

## 関西電力株式会社からの高浜発電所4号機 原子炉自動停止に係る報告に対する評価

令和5年3月22日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、令和5年1月30日に発生した関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）高浜発電所4号機の原子炉自動停止について、関西電力から提出された報告書に関して、原子力規制庁による原因と対策の評価の了承を諮るとともに、原子力規制検査結果及びINES評価について報告するものである。

### 2. 事象概要

#### 2.1 事象概要

高浜発電所4号機は定格熱出力一定運転中（モード1）のところ、令和5年1月30日15時21分、「PR中性子束急減トリップ<sup>1</sup>」警報が発信し、原子炉が自動停止するとともに、タービン及び発電機が自動停止した。プラント停止状態に異常はなく、1月31日20時33分に冷温停止状態（モード5）へ移行した。

関西電力は、運転中の原子炉が停止したことから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第134条第2号に基づく報告事項に該当すると判断し、原子力規制委員会に報告した。

#### 2.2 事象発生の経緯

本事象発生前の1月30日0時12分に「CRDM重故障<sup>2</sup>」の警報が発信し、制御棒を電磁力で保持している可動つかみコイル（以下「MGコイル」という。）及び固定つかみコイル（以下「SGコイル」という。）のうち、MGコイルの電流値が通常よりも低いことを確認した（1月25日7時24分及び1月29日16時46分にも同様の警報が発信したが、いずれも電流値等に異常はなかった）。

このため、当該MGコイルの抵抗値を測定するため、2BDパワーキャビネット<sup>3</sup>の当該MGコイルの主電源を開放したところ、約3分後に「PR中性子束急減トリップ」警報が発信し、原子炉が自動停止した。

<sup>1</sup> 運転中（出力領域PR：Power Range）の中性子束を測定する検出器が4つ設置されており、中性子束検出に異常があった場合、原子炉を停止させる警報が発信する。

<sup>2</sup> CRDM（制御棒駆動装置）の故障を示す警報であり、制御棒を電磁力で保持している2箇所のラッチのうち、1箇所以上で電流の異常を検知するなど、駆動装置の不調を検知した場合に発信する。

<sup>3</sup> 制御棒の制御信号に従い、CRDMコイルに入力電源を供給する装置

### **3. 事業者の報告の概要**

原子力規制委員会は、関西電力から上記2. の事象の原因と対策に関する報告を令和5年3月7日（補正：3月15日受領）に受けた。その概要は以下のとおりである。

#### **3. 1 原因調査結果**

##### **3. 1. 1 落下制御棒の特定**

原子炉が自動停止する要因となった制御棒を特定するため、MGコイルの電流低下が認められた2BDパワーキャビネットで制御される制御バンクBグループ2の4本の制御棒（D6、M10、K4、F12）を対象に、炉外核計装装置（以下「NIS」という。）の挙動解析を行い、実機のトレンドとの比較を行った。

その結果、M10の位置にある制御棒1本が落下したことで原子炉が自動停止に至ったと推定した。

##### **3. 1. 2 制御棒制御装置関連の調査**

###### **(1) NISの点検・健全性確認**

NISの検出器及び制御盤の点検・健全性確認を実施した結果、異常のないことを確認した。

###### **(2) CRDMの詳細調査**

2BDパワーキャビネットの制御盤及び各機器・ケーブル等の単体調査（当該部分の工場での詳細調査を含む）の結果、全ての機器で異常は確認されなかった。また、実機の動作確認及び再現性確認試験を実施した結果、今回の事象は発生せず、CRDM自体の異常が原因となった可能性はないことを確認した。

###### **(3) 2BDパワーキャビネット電流制御ユニット下流側の点検調査**

工場での詳細調査のため、2BDパワーキャビネット電流制御ユニットを予備機に交換した後、コイル電流を連続監視したところ、再び「CRDM重故障」警報が発信したため、当該ユニット下流側（パワーキャビネットからCRDMまでの間）に異常があると推定し、各ケーブル、コイル等の点検調査を実施した。

当該ユニットからコイル間について、定電圧発生装置を接続し、連続監視を実施したところ、制御棒M10のMGコイル及びSGコイル、制御棒D6のMGコイル、制御棒K4のSGコイルについて一時的な電流の低下が確認された。

更に詳細を確認するため、当該ユニットからコイルまでの回路について4分割し、連続監視を実施したところ、原子炉格納容器貫通部の内側の端子箱から外側の端子箱の間で制御棒M10のSGコイル及び制御棒D6のMGコイルについて電流変化を確認した。そのため、原子炉格納容器貫通部端子箱間で導体抵抗値を測定したところ、両コイルの回路の導体抵抗値が高くなっていることを確認した。

###### **(4) 原子炉格納容器貫通部端子箱間のケーブル調査**

2BDパワーキャビネット制御バンクBグループ2の各ケーブルについて原子炉格納容器貫通部端子箱間で導体抵抗値を再度測定したところ、制御棒K4のSGコ

イル、制御棒D6のMGコイル、制御棒M10のSGコイル及びMGコイルで高い抵抗値が認められた。

これらのケーブルを布設している原子炉格納容器貫通部内側の端子箱では、コイル行きのケーブルの余長が他の原子炉格納容器貫通部のケーブルよりも長く、狭隘な端子箱の内部であることもあり、貫通部を出た直後のケーブル上にコイル行きケーブルが覆いかぶさった状態で施工されていた。なお、覆いかぶさったケーブルを持ち上げたところ、制御棒M10のSGコイル及び制御棒K4のSGコイルの電流値の変動が認められた。

このため、これら3本のケーブル（D6、M10、K4）を布設している原子炉格納容器貫通部では、施工時のケーブル処理にてケーブル本体の自重（約100N）に加え、ケーブルが覆いかぶさったことによる荷重（約900N）が重畳し、通常設計として想定していない引張力（約1000N）が作用したことから、貫通部内にあるケーブルの接続金具のはんだ付けが剥離した可能性がある。これにより、通常は一定面積で接触している接続部が点接触状態となり、導通不良により電流が低下し、また、接触状態が変化して導体抵抗が増減し、電流低下が解消・再発する可能性があるかと推定した。

#### **(5) 電流が低下した制御棒以外の制御棒の調査**

電流の低下が認められた3本以外の制御棒45本についても連続監視を行った結果、コイル電流に有意な変動がないことを確認した。

### **3. 1. 3 制御棒部分挿入事象に関する調査**

2月5日、原因調査の一環として2BDパワーキャビネット内の点検後に、電流制御ユニットの電源の復旧作業をしていたところ、電源復旧とは連動しない別グループに属する制御棒2本（G7、J7）が部分挿入した。

本事象は、制御棒駆動装置の制御盤の主電源を入れた際に、ラッチコイルの電流が瞬間的に喪失することで発生したものであるが、通常は行わない点検における手順の中で発生したものであり設備の異常ではないこと、また、今回の原子炉停止事象とは関連がないことを確認した。

### **3. 1. 4 高経年化技術評価との関連**

関西電力が平成26年6月に申請した高経年化技術評価では、今回の不具合箇所（電気ペネトレーションの電線ケーブル）に対して、経年劣化事象として導通不良を想定している。その評価において「大きな荷重が作用しなければ、断線による導通不良に至ることはなく着目すべき経年劣化事象ではない」としている。

