JAEA-Technology
2016-007
DOI:10.11484/jaea-technology-2016-007
(Part I)

第２回　再処理施設の定期的な評価報告書

The Second Periodic Safety Review Report of Tokai Reprocessing Plant

白井 更知　三浦 靖　立花 郁也　大森 悟
和家 純一　福田 一仁　中野 貴文　永里 良彦

Nobutoshi SHIRAI, Yasushi MIURA, Ikuya TACHIBANA, Satoru OMORI
Junichi WAKE, Kazuhito FUKUDA, Takafumi NAKANO and Yoshihiko NAGASATO

バックエンド研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所
再処理技術開発センター
技術部
Technology Development Department
Tokai Reprocessing Technology Development Center
Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Sector of Decommission and Radioactive Waste Management

July 2016
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2016

JAEA-Technology 2016-007

第２回　再処理施設の定期的な評価報告書

日本原子力研究開発機構　バックエンド研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所　再処理技術開発センター　技術部
白井　更知・三浦　靖・立花　郁也[+]・大森　悟[※1]・
和家　純一[※1]・福田　一仁・中野　貴文・永里　良彦

（2016 年 5 月 25 日　受理）

再処理施設の定期的な評価とは、保安活動の妥当性を確認し、また、施設の安全性、信頼性向上のための有効な追加措置を摘出する取り組みである。具体的な実施項目は、(1)保安活動の実施状況の評価、(2)保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価、(3)経年変化に関する技術的な評価及び(4)再処理施設の保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画策定の4項目である。

本報告書は、東海再処理施設における第2回の定期的な評価として、上記4項目に係る調査及び評価を行った結果を取りまとめたものである。

(1)保安活動の実施の状況の評価では、「品質保証活動」、「運転管理」、「保守管理」など8分野について調査し、必要な文書、体制が整備される等、保安活動が適切に展開されていることを確認した。(2)保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価では、安全研究成果、技術開発成果等の観点から調査し、最新の技術的知見が施設に適切に反映され、安全性・信頼性の向上が図られていることを確認した。(3)経年変化に関する技術的な評価では、安全上重要な施設及び海中放出管を対象に、測定値等の実績及び工学的知見等に基づき評価を行った結果、当初の予測からの乖離が否定できないといった「着目すべき経年変化事象」に該当するものはなく、現状の保全を継続することにより、次回の高経年化対策までの供用を仮定した場合においても機器の安全機能が確保されることを確認した。(4)保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画の策定では、経年変化に関する技術的な評価の結果から、新たに取り込むべき追加保全策はないとの結論に至った。

核燃料サイクル工学研究所　：　〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33
＋　工務技術部
※1　技術開発協力員

JAEA-Technology 2016-007

The Second Periodic Safety Review Report of Tokai Reprocessing Plant

Nobutoshi SHIRAI, Yasushi MIURA, Ikuya TACHIBANA[+], Satoru OMORI[※1],
Junichi WAKE[※1], Kazuhito FUKUDA, Takafumi NAKANO and Yoshihiko NAGASATO

Technology Development Department, Tokai Reprocessing Technology Development Center,
Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories,
Sector of Decommission and Radioactive Waste Management,
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken
(Received May 25, 2016)

The periodic safety review of Tokai Reprocessing Plant (TRP) is an activity to confirm the application of the safety activity implementation and to give effective additional measures for the facility safety and the improvement of its reliability. We implemented 4 items as follows; (1) evaluation of safety activity implementation, (2) evaluation of status of safety activities reflecting the latest technical knowledges, (3) technical evaluation about aging degradation, and (4) planning measures about a 10-years-plan that the operator shall implement in order to keep the facility condition.

We summarized this report as the result of research and evaluation of above 4 items as the second periodic safety review at TRP.

About (1), we researched about the 8 items that are QA activities, operation management, maintenance management, etc. We confirmed the result that we are adequately expanding its safety activities by preparing the necessary documents and schemes, and so on. About (2), we researched them in view point of safety research results and technology development results and confirmed that we reflect latest knowledges into our facility and make efforts for improvement of safety and reliability. About (3), we can keep the safety of the facilities important to safety and the sea discharge line, under assumption of the present maintenance till the next aging evaluation, because no “focuses for aging degradation” exist which we cannot deny the gap between the initial prediction and actual condition, by measurements and technical view. About (4), by the technical results of aging degradation evaluation, we found no additional safety plans into maintenance strategies.

Keyword: The Periodic Safety Review, Measures for Aging Management

＋ Engineering Services Department
※1 Collaborating Engineer,

目次

1.　はじめに 1
1.1　定期的な評価の評価対象期間及び評価の作業期間 1
1.2　報告書の構成 2
2.　東海再処理施設の概要 4
2.1　東海再処理施設の設置経緯 4
2.2　東海再処理施設の立地状況 9
2.2.1　施設周辺の環境 9
2.2.2　東海再処理施設の施設等の配置 10
2.3　東海再処理施設の工程及び設備の概要 13
2.3.1　工程の特徴及び概要 13
2.3.2　設備の概要 14
2.4　東海再処理施設の運転実績 25
2.4.1　ホット試験及び使用前検査 25
2.4.2　操業運転の開始 26
2.4.3　処理日数の増加 26
2.4.4　計画停止の導入 27
2.4.5　試験施設の運転実績 27
2.4.6　東海再処理施設の現況 28
2.5　東海再処理施設に係る組織 36
3.　保安活動の実施状況の評価 41
3.1　品質保証活動 41
3.1.1　品質保証活動の取り組みに関する主な経緯 42
3.1.2　再処理事業規則に基づく原子力保安に係る品質保証活動 42
3.1.3　その他の品質保証活動（品質保証の国際規格に基づく製品に係る品質保証活動） .. 45
3.1.4　評価 46
3.1.5　今後の取り組み 46
3.2　運転管理 53
3.2.1　調査対象期間における東海再処理施設の運転に係る背景 53
3.2.2　運転体制の整備 57
3.2.3　運転要領書類の整備 59
3.2.4　運転業務 62
3.2.5　教育・訓練 63
3.2.6　運転計画の策定 65
3.2.7　運転実績の確認 66
3.2.8　評価 66
3.2.9　今後の取り組み 66
3.3　保守管理 71

3.3.1　各種点検・検査とその結果を受けた設備の整備 71
3.3.2　計画的な設備保全の実施 73
3.3.3　主な設備保全実績 73
3.3.4　設備保全の情報管理及び活用 75
3.3.5　耐震性向上対策工事及び東北地方太平洋沖地震に伴う取り組み 75
3.3.6　評価 77
3.3.7　今後の取り組み 78
3.4　核燃料物質管理 116
3.4.1　計量管理 116
3.4.2　核物質防護 119
3.4.3　評価 121
3.4.4　今後の取り組み 121
3.5　放射線管理 124
3.5.1　放射線管理 124
3.5.2　環境モニタリング 128
3.5.3　評価 130
3.5.4　今後の取り組み 130
3.6　放射性廃棄物管理 149
3.6.1　放射性気体廃棄物 149
3.6.2　放射性液体廃棄物 150
3.6.3　放射性固体廃棄物 154
3.6.4　評価 157
3.6.5　今後の取り組み 157
3.7　事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置 173
3.7.1　事故・故障等の発生時及び緊急時の対応体制 173
3.7.2　通報連絡 175
3.7.3　資機材の整備 178
3.7.4　避難誘導 178
3.7.5　原因究明及び対策の実施 179
3.7.6　報告 180
3.7.7　情報公開 180
3.7.8　教育・訓練 180
3.7.9　評価 181
3.7.10　今後の取り組み 181
3.8　安全文化の醸成活動 195
3.8.1　安全文化の醸成活動の導入の経緯 195
3.8.2　安全文化の醸成活動の仕組み 196
3.8.3　東海再処理施設における安全文化の醸成活動の実施状況 199

3.8.4　安全文化の醸成活動の改善状況 202
3.8.5　安全文化の醸成活動の浸透状況 204
3.8.6　事故・故障等の経験反映状況 205
3.8.7　評価 212
3.8.8　今後の取り組み 213
3.9　保安活動の実施状況の評価のまとめ 238
4.　最新の技術的知見の反映状況の評価 249
4.1　最新の技術的知見の調査・評価内容及び方法 249
4.2　最新の技術的知見及びその反映状況 249
4.2.1　安全研究成果 249
4.2.2　国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓 250
4.2.3　技術開発成果 261
4.2.4　その他の最新の技術的知見 266
4.3　最新の技術的知見の反映状況の評価のまとめ 334
5.　高経年化対策 335
5.1　経年変化に関する技術的な評価 337
5.1.1　技術評価対象機器・構築物の選定 337
5.1.2　技術評価手順 338
5.1.3　高経年化技術評価結果 341
5.2　耐震安全性評価 415
5.2.1　評価対象機器 415
5.2.2　評価手順 417
5.2.3　耐震安全性評価結果 418
5.3　長期保全計画の策定 418
5.4　経年変化に関する技術的な評価のまとめ 418
6.　まとめ 419
6.1　保安活動の実施状況の評価 419
6.2　最新の技術的知見の反映状況の評価 420
6.3　経年変化に関する技術的な評価 420
6.4　今後の取り組み 420
参考文献 421

付録1　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―分離精製工場（主排気筒を含む）― 427
付録2　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―プルトニウム転換技術開発施設― 569
付録3　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―高放射性廃液貯蔵場― 629

付録 4　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―ウラン貯蔵所　第二ウラン貯蔵所　第三ウラン貯蔵所― 691
付録 5　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―ウラン脱硝施設―. 703
付録 6　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―ガラス固化技術開発施設―. 727
付録 7　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―アスファルト固化体貯蔵施設― 803
付録 8　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―第二アスファルト固化体貯蔵施設― 813
付録 9　東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―高放射性固体廃棄物貯蔵庫―. . . 823
付録 10 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設― 833
付録 11 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―廃棄物処理場―. 843
付録 12 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―分析所―. 855
付録 13 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―ユーティリティ施設及び中央運転管理室― 867
付録 14 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―中間開閉所―. 911
付録 15 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―第二中間開閉所―. 927
付録 16 東海再処理施設の定期的な評価（高経年化対策）―海中放出管―. 943

Contents

1. Introduction 1
1.1 Evaluation periods and drafting period for the periodic safety review . 1
1.2 Construction of this report 2
2. Summary of Tokai Reprocessing Plant (TRP) 4
2.1 TRP establishment 4
2.2 TRP environment 9
2.2.1 The environment around TRP 9
2.2.2 The facility layout of TRP 10
2.3 Brief summary of TRP process and installations 13
2.3.1 Characteristic and summary of the process 13
2.3.2 Brief summary of installations 14
2.4 The operation history of TRP 25
2.4.1 The hot test and the inspection before use 25
2.4.2 Operation start 26
2.4.3 Extension of operation period 26
2.4.4 Introduction of periodical stoppages 27
2.4.5 The operation histories of development facilities 27
2.4.6 Present situation of TRP 28
2.5 Organization of TRP 36
3. Evaluation of safety activity implementation 41
3.1 Quality assurance activities 41
3.1.1 Summary history about QA activities 42
3.1.2 QA activities of nuclear safety based on the regulation 42
3.1.3 Other QA activities 45
3.1.4 Evaluation 46
3.1.5 Future effort 46
3.2 Operation management 53
3.2.1 Background about TRP operation in the evaluation period 53
3.2.2 Establishment of the operation organization 57
3.2.3 The operation manuals preparation 59
3.2.4 Operation work 62
3.2.5 Instructions and exercises 63
3.2.6 Operation planning..... 65
3.2.7 Confirmation of operation records 66
3.2.8 Evaluation 66

3.2.9 Future effort 66
3.3 Maintenance management 71
3.3.1 Checks and tests, and equipment maintenances 71
3.3.2 Scheduled equipment maintenances 73
3.3.3 Record of main equipment maintenances 73
3.3.4 Management and utilization of information of equipment maintenance 75
3.3.5 Seismic improvement works and efforts against the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake 75
3.3.6 Evaluation 77
3.3.7 Future effort 78
3.4 Nuclear material control 116
3.4.1 Nuclear material control 116
3.4.2 Physical Protection 119
3.4.3 Evaluation 121
3.4.4 Future effort 121
3.5 Radiation control 124
3.5.1 Radiation control 124
3.5.2 Environmental monitoring 128
3.5.3 Evaluation 130
3.5.4 Future effort 130
3.6 Radioactive waste management 149
3.6.1 Radioactive gaseous effluent 149
3.6.2 Radioactive liquid waste 150
3.6.3 Radioactive solid waste 154
3.6.4 Evaluation 157
3.6.5 Future effort 157
3.7 Schemes for accident, breakdown and emergency 173
3.7.1 Accident, breakdown and emergency response system 173
3.7.2 Communication system 175
3.7.3 Equipment preparation 178
3.7.4 Evacuation guidance 178
3.7.5 Cause investigation and its practice control 179
3.7.6 Report 180
3.7.7 Information disclosure 180
3.7.8 Instructions and exercises 180

3.7.9 Evaluation 181
3.7.10 Future effort 181
3.8 Fostering activity of safety culture 195
3.8.1 Background of introduction of the fostering activity of safety culture 195
3.8.2 Mechanism of the fostering activity of safety culture 196
3.8.3 Implementation status of the fostering activity of TRP’s safety culture 199
3.8.4 Improvement status of the fostering activity for safety culture . 202
3.8.5 Pervading status of the fostering activity for safety culture ... 204
3.8.6 Reflection status of experience in accidents and breakdowns 205
3.8.7 Evaluation 212
3.8.8 Future effort 213
3.9 Conclusion of the evaluation of status of safety activity implementation 238
4. Evaluation of reflection status of latest technical knowledge 249
4.1 Evaluation items and methods of latest technical knowledge 249
4.2 Reflecting status of latest technical knowledge 249
4.2.1 Safety research results 249
4.2.2 Lessons from operation experiences at nuclear plants in/out of Japan 250
4.2.3 Technology development results 261
4.2.4 Other latest technical knowledges 266
4.3 Conclusion of evaluation of reflection status of latest technical knowledges 334
5. Countermeasures against high aging degradation 335
5.1 Technical evaluation about aging degradation..... 337
5.1.1 Selection of components and structures for technical evaluation . 337
5.1.2 Technical evaluation procedure 338
5.1.3 Technical evaluation results 341
5.2 Earthquake-proof safety evaluation 415
5.2.1 Components for evaluation 415
5.2.2 Evaluation procedure 417
5.2.3 Result of earthquake-proof safety evaluation 418
5.3 Planning measures about long term process maintenance 418
5.4 Conclusion of technical evaluation about aging degradation 418

6. Conclusion 419
6.1 Evaluation of status of safety activity implementation 419
6.2 Evaluation of reflection status of latest technical knowledges 420
6.3 Technical evaluation about aging degradation 420
6.4 Future effort 420
References 421

Appendix.1 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Main Plant and Main Stack-..... 427
Appendix.2 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) - Plutonium Conversion Development Facility-..... 569
Appendix.3 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) - High Active Liquid Waste Storage -..... 629
Appendix.4 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Uranium Product Storage, 2nd Uranium Product Storage and 3rd Uranium Product Storage- 691
Appendix.5 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Uranium Denitration Facility-..... 703
Appendix.6 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Tokai Vitrification Facility-..... 727
Appendix.7 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Low Active Liquid Waste Asphalt Solidification Storage- 803
Appendix.8 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -2nd Low Active Liquid Waste Asphalt Solidification Storage- 813
Appendix.9 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -High Active Solid Waste Storage-..... 823
Appendix.10 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -2nd High Active Solid Waste Storage-..... 833
Appendix.11 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Auxiliary Active Facilities-..... 843
Appendix.12 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Central Building-..... 855

Appendix.13 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Reprocessing Facility Utility Center and Central Control Station- 867
Appendix.14 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Switching Station for TRP-..... 911
Appendix.15 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -2nd Switching Station for TRP -..... 927
Appendix.16 TRP periodic safety review (countermeasures against high aging degradation) -Sea Discharge Line-..... 943

図リスト

図 1.1-1　評価対象期間及び評価の作業期間 2
図 2.2-1　日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所の周辺状況（平成 26 年 9 月末現在） 11
図 2.2-2　東海再処理施設の施設配置図 12
図 2.3-1　東海再処理施設工程図 22
図 2.4-1　使用済燃料の再処理実績 29
図 2.5-1　東海再処理施設に係る保安組織 37
図 3.1-1　東海再処理施設の原子力保安に係る品質保証及び国際規格に基づく製品に係る品質保証に係る文書体系（平成 26 年 9 月末現在） 48
図 3.1-2　東海再処理施設の原子力保安に係る品質保証活動組織（平成 26 年 9 月末現在） 49
図 3.2-1　規定・基準類及び運転要領書の体系（平成 26 年 9 月末現在） 68
図 3.3-1　作業の安全管理に関する基本体制と作業責任者認定制度に基づく認定対象者 79
図 3.4-1　再処理技術開発センター計量管理組織図（平成 26 年 9 月末現在） 122
図 3.4-2　核燃料物質計量管理区域(MBA)及び主要測定点(KMP) 123
図 3.5-1　東海再処理施設の集団線量推移 132
図 3.5-2　環境試料等の採取又は測定場所（周辺監視区域内）（平成 26 年 9 月末現在） 133
図 3.5-3　環境試料等の採取又は測定場所（周辺監視区域外）（平成 26 年 9 月末現在） 134
図 3.5-4　海洋試料採取場所：その 1（平成 26 年 9 月末現在） 135
図 3.5-5　海洋試料採取場所：その 2（平成 26 年 9 月末現在） 136
図 3.5-6　年ごとの経路別の被ばく線量(平成 7 年以降は年度(4 月～3 月)での評価値） 137
図 3.6-1　東海再処理施設の放射性廃棄物の主な処理・貯蔵フロー 158
図 3.6-2　低放射性固体廃棄物（固化体を含む）の貯蔵量（平成 26 年 9 月末現在） 159
図 3.6-3　使用済燃料の処理量及び放射性気体廃棄物の放出量 160
図 3.6-4　使用済燃料の処理量及び放射性液体廃棄物の放出量 161
図 3.6-5　高放射性液体廃棄物の貯蔵量 162
図 3.6-6　低放射性液体廃棄物の濃縮液の発生量と貯蔵量 163
図 3.6-7　スラッジの発生量と貯蔵量 164
図 3.6-8　廃溶媒の発生量と貯蔵量 165
図 3.6-9　ガラス固化技術開発施設の工程概略図 166
図 3.6-10 ガラス固化体の製造量と保管量 167
図 3.6-11 低放射性廃棄物処理技術開発施設の工程概略図 168
図 3.6-12 低放射性固体廃棄物の発生量と貯蔵量 169
図 3.6-13 高放射性固体廃棄物の発生量と貯蔵量 170
図 3.7-1　現地対策本部組織図（平成 26 年 9 月末現在） 182
図 3.7-2　現場対応班組織図（平成 26 年 9 月末現在） 183
図 3.7-3　緊急通報連絡体制（平日日勤）（平成 26 年 9 月末現在） 184

図 3.7-4　緊急通報連絡体制（夜間休日）（平成 26 年 9 月末現在）..... 185
図 3.8-1　松浦宣言..... 214
図 3.8-2　東海再処理施設における安全文化の醸成活動に係るアンケート調査結果（平成 26 年）
..... 215
図 3.8-3　核燃料サイクル工学研究所内水平展開の基本的な手順..... 216
図 3.8-4　機構内水平展開の基本的な手順..... 217
図 3.9-1　平成 16 年度から平成 26 年度までの東海再処理施設におけるトラブル件数の推移. 248
図 5.1.2-1　高経年化技術評価及び長期保全計画の策定のフロー..... 342

表リスト

表 2.1-1　東海再処理施設の設置に係る申請の経緯 6
表 2.1-2　東海再処理施設の主要施設の建設経緯（平成 26 年 9 月末現在）..... 8
表 2.3-1　東海再処理施設の処理対象燃料 24
表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績（平成 26 年 9 月末現在）..... 30
表 2.5-1　東海再処理施設に係る組織の業務概要（平成 26 年 9 月末現在）..... 38
表 3.1-1　原子力保安に係る品質保証活動に関する内部審査及び監査・外部検査の受審実績 .. 50
表 3.1-2　国際規格に基づく製品に係る品質保証活動に関する内部・外部審査の受審実績 52
表 3.2-1　勤務体制（平成 26 年 9 月末現在）..... 69
表 3.2-2　保安教育・訓練の実施項目 70
表 3.2-3　共通教育の項目 70
表 3.3-1　施設定期検査項目 80
表 3.3-2　施設定期検査受検実績 81
表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績 82
表 3.3-4　施設定期自主検査項目の全体概要 88
表 3.3-5　施設定期自主検査項目 89
表 3.3-6　経年変化が起因となった主な故障の補修・改善実績 92
表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況 94
表 3.3-8　新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事 103
表 3.3-9　東北地方太平洋沖地震の概要 104
表 3.3-10 点検・評価の対象となる建物及び構築物 105
表 3.3-11 建物・構築物の点検結果 106
表 3.3-12 施設ごとの点検結果 109
表 3.3-13 不具合事象及び対応状況一覧 111
表 3.5-1　区域区分の基準 138
表 3.5-2　立入規制区域及び立入制限区域の設定基準 138
表 3.5-3　放射線管理用定置式モニタ設備（平成 26 年 9 月末現在）..... 139
表 3.5-4　管理区域内の放射線作業区分 140
表 3.5-5　放射線業務従事者に対する原因調査レベル及び勧告レベルに係る線量 141
表 3.5-6　放射線業務従事者の 1 年間の線量分布 142
表 3.5-7　陸上環境放射能監視計画（平成 26 年 9 月末現在）..... 143
表 3.5-8　海洋環境放射能監視計画（平成 26 年 9 月末現在）..... 144
表 3.5-9　平成 22 年度第 3 四半期海洋環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較（I.海洋放出に係わる監視項目）..... 145
表 3.5-10 平成 22 年度第 3 四半期陸上環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較（II.その他の保安規定で定める監視項目）..... 146

表 3.5-11 平成 26 年度第 2 四半期海洋環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較（I.海洋放出に係わる監視項目）..... 147
表 3.5-12 平成 26 年度第 2 四半期陸上環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較（II.その他の保安規定で定める監視項目）..... 148
表 3.6-1 放射性気体廃棄物の年間最大放出量..... 171
表 3.6-2 放射性液体廃棄物の年間最大放出量..... 172
表 3.7-1 各作業班の任務（平成 26 年 9 月末現在）..... 186
表 3.7-2 外部機関への通報連絡を要した東海再処理施設におけるトラブル等一覧..... 190
表 3.8-1 安全文化の醸成及び法令等の遵守活動計画及び活動目標（平成 26 年度）..... 218
表 3.8-2 東海再処理施設における安全文化の醸成活動に係るアンケート調査結果（平成 21 年、平成 22 年、平成 24 年）..... 219
表 3.8-3 法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況..... 220
表 3.8-4 再処理技術開発センター内水平展開の概略..... 234
表 4.2-1 国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況..... 269
表 4.2-2 国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況..... 302
表 4.2-3 東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況..... 311
表 5.1.1-1 評価対象機器・構築物の選定の考え方..... 343
表 5.1.1-2 安全機能一覧..... 344
表 5.1.1-3 評価対象機器・構築物一覧..... 345
表 5.1.2-1 カテゴリ及びグループ一覧..... 376
表 5.1.2-2 評価対象機器における消耗品・定期取替品リスト..... 378
表 5.1.2-3 東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果..... 382
表 5.1.2-4 実測値を用いた評価の妥当性について..... 390
表 5.1.2-5 文献値を用いた評価の妥当性について..... 410
表 5.1.3-1 各施設のカテゴリ別評価結果概要..... 414

This is a blank page.

1. はじめに

今回、第2回目となる核燃料サイクル工学研究所再処理施設(以下「東海再処理施設」という。)の定期的な評価は、施設の運転経験及び安全に係る最新の技術的知見に基づいて施設の安全性、信頼性を定期的に総括することにより、これまで行ってきた保安活動の妥当性を確認し、必要に応じて施設の安全性、信頼性向上のための有効な追加措置を摘出する取り組みである。

また、本評価は、東海再処理施設の分離精製工場等が供用開始後約34年(平成26年9月末現在)経過していることを踏まえ、高経年化への対応も含めた機器の健全性及び現状の保全活動に対する技術的な評価を行うことにより、東海再処理施設の安全上重要な設備等の機能が今後も維持できる見通しを得るための取り組みである。

なお、東海再処理施設については、平成26年9月末に公表した日本原子力研究開発機構改革報告書において、今後、新たな使用済燃料の再処理を行わず、廃止措置に向けた対応を進めていくこととし、今回の定期的な評価における保安活動の実施状況の評価では、今後の取り組みに関して廃止措置を勘案した評価を行った。また、経年変化に関する技術的な評価では、ガラス固化技術開発施設等今後も運転を継続する施設はもとより、分離精製工場等使用を取りやめる施設についても今後の廃止措置に向けた工程洗浄運転等の実施を考慮し、今後10年間の供用を仮定し評価を実施した。

本報告書は、上述の再処理施設の定期的な評価の趣旨を踏まえ、以下の4項目について結果を取りまとめたものである。

(1) 再処理施設における保安活動の実施状況の評価
(2) 再処理施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価
((1)及び(2)項を合わせて、以下「保安活動の評価」という。)
(3) 経年変化に関する技術的な評価
(4) 経年変化に関する技術的な評価に基づき再処理施設の保全のために実施すべき措置に関する十年間の計画(以下「長期保全計画」という。)の策定

1.1 定期的な評価の評価対象期間及び評価の作業期間

定期的な評価の再評価については定期的な評価の実施完了日(理事長が評価結果の報告を了承した日)から10年以内に、実施することとされている。なお、各実施項目に係る対象となる期間は以下のとおり。

- 保安活動の評価に係る調査対象の期間は、前回評価を開始した日から再評価を開始する前日までとする。
- 経年変化に関する技術的な評価に係る評価対象期間(評価において10年間の供用を仮定する期間)は、再評価が完了する日の次年度から10年間とする。
- 長期保全計画の策定並びに有効な追加措置に係る実施計画の策定に係る保全計画の対象期間

は、再評価が完了する日の次年度から 10 年間とする。

定期的な評価の再評価(今回の第 2 回評価)の評価対象期間の概要を図 1.1-1 に示す。

- 保安活動の評価　　：平成 16 年 4 月～平成 26 年 9 月
- 経年変化に関する技術的な評価：平成 28 年 4 月～平成 38 年 3 月(10 年間の供用を仮定)
- 長期保全計画の策定　　：平成 28 年 4 月～平成 38 年 3 月(10 年間の供用を仮定)

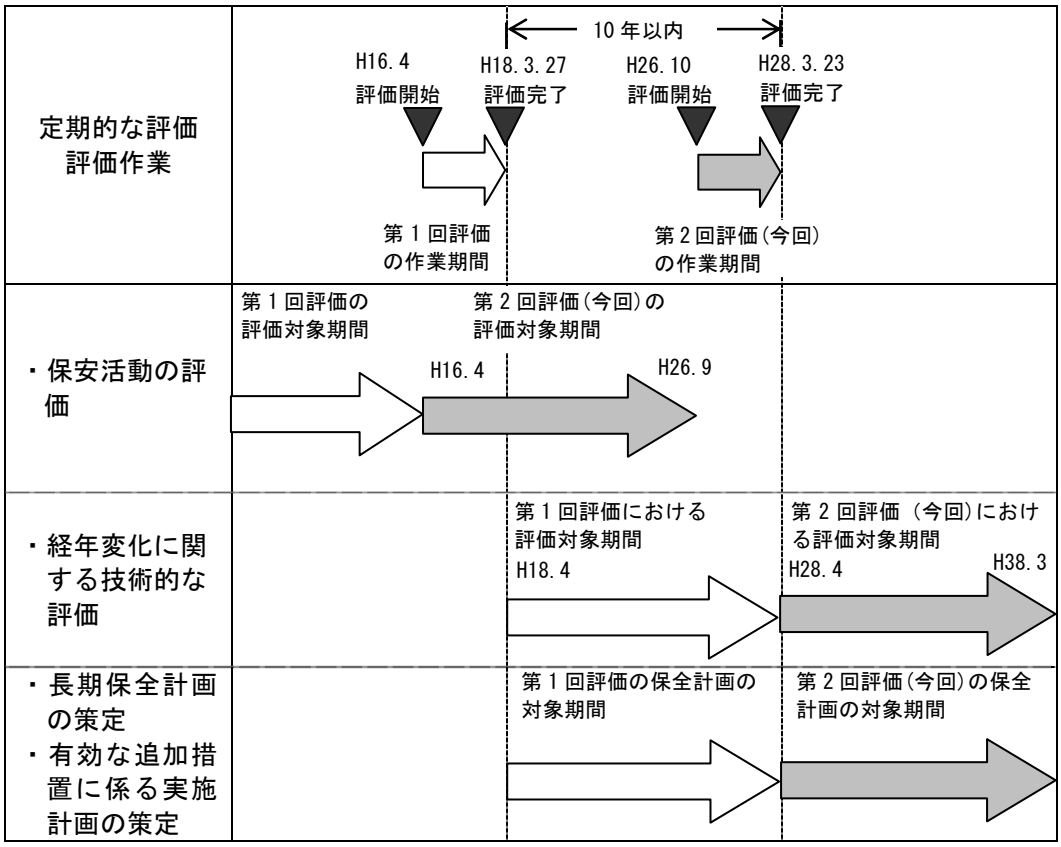


図 1.1-1 評価対象期間及び評価の作業期間

1.2 報告書の構成

2 章以降の構成は、以下のとおりである。

2 章 東海再処理施設の概要には、東海再処理施設の設置経緯、立地状況、工程及び設備の概要、運転実績及び組織について記載した。

3 章 保安活動の実施状況の評価には、次に示す 8 項目の保安活動について、管理体制及び管理方法等を確認するとともに、事故・故障等の教訓を踏まえて品質・安全性・信頼性の観点から、保安活動の各分野で管理面や設備面の改善が図られ、東海再処理施設の安全性及び信頼性確保を目指した適切な保安活動が行われているかを調査し、その妥当性を評価した結果を記載した。

(1) 品質保証活動

(2) 運転管理

(3) 保守管理
(4) 核燃料物質管理
(5) 放射線管理
(6) 放射性廃棄物管理
(7) 事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置
(8) 安全文化の醸成活動

4 章 最新の技術的知見の反映状況の評価には、東海再処理施設の運転開始以降に得られた安全性・信頼性向上に関連する重要な技術的知見について、東海再処理施設の状況を参照して、安全研究成果、国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓、技術開発成果、その他の最新の技術的知見の 4 つの観点から調査し、これらが、東海再処理施設に適切に反映され、安全性・信頼性の向上が図られているか、また更なる改善の余地がないかを調査し、評価した結果を記載した。

5 章 経年変化に関する技術的な評価には、東海再処理施設を構成する機器・構築物を対象に実施した経年変化に関する技術的検討(健全性評価、現状保全の妥当性評価)結果の骨子をまとめるとともに、今後講じる保全策を検討し、これを記載した。

6 章 まとめには、東海再処理施設の定期的な評価を総括し、まとめを記載した。

2. 東海再処理施設の概要

2.1 東海再処理施設の設置経緯

東海再処理施設の設置に係わる申請の経緯を表 2.1-1 に示す。

昭和 37 年の原子力委員会再処理専門部会の決定を受け、昭和 38 年から海外技術導入による再処理施設の設計に着手した。昭和 43 年 8 月に「再処理施設の安全性に関する書類」を内閣総理大臣に提出し、原子力委員会再処理施設安全審査専門部会による安全審査が開始され、昭和 45 年 1 月に安全上支障がないことが認められた。

昭和 46 年 4 月に「再処理施設の設計及び工事の方法」の申請を行い、同年 6 月に施設の建設を開始した。

その後、建設工事の終了に伴い、昭和 48 年 2 月から昭和 50 年 3 月まで通水作動試験及び化学試験、昭和 50 年 9 月から昭和 52 年 3 月までウラン試験、昭和 52 年 9 月から昭和 55 年 2 月まで使用済燃料を用いたホット試験をそれぞれ実施した。

一方、昭和 54 年 12 月に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「原子炉等規制法」という。)が改正されたことから、昭和 55 年 2 月に再処理施設設置承認申請書を提出し、引き続き同年 4 月から使用前検査を受検し、同年 12 月に合格した。

以上の経緯を経て、昭和 56 年 1 月から本格的に操業運転を開始し、現在に至るが、平成 26 年 9 月末に公表した日本原子力研究開発機構改革報告書を踏まえ、今後、新たに使用済燃料の再処理を行わず、廃止措置に向かうことを前提に対応を進めていく予定である。

東海再処理施設の主要な施設の建設経緯を表 2.1-2 に示す。

当初建設した施設は、分離精製工場、廃棄物処理場、分析所、除染場、ウラン貯蔵所、スラッジ貯蔵場、高放射性固体廃棄物貯蔵庫、低放射性固体廃棄物貯蔵場等であったが、ホット試験終了までにさらに下記の各施設を建設した。

- ○ 海洋への放出放射能の低減化の技術開発のため低放射性廃液蒸発処理開発施設(現在の第二低放射性廃液蒸発処理施設)及び極低放射性廃液蒸発処理開発施設(現在の第三低放射性廃液蒸発処理施設)を建設した。
- ○ 貯蔵施設の貯蔵能力増量のため第二ウラン貯蔵所及び第二低放射性固体廃棄物貯蔵場を建設した。
- ○ 水質汚濁防止法及び茨城県公害防止条例の変更に伴う海洋放出廃液中の油分の低減化のため放出廃液油分除去施設を建設した。

また、操業運転開始以降、以下に示す各種試験施設、貯蔵施設等を建設してきた。

- ○ スラッジ、廃溶媒等の貯蔵能力増量のため第二スラッジ貯蔵場及び廃溶媒貯蔵場を建設し、昭和 56 年 12 月から供用を開始した。
- ○ 低放射性固体廃棄物の貯蔵能力増量のため第二低放射性固体廃棄物貯蔵場を増設し、昭和 58 年 4 月から供用を開始した。
- ○ 低放射性廃液のアスファルト固化に関する技術開発を行うためアスファルト固化技術開発施設(アスファルト固化処理施設、アスファルト固化体貯蔵施設)を建設し、昭和 57 年 10 月からホットでの試験運転を行い、昭和 60 年 5 月から供用を開始した。

○ 低放射性固体廃棄物の貯蔵能力増量のため、低放射性固体廃棄物貯蔵場を撤去し、新たに第一低放射性固体廃棄物貯蔵場を建設し、昭和 60 年 7 月から供用を開始した。

○ 脱硝工程の運転上の裕度を確保するためウラン脱硝施設を建設し、昭和 61 年 3 月から供用を開始した。

○ 回収したプルトニウム溶液のウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末への転換に関する技術開発を行うためプルトニウム転換技術開発施設を建設し、昭和 58 年 10 月からホットでの試験運転を行い、昭和 61 年 8 月から供用を開始した。

○ 高放射性液体廃棄物の貯蔵能力増量のため高放射性廃液貯蔵場を建設し、昭和 61 年 10 月から供用を開始した。

○ 廃溶媒、廃希釈剤の処理に関する技術開発を行うため廃溶媒処理技術開発施設を建設し、昭和 61 年 2 月からホットでの試験運転を行い、昭和 62 年 3 月から供用を開始した。

○ アスファルト固化体の貯蔵能力増量のため第二アスファルト固化体貯蔵施設を建設し、平成元年 3 月から供用を開始した。

○ 気体廃棄物中のクリプトンの回収に関する技術開発を行うためクリプトン回収技術開発施設を建設し、昭和 63 年 3 月からホットでの試験運転を行い、平成 2 年 12 月から供用を開始した。

○ 高放射性固体廃棄物の貯蔵能力増量のため第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設を建設し、平成 2 年 12 月から供用を開始した。

○ ウラン製品の貯蔵能力増量のため第三ウラン貯蔵所を建設し、平成 3 年 6 月から供用を開始した。

○ 廃棄物処理場の焼却炉の経年変化に伴い新たに焼却施設を建設し、平成 4 年 4 月から供用を開始した。

○ 高放射性廃液のガラス固化処理に関する技術開発を行うためガラス固化技術開発施設を建設し、平成 6 年 9 月からホットでの試験運転を行い、平成 7 年 12 月から供用を開始した。

○ 高速炉使用済燃料の再処理試験を行うために、平成 6 年 12 月からリサイクル機器試験施設を建設中である。

○ 分離精製工場、分析所等の冷却水設備、圧縮空気設備、受変電設備等を更新するためにユーティリティ施設を建設し、平成 16 年 8 月から供用を開始した。

○ 低放射性濃縮廃液の貯蔵能力増量のために低放射性濃縮廃液貯蔵施設を建設し、平成 15 年 6 月から供用を開始した。

○ 低放射性の液体廃棄物及び固体廃棄物の処理を行うために、平成 14 年 3 月から低放射性廃棄物処理技術開発施設を建設し、平成 18 年 9 月に竣工した。平成 18 年 10 月から試験運転中である。

表 2.1-1　東海再処理施設の設置に係る申請の経緯（1/2）

承認年月	申　請　経　緯
昭和 45 年　1 月	・再処理施設の安全性に関する書類の提出
昭和 46 年　4 月	・使用済燃料の取出し方式及び切断処理方式、酸回収蒸発缶の型式及び中間貯槽等の一部変更
昭和 48 年 10 月	・溶解工程(清澄系)の固液分離方式の一部変更
昭和 49 年　5 月	・海中放出設備の仕様の一部変更
昭和 49 年　6 月	・液体廃棄物(廃希釈剤・廃溶媒)の貯蔵方式及びウラン製品貯蔵施設の一部変更
昭和 50 年　2 月	・天然ウラン燃料処理関係施設、濃縮ウラン溶解槽、低放射性濃縮廃液貯槽及び燃料検査台の一部変更 ・ユーティリティ設備、酸回収中間貯槽の容量及び敷地内の建家の配置等の一部変更
昭和 50 年　4 月	・その他の附属設備、小型試験装置関係設備及び低放射性固体廃棄物貯蔵場の一部変更
昭和 51 年　1 月	・放出廃液貯槽の仕様及び環境放射能関係設備の一部変更
昭和 51 年　5 月	・低放射性の液体廃棄物の処理系、その他の附属設備、高放射性固体廃棄物貯蔵庫、受入れ貯蔵施設の一部変更
昭和 51 年　7 月	・脱硝工程及び中放射性の液体廃棄物の処理系の一部変更
昭和 52 年　2 月	・製品貯蔵施設及び廃ガス貯蔵系の一部変更
昭和 52 年　7 月	・脱硝系及び低放射性の液体廃棄物系の一部変更
昭和 52 年　9 月	・低放射性の液体廃棄物の処理系及び製品貯蔵設備の一部変更
昭和 53 年　3 月	・低放射性の固体廃棄物の貯蔵能力の変更 ・高レベル放射性物質研究施設からの放出廃液の受入れ
昭和 53 年　9 月	・アスファルト固化技術開発施設の設置
昭和 54 年　8 月	・クリプトン回収技術開発施設の設置
昭和 54 年 12 月	・プルトニウム転換技術開発施設の設置
昭和 55 年　2 月	・再処理施設設置承認申請書の提出
昭和 55 年　4 月	・第二スラッジ貯蔵場、廃溶媒貯蔵場の新設
昭和 55 年　8 月	・低放射性廃液蒸発処理開発施設及び極低放射性廃液蒸発処理開発施設を放射性廃棄物の廃棄施設に区分変更
昭和 56 年　7 月	・使用済燃料の受入れ及び貯蔵施設の変更 ・廃溶媒処理技術開発施設の新設
昭和 57 年　8 月	・高放射性廃液貯蔵場、ウラン脱硝施設及び第二中間開閉所の新設並びに第二低放射性固体廃棄物貯蔵場の増設
昭和 57 年 12 月	・濃縮ウラン溶解槽 1 基を溶解施設から附属施設へ区分変更
昭和 58 年　8 月	・濃縮ウラン溶解セルへの濃縮ウラン溶解槽設置、既存の濃縮ウラン溶解槽の遠隔補修技術開発設備への区分変更 ・第一低放射性固体廃棄物貯蔵場及び資材庫の新設
昭和 60 年　7 月	・新型転換炉使用済燃料の再処理の実施 ・使用済燃料の貯蔵施設の貯蔵能力の増大

表 2.1-1　東海再処理施設の設置に係る申請の経緯（2/2）

承認年月	申　請　経　緯
（続き） 昭和 60 年　7 月	・照射後試験に供した使用済燃料のうち試験燃料片の再処理の実施 ・廃溶媒処理技術開発施設における廃溶媒のエポキシ固化の技術開発の実施 ・アスファルト固化体等の貯蔵能力の増大 ・プルトニウム転換技術開発施設における濃縮度 20%未満の濃縮ウランを用いた技術開発の実施 ・小型試験設備におけるパルスカラムを用いた溶媒抽出工程の試験の実施
昭和 61 年　9 月	・第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設の新設 ・高レベル放射性物質研究施設から発生する低放射性の固体廃棄物の受入れ
昭和 62 年　4 月	・パルスフィルタの追加設置 ・プルトニウム溶液蒸発缶の塔部及び酸回収蒸発缶の材料変更 ・プルトニウム転換技術開発施設における脱硝ボート材料の変更
昭和 63 年　2 月	・ガラス固化技術開発施設の新設
昭和 63 年 12 月	・焼却炉の更新、硝酸ウラニル溶液の受入れ機能の追加
平成元年　10 月	・第三ウラン貯蔵所の新設
平成 2 年　12 月	・海洋放出口の移設
平成 5 年　8 月	・リサイクル機器試験施設の新設
平成 7 年　2 月	・クリプトン固定化試験設備の設置
平成 9 年　7 月	・ユーティリティ設備の更新
平成 9 年　10 月	・アスファルト固化処理施設の区分の変更
平成 10 年　6 月	・スラッジ貯槽の転用及び第二アスファルト固化体貯蔵施設における低放射性固体廃棄物の保管
平成 11 年　5 月	・アスファルト固化技術開発施設の付属排気筒の排気量の変更及び廃棄物処理場のコンクリート固化装置の撤去
平成 12 年　2 月	・株式会社ジェー・シー・オー（以下「JCO」という。）の臨界事故に係る濃縮度 20%未満のウランを含む溶液の小型試験設備への受入れ
平成 12 年　7 月	・低放射性濃縮廃液貯蔵施設の新設 ・JCO の臨界事故に係る濃縮度 20%未満のウランを含む溶液の再処理 ・核的制限値の変更
平成 14 年　3 月	・低放射性廃棄物処理技術開発施設の新設 ・その他再処理設備の付属施設の一部を廃棄施設に区分変更 ・高レベル放射性物質研究施設から発生する高放射性の固体廃棄物の受入れ･貯蔵 ・JCO の臨界事故に係る溶液の再処理に関する記載の削除
平成 18 年　5 月	・再処理を行う使用済燃料に原子力第 1 船（むつ）使用済燃料の追加 ・新型転換炉使用済燃料の年間再処理量の増加 ・第二アスファルト固化体貯蔵施設に蒸発固化体等の固化体及び低放射性の固体廃棄物の貯蔵 ・低放射性の固体廃棄物を、第二アスファルト固化体貯蔵施設、第一及び第二低放射性固体廃棄物貯蔵場から廃棄物処理場等に送り処理

（平成 26 年 9 月末現在）

表 2.1-2　東海再処理施設の主要施設の建設経緯

（平成 26 年 9 月末現在）

施設名称	着工年月 *1	竣工年月	供用開始年月 *2
分離精製工場	昭和 46.6	昭和 49.10	昭和 55.12
廃棄物処理場	昭和 46.6	昭和 49.10	昭和 55.12
高放射性固体廃棄物貯蔵庫	昭和 46.9	昭和 47.8	昭和 55.12
除染場	昭和 46.9	昭和 48.4	昭和 55.12
分析所	昭和 46.9	昭和 49.1	昭和 55.12
スラッジ貯蔵場	昭和 46.9	昭和 49.10	昭和 55.12
第二低放射性廃液蒸発処理施設	昭和 49.4	昭和 50.8	昭和 55.12
ウラン貯蔵所	昭和 49.7	昭和 49.11	昭和 55.12
第三低放射性廃液蒸発処理施設	昭和 51.7	昭和 54.1	昭和 55.12
第二ウラン貯蔵所	昭和 52.12	昭和 54.3	昭和 55.12
第二低放射性固体廃棄物貯蔵場	昭和 53.4	昭和 54.5	昭和 55.12
放出廃液油分除去施設	昭和 52.12	昭和 54.10	昭和 55.12
アスファルト固化処理施設	昭和 54.12	昭和 57.3	昭和 60.5
アスファルト固化体貯蔵施設	昭和 54.12	昭和 57.4	昭和 60.5
廃溶媒貯蔵場	昭和 55.5	昭和 56.7	昭和 56.12
第二スラッジ貯蔵場	昭和 55.5	昭和 56.8	昭和 56.12
クリプトン回収技術開発施設	昭和 55.5	昭和 58.9	平成 2.12
プルトニウム転換技術開発施設	昭和 55.8	昭和 58.2	昭和 61.8
廃溶媒処理技術開発施設	昭和 57.4	昭和 59.4	昭和 62.3
高放射性廃液貯蔵場	昭和 57.11	昭和 61.3	昭和 61.10
ウラン脱硝施設	昭和 57.12	昭和 59.10	昭和 61.3
第一低放射性固体廃棄物貯蔵場	昭和 58.10	昭和 60.6	昭和 60.7
第二アスファルト固化体貯蔵施設	昭和 60.10	昭和 63.3	平成 1.3
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設	昭和 62.8	平成 2.3	平成 2.12
ガラス固化技術開発施設	昭和 63.6	平成 4.4	平成 7.12
焼却施設	平成 1.3	平成 3.7	平成 4.4
第三ウラン貯蔵所	平成 1.12	平成 3.6	平成 3.6
リサイクル機器試験施設	平成 6.12	（建設中）	（建設中）
ユーティリティ施設	平成 12.3	平成 15.12	平成 16.8
低放射性濃縮廃液貯蔵施設	平成 12.11	平成 14.11	平成 15.6
低放射性廃棄物処理技術開発施設	平成 14.3	平成 18.9	（試験運転中）

＊ 1：「設計及び工事の方法」の認可をもって着工とした。

＊ 2：「使用前検査」の合格をもって供用開始とした。

2.2　東海再処理施設の立地状況

2.2.1　施設周辺の環境

(1) 社会環境

東海再処理施設のある日本原子力研究開発機構(以下「原子力機構」という。)核燃料サイクル工学研究所の周辺状況を図 2.2-1 に示す。

核燃料サイクル工学研究所の敷地は、茨城県那珂郡東海村の南東端に位置する標高 5～30m の緩やかな丘陵地であり、水戸の東北東約 14km の太平洋岸にある。敷地境界を流れる新川をはさんで北側に原子力機構 原子力科学研究所、さらにその北側には日本原子力発電株式会社等の原子力関係施設があり、西側には国立病院機構 茨城東病院、南側に水戸射爆場跡地がある。また、東側には常陸那珂港があり、その北ふ頭地区では東京電力フュエル＆パワー株式会社の常陸那珂火力発電所が運転されている。

核燃料サイクル工学研究所周辺の鉄道としては JR 常磐線が、主要な道路としては国道 6 号線、国道 245 号線、常磐自動車道がある。なお、原子力関係施設の上空は飛行規制が行われている。

平成 22 年の国勢調査によると、東海村は人口約 37,400 人、人口密度約 998 人/km^2 である。周辺の主要な都市としては、南西 8km 付近にひたちなか市(人口約 157,100 人)、西南西 14km 付近に水戸市(人口約 268,800 人)、北方 18km 付近に日立市(人口約 193,100 人)がある。

平成 17 年の統計[2.2-1)、2.2-2)]によれば、東海村を含めた周辺の市町村の主要農作物である水稲、陸稲、いも類等の収穫量は全県収穫量の約 7～22%である。また、畜産類の飼育数は全県飼育数の約 3～5%である。漁業については、茨城県全体で年間約 19 万 t(平成 20 年)の水揚げがあり、東海村を中心とした約 40km の海岸線に久慈、那珂湊、大洗等大小 10 の漁港がある。

(2) 自然環境

東海再処理施設の位置する地方の気象は典型的な太平洋側気候で、冬は晴天が多く乾燥し、梅雨及び秋りん季の雨量は多いが年降水量は 1,500 mm 以下の関東気候区に属する。

年間平均気温は、明治 30 年～平成 25 年の統計[2.2-3)]によれば約 13℃で、8 月が最も高く平均 25℃、1 月が最も低く平均約 2℃となっている。降雪は、明治 30 年～平成 25 年の統計[2.2-4)]によれば年に十数回程度であり、過去の最大積雪量[2.2-5)]は 32cm である。また、敷地付近では、平成 8 年の観測結果によれば、年間を通じ北東の風が多く、次いで北西、北北西の風が多くなっており、年間平均風速は 5.2m/s であった。

地震については、平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震(以下「東北地方太平洋沖地震」という。)の前と後とでは状況が大きく異なっているので、平成 23 年以降について述べる[2-2-6)]。

茨城県の平成 23 年における震度 4 以上の地震の観測回数は 98 回である。内訳は、最大震度 6 強の地震が 2 回、最大震度 6 弱は 2 回、最大震度 5 強は 3 回、最大震度 5 弱は 10 回、最大震度 4 の地震が 81 回である。これは東北地方太平洋沖地震とその余震が影響していると思われる。なお、東海村東海で観測された最大の震度は東北地方太平洋沖地震本震による

震度 6 弱である。

茨城県の平成 24 年における震度 4 以上の地震の観測回数は 26 回である。内訳は、最大震度 5 強の地震が 1 回、最大震度 5 弱の地震が 4 回、最大震度 4 の地震が 21 回となっている。

平成 25 年における震度 4 以上の地震の観測回数は 20 回である。内訳は、最大震度 5 弱の地震が 5 回、最大震度 4 の地震が 15 回である。平成 25 年における茨城県での震度 3 以上の地震回数は 58 回であり、福島県の 67 回に次いで全国で 2 番目に多い。

上記のとおり、平成 23 年以降地震の規模と回数は減少傾向にあり、今後も減っていき平成 23 年以前の状態に戻ると予想されるが、まだ東北地方太平洋沖地震前の水準には戻っていない。

2.2.2 東海再処理施設の施設等の配置

東海再処理施設の施設等の配置を図 2.2-2 に示す。

東海再処理施設は、核燃料サイクル工学研究所北東部の標高 5～7m の平坦地にあり、再処理の主要工程がある分離精製工場を中心に以下の関連施設等を配置している。

○ ウラン製品及びプルトニウム製品を取り扱う施設
ウラン脱硝施設、ウラン貯蔵所、第二ウラン貯蔵所、第三ウラン貯蔵所、プルトニウム転換技術開発施設

○ 高放射性液体廃棄物を取り扱う施設
高放射性廃液貯蔵場、ガラス固化技術開発施設

○ 低放射性液体廃棄物(廃溶媒を含む)を取り扱う施設等
廃棄物処理場、第二低放射性廃液蒸発処理施設、第三低放射性廃液蒸発処理施設、スラッジ貯蔵場、第二スラッジ貯蔵場、アスファルト固化技術開発施設(アスファルト固化処理施設)、廃溶媒貯蔵場、廃溶媒処理技術開発施設、放出廃液油分除去施設、排水モニタ室、海中放出管、低放射性濃縮廃液貯蔵施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設(試験運転中(平成 26 年 9 月末現在))

○ 高放射性固体廃棄物を取り扱う施設
高放射性固体廃棄物貯蔵庫、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設

○ 低放射性固体廃棄物を取り扱う施設
焼却施設、第一低放射性固体廃棄物貯蔵場、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場、アスファルト固化技術開発施設(アスファルト固化体貯蔵施設、第二アスファルト固化体貯蔵施設)

○ 気体廃棄物を取り扱う施設等
クリプトン回収技術開発施設、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒

○ ユーティリティ供給等の補助的施設等
分析所、除染場、ユーティリティ施設、中間開閉所、第二中間開閉所、資材庫・浄水設備、還水タンク、薬品貯蔵所、油脂庫、危険物保管庫、車庫、ドライエリア、再処理警備所

○　その他

リサイクル機器試験施設(平成 26 年 9 月末現在、建設工事中断中)

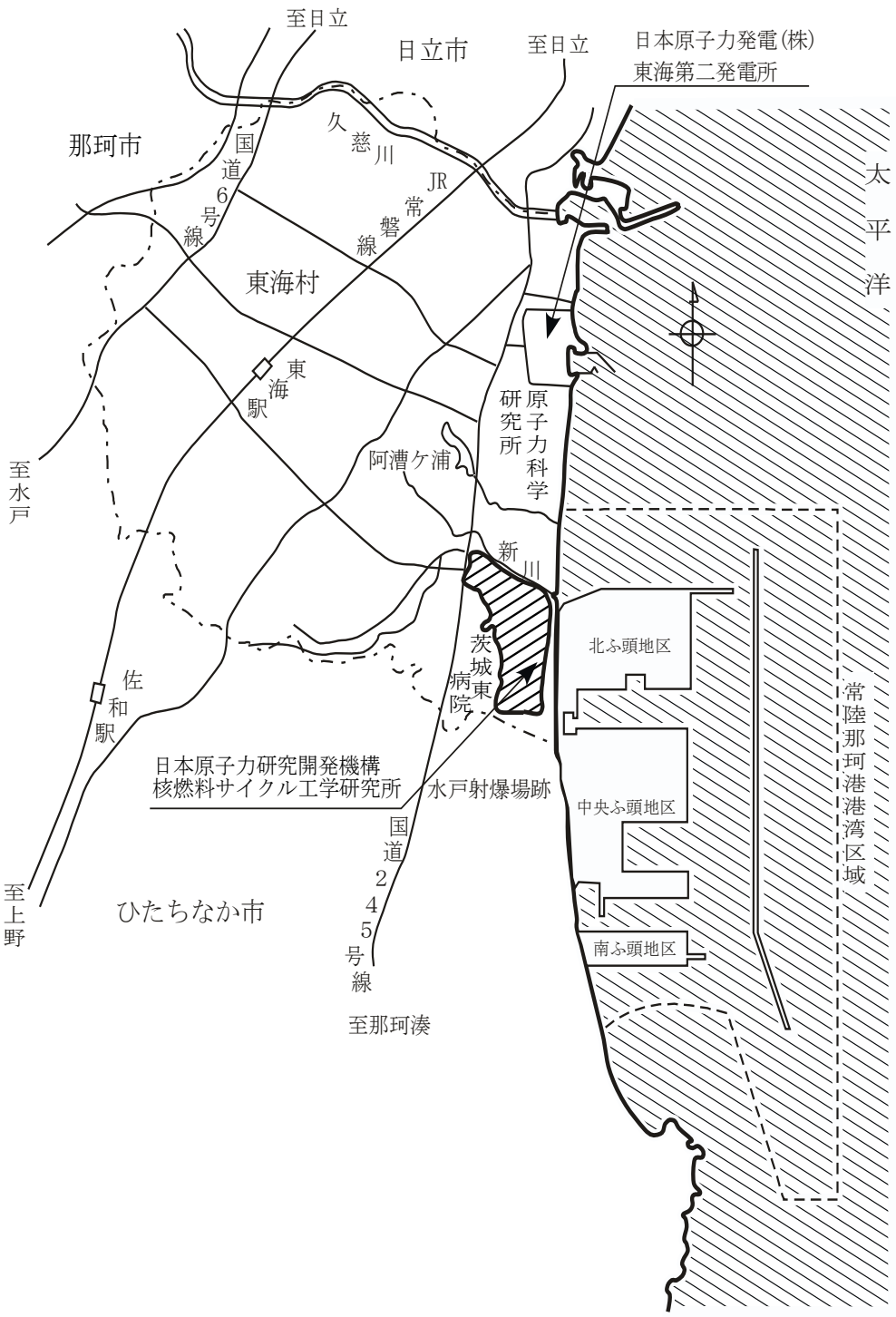


図2.2-1　日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所の周辺状況（平成26年9月末現在）

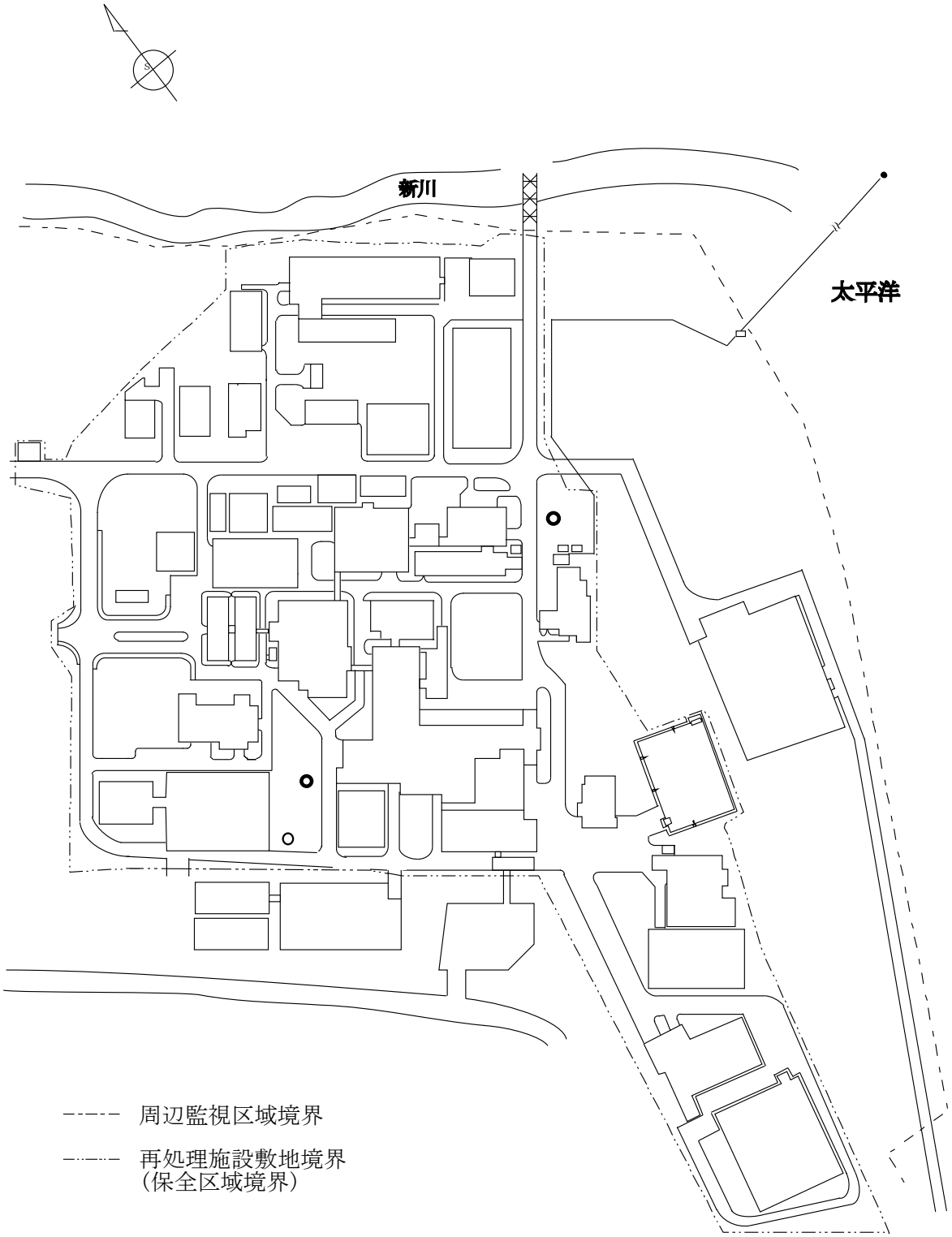


図2.2-2　東海再処理施設の施設配置図

2.3　東海再処理施設の工程及び設備の概要

2.3.1　工程の特徴及び概要

(1) 工程の特徴

東海再処理施設は、原子力発電所からの使用済燃料を再処理してウラン及びプルトニウムを回収するとともに、その過程で発生する放射性廃棄物の処理を行う施設である。東海再処理施設で採用している再処理の方式は、使用済燃料を小片にせん断して硝酸に溶解した後、溶媒抽出法(PUREX 法)でウラン及びプルトニウムを分離・回収するという世界の再処理施設で広く用いられている方式である。

東海再処理施設の処理対象燃料の仕様を表 2.3-1 に示す。東海再処理施設では、国内の軽水型原子炉(LWR)から発生する使用済燃料のほか、新型転換炉(ATR)原型炉「ふげん」の使用済燃料の再処理を行っている。

(2) 工程の概要

東海再処理施設の工程の概要を図 2.3-1 に示す。

原子力発電所からの使用済燃料は、燃料取出プールにて輸送容器(カスク)から取り出し、燃料貯蔵プールに一時貯蔵する。使用済燃料は、せん断機で数センチの長さにせん断し、濃縮ウラン溶解槽にて硝酸溶液で溶解する。

溶解液は、不溶解残渣等を除去した後、溶媒抽出法によりウランとプルトニウムを含む溶液と核分裂生成物(FP)を含む溶液に分離する。ウランとプルトニウムを含む溶液は、さらに、ウラン溶液とプルトニウム溶液に分離・精製した後、それぞれ蒸発濃縮してウランは三酸化ウラン粉末として、また、プルトニウムは硝酸プルトニウム溶液として回収し、その後、ウランとプルトニウムを混合して二酸化物粉末に転換し、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料の原料を製造する。

各工程から発生する廃棄物は、その性状や放射能レベルに応じて次のとおり処理する。

(a) 気体廃棄物

各工程から発生する気体廃棄物は、換気系を通して必要に応じて洗浄・ろ過を行った後、放射性物質濃度を監視しながら排気筒から排出する。換気系は、処理対象に応じて槽類換気系、セル換気系及び建家換気系の 3 種類に区分している。

(b) 液体廃棄物

(i) 分離工程等から発生する高放射性廃液は、蒸発処理により濃縮してから一定期間以上貯蔵した後、ガラス固化を行う。

(ii) 各工程から発生する低放射性廃液は、蒸発濃縮処理により濃縮した後アスファルト固化を行ってきたが、平成 9 年 3 月のアスファルト固化処理施設における火災・爆発事故以降は、濃縮した廃液を貯蔵している。

一方、蒸発濃縮処理において発生した凝縮液は、各工程から発生する雑排水とともに、油分等を除去した後、放射性物質濃度等が再処理施設保安規定に定める放出基準以下であることを確認したうえで海洋に放出する。

(iii) 分離工程等から発生する廃溶媒は、プラスチック固化を行うとともに、ドデカンについては回収し、再利用若しくは焼却処分を行う。

(c) 固体廃棄物

各工程から発生する固体廃棄物は、放射能レベルや性状に応じて処理する。

(i) 高放射性固体廃棄物は貯蔵施設に貯蔵する。

(ii) 低放射性固体廃棄物は、焼却可能な廃棄物は焼却してから、そのほかの廃棄物はそのまま貯蔵施設に貯蔵する。

2.3.2 設備の概要

(1) 使用済燃料の受入及び貯蔵工程

本工程では、原子力発電所から送られてくる使用済燃料を燃料取出プールにおいて輸送容器から取り出し、燃料貯蔵プールにおいて一時貯蔵する。

受入工程の主要設備は、輸送容器及び使用済燃料を取り扱うための天井クレーン設備、燃料取出し設備、燃料移動設備等であり、分離精製工場の使用済燃料受入場、燃料取出しプール及びカスク除染室に設置している。

貯蔵工程の主要設備は、燃料取扱操作設備、燃料貯蔵設備(燃料貯蔵バスケット)、燃料移動設備等であり、分離精製工場の貯蔵プール及び濃縮ウラン移動プールに設置している。貯蔵工程の使用済燃料の最大貯蔵能力は軽水型原子炉使用済燃料 140t(金属ウラン換算)、新型転換炉原型炉使用済燃料 80t(金属ウラン・プルトニウム換算)である。

このほか、付属設備としてプール水処理設備がある。

(2) せん断工程

本工程では、使用済燃料を数センチの長さにせん断し、溶解工程に送る。

本工程の主要設備は、せん断機、燃料移動設備、分配器、天井クレーン、マニプレータ、燃料装荷装置等であり、分離精製工場の濃縮ウラン機械処理セル、濃縮ウラン溶解槽装荷セル、除染保守セル等に設置している。

本工程において取り扱う使用済燃料は 1 回あたり 1 集合体で、最大処理能力は 1 日あたり 1t(金属ウラン換算又は金属ウラン・プルトニウム換算)である。

(3) 溶解工程

本工程では、使用済燃料を硝酸で溶解した後、溶解液から不溶解残渣等の固形粒子類を取り除き、硝酸濃度等を調整したうえで分離工程へ供給する。

使用済燃料の溶解に係わる主要設備は濃縮ウラン溶解槽であり、分離精製工場の濃縮ウラン溶解セルに設置している。濃縮ウラン溶解槽は、平板状の貯液部(スラブ部)の両側に円筒状の溶解部(バレル部)があり、その間を連通管で結んだ構造になっている。濃縮ウラン溶解槽 1 基の 1 日あたりの最大処理量は 0.4t(金属ウラン換算又は金属ウラン・プルトニウム換算)である。当初 2 基あった濃縮ウラン溶解槽は、昭和 57 年から 58 年にかけて相次いで腐食により故障したため、当該 2 基を遠隔で補修するとともに、昭和 59 年に 1 基追加設置し

た。

溶解液からの不溶解残渣等の除去に係わる主要設備は、溶解槽溶液受槽、パルスフィルタ等であり、分離精製工場の給液調整セル、分離第1セル等に設置している。パルスフィルタは、ろ材にステンレス焼結材を用いたろ過装置であり、当初は1基であったが、ろ材が目詰まりした際に交換のために工程を停止する必要があることから、分離工程以降の安定運転と稼働率の向上を図るため平成元年に1基追加設置した。

溶解液の硝酸濃度等の調整及び分離工程への給液に係わる主要設備は、調整槽、給液槽等であり、分離精製工場の給液調整セルに設置している。

(4) 分離工程

本工程では、溶媒抽出法により溶解液からウラン及びプルトニウムを分離する。

本工程の主要設備は抽出器(分離第1抽出器～分離第5抽出器)であり、分離精製工場の分離第1セル、分離第2セル及び分離第3セルに設置している。

抽出器は、ミキサ部とセトラ部からなっており、ミキサ部で溶媒と溶解液を撹拌混合し、セトラ部で両者を分離する。これを何段も組み合わせ、撹拌混合と分離を繰り返すことにより、溶解液からウラン及びプルトニウムを分離する。

本工程の最大処理量は 1 日あたり 0.7 t(金属ウラン換算又は金属ウラン・プルトニウム換算)である。

(5) ウラン精製工程及びプルトニウム精製工程

本工程では、分離したウラン(硝酸ウラニル溶液)とプルトニウム(硝酸プルトニウム溶液)をそれぞれ精製・濃縮する。

ウラン精製工程の主要設備は、抽出器(ウラン精製第1抽出器及び第2抽出器)及び2段のウラン溶液蒸発缶であり、抽出器は分離精製工場のウラン精製セルに、ウラン溶液蒸発缶は分離精製工場及びウラン脱硝施設のウラン濃縮脱硝室に設置している。

プルトニウム精製工程の主要設備は、抽出器(プルトニウム精製第 1 抽出器及び第 2 抽出器)及びプルトニウム溶液蒸発缶であり、それぞれ分離精製工場のプルトニウム精製セル及びプルトニウム濃縮セルに設置している。

ウラン溶液蒸発缶のうち第1段目の蒸発缶は円筒状カラム部及びボイラ部からなり、第2段目の蒸発缶は加熱コイルを有する円筒状のものである。一方、プルトニウム溶液蒸発缶は、円筒状のカラム部(1本)及びボイラ部(2本)からなる。

最大処理量は、ウラン精製工程で1日あたり 0.7t(金属ウラン換算)、プルトニウム精製工程で1日あたり 7.6kg(金属プルトニウム換算)である。

(6) 溶媒回収工程

本工程では、分離工程及び精製工程で使用した溶媒の洗浄・回収を行う。

本工程の主要設備は溶媒洗浄器、希釈剤洗浄器、フィルタ等であり、分離精製工場の分離第2セル、分離第3セル、ウラン精製セル及び溶媒洗浄フィルタセルに設置している。

(7) リワーク工程

本工程では、分離工程等において仕様から外れた溶液が発生した場合にこれを受け入れ、必要に応じて調整を行った後、所定の工程に溶液を送り返す。

本工程の主要設備は各種の溶液を受け入れる受槽であり、分離精製工場のリワークセルに設置している。

(8) 脱硝工程

本工程では、精製・濃縮された硝酸ウラニル溶液を脱硝し、三酸化ウラン粉末を製品として回収する。

本工程の主要設備は脱硝塔であり、分離精製工場のウラン濃縮脱硝室に 1 基、ウラン脱硝施設の濃縮脱硝室に 2 基設置している。

分離精製工場の脱硝塔は、濃縮度 4%以下のウランを処理対象としており、1 日あたりの最大処理量は 0.7t(金属ウラン換算)である。一方、ウラン脱硝施設の脱硝塔は、濃縮度 1.6%以下のウランを処理対象としており、施設の最大処理量は 1 日あたり 1t(金属ウラン換算)である。

(9) ウラン製品貯蔵工程及びプルトニウム製品貯蔵工程

本工程では、ウラン製品(三酸化ウラン粉末)及びプルトニウム製品(硝酸プルトニウム溶液)を貯蔵する。

ウラン製品は、専用の容器に収納するとともに、さらに専用のバードケージに収納し、あらかじめ指定された運搬経路に従い、ウラン貯蔵所、第二ウラン貯蔵所及び第三ウラン貯蔵所に運搬し、貯蔵する。ウラン貯蔵所は濃縮度 1.6%以上 4%未満及び濃縮度 1.6%未満のウラン製品を貯蔵し、最大貯蔵能力は各々40t 及び 100t(各々金属ウラン換算)である。第二及び第三ウラン貯蔵所は濃縮度 1.6%以下の製品を貯蔵し、最大貯蔵能力は各々500t(金属ウラン換算)である。

プルトニウム製品は、分離精製工場のプルトニウム製品貯蔵セルに設置した中空円筒状のプルトニウム製品貯槽(0.5 m^3×4 基, 0.7 m^3×3 基)に貯蔵し、最大貯蔵能力は 1t(金属プルトニウム換算)である。

(10) 酸回収工程

本工程では、分離工程、精製工程、高放射性廃液濃縮工程等で発生する硝酸廃液から核分裂生成物を除去し、約 10 mol/l の硝酸として回収する。

本工程の主要設備は酸回収蒸発缶及び酸回収精留塔であり、それぞれ分離精製工場の酸回収セル及び酸回収室に設置している。

処理能力は 1 日あたり 50 m^3以上である。

(11) 放射性廃棄物の処理工程

(a) 気体廃棄物の処理工程(槽類換気系)

本工程では、各工程の塔槽類から発生する気体廃棄物を、必要に応じて洗浄・ろ過等の処理を行った後、放射性物質濃度を監視しながら排気筒から排出している。

本工程の主要設備は酸吸収塔、洗浄塔、フィルタ、廃ガス貯槽等であり、溶解オフガス処理セル、濃縮ウラン溶解槽装荷セル、高放射性廃液オフガスセル、ウラン濃縮脱硝室、槽類換気系室、排気フィルタ室、廃ガス貯蔵室、高放射性廃液貯蔵場等に設置している。

(b) 液体廃棄物の処理工程

(i) 高放射性廃液濃縮工程及び高放射性廃液貯蔵工程

本工程では、分離工程等から発生する高放射性廃液を蒸発・濃縮した後、貯蔵する。

高放射性廃液濃縮工程の主要設備は高放射性廃液蒸発缶であり、分離精製工場の高放射性廃液濃縮セルに設置している。高放射性廃液蒸発缶の容量は約 3m^3 で 1 日あたりの処理能力は 5m^3 以上である。

高放射性廃液貯蔵工程の主要設備は高放射性廃液貯槽であり、分離精製工場の高放射性廃液貯蔵セルに容量約 90 m^3 の貯槽を 4 基(うち 1 基は予備)、高放射性廃液貯蔵場の高放射性廃液貯蔵セルに容量約 120 m^3 の貯槽を 6 基(うち 1 基は予備)設置している。

(ii) 低放射性廃液処理工程

本工程では、低放射性廃液を蒸発・濃縮し、貯蔵するとともに、処理済液の油分等を除去し、海洋に放出する。

蒸発・濃縮処理工程の主要設備は 3 基の蒸発缶であり、廃棄物処理場の低放射性廃液蒸発セルに低放射性廃液第一蒸発缶(1 日あたりの処理能力 50m^3 以上)、第二低放射性廃液蒸発処理施設の蒸発缶セルに低放射性廃液第二蒸発缶(1 日あたりの処理能力 90 m^3 以上)、第三低放射性廃液蒸発処理施設の蒸発缶セルに低放射性廃液第三蒸発缶(1 日あたりの処理能力 210 m^3 以上)をそれぞれ設置している。

低放射性廃液第一蒸発缶の濃縮液の貯蔵設備は、廃棄物処理場の低放射性濃縮廃液貯蔵セルに容量約 250m^3 の貯槽を 3 基、低放射性濃縮廃液貯蔵施設の第 2 濃縮廃液貯蔵セルに容量約 250m^3 の貯槽を 3 基設置している。低放射性廃液第三蒸発缶の濃縮液の貯蔵設備は、第三低放射性廃液蒸発処理施設に容量約 250m^3 の貯槽 4 基、低放射性濃縮廃液貯蔵施設の第 1 濃縮廃液貯蔵セルに容量約 750m^3 の貯槽 1 基をそれぞれ設置している。また、第二スラッジ貯蔵場の濃縮液貯蔵セルに、低放射性廃液第一蒸発缶の濃縮液及び低放射性廃液第三蒸発缶の濃縮液を貯蔵する容量約 1000m^3 の貯槽 1 基を設置している。

処理済液の海洋放出に係る主要設備は放出廃液油分除去施設に設置したサンドフィルタ、活性炭吸着塔等の油分除去設備及び容量約 600m^3 の放出廃液貯槽 4 基である。海中放出管は放出廃液油分除去施設から陸域部を経て沖合約 3.7 kmの放出口(水深約 24 m)までの海底に埋設している。

(c) 固体廃棄物の処理工程

本工程では、各工程から発生する固体廃棄物を、その放射能レベルや性状に応じて処理する。

高放射性固体廃棄物は、それぞれ専用の輸送容器に収納し、あらかじめ指定された運搬経路に従い、高放射性固体廃棄物貯蔵庫及び第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設に運搬し、貯蔵する。これらの貯蔵施設には廃棄物を貯蔵する湿式貯蔵セル及び乾式貯蔵セルを有し、廃棄物を取り扱うクレーンがある。第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設には、湿式貯蔵セルの水処理設備等がある。

低放射性固体廃棄物は、発生元において可燃、不燃及び難燃の廃棄物に仕分けられた後、それぞれ収納容器に収納し、廃棄物処理場へ運搬する。また、プルトニウム転換技術開発施設で発生した低放射性固体廃棄物については、専用の輸送容器に収納し、第二低放射性固体廃棄物処理場へ運搬する。

低放射性固体廃棄物のうち焼却可能なものは、焼却施設で焼却処理する。焼却施設の主要設備は、焼却炉(処理能力 400kg/日以上)、小型焼却炉(処理能力 20kg/日以上)、廃気処理設備である。一方、低放射性固体廃棄物のうち焼却できないものは、第一低放射性固体廃棄物貯蔵場又は第二低放射性固体廃棄物貯蔵場の貯蔵室に貯蔵する。

アスファルト固化体及びプラスチック固化体は、アスファルト固化体貯蔵施設又は第二アスファルト固化体貯蔵施設の貯蔵セルに貯蔵する。両施設は固化体取扱設備を有し、第二アスファルト固化体貯蔵施設には固化体評価試験設備がある。

(12) 主要な附属設備

(a) 試薬調整設備

本設備では、東海再処理施設で使用する試薬を受け入れて調整し、各工程への供給を行う。主要な設備は、各種試薬の調整・供給に用いる調整槽・中間貯槽等であり、分離精製工場の試薬調整区域等に設置している。

(b) 分析関係設備

本設備では、東海再処理施設の工程を管理するために、各工程から試料を採取し湿式分析法・機器分析法等により分析を行う。

主要な設備は、分析試料を採取するために各工程に設けた真空方式又はエアリフト方式の分析試料採取設備、採取した試料を分析所等に送る空気圧送式分析試料輸送装置、分析所等に設置した分析用セルライン、分析用グローブボックスライン、各種分析装置等である。

(c) 計装関係設備

本設備では、東海再処理施設の工程を監視・制御するために、各工程の液面、界面、圧力、温度、密度、流量、電導度等の測定を行う。

本設備は検出部、伝送部及び受信部あるいは操作部からなり、検出部からの測定信号は空気式計装又は電気式計装により制御室に伝送して指示又は記録し、必要なものについては警報発報あるいは制御操作ができるようになっている。

(d) 放射線管理設備

東海再処理施設の従業員[1]及び周辺公衆の放射線管理を行うために、以下の放射線管理設備を設けている。

(i) 線量率、空気中放射性物質濃度、表面汚染密度及び放射性気体廃棄物放出量の測定に使用するエリアモニタ、ダストモニタ、排気モニタ等の固定式の放射線モニタ(定置式モニタ設備)とこれらを補完するための測定に使用するサーベイメータ類

(ii) 万一、臨界事故が発生した場合に直ちにこれを検知し、警報を発する臨界警報装置

(iii) 出入管理のモニタリングにおいて使用する出入管理装置等の放射線管理用機器

(iv) 被ばく管理を行う個人被ばく管理用機器

(v) クリプトン、ヨウ素及びダストを測定する排気モニタリング設備、排水モニタリング設備、気象観測設備、東海事業所内のモニタリングステーション、東海事業所外のモニタリングポイント、モニタリングカー及びモニタリング船等の環境放射能関係設備

(e) 換気設備(建家換気系及びセル換気系)

東海再処理施設では建家内を次の 4 つの区域に区分し、空気の流れが汚染の低い方から高い方へ流れるように管理している。

ホワイト区域：事務室等、汚染のない区域

グリーン区域：操作区域等、平常運転時には汚染のない区域

アンバー区域：保守区域や一部工程を含む区域で、若干の汚染が考えられる区域

レッド　区域：セル内区域で汚染の考えられる区域

建家換気系はホワイト区域、グリーン区域及びアンバー区域の換気を扱い、給気系には送風機、フィルタ等があり、排気系にはフィルタ及び排風機等がある。

セル換気系はレッド区域の換気を扱い、排気系にフィルタ及び排風機等がある。給気は原則としてアンバー区域から行い、レッド区域からアンバー区域への逆流を防止するため必要に応じてダンパ等を設けている。

(13) ユーティリティ設備

東海再処理施設の運転に必要なユーティリティを供給するために以下の設備がある。

(a) 電源設備

東海再処理施設で使用する電気は、東京電力株式会社から核燃料サイクル工学研究所の特高変電所に 154kV 2 回線(うち 1 回線が常用)で受電し 6.6kV に降圧する。その後、ユーティリティ施設、中間開閉所、第二中間開閉所及びガラス固化技術開発施設で受電し、各施設に配電している。

(b) 非常用電源設備

臨界警報装置等の安全管理計器及び非常灯等の給電の中断が許されないものについて

---

[1]再処理施設保安規定にて従業員を「再処理施設に係る業務を行う者」と定義しており、協力会社員も含む。特別な断り書きがない限り以下同じ。

は無停電電源装置から、また、短時間の給電中断が許されるものについては非常用発電機から給電できるようになっている。

非常用発電機はユーティリティ施設、中間開閉所、第二中間開閉所及びガラス固化技術開発施設に設置している。

(c) 圧縮空気設備

圧縮空気設備には、計装用圧縮空気と工程用圧縮空気を製造する空気圧縮機がある。空気圧縮機はユーティリティ施設、高放射性廃液貯蔵場、焼却施設、クリプトン回収技術開発施設、プルトニウム転換技術開発施設、ガラス固化技術開発施設、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設、第二アスファルト固化体貯蔵施設、低放射性濃縮廃液貯蔵施設に設置している。

(d) 浄水設備

浄水は、茨城県から購入し、核燃料サイクル工学研究所の給水施設を経て資材庫の浄水貯槽に受け入れ、当該貯槽からポンプで東海再処理施設内に供給している。

(e) 純水設備

純水は、ユーティリティ施設、ガラス固化技術開発施設、プルトニウム転換技術開発施設、低放射性濃縮廃液貯蔵施設において、浄水を純水装置で処理し、各工程に供給している。

(f) 冷却水設備

冷却水設備は冷却塔、冷凍機と送水ポンプからなり、プロセス用及び空調用がある。

ユーティリティ施設のほか、高放射性廃液貯蔵場、第二アスファルト固化体貯蔵施設、廃溶媒処理技術開発施設、低放射性濃縮廃液貯蔵施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設、クリプトン回収技術開発施設及びガラス固化技術開発施設に冷却塔を設置している。

(g) 冷水設備

冷水設備は冷凍機と送水ポンプからなり、プロセス用及び空調用がある。

ユーティリティ施設、分析所、高放射性廃液貯蔵場、ウラン脱硝施設、焼却施設、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設、アスファルト固化体貯蔵施設、第二アスファルト固化体貯蔵施設、プルトニウム転換技術開発施設、廃溶媒処理技術開発施設、低放射性濃縮廃液貯蔵施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設、ガラス固化技術開発施設に冷凍機を設置している。

(h) 蒸気設備

各工程及び建家で使用する蒸気は、核燃料サイクル工学研究所の中央運転管理室のボイラで製造し供給している。

(14) 主要な試験施設

(a) 小型試験設備

本設備は分析所にあり、溶解試験、溶媒抽出試験、そのほかの工程等の試験を行うため、セル、グローブボックス、試験装置等を備えている。

(b) クリプトン回収技術開発施設

本施設は、分離精製工場のせん断機及び濃縮ウラン溶解槽からの廃気中のクリプトンの回収・固定化試験を行う施設である。

主要設備として原料ガス中間貯槽、反応器、主精留塔、クリプトン貯蔵シリンダ、キセノン貯蔵シリンダ等があり、これらを原料ガス受入セル、前処理セル、分離セル、クリプトン貯蔵セル、キセノン貯蔵セル等に設置している。

(c) プルトニウム転換技術開発施設

本施設は、硝酸プルトニウム溶液及び硝酸ウラニル溶液の混合酸化物への転換試験を行う施設である。

主要設備として脱硝加熱器、焙焼還元炉、粉砕機、混合機、硝酸プルトニウム受入計量槽、硝酸プルトニウム貯槽、混合液貯槽等があり、これらを主工程室、受入セル、貯蔵セル、混合セル等に設置している。

1 日あたりの最大転換能力は金属換算 10kg(うちプルトニウムは 5kg)である。

(d) 廃溶媒処理技術開発施設

本施設は、廃溶媒、廃希釈剤の処理試験を行う施設である。

主要設備として抽出槽、シリカゲル吸着塔、蒸発缶、充填・撹拌装置等があり、これらを希釈剤分離セル、シリカゲル吸着塔室、廃液蒸発セル、固化処理室等に設置している。

(e) ガラス固化技術開発施設

本施設は、高放射性廃液のガラス固化試験を行う施設であり、ガラス固化技術開発棟及びガラス固化技術管理棟からなる。

主要設備として受入槽、濃縮器、溶融炉、溶接機、クレーン設備、保管ピット等があり、これらをガラス固化技術開発棟の固化セル、搬送セル、保管セル等に設置している。保管セルの保管能力は、ガラス固化体 420 本である。

なお、溶融炉については、平成 16 年 9 月に更新工事を終え、平成 16 年 10 月から 2 号溶融炉にて運用を開始している。

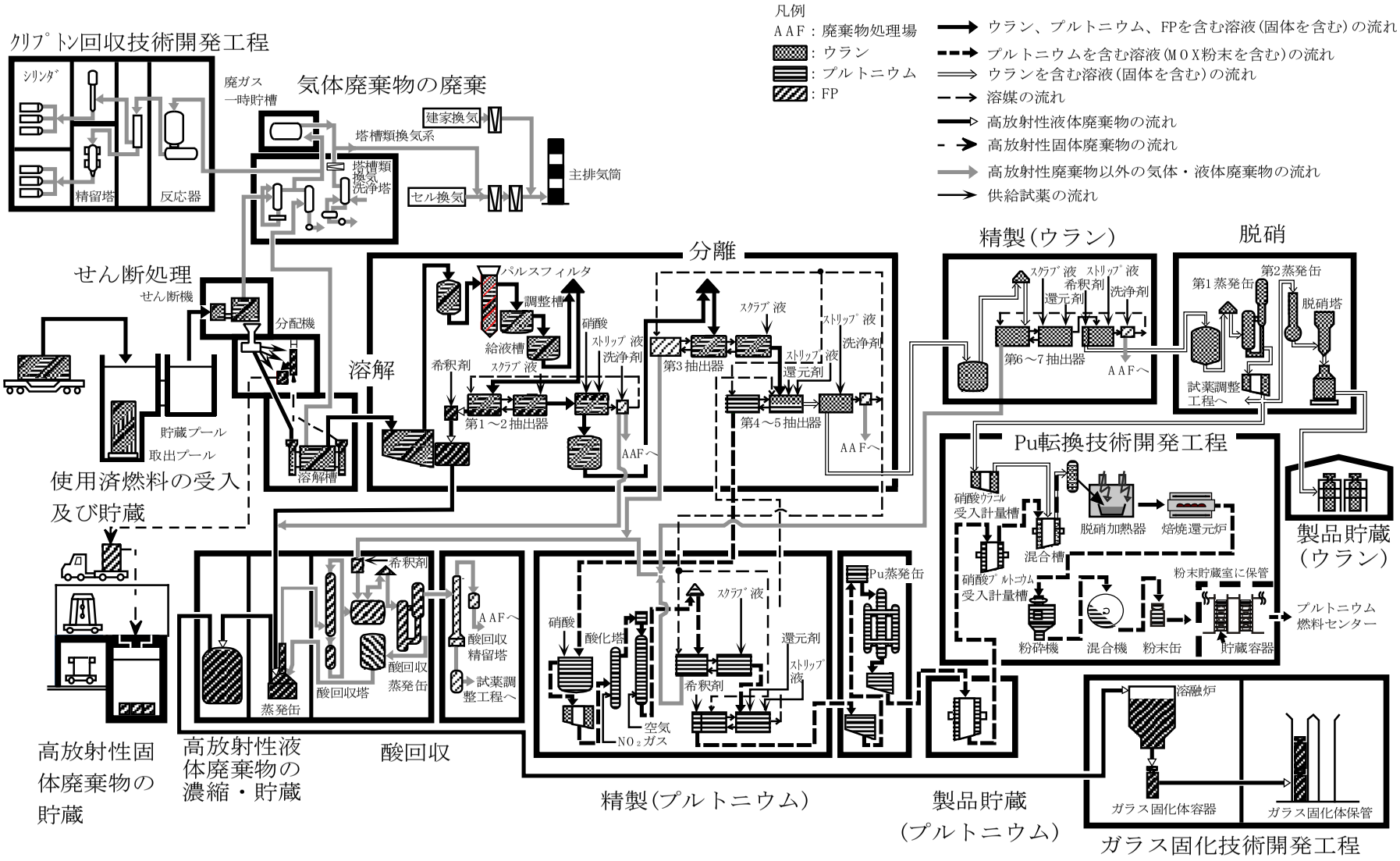


図2.3-1　東 海 再 処 理 施 設 工 程 図 (1/2)

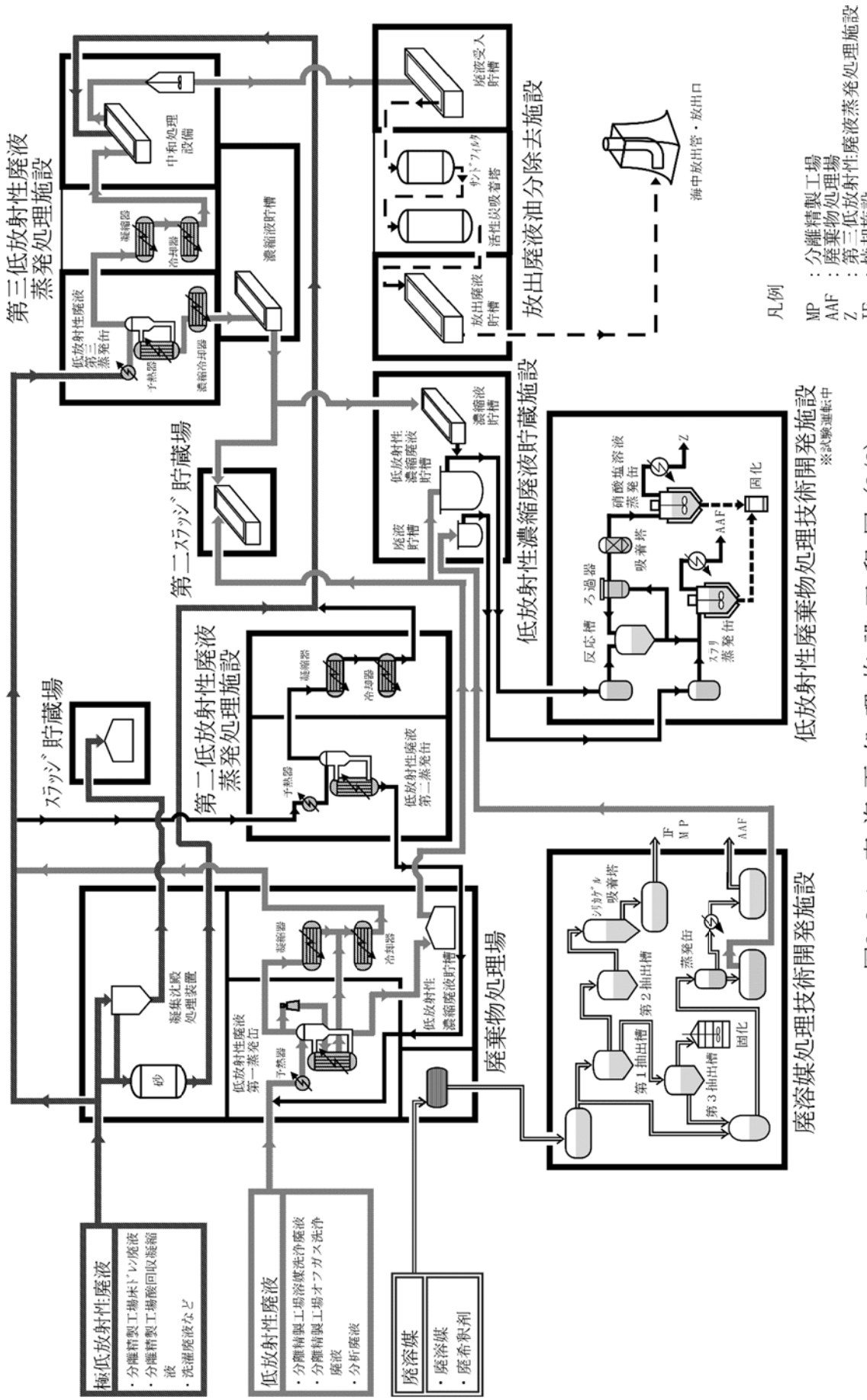


図2.3-1　東海再処理施設工程図（2/2）

表 2.3-1　東海再処理施設の処理対象燃料

1.　軽水型原子炉(LWR)使用済燃料

低濃縮ウラン燃料

初期ウラン濃縮度　：最高 4%

燃焼度　：最高 35,000MWD/t

平均 28,000MWD/t

比出力と冷却期間の関係は次のとおり

比出力(MW/t)	必要冷却日数
～35	180
36～40	182
41～45	183

2.　新型転換炉(ATR)原型炉使用済燃料

(1) 低濃縮ウラン燃料

初期ウラン濃縮度　：最高 2.3%

燃焼度　：最高 30,000MWD/t

平均 17,000MWD/t

比出力　：20MW/t 以下

冷却期間　：2 年以上

(2) ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料

(a) タイプ A 燃料

初期核分裂物質量　：1.4%

燃焼度　：最高 20,000MWD/t

平均 12,000MWD/t

比出力　：20MW/t 以下

冷却期間　：2 年以上

(b) タイプ B 燃料

初期核分裂物質量　：2.0%

燃焼度　：最高 20,000MWD/t

平均 17,000MWD/t

比出力　：20MW/t 以下

冷却期間　：2 年以上

2.4　東海再処理施設の運転実績

使用済燃料の再処理実績を図 2.4-1 に示す。また、これまでに処理した使用済燃料の一覧を表 2.4-1 に示す。

東海再処理施設は、昭和 52 年 9 月に使用済燃料を用いたホット試験を開始し、各種機器の故障やアスファルト固化処理施設における火災・爆発事故等による運転停止を経験しながらも操業運転を継続してきた。そして、平成 18 年 2 月に開始した 06-1 キャンペーンにおいて、3 月 31 日に電気事業者との再処理役務契約に基づく最後の使用済燃料のせん断・溶解を終了し、昭和 52 年のホット試験開始から総処理量約 1,116t、約 30 年に及ぶ役務再処理を完遂した。その後、平成 18 年 9 月の新耐震指針施行に伴う耐震安全性評価(以下「耐震バックチェック」という。)に基づく耐震性向上工事を優先させるため、平成19年5月に使用済燃料の再処理運転を停止した。その後、平成 23 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震を踏まえた原子力安全・保安院(当時)からの指示に基づき緊急安全対策を進めるとともに地震後の施設・設備の健全性確認や平成 25 年 12 月に施行された核燃料施設等の新規制基準への対応準備等を進めてきたが、平成 26 年 9 月に公表した日本原子力研究開発機構改革報告書に基づき、東海再処理施設については、今後、新たに使用済燃料の再処理を行わず、平成 27 年度からの中長期目標期間中に廃止措置計画を申請する方向で検討することとなった。このため、東海再処理施設は、平成 19 年に運転停止以降、使用済燃料の再処理運転を行っていない。

