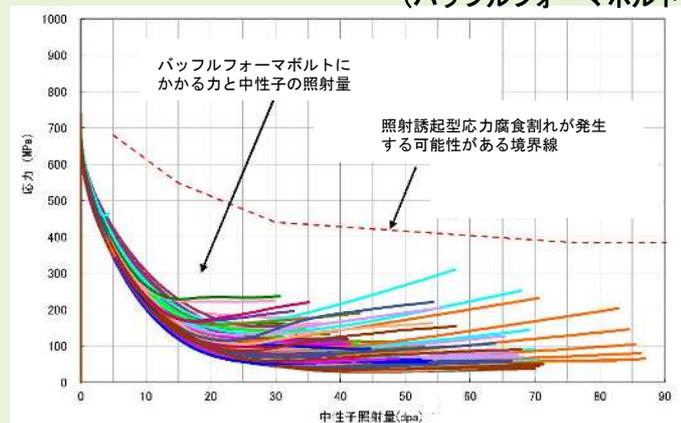
(川内原子力発電所1号機 バッフルフォーマボルト)

バッフルフォーマボルトに今後かかる力と中性子の照射量を予測し、ガイドに示された、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性がある基準より低い。

川内原子力発電所1号機における評価
(バッフルフォーマボルト)

右図の見方は、P30参照

縦軸：力



検証の結果

分科会においては、バッフルフォーマボルトが60年間の運転中に受ける力、放射線、温度など具体的な条件の設定などについて聴取しました。

その上で、バッフルフォーマボルトにかかる力と中性子照射に関する評価結果のデータを検討し、60年間の運転中においては、照射誘起型応力腐食割れによる損傷が発生する可能性が低いことを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことなどを留意すべき事項として提言しています。

- ・ バッフルフォーマボルトの損傷の可能性は低いことが確認されているが、現状の目視試験に加えて、超音波探傷試験などを実施し、今後の使用可能期間を把握すること。

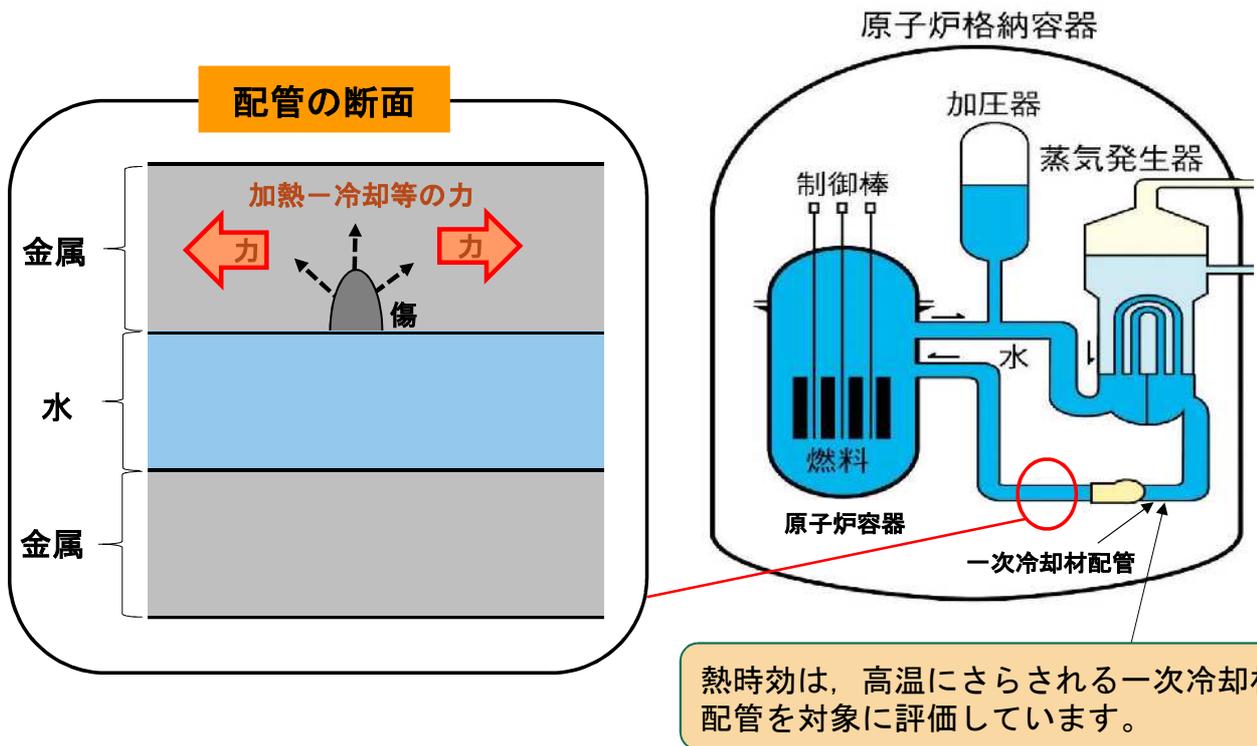
(2) 個別の検証 ④熱時効 (1 / 3)

