

原子力防災組織の改善に関する考え方

1. 原子力防災組織における監督限界の設定及び機能の整理

福島第一原子力発電所の事故において、発電所の原子力防災組織が過酷事故及び複数号機の同時被災を処理するには組織上の無理（監督限界数の超過等）があったこと、また、発電所対策本部の本部長（発電所長）が全ての班（12班）を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため、あらゆる情報が本部長に報告され、情報が輻輳し混乱した教訓を踏まえ、原子力防災組織は指示命令が混乱しないよう、現場指揮官を頂点に、直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則（監督限界の設定）とし、原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義する。

- I. 意思決定・指揮
- II. 情報収集・計画立案
- III. 現場対応
- IV. 対外対応
- V. ロジスティック・リソース管理

Iの責任者として本部長（発電所長）があたり、II～Vの機能ごとに責任者として「統括」を配置する。

2. 原子力防災組織における交替要員（緊急時対策要員）の配置

福島第一原子力発電所の事故において、発電所の原子力防災組織が長期間の対応に適したものではなく、人員を交替することができず、長期間の対応を極度の疲労の中で行わざるを得なかった教訓を踏まえ、本部長、統括、班長について、複数名の人員を配置することで、長期間に及んでも交替で対応することができる環境を整備する。

3. 原子力防災組織における本部長の権限委譲

福島第一原子力発電所の事故において、発電所の原子力防災組織が発電所対策本部の本部長（発電所長）からの権限委譲が適切でなく、ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた教訓を踏まえ、必要な役割や対応について、あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで、統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。

4. 発電所対策本部が事故収束対応に専念できる環境の整備

福島第一原子力発電所の事故において、本社緊急時対策本部（本社対策本部）は、外部からの問い合わせや指示を調整できず、発電所対策本部を混乱させた教訓を踏まえ、外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い、外部からの発電所への直接介入を防止することで、発電所対策本部が事故収束対応に専念できる環境を整備する。

5. 原子力事業所災害対策支援拠点及び運用の整備

福島第一原子力発電所の事故において、発電所外からの支援に係る対応拠点を整備しておらず、初動対応において資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。

その後対応拠点としてスポーツ施設(Jヴィレッジ)を活用することとしたが、これらの教訓を踏まえ、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点(エネルギーホール, 信濃川電力所, 当間高原リゾート, 出雲崎拠点)を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、本社, 発電所, 新潟本部の要員からあらかじめ派遣する人員を決めておく。

6. 対外対応の専属化

福島第一原子力発電所の事故において、公表の遅延, 情報の齟齬, 関係者間での情報共有の不足等が生じ、事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった教訓を踏まえ、社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置し、本社で記者会見等の対応ができるようにする。

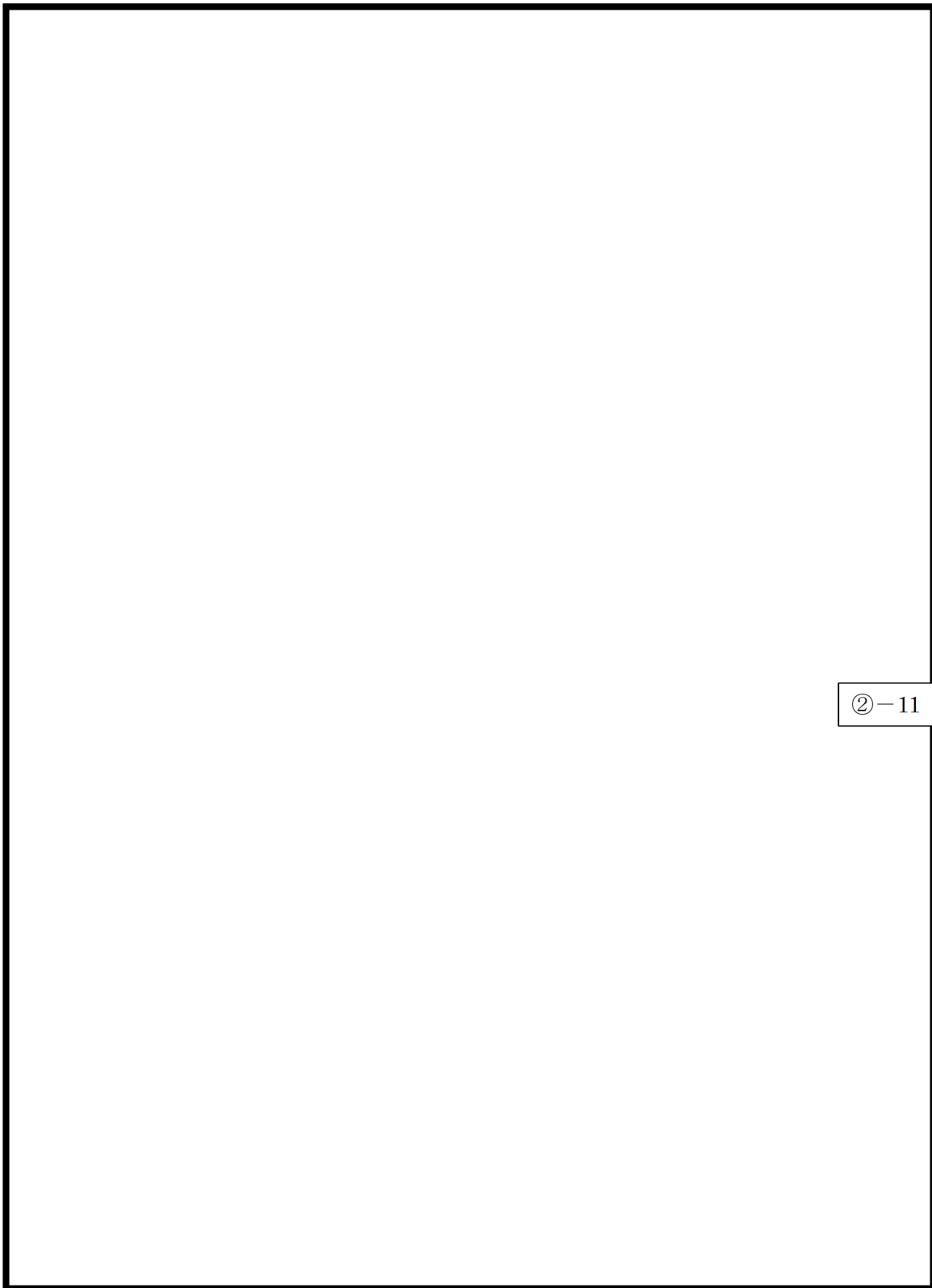
文書名	基本マニュアル
	保安全管理基本マニュアル
	NM-24 改12

(抜粋)

2007年12月14日施行

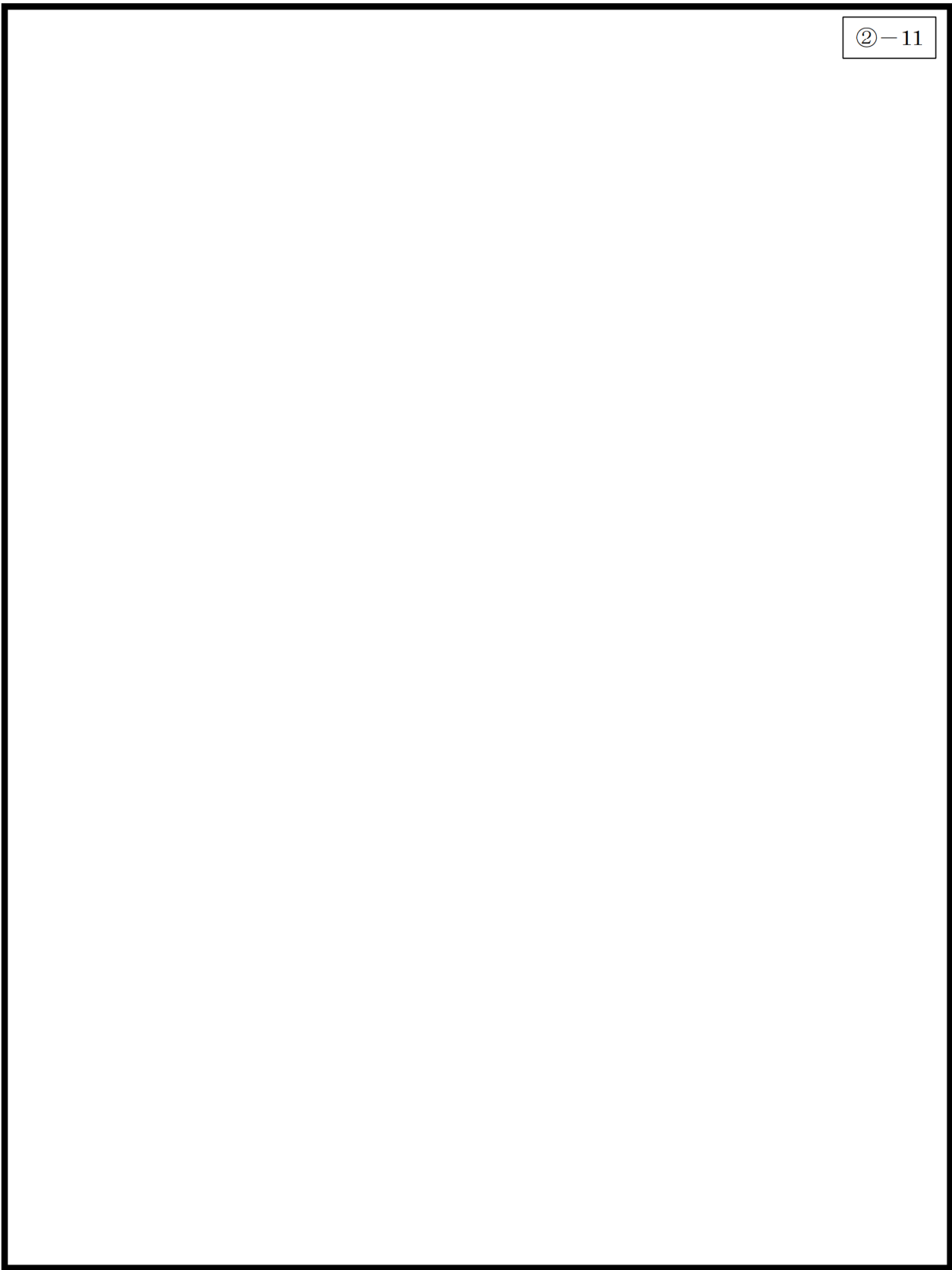
2022年4月1日 (改訂12)