プルトニウム転換技術開発施設とガラス固化技術開発施設については、溶液状態で保管しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液を潜在的ハザードと捉え、これらを着実に固化・安定化することで施設の安全性の向上を図ることが重要と考え、固化・安定化を計画点的に進められるよう調整を進めた結果、原子力規制委員会の了解が得られ、平成 26 年 4 月にプルトニウム転換技術開発施設におけるプルトニウム溶液の MOX 紛体化運転を再開した。また、ガラス固化技術開発施設における高放射性廃液のガラス固化運転については平成 28 年 1 月から運転を再開した。

ホット試験開始以降、平成 26 年 9 月末までの運転実績は以下のとおりである。

○　使用済燃料の受入量　：約 1,180t(5,666 体)
○　使用済燃料の処理量　：約 1,140t(5,401 体)
○　回収ウラン量　：約 1,088t
○　回収プルトニウム量　：約 7.8t

なお、東海再処理施設の使用済燃料貯蔵プールには、現在、上記に示す使用済燃料の受入量と処理量の差となる約 40t のふげん使用済燃料が保管されている。

2.4.1　ホット試験及び使用前検査

ホット試験は、実際の使用済燃料を用いて東海再処理施設の操作性、安全性及び性能を確認し、併せて教育訓練を行うことを目的に実施した。なお、ホット試験に先立ち、使用済燃料の受入れを昭和 52 年 7 月から開始した。

試験は旧日本原子力研究所の動力試験炉(JPDR)の使用済燃料を用いて昭和52年9月から開始した。引き続き、昭和 53 年 2 月から沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)の使用済燃料を用いた試験を、5 月から加圧水型原子炉(以下「PWR」という。)の使用済燃料を用いた試験を実施した。

また、8 月からは BWR 及び PWR の使用済燃料を用いた総合試験を実施した。総合試験は、8 月に酸回収蒸発缶の故障が発生したため一時中断したが、酸回収蒸発缶の交換工事とその後の予備試験の終了を待って昭和 55 年 1 月に再開した。

以上のホット試験の結果は、昭和 55 年 12 月に原子力安全委員会核燃料安全専門審査会再処理部会(当時)において試験の目的を達成したものと認められた。

一方、昭和 55 年 4 月からの運転を通して使用前検査を受検し、12 月に科学技術庁長官(当時)より使用前検査合格証が交付された。

2.4.2　操業運転の開始

東海再処理施設は、使用前検査合格を受け、昭和 56 年 1 月から本格的に操業運転を開始した。しかし、2 月に酸回収精留塔の故障が発生したため運転を中止し、4 月まで酸回収精留塔の補修を実施した。

昭和 57 年は 1 月から運転を開始したが、4 月に濃縮ウラン溶解槽 2 基のうち 1 基に故障が発生したため、以降は残る 1 基のみで運転を継続した。しかし、昭和 58 年 2 月に残る 1 基の濃縮ウラン溶解槽も故障し、さらに再び酸回収蒸発缶が故障した。このため、故障した濃縮ウラン溶解槽については 11 月までに遠隔補修を実施するとともに、さらに昭和 59 年末までに新型の濃縮ウラン溶解槽を設置した。また、酸回収蒸発缶については昭和 58 年 10 月までに更新工事を終了した。

これらの工事を経て昭和 60 年 2 月に運転を再開し、引き続き昭和 61 年は順調に運転を継続した。しかし、昭和 62 年 1 月には、せん断工程のパワーマニプレータが故障し、補修のため約 1 ヶ月間運転を停止した。また、9 月にはせん断工程の燃料導入コンベアが故障し、補修のため約 3 ヶ月間運転を停止した。

昭和 63 年は 1 月から 6 月まで運転を行い、その後計画的に運転を停止し、大規模工事を集中的に実施した(2.4.4 計画停止の導入を参照)。その後、平成元年 9 月より運転を再開し、処理日数の増加や計画停止の導入により、おおむね年間 90t 処理の体制が確立された。

2.4.3　処理日数の増加

東海再処理施設は、年間 2 回の運転期間(キャンペーン)を設け、キャンペーンの合間の停止期間(インターキャンペーン)に設備・機器の点検、原子炉等規制法に基づく施設定期検査の受検、核燃料物質実在庫調査等を行ってきた。このため、年間の処理日数は最大で約 170 日程度であった。

一方、施設定期検査には警報装置の作動試験等の運転停止中に行う「停止中の検査」と製品(ウラン及びプルトニウム)の回収率の測定等の運転中に行う「運転中の検査」があり、このうち運転中の検査を年 2 回のキャンペーンのうちの一方のキャンペーンで受検していた。そのキャンペーンは、初めに一定量(約 5t)の使用済燃料を処理して検査を受検してから一度運転を中断し、その後施設定期検査の合格証が交付されてから運転を再開するという方法を採っていたことから、検査終了後から合格証が交付されるまでの間、運転できない期間が約 30 日あった。

このため、昭和 62 年の第 4 回施設定期検査から、運転中の検査を受検後、合格証の即日交付を受けることにより、施設定期検査のための運転とその後の操業運転を連続して行えるようにした。これにより年間の処理日数が増加し、最大で約 200 日の運転が可能となった。

2.4.4　計画停止の導入

これまでの運転経験から、東海再処理施設の運転停止の要因は主にプロセス機器の腐食とせん断工程の機器の機械的故障であった。そこで、これらの機器の故障を未然に防止して東海再処理施設を安定に運転するために、これまでの事後保全による対応に替えて予防保全による対応を取り入れることとした。しかしながら、予防保全のための工事を行うには相当の期間が必要であった。

このため、通常のインターキャンペーン(夏 3 ヶ月、冬 1 ヶ月程度)を越える期間を要する工事が実施できるように、昭和 63 年 6 月から平成元年 8 月にかけて計画停止(第一回計画停止)を設け、この期間中にせん断装置の部品更新工事、酸回収蒸発缶の交換工事、プルトニウム溶液蒸発缶の塔部交換工事、酸回収精留塔の加熱部改良工事等の大規模工事を集中的に実施した。この結果、安定運転の継続が可能となり、処理日数増加と相俟って年間 90t 前後の処理も可能となった。

東海再処理施設では、その後も 3～4 年ごとに計画停止を設けて予防保全の観点で設備・機器の集中的な保全を実施することとし、平成 4 年 12 月から平成 5 年 8 月に第二回計画停止、平成 9 年 11 月から平成 11 年 9 月に第三回計画停止、平成 14 年 12 月から平成 15 年 8 月に第四回計画停止を設けた。

2.4.5　試験施設の運転実績

(1)　クリプトン回収技術開発施設

クリプトン回収技術開発施設は、放射性クリプトンの放出低減化技術開発を目的に、回収技術については昭和 58 年 11 月から液化蒸留法による試験運転を行い、平成 13 年度に所期の技術目標を達成し、回収運転を終了した。現在(平成 26 年 9 月現在)、回収したクリプトンを安定的に貯蔵する技術として、イオン注入法によるホットガスを用いた固定化試験、並びに固定化した固化体からのクリプトンガス放出量を評価する固化体評価試験を実施している。

(2)　プルトニウム転換技術開発施設

プルトニウム転換技術開発施設は、マイクロ波加熱直接脱硝法によるウラン・プルトニウムの混合転換技術の実証を目的に、昭和 61 年 8 月から技術開発のための運転を行っている。

本施設では、「ふげん」、「常陽」、「もんじゅ」用の原料粉末の製造を行っている。

なお、本施設は安全性向上の取り組みの一環として平成 26 年 4 月から運転を再開しており、 平成 26 年 9 月末までの製造量の累計は、ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末として約 15.3t(うちプルトニウムは約 6.3t)である。

製造した原料粉末は、専用の輸送容器に収納し、あらかじめ指定された運搬経路に従い、プルトニウム燃料第三開発室又はプルトニウム燃料第二開発室に運搬する。

(3) アスファルト固化技術開発施設

アスファルト固化技術開発施設は、低放射性濃縮廃液のアスファルト固化技術の実証を目的に、昭和 60 年 5 月から技術開発のための運転を行ってきた。しかし、平成 9 年 3 月 11 日の火災・爆発事故を契機に、東海再処理施設では今後アスファルト固化を行わないこととした。

本施設では、事故発生までに低放射性濃縮廃液約 7,400 m^3 を処理し、アスファルト固化体 29,967 本を製造した。

(4) 廃溶媒処理技術開発施設

廃溶媒処理技術開発施設は、廃溶媒の処理技術の実証を目的に、昭和 62 年 3 月から技術開発のための運転を行っている。

本施設では、平成 26 年 9 月末までに廃溶媒約 460 m^3 を処理し、プラスチック固化体 1,812 本を製造するとともに、廃溶媒から約 350 m^3 のドデカンを回収した。

(5) ガラス固化技術開発施設

ガラス固化技術開発施設は、高放射性廃液のガラス固化技術をプラント規模で実証することを目的に、平成 6 年 9 月からホット試運転を開始し、その後平成 7 年 12 月から開発運転を行っている。なお、平成 14 年 4 月から改良型の溶融炉の更新工事を行い、平成 16 年 10 月より開発運転を再開した。

本施設では、更新工事開始までに高放射性廃液約 90 m^3 を処理して、ガラス固化体 130 本を製造し、更新工事後、高放射性廃液約 70m^3 を処理して、ガラス固化体 117 本を製造した。平成 26 年 9 月現在、ガラス固化体 247 本を保管セルに保管中である。

なお、高放射性廃液のガラス固化運転については、平成 28 年 1 月から運転を再開した。

2.4.6 東海再処理施設の現況

現在、東海再処理施設においては施設の安全性向上の取り組みの一環としてプルトニウム溶液の MOX 紛体化運転及び高放射性廃液のガラス固化運転を実施しており、プルトニウム溶液の MOX 紛体化については平成 26 年 4 月から運転を再開し、平成 28 年度上半期まで継続する予定である。高放射性廃液のガラス固化については平成 28 年 1 月から運転を再開し、今後 20 年程度継続する予定である。一方、東海再処理施設については、今後、新たに使用済燃料の再処理を行わず、平成 27 年度からの中長期目標期間中に廃止措置計画を申請する方向で検討することとしており、主要工程の洗浄運転等の廃止措置に係る準備を進めている。また、使用済燃料貯蔵プールに残るふげん使用済燃料の処理については、海外委託の可能性を視野に検討を進めている。

さらに、これらの状況も踏まえ、東海再処理施設の新規制基準への対応に係る事業変更許可申請の準備を進めている。

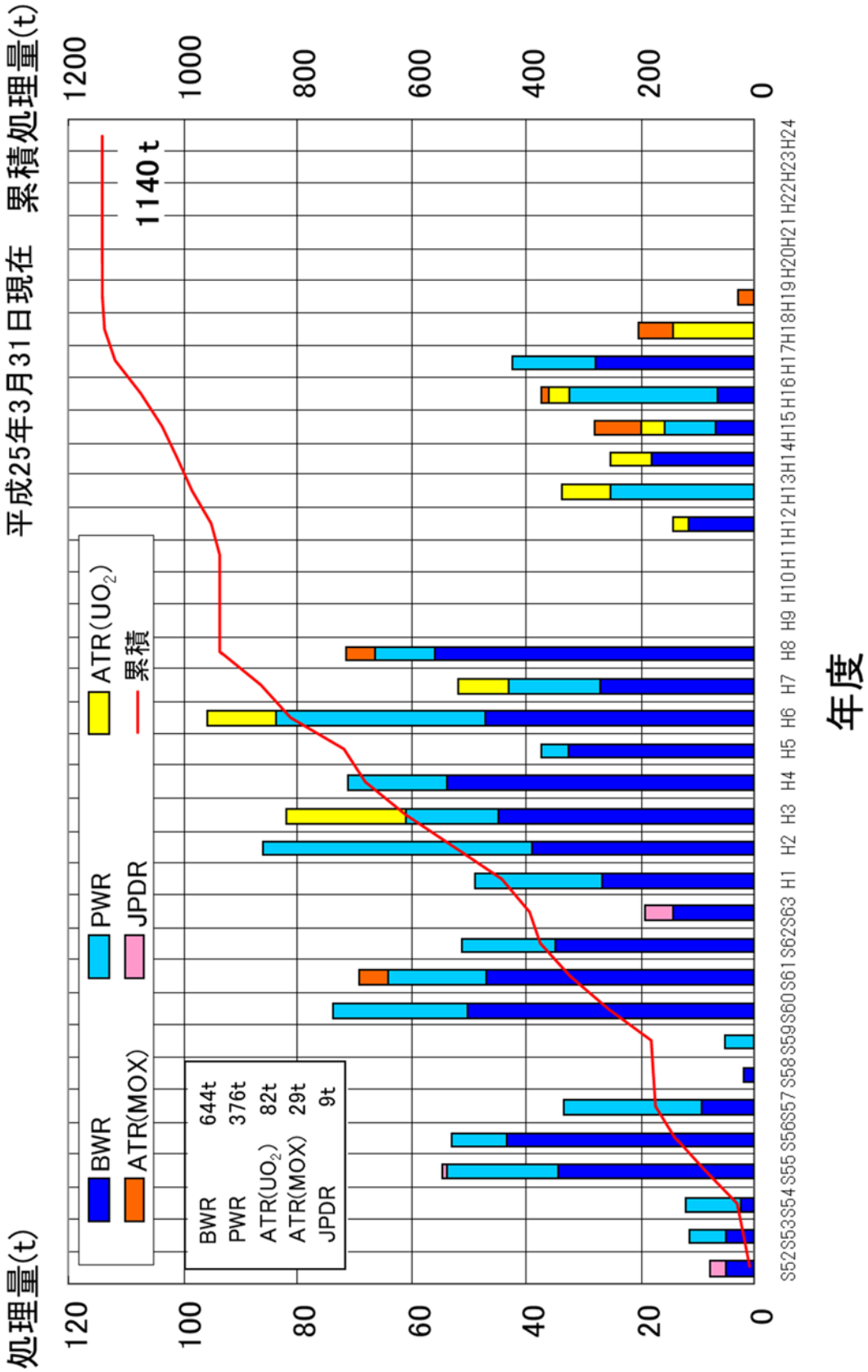


図 2.4-1　使用済燃料の再処理実績

表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績(1/6)

平成 26 年 9 月末現在

キャンペーン		炉型 (燃料の種類)	燃焼度 (MWD/T)	集合体数 (体)	燃料重量 (t)	処理期間
	JPDR試験	JPDR	100 ～ 5,600 (Av. 3,900)	57	3.3	S52.9.22-S52.12.13
ホ	BWR試験	BWR	6,600 ～ 10,200 (Av. 9,400)	24	4.7	S53.2.14-S53.3.25
ッ	PWR試験	PWR	10,800 ～ 19,500 (Av. 14,800)	16	6.4	S53.5.9-S53.6.9
ト	BWR総合試験	BWR	10,200 ～ 11,900 (Av. 10,800)	24	4.7	S53.8.7-S53.10.7
試	予備運転(BWR)	BWR	10,200 ～ 11,900 (Av. 10,800)	12	2.3	S54.11.19-S54.12.17
験	予備運転(PWR)	PWR	19,400 ～ 28,000 (Av. 21,100)	7	2.8	
	PWR総合試験	PWR	19,600 ～ 29,800 (Av. 21,500)	17	6.8	S55.1.19-S55.2.10
使	C-1	JPDR	3,200 ～ 5,400 (Av. 4,600)	14	0.8	S55.4.17-S55.7.2
用		BWR	6,300 ～ 19,700 (Av. 10,800)	60	11.6	
前		BWR	11,400 ～ 16,000 (Av. 14,800)	68	13.3	
検		BWR	7,900 ～ 8,300 (Av. 8,100)	15	2.8	
査	C-2	PWR	26,300 ～ 28,700 (Av. 27,400)	14	5.6	S55.9.5-S55.11.29
		PWR	12,200 ～ 16,800 (Av. 14,500)	42	13.9	
	81-1A	BWR	13,100 ～ 19,700 (Av. 18,200)	24	4.7	S56.1.17-S56.3.13
		BWR	7,700 ～ 8,100 (Av. 8,000)	10	1.9	
	81-1B	BWR	7,700 ～ 15,500 (Av. 12,500)	77	14.5	S56.5.7-S56.6.24
		BWR	12,900 ～ 24,100 (Av. 17,200)	30	5.7	
	81-2A	PWR	26,400 ～ 28,100 (Av. 27,400)	14	5.6	S56.9.7-S56.10.13
	81-2B	BWR	11,000 ～ 11,900 (Av. 11,500)	43	8.4	S56.11.6-S56.12.5
	82-1A	BWR	11,000 ～ 18,900 (Av. 11,800)	76	14.8	S57.1.28-S57.3.25
		PWR	18,500 ～ 19,100 (Av. 18,800)	10	4.0	
操	82-1B	BWR	9,200 ～ 9,500 (Av. 9,300)	22	4.1	S57.4.8-S57.4.29
	82-1C	PWR	18,700 ～ 27,500 (Av. 24,700)	18	7.2	S57.5.27-S57.6.29
業		PWR	22,200 ～ 24,400 (Av. 23,300)	2	0.8	
	82-2	BWR	14,500 ～ 15,100 (Av. 14,800)	18	3.4	S57.9.18-S57.12.3
運		PWR	20,500 ～ 32,600 (Av. 25,800)	22	8.7	
		PWR	16,800 ～ 34,500 (Av. 25,800)	15	6.0	
転		BWR	13,600 ～ 19,600 (Av. 18,200)	10	2.0	
	83-1	PWR	27,400 ～ 27,600 (Av. 27,500)	3	1.2	S58.2.15-S58.3.1
	83-2	BWR	9,200 ～ 9,500 (Av. 9,300)	10	1.9	S58.12.3-S58.12.16
	85-1A	PWR	25,600 ～ 27,600 (Av. 27,100)	13	5.2	S60.2.18-S60.3.12
	85-1B	BWR	11,000 ～ 19,600 (Av. 14,300)	41	8.0	S60.4.5-S60.5.31
		BWR	14,600 ～ 15,100 (Av. 14,800)	41	7.6	
		PWR	10,100 ～ 18,400 (Av. 17,200)	14	5.6	
		PWR	25,400 ～ 27,600 (Av. 26,500)	5	1.6	
	85-1C	PWR	16,200 ～ 27,600 (Av. 25,300)	22	7.1	S60.6.15-S60.8.4

表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績(2/6)

平成 26 年 9 月末現在

キャンペーン		炉　型 (燃料の種類)	燃　焼　度 (MWD/T)						集合 体数 (体)	燃料 重量 (t)	処理期間
操業運転	(続き)	BWR	9,200	～	15,100	(Av.	11,100	)	28	5.2	
	82-1C	BWR	12,900	～	27,400	(Av.	22,000	)	46	8.8	
	82-2	BWR	24,000	～	27,300	(Av.	25,700	)	6	1.1	S60.9.12-S60.11.27
		BWR	18,400	～	28,200	(Av.	21,900	)	68	12.8	
		BWR	11,900	～	21,100	(Av.	19,700	)	34	6.4	
		PWR	17,000	～	33,200	(Av.	26,100	)	23	9.2	
	86-1	PWR	22,900	～	25,100	(Av.	24,000	)	13	5.2	S61.7.4-S61.7.19
	86-2	PWR	16,500	～	25,600	(Av.	21,700	)	23	7.6	S61.8.30-S61.12.5
		BWR	13,800	～	23,700	(Av.	19,300	)	80	14.9	
		BWR	24,400	～	26,400	(Av.	25,400	)	34	6.3	
		BWR	19,700	～	27,300	(Av.	24,500	)	34	6.3	
		ATR(MOX-A)	9,100	～	13,500	(Av.	9,800	)	34	5.2	
	87-1	PWR	22,800	～	26,600	(Av.	25,300	)	12	4.7	S62.1.16-S62.5.26
		BWR	12,200	～	21,900	(Av.	18,700	)	34	6.6	
		BWR	19,700	～	25,000	(Av.	22,700	)	119	22.2	
		BWR	19,400	～	29,200	(Av.	23,800	)	34	6.3	
		BWR	14,800	～	29,400	(Av.	20,700	)	48	8.8	
	87-2	PWR	25,200	～	27,400	(Av.	26,400	)	3	1.2	S62.9.16-S62.9.24
	88-1	PWR	23,700	～	28,000	(Av.	27,000	)	14	5.6	S63.1.27-S63.6.2
		PWR	13,800	～	26,500	(Av.	18,200	)	28	9.4	
		BWR	24,900	～	25,800	(Av.	25,300	)	34	6.3	
		BWR	13,400	～	21,600	(Av.	15,800	)	34	6.7	
		BWR	14,800	～	29,000	(Av.	17,900	)	8	1.5	
		BWR	24,300	～	26,100	(Av.	25,000	)	34	6.3	
		BWR	18,300	～	25,000	(Av.	22,200	)	20	3.7	
		JPDR	400	～	5,600	(Av.	1,200	)	90	4.8	
	89-2	BWR	26,000	～	26,300	(Av.	26,200	)	28	5.2	H1.9.27-H1.12.4
		PWR	16,700	～	22,800	(Av.	20,400	)	18	6.0	
		BWR	24,000	～	29,700	(Av.	26,800	)	36	6.7	
	90-1	BWR	26,000	～	28,500	(Av.	26,300	)	34	6.3	H2.1.17-H2.6.20
		BWR	24,400	～	27,800	(Av.	25,600	)	62	11.4	
		PWR	14,800	～	32,600	(Av.	24,200	)	16	6.4	
		PWR	23,500	～	30,200	(Av.	27,700	)	14	5.5	
		PWR	14,500	～	27,200	(Av.	21,200	)	55	18.2	
		BWR	17,300	～	19,600	(Av.	18,300	)	34	6.3	
		BWR	14,900	～	29,800	(Av.	21,500	)	60	11.1	

表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績(3/6)

平成 26 年 9 月末現在

キャンペーン		炉　型 (燃料の種類)	燃　焼　度 (MWD/T)						集合 体数 (体)	燃料 重量 (t)	処理期間
操業運転	90-2	BWR	18,300	～	29,600	(Av.	24,300	)	80	14.9	H2.9.19-H2.12.1
		BWR	18,100	～	25,100	(Av.	21,300	)	8	1.5	
		BWR	25,400	～	27,600	(Av.	26,100	)	6	1.1	
		BWR	26,100	～	26,300	(Av.	26,100	)	6	1.1	
		PWR	2,000	～	33,000	(Av.	18,400	)	47	15.3	
	91-1	PWR	15,800	～	31,500	(Av.	21,500	)	28	11.2	H3.1.31-H3.6.22
		PWR	24,100	～	29,600	(Av.	26,700	)	14	5.6	
		PWR	14,400	～	33,100	(Av.	23,100	)	36	11.9	
		BWR	27,100	～	27,700	(Av.	27,500	)	34	6.3	
		BWR	13,800	～	19,200	(Av.	17,600	)	34	6.3	
		BWR	26,000	～	28,800	(Av.	27,500	)	82	15.3	
	91-2	BWR	22,200	～	29,500	(Av.	27,400	)	20	3.7	H3.11.7-H3.12.6
		BWR	26,600	～	30,000	(Av.	27,900	)	34	5.9	
		BWR	27,300	～	27,800	(Av.	27,500	)	8	1.4	
	92-1	ATR	8,200	～	19,400	(Av.	12,800	)	136	20.8	H4.1.23-H4.5.29
		PWR	24,600	～	30,600	(Av.	28,000	)	14	5.6	
		BWR	16,000	～	21,400	(Av.	18,300	)	34	6.3	
		BWR	12,200	～	30,600	(Av.	26,900	)	34	6.0	
		BWR	27,100	～	27,800	(Av.	27,400	)	26	4.5	
		BWR	20,500	～	31,300	(Av.	26,700	)	32	5.7	
		PWR	18,400	～	26,600	(Av.	24,400	)	12	4.0	
	92-2	BWR	18,200	～	28,700	(Av.	23,400	)	34	5.9	H4.8.26-H4.12.4
		BWR	19,000	～	29,900	(Av.	27,400	)	102	19.0	
		BWR	26,400	～	29,500	(Av.	28,000	)	34	6.1	
		BWR	18,300	～	22,500	(Av.	19,400	)	34	6.3	
		PWR	10,300	～	32,200	(Av.	24,500	)	5	1.9	
		PWR	25,000	～	30,500	(Av.	28,000	)	14	5.6	
		PWR	14,500	～	27,400	(Av.	21,800	)	14	5.6	
	93-2	BWR	25,400	～	32,000	(Av.	27,400	)	34	5.9	H5.9.20-H5.12.4
		BWR	26,200	～	27,900	(Av.	27,100	)	34	5.8	
		BWR	19,000	～	30,500	(Av.	28,000	)	68	12.6	
		BWR	19,700	～	32,900	(Av.	26,300	)	34	5.9	
		BWR	20,800	～	30,100	(Av.	25,500	)	2	0.4	
		BWR	5,800	～	35,000	(Av.	18,800	)	8	1.4	
		BWR	21,300	～	22,000	(Av.	21,600	)	2	0.4	
		BWR	30,000	～	30,000	(Av.	30,000	)	2	0.3	

表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績(4/6)

平成 26 年 9 月末現在

キャンペーン		炉　型 (燃料の種類)	燃　焼　度 (MWD/T)						集合 体数 (体)	燃料 重量 (t)	処理期間
操業運転	(続き) 93-2	PWR	15,200	～	18,800	(Av.	17,700	)	12	4.0	
	94-1	PWR	14,300	～	33,700	(Av.	25,700	)	50	16.8	H6.3.31-H6.6.29
		PWR	26,700	～	28,800	(Av.	27,900	)	14	5.6	
		PWR	22,400	～	29,300	(Av.	27,400	)	14	5.6	
		BWR	18,300	～	29,500	(Av.	23,400	)	34	6.3	
		BWR	25,200	～	32,000	(Av.	27,200	)	26	4.5	
	94-2	BWR	21,500	～	28,700	(Av.	23,400	)	34	6.3	H6.9.21-H6.12.5
		BWR	20,400	～	34,600	(Av.	27,700	)	34	6.0	
		BWR	15,100	～	31,600	(Av.	25,800	)	10	1.7	
		BWR	22,400	～	30,500	(Av.	27,900	)	34	6.1	
		BWR	16,300	～	30,900	(Av.	27,800	)	16	2.8	
		PWR	17,600	～	30,400	(Av.	24,000	)	2	0.9	
		PWR	27,000	～	28,700	(Av.	27,500	)	14	6.4	
		PWR	17,700	～	30,500	(Av.	24,700	)	5	1.7	
	95-1	BWR	19,700	～	32,900	(Av.	25,600	)	34	5.9	H7.1.30-H7.6.18
		BWR	16,200	～	30,800	(Av.	28,000	)	18	3.1	
		BWR	26,200	～	26,900	(Av.	26,600	)	26	4.5	
		ATR	5,500	～	18,900	(Av.	10,900	)	135	20.7	
		PWR	23,200	～	29,900	(Av.	28,000	)	14	5.6	
		PWR	10,900	～	32,400	(Av.	25,300	)	26	10.2	
		BWR	26,200	～	26,900	(Av.	26,700	)	8	1.4	
		BWR	13,100	～	27,800	(Av.	18,300	)	53	9.6	
	95-2	BWR	22,800	～	30,700	(Av.	27,500	)	34	5.9	H7.9.25-H7.12.25
		BWR	25,500	～	27,400	(Av.	26,800	)	34	5.9	
		BWR	19,300	～	30,900	(Av.	27,800	)	24	4.2	
	96-1	ATR(MOX-A)	6,600	～	17,400	(Av.	10,300	)	34	5.2	H8.4.1-H8.6.22
		BWR	17,500	～	30,900	(Av.	28,000	)	44	7.7	
		BWR	22,600	～	30,500	(Av.	27,800	)	54	9.7	
		PWR	13,700	～	17,700	(Av.	15,100	)	14	5.6	
	96-2	BWR	22,500	～	30,500	(Av.	28,000	)	114	20.2	H8.9.25-H8.12.6
		PWR	21,900	～	22,400	(Av.	22,200	)	7	2.8	
		PWR	21,700	～	22,300	(Av.	22,000	)	5	2.0	
	97-1	BWR	13,000	～	27,800	(Av.	18,800	)	14	2.5	H9.2.4-H9.3.31
		BWR	23,700	～	29,200	(Av.	25,700	)	34	6.1	
		BWR	22,900	～	29,400	(Av.	28,000	)	36	6.3	
		BWR	20,300	～	29,600	(Av.	26,600	)	19	3.3	

表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績(5/6)

平成 26 年 9 月末現在

キャンペーン		炉　型 (燃料の種類)	燃　焼　度 (MWD/T)						集合 体数 (体)	燃料 重量 (t)	処理期間
操業運転	定検運転	BWR	22,600	～	30,500	(Av.	28,000	)	32	5.7	H12.6.29-H12.8.1
	00-2注)	ATR	14,100	～	18,700	(Av.	16,700	)	18	2.8	H12.11.20-H12.12.15
	01-1	BWR	25,000	～	27,000	(Av.	26,100	)	34	5.9	H13.3.8-H13.6.26
		PWR	17,700	～	18,700	(Av.	18,300	)	6	2.4	
		PWR	20,400	～	30,500	(Av.	27,800	)	11	4.4	
		PWR	22,700	～	30,400	(Av.	28,000	)	14	5.6	
		PWR	14,200	～	30,600	(Av.	27,800	)	14	5.6	
	01-2	PWR	22,800	～	29,900	(Av.	28,000	)	14	5.6	H13.10.10-H13.12.11
		PWR	25,200	～	30,100	(Av.	28,000	)	4	1.6	
		ATR	14,500	～	19,200	(Av.	17,000	)	32	4.9	
	02-1	ATR	8,600	～	19,600	(Av.	16,900	)	70	10.7	H14.3.18-H14.7.1
		BWR	15,500	～	34,100	(Av.	27,900	)	34	6.0	
		BWR	21,700	～	29,300	(Av.	27,800	)	14	2.4	
		BWR	23,200	～	33,700	(Av.	28,000	)	18	3.2	
	02-2	BWR	22,900	～	29,700	(Av.	27,700	)	36	6.4	H14.10.23-H14.12.3
	03-2	BWR	23,200	～	33,700	(Av.	27,900	)	38	6.8	H15.9.17-H15.12.3
		PWR	4,500	～	32,300	(Av.	16,800	)	8	3.2	
		PWR	31,900	～	32,500	(Av.	32,200	)	10	4.0	
	04-1	ATR	14,600	～	19,100	(Av.	16,900	)	26	4.0	H16.1.26-H16.6.23
		ATR(MOX-A)	6,500	～	13,600	(Av.	9,000	)	62	9.5	
		PWR	21,700	～	21,700	(Av.	21,700	)	1	0.5	
		PWR	6,000	～	34,300	(Av.	19,800	)	2	0.9	
		PWR	8,400	～	8,400	(Av.	8,400	)	1	0.5	
		PWR	9,000	～	9,000	(Av.	9,000	)	1	0.5	
		PWR	11,600	～	14,400	(Av.	13,100	)	14	6.4	
		PWR	27,600	～	28,000	(Av.	27,700	)	14	6.4	
	04-2	BWR	14,600	～	34,500	(Av.	24,500	)	36	6.5	H16.10.6-H16.11.30
		ATR	7,400	～	19,900	(Av.	14,700	)	24	3.7	
	05-1	PWR	10,800	～	32,100	(Av.	26,700	)	37	12.4	H17.2.2-H17.6.14
		BWR	21,400	～	22,600	(Av.	21,900	)	8	1.4	
		BWR	20,400	～	20,400	(Av.	20,400	)	1	0.2	
		BWR	6,100	～	6,100	(Av.	6,100	)	1	0.1	
		BWR	26,500	～	34,200	(Av.	27,700	)	34	5.8	
		BWR	12,600	～	34,600	(Av.	26,200	)	4	0.7	
		BWR	8,900	～	10,100	(Av.	9,500	)	34	5.9	
		BWR	24,900	～	24,900	(Av.	24,900	)	1	0.2	

表 2.4-1　東海再処理施設の運転実績(6/6)

平成 26 年 9 月末現在

キャンペーン		炉　型 (燃料の種類)	燃　焼　度 (MWD/T)						集合 体数 (体)	燃料 重量 (t)	処理期間
操業運転	(続き) 05-1	BWR	3,400	～	3,400	(Av.	3,400	)	1	0.2	
	05-2	BWR	25,000	～	31,000	(Av.	27,000	)	12	2.2	H17.10.12-H17.12.13
		BWR	12,800	～	34,500	(Av.	22,900	)	32	5.8	
		BWR	20,900	～	23,300	(Av.	22,000	)	26	4.5	
		BWR	24,800	～	24,800	(Av.	24,800	)	1	0.2	
		BWR	14,400	～	14,400	(Av.	14,400	)	1	0.2	
		BWR	34,900	～	34,900	(Av.	34,900	)	1	0.2	
		BWR	11,900	～	36,700	(Av.	23,600	)	1	0.05	
		内訳・東京電力	11,900	～	36,700	(Av.	20,000	)			
		・中国電力	30,700	～	30,800	(Av.	30,700	)			
		BWR	6,200	～	36,500	(Av.	24,200	)	1	0.04	
		BWR	6,100	～	35,000	(Av.	23,100	)	1	0.03	
	06-1	PWR	17,400	～	22,400	(Av.	20,300	)	35	14.0	H18.2.8-H18.5.18
		PWR	30,500	～	30,500	(Av.	30,500	)	1	0.4	
		ATR	8,300	～	18,900	(Av.	14,800	)	24	3.7	
		ATR	6,600	～	8,700	(Av.	7,500	)	18	2.8	
	06-2	ATR	13,800	～	19,000	(Av.	17,000	)	34	5.2	H18.11.18-H18.12.8
	07-1	ATR	12,995	～	18,860	(Av.	16,998	)	34	5.2	H19.2.6-H19.5.23
			10,451	～	18,158	(Av.	14,258	)	42	6.5	

①処理期間とは、使用済燃料のせん断開始から、FP、Pu フラッシュアウトまでをいう。

②端数処理のため、燃料重量の和と、処理量及び合計は異なることがある。

注)00-2 キャンペーンにおいて JCO ウラン溶液の処理(約 0.02tU)を実施したが、これを含んでいない。

2.5　東海再処理施設に係る組織

東海再処理施設に係る保安組織を図 2.5-1 に示す。

再処理技術開発センター内には、主に再処理設備本体の運転・保守を担当する処理部、主に東海再処理施設の品質保証活動、保安庶務、技術開発及び核物質管理を担当する技術部、主に計測制御系統施設の保守及び分析設備の運転・保守を担当する施設管理部、主に放射性廃棄物の廃棄施設の運転・保守を担当する環境保全部、主にガラス固化技術開発施設の運転及びガラス固化技術開発を担当するガラス固化技術開発部を設けている。

また、再処理技術開発センター外には、主に放射線管理施設の監視・保守を担当する放射線管理部、主に蒸気設備、受変電設備及び非常用発電機の運転・保守を担当する工務技術部、主に周辺監視区域の管理を担当する保安管理部を設けている。

東海再処理施設に係る組織の業務は次のとおりである。(表 2.5-1 参照)

- ○　理事長は、再処理施設の保安に係る業務を総理する。
- ○　核燃料サイクル工学研究所長は、再処理施設に係る保安を総括する。
- ○　再処理技術開発センター長は、再処理施設に係る保安を統括する。
- ○　当直長は、休日及び夜間の直業務に係る保安を統括する。
- ○　技術部は、再処理施設の保安庶務、再処理の定期的な評価、再処理施設保安規定の制定及び改廃の調整、保安教育訓練、原子炉等規制法に定める許認可及び検査の調整、計量管理等に係る業務を行う。
- ○　ガラス固化技術開発部は、高放射性液体廃棄物のガラス固化技術の開発、高放射性液体廃棄物のガラス固化処理及びガラス固化体の保管、ガラス固化技術開発施設の運転等に係る業務を行う。
- ○　処理部は、使用済燃料の再処理、高放射性廃液の貯蔵、プルトニウム転換技術の開発、クリプトン回収技術の開発等の業務を行う。
- ○　施設管理部は、衛生設備及び防消火設備等の運用管理、電気設備の運用管理、構築物管理、分析等の業務を行う。
- ○　環境保全部は、廃棄物の処理、貯蔵等の業務を行う。
- ○　放射線管理部は、再処理施設に係る放射線管理関係の業務を行う。
- ○　保安管理部は、周辺監視区域の管理、トラブル時の通報連絡等の業務を行う。
- ○　工務技術部は、再処理施設への電力及び蒸気の供給に係る業務を行う。
- ○　安全・核セキュリティ統括部長は、再処理施設の保安に係る機構の本部の品質保証活動に係る保安上の業務を行う。

また、原子炉等規制法に基づいて選任された核燃料取扱主任者に東海再処理施設に係る保安の監督を行わせるとともに、核燃料取扱主任者を補佐するために、核燃料取扱主務者を配置している。

このほか、東海再処理施設の保安に係る組織として、理事長の諮問事項を審議検討するための中央安全審査・品質保証委員会、核燃料サイクル工学研究所長の諮問事項を審議検討するための

核燃料サイクル工学研究所安全専門委員会、再処理技術開発センター長の諮問事項を審議するための再処理施設安全専門委員会を設けている。核燃料サイクル工学研究所及び再処理施設の両安全専門委員会には、JCO における臨界事故に鑑み、原子力機構の外部から委員を招聘している。

なお、平成 27 年 4 月 1 日付の体制として、技術部に東海再処理施設の廃止措置に係る「廃止措置技術課」を新設し、施設管理部の施設管理課、施設保全第 1 課、施設保全第 2 課を東海再処理施設の電気設備等に係る業務と換気・ユーティリティ設備等に係る業務に大別し、「施設管理課」及び「施設保全課」とし、分析第 1 課及び分析第 2 課は東海再処理施設の分析業務の共通業務の一元化を図り、保安への機動性を高めるため「分析課」に統合している。

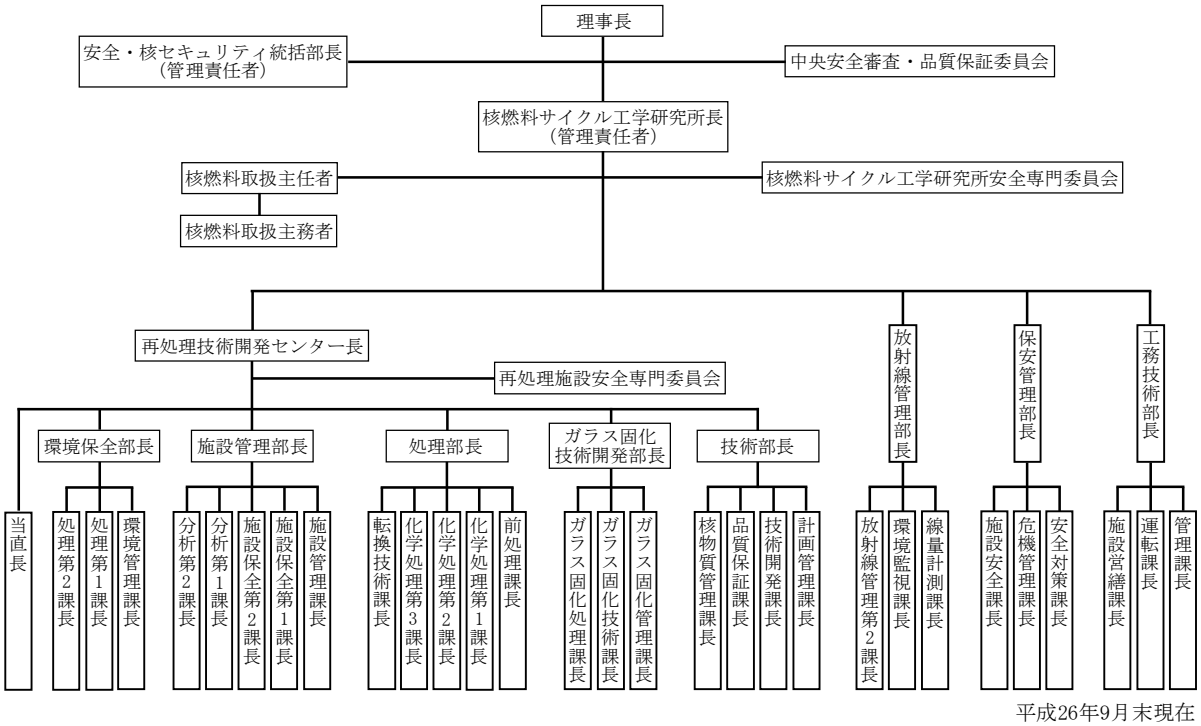


図 2.5-1　東海再処理施設に係る保安組織

表 2.5-1　東海再処理施設に係る組織の業務概要(1/3)

平成 26 年 9 月末現在

組織名	主な業務
理事長	再処理施設の保安に係る業務の総理
核燃料サイクル工学研究所長	再処理施設に係る保安の統括
再処理技術開発センター長	再処理施設に係る保安の統括(ただし、放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長の所掌するものを除く)
当直長	放射性液体廃棄物の払出しに係る承認、せん断及び溶解工程の排気の一時貯留及び放出の措置、せん断中止等の措置、安全錠を備えた弁(施錠弁)の管理、休日及び夜間の直業務に係る保安の統括、平日日勤時の直業務に係る調整
技術部長	技術部内各課長の業務の統括
計画管理課長	再処理施設の保安に係る庶務(ただし、放射線管理部内各課長、保安管理部内各課長及び工務技術部内各課長の所掌するものを除く)、運転計画、再処理技術開発センターの第一報に係る通報連絡責任者、技術部の保安に係る庶務
技術開発課長	再処理の定期的な評価、再処理施設の開発(ただし、放射線管理部内各課長、保安管理部内各課長及び工務技術部内各課長の所掌するものを除く)
品質保証課長	再処理施設保安規定の制定及び改廃の調整、保安教育訓練、原子炉等規制法に定める許認可及び検査の調整、再処理施設の保安活動に係る品質保証活動の調整(ただし、放射線管理部内各課長、保安管理部内各課長及び工務技術部内各課長の所掌するものを除く)
核物質管理課長	計量管理、保全区域の警備及び設備の維持、周辺監視区域外における核燃料物質等の運搬
ガラス固化技術開発部長	ガラス固化技術開発部内各課長の業務の統括
ガラス固化管理課長	ガラス固化技術開発部の保安に係る業務、ガラス固化技術開発部の原子炉等規制法に定める許認可及び検査
ガラス固化技術課長	高放射性液体廃棄物のガラス固化技術の開発
ガラス固化処理課長	高放射性液体廃棄物のガラス固化処理及びガラス固化体の保管、ガラス固化技術開発施設の電気設備、換気設備、圧空設備、冷却水設備、蒸気設備、給排水設備及び試薬供給設備等に係る運転(ただし、他のセンター内各課長及び運転課長の所掌するものを除く)
処理部長	処理部内各課長の業務の統括
前処理課長	処理部の保安に係る庶務、処理部の工程管理、処理部の原子炉等規制法に定める許認可及び検査、使用済燃料の受入れ(ただし、使用済燃料の輸送に係るものを除く)・貯蔵・せん断処理、高放射性固体廃棄物の処理、使用済燃料輸送カスクの検査(ただし、管理区域外で行う検査を除く)
化学処理第 1 課長	使用済燃料の溶解、放射性気体廃棄物の処理及び放出(ただし、他のセンター内各課長の所掌するものを除く)、クリプトンの回収技術の開発、窒素及び水素貯蔵設備等に係る業務、クリプトン回収技術開発施設の電気設備、無停電電源装置、換気設備、圧空設備、冷却水設備、真空設備、蒸気設備及び給排水設備等に係る運転(ただし、他のセンター内各課長及び運転課長の所掌するものを除く)

表 2.5-1　東海再処理施設に係る組織の業務概要(2/3)

平成 26 年 9 月末現在

組織名	主な業務
化学処理第 2 課長	使用済燃料の分離・精製、精製されたプルトニウムの処理及び貯蔵、分離精製工場内各種試料の採取(ただし、前処理課長、化学処理第 1 課長及び化学処理第 3 課長の所掌するものを除く)
化学処理第 3 課長	精製されたウランの処理及び貯蔵、高放射性液体廃棄物の処理及び貯蔵、酸の回収、分離精製工場内で使用する試薬調整
転換技術課長	プルトニウム製品等の受入れ、プルトニウム転換技術の開発、酸化物粉末の貯蔵及び払出し、プルトニウム転換技術開発施設の電気設備、換気設備、圧空設備、冷却水設備、真空設備、蒸気設備、給排水設備及び試薬供給設備等に係る運転(ただし、他のセンター内各課長及び運転課長の所掌するものを除く)
施設管理部長	施設管理部内各課長の業務の統括
施設管理課長	施設管理部の保安に係る庶務、施設管理部の原子炉等規制法に定める許認可及び検査、再処理施設の衛生設備及び防消火設備等に係る業務(ただし、他のセンター内各課長及び運転課長の所掌するものを除く)、周辺監視区域内における核燃料物質等の運搬(ただし、他のセンター内各課長の所掌するものを除く)、再処理施設管理区域内着用後の衣類の洗濯、再処理施設の構築物の管理(ただし、他のセンター内各課長、環境監視課長及び運転課長の所掌するものを除く)、保全区域の管理(ただし、核物質管理課長の所掌するものを除く)
施設保全第 1 課長	再処理施設の蒸気設備、換気設備、給排水設備、冷却水設備、圧空設備、真空設備及び試薬供給設備等に係る業務(ただし、他のセンター内各課長及び運転課長の所掌するものを除く)
施設保全第 2 課長	再処理施設の施設及び設備の保守(ただし、他のセンター内各課長、線量計測課長、環境監視課長及び運転課長の所掌するものを除く)、再処理施設の電気設備及び無停電電源装置に係る業務(ただし、他のセンター内各課長及び運転課長の所掌するものを除く)、除染場における除染
分析第 1 課長	再処理施設に関する試料の分析(ただし、分析第 2 課長及び環境監視課長の所掌するものを除く)
分析第 2 課長	計量管理・プルトニウム転換技術開発施設・ガラス固化技術開発施設に関する試料の分析、小型試験設備の各種試験
環境保全部長	環境保全部内各課長の業務の統括
環境管理課長	環境保全部の保安に係る庶務、環境保全部の工程管理、環境保全部の原子炉等規制法に定める許認可及び検査、アスファルト固化体、ポリ塩化ビニル固化体及びエポキシ固化体の貯蔵・評価、アスファルト固化処理施設における低放射性液体廃棄物の貯蔵、放射性固体廃棄物の貯蔵
処理第 1 課長	低放射性液体廃棄物の処理及び貯蔵(ただし、他のセンター内各課長の所掌するものを除く)、廃溶媒及び廃希釈剤の処理技術の開発・貯蔵、処理済廃液の放出
処理第 2 課長	低放射性固体廃棄物の処理及び希釈剤の焼却
放射線管理部長	再処理施設に係る放射線管理部内各課長の業務の統括
線量計測課長	従業員の線量の測定及び評価並びに記録管理、放射線管理用機器の保守及び校正、放射線管理部の原子炉等規制法に定める許認可及び検査、放射線管理部の保安活動に係る品質保証活動の調整
環境監視課長	周辺環境の線量率及び放射性物質の濃度の測定並びに監視、気象観測、排水中の放射性物質の濃度の測定及び監視、周辺公衆の線量の評価

表 2.5-1　東海再処理施設に係る組織の業務概要(3/3)

平成 26 年 9 月末現在

組織名	主な業務
放射線管理第 2 課長	再処理施設建家内の放射線作業環境の監視、放射線作業に対する助言及び指導、核燃料物質等の運搬・貯蔵・廃棄等の作業に対する放射線管理、放射線管理に必要な測定及び評価(ただし、線量計測課長の所掌するものを除く)、排気中の放射性物質の濃度の測定及び監視
保安管理部長	再処理施設に係る保安管理部内各課長の業務の統括
安全対策課長	保安教育に係る基本的事項の策定
危機管理課長	周辺監視区域の警備及び設備の維持、非常事態に備え必要な通信連絡機器や機構外関係機関との通報連絡手段等の整備、火災が発生した場合における消防吏員への通報・消火又は延焼の防止その他消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動(以下「初期消火活動」という。)のための体制の整備、第一報に係る研究所連絡責任者
施設安全課長	保安管理部の保安活動に係る品質保証活動の調整
工務技術部長	再処理施設に係る工務技術部内各課長の業務の統括(ただし、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び保安管理部内各課長の所掌するものを除く)
管理課長	工務技術部の保安活動に係る品質保証活動の調整
運転課長	蒸気設備・受変電設備・非常用発電機の運転及び保守(ただし、センター内各課長の所掌するものを除く)
施設営繕課長	構築物の安全対策工事等に関する保安上の業務
安全・核セキュリティ統括部長	再処理施設の保安に係る機構の本部の品質保証活動に係る保安上の業務

3. 保安活動の実施状況の評価

東海再処理施設では、国内外の核燃料施設等において発生した事故・故障等について広く情報を収集し、東海再処理施設に反映すべき有益な教訓、諸対策については積極的に取り入れ、保安活動に反映してきている。

本章においては、次に示す8項目の保安活動について、管理体制及び管理方法等を確認するとともに、事故・故障等の教訓を踏まえて品質・安全性・信頼性の観点から、保安活動の各分野で管理面や設備面の改善が図られ、東海再処理施設の安全性及び信頼性確保を目指した適切な保安活動が行われているかを調査した。

評価にあたっては、各保安活動に必要な文書、体制等が整備され、各保安活動のシステムがその活動目的を達成するために適切に運用・管理されているかを評価するとともに、各保安活動の改善活動が組織及び体制、社内マニュアル、教育及び訓練並びに設備の側面から継続的に行われているかを評価した。

(1) 品質保証活動
(2) 運転管理
(3) 保守管理
(4) 核燃料物質管理
(5) 放射線管理（環境モニタリング含む）
(6) 放射性廃棄物管理
(7) 事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置
(8) 安全文化の醸成活動（事故・故障等の経験反映状況含む）

なお、調査及び評価の実施にあたっては、日本原子力学会が原子力発電所の定期的な評価の指針として作成した「日本原子力学会標準　原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009」[3-1)]を参考とした。

3.1 品質保証活動

東海再処理施設の保安活動に係る品質保証活動については、再処理施設保安規定第 51 条の 3 に基づいて再処理施設品質保証計画書を策定し展開している。同品質保証計画書には、理事長が定めた原子力安全に係る品質方針が記載されている。その方針においては、安全の確保を最優先とすること、現場を重視し、リスクの低減を目指した保安活動に努めること、施設・設備の保守管理をレビューし、継続的な改善を進めること等、施設の維持に関連する重要な方針が含まれている。

また、近年、東海再処理施設の高経年化を原因とする不具合が発生し、法令報告した事象も発生していること、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を背景に再処理施設の品質管理のための技術基準に関する規則が制定され品質保証上の要求事項が追加されるなど、品質保証活動の重要性が増している。

ここでは、本報告における調査対象期間（平成 16 年 4 月～平成 26 年 9 月末）に追加された新たな要求事項への対応や、組織体制の見直し対応を含めた品質保証システムの継続的な改善の状況、運用の状況等について、評価する。

3.1.1　品質保証活動の取り組みに関する主な経緯

前回の報告の時点では、社団法人日本電気協会 電気技術規程「原子力発電所における安全のための品質保証規程」（JEAC4111-2003）に基づく原子力保安に係る品質保証活動を導入、展開の準備を進めていた段階にあった。本報告書の調査対象期間に入った直後の平成 16 年 6 月より同規程に基づく品質保証活動を展開してきている。

その後、平成 21 年に JEAC4111 が改訂され、品質保証の国際規格（ISO9001-2008）との整合、根本原因分析に関する要求事項等が追加となった。改訂された「原子力発電所における安全のための品質保証規程」（JEAC4111-2009）を、使用済燃料の再処理の事業に関する規則（以下「再処理事業規則」という。）の要求事項を満たすものとして取り扱うことが、原子力安全・保安院（当時）より通知されたことを受け、JEAC4111-2009 の要求事項を適用するため品質保証システムの見直しを行った。

また、平成 25 年 12 月には、東日本大震災による東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓や知見を品質保証活動に反映するために「再処理施設に係る再処理事業者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」が施行された。この基準に適用するため、さらに品質保証システムの見直しを行った。

なお、東海再処理施設においては、保安活動に係る品質保証システムの導入に先立ち、「使用済燃料及び使用済燃料の再処理により分離・回収したウラン及びプルトニウムの保管、プルトニウムーウラン混合酸化物粉末の製造・保管、廃棄物の処理・放出並びに再処理技術の研究・開発」を対象製品とした、ISO9001 に基づく製品に係る品質保証活動にも取り組んできた。この製品に係る品質保証活動は、平成 7 年 12 月に発生したもんじゅナトリウム漏えい事故、平成 9 年 3 月に発生したアスファルト固化処理施設火災・爆発事故、平成 11 年 9 月に発生した JCO 臨界事故等の発生を契機としており、安全の確保がその前提になっている。今回の調査対象期間においても、この製品品質を担保するための品質保証活動についても継続的に取り組んできている。この品質保証活動は、保安活動に係る品質保証活動と不可分なところもあり、関連が深い活動もあることから、その活動状況についても後述する。

3.1.2　再処理事業規則に基づく原子力保安に係る品質保証活動

(1) 品質保証関連文書の整備

前回の報告時点では、製品の品質保証システムに基づく活動を継続中で、保安活動に係る品質保証システムの運用を開始する直前であった。今回の調査対象期間に入った直後の平成 16 年 6 月に再処理施設保安規定に基づき、「再処理施設品質保証計画書」を策定した。その後、外部情勢、組織改編、品質保証活動の実施状況等を勘案しつつ、適宜、文書の見直しを実施し、継続的に改善を図ってきた。本報告の調査対象期間中の主な文書整備の対応として以下のような事項を挙げることができる。

(a) 平成 17 年 10 月 1 日に「核燃料サイクル開発機構」と「日本原子力研究所」が統合され、「原子力機構」が設立されたことに伴い、組織の見直し、原子力安全に係る品質方針の変更を実施した。
(b) 統合後、平成 26 年にかけて保安組織に係る組織変更に伴う変更の都度、再処理施設保安規定との整合を図るために再処理施設品質保証計画書を見直し適宜改訂を行った。その際には、必要な文書の整備を行い、各部署において、滞りなく、品質保証活動が継続できるように文書の整備を行った。
(c) 平成 22 年 6 月には、JEAC4111-2009 への改訂に対応し、関連する文書を整備した。このときの JEAC4111 の改訂で、根本原因分析の実施に係る要求事項が追加となっている。
(d) 平成 26 年 1 月には、新規制基準の一つである「再処理施設に係る再処理事業者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」を適用するための改訂を行った。この際、同規則は原子炉等規制法第 45 条（設計及び工事の方法の認可）に係る要求事項となるものであるが、従来の原子炉等規制法第 48 条第 1 項に基づく保安活動に言及した内容となっていること、プロセス責任者や安全文化醸成活動に係る要求事項等の新たな要求が追加されており、それに対応できるように再処理施設品質保証計画書及びその下位文書の整備を実施している。

上記のように、外部情勢等により、適宜、品質保証関連文書の見直しを進め、運用してきたが、根本原因分析を要する重大な不適合事象が調査対象期間において 4 件発生しており、その際に品質保証システムについて以下のような改善すべき点が指摘された。

（ⅰ）「再処理技術開発センターにおける調達仕様書の技術情報の提供に関する要求事項の未記載」（平成 23 年 8 月 22 日）では、購買管理規則に定めるチェックリストが改訂されていたにも係らず、旧版のチェックリストを使用したことで、仕様書に記載すべき保安上の重要事項の記載が抜けてしまったこと（購買管理規則他）。

（ⅱ）「再処理施設主排気筒ダクトの貫通孔の確認」（平成 24 年 10 月 25 日）においては、文書の改訂時に点検要領書に必要な要求事項が抜けたこと（文書管理規則）、変更目的、理由、変更した背景についての教育が不十分となったこと（教育・訓練管理規則）等。

（ⅲ）「再処理施設の高放射性廃液貯槽の換気ブロワ一時停止」（平成 24 年 12 月 11 日）においては、電源供給用制御系を多重化するという最新の知見の反映に関する取り組みが不足していたこと（最新技術情報管理要領書）。

これらの指摘については、適宜、関連文書の改訂、新規制定等の改善を図り、品質保証体系を整備している。なお、平成 24 年 9 月 6 日に発生した「再処理施設分析所の非管理区域における汚染事象」については、今回の調査対象期間の期間末（平成 26 年 9 月 29 日）に根本原因分析結果が報告された件であり、平成 26 年 9 月末現在において処置中であり、現在の対応状況については「3.1.5 今後の取り組み」で合わせて記載する。

平成 26 年 9 月末現在の東海再処理施設の保安活動に係る品質保証体系を図 3.1-1 に示す。なお、当該体系図には、国際規格に基づく製品に係る品質保証との関係について合わせて記載している。

(2) 品質保証活動に係る組織

保安活動に係る品質保証体制は、再処理施設保安規定に規定している。再処理施設品質保証計画書に記載されているように、各保安活動、品質保証活動を実施する者に対しては、自らが行う保安活動に対し、理事長から責任と権限が与えられている。

前述した2法人統合のほか、調査対象期間中に、数度に渡り組織の見直しが行われており、その都度、再処理施設保安規定、再処理施設品質保証計画書が見直され、責任と権限を明確にしてきた。

調査対象期間中に実施してきた主な組織体制の見直しは、以下のとおりである。

(a) 平成17年10月、「核燃料サイクル開発機構」と「日本原子力研究所」が統合し、「原子力機構」が発足した。また、東海再処理施設の保安に関し、再処理施設保安規定に定められた事項を審議検討するために、核燃料サイクル工学研究所長の下に「核燃料サイクル工学研究所安全専門委員会」、再処理技術開発センター長の下に「再処理施設安全専門委員会」を設置した。その際に、核燃料サイクル工学研究所の保安に関し、再処理施設保安規定に定められた事項を審議検討するため、新たに理事長の下に「中央安全審査・品質保証委員会」を設置した。

(b) 平成18年4月、東海再処理施設の保安に関する品質保証活動の内部監査である原子力安全監査に係る業務の監査プロセスに関して責任及び権限を持たせた「統括監査の職」を理事長が任命した。

(c) 平成20年4月、東海再処理施設内に耐震裕度向上対策工事を担当する再処理施設建設推進室を設置した。

(d) 平成24年10月、所内の施設設計・建設機能を集約し、一体的な業務運営による体制を強化し、更なる業務の効率化・迅速化を図るために、工務技術室（後に、管理機能の強化のため「工務技術部」に名称変更）に再処理施設建設推進室を統合した。

平成26年9月末現在の東海再処理施設の保安活動に係る品質保証体制（組織）を図3.1-2に示す。

(3) 品質保証システムの運用状況

保安活動に係る品質保証システムの運用については、理事長が表明した原子力安全に係る品質方針を受け、各組織が、この品質方針を実現するために、毎年、それぞれの部署における品質目標を設定して活動を実施してきた。各年度に設定した品質目標については、いずれの年度もおおむね達成してきた。

品質保証活動は、目標設定等のPlanに係るプロセス、業務の計画及び実施等のDoに係るプロセス、監視及び測定や不適合管理等のCheck、Actionに係るプロセスがある。これらの各プロセスの実施状況について、JEAC4111の要求事項と照らして適切かどうかについて、毎年、原子力安全監査（内部監査）を実施し確認してきた。その中で摘出された改善の必要な事項については、その都度、品質保証システムに反映すべく検討を進め、継続的に改善を図っている。なお、改善等の処置状況については、次年度の監査等で確認されている。

また、目標の達成状況、業務の実施状況、成果等については、各年度末の理事長によるマネジメントレビューにて確認してきた。その結果、改善が必要と判断された事項については、管理責任者に指示され、次年度の品質目標に展開するなどして、品質マネジメントシステムの継続的改善を図ってきた。

また、保安活動に係る品質保証活動については、再処理施設保安規定に記載された活動であることから、原子炉等規制法に基づいて四半期ごとに実施される保安検査においても、その実施状況が適宜、確認されている。

原子力保安に係る品質保証活動に関する受審等の実績を表 3.1-1 に示す。

保安検査での改善事項等については、報告書にまとめられ、記録されており、改善が必要とされた事項については、改善に向けた検討、処置の状況について、次回以降の保安検査において確認されている。

このように品質保証活動を展開してきたが、今回の調査対象期間の期間末（平成 26 年 9 月 29 日）に分析所非管理区域における汚染事象に係る根本原因分析結果が報告されており、その中で、異常事象が発生した場合に、異常事象の影響範囲や、事象に関する点検の状況等の情報を十分に収集せずに対応方法を判断していたこと等が指摘された。指摘された事項に対する現在の対応状況については「3.1.5 今後の取り組み」で合わせて記載する。

3.1.3　その他の品質保証活動（品質保証の国際規格に基づく製品に係る品質保証活動）

前述したように、国際規格に基づく製品に係る品質保証システムは、保安活動の品質保証システムの導入に先立ち運用されてきた。このシステムは原子力機構が経験した事故を背景に活動が展開されてきたものであり、保安活動に係る品質保証活動と不可分なものがある。また、対象としている MOX 粉末やガラス固化体の品質は、保安のために設定された各工程設備の運転パラメータに依存するものもあり、関連性が深い。さらにいえば、工程設備の操作に用いる運転要領書は運転の要領として定めたものであるため、製品の品質を担保するための要領書、保安を確保するための要領書のように分離することは非効率的である。

このようなことから、製品の品質保証活動に係る監査プロセスにおいても、保安活動に係る品質保証活動が適切に行われているかどうかについて、合わせて確認する等、保安活動に活かしてきた。

同システムは、再処理技術開発センターが組織として認証を取得しているものであり、再処理技術開発センター長がトップマネジメントとなる。

平成 25 年末に新規制基準が導入された際、新規制基準への対応に要する期間を考慮し、潜在的ハザードの低減に係る活動の推進を、品質方針に掲げて活動を展開することとしており、平成 26 年 9 月末現在でもその方針に変わりなく、活動を展開している。

なお、平成 26 年 9 月末に公表した日本原子力研究開発機構改革報告書において、東海再処理施設の廃止の方向性が示されたことを受け、調査対象期間以降に ISO9001 の認証継続の要否も含めて検討を進めた結果、保安に係る品質保証は再処理施設保安規定に取り込んだ JEAC4111 ベースの品質マネジメントシステムに基づく体制及び活動が十分定着していることから、有効期限（平成 27 年 11 月 12 日）の満了を以って認証を継続しないこととした。今後は、再処理施設の状況に応

じてスコープを見直し、合理的に、製品に係る自主的な品質保証活動を実施し、継続的な改善に取り組んでいく。

参考までに、製品に係る品質保証活動に関する受審等の実績を表 3.1-2 に示す。審査機関は、日本検査キューエイ株式会社により毎年実施されている。

なお、内部監査及び日本検査キューエイ株式会社による審査で指摘された改善が必要な事項についても、改善に向けた検討、処置を行うことになるが、その処置状況が、次回の審査等で適宜、確認されている。

国際規格に基づく製品に係る品質保証に関する文書体系は図 3.1-1 に保安活動の品質保証に係る文書体系と合わせて示している。

3.1.4　評価

前述のとおり、品質保証システムの継続的な改善として、適宜、品質保証文書の見直しが図られていること、業務の状況、外部情勢、必要な資源等を勘案し、適宜、品質保証体制の見直しを実施し、責任と権限を明確にしていること、システムの運用においては、設定した品質目標について、いずれの年度もおおむね達成しており、原子力安全監査（内部監査）及び保安検査での改善事項等については、適宜、処置が行われていること等から、適切にシステムが運用されていると評価することができる。

3.1.5　今後の取り組み

今回の調査対象期間の期間末（平成 26 年 9 月 29 日）に法令報告事象の「分析所非管理区域での汚染に係る根本原因分析結果」が報告されており、その際に指摘された事項について改善を図っていく。指摘された事項の中には、再処理技術開発センターとしてシステム上の改善が必要な事項があり、それらのうち、「保守点検に係る文書の制改訂にあたって点検範囲の明示を審査の基準に追加すること」、「異常発生時に同一系統や隣接区域等の通常の点検情報等を確実に収集することを規定するとともに、関連する様式を定めること」、「予防処置を要しない事案であっても、是正処置状況に関する情報共有が図れるようにすること」等については、既に関連する規則への反映を実施し、その運用を開始しており、今後、その実施状況についてのレビューを予定している。

このほか、高経年化対策の一環として、ステンレス鋼の腐食に対して、現状の保守管理状況が適切かどうかについて評価し、平成 27 年度の品質目標に反映して、活動を展開している。今後、その実施状況を踏まえ、関連する規則へ反映し、保守管理のレビューに関する仕組みの改善を行う予定である。

また、不適合管理のあり方、特に是正処置に関する処置・対策の範囲の適切性（横通し的視点での確認、ソフト面での対応等）を確保するため、品質保証に関する事項を検討する場である品質保証会議に再処理技術開発センター外の部署を参画させ、改善を図っている。さらに、不適合事象として管理すべき事項が放置されることがないよう、新たに不適合管理検討部会を設置し、不具合や対応不備等に係る情報を共有するとともに、管理の徹底に努めている。これらの不適合管理の対応については今後も継続的に行っていく。

一方、東海再処理施設に係る廃止の方向性が示されているが、平成 26 年 9 月末現在保有している高放射性廃液のガラス固化処理に 20 年程度必要と見込まれていることや、各施設で発生する廃液の処理等が引き続き必要となること、工程内に残留している核物質の回収対応等をはじめとする廃止措置に向けた対応が必要となるなど、保安活動が継続されることになる。これらの活動に対し、必要な品質保証活動を見極めつつ対応していく。

なお、ISO9001 に基づく製品に係る品質保証活動については、有効期限（平成 27 年 11 月 12 日）の満了を以って認証を継続しないこととしたため、今後は、再処理施設の状況に応じてスコープを見直し、合理的に、製品に係る自主的な品質保証活動を実施し、継続的な改善に取り組んでいく。

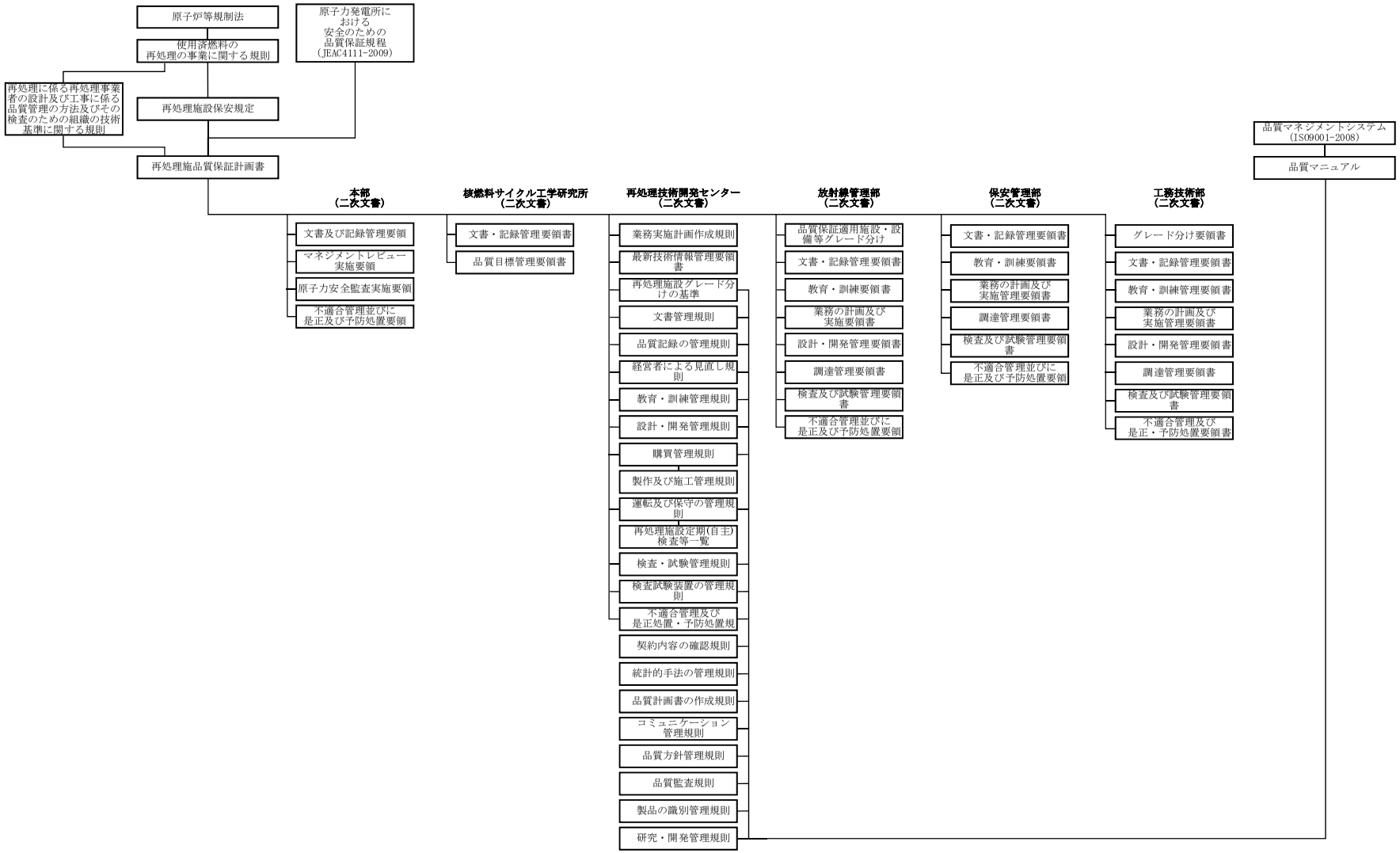


図 3.1-1　東海再処理施設の原子力保安に係る品質保証及び国際規格に基づく製品に係る品質保証に係る文書体系（平成 26 年 9 月末現在）

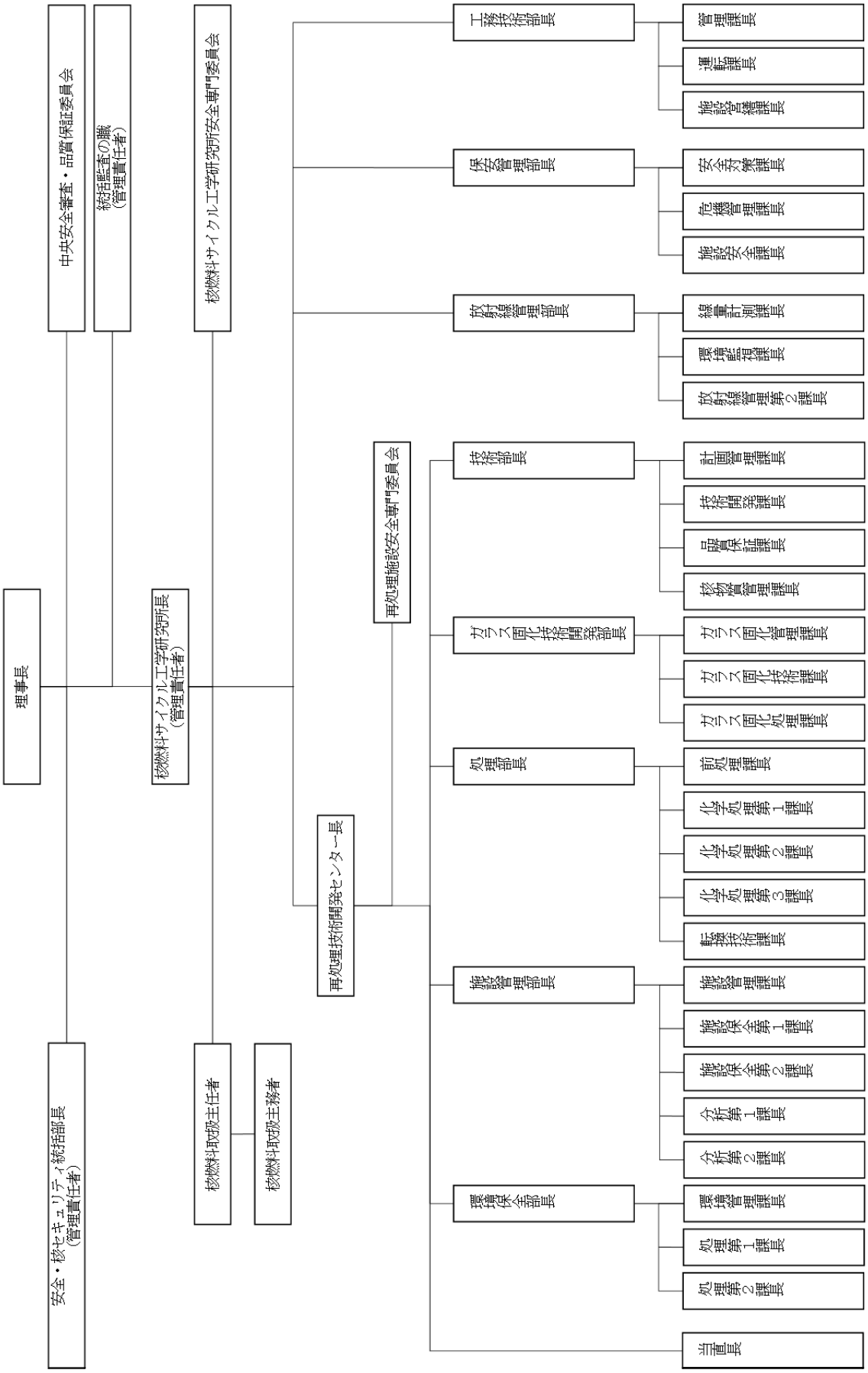


図 3.1-2　東海再処理施設の原子力保安に係る品質保証活動組織（平成 26 年 9 月末現在）

表 3.1-1　原子力保安に係る品質保証活動に関する内部審査及び監査・外部検査の受審実績(1/2)

	審　査	受審実績
機構内の審査	マネジメントレビュー	平成 18 年 3 月 8 日（平成 17 年度定期） 平成 19 年 3 月 6 日（平成 18 年度定期） 平成 20 年 3 月 18 日（平成 19 年度定期） 平成 20 年 10 月 17 日（平成 20 年度臨時） 平成 21 年 3 月 12 日（平成 20 年度定期） 平成 21 年 10 月 21 日、22 日（平成 21 年度臨時） 平成 22 年 3 月 4 日（平成 21 年度定期） 平成 23 年 3 月 10 日（平成 22 年度定期） 平成 24 年 3 月 7 日（平成 23 年度定期） 平成 25 年 3 月 7 日（平成 24 年度定期） 平成 25 年 9 月 9 日（平成 25 年度臨時） 平成 25 年 10 月 21 日（平成 25 年度臨時） 平成 26 年 3 月 12 日（平成 25 年度定期） 平成 26 年 7 月 10 日、8 月 6 日（平成 26 年度臨時）
機構内の監査	原子力安全監査	平成 16 年 11 月 8 日～平成 16 年 11 月 17 日 平成 17 年 12 月 14 日～平成 17 年 12 月 20 日 平成 18 年 10 月 11 日～平成 18 年 10 月 18 日 平成 19 年 10 月 16 日～平成 19 年 10 月 25 日 平成 20 年 10 月 15 日～平成 20 年 10 月 30 日 平成 21 年 10 月 7 日～平成 21 年 10 月 29 日 平成 22 年 9 月 27 日～平成 22 年 10 月 7 日 平成 23 年 11 月 7 日～平成 23 年 11 月 17 日 平成 24 年 10 月 2 日～平成 24 年 10 月 16 日 平成 25 年 9 月 18 日～平成 25 年 9 月 27 日 平成 26 年 9 月 30 日～平成 26 年 10 月 10 日
国による検査	保安検査[注 1)]	平成 16 年 5 月 24 日～平成 16 年 6 月 11 日 平成 16 年 8 月 23 日～平成 16 年 9 月 10 日 平成 16 年 11 月 22 日～平成 16 年 12 月 10 日 平成 17 年 2 月 21 日～平成 17 年 3 月 11 日 平成 17 年 5 月 23 日～平成 17 年 6 月 10 日 平成 17 年 8 月 22 日～平成 17 年 9 月 9 日 平成 17 年 11 月 21 日～平成 17 年 12 月 9 日 平成 18 年 2 月 20 日～平成 18 年 3 月 10 日 平成 18 年 5 月 22 日～平成 18 年 6 月 9 日 平成 18 年 8 月 28 日～平成 18 年 9 月 15 日 平成 18 年 11 月 6 日～平成 18 年 11 月 24 日 平成 19 年 2 月 19 日～平成 19 年 3 月 9 日 平成 19 年 5 月 14 日～平成 19 年 6 月 1 日 平成 19 年 7 月 30 日～平成 19 年 8 月 10 日 平成 19 年 11 月 5 日～平成 19 年 11 月 16 日 平成 20 年 2 月 4 日～平成 20 年 2 月 15 日 平成 20 年 6 月 16 日～平成 20 年 6 月 27 日 平成 20 年 9 月 1 日～平成 20 年 9 月 12 日 平成 20 年 12 月 1 日～平成 20 年 12 月 12 日 平成 21 年 2 月 6 日～平成 21 年 2 月 20 日 平成 21 年 5 月 18 日～平成 21 年 5 月 29 日 平成 21 年 8 月 31 日～平成 21 年 9 月 11 日

表 3.1-1　原子力保安に係る品質保証活動に関する内部審査及び監査・外部検査の受審実績(2/2)

	審　査	受審実績
国による検査	保安検査注 1)	平成 21 年 11 月 30 日～平成 21 年 12 月 11 日 平成 22 年 1 月 29 日～平成 22 年 2 月 12 日 平成 22 年 5 月 18 日～平成 22 年 5 月 31 日 平成 22 年 7 月 20 日～平成 22 年 8 月 2 日 平成 22 年 10 月 18 日～平成 22 年 11 月 5 日 平成 23 年 1 月 24 日～平成 23 年 2 月 4 日 平成 23 年 5 月 23 日～平成 23 年 6 月 3 日 平成 23 年 8 月 24 日～平成 23 年 9 月 13 日 平成 23 年 11 月 28 日～平成 23 年 12 月 9 日 平成 24 年 2 月 27 日～平成 24 年 3 月 9 日 平成 24 年 6 月 5 日～平成 24 年 6 月 18 日 平成 24 年 8 月 20 日～平成 24 年 8 月 31 日 平成 24 年 11 月 26 日～平成 24 年 12 月 7 日 平成 25 年 2 月 4 日～平成 25 年 2 月 15 日 平成 25 年 5 月 30 日～平成 25 年 6 月 12 日 平成 25 年 8 月 22 日～平成 25 年 9 月 4 日 平成 25 年 11 月 11 日～平成 25 年 11 月 26 日 平成 26 年 2 月 3 日～平成 26 年 2 月 13 日 平成 26 年 5 月 29 日～平成 26 年 6 月 11 日 平成 26 年 9 月 3 日～平成 26 年 9 月 17 日

注 1)　毎年四半期ごとに実施された、受審実績を示す。

表 3.1-2　国際規格に基づく製品に係る品質保証活動に関する内部・外部審査の受審実績

	審　査	受審実績
再処理技術開発センター内の審査	マネジメントレビュー	平成 17 年 2 月 9 日（平成 16 年度定期） 平成 18 年 2 月 3 日（平成 17 年度定期） 平成 19 年 1 月 25 日（平成 18 年度定期） 平成 19 年 10 月 31 日（平成 19 年度定期） 平成 20 年 1 月 21 日（平成 19 年度第 2 回定期） 平成 21 年 1 月 23 日（平成 20 年度定期） 平成 22 年 1 月 28 日（平成 21 年度定期） 平成 23 年 1 月 20 日（平成 22 年度定期） 平成 24 年 1 月 18 日（平成 23 年度定期） 平成 25 年 1 月 17 日（平成 24 年度定期） 平成 26 年 1 月 17 日（平成 25 年度定期）
外部審査機関による審査	日本検査キューエイ株式会社による審査	平成 16 年 9 月 27 日～平成 16 年 9 月 29 日 （平成 16 年度定期審査） 平成 17 年 9 月 12 日～平成 17 年 9 月 14 日 （平成 17 年度定期審査） 平成 18 年 9 月 20 日～平成 18 年 9 月 22 日 （第 2 回更新審査） 平成 19 年 9 月 19 日～平成 19 年 9 月 21 日 （平成 19 年度サーベイランス審査） 平成 20 年 10 月 29 日～平成 20 年 10 月 31 日 （平成 20 年度サーベイランス審査） 平成 21 年 7 月 28 日～平成 21 年 7 月 31 日 （第 3 回更新審査） 平成 22 年 8 月 4 日～平成 22 年 8 月 6 日 （サーベイラインス審査兼 2008 年版移行確認審査） 平成 23 年 9 月 27 日～平成 23 年 9 月 29 日 （平成 23 年度サーベイランス審査） 平成 24 年 10 月 17 日～平成 24 年 10 月 19 日 （第 4 回更新審査） 平成 25 年 10 月 22 日～平成 25 年 10 月 24 日 （平成 25 年度サーベイランス審査）

注）平成16年9月27日～平成22年8月3日はISO9001-2000、平成22年8月4日からはISO9001-2008に基づく品質マネジメントシステムに対する審査等である。

3.2　運転管理

東海再処理施設の運転にあたっては、再処理施設保安規定に従い、運転を行うために必要な人員を配置し、個々の人員の役割を明確にするとともに、再処理施設保安規定及びその下部規定であり作業上の注意点、操作方法等を記載した安全作業基準、運転要領書及びオペレーショナル・シーケンス・チェック・リスト（以下「OSCL」という。）を整備し、これらを遵守して運転を行っている。また、再処理施設の安全を確保するために、再処理施設の従業員に対して知識・技能を維持・向上させるための教育・訓練を実施している。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間（平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末）において、東海再処理施設における運転に係る組織・体制や勤務形態が整備されていること、運転に係る運転要領書類が整備されているとともに、過去のトラブル等の教訓を踏まえて見直されていること、整備された運転要領書類に基づき運転が行われていること、並びに従業員の教育・訓練が行われていることを確認する。さらに、必要な改善が継続的に図られていることを確認する。

3.2.1　調査対象期間における東海再処理施設の運転に係る背景

今回の定期的な評価を行うにあたり、まず始めに調査対象期間における東海再処理施設の運転に係る背景について整理する。今回の調査対象期間において東海再処理施設で再処理運転を行った期間は、平成 16 年 4 月から平成 19 年 5 月までの約 3 年間である。それ以降の約 7 年間については、平成 18 年 9 月の原子力安全委員会（当時）「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（以下「新耐震指針」という。）に伴う耐震性向上対策工事や平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震に伴う点検及び復旧・補修工事等を実施しており、低放射性廃液処理工程及び低放射性固体廃棄物処理工程等の運転は継続しているものの、使用済燃料の再処理運転を実施していない。再処理運転を実施していない期間については、必要な対策工事等を進めるとともに、施設の安全管理に努め、再処理技術開発を進めている。以下に今回の調査対象期間における運転管理に係る主な事項を示す。なお、調査対象期間における再処理運転に伴う処理量等の実績については、「2.4　東海再処理施設の運転実績」に記載した。

〇核燃料サイクル開発機構における役務処理運転

平成 17 年 9 月末までは、核燃料サイクル開発機構（当時）東海再処理施設として、核燃料サイクル開発機構法に基づき、核燃料物質の再処理並びに高レベル放射性廃棄物の処理及び処分に関する技術の開発を計画的かつ効率的に行うことを目的として、民間再処理事業者への技術移転及び支援・協力を重視した研究開発に向けて、電気事業者との既契約に基づく軽水炉ウラン使用済燃料の役務処理運転と、新型転換炉ふげん使用済燃料の処理運転（キャンペーン）を行ってきた。

〇原子力機構の発足

平成 17 年 10 月、政府による特殊法人等整理合理化計画の一環として、核燃料サイクル開発機構及び日本原子力研究所が統合され、原子力機構が発足した。そして、文部科学省より原子力機構の中期目標として、軽水炉再処理に関して民間事業者から提示された技術的課題を踏まえて研究開発を行い、当該課題の解決に貢献することが示された。これを受け、原子力機構は、電気事業者との既役務契約に基づく軽水炉ウラン使用済燃料の再処理を平成 17 年度末頃に終了し、引き

続き新型転換炉ふげんMOX使用済燃料等の再処理試験を実施すること、燃焼度の高い軽水炉ウラン使用済燃料の再処理試験の計画を進めること等とした中期計画を提出した。

○役務再処理運転の完遂

平成18年2月に開始した06-1キャンペーンにおいて、3月31日に電気事業者との再処理役務契約に基づく最後の使用済燃料のせん断・溶解を終了し、昭和52年のホット試験開始から総処理量約1,116t、約30年に及ぶ役務再処理を完遂した。これをもって、東海再処理施設は役務再処理主体から研究開発運転へと移行し、実用規模の研究開発施設として新たな研究開発に取り組むこととなった。

○ふげんMOX使用済燃料再処理試験

平成18年4月、「ふげんMOX使用済燃料の再処理試験に係る実施計画」（以下「再処理試験計画」という。）を策定し、再処理技術の高度化を進めるべく、基本方針として「プルサーマル利用拡大に備えた高次Puのマルチリサイクル技術の開発・実証」、「経済性及び核拡散抵抗性向上等を図った次世代の軽水炉再処理技術開発」及び「環境負荷低減化のための技術開発」を掲げ、約100tのふげんMOX使用済燃料の再処理を通じて具体的な試験項目を展開するとともに、アクティブ試験から本格操業へと向かう日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場への技術支援を図ることとした。再処理試験計画に従い平成19年2月に運転（07-1キャンペーン）を開始した。プルサーマル燃料の再処理を先駆的に実証し再処理技術高度化・将来再処理施設の設計に役立てるべく、従来よりもPu富化度の高いふげんMOXタイプB使用済燃料を用い、再処理試験を5月まで実施した。

○耐震バックチェックの対応、新潟県中越沖地震の発生、キャンペーンの見合わせ

平成18年9月、原子力安全・保安院（当時）から新耐震指針に照らした耐震バックチェックを実施するよう指示がなされた。これを受け、原子力機構は平成18年10月に東海再処理施設の耐震安全性評価実施計画書（以下「耐震バックチェック計画書」という。）を提出し、平成20年末を目途に耐震バックチェックに取り組むこととなった。

平成19年7月、新潟県中越沖地震が発生し、原子力安全・保安院（当時）から新潟県中越沖地震から得られる知見を耐震バックチェックに適切に反映し、その計画書の見直しを求める指示がなされた。これを受け、原子力機構は新たに海域調査を実施することとし、平成19年8月に耐震バックチェック計画書を見直した。本段階では、東海沖前面の海域調査等を実施したとしても、過去に歴史的大地震もなかったことから、震源を特定する地震動より、震源を特定しない基準地震動（450ガル）の方が支配的と考えていた。この時点で、東海再処理施設の次期キャンペーンは、見直した計画書に従い耐震性向上対策を実施しつつ、耐震バックチェック終了後の平成21年度下期を見込んでいた。

平成19年8月以降、耐震バックチェックを進める中で、陸域及び海域調査の知見、震源を特定（想定鹿島灘地震）する基準地震動の見直し（600ガル）、さらに平成20年9月には、原子力安全・保安院（当時）の通知等を踏まえ、不確かさを考慮した基準地震動の見直し（600ガル＋α）、建家床応答スペクトルによる再評価、補強設計工事の見直し及び追加補強工事が必要となった。この結果、地質調査結果及び基準地震動Ssの策定結果、並びに、主な安全上重要な建物及び主な安全上重要な機器の耐震安全性評価結果を取りまとめた耐震バックチェック報告書の提出が平成22年6月となり（ただし、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震の発生に伴い審議は中断

となった。)、キャンペーン再開は耐震性向上工事の完了する平成 23 年度末まで延期することとした。

新潟県中越沖地震の発生以降、耐震性向上対策を優先するためキャンペーンを停止していた期間は、再処理施設本体は主に施設の維持や保守管理に専念していた。また、再処理技術開発は、再処理試験計画に則り、ふげん MOX タイプ B 使用済燃料を処理した運転（07-1 キャンペーン）データや過去の運転データを整理し、技術資料の作成等を行っていたほか、将来を見越し、既に我が国では商業用軽水炉におけるプルサーマル発電が本格的に導入されていることを踏まえ、国内外での MOX 使用済燃料の再処理に関する知見等について整理し、技術的課題の検討等を行っていた。

〇東日本大震災発生時の東海再処理施設の状況

東海再処理施設のある茨城県東海村においては、震度 6 弱の地震を観測した。地震により商用電源は停電したが、東海再処理施設では非常用発電機が自動起動し、施設内への給電は維持された。安全上重要な設備（換気設備、使用済燃料貯蔵プール、高放射性廃液貯槽、プルトニウム貯槽及び関連設備）に異常はなく、放射線監視、閉じ込め機能、冷却機能及び水素掃気機能は維持され、3 月 14 日には商用電源が復旧した。また、県工業用水の受水も停止したが、貯水場の水を節約しながら使用して重要な施設の冷却水を確保し、3 月 15 日には受水を復旧した。敷地北側境界の新川沿いフェンスの一部が津波により損傷し、敷地標高約+4.0m～+5.2m まで津波が到達したものと推定されるが、東海再処理施設が浸水することはなかった。再処理施設の建家本体に大きな被害はなかったが、建家周辺の地盤が沈下、道路の陥没等が見られた。今回の地震は、建家や主要な機器に損傷を与えるほどのものではなかったが、一部の施設に設計時に想定した最大応答加速度を上回る加速度が観測されたことから、さらに詳細に施設の健全性を確認することを目的に、地震計を設置していないプルトニウム転換技術開発施設やガラス固化技術開発施設等も含めた各施設の健全性について、点検や地震応答解析及び両者の結果を踏まえた総合評価（以下「健全性確認」という。）を実施するとともに、被災した設備の復旧のための補修工事を実施した。これらの詳細については、「3.3 保守管理」に記載した。