本事象は、施工時の余長ケーブルが覆いかぶさった状態が継続し、ケーブル接合部に設計上想定していない引張力が作用し続けた結果、発生した事象であり、施工内容に起因したもので、施工時に荷重がかからないように設置すれば発生しない事象であることから、経年劣化事象には該当しない。

### **3. 2 推定原因**

「CRDM重故障」警報を受けた点検作業により、制御棒M10がSGラッチのみのシングルホールド状態であった。そこに、同コイルに電流を供給するケーブルのうち、原子炉格納容器貫通部内部にあるケーブル接続部に引張力が作用することによりはんだ付けが剥離し、導通不良を起こし、電流値が低下した。これにより、当該制御棒M10のSGラッチが開放したため、制御棒M10が挿入され、2チャンネルのNISが中性子束急減トリップ設定値に至り、原子炉が自動停止に至ったと推定した。

また、電気ケーブルの接触不良は、原子炉格納容器貫通部出口と端子台の間において、貫通部出口側電気ケーブルに、コイル側電気ケーブルが覆いかぶさっていたことにより、原子炉格納容器貫通部内から引き抜かれる方向に力が働いたためと推定した。

### **3. 3 再発防止策**

電流低下が認められたD6、M10、K4のSG及びMGコイルのケーブルについて、以下の対策を実施し電流低下の要因を排除する。

- ・制御棒3本のケーブルについては、他の原子炉格納容器貫通部にある予備のケーブルを使用する新たなルートに変更する。予備のケーブルを使用する際は、健全性を確認した上で接続する。
- ・原子炉格納容器貫通部のケーブルについては、覆いかぶさっていたケーブルの不要な余長を切断し、再整線する。

また、これまでの定期検査において原子炉格納容器貫通部のケーブルに導通不良があることを検知することができなかったことを踏まえ、今後、設備保全に関する対応として、以下を実施する。

- ・原子炉格納容器貫通部のケーブルに関する点検・保守方法を検討し「保全指針<sup>4</sup>」に反映する。具体的には、定期検査において目視点検（荷重の有無確認）、回路抵抗の変化の連続監視を実施する。
- ・設備改造等によるケーブル布設時の注意事項を「高浜発電所請負工事に関する心得集」に追記する。

加えて、原子炉が運転している状態において、点検調査の操作にて制御棒をシングルホールド状態とした際に原子炉が自動停止した事象であったことを踏まえ、今後「CRDM重故障」の警報が発信した場合に慎重な原因調査を進めるための点検方法を定める。具体的には、シングルホールドとなるコイルの健全性を確認できた場合に限り、シングルホールドとした上で不具合箇所を調査することとし、健全性を確認できない場合にはプラント停止も視野に改めて点検方法を検討することとする。

<sup>4</sup> 各機器の点検方法、点検周期等を定めた事業者のマニュアル

## 4. 原子力規制庁の評価

原子力規制庁による本事象に係る原因及び対策の評価、原子力規制検査結果並びに I N E S（国際原子力・放射線事象評価尺度）による評価は以下のとおり。

### 4. 1 原因と対策の評価（委員会了承事項）

原子力規制庁は、令和5年3月7日の報告書（補正：3月15日受領）並びに3月7日及び14日に開催した原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合（面談含む）により、原因と対策に関する確認を行った。

その結果、原子力規制庁は、関西電力が原因を上記3. 2のように推定したこと、この原因に対して関西電力が実施するとしている上記3. 3の再発防止対策は、下記のとおり妥当と評価する。この評価結果について了承いただきたい。

#### (1) 原因調査結果について

CRDMに関する全ての機器単体に異常は確認されなかったこと、また、関連する制御棒（3本）において、電流が低下する現象が確認され、その電流低下が発生している部分が特定されていること、更に、実際にその部分への過大な荷重がかかる状況にあることなど、実測データなどの調査結果に基づき事象発生の原因となった部分は特定されている。

電流低下が発生するメカニズムについては、当該部分を実際に確認できていないことから、推測の域を出ないが、実際の電流低下のデータや当該部分にかかる負荷の状況から、関連する制御棒の電流低下が生じることはあり得ると評価する。

なお、今後関西電力は、同号機で取替えを予定している原子炉格納容器貫通部において取り外す接続部の旧品及び他の廃止措置中のプラントの同様の部分を用いた試験を実施すると表明しており、本件に関する知見の拡充を図るとしている。

また、調査の過程で発生した制御棒2本の部分挿入に関しては、その発生のメカニズムや発生状況を考慮すると、本自動停止事象とは関連性はないと評価する。

さらに、今回の事象については、施工時の余長ケーブルが覆いかぶさった状態が継続したことにより、過大な荷重が当該部分にかかり、その結果として電流の低下を招いた不具合であって、施工が問題ない状態で時間が経過したことによる劣化事象とは異なるため、現段階で、高経年化対策上考慮すべき経年劣化事象であるとは言えないと評価する。

#### (2) 安全上の影響について

制御棒を保持するために必要な電流値を下回ったことにより、制御棒が落下し、自動停止に至った事象であるが、正常に制御棒が挿入され停止に至っていることから、原子炉施設の安全機能は確保されていたものと評価する。

#### (3) 再発防止策について

電流の低下が認められた制御棒にかかる過大な荷重を除去する対策がとられていること、また、今後同様の事象が発生しないようにするための対策もとられていることから、当該事象の発生を防止できると考えられるため、妥当であると評価する。

さらに、長期にわたり本事象の発生を防止できなかった観点から、今後、事業者

よる定期検査において検査内容の改善（連続監視を実施）を行うこと、また、「CRDM重故障」に対する点検方法を定めるなど行うこととしており、同様の事象の早期発見及び発生防止に努める対策がとられていると評価する。

## **4. 2 原子力規制検査の結果**

### **(1) パフォーマンス劣化**

原子炉格納容器貫通部出口と端子台の間のケーブル上に他のケーブルが覆いかぶさった状態で布設しケーブルに過大な荷重を与えていたことは、業務が管理された状態で実施されたとは言えないことから、保安規定第3条「7. 5. 1 業務の管理」の要求事項を満足していない。

また、ケーブルを覆いかぶせて布設することにより、ケーブルに過大な引張荷重が作用することで、ケーブル接続部に導通不良を起こすことは容易に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

### **(2) スクリーニング**

このパフォーマンス劣化により、制御棒1本が落下し、原子炉をトリップさせるに至ったことは、「発生防止」の監視領域（小分類）の「設備のパフォーマンス」の属性に関係付けられ、当該監視領域（小分類）の目的である「出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。」に対して悪影響を及ぼしていることから、検査指摘事項に該当する。

### **(3) 重要度評価**

検査指摘事項の重要度を評価するため「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の附属書1「出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド」を適用した。

別紙1「発生防止のスクリーニングに関する質問」の質問B「過渡事象の起因となる事象」（原子炉トリップを引き起こし、かつ原子炉トリップから安定停止状態への移行の間に必要な緩和機器の喪失が発生）に対する回答が「いいえ」となることから、安全重要度は「緑」と判定する。

### **(4) 深刻度評価**

検査指摘事項は、保安規定第3条（品質マネジメントシステム計画）の違反であり、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、検査指摘事項の重要度の評価結果を踏まえ、事象の深刻度は「S L IV」と判定する。