原子力運営管理部 (主管部)

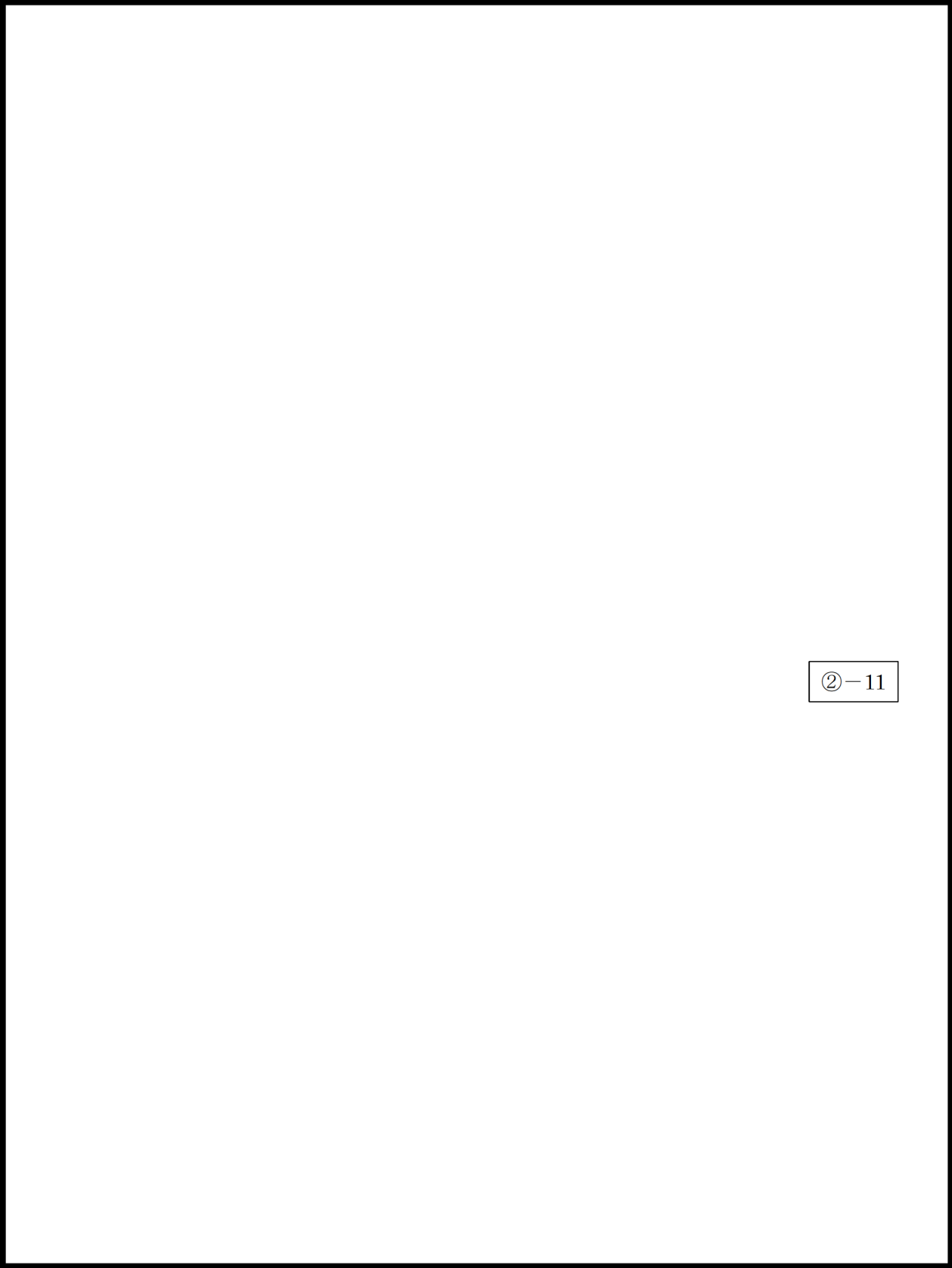


②-11

/

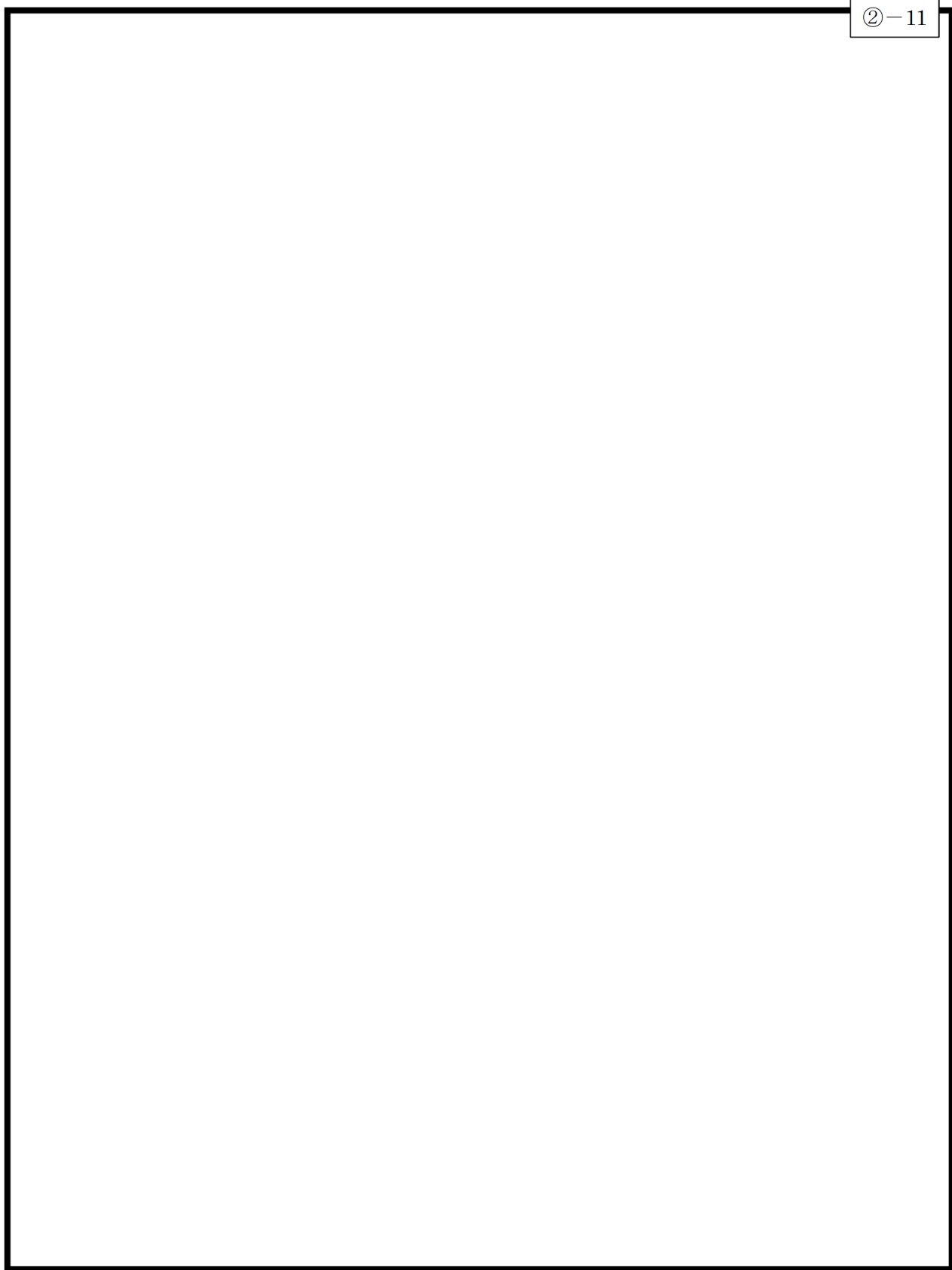


/



②-11

/



/

原子力発電保安委員会の開催実績(令和3年度)

②-12

開催月	回数	内容
4月	1	・(審議)福島第二原子力発電所 保安規定の補正について
5月	0	
6月	1	・(報告-1)原子炉主任技術者の保安の監督状況の報告(第9条関連) ・(報告-2)保安委員会における保安上重要な審議結果の報告(第6条関連)
7月	1	・(審議) 原子力発電及び廃止措置保安委員会における審議事項等の明確化について
8月	0	
9月	0	
10月	1	・(審議)柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉所内常設直流電源設備(3系統目)に関する設置変更許可申請(案)について
11月	0	
12月	2	・(報告-1)保安委員会における保安上重要な審議結果の報告(第6条関連) ・(報告-2)原子炉主任技術者の保安の監督状況の報告(第9条関連) ・(審議)核物質防護部門における組織体制の見直しに伴う保安規定の変更(案)について ・(報告-1)2F, HD 社長回答書 7 項目の反映時の審査内容の柏崎刈羽保安規定への反映について ・(報告-2)核物質防護に係る案件の報告方法について(保安委員会コメント対応)
1月	0	
2月	0	
3月	1	・(審議)2022 年度保安教育実施計画(案)について

原子力発電保安委員会の開催実績(令和4年度)

開催月	回数	内容
4月	1	・(審議)柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉原子炉設置変更許可申請の最終補正についてー特定重大事故等対処施設に関する記載の変更ー
5月	1	・(審議)原子力事業者防災業務計画の変更に伴う柏崎刈羽保安規定への反映(案)について
6月	1	・(報告-1)保安委員会における保安上重要な審議結果の報告(第6条関連) ・(報告-2)原子炉主任技術者の保安の監督状況の報告(第9条関連)
7月	0	
8月	0	
9月	1	・(審議-1)受動形線量計の導入に伴う保安規定及び廃止措置計画の変更(案)について ・(審議-2)柏崎刈羽原子力発電所組織改編(特定重大事故等対処施設に係る工事を行う新グループ設置)に伴う保安規定変更(案)について ・(報告)柏崎刈羽原子力発電所3号炉 高経年化技術評価の結果及び長期施設管理方針の策定,並びに施設管理の実施方針の妥当性評価結果について
10月	0	
11月	0	
12月	0	
1月	2	・(審議)柏崎刈羽原子力発電所 7 号機特定重大事故等対処施設設計及び工事計画認可の申請について ・(報告-1)保安委員会における保安上重要な審議結果の報告(第6条関連) ・(報告-2)原子炉主任技術者の保安の監督状況の報告(第9条関連)
2月	1	・(審議)原子炉格納容器圧力逃がし装置の建屋水素爆発防止対策としての位置づけ明確化に伴う保安規定の変更(案)について ・(報告)柏崎刈羽原子力発電所3号炉 高経年化技術評価書の補正について