〇緊急安全対策の実施

平成 23 年 5 月、東海再処理施設においては、高放射性廃液を貯蔵し放射線の作用により水素が発生すること等から、原子力安全・保安院（当時）より、津波その他の事象による交流電源を供給する全ての機能、再処理施設の放射性物質の崩壊熱を除去する機能及び水素の発生のおそれがある設備においてその滞留を防止する機能（以下「全交流電源供給機能等」という。）の喪失から、当該機能を回復させるための緊急安全対策の実施の指示を受けた。原子力機構は、電源車等の資機材の配備状況、緊急時のマニュアルの整備状況、緊急時対応訓練の実施状況、緊急時対策の対象となる機器の妥当性の評価等について報告を行った。6 月、原子力安全・保安院（当時）による立入検査等により、運転停止期間中における施設の使用状況を想定した範囲内の緊急安全対策としては適切であるとともに、その対策が実施されていることの確認を受けた。また、津波に対する防護措置、緊急電源接続盤の高所への移設、コンプレッサーの増設等の長期的な対策や、非常用動力装置の増設等の緊急安全対策の信頼性向上について継続的に取り組み、さらにはこの

確認以降の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の詳細な事故調査等により、事故の原因等が明らかになった時点において、追加的な対策が必要な場合には改めて対応を取ることとした。

〇シビアアクシデント対策の実施

平成 23 年 6 月、原子力安全・保安院（当時）からシビアアクシデントへの対応について、直ちに取り組むべき措置を実施するとともに、その状況を報告するよう指示を受けた。原子力機構は、確認方針に従い、制御室の作業環境の確保状況、緊急時における再処理施設所内通信手段の確保状況、高線量対応防護服等の資機材の確保状況及び放射線管理のための体制の整備状況、がれき撤去用の重機の配備状況について報告を行った。7 月、具体的な措置の実施状況について、原子力安全・保安院（当時）による現場での立入検査等により、適切に実施されていることが確認された。また、この確認以降に完了する制御室専用の再循環系の非常用換気空調設備の設置や他の設備の移設、資機材の配備等、それらを踏まえた作業手順の整備についても継続的に取り組み、訓練等を通じて適切に改善し、設計基準事象を超える事象が万一発生した際のアクシデンマネジメントの一層の充実を図ることとした。

〇新規制基準の施行

平成 25 年 12 月 18 日、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓から新規制基準が施行された。地震や津波等の共通要因による安全機能の一斉喪失を防止する観点から、自然現象の想定と対策が大幅に引き上げられ、また自然現象以外でも、共通要因による安全機能の一斉喪失を引き起こす可能性のある事象（火災等）について対策が強化された。従来に比べ、シビアアクシデントを防止するための基準が強化されるとともに、万一シビアアクシデントやテロが発生した場合に対処するための基準が新設された。

〇潜在的ハザードの低減

原子力規制庁の核燃料施設等の新規制基準に関する検討チームによる事業者ヒアリング（平成 25 年 7 月 1 日）において、原子力機構は、東海再処理施設に保有するプルトニウム溶液、高放射性廃液の固化・安定化について意見を提出した。これを受け、原子力規制委員会は原子力規制庁に実態把握を指示し、公開ヒアリング及び現地調査が行われた。溶液状態で保管しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液を潜在的ハザードと捉え、これらを着実に固化・安定化することで施設の安全性の向上を図ることが重要と考え、固化・安定化を計画的に進められるよう、原子力規制庁と調整を進めた。その結果、原子力規制委員会の了解が得られ、平成 19 年以降施設を停止し実施してきた耐震性向上工事、東北地方太平洋沖地震等の教訓を踏まえた緊急安全対策、施設の健全性確認等が終了することから、施設の運転準備を整え、プルトニウム転換技術開発施設とガラス固化技術開発施設を順次稼動することとなった。その結果、平成 26 年 4 月からプルトニウム溶液を固化・安定化（MOX 粉末化）するため、プルトニウム転換技術開発施設の運転を開始した。高放射性廃液の固化・安定化（ガラス固化）については、平成 28 年 1 月より運転を開始した。

〇日本原子力研究開発機構改革及び廃止措置への移行

平成 24 年 11 月に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」の保守管理上の不備の問題及び平成 25 年 5 月に発生した大強度陽子加速器施設（J-PARC）での放射性物質漏えい事故に端を発し、原子力機構の組織体制・業務を抜本的に見直す状況となったため、文部科学省に「日本原子力研究開発機構改革本部」（本部長：文部科学大臣）が設置され、「日本原子力研究開発機構の改革の基

本的方向」が取りまとめられた。これを受け原子力機構は、「日本原子力研究開発機構の改革計画」を策定し、これに基づき改革を行った。今回の改革は、我が国における総合的原子力研究開発機関として東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以後の原子力利用開発再構築の中核的任務を担うべき原子力機構が、安全を最優先とした組織として国民の信頼を回復すべく、自らの事業の組み立て及び業務運営の方法全般にわたる再検討とそれに基づく改善・向上を図るため、組織体制の抜本的再編を含む経営の強化、職員意識の向上と業務改善、事業全般にわたる重点化・合理化、安全確保活動と安全文化醸成の強化を目指した。その中で、東海再処理施設は、電気事業者との再処理役務契約を完遂し、高放射性廃液のガラス固化やウラン・プルトニウム混合転換等の独自技術の開発等をとおして、再処理技術の国内定着に先導的役割を果たし、六ヶ所再処理工場への技術移転をほぼ完了している。現段階において、ふげん MOX 使用済燃料等約 110t を残しているが、これらの再処理を行う場合に必要な全施設を対象とした新規制基準対応には、1000 億円を超える費用がかかる見込みである。このような現状と費用対効果を勘案し、新たな使用済燃料の再処理を行わず、次期中期目標期間（平成 27 年度～）中に廃止措置計画を申請する方向で検討を進め、再処理施設等の廃止措置体系の確立に向けた技術開発に着手することとなった。

なお、東海再処理施設の使用済燃料貯蔵プールに残るふげん使用済燃料の処理については、海外委託の可能性を視野に諸課題の解決を図っていくこととなった。

3.2.2　運転体制の整備

(1) 現状（平成 26 年 9 月末現在）の運転体制

(a) 運転に係る組織

東海再処理施設の運転に係る組織は次のとおり整備している。

東海再処理施設では、再処理技術開発センター長が保安を統括し、各工程の運転部門及び支援部門ごとに部及び課を設け、それぞれの長が各工程の保安上の業務を行っている。夜間・休日の当直業務においては、当直長が保安を統括し、異常時において応急の措置を講じ、必要な場合は再処理技術開発センター長に通報し、保安の業務を再処理技術開発センター長に引き継ぐこととしている。また、当直長が行う保安上の業務を補佐するために当直長補佐を配置している。

再処理施設の運転にあたり各課長の下には、各工程の運転員及びその監督を行う班長により組織される運転班を組織している。

さらに、これらの工程の運転に係る管理体制とは別の立場で、核燃料サイクル工学研究所長に対する意見具申、再処理技術開発センター長等に対する勧告等、再処理施設の保安の監督を行うために、核燃料取扱主任者及びそれを補佐する核燃料取扱主務者を配置している。

(b) 運転に係る勤務体制等

東海再処理施設の運転に係る勤務体制は次のとおり整備している。

再処理技術開発センター長は、再処理施設保安規定及び再処理技術開発センター規則「処理部 運転及び保守管理に係る計画」等に基づき、再処理施設の運転にあたり必要となる人員を確保している。各担当課長は、各工程の運転に際してあらかじめ各班の構成（班長及

び班員）を運転指示書等で明確にしている。各班の構成にあたっては、運転上必要となる各種資格（クレーン、玉掛け、フォークリフト等）の有資格者を配置している。

運転業務の引き継ぎにおいては、当直長は運転日誌及び運転記録等を確実に引き渡し、運転状況を的確に申し送ることとしている。一方、引き継ぎを受けた当直長は、当直長補佐、班長等と運転状況及び運転予定について打ち合わせを行い、円滑な業務運営を図っている。また、各班においても、各直間において引き継ぎ時間を設けて、運転状況等について的確に申し送ることとしている。

平成26年9月末現在、キャンペーンは行っていないが、換気設備やユーティリティ設備、電気設備等の運転は継続していることから、当直勤務体制にて監視業務を実施している。

なお、平成 26 年 4 月からプルトニウム溶液を固化・安定化（MOX 粉末化）するためプルトニウム転換技術開発施設の運転を実施しているが、当該施設の運転は日勤体制で行っている。また、平成 28 年 1 月からの高放射性廃液の固化・安定化（ガラス固化）を行うためのガラス固化技術開発施設の運転については、4 班 3 交替体制で行っている。

平成 26 年 9 月末現在の各工程の勤務体制を表 3.2-1 に示す。

(2) 運転体制の改善実績

(a) 運転組織に係る見直し・改善

運転体制については、適切な運転要員を確保するとともに、時代の趨勢に応じて適宜見直しを行っている。今回の調査対象期間における主な運転体制の見直し・改善実績を以下に示す。

前回の定期的な評価で報告した再処理技術開発センターの運転体制は、技術部、処理部、施設管理部、環境保全部からなる 4 部 17 課室で構成されていたが、平成 17 年 10 月、原子力機構発足時に、4 部 20 課室の構成へと見直しを行った。具体的には処理第三課が実施していたガラス固化に係る技術開発を行うガラス固化技術課と運転を行うガラス固化処理課を設置し、定期評価グループを廃止し、その業務を技術開発課に統合した。また、建設工務管理部の廃止に伴い、新規施設の設計及び建設工事等に係る業務を実施する再処理施設建設推進室を新設した。さらに、技術部を技術開発部に改組し、技術開発部には、技術開発課、ガラス固化技術課、ガラス固化処理課及び転換技術課を設置した。

平成 20 年 4 月、新耐震指針に基づく再処理施設の耐震安全性評価及び当該評価を踏まえた耐震裕度向上対策を一元的に実施することを目的とし、再処理施設建設推進室に耐震対応班を新たに設置した。

平成 23 年 4 月、ガラス固化技術開発に係る技術開発力や民間再処理事業者への技術支援の対応強化等を図るため、ガラス固化技術開発部を新設し、技術開発部を技術部に改組した。ガラス固化技術開発部には筆頭課としてガラス固化管理課を新たに設置した。また、技術開発部から改組した技術部には、計画管理課、技術開発課、品質保証課及び核物質管理課を配置し、転換技術課は処理部に配置した。

平成 24 年 10 月、核燃料サイクル工学研究所内の施設設計・建設機能を集約し、一体的な運営による体制強化及び更なる業務の効率化のため、核燃料サイクル工学研究所内の工

務技術室に再処理技術開発センター内の再処理施設建設推進室を統合した。この組織改正により、現状の 5 部 20 課となった。

なお、平成 27 年 4 月 1 日付の体制として、技術部に東海再処理施設の廃止措置に係る「廃止措置技術課」を新設し、施設管理部の施設管理課、施設保全第 1 課、施設保全第 2 課を再処理施設の電気設備等に係る業務と換気・ユーティリティ等に係る業務に大別し、「施設管理課」及び「施設保全課」とし、分析第 1 課及び分析第 2 課は再処理施設の分析業務の共通業務の一元化を図り、保安への機動性を高めるため「分析課」に統合している。

(b) 勤務形態に係る見直し

キャンペーンを実施していた期間における主要な施設の運転業務の交替勤務体制は、前回の定期的な評価で報告した勤務体制と同様であり、変更はなかった。

平成 20 年度以降については、運転する設備は、換気設備やユーティリティ設備、電気設備等が主となったが、これらについては、キャンペーンの有無に係わらず、当直勤務体制にて監視業務を実施している。

3.2.3 運転要領書類の整備

(1) 運転要領書類の整備の現状

東海再処理施設においては、各工程の運転等に係る作業上の注意点、管理区域内作業における基本動作等を定めた安全作業基準を整備している。

さらに、運転員が操作を確実に実施するために、工程に合わせ具体的に操作方法、操作条件、注意事項、確認すべきパラメータ等を記載した運転要領書及び OSCL を整備している。運転要領書及び OSCL は、通常時の工程運転に関する要領書及び異常時の措置に関する要領書からなっている。運転員はこの運転要領書及び OSCL に従い各工程の運転操作を行っている。

今回の調査対象期間において、平成 16 年 8 月から再処理施設ユーティリティ施設の供用開始を行うにあたり、冷却水、圧縮空気、純水等のユーティリティ設備の運転要領書を新たに整備している。

また、平成 23 年 3 月の東日本大震災及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における教訓を踏まえ、再処理施設保安規定、事故対策手順を改訂するとともに、緊急安全対策、シビアアクシデント対策及び東北地方太平洋沖地震後の設備健全性に係る対応要領、点検・評価要領等の運転要領書類を新たに整備している。

このほか、管理区域内作業における基本的な動作を定めた再処理施設における「放射線作業の基本動作要領書」、グローブボックスに関する基本的な取り扱いを定めた「グローブボックス取扱基本要領書」、各建家から発生する低放射性固体廃棄物等の取り扱いを定めた「低放射性固体廃棄物等取扱い手順書」等の各工程共通の要領書を整備している。

規定・基準類及び運転要領書類の体系を図 3.2-1 に示す。

(2) 運転要領書類の改善実績

工程運転時の安全性、信頼性を向上させるため、設備改造を行った際や、運転時において課題（工程変動、移送配管等の閉塞、誤操作の可能性等）が摘出された場合には、適宜運転

要領書及び OSCL の改訂を行い、運転ノウハウの集約に努めている。今回の調査対象期間における主な改善実績の例としては、ガラス固化技術開発施設において溶融炉の更新を行った際、溶融炉の構造改良に伴う運転方法の変更や白金族除去対策及び電極損傷対策を踏まえた運転要領書の改訂がある。

また、トラブル等が発生した場合には、その水平展開の一環として運転要領書及び OSCL の確認を行い、必要に応じて見直しを行っている。

特に、アスファルト固化処理施設火災・爆発事故の要因である運転手順の変更上の問題点に鑑み、「文書管理規則」を定め、外部委員を含む「再処理施設安全専門委員会」により運転要領書の制定・改訂における安全性への影響を審議する体制としている。

トラブルの教訓等によって改善してきた直近約 10 年の主な例を以下に示す。

(a) 平成 23 年 3 月に発生した東日本大震災、福島第一原子力発電所の事故からの教訓

東北地方太平洋沖を震源とする東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波により、東京電力株式会社福島第一原子力発電所では電源喪失、冷却機能喪失等の重大な事態が発生した。当時運転中の 1 号機、2 号機及び 3 号機では、原子炉停止後に必要な炉心の冷却ができず、炉心溶融を引き起こした。また、1 号機、3 号機及び 4 号機（定期検査で停止中）で水素爆発の発生により原子炉建屋が破損した。また、2 号機では水素爆発は生じなかったものの、原子炉建屋外へ大量の放射性物質を放出した。

東海再処理施設においては、地震により商用電源は停電、県工業用水の受水も停止したが、電源については非常用発電機により給電は維持され、また、貯水場の水を節約しながら使用して重要な施設の冷却水を確保した。津波については、敷地標高約+4.0m～+5.2m まで到達したものと推定されるが、東海再処理施設が浸水することはなかった。

これらを踏まえ、上記 3.2.1 に示す緊急安全対策及びシビアアクシデント対策等を実施し、これらに係る運転要領書類の整備・改善を図っている。主な改善内容は以下のとおりである。

・緊急安全対策によって、崩壊熱除去用機材及び水素滞留防止用機材の配備、浸水防止対策等を実施し、これらの運用方法等について運転要領書類へ反映した。

・シビアアクシデント対策によって、制御室の作業環境、緊急時における通信手段、高線量対応防護服等の資機材、がれき撤去用重機等の必要な機材を配備し、緊急時における運用方法等について運転要領書類へ反映した。

(b) 平成 23 年 9 月に発生した高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止について

平成 23 年 9 月、核燃料サイクル工学研究所の特高変電所の定期点検のため、ユーティリティ施設の第 13 変電所において受電する系統の切り替え作業を実施したところ、切り替え後に自動起動するはずであった分離精製工場の高放射性廃液貯槽の槽類換気系ブロワ、溶解オフガス系ブロワ及びせん断オフガス系ブロワが予備機も含め起動しなかった。直ちにプロセス用動力分電盤の点検を実施したところ、各ブロワへ電源を供給するための制御タイマー（以下「電源供給用制御タイマー」という。）（換気用受電盤に設置）の接点の状態が「開」であることを電圧測定にて確認した。応急処置として電源供給用制御タイマーの

接点をバイパスし、各ブロワを起動した。その後、電源供給用制御タイマーを交換し、接点のバイパスを取り外して通常状態に復帰させた。

各ブロワが起動しなかった原因は、電源供給用制御タイマーが故障したことにより電源が供給できなかったことである。また、予備機も起動できなかった原因は、電源供給用制御タイマー及び電源供給用制御回路が 1 号系及び 2 号系に共通であったことによるものである。電源供給用制御タイマーが故障した原因は、タイマー内部の回路に使用されている電解コンデンサの電解液が経年変化により減少し、静電容量が規格値より低下したため、電源供給用制御タイマー内部の回路が正常に働かなかったことによるものである。本件については再発防止策を検討し、これらに係る運転要領書類の整備・改善を図っている。主な改善内容は以下のとおりである。

・タイマーの交換及び交換頻度等を見直し、運転要領書類へ反映した。

・テスト回路を用いたタイマーの作動試験の実施等について運転要領書類へ反映した。

(c) 平成 23 年 10 月に発生した再処理施設主排気筒ダクトの貫通孔について

平成 23 年 10 月、再処理施設からの気体廃棄物を廃棄する主排気筒に接続している主排気筒ダクトの支持架構の耐震性向上工事において、主排気筒ダクトの塗装前点検を行ったところ、ダクト下部に貫通孔を確認した。その後、ダクト内部に立ち入り目視点検を行ったところ、新たに 2 箇所の貫通部を確認した。なお、応急措置として貫通部についてはアルミテープによる閉止措置を行った。その後、貫通孔等については、既設ダクトに熱影響を及ぼさず、構造強度が確保できる炭素繊維強化樹脂（CFRP）等により補修した。

主排気筒ダクトに貫通孔及び貫通部が発生した原因を推定するため、当該部位の観察、分析を行うとともに、主排気ダクトの管理に係る保全実績調査を行い、再発防止策を検討し、これらに係る運転要領書類の整備・改善を図っている。主な改善内容としては、雨水等が滞留しやすい部位へのシール材充てん、主排気筒ダクトに腐食等を確認した場合の管理・評価、年次点検の方法等であり、これらについて運転要領書類へ反映した。また、本事象を踏まえ予防的な塗装管理について運転要領書類へ反映した。

(d) 平成 24 年 9 月に発生した再処理施設分析所非管理区域の汚染について

平成 24 年 9 月、分析所ユーティリティ室（非管理区域）において、同室に敷設されている低放射性溶液が流れる配管の表面に汚染が確認された。汚染原因を調査したところ、配管表面を貫通する腐食孔が生じ、配管内部の放射性物質が漏えいしたものと推定した。

本事象は、前日に当該配管の点検(肉厚測定)を行った作業員 3 名のうち、主作業を行った作業員 1 名（主作業員）が着用していた衣服から汚染が検出され、その原因調査の一環で行った作業場所の汚染検査で発見された。また、主作業員が作業後に非管理区域にて手を洗っており、その手洗水が流れ込む研究所内の排水処理場の汚泥から本事象に由来するバックグラウンドレベルのプルトニウムが検出されたが、この微量のプルトニウムは、研究所内の第 2 排水処理場の汚泥中にとどまっており、環境への影響はなかった。

関連する事象として、平成 24 年 7 月に同施設 1 階（管理区域）に敷設されている当該配管と同系統の配管の表面に汚染が確認されており、並行して原因調査を行ったところ、同様の原因で配管内部の放射性物質が漏えいしたものと推定した。腐食部近傍の配管を切り

出し、腐食孔の詳細な観察、配管内残留物の分析等を実施した結果、当該配管の表面に微小な腐食部が確認され、腐食部近傍から塩化物イオンを検出した。このことから、過去に当該配管に流した塩素系試薬が原因で、配管を貫通する腐食孔が生じ、配管内部の放射性物質が漏えいしたものと推定した。本件については再発防止策を検討し、これらに係る運転要領書類の整備・改善を図っている。主な改善内容は以下のとおりである。

・配管内の塩化物イオンの堆積を防止するため、廃液配管内を定期的に洗浄することとし、運転要領書類へ反映した。

・点検対象の配管を見直し、運転要領書類へ反映した。

3.2.4 運転業務

(1) 運転員の業務

東海再処理施設の運転員は、再処理施設の運転に際して、再処理施設保安規定を始めとする運転要領書類を遵守し、作業の安全確保に努めている。

運転員は、通常、工程の操作業務及び工程の状態等を把握するための監視業務を行っている。また、工程運転に異常が発生した場合には、異常時の対応を行っている。

(a) 通常運転時

（ｉ）操作業務

再処理施設保安規定に従いその細則を定めた運転要領書、OSCL に基づき、蒸発缶の運転、溶液の移送等の各工程の運転操作を行う。操作にあたっては、工程の処理量、加熱用蒸気温度、圧力、溶液中のウラン、プルトニウム濃度、密度、大気及び海洋への放出放射能濃度等の制限を遵守している。

（ⅱ）監視業務

監視業務は異常の早期発見や事故･故障の未然防止等を目的とし、運転要領書、OSCL に基づいてパラメータ監視、巡視点検を行っている。

① パラメータ監視

運転中に温度、密度、圧力等、各工程の主要な運転パラメータを各種指示計、記録計の読み取りによって確認するとともに、データを記録して工程の異常の有無を確認している。

② 巡視点検

再処理施設の各設備について、毎日１回以上巡視･点検を行い、異音、異臭、振動、漏えい等の異常の有無を確認し、異常の早期発見、事故・故障の未然防止に努めている。

(b) 異常時

再処理施設の機器・設備の故障や運転パラメータの異常等を発見した場合には、再処理施設保安規定に従いその細則を定めた運転要領書、OSCL に基づき、異常の状況や機器の動作状態を把握し、通常状態への復旧又は工程の停止等必要な応急措置を講ずるとともに、担当課長及び当直長に通報する。

(2) 技術情報の伝承への取り組み

平成 19 年 5 月からはキャンペーンを実施していないため、その当時から処理部各課に配属された初級運転員は、模擬操作による運転訓練の教育を受けていたものの、実機の運転経験を有していない状況にあった。一方、低放射性廃液処理工程は、海洋放出管の復旧後に運転を計画していた。そこで、平成 24 年 10 月以降、初級運転員を対象に低放射性廃液処理工程の運転に従事させることで、現場の経験を積ませて運転に必要な知識、技能等の力量向上を図った。

また、工程運転や保守作業等をとおして行ってきた各種技術開発成果については、適宜、技術資料として取りまとめている。今後も、技術情報の伝承に係る所要の取り組みを継続していく。

3.2.5 教育・訓練

東海再処理施設の従業員の知識・技能の維持・向上のため、教育・訓練に係る事項を「教育・訓練管理規則」及び本規則に基づく「教育・訓練カリキュラム標準」に定め、体系的かつ計画的に実施している。教育・訓練は、原子炉等規制法及び再処理施設保安規定に基づき実施するもの、その他の法規制等（労働安全衛生法、消防法等）に基づき実施するもの、各職場で階層別に行う座学や OJT を行っており、必要に応じて原子力機構が行う内部研修や外部機関の行う研修・講習会への参加も取り入れて実施している。

また、「教育・訓練管理規則」や「教育・訓練カリキュラム標準」については、従業員の理解度向上のためのフォローアップ教育の追加、必要な力量が確保されているか否かを判断する力量の設定・明確化など適宜見直しを図っている。

(1) 再処理施設保安規定に基づく教育・訓練

原子炉等規制法に基づき実施する保安教育・訓練であり、表 3.2-2 に示す教育・訓練を毎年度、東海再処理施設の従業員に実施している。

再処理施設保安規定に定める保安教育計画は、再処理技術開発センター内各部長の立案した教育方針に基づき各課で作成しており、作成した年度計画については核燃料取扱主任者の同意を得ている。

特に核燃料サイクル工学研究所では、平成 9 年 3 月 11 日に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故を教訓とするため、毎月 11 日を「保安強化の日」として、事故対応訓練及び教育を実施し、事故への対応能力の維持、向上に努めている。また、再処理施設保安規定に定める総合的な実地訓練を年 1 回以上実施しており、東海再処理施設を発災元として核燃料サイクル工学研究所全体で外部への通報連絡や報道発表を含む総合防災訓練を実施している。さらに、東日本大震災の教訓を取り入れた総合的な訓練として、大地震と大津波の両者を勘案した激甚災害を想定した総合防災訓練を行う等、過去の教訓を踏まえて訓練内容について改善を図っている。

訓練では、通報連絡者の活動等の初動対応の有効性確認、現場の点検・復旧作業等の現場指揮所活動の有効性確認、機構内関係部署及び外部関係機関への通報連絡、報道発表の手順等の現地対策本部活動の有効性確認を実施している。さらに、東北地方太平洋沖地震等の教

訓を踏まえた緊急安全対策についても訓練の中で模擬操作を行い、その有効性を確認している。

教育・訓練の実施結果は、受講者が教育・訓練実施報告書を作成して課長の承認を得ることとしており、保安検査でも確認されている。

平成 26 年 9 月の第 2 回保安検査において、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準に係る教育が不足していることを指摘されたことから、センター内共通の教育資料を整備するとともに、力量評価された講師による教育を実施している。また、その他の重要な教育項目に対しても同様な対応として、教育後の効果の確認を実施する等、継続的な改善活動を行っている。

(2) その他の教育・訓練

全従業員を従事する業務の種類によって 6 つの職種（運転員、保全員、分析員、課内管理職、技術員、事務系員）に分類し、さらに運転員、保全員、分析員については、職種ごとに到達すべき技能に応じて 5 つの階層（新人、初級、中級、上級、監督級）に区分している。同区分ごとに、教育・訓練に対して実施すべき教育・訓練項目を選定して、課ごとに「教育・訓練カリキュラム標準」を定めている。

従業員の教育・訓練計画は、核燃料サイクル工学研究所長が毎年度策定する安全衛生活動の施策を踏まえて、「教育・訓練カリキュラム標準」を参考に各従業員の教育履歴を考慮して毎年度作成することとしている。

再処理施設保安規定に基づく教育・訓練以外の教育・訓練は、以下のとおりである。

(a) その他の法規制等に基づく教育・訓練

原子炉等規制法以外の法規制（労働安全衛生法、消防法等）に基づく教育・訓練であり、「教育・訓練カリキュラム標準」により各職場で必要な教育項目を選定し実施している。

(b) センター共通教育

再処理技術開発センターの再処理技術に関する一般知識、品質保証、資格認定及び一般安全等に関する再処理施設に共通する教育である。教育項目の概要を表 3.2-3 に示す。

(c) 各課実務教育・訓練、各課内管理職実務教育・訓練

再処理施設の工程運転及び業務を遂行するために必要な知識、技能を養成するための課別の教育・訓練である。

(d) 資格認定教育

製品に係る品質保証活動において必要な受入検査員、工程内検査員、最終検査員、分析検査員、購買検査員、校正担当者、内部監査員等の資格取得に必要な教育である。受入検査員、工程内検査員、最終検査員、分析検査員、購買検査員、校正担当者については、所定の教育を終了したものを有資格者として品質保証課長が認定し、3 年ごとに再教育を行って資格を更新する。内部監査員は所定の外部機関の行う講習を受講することで資格が得られる。

なお、上記以外の教育・訓練として、再処理技術開発センターでは、平成 28 年 1 月からのガラス固化技術開発施設の運転再開にあたり、設備点検及び教育訓練を実施している。

ガラス固化技術開発施設は竣工から約 24 年（平成 28 年 1 月現在）経過しており設備の高経年化が懸念されること、また、前回の運転（平成 19 年）から長期間停止していることを踏まえ、従来から定常的に行っている設備点検等のほかに、高経年化を考慮した点検や長期間の停止を考慮した点検を実施している。また、運転に携わる従業員に対し、運転要領書や OSCL についての読み合わせ教育、OSCL を使用した模擬操作による運転操作訓練、工程内の異常対応訓練、緊急安全対策訓練、非常事態訓練を実施している。その後、工程内残液を使用した濃縮器操作訓練を実施し、訓練の総仕上げとして実際の運転を模擬した交替勤務体制による総合訓練を実施している。このほか、ガラス固化技術開発施設開発棟の屋上防水塗装工事作業の引き渡し後における施設定期検査の自主検査において、工事期間中に発生したと思われる防水塗装膜の損傷（防水層の破れ）を確認できなかったこと等、気づきの感性が低い事例が複数報告されていることを受け、平成 27 年 12 月に気づき感性向上教育を実施している。

受講者は「教育・訓練管理規則」に基づく教育訓練後の記録として、理解度、反省、意見、自己評価等を「教育・訓練実施報告書」に記入して課長の承認を得ている。実施した教育訓練については、講師は「教育・訓練実施報告書」に記載された理解度等及び口頭試問、テスト、OJT の結果等から、必要な力量が受講者に付与されたか否かを確認している。なお、必要な力量が不足している場合、受講者に対してフォローアップ教育を実施している。また、「教育・訓練管理規則」に定める「教育・訓練管理表」に受講者の教育・訓練実績がまとめられ、課長の承認を得ることとなっている。なお、教育・訓練実施結果は保安教育・訓練管理システムに登録され、次年度の計画策定に役立てられる。

3.2.6　運転計画の策定

東海再処理施設の運転計画については、原子力機構の中長期事業計画及び業務実施基本方針・基本計画、核燃料サイクル工学研究所の業務実施計画に則り、年度ごとの運転計画を再処理技術開発センター運営会議にて審議し、策定している。

さらに、原子力規制委員会には当該年度から 3 年間の再処理施設の使用計画を原子炉等規制法等に基づき届け出ているとともに、地方自治体には安全協定に基づき提出している年間主要事業計画の中で再処理施設の運転計画等についても報告している。また、キャンペーンに入る前には、茨城県主催のキャンペーン説明会において、再処理技術開発センターから当該キャンペーンにおける運転計画等の説明を行っている。

年度ごとの運転計画に基づき、使用済燃料の処理の有無に係わらず、再処理技術開発センター内各部署では四半期ごとに運転計画（以下「四半期運転計画」という。）を作成している。四半期運転計画には、主に以下の事項を定めている。

- 受入れ等に関すること。
- 再処理する使用済燃料の性状及び量に関すること。
- 運転を行う時期、期間及び量に関すること。
- 各工程の運転計画に関すること、ただし、通常の運転条件と異なる運転を計画する場合については、その運転条件等に関すること。

・　被ばく管理に関すること。
・　放射性廃棄物の廃棄に関すること。
・　試験用又は分析用に使用する核燃料物質等に関すること。

作成された各部の四半期運転計画は、再処理施設安全専門委員会にて審議され、その妥当性が評価される。その後、再処理技術開発センター長が承認し、核燃料サイクル工学研究所長に報告する。また、四半期運転計画に基づき、主要施設を対象とした週単位の運転計画を作成し、各担当部長が承認し、再処理技術開発センター朝会にて再処理技術開発センター長等に周知する。

3.2.7　運転実績の確認

前日の運転実績や保安に係る留意事項は、毎朝、当直長より再処理技術開発センター朝会にて各部長、再処理技術開発センター長、核燃料取扱主任者等に報告され、その内容が確認されている。また、運転員は、毎直の操作内容及び点検結果等を記載した「操作・保守記録」を作成し、工程を所掌する担当課長及び部長は同記録の確認を毎日（休日の記録は翌出勤日）行っている。さらに、担当課長は、運転や工程内計器の指示値等の確認結果を記載した「操業日報」等の記録や操作時に使用した使用済 OSCL の確認等を行うことにより、運転要領書類に基づき運転操作が正しく行われていることを確認している。一方、再処理技術開発センター内各部では四半期運転計画に対応する報告書を四半期ごとに作成し、再処理技術開発センター長及び核燃料取扱主任者に報告している。さらに、再処理技術開発センター長はその内容を核燃料サイクル工学研究所長に報告している。

3.2.8　評価

東海再処理施設における運転管理については、運転要領書類が確実に整備されており、これらは、運転時において課題が摘出された場合に適宜改訂されており、加えて東北地方太平洋沖地震及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故から得られた教訓として緊急安全対策、シビアアクシデント対策を取り入れる等、トラブル等の教訓を踏まえて見直されている。また、アスファルト固化処理施設火災・爆発事故以降は、再処理施設安全専門委員会により運転要領書の制定・改訂における安全性への影響の審議を実施しており、運転要領書の制定・改訂時の再処理施設安全専門委員会による審議は継続して実施されている。

上記の運転要領書類に基づいた東海再処理施設の運転状況は、工程を所掌する部長、課長により毎日（休日は翌出勤日）確認されている。さらに、従業員の教育・訓練が計画的に行われているとともに、業務を所掌する課長により実績管理が行われている。

以上より、東海再処理施設の運転管理については、継続的な改善及び安全性、信頼性の維持・向上が図られているものと評価する。

3.2.9　今後の取り組み

今後、使用済燃料の再処理運転を行う計画はないが、潜在的ハザードの低減として、現在保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化を着実に進め、東海再処理施設の安全性の向上を図っていく。特にガラス固化技術開発施設における高放射性廃液の固化・安定化（ガラ

ス固化）については、今後20年程度必要と見込まれているため、新規制基準への対応を適切に進め、安全確保に努めていく。さらに、今後の課題として、再処理工程のせん断工程等に残留する核燃料物質を回収するための工程洗浄運転及び過去の試験で回収・貯蔵しているクリプトンガスの取り扱いについて検討を進め、これらに着実に取り組んでいく。

日々の保安活動については、引き続き施設の安全管理に努めるとともに、運転要領書類の必要な見直しを実施していく。また、教育・訓練については、今後も計画的に実施していくとともに、必要な改善を行っていく。

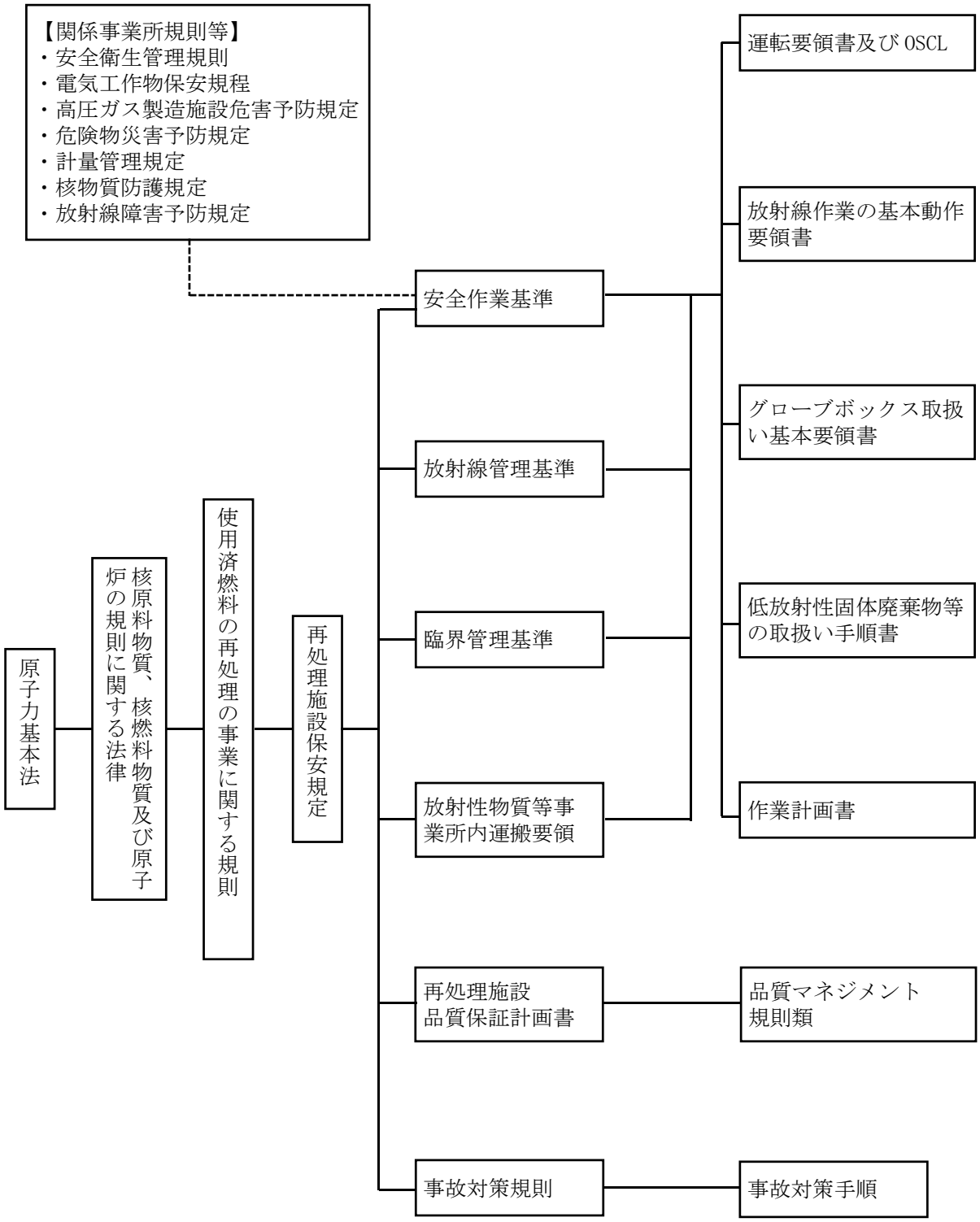


図 3.2-1　規定・基準類及び運転要領書の体系（平成 26 年 9 月末現在）

表 3.2-1　勤務体制（平成 26 年 9 月末現在）

工程	課名等	監視業務	運転業務
全体	当直長	4班3交替1日勤	4班3交替1日勤
	当直長補佐	4班3交替1日勤	4班3交替1日勤
使用済燃料の受入・貯蔵	前処理課	4班3交替1日勤	※
せん断処理		日勤*	※
溶解・クリプトン回収	化学処理第1課	4班3交替1日勤	※
分離・精製・Pu濃縮・貯蔵、サンプリング	化学処理第2課	4班3交替1日勤	※
試薬調整、蒸発濃縮	化学処理第3課	4班3交替1日勤	※
脱硝			
換気設備、ユーティリティ設備の運転	施設保全第1課	4班3交替1日勤	4班3交替1日勤
除染場における除染作業	施設保全第2課	日勤*	日勤*
工程分析	分析第1課	日勤*	3班3交替
計量分析	分析第2課	日勤*	2班2交替
低放射性固体廃棄物の焼却処理	処理第2課	日勤*	4班3交替
低放射性廃液処理	処理第1課	4班3交替	4 班 3 交替又は 4班3交替+3班3交替 又は日勤
転換	転換技術課	4班2交替	日勤*
充てん・払出			
溶液・廃液処理			
プルトニウム転換技術開発施設に係る分析	分析第2課	日勤*	日勤*
廃溶媒処理技術開発	処理第1課	日勤*	日勤*
低放射性廃液及び低放射性固体廃棄物の貯蔵	環境管理課	日勤*	日勤*
ガラス固化技術開発施設の開発運転及びユーティリティ設備の運転	ガラス固化処理課	4班3交替	4班3交替
ガラス固化技術開発施設に係る分析	分析第2課	日勤*	日勤*
高放射性固体廃棄物及び低放射性固体廃棄物の貯蔵	環境管理課	日勤*	日勤*
ウラン製品の貯蔵	化学処理第3課	日勤*	日勤*
電力・蒸気の供給	運転課	4班2交替	4班2交替
放射線管理	放射線管理第2課	4班3交替1日勤	※

＊　夜間、休日の監視業務は他施設の交替勤務者が実施。

※ 運転指示書（ゼネラル・インストラクション）等により運転体制を明確にする。

表 3.2-2　保安教育・訓練の実施項目

保安教育

再処理施設の従業員に対して以下の事項についての教育を行う。

1) 関連法令、再処理施設保安規定及び設置承認申請書に関すること
2) 再処理施設の構造、性能及び操作に関すること
3) 放射線管理に関すること
4) 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること
5) 臨界安全設計及び臨界管理に関すること
6) 非常の場合に採るべき処置に関すること
7) その他、安全上重要な技術上の注意事項、過去の事故事例等の再処理施設に係る保安に関する必要な知識及び技能
8) 保安活動に係る品質保証活動に関すること

保安訓練

1) 臨界、火災等の非常事態の措置について総合的な実地訓練を毎年1回以上実施する。
2) 非常事態等の運転操作訓練、消火訓練、避難訓練等を毎年2回以上実施する。

表 3.2-3　共通教育の項目

(1) 法令に基づく教育
　(a) 放射線業務従事者指定後教育、就業中放射線業務従事者教育
　(b) 関係規定・基準
(2) 再処理施設固有技術
　(a) 東海再処理施設の沿革・経緯
　(b) 設計
　(c) 工程概要
　(d) 機器の原理・構造
　(e) 設備保全
　(f) 安全設計
　(g) 計量管理・保障措置・核物質防護
　(h) 化学物質の取扱い
　(i) 許認可手続き
　(j) 安全協定
　(k) 品質保証
　(l) 資格認定
(3) 国内外再処理施設の概要
(4) 再処理関連技術の概要
(5) 一般安全
(6) 事故・トラブル事例

3.3　保守管理

東海再処理施設では、施設の信頼性を確保するために、各種点検・検査とその結果を受けた設備の整備や計画的な設備保全を行うことで設備の健全性維持に努めている。また、機器故障等に際しては、故障経験を踏まえて所要の設備改造・改善を施すことで信頼性の向上を図っており、これらの設備保全にあたっては、安全を確保しつつ確実に実施することができる体制の下で行っている。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間（平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末）において、各種点検・検査の要領や設備保全の対象等が体系的に定められているとともに、必要な点検・検査が実施されていること、故障経験を踏まえた所要の設備改造等の対策が実施されていること、安全裡に設備保全を実施するために必要な組織・体制等が定められていることを確認する。さらに、必要な改善が継続的に図られていることを確認する。

3.3.1　各種点検・検査とその結果を受けた設備の整備

東海再処理施設では、設備を健全に維持するため、数多くの点検・検査を実施しており、点検・検査により発見した故障や故障の予兆及び性能低下に対しては、その状況に応じた設備の整備（保全）を行い正常な状態へ復旧させている。

点検・検査の区分としては、法令に基づくものと事業者の自主保安活動として自主的に実施しているものがある。それぞれについて以下に示す。

(1) 法令に基づく点検・検査

(a) 施設定期検査

施設定期検査は、原子炉等規制法に基づく国による検査であり、毎年1回受検し、その結果として記録を保管している。今回の定期的な評価の調査対象期間において東海再処理施設は、平成16年7月6日から平成16年11月10日の間で第17回施設定期検査、平成17年7月5日から平成17年12月22日の間で第18回施設定期検査、平成18年7月3日から平成18年12月26日の間で第19回施設定期検査を受検し、合格している。

その後、平成19年7月30日より、第20回施設定期検査を開始しているが、平成19年新潟県中越沖地震後の新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事、平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた緊急安全対策及び新規制基準（平成25年12月施行）への対応を実施するため、東海再処理施設におけるキャンペーンを平成20年度から当面見合わせることとなった。このため、第20回施設定期検査からは、放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力のうち、放射性気体廃棄物の放出量、高放射性廃液蒸発缶の処理能力、放射性液体廃棄物の放出量に係る検査や製品中の原子核分裂生成物の含有率に係る検査、製品回収率等に係る検査といったキャンペーン中に実施する検査については、施設定期検査を受検していない状況となっており、毎年インターキャンペーン中に実施する検査は受検してきたものの、平成26年9月末現在においても第20回施設定期検査受検中の状態が継続している。

これまで受検してきた施設定期検査項目を表3.3-1に、受検実績を表3.3-2に示す。また、平成19年度以降の第20回施設定期検査の受検実績を表3.3-3に示す。

(b) 施設定期自主検査

施設定期自主検査は、原子炉等規制法に基づく検査であり、再処理施設保安規定及びその下部規定である安全作業基準で対象機器、点検項目及び検査頻度等を定めており、再処理技術開発センター長、放射線管理部長、工務技術部長はそれぞれ所掌する設備について検査を実施している。ただし、(a)施設定期検査でも述べたように、平成20年度以降はキャンペーンを見合わせることとなったため、放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力のうち、キャンペーン中に実施する放射性気体廃棄物の放出量、高放射性廃液蒸発缶の処理能力、放射性液体廃棄物の放出量に係る検査や製品中の原子核分裂生成物の含有率に係る検査、製品回収率等に係る検査については、施設定期自主検査を実施していない状況となっている。この検査の結果は、核燃料サイクル工学研究所長に報告するとともに、記録は核燃料取扱主任者による検閲を受け、保管している。なお、この検査の実施状況は、国による再処理施設保安規定の遵守状況の検査の対象となっている。

平成26年9月末現在の施設定期自主検査項目の全体概要を表3.3-4に、また、検査項目を表3.3-5に示す。

(c) 日常巡視点検

日常巡視点検は、原子炉等規制法に基づく点検であり、再処理施設保安規定及び安全作業基準で点検対象設備、点検項目及び点検頻度を定めており、各課長はそれぞれ所掌する設備について点検を実施している。日常巡視点検は、主として作業員の知覚（音、振動、において、視認できる内外面の状態等）及び計器類の指示値の確認によって設備の健全性を確認するもので、巡視点検結果は担当課長の確認を経て、その記録を保管している。なお、この点検の実施状況は、国による再処理施設保安規定の遵守状況の検査の対象となっている。

(d) 各設備に関する法令に基づく点検・検査

各種法令に基づく定期的な点検・検査として、労働安全衛生法に基づくクレーンや圧力容器等の検査、消防法に基づく自動火災報知設備や消火設備の点検等があり、その項目や頻度を安全作業基準及び再処理技術開発センター内規則「再処理施設定期（自主）検査等一覧」に整理し、これに従い各種点検・検査を実施している。この点検・検査の結果は、定められた承認区分（課長以上）に応じて確認し、その記録を保管している。

(2) 自主的に実施している点検・検査

東海再処理施設では、数多くの塔槽類や回転機器、建家等を有しており、法令に基づく点検・検査の対象以外にも、自主保安活動の一環として各設備について点検・検査を行っている。これらの点検・検査は設備を所掌する各課長がその重要度、施設の運転や保全の経験、仕様等を勘案して実施することとしており、その項目や頻度等について、再処理技術開発センター内規則「再処理施設定期（自主）検査等一覧」に整理している。設備を所掌する各課

長は、同規則に基づき各種点検・検査を実施するとともに、点検・検査結果を確認し、記録を保管している。

3.3.2　計画的な設備保全の実施

(1) 設備保全計画の策定と設備保全の実施

東海再処理施設として設備保全を計画的に行うため、再処理技術開発センター内規則「運転及び保守の管理規則」に保全業務の体系や保全計画、設備の保全方法等を定めている。また、再処理技術開発センターにおける法令及び諸基準に基づく点検・検査は、その項目、周期、承認区分を再処理技術開発センター内規則「再処理施設定期（自主）検査等一覧」に定めており、各課長は、同検査等一覧に従い、毎年度の保全計画を策定し、施設定期自主検査、自主検査（供用期間中検査等）、自ら定めた保全・検査、並びに点検・評価を計画的に実施している。そして、設備保全の結果、保全計画への反映が必要な事項については、保全計画への反映を行い、保全計画の見直しを行っている。

(2) 設備保全の実施体制及び安全管理

再処理施設保安規定に基づき、各設備の管理はそれぞれの設備を所掌する課長が実施し、点検・検査や補修等の設備保全はその対象、規模等によって設備を所掌する課長又は同課長の依頼により設備保全を担当する課長が実施している。また、設備保全の内容に応じて購買による契約を行い、設備を所掌する課長又は設備保全を担当する課長の監督の下で契約受注者が実施している。

設備保全の多くは放射性物質を取り扱う機器・設備が対象であり、放射線作業の実施にあたっては、作業員の被ばく管理及び安全管理のために、再処理施設保安規定及び放射線管理基準に基づき、事前に作業計画を作成し、作業内容及び作業方法、保安上の措置、異常時の措置等を明確にしている。また、放射線安全チェックリスト、安全衛生チェックリスト及びリスクアセスメントにより作業に係る潜在的危険源を事前に評価し、その対策の妥当性を確認している。

また、設備保全を実施する場合には、機構及び契約受注者ともに、核燃料サイクル工学研究所で定める作業責任者認定制度により所要の教育を終了し、認定を受けた者が作業の責任者となって安全管理にあたっている。

作業の安全管理に関する基本体制と作業責任者認定制度に基づく認定対象者を図3.3-1に示す。

3.3.3　主な設備保全実績

上述の様に、計画的な設備保全に適切な実施体制と安全管理の下で取り組んできたところであるが、これまでにも故障等に伴う設備の改造・改善や計画停止期間を設けての大型機器の保全をとおして、設備の信頼性維持・向上、運転・保守性の向上、経年変化への対応等に努めてきている。これらの主な実績を以下に示す。

(1) 故障等に伴う設備の改造・改善等

今回の定期的な評価の調査対象期間においては、原因に経年変化が関係している事象が複数発生している。設備に故障等が生じた場合、その原因調査を行い、調査により判明した原因に応じて使用材料の改良、施工法の改良、運転方法の改善、設備の改造等の必要な対策を施し、設備の信頼性維持・向上に努めてきた。主な事象として、4件の法令報告について事象及び改善の概要を以下に示す。また、経年変化が起因となった主な故障等の補修・改善の概要を表3.3-6に示す。なお、故障等に伴う設備の補修や改造等にあたっては、設工認申請や使用前検査の受検等の必要な許認可手続きを踏まえて実施している。調査対象期間における設工認の申請及び認可状況並びに使用前検査の受検状況等を表3.3-7に示す（同表中には、参考情報として、平成26年10月以降から平成28年1月5日現在までのものも記載した）。

(a) 再処理施設海中放出管からの漏えいについて

平成21年4月、再処理施設の東側沖合約3.7kmにある海中放出管の放出口から陸側に約760mの位置に漏えい箇所があることを確認した。原因は、施工に使用された重機が海中放出管に接触して損傷したことが起因となり、損傷した箇所に水素が影響して経年的な変化が生じたことによるものと推定した。経年的な変化が生じたのは、配管の腐食を防止するために実施している防食電位が、水素の影響を受けやすい電位であったことが原因と考えられた。このため、漏えい箇所を復旧した後、海中での配管の腐食が防止でき、また、水素影響が抑制できる防食電位の範囲で管理するよう改善を図った。

(b) 再処理施設分離精製工場における高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止

平成23年9月、分離精製工場における高放射性廃液貯槽等の換気ブロワが予備機を含め起動しなかった。原因は、換気ブロワの制御回路に使用されているタイマー内部の部品が経年変化により機能低下したため正常に働かず、このタイマーが制御回路の共通部分に使用されていたことによるものであった。これに対し、タイマーを寿命が約2倍のものに交換するとともに、作動確認及び交換の頻度を見直すこととした。また、制御回路の共通部分を分離し、多重性及び独立性が確保できるよう改善を図った。

(c) 再処理施設主排気筒ダクトの貫通孔の確認

平成23年10月、分離精製工場等から発生する気体廃棄物を排気する主排気筒に接続している主排気筒ダクトの一部に貫通孔を確認した。原因は、塗装の剥がれ及び白亜化した部分に雨水、空気等が侵入又は浸透拡散し、金属表面に接したことによって大気腐食及び塗装下腐食が生じ、進展したことによるものであった。また、ダクト肉厚の減少傾向の把握が十分でなく、ダクトに接近した点検も実施しておらず、保全管理上の原因もあった。これに対し、雨水等が滞留しやすい部位についてはシール材を充てんし、腐食等を確認した場合は母材への影響評価を実施してその都度補修していくこととした。さらに塗装の劣化傾向、再塗装の計画など、予防的な塗装管理に関する要領を制定し、予防保全に努めるよう改善を図った。

(d) 再処理施設分析所非管理区域における汚染について

平成24年9月、分析所非管理区域の排水配管に汚染があることを確認した。原因は、過去に用いた塩素系分析試薬に含まれる塩化物イオンが局部腐食を起こして、その腐食が進

行した結果、貫通に至り、配管内部の放射性溶液が外部に漏出したものと推定した。これに対し、定点で実施していた半年に一度の配管表面の汚染検査を、範囲を拡大して実施することとし、配管腐食の進行防止対策として、配管内の洗浄を堆積物が可溶な希硝酸溶液等で使用状況に応じて一定の頻度で実施することとした。また、非破壊検査による配管内部の欠陥の有無を3 年に一度の頻度で点検するよう改善を図った。

(2) 計画停止期間の主要工事等

操業運転開始以来、予防保全等の観点から、多くの設備保全をインターキャンペーン期間に実施している。長期間を要するような設備保全については、東海再処理施設のキャンペーンを長期間停止させる計画停止期間を設けて実施してきた。計画停止期間は、昭和63年に初めて設けて以来、約4年のキャンペーンごとに実施しており、これまでに4回実施した。今回の定期的な評価の調査対象期間においては、このような計画停止期間を設けての設備保全は実施していないが、平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震及び平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震等の影響があったことを受け、キャンペーンを見合わせて、その期間を利用して耐震性向上対策工事や東北地方太平洋沖地震により損傷した施設設備の補修工事等を実施している。本工事等の詳細については、3.3.5項に示す。

3.3.4 設備保全の情報管理及び活用

東海再処理施設で設備保全を実施した場合は、故障の状況・原因、故障への処置・対策、作業内容等を保全作業伝票にて記録している。この保全作業伝票は、設備を所掌する課において所定の期間保管されるとともに、再処理設備保全管理支援システム(TORMASS; Tokai Reprocessing Plant Maintenance Support System)又は設備を所掌する課の管理台帳に保全作業伝票に記録した内容を登録し、保全履歴として管理されている。

TORMASSは、設備保全の情報管理をより効率的、かつ効果的に行うために、昭和60年から平成4年にかけて開発された。TORMASSには保全履歴に加え、機器図等設計情報も一部登録されており、情報を一元管理できるようになっている。また、平成19年に発生した新潟県中越沖地震後に実施した新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた主な耐震性向上対策工事、平成23年に発生した東北地方太平洋沖地震後の設備健全性確認及び補修工事並びに緊急安全対策工事等の情報も登録しており、これまでに登録された保全履歴は、ホット試験開始（昭和52年）から平成26年9月末現在まで、24万件以上に及んでいる。このうち、今回の調査対象期間における更新数については、約1万件となっている。

これらの保全履歴は、必要に応じて各部署がTORMASSから任意の情報を取り出し、故障発生時の当該機器の保全履歴の確認、機器の更新時期の検討、予算要求の基礎検討等に役立てている。また、確率論的安全評価（PSA）において、機器故障率算出時の故障回数調査に活用されている。

3.3.5 耐震性向上対策工事及び東北地方太平洋沖地震に伴う取り組み

上述の各種点検・検査に加え、今回の定期的な評価の調査対象期間において、新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事及び平成23年に発生した東北地方太平洋沖地震により被災した東海再処理施設内の建物・構築物及び設備について健全性確認を行っている。

また、東北地方太平洋沖地震による損傷が確認された建物・構築物及び設備については、補修工事を実施している。さらに、東北地方太平洋沖地震を踏まえ、緊急安全対策として浸水防止扉の設置等の設備改造を行っている。

それぞれについて以下に示す。

(1) 新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事

今回の定期的な評価の調査対象期間において、新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事として、中間開閉所・第二中間開閉所の地盤の補強、分離精製工場使用済燃料受入貯蔵工程建家の補強、ガラス固化技術開発施設の冷却塔の更新等を実施した。主な工事項目を表3.3-8に示す。

これらの工事は、平成18年9月耐震設計審査指針の改訂に伴い実施していた評価に新たな知見として平成19年新潟県中越沖地震により得られた教訓を反映して実施したものである。

(2) 東北地方太平洋沖地震に対する取り組み

東北地方太平洋沖地震発生に伴い、東海村では震度6弱の地震が観測(表3.3-9参照)され、東海再処理施設の分離精製工場等において設計時に想定した最大応答加速度を上回る加速度が観測された。これを受けて原子力安全・保安院(当時)から、平成23・08・30原院第１号「平成23年東北地方太平洋沖地震に対する日本原子力研究開発機構東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所再処理施設における地震観測データ及び津波調査結果並びに同施設の健全性に係る概略調査の結果及び今後行う詳細な点検・評価の計画に係る報告を踏まえた対応について(指示)」の指示を受けた。この指示を踏まえ、「東北地方太平洋沖地震後の設備健全性に係る点検･評価実施計画書」を策定し、当該計画に基づき東海再処理施設の建物・構築物及び設備について、健全性確認及び補修工事を実施した。

(a) 東北地方太平洋沖地震による東海再処理施設の健全性確認

東北地方太平洋沖地震発生に伴う健全性確認については、「東北地方太平洋沖地震後の設備健全性に係る点検・評価実施計画書」に基づき、東海再処理施設の建物・構築物及び設備について、点検・評価により行っている。

点検・評価の対象は、「再処理施設の設計及び工事の方法」の認可申請の対象となる建物・構築物及び設備である。その内訳は、建物が35棟、構築物が37基、設備が約18,000設備である。点検・評価の対象となる建物及び構築物を表3.3-10に示す。

点検・評価の対象となる建物・構築物については、基本的にコンクリート診断士等による目視点検の結果から健全性を評価している。また、耐震上重要な建物・構築物（耐震重要度分類Sクラス相当（以下「Sクラス相当」という。））については、さらに地震応答解析を実施し、これらの総合評価の結果から健全性を確認している。

点検・評価の対象となる設備については、基本的に目視点検、漏えい試験及び作動試験等の結果から健全性を評価している。また、Sクラス相当の設備については、さらに地震応答解析を実施し、これらの総合評価の結果から健全性を確認している。

上記の点検・評価にて不具合が認められたものについては、建物・構築物及び設備の状態に応じた方法で復旧している。

(b) 損傷を確認した建物・構築物及び設備の復旧・補修工事

東北地方太平洋沖地震による損傷を確認した建物・構築物及び設備の不具合に対し行った復旧・補修工事について以下に示す。

(i) 建物・構築物

点検対象の建物・構築物について、ひび割れ及び剥離・剥落の有無の確認をコンクリート診断士等による目視点検にて実施した結果、地震が起因となったと考えられるひび割れが認められたが、いずれも微細なものであり、構造上の強度に問題となるものではなかった（表3.3-11参照）。このひび割れについては、日本建築防災協会「震災構築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針」[3.3-1)] に従いエポキシ樹脂の注入等にて復旧した。

(ⅱ) 設備

点検対象の設備について、目視点検、漏えい試験、作動試験等を行った結果、Sクラス相当以外の設備において12件の不具合が認められた。不具合内容は、工業用水及び呼吸用圧縮空気配管の損傷や屋外に設置されている硝酸貯槽の基礎の傾き等である。施設ごとの点検結果を表3.3-12に示す。

これらの不具合については、各設備に応じた方法で復旧し、平成26年9月末現在、10件の不具合について処置が完了している。残り2件の不具合については、ウラン脱硝施設の脱硝運転時に使用する冷凍機（2機）の附属配管等に損傷が生じたものである。平成26年9月末現在の状況は、閉止等の措置を実施しており、今後、計画的に復旧していく状況となっている。発生した不具合事象及び対応状況を表3.3-13に示す。

(3) 緊急安全対策における設備改造等

平成23年5月の原子力安全・保安院（当時）の指示「平成23年福島第一・第二原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設の緊急安全対策の実施について（指示）」に基づき、緊急安全対策を実施している。

具体的には、平成23年5月から浸水防止対策(浸水防止扉の設置)、沸騰防止対策(電源車からの給電、ポンプ車からの給水)、水素滞留防止対策(窒素ガスボンベの設置、電源車からの給電等)、未臨界対策(硝酸ガドリニウム注入設備の整備)を実施した。

上記対策関連の処置として、電源車・移動式発電機及び電源設備(接続端子盤等)の設置、発電機用燃料の高台への確保及びタンクローリー車の配備、障害物除去用重機・牽引車等の配備、防護服等資機材の確保、衛星電話及びトランシーバー等による所内通信手段の多様化、非常用照明の配備等を行った。

3.3.6 評価

東海再処理施設における保守管理については、国の実施する施設定期検査の受検に加えて、各種点検・検査を実施するために必要な事項が、再処理施設保安規定、安全作業基準及び「再処理施設定期（自主）検査等一覧」等に体系的に定められ、安全裡に設備保全を実施するための体制を構築した上で、必要な点検・検査が実施されている。また、故障等が生じた場合は原因を特定

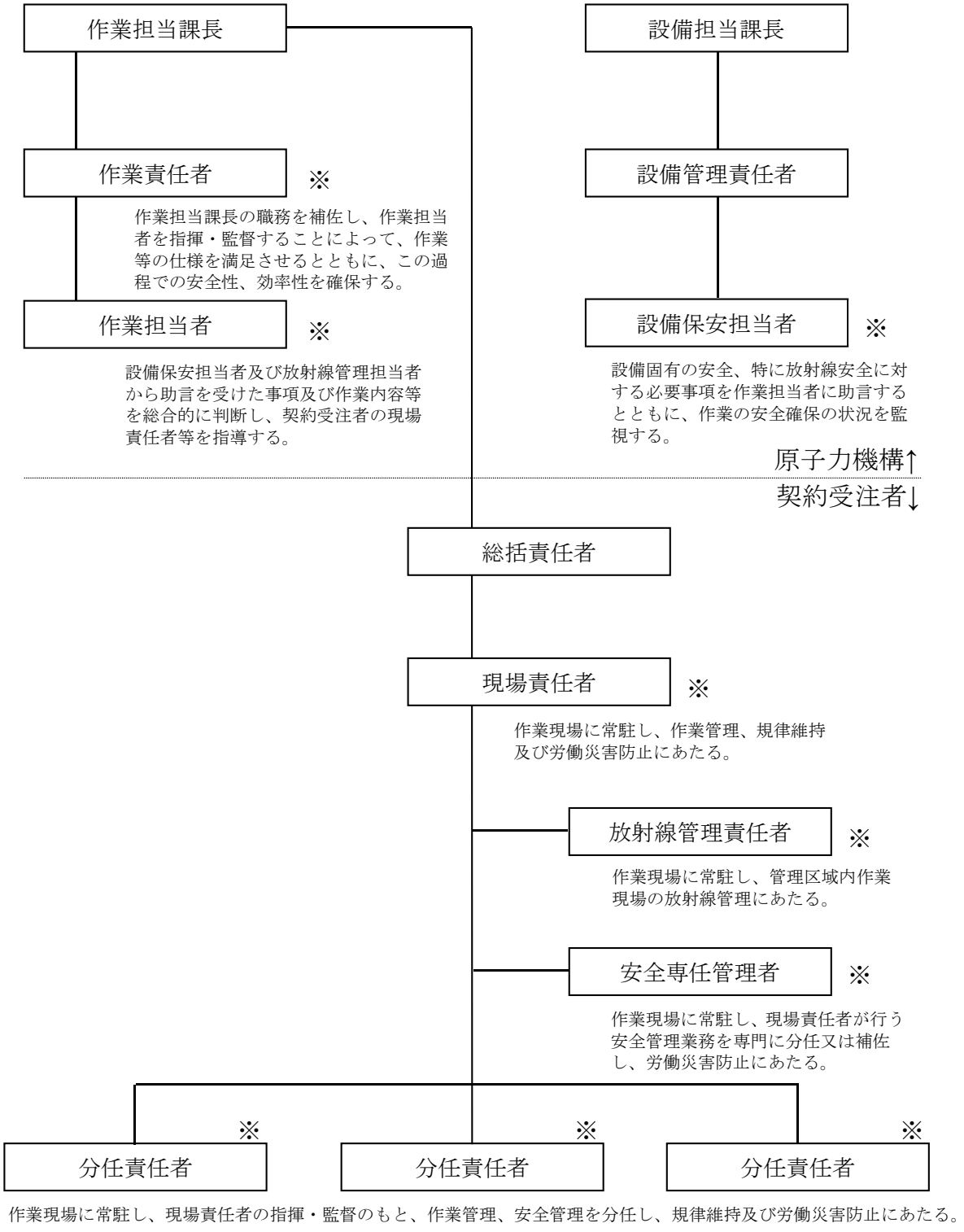
した上で必要な設備改造等の対策を実施するとともに、キャンペーンを見合わせて新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事による設備改造等を実施している。さらに、平成23年3月の東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設について、詳細な点検や地震応答解析及び両者の結果を踏まえた総合評価を行い、東海再処理施設の健全性について問題ないことを確認している。本地震によって発生した点検評価対象の建物・構築物のひび割れについては補修を行うとともに、本地震によって不具合が確認された点検評価対象の設備については計画的な復旧に取り組んでおり、東海再処理施設の安全性、信頼性の維持・向上に努めている。また、本地震等を踏まえた緊急安全対策として浸水防止対策（浸水防止扉の設置）、沸騰防止対策（電源車からの給電、ポンプ車からの給水）、水素滞留防止対策（窒素ガスボンベの設置、電源車からの給電等）、未臨界対策（硝酸ガドリニウム注入設備の整備）を図るための設備改造等を実施している。

以上より、東海再処理施設の保守管理については、継続的な改善及び安全性、信頼性の維持・向上が図られているものと評価する。

3.3.7　今後の取り組み

今後提出予定の再処理事業変更許可申請書や新規制基準の内容を踏まえ、検査項目の見直しを行うとともに、必要な検査を受検していく。また、ガラス固化技術開発施設の運転が今後20年程度必要と見込まれているため、これに係る設備、機器の保全を確実に実施していく。さらに、従来実施してきた各種点検・検査や設備保全、経年変化への対応及び緊急安全対策等については、継続的に実施することにより、設備の健全性維持、信頼性の向上に努めていく。

高経年化については、近年、経年変化に起因している事象が複数発生しており、今後、さらに重要視して取り組む必要があるため、設備の高経年化をより考慮した設備保全計画を検討し、設備保全を充実させていく予定である。



「※」は、作業責任者認定制度に基づく認定対象者

図 3.3-1　作業の安全管理に関する基本体制と作業責任者認定制度に基づく認定対象者

表 3.3-1　施設定期検査項目

施設定期検査項目（平成 25 年 12 月 新規制基準施行前）
○　警報装置、非常用動力装置その他の非常用装置、安全保護回路及び連動装置の作動 ○　放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力 ○　主要な放射線管理施設の性能 ○　再処理施設中人が常時立ち入る場所、再処理施設の使用中特に人が立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所における線量率及び空気中の放射性物質の濃度 ○　核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力及び使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める能力 ○　製品中の原子核分裂生成物の含有率 ○　製品の回収率 ○　火災及び爆発を防止する能力その他の性能

施設定期検査項目（平成 25 年 12 月 新規制基準施行後）
「再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則」への適合確認検査*

＊ 平成 26 年度以降の検査については、適合確認検査を受けるべき設備、機能等が明確となるのは、平成 29 年度予定の再処理事業変更許可申請以降であり、それまでの間は、「再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則」の条項のうち、該当すると考えられる現在の申請書等に記載された設備、機能等について受検する。

表 3.3-2　施設定期検査受検実績

回数	申請日	施設定期検査実施期間	合格証交付日
第 1 回	昭和56年8月5日	昭和56年8月6日～昭和56年11月5日	昭和56年11月6日
第 2 回※	昭和57年9月3日	昭和57年9月7日～昭和60年4月4日	昭和60年4月4日
第 3 回	昭和61年3月31日	昭和61年4月1日～昭和61年8月18日	昭和61年8月18日
第 4 回※	昭和62年7月10日	昭和62年7月15日～昭和63年2月26日	昭和63年2月26日
第 5 回	平成元年2月15日	平成元年2月23日～平成元年11月14日	平成元年11月14日
第 6 回	平成2年7月2日	平成2年7月5日～平成2年10月17日	平成2年10月17日
第 7 回※	平成3年7月8日	平成3年7月10日～平成3年12月4日	平成3年12月4日
第 8 回	平成4年6月24日	平成4年7月1日～平成4年9月24日	平成4年9月24日
第 9 回	平成5年7月6日	平成5年7月8日～平成5年10月18日	平成5年10月18日
第 10 回	平成6年6月30日	平成6年7月4日～平成6年10月18日	平成6年10月18日
第 11 回※	平成7年6月27日	平成7年7月3日～平成7年12月20日	平成7年12月20日
第 12 回	平成8年6月21日	平成8年7月3日～平成8年10月23日	平成8年10月23日
第 13 回	平成9年10月22日	平成9年10月22日～平成12年7月27日	平成12年7月27日
第 14 回	平成13年7月6日	平成13年7月19日～平成13年11月9日	平成13年11月9日
第 15 回	平成14年7月16日	平成14年7月23日～平成14年11月26日	平成14年11月26日
第 16 回	平成15年5月20日	平成15年6月3日～平成15年11月14日	平成15年12月18日
第 17 回	平成16年6月22日	平成16年7月6日～平成16年11月10日	平成16年12月10日
第 18 回	平成17年6月16日	平成17年7月5日～平成17年12月22日	平成18年1月13日
第 19 回	平成18年6月14日	平成18年7月3日～平成18年12月26日	平成19年1月18日
第 20 回※	平成19年7月11日	平成19年7月30日～	

※特記事項

第 2 回　昭和 58 年 2 月 18 日に濃縮ウラン溶解槽(242R10)のジャケットの溶接部、同月 19 日に酸回収蒸発缶の溶接部に漏えいが発見されたため、定期検査を中断。酸回収蒸発缶の交換工事、濃縮ウラン溶解槽(242R10,242R11)の補修工事並びに濃縮ウラン溶解槽(242R12)の設置工事を実施したうえで再開。

第 4 回　昭和 62 年 9 月 17 日に、使用済燃料を貯蔵プールから、せん断機へ搬入するための燃料導入コンベアが故障したため、定期検査を中断。当該燃料導入コンベアを修理後に再開。

第 7 回　海中放出管からの漏えいが確認されたため、新放出管への切り替え工事を実施。

第 11 回　高放射性廃液蒸発缶(271E10)の中段部加熱配管に欠陥が生じたため、予備機(271E20)への切り替え工事を実施。

第 20 回　平成 19 年 7 月 30 日より平成 26 年 9 月末現在も継続中。

表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績(1/6)

検査番号	項目	平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
(1)-ｉ)-1	ウラン溶液蒸発缶（第1段）加熱蒸気の温度警報試験	9月13日	10月23日	10月23日	12月21日	11月17日	12月20日	2月5日	2月24日
(1)-ｉ)-2	プルトニウム溶液蒸発缶加熱蒸気の温度警報試験	9月13日	10月23日	10月23日	12月21日	11月1日	11月15日	11月19日	12月9日
(1)-ｉ)-3	高放射性廃液蒸発缶加熱蒸気の温度警報試験	9月13日	10月23日	10月23日	12月21日	11月17日	12月20日	2月5日	2月24日
(1)-ｉ)-4	酸回収蒸発缶加熱蒸気の温度警報試験	9月13日	10月23日	10月23日	12月21日	11月1日	11月15日	11月19日	12月9日
(1)-ⅱ)-1	非常用発電機の作動試験	11月20, 21, 22日	11月18, 19、20日	11月17, 18, 19, 20日	11月16, 17, 18日	9月27, 28, 29, 30日	11月27, 28, 29日	11月26, 27, 28日	11月25, 26, 27, 28日
(1)-ⅱ)-2	無停電電源装置の作動試験	1月24日	1月22日	2月25日	7月22日	7月26日	1月29日	7月2日	7月29, 30日、1月16日
(1)-ⅲ)-1	濃縮ウラン溶解槽緊急操作系の作動試験	10月24日	9月2日	10月7日	9月10日	10月14日	10月12日	9月3日	12月18日
(1)-ⅲ)-2	ウラン溶液蒸発缶（第1段）緊急操作系の作動試験（その1）	9月26日	9月11日	10月9日	11月12日	10月13日	1月18日	12月9日	1月21日
	ウラン溶液蒸発缶（第1段）緊急操作系の作動試験（その2）	9月26日	9月11日	10月9日	11月12日	10月13日	1月18日	12月9日	1月21日
(1)-ⅲ)-3	プルトニウム溶液蒸発缶緊急操作系の作動試験	9月4日	9月17日	9月15日	9月8日	8月4日	9月13日	11月7日	11月20日
(1)-ⅲ)-4	高放射性廃液蒸発缶緊急操作系の作動試験	10月25日	12月22日	12月17日	9月8日	8月4日	9月13日	11月6日	12月19日
(1)-ⅲ)-5	脱硝塔緊急操作系の作動試験（その1）	10月25日	12月22日	12月17日	11月12日	10月13日	1月17日	12月10日	1月22日
	脱硝塔緊急操作系の作動試験（その2）	9月26日	9月11日	10月9日	11月12日	10月13日	1月17日	12月10日	1月22日
	脱硝塔緊急操作系の作動試験（その3）	9月4日	9月17日	9月15日	9月10日	9月2日	9月28日	10月2日	11月7日
	脱硝塔緊急操作系の作動試験（その4）	9月4日	9月17日	9月15日	9月10日	9月2日	9月28日	10月2日	11月7日
(1)-ⅲ)-6	分離工程, 精製工程, 溶媒回収工程の給液系及び試薬供給系の緊急操作系の作動試験	1月24, 25日	1月21, 22, 23日	1月14, 15日	1月27, 28日	2月8, 9日	2月7, 8日	1月23, 24日	2月4, 5日

表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績(2/6)

検査番号	項目	平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
(1)-iii)-7	焙焼還元炉緊急操作系の作動試験（その1）	12月13日	12月2日	12月17日	12月9日	10月19日	11月2日	8月28日	8月29日
	焙焼還元炉緊急操作系の作動試験（その2）	12月13日	12月2日	12月17日	12月9日	10月19日	11月2日	8月28日	8月29日
(1)-iii)-8	窒素・水素混合ガス供給系緊急操作系の作動試験	12月13日	12月2日	12月17日	12月9日	10月20日	11月14日	8月29日	8月25日
(1)-iii)-9	固化セル換気系の緊急操作系の作動試験	12月13日	10月7日	9月3日	8月24日	7月27日	8月23日	7月26日	H27年6月4日
(1)-iv)-1	受入れ系扉群インターロックの作動試験	11月28日	9月12日	8月19日	8月20日	11月10日	11月2日	11月21日	11月4日
(1)-iv)-2	せん断装置のインターロックの作動試験	12月14日	7月11日	12月16日	10月5日	10月28日	12月13日	10月29日	12月4日
(1)-iv)-3	台車と結合装置のインターロックの作動試験	12月7日	2月27日	1月13日	12月21日	＿※1	＿※1	＿※1	＿※1
(2)-i)-1	放射性気体廃棄物の放出量	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2
(2)-ii)-1	高放射性廃液蒸発缶の処理能力	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2
(2)-ii)-2	低放射性廃液第一蒸発缶の処理能力	9月4日	12月2日	12月2日	3月1日	3月28日	3月5日	9月12日	H27年6月5日
(2)-ii)-3	凝集沈殿処理装置の処理能力	12月14日	1月21日	1月13日	3月2日	3月28日	3月12日	9月13日	
(2)-ii)-4	低放射性廃液第二蒸発缶の処理能力	11月28日	12月22日	1月15日	＿※3	3月27日	3月26日	9月26日	
(2)-ii)-5	低放射性廃液第三蒸発缶の処理能力	9月5日	1月7日	11月26日	H23年 4月19日	3月26日	3月27日	8月30日	
(2)-ii)-6	中和処理設備の処理能力	9月5日	1月7日	11月26日	H23年 4月19日	3月26日	3月27日	8月30日	
(2)-ii)-7	油分除去設備の処理能力	9月5日	1月7日	11月26日	H23年 4月19日	3月27日	3月27日	8月30日	
(2)-ii)-8	放射性液体廃棄物の放出量	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2	＿※2

※1 ガラス固化技術開発施設における固化セルクレーン及び両腕型マニプレータの補修作業を実施するため検査除外
※2 平成 19 年新潟県中越沖地震を踏まえた耐震性向上に係る工事、平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた緊急安全対策及び新規制基準への対応を実施するため検査除外
※3 低放射性廃液第二蒸発缶については、平成 22 年 1 月の受検以降に運転実績はなく、次回の検査時期まで運転しないため検査除外

表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績(3/6)

検査番号	項目		平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
(2)-iii)-1	焼却炉の処理能力（その1）		9月27,28日	9月25,26日	10月15,16日	9月29,30日	10月20,21日	10月11,12日	1月23,24日	3月25日
	焼却炉の処理能力（その2）		9月27,28日	9月25,26日	10月15,16日	9月29,30日	10月20,21日	10月11,12日	1月23,24日	
(3)-1	定置式モニタ類の性能検査	γ線ｴﾘｱﾓﾆﾀ	11月6～9日、12月4～7日	11月4～6日、12月9～12日	11月10～13日、12月8～11日	11月8～10日、11月30日～12月3日	10月3～5日、24～27日	10月23～26日、11月19～22日、12月7日	8月6～8日、10月21～24日、11月11～15日	8月5～7日、19～21日、10月14～17日、11月10～14日、1月15日
		n線ｴﾘｱﾓﾆﾀ	11月6～8日、12月6日	11月4～6日、12月9,10日	11月10～13日、12月8,9日	11月8～10日、11月30日、12月1日	10月3～5日、24,25日	10月23～25日、11月19、20日	8月6～8日、10月21～24日、11月11～15日	8月5～7日、19～21日、10月14～17日、11月10～14日、1月15日
		β(γ)線ﾀﾞｽﾄﾓﾆﾀ	11月6,7日、12月4～7日	11月4,5日、12月9～11日	11月10,11日、12月8～11日	11月8,9日、11月30日～12月3日	10月3,4日、24～27日	10月23,24日、11月19～22日、12月7日	8月6～8日、10月21～24日、11月11～15日	8月5～7日、19～21日11月10～14日、1月15日
		Puﾀﾞｽﾄﾓﾆﾀ	11月6,7日、12月4,6日	11月4,5日、12月9,10日	11月10,11日、12月8,9日	11月8,9日、11月30日、12月1日	10月3,4日,24,25日	10月23,24日、11月19,20日	8月6～8日、10月21～24日、11月11～15日	8月5～7日、19～21日11月10～14日、1月15日
		排気ﾓﾆﾀ	11月6～9日、12月5～7日	11月4～7日、12月9,11,12日	11月10～13日、12月10日	11月8～11日、30日12月2,3日	10月3～6日、24～26日	10月23～26日、11月21,22日、12月7日	8月6～8日、10月21～24日、11月11～15日	8月5～7日、19～21日、10月14～17日、11月10～14日、1月13～15日
		臨界警報装置	11月6,7日、12月5日	11月4,5日、12月10日	11月10,11日、12月9日	11月8,9日、12月1日	10月3,4日、25日	11月20日	11月11～15日	8月19～21日、11月11日

表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績(4/6)

検査番号	項目		平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
(3)-2	排水モニタリング設備の作動確認		8月7日	8月5日	7月28日	7月28日	7月28日	7月27日	7月30日	8月28日
(4)-1	線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定	線量率(γ線)	2月8, 13日	2月13, 18日	2月10, 15日	2月22日	2月16, 17日	2月18, 19日	2月17, 18日	3月17, 18日
		線量率(n線)	2月8, 13日	2月13, 18日	2月10, 15日	2月22日	2月16, 17日	2月18, 19日	2月17, 18日	3月17, 18日
		濃度(β線)	2月13日	2月18日	2月15日	2月22日	2月16, 17日	2月18, 19日	2月17, 18日	3月17, 18日
		濃度(Pu線)	2月13日	2月18日	2月15日	2月22日	2月16, 17日	2月18, 19日	2月17, 18日	3月17, 18日
		モニタリングポスト※1								3月17, 18日
(5)-ⅰ)-1	溶解工程インターロックの作動試験		10月26日	12月25日	12月3日	11月9日	11月30日	1月22日	12月17日	12月18日
(5)-ⅰ)-2	Pu溶液蒸発缶液面制御装置の作動試験		11月14日	12月4日	11月12日	12月14日	9月21日	2月26日	2月26日	10月23日
(5)-ⅰ)-3	Pu製品貯槽の液面警報試験		11月14, 15日	12月4日	11月12日	12月14日	9月21日	2月26日	2月26日	10月23日
(5)-ⅰ)-4	脱硝工程インターロックの作動試験（その1）		1月23日	12月24日	12月4日	11月9日	11月30日	1月22日	12月17日	11月6日
	脱硝工程インターロックの作動試験（その2）		1月30日	1月28日	2月1日	11月26日	11月15日	3月14日	12月16日	3月11日
	脱硝工程インターロックの作動試験（その3）		1月23日	12月24日	12月4日	11月9日	11月30日	1月22日	12月17日	11月6日
(5)-ⅱ)-1	セル内等漏洩検知装置の警報試験		11月13, 15日、1月30日	12月4, 5日	11月12, 13日、2月24日	12月14, 15日	9月21, 22日	3月14, 15日	10月31日、2月26, 27日	10月22, 23, 24日
(5)-ⅱ)-2	蒸気凝縮水系の緊急操作系の作動試験（その1）		1月23日	12月24日	12月4日	11月10日	12月1日	1月23日	3月12日	1月20日
	蒸気凝縮水系の緊急操作系の作動試験（その2）		10月26日	12月25日	12月3日	11月10日	12月1日	1月23日	3月12日	1月20日

※1 平成 26 年度より検査項目に追加

表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績(5/6)

検査番号	項目	平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
(5)-ⅱ)-3	建家及びセル換気系インターロックの作動試験（その1）	12月18,19日	11月10,11日	10月19,20日	9月30日、10月1日、11月26日	10月11,12日	12月11,12日	12月11,12日	12月11,12日、H27年5月25,26,27日
	建家及びセル換気系インターロックの作動試験（その2）	12月18,19日	11月10,11日	10月19,20日	9月30日、10月1日、11月26日	10月11,12日	12月11,12日	12月11,12日	12月11,12日、H27年5月25,26,27日
	建家及びセル換気系インターロックの作動試験（その3）	11月20,21,22日	11月18,19,20日	11月17,18,19,20日	11月16,17,18日	9月27,28,29,30日	11月27,28,29日	11月27,28日	11月25～28日、H27年5月26日
(5)-ⅱ)-4	建家及びセル換気系の負圧警報試験	11月13,14,15日、1月30日	12月4,5日	11月12日、2月24日	12月14,15日	9月21,22日	3月14,15日	10月31日、2月26,27日	10月22,23,24日
(6)-1	製品中の原子核分裂生成物の含有率	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1
(7)-1	製品の回収率	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1	―※1
(8)-ⅰ)-1	酸回収蒸発缶緊急操作系の作動試験	9月26日	9月11日	10月9日	9月8日	8月4日	9月13日	11月6日	12月19日
(8)-ⅰ)-2	廃溶媒処理工程緊急操作系の作動試験（その１）	10月31日	10月7日	9月3日	8月24日	8月24日	9月12日	2月13日	9月4日
	廃溶媒処理工程緊急操作系の作動試験（その２）	10月31日	10月7日	9月3日	8月24日	8月24日	9月12日	2月13日	9月4日
(8)-ⅰ)-3	反応器緊急操作系の作動試験	9月13日	9月25日	9月11日	11月18日	10月14日	10月11日	11月7日	11月5日
(8)-ⅰ)-4	セル内温度警報試験	9月26日、10月11,12日	11月12,13日	1月28,29日、2月3日	1月20,21日	11月17,18日	12月20,21日	9月27日、2月5,6日	8月25日、2月24,25日
(8)-ⅱ)-1	圧空設備圧縮機の性能検査	10月10日、11月28日	10月23日	10月7日	12月3日	7月27日	12月14日	7月31日	9月3日
(8)-ⅱ)-2	浄水設備用ポンプの性能試験	10月10日	9月12日	10月7日	12月10日	10月19日	12月14日	9月3日	3月26日

※1 平成 19 年新潟県中越沖地震を踏まえた耐震性向上に係る工事、平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた緊急安全対策及び新規制基準への対応を実施するため検査除外

表 3.3-3　第 20 回施設定期検査受検実績(6/6)

検査番号	項目	平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度	平成26年度
(8)-ⅱ)-3	冷却水設備プロセス用ポンプの性能試験	10月9日	10月24日	10月7,8日	12月10日	10月21日	8月22日	9月12日	9月29日
(8)-ⅱ)-4	冷水設備用ポンプの性能試験	10月9日	10月24日	10月8日	12月10日	10月21日	8月22日	9月13日	9月30日
(8)-ⅱ)-5	蒸気設備の作動検査	8月29日	8月27日	8月26日	8月25日	8月25日	8月22日	9月26日	8月22日
(8)-ⅱ)-6	貯蔵プール熱交換器の流量の確認	9月27日	10月24日	11月17日	8月4日	2月17日	11月14日	11月21日	11月20日
(8)-ⅱ)-7	高放射性廃液貯槽の警報装置の作動試験	10月11,12日	11月12,13日	1月28,29日	1月20,21日	11月1日	11月15,16日	11月19,20日	12月9,10日
(8)-ⅱ)-8	ガラス固化技術開発施設の保管ピットの風量確認検査	11月28日	9月25日	10月8日	9月29日	7月28日	1月29日	11月6日	11月21日
(8)-ⅱ)-9	ガラス固化技術開発施設の冷却塔の作動試験	7月30日	1月23日	―※1	10月14日	7月26日	9月28日	9月12日	8月26日
(8)-ⅱ)-10	建家、構築物の健全性確認検査※2							3月27日	3月27日

※1 冷却塔の更新後に使用前検査を受検するため実施せず

※2 平成 25 年度より検査項目に追加

表 3.3-4　施設定期自主検査項目の全体概要

施設定期自主検査項目
○　再処理施設保安規定第Ⅲ－18 表（再処理事業規則第 12 条第 1 号に基づく施設定期自主検査）に掲げるもの（1 年ごと：性能検査） ○　再処理施設保安規定第Ⅲ－19 表（再処理事業規則第 12 条第 2 号に基づく施設定期自主検査）に掲げる安全保護回路、警報装置、非常用動力装置及びその他の主要な設備（1 年ごと：総合検査、1 月ごと：部分毎の性能検査） ○　再処理施設保安規定第Ⅲ－20 表（計器校正）に掲げる計器及びその他の主要な設備の計器（1 年ごと：校正） ○　再処理施設保安規定第Ⅲ－21 表（その他の定期的な検査）に掲げるもの（1 年ごと：検査） ○　再処理施設保安規定第Ⅲ－17－(1)表（放射線管理用機器）に掲げる放射線管理用機器及び第Ⅲ－17－(2)表（排水モニタリング設備）に掲げる排水モニタリング設備（1 年ごと：検査及び校正） ○　製品中の核分裂生成物の含有率及び製品の回収率（1 年ごと：確認） ○　放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力（1 年ごと：確認）

表 3.3-5　施設定期自主検査項目（1/3）

再処理施設保安規定第Ⅲ－18 表に掲げるもの
（1 年ごと：性能検査）

対象機器	点検項目
燃料受入系扉	シャッタ扉、トラップ扉のインターロック機能確認
貯蔵プール熱交換器	貯蔵プール熱交換器に供給されるプール水及び冷却水の流量の確認
せん断装置	せん断装置等のインターロック機能確認
溶融炉	台車と結合装置のインターロック機能確認
建家及びセル換気系（東海再処理施設内各建家）	送排風機の起動順序確認（通常電源時、非常電源時）
	排風機故障時の予備機への自動切替確認
空気圧縮機（東海再処理施設内の空気圧縮機）	吐出圧力が所定の条件を満足することを確認
プルトニウム溶液蒸発缶	液面制御装置の機能確認
浄水設備用ポンプ	ポンプの容量が所定の条件を満足することを確認
冷却水供給ポンプ	ポンプの容量が所定の条件を満足することを確認
冷却水設備プロセス用ポンプ	ポンプ容量に対応した締切圧力が所定の条件を満足することを確認
冷水設備用ポンプ	ポンプ容量に対応した締切圧力が所定の条件を満足することを確認
蒸気設備	蒸気圧力を維持し、ボイラ本体から著しい漏えいがないことを確認
保管ピット（ガラス固化技術開発施設）	排気風量が所定の条件を満足することを確認
冷却塔（ガラス固化技術開発施設）	冷却塔出口冷却水流量が所定の条件を満足することを確認

表 3.3-5　施設定期自主検査項目(2/3)

再処理施設保安規定第Ⅲ－19 表に掲げる安全保護回路、警報装置、
非常用動力装置及びその他の主要な設備
(1 年ごと：総合検査、1 月ごと：部分ごとの性能検査)

対象機器	対象装置
溶解槽	圧力上限緊急操作装置［Ⅰ］，［Ⅱ］
溶解槽溶液受槽	密度制御操作装置
第 1 ストリップ調整槽	温度上限操作上限警報装置
	電導度上限操作上限警報装置
温水器	温度上限操作上限警報装置
第 2 ストリップ調整槽	電導度下限操作装置
第 3 ストリップ調整槽	電導度下限操作装置
第 1 スクラブ調整槽	密度下限操作装置
第 3 スクラブ調整槽	電導度下限操作装置
抽出器	流量低下緊急操作装置
	溶媒流量上限警報装置
プルトニウム溶液蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
	温度上限緊急操作装置
	蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
	加熱蒸気凝縮水放射性物質検知装置
	密度上限警報装置
ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）	液面上限緊急操作装置［Ⅰ］，［Ⅱ］
	蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
	温度上限緊急操作装置
	圧力上限操作上限警報装置
脱硝塔（分離精製工場）	ウラン粉末上昇検知装置
	温度下限緊急操作装置
	塔内差圧上限緊急操作装置
UNH 受槽	ウラン濃縮度記録上限操作装置
	密度指示上限操作装置
溶解液受槽（ウラン脱硝施設）	密度指示上限操作装置
脱硝塔（ウラン脱硝施設）	温度下限緊急操作装置
	圧力上限緊急操作装置
酸回収蒸発缶	蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
	缶内圧力上限緊急操作装置
高放射性廃液蒸発缶	圧力上限緊急操作装置［Ⅰ］，［Ⅱ］
	圧力上昇警報装置
	蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
	圧力上限操作上限警報装置
	温度上限操作上限警報装置
	液位下限警報装置
	γ線上限警報装置
	流量上昇警報装置

表 3.3-5　施設定期自主検査項目(3/3)

再処理施設保安規定第Ⅲ－19 表に掲げる安全保護回路、警報装置、
非常用動力装置及びその他の主要な設備
(1 年ごと：総合検査、1 月ごと：部分ごとの性能検査)

対象機器	対象装置
高放射性廃液貯槽	温度上昇警報装置
	槽内圧力上昇警報装置
プルトニウム製品貯槽	液位上昇警報装置
グローブボックス（267X65）	液位上限操作上限警報装置
低放射性廃液第 1 蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
低放射性廃液第 2 蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
低放射性廃液第 3 蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
蒸気凝縮水系（分離精製工場）	放射性物質検知装置
廃ガス貯槽	槽内圧力上昇警報装置
建家及びセル換気系（東海再処理施設内各建家）	負圧警報装置
セル等（東海再処理施設内各建家）	温度警報装置、漏洩検知装置
非常用電源（東海再処理施設内各施設）	非常用発電機、無停電電源装置
冷却水設備（ユーティリティ施設）	圧力下限警報装置
圧縮空気設備（ユーティリティ施設）	圧力下限警報装置
圧空貯槽（272V603）	圧力下限警報装置
加熱装置（廃溶媒処理技術開発施設）	温度上限緊急操作装置
槽（廃溶媒処理技術開発施設）	温度記録上限緊急操作装置
固化セル（ガラス固化技術開発施設）	圧力上限緊急操作装置
焙焼還元炉（プルトニウム転換技術開発施設）	温度上限緊急操作装置
	流量下限緊急操作装置
窒素水素混合ガス供給系（プルトニウム転換技術開発施設）	水素濃度上限緊急操作装置
	水素濃度上限警報上限操作装置
廃液蒸発缶（プルトニウム転換技術開発施設）	温度上限緊急操作装置
	圧力上限緊急操作装置
反応器（クリプトン回収技術開発施設）	酸素濃度上下限緊急操作装置
	温度調節下限警報装置
	酸素濃度上限警報装置
焼却灰受槽（焼却施設）	温度上限操作装置
その他の主要な設備	臨界警報装置

表 3.3-6　経年変化が起因となった主な故障の補修・改善実績(1/2)