また、事業者は、電流低下が認められたD6、M10及びK4の制御棒に関連するケーブルについて、他の原子炉格納容器貫通部の予備ケーブルを使用することで電流低下の要因を排除する等、改善活動を行っていることから同ガイド「3. 3

(2)」の要件を満足し、違反等の通知は実施しない。

#### **4. 3 I N E S (国際原子力・放射線事象評価尺度) による評価**

当該事故・故障等に係る I N E S 評価について、以下のとおり確定する。

最終評価：0

判断根拠：

- 本件は、定格熱出力一定運転中の原子炉において、電氣的要因により制御棒1本が意図せず挿入されたものの、安全機能が正常に機能し原子炉が自動停止したものである。
- 「人と環境への影響」及び「施設における放射線バリアと管理への影響」については、放射性物質の環境への放出はなく、作業員等の被ばくはない。
- 「深層防護への影響」については、原子炉トリップは予期される起因事象であり、期待する安全機能（原子炉停止機能、原子炉格納容器の隔離機能、一次冷却系統の減圧・冷却機能等）のすべてが利用可能であった。
- 以上より、当該事象を I N E S レベル0（安全上重要でない事象）と評価する。

#### **5. 今後の対応**

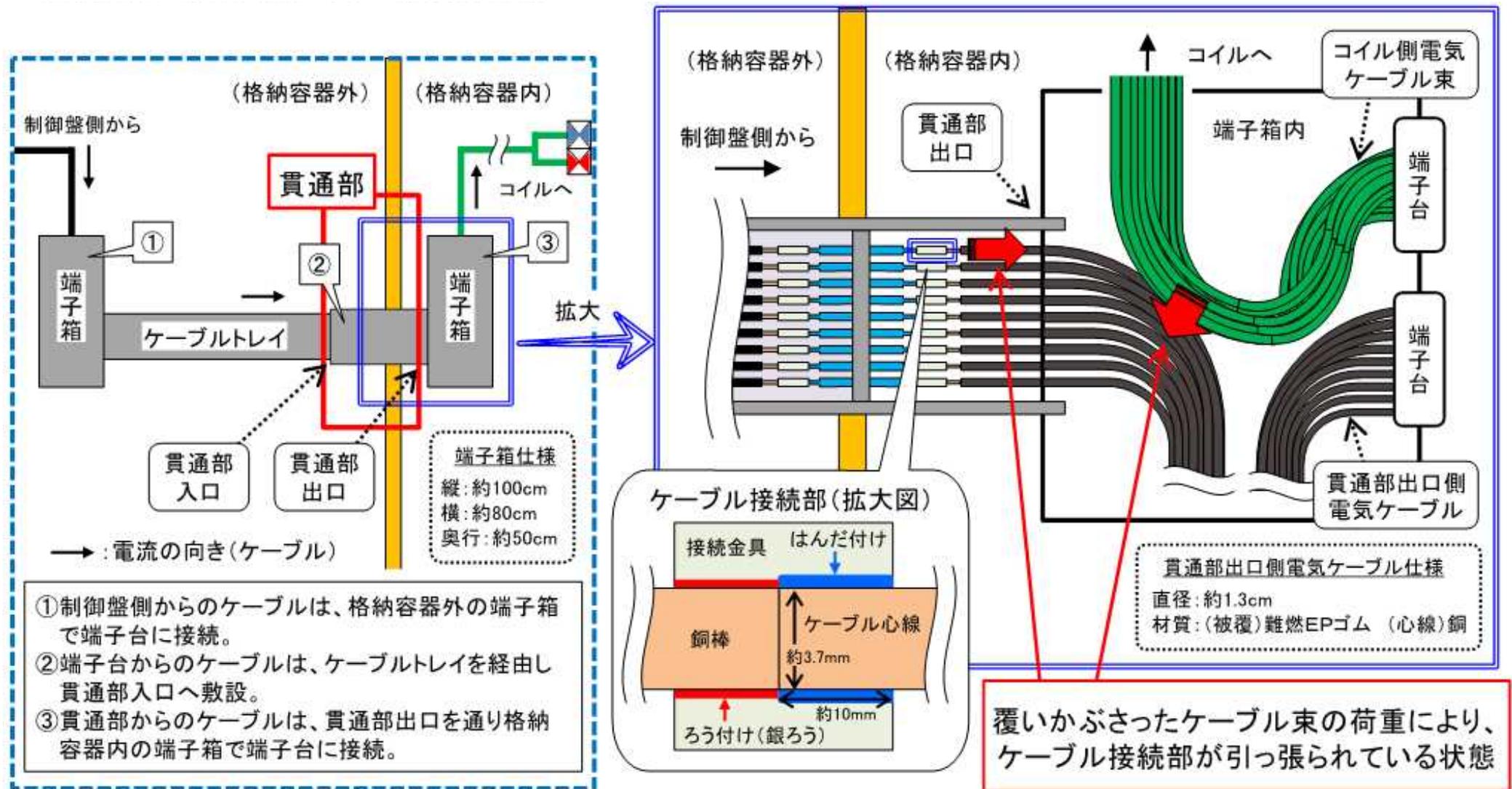
原子力規制検査において、関西電力の是正処置等の実施状況を確認する。

#### 添付資料

- 参考資料 1-1：貫通部の端子箱間イメージ（横断面図）（2023年3月7日プレスリリース）（抜粋）
- 参考資料 1-2：資料 1-1 高浜発電所4号機原子炉自動停止について（概要版）（第19回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合、令和5年3月7日）（抜粋）
- 参考資料 1-3：資料 1-1 高浜発電所4号機原子炉自動停止について（第20回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合、令和5年3月14日）（抜粋）
- 参考資料 2：表1 I N E S で事象を評価するための一般基準（I N E S ユーザーズマニュアル2008年版邦訳版）（抜粋）
- 参考資料 3：実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会制定（最終改正：令和2年3月31日））（抜粋）