2023年2月末現在までの実績を示す。

原子力発電保安運営委員会の開催実績(令和3年度)

②-13

開催月	回数	内容
4月	0	
5月	0	
6月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(報告)第17条(火災発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価 ・(審議)定期的な評価の報告に関する今後の運用について
7月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(報告-1)第17条の2~5(内部溢水, 火山, その他自然災害, 有毒ガス発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価 ・(報告-2)第17条(火災発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価(再報告) ・(報告-3)第17条の7, 8(重大事故等, 大規模損壊発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価
8月	0	
9月	0	
10月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議)柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 所内常設直流電源設備(3系統目)に関する設置変更許可申請(案)について
11月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議)事故・故障状況の水平展開の実施状況について(2020年度下半期—2021年度上半期)
12月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議-1)核物質防護部門における組織体制の見直しに伴う保安規定の変更(案)について ・(審議-2)2F, HD 社長回答書7項目の反映時の審査内容の柏崎刈羽保安規定への反映について ・(報告)1号機(第3回)定期安全レビュー(PSR)の実施計画について
1月	0	
2月	0	
3月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議)2022年度 保安教育実施計画(案)について ・(報告)2021年度 保安規定第17条関連個別訓練実施状況について

原子力発電保安運営委員会の開催実績(令和4年度)

開催月	回数	内容
4月	2	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議-1)保安規定第17条関連教育訓練の管理について ・(審議-2)南北66kV補助建屋火災対応手順(案)について ・(報告-1)第17条(火災発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価 ・(報告-2)第17条の2～5(内部溢水, 火山, その他自然災害, 有毒ガス発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価 ・(報告-3)第17条の7, 8(重大事故等, 大規模損壊発生時の体制の整備)教育訓練の定期的な評価
		・(審議)特定重大事故等対処施設に係る設置許可補正申請について
5月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議-1・報告)柏崎刈羽原子力発電所1号機定期安全レビュー報告書の概要^{*1}及び妥当性確認実施結果報告^{*2}について ※1: 審議, ※2: 報告 ・(審議-2)事業者防災業務計画の変更に伴う柏崎刈羽保安規定変更(案)について
6月	0	
7月	0	
8月	2	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議-1)高経年化技術評価の結果及び長期施設管理方針の策定について ・(審議-2)保安規定第107条の6及び添付6の変更について ・(審議-3)施設管理の実施方針の妥当性評価結果について ・(審議-1)火災発生時の通報連絡体制変更に伴う火災防護計画並びに消防計画の変更(案)について ・(審議-2)統括管理者の変更(案)について ・(審議-3)受動形線量計の導入に伴う原子炉施設保安規定の変更(案)について
9月	2	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議)保安規定(新規制基準適合)16条に係るマニュアルの制定(案)について ・(審議)柏崎刈羽原子力発電所組織改編(特定重大事故等対処施設に係る工事を行う新グループ設置)に伴う保安規定変更(案)について
10月	0	
11月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(審議-1)事故・故障の水平展開の実施状況について(2021年度下半期～2022年度上半期) ・(審議-2)酸素パーセント判断基準の変更について
12月	1	<ul style="list-style-type: none"> ・(報告-1)第359回保安運営委員会フォロー事項の対応報告 ・(報告-2)K7 新規制基準保安規定 試運用の有効性評価について

1月	1	・(審議) 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 特定重大事故等対処施設設計及び工事計画認可の申請について
2月	1	・(審議-1) 柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉 高経年化技術評価書の補正について ・(審議-2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置の建屋水素爆発防止対策としての位置づけ明確化に伴う保安規定の変更(案)について

2023 年 2 月末現在までの実績を示す。

原子力・立地本部及び同本部に所属する原子力安全・統括部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，原子力人財育成センター，原子力資材調達センター，柏崎刈羽原子力発電所，柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の技術者等の人数（令和5年2月1日現在）

	技術者数	管理者数	有資格者数					
			原子炉主任技術者	第1種放射線取扱主任者	第1種ボイラー・タービン主任技術者	第1種電気主任技術者	運転責任者	
本 社	原子力・立地本部	14	13 (12)	3	7	0	1	0
	原子力安全・統括部	70	16 (16)	6	13	0	1	0
	原子力運営管理部	76	15 (13)	7	16	0	0	0
	原子力設備管理部	283	57 (52)	11	31	2	6	0
	原子燃料サイクル部	16	5 (5)	1	2	1	0	0
	原子力人財育成センター	60	8 (8)	1	3	0	0	0
	原子力資材調達センター	11	2 (1)	0	1	0	0	0
柏崎刈羽原子力発電所	988	126 (118) [7]	③-2 ④-2 16 [7]	50 [3]	9	6	63 [2]	
合計	1518	242 (225)	③-1 ④-1 45	123	12	14	63	

()内は、管理者のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

[]内は、柏崎刈羽原子力発電所に常駐する本社組織所属の人数を示す。

全社と原子力部門の採用人数について

(令和 4 年 4 月 1 日現在)

年度	全社		③-3	原子力部門		比率
	人数(a)	前年比の 増減率	④-3	人数(b)	前年比の 増減率	(b/a)
平成 23 年度	1077	▲1%		159	▲13%	15%
平成 24 年度	0	—		0	—	—
平成 25 年度	0	—		0	—	—
平成 26 年度	368	—		44	—	12%
平成 27 年度	654	78%		72	64%	11%
平成 28 年度	555	▲15%		109	51%	20%
平成 29 年度	280	▲50%		90	▲17%	32%
平成 30 年度	217	▲23%		78	▲13%	36%
平成 31 年度	276	27%		91	17%	33%
令和 2 年度	459	66%		89	▲2%	19%
令和 3 年度	562	22%		115	29%	20%
令和 4 年度	516	▲8%		108	▲6%	21%

文書名	業務マニュアル
	原子炉主任技術者職務運用マニュアル
	NM-24-1 改1 <u>4</u>

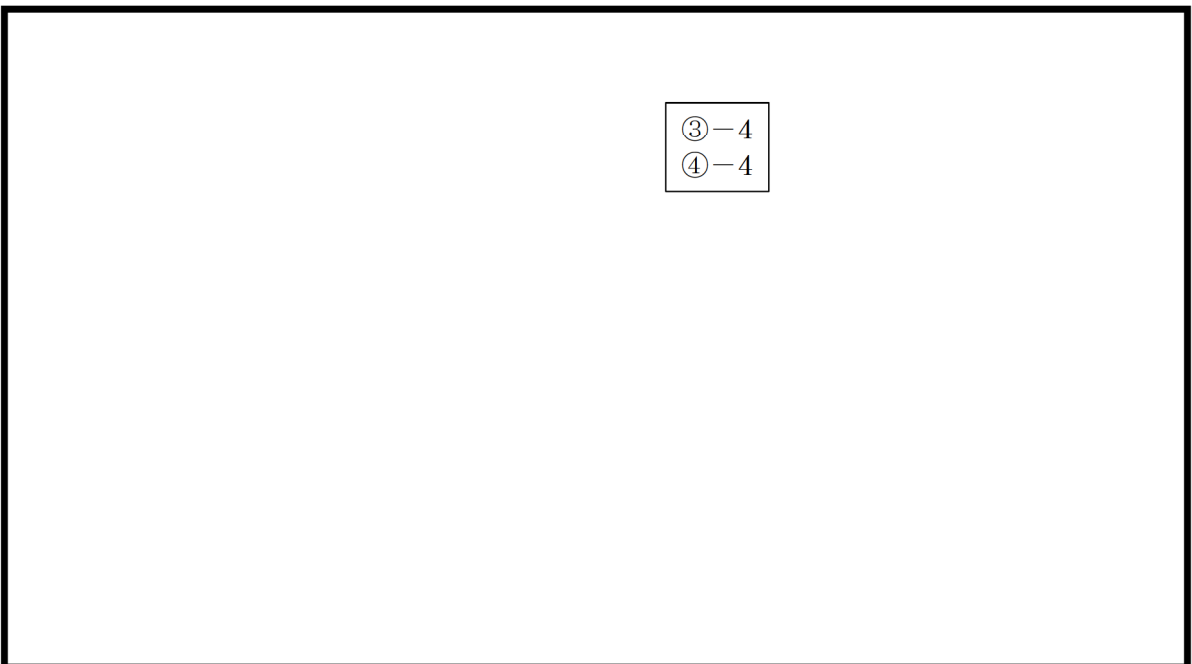
(抜粋)

2005年4月20日施行

2021年5月24日 (改訂14)

原子力運営管理部 (主管部)

東京電力ホールディングス株式会社



③-4
④-4

文書名	業務マニュアル
	原子力設備電気主任技術者職務運用 マニュアル
	NM-24-3 改 <u>13</u>

(抜粋)