熱時効とは？

熱時効とは、原子炉の運転により長時間高温にさらされることで、
鑄造により製造されたステンレス鋼の粘り強さが低下することを言います。

- ※ 時効とは、金属材料の性質が時間の経過とともに変化することです。
- ※ 鑄造とは、作りたい形と同じ形の空洞部を持つ型に、溶けた金属を流し込み、それを冷やして固める加工法のことです。

ステンレス鋼は、さびにくく、粘り強いことから化学プラントや原子力発電所で広く使われています。このようなステンレス鋼でも長時間高温にさらされると粘り強さが低下します。



(2) 個別の検証 ④熱時効 (2 / 3)

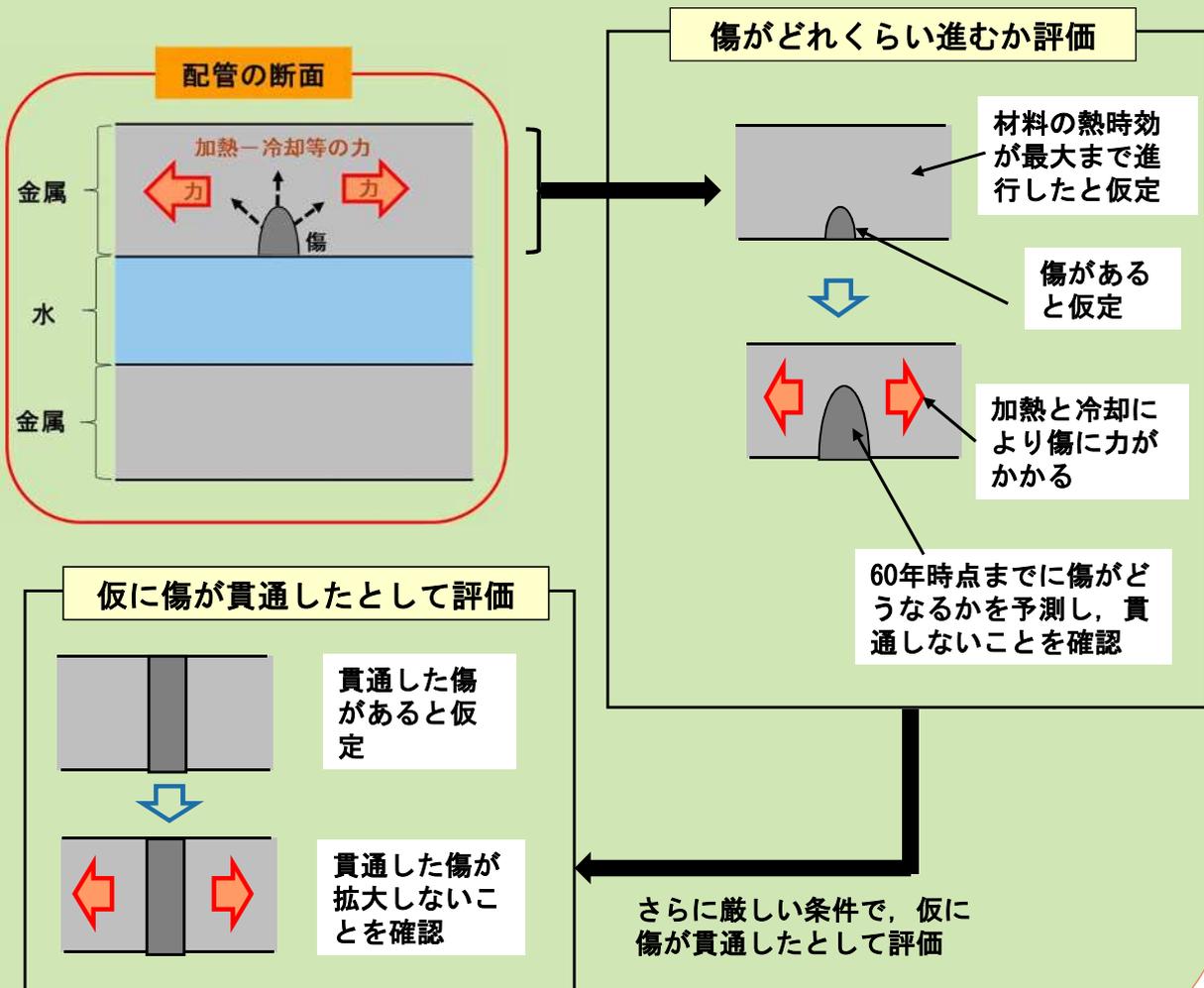
解説

熱時効の評価はどのように行うの？

熱時効の評価は、最初から配管内面に亀裂（傷）があると仮定して、原子炉の運転、停止により生じる力のサイクルによって、60年時点までに傷が進むかどうかを予測します。

その結果、下図に示すように傷が進んだと仮定しても、貫通はしないことを確認しています。

さらに、評価においては、過酷な条件として、仮に傷が貫通したとしても、その傷が拡大しないことを確認し、大きな事故（大きな水漏れ）につながらないことを確認しています。



(2) 個別の検証 ④熱時効 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

劣化状況評価（熱時効）の結果

指針に基づく評価例

指針：日本電気協会原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）

（川内原子力発電所1号機 一次冷却材配管の一部）

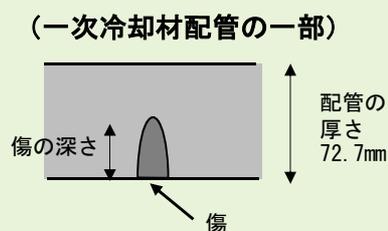
一次冷却材配管に、仮に傷があると想定し、その傷が進む長さを指針に基づき計算した結果、運転開始後60年時点の進み具合を想定しても貫通に至らない。

○最初に仮定する傷の深さ 14.54mm

○運転開始後60年時点の傷の深さ

基準：72.7mm（配管の厚さ）より小さいこと

評価結果：15.55mm



検証の結果

分科会においては、一次冷却材配管が60年間の運転中に受ける力、熱及び使用されている材料の成分の具体的な条件の設定などについて聴取しました。

その上で、一次冷却材配管の傷の進行状況に関する評価結果のデータを検討した結果、基準を満たしており、60年間の運転中においては、熱時効による破壊は起こらないことを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことなどを留意すべき事項として提言しています。

- ・ 溶接部分については、熱時効の影響はないとしているが、より詳細な確認ができるよう、今後の新たな知見の習得に努めること。

(2) 個別の検証 ⑤ 絶縁低下 (1 / 3)