# 貫通部の端子箱間イメージ(横断面図)

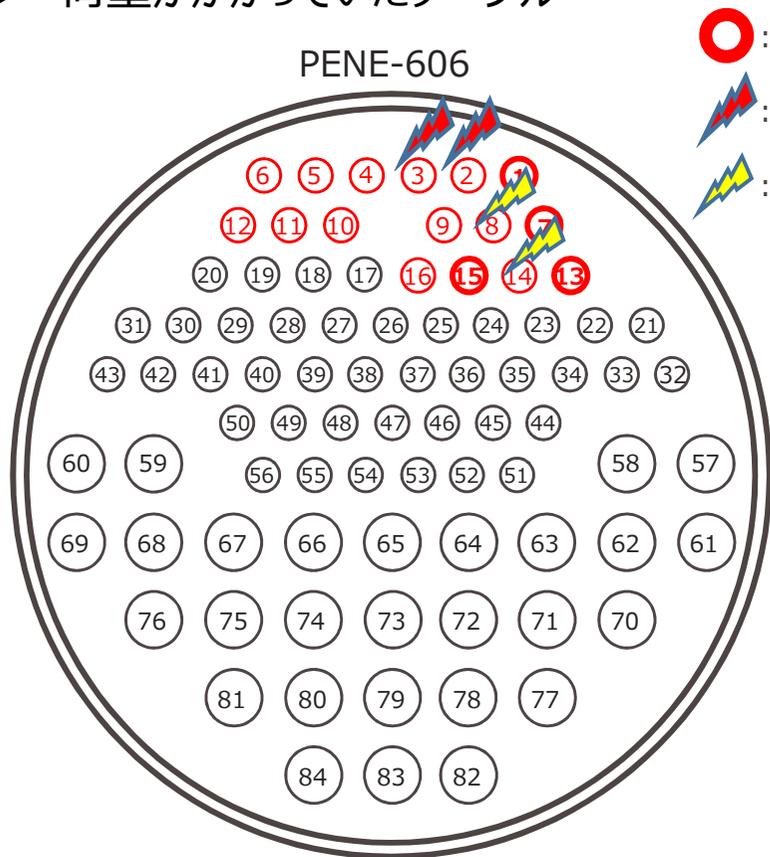
参考資料 1-1



参考資料 1-2

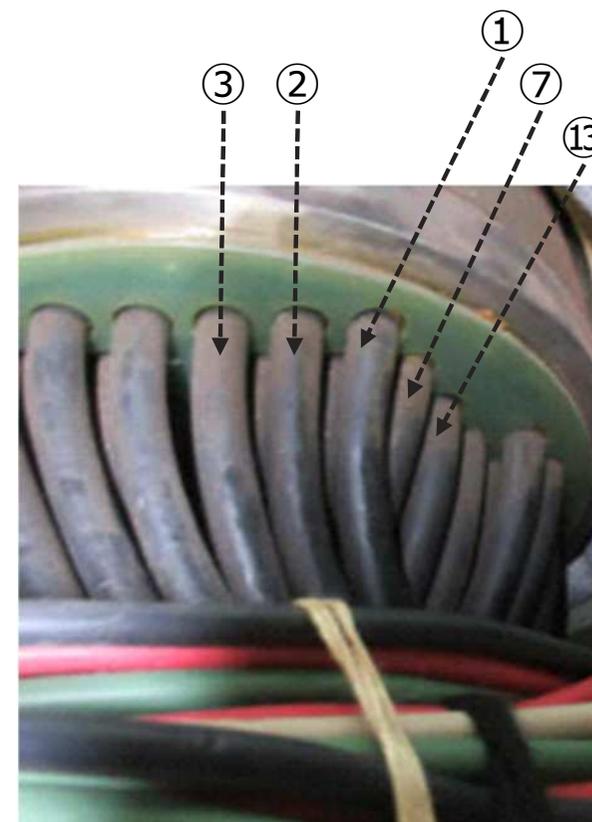
第 19 回原子力施設等における事故トラブル事象  
への対応に関する公開会合  
資料 1-1  
(令和 5 年 3 月 7 日)

## ➤ 荷重がかかっていたケーブル



- : 電流値変動あり
- ⚡ : 痕跡あり
- ⚡ : 影響を受けていた可能性

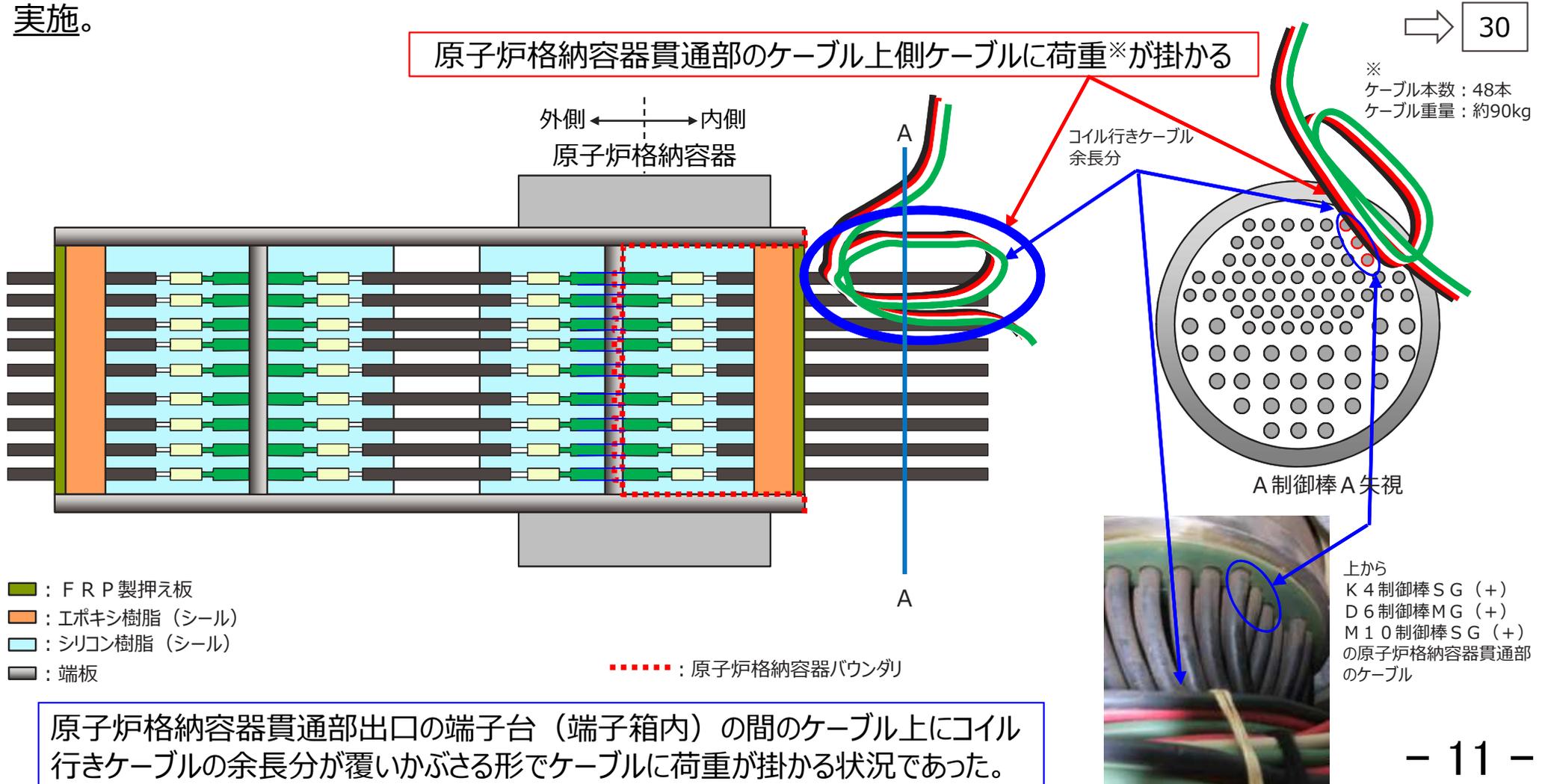
番号	対象
1	K 4 制御棒 S Gコイル (+)
2	K 4 制御棒 S Gコイル (-)
3	K 4 制御棒 M Gコイル (+)
4	K 4 制御棒 M Gコイル (-)
5	D 6 制御棒 S Gコイル (+)
6	D 6 制御棒 S Gコイル (-)
7	D 6 制御棒 M Gコイル (+)
8	D 6 制御棒 M Gコイル (-)
9	F 1 2 制御棒 S Gコイル (+)
10	F 1 2 制御棒 S Gコイル (-)
11	F 1 2 制御棒 M Gコイル (+)
12	F 1 2 制御棒 M Gコイル (-)
13	M 1 0 制御棒 S Gコイル (+)
14	M 1 0 制御棒 S Gコイル (-)
15	M 1 0 制御棒 M Gコイル (+)
16	M 1 0 制御棒 M Gコイル (-)