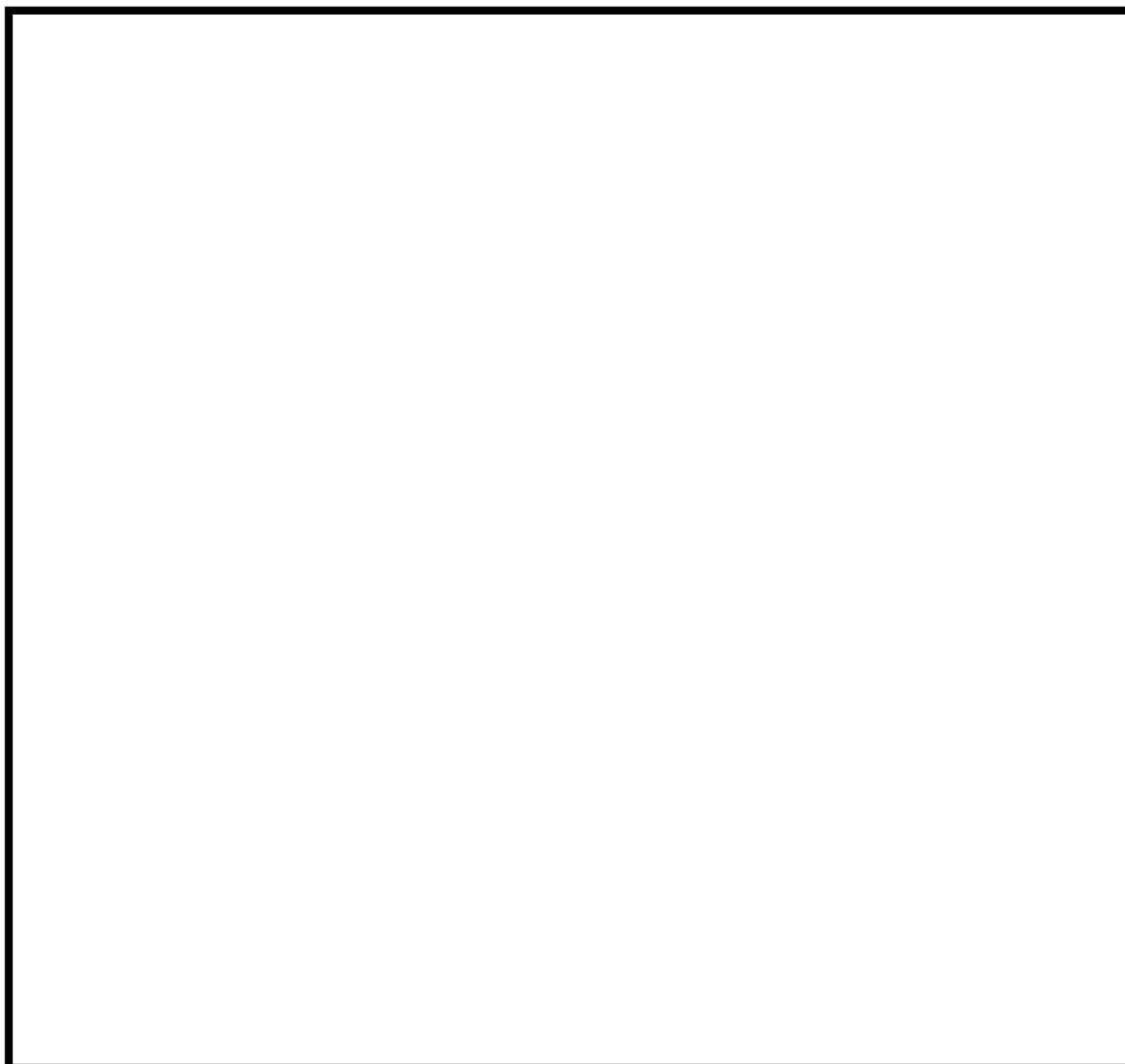
2005年 4月20日施行

2022年 8月 1日 (改訂13)

原子力運営管理部 (主管部)

東京電力ホールディングス株式会社

別紙 2-4 (2/2)



③-5
④-5

文書名	業務マニュアル
	原子力設備ボイラー・タービン主任技術者 職務運用マニュアル
	NM-24-2 改 <u>13</u>

(抜粋)

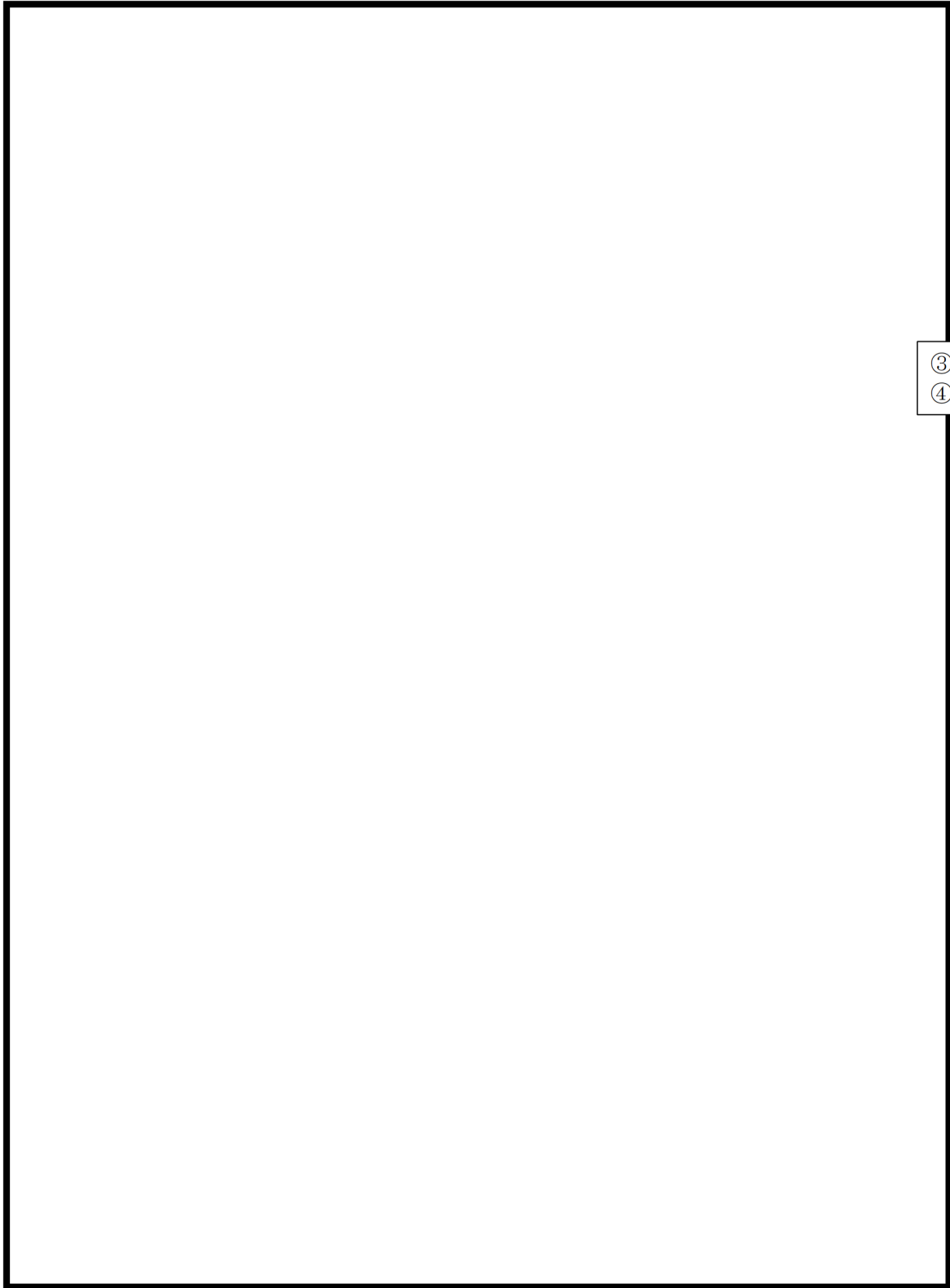
2005年 4月20日施行

2022年 8月 1日 (改訂13)

原子力運営管理部 (主管部)

東京電力ホールディングス株式会社

別紙 2-5 (2/2)



③-5
④-5

原子炉主任技術者資格取得に向けた取り組み

○筆記試験対策

- ・入社1年目～3年目の原子力部門配属大学卒技術系社員のうち希望者をJAEA主催の原子炉工学特別講座(計10日間)に派遣。
- ・入社4年目以上の希望者を日本原電主催の原子炉主任技術者受験講習コース(計15日間)に派遣。
- ・原子炉主任技術者資格保有者を講師にした社内研修(問題演習等)を実施。
- ・社内模擬試験を実施。
- ・資格関連の参考図書を取り組み者に配布。
- ・合格体験記の共有。

○口答試験対策

- ・口答試験前に原子炉主任技術者資格保有者を面談員として模擬試験を実施。

○その他の取り組み

- ・合格者への報奨金を支給。

柏崎刈羽原子力発電所における重大事故等対応に関する有資格者数

(令和5年2月1日現在)

重大事故等対応に必要な資格の取得状況及び令和4年度の取得計画を以下に示す。

資格名称	用途	必要な 人数	有資格 者数	令和4年度 取得計画
大型自動車	大容量放水車 大型タンクローリー 代替熱交換器車 可搬型発電機車 等	39	167	④-6 11
けん引	代替熱交換器車 可搬型発電機車 泡原液搬送車 等	13	93	3
大型特殊	ホイールローダ	23	112	6
小型移動式クレーン	水中ポンプ設置 可搬型発電機車接続 吸着剤移動・設置 等	43	154	12
危険物取扱者(乙種 第4類)	燃料給油	26	276	0
玉掛け	水中ポンプ吊り上げ 吸着剤吊り上げ 等	43	308	25
車両系建設機械	ホイールローダ	20	98	7
中型自動車以上	電源車:4台 中型タンクローリー:1台 放水砲移動:1台 等	69 ※1	281 ※3	0
準中型自動車以上	消防車	99 ※2	314 ※3	0
小型船舶操縦士	海上モニタリング	8	10	2