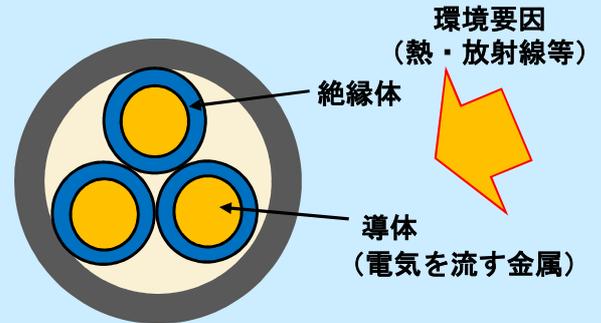
絶縁低下とは？

電気・計装品には、電気が漏れることがないように絶縁物（電気が流れないゴムや樹脂など）が使われています。

この絶縁物が、環境（熱や放射線）や電氣的、機械的な原因で劣化し、絶縁する（電気を流さない）能力が低下する現象です。

絶縁する能力が低下すると電気が漏れやすくなります。

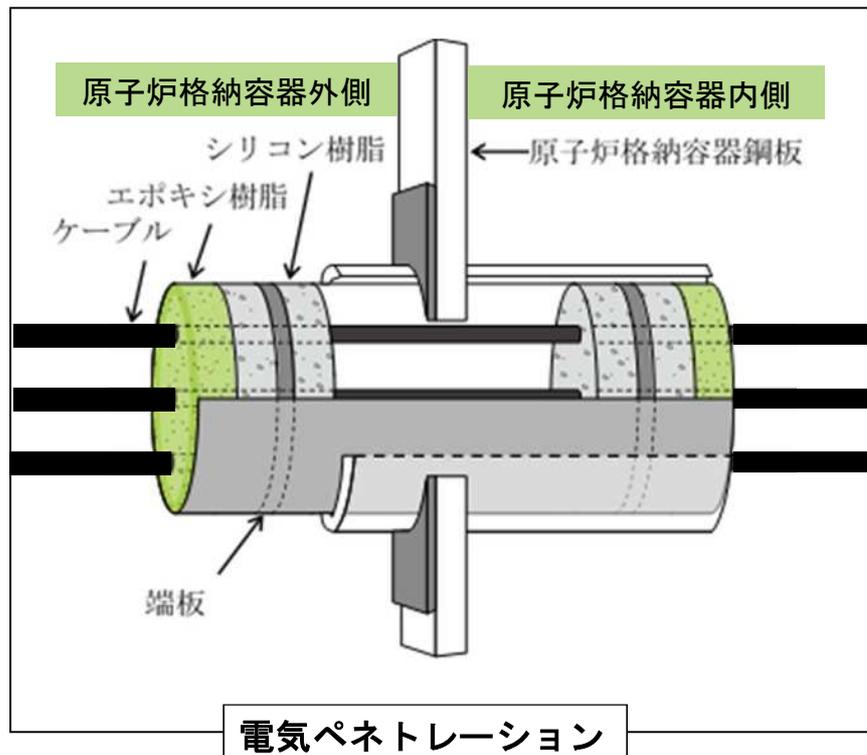