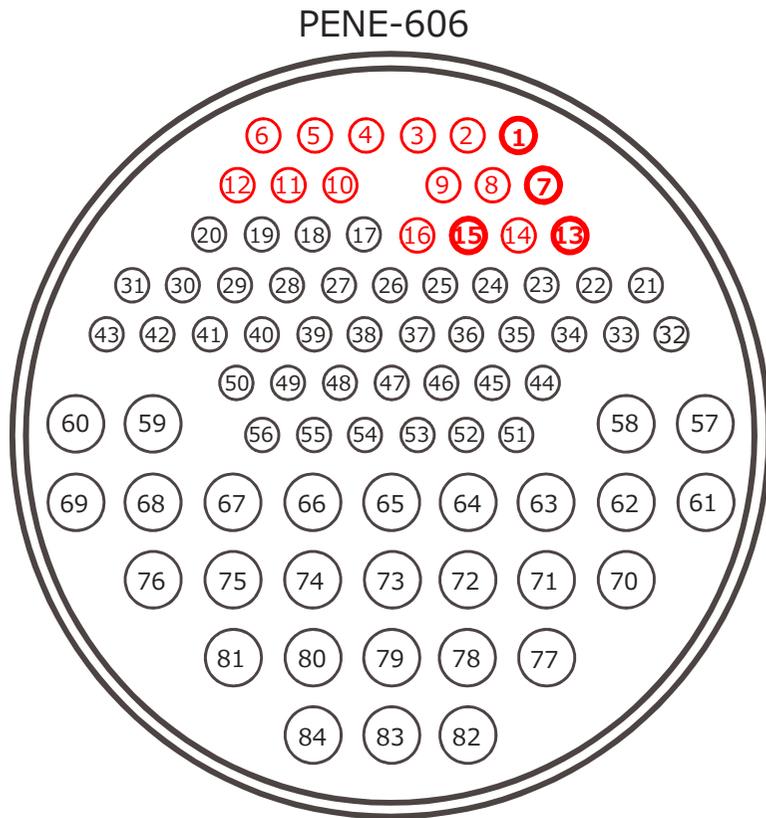
※原子炉格納容器内から見た図

- ✓ 荷重がかかっていたと考えられるケーブルは、以下のとおり。
  - 覆いかぶさったケーブルの荷重により接合部に接触不良を起こし、明らかな電流変動を確認した、以下の4本
    - ①K4-SG(+)、⑦D6-MG(+)、⑩M10-SG(+)、⑮M10-MG(+)
  - 加えて、当該ペネの最上部にあり、覆いかぶさったケーブルの痕跡が残る、以下の2本
    - ②K4-SG-、③K4-MG+
  - 加えて、上記6本の間であり、荷重による影響を受けていたと思われる以下のケーブル2本
    - ⑧D6-MG-、⑭M10-SG-
- ✓ 荷重がかかっていたと考えられるケーブル8本を含むD 6、M 1 0 および K 4 の 3 本の制御棒の駆動に関連するケーブルを対策を行う対象とする。

- 2月28日、原子炉格納容器内において、原子炉格納容器貫通部出口から端子台（端子箱内）間のケーブル上に、コイル行きケーブルの余長分が束なった状態で覆いかぶさっていることを確認した。
- D 6 制御棒 M G コイル、M 1 0 制御棒 S G コイル、K 4 制御棒 S G コイルのケーブルは、原子炉格納容器貫通部の上方に纏まって布設され、束ねたケーブルが覆いかぶさっており荷重を受けやすい状況であった。
- また、覆いかぶさったケーブルを持ち上げたところ、目視にて M 1 0 制御棒 S G コイル、K 4 制御棒 S G コイルに電流変動を確認した。
- そのため、原子炉格納容器貫通部のケーブル（原子炉格納容器内）を揺らしながら当該ケーブルの導体抵抗測定を実施。



➤ ケーブルを揺らしながらの抵抗値測定結果



※原子炉格納容器内から見た図

番号	対象	抵抗値 (Ω)
<b>1</b>	<b>K 4 制御棒 S Gコイル (+)</b>	<b>0.707~1.05</b>
2	K 4 制御棒 S Gコイル (-)	0.506
3	K 4 制御棒 M Gコイル (+)	0.469
4	K 4 制御棒 M Gコイル (-)	0.467
5	D 6 制御棒 S Gコイル (+)	0.519
6	D 6 制御棒 S Gコイル (-)	0.460
<b>7</b>	<b>D 6 制御棒 M Gコイル (+)</b>	<b>63~数k</b>
8	D 6 制御棒 M Gコイル (-)	0.465
9	F 1 2 制御棒 S Gコイル (+)	0.458
10	F 1 2 制御棒 S Gコイル (-)	0.518
11	F 1 2 制御棒 M Gコイル (+)	0.460
12	F 1 2 制御棒 M Gコイル (-)	0.458
<b>13</b>	<b>M 1 0 制御棒 S Gコイル (+)</b>	<b>4.827~5.34</b>
14	M 1 0 制御棒 S Gコイル (-)	0.460
<b>15</b>	<b>M 1 0 制御棒 M Gコイル (+)</b>	<b>0.907</b>
16	M 1 0 制御棒 M Gコイル (-)	0.460