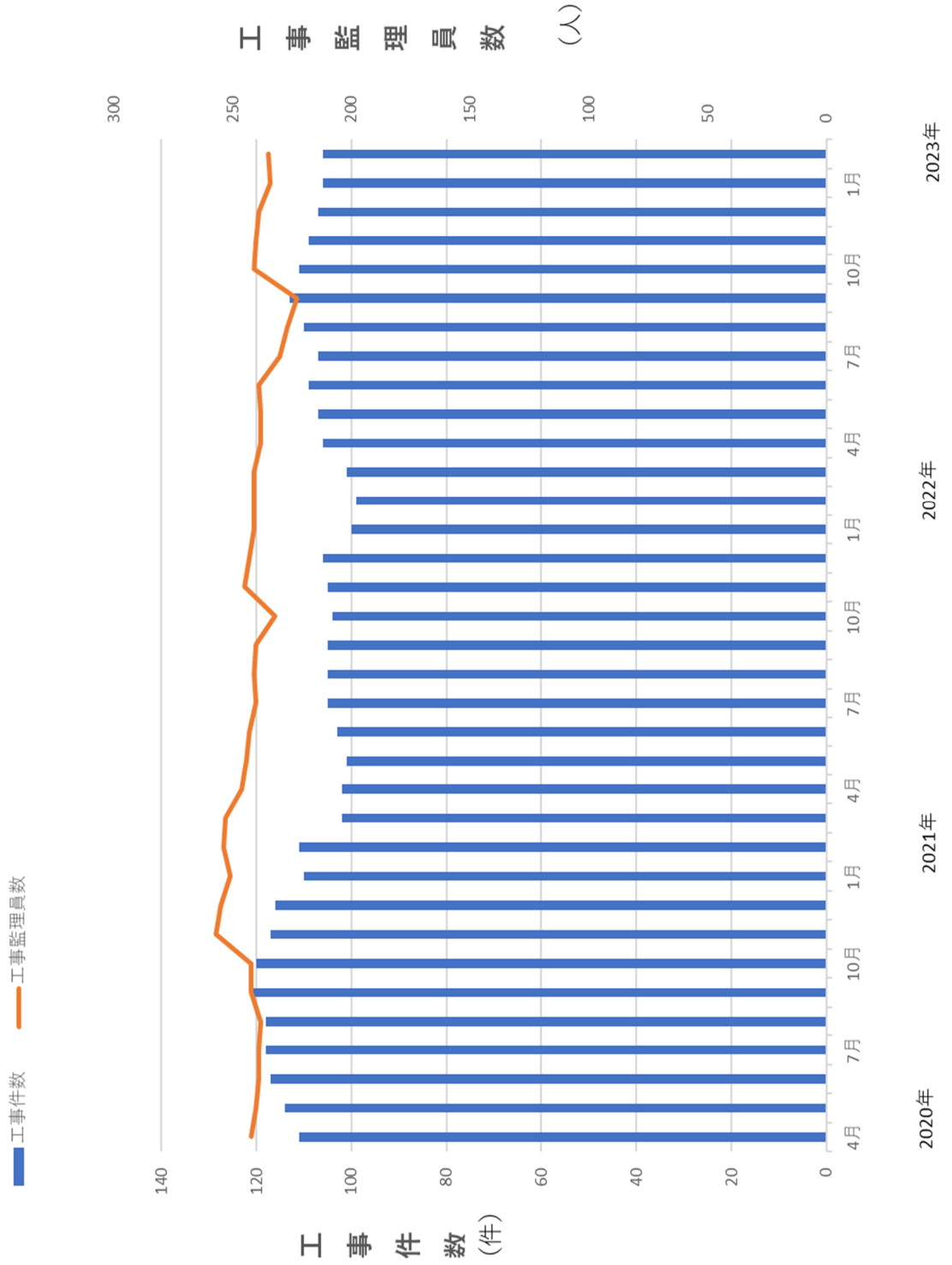
※1: 中型自動車に必要な人数は、中型自動車(8t)限定以上を運転できる者の合計数

※2: 準中型自動車に必要な人数は、準中型自動車(5t)限定以上を運転できる者の合計数

※3: 車両の運転ができる者の総数であり、大型自動車免許等、上位の有資格者数を含んだ人数

③-6

柏崎刈羽原子力発電所における重大事故等対応に係る工事件数と工事監理員数



不具合事例に関する設備及び資料の展示



柏崎刈羽3号炉 所内変圧器の火災



柏崎5号炉 定検用分電盤火災



パネル展示

CFAM/SFAM 設置分野一覧

番号	分野
1	運転
2	メンテナンス
3	エンジニアリング
4	放射線防護・放射性廃棄物(固体)
5	化学管理, 環境管理
6	火災防護
7	緊急時対応
8	核セキュリティ
9	サイバーセキュリティ
10	ワーク・マネジメント
11	品質保証
12	予算管理・財務評価
13	プロジェクト管理
14	設備信頼性
15	コンフィグレーション管理・設計管理
16	燃料管理
17	建設
18	廃炉
19	放射性固体廃棄物処分
20	安全文化醸成
21	リスク管理・PRA
22	パフォーマンス向上・運転経験活用
23	労働安全
24	外部コミュニケーション
25	内部コミュニケーション
26	変更管理
27	人財マネジメント
28	教育訓練
29	資材調達
30	原子燃料調達管理
31	調達エンジニアリング
32	規格基準
33	IT・AI
34	技術開発・技術導入

原子力発電所内訓練施設を活用した研修及び訓練の実績について
(令和3年度)

研修コース		主な内容	受講者数
新入社員研修 (C級認定研修含む)		安全教育, 品質保証, 設備の概要, 制御装置展開接続図及び配管計装図の読み方, 安全処置	1592
運転部門		電動機試運転, 遠隔操作弁, ポンプの原理・構造, 設備診断	68
保全 部門 (電気)	A級認定研修	大型電動機, 超高压機器, 発電機ほかの原理・構造・点検	164
	B級認定研修	電動機, 保護継電器, 装甲開閉器ほかの原理・構造・点検・操作	
保全 部門 (機械)	A級認定研修	遮蔽設計, 耐震設計, 特殊軸シールほかの原理・構造・点検	422
	B級認定研修	一般弁, 配管, 蒸気タービンほかの原理・構造・点検・操作	
保全 部門 (計装)	A級認定研修	再循環制御, 給水制御, タービン制御ほかの理論・構造・点検	159
	B級認定研修	一般計器, 放射線計測, 計算機ほかの原理・構造・点検	
保安 部門 (放射線)	A級認定研修	放射線計測器の点検校正, 被ばく低減対策, 遮蔽設計	106
	B級認定研修	放射線防護管理, 除染	
保安 部門 (環境化学)	A級認定研修	放射線及び化学分析装置, 水質管理等の設備使用方法・実技	39
	B級認定研修	化学分析, 水質管理等の設備概要・実技	
技術 部門 (燃料)	A級認定研修	計量管理, 燃料検査, 燃料破損等の設計・メカニズム評価	23
	B級認定研修	原子炉理論, 燃料取扱, 燃料取扱設備ほかの理論・運用	
重大事故等時における 現場作業を想定した訓練		高压ケーブル, 低压ケーブルの電源盤への接続訓練(暗闇での訓練を含む)	146

⑥-1

⑥-1

安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績について

⑥-2

1. BTC 等における全交流動力電源喪失事象について、チーム訓練を実施

	1号炉 運転員	2号炉 運転員	3号炉 運転員	4号炉 運転員	5号炉 運転員	6号及び7号 炉運転員
令和元年度	56名	30名	34名	50名	31名	136名
令和2年度	44名	27名	35名	33名	33名	47名
令和3年度	62名	58名	54名	51名	61名	84名

⑥-3

2. BTCにおける継続訓練コース「SA訓練(上級)／上級S」を実施

	当直長		当直長以外の運転員	
	SA訓練	上級S	SA訓練	上級S
令和元年度	0名	13名	7名	6名
令和2年度	0名	12名	6名	4名
令和3年度	0名	8名	5名	10名

文書名	業務マニュアル
	事故・故障情報等処理マニュアル
	NI-11-2 改 <u>19</u>

(抜粋)

2004年12月17日施行

2022年9月21日 (改訂19)

原子力安全・統括部 (主管部)

東京電力ホールディングス株式会社

⑤-1
⑥-4

運転経験情報の活用実績

福島第一・第二原子力発電所の事故の教訓の一つに「他者の失敗に学ぶ」がある。世界のどこかで起こったことは当社の発電所でも起こり得ると考え、教訓を抽出して対策を検討し、実施している。

(1) 運転経験情報の収集と活用

福島第一・第二原子力発電所の事故以降、国内外の運転経験(OE: Operating Experience)情報の収集と対策検討の迅速化を図り、対策検討期間の目標を「完了まで3ヶ月」として取り組んでいる。

令和2年度は、運転経験(OE)情報の対策検討を完了した件数は150件になり、2013年からの累計は1,710件になった。なお、目標としている対策検討期間(3ヶ月以内)の達成率は90%を確保している。

(2) 重要運転経験報告書(SOER)と重大事故情報の勉強会

世界原子力発電事業者協会(WANO)が定める重要運転経験報告書(SOER: Significant Operating Experience Report)と国内外の重大事故情報のうち、ブラウنزフェリー原子力発電所火災事故等を特に重要な運転経験(OE: Operating Experience)情報として抽出、一般職を含めた原子力部門の全社員を対象とした集中的な学習会により、これらの事故やトラブルの概要と教訓を理解することに取り組んでいる。

令和2年度は、関西電力の美浜発電所3号機の配管破損事故についての研修を実施した。今後も重要な運転経験(OE)の勉強会を計画的に実施していく。

他電力のトラブル事例の影響評価とその対策の実施例

当社は、これまでの原子力発電プラントの運転及び保守の経験の中で、数多くの国内外のトラブル情報（運転経験情報）を収集し、当社プラントへ起こり得る問題の影響を評価し、対応を実施してきた。

これまでに実施してきた運転経験情報の活用実績を以下に例示する。

1. 女川原子力発電所 3号機における制御棒の過挿入について

【事象発生日】平成 21 年 5 月 28 日

【事象の概要】

女川原子力発電所 3号機の定期検査中に、当直員が HCU のアイソレ復旧操作を行っていたところ、137 本ある制御棒のうちの 1 本に対して、「制御棒ドリフト」警報が発報。警報直後に当該制御棒の位置表示を確認したところ全挿入位置になっていたことから、当該制御棒が一時的に全挿入位置から過挿入の状態に動作したと推定。

【原因】

- ・復旧操作における 103 弁“開”操作時に 123 弁のシートパスにより、駆動水圧力が制御棒にかかった
- ・シートパスの原因は、123 弁のシート面に異物が噛み込んだため
- ・異物混入の原因は、交換を実施した新品マニホールドフィルタに異物が付着していたこと

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

新品のマニホールドフィルタが原因であるとは断定できないが、HCU 内異物混入については原子力安全上リスクが高いと判断。

【対応状況】

- ・新品のマニホールドフィルタについても、「発電所現地で超音波洗浄を実施すること」を施工要領書に反映した。
- ・新品のマニホールドフィルタであっても、異物管理をしなければ不適合に繋がることを教訓とし、今後、より一層の異物混入防止を図るために本事例と①の対応を工事監理員に周知した。