電気・計装設備の絶縁低下



ケーブルの構造例 (断面)

絶縁低下については、低圧ケーブルや電気ペネトレーションなどを代表として評価しています。

※ ペネトレーションとは、貫通という意味です。電気ペネトレーションは、原子炉格納容器の気密性を保ちながら、原子炉格納容器内外に電気や計測信号を受け渡す貫通部です。



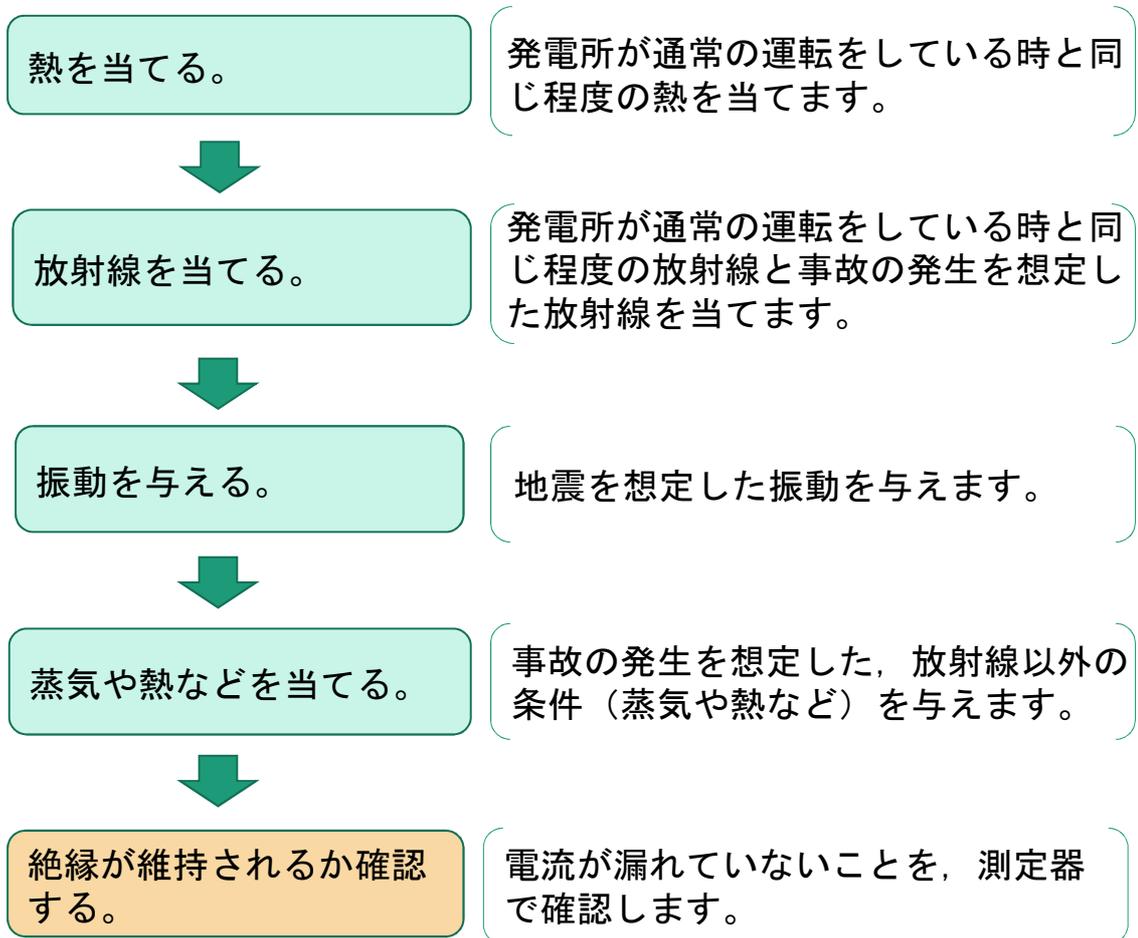
(2) 個別の検証 ⑤ 絶縁低下 (2 / 3)