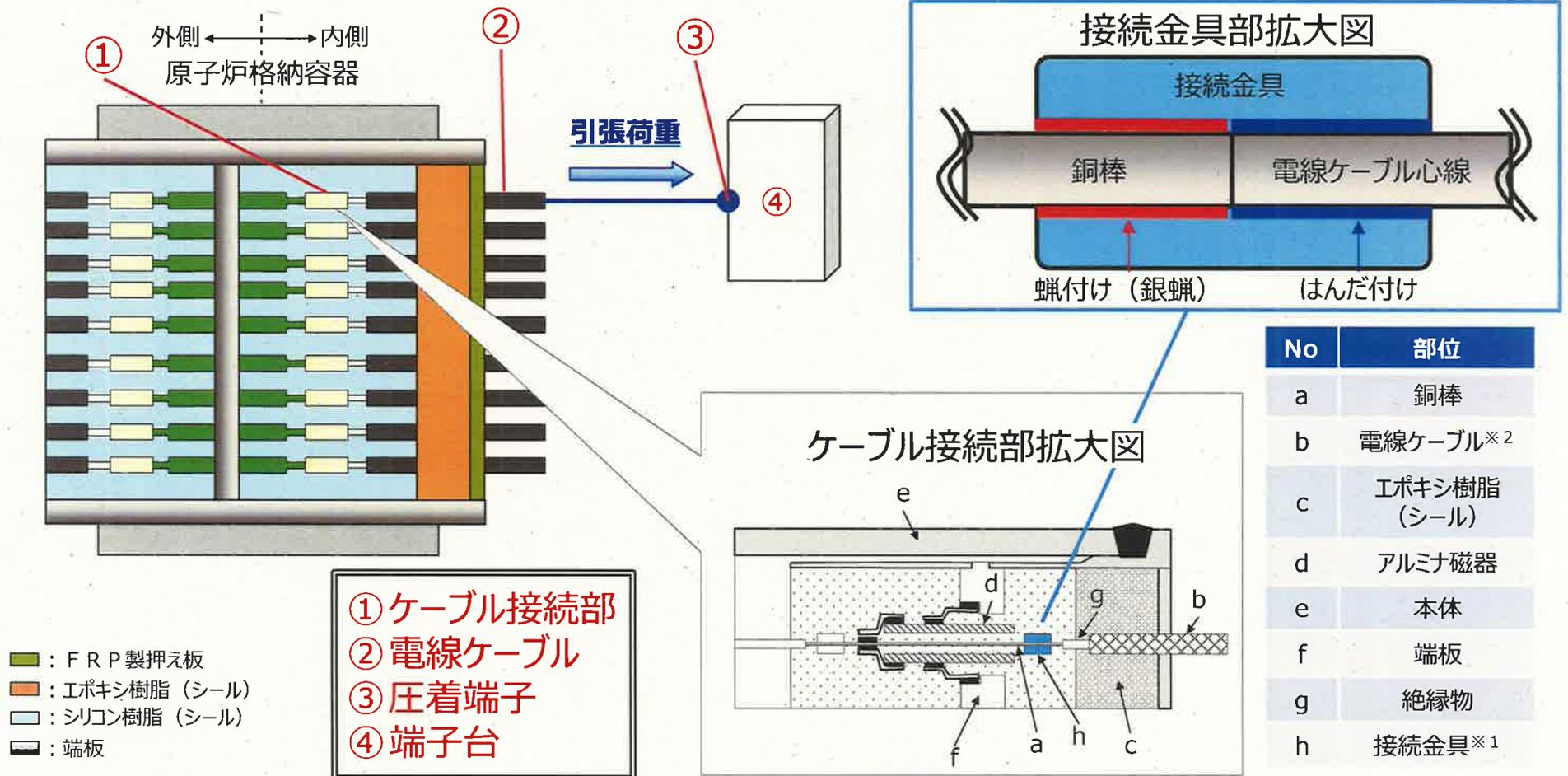
- ✓ K 4 制御棒、D 6 制御棒、M 1 0 制御棒の回路について、導体抵抗値が変動することや高くなっていることを確認した。
- ✓ 上記より、原子炉格納容器貫通部出口から原子炉格納容器内側の端子台の間でケーブルが導通不良を起こしているものと推定した。
- ✓ なお、2 B D 盤以外のパワーキャビネットの制御棒も含め上記以外の制御棒 4 5 本のコイル電流については、パワーキャビネットに計測器を接続し、連続監視を実施しているが、有意な電流変動※は確認されていない。

※：電流値が約 5 % (約 0.3 A) 以上変動した場合に、電流波形を記録するように設定しているが、3 月 1 日現在において、電流波形は記録されていない。

## 2. 原因調査（原子炉格納容器貫通部のケーブル抵抗値増加のメカニズム（1/2））

31

- ✓ 抵抗値の増加を計測した原子炉格納容器貫通部周辺部は、下図の①～④で構成されるが、現地調査にて③、④の健全性は確認済みである。また、ケーブル（②）の強度を考えると、不具合が生じていると考えられるのは原子炉格納容器貫通部内部の接続金具（①）と特定した。
- ✓ ケーブル(②)に過大な荷重（ケーブル自重：100N+外部ケーブルの積載重量：900N=約1000N）が作用することで、引張荷重が作用し接続金具(①)のはんだ付け部に不具合が生じる可能性が考えられる。