機器	故障の概要 発生時期	補修・改善の概要
海中放出管	放出口から陸側に約760mの位置で漏えい箇所を確認した。 平成21年4月	・漏えい箇所の配管を切断し、新たな配管を敷設 ・新たな配管は接続にハウジング形管継手、スリーブ形伸縮管継手を用いて復旧 ・放出口ノズルの変更 ・防食電位の変更
動力分電盤	分離精製工場の高放射性廃液貯槽の槽類換気系ブロワ、溶解オフガス系ブロワ及びせん断オフガス系ブロワへ電源を供給するための制御タイマーの故障により起動しなかった。 平成23年9月	・安重相当設備の給電を制御する回路を変更し、多重性及び独立性を確保 ・設計寿命が約2倍のタイマーへの交換及び交換頻度の見直し ・テスト回路を用いたタイマーの作動試験の実施 ・類似事象の発生を防止するため、再処理施設の安重相当設備及びそれに影響を及ぼす設備についても制御回路の多重性及び独立性を確保
主排気筒ダクト	分離精製工場等から発生する気体廃棄物を排気する主排気筒に接続している主排気筒ダクトの一部に貫通孔を確認した。 平成23年10月	・雨水等が滞留しやすい部位はシール材を充てんし、管理 ・主排気筒ダクトに腐食等を確認した場合、肉厚測定等によるダクト肉厚の減少の確認及び腐食による母材への影響を評価するとともに、その都度補修 ・年次点検を行う際は主排気筒ダクト外面の全面に接近ができるよう足場等を設置 ・上記について品質保証体系に沿った保守管理に係る文書を改訂 ・予防的な塗装管理に関する要領を品質保証体系に沿った保守管理に係る文書として制定

表 3.3-6　経年変化が起因となった主な故障の補修・改善実績(2/2)

機器	故障の概要 発生時期	補修・改善の概要
分析所排水配管	ユーティリティ室(W004)及び特殊分析室(G123)のグローブボックスの排水配管に腐食による貫通が生じ、非管理区域において汚染を検出した。 平成24年9月	・漏えい箇所の配管を切断し、新たな配管を敷設 ・人が立ち入る非管理区域に設置されている一重の放射性溶液配管の周辺の養生等を行い、その内部を管理区域化 ・非破壊検査により健全性が認められた排水配管を定期的に洗浄 ・非破壊検査による配管内部の欠陥の有無の点検を定期的に実施
焙焼還元炉 (入口側ベローズ)	プルトニウム転換技術開発施設において、焙焼還元炉と炉入口グローブボックスを接続しているベローズに腐食による欠陥が生じ、汚染が検出された。 平成25年7月	・新規製作した同型ベローズに交換 ・新規製作したベローズの材料を、SUS304から酸に対して腐食し難いSUS304Lに変更 ・湿潤環境を改善するため、焙焼還元炉を停止した後、①脱湿された計装用空気をベローズ内に供給、②焙焼還元炉の冷却ジャケットの冷却を停止して、乾燥させることとし、これらに関し規則を新規制定
蒸気供給配管	第三低放射性廃液蒸発処理施設において、蒸気供給配管に腐食による貫通が生じ、蒸気凝縮水が滴下していることを確認した。 平成26年1月	・当該箇所の配管を切断し、同材料の新規配管により復旧 ・既設配管は、勾配がなかったことから新設配管は5/100の勾配を設け、凝縮液が滞留することによる腐食の発生を防止する構造に変更

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況（1/9）

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
遠隔継手の交換	H8.3.11	H8.6.4	H8.8.2	H10.8.24	その他再処理設備の附属施設(その18)ガラス固化技術開発施設の固化セル内に設置している受入系、前処理系及び廃液処理系の遠隔継手のうち、取替用として16本を製作して交換する。
			H8.8.2	H13.5.30	
			H8.8.2	H17.9.28	
再処理ユーティリティ設備等の一部更新(その1)	H12.6.9	H12.8.11	H12.9.1	H16.8.23	分離精製工場、分析所等へ供給する冷却水、圧縮空気等のユーティリティ設備等を更新する。
再処理ユーティリティ設備等の一部更新(その2)	H12.6.23	H12.8.11	H12.10.30	H16.8.6	分離精製工場、分析所等へ給電する非常用電源等の電気設備を更新する。
第2受変電設備の更新	H12.8.10	H12.10.2	H13.8.7	H17.1.28	分析所等へ給電する電気設備を更新する。
溶融炉等の更新	H13.10.31	H13.12.13	H14.3.20	H16.11.24	ガラス固化技術開発施設のガラス溶融系の溶融炉を更新する。また、溶融炉に附属する結合装置、廃気冷却管、原料供給ノズル及び配管類等を更新する。
溶融炉等の更新に係る一部変更	H14.4.23	H14.5.30	H14.3.20	H16.11.24	ガラス溶融系(G21)の溶融炉(G21ME10)の炉底部を空気で冷却できる構造に変更する。また、配管類の一部を変更する。
第1受変電設備の更新及び分離精製工場の部屋配置の一部改造	H14.12.13	H15.11.4	H15.11.10	H17.8.10	分離精製工場に給電する第1受変電設備を更新する。また、第1受変電設備の更新に伴い、分離精製工場の部屋配置の一部を変更するとともに、盤類を設置するために必要な床を改造する。
固化セル内配管類の一部更新	H16.1.27	H16.3.5	H16.3.29	H16.8.20	ガラス固化技術開発施設の固化セル内に設置している弁の動作に不規則な作動不調が見られることから、予防保全の観点から弁を交換する。これに伴い、弁に接続する配管類を一部更新する。
リン酸廃液の密度の変更に伴う容器及び配管類の設計の変更	H16.2.24	H16.4.1	H16.4.9	H16.6.8	低放射性濃縮廃液貯蔵施設で取り扱うリン酸廃液の密度を変更することに伴い、低放射性濃縮廃液貯蔵施設の容器及び配管類並びに廃溶媒処理技術開発施設から低放射性濃縮廃液貯蔵施設へリン酸廃液を移送するための配管類の設計を変更する。

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(2/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅰ	H14.3.12	H14.3.20	H14.7.9	※	再処理施設にて発生する低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するため、低放射性廃棄物処理技術開発施設を新設。(申請範囲：建物(その 29 の 1))
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱ	H14.3.25	H14.6.25			再処理施設にて発生する低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するため、低放射性廃棄物処理技術開発施設を新設。(申請範囲：建物(その 2)変更、建物(その 29 の 2)、放射性廃棄物の廃棄施設(その 10)、放射線管理施設(その 12)、その他再処理設備の付属施設(その 21))
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 3)　(2 項変更)	H16.3.22	H16.5.17			低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するために施設する設備のうち、サンプリング・分析設備、前処理設備、一時貯蔵設備、焼却設備、洗浄廃液乾燥設備、ろ過・吸着設備、硝酸塩溶液固化設備、スラリ固化設備、槽類換気設備、二次廃液設備及び真空設備の機器及び配管類の一部を変更する。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅰに係る一部変更 低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 4)　(2 項変更)	H16.7.6	H16.7.26			低放射性廃棄物処理技術開発施設のドリップトレイの一部を変更する。 低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するために施設する設備のうち、換気空調設備、焼却設備、洗浄廃液乾燥設備、ろ過・吸着設備、スラリ固化設備及び槽類換気設備の機器及び配管類の一部を変更する。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更（その 5)　(2 項変更)	H16.9.30	H16.10.22			低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するために施設する設備のうち、サンプリング・分析設備、焼却設備、ろ過・吸着設備、スラリ固化設備、槽類換気設備及び真空設備の機器及び配管類の一部を変更する。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 6)　(2 項変更)	H16.12.27	H17.2.8			低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するために施設する設備のうち、サンプリング・分析設備、前処理設備、一時貯蔵設備、焼却設備、ろ過・吸着設備、硝酸塩溶液固化設備、スラリ固化設備、槽類換気設備、二次廃液設備及び真空設備の機器及び配管類の一部を変更する。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 7)　(2 項変更)	H17.4.28	H17.8.5			低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理するために施設する設備のうち、サンプリング･分析設備、洗浄廃液乾燥設備、ろ過･吸着設備、硝酸塩溶液固化設備、スラリ固化設備、槽類換気設備及び真空設備の機器及び配管類の一部を変更する。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 8)　(2 項変更)	H18.2.3	H18.2.24			低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理する設備のうち、操作性及び施工性の向上等を図るため、焼却設備、サンプリング・分析設備等の機器及び配管類を変更する。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 9)　(2 項変更)	H18.11.2	H18.12.22			低放射性廃棄物処理技術開発施設において，低放射性の液体及び固体廃棄物を処理する設備のうち，洗浄廃液乾燥設備及びろ過･吸着設備の機器及び配管の一部について、運転操作性及び遠隔操作性を向上するための見直し並びに配管経路の記載の見直し等を行ったため変更する。

※受検中(平成 28 年 1 月現在)

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(3/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅰに係る一部変更(その 2) 低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 10)　(2 項変更)	H19.12.26	H20.6.3	H14.7.9	※	低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性廃棄物処理技術開発施設のセルの遮蔽壁の一部並びに低放射性の液体及び固体廃棄物を処理する設備のうち、サンプリング･分析設備、ろ過･吸着設備、スラリ固化設備及び槽類換気設備の機器及び配管類の一部について、運転操作性の向上を図るため、手直し･改造を行う。
低放射性廃棄物処理技術開発施設－Ⅱに係る一部変更(その 11)　(2 項変更)	H21.12.4	H22.1.4			低放射性廃棄物処理技術開発施設において、低放射性の液体及び固体廃棄物を処理する設備のうち、洗浄廃液乾燥設備の乾燥機について、耐食性を向上させるために機器内面にライニングを施工する。
分析設備グローブボックスの更新	H16.3.22	H16.5.24	H16.6.11	H16.9.27	分析所の分析設備のうち、スペクトロメータ室(G1 19)に設置されたグローブボックス No.1、及び質量分析室(G1 29)に設置されたグローブボックス No.1 について、分析試薬の付着による内部表面の腐食、前面パネルの変色等の経年劣化が進行しているため、更新する。
空気圧縮機の更新(その 2)	H16.4.2	H16.4.19	H16.5.17	H16.9.1	プルトニウム転換技術開発施設のユーティリティ室(W0 02)に設置されている空気圧縮機(P86K12)の本体部について，経年変化に伴い更新する。
貯蔵容器の製作	H16.4.9	H16.4.23	H16.5.17	H16.10.21	プルトニウム転換技術開発施設の貯蔵容器について、今後の運転に伴う貯蔵容器の使用計画上、不足が生じることから、貯蔵容器 33 基を製作する。
蒸発缶(263E35)の蒸発蒸気配管等の更新	H16.7.14	H16.8.3	H16.8.16	H16.9.27	ウラン脱硝施設に設置されている蒸発缶(263E35)の蒸発蒸気配管等が腐食による経年変化を生じたため、更新する。
高放射性廃液貯蔵場セル換気系排風機 272K104 据付ボルトの更新	H16.12.27	H17.1.06	H17.1.7	H17.1.13	高放射性廃液貯蔵場の排気機械室(A4 22)に設置されたセル換気系排風機(272K104)の据付ボルトが振動による疲労破壊により折損したため、据付ボルトを更新する。
廃棄物処理場槽類換気系排風機 307K156 据付ボルトの更新	H16.12.27	H17.1.06	H17.1.7	H17.1.17	廃棄物処理場の排風機室(A2 02)に設置された槽類換気系排風機(307K156)の据付ボルト 1 本が締め付け過ぎ等により折損したため、その据付ボルトを更新する。

※受検中(平成 28 年 1 月現在)

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(4/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
廃棄物処理場槽類換気系排風機 307K155 等の据付ボルトの更新	H17.1.7	H17.1.17	H17.1.18	H17.1.25	廃棄物処理場の排風機室(A2 02)に設置された槽類換気系排風機(307K155)及びセル換気系排風機(307K19)、分析所の排風機及びフィルタ室(A0 23)に設置された槽類換気系排風機(108K70)、分離精製工場の排風機室(A6 64)に設置された機械処理セル系補助排風機(207K23)及び放出廃液油分除去施設の排気室(A3 05)に設置された建家換気系排風機(350K303)の据付ボルトが締め付け過ぎ等により折損したため、据付ボルトを更新する。また、高放射性廃液貯蔵場の排気機械室(A4 22)に設置されたセル換気系排風機(272K103)の据付ボルトについては、同系統のセル換気系排風機(272K104)の据付ボルトが、機器ベース上のテーパープレートの孔径が大きく、当該プレートの固定ナットに対する接触面積が十分でなかったことが起因して、機器運転時の振動によってテーパープレート接触部の塑性変形が進行した結果、据付ボルトに疲労破壊が生じたことに関連した予防措置として更新を行う。
分析設備インナーボックス及びグローブボックスの更新	H17.3.10	H17.4.7	H17.5.25	H17.9.16	分析設備のうち、分析所の高放射性分析室(G1 04)高放射性試料分析用セルラインに設置されたセルNo.5aインナーボックス及びセルNo.5bインナーボックスを経年劣化に伴い、更新する。 また、分析所の低放射性分析室(G1 16)に設置されたグローブボックスⅡ-1及び低放射性分析室(G1 15)に設置されたグローブボックスⅠ-3、Ⅰ-4を経年劣化に伴い、更新する。 なお、更新にあたっては、耐薬品性を考慮し、ボックス前面及び上部の一部を除き、材質を従来のポリ塩化ビニル製からステンレス製に変更する。
空気圧縮機の更新(その3)	H17.4.1	H17.4.22	H17.5.25	H17.9.27	プルトニウム転換技術開発施設のユーティリティ室(W0 02)に設置されている空気圧縮機(P86K13)の本体部について、経年変化に伴い更新する。
プルトニウム転換技術開発施設の放射線管理施設の一部変更・更新	H17.5.13	H18.6.19	H19.8.24	H19.11.19	プルトニウム転換技術開発施設の施設内放射線管理用の主要な設備であるエリアモニタ類のうち、臨界警報装置について、経年変化に伴う予防保全のため更新する。
グローブボックスの改造	H17.7.22	H17.10.25	H17.10.26	H17.12.09	プルトニウム転換技術開発施設の主工程室(A126)に設置されている混合液移送グローブボックス(P12B01)及び混合液給液グローブボックス(P12B02)において、グローブボックス底板に欠陥が確認されたため、グローブボックス外側からあて板を溶接し、欠陥部を補修する。 また、上記補修作業の実施にあたって、作業スペースを確保するため一時的にグローブボックス架台の一部を撤去する。なお、補修終了後、グローブボックス架台の撤去箇所を同一仕様(形状・材料)の部材で元の状態に復旧する。

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(5/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
分析設備インナーボックス及びグローブボックスの更新	H18.5.26	H18.6.16	H18.7.7	H18.10.16	分析設備のうち，分析所の高放射性分析室(G1 05)高放射性試料分析用セルラインに設置された汎用セルNo.1インナーボックス及びセルNo.2インナーボックスを経年劣化に伴い，更新する。 また，分析所の低放射性分析室(G1 16)に設置されたグローブボックスⅡ－3を経年劣化に伴い、更新する。 なお，更新にあたっては、耐薬品性を考慮し，インナーボックス及びグローブボックス本体前面を除き，材質を従来のポリ塩化ビニル製からステンレス鋼製に変更する。
小型試験設備 試験セル内の機器類の一部撤去等	H18.10.16	H18.11.28	H19.2.26	H20.3.26	小型試験設備のうち、試験セル内の一部の機器類等を今後使用しないため、撤去する。また、それに伴う配管の閉止措置を行う。
分離精製工場の放射線管理施設の一部変更･更新	H19.01.30	H19.3.6	H19.4.26	H19.7.12	分離精製工場の放射線管理施設の主要な設備であるエリアモニタ類のうち、エアスニファシステムの空気吸引装置について、経年変化に対する予防保全の観点から更新する。付属装置である冷却器及びフィルタ類は、更新する空気吸引装置に付属されているため撤去する。 また、排気モニタリング設備のうち、主排気筒排気モニタについて、安全管理パネルの電源系統の多重化を図るために電源を設置する。
分析設備分配ボックス及びグローブボックスの更新	H19.3.9	H19.3.26	H19.8.3	H19.12.27	分析設備のうち、分析所の低放射性分析室(G1 16)に設置されている低放射性分析試料分配ボックス及び機器分析準備室(G1 24)に設置されているグローブボックスNo.7を長期の使用による経年劣化が著しいことから更新する。 なお，更新にあたっては、耐薬品性を考慮し、主要な材質を従来のポリ塩化ビニル製からステンレス鋼製に変更する。
粉末缶及び貯蔵容器の製作	H19.8.3	H19.12.27	H20.1.31	H20.9.22	プルトニウム転換技術開発施設で使用する粉末缶及び貯蔵容器について、今後の運転に伴う粉末缶及び貯蔵容器の計画上、不足が生じることから、粉末缶100缶及び貯蔵容器25基を製作する。
分離精製工場の放射線管理施設の一部変更･更新 分離精製工場の計測制御系統施設の一部変更	H20.1.11	H20.7.16	H21.5.15	H21.9.16	放射線管理施設(その1)のうち、分離精製工場の臨界警報装置について、経年変化に対する予防保全の観点から更新する。 計測制御系統施設(その1)のうち、分離精製工場中央制御室(G549)に設置された制御盤監視机の臨界警報出力箇所の変更を行う。
高放射性廃液貯蔵場の冷却塔の改良及び分離精製工場への圧縮空気供給配管のルート変更	H20.1.31	H20.6.9	H20.7.14	H20.10.27	再処理施設において耐震裕度向上を目的に、高放射性廃液貯蔵場の冷却塔に梁及び据付ボルト等を追加するとともに、分離精製工場への圧縮空気供給配管のルートを変更する。

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(6/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
分離精製工場のクレーンホール鉄骨屋根等の耐震性向上対策工事	H20.3.5	H21.7.7	H21.7.15	H22.2.9	分離精製工場のクレーンホール鉄骨屋根及び貯蔵プール鉄骨屋根について、自主保安の観点から、地震による応力を小さくするため、部材を追加することによって、耐震性に係る裕度の向上を図る。
ガラス固化技術開発施設 遠隔継手の交換	H20.7.24	H20.9.3	H20.9.19	H21.1.29	その他再処理設備の附属施設(その 18)ガラス固化技術開発施設の固化セル内に設置している固化セル換気系の遠隔継手(G43Q511)を交換する。
ガラス固化技術開発施設非常用発電設備の配線方法の変更 ガラス固化技術開発施設の冷却塔の更新	H21.7.17	H21.9.14	H21.9.17	H22.3.12	ユーティリティ設備の非常用発電設備について、配線ルート「非常用発電設備の配電盤から第 11 受変電設備の高圧受電盤まで」の配線方法を「ケーブルダクト配線及び共同溝」から「金属ダクト配線、ケーブルラック配線及び地中埋設配線」に変更する。 第二中間開閉所の非常用発電設備について、配線ルート「高圧分岐盤からガラス固化技術開発棟第 11 受変電設備の高圧受電盤まで」の配線方法を「ケーブルダクト配線及び共同溝(T20)」から「金属ダクト配線及び地中埋設配線」に変更する。
			H21.9.17	H22.3.12	ガラス固化技術開発施設のうち、ガラス固化技術開発棟に設置されている冷却塔(G83H10,G83H20)を更新する。
分離精製工場のセル換気系排気ダクトサポートの一部更新 高放射性廃液貯蔵場の電気設備の配線方法の変更 プルトニウム転換技術開発施設への受変電設備の配線方法の変更 非常用発電設備の燃料系配管の変更	H21.9.17	H21.10.30	H21.11.27	H22.12.28	分離精製工場のセル換気系の排気ダクトについてサポートの一部を更新する。
			H21.11.27	H22.12.28	高放射性廃液貯蔵場の電気設備の配線方法を変更する。
			H21.11.27	H22.12.28	プルトニウム転換技術開発施設への受変電設備の配線方法を変更する。
			H21.11.16	H23.1.21	ガラス固化技術開発施設、中間開閉所及び第二中間開閉所について、非常用発電設備の燃料系配管に伸縮継手を設置する。
分離精製工場のセル換気系排気ダクトサポートの一部更新に係る一部変更(2 項変更)	H22.3.26	H22.4.20	H21.11.27	H22.12.28	放射性廃棄物の廃棄施設(その 1)のうち、分離精製工場のセル換気系排気ダクトの耐震性を評価する解析モデルの一部を変更する。
非常用発電設備の燃料系配管の変更に係る一部変更(2 項変更)	H22.1.12	H22.2.5	H21.11.16	H23.1.21	ガラス固化技術開発施設、中間開閉所及び第二中間開閉所について、非常用発電設備の燃料系配管に設置する伸縮継手の継手の種類を変更する。
高放射性廃液貯蔵工程の槽類換気系フィルタケーシングの更新	H21.11.05	H21.12.25	H22.1.21	H22.12.28	分離精製工場の高放射性廃液貯蔵工程の槽類換気系に設置されているフィルタケーシング(272F261,F262)を耐食性に優れたステンレス鋼に材料を変更し更新する。

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(7/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
分離精製工場、主排気筒間の排気ダクト支持架構の補強 中間開閉所の建家の補強 中間開閉所の非常用発電設備の配管等の変更等	H22.4.6	H23.3.3	H23.3.8	H23.12.27	分離精製工場、主排気筒間の排気ダクト支持架構について、一部既設部材を断面寸法の大きな部材と交換すること等によって耐震性の向上を図る。
			H23.3.8	H24.12.17	中間開閉所の建家について、柱、梁及び壁を補強すること等によって耐震性の向上を図る。 中間開閉所について、建家の補強に伴い非常用発電設備の燃料系及び冷却系の配管等の配置を変更する。また、自動火災報知設備を変更する。
海中放出設備の一部交換	H23.1.31	H23.5.25	H23.6.16	H23.8.25	放射性廃棄物の廃棄施設(その 2)海中放出設備の海域部放出管のうち、漏えい原因の調査のため、切断・回収した箇所を新規の放出管に交換して復旧する。また、放出管先端部の海洋放出口(ノズル)を漏えい試験時の閉止性向上のため交換する。
主排気筒ダクトの一部補修	H24.7.12	H24.8.10	H24.12.20	H26.4.23	分離精製工場と主排気筒間の排気ダクトについて、貫通部 3 箇所、減肉部 1 箇所の計 4 箇所を既設と同材質の鋼板及び同等の強度を有する溶接材を用いて溶接を行うことにより、ダクト内の排気が漏れ出ないように補修する。
			H25.4.12		
			H25.6.6		
			H25.8.29		
主排気筒ダクトの一部補修に係る一部変更 (2 項変更)	H25.8.19	H25.9.5	H25.11.29		建物(その2)分析所、除染場、高放射性固体廃棄物貯蔵場、スラッジ貯蔵場、主排気筒のうち、分離精製工場と主排気筒間の主排気筒ダクトについて、補修を行うための鋼板Bの形状・寸法を変更する。
主排気筒ダクトの一部補修に係る一部変更 その 2 (2 項変更)	H26.1.31	H26.2.26	H26.4.3		建物(その 2)分析所、除染場、高放射性固体廃棄物貯蔵場、スラッジ貯蔵場、主排気筒のうち、分離精製工場と主排気筒間の主排気筒ダクトについて、溶接による補修方法から炭素繊維シートの接着による補修の方法に変更する。
電源供給用制御回路の一部変更	H24.11.1	H25.1.15	H25.2.7	H25.7.19	その他再処理設備の附属施設(その 6)ユーティリティ設備のうち、分離精製工場のセル換気系送風機及び排風機並びに槽類換気系排風機、冷却水ポンプ等へ電源を供給する分電盤内について、電源供給用制御タイマー及び電源供給用制御回路を 1 号系及び 2 号系に分離し、電源供給用制御タイマーを二重化し、タイマーのテスト回路を設置する。その他再処理設備の附属施設(その 18)ガラス固化技術開発施設のうち、ガラス固化技術開発施設の建家及びセル換気系送風機及び排風機並びに槽類換気系排風機、冷却水ポンプ等へ電源を供給する分電盤内について、電源供給用制御回路を 1 号系及び 2 号系に分離する。
小型試験設備グローブボックス (U 型) 排気フィルタケーシングの一部補修	H24.11.1	H25.1.15	H25.2.7	H25.6.21	その他再処理設備の附属施設(その 3)小型試験設備のうち、貫通孔が生じたグローブボックス(U 型)の排気フィルタケーシングの一部を補修する。

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(8/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
制御盤及び分電盤の制御回路の一部変更	H25.8.14	H25.9.5	H25.9.12	H25.12.6	放射性廃棄物の廃棄施設(その 3)高放射性廃液貯蔵場のうち、高放射性廃液貯蔵場に設置している計装分電盤、主制御盤及び動力分電盤について変更を行う。
分析所放射性廃液配管の復旧	H25.8.19	H25.9.12	H25.9.25	H25.12.6	放射性廃棄物の廃棄施設(その1)のうち、分析所の特殊分析室(G1 23)及びユーティリティ室(W0 04)に設置されている放射性廃液配管のうち配管の底部に腐食による貫通孔が生じ、汚染が発生したことから、その原因究明のため切断した放射性廃液配管の復旧を行う。
プルトニウム転換技術開発施設 焙焼還元炉の伸縮継手の交換	H25.8.29	H25.9.17	H25.9.25	H25.12.13	その他再処理設備の附属設備(その12)プルトニウム技術開発施設の焙焼還元炉の伸縮継手の一部に腐食による貫通孔が確認されたため、伸縮継手の交換を実施する。
分離精製工場の冷却水配管の一部補修 第三低放射性廃液蒸発処理施設の 蒸気供給配管の一部補修	H26.5.30	H26.8.11	H26.10.22 H26.10.30	H27.1.26	・分離精製工場の冷却水配管の一部補修 再処理設備本体　溶解施設のうち、分離精製工場の冷却水配管において、冷却水の滴下が確認された箇所を既設と同材料、同構造の配管により補修する。 ・第三低放射性廃液蒸発処理施設の蒸気供給配管の一部補修 放射性廃棄物の廃棄施設(その 1)のうち、第三低放射性廃液蒸発処理施設の蒸気供給配管において、蒸気凝縮水の滴下が確認された箇所を既設と同材料、同構造の配管により補修する。
小型試験設備　グローブボックス(G 型)のパネルの更新	H26.6.25	H26.8.11	H26.10.10	H27.9.7	その他再処理設備の附属施設(その 3)小型試験設備のうち、プルトニウム精製室(G1 42)内に設置されているグローブボックス(G 型)について、長期の使用によるパネルの経年劣化により透明度が低下し、視認性が悪くなっていることから、パネルを更新する。
小型試験設備　グローブボックス(G 型)のパネルの更新に係る一部変更（2 項変更）	H27.4.24	H27.7.2	H27.7.10		再処理施設品質保証計画書(QS-P06)の改訂に伴う変更(改訂：19)
	H27.6.18				再処理施設品質保証計画書(QS-P06)の改訂に伴う変更(改訂：20)
クリプトン回収技術開発施設の送風機の原動機交換	H26.10.22	H26.11.13	H26.11.18	H27.1.22	放射性廃棄物の廃棄施設(その 1)のうち、クリプトン回収技術開発施設の送風機において、絶縁不良による原動機の故障に伴い、既設と同一仕様の原動機と交換する。
プルトニウム転換技術開発施設 真空配管の一部更新	H26.10.22	H26.11.13	H26.11.18	H27.2.3	プルトニウム転換技術開発施設の主工程室(A1 26)及び液移送室(A1 27)内に設置されている真空配管の一部に生じた欠陥によると考えられる汚染が確認されたことから、汚染が生じた部位を切断し汚染(漏えい)の原因調査を行うとともに、主工程室(A1 26)及び液移送室(A1 27)に設置されている真空配管を更新する。 その他再処理設備の附属施設(その 12)プルトニウム転換技術開発施設のうち、真空配管の一部更新を実施する。

表 3.3-7　設工認及び使用前検査の実施状況(9/9)

件名	認可 申請年月日	認可年月日	使用前検査 申請年月日	合格年月日	申請内容
廃棄物処理場へ浄水を供給する配管の一部更新 分離精製工場等へ浄水を供給する配管の一部更新	H26.12.12	H27.7.14	H27.7.24	H28.1.5	・廃棄物処理場へ浄水を供給する配管の一部更新 放射性廃棄物の廃棄施設(その 1)のうち、分析所を経由し廃棄物処理場のポンプ等へ浄水を供給する配管の一部について、既設と同等以上の強度及び肉厚を有する配管を用い、フランジ、溶接及びハウジング形管継手で接続することにより更新する。 ・分離精製工場等へ浄水を供給する配管の一部更新 その他再処理設備の附属施設(その 6)ユーティリティ設備のうち、分離精製工場へ消火用浄水を供給する配管の一部及び放出廃液油分除去施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設へ消火用等の浄水を供給する配管の一部について、既設と同等以上の強度及び肉厚を有する配管を用い、フランジ、溶接及びハウジング形管継手で接続することにより更新する。
ガラス固化技術開発施設の浄水配管の一部更新	H27.2.10	H27.6.30	H27.7.13	H27.10.26	ガラス固化技術開発棟の塔屋階の浄水配管の一部に異種金属間接触腐食に起因する浄水の滴下が確認されたことから、当該配管を更新するものである。また、当該配管以外の異種金属同士が接触する浄水配管においても異種金属間接触腐食の進行が認められたことから、該当する配管(5 箇所)についても更新する。
ガラス固化技術開発施設の両腕型マニプレータの昇降コードリール交換 ガラス固化技術開発施設の冷却塔散水ポンプの交換	H27.6.12	H27.7.3	H27.7.13	H27.9.24	・両腕型マニプレータの昇降コードリール交換 両腕型マニプレータ(G51M120)について、旋回台を上昇作動中、昇降コードリール(旋回台用)のケーブルに弛みが生じたことから、既設と同一仕様の昇降コードリールと交換する。また、両腕型マニプレータ(G51M120)には、昇降コードリール（旋回台用）のほかに、同構造の昇降コードリール 2 基(右スレーブアーム・補助ホイスト用及び左スレーブアーム用)が設置されており、これらについても既設と同一仕様の昇降コードリールと交換する。 ・冷却塔散水ポンプの交換 冷却塔(G83H10,H20)の散水ポンプ全 6 基について、ベアリングの寿命による故障停止等が生じたことから、同一仕様の散水ポンプと交換する。
ガラス固化技術開発施設の設置 （ガラス固化技術開発施設のガラス固化体容器）	S63.5.19	S63.6.16	H27.10.16	H28.1.5	TVF-0025以降のガラス固化体容器の使用前検査については、本来なら使用前検査を実施すべきであったと原子力規制庁としての判断が下された。
	S63.11.10	H1.1.11			「ガラス固化技術開発施設の設置」のうち、「ガラス固化体容器」に係る使用前検査。 なお、今回の申請の対象とするガラス固化体容器は294本(ガラス固化技術開発施設における貯蔵能力420本のうち、試験運転までに用いた24本を除く本数)とする。

表 3.3-8　新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事

項目／概要
分離精製工場　使用済燃料受入貯蔵工程建家の耐震補強工事
分離精製工場　使用済燃料受入貯蔵工程建家は、耐震バックチェックの結果、耐震強度が不足していることが判明した。このため、使用済燃料受入貯蔵工程建家の耐震補強工事（添え柱追加、オイルダンパー追加）を実施した。
中間開閉所建家の耐震補強工事
中間開閉所建家は、耐震バックチェックの結果、耐震強度が不足していることが判明した。このため、中間開閉所建家の耐震補強工事（添え柱追加、基礎杭追加）を実施した。
中間開閉所・第二中間開閉所の地盤補強工事
中間開閉所建家及び第二中間開閉所の地盤について、地盤の液状化を防止するため、地盤補強（シリカ系の薬液）を実施した。
非常用電源ケーブルの移設
非常用電源ケーブルへ負荷される地震による影響を軽減するため、トレンチ内配線を地下埋設に変更した。
圧縮空気供給配管のルート変更
圧縮空気供給配管の耐震性を向上させるため、配管の敷設ルートをより強度のある構築物を通るルートとなるよう変更した。
ガラス固化技術開発施設の冷却塔の更新
ガラス固化技術開発施設の冷却塔の耐震性を向上させるため、従来の冷却塔より強度を増した機器への更新を実施した。
高放射性廃液貯蔵場冷却塔の補強
高放射性廃液貯蔵場の冷却塔の耐震性を向上させるため、鋼材により冷却塔の支持補強を実施した。
分離精製工場の換気ダクト及び動力分電盤の補強
分離精製工場の換気ダクト及び動力分電盤について、耐震性を向上させるため、鋼材により支持補強を実施した。
主排気筒の排気ダクト支持架台の補強
主排気ダクト支持架台の耐震性を向上させるため、鋼材により支持補強を実施した。

表 3.3-9　東北地方太平洋沖地震の概要

項　　目	内　　容
発生日時	平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分頃
震央地名	三陸沖
地震諸元	規　　模：マグニチュード 9.0 震央位置：北緯 38 度 6.2 分、東経 142 度 51.6 分 震源深さ：24km
震源との距離	震央距離：272km 震源距離：273km
各地の震度概要	震度 7　：宮城県栗原市築館 震度 6 強：茨城県日立市助川小学校、笠間市中央、鉾田市当間、 栃木県真岡市石島、高根沢町石末、他 震度 6 弱：茨城県東海村東海、常陸太田市金井町、ひたちなか市 東石川、ひたちなか市南神敷台、常陸太田市高柿町、他

表 3.3-10　点検・評価の対象となる建物及び構築物

分離精製工場 （建家※及び主排気筒への 排気ダクト支持架構※）	第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設
高放射性廃液貯蔵場	焼却施設
プルトニウム転換技術開発施設	スラッジ貯蔵場
ウラン貯蔵所※	第二スラッジ貯蔵場
第二ウラン貯蔵所※	低放射性濃縮廃液貯蔵施設
第三ウラン貯蔵所	第二低放射性廃液蒸発処理施設
ウラン脱硝施設※	第三低放射性廃液蒸発処理施設
クリプトン回収技術開発施設	低放射性廃棄物処理技術開発施設 （低放射性廃棄物処理技術開発棟及び 発電機棟）
ガラス固化技術開発施設ガラス固化技術開発棟 （建家及び第二付属排気筒への 排気ダクト接続架台※）	放出廃液油分除去施設※（排水モニター室含む）
ガラス固化技術開発施設ガラス固化技術管理棟	分析所
廃棄物処理場	除染場
廃溶媒貯蔵場	ユーティリティ施設（建家及び発電機用燃料庫）
アスファルト固化処理施設 （建家及び第一付属排気筒への 排気ダクト接続架台※）	資材庫
アスファルト固化体貯蔵施設	中間開閉所
第二アスファルト固化体貯蔵施設	第二中間開閉所
廃溶媒処理技術開発施設	主排気筒
第一低放射性固体廃棄物貯蔵場	第一付属排気筒
第二低放射性固体廃棄物貯蔵場※	第二付属排気筒
高放射性固体廃棄物貯蔵庫※	トレンチ（計 34 箇所）

※鋼構造を含む

表 3.3-11　建物・構築物の点検結果（1/3）（ひび割れ）

名称		地震によるひび割れ発生状況 ひび割れ長さ〔合計〕(m)	
		最大幅 1.0mm 未満	最大幅 1.0mm 以上
Sクラス相当施設	分離精製工場	36.6	2.0
	高放射性廃液貯蔵場	111.7	0
	プルトニウム転換技術開発施設	238.2	0
	ガラス固化技術開発施設 ガラス固化技術開発棟	252.0	0
	ガラス固化技術開発施設 ガラス固化技術管理棟	34.0	0
	ユーティリティ施設	10.1	0
	中間開閉所	2.1	0
	第二中間開閉所	5.3	0
	主排気筒	3095.1	13.3
	トレンチ T21、T26、T27	0	0
Sクラス相当施設以外の施設	ウラン貯蔵所	0	0
	第二ウラン貯蔵所	0	0
	第三ウラン貯蔵所	52.0	0
	ウラン脱硝施設	60.3	0
	クリプトン回収技術開発施設	5.8	0
	廃棄物処理場	0	0
	廃溶媒貯蔵場	0	0
	アスファルト固化処理施設	3.0	0
	アスファルト固化体貯蔵施設	0	0
	第二アスファルト固化体貯蔵施設	195.8	0

表 3.3-11　建物・構築物の点検結果（2/3）（ひび割れ）

名称		地震によるひび割れ発生状況 ひび割れ長さ〔合計〕(m)	
		最大幅 1.0mm 未満	最大幅 1.0mm 以上
Sクラス相当施設以外の施設	廃溶媒処理技術開発施設	3.4	0
	第一低放射性固体廃棄物貯蔵場	247.3	0
	第二低放射性固体廃棄物貯蔵場	106.8	0
	高放射性固体廃棄物貯蔵庫	0	0
	第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設	232.1	0
	焼却施設	90.5	0
	スラッジ貯蔵場	0	0
	第二スラッジ貯蔵場	0	0
	低放射性濃縮廃液貯蔵施設	82.9	0
	第二低放射性廃液蒸発処理施設	0	0
	第三低放射性廃液蒸発処理施設	4.0	0
	低放射性廃棄物処理技術開発施設 低放射性廃棄物処理技術開発棟	14.0	0
	低放射性廃棄物処理技術開発施設 発電機棟	0	0
	放出廃液油分除去施設	0	0
	分析所	38.7	0
	除染場	8.9	0
	資材庫	0	0
	第一付属排気筒	1565.3	0
	トレンチ T6※、T18※、他 31 箇所	11.9	2.7

※最大幅 1.0mm 以上のひび割れが発生した建物・構築物

表 3.3-11　建物・構築物の点検結果（3/3）（剥離・剥落）

名称	地震による剥離・剥落の発生状況		備　考
	縦（m）	横（m）	
トレンチ T17	0.5	0.7	ジョイント部の端部に生じているもので、構造上の問題なし
	0.1	0.1	ジョイント部の端部に生じているもので、構造上の問題なし

表 3.3-12　施設ごとの点検結果(1/2)

施設名称	対象設備数 (機種数)	点検結果	備考
分離精製工場	3,383 設備 (149 機種)	異常なし	S クラス相当設備を含む
高放射性廃液貯蔵場	609 設備 (41 機種)	異常なし	S クラス相当設備を含む
プルトニウム転換技術開発施設	1,345 設備 (77 機種)	地震直後に確認された 1 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	S クラス相当設備を含む
ウラン貯蔵所	480 設備 (4 機種)	異常なし	
第二ウラン貯蔵所	3,682 設備 (10 機種)	異常なし	
第三ウラン貯蔵所	635 設備 (10 機種)	異常なし	
ウラン脱硝施設	347 設備 (47 機種)	地震直後に確認された 2 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す。	
クリプトン回収技術開発施設	549 設備 (45 機種)	異常なし	
ガラス固化技術開発施設	1,374 設備 (75 機種)	地震直後に確認された 1 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	S クラス相当設備を含む
廃棄物処理場	354 設備 (31 機種)	異常なし	
廃溶媒貯蔵場	111 設備 (20 機種)	異常なし	
アスファルト固化処理施設	233 設備 (32 機種)	地震直後に確認された 1 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	
アスファルト固化体貯蔵施設	99 設備 (22 機種)	異常なし	
第二アスファルト固化体貯蔵施設	330 設備 (60 機種)	異常なし	
廃溶媒処理技術開発施設	451 設備 (46 機種)	地震直後に確認された 2 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	
第一低放射性固体廃棄物貯蔵場	92 設備 (13 機種)	異常なし	
第二低放射性固体廃棄物貯蔵場	44 設備 (8 機種)	異常なし	

表 3.3-12　施設ごとの点検結果(2/2)

施設名称	対象設備数 (機種数)	点検結果	備考
高放射性固体廃棄物貯蔵庫	63 設備 (15 機種)	異常なし	
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設	474 設備 (38 機種)	異常なし	
焼却施設	510 設備 (23 機種)	地震直後に確認された 1 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	
スラッジ貯蔵場	57 設備 (15 機種)	点検で確認された 1 件の不具合のほかに異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	
第二スラッジ貯蔵場	55 設備 (14 機種)	異常なし	
低放射性濃縮廃液貯蔵施設	130 設備 (20 機種)	異常なし	
第二低放射性廃液蒸発処理施設	98 設備 (23 機種)	異常なし	
第三低放射性廃液蒸発処理施設	192 設備 (28 機種)	異常なし	
低放射性廃棄物処理技術開発施設	1,040 設備 (44 機種)	異常なし	
放出廃液油分除去施設	134 設備 (21 機種)	異常なし	
分析所	393 設備 (41 機種)	異常なし	
除染場	135 設備 (17 機種)	異常なし	
ユーティリティ施設	193 設備 (20 機種)	地震直後に確認された 1 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	S クラス相当設備を含む
資材庫	22 設備 (4 機種)	地震直後に確認された 2 件の不具合のほかに新たな異常なし。 確認された不具合の対応については表 3.3-13 に示す（復旧済み)。	
中間開閉所	75 設備 (12 機種)	異常なし	S クラス相当設備を含む
第二中間開閉所	94 設備 (12 機種)	異常なし	S クラス相当設備を含む
中央運転管理室 (再処理用蒸気設備)	22 設備 (7 機種)	異常なし	

表 3.3-13　不具合事象及び対応状況一覧（1/5）

施設及び設備	不具合の状況	損傷原因の究明	対応
施設：プルトニウム転換技術開発施設 設備：硝酸貯槽（P01V11）の基礎（S クラス相当設備以外）	施設の運転の際に使用する硝酸を保有する設備であり、希硝酸貯槽（P01V12）を経て施設へ供給するものである。 地震後の点検により、屋外に設置している硝酸貯槽（P01V11）置き場の地盤が一部沈下し、当該設備が約 5 度傾いていることを確認した。このため、保有していた硝酸（約 9501）の抜出作業を行い空の状態とした。なお、本体等からの硝酸の漏えいはなかった。	屋外に設置されており、設備を設置している地盤が地震の影響で一部沈下し、その結果、傾きが生じたものであった。	地震時に保有していた硝酸（約 9501）は、地震後に抜出作業を行った。なお、施設への硝酸供給は、購入した硝酸を可搬式電動ポンプにより希硝酸貯槽（P01V12）へ直接供給することが可能であることから、硝酸貯槽（P01V11）から硝酸を供給できない状況であっても施設の機能維持に影響はない。 その後の健全性確認において、貯槽本体、支持脚、付属品（ノズル）の目視点検を行い、異常のないことを確認後、漏えい試験として再度貯槽本体が満水になるまで純水を張り、貯槽本体及び付属品からの漏えいがないことを確認した。なお、試験で使用した水は試験終了後に全量抜出を行った。 また、地震直後に傾きの進行防止措置として施設壁と硝酸貯槽基礎との間に 4 本の支柱を設置した上で、当該設備の基礎と施設壁との距離を適宜確認していたが、距離に変化は見られず、地震直後から設置状態に変化は認められなかった。 その後、復旧作業として、傾いた硝酸貯槽の基礎（貯槽含む）をクレーンで吊り上げ移動させ、地盤を平滑化した後に元の位置へ再設置した。補修後の確認試験では、硝酸貯槽本体（P01V11）、支持脚及び付属品（ノズル）の目視確認及び本体の漏えい試験を行い、異常のないことを確認し、正常な状態へ復旧した。

表 3.3-13　不具合事象及び対応状況一覧（2/5）

施設及び設備	不具合の状況	損傷原因の究明	対応
施設：ウラン脱硝施設 設備：冷凍機（264X881） （S クラス相当設備以外）	ウラン脱硝工程の蒸発缶等で発生した熱を除去するための冷水を製造するものである。 地震後の点検により、冷凍機を支持するフレームが変形し、付属配管に割れが生じていることを確認した。	地震前より冷凍機、付属配管等に経年的な劣化を確認していたことから補修する予定であった。このため、設計時と比較し冷凍機を支持するフレーム及び付属配管の強度が低下していたと考えられ、地震の影響により冷凍機を支持するフレームに変形及び付属配管に割れが生じたものと判断した。	割れが生じた付属配管の上流側のバルブを閉とするとともに、系統内の冷水の抜き出しを行い、冷凍機及び付属配管から冷水の漏えいが生じないよう処置した。なお、ウラン脱硝施設は運転停止中であり、ウラン脱硝工程の蒸発缶等は使用しないことから、当該設備の運転停止による施設への影響はない。 今後、冷凍機本体及び割れが生じた付属配管の更新を行う計画である。
施設：ウラン脱硝施設 設備：冷凍機（264X882） （S クラス相当設備以外）			
施設：アスファルト固化処理施設 設備:グローブボックス(A65GB07) （S クラス相当設備以外）	分析室に設置されているグローブボックス（A65GB07）は、低放射性濃縮廃液の分析を行う設備であり、グローブボックス内は換気設備により負圧に維持されている。なお、平成 9 年 3 月に発生した火災爆発事故以降、本設備は使用していない。 地震後の点検において、本設備上部の給気フィルタ接続配管（塩化ビニル製）が折損し、給気フィルタが落下していることを確認した。グローブボックス本体に損傷等はなく、負圧は維持されており、汚染も確認されなかった。	地震の揺れにより、給気フィルタ接続配管が折損したことで給気フィルタが落下したものであると判断した。	給気フィルタの落下を確認した直後、速やかにプレフィルタ材を取り付け、応急処置を施した。 その後、給気フィルタ接続配管の補修を行い、給気フィルタを取り付けた。補修後、当該設備の負圧確認を行い、異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。

表 3.3-13　不具合事象及び対応状況一覧（3/5）

施設及び設備	不具合の状況	損傷原因の究明	対応
施設：廃溶媒処理技術開発施設 設備：エポキシ樹脂受入ポンプの蒸気配管 （S クラス相当設備以外）	廃溶媒の固化処理に使用するエポキシ樹脂をタンクローリーから施設内に受け入れるためのポンプの付属設備として設置されているものである。 地震直後の点検においてポンプ本体に異常はないものの、蒸気配管（蒸気(S)系,SGP,呼び径 25A,スケジュール(3.2mm)）の一部に亀裂が生じていることを確認した。	屋外に設置されており、建家周辺の地盤が地震の影響で一部沈下し、エポキシ樹脂受入ポンプの設置位置がずれたことにより、蒸気配管の一部に亀裂が生じたものであった。	地震に伴い損傷した配管の上流側に設置されているバルブにより閉止処置を行い、蒸気が損傷部位から漏えいしない処置を施した。なお、廃溶媒のエポキシ固化処理は停止中であることから、エポキシ樹脂を施設内に受け入れる必要はない。 また、損傷部位からの漏えいの有無を日常的に確認していたが、漏えいは確認されなかった。 その後、建家周辺の地盤の補修を行ったうえで、配管の損傷部位の更新を行い、漏えい試験等により当該配管に異常のないことを確認し、正常な状態に復旧した。
施設：廃溶媒処理技術開発施設 設備：エポキシ樹脂受入ポンプの圧空配管 （S クラス相当設備以外）	廃溶媒の固化処理に使用するエポキシ樹脂をタンクローリーから施設内に受け入れるためのポンプの付属設備として設置されているものである。 地震直後の点検においてポンプ本体に異常はないものの、圧空配管（圧空(IA)系,SGP,呼び径 15A、スケジュール(2.8mm)）の一部に破断が生じていることを確認した。	屋外に設置されており、建家周辺の地盤が地震の影響で一部沈下し、エポキシ樹脂受入ポンプの設置位置がずれたことにより、圧空配管の一部に破断が生じたものであった。	地震に伴い損傷した配管の上流側に設置されているバルブにより閉止処置を行い、圧空が損傷部位から漏えいしない処置を施した。なお、廃溶媒のエポキシ固化処理は停止中であることから、エポキシ樹脂を施設内に受け入れる必要はない。 また、損傷部位からの漏えいの有無を日常的に確認していたが、漏えいは確認されなかった。 その後、建家周辺の地盤の補修を行ったうえで、配管の損傷部位の更新を行い、漏えい試験等により当該配管に異常のないことを確認し、正常な状態に復旧した。
施設：焼却施設 設備：チラーユニット（342H91） （S クラス相当設備以外）	屋上に設置されており、焼却施設で使用する圧縮空気を製造する空気圧縮機及び焼却処理工程の冷却水冷却器へ供給する冷水を製造するものである。 地震後の点検により、当該設備のケーシング（FRP 製）及びファン（ステンレス鋼製）に割れが生じていることを確認した。	地震時に運転をしており、地震の影響によりファンとケーシングが接触したことが原因で、双方に割れが生じたと判断した。	運転されないよう電源を遮断した。また、当該設備の停止に伴い、冷水が供給できなくなったことから、冷水の供給が必要な空気圧縮機を停止するとともに、焼却施設内への圧縮空気の供給をユーティリティ施設からの供給に切り替えた。なお、焼却処理工程は運転を停止していたため、当該設備の運転停止による施設への影響はない。 その後、ファン及びケーシングの交換を実施し、交換後の目視点検、作動試験及び漏えい試験により異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。

表 3.3-13　不具合事象及び対応状況一覧（4/5）

施設及び設備	不具合の状況	損傷原因の究明	対応
施設：ガラス固化技術開発施設 設備：純水製造に係るタンク等の置場 （S クラス相当設備以外）	屋外タンク置場には、工業用水中のイオンを除去して純水を製造する純水装置(G85M11, M12)に係る設備として、純水装置のアニオン交換塔及びカチオン交換塔へ工業用水を供給するポンプ(G85P1121, P1221)、純水装置のアニオン交換塔、カチオン交換塔へ再生剤（硝酸、苛性ソーダ）を供給する再生剤供給槽(G85V13, V14)及びポンプ(G85P1321, P1322, P1421, P1422)、使用後の再生剤を中和する中和槽(G85V15)及び撹はん機(G85M1591)が設置されている。地震直後に確認された状況としては、屋外タンク置場の地盤が沈下して空洞化が発生し、わずかに傾斜していた。地震直後の点検では、漏えいやポンプの異常等は確認されなかった。	屋外タンク置場周辺の地盤が地震の影響で一部沈下したものであった。	ガラス固化技術開発施設において、純水は主にオフガス処理機器、ガラス固化体の除染に使用する。ガラス固化技術開発施設の運転は停止中であり純水の使用量が少ないため、屋外タンク置場の機器を使用せず、念のためカートリッジデミのみで純水の製造を行った。 地震後、屋外タンク置場の傾きについて、建家の壁面からの下げ振り先端部と防液堤上面との鉛直方向の距離を測定することにより確認したが、傾きの進行は認められなかった。 なお、再生剤供給槽(G85V13,V14)、中和槽（G85V15）には、それぞれ硝酸、苛性ソーダ、中和液を保有していたため、屋外タンク置場の補修までの期間は、日常巡視点検を行い、漏えい等の異常が認められないことを確認した。 屋外タンク置場の傾きについては、屋外タンク置場下部の空洞化した箇所を埋め戻し、ジャッキにより傾きを修正した後にエアモルタルを打設する沈下修正工事を行った。 その後、屋外タンク置場の設備について、目視点検、作動試験及び漏えい試験を行い、異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。
施設：再処理施設（屋外部）＊ 設備：特殊放射線作業に用いる呼吸用の圧空配管 （S クラス相当設備以外） ＊ユーティリティ施設に分類 （表 3.3-12 参照）	分析所と廃棄物処理場間の屋外に設置されており、特殊放射線作業に用いる呼吸用の圧縮空気を廃棄物処理場へ供給するものである。 地震後の点検により、廃棄物処理場の建家壁貫通部の当該圧空配管に破断が生じていることを確認した。	地震の影響で分析所と廃棄物処理場間に生じた相対変位によるせん断応力により、廃棄物処理場の建家壁貫通部の当該圧空配管が破断に至ったものと判断した。	破断箇所の上流側の分析所内のバルブを閉とし、圧縮空気の供給を停止する処置を行った。なお、地震時は、当該系統の圧縮空気を使用する特殊放射線作業は行っていなかったことから、圧縮空気の供給停止による影響はなかった。 その後、配管の交換を行い、交換後の目視点検及び漏えい試験により異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。

表 3.3-13　不具合事象及び対応状況一覧（5/5）

施設及び設備	不具合の状況	損傷原因の究明	対応
施設：再処理施設（トレンチ内） ＊ 設備：浄水配管 （S クラス相当設備以外） ＊資材庫に分類（表 3.3-12 参照）	東海再処理施設で使用する冷却水及び冷水の補給水等に浄水を供給するものである。 地震後の点検により、当該配管について、フランジ部ボルトの緩み及びフレキシブルホースに曲がりが生じていることを確認した。	地震の影響で当該トレンチと資材庫間に変位が生じた結果、当該トレンチと資材庫の境界付近にある当該配管のフランジ部ボルトに緩み及びフレキシブルホースに曲がりが生じたと判断した。	漏えい箇所の上流側のバルブを閉とし、浄水の供給を一時停止する処置を行った。フレキシブルホースの曲がりについては、フレキシブルホースの可動範囲内であり、配管の損傷、漏えいがないことを確認した。なお、当該配管は、東海再処理施設で使用する冷却水及び冷水の補給水等に浄水を供給するものであるが、一時的な供給停止による影響はなかった。 その後、フレキシブルホースの交換、フランジ部の増し締めを行った。交換、増し締め後の目視点検及び漏えい試験により異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。
施設：再処理施設（屋外埋設）＊ 設備：浄水配管 （S クラス相当設備以外） ＊資材庫に分類（表 3.3-12 参照）	東海再処理施設で使用する冷却水及び冷水の補給水等に浄水を供給するものである。 地震後の点検により、当該配管とトレンチ、当該配管とコンクリート桝との取り合い部等において、複数の配管の損傷、フランジ部ボルトの緩みを確認した。	地震の影響で埋設場所の地面及びアスファルト並びに接続されるコンクリート桝等が沈下したことにより、当該配管に大きな負荷が生じたことから、複数の配管に損傷が生じたと判断した。	漏えい箇所の上流側のバルブを閉とし、浄水の供給を一時停止する処置を行った。なお、当該配管は、東海再処理施設で使用する冷却水及び冷水の補給水等に浄水を供給するものであるが、一時的な供給停止による影響はなかった。 その後、配管の交換、フランジ部の増し締めを行った。交換、増し締め後の目視点検及び漏えい試験により異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。
施設：スラッジ貯蔵場 設備：スラッジ貯槽 （S クラス相当設備以外）	廃棄物処理場の凝集沈殿処理から発生した化学スラッジを貯蔵するための設備としてスラッジ貯蔵場のスラッジ貯蔵セル（R030）内に設置されているものである。 当該貯槽について目視点検を行ったところ、貯槽本体及び付属配管に異常はなかったが、貯槽の基礎アンカボルト（16 本）がベースプレートから浮き上がっていることを確認した。	当該貯槽の基礎アンカボルトは、あらかじめ建家の床に箱状にくり抜いた部分（以下「箱抜き部」という。）に設置され、コンクリートにより埋設固定されている。 本事象は、箱抜き部のコンクリート層の下に砂状の層があり、基礎アンカボルトL 字部分が砂状の層にあったことにより、基礎アンカボルトの端部がコンクリートにより固定されていなかった状態で東北地方太平洋沖地震を受け、基礎アンカボルトの浮き上がりが生じたものと考えられる。	当該貯槽への受け入れバルブの施錠及び他工程からの廃液の受入禁止処置を行い、当該貯槽に貯蔵されていた化学スラッジ等の大半を廃棄物処理場及び第ニスラッジ貯蔵場に移送した。 また、当該貯槽が設置されるスラッジ貯蔵セル（R030）にカメラを設置し、貯槽の監視強化を図った。 その後、既設の基礎アンカボルトを撤去した後、新設のアンカボルトの設置を行い、据付状態に異常がないことを確認し、正常な状態に復旧した。 さらに、類似事象の発生を防止するため、予防処置（水平展開）を実施した。

3.4　核燃料物質管理

東海再処理施設における核燃料物質管理とは、分離精製工場やプルトニウム転換技術開発施設等での計量管理及び核物質防護の一連の業務をいう。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間（平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末）において、東海再処理施設における計量管理の体系が定められているとともに、これらの方法に従った管理がなされていること、これまでの計量管理経験を踏まえて必要に応じて計量管理方法が改善されていることを確認する。また、核物質防護の体系が定められているとともに、確実な管理が行われていること、さらに、必要な改善が継続的に図られていることを確認する。

3.4.1　計量管理

東海再処理施設における計量管理の体系、計量管理に係る運転管理状況、計量管理方法の改善状況について調査し、評価する。

(1) 東海再処理施設における計量管理の体系（図 3.4-1）

核燃料サイクル工学研究所では、原子炉等規制法第 61 条の 8 第 1 項の規定に基づき、国際規制物資の計量及び管理に関する事項について「核燃料サイクル工学研究所計量管理規定」を定めている。東海再処理施設における計量管理は、この計量管理規定に「計量管理組織」を定め、計量管理を行う者の責任及び権限を明確にした上で実施している。

なお、当該計量管理規定については、適宜見直しを実施している。今回の調査対象期間においては、平成 17 年 10 月 1 日の新法人「日本原子力研究開発機構」の設立に伴う見直しを行ったほか、平成 17 年 12 月 1 日の国際規制物資の使用等に関する規則の改正に伴う見直し、平成 24 年 6 月 27 日の原子炉等規制法の改正に伴う見直し、平成 25 年 4 月 1 日付けの文部科学省から原子力規制委員会原子力規制庁への業務移管に伴う見直し、原子力機構内の組織改編、計量管理組織の変更に伴う見直し及び中性子測定装置 NECT(Neutron Counter for TRP) の開発に伴う測定機器の追加等に伴う見直しを行っている。

(2) 計量管理に係る運転管理状況（図 3.4-2）

東海再処理施設の計量管理は、保障措置の実施経緯から分離精製工場等の東海再処理工場とプルトニウム転換技術開発施設に区分している。

東海再処理施設で取り扱う核燃料物質を適正に計量管理するため、分離精製工場等の東海再処理工場は 3 つの計量管理区域（MBA)、プルトニウム転換技術開発施設には 2 つの MBA を設定し、各計量管理区域の入口、出口及び在庫箇所の主要測定点（KMP）において、計量管理区域の入量、出量及び在庫量の確定に係る測定が正確に行われていることを毎年の実在庫調査で確認している。また、各施設の計量管理の内容は所定様式の計量管理報告書にまとめ、計量管理統括者（再処理技術開発センター長）の確認を受けた上で、国及び国際原子力機関（以下「IAEA」という。）に報告を行っているとともに、これらの内容は、毎月約 1 回、国及び IAEA の査察官によって帳簿検査を実施している。

さらに、各 KMP で使用する測定機器の精度を一定に維持するため、計量管理規定に基づき定期的に校正を実施し、測定機器が健全であることを核燃料管理者が確認している。

(3) 東海再処理施設における計量管理方法の改善

(a) 保障措置に係る取り組み状況

昭和 52 年 9 月に合意した「日米再処理交渉共同声明」において、日米が保障措置技術の改良について IAEA と協力していくことが示されたのち、昭和 53 年 2 月には、日・米・仏・IAEA の四者による国際保障措置技術開発(東海再処理施設保障措置技術実証:TASTEX)が発足し、使用済燃料の受入貯蔵区域から前処理工程、化学処理工程、プルトニウム製品区域までの全工程の枢要箇所に対して、分析技術、監視技術等の 13 項目の研究開発テーマについて約 3 年半にわたり東海再処理施設での実証試験を行ってきた。その後、TASTEX の研究開発テーマの一部は昭和 56 年 11 月の対 IAEA 保障措置技術支援協力計画(JASPAS)に引き継がれ、それ以外にも、現在に至るまで広い範囲にわたる多くの新規プロジェクトが提案され、これらを実施してきている。

また、昭和 63 年 1 月には、より効果的かつ効率的な保障措置技術を開発するため、動力炉・核燃料開発事業団（当時）と米国エネルギー省（DOE）との間で保障措置技術開発協力協定を締結し、ロスアラモス国立研究所やサンディア研究所等との共同研究に着手している。

平成 16 年 9 月、IAEA が従前の保障措置活動（包括的保障措置協定に基づく活動）と追加議定書に基づく活動を統合し、保障措置活動の効率化を目指した新たな保障措置の概念（統合保障措置）を開発したことを受け、日本に統合保障措置が適用されることとなった。その後、平成 20 年 8 月、核燃料サイクル工学研究所に対して統合保障措置アプローチが適用された。この適用を受け、従来の定期的（毎月）な中間在庫検認（以下「IIV」という。）がランダム査察（以下「RII」という。）に移行することとなった。この統合保障措置適用の必須条件である査察機器のリモートモニタリングを導入するため、平成 20 年 3 月、分離精製工場等の東海再処理工場における使用済燃料貯蔵区域に設置されている査察用監視装置について、無線 LAN を適用したリモートモニタリングを整備している。さらに、平成 20 年 6 月、プルトニウム転換技術開発施設の査察用監視装置について、光ファイバーケーブルを敷設したリモートモニタリングを整備している。

平成 24 年からは、核燃料サイクル工学研究所に保管されている保管廃棄物について、それらに含まれるプルトニウム量が有意量（8kg）の十数倍であることから、保管廃棄物確認査察が新たに導入されている。東海再処理施設においては、高放射性廃液、低放射性廃液、低放射性固体廃棄物及びスラッジ（プルトニウム転換技術開発施設）が当該査察の対象となっている。

分離精製工場等の東海再処理工場における査察については、使用済燃料の受け入れからせん断、入量計量、プルトニウムの出量計量、プルトニウム転換技術開発施設への払出等、運転に合わせた核物質の流れ及び実在庫調査時の核燃料物質の在庫の査察が主として行われている。

プルトニウム転換技術開発施設の査察については、分離精製工場等の東海再処理工場からの硝酸プルトニウムの受け入れ、MOX 粉末の製造、貯蔵、プルトニウム燃料製造施設への払出し等、運転に合わせた核燃料物質の流れ及び在庫に関する査察が行われている。IIV

時に実施されていたホールドアップ及び廃棄物に対する検認は、RII と同様にランダム実施に変更されたが、RII は運転停止中の査察を考慮したものであり、運転中の査察を円滑に実施するため、原子力機構は、プルトニウム転換技術開発施設運転中のランダム査察手順を IAEA に提案した。IAEA との協議の結果、原子力機構の提案した新査察（Fixed-day RII：固定日ランダム査察）が、平成 26 年 3 月より導入されている。ホールドアップ及び廃棄物に対する検認については、新査察実施期間中にランダムに実施されることになった。また、RII への移行に伴い、プルトニウム転換技術開発施設主工程区域の作業状況をランダムに確認するため、運転状態確認査察が新たに導入され、さらに、RII が新査察へ移行した後、IAEA からの要求に基づき、運転状態確認査察の対象区域に R&D 工程及び分析工程が追加されている。

(b) 計量管理の改善

東海再処理施設では、在庫差の定常的な管理の維持、また継続的な計量管理の改善を図っており、調査対象期間においては異常な在庫差を発生させることなく、適正な計量管理を実施している。また、法令に基づき、適正な法令報告を確実に実施している。以下に、調査対象期間に実施した計量管理の改善について述べる。

東海再処理施設においては、従来測定手段のなかったプルトニウムを含む低放射性固体廃棄物について、プルトニウム量測定に適用できる小型の中性子測定装置を開発し、平成 22 年より計量管理測定機器として運用を開始している[3.4-1)]。

また、プルトニウム転換技術開発施設においては、工程区域のグローブボックスに飛散している MOX 粉末について、大型の平板状の中性子測定装置を、計量管理測定機器及び査察用機器として運用していたが、不確かさが大きく、在庫差への影響があった。このことから、中性子測定装置の不確かさをさらに改善するため、米国ロスアラモス研究所の支援を受け、ほかのグローブボックスからの中性子の寄与を排除するよう遮蔽体を取り付けるとともに、これらの寄与を考慮した校正を実施することで、より不確かさの小さい中性子測定装置として活用できるようになった。この改善結果をもって、平成 24 年度より計量管理機器として運用を開始した結果、在庫差への影響が小さくすることができ、より適切な計量管理を実施できる環境を構築している。また、IAEA より正式に査察用機器としての認可を受け、現在では実在庫検認(PIV)にて査察に用いられている[3.4-2)]。

上記のほか、国内で計量管理されていない核物質を含む放射性廃棄物が確認されたことを受け、平成 23 年に原子力機構全体で行った一斉点検の結果については、東海再処理施設には同様の核物質がないことを確認している。本件については、再発防止策として「計量管理マニュアル」を新規制定し、核物質を移動させる際には漏れなく計量管理が実施できるよう、保安管理等の記録と計量管理の記録を照合する仕組みを構築するなど、確実な計量管理を行うための改善を実施している。

平成 25 年に IAEA の要求に応じ、プルトニウム転換技術開発施設の在庫差を適時かつ連続的に管理するために近実時間計量管理（NRTA）を導入することとした。IAEA と共同で施設の状況に応じた評価方法及びデータ形式等を開発し、フィールド試験を実施後、平成 27 年 1 月に運用を開始した。東海再処理施設では既に運用中であるため、プルトニウム

転換技術開発施設での導入により東海再処理施設全体の NRTA が構築され、計量管理における透明性向上に大きく寄与した。

3.4.2 核物質防護

東海再処理施設における核物質防護の体系、核物質防護に係る管理の状況について調査し、評価する。

(1) 東海再処理施設における核物質防護の体系

東海再処理施設では、原子炉等規制法第 50 条の 3 第 1 項の規定に基づき、東海再処理施設に係る特定核燃料物質の防護に関する事項について「核燃料サイクル工学研究所再処理施設核物質防護規定」を定めている。東海再処理施設における核物質防護は、この核物質防護規定に特定核燃料物質の防護に関する組織を定め、核物質防護を行う者の責任及び権限を明確にした上で実施している。

(2) 核物質防護に係る管理状況

平成 13 年 9 月 11 日に米国で発生した同時多発テロ事件以降、核物質防護を巡る状況はより厳しさが増している。このような状況に的確に対応し、我が国の原子力施設の防護水準を国際的に遜色のないレベルにまで引き上げ、核物質防護体制を盤石のものとするためには、治安機関との連携強化や施設における防護措置の拡充等、現行制度の枠内での核物質防護強化のための努力を継続することはもとより、法的措置の整備を含む抜本的な核物質防護対策の強化が必要となった。このようにテロの脅威に対する認識が高まり、国の内外を問わず高い関心が払われるようになった。そして、従来の「核物質防護」に加えて、核テロ対策の意味合いが強い「核セキュリティ」の概念が広く使われるようになった。

東海再処理施設においては、平成 17 年 5 月、INFCIRC/225/Rev.4 に対応するため原子炉等規制法が改正され、新たな核物質防護措置の要件が追加された。さらに、国から「設計基礎脅威を考慮した防護措置に関する指針」が提示され、防護措置の具体的な対策が示された。その後、INFCIRC225/rev.5 に記載されている計量管理を除くおおむねの要件を踏まえて平成 24 年 3 月に再処理事業規則が改正された。東海再処理工場では区分Ⅰあるいは区分Ⅱの施設が複数あるので、再処理事業規則に基づく必要な要件を満足させるために 2 年以内に多くの工事等を実施する必要がある。必要な要件とは、例えば周辺防護区域周辺への立入制限区域の設置、火災や地震時の災害対応として第 2 核物質防護管理室（2CAS）の設置、枢要設備における 2 人ルールの適用、防護区域入口における爆発物検知システムの導入であり、これら再処理事業規則に基づく全ての必要な要件について、平成 26 年 3 月末までに完了させている。

平成 17 年 5 月、INFCIRC/225/Rev.4 に対応するための原子炉等規制法及び再処理事業規則第 16 条の 3 の改正に伴い、平成 18 年度から 19 年度にかけて実施した主たる核物質防護強化の状況を以下の(a)～(c)に示す。

(a) 設計基礎脅威の適用

国から提示された指針に基づいて、現状の防護措置から追加・補強した主な内容は以下のとおり。

- 再処理警備所について、不審物持込防止のために金属探知機及びＸ線検査装置を設置し、強行突破防止用出入口扉を更新した。さらに、警備所周りに侵入検知器と監視カメラを設置した。
- 再処理施設周辺防護区域境界フェンス外周に車両突入防止用ガードレールを設置した。
- 防護区域については、分析所及びプルトニウム転換技術開発施設出入口における常時立入者に対する金属探知機による点検、主な独立建家の出入口扉を強化扉相当に更新し、遠隔開閉操作や出入管理機器を設置して防護機能を追加した。

(b) 核物質防護検査制度の導入

国は、設計基礎脅威に対応した防護措置が適切に講じられていることを確認するため、定期的に事業者の核物質防護規定の遵守状況について検査することとした。再処理技術開発センターとしては、本検査の導入にあたり、核物質防護規定及び各種下部要領を整備した。

なお、本検査導入後初めての検査が平成 19 年 1 月に実施され、以降毎年検査を行っている。主な検査内容は、以下のとおりである。

- 防護基準適合検査として、核物質防護規定を有する全施設に対して適用し、教育、出入管理、防護設備管理等について、下部要領や関係記録の確認、関係者への質問、現場確認を実施している。
- 脅威到達時間評価について、施設が実施した分析に関して想定侵入経路の数箇所について実地踏査を行っている。
- 実証訓練評価では、防護訓練に立ち会い、侵入検知、侵入者の発見・評価、関係機関への通報連絡や治安機関との連携等緊急時における対応措置の実効性について確認している。

(c) 守秘義務制度の導入

不法に開示されると核燃料物質及び原子力施設の防護を損なうおそれのある詳細な情報を核物質防護上の秘密として、これらの情報を知り得る事業者等に対して守秘義務を課し、違反者には罰則を適用するものである。再処理技術開発センターとしては、これらについて、核物質防護規定に盛り込み、下部要領として「情報管理要領」を作成した。

また、平成 24 年 3 月、INFCIRC/225/Rev.5 及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に対応するための再処理事業規則第 16 条の 3 の改正に伴い、平成 24 年度から 25 年度にかけて実施した主たる核物質防護強化の状況を以下の(d)～(i)に示す。

(d) 立入制限区域の設置

既設の周辺防護区域の周辺に新たに立入制限区域として侵入防止柵（フェンス）による区画を行い、侵入検知センサーや監視カメラ等を設置した。

(e) 第 2 核物質防護管理室（2CAS）の設置

火災や地震等の災害が発生しても監視機能が維持できるように新たに第 2 核物質防護管理室（2CAS）を設置して冗長化を図った。

(f) 防護区域における 2 人ルールの適用

防護区域内において置かれている特定核燃料物質の形態が取り扱いが容易な形態の場合は、2 人以上の者で作業若しくは巡視点検を行う仕組みを構築した。

(g) 防護区域入口における爆発物検知システムの導入

防護区域入口に爆発物検知装置を設置し、入域者及び持込物品の点検を行うこととした。

(h) 無停電電源装置の設置

防護設備等（監視カメラ、侵入検知センサー、出入管理機器等）の無停電化を図るために無停電電源装置を設置した。

(i) 関係法令等遵守及び核セキュリティ文化醸成のための体制

関係法令及び核物質防護規定の遵守並びに核セキュリティ文化の醸成を確実にするための活動を核物質防護規定に定め、経営責任者である理事長の活動方針に基づいて活動施策及び活動計画を策定し、トップダウンによる活動を実施することとした。

上記のほか、毎年度実施している防護措置に対する定期的な評価及び改善に加え、内部監査及び規制当局による核物質防護検査でのコメントを受け、継続的に強化を行い、再処理施設の安全性、信頼性の維持・向上に努めている。

3.4.3 評価

東海再処理施設では、計量管理の方法について、各工程における燃料の管理方法が計量管理規定等に体系的に定められている。また、上記の方法に従った計量管理がなされている。並びに、これまでの核燃料物質の管理経験を反映し、低放射性固体廃棄物中のプルトニウム量測定に適用可能な中性子測定装置を開発する等、計量管理の方法を改善している。さらに、核物質防護の方法について、再処理施設核物質防護規定等に定められているとともに、従来の「核物質防護」に加えて、核テロ対策の意味合いが強い「核セキュリティ」の概念を取り入れ、様々な追加措置を講じて核物質防護の強化を図っている。保障措置については、新たに適用された統合保障措置に向けた環境整備等を行い、適切な対応に努めている。

以上より、東海再処理施設の核燃料物質管理については、継続的な改善及び安全性、信頼性の維持・向上が図られているものと評価する。

3.4.4 今後の取り組み

東海再処理施設においては、平成 28 年 1 月現在、潜在的ハザード低減として、プルトニウム転換技術開発施設における MOX 粉末の製造、ガラス固化技術開発施設における高放射性廃液のガラス固化処理運転を進めているほか、分離精製工場における工程洗浄運転等を計画している。今後、これらに対応した適正な計量管理、透明性を持った保障措置、核物質防護に係る必要な措置の実

施について継続的に取り組み、東海再処理施設における核燃料物質管理の円滑な実施に努めていく。

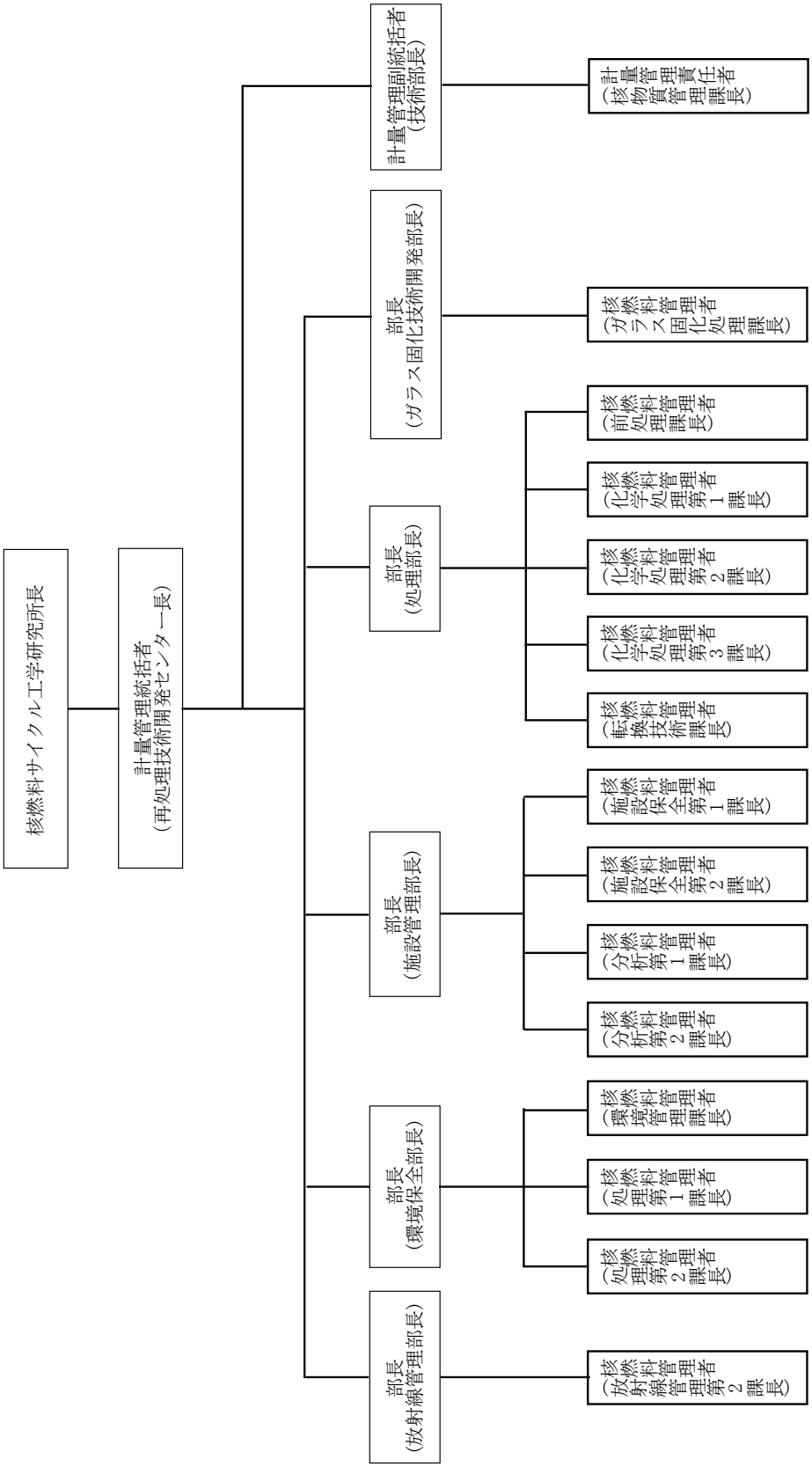


図3.4-1　再処理技術開発センター計量管理組織図（平成26年9月末現在）

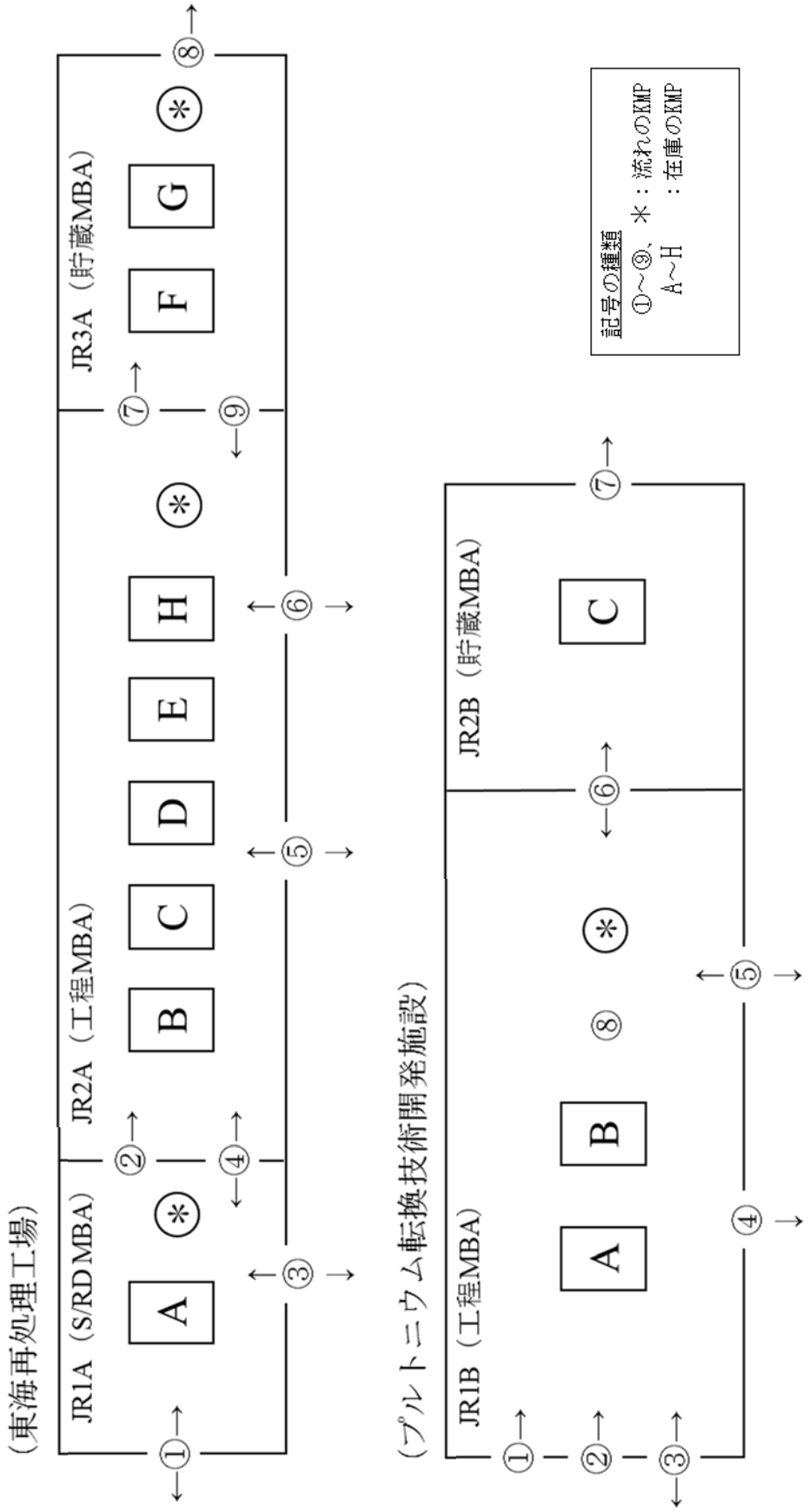


図3.4-2　核燃料物質計量管理区域（MBA）及び主要測定点（KMP）

3.5　放射線管理

放射線管理の基本方針は、法令等で定められている基準を遵守することはもちろんのこと、「合理的に達成可能な限り低く(ALARA : As Low As Reasonably Achievable)」の精神を尊重し、放射線業務従事者の不要な被ばくを避けることであり、東海再処理施設においても種々の被ばく低減化対策に取り組んでいる。また、施設から放出される気体及び液体廃棄物による一般公衆への影響を評価するために、再処理施設保安規定等に基づき、陸上及び海洋環境の放射線モニタリングを定期的に実施している。これらの放射線管理及び環境モニタリングについては、再処理施設の運転組織とは独立の組織である「放射線管理部」が実施している。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間(平成16年4月から平成26年9月末)において、東海再処理施設における放射線管理について、放射線業務従事者の被ばく量の低減の観点から、施設内の放射線管理が確実に行われているとともに、放射線作業に係る計画の立案から実施の段階で被ばく低減化対策が図られ、その結果、十分低い被ばく線量となっていること、並びにこれまでの放射線管理経験を踏まえて被ばく低減化対策が行われていることを確認する。また、環境モニタリングについては、環境放射線モニタリング計画が整備されているとともに、測定・評価を通じて東海再処理施設から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物が、一般公衆に影響を与えていないことを確認する。さらに、必要な改善が断続的に図られていることを確認する。

3.5.1　放射線管理

(1) 施設の放射線管理

(a) 管理区域の区分

東海再処理施設では、合理的な放射線管理を実施するために、建家内を非管理区域(ホワイト区域)と管理区域に区分し、さらに管理区域を線量率、汚染発生の可能性等に応じてグリーン区域、アンバー区域、レッド区域に区分することを再処理施設保安規定に定め、各々の区域に応じた管理を行っている。区域区分の基準を表3.5-1に示す。グリーン区域は操作区域等平常運転時には汚染のない区域、アンバー区域は保守操作や一部工程を含む区域で、若干の汚染が考えられる区域、レッド区域はセル内区域で汚染の考えられる区域であり、線量率が500μSv/hを超える区域である。

グリーン区域及びアンバー区域については、区域区分ごとに定められた線量率等を下回るように管理するとともに、再処理施設保安規定で定める立入規制区域及び立入制限区域の設定基準を超えた場合は、区域設定等の放射線防護上の措置をとることとしている。表3.5-2に立入規制区域及び立入制限区域の設定基準を示す。

(b) 施設内作業環境の放射線監視

施設内の放射線監視は、定置式モニタ設備による連続監視と放射線管理担当者によるサーベイにより行っている。

定置式モニタ設備では代表的な箇所における線量率、空気中の放射性物質濃度等を連続監視しており、表3.5-3に示す定置式モニタ設備を現場に配置している。定置式モニタ設

備の測定信号は、放射線監視盤に集中表示・記録するとともに、放射線管理担当者が監視を行っている。

また、放射線レベルがあらかじめ設定した警報設定値を超えた際には、放射線監視盤、制御室及び現場に注意喚起等のために警報を発する構造としている。なお、定置式モニタ設備については、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準への対応を進めていく。

一方、放射線管理担当者によるサーベイは、定置式モニタ設備による監視を補完するために実施しているものであり、施設内の適切なポイントにおいて定期的なサーベイメータによる線量率測定、エアスニファによる空気中放射性物質濃度測定、スミヤ法による表面密度測定を実施している。

上記の施設内の線量率、空気中放射性物質濃度、表面密度の測定結果は、放射線管理部長により取りまとめられ、再処理技術開発センター内各部長及び核燃料取扱主任者に通知される。

(2) 放射線作業に係る被ばく管理

(a) 放射線作業に係る被ばく管理及び作業計画

再処理施設においては、プルトニウム、ウラン及び核分裂生成核種を取り扱うことから、γ線、β線及び中性子線に対する外部被ばく管理と、α線を放出するプルトニウム等に対する内部被ばく管理が特に重要である。

これらの特徴を踏まえ、放射線作業に係る被ばく管理を確実に実施するため、東海再処理施設で実施する各種放射線作業を、汚染の可能性や被ばくの観点から、特殊放射線作業とその他の放射線作業に区分することを、放射線管理基準に定め、管理している。放射線作業の区分を表 3.5-4 に示す。また、放射線作業に係る放射線業務従事者の被ばく線量管理は、被ばく線量が法令等で定める線量限度を十分下回るよう、表 3.5-5 に示す管理レベルを再処理施設保安規定に定め、管理を行っている。

特殊放射線作業を実施するにあたっては、作業内容、放射線防護上の措置、外部被ばく線量の推定値等を記載した特殊放射線作業計画を、あらかじめ作成することとしている。核燃料取扱主任者及び放射線管理第 2 課長は、当該計画における放射線防護上の措置を検討し、必要な助言及び指導を実施している。特に、被ばく線量が再処理施設保安規定で定める原因調査レベル(実効線量 3.7 mSv/3 月、等価線量 37 mSv/3 月)を超える特殊放射線作業については、あらかじめ再処理施設安全専門委員会で作業計画の妥当性を審議している。

(b) 被ばく評価の方法

被ばく線量の評価は、外部被ばくと内部被ばくに区分される。外部被ばくについては、通常は TLD(熱ルミネセンス線量計)バッジで評価しており、作業に応じ TLD 指リング、警報付個人線量計等を追加装備する。定常モニタリングに係る測定は原則四半期ごとに行うが、女子及び担当課長が必要と認めた場合は 1 ヶ月ごとに行っている。これに加え作業ごとに測定する場合もある。内部被ばくについては、通常は作業環境の空気中放射性物質濃度からの計算(評価頻度は外部被ばくの定常モニタリングと同様)と全身カウンタ(測定頻

度：入退所時及び 1 年に 1 回以上)の測定結果から評価する。さらに、ウラン又はプルトニウム等を取り扱う放射線業務従事者から無作為に抽出された者に対しては肺モニタ、バイオアッセイ(測定頻度：1 年に 1 回以上)による評価も行っている。

(c) 被ばく管理の実績

特殊放射線作業の実施においては、作業の計画を遵守するとともに、作業に係る汚染拡大防止等の処置、線量率の確認等の放射線防護上の措置を講じており、作業終了時には報告書を作成し、核燃料取扱主任者及び担当部長に報告している。

今回の調査対象期間においては、再処理施設保安規定に定める原因調査レベル及び法令に定める線量限度を超える被ばくはなかった。図 3.5-1 に当該期間(ただし、1 年間に満たない平成 26 年 4 月 1 日～9 月 30 日の分を除く)の集団線量の推移、表 3.5-6 に同期間の放射線業務従事者の 1 年間の線量分布を示す。

(d) 被ばく低減化対策

前回の東海再処理施設の定期的な評価では、被ばくの主要因に高線量下における大型の改造工事を挙げていた。しかし、今回の調査対象期間においては大型工事の数が減少し、被ばくの主要因となる作業がセル内機器の直接補修作業へと変化してきた。セル内に設置されている機器類を直接補修・点検する場合、高線量・高汚染環境下での作業となるため、実効線量はもとより手部の等価線量の管理が重要となる。被ばく低減化のためには遮蔽、遠隔操作、事前に施設起因の放射線を伴わない環境でモックアップによる作業の検討及び訓練による作業時間の短縮等、様々な対策を図っている。そのほかに、以下に示す放射線作業管理方法の改善等を実施してきた。

(i) 呼吸保護具点検・運用に係る技能認定制度の導入

東海再処理施設では、特殊放射線作業等にて使用する呼吸保護具として半面マスク及び全面マスクを約 2000 個所有しており、再処理施設保安規定に基づき年 1 回以上の検査及び機能維持が要求されている。これらのマスクは、放射線業務従事者の内部被ばく防止の観点から常に一定の性能を維持しなければならないため、これまでは上期に従業員による自主検査を、下期にメーカによる総合検査を実施してきた。しかし、自主検査においては、マニュアルは整備されているものの、実施する従業員の力量に明確な基準がなかった。そこで、平成 16 年度より、呼吸保護具の技能認定制度の導入を図り、標準的な点検を実施できるような仕組みを整備した。また、技能認定制度の運用にあたり、点検手順書の改善(マスクの部位の劣化状況を画像で示す等)を行った。技能認定制度はマスクを使用する部課室単位を対象とした。内容は学科と実技で構成され、マスクメーカの専門家を講師として招いて講習を実施し、最終的に認定試験を行い、参加者の習熟度を確認した上で、技能認定するプログラムとなっている。技能認定制度の導入以降平成 25 年度までの期間において、のべ受講者数は 331 名となっている。

(ⅱ)手部被ばく防護に係る放射線防護装備の検討

東海再処理施設では、セル内に設置されている機器類を手作業で点検・補修する場合、作業環境が高線量・高汚染環境下であるため、等価線量(手部)の被ばく管理が重要となる。セル内のβ線の被ばくに寄与する主な核種としては ^{90}Sr-^{90}Y と ^{137}Cs がある。各工程

にはこれらの核種が混在しており、β線による手部被ばくへの寄与はγ線による寄与に比べて 10～100 倍程度大きい。そのため、鉛含有防護手袋を装着し、放射線業務従事者のローテーションにてβ線による手部被ばくの低減を図ってきた。しかし、鉛含有防護手袋装着時の作業は作業効率の低下を招くこと、また、廃棄物低減の観点からの複数回に渡る再使用が多く、表面に残存した汚染物による計画外のβ線による被ばくを生じたことから対策が必要になっていた。そこで手部被ばく防護に係る防護装備ごとの被ばく低減効果(減衰ファクター)を整理し、適切な防護装備の選定への反映を試みた。東海再処理施設で使用している防護装備としては、綿手袋、RI ゴム手袋及び鉛含有防護手袋がある。これらの重ね付け及び組み合わせごとの減衰ファクターを評価し、各装備の性能を把握したことで、放射線状況や作業内容に応じた防護装備の選択肢が増えた。

(ⅲ)施設の高経年化を意識した放射線管理について

近年、東海再処理施設の高経年化に伴う腐食等の不具合事象が顕在化してきており、これらの影響を考慮した放射線管理が重要となってきている。このため、平成 26 年 10 月には施設の高経年化を意識した現場作業における留意事項を明文化し、「汚染（漏えい）に係る留意事項」として、不測の汚染（漏えい）による作業員の被ばくを防止するため、作業エリア内の放射性物質を内包する設備・機器が高経年化していることを意識し、汚染（漏えい）の可能性を幅広く想定することとした（過去の残存汚染を含む)。また、「取り扱う設備・機器に係る留意事項」として、不測の汚染（漏えい）による作業員の被ばくを防止するため、作業エリア内の設備・機器が高経年化していることを意識し、取り扱う設備・機器の状態を把握し、汚染（漏えい）の可能性を幅広く想定することとした。さらに、「薬品等の漏えいに係る留意事項」として、不測の薬品等の漏えいによる作業員の負傷、火災等を防止するため、作業エリア内の設備・機器が高経年化していることを意識し、取り扱う設備・機器の状態を把握し、漏えいとその影響を幅広く想定することとした。このほか、「保護具・防護具に係る留意事項」として、負傷やそれに伴う内部被ばくを防止するため、各作業員は作業を実施するエリア内の設備・機器（部品類）の取り付け部等が高経年化していることを意識し、落下物等の可能性を想定し、適切な保護具等を着用することとした。これらを受けて、高経年化を考慮した放射線管理として、放射線作業管理に係る特殊放射線作業計画のチェック項目の改善を行った。さらに、過去の残存汚染に係る処置等に関して、「汚染マップ」を整備するとともに、「汚染マップの確認項目」シートを作成し、これを用いて現場の残存汚染の管理状況の確認及び指導を行うこととした。

(3) 施設内放射線管理における東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響

平成 23 年 3 月 15 日より、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響のため、東海再処理施設内において事故起源の放射性物質の影響が無視できない状況となった。そのため、β（γ）線に対する放射線管理のうち、表面密度、空気中放射性物質濃度については自主的に定めている管理目標値ではなく、再処理施設保安規定で定める立入規制区域又は立入