絶縁低下の健全性試験

60年間の運転期間を想定した条件で試験を行い、運転開始後60年時点においても絶縁機能が維持できることを確認しています。

電気ペネトレーションの試験例

※ 実際に使用されているものと、同じタイプのものを用いて試験を行っています。



(2) 個別の検証 ⑤絶縁低下 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

劣化状況評価（絶縁低下）の結果

規格に基づく評価例

※規格：IEEE Std. 323-1974

(川内原子力発電所1号機 電気ペネトレーション)

60年間の運転期間を想定した条件（放射線、熱など）で試験を行った結果、ケーブル等の絶縁機能は維持できる。

○試験対象に与える条件

- ・ 熱 125度を10日間
- ・ 放射線 2,000kGy など

※Gy（グレイ）：放射線の単位

○運転開始後60年時点の絶縁抵抗

- ・ 基準： $1.0 \times 10^8 \Omega$ 以上
- ・ 評価結果： $6.0 \times 10^{10} \Omega$

※ Ω （オーム）：絶縁抵抗（電気を通しにくい）の単位

検証の結果

分科会においては、ケーブルなどが60年間の運転中に受ける放射線や熱などの具体的な条件の設定などを聴取しました。

その上で、低圧ケーブルや電気ペネトレーションなどの絶縁機能に関する評価結果のデータを検討し、いずれも基準を満たしており、60年間の運転中においては、絶縁機能が維持されることを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことを留意すべき事項として提言しています。

- ・ 低圧ケーブル等は、評価結果にかかわらず予防的に交換すること。

(2) 個別の検証

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下 (1 / 3)