2. 残留熱除去系海水系配管の減肉について

【事象発生日】平成 22 年 1 月 13 日

【事象の概要】

東海第二発電所の第 24 回定期検査において、残留熱除去系海水系配管（A）系のライニング修繕工事を実施していたところ、建屋貫通部付近の熱交換器入口側海水配管外面の一部に腐食跡を確認。当該部の肉厚測定を実施したところ、減肉により必要最小厚さ（7.08mm、管の外径に応じて定められる管の厚さ）を満足しない部位が 1 箇所（6.7mm）確認された。

【原因】

- ・屋外ハッチ開口部から、アンカーサポートを伝わって配管外面に滴下した雨水が、建屋壁貫通部からはみ出していたモルタルと配管外面との隙間にしみ込み、長期間に渡り湿潤環境となった。その結果、錆び止め塗装のみの配管外面が著しく腐食し、必要最小厚さを下回った。
- ・当該配管が設置されているトレンチ内及び二重管内は、巡視点検が行われておらず、周辺状況（干渉物の発錆状況や天井の雨水侵入跡等）の変化を確認できなかったこと。
- ・当該配管の建屋貫通部等の目視が困難な部位の環境を目視可能範囲と同一に考えたため、当該部分の環境（雨水がしみ込み長期間湿潤環境にあること）を考慮した点検が行われなかった。

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

- ・震災を受け、配管貫通部の水密化工事と現場の設備の外観点検を実施してきたが、本件のように、顕著な外面腐食があり、最低必要肉厚を割った箇所は確認されておらず、特段の問題はないと評価。
- ・トレンチ内配管の設備健全性確保に対しては、点検手入れマニュアルに基づき、配管の点検頻度を 10 年に一度と定め、点検を実施中。
- ・火力部門の知見も踏まえ、様々な配管外面腐食の事例とともに、点検、対策のポイントをまとめた「配管・ダクト等機器外表面管理に関するガイドライン」を策定、保守管理担当者で共有している。また、本事例も同ガイドラインに反映済。
- ・以上から、トレンチ内配管の設備の健全性は確保され、今後も維持されるものと考えますが、万一その健全性が失われた場合の、原子力安全の観点（最終ヒートシンクの確保）や放射性物質の漏えい防止の観点（放射性物質内包配管の健全性維持）への影響を考慮し、念のため発電所における管理の実態を調査・確認し、必要に応じて、対応を図る。

【対応状況】

各発電所の配管管理箇所におけるトレンチ内配管の健全性確保に対する方策の策定状況を調査した。その結果、各箇所とも、「配管・ダクト等機器外表面管理ガイドライン」に基づき、外観点検（保温の場合は下部をサンプリングで取り外し湿潤状態を確認）を実施することを定め、点検長期計画に反映していることを確認した。

3. 浜岡原子力発電所 5号機 主復水器細管損傷について

【事象発生日】平成 23 年 5 月 14 日

【事象の概要】

中部電力浜岡原子力発電所 5号機にて、5月14日に原子炉を停止させ、冷温停止の作業を実施中、主復水器水室(A)の導電率計の指示値が上昇し、続いて(B)～(F)全ての導電率計の指示値が上昇するとともに、原子炉冷却材の導電率計の指示値も上昇した。給水ポンプによる原子炉への給水を停止。

冷温停止後、主復水器内部の確認作業を実施したところ、主復水器(A)の細管（総数約 21,000 本）のうち、43 本が損傷、2 本が変形していた。主復水器内部に接続している電動駆動給水ポンプ(A)ミニフロー配管に設置しているエンドキャップ（損傷している細管の前面）が脱落していた。

【原因】

- ・細管損傷・変形の原因は、エンドキャップ脱落後のミニフローの噴出によるもの
- ・エンドキャップの脱落の原因は、以下の 3 つの要因の重複
 - 溶接要因：平板差し込み構造のため、溶接先端部に溝が発生しやすく応力が集中
 - 構造要因：厚みの薄いエンドキャップを採用したため、溶接部に発生する応力が大きい

環境要因：ポンプ出口部の振動周波数とミニフロー配管内を流れる水の共鳴周波数が一致し、圧力変動が約 3 倍に増幅

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

当社プラントにおいても主復水器内部に接続している給水ポンプミニフロー配管にエンドキャップが設置されている。ただし、浜岡 5号機（2005 年 1 月営業運転開始）に比べ、当社プラント（柏崎刈羽 7号機 1997 年 7 月営業運転開始）は運転期間が長く、溶接欠陥があった場合、既に疲労限に達しているものと考えられるが、同様のトラブルは発生しておらず、溶接欠陥に起因するエンドキャップ脱落のリスクは小さいと考える。

本事象は、3 つの要因が重複したことによるものであり、同様の要因から破断に至る可能性があるエンドキャップを抽出、点検することで、原子炉内への海水流入に対するリスクを可能な限り低減できると考える。

エンドキャップが脱落し、復水器細管破断が発生した場合においても、事故時操作手順書に定めた手順により、原子炉隔離等処置を実施し、原子炉への大量の海水流入を阻止し、RCIC 等による給水により原子炉水位を保つ対応が可能。運転中の柏崎刈羽 5,6 号機において、速やかに当該手順書に従い対応できるよう万全を期すため、手順の確認を実施する。

【対応状況】

- ・点検対象抽出フローを策定し、点検が必要なエンドキャップを抽出した結果、柏崎刈羽 4号機で 3 箇所、同 5号機で 3 箇所、同 6号機で 2 箇所の点検対象を抽出。

- ・点検対象箇所について、UT 及び PT を実施し、異常のないことを確認した。
 - ・念のための処置として、点検対象となったエンドキャップに脱落防止処置を実施。
- あわせて、6号機については、エンドキャップの先に保護板を設置した。
- ・本事例を周知し、事故時操作手順書の「復水器冷却管の漏えい」手順の確認を実施した。

4. 気体廃棄物処理系再結合器の金属触媒性能低下に伴う出口水素濃度上昇事象対策について(総括) 2007-東北-T001 ほか 6 件

【事象の概要】

気体廃棄物処理系再結合器(以下 OG 再結合器)の触媒として金属触媒を使用しているプラントにおいて、2年の間に性能低下に伴う出口水素濃度上昇事象が7事例発生。

- ①浜岡 5 号機 (H19.7.1) : プラント出力上昇中、一時的に「再結合器出口水素濃度高」警報発生。(既存触媒にて発生)
- ②女川 3 号機 (H19.11.10) : プラント低出力段階において、「再結合器出口水素濃度高」警報発生。原子炉手動停止。(既存触媒にて発生)
- ③志賀 2 号機 (H20.4.1) : プラント低出力段階において、「再結合器出口水素濃度高」警報発生。原子炉手動停止。(既存触媒にて発生)
- ④志賀 2 号機 (H20.5.12) : ハーフ出力段階において、「再結合器出口水素濃度高」警報発生。触媒性能回復には処理量増による高温化が必要と判断、出力増により水素濃度低下し、起動。(新触媒にて発生)
- ⑤浜岡 5 号機 (H20.11.5) : プラント高出力段階(88%)において、「再結合器出口水素濃度高」警報発生。原子炉手動停止。(新触媒にて発生)なお、除湿冷却器～H/U 塔にて水素燃焼が発生。
- ⑥浜岡 5 号機 (H20.12.30) : プラント低出力段階において、「再結合器出口水素濃度高」警報発生。原子炉手動停止。(事象⑤発生触媒にて発生)
- ⑦浜岡 4 号機 (H21.5.5) : ハーフ出力段階において、「再結合器出口水素濃度高」警報発生。原子炉手動停止。(事象発生触媒にて発生)

【原因】

- i. 触媒毒 (シロキサン) 付着による触媒性能低下 (経年劣化)
__事例①,②,③,⑤,⑥,⑦
- ii. ベーマイト組織が多いことによる触媒性能低下 (初期劣化)
__事例①,②,③,⑤,⑥,⑦
- iii. 酸素水素濃度比が低いことによる触媒性能低下 (初期劣化)
__事例②
- iv. 硫酸塩生成による触媒性能劣化 (経年劣化)
__事例③
- v. 白金酸化物による触媒性能低下 (初期劣化)

—事例④

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

本事象は、金属触媒号機のみで発生していることから、現段階では適用範囲を金属触媒号機（1F1/4, KK4/5/6）のみとする。

i. 触媒毒（シロキサン）付着による触媒性能低下（経年劣化）

主たる累積要因であるスリーボンドの塗布については、過去に KK4 の 1 車室に塗布実績があるのみであり、現時点では基本的に問題はない。

ii. ベーマイト組織が多いことによる触媒性能低下（初期劣化）

KK4/6 の触媒調査から、ベーマイト量が多くないことを確認。KK4/5/6 は温水洗浄時間が比較的短いためベーマイト量は比較的少ないと推測され、洗浄時間の長い 1F1/4 の触媒に対する調査が必要。

iii. 酸素水素濃度比が低いことによる触媒性能低下（初期劣化）

KK4/6 の実機使用触媒を用いた酸素水素濃度比の比較試験では、有意な反応度低下はなく、酸素水素濃度比による閾値は確認されなかった。酸素水素濃度比による閾値の有無は触媒ユニークであり、その他の号機に対する調査が必要。

iv. 硫酸塩生成による触媒性能劣化（経年劣化）

KK4/6 の触媒の成分分析の結果、有意な硫酸塩の蓄積は確認されなかった。生成の原因は長期に亘る湿潤環境下への暴露であり、設備レイアウト等の要因があるものと推測。その他の号機に対する調査が必要。

v. 白金酸化物による触媒性能低下（初期劣化）

継続使用した触媒では一旦高温に晒され還元が進むため、考慮不要。さらに、既に、日立にて製造過程で還元処理プロセスを標準化しており、現状は想定不要。

なお、水素濃度上昇の可能性は、触媒の健全性を維持することで低く抑えられると考えるが、万が一水素濃度が上昇した場合に備えて、プラントリスク回避の観点からセラミック触媒・金属触媒ともに、極力時間低減を図ることを基本とする。

【対応状況】

- ・全号機を対象とし、シロキサン含有物品の使用規制を周知。
- ・1F1/4 の触媒性能調査を実施し、健全性を確認。
- ・OG 復水器ドレン抜きの継続。
- ・情報共有のため、本事象に対する JIT 情報を作成。
- ・水素濃度検出時間遅れを短縮する必要があるプラントについては、サンプリング流量の増加、サンプリング配管の小口径化を実施。