制限区域の基準を用いて管理を行った。また、これらの基準を超える場合はγ線核種分析により東京電力福島第一原子力発電所事故起因であることの確認（判定）を行った。

これらの基準の運用は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故後の放射性物質放出状況及び東海再処理施設内における事故起源の放射性物質の影響の推移により、段階的に従来の管理状態へと復帰させていった。最終的に平成 26 年 4 月 1 日以降は、全ての管理基準について従来の管理基準の運用を再開し、事故前と同様の放射線管理を行うこととなった。

3.5.2　環境モニタリング

(1) 環境放射線モニタリング計画

環境モニタリングは、一般公衆の受ける線量を評価すること、また、放射性物質の蓄積状況の把握、原子力施設から予期しない放射性物質の放出による周辺環境への影響評価に資することを目的としている。環境モニタリングの対象項目、対象核種等は、再処理施設保安規定に陸上環境放射能監視計画及び海洋環境放射能監視計画として定められている。

環境放射線モニタリング計画の見直しに際しては、放射線管理部安全専門委員会、再処理施設安全専門委員会、核燃料サイクル工学研究所安全専門委員会等により、その妥当性が審議される。その後、原子力規制委員会での審議を経て、再処理施設保安規定に定められる。

なお、原子力規制委員会の発足前となる平成 16 年 4 月から平成 24 年 9 月までは、環境放射線モニタリング計画の見直しの際には、旧原子力安全委員会 放射線防護専門部会 環境放射線モニタリング中央評価分科会(以下「中評分科会」という。)において、その妥当性が審議されてきた。

平成 19 年度モニタリング計画から、牛乳採取地点が「ひたちなか市長砂」から「ひたちなか市部田野」へ、空気中水分の採取頻度が「1 回/月」から「連続」へ、海産生物の測定対象が「ワカメ又はヒジキ」から「褐藻類(ワカメ又はヒジキ等)」へ、漁網、甲板の測定に係る記述が明確化され、採取及び測定における連続の定義を明確化した。

平成 25 年度において、「第Ⅳ-3 表　気象の観測」における風向及び風速の測定器は、それぞれ「自記風向計」及び「風車型自記風速計」から「ドップラーソーダ」に変更した。

現在の環境放射線モニタリング計画を表 3.5-7、表 3.5-8 及び図 3.5-2～図 3.5-5 に示す。

なお、モニタリングポスト等の環境モニタリングに係る監視設備については、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準への対応を進めていく。

(2) 環境放射線モニタリング結果

上記の環境放射線モニタリング計画に基づく環境モニタリング結果は、四半期ごとに原子力規制委員会(平成 24 年 9 月までは、経済産業大臣)に報告することが、使用済燃料の再処理の事業に関する規則で義務づけられている。また、平成 22 年度分までの一般公衆の線量評価結果を含めた、環境放射線モニタリング計画に基づく年間の環境放射線モニタリング結果は、中評分科会において、環境放射線モニタリング手法及び技術水準と照らして妥当であり、施設寄与分は認められないと評価されてきた[3.5-1)]。

環境モニタリング結果の例として、平成 22 年度第 3 四半期のものを表 3.5-9、表 3.5-10 に示す。同表に示すように過去の環境モニタリング結果から平常の変動幅を定め、これらと比較することにより一般公衆に対して影響のないことを確認している。

一方、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降については、事故により原子力発電所から放出された放射性物質の影響が環境モニタリング結果において確認されている。環境モニタリング結果の例として、平成 26 年度第 2 四半期のものを表 3.5-11、表 3.5-12 に示す。これらのモニタリング結果についても、過去の平常の変動幅と比較をしており、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響により平常の変動幅の範囲を超えることが多々ある。なお、平常の変動幅の範囲を超えた結果については、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響によるものかどうかを放射性セシウムの同位体比等から確認し、その原因によるものであれば、注釈にその旨を記載している。なお、平成 23 年 12 月 2 日に開催された中評分科会では、『モニタリング項目を総合的に見て事故の影響が認められる間は、当該事故後の測定データを、事故以前からの「平常の変動幅」の評価に加えることは適切ではない。(中評第 14-4 号)』との評価方針が出されている。このため、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降の四半期ごとの東海再処理施設の環境放射線管理報告書に用いる平常の変動幅は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以前の変動幅を使用している。空間放射線は平成 20 年度～平成 22 年度、その他の測定対象は平成 13 年度～平成 22 年度(漁網・船体は平成 16 年度～平成 22 年度)の最小～最大(空間放射線は平均±3σ)の範囲としている。

これらの環境モニタリング結果及び線量評価結果は、放射線管理部長に報告し、放射線管理部長は核燃料サイクル工学研究所長に報告している。

これまでの一般公衆の線量評価結果を図 3.5-6 に示す。一般公衆の線量評価結果はいずれも、一般公衆の線量限度 1 mSv/年に対し、約 1/1000 程度と十分に低いことを確認している。

これらの結果は、平成 22 年度分までは中評分科会で客観的評価が加えられ[3.5-1)]、原子力安全委員会に報告されてきた。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降は、四半期ごとに原子力規制委員会に報告し、公表されている。

(3) 環境放射線モニタリング技術の開発

環境放射線モニタリング計画に加え、種々の環境放射線モニタリング技術等の開発及び調査を行ってきており、常に最新の知見の取り入れに努めてきた。

(a) ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法を用いた海水中γ線放出核種分析法[3.5-2)]

平成 21 年、放射性同位元素(^{137}Cs)及び安定元素を用いて、ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法による海水中γ線核種分析方法の回収率確認実験を行った。添加した ^{137}Cs の 99%をヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル沈殿に、Ce、Co、Mn、Ru、Zn、Zr の 88～94%を水酸化鉄(III)沈殿に回収できた。同法は、操作が短時間かつ簡単で、同時に複数件の分析も容易であること等、環境放射線モニタリングにおいて、非常に効率的で実用的

な分析方法である。本検討結果は、海水中γ線核種分析結果の解析における根拠として利用している。

(b) 液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 迅速分析法 [3.5-3)]

平成 22 年、排水中 ^{89}Sr, ^{90}Sr 分析を行うにあたって、β線最大エネルギーの違いを利用して、液体シンチレーションカウンタを用いた迅速分析法について検討した。本法により妨害核種(^{54}Mn、^{60}Co、^{106}Ru、^{137}Cs)を含む模擬排水試料を分析したところ、十分な分析精度と回収率が得られた。また、従来法では分析に 2～3 週間要していたが、本法では 3～4 日間で分析できることから、排水中 ^{89}Sr、^{90}Sr 分析として、十分に適用可能な優れた方法であることを確認した。本検討結果により、排水中 ^{89}Sr、^{90}Sr 分析における選択肢を増やすことができた。

3.5.3　評価

東海再処理施設では、放射線業務従事者の確実な被ばく管理の観点から、施設内の放射線監視が行われており、線量率、表面密度、空気中放射性物質濃度の測定記録は、再処理技術開発センター長、核燃料取扱主任者等に通知されている。また、放射線作業に係る計画立案から実施の段階で被ばく低減化対策が図られており、特に被ばく線量が原因調査レベルを超える特殊放射線作業については、あらかじめ再処理施設安全専門委員会で作業計画の妥当性が審議されている。被ばく線量の測定・評価の結果、東海再処理施設における従業員の被ばく線量は、再処理施設保安規定に定める年間の従業員の実効線量限度に比べ、十分低い被ばく線量となっている。

環境モニタリングについては、環境放射線モニタリング計画が再処理施設保安規定に定められている。また、測定・評価を通じて、東海再処理施設から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物が一般公衆の線量限度 1mSv に比べ、十分低い被ばく線量であることを確認するとともに、これらの結果については、放射線管理部長に報告し、放射線管理部長は核燃料サイクル工学研究所長に報告している。なお、調査対象期間において平常の変動幅の範囲を超える環境モニタリング結果が確認されたが、その原因については、放射性セシウムの同位体比等から東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故によるものであることを確認している。

さらに、放射線の被ばく低減に向けて、呼吸保護具点検・運用に係る技能認定制度の導入や手部被ばく防護に係る放射線防護装備の検討を進める等、調査対象期間において所要の改善を図っている。

以上より、東海再処理施設の放射線管理については、継続的な改善及び安全性、信頼性の維持・向上が図られているものと評価する。

3.5.4　今後の取り組み

被ばく低減化対策により作業員の被ばく線量は低い値で推移しているが、今後とも ALARA の精神に則り、不要な被ばくを避けるよう防護対策を講じ、被ばく線量の低減化に努める。また、近年、高経年化に伴う腐食等の不具合事象が顕在化しているため、施設の高経年化を意識した放射線管理に努めていく。

環境モニタリングについては、測定技術の維持管理に努めるとともに、一般公衆の線量評価及び環境における放射性物質の蓄積状況の把握の観点から、環境放射能の監視を継続し、東海再処理施設からの影響について調査・評価を実施していく。

なお、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴い、原子力災害対策特別措置法施行規則の改正（再処理施設への ERSS（緊急時対策支援システム）接続）が検討されているため、環境監視テレメータ装置等について、ERSS 構築に向けた検討を進めていく。

このほか、定置式モニタ設備やモニタリングポスト等の環境モニタリングに係る監視設備については、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準への対応を進めていく。

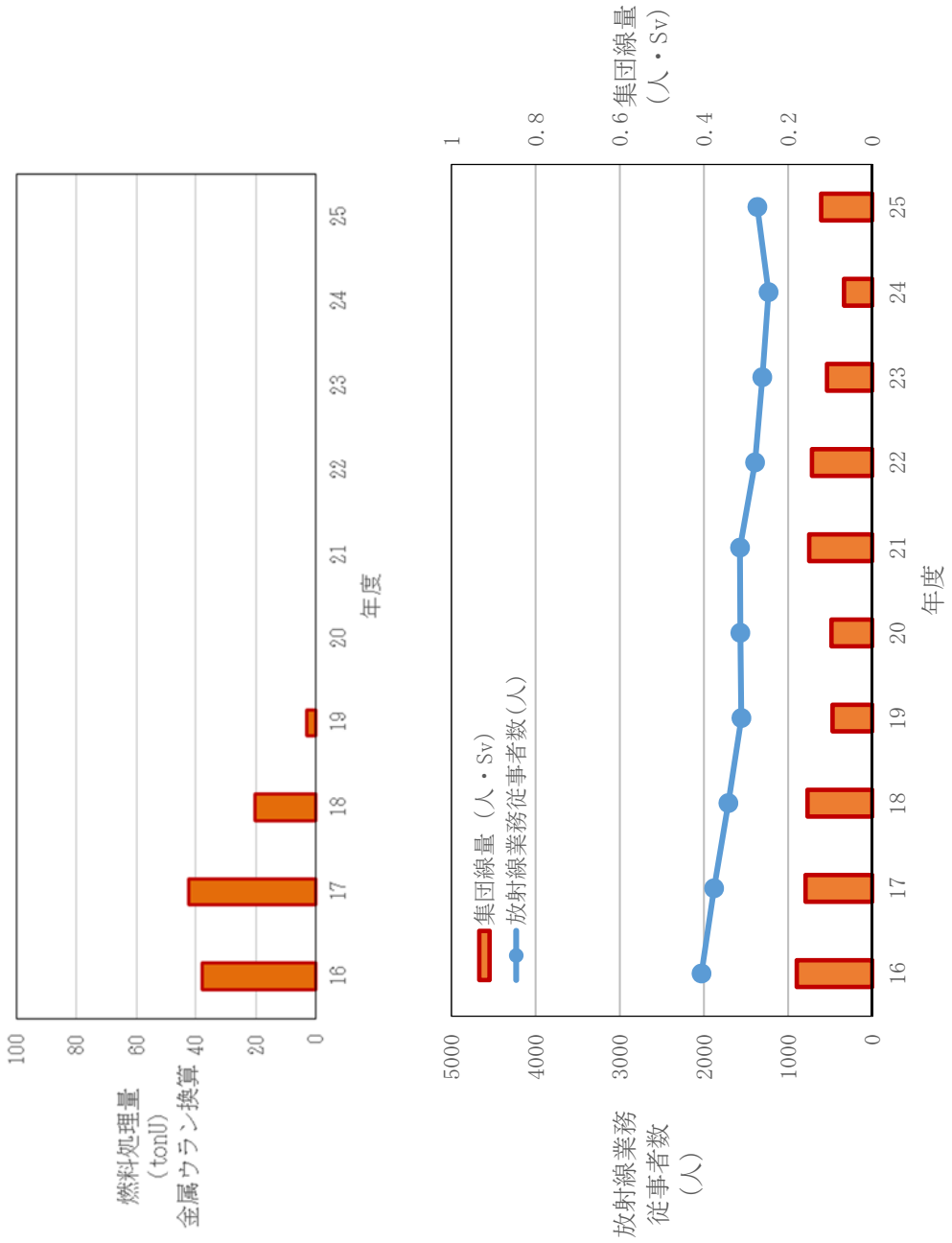


図 3.5-1　東海再処理施設の集団線量推移

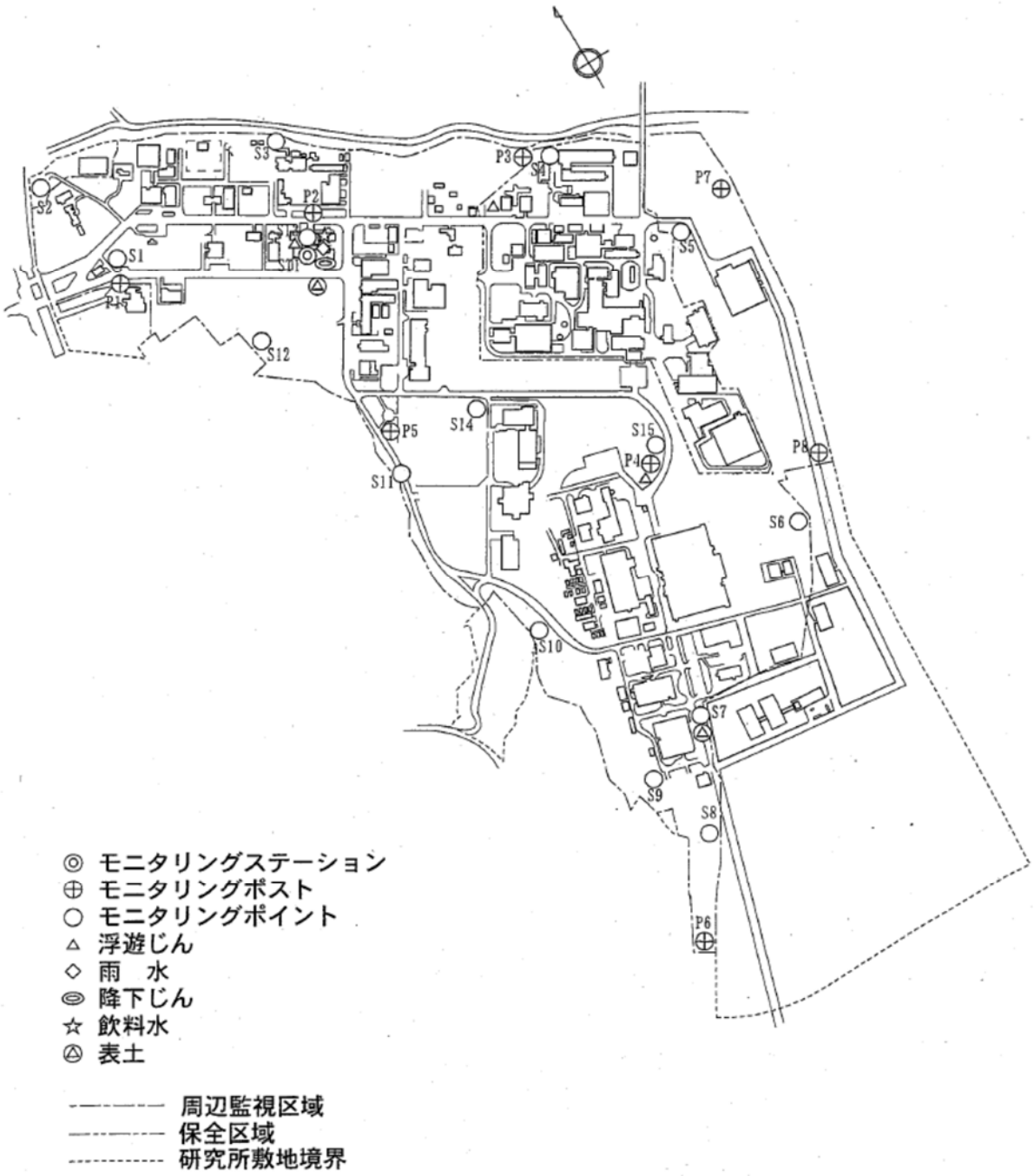


図 3.5-2　環境試料等の採取又は測定場所（周辺監視区域内）
（平成 26 年 9 月末現在）

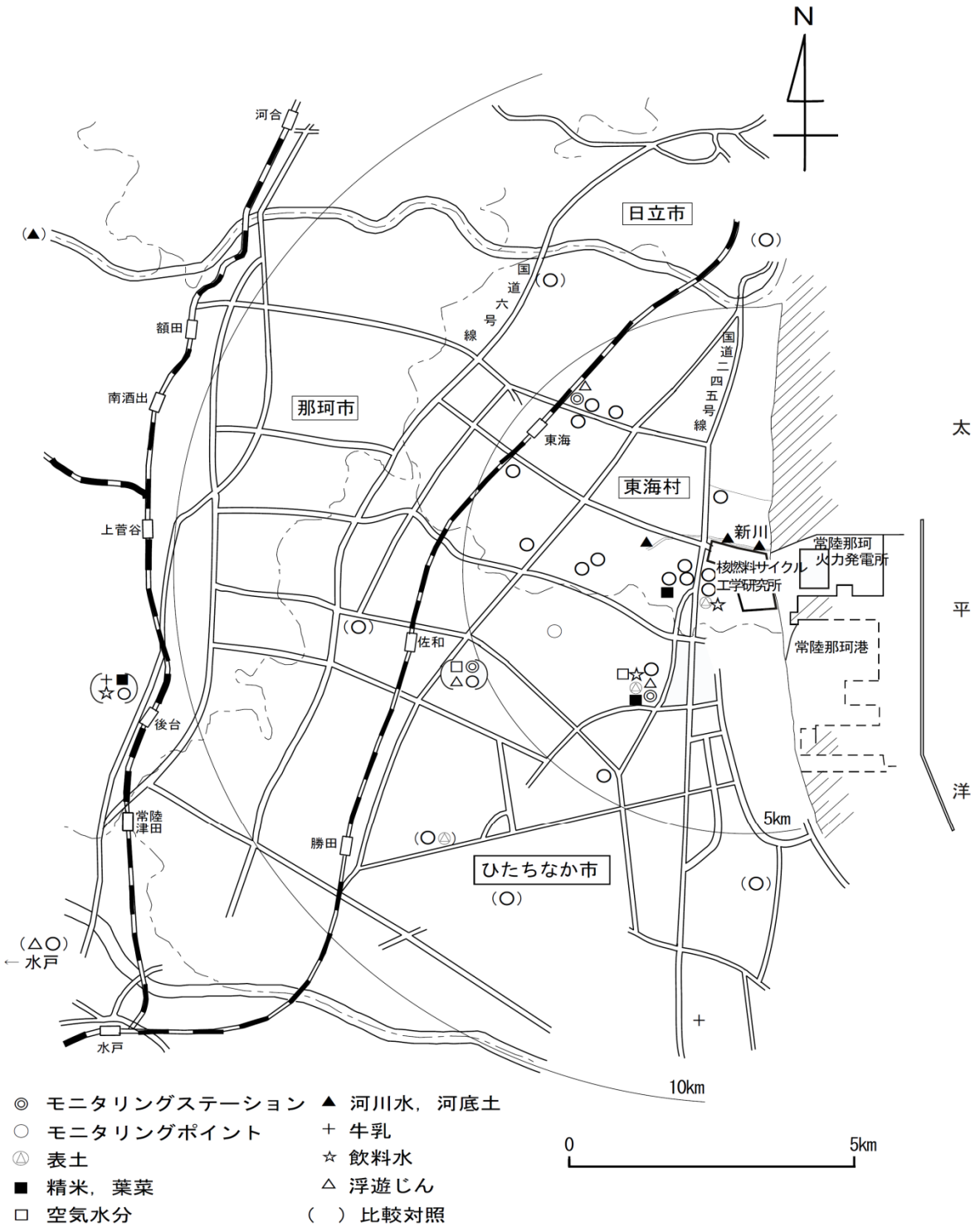


図 3.5-3　環境試料等の採取又は測定場所（周辺監視区域外）
（平成 26 年 9 月末現在）

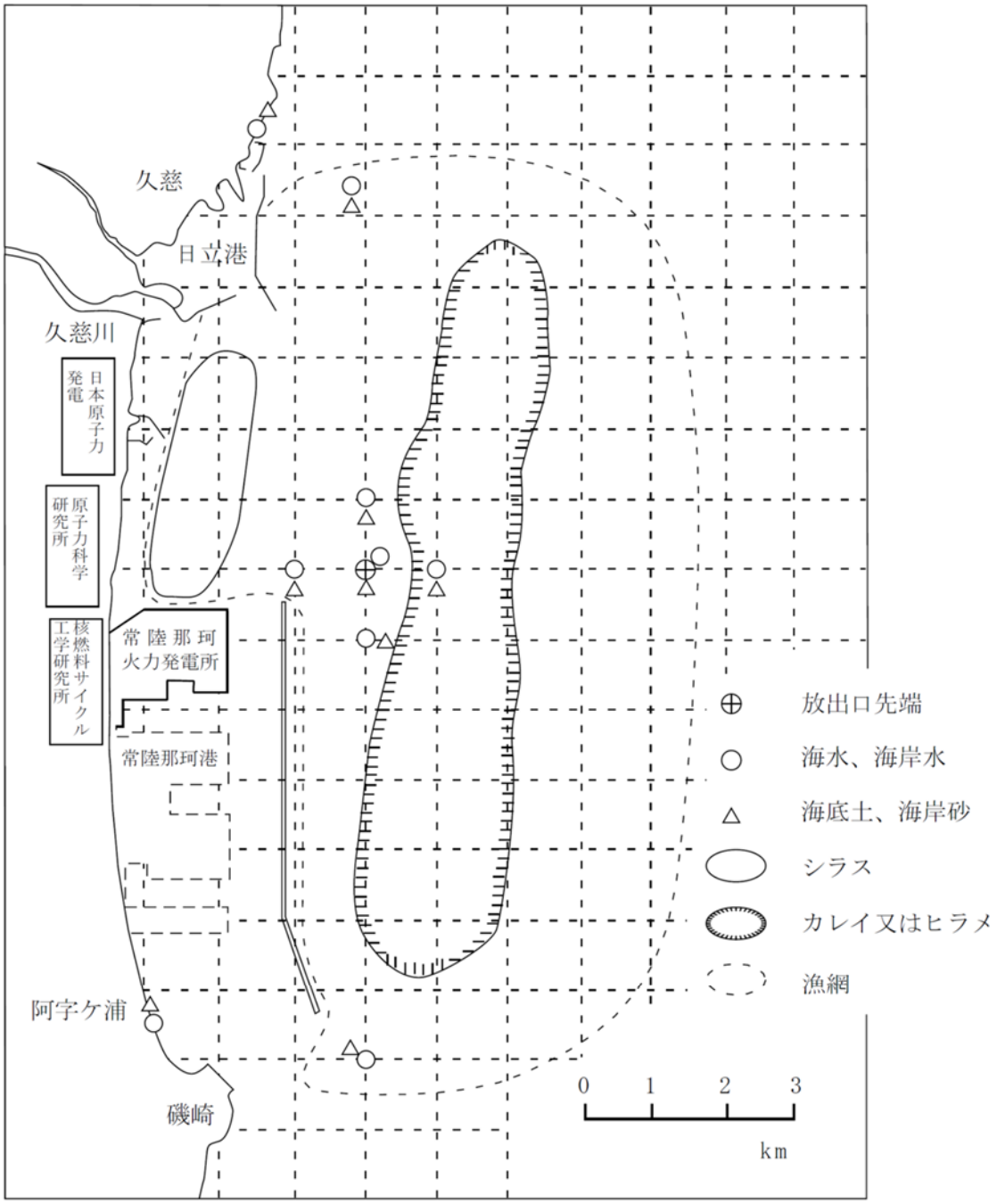


図 3.5-4　海洋試料採取場所：その 1（平成 26 年 9 月末現在）

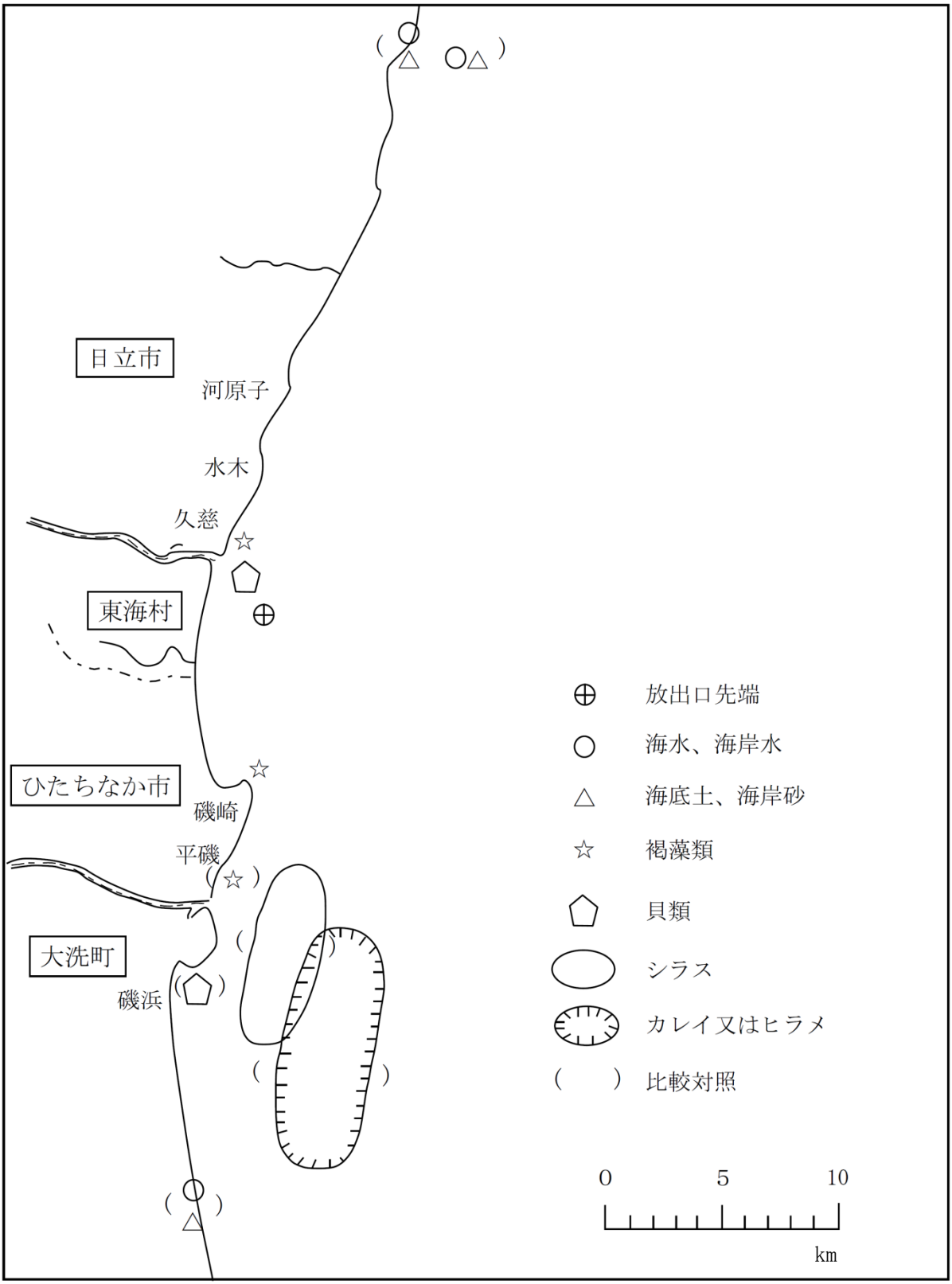
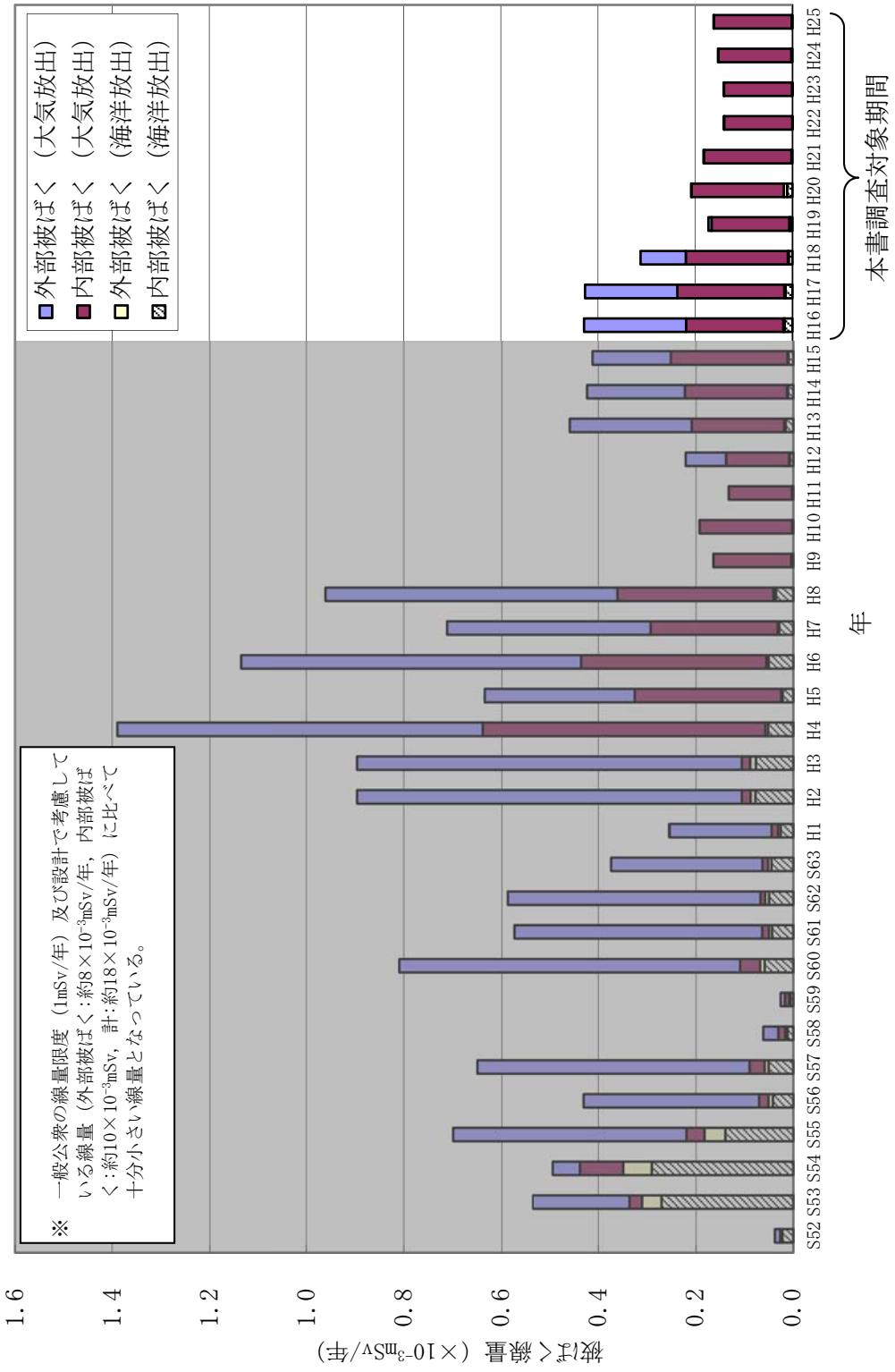


図 3.5-5　海洋試料採取場所：その 2（平成 26 年 9 月末現在）



注）平成3年10月以降^{14}Cも評価対象に含めることとした。

図 3.5-6　年ごとの経路別の被ばく線量（平成 7 年以降は年度（4 月～3 月）での評価値）

表 3.5-1　区域区分の基準

区　域　名	線量率 （μSv/h）	表面密度	空気中の放射性物質濃度
グリーン区域	≦12.5	告示（注1）に定められた表面密度限度以下の区域	3ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度以下の区域
アンバー区域（注2）	≦500	告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域	3ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域
レッド区域	＞500	告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域	3ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域

（注1）核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示（以下「告示」という。）。

（注2）線量率は作業の種類・内容によって設定する。例えば、作業頻度の比較的高い所では25μSv/hにおさえ、一方、立ち入る可能性の少ない所に対しては500μSv/h以下におさえる。

表 3.5-2　立入規制区域及び立入制限区域の設定基準

区　分	設　定　基　準　値		
	線量率	表面密度	放射性物質濃度
立入規制区域	グリーン区域については、25μSv/hを超える場所 アンバー区域（注）については、50μSv/h又は200μSv/hを超える場所	α線を放出する放射性物質について4×10^{-1} Bq/cm^{2}を超える場所 α線を放出しない放射性物質について4Bq/cm^{2}を超える場所	1週間についての平均濃度が告示に定める空気中の濃度限度の10分の1を超える場所
立入制限区域	500μSv/hを超える場所	α線を放出する放射性物質について4Bq/cm^{2}を超える場所 α線を放出しない放射性物質について40Bq/cm^{2}を超える場所	1週間についての平均濃度が告示に定める空気中の濃度限度の10分の1の10倍を超える場所

（注）作業頻度の比較的高い所は50μSv/hを超える場所、立ち入る可能性の少ない所は200μSv/hを超える場所とする。

表 3.5-3　放射線管理用定置式モニタ設備（平成 26 年 9 月末現在）

モニタ名称	目的	設置台数
ガンマ線エリアモニタ 中性子線エリアモニタ	管理区域内の必要箇所に設置し、管理区域内線量率を安全管理室の放射線監視盤によって監視する。	195 台 7 台
ベータ線ダストモニタ プルトニウムダストモニタ	室内の空気中放射性物質濃度を測定し、安全管理室の放射線監視盤によって監視する。	84 台 30 台
排気モニタ	排気口の空気中放射性物質濃度を測定し、安全管理室の放射線監視盤によって監視する。	24 台
臨界警報装置	臨界事故の発生を監視する。	7 式

表 3.5-4　管理区域内の放射線作業区分

<table>
<tr><th colspan="3">区　分</th><th colspan="2">定　　義</th></tr>
<tr><td rowspan="4">特殊放射線作業</td><td rowspan="2">S作業</td><td>S1</td><td colspan="2">S2 作業の定義に該当し、さらに下記の原因調査レベルを超え又は超えるおそれがある作業を行うとき
実効線量　　：3.7mSv/3 ヶ月
等価線量（皮膚）：37mSv/3 ヶ月
（なお、S1 作業を行う場合には、事前に原因調査レベルの変更が必要）</td></tr>
<tr><td>S2</td><td colspan="2">(1)実効線量が 1mSv/週を超え、又は超えるおそれのあるとき
(2)等価線量（皮膚）が 10mSv/週を超え、又は超えるおそれのあるとき
(3)レッド区域に立ち入るとき
(4)作業開始後、作業場所における線量率が、次のいずれかに該当するとき
①γ線、n 線による線量率が 0.5mSv/h を超え、又は超えるおそれのあるとき
②β線による線量率が 3mSv/h を超え、又は超えるおそれのあるとき
(5)作業開始後、作業場所における空気中放射性物質濃度が一週間平均で空気中濃度限度の 10 分の 1 を超え、又は超えるおそれのあるとき
(6)作業開始後、作業場所における表面密度が、次のいずれかに該当するとき
①α線を放出する放射性物質について、0.4Bq/cm^{2}を超え、又は超えるおそれのあるとき
②α線を放出しない放射性物質について、4Bq/cm^{2}を超え、又は超えるおそれのあるとき
(7)その他、汚染防止策、被ばく防止策等特別な放射線管理上の配慮が必要であり安全を確保する上で再処理技術開発センター内各課長、放射線管理部内各課長、放射線管理第 2 課長が特に必要と認めた場合</td></tr>
<tr><td rowspan="2">A作業</td><td>A1</td><td rowspan="2">アンバー区域で作業を実施するとき</td><td>アンバー区域において管理目標値を超える場所で実施する放射線作業又は定型化されていない放射線作業</td></tr>
<tr><td>A2</td><td>アンバー区域において管理目標値以下に管理されている場所で実施する定型化された放射線作業
（なお、アンバー区域を通過するだけの行為は該当しない）</td></tr>
<tr><td>その他の放射線作業</td><td colspan="2">G作業</td><td colspan="2">グリーン区域内で実施される特殊放射線作業以外の作業</td></tr>
</table>

表 3.5-5　放射線業務従事者に対する原因調査レベル及び勧告レベルに係る線量 (注 1)

レベル 項目	原因調査レベル (注 2)	要警戒の勧告レベル	作業制限の勧告レベル
実効線量	3.7 mSv/3 ヶ月	20 mSv/年 かつ 13 mSv/3 ヶ月	100 mSv/5 年 かつ 50 mSv/年
等価線量 (注 3) （皮膚）	37 mSv/3 ヶ月	130 mSv/3 ヶ月	500 mSv/年

（注 1）実効線量については、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められている。

（注 2）原因調査レベルについては、再処理施設保安規定第 108 条第 2 項の規定により、この欄の数値を変更して設定することができる。

（注 3）眼の水晶体及び妊娠中である女子の腹部表面の等価線量を除く。

表 3.5-6　放射線業務従事者の 1 年間の線量分布

（単位：人数）

1 年間の被ばく線量 (mSv) / 年度	5 未満	5 以上 15 未満	15 以上 25 未満	25 以上 50 未満	50 以上	計	一人平均被ばく線量（mSv）
平成 16 年度	2024	6	0	0	0	2030	0.09
平成 17 年度	1878	2	0	0	0	1880	0.08
平成 18 年度	1710	1	0	0	0	1711	0.09
平成 19 年度	1556	0	0	0	0	1556	0.06
平成 20 年度	1568	0	0	0	0	1568	0.06
平成 21 年度	1572	0	0	0	0	1572	0.10
平成 22 年度	1394	0	0	0	0	1394	0.10
平成 23 年度	1305	2	0	0	0	1307	0.08
平成 24 年度	1233	0	0	0	0	1233	0.05
平成 25 年度	1365	1	0	0	0	1366	0.09

表 3.5-7　陸上環境放射能監視計画

（平成 26 年 9 月末現在）

測定対象		採取		測定		備考
		採取点	頻度	項目	頻度	
空間放射線	線量率	周辺監視区域内 9 点* 周辺監視区域外 3 点*	連続	γ線	連続	モニタリングポスト 8 基 モニタリングステーション 4 基
	積算線量	周辺監視区域内 15 点* 周辺監視区域外 25 点*	連続	γ線	1 回/3 ヶ月	モニタリングポイント （TLD 使用）
空気	浮遊じん	周辺監視区域内 3 点 周辺監視区域外 4 点	連続	全α放射能 全β放射能	1 回/週	
				^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{239}Pu	1 回/3 ヶ月	測定試料は採取点別混合
	ヨウ素	周辺監視区域内 1 点 周辺監視区域外 3 点	連続	^{131}I	1 回/週	モニタリングステーション
	気体状β放射能濃度	周辺監視区域内 1 点* 周辺監視区域外 3 点*	連続	^{85}Kr	連続	モニタリングステーション
	水分	周辺監視区域外 2 点	連続	^{3}H	1 回/月	モニタリングステーション（ひたちなか市長砂・高野） 採取不能の場合はこの限りではない。
雨水		周辺監視区域内 1 点	連続	^{3}H	1 回/月	安全管理棟屋上 採取不能の場合はこの限りではない。
降下じん		周辺監視区域内 1 点	連続	全β放射能	1 回/月	安全管理棟屋上
飲料水		周辺監視区域内 1 点 周辺監視区域外 3 点	1 回/3 ヶ月	全β放射能 ^{3}H	1 回/3 ヶ月	周辺監視区域外 3 点：東海村照沼 ひたちなか市長砂、西約 10km 点
葉菜		周辺監視区域外 3 点	1 回/3 ヶ月	^{131}I	1 回/3 ヶ月	周辺監視区域外 3 点：東海村照沼 ひたちなか市長砂、西約 10km 点 採取不能の場合はこの限りではない。
				^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{239}Pu	1 回/年	
精米		周辺監視区域外 3 点	1 回/年	^{14}C, ^{90}Sr	1 回/年	周辺監視区域外 3 点：東海村照沼 ひたちなか市長砂、西約 10km 点 採取不能の場合はこの限りではない。
牛乳		周辺監視区域外 2 点	1 回/3 ヶ月	^{131}I	1 回/3 ヶ月	周辺監視区域外 2 点：ひたちなか市部田野、西約 10km 点 採取不能の場合はこの限りではない。
				^{90}Sr	1 回/年	
表土		周辺監視区域内 2 点 周辺監視区域外 3 点	1 回/年	^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{239}Pu	1 回/年	
河川水		新川　3 点 久慈川上流　1 点	1 回/6 ヶ月	全β放射能 ^{3}H	1 回/6 ヶ月	
河底土		新川　3 点 久慈川上流　1 点	1 回/6 ヶ月	全β放射能	1 回/6 ヶ月	

備考　　*：各測定対象の測定地点数を示す。

連続：点検、保守等に伴う一時的な停止を除く。

^{239}Pu：^{239,240}Pu を示す。

表 3.5-8　海洋環境放射能監視計画

（平成 26 年 9 月末現在）

測定対象		採　取		測　定		備　考
		採　取　点	頻　度	項　目	頻　度	
海　水		放出口付近　5 点	1 回/3 ヶ月	全β放射能、^{3}H	1 回/3 ヶ月	5 点混合試料について測定
				核種分析	1 回/年	
		久慈沖及び磯崎沖　2 点	1 回/6 ヶ月	全β放射能、^{3}H	1 回/6 ヶ月	
		北約 20km 点　1 点	1 回/年	全β放射能、^{3}H 核種分析	1 回/年	
海 底 土		放出口付近　5 点	1 回/6 ヶ月	核種分析	1 回/6 ヶ月	5 点混合試料について測定
		久慈沖及び磯崎沖　2 点	1 回/6 ヶ月	核種分析	1 回/6 ヶ月	
		北約 20km 点　1 点	1 回/6 ヶ月	核種分析	1 回/6 ヶ月	
海 岸 水		久慈浜海岸　1 点 阿字ケ浦海岸　1 点 南北約 20km 点　各 1 点	1 回/6 ヶ月	全β放射能、^{3}H	1 回/6 ヶ月	
				核種分析	1 回/年	
海 岸 砂		久慈浜海岸　1 点* 阿字ケ浦海岸　1 点* 南北約 20km 点　各 1 点*	1 回/3 ヶ月	表面線量	1 回/3 ヶ月	
海産生物	シラス	東海村地先　1 点 約 10km 以遠　1 点	1 回/3 ヶ月	核種分析	1 回/3 ヶ月	採取不能の場合はこの限りではない。
	カレイ又はヒラメ	東海村地先　1 点 約 10km 以遠　1 点	1 回/3 ヶ月	核種分析	1 回/3 ヶ月	採取不能の場合はこの限りではない。
	貝　類	久慈浜地先　1 点 約 10km 以遠　1 点	1 回/3 ヶ月	核種分析	1 回/3 ヶ月	採取不能の場合はこの限りではない。
	褐藻類（ワカメ又はヒジキ等）	久慈浜地先　1 点 磯崎地先　1 点 約 10km 以遠　1 点	1 回/3 ヶ月	核種分析	1 回/3 ヶ月	採取不能の場合はこの限りではない。
漁　網		東海村地先において曳航の漁網	1 回/3 ヶ月	表面線量	1 回/3 ヶ月	モニタリングに係る船が曳航する漁網について測定
船　体		甲板	1 回/3 ヶ月	表面線量	1 回/3 ヶ月	モニタリングに係る船の甲板に取り付けた模擬片について測定

備考　＊：各測定対象の測定地点数を示す。

^{239}Pu：^{239,240}Pu を示す。

核種分析の対象核種は、^{90}Sr、^{106}Ru、^{134}Cs、^{137}Cs、^{144}Ce 及び ^{239}Pu とする。

表 3.5-9　平成 22 年度第 3 四半期海洋環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較

Ⅰ．　海洋放出に係わる監視項目

測定対象		採取		測定		測定値[注1]		平常の変動幅[注1、注3]	単位	備考
		採取点[注2]	頻度	頻度	対象	最小 ～ 最大	比較対照 最小 ～ 最大	最小 ～ 最大		
海水		放出口付近　5点（5点混合試料測定） 久慈沖及び磯崎沖　2点 北約20km点　1点＊	1回/3か月	1回/3か月	全β放射能	ND		ND～0.044	Bq/L	久慈沖、磯崎沖は第2四半期報告済、第4四半期報告予定。 北約20km点は、第2四半期報告済。
					^{3}H	ND		ND		
			1回/6か月	1回/6か月	全β放射能			ND～0.044		
					^{3}H			ND		
			1回/年	1回/年	全β放射能			ND～0.044		
					^{3}H			ND		
		放出口付近　5点（5点混合試料測定） 北約20km点　1点＊	1回/年	1回/年	^{90}Sr			ND～0.0020	Bq/L	第2四半期報告済。
					^{106}Ru			ND		
					^{134}Cs			ND		
					^{137}Cs			ND		
					^{144}Ce			ND		
					$^{239,240}Pu$			ND		
海底土		放出口付近　5点（5点混合試料測定） 久慈沖及び磯崎沖　2点 北約20km点　1点＊	1回/6か月	1回/6か月	^{90}Sr	ND	ND	ND～0.13	Bq/kg・乾	
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	ND	ND	ND～1.1		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					$^{239,240}Pu$	0.25～0.50	0.63	0.080～0.90		
海産生物	シラス	東海村地先　1点 約10km以遠　1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	ND	—	ND	Bq/kg・生	約10km以遠は採取不能
					^{106}Ru	ND	—	ND		
					^{134}Cs	ND	—	ND		
					^{137}Cs	ND	—	ND～0.11		
					^{144}Ce	ND	—	ND		
					$^{239,240}Pu$	ND	—	ND		
	カレイ又はヒラメ	東海村地先　1点 約10km以遠　1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	ND	ND	ND	Bq/kg・生	東海村地先の対象 ：ヒラメ 約10km以遠の対象 ：ヒラメ
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	0.069	0.078	0.044～0.16		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					$^{239,240}Pu$	ND	ND	ND		
	貝類	久慈浜地先　1点 約10km以遠　1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	—	ND	ND	Bq/kg・生	久慈浜地先は採取不能 約10km以遠の対象 ：ハマグリ
					^{106}Ru	—	ND	ND		
					^{134}Cs	—	ND	ND		
					^{137}Cs	—	ND	ND		
					^{144}Ce	—	ND	ND		
					$^{239,240}Pu$	—	0.0033	ND～0.0042		
	褐藻類（ワカメ又はヒジキ等）	久慈浜地先　1点 磯崎地先　1点 約10km以遠　1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	ND, 0.025	0.025	ND～0.065	Bq/kg・生	久慈浜地先の対象 ：アラメ 磯崎地先の対象 ：アラメ 約10km以遠の対象 ：アラメ
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	ND, 0.045	ND	ND～0.094		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					$^{239,240}Pu$	0.0031, 0.0045	ND	ND～0.0089		
漁網	表面線量	東海村地先において曳航の漁網	1回/3か月	1回/3か月	β線吸収線量率	ND		ND[注4]	nGy/h	
					γ線表面線量率	ND		ND[注4]	nGy/h	
船体	表面線量	甲板	1回/3か月	1回/3か月	β線吸収線量率	ND		ND[注4]	nGy/h	
					γ線表面線量率	ND		ND[注4]	nGy/h	
海岸水		久慈浜海岸　1点 阿字ケ浦海岸　1点 南北約20km点　各1点＊	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能	0.045, 0.048	ND	ND～0.085	Bq/L	
					^{3}H	ND	ND	ND		
				1回/年	^{90}Sr	ND	ND	ND～0.0021	Bq/L	
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	ND	ND	ND		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					$^{239,240}Pu$	ND	ND	ND～0.000047		
海岸砂	表面線量	久慈浜海岸　1点 阿字ケ浦海岸　1点 南北約20km点　各1点＊	1回/3か月	1回/3か月	β線表面計数率	72, 85	65, 77	52～88	cpm	
					γ線表面線量率	31, 40	31, 33	27～52	nGy/h	

注1）ND：定量下限値未満を示す。
注2）＊：比較対照を示す。
注3）平常の変動幅は、平成12年度～平成21年度までの過去10年間の変動幅である。
注4）平常の変動幅は、漁網、船体については平成16年度～平成21年度までの過去6年間の変動幅である。

表 3.5-10　平成 22 年度第 3 四半期陸上環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較

Ⅱ．　その他の保安規定で定める監視項目

測定対象		採取		測定			測定値[注1]		平常の変動幅[注1、注3]	単位	備考
		採取点[注2]	頻度	頻度	対象		最小 ～ 最大	比較対照 最小 ～ 最大	最小 ～ 最大		
空間放射線	線量率	周辺監視区域内 9点 周辺監視区域外 3点	連続	連続	γ線	モニタリングポスト	36～45		35～47 (42±8)	nGy/h	設置数:8基
						モニタリングステーション	32～36	32～33	31～37 (34±5)		設置数:4基
	積算線量 (TLD)	周辺監視区域内 15点 周辺監視区域外 25点	連続	1回/3か月	γ線		50～100	40～90	40～110 (80±40)	μGy/91日	9月24日～ 12月24日
空気	浮遊じん	周辺監視区域内 3点 周辺監視区域外 4点	連続	1回/週	全α放射能		0.023～0.041	0.030～0.038	ND～0.088	mBq/m^3	
					全β放射能		ND	ND	ND～0.93		
				1回/3か月	^{90}Sr		ND	ND	ND		
					^{137}Cs		ND	ND	ND		
					^{239,240}Pu		ND	ND	ND		
	ヨウ素	周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	連続	1回/週	^{131}I		ND	ND	ND	mBq/m^3	
	気体状β放射能濃度	周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	連続	連続	^{85}Kr		ND	ND	ND	kBq/m^3	
	水分	周辺監視区域外 2点	連続	1回/月	^{3}H		ND	ND	ND～6.9	Bq/L	
雨水		周辺監視区域内 1点	連続	1回/月	^{3}H		ND		ND～4.8	Bq/L	
降下じん		周辺監視区域内 1点	連続	1回/月	全β放射能		5.4～8.4		ND～65	Bq/m^2	
飲料水		周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	1回/3か月	1回/3か月	全β放射能		0.060～0.075	0.062	ND～0.090	Bq/L	
					^{3}H		ND	ND	ND		
葉菜		周辺監視区域外 3点	1回/3か月	1回/3か月	^{131}I		ND	ND	ND	Bq/kg・生	対象:キャベツ、ホウレン草
				1回/年	^{90}Sr		ND, 0.077	0.043	ND～0.21		
					^{137}Cs		ND	ND	ND		
					^{239,240}Pu		ND	ND	ND		
精米		周辺監視区域外 3点	1回/年	1回/年	^{14}C		0.22, 0.23	0.22	0.22～0.25	Bq/g・炭素	
					^{90}Sr		ND	ND	ND	Bq/kg・生	
牛乳		周辺監視区域外 2点	1回/3か月	1回/3か月	^{131}I		ND	ND	ND	Bq/L・生	
				1回/年	^{90}Sr		ND	ND	ND～0.034		
表土		周辺監視区域内 2点 周辺監視区域外 3点	1回/年	1回/年	^{90}Sr		ND～2.5	0.52	ND～6.1	Bq/kg・乾	
					^{137}Cs		3.2～14	16	2.8～33		
					^{239,240}Pu		0.12～0.50	0.67	0.058～1.2		
河川水		新川 3点 久慈川上流 1点＊	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能		ND	0.058	ND～0.21	Bq/L	
					^{3}H		ND	ND	ND		
河底土		新川 3点 久慈川上流 1点＊	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能		540～600	690	450～780	Bq/kg・乾	

注1）ND：定量下限値未満を示す。
注2）＊：比較対照を示す。
注3）平常の変動幅は、空間放射線については平成19年度～平成21年度までの過去3年間、その他の測定対象については平成12年度～平成21年度までの過去10年間の変動幅である。
ただし、空間放射線における平常の変動幅は、下段の（　）内の平均±3σで表す。

表 3.5-11　平成 26 年度第 2 四半期海洋環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較

Ⅰ．　海洋放出に係わる監視項目

測定対象		採取		測定		測定値[注1]		平常の変動幅[注1、注3]	単位	備考
		採取点[注2]	頻度	頻度	対象	最小 ～ 最大	比較対照 最小 ～ 最大	最小 ～ 最大		
海水		放出口付近 5点（5点混合試料測定）	1回/3か月	1回/3か月	全β放射能	ND		ND～0.044	Bq/L	
					^{3}H	ND		ND		
		久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能	ND		ND～0.044		
					^{3}H	ND		ND		
		北約20km点 1点＊	1回/年	1回/年	全β放射能		ND	ND～0.044		
					^{3}H		ND	ND		
		放出口付近 5点（5点混合試料測定） 北約20km点 1点＊	1回/年	1回/年	^{90}Sr	ND	ND	ND～0.0020	Bq/L	
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	0.014[注5]	0.0072[注5]	ND		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					^{239,240}Pu	ND	ND	ND		
海底土		放出口付近 5点（5点混合試料測定） 久慈沖及び磯崎沖 2点 北約20km点 1点＊	1回/6か月	1回/6か月	^{90}Sr			ND～0.13	Bq/kg・乾	第1四半期報告済、第3四半期報告予定。
					^{106}Ru			ND		
					^{134}Cs			ND		
					^{137}Cs			ND～1.0		
					^{144}Ce			ND		
					^{239,240}Pu			0.080～0.90		
海産生物	シラス	東海村地先 1点 約10km以遠 1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	ND	ND	ND	Bq/kg・生	
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	0.18[注5]	0.25[注5]	ND～0.11		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					^{239,240}Pu	ND	ND	ND		
	カレイ又はヒラメ	東海村地先 1点 約10km以遠 1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	—	ND	ND	Bq/kg・生	東海村地先は採取不能。 約10km以遠の対象：ヒラメ
					^{106}Ru	—	ND	ND		
					^{134}Cs	—	0.37[注5]	ND		
					^{137}Cs	—	1.1[注5]	0.044～0.16		
					^{144}Ce	—	ND	ND		
					^{239,240}Pu	—	ND	ND		
	貝類	久慈浜地先 1点 約10km以遠 1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	ND	ND	ND	Bq/kg・生	久慈浜地先の対象：アワビ 約10km以遠の対象：ハマグリ
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	0.17[注5]	0.090[注5]	ND		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					^{239,240}Pu	0.0024	ND	ND～0.0040		
	褐藻類（ワカメ又はヒジキ等）	久慈浜地先 1点 磯崎地先 1点 約10km以遠 1点＊	1回/3か月	1回/3か月	^{90}Sr	0.029，0.031	0.048	ND～0.057	Bq/kg・生	久慈浜地先の対象：ワカメ 磯崎地先の対象：ワカメ 約10km以遠の対象：ヒジキ
					^{106}Ru	ND	ND	ND		
					^{134}Cs	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	0.19[注5]	0.27[注5]	ND～0.068		
					^{144}Ce	ND	ND	ND		
					^{239,240}Pu	0.0023，0.0026	0.0020	ND～0.0089		
漁網	表面線量	東海村地先において曳航の漁網	1回/3か月	1回/3か月	β線吸収線量率	ND		ND [注4]	nGy/h	
					γ線表面線量率	ND		ND [注4]	nGy/h	
船体	表面線量	甲板	1回/3か月	1回/3か月	β線吸収線量率	ND		ND [注4]	nGy/h	
					γ線表面線量率	ND		ND [注4]	nGy/h	
海岸水		久慈浜海岸 1点 阿字ケ浦海岸 1点 南北約20km点 各1点＊	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能			ND～0.085	Bq/L	第1四半期報告済、第3四半期報告予定。
					^{3}H			ND		
				1回/年	^{90}Sr			ND～0.0021	Bq/L	第3四半期報告予定。
					^{106}Ru			ND		
					^{134}Cs			ND		
					^{137}Cs			ND		
					^{144}Ce			ND		
					^{239,240}Pu			ND～0.000047		
海岸砂	表面線量	久慈浜海岸 1点 阿字ケ浦海岸 1点 南北約20km点 各1点＊	1回/3か月	1回/3か月	β線表面計数率	67，86	80，83	52～88	cpm	
					γ線表面線量率	31，41	37，39	27～52	nGy/h	

注1）ND：定量下限値未満を示す。
注2）＊：比較対照を示す。
注3）平常の変動幅は、平成13年度～平成22年度までの過去10年間の変動幅である(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を除く。)。
注4）平常の変動幅は、漁網、船体については平成16年度～平成22年度までの過去7年間の変動幅である(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を除く。)。
注5）平常の変動幅の範囲を上回ったものについては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を含む。

表 3.5-12　平成 26 年度第 2 四半期陸上環境放射能監視結果と平常の変動幅との比較

Ⅱ．　その他の保安規定で定める監視項目

測定対象		採取		測定		測定値[注1]		平常の変動幅[注1、注3]	単位	備考
		採取点[注2]	頻度	頻度	対象	最小 ～ 最大	比較対照 最小 ～ 最大	最小 ～ 最大		
空間放射線	線量率	周辺監視区域内 9点 周辺監視区域外 3点	連続	連続	γ線 モニタリングポスト	86～120[注4]		35～47 (42±8)	nGy/h	1時間値の月平均値を示す。 設置数:8基
					γ線 モニタリングステーション	52～64[注4]	53，54[注4]	31～36 (33±5)		1時間値の月平均値を示す。 設置数:4基
	積算線量 (TLD)	周辺監視区域内 15点 周辺監視区域外 25点	連続	1回/3か月	γ線	110～450[注4]	100～240[注4]	40～110 (80±40)	μGy/91日	6月25日～9月24日
空気	浮遊じん	周辺監視区域内 3点 周辺監視区域外 4点	連続	1回/週	全α放射能	0.022～0.039	0.028～0.039	ND～0.088	mBq/m^3	
					全β放射能	ND～1.1[注4]	ND～1.1[注4]	ND～0.93		
				1回/3か月	^{90}Sr	ND	ND	ND		
					^{137}Cs	0.021～0.24[注4]	0.024，0.11[注4]	ND		
					^{239,240}Pu	ND	ND	ND		
	ヨウ素	周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	連続	1回/週	^{131}I	ND	ND	ND	mBq/m^3	
	気体状β放射能濃度	周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	連続	連続	^{85}Kr	ND	ND	ND	kBq/m^3	
	水分	周辺監視区域外 2点	連続	1回/月	^{3}H	ND	ND	ND～6.9	Bq/L	
雨水		周辺監視区域内 1点	連続	1回/月	^{3}H	ND		ND～4.8	Bq/L	
降下じん		周辺監視区域内 1点	連続	1回/月	全β放射能	8.7～13		ND～65	Bq/m^2	
飲料水		周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	1回/3か月	1回/3か月	全β放射能	0.045～0.053	0.057	ND～0.087	Bq/L	
					^{3}H	ND	ND	ND		
葉菜		周辺監視区域外 3点	1回/3か月	1回/3か月	^{131}I	ND	ND	ND	Bq/kg・生	対象:キャベツ
				1回/年	^{90}Sr			ND～0.20		第3四半期報告予定。
					^{137}Cs			ND		
					^{239,240}Pu			ND		
精米		周辺監視区域外 3点	1回/年	1回/年	^{14}C			0.22～0.25	Bq/g・炭素	第3四半期報告予定。
					^{90}Sr			ND	Bq/kg・生	
牛乳		周辺監視区域外 2点	1回/3か月	1回/3か月	^{131}I	ND	ND	ND	Bq/L・生	
				1回/年	^{90}Sr			ND～0.033		第3四半期報告予定。
表土		周辺監視区域内 2点 周辺監視区域外 3点	1回/年	1回/年	^{90}Sr			ND～4.7	Bq/kg・乾	第3四半期報告予定。
					^{137}Cs			2.9～33		
					^{239,240}Pu			0.060～1.2		
河川水		新川 3点 久慈川上流 1点＊	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能			ND～0.21	Bq/L	第1四半期報告済、第3四半期報告予定。
					^{3}H			ND		
河底土		新川 3点 久慈川上流 1点＊	1回/6か月	1回/6か月	全β放射能			450～780	Bq/kg・乾	第1四半期報告済、第3四半期報告予定。

注1） ND：定量下限値未満を示す。
注2） ＊：比較対照を示す。
注3） 平常の変動幅は、空間放射線については平成20年度～平成22年度までの過去3年間、その他の測定対象については平成13年度～平成22年度までの過去10年間の変動幅である(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を除く。)。
ただし、空間放射線における平常の変動幅は、下段の(　)内の平均±3σで表す。
注4） 平常の変動幅の範囲を上回ったものについては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を含む。

3.6　放射性廃棄物管理

東海再処理施設で発生する放射性気体廃棄物は、放射性廃棄物のろ過・洗浄設備で処理し、処理済の気体廃棄物は大気中に放出している。

放射性液体廃棄物のうち、高放射性の廃液は、蒸発濃縮処理し濃縮液は一定期間以上貯蔵した後、ガラス固化処理している。中放射性及び低放射性の廃液は、放射能量や液性に応じて蒸発処理等を行った後、濃縮廃液等は貯蔵し、凝縮水は放出基準を満足していることを確認後、海洋に放出している。

放射性固体廃棄物は、放射能量や性状等に応じて区分し、貯蔵している。特に、可燃性廃棄物については焼却処理を行い、貯蔵量の低減に努めている。

東海再処理施設における放射性廃棄物の処理・貯蔵フローを図 3.6-1 に示す。また、低放射性固体廃棄物（低放射性液体を固化処理した固化体を含む）の発生割合を図 3.6-2 に示す。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間（平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末）において、東海再処理施設における放射性廃棄物管理について、放射性廃棄物の放出計画及び貯蔵計画が整備され､再処理施設保安規定に定めている一年間の放出基準を十分に下回っているとともに、再処理施設保安規定で定めている貯蔵・保管能力を超えないよう適切に管理していることを確認する。さらに、必要な改善が継続的に図られていることを確認する。

3.6.1　放射性気体廃棄物

(1) 放射性気体廃棄物の管理計画

東海再処理施設における放射性気体廃棄物についての四半期運転計画は、使用済燃料の処理の有無に関わらず四半期ごとに作成し、「再処理施設安全専門委員会」による審議を受けている。この四半期運転計画では、東海再処理施設の運転に伴って放出する放射性気体廃棄物の放出量は放射性気体廃棄物の放出基準を超えないように計画している。

具体的には、放射性気体廃棄物中のクリプトン-85(^{85}Kr)、トリチウム(^{3}H)、炭素-14(^{14}C)、ヨウ素-129(^{129}I)及びヨウ素-131(^{131}I)（以下「主要核種」という。）については 3 ヶ月平均で 1 日あたりの最大放出予定量、1 ヶ月あたりの最大放出予定量及び 3 ヶ月あたりの最大放出予定量並びにα線を放出する放射性物質及び主要核種を除くα線を放出しない放射性物質の 3 ヶ月間平均の放射性物質濃度の放出計画を作成している。

(2) 放射性気体廃棄物の管理方法

東海再処理施設の運転にあたっては、放出する放射性気体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を監視し、主要核種については年間最大放出量、3 ヶ月間の最大放出量及び 3 ヶ月間の平均で 1 日あたりの最大放出量、^{85}Kr については年間平均及び時間平均の放出率、さらに、α線を放出する放射性物質及び主要核種を除くα線を放出しない放射性物質については 3 ヶ月間平均の放射性物質濃度が再処理施設保安規定に定める基準を超えないよう管理している。また、排気モニタ等の放射線管理用機器については、再処理事業規則第 12 条に基づき施設定期自主検査を実施しており、その検査の結果を記録・保管するとともに、核燃料サイクル工学研究所長に報告及び核燃料取扱主任者の検閲を受け、さらに、この検査の実施状況

は国による再処理施設保安規定の遵守状況の検査の対象となっている（「3.3　保守管理」参照）。

(3) 放射性気体廃棄物の放出実績管理

使用済燃料の処理の有無に係わらず、放射線管理第2課長は、東海再処理施設の運転に伴って放出された放射性気体廃棄物の量を評価対象核種の種類に応じて毎日あるいは1週間ごとに担当課長に報告している。また、同課長は、これらの結果を 1 ヶ月ごとに取りまとめ、担当部長及び再処理技術開発センター長に報告している。さらに、担当部長はこれらの結果を四半期ごとに取りまとめ、再処理技術開発センター長及び核燃料取扱主任者に報告している。

今回の調査対象期間における主要核種の放出実績を図 3.6-3 に示す。また、調査対象期間における主要核種の年間放出量の最大値及び年間放出基準を表 3.6-1 に示す。図 3.6-3 の網掛け部分(前回の「定期的な評価」対象期間)と同様に、今回の調査対象期間についても、年間放出量は、再処理施設保安規定で定めている年間放出基準を下回るように管理している。

また、東海再処理施設において平成 20 年度以降は使用済燃料の処理を行っていないことから、平成 20 年度以降の放射性気体廃棄物の放出量が減少していることが図 3.6-3 から読み取れる。なお、平成 22、23 年度に検出された ^{131}I は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故による放射性物質放出の影響によるものである。

3.6.2　放射性液体廃棄物

(1) 放射性液体廃棄物の管理計画

(a) 放射性液体廃棄物の放出計画

東海再処理施設における放射性液体廃棄物の放出についての四半期運転計画は、四半期ごとに作成し、「再処理施設安全専門委員会」による審議を受けている。この四半期運転計画では、東海再処理施設の運転に伴って放出する放射性液体廃棄物の放出量等を再処理施設保安規定にある放出基準を超えないように計画・評価している。

具体的には、処理済廃液中の核種(ストロンチウム-89(^{89}Sr)、ストロンチウム-90(^{90}Sr)、ジルコニウム-95－ニオブ-95(^{95}Zr-^{95}Nb)、ルテニウム-103(^{103}Ru)等）並びに全α放射能及び全β放射能（^{3}H を除く）について、1 日、1 ヶ月及び 3 ヶ月あたりの最大放出予定量及び最大放出濃度を評価し、放出計画を作成している。

(b) 放射性液体廃棄物の貯蔵計画

放射性液体廃棄物の貯蔵についての四半期運転計画は、四半期ごとに作成し、「再処理施設安全専門委員会」による審議を受けている。この四半期運転計画では、東海再処理施設の運転に伴って発生する放射性液体廃棄物の貯蔵量等を計画・評価し、東海再処理施設の貯蔵能力を超えないことを確認している。

(2) 放射性液体廃棄物の取り扱い方法

(a) 放射性液体廃棄物の処理及び貯蔵

（ⅰ）高放射性液体廃棄物

東海再処理施設において発生する高放射性液体廃棄物は、分離第 1 サイクル工程で発生する抽出廃液と溶媒洗浄廃液、酸回収蒸発缶の濃縮廃液等である。これら高放射性液体廃棄物は、高放射性廃液蒸発缶で蒸発濃縮した後、高放射性廃液貯槽に貯蔵し、その後ガラス固化処理している。

（ⅱ）低放射性液体廃棄物

東海再処理施設において発生する低放射性液体廃棄物は、オフガス洗浄廃液、溶媒洗浄廃液、酸回収精留塔凝縮液等である。これら低放射性液体廃棄物は、放射能濃度及び液性に応じて分類し、蒸発濃縮処理、化学処理、中和処理、油分除去処理等を行い、処理済の凝縮水は、放射性物質の濃度を測定し放出基準値以下であることを確認した後、放出液量を管理しつつ海洋へ放出している。

蒸発濃縮処理に伴い発生する濃縮液は、廃棄物処理場、第三低放射性廃液蒸発処理施設、第二スラッジ貯蔵場及び低放射性濃縮廃液貯蔵施設に貯蔵を行っている。なお、これらの濃縮液については、アスファルト固化処理施設の代替施設として平成 14 年 3 月から建設工事を進めている低放射性廃棄物処理技術開発施設にて処理する計画であり、平成 26 年 9 月末現在、低放射性廃棄物処理技術開発施設は試運転中である。また、化学処理に伴い発生するスラッジ(沈殿物)はスラッジ貯蔵場、第二スラッジ貯蔵場に貯蔵している。

分離精製工場より発生する廃溶媒は、廃棄物処理場、スラッジ貯蔵場及び廃溶媒貯蔵場で一旦貯蔵した後、廃溶媒処理技術開発施設でプラスチック固化処理している。

(b) 放射性液体廃棄物の放出管理

放射性液体廃棄物の海洋放出にあたっては、再処理施設保安規定に定める放射性物質の濃度並びに水質汚濁防止法及び茨城県生活環境の保全等に関する条例に定める一般公害物質の濃度を測定し、放出基準値以下であることを環境保全部長が確認した上で、放出液量を管理しつつ放出する。また、放射線管理用機器の中の排水モニタリング設備については、原子炉等規制法に基づき施設定期自主検査を実施しており、その検査の結果を記録・保管するとともに、核燃料サイクル工学研究所長に報告及び核燃料取扱主任者の検閲を受け、さらに、この検査の実施状況は国による再処理施設保安規定の遵守状況の検査の対象となっている（「3.3　保守管理」参照)。

(c) 放射性液体廃棄物の貯蔵状態の管理

放射性液体廃棄物の貯蔵状態については、貯蔵液量を毎日記録している。特に、高放射性液体廃棄物を貯蔵する高放射性廃液貯槽は、崩壊熱除去のための冷却水流量、水素掃気用圧縮空気流量を、毎日、化学処理第 3 課長が確認している。

放射性液体廃棄物を貯蔵している円筒型の貯槽の健全性については、貯槽の液位記録値に有意な変化がないこと、貯槽が設置されたセル内のドリップトレイのセル漏えい検知装置が作動していないことを確認することにより貯槽の健全性を確認している。

また、セルライニング構造の貯槽については貯槽の液位記録値に有意な変化がないこと、建家の集水桝内の液位に異常増がないこと、集水桝に溜まっている液（主に地下浸透水）

のサンプリング分析等によって放射能の有無を確認することにより、貯槽の健全性を確認している。これらの結果は、担当課長が確認している。

(3) 放射性液体廃棄物の管理実績

(a) 放射性液体廃棄物の放出実績

使用済燃料の処理の有無に関わらず、東海再処理施設の運転に伴って放出された放射性液体廃棄物の量を、1 ヶ月間、3 ヶ月間、年間ごとに集計し、処理第 1 課長が環境保全部長に報告している。また、環境保全部長は四半期ごとに放出実績を取りまとめ、再処理技術開発センター長及び核燃料取扱主任者に報告している。

調査対象期間における放射性液体廃棄物の放出実績を図 3.6-4 に示す。また、調査対象期間における年間放出量の最大値及び年間放出基準を表 3.6-2 に示す。表 3.6-2 に示すように、年間放出量は、再処理施設保安規定に定められている年間放出基準を下回るように管理している。

また、東海再処理施設において平成 20 年度以降は使用済燃料の処理を行っていないことから、平成 20 年度以降の放射性液体廃棄物の放出量は減少している。

(b) 放射性液体廃棄物の貯蔵実績

放射性液体廃棄物を貯蔵管理している担当課長は、放射性液体廃棄物の貯蔵量を毎日（休日の場合は翌出勤日）確認している。担当部長は四半期ごとに期末の貯蔵実績を取りまとめ、再処理技術開発センター長及び核燃料取扱主任者に報告している。

調査対象期間における高放射性液体廃棄物、低放射性液体廃棄物の濃縮液、スラッジ及び廃溶媒の貯蔵量の推移を図 3.6-5～3.6-8 に示す。各廃液は東海再処理施設における貯蔵能力に対して裕度を確保した状態で貯蔵・保管している。今回の調査対象期間における平成 20 年度以降については使用済燃料の処理を行っていなかったことから廃溶媒の発生量はほとんどなく、高放射性液体廃棄物の発生はない。図 3.6-5 において高放射性液体廃棄物の貯蔵量が平成 23 年度以降に多少増加しているのは、槽間移送の際における希釈等によるものである。図 3.6-6 に示す低放射性液体廃棄物の濃縮液については定常的に発生しているが、使用済燃料の処理を行っていなかったことから発生量は少なくなっている。図 3.6-7 に示すスラッジ発生量において、平成 21 年度から平成 23 年度にかけて一時的な増加が認められるが、これは平成 21 年 4 月に発生した「再処理施設海中放出管からの漏えい事象」[3.6-1)]の影響によるものであり、海中放出管の補修が終えるまで極低放射性廃液を一時的に凝縮沈殿処理に切り替え、スラッジ貯槽に貯蔵していたためである。図 3.6-8 に示す廃溶媒の発生量において、平成 24 年度に一時的な増加が認められるが、これは分離精製工場の廃溶媒の処理系統について、硝酸溶液による洗浄を行った際の増加である。

(4) 放射性液体廃棄物の安定化処理技術開発

東海再処理施設より発生する放射性液体廃棄物のうち、高放射性液体廃棄物、低放射性液体廃棄物の濃縮液については、それぞれ各貯槽にて安全に貯蔵するとともに、それぞれをより安定な固化体とするための処理技術開発を実施している。

(a) ガラス固化技術開発[3.6-2)]

ガラス固化技術開発施設では、平成 16 年に改良型の溶融炉（2 号溶融炉）への更新工事を終え、平成 16 年 10 月から 2 号溶融炉を用いた開発運転を再開している。工程概略を図 3.6-9 に示す。

同施設では、調査対象期間において、高放射性液体廃棄物約 70m^3 をガラス固化処理し、ガラス固化体 117 本を製造した。これまでに製造したガラス固化体 247 本は、施設内の保管セルのピットにて保管している(図 3.6-10 参照)。また、同施設では、溶融炉構造材の侵食評価により既存溶融炉の寿命を適切に評価すること、高度化溶融炉開発における材料設計に反映することを目的に、供用中の溶融炉構造材の侵食量を遠隔操作で測定する炉内形状計測技術の開発を行っている。当該技術を 2 号溶融炉に適用し、平成 22 年から平成 24 年にかけて、炉内の残留ガラス除去を行った後に主電極及び耐火物の形状計測を行い、主電極及び耐火物の侵食量分布を把握するとともに、その実侵食量が設計腐食速度の範囲内であることを確認した。今後も、ガラス固化体約 100 本製造を目安に、炉内の残留ガラス除去及び炉内点検を実施していく。

なお、溶融炉の設計寿命は累計 500 本製造を目安としており、高放射性廃液のガラス固化を着実に進めるためには再度溶融炉の更新が必要となることから、更新に向けて 3 号溶融炉の設計・製作を行っていく計画である。

(b) 低放射性廃棄物処理技術開発（セメント固化、硝酸根分解技術開発）[3.6-3)]

低放射性廃棄物処理技術開発施設は、平成 18 年 9 月に竣工し、同年 10 月から試験運転を実施している。工程概略を図 3.6-11 に示す。

低放射性廃棄物処理技術開発施設では、低放射性液体廃棄物の濃縮液にホウ酸ナトリウムを入れて固化した後、将来的に廃棄体を製作する計画であった。しかしながら、技術的にセメント材を用いた固化に見通しを得たこと、コストメリットがあることからセメント材を用いた固化に変更する計画である。この場合、セメント固化体には多くの硝酸塩が含まれるため、浅地中処分時の硝酸性窒素による環境影響を低減することを目的として、東海再処理施設から発生する低放射性液体廃棄物中の硝酸根(NO_3^-)を触媒還元法により分解し、処分上無害な炭酸塩に転換する技術開発を実施している。平成 26 年度に硝酸根分解設備の基本設計を実施した。

さらに、この炭酸塩の廃液、スラリ廃液(低放射性液体廃棄物のろ過処理等で発生する液体と固体との懸濁液)及びリン酸廃液(廃溶媒のプラスチック固化処理により発生する廃液)を廃棄体化するための技術開発として、セメント材料を用いた固化技術開発を実施している。ビーカ規模の試験を実施し、材料配合、廃棄物充てん率の最適条件を把握した。その結果を実規模大にて実証試験を実施し、セメント混練設備の詳細設計に必要なデータを取得した。

なお、セメント固化設備及び硝酸根分解設備の技術開発で得られた成果は、詳細・施工設計等に反映後、改造工事を行い、中長期目標期間（平成 27 年度～平成 33 年度）内に運転を開始する計画である。

3.6.3　放射性固体廃棄物

(1) 放射性固体廃棄物の管理計画

東海再処理施設における放射性固体廃棄物の貯蔵管理についての四半期運転計画は、四半期ごとに作成し、「再処理施設安全専門委員会」による審議を受けている。四半期運転計画では、東海再処理施設の運転に伴って発生する放射性固体廃棄物の貯蔵能力を超えないことを計画・評価している。

(2) 放射性固体廃棄物の取り扱い方法

(a) 放射性固体廃棄物の処理及び貯蔵

(ⅰ) 低放射性固体廃棄物

低放射性固体廃棄物は、「低放射性固体廃棄物等の取扱い手順書」に従い、施設や工程によって区別し、プルトニウム精製工程等より発生するプルトニウムに汚染された廃棄物（プルトニウム系廃棄物）、ウラン精製工程等より発生するウランに汚染された廃棄物（ウラン系廃棄物）、及びその他各工程から発生するβγ核種に汚染された廃棄物（βγ系廃棄物）に区分している。また、それぞれの廃棄物は、可燃性、難燃性、不燃性の固体廃棄物に大別している。

βγ系及びウラン系の可燃性の固体廃棄物は、焼却施設において焼却処理を行っており、焼却に伴い発生した灰はドラム缶に封入し、第一低放射性固体廃棄物貯蔵場及び第二低放射性固体廃棄物貯蔵場にて貯蔵している。

焼却施設では、調査対象期間において約 370t の低放射性固体廃棄物を焼却処理し、建設当初の廃棄物処理場の焼却処理を含め、昭和 52 年から平成 26 年 9 月末までをトータルすると約 1,730t の低放射性固体廃棄物を焼却処理している。

上記以外の低放射性固体廃棄物は、それぞれの種類ごとにドラム缶、貯蔵容器に封入し、第一低放射性固体廃棄物貯蔵場及び第二低放射性固体廃棄物貯蔵場に貯蔵している。

(ⅱ) アスファルト固化体

アスファルト固化体は、低放射性液体廃棄物の濃縮液とアスファルトを加熱・混合し、ドラム缶に注入したものである。アスファルト固化する低放射性液体廃棄物の濃縮液はあらかじめ蒸発・濃縮し、ヨウ素の不溶化処理等の化学的な処理を行っている。製造したアスファルト固化体は、アスファルト固化体貯蔵施設及び第二アスファルト固化体貯蔵施設に貯蔵している。

アスファルト固化体は、約 3 万本を製造したが、平成 9 年 3 月に「アスファルト固化処理施設の火災･爆発事故」以降、製造していない。

(ⅲ) プラスチック固化体

プラスチック固化体は、再処理の運転で発生する TBP(りん酸トリブチル)を PVC(ポリ塩化ビニル)又はエポキシ樹脂のいずれかを混合し、固化したものである。TBP は、再処理の運転により廃溶媒にリン酸を添加し、ドデカンと TBP に分離したものである。ドデカンについては、分離後は再び再処理に使用する。

製造したプラスチック固化体は、アスファルト固化体貯蔵施設及び第二アスファルト固化体貯蔵施設に貯蔵している。

（ⅳ）高放射性固体廃棄物

高放射性固体廃棄物には、使用済燃料集合体の端末部分(エンドピース)、溶解した後に残った被覆片(ハル)、溶解液等のろ過フィルタ類等がある。

これら高放射性固体廃棄物のうち、ハルやエンドピースは専用容器に封入し、高放射性固体廃棄物貯蔵庫又は第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設の湿式貯蔵セルに貯蔵している。溶解液等のろ過フィルタ類は高放射性固体廃棄物貯蔵庫の湿式貯蔵セルに直接貯蔵するか、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設にて専用容器に封入後、湿式又は乾式貯蔵セルに貯蔵している。その他の高放射性固体廃棄物は、専用容器に封入し、高放射性固体廃棄物貯蔵庫又は第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設の湿式又は乾式貯蔵セルに貯蔵している。

（ⅴ）ガラス固化体

ガラス固化体は、高放射性液体廃棄物をガラス原料とともに、溶融炉内で高温に加熱を行い蒸発・溶融する。この溶融物を、ステンレス製の容器に入れ固化したものである。ガラス固化体は、ガラス固化技術開発施設内の空冷式の保管ピットで保管している。

ガラス固化体は、平成 26 年 9 月末までに 247 本を製造し、同施設の保管ピット内に保管している。

なお、保管ピットの保管能力は現行の認可上 420 本（6 段積み×70 ピット）であるが、構造上 9 段積みまで可能であるため、今後、高放射性廃液のガラス固化処理を継続するにあたっては、関係自治体の了解を得た上で認可上の保管能力を 630 本（9 段積み×70 ピット）に増強する計画である。さらに、630 本を超える分については、新規施設の設置等を検討していく。

(b) 放射性固体廃棄物の貯蔵状態の管理

低放射性固体廃棄物は、日常巡視点検において、貯蔵しているドラム缶及び貯蔵容器の表面状態及び段積み状況に異常がないことを目視により運転員が確認し、同結果は環境管理課長が確認している。これらの点検によりドラム缶表面に、湿度や長期間の貯蔵等の影響による錆が確認された場合は、補修を行っている。

高放射性固体廃棄物は、セル内に貯蔵しているために直接確認できないことから、3 年に 1 回の頻度でセル内に TV カメラ等を入れ、その結果を担当課長が確認している。また、高放射性固体廃棄物を貯蔵する各施設は、万一、放射性物質を含む液体の漏えいがあった場合、建家の最も低い位置にある集水桝に流入する構造となっており、1 ヶ月に 1 回の頻度で集水桝に溜まっている液をサンプリングし、漏えいの有無を環境管理課長が確認している。

このほか、ガラス固化体は、保管セルの保管ピットに保管されており、保管ピットの排気風量によりガラス固化体が除熱されていることをガラス固化処理課長が確認している。アスファルト固化体及びプラスチック固化体は、これらを貯蔵しているセル内に設置した

ITV カメラによって貯蔵状況を確認できるようになっており、日常巡視点検でドラム缶の保管状況に異常のないことを確認しており、同結果は環境管理課長が確認している。

第一、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場の貯蔵裕度を確保するため、定常的に発生する可燃性の低放射性固体廃棄物の焼却に加え、平成 19 年度より貯蔵場に貯蔵している難燃性の放射性物質取扱用ゴム手袋（以下「RI ゴム手袋」という。)を対象に焼却・減容を進めている。

(3) 放射性固体廃棄物の管理実績

担当部長は、四半期ごとに期末の貯蔵実績を取りまとめ、再処理技術開発センター長及び核燃料取扱主任者に報告している。

低放射性固体廃棄物については、平成 26 年 9 月末現在で、第一低放射性固体廃棄物貯蔵場、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場及び第二アスファルト固化体貯蔵施設に約 44,500 本（2001 ドラム換算）が貯蔵されている(図 3.6-12 参照)。

高放射性固体廃棄物については、平成 26 年 9 月末現在で、高放射性固体廃棄物貯蔵庫及び第二高放射性廃棄物貯蔵施設に約 1,330m^3受け入れ、貯蔵している(図 3.6-13 参照)。

今回の調査対象期間においては、平成 20 年度以降は使用済燃料の処理を行わなかったこと、貯蔵施設で保管している RI ゴム手袋を焼却処理していることにより低放射性固体廃棄物及び高放射性固体廃棄物ともに貯蔵能力に対して裕度を持った状態を確保している。

(4) 放射性固体廃棄物の発生低減化対策及び減容化対策

東海再処理施設では、放射性固体廃棄物の貯蔵量を減らすため、管理区域への物品の持ち込み制限、貯蔵済みの RI ゴム手袋の焼却処理等の地道な努力をアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故以降継続しており、低放射性固体廃棄物の発生量の低減や減容を継続している。

また、平成 26 年 9 月末現在、貯蔵している難燃性低放射性固体廃棄物については、試運転中の低放射性廃棄物処理技術開発施設にて焼却処理し、減容化する計画である（図 3.6-1 参照)。

(5) 放射性固体廃棄物の処分に向けた取り組み

放射性固体廃棄物の発生量低減、安全な貯蔵管理に関する取り組みは上述のとおりであり、さらに最終的な処分までの道筋を示し、それを実現するための取り組みを「TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発の取りまとめ－」[3.6-4)]としてまとめている。

また、「原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分の中長期計画」[3.6-5)]において、再処理施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分は、原子力の研究、開発及び利用を進める上で極めて重要な業務とされている。

以上の報告書等に従い、廃棄物発生から処分に至る長期の廃棄物管理を見通した上で、今後の廃止措置計画、クリアランス及び処理計画、施設整備計画、技術開発計画等を行い、放射性廃棄物の処理・処分や廃止措置に向けた具体的な作業を進めていく。

(6) 低放射性廃棄物の処理に向けた技術開発（焼却設備の性能向上）

低放射性廃棄物処理技術開発施設における焼却炉のコールド試験運転中に乾燥機上部及び後段のオフガス配管に腐食が確認された。原因は内部に付着した NaCl が結露又は潮解により吸湿し、腐食に至ったものと推定される。対策として、乾燥機上部を更新し、ケーシングをテフロンライニング化するとともに、後段のオフガス配管の腐食対策として乾燥機内装デミスタの NaCl 除去性能改善を図った。

また、その後の機器内部点検において、投入機の塩素(Cl_2)ガスによる腐食、灰取出ボックス等の塩化物を含有する焼却灰を取り扱う機器で腐食が確認されていることから、不具合が確認されている機器等の補修及び改良工事を行い、中長期目標期間（平成 27 年度～平成 33 年度）内に運転を開始する計画である。

(7) 高放射性固体廃棄物の遠隔取り出しに関する技術開発

再処理施設で発生した高放射性固体廃棄物を貯蔵している高放射性固体廃棄物貯蔵庫は、貯蔵廃棄物を取り出すことを考慮した構造になっていないため、遠隔取り出しに関する技術開発を進めている。これまでに、施設の現況を踏まえた貯蔵廃棄物へのアクセス方法、全ての貯蔵廃棄物に対する把持方法及び取り出し装置の概略仕様の検討を実施している。

今後、取り出し装置の設計、製作、モックアップ試験の実施及び遠隔作業を補助するために貯蔵廃棄物の可視化技術の開発等を進め、高放射性固体廃棄物の取り出し技術の確立を進めていく。

3.6.4 評価

東海再処理施設の放射性廃棄物管理については、計画的な放出と貯蔵の管理、放出濃度と総量管理、貯蔵庫の裕度の管理、及び上述のような継続的な施設・機器の点検と維持・管理及び技術開発が実施されているため、安全性、信頼性の維持が図られているものと評価できる。

3.6.5 今後の取り組み

今後とも、これまでに講じてきた放射性廃棄物発生量、放出量の低減化対策及び減容化対策を継続するとともに、適切な廃棄物の処理・貯蔵管理を継続していく。

ガラス固化技術開発施設においては、今後も着実に高放射性廃液のガラス固化処理を継続するため、3 号溶融炉の設計・製作と保管能力増強の準備を進めていく。また、低放射性廃棄物処理技術開発施設においては、低放射性液体廃棄物の濃縮液及び低放射性固体廃棄物を中長期目標期間（平成 27 年度～平成 33 年度）内に運転を開始する計画であり、同施設の運転に向けて、セメント固化設備及び硝酸根分解設備の技術開発並びに焼却設備の不具合箇所の補修、改良工事を進めていく計画である。さらに、高放射性固体廃棄物の遠隔取り出しに関する技術開発については、今後、遠隔取り出し装置の設計、製作、モックアップ試験の実施及び遠隔作業を補助するために貯蔵廃棄物の可視化技術の開発等を進め、高放射性固体廃棄物の取り出し技術の確立を進めていく。