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下とは？

コンクリートは使用環境などにより強度や遮蔽能力が低下する可能性があります。

最も厳しい使用環境を考慮して評価対象箇所を選定し、特別点検結果を踏まえて、運転開始後60年時点における劣化状況を評価しています。

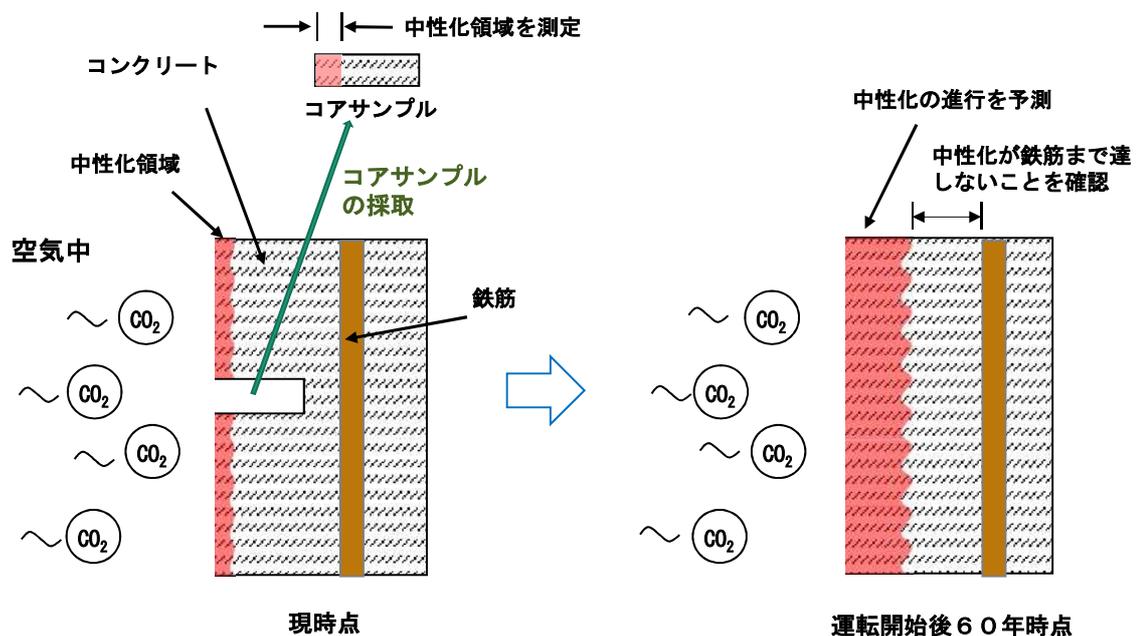
※ 使用環境；熱，放射線，二酸化炭素，海水など

※ 評価対象箇所；原子炉格納施設，原子炉補助建屋，タービン建屋，取水槽

コンクリート強度への影響例：中性化

特別点検により現状のコンクリートの中性化深さを測定し、運転開始後60年時点での中性化の進行を予測し鉄筋までには達しないことを確認しています。

※ 中性化とは、空気中の二酸化炭素 (CO₂) の作用により、コンクリートのアルカリ性が徐々に失われ、中性に近づくことです。

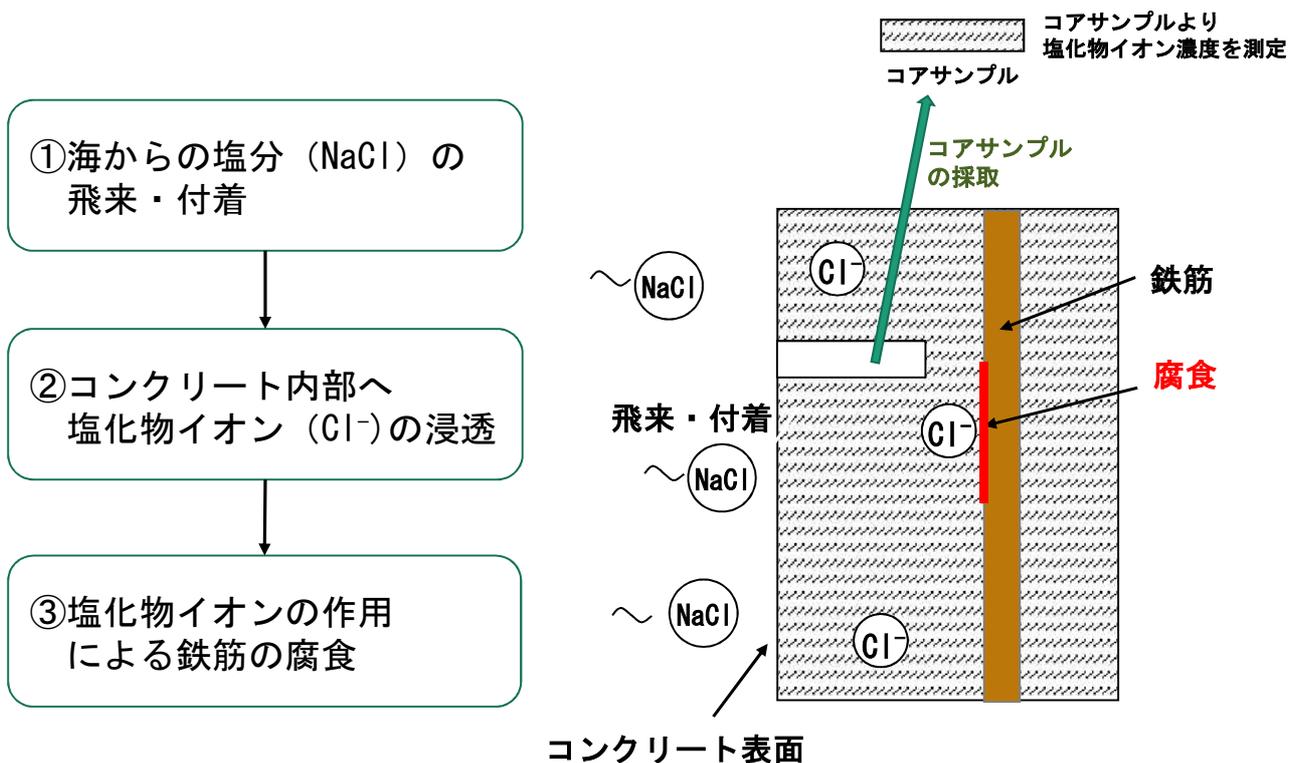


(2) 個別の検証

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下 (2 / 3)