5. 所内電源設備点検中の人身事故について

【事象発生日】平成 22 年 1 月 29 日

【事象の概要】

川内原子力発電所第 20 回定期検査中、所内電源設備の点検のため、3-1B2 パワーセンター母線を停電後、接地器具取付作業中に作業員 7 名が熱傷を負った。また、火災が発生したため、現場作業員が初期消火活動を行い専属消防隊の消火確認、消防署の鎮火確認が行われた。

作業員 3 名は、救急車で搬送され、病院にて治療を行ったが熱傷の症状が重く入院治療を行うこととなった。結果的に 1 名死亡、2 名重傷、4 名軽傷の人身災害となった。

【原因】

- ・ P/C 母線停止後の接地器具取り付け作業時、充電中の主回路端子に接地器具を取り付けた
- ・ 接地器具取り付け前に上流側 M/C 遮断器を切る手順となっていなかった
- ・ 発電と保全との停止手順の認識あわせが不十分
- ・ 監理員から作業員に充電部近接作業であることが伝えられなかった（推定）
- ・ 受電遮断器の主回路端子の一次側と二次側を間違えた（推定）
- ・ 検電を確実に実施していなかった、若しくは検電箇所を間違えた（推定）

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

当社においても同様な電源停止操作を行っており、得られる教訓は多いことから水平展開を要とする。

なお、川内原子力発電所での対策内容については、当社においてすでに運用されており同事象の発生は想定されないものの、得られた教訓について対応を行う。

【対応状況】

- ・ 作業管理マニュアルに以下を明示

母線接地に関する安全処置区分において、P/C 母線接地に対しても当直員の関与の必要であることを明記。

電源停止時の安全処置については、原則 2 点切りを明記し、2 点切りによる隔離ができない際は、施錠管理や充電部の識別管理を行うことを追記。

- ・ 福島第一、福島第二で制定、運用されている「作業用接地着脱基本ガイド」を柏崎刈羽においても制定。
- ・ 情報共有ツールとして、本事象に対する JIT 情報を作成。
- ・ 各 Gr 及び当直員によるミーティング等を実施し、事象を周知するとともに、マニュアル及びガイド反映内容について即時に運用を開始。

6. 日本原子力発電敦賀原子力発電所 2 号機 B 非常用ディーゼル発電機機関用シリンダ冷却水ポンプ軸の曲がり

【事象発生日】平成 28 年 12 月 21 日

【事象の概要】

平成 28 年 12 月、原電敦賀原子力発電所 2 号機において、非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」）の無負荷試運転を実施したところ、「シリンダ冷却水圧力異常低」等の警報が発報し、D/G が自動停止した。その後、D/G 機関用シリンダ冷却水ポンプ（以下「シリンダ冷却水ポンプ」）の分解調査を実施したところ、以下が確認された。

- ・インペラ吸込み側端部に割れ
- ・軸曲がり
- ・軸のキー溝（インペラ側）及びキー（インペラ側）に変形
- ・インペラナットつば部に欠損
- ・ロック平行ピンが破断

※本インペラは平成 28 年 11 月から実施した点検にて交換

なお、軸が曲がっており使用できないことを確認したため、実用炉規則 134 条第三号に該当すると判断されている。

【原因】

<シリンダ冷却水ポンプの部品に曲がりや割れが発生した原因>

シリンダ冷却水ポンプのインペラが傾いた状態で組立てられており、試運転時の水温上昇による熱伸びによりインペラとマウスリングが接触してしまった。

<インペラが傾いた状態で組立てられた原因>

- ・シリンダ冷却水ポンプ点検時にインペラとインペラナットを新品に交換した。
- ・新品のインペラナットをインペラに取り付けする際にピン穴位置を合わせるため、インペラナットを締めつけているスパナを強めにハンマリングした。
- ・そのハンマリング時にインペラの内径が拡大（塑性変形）してしまったと推定
- ・更に、上記作業でピン穴が合わなかったため、インペラナットの高さを切削することとしたが、切削加工の際にインペラナットの高さ（座面）に誤差が生じていた。
- ・結果、座面が傾き、内径が拡大したインペラナットを用いて締め付けたため、軸に対してインペラが傾いた状態で組み立てられたと推定。

<管理上の問題点>

- ・新しいインペラに交換する場合、インペラナット締め付け時のトルク値、挿入量を管理することを原電社内規定で定めていなかった。
- ・施工会社は、同一仕様品への交換であったことから、従来の分解点検と同じ要領（ピン穴位置合わせ）でよいと考え、管理項目を工事要領書（作業手順）にて明確にしていなかった。

- ・工事監理員は、施工会社作業責任者からの口頭による対応内容の説明で問題ないと考え、詳細な手順や技術図書等による確認を行わなかった。
- ・施工会社は、インペラナットの座面加工の際に加工会社へ加工精度や寸法検査等を指示しなかった。

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

当社において、通常メンテナンスにおける範囲では本事象は発生しないが、インペラ及びインペラナット新品交換時については発生の可能性はあると考えられ、発生してしまった場合はD/G 運転機能に影響を及ぼし、原子力安全上リスクが高いと考えられることから、対策する必要があると評価した。

【対応状況】

- ① D/G 及び HPCSD/G 系統の補機ポンプ及び機関付ポンプに対し、インペラまたはインペラナット交換時に、同事象の発生の可能性があるポンプを選定した。
- ②①の選定結果、対象ポンプがある場合は、インペラまたはインペラナット交換時の対応として施工要領書等に以下手順を反映した（新品交換時の留意事項として記載。本事象による対策である旨も記載）。
 - ・インペラナット締付け時のトルク値，挿入量
 - ・組立後のインペラとマウスリングの隙間計測（軸に対してインペラが傾いていないことの確認）
- ③①の選定結果、対象ポンプがある場合は、前回点検時にインペラまたはインペラナットを交換していないか確認する。交換していた場合は、次回点検時に軸に対してインペラが傾いていないことを、インペラとマウスリングの隙間計測等にて確認を行った。

7. 日本原子力発電敦賀原子力発電所 2号機 中央制御室空調換気系ダクト腐食について

【事象発生日】平成 28 年 12 月 8 日

【事象の概要】

中国電力島根原子力発電所にて、平成 28 年 12 月 8 日 14 時 50 分、中央制御室空調換気系（以下、「当該系統」という。）のダクトの寸法測定のために、保温材取り外し作業を行っていたところ、廃棄物処理建物 2 階（非管理区域）に設置されている当該系統のダクト（以下、「当該ダクト」という。）に腐食孔（約 100cm×約 30cm）が生じていることを協力会社社員が確認した。

また、同時期に別途実施中の工事において、作業後の漏えい確認のため、停止していた当該系統を起動したところ、現場で運転状態を確認していた当社運転員が異音等を確認したことから、運転を停止した。

【原因】

点検調査の結果、腐食孔等が外気取入れラインに確認されることおよび腐食がダクト内面側を起点として進行していることから、腐食の発生原因は、ダクト内部で発生した結露ならびに外気とともに取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト内の構造物や気流の方向が変わる箇所ダクト内面に付着し、腐食を発生させたことによるものと推定した。

E-94 で確認された約 100 cm×約 30cm の腐食孔の発生要因は、同ダクトがガイドベーンを有し、ルート形状がローポイントであったため、湿潤状態が長く維持されていたと考えられ、他のダクトに比べて腐食速度が速い状況であったものと推定した。

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

本事象を受け、当社及び他国内電力で調査を実施、調査結果は以下のとおりで、調査より、当社でも腐食が確認されたことから、その対策について取り纏めることとした。

- ・中央制御室空調換気系ダクト点検調査結果について(2018-原電-M001)
- ・中央制御室換気空調系ダクトに確認された貫通孔について(2017-中部-M003)
- ・柏崎刈羽原子力発電所 7号機中央制御室バウンダリダクトの腐食孔の発見について (2017 年 6 月 29 日発見)

【対応状況】

中央制御室空調換気系ダクトについて、「中央制御室空調換気系ダクト等の点検調査について（平成 29 年 1 月 18 日付け）原子力規制庁発出」により調査した結果より、中央制御室空調換気系ダクトに対し以下を実施した。

① 腐食孔が確認された外気取入れラインのダクトについて取替を実施した。

なお、取替にあたっては、耐食性に優れた材料、防錆塗装の再選定を行った。

② 保温材が施工されておらず、外面結露による腐食が確認された箇所について、保温材の追設を実施した。

③以下のとおり点検計画の見直しを実施した。

<福島第二/柏崎刈羽>

○外気取入ライン

- ・点検周期：3年
- ・点検内容：内面点検

○外気取入ライン以外

- ・点検周期：10年
- ・点検内容：給気処理装置～中央制御室間等から腐食しやすいポイントを代表選定し、保温材を取外した状態での外観点検または内面点検

<福島第一 5・6号機>

○外気取入ライン

- ・点検周期：10年※
- ・点検内容：内面点検

○外気取入ライン以外

- ・点検周期：10年
- ・点検内容：給気処理装置～中央制御室間等から腐食しやすいポイントを代表選定し、保温材を取外した状態での外観点検または内面点検

※福島第一5/6号機は、以下理由より点検周期を10年とした。

・福島第一原子力発電所事故以降、非常時外気取入モードで運転しており、外気を取入を通常より制限した状態で運転していることから、腐食リスクが低いと考えられること。(外気取入量：福島第二～柏崎刈羽は4500～6000m³/h、福島第一5/6号機は400m³/h)

・今回の調査結果より、ごく軽微な表面腐食が確認されたのみで、腐食孔等確認されていないこと。

・2005年に外気取入ラインの取替を実施していること。

・今後燃料の装荷することではなく、中央制御室の居住性に影響を及ぼすリスクは低いと考えられること。

8. 中部電力 浜岡原子力発電所 5号機非常用ディーゼル発電機 (B) 排気管伸縮継手の破損に伴う運転上の制限逸脱

【事象発生日】 2018年6月7日

【事象の概要】

施設定期検査中の浜岡原子力発電所 5号機 原子炉建屋 1階の非常用ディーゼル発電機(B)室(放射線管理区域外)において、運転員が、定期試験中の非常用ディーゼル発電機(以下、「D/G」という。)(B)の定格電力到達 10分後の記録採取にて、各シリンダ出口排気温度差が目標値である温度を上回っていることを確認した。このため、運転員は現場確認を実施したところ、D/G(B)排気管付近からの気体の漏えいを確認した。排気管付近からの気体の漏えい箇所の詳細な調査・点検が必要との判断から、D/G(B)を待機除外とすることとしたため、浜岡原子力発電所原子炉施設保安規定第1編(以下、「保安規定」という。) 第60条に定める運転上の制限からの逸脱を判断した。