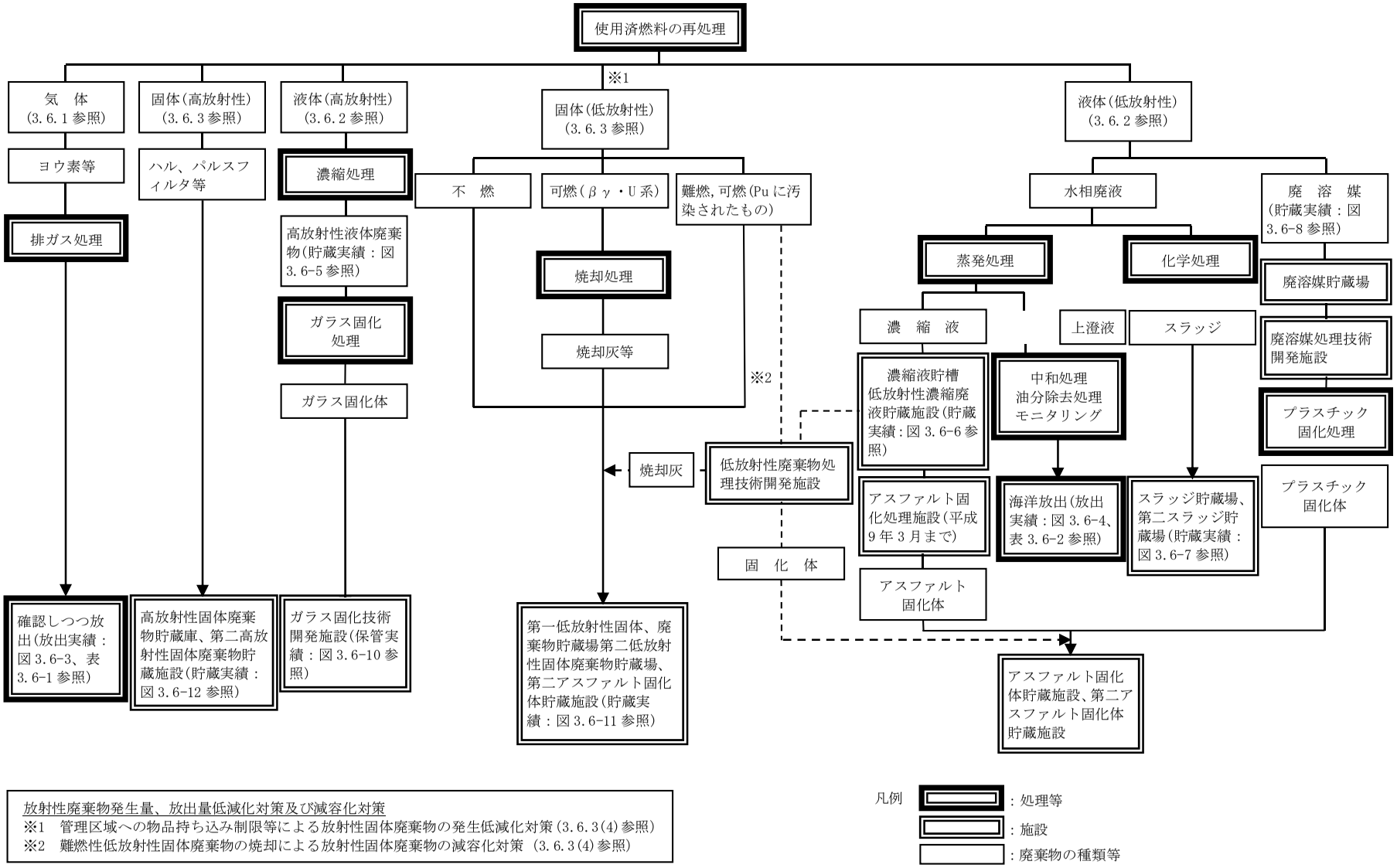


図 3.6-1　東海再処理施設の放射性廃棄物の主な処理・貯蔵フロー

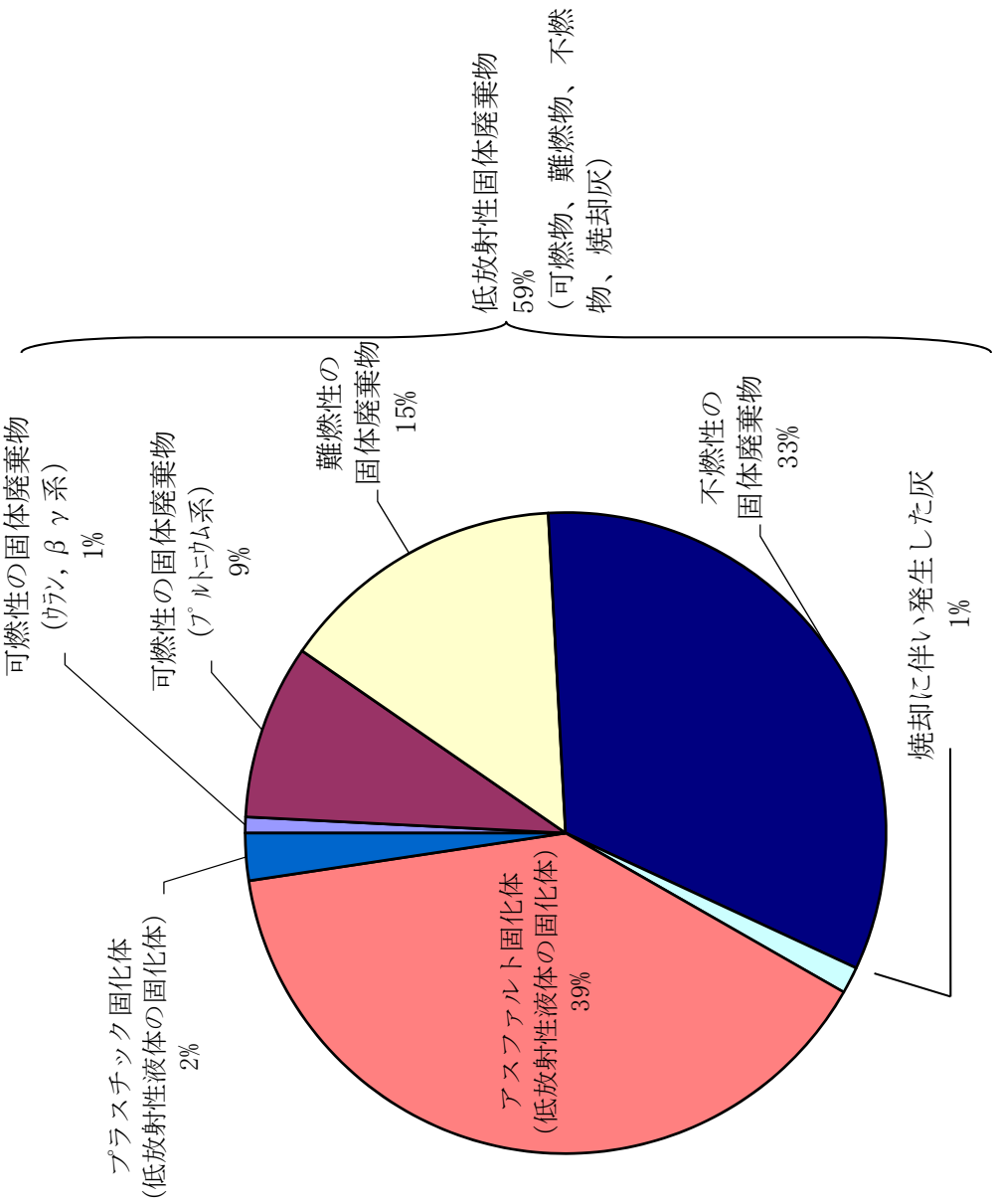
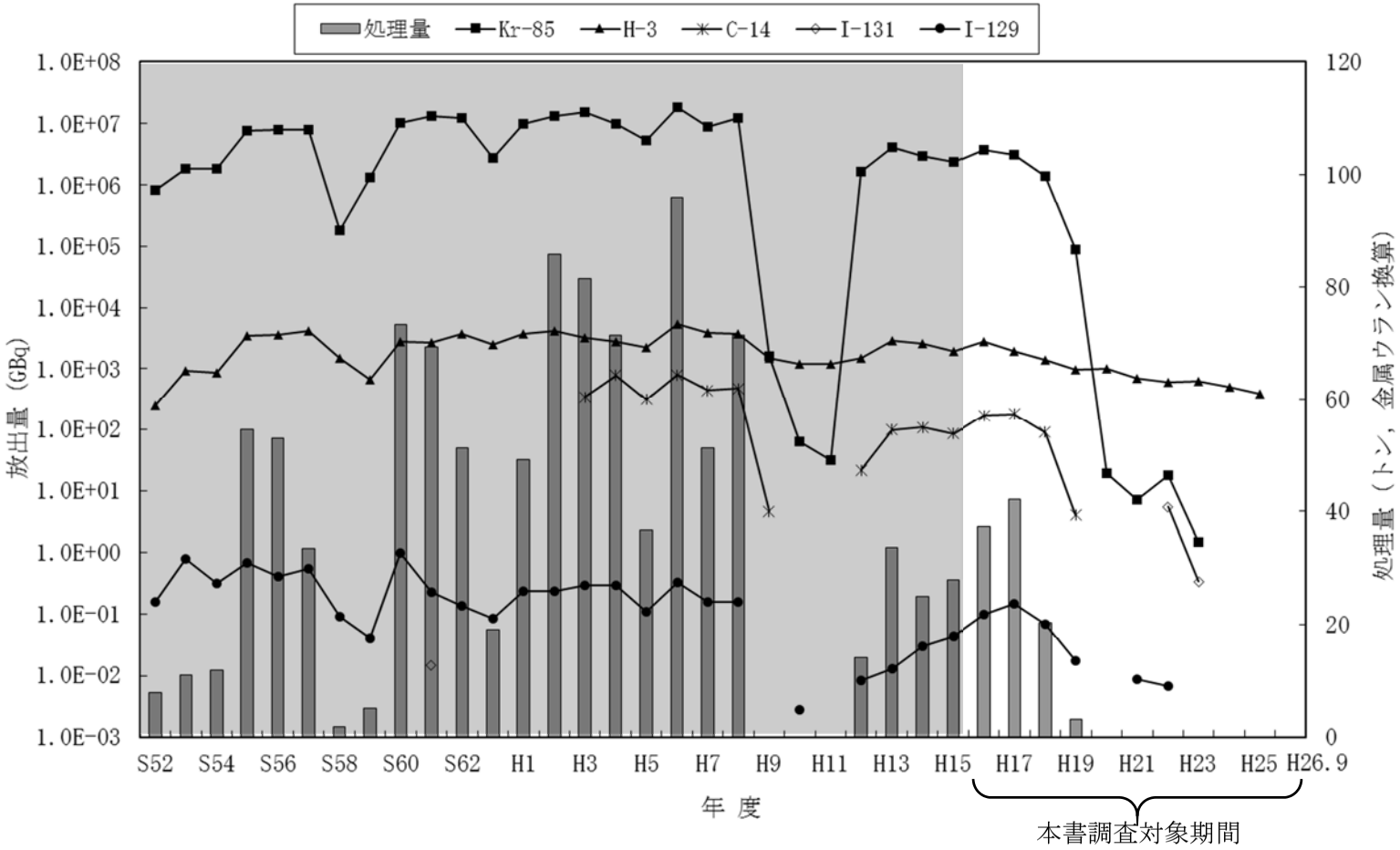


図 3.6-2　低放射性固体廃棄物（固化体を含む）の貯蔵量（平成 26 年 9 月末現在）



注 1）^{14}C は平成 3 年 10 月からの測定対象核種

注 2）^{14}C の放出基準は、平成 14 年度より 5.1×10^3GBq に変更

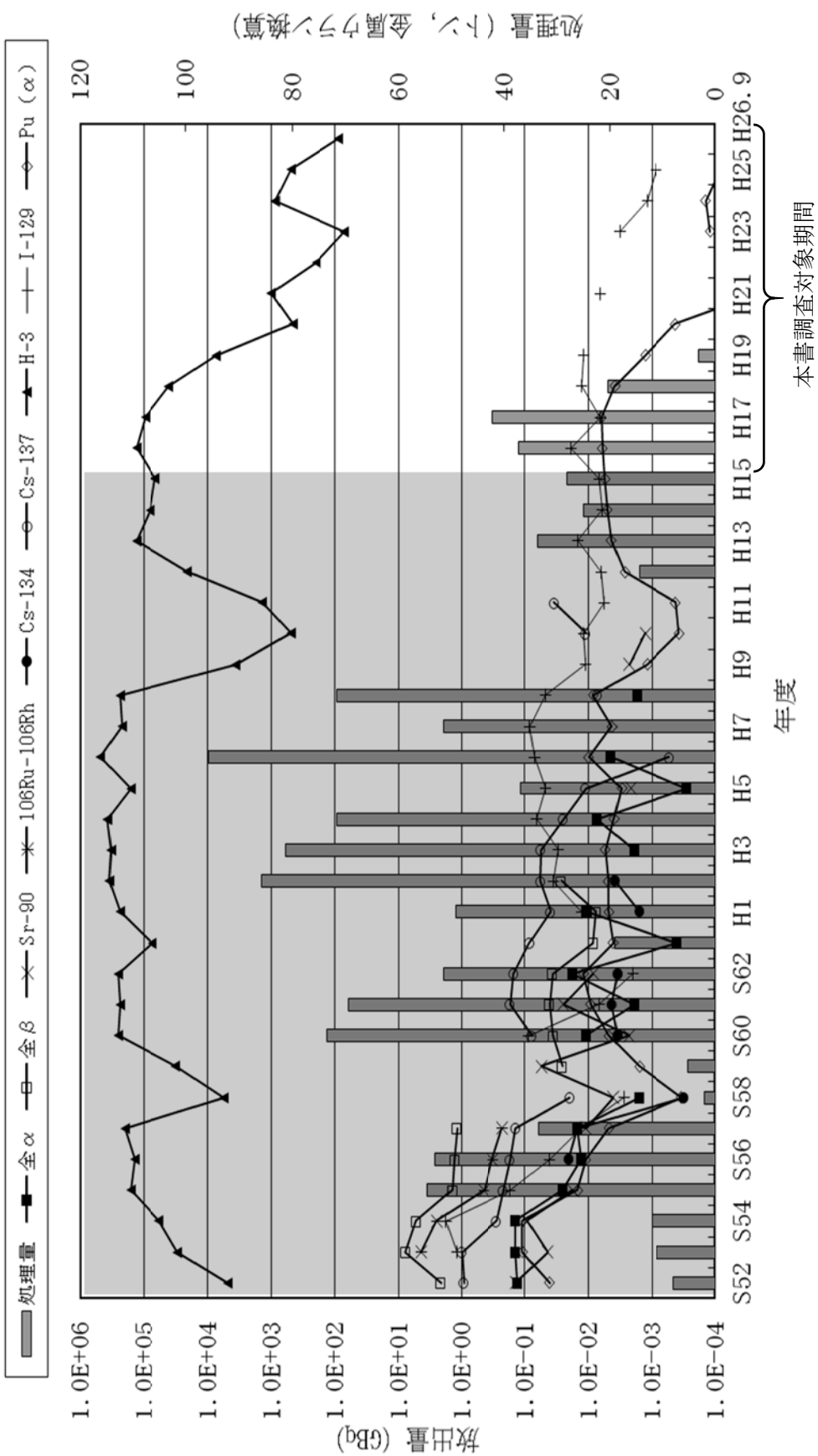
注 3）昭和 61 年度の ^{131}I はチェルノブイリ原子力発電所事故の影響。放出実績なし

注 4）^{129}I について、平成 9、11、20、23 年度は検出限界値未満

注 4）^{14}C-平成 10、11、20～23 年度は検出限界値未満

注 6）平成 22、23 年度の ^{131}I は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の放射性物質放出の影響。放出実績なし。

図 3.6-3　使用済燃料の処理量及び放射性気体廃棄物の放出量



注）空白は定量下限値未満のもの、また全βはH-3を除く値を示す。

図 3.6-4　使用済燃料の処理量及び放射性液体廃棄物の放出量

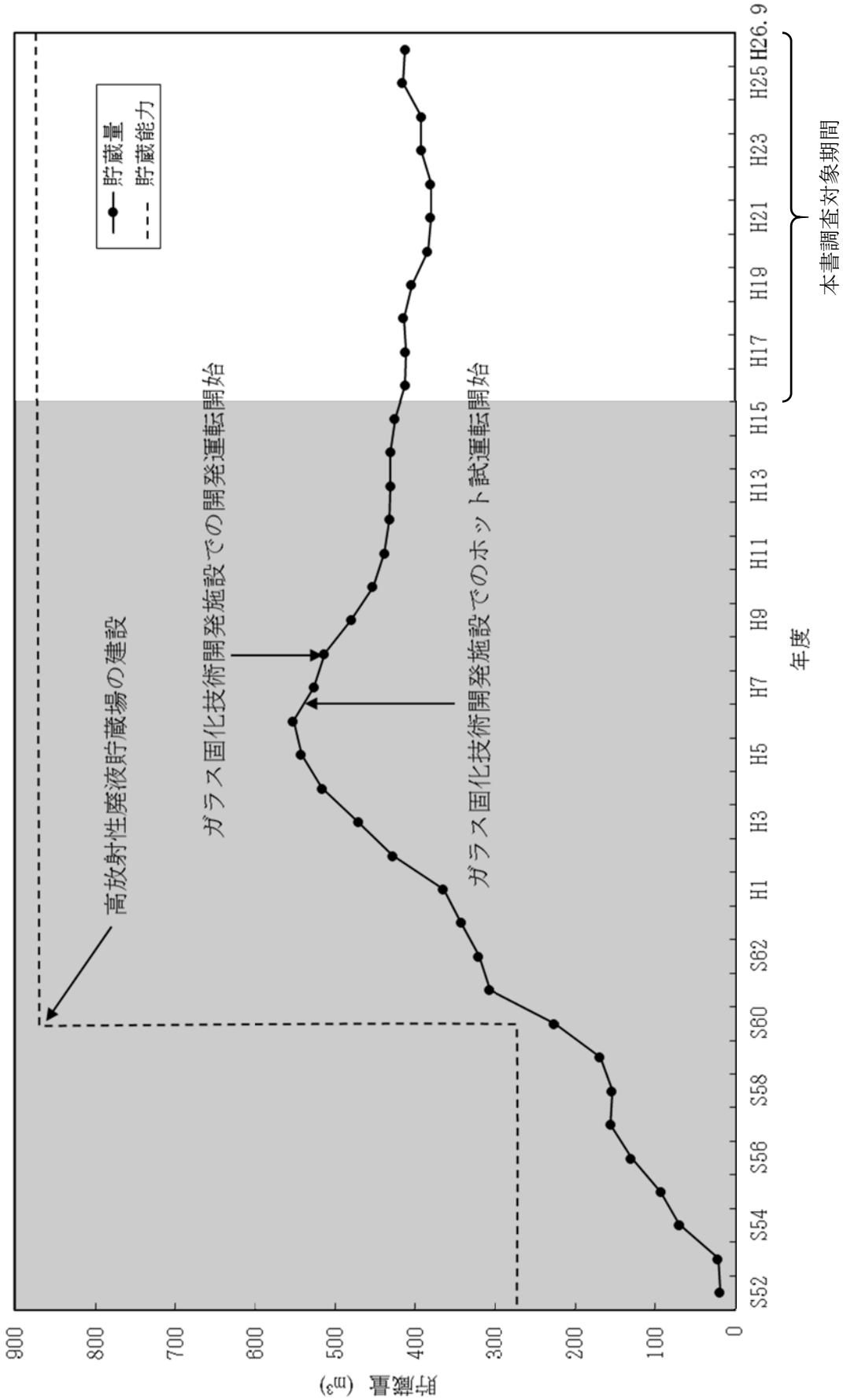


図 3.6-5　高放射性液体廃棄物の貯蔵量

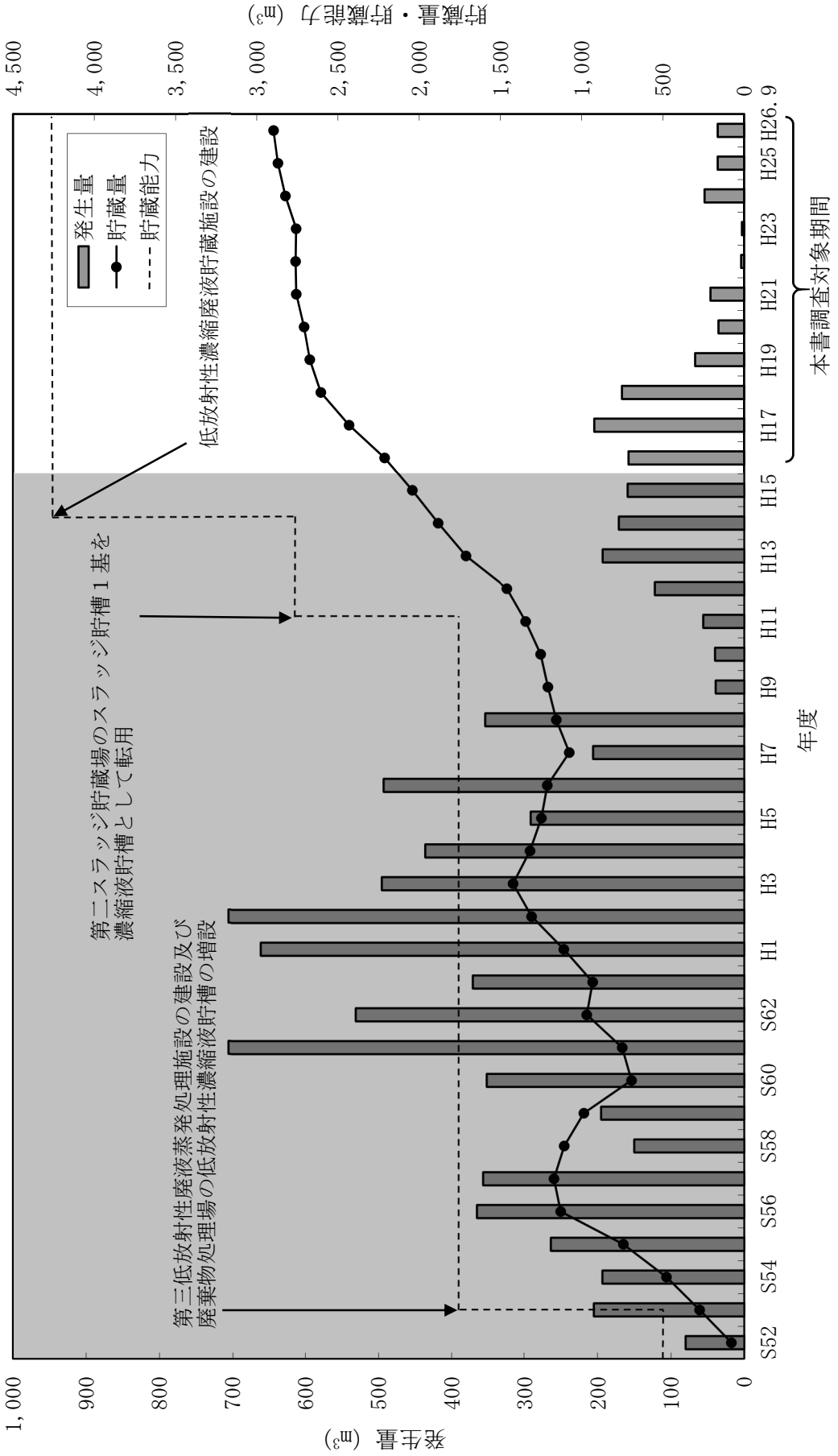


図 3.6-6　低放射性液体廃棄物の濃縮液の発生量と貯蔵量

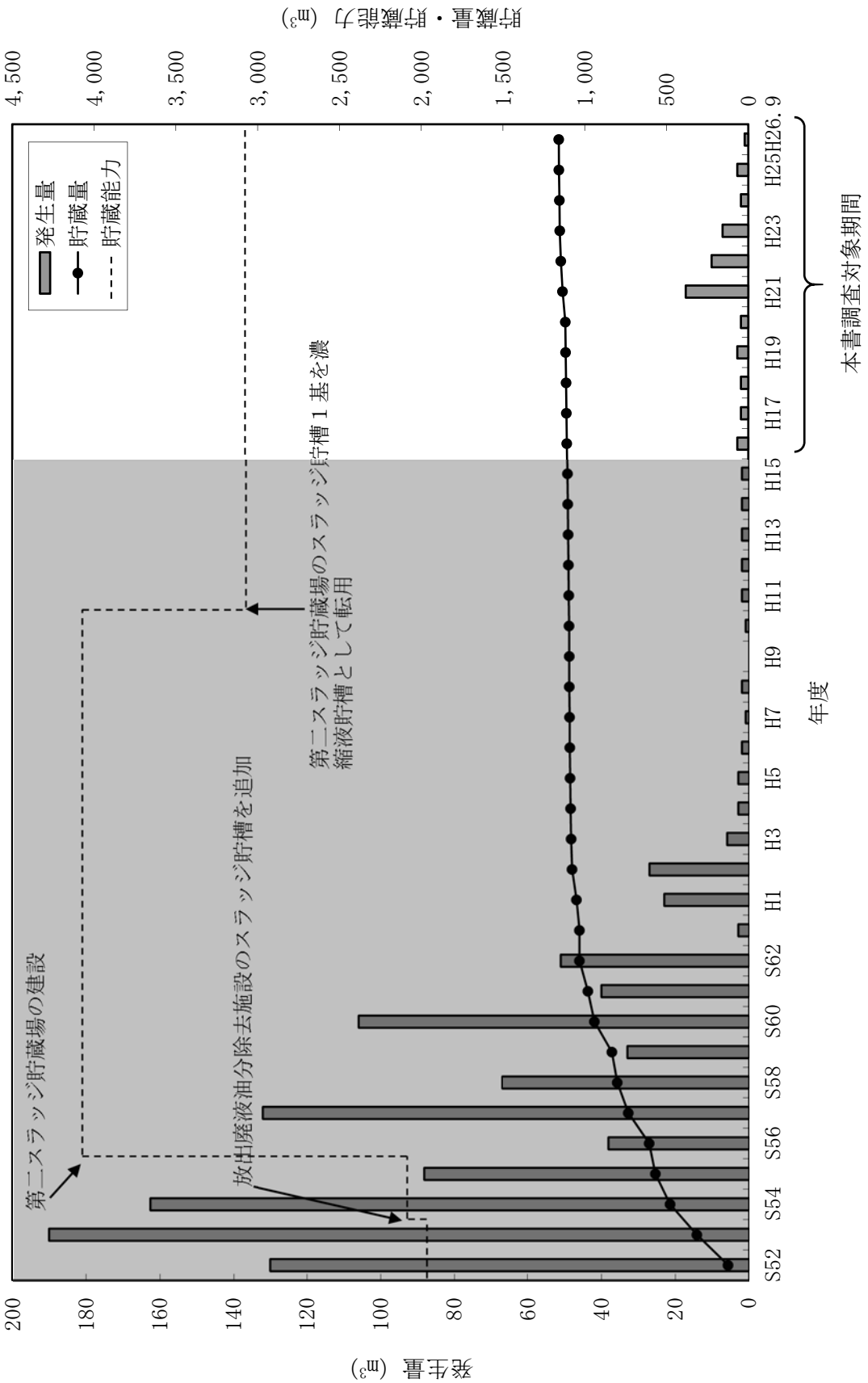


図 3.6-7　スラッジの発生量と貯蔵量

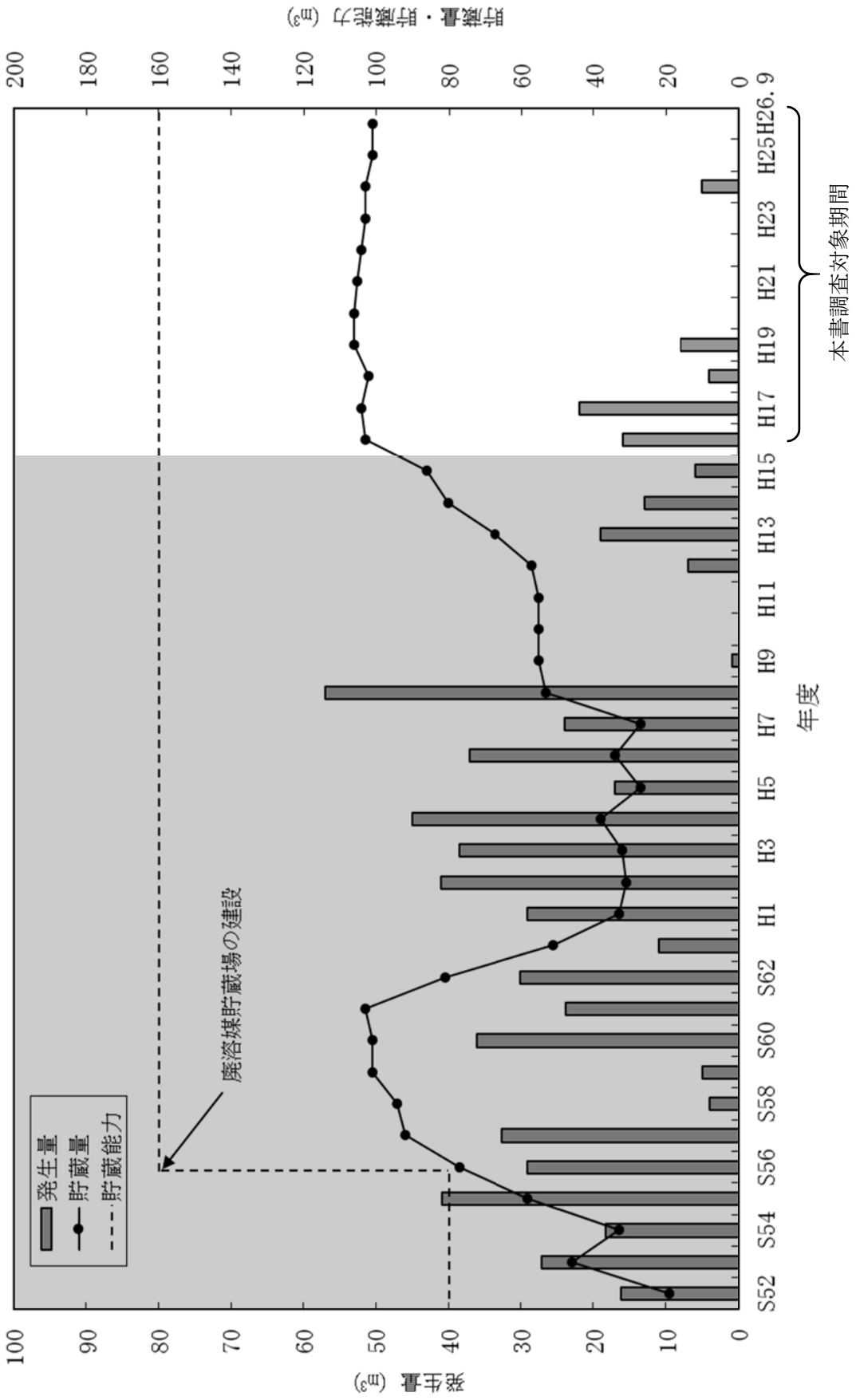


図 3.6-8　廃溶媒の発生量と貯蔵量

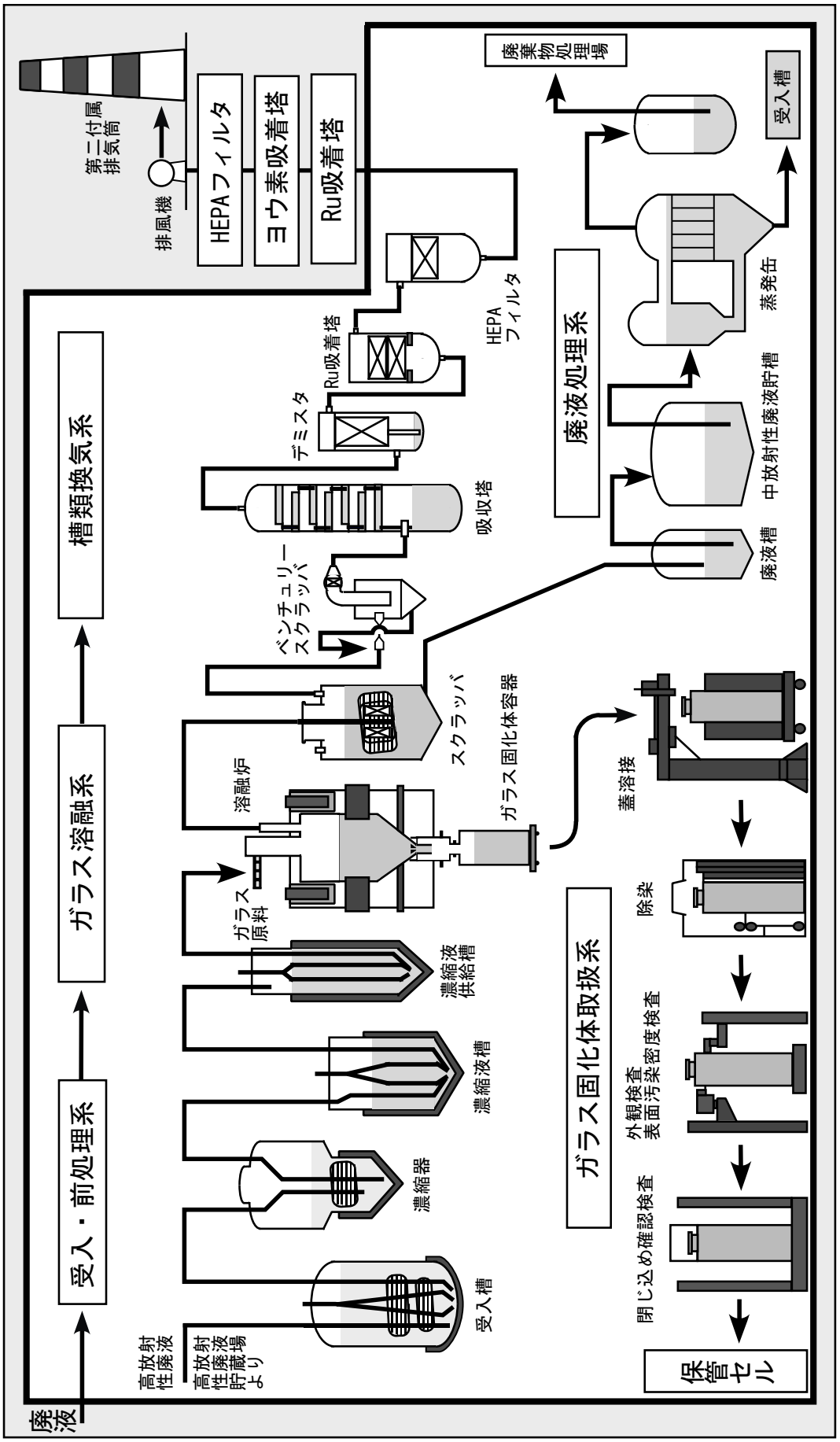


図 3.6-9　ガラス固化技術開発施設の工程概略図

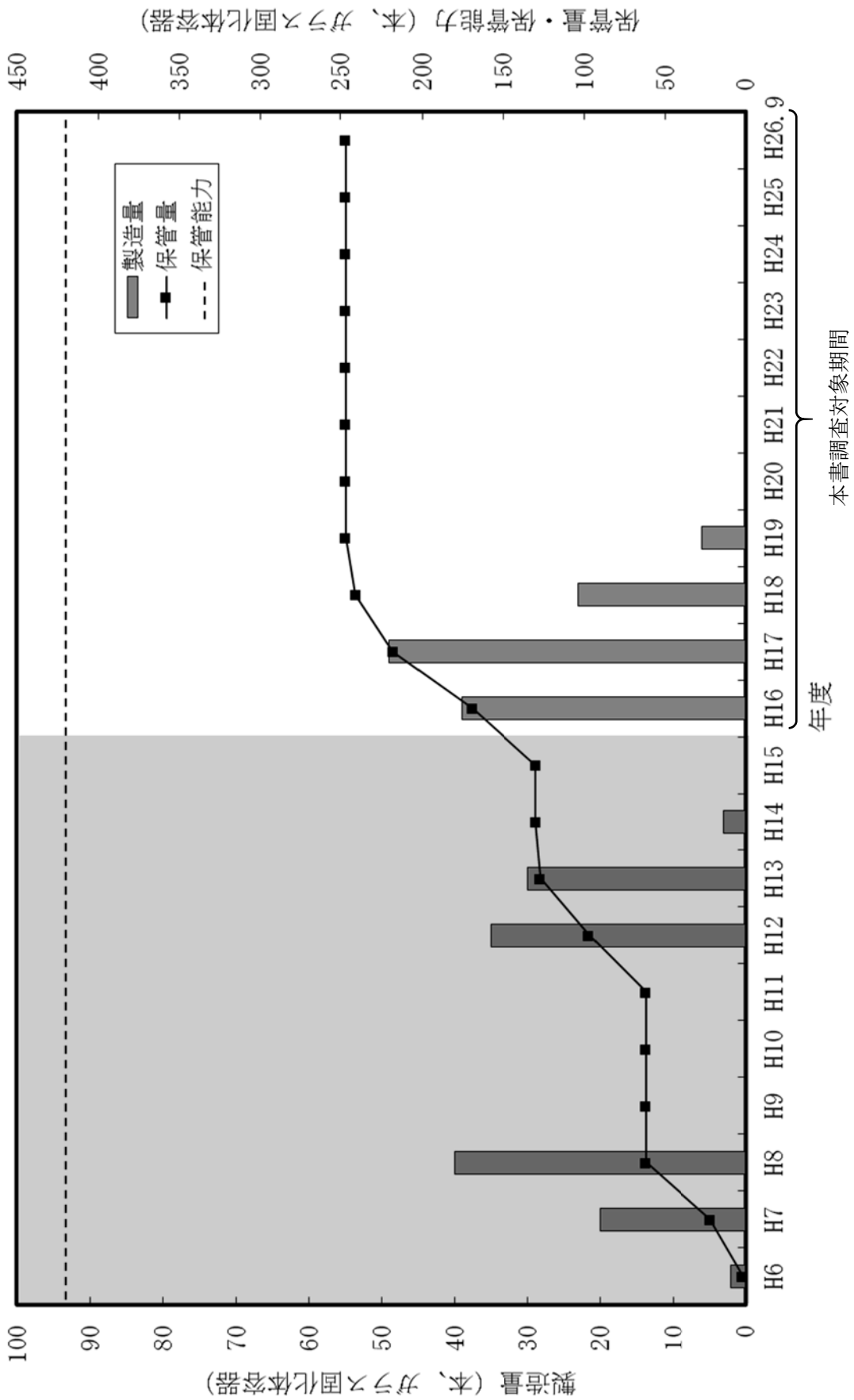


図 3.6-10　ガラス固化体の製造量と保管量

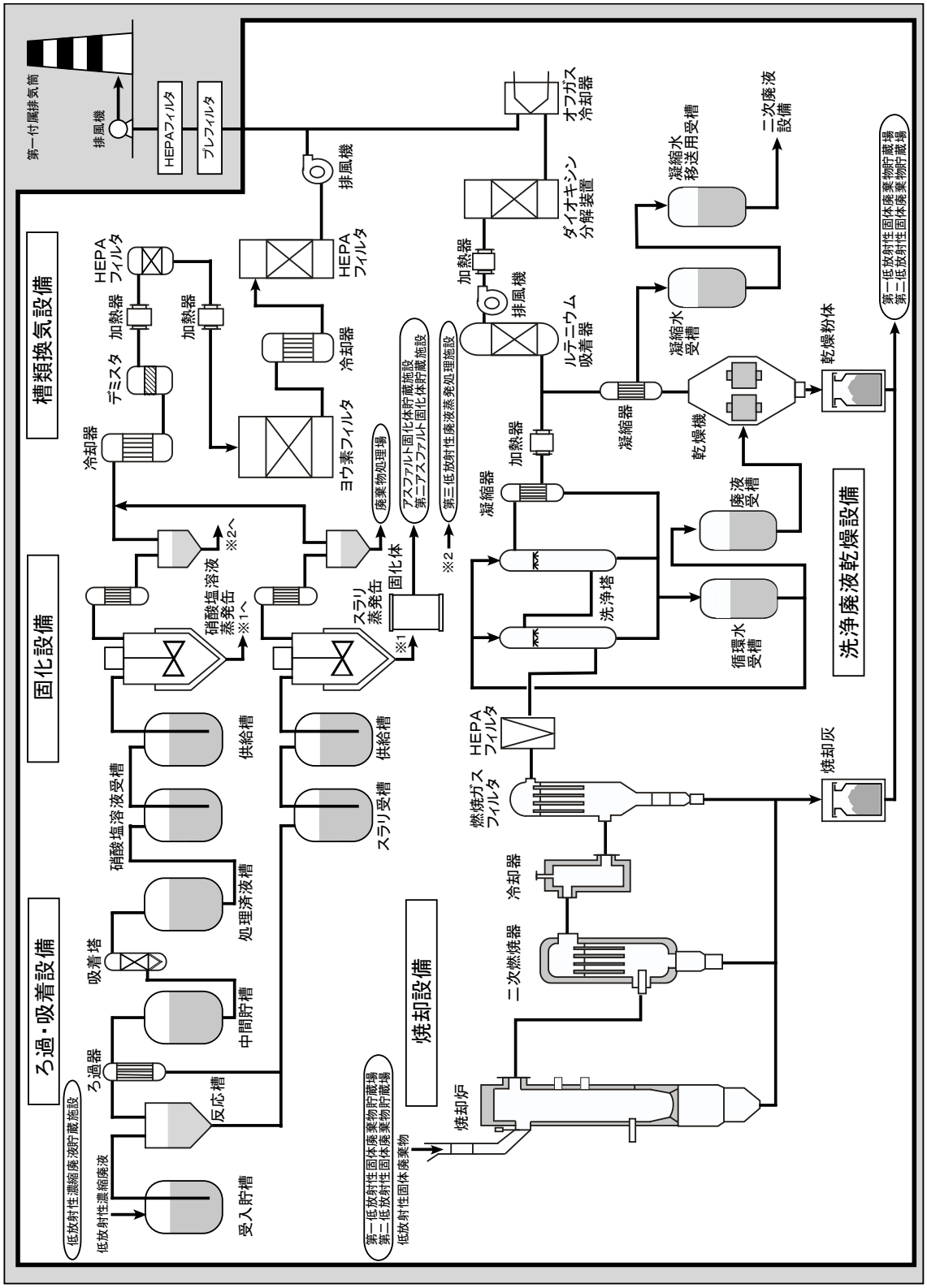


図 3.6-11　低放射性廃棄物処理技術開発施設の工程概略図

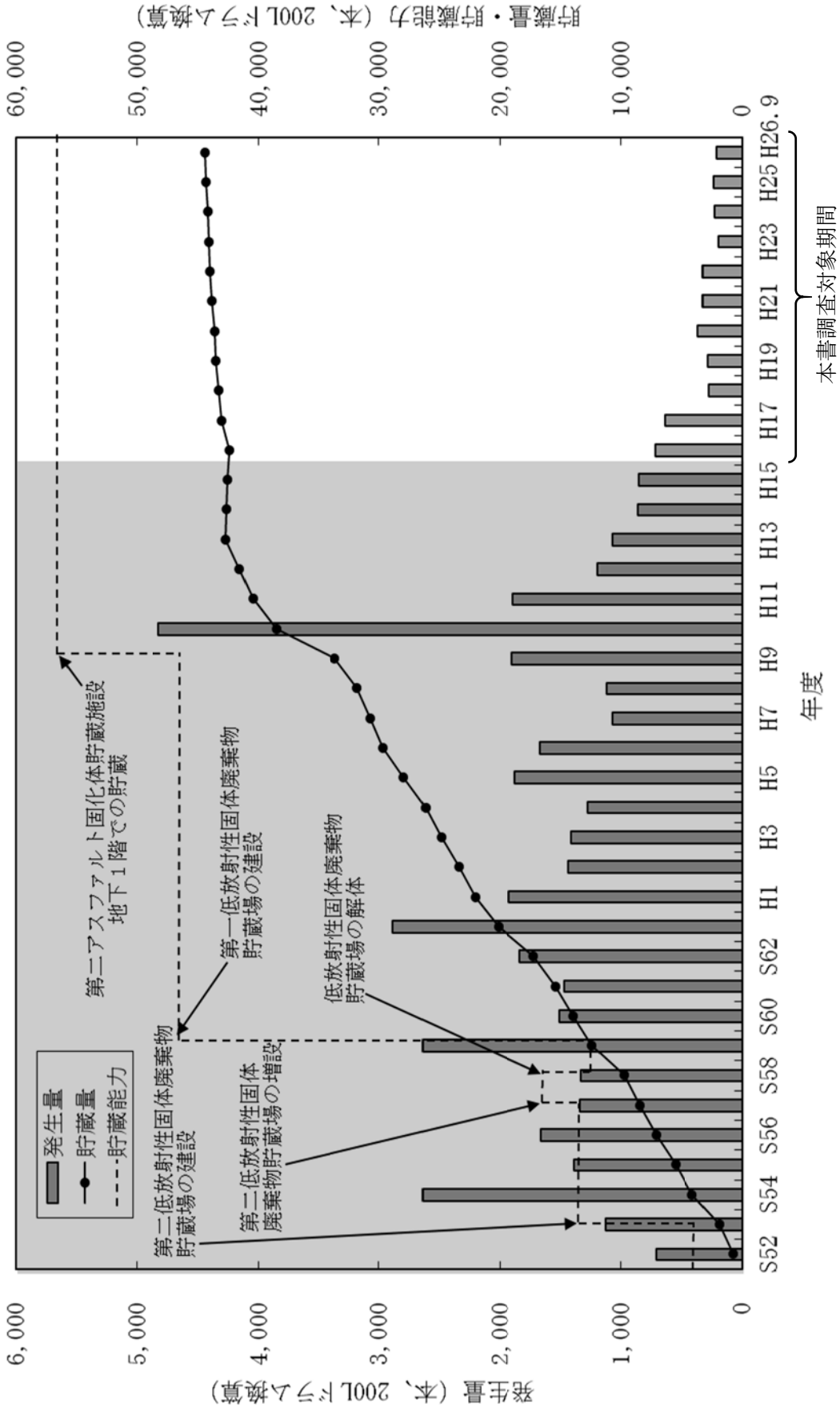


図 3.6-12　低放射性固体廃棄物の発生量と貯蔵量

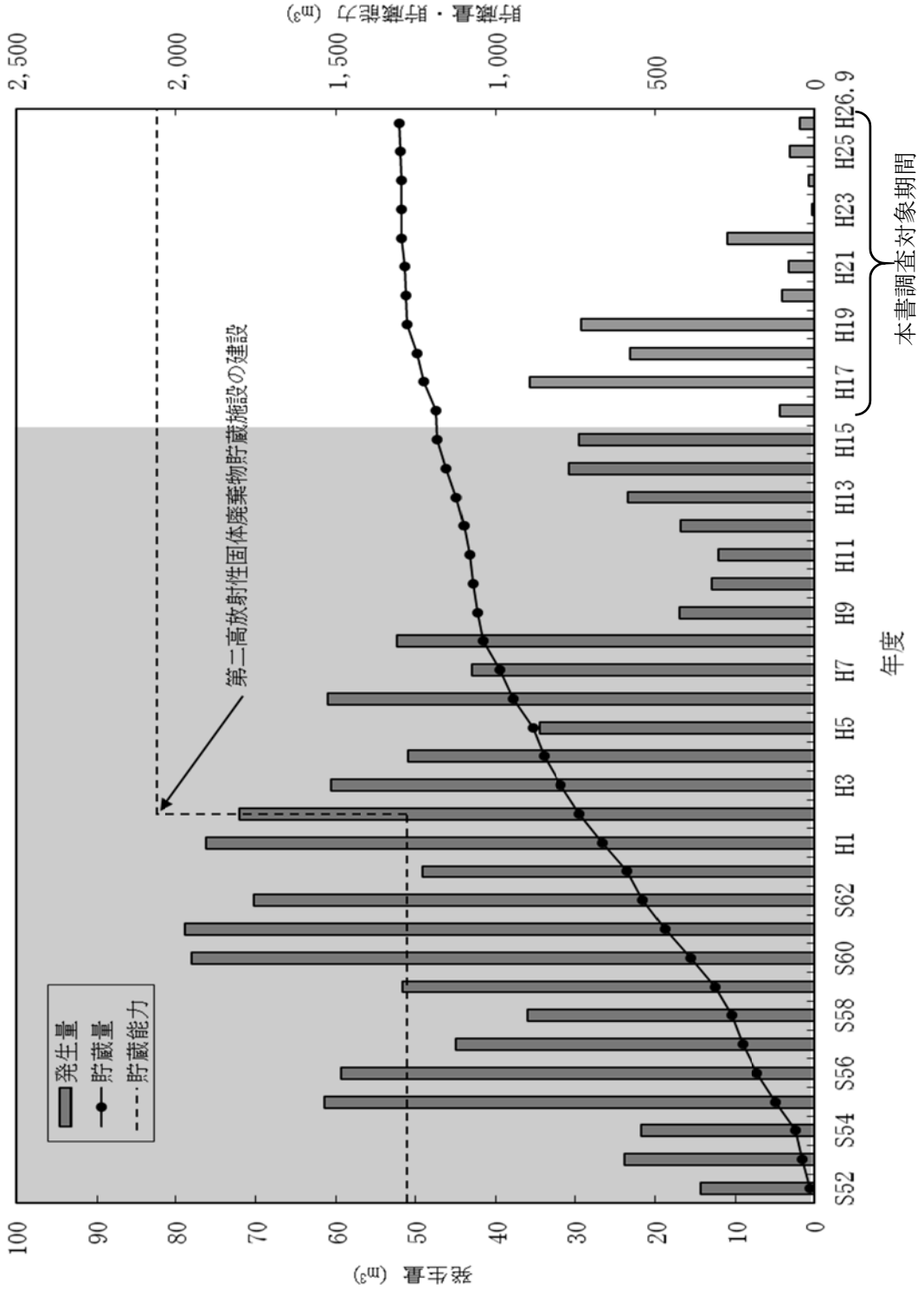


図 3.6-13　高放射性固体廃棄物の発生量と貯蔵量

表 3.6-1　放射性気体廃棄物の年間最大放出量

主要核種	年間最大放出実績(GBq)※1	放出基準(GBq)※2
^{85}Kr	3.7×10^{6}	5.2×10^{7}
^{3}H	2.8×10^{3}	3.2×10^{5}
^{14}C	1.8×10^{2}	2.9×10^{3}
^{131}I	5.5 (注 1)	9.3
^{129}I	1.5×10^{-1}	9.6×10^{-1}

(注 1) ^{131}I については、東北地方太平洋沖地震に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響によるもの

※1：平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末までの最大値を記載

※2：保安規定附則 第 3 条第(170 条等に係る措置)に示す保安規定附則 2-2-3 表より引用

表 3.6-2　放射性液体廃棄物の年間最大放出量

	年間最大放出実績(GBq)※1	放出基準(GBq)
全α	微 (注 1)	4.1
全β(^{3}H を除く)	微 (注 1)	9.6×10^{2}
^{89}Sr	微 (注 1)	1.6×10
^{90}Sr	微 (注 1)	3.2×10
^{95}Zr−^{95}Nb	微 (注 1)	4.1×10
^{103}Ru	微 (注 1)	6.4×10
^{106}Ru−^{106}Rh	微 (注 1)	5.1×10^{2}
^{134}Cs	微 (注 1)	6.0×10
^{137}Cs	微 (注 1)	5.5×10
^{141}Ce	微 (注 1)	5.9
^{144}Ce−^{144}Pr	微 (注 1)	1.2×10^{2}
^{3}H	1.3×10^{5}	1.9×10^{6}
^{129}I	1.9×10^{-2}	2.7×10
^{131}I	微 (注 1)	1.2×10^{2}
Pu(α)	6.3×10^{-3}	2.3

(注 1) 表中の「微」は「定量下限値未満」であることを示す。
※1：平成 16 年度から平成 25 年度までの最大値を記載

3.7　事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置

東海再処理施設における事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置は、再処理施設保安規定、核燃料サイクル工学研究所規則である「事故対策規則」等に基づき、東海再処理施設において事故、災害等が発生した場合又はそのおそれのある場合（以下「事故発生時」という。）の再処理技術開発センター、放射線管理部及び工務技術部（以下「再処理技術開発センター等」という。）における対策事項を定めた「事故対策手順」により、従業員及び周辺住民の安全の確保を最優先とした対応を行う。なお、緊急時とは、「原子力災害対策特別措置法」（以下「原災法」という。）の第 10 条及び第 15 条に該当する事象が発生した場合をいう。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間（平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末）において、東海再処理施設の事故・故障等発生時及び原災法に基づく、事故・故障等発生時の対応体制が明確に定められているとともに、通報連絡、資機材の整備、避難誘導、原因究明及び対策の実施、報告及び情報公開までの対応が行える体制になっていることを確認する。さらに、必要な改善が継続的に図られていることを確認する。

3.7.1　事故・故障等の発生時及び緊急時の対応体制

(1) 事故・故障等発生時の対応体制

(a) 事故・故障等発生時の対応体制

東海再処理施設で事故・故障等が発生した場合には、「事故対策規則」に基づき、迅速に外部対応が可能な通信システム、情報共有に関する機器を有している核燃料サイクル工学研究所の防災管理棟緊急時対策所に核燃料サイクル工学研究所長を本部長とする現地対策本部を設置する。また、「事故対策手順」に基づき、東海再処理施設の情報の送受信、運転情報及び放射線管理情報の通信設備、情報処理設備を有している再処理技術開発センター技術管理棟の現場指揮所に現場対応班を設置する。

このほか、現地対策本部には、再処理技術開発センター以外の部署の人員を集結し、各種作業班を設置し、再処理技術開発センターの現場対応班が現場の復旧及び事故原因の調査に専念できるように、外部対応、放射線管理状況の把握等を行い、現場対応班の支援を行う。

現地対策本部作業班の組織図を図 3.7-1、各作業班の任務を表 3.7-1、現場対応班の組織図を図 3.7-2 に示す。

(b) 事故・故障等発生時の対応体制の改善

事故・故障等発生時の対応体制については、過去の事故・故障等における教訓や訓練時の結果等を踏まえ、適宜改善を図っている。今回の調査対象期間における主な改善内容を以下に示す。

（ｉ）平成 18 年 12 月、東海再処理施設において、工務技術室（当時）、放射線管理部が発災元の非常事態が発生した場合、再処理技術開発センター長の下で初期対応を行うように再処理技術開発センターの通報連絡体制に工務技術部及び放射線管理部を組み込み、一元化を図った。

（ⅱ）平成 21 年 6 月、消防法改正に伴う消防法で定められた自衛消防組織（現地対策本部組織）に統括管理者の配置、さらに Q&A 対応を迅速かつ的確に行うため、情報班から Q&A 班を分離する見直しを行った。

（ⅲ）平成 23 年 9 月、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震後に商用電源断の状態が継続し、余震が頻発したことから、照明が暗い状態での現場点検を行うことは二次災害のおそれがあるため、震度 3 の地震点検については、その都度ではなく各直の最後にまとめて行うよう現場対応班長より指示した。このような状況を踏まえ、現場対応班長が状況に応じた応用動作が指揮できるように見直した。また、現場対応班長は、現場対応班を指揮し、再処理施設内の事故対応にあたる権限を明確化した。

（ⅳ）平成 25 年 6 月、原災法第 7 条第 1 項の規定に基づき、核燃料サイクル工学研究所において制定している「原子力事業者防災業務計画」（以下「防災業務計画」という。）における原子力防災組織の見直しに伴い、「事故対策規則」の現地対策本部組織の本部長スタッフから総務・外部対応及び情報に係るスタッフ業務を分離し、各々の業務を統括する総務・外部対応統括と情報統括を新たに設ける見直しを行った。

(2) 外部関係機関との平常時における連携及び原災法に基づく事象が発生した場合の対応体制

核燃料サイクル工学研究所で定めている防災業務計画は、核燃料サイクル工学研究所における原子力災害予防対策、応急措置、緊急事態応急対策及び原子力災害事故後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務を定めている。また、原災法に基づく、特定事象又は原子力緊急事態（以下「特定事象等」という。）が発生した場合、初動対応や原子力緊急事態宣言時の措置、他の原子力事業者への協力等、特定事象等の拡大防止及び復旧を図るために必要な業務を行う原子力防災組織として設置する現地対策本部、現地対策本部を組織する原子力防災管理者、副原子力防災管理者、原子力防災要員及びその他の原子力災害対策を担当する従業員（以下「原子力防災要員等」という。）の召集、原子力規制委員会、茨城県、東海村等の関係機関への通報連絡、情報の収集と提供等について定めている。

当該計画については、茨城県地域防災計画等の修正や原災法及び関係政省令等の改正等に伴って、適宜見直しを図っている。また、平成 23 年 3 月の東日本大震災後、平成 25 年 3 月及び 12 月における原災法の改正に伴い、原災法第 10 条第 1 項に基づく通報基準及び第 15 条第 1 項に基づく原子力緊急事態宣言発令の基準等について見直しを実施している。

茨城県では、茨城県と医師会及び 19 の原子力事業所の間で「緊急被ばく医療体制に関する覚書」（平成 18 年 4 月 1 日）が交わされ、これを基に前述の 19 の事業所と 5 の初期被ばく医療機関が「緊急被ばく医療に関する契約書」を締結している。本契約書には、緊急被ばく医療に係る事象が発生した場合の基本ルールとして下記が定められている。

- 除染は可能な限り事業所内で行うこと。
- 医療機関へは必ず事業所から放管員が随行すること。
- 汚染患者の対応に伴い、医療機関で発生した放射性廃棄物は発生元の事業者が処理・処分すること等。

また、万一の事象に備えて下記が定められている。

・ 必要な資機材は、事業者・医療機関の両者で協議し備え、点検しておくこと。

・ 教育・訓練を行うこと等。

教育・訓練については、当研究所近隣の初期被ばく医療機関に放管員を講師として派遣を行い、防災訓練を行う際は、東海村の消防本部の協力を得て、事故情報の伝達、搬送先医療機関の選択や確認連絡、救急車内の養生等の訓練を行っている。

東海村、大洗町、鉾田市及び那珂市に所在する原子力事業所（以下「事業所」という。）が相互に協力し、各事業所の施設の安全確保と従業員の資質の向上を図るとともに、その施設において緊急事態が発生した場合に各事業所が相互に協力することを目的として平成12年1月20日付けで「原子力事業所安全協力協定」（以下「東海ノア協定」という。）を締結した。東海ノア協定に基づき、下記のとおり協力活動を実施している。

・ 各事業所が行う自主保安に係る点検協力活動

・ 従業員等に対して行う安全教育に係る協力活動

・ 安全管理に係る情報等の交換に関する協力活動

・ 緊急事態を想定した協力訓練活動

・ 緊急事態発生時における協力活動

上記の内容については、訓練を通じて、有効性の確認や摘出した課題等の対応策を次回訓練にて検証し、改善を図っている。また、必要に応じて規則類の改正を行っている。

今後、万が一、東海再処理施設で原災法に基づく特定事象等が発生した場合には、速やかに原子力防災要員等を召集し、核燃料サイクル工学研究所に現地対策本部を設置して、必要な措置を行うとともに、国や地方自治体が設置する対策本部等と連携を図る。

3.7.2 通報連絡

(1) 所轄官庁への通報連絡

(a) 通報連絡要領

再処理施設に係るトラブル情報等の通報連絡については、平成13年の省庁再編に伴い、科学技術庁から経済産業省へ変更となり、同省が定めた連絡要領に基づき対応することになった。これに基づき、核燃料サイクル工学研究所内における事故・故障・トラブル等発生時の迅速な通報連絡に対応する「原子力規制関係法令等に基づく通報連絡要領」を定め、平成13年4月より運用を開始した。当該要領において定めている情報区分を以下に示す。また、今回の調査対象期間において通報連絡したトラブル等一覧を表3.7-2に示す。発生したトラブル等については、全て所轄官庁へ通報連絡済みである。

A情報：法令対象報告、通報対象報告等。

B情報：事象の進展又は状況の変化次第によっては、法令又は通報に基づく報告対象や社会的影響が出ることとなるおそれがあるもの等重要なもの。

C情報：施設の運転管理情報（プラント情報）及び所内パトロール等によって発見した事象で留意すべきものや注意が必要なもの、軽度な汚染、被ばく等通常と異なる事象、その他特に必要と思われる事項。

(b) ゼロ報

平成 24 年 7 月のセル内ドリップトレイ警報吹鳴事象等における通報連絡を踏まえ、連絡区分確定後に連絡するのではなく、事前に一報を入れる仕組みが必要との指摘を原子力安全・保安院（当時）より受けた。これに基づき、再処理施設における通報連絡の迅速化に係る取り組みとして「原子力規制関係法令等に基づく通報連絡要領」に「ゼロ報」を定め、発生事象の情報区分判断に時間を要する場合であって当該事象が法令報告事象に発展する可能性を有する場合は、外部関係機関にゼロ報として発生事象の連絡を行うことができるようにし、平成 26 年 4 月よりその運用を開始した。運用開始後、実際に通報した件を以下に示す（平成 27 年 10 月末現在）。

・ガラス固化技術開発施設における漏えい検知装置(G04LA+001b)の誤作動について
（平成 27 年 3 月 20 日発生。通報連絡後に現場確認を行い、誤報と判明。）

・廃溶媒処理技術開発施設における漏えい検知装置(328LW+903)の誤作動について
（平成 27 年 4 月 29 日発生。通報連絡後に現場確認を行い、誤報と判明。）

(C) 前広情報

平成 26 年 7 月のプルトニウム転換技術開発施設の真空配管表面での汚染事象及び平成 26 年 8 月の消火用浄水供給系統の屋外バルブボックスよりの漏えい事象において、事象発生後における通報連絡で遅れが生じたため、平成 26 年 9 月 8 日に原子力規制庁と改善を図るための意見交換を行った。その中で、原子力規制庁より、放射性物質の漏えい等のトラブル発生時においては、安全確保を最優先とした対応が必要であり、事象の状況を把握するために必要な情報及び措置状況について速やかな連絡が必要であると考えており、特に再処理施設は複雑で、老朽化しており、近年、老朽化が原因の放射性物質の漏えい事象が多発していることを踏まえると、予想できない漏えい等があるということを念頭に対応を行うことも必要であると考えている旨の意見が述べられた。また、新規制基準の施行後は、汚染、漏えい及び火災事象等以外についても溢水や化学薬品の漏えい等、今まで考慮されなかった事象についても適切な対応を行う必要があると考えられ、前広に速やかに情報提供することが安全確保につながる旨の意見が述べられた。

原子力規制庁との意見交換の結果、通報連絡範囲を明確に規定することは困難であることから事例を積み重ねつつ理解を深めていくことが重要であるとの共通認識の下、東海再処理施設については、今後は、原子力機構の内部規則で定めているトラブル情報の連絡区分（上記(a)参照。）にとらわれず、従来速やかな連絡対象としていなかったトラブル等も含め、休日・夜間を問わず前広に情報提供を行うことが合意された。その後、実際に通報した件を以下に示す（平成 27 年 10 月現在）。

・高放射性固体廃棄物貯蔵庫におけるシャッターの不具合について
（平成 27 年 7 月 21 日発生。C 情報未満の事象であるが、前広に通報連絡を実施。）

・プルトニウム転換技術開発施設における主工程室退域時の作業員の衣服汚染について
（平成 27 年 8 月 20 日発生。C 情報未満の事象であるが、前広に通報連絡を実施。）

・ユーティリティ施設工程監視制御盤の切り替え不調について
（平成 27 年 10 月 28 日発生。C 情報未満の事象であるが、前広に通報連絡を実施。）

(2) 事故・故障等発生時の通報連絡（第一報）

(a) 平日日勤時における通報連絡

平日日勤時の通報連絡については、「事故対策手順」により事故発見者は現場先任者（事故現場にいる者のうち上位職位の者）へ、現場先任者から担当課長、担当課長から通報連絡責任者及び担当部長へ、通報連絡責任者から研究所連絡責任者を経て、研究所外の関係機関へ連絡する。また、連絡を受けた担当部長は再処理技術開発センター長へ、再処理技術開発センター長は核燃料サイクル工学研究所長、核燃料取扱主任者等へ連絡する。平日日勤時における通報連絡体制図を図 3.7-3 に示す。

なお、平成 21 年 6 月、東海村を含む茨城県北部の地域（以下「茨城県北部」という。）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合、地震発生時の初期構成員としてあらかじめ指名された本部構成員は、召集指示及び研究所内施設の異常の有無に関わらず、速やかに防災管理棟に参集することについて、「事故対策規則」を見直し、明確にしている。

また、平成 23 年 3 月の東日本大震災後、「事故対策手順」においても、茨城県北部で震度 6 弱以上の地震が発生した場合の対応の明確化を行うとともに、大津波警報発令時の待避指示の追記等を行い、激甚災害により危機管理統括者に連絡がとれず、地震後の 5 分点検、15 分点検の結果が報告できない場合、東京事務所連絡責任者（安全・核セキュリティ統括部）へ内線電話又は衛星電話で報告し、関係機関への連絡を依頼すること等について、「事故対策手順」を見直している。

(b) 夜間休日における通報連絡

夜間休日の通報連絡については、「事故対策手順」により全ての部署、期間を通じ当直長（当直長の所掌業務が「夜間休日における再処理施設に係る直業務の保安統括」である。）に通報する体制としており、事故発見者は現場先任者へ、現場先任者から当直長及び担当課長へ、当直長から通報連絡責任者へ、通報連絡責任者から研究所連絡責任者を経て、研究所外の関係機関へ連絡する。また、連絡を受けた担当課長は担当部長へ、担当部長は再処理技術開発センター長及び核燃料取扱主務者等へ、再処理技術開発センター長は核燃料サイクル工学研究所長、核燃料取扱主任者等へ連絡する。夜間休日における通報連絡体制図を図 3.7-4 に示す。

(c) 通報連絡の内容

通報連絡にあたっては、「事故対策手順」により事故の大小に関わらず以下の情報を正確に連絡するよう努めるとともに、火災発生時や救急車の要請が必要な場合には、事故発見者又は現場先任者が直接消防に連絡を行う。

・事故・故障等の発生時刻
・事故・故障等の発生場所
・事故・故障等の発生状況：放射線事故、火災事故、人身事故等
・事故の拡大性の有無
・被ばく者、汚染者、放射性物質等の漏えいの有無
・連絡者の氏名及び今後の連絡場所

・応急処置の内容、その他の必要事項

(d) その他、通報連絡に関する体制及び設備

事故・故障等の発生時及び緊急時の対応体制が夜間休日においても早期に確立できるように、核燃料サイクル工学研究所における危機管理統括者（研究所連絡責任者の不在時にその代理として必要な通報連絡や初動対応を迅速に行う者）の夜間休日の当直体制を整え、現地対策本部や現場指揮所の構成員の迅速な招集のための一斉通報装置の設置及び携帯電話の配布、また、外部機関への迅速な情報発信のための一斉ファクシミリ装置の設置等を行っている。

さらに、再処理技術開発センター、放射線管理部、工務技術部においても夜間休日における火災発生、不測停電発生時、臨界警報吹鳴、その他当直長が必要と認めた場合、再処理技術開発センター、放射性管理部（放射線管理第 2 課、環境監視課）、工務技術部（部長、管理課、運転課）の全管理職を緊急招集できるように一斉通報装置を設置している。

このほか、初動対応に必要な正確な情報の把握の観点からは、担当課長等による現場確認の実施、現場指揮所と現地対策本部間の相互要員派遣等を行うとともに、的確な放射線管理情報等を現場指揮所で確認できる設備を整えている。

3.7.3 資機材の整備

平常時より万一の事故に備えて、事故対応に必要な資機材を整備している。資機材の整備に関しては、原災法に基づき作成された防災業務計画、「事故対策規則」及び「事故対策手順」に資機材の種類、数量、保管場所等の管理に関することを定めている。資機材としては、現場指揮所には事故時に必要となるテレビ会議システム、パソコン、電話・FAX 等の通信設備、制御室には中性子測定器、簡易型可燃性ガス検知器等を整備しており、定期的に管理状況の確認を行っている。

さらに、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震等の教訓を踏まえ、全交流電源喪失時における崩壊熱除去機能及び水素滞留防止機能を確保するための緊急安全対策として、移動式発電機、ポンプ車（消防タンク車）等を追加配備している。また、シビアアクシデント対策として、がれき撤去用の重機（ホイルローダ、油圧ショベル）を追加配備するとともに、緊急時における通信設備（トランシーバー、無線機及び衛星電話）等を追加配備し、事故対応資機材の充実を図っている。これらの追加配備した内容については、「事故対策手順」へ適切に反映されている。その後、定期的に管理状況の確認を行っている。

3.7.4 避難誘導

避難誘導が必要な臨界警報吹鳴時の退避経路と集合場所については、「事故対策手順」において明確にされているとともに、従業員等（従業員のほか、契約書等において異常時や緊急時の措置を講ずることを定めた者）が速やかに退避できるよう各現場に表示している。また、大津波警報発令時、不測停電発生時(全停電時)、火災発生時、放射性希ガスの異常放出時、負圧異

常時、汚染拡大時等で避難誘導等が必要になった場合には、直ちに再処理施設全域に対して一斉放送を行い、周知する。

さらに、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震等の教訓を踏まえて特定事象等が発生した場合、核燃料サイクル工学研究所敷地内の原子力災害対策活動に従事しない従業員及び来訪者等は、防災業務計画において、指定されている集合・避難場所へ避難するよう定めている。

3.7.5　原因究明及び対策の実施

事故時の対応組織である現地対策本部の作業班である現場対応班及び放管班(図 3.7-1 参照)は、現地対策本部長の指揮の下に速やかに現場の状況を把握し整理する。現場状況及び放射線等の状況に関する確認事項を以下に示す。

【現場状況】

- 人員点呼状況に関すること。
- 発生場所、被害の範囲・程度の状況に関すること。
- 施設や設備（工程）の運転状況に関すること。
- 原因と思われる事象、事態の推移、とりつつある措置の状況に関すること。
- 負傷者や作業者の汚染の有無と、負傷や汚染などの状況に関すること。
- その他必要な状況に関すること。

【放射線等の状況】

- 施設外へ放出している排気中・排水中放射性物質等の状況に関すること。
- 研究所構内や研究所周辺の空間ガンマ線量率、気象状況等の環境モニタリングの状況に関すること。
- 現場とその周辺の線量率、表面密度、空気中放射性物質濃度等の状況に関すること。
- 作業者の被ばく線量（内部・外部）等の測定・評価に関すること。
- その他必要な状況に関すること。

施設や設備（工程）の運転状況については、各制御室において確認及び監視ができる設備を整備している。また、分離精製工場や廃棄物処理場等の主要な工程や換気の運転状態の監視機能として、それぞれ工程管理システムが導入されており、現場指揮所等において確認できるよう整備している。

放射線情報の把握については、分析所の安全管理室で集中監視ができるとともに、放射線管理情報集中監視システムにより現地対策本部、現場指揮所等においても確認できるよう整備している。 周辺環境への影響を把握するための設備としては、気象観測設備、モニタリングポストやモニタリングステーション等があり、これらの情報は、専用のイントラネットにより現場指揮所等において確認できるよう整備している。また、環境モニタリングカー等も配置している。

万一、事故・故障等が発生した場合には、現場対応班はこれらの情報を把握し整理することにより、汚染の拡大、二次的被害の防止に努めるとともに、事故・故障等の原因調査の範囲と調査方法を決定し、故障機器の点検、機能の確認等を実施する。その原因調査の結果に基づき復旧方法を立案し設備機能の回復を図るとともに、再発防止対策の立案及び実施を行う。

3.7.6　報告

事故・故障等が発生し、現地対策本部が設置された後の続報については、同本部が、事故状況、原因、対策等を取りまとめ、該当する法令及び地方自治体との「茨城県原子力安全協定」に基づき、国及び地方自治体へ報告を行う。

3.7.7　情報公開

現地対策本部は、事故・故障等の情報について発生時及び原因が判明した時点等、適宜プレス発表を行うとともに、プレス発表の内容をインターネットホームページに掲載し一般公開している。また、再処理施設の運転状況等については、平常時より日報としてインターネットホームページで公開している。

3.7.8　教育・訓練

教育・訓練については、再処理施設保安規定に保安教育訓練として定めていることを含め、東海再処理施設の従業員の知識・技能の維持・向上に係る事項を「教育・訓練管理規則」に定め、計画的に実施している。

再処理施設保安規定に定めている教育項目は、以下のとおりである。

- 関係法令、保安規定及び事業指定申請書に関すること。
- 再処理施設の構造、性能及び操作に関すること。
- 放射線管理に関すること。
- 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取り扱いに関すること。
- 臨界安全設計及び臨界管理に関すること。
- 非常の場合に取るべき処置に関すること。
- その他、安全上重要な技術上の注意事項、過去の事故事例等の再処理施設に係る保安に関する必要な知識及び技能。
- 保安活動に係る品質保証に関すること。

訓練としては、防災業務計画に定めている原災法に基づく特定事象等が発生した場合を想定した原子力防災訓練（総合訓練）を 1 年に 1 回実施している。訓練実施後に評価を行い、課題等を明らかにし、必要に応じて防災業務計画等の見直しを行っている。また、国又は地方自治体が原子力防災訓練を実施する際には、参加・協力している。

さらに、再処理施設保安規定に定められている非常事態等の運転操作訓練、消火訓練、避難訓練等を 1 年に 2 回以上実施している。

その他の事故対応訓練は、再処理技術開発センターとして一体化して行うよう「事故対策手順」に定められており、全従業員を対象に実施している。さらに、各課においても通報連絡訓練等を実施している。

これらの教育・訓練の内容については、客観的に評価する者を設けて、事故対応組織及び設備等が機能するかについて確認しており、その評価者の指摘及び参加者の反省を活かして事故対応体制等の見直しを行うことにより、より適切な事故対応組織となるよう努めている。

3.7.9　評価

東海再処理施設における事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置については、原災法に基づき、「事故対策規則」及び「事故対策手順」において事象発生時の対応体制が明確に定められている。また、通報連絡、資機材の整備、避難誘導、原因究明及び対策の実施、報告及び情報公開までの対応が行える体制になっている。これらの対応体制は、訓練において迅速かつ的確に実施できているか確認され、必要に応じて改善されている。

平成23年3月の東北地方太平洋沖地震等の教訓を踏まえて通報連絡に係る仕組みが見直されており、また、緊急安全対策として、移動式発電機やポンプ車等を新たに配備している。さらに、シビアアクシデント対策として、がれき撤去用の重機を新たに配備するとともに、緊急時における通信設備等を追加配備し、事故対応資機材の充実を図っている。

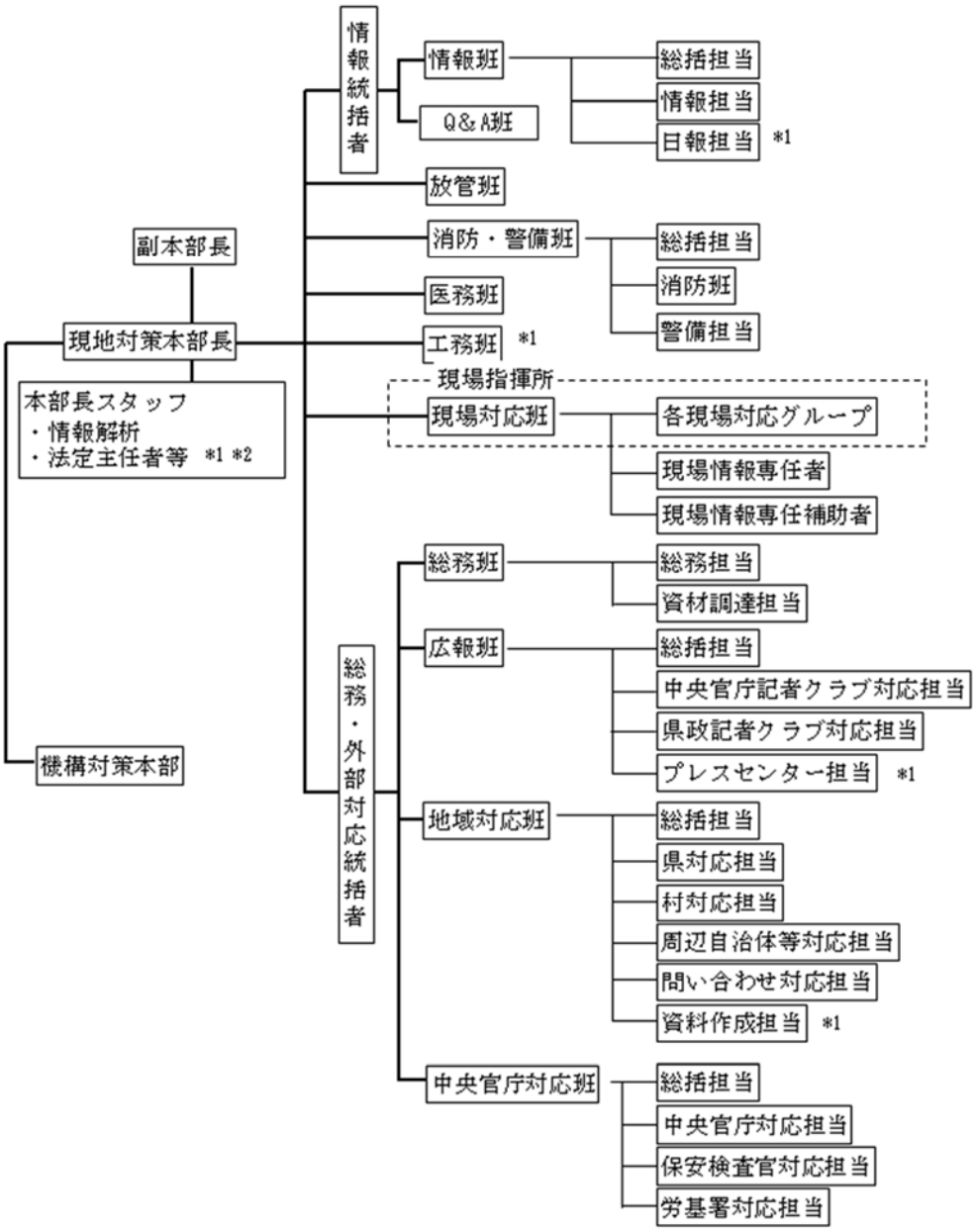
以上より、東海再処理施設の事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置については、継続的な改善及び安全性、信頼性の維持・向上が図られているものと評価する。

3.7.10　今後の取り組み

今後とも事故の発生防止に努めるとともに、訓練で抽出された課題等の対応策を活かして、事故・故障等が発生した場合の迅速かつ的確な通報連絡及び対応の更なる改善に努めていく。

事故対応に必要な資機材の整備については、緊急安全対策、シビアアクシデント対策により拡充されているが、今後も新規制基準対応、訓練の結果、最新の技術的知見等を踏まえて、より一層の充実に努めていく。

なお、原子力災害対策特別措置法施行規則の改正が検討されているため、これに併せて再処理施設へのERSS（緊急時対策支援システム）構築に係る検討を進めていく。



*1 必要に応じて招集。
*2 発災事象が核物質防護に関わる事象の場合は、本部長の指示のもと核物質防護管理者として緊急時対応計画に基づく対応を行う。

図 3.7-1　現地対策本部組織図（平成 26 年 9 月末現在）

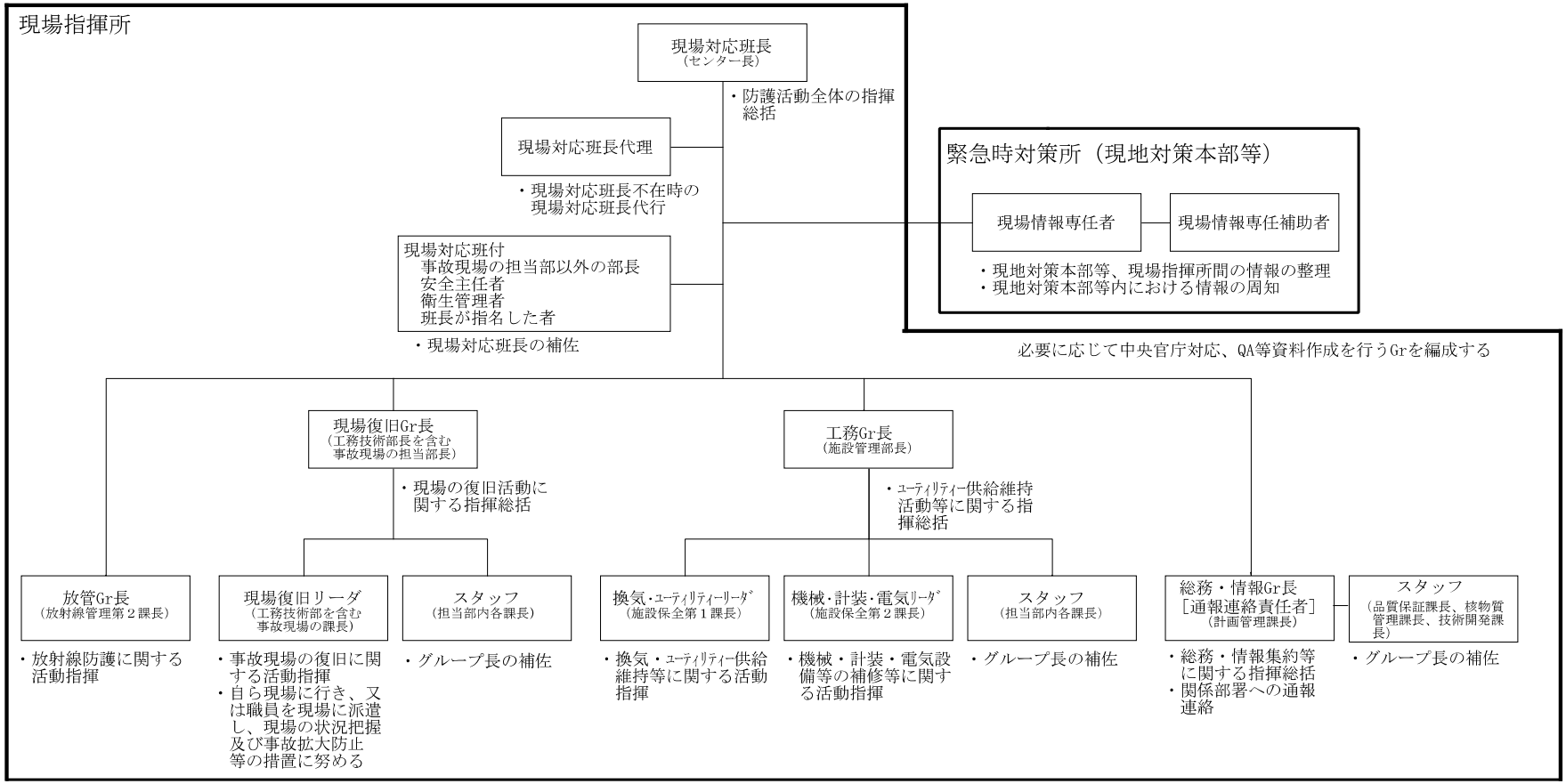


図 3.7-2　現場対応班組織図（平成 26 年 9 月末現在）

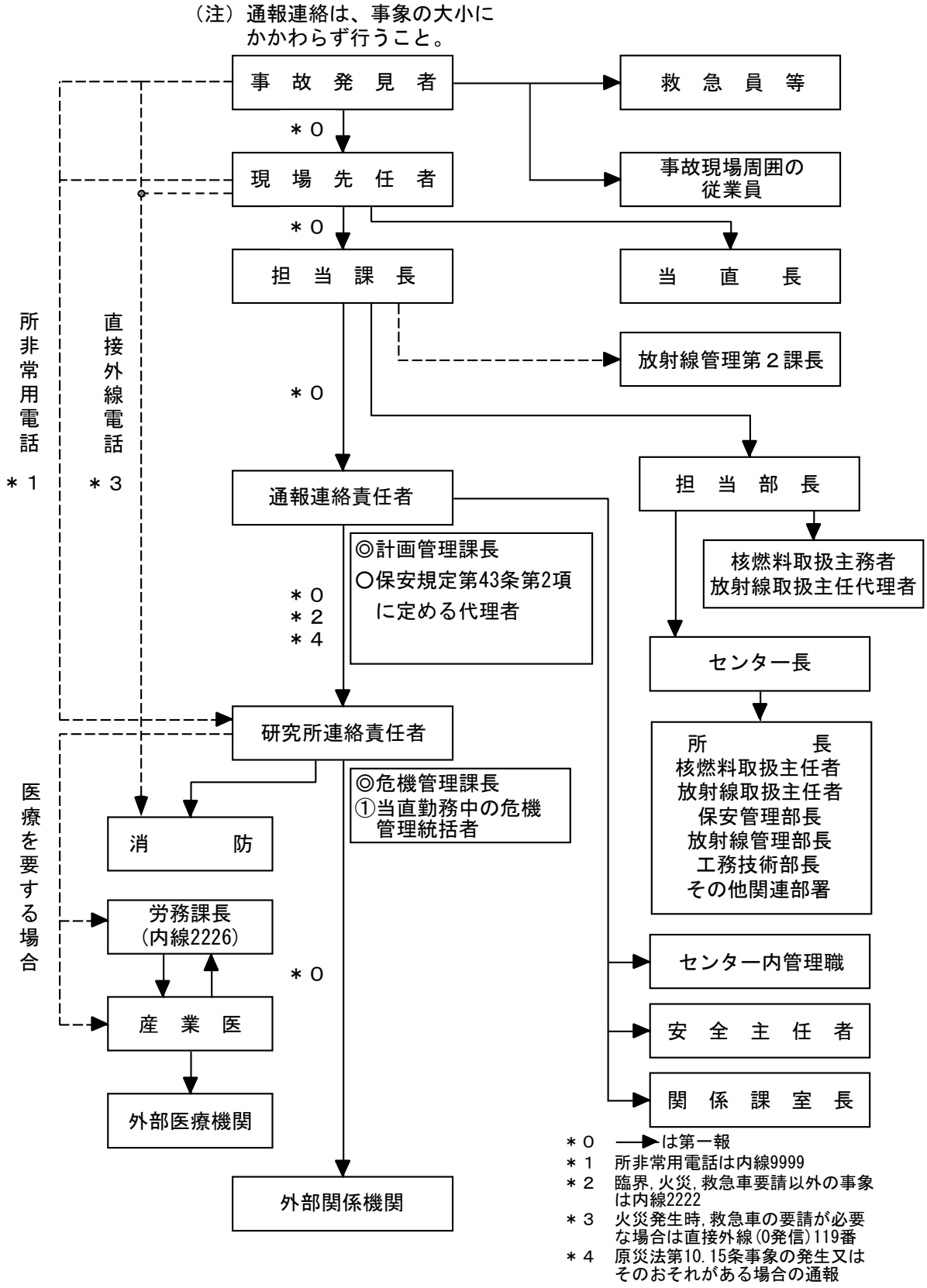


図 3.7-3　緊急通報連絡体制（平日日勤）（平成 26 年 9 月末現在）

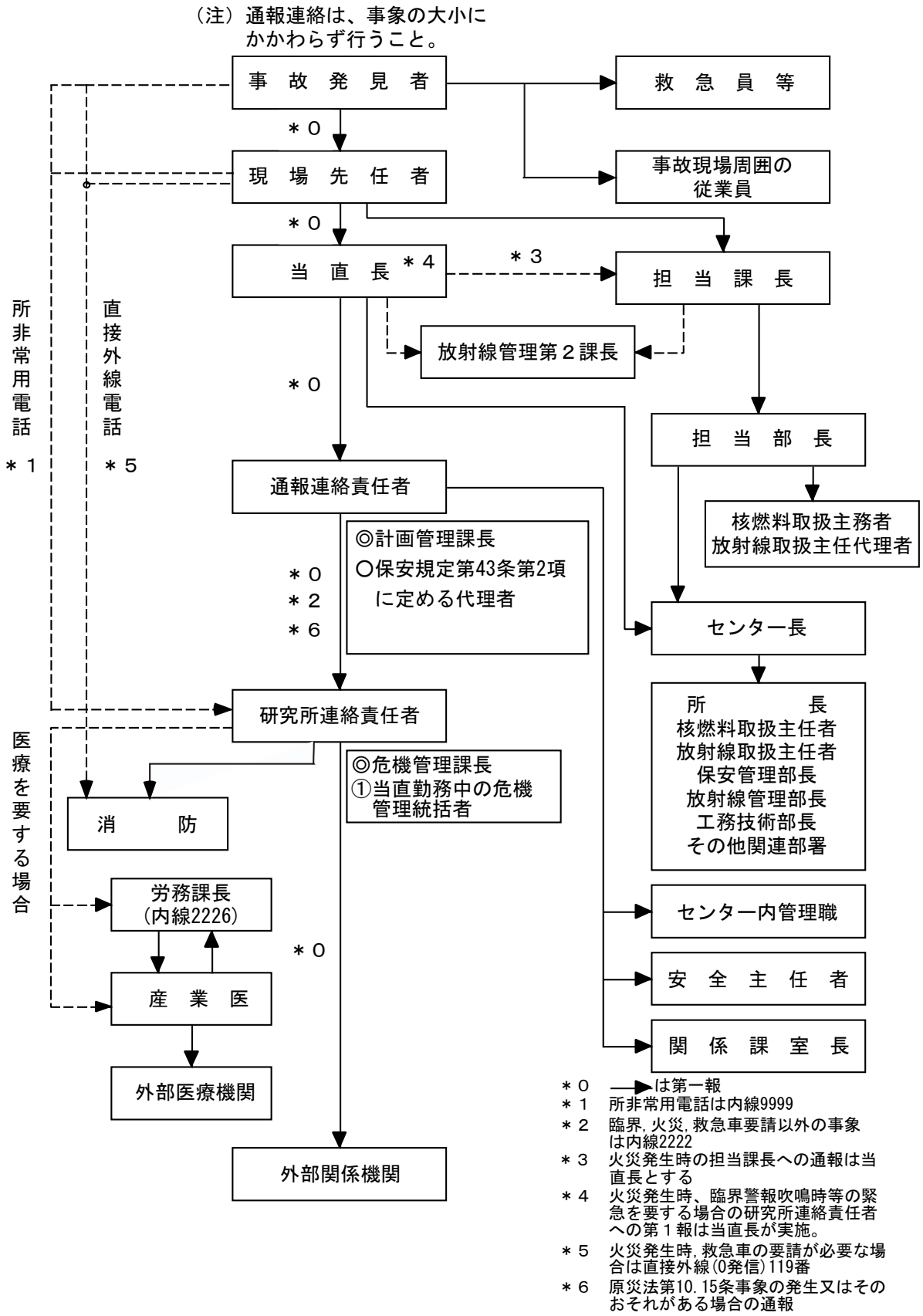


図 3.7-4　緊急通報連絡体制（夜間休日）（平成 26 年 9 月末現在）

表 3.7-1　各作業班の任務（平成 26 年 9 月末現在）(1/4)

構　成	職名又は担当部署	任　　務
本部長	所長	・　事故対応の総括
副本部長	副所長(事故発生箇所の部･センター長を除く) 所長があらかじめ指名した者	・　本部長の補佐 ・　本部長に支障がある場合の職務の代理
本部長スタッフ		・　本部長の補佐
情報解析	計画管理室長	・　事故情報解析に関する総括
法定主任者	核燃料取扱主任者、 放射線取扱主任者、 核物質防護管理者 消防防災統括管理者、 防火・防災管理者等	・　法定主任者等としての進言 ・　核物質防護に関する措置の総括 （発災事象が核物質防護に関わる場合）
情報統括者	保安管理部長	・　事故対応情報に関する統括 ・　現地対策本部の運営統括
情報班		
班長	危機管理課	・　情報班の総括
総括担当	保安管理部 計画管理室	・　関係機関通報連絡用資料の作成(続報) ・　コマンド室内の情報管理 ・　現地対策本部内への周知、機構対策本部等への情報伝達 ・　その他必要な事項
情報担当	保安管理部 所長があらかじめ指名した者	・　現地対策本部の事故情報の集約・整理 ・　現地対策本部の受発信資料の管理 ・　現地対策本部の時系列の整理 ・　その他必要な事項
日報担当	所長があらかじめ指名した者	・　関係機関及びプレス用日報等の作成
Q&A 班		
	保安管理部	・　Q&A 班の集約・整理・管理
	保安管理部、計画管理室 所長があらかじめ指名した者	・　Q&A 班情報の集約・整理・管理 ・　想定 Q&A の作成 ・　その他必要な事項
放管班		
班長	放射線管理部長	・　放管班の総括
	放射線管理部	・　放射線情報の把握 ・　環境放射線状況の把握 ・　被ばく情報の把握 ・　現場対応の支援 ・　その他必要な事項

表 3.7-1　各作業班の任務（平成 26 年 9 月末現在）(2/4)

構　成	職名又は担当部署	任　　務
外部対応統括者	東海管理センター長	・ 外部対応(関係機関への通報連絡、広報及びこれらに伴う Q&A 対応)の統括
総務班		・ 総務班の統括
班長	所長又は管理部長があらかじめ指名した者	・ 総務班の統括
総務担当	所長又は管理部長があらかじめ指名した者	・ 現地対策本部要員の収集等 ・ 研究所従業員等の人員点呼の集計 ・ 入構者の人員点呼及び点呼結果の集計 ・ 事故関連資料の FAX 送受信 ・ 現地対策本部への資料配布 ・ 事故情報の所内周知 ・ 見学者、訪問者等の避難誘導と説明 ・ 視察者用資料の作成 ・ 視察者の調整、対応 ・ 食料、被服の調達及び宿泊等の手配 ・ その他必要な事項
資材調達担当	東海管理センター	・ 支援要員、資機材の受入、提供 ・ 事故対応に必要な資機材等の調達等
広報班		
班長	総務第 2 課	・ 広報班の総括 ・ 情報公開用資料の作成の総括
総括担当	東海管理センター	・ プレス発表分の作成 ・ プレスへの提供資料等の作成 ・ 各報道機関からの問い合わせ対応 ・ 取材申込調整及び対応 ・ 広報班使用資料の整理、保管 ・ その他必要な事項
中央官庁記者クラブ担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・ 中央官庁記者クラブでのプレス発表
県政記者クラブ担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・ 茨城県とのプレス発表の調整等 ・ 県政記者クラブとのプレス発表の調整等 ・ 県政記者クラブでのプレス発表 ・ プレス発表議事録の作成
プレスセンター担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・ プレスセンターの開設 ・ プレスセンターでの各報道機関からの問い合わせ対応 ・ プレスセンターでの取材申込調整及び対応 ・ プレスセンターでのプレス発表 ・ プレスへの資料映像等の提供 ・ プレス発表議事録の作成

表 3.7-1　各作業班の任務（平成 26 年 9 月末現在）(3/4)

構　成	職名又は担当部署	任　　務
中央官庁対応班		
班長	安全対策課	・　中央官庁対応班の総括・対応窓口
総括担当	保安管理部	・　中央官庁への情報発信、対応の取りまとめ ・　外部対応者への連絡、情報提供 ・　中央官庁対応班説明資料等の整理、保管 ・　その他必要な事項
中央官庁対応担当	センター長等があらかじめ指名した者	・　中央官庁への通報連絡、説明及び情報提供（中央官庁への派遣を含む）
保安検査官対応担当	センター長等があらかじめ指名した者	・　保安検査官への通報連絡、説明及び情報提供
労基署対応担当	保安管理部長があらかじめ指名した者	・　労基署への説明及び情報提供 ・　議事録の作成
地域対応班		
班長	総務第２課	・　地域対応班の総括
総括担当	東海管理センター	・　関係機関（中央官庁を除く）への情報発信、対応の総括 ・　外部対応者への連絡、情報提供 ・　地域対応班説明資料等の整理、保管 ・　その他必要な事項
県対応担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・　茨城県への通報連絡、説明及び情報提供（茨城県庁への派遣を含む） ・　議事録の作成
村対応担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・　東海村への通報連絡、説明及び情報提供（東海村役場への派遣を含む） ・　議事録の作成
周辺自治体等対応担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・　関係機関(茨城県、東海村、中央官庁を除く）及び地元住民等への通報連絡、説明及び情報提供（担当関係機関等への派遣を含む）
問い合わせ対応担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・　問い合わせ窓口の開設 ・　外部からの問い合わせ対応 ・　議事録の作成
資料作成担当	所長及びセンター長等があらかじめ指名した者	・　地域住民等への広報資材の作成
工務班		
班長	工務技術部	・　工務班の総括
	工務技術部	・　ユーティリティの確保 ・　応急措置工事に係る支援業務 ・　その他必要な事項
医務班		
班長	労務課	・　医務班の総括
	労務課	・　医務棟及び放射線保健室の運営 ・　負傷者、被ばく者及び汚染者に対する緊急の医療措置（問診、応急措置、除染等） ・　地域医療機関への移送 ・　その他必要な事項