コンクリート強度への影響例 : 塩分浸透

特別点検による、コンクリート中の塩化物イオン濃度の測定結果から、運転開始後60年時点における鉄筋の腐食量を算出して、コンクリートにひび割れが発生しないことを確認しています。



(2) 個別の検証

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下 (3 / 3)

県原子力専門委員会による検証

劣化状況評価（コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下）の結果

予測式を用いた評価例（中性化深さ）

（川内原子力発電所1号機 原子炉補助建屋外壁）

原子炉施設等のコンクリートに対して、60年間の運転期間を想定した条件（放射線、熱など）に基づき、予測式などを用いた評価を行った結果、強度は維持される。

○特別点検時の測定値
（運転開始後37年）
・中性化深さ：42mm

○運転開始後60年時点の評価値
・基準：90mmを下回ること
・中性化深さ：54mm

※基準：鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ

検証の結果

分科会においては、コンクリートが60年間の運転中に受ける放射線や熱などの具体的な条件の設定などについて聴取しました。

その上で、中性化深さや塩分浸透などの評価結果のデータを検討し、いずれも基準を満たしており、60年間の運転中においては、コンクリートの強度や遮蔽能力が維持されることを確認しました。

留意すべき事項

今後の安全性の更なる向上に向け、以下のことなどを留意すべき事項として提言しています。

- ・コンクリート表面のひび割れや鉄筋の腐食の状態を継続的に観察すること。

7 全般的な留意すべき事項

特別点検や劣化状況評価等の全般

県原子力専門委員会による検証結果

分科会においては、サプライチェーンの維持などについて九州電力から説明を受け、特別点検結果や劣化状況評価等の全般の検証を行いました。

今後の安全性の更なる向上に向けて、以下のことなどを、留意すべき事項として提言しています。

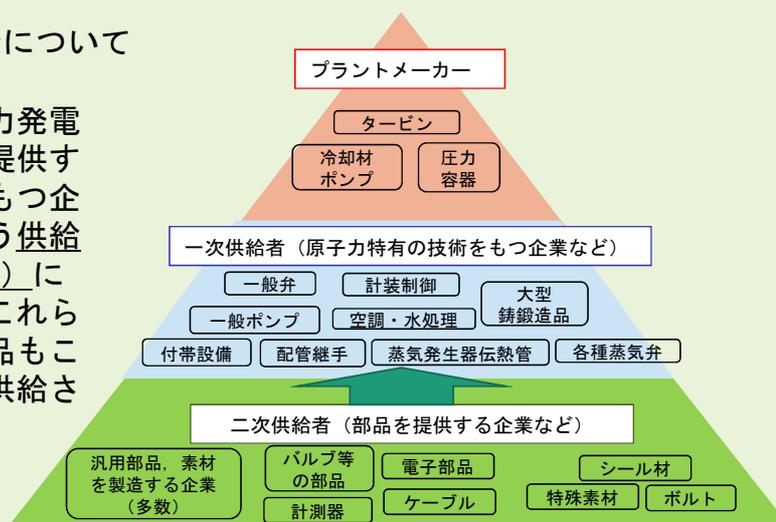
サプライチェーンの維持

原子力発電所を安全にかつ持続的に操業するには、製造中止品への対応などの機器供給だけでなく、工事、運転、保守も含めたサプライチェーンが健全に機能する状態を保つことが必要である。

今後、サプライチェーン企業の事業撤退の加速や、運転に必要な技術が失われる懸念があることから、サプライチェーンの維持に継続的に取り組むこと。

解説 サプライチェーンについて

右の図に示すように、原子力発電所で使われる機器は、部品を提供する企業、原子力特有の技術をもつ企業、プラントメーカー、という供給（サプライ）の連鎖（チェーン）により作られています。そしてこれらの機器のメンテナンスや修理品もこのサプライチェーンの中から供給されています。



[出典：総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会（令和3年4月14日）資料5に基づき作成]

原子力発電所の国内と海外の設計の比較

ガイドラインでは、国内の原子力発電所の設計情報を比較し、安全性向上に向けた対策案を取りまとめており、九州電力は、このガイドラインに基づき対応する予定であるが、今後は、国内の原子力発電所の比較にとどまらず、海外の最新の発電所と比較し、更に安全性の向上を目指すこと。