調査の結果、D/G(B)排気管の伸縮継手に破損があり、実用炉報告基準の運用(訓令)に示された消耗品の交換や機器の調整により復旧できるものではないことから、17時06分に実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第134条第5号に定める報告事象に該当すると判断した。

その後、破損した排気管伸縮継手の破片による D/G(B)への影響評価、当該排気管伸縮継手以外の排気管伸縮継手の点検、当該排気管伸縮継手の新品(予備品)への取替え、D/G(B)の試運転を実施した後、6月12日、D/G(B)の定期試験を開始し、非常用高圧母線に接続する 2台の非常用発電設備が動作可能であることを確認したことから、運転上の制限逸脱からの復帰を判断した。

【原因】

<施工の観点>

破片を復元した当該排気管伸縮継手のベローズに破損前に生じたと推定される打痕を確認した。作業履歴を調査した結果、2008年の取替え以降に打痕を与える可能性のある作業がおこなわれていないことを確認したため、当該排気管伸縮継手を取替える際に打痕を生じさせた可能性がある。

<経年劣化の観点>

破損した排気管伸縮継手の一部の破片に疲労破面が認められたため、熱疲労によって破損(熱疲労割れ)した可能性がある。

<事象発生の推定メカニズム>

打痕および熱疲労の複合要因により初期き裂が発生することを検証するため、打痕部近傍に発生するひずみを解析により確認した結果および打痕を付与した試験用の排気管伸縮継手を用いて排気管の熱膨張によるベローズの収縮によって発生するひずみを模擬した繰り返し試験を実施した結果、打痕部近傍に初期き裂が発生することを確認した。

以上のことから、当該排気管伸縮継手の初期き裂は、「過去の取替え作業時に生じた打痕」とその後の D/G (B) の運転による「熱疲労」の複合要因により発生したものと考えており、初期き裂の発生からベローズの破損に至るまでのメカニズムを次のとおり推定した。

(i) 当該排気管伸縮継手のベローズの、排気管の熱膨張による収縮によって発生するひずみが、取替え時に生じた打痕部近傍に集中したことにより、初期き裂が発生した。

(ii) 打痕近傍の初期き裂が当該排気管の内圧により軸方向へ進展するとともに、周期的な内圧の変動により発生する振動によって周方向へ進展し、破損した。

< 当該排気管伸縮継手の他機器への接触原因 >

当該排気管伸縮継手のベローズに生じた打痕は、大きさや生じた箇所、D/G (B) 室における作業エリアの状況から、2008 年の排気管伸縮継手の取替え作業において、当該排気管伸縮継手を他の機器に接触させたことにより生じた可能性が高いと推定した。この原因は以下のとおり。

(1) 現場作業要領の不備

現場作業要領に排気管伸縮継手のベローズを取扱う際の注意点の記載がなかった。

(2) 薄肉部材に対して打痕が与える影響に関する認識不足

排気管伸縮継手のベローズは薄肉部材であり、排気管の熱膨張によるベローズの収縮によって発生するひずみが打痕部近傍に集中しやすいという認識が現場作業員に乏しかった。

【当社プラントへ起こり得る問題の影響評価】

< 福島第一原子力発電所 >

時間基準保全（周期：136M）で排気管伸縮継手の分解点検を実施しており、伸縮継手取付け後の外観点検を実施していることから、伸縮継手に打痕や割れ等の異常があれば分解点検時に検知可能である。

また、サーバランス時および D/G 点検後の試運転時に、排気漏えいの有無を確認している。

ただし、分解点検時に伸縮継手取外し・取付け作業が発生するが、現状の要領書にはベローズに打痕がつくことを防止する旨は明記されておらず、ベローズに打痕がつく恐れがあることから、打痕発生防止について要領書への明記が必要。

< 福島第二原子力発電所 >

排気管伸縮継手の定期的な点検は実施していないため、新たに打痕がつくリスクは小さい。また、サーバランス時および D/G 点検後の試運転時に、排気漏えいの有無は確認している。

ただし、伸縮継手の外観を直接確認しているわけではなく、打痕や割れ等の異常があった場合に排気漏えいが発生するまで検知できない可能性があることから、定期的に伸縮継手の外観点検を実施することとする。

< 柏崎刈羽原子力発電所 >

排気管伸縮継手の定期的な点検は実施していないため、新たに打痕がつくリスクは小さい。また、サーベランス時および D/G 点検後の試運転時に、排気漏えいの有無は確認している。

ただし、伸縮継手の外観を直接確認しているわけではなく、打痕や割れ等の異常があった場合に排気漏えいが発生するまで検知できない可能性があることから、定期的に伸縮継手の外観点検を実施することとする。

< 共通 >

各サイトとも、伸縮継手の予備は保有しておらず、交換が必要な場合は納期を要するため（納期：数か月～半年）、即時交換できるよう予備を保有する。

【対応状況】

< 福島第一原子力発電所 >

以下について、排気管本格点検の要領書または点検手入れガイドへ反映。なお、対象はシリンダ～過給機間のラインとした。

- ① 伸縮継手の取り扱いに関する注意について。
- ② 打痕発生防止用の養生の設置。
- ③ 排気管伸縮継手の落下防止対策。
- ④ 締付け時に使用する工具。
- ⑤ 取付け後の外観点検方法（狭隘部まで確認する）。

< 福島第二原子力発電所 / 柏崎刈羽原子力発電所 >

① D/G 排気管（シリンダ～過給機間のライン）について、以下の点検を実施。

・点検周期：136M

・点検内容：伸縮継手外面の外観目視点検（※）、保温材への煤の付着有無の確認

※狭隘部まで確認すること

② ①の点検内容および以下について要領書へ反映。

・伸縮継手の取り扱いに関する注意について

< 各発電所共通 >

各サイトで伸縮継手の型式ごとに D/G 1 台分の伸縮継手の予備を保有した。

【対象設備】

< 福島第一原子力発電所 > 所内共通 D/G, 5/6 号機 D/G

< 福島第二原子力発電所 > 1～4 号機 D/G

< 柏崎刈羽原子力発電所 > 1～7 号機 D/G

8. 日本原子力発電 東海第二原子力発電所 屋内開閉所における人身災害の発生について

【事象発生日】2018年12月8日

【事象の概要】

日本原子力発電 東海第二発電所は第25回施設定期検査中の平成30年12月18日15時20分頃、屋内開閉所（非管理区域）に付属する屋外ブッシングエリアにおいて、作業件名「特別な保全計画に伴う追加点検のうち電気設備点検その1」（以下、「275kV 屋内開閉所機器他点検」という）に従事していた作業員1名（以下、「被災者」という）が倒れたことを同じ屋外ブッシングエリアでの同一作業件名の別作業「碇洗ノズル他点検」の監視業務を行っていた監視人が発見し、そばにいた作業員が事務所へ連絡した。連絡を受けた協力会社社員は、15時26分頃、中央制御室へその状況を連絡した。

このため、連絡を受けた発電長は速やかに公設消防へ連絡し、15時43分に公設消防（救急車と消防車）が発電所に到着した。その後、救急車は15時59分に発電所から搬送され、16時15分にひたちなか市内の病院へ到着し救命措置を実施していたが、17時9分に被災者の死亡が確認された。

【原因】

作業班長（被災者）が、停止中であった東海原子力線2号の代替接地（A接地）の接地金具（接地極側）を何らかの理由で外したあるいは外れたことにより、触れていた接地金具に充電中の東海原子力線1号からの誘導電圧が加わったことで感電したものと推定される。

被災者は接地の知識はあったが、被災者が死亡したことから何故接地金具が外れたかについて不明。なお、接地線のインターロック機能はなかった。

【当社プラントへ起り得る問題の影響評価】

当社において、マニュアル等で接地線の取扱いを厳重に管理しており、類似事象の発生の可能性は低いと同様に500kV開閉所A種接地装置および500kVブッシング等点検の際には、東海第二と同様に人手で接地を取り付ける（インターロック機能なし）。サイトにおいて、接地器具を取り扱っている日本工営から既にインターロック付接地器具を購入しているが、日本工営において、500kV用の接地器具は取り扱っていないことから、500kVの代替接地治具については、インターロック機能がないものを使用している。したがって、インターロック付接地器具の導入を検討する。

（東海第二の送電線電圧は275kVであり、日本工営よりインターロック付接地器具購入。また、当社においてもインターロック付接地器具の購入は日本工営のため、当社においては新たな購入先を探索する必要がある。）

【対応状況】

当社においては、マニュアルやガイドで接地線の取扱いが管理されており、類似事象の発生の可能性は低いですが、作業安全に万全を期すため、ハード面対策として、代替接

地（接地極側）を先に外すことが出来ない構造を持つ 500kV 開閉所用の接地器具を購入して、代替接地の際に使用することとした。以後、A種接地装置点検時の代替接地の際に使用している。

過去3年間の海外派遣者実績について

令和元年度から令和3年度までの主な海外派遣者(駐在)の実績を以下に示す。

年度 (人数)	件名	派遣者数
令和元年度 (5名)	電気事業連合会ワシントン事務所への派遣	1
	米国電力研究所(EPRI)への派遣	1
	原子力発電運転協会(INPO)への派遣	1
	国際原子力機関(IAEA)への派遣	1
	経済協力開発機構原子力機関(OECD-NEA)	1
令和2年度 (6名)	電気事業連合会ワシントン事務所への派遣	1
	米国電力研究所(EPRI)への派遣	1
	国際原子力機関(IAEA)への派遣	2
	経済協力開発機構原子力機関(OECD-NEA)	1
	世界原子力協会(WNA)	1
令和3年度 (6名)	電気事業連合会ワシントン事務所への派遣	1
	米国電力研究所(EPRI)への派遣	1
	国際原子力機関(IAEA)への派遣	2
	経済協力開発機構原子力機関(OECD-NEA)	1
	世界原子力協会(WNA)	1

⑤-2

⑥-5