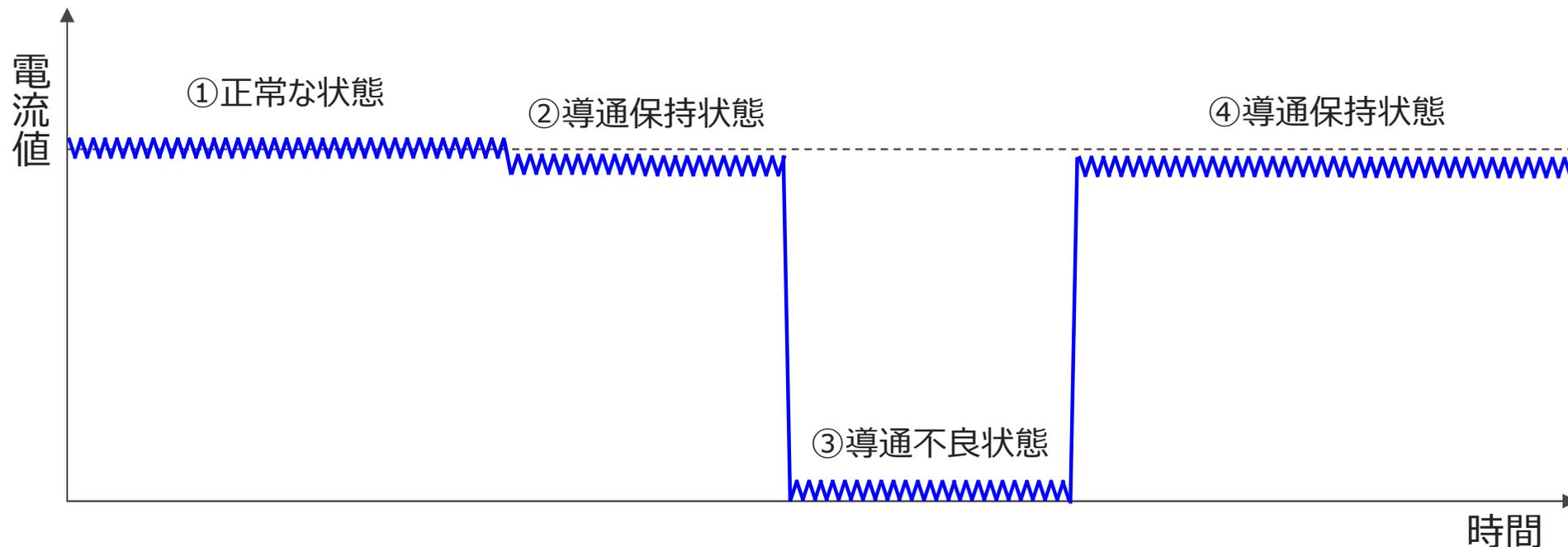


※1 接続金具のはんだ付け部耐力：個体差等の影響により約

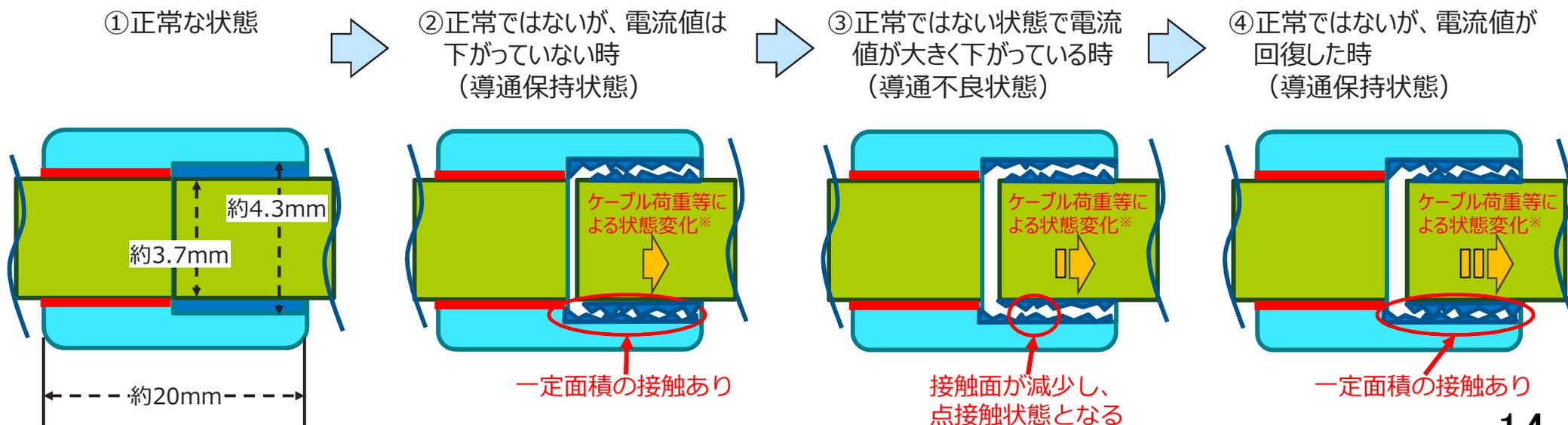
※2 ケーブル心線の耐力：約

：枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### ➤ 電流波形 (イメージ)



### ➤ 接続金具部の接触状態 (イメージ)



※：ポッティング材により大きく動くものではない

参考資料 1-3

第20回原子力施設等における事故トラブル事象  
への対応に関する公開会合  
資料 1-1  
(令和5年3月14日)

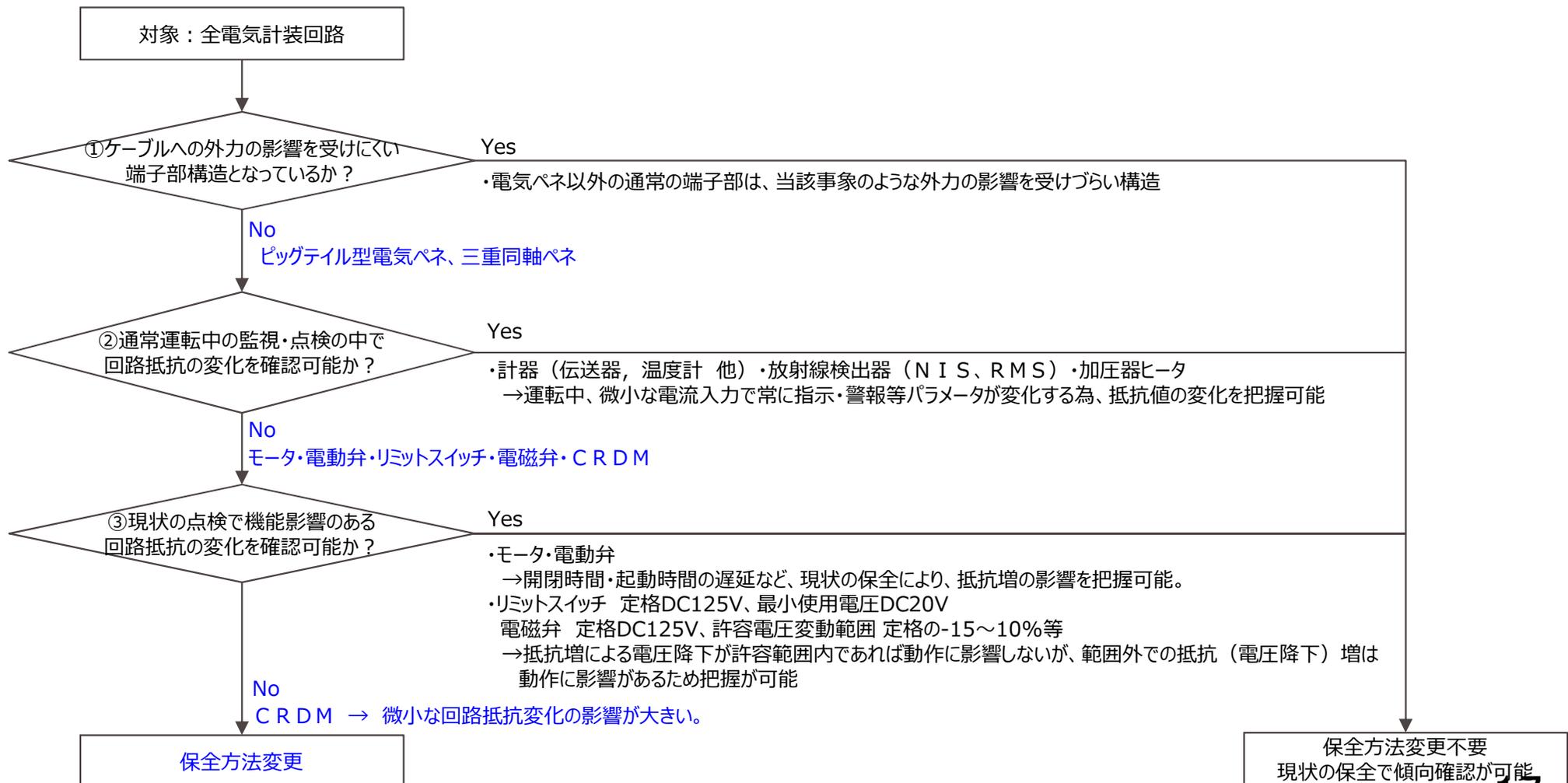
【原子炉格納容器貫通部の点検】

- ✓ 運転中プラントについては、次回定期検査時に、原子炉格納容器貫通部から端子箱までのケーブルを点検し、今回の事象と同様の荷重を受けていないことを確認し、荷重を受けていることが確認された箇所については、点検のうえ、適切な処置を講じる。（高浜発電所1、2号機は停止中に実施）
- ✓ 次回定期検査までの期間については、故障時は警報監視によって感知できることから、有意な兆候がないか、警報やパラメータを監視していく。
- ✓ また、保守方法に関する社内マニュアル（「保全指針」）へケーブルの点検・保守方法に関する観点を反映する。

点検方法	点検周期	説明
目視点検	1回 / 1定検	<点検内容の根拠> C V 側外部リードへ過大な荷重が作用することで接続金具のはんだ付け部に負荷がかかり、導体抵抗増加につながる可能性がある。 <判断基準> C V 側端子箱内の外部リード上に荷重がかかっていないこと。

【ケーブルの点検】

- ✓ C R D M回路を除く電気計装回路は、現状の点検、運転中の監視・機器の動作にて確認が可能であることから、定期検査中の点検において電氣的な点検追加が必要な対象となるC R D M回路について保全方法を変更する。
- ✓ C R D M回路について、定期検査中の点検において連続監視を行い回路抵抗変化の傾向を監視する。



CRDM：定期検査中の点検において連続監視を行い回路抵抗変化の傾向を監視する。

【社内規定の改正】

- ✓ 保守・施工管理に関する社内規定（「原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針」、「原子力発電所請負工事に関する心得集」）にケーブルを布設する際の余長ケーブルの取り扱いについて注意点を追記する。