表 3.7-1　各作業班の任務（平成 26 年 9 月末現在）(4/4)

構　成	職名又は担当部署	任　　務
消防・警備班		
班長	危機管理課	・ 研究所内の消火活動の総括指揮 ・ 構内警備活動の総括
総括担当	保安管理部	・ 消防・警備班長の補佐 ・ 現地情報の収集・整理・分析
消防班	所長が別に定めた者	・ 研究所内の消火活動 ・ 消防署の消火活動への協力 ・ その他必要な事項
警備担当	保安管理部	・ 構内への入構規制等 ・ 救急車の運転 ・ 緊急車両及び本部員等の誘導、案内
現場対応班		
班長	事故発生センター長等	・ 現場対応班の総括
現場情報専任者	所長があらかじめ指名した者	・ 現地対策本部における事故情報全般の集約
現場情報専任補助者	所長があらかじめ指名した者	・ 現場情報専任者の補佐 ・ 現地対策本部における Q&A の送受信
	事故発生箇所員	・ 応急措置状況の確認と継続 ・ 人員点呼状況に関すること ・ 発生場所、被害の範囲・程度の状況に関すること ・ 施設や設備（工程）の運転状況に関すること ・ 原因と思われる事象、事態の推移、とりつつある措置の状況に関すること ・ 負傷者や作業者の汚染の有無と、負傷や汚染などの状況に関すること ・ 漏えい箇所の封じ込めや運転制限等の拡大防止措置の実施に関すること ・ 運転パラメータによる施設や設備の健全性等の状態把握に関すること ・ 閉じ込め機能喪失や原子炉燃料破損等の施設の故障の程度やその可能性の評価に関すること ・ 放射性物質等の汚染分布等の放射線状況や影響範囲の把握に関すること ・ 事故の原因調査や現場復旧にあたっての二次的被害防止措置の実施に関すること ・ 施設や設備の故障や事態の拡大の程度の定量的な推定に関すること ・ 施設外へ放出される放射能の予測に関すること ・ 危険物や毒劇物漏えいによる影響の調査に関すること ・ 現場の片づけや除染等の事故処理に関すること ・ 原因の除去や拡大防止等の応急措置の改修等の現場復旧に関すること ・ 現場の復旧計画の作成と実施に関すること ・ 要因の分析整理や発生過程の特定等の原因調査に関すること ・ 対応上の知見の整理に関すること ・ 再発防止対策の立案と実施に関すること ・ 法令や協定に定める報告の作成に関すること ・ 関係機関への説明資料の作成 ・ その他必要な事項に関すること

表 3.7-2　外部機関への通報連絡を要した東海再処理施設におけるトラブル等一覧(1/5)

No.	件名	発生年月日	通報連絡区分
1	廃棄物処理場のセル漏えい検知装置の作動について	平成 16 年 4 月 6 日	C
2	セル内 1.6t クレーンケーブルベアの変形について	平成 16 年 4 月 15 日	C
3	ウラン溶液蒸発缶の蒸発蒸気配管の貫通部からの漏えいについて	平成 16 年 4 月 22 日	B
4	分析所における汚染について	平成 16 年 6 月 21 日	A※
5	事務室における右手指の負傷について	平成 16 年 8 月 5 日	C
6	アスファルト固化処理施設排風機の自動切り替えについて	平成 16 年 8 月 25 日	C
7	廃溶媒処理技術開発施設　排風機の自動切り替えについて	平成 16 年 9 月 12 日	C
8	廃棄物処理場における排風機の停止について	平成 16 年 9 月 13 日	A
9	低放射性濃縮廃液貯蔵施設からのよう素放出量の上昇について	平成 16 年 10 月 14 日	C
10	水素掃気用空気圧縮機の自動切り替えについて	平成 16 年 10 月 21 日	B
11	感震器の作動によるガラス溶融炉の自動停止について	平成 16 年 11 月 5 日	C
12	分離第二サイクル工程の溶媒フィルタ(256F17)フランジ部からの溶媒の漏えいについて	平成 16 年 11 月 11 日	C
13	高放射性廃液貯蔵場セル系排気ブロワの据付ボルトの折損について	平成 16 年 11 月 30 日	B
14	再処理施設分析所及び廃棄物処理場における一時停電について	平成 17 年 1 月 26 日	B
15	従業員の居室（非管理区域）での体調不良について	平成 17 年 1 月 26 日	A
16	プロセス冷凍機(184R11)の不具合について	平成 17 年 1 月 31 日	C
17	再処理施設分離精製工場における作業員の靴底汚染について	平成 17 年 2 月 16 日	C
18	プルトニウム転換技術開発施設におけるグローブボックス底面の汚染について	平成 17 年 4 月 8 日	B
19	分析所における作業員の皮膚汚染について	平成 17 年 4 月 20 日	C
20	分離精製工場のよう素除去フィルタ用排風機の停止について	平成 17 年 5 月 14 日	C
21	分離第 3 抽出器(255R14)における界面調節計(255FC1419)の動作不良について	平成 17 年 5 月 18 日	C
22	主排気筒における微量な放射能の検出について	平成 17 年 6 月 12 日	C

表 3.7-2　外部機関への通報連絡を要した東海再処理施設におけるトラブル等一覧(2/5)

No.	件名	発生年月日	通報連絡区分
23	廃棄物処理場のセル漏えい検知装置の作動について	平成 17 年 9 月 7 日	C
24	従業員の管理区域での体調不良について	平成 17 年 12 月 19 日	A
25	廃棄物処理場のセル漏えい検知ポットの液位上昇について	平成 18 年 1 月 28 日	C
26	分析操作における非放射性硝酸の顔への飛散について	平成 18 年 1 月 31 日	C
27	ウランストリップ液の流量低下に伴う抽出工程の停止について	平成 18 年 2 月 13 日	C
28	冷却水安全弁の作動不良について	平成 18 年 7 月 31 日	C
29	分離精製工場　換気設備送風機用電動機の補修について	平成 18 年 9 月 24 日	C
30	作業員の衣服の汚染について	平成 18 年 10 月 18 日	C
31	分離精製工場　排風機の自動切り替えについて	平成 18 年 11 月 8 日	B
32	高放射性廃液貯蔵場　水素掃気用空気圧縮機の自動切り替えについて	平成 18 年 11 月 10 日	B
33	第二アスファルト固化体貯蔵施設における換気系遮断器のトリップについて	平成 18 年 12 月 7 日	C
34	分析所中放射性分析室（G108）セルライン下部からの放射性廃液の漏えいについて	平成 19 年 2 月 13 日	C
35	ウラン精製工程の洗浄液の流量低下による抽出工程の停止について	平成 19 年 3 月 15 日	C
36	廃棄物処理場のセル漏えい検知ポットの液位上昇について	平成 19 年 3 月 29 日	C
37	燃料導入コンベア駆動用ドライブシャフトの接続部の外れについて	平成 19 年 4 月 16 日	C
38	管理区域における作業員の腰痛について	平成 19 年 4 月 25 日	C
39	第二ウラン貯蔵所での体調不良について	平成 19 年 7 月 9 日	C
40	焼却施設　空気圧縮機からの発煙について	平成 19 年 9 月 3 日	A
41	高放射性廃液貯蔵場における作業員の指先負傷について	平成 19 年 9 月 5 日	C
42	分離精製工場における作業員の皮膚の薬傷について	平成 19 年 11 月 15 日	C
43	ガラス固化技術開発施設固化セル内ドリップトレイの漏えい検知装置発報について	平成 19 年 12 月 9 日	C
44	管理区域からのオイルの漏えいについて	平成 19 年 12 月 19 日	C

表 3.7-2　外部機関への通報連絡を要した東海再処理施設におけるトラブル等一覧(3/5)

No.	件名	発生年月日	通報連絡区分
45	従業員の脚立からの転倒による負傷について	平成 20 年 7 月 29 日	A
46	ガラス固化技術開発施設における無停電電源装置の故障について	平成 20 年 9 月 12 日	B
47	廃棄物処理場における作業員の左足首捻挫について	平成 21 年 2 月 24 日	C
48	再処理施設海中放出管からの漏えいについて	平成 21 年 4 月 6 日	A※
49	ガラス固化技術開発施設冷凍機の片系停止について	平成 21 年 6 月 25 日	B
50	プルトニウム転換技術開発施設(A029 室)での軽微な汚染について	平成 21 年 8 月 6 日	C
51	中間開閉所母線連絡遮断器の誤開放について	平成 21 年 9 月 17 日	C
52	無停電電源装置定期保守点検時における放管モニタの誤警報について	平成 21 年 12 月 21 日	C
53	再処理施設内道路補修工事における救急車の要請について	平成 22 年 3 月 6 日	A
54	ガラス固化技術開発施設の冷水系ポンプの片系停止について	平成 22 年 6 月 10 日	B
55	高放射性廃液貯蔵場における作業員の指の負傷について	平成 22 年 6 月 17 日	C
56	焼却施設　焼却処理工程内負圧変動について	平成 22 年 6 月 23 日	C
57	廃棄物処理場　槽類換気系ダクトの貫通孔の確認について	平成 22 年 7 月 22 日	C
58	分離精製工場　排風機の自動切り替えについて	平成 22 年 9 月 29 日	B
59	再処理技術開発センター管理事務棟における照明器具（安定器）からの発煙について	平成 22 年 10 月 17 日	A
60	ウラン脱硝施設　濃縮脱硝室における作業員の負傷について	平成 23 年 5 月 10 日	A
61	分析所　管理区域からの結露水の漏えいについて	平成 23 年 5 月 21 日	C
62	プルトニウム転換技術開発施設における作業員の靴底汚染について	平成 23 年 7 月 14 日	C
63	分離精製工場における作業員の負傷について	平成 23 年 8 月 23 日	C
64	再処理施設分離精製工場における高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止について	平成 23 年 9 月 13 日	A※
65	再処理施設主排気筒ダクトの貫通孔の確認について	平成 23 年 10 月 28 日	A※

表 3.7-2　外部機関への通報連絡を要した東海再処理施設におけるトラブル等一覧(4/5)

No.	件名	発生年月日	通報連絡区分
66	分析所試験セル操作区域(G144)U 型グローブボックスでの軽微な汚染について	平成 24 年 7 月 2 日	C
67	廃棄物処理場の漏えい検知装置の吹鳴について	平成 24 年 7 月 17 日	C
68	計装設備保守作業における一時的な計器停止について	平成 24 年 7 月 17 日	C
69	再処理施設分析所非管理区域における汚染について	平成 24 年 9 月 6 日	A※
70	分析所非管理区域における汚染に係る作業員の被ばく評価結果について	平成 24 年 9 月 25 日	C
71	再処理施設分析所非管理区域における汚染に係る作業員の手洗いに伴う排水の調査結果について	平成 24 年 10 月 16 日	C
72	スラッジ貯蔵場 スラッジ貯槽の据付ボルトの浮き上がりについて	平成 24 年 10 月 23 日	C
73	分離精製工場における冷却水配管からの冷却水の滴下について	平成 24 年 10 月 24 日	C
74	ガラス固化技術開発施設冷水系ポンプの片系停止について	平成 24 年 12 月 18 日	B
75	スラッジ貯蔵場 保守区域(A211)における軽微な汚染について	平成 25 年 2 月 20 日	C
76	焼却施設における建家換気系排風機の予備機自動起動について	平成 25 年 3 月 9 日	C
77	プルトニウム転換技術開発施設の焙焼還元炉入口側ベローズでの汚染確認について	平成 25 年 7 月 1 日	B
78	分離精製工場エレベータの補修作業における左手小指の負傷について	平成 25 年 7 月 19 日	C
79	モニタリングポイントにおける積算線量の一部欠測について	平成 25 年 12 月 25 日	C
80	焼却施設　廃液貯槽からの廃液溢流について	平成 25 年 12 月 26 日	C
81	第三低放射性廃液蒸発処理施設蒸気供給配管のピンホールの確認について	平成 26 年 1 月 14 日	C
82	フェンス設置作業における作業員の負傷について	平成 26 年 3 月 4 日	C
83	プルトニウム転換技術開発施設の真空配管表面での汚染確認について	平成 26 年 7 月 15 日	B
84	消火用浄水供給系統の屋外バルブボックスよりの漏えいについて	平成 26 年 8 月 15 日	C

表 3.7-2　外部機関への通報連絡を要した東海再処理施設におけるトラブル等一覧(5/5)

No.	件名	発生年月日	通報連絡区分
85	廃棄物処理場における作業員の衣服及び作業区域の軽微な汚染について	平成 26 年 9 月 12 日	B
参考1	分析所低放射性分析室グローブボックスにおける汚染について	平成 26 年 11 月 5 日	B
参考2	ガラス固化技術開発施設における負圧警報の吹鳴について	平成 26 年 12 月 4 日	C
参考3	ガラス固化技術開発施設　冷水系ポンプ停止について	平成 26 年 12 月 18 日	B
参考4	ガラス固化技術開発施設　冷水系ポンプ停止について	平成 27 年 1 月 17 日	B
参考5	ガラス固化技術開発施設　2 次冷却水系ポンプ停止（散水ポンプの故障）について	平成 27 年 1 月 29 日	B
参考6	高放射性廃液貯蔵場　空気圧縮機の系統圧力上昇に伴う手動停止について	平成 27 年 6 月 18 日	B
参考7	ガラス固化技術開発施設　送排風機自動順次起動の途中停止について	平成 27 年 6 月 23 日	B
参考8	ガラス固化技術開発施設における発煙について	平成 27 年 8 月 26 日	A

※ 法令報告事象

注）参考情報として、調査対象期間以降となる平成 26 年 10 月から平成 27 年 10 月までに発生したトラブル等についても表中に記載した。

3.8　安全文化の醸成活動

安全文化の醸成活動の目的は、安全を最優先とし、その価値観が個人及び組織に共有され、安全文化を継続的に醸成させることである。そのために経営責任者である理事長は安全文化の醸成に係る活動方針を示し、その活動方針に基づく活動を確実に実施するための仕組みを構築し、組織に属する個々の要員が安全文化の醸成活動に参画することで、継続的に安全文化を醸成させている。

ここでは、今回の定期的な評価の調査対象期間（平成16年4月から平成26年9月末）において、東海再処理施設の安全文化の醸成活動について、理事長が掲げる活動方針に基づき、安全文化の醸成活動を確実に実施するための仕組みが構築されていることを確認する。また、安全文化に関する教育の実施状況、法令等の遵守に係る活動状況、不適合の管理状況、トラブル等の水平展開の実施状況、安全文化の要素に沿った改善活動（風通しのよい職場風土構築、常に問い直す習慣等）状況等について調査し、東海再処理施設における安全文化の醸成活動が適切に実施されていることを確認する。さらに、必要な改善が継続的に図られていることを確認する。

3.8.1　安全文化の醸成活動の導入の経緯

前回の東海再処理施設の定期的な評価の実施にあたっては、平成15年12月に原子力安全・保安院（当時）から発出された文書「加工施設及び再処理施設の定期的な評価の実施について」（平成15・12・12原院第3号）に基づき、保安活動の評価項目を設定し、評価を実施していた。当該文書においては、保安活動の評価項目に安全文化の醸成活動は含まれておらず、そのため前回の定期的な評価においては、安全文化の醸成活動を評価項目として定めていなかった。

一方、平成18年9月に原子力安全・保安院（当時）がとりまとめた「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」等で言及されたように、これまでに度々発生している原子力関連施設における事故・トラブルについて、人的過誤に起因した事故・トラブルの全件数に占める割合は減少傾向になく、その要因には、組織要因あるいは安全文化・組織風土の劣化が潜んでいること等が指摘されてきた。そして、原子力施設の安全確保水準をさらに高めていくには、このような要因による不適合の是正を徹底していくことが課題であるとされた。このような背景から、原子力安全・保安院（当時）は平成19年12月に「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドラインについて（以下「安全文化ガイドライン」という。）」を整備し、実用発電用原子炉設置者等に対して、今後、安全文化・組織風土の劣化防止に関する保安検査等を行うにあたって、安全文化ガイドラインを踏まえて行うことを通知した。その後、平成20年12月、再処理事業規則が一部改正され、法令上、再処理事業者は再処理施設保安規定において「安全文化を醸成するための体制（経営責任者の関与を含む。）に関すること。」を記載することが義務づけられた。これを受け、東海再処理施設において平成21年4月に再処理施設保安規定に安全文化の醸成活動に関する事項を定め、活動方針や規則類の制定等を行うとともに、それらに基づいた活動に取り組んでいる。

原子力安全・保安院（当時）から東海再処理施設に対して、直接指示はないものの、平成20年8月に実用発電用原子炉設置者に対して、「実用発電用原子炉施設における定期安全レビューの実施について」（平成20・08・28原院第8号）が発出され、この文書においては、原子炉施設の

定期的な評価において安全文化の醸成活動を評価項目とするよう定めている。このような情勢を鑑み、また、最新の知見を踏まえて評価を実施するため、今回の東海再処理施設の定期的な評価においては、安全文化の醸成活動を自主的に保安活動の評価項目として新たに導入することとした。

なお、前回の定期的な評価における評価項目「事故・故障等の経験反映状況」については、不適合管理及び水平展開の実施状況に係る評価の一環として本項の中で併せて評価を実施した。

3.8.2 安全文化の醸成活動の仕組み

(1) 規則類の整備状況

平成 20 年 12 月 18 日の再処理事業規則の改正に伴い、東海再処理施設では平成 21 年 4 月 1 日に再処理施設保安規定を改訂し、関係法令等の遵守及び安全文化の醸成を確実にするために、理事長が活動方針を定め従業員へ周知すること、また、理事長は安全統括部（平成 26 年 9 月末現在は安全・核セキュリティ統括部。以下「安全・核セキュリティ統括部」という。）長を指揮し、年度ごとに関係法令等の遵守及び安全文化の醸成を確実にするための活動施策を立案させ、定めることを明文化している。そして、当該保安規定に定めた活動を確実に行うため、安全・核セキュリティ統括部長は、活動施策及び活動計画の立案、評価並びに継続的な改善に係る手順について「原子力施設における安全文化の醸成及び法令等の遵守活動要領」を定めている。さらに、核燃料サイクル工学研究所長は、当該要領の下部規則「原子力施設における安全文化の醸成及び法令等の遵守活動規則」を整備し、東海再処理施設を有する核燃料サイクル工学研究所における安全文化の醸成活動及び法令等の遵守に係る活動の基本的事項を定めている。また、当該規則に基づき、保安管理部長は、活動計画の策定、実施、評価及び継続的改善の管理方法について記した「核燃料サイクル工学研究所における安全文化の醸成及び法令等の遵守活動の管理要領書」を整備している。東海再処理施設においては、これらの規則類に従って安全文化の醸成活動に取り組んでいる。これらの規則類については、適宜見直しが図られている。

(2) 活動方針

再処理施設保安規定に基づき、経営者である理事長は安全文化の醸成活動及び法令等の遵守に係る活動方針を掲げ、従業員は当該活動方針に基づいて活動を展開している。当該活動方針は、理事長が毎年度 1 回以上レビューし、改善のための必要な見直しを行っている。また、重大な法令違反等の事象が生じた場合には、その都度レビューを実施している。平成 26 年度における活動方針を以下に示す。

○安全確保を最優先とする。
○法令及びルール（自ら決めたことや社会との約束）を守る。
○安全を最優先に資源を重点的に投入する。
○現場を重視し、リスクを考えた保安活動に努める。
○経営層と現場とのコミュニケーションを推進する。

(3) 活動方針に基づく活動施策

再処理施設保安規定に基づき、理事長は安全・核セキュリティ統括部長を指揮し、年度ごとに活動方針に基づいた活動施策を立案させ、定めている。また、安全・核セキュリティ統括部長は、「原子力施設における安全文化の醸成及び法令等の遵守活動要領」を定め、当該要領に基づき、年度ごとの活動施策を核燃料サイクル工学研究所長へ通知している。平成 26 年度における活動施策を以下に示す。

〇安全確保を最優先とする。

・職場における安全確保のための一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透

・迅速な通報連絡と積極的な情報発信による透明性の確保

・機構内外の安全情報（事故や不具合の原因及び対策並びに良好事例を含む。）を自らの問題として捉え、必要な水平展開を行うことによる事故・トラブルの防止

・請負作業における事故・トラブルの防止に係る指導・支援の充実

〇法令及びルール（自ら決めたことや社会との約束）を守る。

・自らの業務に関連する法令及びルールの把握と遵守

・規則、要領（マニュアル）等について、関連する法令等への適合性の確保と実行性の確認

〇安全を最優先に資源を重点的に投入する。

・施設設備の安全運転や信頼性の維持のために必要な運転計画、保全計画等に対する速やかな資源の投入と配分並びにその効果の確認と必要な修正

〇現場を重視し、リスクを考えた保安活動に努める。

・作業計画を十分に検討し、安全確保を優先した運転工程、作業工程、実験計画等の立案と実施

・3 現主義（現場で現物を見て、現実を認識して対応）によるリスクアセスメント（火災発生防止を含む。）の実施とその結果を踏まえた安全対策の実施

・施設、設備等の習熟（知識と技術）と基本動作（5S、KY・TBM 等）の徹底

〇経営層と現場とのコミュニケーションを推進する。

・経営層、拠点や研究部門幹部と現場との対話を通した相互理解の推進（課題の収集と確実なフィードバック）による現場の士気の高揚と風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築

・誤りや問題点の速やかな確認・共有・解決（見たか、上げたか、応えたか）

(4) 活動計画

安全・核セキュリティ統括部長は、「原子力施設における安全文化の醸成及び法令等の遵守活動要領」に基づき、活動方針及び活動施策を踏まえ、平成 25 年 11 月に機構活動計画を策定し、その後毎年度、当該活動計画を策定している。機構活動計画とは、トップのコミットメント（活動方針及び活動施策）を現場の第一線の業務にまで浸透させ、原子力機構全体での PDCA を展開するための原子力機構全体における安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動の計画である。安全・核セキュリティ統括部長は、理事長の指揮の下、活動方針及び

活動施策並びに機構活動計画を周知するとともに、核燃料サイクル工学研究所長へ通知する。核燃料サイクル工学研究所長は、活動方針、活動施策及び機構活動計画を踏まえ、毎年度、核燃料サイクル工学研究所における安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動計画を策定し、従業員に周知している。再処理技術開発センター長は、核燃料サイクル工学研究所長が策定した活動計画を踏まえ、再処理技術開発センターにおける安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動に関する目標を設定している。平成 26 年度における活動方針（施策）に基づく核燃料サイクル工学研究所の活動計画及び再処理技術開発センターの活動目標を表 3.8-1 に示す。

(5) 活動の実施及び報告の仕組み

再処理技術開発センターの活動目標を踏まえ、再処理技術開発センター内各課長は、各課の活動目標を設定し、その活動目標を達成するための活動を実施している。再処理技術開発センター内各課の活動状況については、中間報告（第 1～第 2 四半期報告）、暫定報告（第 1～第 3 四半期報告）及び最終報告（第 1～第 4 四半期報告）の都度、各課長が確認し、再処理技術開発センター長へ報告している。再処理技術開発センター長は、必要に応じて活動目標の達成に向けた指示を行うとともに、核燃料サイクル工学研究所長へ報告している。核燃料サイクル工学研究所長は、中間報告、暫定報告及び最終報告の都度、確認し、承認している。また、必要に応じて活動目標の達成に向けた指示を行っている。さらに、核燃料サイクル工学研究所長は、半期に 1 回、安全・核セキュリティ統括部長に活動状況を報告するとともに、理事長レビューにおいて報告している。

なお、再処理技術開発センター内各課長は、法令等の遵守に係る不適合事象、保安検査の指摘事項が発生した場合は、その都度、再処理技術開発センター長に報告している。再処理技術開発センター長は、法令等の遵守に係る不適合事象のうち、直ちに報告すべき事象（関係法令の違反、再処理施設保安規定の違反）が発生した場合には、その都度、その内容を核燃料サイクル工学研究所長へ報告している。また、核燃料サイクル工学研究所長は当該事象について、安全・核セキュリティ統括部長へ報告するとともに、理事長レビューにおいて報告している。

(6) 活動状況の評価の仕組み

再処理技術開発センター内各課長は課の活動目標の達成状況を確認して、活動目標に対する達成度合いを「安全文化の醸成及び法令等の遵守活動目標リスト・実績」を用いて評価している。再処理技術開発センター長は、各課における活動目標の達成状況を確認し、活動目標に対する達成度合いを「安全文化の醸成及び法令等の遵守活動目標リスト・実績」及び「安全文化の醸成及び法令等の遵守活動の評価」を用いて評価している。活動目標が未達成の場合又は達成が困難と判断した場合は、原因を分析し、今後の対応策を講じている。

再処理技術開発センターにおける活動の実施状況及びその評価結果（活動の評価を行う場合、法令等に基づき是正を求められた事象、法令報告事象等外部の関係機関等へ連絡した主な事故・トラブルも含めて評価する）については、再処理技術開発センター長より核燃料サ

イクル工学研究所長へ報告され、核燃料サイクル工学研究所長は、半期に1回、核燃料サイクル工学研究所における安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動状況について評価を行い、安全・核セキュリティ統括部長に報告するとともに、理事長レビューにおいて報告している。安全・核セキュリティ統括部長は、報告を受けた活動状況等をとりまとめ、活動方針及び活動施策の見直しの必要性を評価し、その結果について中央安全審査・品質保証委員会の審議を受けている。また、その評価結果及び審議結果については、理事長レビューにおいて報告している。

(7) 活動の継続的改善に係る仕組み

理事長は、核燃料サイクル工学研究所長から安全文化の醸成等に係る活動状況及び活動の評価についての報告並びに安全文化の醸成等に係る安全・核セキュリティ統括部長の活動の評価等についての報告を受け、必要な指示を行っている。また、理事長は、活動方針について毎年度1回以上レビューし、必要に応じて活動方針の見直しを行っている。また、重大な法令違反等の事象が生じた場合には、その都度レビューを実施している。

安全・核セキュリティ統括部長は、理事長の指揮の下、活動状況等の評価結果及び中央安全審査・品質保証委員会の審議結果並びに理事長レビューにおける理事長からの指示を踏まえて、活動施策を継続的に改善している。また、安全・核セキュリティ統括部長は、改善された活動方針及び活動施策を踏まえ、次年度の機構活動計画を策定し、これらを周知するとともに、核燃料サイクル工学研究所長へ通知している。核燃料サイクル工学研究所長はこれらの活動方針及び活動施策並びに機構活動計画を踏まえて、核燃料サイクル工学研究所における活動計画を策定している。また、核燃料サイクル工学研究所長は、活動状況等の評価結果を次年度の活動計画に反映し、活動計画の継続的改善を行っている。再処理技術開発センター長は、これらの改善された活動計画に基づき、安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動に関する再処理技術開発センターの活動目標を設定している。そして、この活動目標に従い、再処理技術開発センター内各課長は、各課における活動目標を設定し、この目標を達成するための活動を実施している。

3.8.3 東海再処理施設における安全文化の醸成活動の実施状況

(1) 安全確保を最優先とする取り組みに係る実施状況

安全確保を最優先とする取り組み状況については、安全文化の醸成活動の仕組みを構築した平成21年度以降、毎年度活動目標を定め、その定めた目標を全て達成している。具体的な取り組み内容としては、安全意識を向上させるためのトラブル事例等を用いた教育の実施や原子力機構内・外で発生したトラブル等の水平展開の実施等である。直近の平成26年度においては、昨今のトラブルに鑑み、経年変化に係る気がかり事項を抽出し、対応策を議論することで現場等に係る安全確保や安全意識の向上に努めている。

一方、平成24年度には、分析所非管理区域において微量ではあるものの作業員の内部被ばくが生じた法令報告事象となる汚染が発生したが、本件については、本事象に係る原因と対策について「再処理施設分析所非管理区域における汚染について（最終報）平成25年8

月 7 日」に取りまとめて原子力規制委員会へ報告し、その後、本事象についての是正処置及び予防処置を確実に実施するため安全・核セキュリティ統括部長に対して根本原因分析実施の依頼を行い、安全・核セキュリティ統括部長の下に根本原因分析チームを設置し、根本原因分析が実施されている。また、本事象を受け、翌年度の平成 25 年度の品質目標に「同種のトラブル事例に係る教育を実施すること」を掲げ、安全意識の高揚及びトラブルの未然防止に係る取り組みを行い、より一層の安全確保に努めるための改善を実施している。

そのほかの主な改善状況としては、平成 25 年度において、高速増殖原型炉「もんじゅ」の保守管理上の不備問題等を受け、核燃料サイクル工学研究所の目標を見直し、安全意識に対する啓蒙活動として、新たな重点項目「3 現主義による安全確認の徹底」、「手順変更時、作業中断の徹底」、「「報・連・相」の徹底」を追加し、改善が図られている。

なお、平成 27 年度においては、新たな活動目標として「各職場での課題を抽出し解決するための職場の安全確保や安全意識の浸透を図る活動を実施する。」ことを掲げ、安全確保を最優先とする活動に取り組んでいる。

(2) 法令及びルール（自ら決めたことや社会との約束）を守る取り組みに係る実施状況

法令及びルールを守る取り組み状況については、安全文化の醸成活動の仕組みを構築した平成 21 年度以降、毎年度活動目標を定め、その定めた目標を全て達成している。具体的な取り組み内容としては、再処理施設保安規定に定める教育の実施や省令・規格の改正に応じた再処理技術開発センター規則及び下部要領書等のタイムリーな見直し等である。平成 25 年 12 月に新規制基準が施行された際には、翌年度の活動目標に新規制基準の新たな要求事項等の反映を掲げ、この活動目標に沿って規則、要領等の改訂を実施している。改訂した規則、要領等については、適宜教育を実施し理解度を深めている。

一方、調査対象期間において、安全文化に問題があり発生した不適合（根本原因分析を実施した不適合）が 4 件発生している。これらの内容について、以下に示す。

(a) 平成 22 年度第 3 回保安検査において、再処理施設保安規定第 51 条の調達管理に関し、調達品の維持又は運用に必要な技術情報（保安に係るものに限る。）の提供に関する要求事項が記載されない仕様書を用いて調達業務が行われていたことが、再処理施設保安規定に違反する事象であると指摘され、是正処置、予防処置及び根本原因分析を実施したもの。

(b) 平成 23 年 10 月 28 日、分離精製工場の主排気筒ダクトに貫通孔が確認され、原子力安全・保安院（当時）から「過去に高速増殖原型炉もんじゅ等で同様の貫通孔が確認されていることから、原子力機構全体の問題として、設備管理のあり方に問題があったと考えられるので、その点についての根本原因分析及び再発防止対策について報告すること。」との指示を受けて実施したもの。

(c) 平成 23 年 9 月 13 日、分離精製工場において高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止事象が発生したことを受け、換気ブロワが予備機も含めて運転できなかったことをなぜ防ぐことができなかったのか、根本原因分析を実施したもの。

(d) 平成 24 年 9 月 6 日、再処理施設分析所の非管理区域において、排水配管表面に汚染が確認されたことを受け、保守管理上の問題はなかったか、なぜ微量ではあるものの、現場作業者の内部被ばくを防ぐことができなかったのか、根本原因分析を実施したもの。

上記のうち、(b)から(d)の事象については、高経年化に係るものであり、特に、(b)の「主排筒ダクトの貫通孔の確認」と(d)の「分析所非管理区域の排水配管表面の汚染」については、材質や設置環境の違いがあるものの、静的機器類の保守管理、腐食管理をどうするかという点については、対応すべき課題が共通しているといえる。しかしながら、(b)の「主排筒ダクトの貫通孔の確認」は、根本原因分析の最終報告書が平成 24 年 9 月 28 日にまとめられ、また、(c)の「高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止」の根本原因分析の最終報告書は平成 24 年 10 月 12 日にまとめられ、ともに(d)の「分析所非管理区域の排水配管表面の汚染」が発生した日（平成 24 年 9 月 6 日）の後になっており、残念ながら事象の未然防止には間に合わなかった。今後は、今回実施した根本原因分析結果を踏まえて、同様の事象が再発しないよう保安活動に一層取り組んでいく。

(3) 安全を最優先に資源を重点的に投入する取り組みに係る実施状況

本活動方針については、高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び大強度陽子加速器施設（J-PARC）における放射性物質の漏えい事故から得られた教訓を踏まえて平成 25 年 11 月から導入されたものである。その後の本方針に基づいた東海再処理施設における活動状況については、平成 25 年 7 月にプルトニウム転換技術開発施設の焙焼還元炉のベローズ継手で汚染が検出される事象が発生した後、本事象の解決に向けて資源を傾注し、許認可対応やほかの工事との調整を行い、工期を短縮しつつ現場の処置（継手部更新）を無事故で完了させている。

一方で、施設設備の高経年化の影響による不適合事象が近年発生しており、また、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準への対応も進めていく必要があるが、現状の資源では新規制基準の対応を計画的に実施することが困難な状況となってきている。今後、優先順位を見極めつつ、安全を最優先に資源を重点的に投入して対応していく。

(4) 現場を重視し、リスクを考えた保安活動に努める取り組みに係る実施状況

本活動方針については、高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び大強度陽子加速器施設（J-PARC）における放射性物質の漏えい事故から得られた教訓を踏まえて平成 25 年 11 月から導入されたものである。その後の本方針に基づいた東海再処理施設における活動状況については、新たに設定された核燃料サイクル工学研究所における活動計画「3 現主義（現場で現物を見て、現実を認識して対応）でリスクアセスメントを実施し、作業計画書等に反映する。」に基づき、活動目標を定めて作業の安全確保に努めている。再処理技術開発センター内各課においては、作業計画立案時又は変更時に 3 現主義でリスクアセスメントを実施し、その結果が適切であることを管理職自らが現場の状況を踏まえて確認

している。その結果を作業計画書又は特殊放射線作業計画書に反映させている。計画時に定めた活動目標については、全て達成している。

(5) 経営層と現場とのコミュニケーションを推進する取り組みに係る実施状況

経営層と現場とのコミュニケーションを推進する取り組み状況については、安全文化の醸成活動の仕組みを構築した平成 21 年度以降、毎年度活動目標を定め、その定めた目標を全て達成している。具体的な取り組み内容としては、経営層や核燃料サイクル工学研究所幹部と現場の対話による相互理解を促進するため、再処理技術開発センター長との懇談会を毎年 1 回以上開催し、安全確保や各課の課題等について率直な意見交換を行っている。平成 23 年度からは再処理技術開発センター長のほかに、再処理技術開発センター内各部長と部内各課員との懇談会も毎年 1 回以上開催し、コミュニケーションの推進を図り、風通しの良い職場環境の構築に努めている。

3.8.4 安全文化の醸成活動の改善状況

(1) 高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び大強度陽子加速器施設（J-PARC）における放射性物質漏えい事故からの教訓を踏まえた改善

平成 24 年 11 月に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び平成 25 年 5 月に発生した大強度陽子加速器施設（J-PARC）における放射性物質漏えい事故から得られた教訓を踏まえるとともに、継続的な改善に取り組むため、これまでの活動方針等について見直しを行っている。主なものを以下に示す。

(a) 活動方針の見直し

平成 25 年 11 月に活動方針の見直しを行い、これまでの活動方針に加えて、「安全を最優先に資源を重点的に投入する」こと及び「現場を重視し、リスクを考えた保安活動に努める」ことを新たな活動方針として追加している。

(b) 活動施策の見直し

活動方針の見直しに伴い平成 25 年 11 月に活動施策を見直している。主なものとしては、安全確保を最優先とする活動施策として「理事長の方針や理事長レビューの指示を適切に活動目標等に展開した継続的な改善活動の実施」及び「請負作業における事故・トラブルの防止に係る指導・支援の充実」を追加している。また、安全を最優先に資源を重点的に投入する活動施策として「施設設備の安全運転や信頼性の維持のために必要な運転計画、保全計画等に対する速やかな資源の投入と配分並びにその効果の確認と必要な修正」を定めている。さらに、現場を重視し、リスクを考えた保安活動に努める活動施策として「作業計画を十分に検討し、安全確保を優先した運転工程、作業工程、実験計画等の立案と実施」、「３現主義（現場で現物を見て、現実を認識して対応）によるリスクアセスメント（火災発生防止を含む。）の実施とその結果を踏まえた安全対策の実施」及び「施設、設備等の習熟（知識と技術）と基本動作（5S、KY・TBM 等）の徹底」を定めている。

(c) 機構活動計画の制定

トップのコミットメント（活動方針及び活動施策）を現場の第一線の業務にまで浸透させ、原子力機構全体での PDCA を展開するため、安全・核セキュリティ統括部長は原子力機構全体の安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動の計画（機構活動計画）を平成 25 年 11 月に新たに制定している。

(d) 核燃料サイクル工学研究所活動計画及び再処理技術開発センター活動目標の見直し

原子力機構の活動方針及び活動施策の改定並びに新たに制定された機構活動計画を踏まえ、核燃料サイクル工学研究所における安全活動に係る実施内容及び活動計画を平成 25 年 12 月に改定している。これに併せて再処理技術開発センターにおいては、安全に対する啓蒙活動として、活動目標の見直しを行い、重点項目である「3 現主義による安全確認の徹底」、「作業計画の遂行が不可能となった場合における作業中断の徹底」、「報・連・相の徹底」に係る活動目標を追加している。また、これらの定着を目的に再処理技術開発センターにおいては、事例研究として「分析所非管理区域での汚染」等に係る教育を実施している。

(2) 日本原子力研究開発機構改革

平成 24 年 11 月に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び平成 25 年 5 月に発生した大強度陽子加速器施設（J-PARC）での放射性物質漏えい事故に端を発し、原子力機構の組織体制・業務体制を抜本的に見直す状況となったため、文部科学省に「日本原子力研究開発機構改革本部」（本部長：文部科学大臣）が設置され、平成 25 年 8 月に「日本原子力研究開発機構の改革の基本的方向」が取りまとめられた。これを受け原子力機構は、平成 25 年 9 月に「日本原子力研究開発機構の改革計画」を策定し、これに基づき平成 25 年 10 月から約 1 年間の集中改革を実施した。この改革の中で、安全文化の醸成活動に係る様々な見直しが行われている。東海再処理施設に係る主なものを以下に示す。

(a) トップマネジメントによる安全強化

理事長は、安全最優先の組織への変革を目指した「松浦宣言」（図 3.8-1）を平成 25 年 9 月に発信し、安全確保を最優先に業務を進めることが原子力機構のあるべき姿であること、また、我々は常に、学ぶ心、改善する心、問いかける心をもって、安全文化の向上に不断に取り組むことを宣言した。そして、この趣旨を職員に周知徹底・浸透を図るべく、「松浦宣言」、「原子力安全に係る品質方針」等を記した携行カードを全職員に配付するとともに、理事長を始めとする役員が直接現場に赴き、職員と意見交換（直接対話）を行った。意見交換は、理事長以下役員が原子力機構の全事業所を延べ 136 回訪れ、職員 1,307 名と直接対話を行い、真摯なコミュニケーションを重ねた。意見交換会で出された意見については、当日の役員の応答内容を原子力機構のイントラネットで紹介するとともに、所管担当部署へ速やかに情報提供している。また、対応や回答については、後日、担当部署で検討を行い、その検討結果を原子力機構のイントラネットに掲載している。これらの活動によって、経営層と現場との対話を通した相互理解の推進による現場の士気の高揚と風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築に努めている。

このほか、安全確保及び業務改善に資する意見を収集するため原子力機構のイントラネット等に「理事長安全提案箱」を設置している。提案された意見は、当該提案箱設置から平成 26 年 9 月末までに 26 件（原子力機構全体）であり、これらについては提案後、適切な対応が図られている。

(b) 安全文化意識の向上

安全文化の維持向上のために職員一人ひとりが取り組みを考え、行動することができるように、安全・核セキュリティ統括部は、IAEA の報告書「安全文化」(INSAG-4、1991 年) において個人レベルの安全文化の重要な要素として記載されている「問いかける姿勢」、「厳格かつ慎重なアプローチ」及び「コミュニケーション」の 3 点に関する解説資料を作成し、各事業所内での教育活動等で活用するとともに、原子力機構のイントラネットやメールマガジンに掲載する等、職員への浸透を図っている。

今後も「安全文化は職員一人ひとりの意識が重要である」との認識の下、職員の意識向上を図る活動を不断に継続することとしている。

(c) 核セキュリティ文化醸成の取り組み

新たな取り組みとして、経営層による現場巡視・意見交換及び核セキュリティ意識把握のための職員アンケート調査を実施している。この結果、テロの脅威に対する危機意識に事業所ごとでばらつきがある等、改善すべき課題が見いだされている。今後は、職員の意識向上を目的として、各事業所の特色を踏まえた活動を実施するとともに、既に活用している原子力規制委員会作成の教育ビデオに加えて、e-ラーニングによる教育・研修の充実や教育対象者の拡大を図ることとしている。

(d) 全部署における業務改善活動

各職場に対して日本原子力研究開発機構改革の趣旨徹底を図るとともに、業務改善活動を促進している。その結果、全職場における課室長主導による業務改善活動として、計 739 件（原子力機構全体）の改善事例・提案があった。東海再処理施設における良好事例としては、「移動式発電機から負荷へ送電する手順書の整備」がある。本活動は、電源喪失時における移動式発電機から負荷への送電対応について、電気の知識や送電の経験が少ないものでも対応ができるように写真を主体とした手順書を整備したものである。

3.8.5 安全文化の醸成活動の浸透状況

平成 21 年に安全文化の醸成活動が導入されて以降、法令遵守の取り組みや安全文化の醸成の度合いを把握し、これからの活動をより良いものとすることを目的に、原子力機構の役員及び職員等を対象に法令遵守及び安全文化の醸成活動に関するアンケート調査を実施している。今回の調査対象期間における実績としては、平成 21 年、22 年、24 年、26 年の計 4 回調査を実施している。調査方法としては、平成 21 年、22 年、24 年のアンケート調査については原子力機構内部でのアンケート調査（設問数約 20 項目）を実施しており、平成 26 年のアンケート調査については日本原子力研究開発機構改革においてより詳細なアンケート調査を行うべきとの指摘を受け、外部専門機関によるアンケート調査（設問数約 70 項目）を実施している。

平成 21 年、22 年、24 年に内部実施したアンケート調査結果を表 3.8-2 に示す。本表より、「トップマネジメントのコミットメント」（方針の提示）や、「上級管理者の明確な方針と実行」（活動計画と実行）、「常に問いかける姿勢」、「コンプライアンス」（ルールの維持管理）、「変更管理」については、調査期間を通して意識が高い状態となっている。これは、法令遵守及び安全文化の醸成活動に係る活動方針や活動計画が従業員に浸透されてきていること、また、作業の安全確保を図る上で必要となる常に問いかける姿勢等が定着してきていることが考えられる。一方で、調査期間を通して常に更なる取り組みが必要とされたものは、「上級管理者の明確な方針と実行」（資源配分）と「態度・意欲」である。「上級管理者の明確な方針と実行」（資源配分）については、安全確保を行うにあたり、限られた予算・人員の中で工夫する余地が少なくなってきていると感じている従業員が多いこと等を示している。「態度・意欲」については、職員の日常業務の意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚に係る取り組みが不足していると感じている従業員が多いこと等を示している。なお、平成 21 年、22 年、24 年で連続して有意な意識の低下が見られた項目は認められなかった。

平成 26 年に実施した外部専門機関によるアンケート調査結果を図 3.8-2 に示す。本図より、「トップマネジメントのコミットメント」については、比較的高い評定値が得られており、前述した内部調査の結果と合わせて考えると、本項目に関する安全意識についてはおおむね定着しつつあるものと考えられる。また、「事故・故障等の未然防止に取り組む組織」についても比較的高い評定値が得られており、作業に取りかかる前の安全確保や現場に出向いての安全確保が従業員に浸透してきていることが伺える。一方で、評定値が比較的低い項目としては、「上級管理者の明確な方針と実行」と「報告する文化」である。「上級管理者の明確な方針と実行」に係る設問のうち、特に評定値が低かったものは、適切な予算・人員が確保なされていないといった資源配分に関するものである。資源配分については、前述した内部調査の結果でも更なる改善が必要な項目として抽出されており、本項目については再処理技術開発センターとして慢性的な課題となっていることが考えられる。「報告する文化」に係る設問のうち、特に評定値が低かったものは、原子力機構側から経営状態や知らされているべき事柄が知らされていないといったものである。前述した内部調査においても「報告する文化」については、今後も継続的取り組みが必要な項目として抽出されており、資源配分に係る課題と同様に、引き続き継続的改善に向けての活動を展開していくことが望まれる。

今後も法令遵守及び安全文化の醸成活動に関するアンケート調査を継続的に実施し、安全文化の醸成に係る意識について傾向分析を行い、安全意識の維持・向上に努めていく。

3.8.6　事故・故障等の経験反映状況

東海再処理施設では、原子力機構内はもとより、国内外の関連施設で発生した事故・故障等について広く情報を収集し、東海再処理施設に反映すべき有益な教訓、諸対策については積極的に取り入れ、事故・故障等の発生防止に取り組んでいる。以下に、調査対象期間における事故・故障等の経験反映状況を示す。

なお、東海再処理施設以外で発生した事故・故障等の経験の反映状況については、「4.2.2 国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓」に示す。

(1) 事故・故障等の経験反映の仕組み

(a) 再処理技術開発センター内水平展開

再処理技術開発センターでは、製品に係る品質保証活動の整備・強化として、平成 13 年 9 月に国際認証 ISO9002-1994（平成 26 年 9 月末現在では ISO9001-2008）を取得し、その一環として、不適合管理と再発防止（水平展開を含む）に係るシステムを整備し、運用を行っている。さらに、平成 16 年 6 月には、再処理施設保安規定へ品質保証活動を取り込み、製品のみならず原子力保安活動全体に対する品質保証活動全体に対する品質保証活動を展開することとし、不適合管理と再発防止（水平展開を含む）に係るシステムを整備し、運用を行っている。すなわち、原子炉等規制法及び再処理施設保安規定等に定める要求事項に適合しない状況が発生した場合、不適合の状態で使用又は利用できないように管理すること、検出された不適合を除去するための処置を実施すること等を定めている。これに伴い、平成 16 年 6 月以降、再処理施設保安規定及びその下部規定である再処理施設品質保証計画書に基づく「不適合管理及び是正処置・予防処置規則」に従い、再処理技術開発センター内で生じた事故・故障等の水平展開を行っている。

(b) 研究所内水平展開

「研究所内水平展開」とは、核燃料サイクル工学研究所内・外で発生した不適合事象又は良好事例に関して、核燃料サイクル工学研究所長又は保安管理部長の指示に基づき実施する水平展開（周知、調査・検討指示、改善指示）であり、その実施手順は、核燃料サイクル工学研究所内要領「核燃料サイクル工学研究所　水平展開実施要領」に定められている。研究所内水平展開を実施する基準は、核燃料サイクル工学研究所内で発生した不適合事象及び良好事例に係る情報のうち、再処理事業規則第 19 条の 16（事故故障等の報告）に基づき報告される法令報告事象、法令違反、再処理施設保安規定違反、そのほかの事故・トラブル等の不適合事象や再処理技術開発センター長が必要と認めた不適合事象や良好事例等である。また、再処理技術開発センター長が核燃料サイクル工学研究所外で発生した不適合事象及び良好事例に係る水平展開情報を独自に入手した場合であって、核燃料サイクル工学研究所内又は原子力機構内へ水平展開を行うことが望ましいと思われる場合は、水平展開情報として取り扱っている。

再処理技術開発センター長は上記に示す事故・トラブル等が発生した場合、保安管理部長へ情報提供を行う。保安管理部長は、水平展開情報を入手又は受理した場合、諮問機関である水平展開検討会（平成 27 年 1 月より常設）に調査・検討を行わせる。ただし、重大事象等、緊急を要すると判断した場合はこの限りではない。保安管理部長は、水平展開検討会からの調査・検討結果の報告を受けた場合は、水平展開の要否、水平展開区分、水平展開内容等を確認し、水平展開が必要な場合は、再処理技術開発センター長に対して水平展開の実施を指示する。また、保安管理部長は、核燃料サイクル工学研究所長から指示があった場合、再処理技術開発センター長へ水平展開の実施を指示する。再処理技術開発センター長は、水平展開に係る指示等を受けた場合、再処理技術開発センター内での水平展開を実施する。「調査・検討指示」により実施した水平展開の実施結果については、保安管理部長に報告し、「改善指示」により実施した水平展開の実施結果については、水平展開実

施報告書にまとめ、保安管理部長へ提出する。保安管理部長は、「改善指示」により実施した水平展開の実施結果について、水平展開実施報告書により核燃料サイクル工学研究所長に報告する。なお、「調査・検討指示」に基づく水平展開実施結果については、必要に応じて核燃料サイクル工学研究所長に報告する。保安管理部長は、核燃料サイクル工学研究所内水平展開の事案について、原子力機構内に水平展開が必要と判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所長の確認を得て安全・核セキュリティ統括部長に水平展開情報を提供する。研究所内水平展開の基本的な手順を図 3.8-3 に示す。

(c) 機構内水平展開

「機構内水平展開」とは、安全・核セキュリティ統括部長の指示に基づき実施する水平展開（情報提供、調査・検討指示、改善指示）であり、その実施手順は、原子力機構内要領「安全に関する水平展開実施要領」に定められている。機構内水平展開は、原子力機構内で発生した事故・故障等、原子力機構内外の良好事例及び原子力機構外で発生した事故・故障等、規制官庁及び地元自治体からの指示・要請・指摘等の情報を拠点等に迅速に提供して注意を喚起し、拠点等の実情に応じた予防処置の検討を促すとともに、拠点等に対して予防処置として有効なものについて、調査・検討指示又は改善指示として実施するものである。

安全・核セキュリティ統括部の担当課長は、上記に示す事故・故障等の情報について水平展開の必要性を検討し、水平展開を要すると判断した場合は速やかに水平展開を行う。「情報提供」に該当するものについては、拠点等の水平展開部署の長である保安管理部長に電子メールで通知する。その後、イントラネットの安全情報に掲載する。「調査・検討指示」に該当するものについては、安全・核セキュリティ統括部長の指示後速やかに、業務連絡書により拠点等に水平展開による調査又は検討を指示する。その後、速やかにイントラネットの安全情報に掲載する。「改善指示」に該当するものについては、安全・核セキュリティ統括部長の指示後速やかに、業務連絡書により拠点等に改善を指示する。その後、速やかにイントラネットの安全情報に掲載する。

拠点等の長である核燃料サイクル工学研究所長は、拠点内水平展開の実施に係る総括を行い、拠点等の水平展開担当部署の長である保安管理部長は、安全・核セキュリティ統括部長の指示又は安全・核セキュリティ統括部の担当課長からの情報提供に基づき検討した上で、拠点等の実情に応じて水平展開を実施する。拠点内で水平展開が必要な場合は、上記の「研究所内水平展開」と同様の手順にて水平展開を行う。水平展開実施状況の確認として、安全・核セキュリティ統括部長は、核燃料サイクル工学研究所長に調査・検討指示による調査結果の報告を求める。また、検討状況及び予防処置の実施状況を把握するため、定期的に報告を求める。改善指示による実施結果についても同様に、報告を求め、必要に応じて実施結果の有効性の評価を計画し、有効性評価結果の報告を求める。なお、実施結果の報告において計画段階であった事項のフォローアップのため、定期的に報告を求める。安全・核セキュリティ統括部長は、水平展開の実施結果を確認し、必要に応じて中央安全審査・品質保証委員会、中央安全衛生会議、環境委員会等に報告する。機構内水平展開の基本的な手順を図 3.8-4 に示す。

(2) 東海再処理施設で発生した事故・故障等から得られた経験の反映状況

(a) 法令報告等に該当する事故・故障等に伴う経験反映状況

調査対象期間において東海再処理施設で発生した事故・故障等は、法令報告事象（原子力規制関係法令、原子力規制関係省庁通達・通知にいう「報告の徴収」に定められている事象）が5件、法令報告事象未満の事象等（原子力規制関係省庁通達・通知にいう「運転管理・施設管理等の情報」等として原子力規制当局に通報連絡する事象及び火災等の外部機関へ通報連絡を要する事象）が80件である。これらの事故・故障等から得られた知見については、その経験を踏まえて、設備面や管理面に反映を行い、再発防止に努めている。調査対象期間で発生した法令報告事象に係る事故・故障等の経験反映状況の概要を以下に示す。また、調査対象期間で発生した法令報告事象未満の事象等について「不適合管理及び是正処置・予防処置規則」に基づき実施した事故・故障等の経験反映状況の概要を表3.8-3に示す（同表中には、参考情報として、平成26年10月以降から平成27年10月までに発生した事故・故障等についても記載した）。なお、法令報告事象のうち、平成16年6月に発生した「分析所における汚染」については、前回の定期的な評価報告書の中で既に報告済みであるため、本書では割愛した。

（ⅰ）再処理施設海中放出管からの漏えい（平成 21 年 4 月）：法令報告事象

再処理施設保安規定に基づく海中放出管の施設定期自主検査を平成 21 年 3 月 11 日から着手していた。平成 21 年 4 月 6 日、漏えい試験として工業用水を用いた加圧試験を実施したところ、試験圧力（0.44MPa）に達しなかった。 目視点検により陸域部の海中放出管と取り合うフランジ、バルブ等からは漏えいが確認されなかったことから、海中放出管に漏えい箇所が存在する可能性があると判断した。 海中放出管内に着色水を供給した調査を行ったところ、平成 21 年 8 月 8 日に放出口から陸側に約 760m の位置に漏えい箇所を確認した。漏えい箇所の海底土を掘削し、外観観察を行った結果、長さ約 200mm、幅約 1mm のき裂状の傷を確認した。

原因は、施工時に損傷した箇所に経年的な変化が生じたことで発生したものであり、配管を埋め戻す際に、誘導及び監視ができないグラブ浚渫工法を用いて配管を損傷させたこと、また、配管の損傷した箇所において、水素の影響を受けやすい防食電位であったことである。

上記の事象について、以下のような対策を講じて再発防止に努めている。

・配管を損傷させない対策として、配管を敷設した溝の埋め戻しは、誘導及び監視ができる、大型の土のう袋で運搬した砂を海底で開放する方法、又はスクレーパーで土砂を溝へ落とす方法により行う。

・海中での配管の腐食が防止でき、また、ポリエチレンの被覆が剥がれた箇所での水素の影響が抑制できるように、防食電位を約－0.9～－1.1V の範囲で管理する。

なお、本事象の詳細については、原子力機構のホームページにて公開されている[3.8-1)]。

（ⅱ）再処理施設分離精製工場における高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止（平成 23 年 9 月）：法令報告事象

特高変電所の定期点検のため、ユーティリティ施設変電所において受電する系統の切り替え作業を実施したところ、切り替え後に自動起動するはずであった高放射性廃液貯槽の槽類換気系ブロワ、溶解オフガス系ブロワ及びせん断オフガス系ブロワが予備機も含め起動しなかった。ブロワ停止の間、水素掃気用圧縮空気（19.6kPa）が常時供給されている高放射性廃液貯槽は一時セルに対して正圧となったが、設計最高使用圧力（49kPa）に対して十分低く、槽内圧力上昇警報装置の設定値（9.8kPa）未満であった。貯槽内の圧力は、ブロワの起動後、通常の負圧に復帰した。その後、電源供給用制御タイマーを交換し、接点のバイパスを取り外して通常状態に復帰させた。

原因は、電源供給用制御タイマーが故障したことにより電源が供給できなかったことであり、タイマー内部の回路に使用されている電解コンデンサの電解液が経年変化により減少し、静電容量が規格値より低下したため、電源供給用制御タイマー内部の回路が正常に働かなかったことである。また、電源供給用制御タイマー及び電源供給用制御回路が 1 号系及び 2 号系に共通であったため、予備機が起動できなかったことである。

上記の事象について、以下のような対策を講じて再発防止に努めている。また、このほか、是正処置及び予防処置を確実に実施するために、安全・核セキュリティ統括部長の下に根本原因分析チームを設置し、換気ブロワが予備機も含めて運転できなかったことをなぜ防ぐことができなかったのか、根本原因分析を実施している。

・安重相当設備の換気系は、2 系統の給電線のうち 1 系統が停電した場合においても確実にもう一系統で機器が動作するよう多重性及び独立性の確保を徹底する。
・安重相当設備及び常時通電で使用しているタイマーは、信頼性向上のため、設計寿命が約 2 倍のタイマーと交換する。
・タイマーの交換頻度は、メーカ推奨時期の設定根拠を基に、電気設備保守点検指針を踏まえ、重要度、使用状況及び設置環境から交換頻度を決めて交換計画を作成し、交換を行っていく。これらを電気設備の保守に関する要領書に定め、適切に実施する。
・電気設備の定期点検では、事前にテスト回路を用いてタイマーの作動試験を行う。また、自主検査として定期的（1 回／月）にタイマーの作動試験を行う。これらの点検を電気設備の保守に関する要領書に定め、適切に実施する。
・予防処置として、再処理施設の安重相当設備及びそれに影響を及ぼす設備全体について、1 号系及び 2 号系で共通となっている箇所は二重化する。さらに、今後は十分独立した二つ以上の系統とする。

なお、本事象の詳細については、原子力機構のホームページにて公開されている[3.8-2)]。

（ⅲ）再処理施設主排気筒ダクトの貫通孔の確認（平成 23 年 10 月）：法令報告事象

再処理施設の分離精製工場等から発生する気体廃棄物を排気する主排気筒に接続している主排気筒ダクトの支持架構の耐震性向上工事において、主排気筒ダクトの塗装前の点検を行ったところ、当該ダクト下部に楕円状の貫通孔（約 20 ㎜×約 10 ㎜）を確認した。このため、応急措置としてアルミテープにより当該貫通孔を閉止した。その後、11 月 1 日に、主排気筒ダクトの内部に立ち入り目視点検を行ったところ、新たに 2 箇所

の貫通部（ダクト北側側面に約 200 ㎜×約 0.4 ㎜、ダクト上面に約 150 ㎜×約 0.5 ㎜）を確認した。新たに確認した貫通部についてもアルミテープによる閉止措置を行った。

原因は、塗装の剥がれ及び白亜化した部分に雨水、空気等が侵入又は浸透拡散し、金属表面に接したことによって大気腐食及び塗装下腐食が生じ、進展したことである。また、保全管理上の原因として、局部的に腐食した部分のダクト肉厚の減少傾向を確認しなかったこと、ダクトに接近した点検を行わなかったこと、腐食の発生、進行及び貫通を防止するための品質保証体系上の要領が十分でなかったことである。

上記の事象について、以下のような対策を講じて再発防止に努めている。また、このほか、是正処置及び予防処置を確実に実施するために、安全・核セキュリティ統括部長の下に根本原因分析チームを設置し、保守管理の実施方法に関する組織上の課題と対策等について根本原因分析を実施している。さらに、高速増殖原型炉「もんじゅ」における過去事例の水平展開が有効に機能しなかったことに焦点を当て、根本原因分析の見直しを行い、的確に水平展開を実施するための仕組みを構築する等、必要な改善を図っている。

・雨水等が滞留しやすい部位はシール材を充てんし、管理する。
・主排気筒ダクトに腐食等を確認した場合、肉厚測定等によるダクト肉厚の減少の確認及び腐食による母材への影響を評価するとともに、その都度補修を行う。
・年次点検を行う際は足場を設置する等により、主排気筒ダクト外面の全面に接近ができるようにする。
・上記の再発防止対策について、品質保証体系に沿った保守管理に係る文書の改訂を行う。また、予防的な塗装管理に関する要領を品質保証体系に沿った保守管理に係る文書として制定する。

なお、本事象の詳細については、原子力機構のホームページにて公開されている[3.8-3)]。

（ⅳ）再処理施設分析所非管理区域における汚染（平成 24 年 9 月）：法令報告事象

分析所特殊分析室（管理区域）を通る排水配管の一部に汚染が確認されたことに対する調査の一環として、分析所ユーティリティ室（非管理区域）で同系統の肉厚測定を行った。翌日、当該作業員が分析所管理区域内から退出時に右手に汚染（α：0.5Bq/cm^2）を検出した。また、同作業員が肉厚測定時に着用していた作業衣から汚染が検出された。（肉厚測定を行った作業員 3 名中 1 名に Pu、Am の体内摂取確認。預託実効線量は年限度の 1/2000。）

ユーティリティ室の汚染検査を実施し、天井付近に敷設された排水配管の曲がり部表面に汚染（α：1.3×10^3 Bq/cm^2）を確認したため、同室を一時管理区域に設定し、汚染箇所をビニールシートで養生した。また、排水配管の使用を禁止した。その後の汚染検査の結果、当該汚染箇所の近傍に 5 箇所の汚染を確認した。汚染部位の観察により、排水配管の下面に腐食孔（約 3㎜×約 6㎜）を確認した。腐食孔の周囲には茶色に変色した錆の発生が認められた。

原因は、過去に当該配管に流した塩素系試薬によって配管を貫通する腐食孔が生じ、内部の放射性物質が漏えいしたことである。

上記の事象について、以下のような対策を講じて再発防止に努めている。また、このほか、是正処置及び予防処置を確実に実施するために、安全・核セキュリティ統括部長の下に根本原因分析チームを設置し、保守管理上の問題はなかったか、なぜ微量ではあるものの、現場作業者の内部被ばくを防ぐことができなかったのか、根本原因分析を実施している。

・非管理区域にある放射性溶液が流れる配管については、配管の周辺の養生等を行い、その内部を管理区域として管理する。また、点検時は、点検エリアを一時管理区域に設定し、適切な放射線防護を実施する。作業に際しては、放射線防護措置を適切に評価した上で作業を実施する。また、今回の内部被ばく事象及び安全総点検で対応、制定した点検・保守について、目的や背景を点検要領書に記載するとともに、過去の事故事例の教育に反映する。

・分析所の分析廃液が流れる排水配管のうち、過去に塩素系分析試薬を排水した配管について、超音波探傷器等による非破壊試験により健全性を確認する。また、塩素系分析試薬の使用履歴のある排水配管について、配管表面の汚染検査を半年に一度実施する。

・非破壊検査で健全性が確認された分析所の排水配管について、配管内の洗浄を使用状況に応じて一定頻度で実施する。また、非破壊検査による配管内部の点検を 3 年に一度実施する。

なお、本事象の詳細については、原子力機構のホームページにて公開されている[3.8-4)]。

(b) その他の事故・故障等に伴う経験反映状況

上記(a)で記載した事象のほか、通常と異なる事象で原子力規制当局に通報連絡の必要がない事象（情報共有事象）についても、必要に応じて「不適合管理及び是正処置・予防処置規則」に基づき、その経験から得られた知見を設備面や管理面に反映を行い、再発防止に努めている。また、不適合の是正処置等にあたり予防処置（水平展開）が必要な事故・故障等については、「不適合管理及び是正処置・予防処置規則」に従って、適宜、再処理技術開発センター内での予防処置（水平展開）を実施している。調査対象期間において予防処置（水平展開）を実施した事故・故障等を表 3.8-4 に示す（同表中には、参考情報として、平成 26 年 10 月以降から平成 27 年 10 月までに実施した予防処置（水平展開）についても記載した）。

(3) 事故・故障等の経験反映方法の改善状況

(a) より迅速な水平展開を実施するための改善

調査対象期間である平成 26 年 6 月に発生した核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料技術開発センターにおけるグローブボックスからの漏えい事象に関して、当該センター内においては必要な処置が行われているものの、当該事象に係る他部署への水平展開に相当の時間を要していることから、平成 26 年度第 3 回保安検査において必要な安全対策を迅速にできるよう、必要な見直しを図るよう指摘された。この指摘を踏まえ、水平展開の迅速化及び専門的観点からの検討・実施を適切に行うため、水平展開実施要領に定める「水

平展開検討会」を常設会議として設置することとした。そして、これまでは不適合に係る是正処置が完了した段階で水平展開情報を保安管理部へ情報提供する仕組みであったが、これに加えて、不適合が発生し不適合の処理（不適合を除去するための応急処置、識別表示、隔離、廃棄等）が完了した段階及び不適合に係る是正処置の計画を立案した段階でも保安管理部へ不適合に係る情報提供を行い、より早い段階で水平展開を実施するための改善を図った。「水平展開検討会」は、平成 27 年 1 月からその運用を開始し、原則として毎週 1 回定期的に開催することとしている。これに併せて、核燃料サイクル工学研究所「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」等の関係規則類について必要な見直しを行っている。

上記のほか、同じく平成 26 年度第 3 回保安検査の指摘を踏まえ、各部を超えた事案に対応するための組織として、平成 27 年 3 月 30 日に核燃料サイクル工学研究所品質保証委員会規則に基づく不適合管理検討部会を新たに設置し、関連部署と連携して不適合事象に対応するための仕組みを構築する等、必要な改善を図っている。

(b) 再処理技術開発センター品質保証会議の運営方法に係る改善

近年、高経年化に係る不適合事象が顕在化しており、高経年化に係る認識を高めて各業務にあたる必要性が生じている。また、平成 25 年 12 月に新規制基準が施行され、当該基準に対する認識を高めて業務に取り組むことが必要となってきている。このため、再処理技術開発センター内の品質保証上の重要事項に対して審議することとしていた品質保証会議に、再処理技術開発センター外の部署を参画させ、以下の事項について、関係部署で平仄を合わせて対応できるようにするとともに、横断的な視点から各部署での取り組みの妥当性を評価する活動を平成 26 年 10 月より開始している。

① 高経年化に対する取り組み
② 新規制基準に係る教育レベルの向上
③ そのほか、不適合に係る是正処置

3.8.7 評価

東海再処理施設では、安全文化の醸成活動が法令上の要求事項となったことを受け、再処理施設保安規定やその下部規則類を整備し、理事長が掲げる活動方針に基づく安全文化の醸成活動を行うための仕組みを構築している。活動状況については、毎年度活動目標を定め、その定めた活動目標を全て達成しており、トラブル事例等を用いた教育や法令等の改正に応じた規則類のタイムリーな見直し等が適切に実施されている。また、経営層や核燃料サイクル工学研究所幹部と現場の対話による相互理解を促進するため、従業員と再処理技術開発センター長や再処理技術開発センター内各部長との懇談会を実施し、コミュニケーションの推進を図り、風通しの良い職場環境の構築に努めている。一方で、今回の調査対象期間において、作業員の微量の内部被ばくを伴う法令報告事象や再処理施設保安規定違反等の重大な不適合が発生しており、これらについては、発生した都度、原因調査を行い、再発防止策を講じている。さらに、必要に応じて根本原因分析を実施し、必要な改善を図っている。このほか、調査対象期間において、高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び大強度陽子加速器施設（J-PARC）での放射性物質漏え

い事故に端を発し、原子力機構の組織体制・業務体制を抜本的に見直すため、日本原子力研究開発機構改革を実施し、安全文化の醸成活動に係る様々な見直しが行われている。保安検査を通じて経年変化に関する問題意識の不足等が指摘されているが、今後、継続的に改善活動を実施していくこととしている。

東海再処理施設内で発生した事故・故障等については、再処理技術開発センター規則「不適合管理及び是正処置・予防処置規則」等に従って、是正処置及び予防処置（水平展開）が実施されており、事故・故障等で得られた教訓を設備面や管理面に適宜反映し、継続的な改善に努めている。また、保安検査等の指摘を踏まえ、水平展開をより迅速に行えるように水平展開の仕組みを見直す等、必要な改善を図っている。さらに、不適合管理検討部会を新たに設けるとともに、品質保証会議を活用し、関連部署と連携して不適合事象に対応するための仕組みを構築する等、必要な改善を図っている。

以上より、東海再処理施設の安全文化の醸成活動については、継続的な改善及び安全性、信頼性の維持・向上が図られているものと評価する。

3.8.8　今後の取り組み

今後とも、安全文化の醸成活動について、構築された仕組みを活用して継続的に改善活動を実施していく。

施設設備の高経年化や、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準に対して、安全を最優先に優先順位を見極めつつ、対応していく。また、保安検査において、経年変化に対する問題意識の不足等が指摘されているため、今後、より一層の高経年化を意識した活動に取り組み、更なる安全文化の醸成の向上に努めていく。さらに、今回の調査対象期間において 4 件の根本原因分析を要する不適合事象が発生しているため、今後、これらの分析結果を踏まえて同様の事象が再発しないよう保安活動に一層取り組んでいく。

なお、処置が完了していない不適合事象については、今後、確実に是正処置を実施し、再発防止に努めていく。

松浦宣言　―　安全文化の向上と堅持に向けて　―

「もんじゅ」の保守管理上の不備やＪ－ＰＡＲＣハドロン実験施設での放射性物質の漏えい事故を契機に、原子力機構の安全文化の劣化が厳しく問われ、国民の信頼を著しく損ねている。

今、機構の全役職員がすべきことは、現状の厳しさを真摯に受け止め、一丸となって安全文化の向上に取り組み、安全最優先の環境をつくり出し、その中で業務を推進することである。

そのためには、まず、安全文化の意味を自ら問い直し、自らの意識を変える必要がある。

原子力の研究開発と関連施設の運営を、安全確保を最優先に実施するのは必須の責務であり、それを機構に所属する全員が共通の認識として身につけ、そして次世代に伝えていかなければならない。

Safety Culture（安全文化）の cultureの語源には、「土地を耕す」との意味があり、そこから「自らを耕す」という意味を持つようになった。機構の役職員は、自ら耕して自らの安全文化を継続的にどこまでも向上させるという覚悟を持ち、一人ひとりが日々の業務において、これで良いのだと慢心することなく、学ぶ心と改善する心を持って、より良くするためにはどうするべきかという問いかけを常に行う、そういう態度を身につけねばならない。

私は、安全最優先の組織への変革を目指して、以下のとおり宣言する。

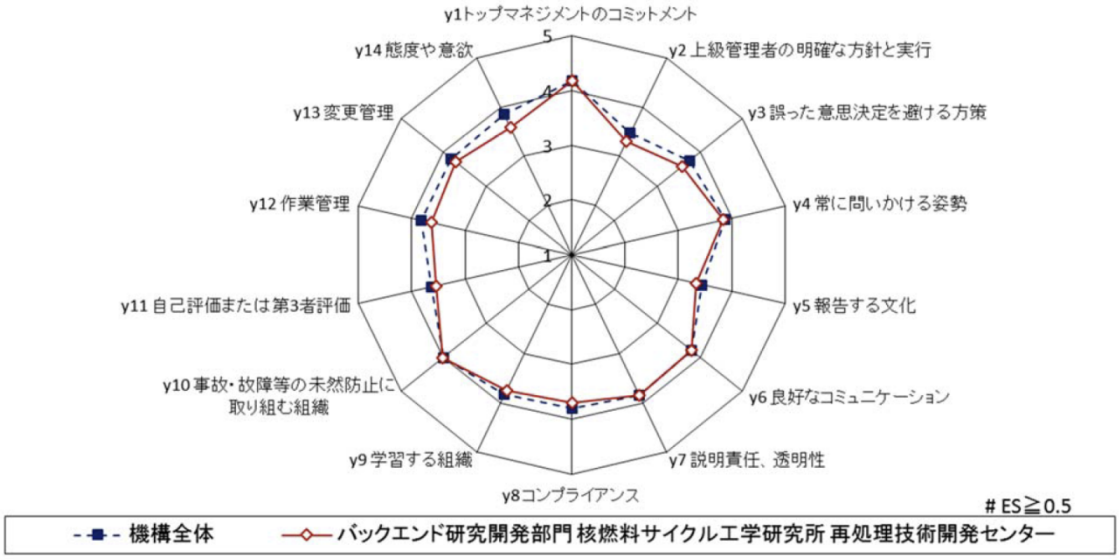
○　安全確保を最優先に業務を進めることが原子力機構のあるべき姿である。

○　我々は常に、学ぶ心、改善する心、問いかける心をもって、安全文化の向上に不断に取り組む。

平成２５年９月２６日

松浦祥次郎

図 3.8-1　松浦宣言



再処理技術開発センターの要素評定

図 3.8-2　東海再処理施設における安全文化の醸成活動に係るアンケート調査結果（平成 26 年）

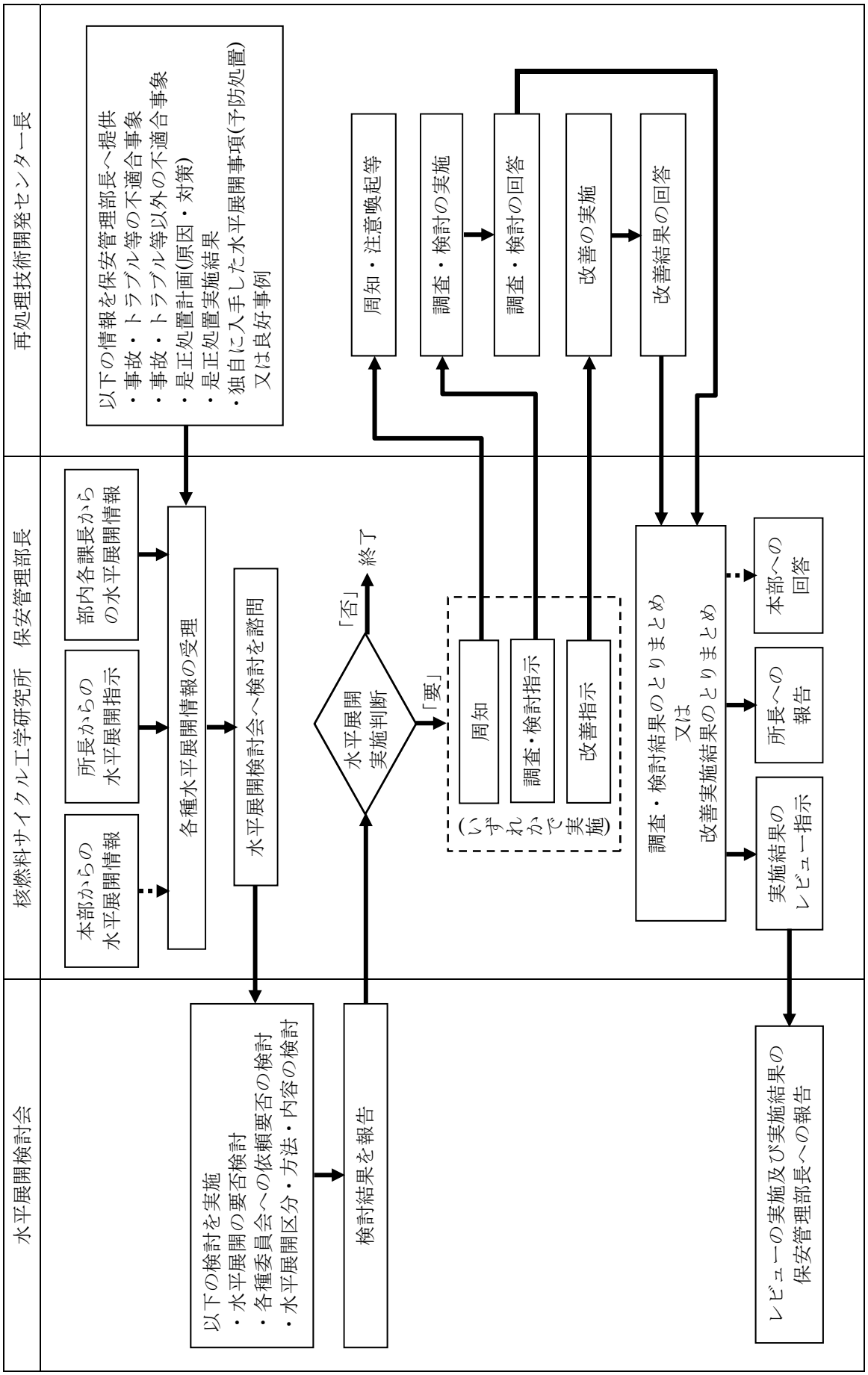


図 3.8-3　核燃料サイクル工学研究所内水平展開の基本的な手順

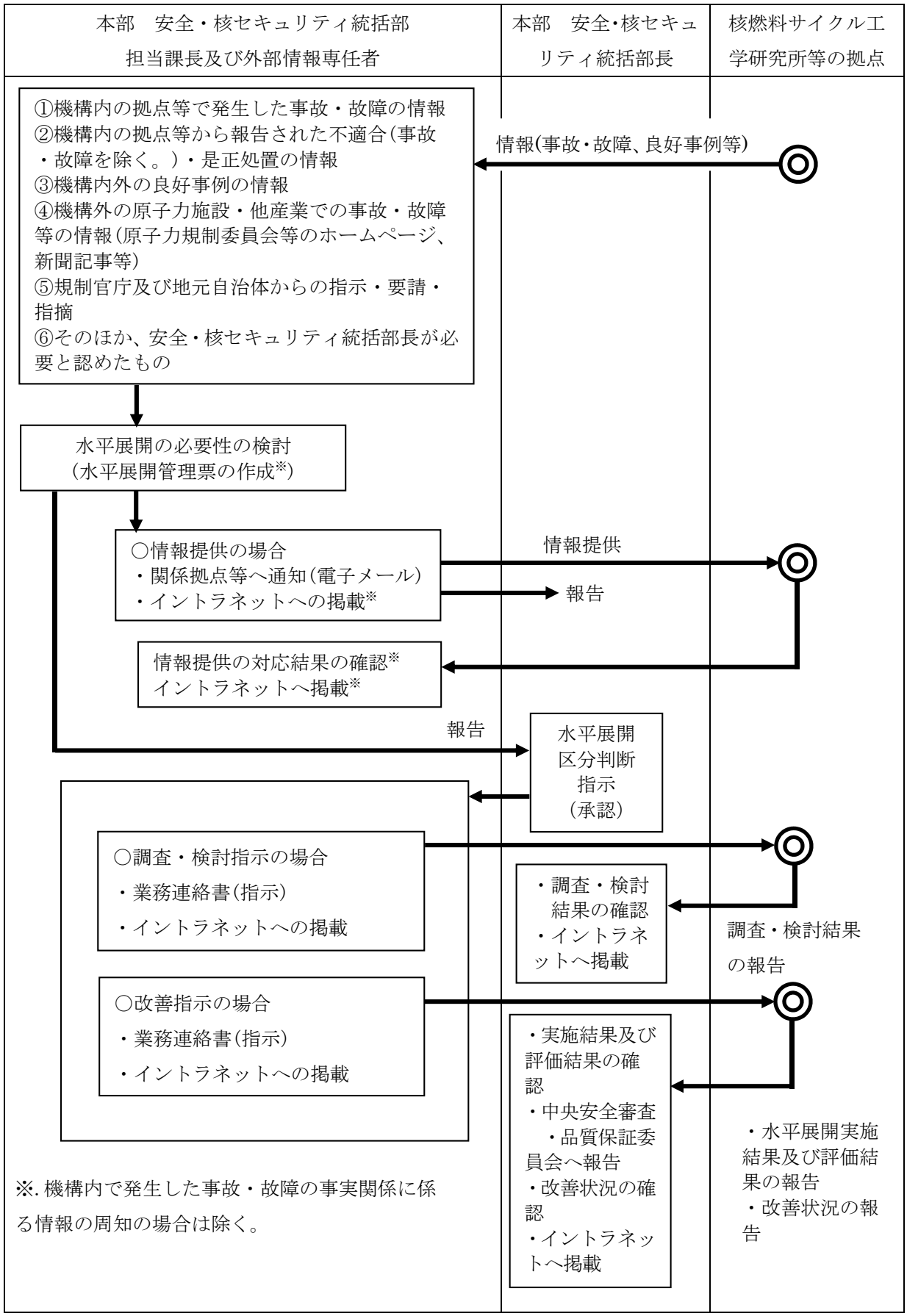


図 3.8-4　機構内水平展開の基本的な手順

表 3.8-1　安全文化の醸成及び法令等の遵守活動計画及び活動目標（平成 26 年度）

原子力機構の活動方針、活動施策	核燃料サイクル工学研究所の活動計画	再処理技術開発センターの活動目標	活動目標に対する要求事項	
			管理尺度	目標値
1.安全確保を最優先とする。 （職場における安全確保のための一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透） （機構内・外の安全情報を自らの問題として捉え、必要な水平展開を行うことによる事故・トラブルの防止）	現場の安全に対する懸案事項や気がかり事項を抽出し、安全確保や安全意識の向上を図るための活動を実施する。	学ぶ心、改善する心、問いかける心をもって、現場等の安全に対する懸案事項や気がかり事項を抽出し、安全確保や安全意識の向上を図るための活動を実施する。	実施件数	1 件以上/課
	機構内・外で発生した事故・トラブル（負傷事故を含む。）に対して、自らの問題として捉え、各部・センター長が必要と判断する事象について、自主的な予防処置や水平展開を実施する。	機構内・外で発生した事故・トラブル（負傷事故を含む。）に対して、自らの問題として捉え、再処理技術開発センター長が必要と判断する事象について、自主的な予防処置や水平展開を実施する。	再処理技術開発センター長が必要と判断した予防処置・水平展開の実施率	100%
2.法令及びルール（自ら決めたことや社会との約束）を守る。 （自らの業務に関連する法令及びルールの把握と遵守） （規則、要領（マニュアル）等について、関連する法令等への適合性の確保と実行性の確認）	規則、要領（マニュアル）等の適切性（新規制基準の新たな要求事項等の反映や組織の変更内容の反映、誤解を与えない明確な記載、経験や他施設での事例を踏まえた注意事項の記載）を確保するため、タイムリーに見直しを行うとともに、教育を実施する。	規則、要領（マニュアル）等の適切性（新規制基準の新たな要求事項等の反映や組織の変更内容の反映、誤解を与えない明確な記載、経験や他施設での事例を踏まえた注意事項の記載）を確保するため、タイムリーに見直しを行うとともに、改定した規則、要領（マニュアル）等の教育を実施する。	要求事項の変更発生時のタイムリーな見直し及び教育の実施率	100%
3.安全を最優先に資源を重点的に投入する。 （施設設備の安全運転や信頼性の維持のために必要な運転計画、保全計画等に対する速やかな資源の投入と配分並びにその効果の確認と必要な修正）	運転計画、保全計画等の進捗管理を適切に行う。	再処理技術開発センター長、各部長は、インターキャンペーン主要作業スケジュール（運転計画、保全計画等を含む。）の進捗状況を確認し、必要に応じて、資源の投入又は計画の変更等の措置を行う。	計画の進捗確認の頻度	1 回以上/月
4.現場を重視し、リスクを考えた保安活動に努める。 （3 現主義によるリスクアセスメント（火災発生防止を含む。）の実施とその結果を踏まえた安全対策の実施）	3 現主義（現場で現物を確認し、現実を認識して対応）でリスクアセスメントを実施し、作業計画書等に反映する。	作業計画立案時又は変更時において、共通安全作業基準「Ⅱ作業計画作成基準」、共通安全作業要領「A-10 安全衛生に係るリスクアセスメント実施要領」に基づき、3 現主義でリスクアセスメントを実施し、評価したリスクアセスメントが適切であることを、管理職自らが現場の状況を踏まえて確認し、その結果を作業計画書又は特殊放射線作業計画書に反映させる。	リスクアセスメント実施率	100%
5.経営層と現場とのコミュニケーションを推進する。 （経営層、拠点や研究部門幹部と現場との対話を通した相互理解の推進（課題の収集と確実なフィードバック）による現場の士気の高揚と風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築）	各部・センター長は、現場との安全に関する懇談会等を実施する。	再処理技術開発センター長は、現場との安全に関する懇談会を実施し、従業員との双方向コミュニケーションの推進を図る。	懇談会の実施回数	1 回以上/年
		再処理技術開発センター内部長は、部内各課との懇談会を実施し、従業員との双方向コミュニケーションの推進を図る。	懇談会の実施回数	1 回以上/課・年

表 3.8-2　東海再処理施設における安全文化の醸成活動に係るアンケート調査結果
（平成 21 年、平成 22 年、平成 24 年）

設問番号	評価の項目（安全文化ガイドラインの視点）	アンケート調査結果		
		平成 21 年度	平成 22 年度	平成 24 年度
1	「トップマネジメントのコミットメント」（方針の理解）	○	○	△
2	「トップマネジメントのコミットメント」（方針の提示）	○	○	○
3	「上級管理者の明確な方針と実行」（活動計画と実行）	○	○	○
4	「誤った意思決定を避ける方策」	○	△	△
5	「上級管理者の明確な方針と実行」（資源配分）	×	×	×
6	「コミュニケーション」－一般職と管理職間－	△	△	△
7	「コミュニケーション」－管理職間－	△	○	△
8	「常に問いかける姿勢」	○	○	○
9	「報告する文化」	△	△	△
10	「コミュニケーション」－指示の伝達－	△	△	△
11	「コミュニケーション」－請負会社への情報の伝達－		○	○
12	「説明責任、透明性」	△	△	△
13	「コンプライアンス」－ルールの維持管理－	○	○	○
14	「コンプライアンス」－ルールの遵守（設問 1）－	△	△	△
15	「コンプライアンス」－ルールの遵守（設問 2）－		○	○
16	「学習する組織」	○	○	△
17	「事故・故障の未然防止」	△	△	△
18	「作業管理」	△	△	△
19	「作業管理」	―	―	―
20	「変更管理」	○	○	○
21	「態度・意欲」	×	×	×