解説 原子力発電所の設計について

原子力発電所は、設計当時の最新知見に基づいて設計されますが、時代が進んだ段階で見返すと、技術進歩により実際の設備や安全に関わる設計の考え方なども変わってきて、最新の設計とそれ以前のものとは、差が出てくる場合があります。

※ガイドライン：原子力エネルギー協議会、設計の経年評価ガイドライン、ATENA 20-ME03 (Rev. 0)

8 組織の運用体制及び担当者の教育体制（1 / 2）

県原子力安全・避難計画等防災専門委員会において、九州電力の組織の運用体制や担当者の教育体制について、事故・故障等の防止や人材の力量維持のための取組を確認しました。

事故・故障等の防止

九州電力における改善措置活動の取組例

- 管理職（次長，課長等）が出席して，改善措置を議論する会議を定期的
に開催
- 外部機関（世界原子力発電事業者協会，原子力安全推進協会など）から
の意見を踏まえた改善活動を実施
- 九州電力以外で発生した事象等について，同様な事象が発生することを
防止する処置を実施し，運用面，設備面での対策を検討
- 小さな気づき（建物の扉の不具合や蛍光灯切れ等）も含めて改善

※改善措置活動：事業者が，自主的な安全性向上の取組として，発電所内で気づいたこと，国内外の原子力発電所で発生したことなどを確認し，発電所の運用や設備の改善などを行うこと。

県原子力専門委員会による検証結果

九州電力の以下の体制を確認し，安全性の確保のため必要な措置が取られていることを確認しました。

- ・ これまでに発生した事故・故障等に対し，その原因や原子力発電所の状況等を踏まえて対策を講じることで，事故・故障等の再発を防止している。
- ・ 改善措置活動を導入し，その一環として，社員が発電所内で気づいた事項について情報を収集し，改善を図ることによって原子力発電所の更なる安全性の向上に取り組んでいる。

ただし，今後の安全性の更なる向上に向けて，以下のことなどを，留意すべき事項として提言しています。

- ・ 経年劣化の状況について，今後も継続して確認する体制を整備するとともに，定期的にその確認結果を公表していくこと。
- ・ 事故に対応するための設備について，運用訓練を今後も継続して行い，その結果を県に報告すること。

8 組織の運用体制及び担当者の教育体制（2 / 2）

人材の力量維持

九州電力における力量維持の取組例

- 運転に係る社員に対する取組
日常業務を通じた教育，社外機関の訓練センターへの派遣，川内原子力発電所内の訓練センターにおける運転操作訓練
- 設備保全に係る社員に対する取組
 - ・ 豊富な経験を有する社員による若手社員への教育・訓練
 - ・ 現場における設備の保守業務を担う協力会社への出向
- 力量の維持管理
原子力発電所の設備の保守をするために必要な力量を規定化
- 多岐にわたる分野の人の採用やOBの再雇用

県原子力専門委員会による検証結果

九州電力においては、原子力発電事業を継続していくために必要な要員確保のため、社内外での教育や研修，若手社員への技術継承などについて、外部機関からの意見も踏まえながら、力量維持のための活動に継続的に取り組んでおり、安全性の確保のため必要な措置が取られていることを確認しました。

ただし、今後の安全性の更なる向上に向けて、以下のことなどを、留意すべき事項として提言しています。

- ・ 経年劣化に対する研究を進めるため、計画的に専門家の確保・育成を行うこと。
- ・ 運転を継続するに当たっては、優秀な人材を安定的に確保することが不可欠であり、長期的な計画に基づく採用と社内教育に尽力すること。

9 おわりに

鹿児島県では、川内原子力発電所の運転期間延長に関し、専門委員会からの意見書を踏まえるなどして、原子力規制委員会及び九州電力に対して厳正な対応を要請することとしています。

川内原子力発電所が40年を超えて運転される場合には、県からの要請に対する原子力規制委員会及び九州電力の対応を注視してまいります。

また、専門委員会による運転期間延長の検証の対象とは別に、原子力防災や地震・火山などへの対応等についても、専門委員会において引き続き御議論いただくこととしています。

県においては、今後とも、県民の生命と暮らしを守る観点から、川内原子力発電所の安全対策・防災対策の充実・強化に取り組んでまいります。

令和5年6月
鹿児島県危機管理防災局原子力安全対策課

発行 鹿児島県危機管理防災局原子力安全対策課
〒890-8577 鹿児島市鴨池新町10番1号
電話 099-286-2377