現状の記載	見直し案
<p>第5章 作業管理 原子力発電所の請負工事を施工するにあたり、作業計画書に基づく作業条件の整備、作業手順等、作業行うために必要な事項を定める。</p> <p style="text-align: center;">－ 中略 －</p> <p>5.6 作業実施 請負者は、下記事項に注意して作業を実施しなければならない。</p> <p style="text-align: center;">－ 中略 －</p> <p>(4)電気配線の解結線を伴う作業においては、解線時、結線時とも品質管理責任者が立会いを行い、線番号と端子番号の照合について、作業者とダブルチェックすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・当該端子および近傍の端子が確実に締め付けられており、緩み・ガタ等が無いこと。</li> <li>・ケーブル余長がとられており、端子に反力が作用していないこと。</li> <li>・ケーブル余長の調整等（たるみ、引張り状態の変化を伴うもの）を行った場合には、ケーブル全体を回転部や可動部、高温部などに接触させないこと。</li> </ul>	<p>第5章 作業管理 原子力発電所の請負工事を施工するにあたり、作業計画書に基づく作業条件の整備、作業手順等、作業行うために必要な事項を定める。</p> <p style="text-align: center;">－ 中略 －</p> <p>5.6 作業実施 請負者は、下記事項に注意して作業を実施しなければならない。</p> <p style="text-align: center;">－ 中略 －</p> <p>(4)電気配線の解結線を伴う作業においては、解線時、結線時とも品質管理責任者が立会いを行い、線番号と端子番号の照合について、作業者とダブルチェックすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・当該端子および近傍の端子が確実に締め付けられており、緩み・ガタ等が無いこと。</li> <li>・ケーブル余長がとられており、端子に反力が作用していないこと。</li> <li>・ケーブル余長の調整等（たるみ、引張り状態の変化を伴うもの）を行った場合には、ケーブル全体を回転部や可動部、高温部などに接触させないこと。</li> <li>・<u>余長ケーブルによってケーブル接続部近傍に荷重が付加された場合、接続部の導通不良や接触不良に繋がる可能性があるため、ケーブル布設時は余長ケーブル等による荷重がかからないようにすること。（高浜発電所4号機PR中性子束急減に伴う原子炉自動停止の反映）</u></li> </ul>

- 今後、「CRDM重故障」の警報が発信した場合は、要因を特定するためにシングルホールドとする必要のない電流測定を行うなど、慎重に原因調査を進めるため、以下の内容を詳細にした点検方法を定める。

### 【点検方法（概要）】

- ① CRDM重故障が発信した場合は、制御盤内の表示灯の点灯状態を確認する。その上で、ダブルホールドを維持した状態で実施可能なコイル電流波形の連続監視や盤内配線の接続調査等の原因調査を実施する。
- ② ①の調査により原因が特定できなかった場合は、シングルホールド側となるコイルの電流波形に異常がなく、健全性を確認できた場合に限り、シングルホールドとした上で不具合箇所を特定するための追加調査を実施する。

# 参考資料 2

表 1 INESで事象を評価するための一般基準

INES レベル	人と環境	施設における放射線バリアと管理	深層防護
深刻な事故 レベル 7	<ul style="list-style-type: none"> <li>計画された広範な対策の実施を必要とするような、広範囲の健康および環境への影響を伴う放射性物質の大規模な放出。</li> </ul>		
大事故 レベル 6	<ul style="list-style-type: none"> <li>計画された対策の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の相当量の放出。</li> </ul>		
広範囲な影響を伴う事故 レベル 5	<ul style="list-style-type: none"> <li>計画された対策の一部の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の限定的な放出。</li> <li>放射線による数名の死亡。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心の重大な損傷。</li> <li>高い確率で公衆が著しい被ばくを受ける可能性のある施設内の放射性物質の大量放出。これは、大規模臨界事故または火災から生じる可能性がある。</li> </ul>	
局所的な影響を伴う事故 レベル 4	<ul style="list-style-type: none"> <li>地元で食物管理以外の計画された対策を実施することになりそうもない軽微な放射性物質の放出。</li> <li>放射線による少なくとも 1 名の死亡。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心インベントリーの 0.1% を超える放出につながる燃料の溶融または燃料の損傷。</li> <li>高い確率で公衆が著しい大規模被ばくを受ける可能性のある相当量の放射性物質の放出。</li> </ul>	
重大な異常事象 レベル 3	<ul style="list-style-type: none"> <li>法令による年間限度の 10 倍を超える作業員の被ばく。</li> <li>放射線による非致命的な確定的健康影響(例えば、やけど)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転区域内での 1 Sv/時 を超える被ばく線量率。</li> <li>公衆が著しい被ばくを受ける可能性は低いが設計で予想していない区域での重大な汚染。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全設備が残されていない原子力発電所における事故寸前の状態。</li> <li>高放射能密封線源の紛失または盗難。</li> <li>適切な取扱い手順を伴わない高放射能密封線源の誤配。</li> </ul>
異常事象 レベル 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>10 mSv を超える公衆の被ばく。</li> <li>法令による年間限度を超える作業員の被ばく。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>50 mSv/時 を超える運転区域内の放射線レベル。</li> <li>設計で予想していない施設内の区域での相当量の汚染。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実際の影響を伴わない安全設備の重大な欠陥。</li> <li>安全設備が健全な状態での身元不明の高放射能密封線源、装置、または、輸送パッケージの発見。</li> <li>高放射能密封線源の不適切な梱包。</li> </ul>
逸脱 レベル 1			<ul style="list-style-type: none"> <li>法令による限度を超えた公衆の過大被ばく。</li> <li>十分な安全防護層が残ったままの状態での安全機器の軽微な問題。</li> <li>低放射能の線源、装置または輸送パッケージの紛失または盗難。</li> </ul>
安全上重要でない (評価尺度未満/レベル 0)			

INESユーザーズマニュアル2008年版邦訳版  
(旧原子力安全・保安院及び文部科学省発行) (抜粋)

『実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド』（平成25年6月19日原子力規制委員会制定（最終改正：令和2年3月31日））（抜粋）

## 1. 用語の定義

### 1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

経年に伴い機器・構造物に性能低下を生じさせる事象を経年劣化事象とし、これによる性能低下が、機器・構造物の長期間の供用に伴い、①急速に進展する、②発現頻度が高まる（これまでの性能低下の発現が面的、量的に高まる状態）、③新たに顕在化するなど、性能低下の予測からの乖離の発生が否定できない経年劣化事象。

### 2) 高経年化技術評価

実用炉規則第82条第1項、第2項及び第3項に規定する機器及び構造物の経年劣化に関する技術的な評価をいう。具体的には、安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性のある全ての経年劣化事象の中から、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、これに対する機器・構造物の健全性について評価を行うとともに、現状の施設管理が有効かどうかを確認し、必要に応じ、追加すべき保全策を抽出すること。

### 3) 耐震安全性評価

耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象については、評価対象機器・構造物について経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価すること。

### 4) 耐津波安全性評価

耐津波安全性に影響する可能性がある経年劣化事象については、評価対象機器・構造物について経年劣化を加味して基準津波による荷重（浸水高、波力等）を用いた評価等を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価すること。

### 5) 高温・高圧の環境下にある機器

運転中に作業員等の出入りが可能な場所において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に起因して機器が損壊し、作業員等に火傷等を引き起こす可能性のある最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1900kPaを超える環境にある機器（原子炉格納容器外にあるものに限る。）をいう。