凡例

○：意識が高い　　△：今後も継続的取り組みが必要　　×：更なる取り組みが必要

－：母集団が少なく評価できず　　斜線：該当がない

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(1/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
1	廃棄物処理場における排風機の停止について	平成 16 年 9 月 13 日	故障	廃棄物処理場において、換気用動力盤制御回路のヒューズが切れ、送排風機が全て停止した。直ちに、ヒューズを交換し、送排風機を復帰させた。原因は、廃棄物処理場の制御盤の電源表示灯改造工事に伴い、工事の事前処置として換気用動力盤の制御回路のジャンパ処置を行うため、端子にジャンパ線のワニロクリップを取り付けようとした際、ワニロクリップの一部が当該端子の隣の端子に接触したため、同動力盤の制御回路(AC100V)系が短絡し、ヒューズが溶断したためである。	・「日常保守点検作業における活線又は活線近接作業管理要領」を再処理センター要領として制定した。 ・ジャンパ作業に用いるクリップは、先端部分の外側が絶縁されたものを用いることとし、上記要領に規定した。 ・今般と同様な回路については、同回路内リレーの役割、必要性を考慮して改善等の検討を行った。
2	水素掃気用空気圧縮機の自動切り替えについて	平成 16 年 10 月 21 日	故障	現場巡視点検において、高放射性廃液貯蔵場内の圧空製造室(G353)に設置されている水素掃気用空気圧縮機(272K63)が予備機(272K64)に自動で切り替えられていることを確認した。運転員が自動的に予備機に切り替わったことを確認したのは、自動切り替え後の約 1 時間後であった。予備機に切り替わった原因は、圧縮機の故障であり、故障した圧縮機の分解点検を行ったところ、本体内部に設置しているオイルシール(O リング)が経年劣化により破損し、破片が圧縮機のインペラ部に噛み込み、過負荷状態となってトリップしたものである。自動切り替えの確認遅れの原因は、高放射性廃液貯蔵場の代表警報が発報し監視システムで確認を行ったが、チェックリストがなかったことから、リセット後に正常復帰したと思い、一過性の異常と考えて高放射性廃液貯蔵場での対応に行かなかったこと、また、1 直者から 2 直者へ高放射性廃液貯蔵場での対応を引き継がなかったことである。	・安全上重要な機器に相当する回転機器については、定期的に分解点検・整備を実施することを課内規則に記載した。 ・自動切り替えの確認遅れについては、センター規則に警報発報時の措置、引き継ぐべき事項等を追記した。 ・引継要領に係る課内規則を新規に制定した。また、チェックリストを作成し、異常発報時に用いることとした。 ・本件に係る教育を実施した。
3	高放射性廃液貯蔵場セル系排気ブロワの据付ボルトの折損について	平成 16 年 11 月 30 日	故障	巡視点検において、高放射性廃液貯蔵場排気機械室(A422)に設置しているセル系排気ブロワ(272K104)の振動が通常より大きいことを確認した。このため、手動で予備のブロワ(272K103)に切り替えを行った。排気ブロワ(272K104)の据付状態を点検したところ、据付ボルト 10 本のうち、4 本が折損していることを確認した。なお、当該施設のセル負圧の異常は認められない。また、施設内の放射線モニタに異常は認められない。原因調査のため、折損ボルトの破面拡大観察を行ったところ、疲労破壊の特徴であるフラットな破断面をしていることを確認した。	・振動により疲労が懸念されるものとして、換気系ブロワ、往復動型の圧縮機、非常用発電機について点検を実施した。また、振動は小さいが、回転機器類であるポンプ及びルーツブロワのうち安全上重要な機器についても念のため点検を実施した。 ・点検の結果、一部のボルトに折損や空回りを確認し、高放射性廃液貯蔵場のセル換気系ブロワを含む 8 台の換気ブロワの据付ボルトについて更新を行った。 ・再処理施設内の換気系ブロワ及び圧縮機について、今後は定期的な点検(年次点検)の際に据付ボルトの緩みや異常の有無について点検を行うこととした。 ・再処理施設内の換気系ブロワ及び圧縮機を対象に、据付ボルトの締結部において、ナットと接する側の孔径が大きすぎるものについては、座金を挿入し締め付けを行うこととした。
4	再処理施設分離精製工場における作業員の靴底汚染について	平成 17 年 2 月 16 日	汚染	分離精製工場キャスク除染室(A0110)のクレーン点検を終了し更衣を行った後、クレーンホール(G1124)からの退出サーベイを階段室(G1127)において行ったところ、作業員 2 名の靴底に汚染(1 名の左足にβγ：1.5kcpm、もう 1 名の右足にβγ：160cpm)を確認した。原因は、クレーンホール(G1124)におけるキャスク No.1a を用いたハル缶搬出作業の際に発生したスポット汚染によるものである。	・ハル缶搬出作業における汚染管理に係る改善として、キャスク底部のうち、シャッター部分を中心に濡れウエスで二度拭きしダストの舞い上がり防止をより確実にすることとした。また、作業エリア（全床面）のスミヤチェックを行うこととした。さらに、運搬経路のスミヤチェックを行うとともに、汚染のないことを確認するまで通行規制を行うこととした。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(2/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
5	プルトニウム転換技術開発施設におけるグローブボックス底面の汚染について	平成 17 年 4 月 8 日	故障	プルトニウム転換技術開発施設主工程室(A126)において点検サーベイ中、混合液移送グローブボックス(P12B01)下の床面に局部的な汚染(最大 8kcpm：2.2Bq/cm^2)を発見したため、詳細サーベイを実施したところ、グローブボックス底部に接続されている 2 本の溶液移送配管との溶接部にα汚染を発見した。小型カメラによる観察の結果、腐食により生じたと考えられる微細な欠陥が溶接部近傍に存在することを確認した。材料及び施工記録の確認と施工後の使用環境の調査を行った結果、溶接部が鋭敏化しやすい材料が用いられていたこと、施工に伴う応力が溶接部に加わっていたこと、保守作業等の際にグローブボックス底面に硝酸プルトニウム - ウラニル混合溶液が局所的に滞留したこと、グローブボックス底面にケーブルやビニールバッグから溶出したと思われるハロゲンが存在していたことが欠陥の発生・拡大、汚染の発生に寄与したものと考えられる。	・欠陥部については、グローブボックス外側から欠陥部を囲うようにあて板補修(溶接) を行うこととした。グローブボックス内側はアクリルカバーを用いて養生した。 ・当該グローブボックス及び類似箇所について、腐食を避けるための作業方法の改善 (滞留した混合溶液の拭き取り、ビニールバッグの取り扱い、ケーブルの整線等) を行い、運転要領書に明記した。 ・関係者に対して周知教育を実施した。
6	分析所における作業員の皮膚汚染について	平成 17 年 4 月 20 日	汚染	分析所の高放射性分析室(G105)に設置されている分析セルラインに取り付けられている M7 型マニプレータ用ブーツの交換を特殊放射線作業で行っていた。旧ブーツに新ブーツを乗せて新ブーツの水平を調整していたところ、新旧ブーツが共にセル内に落下し、セルの負圧が低下し警報が吹鳴した。交換作業を中断し、セルの開口部を養生した後作業者の身体サーベイを行ったところ、作業服の膝部に最大 4kcpm(βγ)の汚染を発見した。また、同作業者の皮膚に 600cpm(βγ)の汚染を確認した。ブーツが脱落した原因は、ブーツと受け座の嵌合状態が緩かったことである。また、汚染がセル外に出て作業員の皮膚汚染に至った原因は、ブーツが脱落した際にセル開口部を覆ったビニールシートにセル内の汚染が付着し、その汚染が作業員に接触したことと推定される。	・ブーツ交換作業前にブーツリング試験機によりブーツリングとブーツリング受け座の嵌合状態を確認してから使用することとした。また、ブーツ交換作業時は、新ブーツが脱落しないよう念のため新ブーツに紐を取り付け、作業を行うこととした。 ・セルのブーツリング受け座にフィットする形状のあて板を用意しておき、万一、ブーツが脱落した時に汚染がセル外に出ることなく確実に開口部を塞ぐようにすることとした。また、作業開始前にセル上部をビニールシートで養生し、作業にあたってはタイベックスーツを着用して作業を行うこととした。 ・上記の手順を要領書に明記するとともに、教育を実施した。
7	分離精製工場のよう素除去フィルタ用排風機の停止について	平成 17 年 5 月 14 日	運転管理情報	分離精製工場において、工程停止中のウラン溶液蒸発缶(第 1 段)の圧力警報が発報したため、槽類換気系の確認を行ったところ、槽類換気系の 2 基直列に設置してある排風機のうち、よう素除去フィルタ用排風機が停止していることを確認した。原因は、動力分電盤(AE 系)内の制御回路用栓形ヒューズが不良であったためである。栓形ヒューズ不良の原因については、製造後 22 年を経過し経年劣化が進行していたこと等が考えられる。	・栓形ヒューズの予備品を購入し、交換した。 ・今回と同様の事象が発生するおそれがある AB 盤、AE 盤, DV 盤、DP 盤、DU 盤、GV 盤について、新品と交換した。 ・保管期限を盛り込んだ「電気補修用予備品の管理要領」を作成するとともに、関係者への教育を実施した。
8	分離第 3 抽出器(255R14)における界面調節計(255FC1419)の動作不良について	平成 17 年 5 月 18 日	運転管理情報	分離精製工場において、分離第 3 抽出器(255R14)における界面調節計(255FC1419)の真空度が大気圧となり、当該抽出器内の界面が上昇した。真空度は回復しないため、抽出工程の運転を停止した。なお、抽出工程は、運転停止後に真空度確認作業を再度実施した結果、正常に復帰したことから運転を再開した。原因は、界面調節計(255FC1419)の駆動部(差圧調節器(R10)及び真空調節弁(V2S))の一時的な動作不良と考えられる。	・運転要領書に界面調節計の健全性確認を実施することを明記した。 ・界面調節計を有するユニット (分離第一サイクル、分離第二サイクル、ウラン精製工程) の運転要領書の改訂を行うとともに、改定に係る教育を実施した。
9	分析操作における非放射性硝酸の顔への飛散について	平成 18 年 1 月 31 日	人の障害	分析所中放射性分析室(G108)内において分析に使用する硝酸 (非放射性) を定量ピペッターからテフロンチューブを介して分析セル内に注入する操作をした際、定量ピペッターとテフロンチューブの接続部分が外れ、硝酸 (約 5ml) が作業員 1 名の顔に飛散した。原因は、分析に使用する硝酸を定量ピペッターからテフロンチューブを介して分析セル内に注入する操作をした際、定量ピペッターとテフロンチューブの接続 (チューブの差し込み) が緩んでいたこと、また、定量ピペッターによる注入操作が早すぎたことから、緩んでいた接続部に圧力が加わり、その圧力によりテフロンチューブが外れ、硝酸が飛散したものである。	・差し込み式定量ピペッターからねじ込み式定量ピペッターに全て交換した。 ・定量ピペッター、ドジマット、分注器の取り扱いを定めた作業要領書を新たに作成するとともに、関係者への教育を実施した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(3/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
10	ウランストリップ液の流量低下に伴う抽出工程の停止について	平成 18 年 2 月 13 日	運転管理情報	分離精製工場試薬調整工程の第 1 ストリップ調整槽(201V19)へ供給する純水の流量低下を報知する圧力下限警報が発報した。その後、第 1 ストリップ調整槽から供給しているウランストリップ液流量が低下し抽出工程の流量低下緊急操作装置が発報した。ウランストリップ液の流量が回復しないため、抽出工程の運転を手動で停止した。原因は、第 1 ストリップ調整槽へ純水を供給する中間貯槽(585V02)に設置しているフロート弁(585W474)グランド部内の V パッキンが劣化し、さらに純水の漏れが生じたことからグランド部の増し締めを行ったことにより、フロートの作動不良が生じ、中間貯槽への純水供給量が低下した結果、第 1 ストリップ調整槽への純水供給量が低下したために発生したものである。	・フロート弁の入れ替えを実施し、その後、ITV による監視の結果、正常に作動していることを確認した。 ・再処理技術開発センター内に設置されている同様なフロート弁についても点検を行い異常がないことを確認した。 ・本件に係る要領書を改訂するとともに、教育を実施した。
11	冷却水安全弁の作動不良について	平成 18 年 7 月 31 日	運転管理情報	分離精製工場の高放射性廃液貯蔵セル(R017)の漏えい検知装置が発報した。点検の結果、予備の高放射性廃液貯槽の冷却水系の安全弁から冷却水が流出していることを確認した。流出した冷却水系の一部が、堰を超え分配セル(R216)を経て高放射性廃液貯蔵セル(R017)へ流入し（約 41)、漏えい検知装置が作動した。原因は、計画停電に伴う冷却水系ポンプの起動/停止時の冷却水系圧力変動により、安全弁が作動した際、安全弁のシール部に金属片が挟まることにより、安全弁からの冷却水の流出が生じたが、堰は溜まった冷却水をフロアドレンに排出できる構造ではなかったため、冷却水が堰から床に溢れ、高放射性廃液貯蔵セルに流入したものである。	・安全弁からの吹き出しに備えて、堰に溜まった冷却水を排水できるよう液抜きラインの設置を行った。 ・他ユニットの冷却水系統の安全弁を確認した結果、ユニット 201 の電解槽の安全弁の吹出口に液抜きラインが設置されていなかったため設置した。 ・課員に対して本事象の原因及び処置について周知した。
12	分離精製工場　換気設備送風機用電動機の補修について	平成 18 年 9 月 24 日	運転管理情報	分離精製工場の送風機室(G675)の巡視点検の際、送風機(207K11)の電動機の軸受部から異音が発生していることを確認した。点検を行ったところ、軸受内のグリスの劣化、電動機シャフトが摩耗し軸受とシャフト間に約 2mm の隙間が生じていることを確認した。送風機(207K11)用電動機のシャフトの摩耗は、グリスの性能及び電動機の構造上、グリスの排出不良が発生し易いことが原因と考えられる。	・電動機(207K11)はグリス交換及び電動機のグリス排出口を改良したブラケットに交換した。また、電動機(207K10)は、ブラケット部が改良された電動機へ交換した。 ・当該事象以降、軸受温度管理及びグリス注入管理の強化として、現場に記録紙を設置し、日常巡視点検時にサーモシール及びデジタル温度計での測定、グリス注入補充履歴の管理を実施した。 ・さらに歯止めとして、施設建設技術標準の改訂を行った。
13	作業員の衣服の汚染について	平成 18 年 10 月 18 日	運転管理情報	分離精製工場グリーン区域でのフォークリフトの充電作業(G146,G346)及びセル内クレーンの操作(G146)等を終えた作業員が分析所ゲートモニタ室にて身体汚染の有無を確認したところ汚染を検知した。詳細サーベイの結果、左でん部にβγ：約 40kcpm の汚染を確認した。また、身体汚染並びに区域汚染はなく、汚染はスポット(1mm 以下)で約 75kcpm(Sr90)であることが判明した。原因は、作業エリアの汚染確認の結果、汚染は認められなかったことから過去の汚染を拾ったものである。また、過去のエリア汚染の経験から、当該作業エリアにはハンドフットクローズモニタを置いており、汚染のおそれがない作業の場合は、エリア退室時に手足の測定としていたため、衣服の汚染を見つけることができなかった。	・今後は、セル内遠隔操作等の作業においても退室時には、衣服のサーベイを実施することとした。 ・過去に発生したスポット汚染が定期清掃等によりセル壁付近等の吹き溜まりとなるような場所に移行して長期間存在していた可能性があることから、吹き溜まり箇所も含めた清掃範囲の拡大及び清掃後の汚染チェックを週末の定期清掃において実施することとした。 ・上記内容について、当該エリアで作業する課員に周知した。
14	分離精製工場　排風機の自動切り替えについて	平成 18 年 11 月 8 日	故障	分離精製工場排風機室(A664)のセル換気系排風機常用 2 基(207K18,K20)のうち、1 基(207K20)が停止し、予備機(207K19)に自動的に切り替わった。直ちに現場確認を行った結果、当該機器の電源がトリップし、制御盤上に故障表示されていることを確認した。セル系負圧警報は吹鳴しておらず、負圧に異常は認められなかった。また、施設内の放射線状況に異常は認められなかった。点検の結果、本件は、電動機の絶縁不良によりセル換気系排風機(207K20)が故障（トリップ）したものであり、絶縁不良の原因は、電動機固定子側巻線が絶縁劣化を生じて短絡したものである。	・予備品の電動機と故障した電動機を交換し、作動確認行い正常に復帰した。 ・故障した電動機については、巻線補修(コイルの巻き替え）を行い、予備品として確保した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(4/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
15	高放射性廃液貯蔵場　水素掃気用空気圧縮機の自動切り替えについて	平成 18 年 11 月 10 日	故障	高放射性廃液貯蔵場圧空製造室(G353)の水素掃気用空気圧縮機(272K63)が停止し、予備機(272K64)に自動で切り替わった。圧力下限警報、流量下限警報の発報はなく、水素掃気用空気の圧力及び流量に異常は認められなかった。停止した圧縮機本体(272K63)を分解点検したところ、本体両サイドにあるベアリング 4 箇所のうち、1 箇所（ギヤ側上部）において、劣化が確認された。ベアリングの劣化は、グリス不足によりベアリングのボール間の摩擦熱が増し、圧縮機の回転が過負荷となり、モータのサーマルリレーが働いて圧縮機が停止し、予備機に切り替わった。	・安全上重要な機器に相当する回転機器について、ベアリング部のグリスアップを実施した。 ・運転員に対し、軸受けに関するメンテナンスの教育を実施した。
16	第二アスファルト固化体貯蔵施設における換気系遮断器のトリップについて	平成 18 年 12 月 7 日	運転管理情報	第二アスファルト固化体貯蔵施設入気機械室(W301)に設置してある送風機(K10,K11,K12)の定期点検に伴い、送風機の運転を K10,K12 から K10,K11 に切り替えたところ、換気系動力分電盤用遮断器がトリップした。これにより、換気設備が停止したが、直ちに手動操作により送風機(K12)、排風機(K22,K23)を起動させ、換気制限運転とした。換気設備の停止に伴い、建家換気系負圧警報及びグローブボックスの負圧警報が吹鳴したが、施設内の放射線モニタリング値に異常はなく、環境への影響、作業員の汚染もなかった。換気系遮断器のトリップは、送風機(K11,K10)の切り替え操作を換気制御盤の切り替えスイッチにより、2 台同時に起動した時に発生したものである。送風機(K11,K10)の電動機の起動方式は、スターデルタ起動方式であり、スターからデルタに切替わる際に発生する再起動電流が低圧配電盤の遮断器の設定電流を超えたことによりトリップした。	・低圧配電盤のトリップ設定値は、設計上同じ系統の 2 台の送風機が同時に起動した際の最大起動電流までは考慮されていないことから、制御盤の切り替えスイッチは使用せず、換気設備を一旦停止して順次起動を行うこととし、その旨を要領書に記載した。 ・本件について関係者への教育を実施した。
17	分析所中放射性分析室(G108)セルライン下部からの放射性廃液の漏えいについて	平成 19 年 2 月 13 日	漏えい	分析所中放射性分析室(G108)に設置されている分析セルライン No.4 セル下部の床面に約 300ml の液体が溜まっているのを確認した。溜まっていた液は紙タオルにより吸収させ、液を吸収させた紙タオルをサーベイメータで測定し汚染のないことを確認した。しかしながら、翌日になって液溜まりの原因調査のため、分析セルライン下部の液溜まりがあった箇所をサーベイメータで測定したところ、汚染(α：約 20kcpm)を確認した。この間、同室内の放射線状況に異常はなく、作業員の汚染及び環境への影響はなかった。原因は、廃水配管内に滞留していた廃水が、ドリップトレイの一番低い堰からオーバーフローしたものである。また、廃水配管内に残っていた分析試薬により固形物が生成され、廃水配管内で徐々に成長し、排出口を閉塞させたことによるものと推察される。	・分析セルラインでは、分析試薬が廃水配管内に滞留しないよう、分析作業の都度、廃水シール部を純水で置換するとともに、排水が正常に行われていることを確認することとした。 ・当該セルと同種の分析試薬を用いている 2 箇所のセルについて、廃水口内に浮きを取り付け、常時、廃水口内の液位を目視で確認できるようにすることとした。 ・純水による置換、各分析セルで使用する分析試薬及び浮きによる確認方法は要領書に明記することとした。 ・漏れている状態でのα線測定は飛程の減衰等が生じ、計数値が低下することを作業員に教育するとともに、汚染の把握を迅速かつ適切に行うため、汚染の可能性が否定できない事象については、放管員に速やかに連絡するよう作業員に教育を行った。
18	ウラン精製工程の洗浄液の流量低下による抽出工程の停止について	平成 19 年 3 月 15 日	運転管理情報	ウラン精製工程の洗浄液の流量低下により、流量低下緊急操作装置が作動し、抽出工程のうち、ウラン精製工程が停止した。当該工程の停止に伴い、その上流工程からの給液を停止するため、抽出工程全体を手動停止した。原因は、ウラン精製第 1 抽出器(261R13)の洗浄液の供給配管中におけるエアー等の混入により流路が狭くなり、洗浄液流量が低下したものと考えられる。また、流量低下緊急操作装置が発報した際の対応として、洗浄液の流量調整を即時行うよう運転要領書に記載されているが、対応が遅れたことも原因と考えられる。	・系統内のエアー抜き等を行うとともに、計装計器及び敷設機器類の点検を行い、健全であることを確認した。また、試薬供給系(U201)の設備が正常に運転されていることを確認した。 ・運転再開後、07-1 キャンペーン終了まで制御盤と現場計器の指示値の監視を強化することとした。 ・警報発報時の流量調整をすぐ行うことを全運転員へ周知教育した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(5/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
19	廃棄物処理場のセル漏えい検知ポットの液位上昇について	平成 19 年 3 月 29 日	漏えい	廃棄物処理場の廃液受取りセル(R019)及び放射性配管分岐室(R020,R021)からの漏えいを検知する漏えい検知ポットの差圧が通常 0mmH_2O に対して 8mmH_2O に上昇していることを巡視点検において確認した。点検の結果、計装系は正常に作動していることから、低放射性廃液が漏えいしたものと考えられる。漏えい液は約 2.11 と推定される。原因は、セル(R019)内のバルブ(317W402)のフランジ継ぎ手部からの低放射性廃液の漏えいによるものである。	・今回のバルブのようにトレイがあり、フランジ締め付けボルトの締め付け時の作業性が悪い場所については、トレイを取り外してフランジ締め付けボルトの締め付けを行う等作業方法を改善し、トルクレンチを用いて均一な締め付けを行うこととした。 ・芯ずれにより、必ずしも均一なトルクで締め付けることが適切でないバルブについては、今後の点検結果(漏れ状況)と個々のフランジ締め付けボルトの締め付けトルクの関係を把握し、適切な締め付けトルクを見出していくものとすることとした。 ・フランジ締め付けボルトの締め代がなく、増し締めが困難なバルブについては、順次、新品のガスケットに交換していくこととした。 ・上記の対策事項について要領書に追記し、要領書の改訂を行うとともに、関係者への教育を実施した。
20	燃料導入コンベア駆動用ドライブシャフトの接続部の外れについて	平成 19 年 4 月 16 日	運転管理情報	使用済燃料を燃料導入コンベアにより濃縮ウラン機械処理セル(R334)に搬入後、空のコンベアを下降操作したところ、異音が確認された。コンベアの停止操作を行ったところ、駆動用ドライブシャフトが空回りし、コンベアが下限ストッパ位置まで下降した。同セル内のテレビカメラで観察した結果、駆動用ドライブシャフトがセル壁際の接続部から外れているのを確認した。駆動用ドライブシャフトが接続部で外れた原因は、当該シャフトのロックリング用止めネジが緩み、ロックリングがアンロック位置になったことにより、シャフトの止めネジが緩み、抜け止めとして作用しなくなったことである。	・ロックリング構造の問題点については、ロックリング構造をやめ、平成 6 年のトラブル対策として実施し、平成 16 年に予防保全の観点で更新するまで健全であった駆動軸止めネジの直接溶接による方法に戻すこととした。 ・止めネジの施工管理については、品質管理上の問題であることから、ネジ穴の深さを事前に測定し、同等以上の長さを有する止めネジを使用して確実に締め付けた後、溶接固定することとした。
21	焼却施設　空気圧縮機からの発煙について	平成 19 年 9 月 3 日	その他	焼却施設にて火災警報が吹鳴した。現場を確認した結果、機械室(G401)に設置してある空気圧縮機(342K811)から発煙していることを確認したため、東海村消防署へ通報し、東海村消防署より、空気圧縮機の V ベルトの摩耗による発煙であり火災・溶融ではないことが確認された。運転中であった空気圧縮機(342K811)は、V ベルトの摩耗により圧縮空気が製造できなくなり停止状態となった。焼却施設は、焼却炉の昇温中であったが、空気圧縮機の停止により自動停止した。施設内外の放射線モニタに異常はなく、従業員及び施設への影響もなかった。発煙を生じた原因は、空気圧縮機の駆動用 V リブドベルト（4 本の V ベルトを繋ぎ一体化されたもの）が、ほかの V ベルトより緩みが生じ、この緩みにより V ベルトとプーリー間に隙間が生じ、その結果、摩耗により、さらに緩みが大きくなり、V ベルトのバランスが崩れ外側の V ベルト 1 本目が切れ、切れる際に 2 番目のベルトに傷がつき、その影響で 2 本目も切れた。残り 2 本の V ベルトは回転し続けたため、プーリーと V ベルトの間でスリップが生じ、スリップの継続により、スリップ熱が生じ、V ベルトより発煙した。	・空気圧縮機(342K811)については、緩みの点検が容易であるセパレート型の V ベルトに交換し、試運転を行い異常のないことを確認し、復旧した。 ・今回と同様の V リブドベルトを使用している機器全ての点検を終了し、異常のないことを確認した。 ・V リブドベルトの点検方法として、目視による摩耗及び傷の有無の確認のほか、ベルトの緩みについて、ベルトの両外側、中央の 3 点を測定することとした。点検は年 1 回行うこととし、V リブドベルトを交換した場合は 1 ヶ月経過後に張力等の点検を行い異常のないことを確認することとした。 ・上記の点検方法、点検頻度について、点検・保守に係る要領書に記載し、周知した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(6/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
22	高放射性廃液貯蔵場における作業員の指先負傷について	平成 19 年 9 月 5 日	人の障害	高放射性廃液貯蔵場操作区域(A121)において、分析設備の分解整備作業をグリーンハウス(GH)内にて実施していた。作業員 1 名が除染・養生済みの部品(重量約 30kg)を GH-1（主作業区域）から GH-2（補助作業区域）へ転がして移動させていたところ、当該作業員の左手が床と部品間に挟まれ、中指及び薬指の第一関節部に幅約 1cm、深さ約 1mm 程度の傷を生じた。傷からの出血は滲む程度ですぐに止まった。また、作業員は綿手袋・ゴム手袋(4 重)を着用しており一番外側のゴム手袋に破れはなく、傷口の汚染検査において汚染はなかった。原因は、部品を転がして移動した際に、部品のバランスが崩れ手を添えたため、部品と床面との間に指を挟まれたものである。	・特殊放射線作業計画書・報告書には、人力運搬が困難なパーツの移動に関する記載はあったが、その他の構成部品ごとの移動に関する記載が不足していたため、全ての取り扱い部品について重量物か否かを明確にした。また、現場作業中に現場責任者が作業員へ重量物である旨をその都度指示することとした。さらに、重量物の移動には、台車を用いて行うようにすること及び重量物の移動・運搬作業時には皮手を着用することとした。 ・上記の内容について、特殊放射線作業計画書・報告書の変更を行い、作業員に教育を行った。
23	分離精製工場における作業員の皮膚の薬傷について	平成 19 年 11 月 15 日	人の障害	分離精製工場クレーン室(A148)において、試薬として使用している液化二酸化窒素（非放射性物質）の気化筒の分解点検中、気化筒のフランジ部から液化二酸化窒素の飛沫が飛散し、作業員 2 名に付着した。作業員は、当該フランジ部等の復旧作業後、水により付着部位の洗浄を実施した。その後、病院にて診察を受けた結果、薬品による皮膚の炎症と診断されたが、入院加療の必要はない。なお、作業員は、防毒マスクを着用していたため二酸化窒素の吸引はなく、汚染もない。原因は、分解点検の直前に実施した窒素パージによって、配管内に残留していた液化二酸化窒素が気化筒に移行し、気化筒の加温を行っていなかったために気化筒内に残留したこと、気化筒上部のフランジ部を分解した際、二酸化窒素ガスが通常より多かったため、フランジ部を復旧するのと並行して気化器内へ純水を供給したが、供給した純水の温度が約 27℃と室温（約 20℃）より高かったことから、気化筒内の液化二酸化窒素が気化（沸点約 21℃）し、気化筒内の内圧が上昇して閉止作業中のフランジから液化二酸化窒素が飛散したものである。	・手順書に液化二酸化窒素の追い出しについて、加温しながら十分行うこと、気化筒後段のガス流量を確認すること及び分解中に液化二酸化窒素の残留を確認した場合は、一旦、系統を復旧した後に気化器内に純水を供給する等の追記改訂を行った。 ・手順書の改訂内容について課員への教育を行った。 ・二酸化窒素の物性について教育を行い、取り扱いに係る意識の向上を図った。
24	ガラス固化技術開発施設固化セル内ドリップトレイの漏えい検知装置発報について	平成 19 年 12 月 9 日	漏えい	ガラス固化技術開発施設固化セル(R001)内のドリップトレイ(G04U001b)にて漏えい検知装置が発報した。セル内 ITV カメラでセル内を観察したところ漏えい検知装置を設置しているサンプ部に液溜まりがあること、セル内にあるインセルクーラ(G43H12)に供給している冷水配管の遠隔継手のベローズ部から水滴が滴下していること(2～3 滴/秒)、また、その直下のドリップトレイに水滴が滴下した痕跡があることを確認した。原因は、遠隔継手のベローズ部からの漏えいであり、漏えいした冷水により警報が発報したものと考えられる。	・本事象は、ベローズ山のつぶれがき裂の発生に繋がったことを課員に対し、教育を行った。 ・ベローズを有する遠隔継手を更新する場合、工場出荷時、現地受入時、固化セル内配管への据付前後の各段階において、ベローズの健全性を確認するための課内規則を作成し、課員に対し教育を行った。 ・インセルクーラやセル内塔槽類機器等の固化セル内設置機器の供用期間中の検査(ISI)に合わせて、各機器の冷水、冷却水、高放射性廃液等の配管に設置されている遠隔継手のベローズの点検を実施するための課内規則を作成し、課員に対し、教育を行った。
25	管理区域からのオイルの漏えいについて	平成 19 年 12 月 19 日	漏えい	第二アスファルト固化体貯蔵施設日常巡視点検時において、電気室(W106)の床面の一部に少量の油（数 cc）を確認した。電気室天井に液滴の跡があったため、上位階の除染室(A230)内の確認を行ったところ、オイル缶の底部の亀裂から床面の養生シート上に油が滲み出して溜まっていること及び床面塗装表面にひび割れ（ヘアークラック）があることを確認した。なお、電気室及び除染室床面の汚染はないことを確認した。原因は、プラスチック製オイル缶が経年劣化により割れを生じたこと、移動時に梱包材（ビニール袋）に破れが生じたこと、除染室床面のコンクリートにヘアークラックがあったことである。	・プラスチック製オイル缶は、経年劣化により割れを生じる場合があることを認識し、プラスチック製オイル缶で保管する場合には、容器の移し変え、保管期間の管理、拡大防止用のトレイ上での保管等、必要な措置を講じた上で保管することとした。 ・少量未満危険物や化学薬品等の物品を管理区域内に保管する場合は、巡視点検で確認しやすい場所に保管することとした。 ・少量未満危険物や化学薬品等の保管、表示に係るルールを再度、周知・徹底することとした。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(7/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 （処置・再発防止対策等）
26	ガラス固化技術開発施設における無停電電源装置の故障について	平成 20 年 9 月 12 日	故障	ガラス固化技術開発施設で電気設備の定期点検に伴う商用電源の短時間の停電を実施したところ、無停電電源装置から給電している放射線管理設備、プロセス制御盤等の負荷へ給電できなくなった。約 5 秒後商用電源の復電により予備系統から自動的に給電され、これらの負荷への給電が復帰した。なお、ガラス固化技術開発施設の運転は停止しており、約 5 秒間の停電による放射線監視機能、換気、ユーティリティ等への影響はなかった。原因は、無停電電源装置の基板が故障したことである。	・インバータに入力する直流電圧を検出する基板が設置されている無停電電源装置について交換計画表を作成した。 ・同基板の使用年数が既に 15 年（メーカ交換推奨時期）以上経過しているものは、交換を実施した。 ・要領書に部品類の交換整備に関する項目を設け、交換計画に従い交換を実施することを明記した。
27	廃棄物処理場における作業員の左足首捻挫について	平成 21 年 2 月 24 日	人の障害	廃棄物処理場保守区域(A191)において、作業員（協力会社員）が階下の移送ポンプ室(R070)内の点検作業にてファイバースコープを用いて実施していた。当該社員がしゃがんだ姿勢で約 10 分間ファイバースコープを操作した後に立ち上がり、移動しようとした際左足首をひねって捻挫した。原因は、しゃがんだ姿勢で約 10 分間ファイバースコープを操作したことにより、足がしびれ、移動した際にバランスが崩れたためである。	・作業要領書及び同類作業要領書の改訂を行い、ファイバースコープ操作を行う作業員は椅子等を使用することとした。また、長時間同じ姿勢で作業を行う場合は、時々体勢を変えたり、軽い運動をする等、しびれや疲労を防止することとした。 ・今回の事象及び改訂した作業要領書について、周知教育を実施した。
28	ガラス固化技術開発施設冷凍機の片系停止について	平成 21 年 6 月 25 日	故障	運転停止中のガラス固化技術開発施設において、安全上重要な施設である固化セル(R001)換気系のインセルクーラ等に冷水を供給する冷水設備 2 系統(A 系統、B 系統とも通常 50%にて運転中)のうち、A 系統の温度上限警報が吹鳴した。点検の結果、A 系統の冷凍機(G84H10)が停止していることを確認した。原因は、冷凍機の温度指示調節計の故障によるものであり、メーカ点検の結果、同調節計内の電源回路を構成している電解コンデンサの 1 つが経年劣化による絶縁不良でショートし、調節計内の電源回路が全て停止していることが判明した。	・冷凍機制御盤の交換した温度指示調節計に、交換実施日及び次回交換日を表示した。 ・温度指示調節計の健全性を定期的に確認するとともに、10 年を超えない範囲で交換を実施することとした。 ・温度指示調節計の予備品を購入し、当該冷凍機の近傍に常備することとした。 ・作業手順書を改訂するとともに、関係者への周知教育を実施した。
29	プルトニウム転換技術開発施設(A029 室)での軽微な汚染について	平成 21 年 8 月 6 日	汚染	プルトニウム転換技術開発施設の廃液二次処理室(A029)において、作業員が退室するためフットモニタにて汚染検査を実施したところ、左足靴底にαで約 5kcpm の汚染が確認された。A029 室及び当該作業員が立ち入ったエリアの汚染検査を実施したところ、A029 室のグローブボックス脇に 2 箇所（最大 5kcpm）、廃水タンク室(A023)のドリップトレイに 17 箇所（最大 11kcpm）の汚染を確認した。原因は、廃水タンク室でのバルブ操作をした際に左足をドリップトレイに踏み入れてしまったために、表面の汚染を左足に付着させ、靴底汚染をそのまま部屋外に持ち出したためである。	・ドリップトレイ内出入管理に関する要領を新規に制定した。 ・新規制定した要領に基づき作業室の出入管理機器について整備した。 ・課員に対し、課会等で本事象及び新規制定した要領の教育を実施した。
30	無停電電源装置定期保守点検時における放管モニタの誤警報について	平成 21 年 12 月 21 日	運転管理情報	無停電電源装置の定期保守点検において、放射線管理設備への給電を商用電源とした状態で、本装置内にある商用電源 1 号、2 号切替用電磁接触器の補助リレーを交換しようとしたところ、電圧が短時間降下し、放射線管理モニタ 40 台のうち、7 台が吹鳴した。原因は、商用電源切り替え前に補助リレーの交換を行うところを、手順書の記載が不明確であり、商用電源切り替え後に交換を行ったことにより電圧が短時間低下したためである。	・作業手順を明確にするよう受注者における作業手順書を改訂した。 ・受注者の作業手順書を確認する際のチェックシートを作成し、今後の無停電電源装置に係る作業手順書の確認は、このチェックシートを使用して行うこととし、課内要領に追記するとともに、関係者の教育を実施した。
31	ガラス固化技術開発施設の冷水系ポンプの片系停止について	平成 22 年 6 月 10 日	故障	運転停止中のガラス固化技術開発施設において、安全上重要な施設である固化セル(R001)換気系のインセルクーラ等に冷水を供給している冷水設備 2 系統(A 系統、B 系統)のうち、B 系統の流量指示下限操作下限警報が動作し、B 系統の冷水系ポンプ(G84P42)が自動停止した。原因は、結露防止等のため B 系統のインセルクーラ以外の冷水流量が少ない状態となり、9 台のインセルクーラに冷水が供給された状態でインセルクーラファンの起動を行ったため、固化セル内の温度がこれまでの実績よりも低下し、B 系統のインセルクーラへの冷水供給台数が 0 台となった。	・A 系及び B 系の各系 1 基（合計 2 基）のインセルクーラの冷水供給弁を、手動で開状態としてインセルクーラ 1 基分の冷水流量を各系に付加することで、結露抑制措置中においても、各系統の冷水流量が流量下限操作の設定値以上となるようにすることとした。 ・運転中における A 系と B 系の冷水流量バランスの均等化を図るため、負荷の振り分けを変更することとした。 ・冷水系ポンプの停止を防止するために運転要領書の改訂を行うとともに、関係者への周知教育を実施した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(8/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
32	焼却施設　焼却処理工程内負圧変動について	平成 22 年 6 月 23 日	運転管理情報	焼却施設において焼却炉(In31)の炉内灰落とし終了後に焼却を再開し、熱交換器入口の負圧を確認したところ、設定値より浅い値を示していた。負圧を設定値に戻すためにオフガス流量調節弁の開操作を行ったが、負圧は回復しなかった。そこで焼却炉へ供給する燃焼用空気流量を絞る操作を行ったところ、負圧は通常値に回復したが、燃焼用空気を絞ったことにより焼却が継続できなくなったことから、焼却炉(In31)及び小型焼却炉(In41)の運転を停止した。原因は、オフガス処理系に設置してある洗浄塔(342T52)の上部覗窓部に充てん材(ラシヒリング)が確認されたことから、充てん材の汚れにより空気抵抗が増加し充てん材が舞い上がって洗浄塔上部オフガス配管内に移行し、流路抵抗を増加させたことによるものと考えられる。	・洗浄塔上部配管及びデミスタの入口部に移行していた充てん材を取り除き、洗浄塔の充てん材を新品に交換した。 ・廃棄物 100t を超えて焼却処理したキャンペーン終了後に、洗浄塔の充てん材を交換することを課内規則に定めた。 ・上記の規則改訂に関する教育を実施した。
33	廃棄物処理場　槽類換気系ダクトの貫通孔の確認について	平成 22 年 7 月 22 日	運転管理情報	廃棄物処理場排気フィルタ室(A102)に設置されている廃棄物処理場及び第二低放射性廃液蒸発処理施設の槽類換気系ダクト(炭素鋼)に腐食による貫通孔(長さ約 15mm×幅約 5mm)を確認した。槽類換気系の負圧は維持されており、貫通孔周辺はスミヤにより汚染のないことを確認した。腐食孔の発生原因は、サンプリングホース内で凝縮した結露水が長期間にわたりサンプリングノズルから炭素鋼製ダクトの局部に滴下したことにより内面腐食が進行し腐食孔に至ったものと考えられる。	・腐食孔発生部は、ステンレス製鋼板で塞ぐとともに、ステンレス製鋼板とダクトの隙間をシリコンコーキング材で埋め復旧した。 ・異形ダクト丸部の局部減肉部は、金属製のパテ補修材で肉盛りを行い復旧した。 ・サンプリングホース内で凝縮した結露水をサンプリングノズルからダクト内へ流入させない対策として、ダクト直近のサンプリングラインに集液瓶を設置し、結露水を回収することとした。
34	分離精製工場　排風機の自動切り替えについて	平成 22 年 9 月 29 日	故障	分離精製工場排風機室(A664)の 3 台設置されているセル換気系排風機のうち、常用 2 台運転中の 1 台の排風機(207K19)が予備排風機(207K18)に自動的に切り替わった。直ちに現場確認を行った結果、当該排風機の電源がトリップし、制御盤上に故障表示されていた。セル系負圧警報は吹鳴しておらず、負圧に異常は認められなかった。点検の結果、電動機の絶縁不良により、セル換気系排風機(207K19)が故障（トリップ）したものであることがわかった。絶縁不良の原因は、電動機の固定子側巻線が絶縁劣化を生じて短絡したものである。	・予備の電動機と交換を行い、作動確認を実施し、正常に復帰させた。 ・故障した電動機については、巻線補修(コイルの巻き替え）を行い、予備品として確保した。
35	ウラン脱硝施設　濃縮脱硝室における作業員の負傷について	平成 23 年 5 月 10 日	人の障害	ウラン脱硝施設 濃縮脱硝室(A211)において、現場巡視点検を実施していた作業員 2 名のうち 1 名が、中二階点検フロア(約 1.8m)に設置されている熱媒供給槽の液量を確認した後、垂直梯子を降りる際、梯子約 1.5m の高さから足を滑らせ転落した。	・課員に対し、垂直梯子の昇降に係る基本動作について教育及び現場において OJT 教育を実施した。 ・年間教育計画について見直しを行い、「基本動作に係る OJT 教育」を追加した。
36	分析所　管理区域からの結露水の漏えいについて	平成 23 年 5 月 21 日	漏えい	分析所事務室(W206：非管理区域)において、天井から水が滴下していることを確認した。このため、同室の上位階の事務室(G318)の点検を行ったところ、冷房用冷水配管から発生した結露水を受ける養生の継目より、結露水が漏れていることを確認した。原因は、冷房運転開始前に冷水配管から発生する結露水を受けるための養生の点検が不十分であり、古くなった本養生の継目部から結露水が漏れ出したことである。	・養生の点検・処置方法を要領書にて明確化し管理することとした。 ・結露水受け養生の手直しを行うこととした。 ・結露水受け養生から漏れによる階下への浸透防止として回収容器を設置することとした。 ・結露水等を受けるための養生の点検、処置について教育を実施した。
37	プルトニウム転換技術開発施設における作業員の靴底汚染について	平成 23 年 7 月 14 日	汚染	プルトニウム転換技術開発施設の工程分析室(A230)で分析作業を行った作業員 3 名が、同室を退室して更衣室(G415)にてハンドフットモニタ(α)による退室サーベイを行ったところ、3 名のうち 1 名の左足靴底に Pu(5Bq)の汚染を確認した。原因は、作業者の汚染に対する危機意識の低下、危機意識低下によるサーベイ技術の低下、サーベイにおける不明確な判断基準である。	・課員全員を対象に本事象の状況説明を実施した。低い計数値であっても汚染の可能性のあることを周知した。 ・KY 等を実施し、各自の意識向上を図った。 ・分析作業者を対象に汚染管理に関するアンケートを実施し、アンケート結果を用いて本事象の再発防止について課員全員で討議し、作業者自身の過信を自覚させるとともに再発防止のための意識向上を図った。 ・汚染検査時の注意事項を課員に周知するとともに、フットモニタ近傍に掲示して注意喚起を図ることとした。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(9/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
38	分離精製工場における作業員の負傷について	平成 23 年 8 月 23 日	人の障害	分離精製工場内階段室(G050)にて、約 26kg(約 13kg×2 袋)の洗濯物(作業衣)を手持ちで運搬していたところ、2 階から 1 階へ降りる途中で足を踏み外し転倒した。作業員は、右頬上付近の切傷、左足膝下の裂傷、右手中指を脱臼した。原因は、洗濯物の袋に隠れ足元の確認が十分にできなかったこと、一人で 7 袋を数回に分け手持ち運搬にて階段の 2 階から 1 階へ降ろす計画であったこと、洗濯作業着の重量物運搬等基本動作に係る知識が不足していたことである。	・階段での手持ち運搬作業方法を洗濯要領書に記載し、関係者に教育を実施した。 ・作業状況に応じ増員が必要な時は、ほかの洗濯作業を一時中断して応援することを洗濯要領書に記載し、洗濯関係者に教育を実施した。 ・洗濯作業者に対し、基本動作全般等の教育訓練を実施した。
39	分析所試験セル操作区域(G144)U 型グローブボックスでの軽微な汚染について	平成 24 年 7 月 2 日	汚染	分析所小型試験設備において、月例点検で汚染検査(スミヤ法)を実施していたところ、試験セル操作区域(G144)に設置されている U 型グローブボックスの排気フィルタケーシングにβγで 24kcpm の汚染を確認した。原因は、排気フィルタケーシングのフランジ下部の短管の母材部に局部腐食による貫通孔が発生し、この貫通孔から漏えいを生じたものである。また、貫通孔が発生した原因は、近接した溶接線の熱影響により短管母材部が鋭敏化し耐食性が低下していたこと、グローブボックスの排気フィルタケーシングが結露により湿潤環境となっていたこと、塩素の存在により腐食が発生しやすい環境となっていたことが考えられる。	・当該フィルタケーシングについては、貫通孔が生じた箇所を含む一部の部位を切断し、新たに製作した部位を溶接線が近接しないよう(熱影響による母材の鋭敏化を防ぐため) 溶接し補修した。 ・試験セル内の温かい空気がグローブボックス内に流入することにより、温度差を生じて結露を促進するような環境となることを防止するため、物品等の搬出入時以外は試験セル間の扉は常に「閉」とすることとした。 ・上記の管理方法を盛り込んだ作業要領書を作成し、作業員への周知教育を行った。
40	廃棄物処理場の漏えい検知装置の吹鳴について	平成 24 年 7 月 17 日	運転管理情報	廃棄物処理場地下 1 階の廃溶媒貯蔵セル(R023)のドリップトレイに設置されている漏えい検知装置が吹鳴した。原因は、水噴霧消火設備の給水弁の内通により、工業用水が水噴霧消火設備の配管を通じて廃溶媒貯蔵セル(R023)内に流入し、漏えい検知装置が吹鳴したものである。	・水噴霧消火設備の定期点検(1 回/年)時に当該給水弁に内通がないことを確認することとし、この内容を課内規則の点検要領に追記した。 ・課員に対して本事象の内容及び原因、是正処置計画等について周知教育を行った。
41	計装設備保守作業における一時的な計器停止について	平成 24 年 7 月 17 日	故障	廃棄物処理場の廃液受入工程の界面表示回路の点検において、界面検知用計器への電源供給(AC100V)を確認するため、制御盤内の電源スイッチ背面の半田付け部でテスターによる電圧測定を実施した。その際、テスターのテストリード先端 (金属部) が測定箇所の半田付け部から滑り、近接するほかの半田付け部と接触し、短絡が発生した。この短絡によりヒューズが切れ、工程監視用の計器への電源供給が一時的に停止した。原因は、保守に使用していたテスターのテストリードが誤って計器電源の回路に触れたため短絡を発生させ、ヒューズが切れたことである。	・所有する全てのテストリードの金属露出部分を、測定に使用する先端部を残し絶縁被覆で養生した。 ・作業要領書に、テスターを使う際、テストリードの金属露出部分が測定に使用する先端部を残し絶縁養生が施されているものを使用することを記載した。 ・事象及び改訂後の作業要領書について周知教育を行った。
42	分析所非管理区域における汚染に係る作業員の被ばく評価結果について	平成 24 年 9 月 25 日	被ばく	平成 24 年 9 月 6 日に確認した分析所非管理区域における汚染に関し、当該排水配管(放射性廃液配管)の点検作業を行った作業員 3 名について、バイオアッセイ法による内部被ばくモニタリングを行ったところ、作業員 1 名に、実効線量は最大で 0.026mSv の放射性物質の体内への摂取が認められた。肉厚測定時に微量の放射性物質が浮遊し、吸入により体内への摂取が発生したものと考えられる。	・汚染源となった、事象発生箇所については、一時管理区域に設定するとともに、汚染箇所を養生し汚染拡大防止を図った。 ・平成 24 年 9 月 6 日に発生した法令報告事象(再処理施設分析所非管理区域における汚染) と併せて是正処置を実施した。
43	再処理施設分析所非管理区域における汚染に係る作業員の手洗いに伴う排水の調査結果について	平成 24 年 10 月 16 日	運転管理情報	分析所ユーティリティ室(非管理区域)において排水配管(放射性廃液配管)に汚染を確認し、その前日に当該排水配管の肉厚測定を行っていた作業員 3 名のうち 1 名に放射性物質(Pu、Am)の体内摂取が認められた (既報)。当該作業員は、肉厚測定終了後に洗面台で手を洗っており、この手洗い排水に伴って微量の放射性物質が一般排水処理系統に流れたため、排水処理系統における Pu の移行に関する状況調査を行った。調査の結果、当該手洗い排水が流れ込む第 2 排水処理場及び新旧調整池の汚泥からバックグラウンドレベルではあるが施設由来の微量の Pu が検出された。このうち、第 2 排水処理場の汚泥中の Pu については手洗い排水に伴うものを含んでいると推定した。また、新調整池の上澄み液は、新川に放出されるが、この上澄み液からは Pu は検出されなかった。排水配管の肉厚測定時に手に沈着した放射性物質が、手洗い排水とともに第 2 排水処理場へ移行し、汚泥に沈着したことが原因である。	・汚泥中の Pu はバックグラウンドレベルであることから、環境への影響はないが、保有している第 2 排水処理場の汚泥については、手洗い排水に伴って移行したものと考えられるため、回収して研究所敷地内に留め置き、安定な状態で保管管理することとした。 ・平成 24 年 9 月 6 日に発生した法令報告事象(再処理施設分析所非管理区域における汚染) と併せて是正処置を実施した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(10/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
44	スラッジ貯蔵場 スラッジ貯槽の据付ボルトの浮き上がりについて	平成24年10月23日	運転管理情報	東北地方太平洋沖地震後の設備健全性に係る点検のため、スラッジ貯蔵場 スラッジ貯蔵セル(R030)に入室し、スラッジ貯槽(332V10、V11)の点検を行ったところ、本地震によりスラッジ貯槽(332V11)の据付ボルトがベースプレートから浮き上がっていることを確認した。	・332V11については、据付ボルトが埋設されている箱抜き部を掘削し、既設据付ボルトを撤去した後、新規の据付ボルトを設置し据付ボルトの端部に至るまでコンクリートにより、埋設・固定した。 ・332V11と同様の施工を行っている332V10についても同様に箱抜き部の再施工を行った。 ・据付ボルトは、より引き抜きに対する抗力を増加させるため、L型からJEAG4601で認定されているプレート付きに変更し、コンクリートについては、既設の普通ポルトランドセメントより圧縮強度の高い無収縮モルタルを使用した。
45	分離精製工場における冷却水配管からの冷却水の滴下について	平成24年10月24日	運転管理情報	分離精製工場槽類換気系室(A359)の冷却水配管(SUS304)の一部に錆が発生していることを確認した。その後、錆を生じていた箇所の詳細点検を行い、4箇所で冷却水が数秒に1滴(約0.1cc)程度に滴下していることを確認した。原因は、スラッジの堆積による配管の腐食である。	・滴下を生じている部分は、配管補修材により処置を行った。 ・冷却水の滴下が生じた配管系統について、スラッジが付着、堆積しないよう冷却水の入れ替えを行うため、冷却水の入れ替え頻度、方法等を課内要領として制定した。
46	ガラス固化技術開発施設冷水系ポンプの片系停止について	平成24年12月18日	故障	運転停止中のガラス固化技術開発施設において、安全上重要な施設である固化セル(R001)換気系のインセルクーラ等に冷水を供給する冷水設備2系統（A系統、B系統 通常両系統で運転中）のうち、A系統の流量指示下限操作下限警報が作動、吹鳴した。原因は、冷凍機内の冷媒バイパス配管の手動弁が閉まっていたこと、圧縮機ユニットの電磁継電器で一過性の接点抵抗増加が生じ、冷凍機現場制御盤からポンプ現場制御盤へ故障信号が発信されたことである。	・冷凍機内の全ての手動弁について、運転時の開閉状態を明記したチェックリストを作成することとした。 ・上記の対策及び高所の閉鎖弁の確認に必要な脚立等を常備することを記載した要領を制定し、制定の背景も含め関係者へ教育することとした。 ・機器内に閉鎖弁を有する空気圧縮機、純水装置についても上記の対策を行うこととした。 ・電磁継電器を予備品と交換し、「電気部品の管理要領」に基づき、電磁継電器もこの要領にて適切に管理することとした。
47	スラッジ貯蔵場 保守区域(A211)における軽微な汚染について	平成25年2月20日	汚染	スラッジ貯蔵場 保守区域(A211)において、作業用に置いてある靴の汚染確認を実施したところ、靴底に汚染（α：最大約5kcpm）を確認した。このため、保守区域床面の汚染を確認したところ、複数箇所にスポットのα汚染（最大117Bq）が認められた。スポット汚染の上部には、廃溶媒移送関連配管及びアクリル製トレイがあり、トレイ内に漏れ痕が認められた。原因は、廃溶媒移送関連配管におけるバルブが内通し、放射性廃液が漏えいしたことである。	・バルブ操作に関した課内規則を制定した。 ・内通した弁の補修を実施した。 ・既設のアクリル製トレイを撤去し、新たにトレイを設置するとともに、トレイ内を定期的に点検するよう課内の規則に定めた。 ・本事象の内容、原因、対策を課員に周知し、正しい汚染検査の方法について課員に再教育を実施した。
48	プルトニウム転換技術開発施設の焙焼還元炉入口側ベローズでの汚染確認について	平成25年7月1日	汚染	プルトニウム転換技術開発施設主工程室(A126)において、作業前点検中に焙焼還元炉(P14X14)と炉入口グローブボックス(P14B01)を接続しているベローズ（伸縮継手）下部表面に変色が認められたため、汚染確認を実施したところ、汚染が検出された。原因は、ベローズの腐食による欠陥が生じたものであり、ベローズとフランジ接続されている焙焼還元炉の冷却ジャケットの影響により部分的に低温状態となり、ベローズ内に凝縮水が発生し、湿潤環境となったこと及び飛散粉末の混入により、腐食環境になったと考えられる。	・既設ベローズを撤去し、新規製作した同型のベローズに交換した。新規製作するベローズの材料は、耐食性を高めるためにステンレス鋼(SUS304L)を使用した。 ・湿潤環境を改善するため、焙焼還元炉を停止した後ベローズ内を乾燥状態に維持するとともに水分の凝縮を生じないよう課内規則を新規制定し、教育を実施した。 ・ベローズ内を乾燥状態に維持する対策を実施することにより、乾燥状態が得られることを焙焼還元炉の運転を2回実施し確認を行った。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(11/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
49	焼却施設　廃液貯槽からの廃液溢流について	平成 25 年 12 月 26 日	漏えい	制御室(G310)に入室したところ、廃液貯槽(U005-3)の警報が吹鳴しており、液位を確認したところ 100%を超えていた。3 階更衣室(A302)の手洗い用の蛇口が開いていることを発見し、直ちに、蛇口を閉止した。その後、オフガス処理室(A005)において、当該室の床に溢流していることを発見した。溢流した液は約 3001 であり、当該室の床の約半分の面積に留まり、部屋からの流出はなかった。原因は、当該貯槽への流入経路の 3 階更衣室(A302)において、手洗い用の蛇口の閉め忘れにより溢流したものである。	・膝動水栓閉め忘れ防止の表示を実施した。 ・膝動水栓元バルブの点検方法について課内規則に盛り込み、標準化を図った。 ・廃棄物処理場で焼却施設の制御盤の警報発報を確認できるよう、焼却施設の制御盤監視のためのマイク付 Web カメラを設置した。 ・蛇口閉め忘れ防止について教育を実施した。
50	第三低放射性廃液蒸発処理施設蒸気供給配管のピンホールの確認について	平成 26 年 1 月 14 日	運転管理情報	第三低放射性廃液蒸発処理施設ユーティリティ室(G420)において、バルブ類の年次点検を行っていたところ、蒸気供給配管から蒸気凝縮水が滴下していることを確認した。保温材を取り外して当該蒸気供給配管の外観を点検したところ、エルボ部に直径約 2mm のピンホールがあり、蒸気凝縮水がにじみ出ていることを確認した。原因は、当該水平配管は常時蒸気を通気していないこと、勾配がないこと、及びドレン抜きもないことから凝縮水が滞留する構造であったため、蒸気停止後に蒸気凝縮水が長時間滞留し、腐食によりピンホールが生じたものである。	・当該蒸気配管の補修を実施した。 ・補修した配管は、5/100 の勾配を設け、凝縮液が滞留しない構造とした。
51	プルトニウム転換技術開発施設の真空配管表面での汚染確認について	平成 26 年 7 月 15 日	汚染	プルトニウム転換技術開発施設 主工程室(A126)において、靴底のスポット汚染に係る汚染箇所調査中に、混合液移送グローブボックス(P12B01)の上部に設置されている真空配管表面にて汚染(1200kcpm)約 2×10^4Bq を確認した。さらに、液移送室(A127)での汚染調査を実施中に、受入液移送グローブボックス(P12B02)の天井部に接続する真空配管表面に新たに 1 箇所の汚染(70kcpm)を確認した。原因は、長期間(約 30 年間) の使用により、配管内の微量の腐食因子(硝酸、Pu を含む) を含んだ液が繰り返し凝縮、濃縮され、腐食が徐々に進行して、配管の貫通に至ったものである。さらに、経年変化が進む再処理施設の管理に対する問題意識が全体的に不足していたことが考えられる。	・真空配管の更新を行った。また、切り出した配管の調査結果に基づく真空配管の更新範囲の妥当性の確認を実施した。 ・切り出した配管の調査結果に基づく真空配管 (更新箇所) の材料の妥当性の確認を実施した。 ・高経年化を意識した現場作業における留意事項を整理した。 ・各現場における高経年化への取り組み状況をまとめ、品質保証会議において横断的視点で評価、確認した。文書管理規則、放射線管理基準、共通安全作業基準・要領の見直しを実施した。 ・不具合事象発生時の取り組み体制を強化した。
52	消火用浄水供給系統の屋外バルブボックスよりの漏えいについて	平成 26 年 8 月 15 日	漏えい	分離精製工場南側の保全区域(屋外)に設置されている消火用浄水供給系統のバルブボックスより水が漏えいしているのを確認した。また、その影響で分離精製工場の地下中央保守区域(A045)内の壁から水が染み出している(50cc/h 程度)ことを確認した。さらに、本件に係る通報連絡の対応に不備があった。	・バルブボックス周辺の掘削を開始し、漏えい箇所を特定した上で補修を行うこととした。 ・通報連絡責任者である再処理技術開発センター計画管理課長・センター内管理職を招集し、本件に係る内容について周知を行い、休日夜間の通報連絡の徹底を指導した。
53	廃棄物処理場における作業員の衣服及び作業区域の軽微な汚染について	平成 26 年 9 月 12 日	汚染 (漏えい)	作業を終えた作業員が廃棄物処理場の安全管理分室(A104)において汚染検査を実施したところ、作業衣の背中にαで約 500cpm の汚染が確認された。当該作業員の歩行経路及び作業場所にあたる区域の汚染検査を行ったところ、保守区域(A124)の pH 計ポット系内洗浄作業を行った近傍にある配管の弁継ぎ手部、下部の配管及び床の一部に合計 1.2×10^4Bq(α)の汚染を確認した。原因は、pH 計ポット系内洗浄作業中に、汚染していた当該配管に触れ汚染が付着したものである。また、当該配管の汚染は、過去の漏えいに起因した残留汚染である。	・残留汚染の再調査を実施し、残留汚染が確認された箇所は除染を行った。除染しきれない箇所は汚染固定 (ペイント固定、ビニール養生等) を行った。 ・残留汚染固定箇所及び汚染マップの管理要領を文書化し、課内規則として制定・改訂した。 ・作業前の KY、TBM において、作業及び作業環境に応じて汚染の可能性を検討し、放射性物質を内包する設備・機器、残留汚染固定箇所との接触の可能性がある場合、残留汚染に注意して作業にかかれるように、KY シートを改訂した。 ・課員に対して、制定・改訂した課内規則について周知教育を実施した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(12/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
参考1	分析所低放射性分析室グローブボックスにおける汚染について	平成 26 年 11 月 5 日	汚染 (漏えい)	分析所低放射性分析室(G115)に設置してあるグローブボックスⅡ-6 表面の汚染検査を実施したところ、パネルを押さえるフレームから浸み出した軽微な汚染(最大 1.3×10^3Bq)が確認された。グローブボックス内部の汚染が浸み出した原因は、平成 4 年から当該グローブボックスにおいて、硝酸プルトニウム溶液をホットプレート上で加熱濃縮する作業にて発生した蒸気（硝酸を含む）の一部が、凝縮液としてグローブボックスパネルをシールするガスケット部に滞留したことによるものである。	是正・予防処置中。
参考2	ガラス固化技術開発施設における負圧警報の吹鳴について	平成 26 年 12 月 4 日	運転管理情報	ガラス固化技術開発施設において、施設定期検査（排風機故障時の予備機自動切替）に備え、12 月 4 日 16 時 38 分頃に分析セル・グローブボックス系の排風機を G07K56 から G07K57 へ切り替えたところ、16 時 51 分頃、分析セル(R103)の負圧警報が吹鳴した。このため、G07K57 の点検を実施したところ、外観や運転音等の異常はなく、電流値にも異常はなかったが、負圧が低下したままであったことから、18 時 35 分に、排風機を G07K57 から G07K56 に切り替えたところ、負圧警報が解除され、負圧指示値も通常値に復帰した。この間、負圧指示値は約-0.20kPa に維持されており、排気モニタ、定置式モニタの指示値に異常はなく、環境及び従業員への影響はなかった。原因は、G07K56 の逆止弁を固定するクランプのロックが外れて下がっていたため、G07K56 から G07K57 への切り替えに伴い、G07K56 の逆止ダンパが閉まるべきところ、当該クランプが逆止ダンパ開閉用のバランスシャフトと干渉し、全閉にならず、排風量が減少して負圧が浅くなったものと判断した。ロックが外れていた原因については、当該逆止ダンパ周辺において、内部溢水対策工事のため足場を組んでおり、工事前はロックされていたが、当該工事終了後、ロックが外れていることが分かった。当該工事は、狭隘な場所での工事であり、足あるいは資材が触れる等により、割ピン構造のロックが外れたものと推定した。	・今後は、月例点検の確認項目にクランプの目視確認項目を追加し、クランプがロックされていることを確認することとした。また、当該区域で工事等を実施した場合は、クランプがロックされていることを工事等の後、確認することとした。 ・今回の事象について、課内教育を実施し、既設設備との干渉等について具体的に KY シートに記載する等の注意喚起を図ることとした。また、当該ロック機構部については、「常時ロック：負圧に影響あり、触手厳禁」等の表示を行い、再発を防ぐこととした。
参考3	ガラス固化技術開発施設 冷水系ポンプ停止について	平成 26 年 12 月 18 日	故障	ガラス固化技術開発施設において、固化セル(R001)換気系のインセルクーラ等に冷水を供給する冷水設備 2 系統（通常 A 系統、B 系統の両系統で運転中）のうち、B 系統の冷水系ポンプ(G84P42)が停止した。関連設備の状況を確認したところ、A 系統の冷水系ポンプ(G84P32)は正常であり、冷水は A 系統からバイパスラインにより B 系統に供給されていた。また、B 系統の冷水系ポンプ本体、冷水系ポンプの制御に関連する設備の点検を行った結果、冷水系ポンプの運転停止命令を出力する冷凍機制御回路内のリレー(2 箇所)において、作動不良が確認された。事象発生後、関連設備の点検を行った結果、冷水系ポンプの運転停止指令を出力する冷凍機制御盤(LP84.2)内のリレー（2 個）について、作動不良が確認されたため、当該リレーを交換し、冷水設備を両系統の運転とし、通常運転状態に普及した。冷凍機制御盤(LP84.2)内リレーの作動不良については、長期間(7 年以上)のリレー使用に伴い、リレーの接点不良が生じ、作動不良に至ったものと考えられる。	是正・予防処置中。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(13/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
参考4	ガラス固化技術開発施設 冷水系ポンプ停止について	平成 27 年 1 月 17 日	故障	ガラス固化技術開発施設において、固化セル(R001)換気系のインセルクーラ等に冷水を供給する冷水設備 2 系統（通常 A 系統、B 系統の両系統で運転中）のうち、A 系統の冷水系ポンプ(G84P32)が停止した。関連設備の状況を確認したところ、B 系統の冷水系ポンプ(G84P42)は正常であり、冷水は B 系統からバイパスラインにより A 系統に供給されていた。作動不良箇所の調査の結果、冷凍機制御盤(LP84.1)内において、作動不良が生じた可能性が考えられるリレー(3 個)を交換し、冷水設備を両系統の運転とし、通常運転状態に普及した。メーカによる詳細調査の結果、冷凍機制御盤(LP84.1)内のリレー(2 個)及び冷凍機制御盤(LP84.2)内のリレー(2 個)について、接点不良、又は、その可能性が確認された。これらの結果から、リレーにおいて一過性の作動不良が生じたことにより、冷凍機制御盤から冷凍機故障信号が誤発信され、冷水系ポンプが自動停止したものと判断した。冷凍機制御盤(LP84.1)内リレーの作動不良については、長期間(7 年以上)のリレー使用に伴い、リレーの接点不良が生じ、作動不良に至ったものと考えられる。	是正・予防処置中。
参考5	ガラス固化技術開発施設　2 次冷却水系ポンプ停止（散水ポンプの故障）について	平成 27 年 1 月 29 日	故障	ガラス固化技術開発施設の 2 次冷却水系のポンプ 1 台(G83P22)が停止した。現場の状況から、当該系統に設置されている冷却塔(G83H20)の散水ポンプ(G83H20.4)が故障したこと、この散水ポンプの故障信号により 2 次冷却水系ポンプが自動停止したことが確認された。一旦復旧させた後、上記冷却塔の別の散水ポンプ(G83H20.5)が故障し、再度、2 次冷却水系ポンプ(G83P22)が停止した。散水ポンプ(G83H20.4)の停止原因は、ベアリングの参考交換時期を過ぎて継続使用したこと及び以下の助長要因が加わったことにより、ベアリングの寿命で故障停止に至ったものと推定する。 ①約 2 年前から散水ポンプのストレーナが詰まり始め振動が徐々に大きくなった。 ②散布水中のスケール成分がばね部に析出、固着してシール性が低下し、振動により散布水の漏れが加速された。 ③漏れた散布水から生じた析出物が、上部の水切りつばのあるモータハウジングまで成長した。 ④散布水がモータハウジング内部のベアリングまで到達し、ベアリングのグリスが劣化して、摩擦抵抗が大きくなった。 ⑤ベアリングの摩擦抵抗の増加により、焼き付きが生じ、ベアリングの摩擦抵抗が大きくなり、瞬時にモータが過負荷状態となった。 ⑥これにより、瞬間的に過電流が流れ、配線用遮断器が作動し、散水ポンプが停止した。 散水ポンプ(G83H20.5)の停止原因は、ベアリングの参考交換時期を過ぎて継続使用したことで以下のように進展し、ベアリングの寿命で故障停止に至ったものと推定する。 ①参考交換期間を過ぎて使用したことにより、グリスが劣化するとともに、内輪に傷が発生し、摩擦抵抗が増大した。 ②散水ポンプ(G83H20.4)故障停止時に、当該散水ポンプを手動停止させたことにより、連続回転していたベアリングの摩擦状態が停止から再起動することにより悪化し、ベアリングの摩擦抵抗がさらに大きくなり、モータが過負荷状態となった。 ③これによる過電流が再起動後の約 3 時間のうちに流れ、過電流継電器が作動し、散水ポンプが停止した。	・年次点検において、冷却塔を停止した際に、散布水を全て排水し、ストレーナを取り外して、点検・清掃を実施する旨について、ユーティリティ設備管理要領に追加した。 ・散水ポンプの電流値について、従来は電流上限値(3.3A)のみを判定基準として管理していたが、今回の事象を踏まえ、電流下限値(2.2A)を設定することにした。散水ポンプの電流値は、日常巡視点検記録様式に散水ポンプモータ電流値の管理範囲を 2.2A～3.3A に改訂した。 ・散水ポンプのシャフト部に析出する付着物等の有無を日常巡視点検のなかで管理するため、日常巡視点検記録様式に、外観点検の項目を追加した。 ・散水ポンプの年次点検として、振動測定（振動計）による状態監視を回転機器管理要領に追加した。 ・散水ポンプの分解整備に係る計画を「ガラス固化処理課 長期保全計画及び実績」に追加した。 ・今後、新たに設備を設置した際は、取扱説明書に記載のある項目が保全計画に反映されているかを確認する旨について、「点検・検査実施計画及び設備・機器の保全計画策定要領」に追加した。

表 3.8-3　法令報告事象未満の事象等における事故・故障等の経験反映状況(14/14)

No.	件名	発生年月日	事象分類	概要	事故・故障等の経験反映状況 (処置・再発防止対策等)
参考6	高放射性廃液貯蔵場　空気圧縮機の系統圧力上昇に伴う手動停止について	平成 27 年 6 月 18 日	故障	高放射性廃液貯蔵場の計装、撹拌等に用いる圧縮空気供給用の圧空貯槽(272V603)の安全弁が作動していることを確認した。運転していた空気圧縮機(272K61)を点検したところ、圧空貯槽圧力が通常の圧力(約 0.75～0.85MPa)より高いにもかかわらず、アンロード運転（無負荷運転）に移行せず、ロード運転（負荷運転）を継続した状態となっていた。調査の結果、空気圧縮機(272K61)の電磁弁の部品（プランジャー先端部）が破損していた。電磁弁の故障原因は、電磁弁が圧縮機本体上に設置されていることから、圧縮機の運転振動が電磁弁に影響し、故障が生じているものと考えられる。また、振動は、圧縮機本体から伝わる振動と、接続されている導圧管を介して伝わる振動の両方が影響していると考えられる。本体からの振動は、電磁弁の取り付け座に設置した防振ジェルの劣化が考えられること、導圧管からの振動は、圧縮機本体の振動より大きく、圧縮機からの振動を増幅しているものと考えられることがわかった。さらに、電磁弁は、振動環境の中で繰り返し動作を重ねることにより、内部部品の故障が生じる可能性がある。以前は防振ジェル対策を施し、一定の効果を上げていたが、近年は、施設の圧空使用量が増えているため、今回の故障が生じた要因の一つとして電磁弁の動作回数の増加が考えられる。	是正・予防処置中。
参考7	ガラス固化技術開発施設 送排風機自動順次起動の途中停止について	平成 27 年 6 月 23 日	故障	ガラス固化技術開発施設の 2 号系計画停電復電後の受電系統切り替えに伴う建家及びセル換気系送排風機の自動順次起動において、自動順次起動を制御するステッピングタイマー内にセットされているカムとマイクロスイッチレバーの位置関係が確実に作動する位置になかったため、建家換気系送排風機が自動順次起動しなかった。ステッピングタイマーのカム位置調整を実施し、作動確認を行った後、復旧した。タイマー内のマイクロスイッチの作動タイミングについては、時間測定等定量的な確認は行われていなかった。よって、マイクロスイッチとカムの位置関係によっては、複数回の動作の中で、動作不良が顕在化し今回のような事象に至ったものと考えられる。	是正・予防処置中。
参考8	ガラス固化技術開発施設における発煙について	平成 27 年 8 月 26 日	その他	ガラス固化技術開発施設地下 2 階保守区域(A018)(管理区域)にて、10 時 07 分頃、壁コンセントに投光器(500W：使用期間 20 年以上）のプラグを挿入し、約 10 秒後に投光器にチラツキを認めたため、コンセントを確認したところ焦げ臭と煙を確認した。直ちにプラグを抜き、発煙は止まった。10 時 11 分頃、ひたちなか・東海広域事務組合消防本部に通報し、11 時 36 分に火災ではないと判断された。本事象に伴う従業員及び環境への影響はなかった。原因は、当該コンセントには、焦げ跡とゴム製プラグの溶融物が付着しており、差込口に投光器プラグから破断したブレード 1 枚が残った状態であった。破断したブレードの薄肉部分にはスパークによる煤が付着していたことから、接触不良等によるスパーク等が発生したものと考えられる。	是正・予防処置中。

注）参考情報として、調査対象期間以降となる平成 26 年 10 月から平成 27 年 10 月までに発生したトラブル等についても表中に記載した。

表 3.8-4　再処理技術開発センター内水平展開の概略（1/4）

No.	内　容	水平展開要求日
1	運転要領書の原紙に裏紙を使用していたことに伴う水平展開	平成 16 年 9 月 17 日
2	再処理施設分析所における汚染に伴う水平展開	平成 16 年 10 月 5 日
3	ソケット絶縁体の空隙でコロナ放電し、絶縁体が炭化、短絡した事象に伴う水平展開	平成 16 年 10 月 5 日
4	廃棄物処理場における排風機の停止に伴う水平展開	平成 16 年 11 月 1 日
5	高放射性廃液貯蔵場における水素掃気用空気圧縮機の自動切り替えに伴う水平展開	平成 16 年 11 月 29 日
6	日常巡視点検要領書の部分改訂されていない頁についても改訂版番号が採番されていた事象に伴う水平展開	平成 16 年 12 月 10 日
7	高放射性廃液貯蔵場セル系換気ブロアの据付ボルトの折損に伴う水平展開(その 1)	平成 17 年 1 月 26 日
8	高放射性廃液貯蔵場セル系換気ブロアの据付ボルトの折損に伴う水平展開(その 2)	平成 17 年 1 月 27 日
9	リサイクル機器試験施設送排風機保守点検作業における作業員の負傷に伴う水平展開	平成 17 年 3 月 17 日
10	分離精製工場における作業員の靴底汚染に伴う水平展開	平成 17 年 3 月 22 日
11	プルトニウム転換技術開発施設におけるグローブボックス底面の汚染に伴う水平展開(その 1)	平成 17 年 4 月 14 日
12	プルトニウム転換技術開発施設におけるグローブボックス底面の汚染に伴う水平展開(その 2)	平成 17 年 6 月 9 日
13	クレーン・ホイスト等の保守点検に関する購買先評価の未実施に伴う水平展開	平成 17 年 6 月 14 日
14	分析所 Pu ダストモニタの警報吹鳴に伴う水平展開	平成 17 年 10 月 7 日
15	分析操作における非放射性硝酸の顔への飛散に伴う水平展開	平成 18 年 2 月 20 日
16	原子力科学研究所におけるプラズマ溶融炉での火災に伴う水平展開(その 1)	平成 18 年 2 月 21 日
17	ウランストリップ液の流量低下に伴う抽出工程の停止に伴う水平展開	平成 18 年 2 月 27 日
18	日本原燃株式会社におけるバッテリー火災に伴う水平展開	平成 18 年 3 月 13 日
19	スラッジ貯蔵場におけるセル温度警報装置等の誤警報に伴う水平展開	平成 18 年 5 月 19 日
20	原子力科学研究所におけるプラズマ溶融炉での火災に伴う水平展開(その 2)	平成 18 年 6 月 21 日
21	原子力科学研究所における減容棟でのブレーカーの焼損に伴う水平展開	平成 18 年 12 月 18 日
22	プルトニウム転換技術開発施設でのγ線エリアモニタの誤報に伴う水平展開	平成 19 年 2 月 23 日

表 3.8-4　再処理技術開発センター内水平展開の概略（2/4）

No.	内　容	水平展開要求日
23	高放射性廃液貯蔵場における水素掃気用空気圧縮機の自動切り替えに伴う水平展開	平成 19 年 2 月 28 日
24	ガラス固化技術開発施設における軽微な靴底汚染に伴う水平展開	平成 19 年 2 月 28 日
25	日本原燃株式会社ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋での脱硝皿への誤供給に伴う水平展開	平成 19 年 3 月 13 日
26	技術管理棟における停電発生に伴う水平展開	平成 19 年 4 月 12 日
27	日本原燃株式会社における冷却水循環装置の発煙に伴う水平展開	平成 19 年 6 月 13 日
28	再処理施設　施設定期自主検査記録における誤記に伴う水平展開	平成 19 年 8 月 1 日
29	ガラス固化技術開発施設におけるアンバー用カバーオールの汚染に伴う水平展開	平成 19 年 8 月 10 日
30	人形峠環境技術センターにおける排気ダクトの破損に伴う水平展開	平成 19 年 9 月 26 日
31	北海道電力株式会社泊発電所における非常用ディーゼル発電機の異物混入に伴う起動不能に伴う水平展開	平成 19 年 10 月 15 日
32	施設定期検査に用いた不適切な校正器具(圧力計)の使用に伴う水平展開	平成 19 年 12 月 3 日
33	工学試験棟における火災警報の誤吹鳴に伴う水平展開	平成 20 年 1 月 8 日
34	中部電力株式会社浜岡原子力発電所における排気筒サンプリング配管貫通部の腐食に伴う水平展開	平成 20 年 1 月 22 日
35	資材庫における浄水(工業用水)のオーバーフローに伴う水平展開	平成 20 年 2 月 14 日
36	低放射性廃棄物処理技術開発施設における業務情報の流出に伴う水平展開	平成 20 年 3 月 12 日
37	管理区域からのオイルの漏えいに伴う水平展開	平成 20 年 3 月 24 日
38	日本原燃株式会社前処理建屋における油漏れに伴う水平展開	平成 20 年 5 月 1 日
39	日本原燃株式会社ガラス固化廃ガス処理設備排風機の一時停止に伴う水平展開	平成 20 年 6 月 18 日
40	日本原燃株式会社における分析用標準核燃料物質の輸送に係る不適合に伴う水平展開	平成 20 年 7 月 16 日
41	放出廃液油分除去施設における窓ガラスの破損に伴う水平展開	平成 21 年 2 月 18 日
42	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 1 号機建屋の火災に伴う水平展開	平成 21 年 3 月 13 日
43	再処理施設分離精製工場における作業員の軽度な皮膚汚染に伴う水平展開	平成 21 年 6 月 11 日
44	日本原燃株式会社再処理工場のボイラ用燃料受入れ・貯蔵所における重油の漏えいに伴う水平展開	平成 21 年 6 月 11 日
45	東京電力株式会社柏崎刈羽発電所 3 号機での天井クレーンの火災に伴う水平展開	平成 21 年 12 月 16 日
46	プルトニウム転換技術開発施設における建家及びセル換気系の負圧警報装置に係る不適合に伴う水平展開	平成 21 年 12 月 17 日

表 3.8-4　再処理技術開発センター内水平展開の概略（3/4）

No.	内　容	水平展開要求日
47	東京電力株式会社の放射性廃棄物処理系配管の誤接続に伴う水平展開	平成 22 年 2 月 25 日
48	大洗研究開発センター高速実験炉「常陽」における火災発生等に伴う水平展開	平成 22 年 3 月 10 日
49	ガラス固化技術開発施設　低放射性廃液第二蒸発室(A015)における液の漏れに伴う水平展開	平成 22 年 4 月 1 日
50	「発注仕様書チェックリスト」の旧版の使用に伴う水平展開	平成 22 年 12 月 14 日
51	四国電力株式会社伊方発電所 1 号機で確認された非常用ディーゼル発電機冷却用海水配管及び原子炉補機冷却用海水配管の傷に伴う水平展開	平成 22 年 12 月 15 日
52	東京電力株式会社福島第二原子力発電所 1 号機の原子炉手動停止に伴う水平展開	平成 22 年 12 月 15 日
53	日本原子力発電株式会社東海第二発電所の原子炉手動停止に伴う水平展開	平成 22 年 12 月 15 日
54	日本原燃株式会社再処理施設分離建屋高レベル廃液濃縮缶温度計保護管への漏えいに伴う水平展開	平成 22 年 12 月 15 日
55	分離精製工場のセル換気系排気ダクトサポートの一部更新に係る使用前検査自主検査記録の齟齬に伴う水平展開	平成 23 年 2 月 14 日
56	日本原燃株式会社　操作員の技術・技能認定更新手続きの未実施に伴う水平展開	平成 23 年 7 月 25 日
57	再処理施設設備の健全性評価における受注者評価の未実施に伴う水平展開	平成 24 年 2 月 16 日
58	日本原燃株式会社安全蒸気ボイラの 2 台故障に伴う水平展開	平成 24 年 5 月 24 日
59	日本原燃株式会社分析建屋における協力会社作業員の負傷に伴う水平展開	平成 24 年 6 月 27 日
60	分離精製工場における高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止に伴う水平展開	平成 24 年 7 月 26 日
61	再処理施設分析所非管理区域における汚染に伴う水平展開	平成 24 年 10 月 26 日
62	東京電力株式会社福島第一原子力発電所 5 号機の原子炉自動停止に伴う水平展開	平成 24 年 11 月 30 日
63	日本原子力発電株式会社東海第二発電所における非管理区域への放射性物質の漏えいに伴う水平展開	平成 25 年 5 月 9 日
64	関西電力株式会社美浜発電所における非常用ディーゼル発電機の故障に伴う水平展開	平成 25 年 5 月 13 日
65	プルトニウム燃料第三開発室におけるパソコンからの発煙に伴う水平展開	平成 25 年 8 月 19 日
66	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 2 号機の原子炉補機冷却水系配管サポートの不具合に伴う水平展開	平成 25 年 9 月 3 日
67	京都府福知山花火大会における火災に伴う水平展開	平成 25 年 9 月 9 日

表 3.8-4　再処理技術開発センター内水平展開の概略（4/4）

No.	内　容	水平展開要求日
68	日本原燃株式会社分析建屋における高周波プラズマ発光分光装置の高周波コイル被覆材の変色に伴う水平展開	平成 26 年 2 月 18 日
69	スラッジ貯蔵場におけるスラッジ貯槽の据付ボルトの浮き上がりに伴う水平展開	平成 26 年 5 月 29 日
参考 1	東北電力株式会社　女川原子力発電所 1 号機における原子炉建屋天井クレーン走行部の損傷に伴う水平展開	平成 26 年 10 月 15 日
参考 2	東京電力株式会社　福島第一原子力発電所における汚染水貯留タンク（H4 エリア）、汚染水貯留設備 RO 処理水貯槽からの漏えいに伴う水平展開	平成 26 年 10 月 15 日
参考 3	施設定期検査（無停電電源装置の作動試験）の遅延に伴う水平展開	平成 27 年 1 月 20 日
参考 4	第三低放射性廃液蒸発処理施設　蒸気供給配管のピンホールの確認に伴う水平展開	平成 27 年 2 月 17 日
参考 5	配管トレンチ(T7b)を通る放射性配管の配管カバー内（管理区域）への水の侵入に伴う水平展開	平成 27 年 2 月 20 日
参考 6	プルトニウム転換技術開発施設の真空配管表面での汚染確認に伴う水平展開	平成 27 年 3 月 5 日
参考 7	分離精製工場における冷却水配管からの冷却水の滴下に伴う水平展開	平成 27 年 4 月 14 日
参考 8	汚染マップ作成状況の再点検に伴う水平展開	平成 27 年 7 月 10 日
参考 9	ガラス固化技術開発施設　送排風機自動順次起動の途中停止に伴う水平展開	平成 27 年 9 月 3 日
参考 10	ガラス固化技術開発施設　冷水系ポンプの停止に伴う水平展開	平成 27 年 10 月 22 日

注）参考情報として、調査対象期間以降となる平成 26 年 10 月から平成 27 年 10 月までに実施した予防措置(水平展開)についても表中に記載した。

3.9　保安活動の実施状況の評価のまとめ

「品質保証活動」、「運転管理」、「保守管理」、「核燃料物質管理」、「放射線管理」、「放射性廃棄物管理」、「事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置」、「安全文化の醸成活動」の保安活動の各分野について、平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末における管理体制及び管理方法等を確認するとともに、事故・故障等の教訓を踏まえて品質・安全性・信頼性の観点から、保安活動の各分野で管理面や設備面の改善が図られ、東海再処理施設の安全性及び信頼性確保を目指した適切な保安活動が行われているかを調査した。調査の結果は以下のとおりである。

(1) 品質保証活動

(a) 調査結果

・平成 16 年 6 月より社団法人日本電気協会 電気技術規程「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111) に基づく原子力保安に係る品質保証活動を導入し、同規程に基づいた品質保証活動を展開している。また、平成 22 年 6 月には JEAC4111-2003 から JEAC4111-2009 への改訂対応を行っている。

・再処理施設保安規定に基づき「再処理施設品質保証計画書」を策定するとともに、品質保証活動に必要な下部規則類を整備している。また、整備した規則類については、外部情勢、組織改編、品質保証活動の実施状況等を勘案しつつ、適宜見直している。

・品質保証体制については、再処理施設保安規定に定められており、業務の状況、外部情勢、必要な資源等を勘案し、適宜見直している。

・品質保証システムの運用については、理事長が表明した原子力安全に係る品質方針を受け、各組織がこの品質方針を実現するために、毎年、それぞれの部署における品質目標を設定して活動しており、設定した品質目標についてはいずれの年度もおおむね達成している。

・原子力安全監査（内部監査）において、PDCA の各プロセスの実施状況が JEAC4111 の要求事項と照らして適切かどうか毎年確認されており、おおむね JEAC4111 の要求事項に適合した品質保証活動が実施されているとの評価結果を得ている。

・原子力安全監査（内部監査）及び保安検査での改善事項等については、適宜処置が行われている。

以上より、品質保証活動に係るシステムについては、JEAC4111 に基づき適切に運用・管理されているとともに、調査対象期間において継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・調査対象期間末（平成 26 年 9 月 29 日）に法令報告事象の「分析所非管理区域での汚染に係る根本原因分析結果」が報告されており、その際に指摘された事項について関連規則への反映等の改善を図っていく。

・高経年化対策の一環として、ステンレス鋼の腐食に対して、現状の保守管理状況が適切かどうかについて評価し、平成 27 年度の品質目標に反映して、活動を展開している。今

後、その実施状況を踏まえ、関連する規則へ反映し、保守管理のレビューに関する仕組みの改善を行う予定である。

・不適合管理については、調査対象期間以降において、不適合管理検討部会を新たに設けるとともに、品質保証会議を活用し、関連部署と連携して不適合事象に対応するための仕組みを構築する等の改善を行っているが、これらの不適合管理の対応について今後も継続的に行っていく。

・東海再処理施設に係る廃止の方向性が示されているが、平成 26 年 9 月末現在保有している高放射性廃液のガラス固化処理に 20 年程度必要と見込まれていることや、各施設で発生する廃液の処理等が引き続き必要となること、工程内に残留している核物質の回収対応等をはじめとする廃止措置に向けた対応が必要となるなど、保安活動が継続されることになる。これらの活動に対し、必要な品質保証活動を見極めつつ対応していく。

・ISO9001 に基づく製品に係る品質保証活動については、東海再処理施設の廃止の方向性が示されたことを受け、認証継続の要否について検討を進めた結果、保安に係る品質保証は再処理施設保安規定に取り込んだ JEAC4111 ベースの品質マネジメントシステムに基づく体制及び活動が十分定着していることから、有効期限（平成 27 年 11 月 12 日）の満了を以って認証を継続しないこととした。今後は、再処理施設の状況に応じてスコープを見直し、合理的に、製品に係る自主的な品質保証活動を実施し、継続的な改善に取り組んでいく。

(2) 運転管理

(a) 調査結果

・各工程の操作業務及び監視業務等の運転管理に必要な運転要領書類が整備されており、運転時において課題が摘出された場合に適宜見直している。また、東北地方太平洋沖地震及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故から得られた教訓として緊急安全対策、シビアアクシデント対策を取り入れる等、トラブル等の教訓を踏まえて適宜見直している。

・上記の運転要領書類に基づいた運転状況は、工程を所掌する部長、課長により毎日（休日は翌出勤日）確認されている。

・運転体制については再処理施設保安規定等に基づき、適切な運転要員を確保するとともに、時代の趨勢に応じて適宜見直している。

・従業員の教育・訓練が計画的に行われているとともに、業務を所掌する課長により実績管理が行われている。保安検査において、新規制基準に係る教育が不足していることを指摘されたことから、センター内共通の教育資料を整備するとともに、力量評価された講師による教育を実施するように見直す等、改善を図っている。

・溶液状態で保管しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液を潜在的ハザードと捉え、これらを着実に固化・安定化することが施設の安全性の向上を図る上で重要と考え、平成 26 年 4 月からプルトニウム転換技術開発施設においてプルトニウム溶液の固化･安定化（MOX 粉末化）を行うための運転を実施している。さらに、高放射性廃液の固化・安

定化（ガラス固化）を行うため、ガラス固化技術開発施設の運転を平成 28 年 1 月から開始している。

以上より、運転管理に係るシステムについては、運転管理の目的（系統監視や系統操作を実施するとともに、その実施を確実なものとするために、運転員の組織・体制の確立、運転操作マニュアル類の整備、通常時から事故時に至るまでの施設操作等の教育・訓練等を適切に行うことにより、施設の安全・安定運転を確保すること）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・今後、使用済燃料の再処理運転を行う計画はないが、潜在的ハザードの低減として、現在保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化を着実に進め、東海再処理施設の安全性の向上を図っていく。特にガラス固化技術開発施設における高放射性廃液の固化・安定化（ガラス固化）については、今後 20 年程度必要と見込まれているため、新規制基準への対応を適切に進め、安全確保に努めていく。

・再処理工程のせん断工程等に残留する核燃料物質を回収するための工程洗浄運転及び過去の試験で回収・貯蔵しているクリプトンガスの取り扱いについて検討を進め、これらに着実に取り組んでいく。

・教育・訓練については、今後も計画的に実施していくとともに、必要な改善を行っていく。

(3) 保守管理

(a) 調査結果

・各種点検・検査を実施するために必要な事項が再処理施設保安規定、安全作業基準及び「再処理施設定期（自主）検査等一覧」等に体系的に整備されている。

・安全裡に設備保全を実施するための体制を構築した上で、必要な点検・検査を実施している。

・故障等が生じた場合は、原因を特定した上で必要な改善を実施している。

・キャンペーンを見合わせた期間において、新耐震指針に基づく耐震安全性評価を踏まえた耐震性向上対策工事等を実施し、施設設備の安全性向上に努めている。

・平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設について、詳細な点検や地震応答解析及び両者の結果を踏まえた総合評価を行い、東海再処理施設の健全性について問題ないことを確認している。本地震によって発生した点検評価対象の建物・構築物のひび割れについては補修を行うとともに、本地震によって不具合が確認された点検評価対象の設備については計画的な復旧に取り組んでおり、東海再処理施設の安全性、信頼性の維持・向上に努めている。

・本地震及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策として浸水防止対策、沸騰防止対策、水素滞留防止対策、未臨界対策を図るための設備改造等を実施している。

以上より、保守管理に係るシステムについては、保守管理の目的（東海再処理施設を構成する設備の点検・補修・改良などを行い、その機能の健全性の確認と信頼性の維持・向上を図ることにより安全・安定運転を確保すること）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・今後提出予定の再処理事業変更許可申請書や新規制基準の内容を踏まえ、検査項目の見直しを行うとともに、必要な検査を受検していく。

・ガラス固化技術開発施設の運転が今後 20 年程度必要と見込まれているため、これに係る設備、機器の保全を確実に実施していく。

・高経年化については、近年、経年変化に起因している事象が複数発生しており、今後、さらに重要視して取り組む必要があるため、設備の高経年化をより考慮した設備保全計画を検討し、設備保全を充実させていく予定である。

(4) 核燃料物質管理

(a) 調査結果

・各工程における燃料の管理方法が計量管理規定等に体系的に定められている。

・計量管理規定に「計量管理組織」を定め、計量管理を行うための体制が整備されている。

・計量管理規定に従った計量管理がなされ、これまでの核燃料物質の管理経験を反映し、低放射性固体廃棄物中のプルトニウム量測定に適用可能な中性子測定装置を開発する等、計量管理方法の改善に努めている。

・計量管理の内容については、計量管理統括者（再処理技術開発センター長）の確認を受けた上で、国及び IAEA による帳簿検査が実施されている。

・核物質防護の方法や組織については、再処理施設核物質防護規定等に定められている。

・核物質防護については、従来の「核物質防護」に加えて核テロ対策を考慮した「核セキュリティ」の概念を取り入れ、様々な追加措置を講じて核物質防護の強化を図っている。

・保障措置については、新たに適用された統合保障措置に向けた環境整備等を行い、適切な対応に努めている。

以上より、核燃料物質管理に係るシステムについては、計量管理の目的（国際規制物資の適正な計量管理を確保すること）及び核物質防護の目的（特定核燃料物質の防護のために必要な措置を講ずることにより、特定核燃料物質の盗取等による不法移転及び妨害破壊行為の防止を図ること）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・現在、潜在的ハザード低減として、プルトニウム転換技術開発施設における MOX 粉末の製造、ガラス固化技術開発施設における高放射性廃液のガラス固化処理運転を進めているほか、分離精製工場における工程洗浄運転等を計画している。今後、これらに対応した適正な計量管理、透明性を持った保障措置、核物質防護に係る必要な措置の実施につ

いて継続的に取り組み、東海再処理施設における核燃料物質管理の円滑な実施に努めていく。

(5) 放射線管理

(a) 調査結果

・東海再処理施設の放射線管理の方法や体制については、再処理施設保安規定や放射線管理基準等により定められており、放射線業務従事者の被ばく管理の観点から、施設内の放射線監視が適切に行われている。

・放射線作業に係る計画立案から実施の段階で被ばく低減化対策が図られている。

・調査対象期間における従業員の被ばく線量は、再処理施設保安規定に定める年間の従業員の実効線量限度に比べ、十分低い値となっている。

・調査対象期間における環境モニタリングの結果、東海再処理施設から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は一般公衆の線量限度 1 mSv/年に比べ、十分低い値となっている。なお、調査対象期間において平常の変動幅の範囲を超える環境モニタリング結果が確認されたが、その原因については、放射性セシウムの同位体比等から東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故によるものであることを確認している。

・放射線の被ばく低減に向けて、呼吸保護具点検・運用に係る技能認定制度を導入するとともに、手部被ばく防護に係る放射線防護装備の検討を進める等、所要の改善が図られている。

以上より、放射線管理に係るシステムについては、放射線管理の目的（ALARA の考え方を尊重し、放射線業務従事者の放射線防護を確実に実施すること）及び環境モニタリングの目的（ALARA の考え方を尊重し、一般公衆の放射線防護を確実に実施すること）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・近年、高経年化に伴う腐食等の不具合事象が顕在化しているため、施設の高経年化を意識した放射線管理に努めていく。

・東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴い、原子力災害対策特別措置法施行規則の改正が検討されているため、環境監視テレメータ装置等について、ERSS（緊急時対策支援システム）構築に向けた検討を進めていく。

・定置式モニタ設備やモニタリングポスト等の環境モニタリングに係る監視設備については、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準への対応を進めていく。

(6) 放射性廃棄物管理

(a) 調査結果

・放射性廃棄物管理の方法及び体制については、再処理施設保安規定等にて定められている。

・放射性廃棄物の放出計画及び貯蔵計画については、四半期運転計画を作成し、放射性廃棄物が再処理施設保安規定に定めている放出基準を超えないように計画･管理している。
・調査対象期間において、放射性廃棄物の計画的な放出と貯蔵の管理、放出濃度と総量管理、貯蔵庫の裕度の管理がなされている。また、継続的な施設・機器の点検と維持・管理及び技術開発が実施されている。
・調査対象期間における放射性廃棄物（気体、液体）の放出量は、再処理施設保安規定に定める年間放出基準を十分下回っている。
・低放射性廃棄物処理技術開発施設における焼却設備の腐食対策を実施するとともに、低放射性液体廃棄物の固化方法について、コストメリット等の観点からセメント固化、硝酸根分解技術開発を進めている。さらに、高放射性固体廃棄物貯蔵庫における高放射性固体廃棄物の遠隔取り出しに関する技術開発を進める等、継続的な改善に努めている。

以上より、放射性廃棄物管理に係るシステムについては、放射性廃棄物管理の目的（東海再処理施設から放出される放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物については、再処理施設保安規定に定められる濃度限度を遵守することは当然のこととして、ALARA の考え方に基づき放出量の低減に努め､公衆の被ばく線量を低いレベルに制限すること｡また、放射性固体廃棄物については、適切に保管又は貯蔵するとともに、保管量の低減に努めること）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・ガラス固化技術開発施設においては、今後も着実に高放射性廃液のガラス固化処理を継続するため、3 号溶融炉の設計・製作と保管能力増強の準備を進めていく。
・低放射性廃棄物処理技術開発施設においては、低放射性液体廃棄物の濃縮液及び低放射性固体廃棄物を中長期目標期間（平成 27 年度～平成 33 年度）内に運転を開始する計画であり、同施設の運転に向けて、セメント固化設備及び硝酸根分解設備の技術開発並びに焼却設備の不具合箇所の補修、改良工事を進めていく計画である。
・高放射性固体廃棄物の遠隔取り出しに関する技術開発については、今後、遠隔取り出し装置の設計、製作、モックアップ試験の実施及び遠隔作業を補助するために貯蔵廃棄物の可視化技術の開発等を進め､高放射性固体廃棄物の取り出し技術の確立を進めていく。

(7) 事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置

(a) 調査結果

・東海再処理施設における事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置については、原災法に基づき、「事故対策規則」及び「事故対策手順」において事象発生時の対応方法や対応体制が定められている。
・通報連絡、資機材の整備、避難誘導、原因究明及び対策の実施、報告及び情報公開までの対応が行える体制になっており、これらの体制は訓練において迅速かつ的確に実施できているか確認され、必要に応じて改善されている。

・東北地方太平洋沖地震等の教訓を踏まえて通報連絡に係る仕組みが見直されており、また、緊急安全対策として、移動式発電機やポンプ車等を追加配備している。さらに、シビアアクシデント対策として、がれき撤去用の重機を追加配備するとともに、緊急時における通信設備等を追加配備し、事故対応資機材の充実を図っている。これらの追加配備した内容については、「事故対策手順」へ適切に反映されている。

以上より、事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置に係るシステムについては、事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置の目的（万が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における体制の確立、通報連絡及び実施に係る社内マニュアルなどを整備し、これら一連の対応を適切に実施できる体制を確立し、訓練を実施することにより、原子力災害の発生及び拡大を防止すること）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・今後とも事故の発生防止に努めるとともに、訓練で抽出された課題等の対応策を活かして、事故・故障等が発生した場合の迅速かつ的確な通報連絡及び対応の更なる改善に努めていく。

・事故対応に必要な資機材の整備については、緊急安全対策、シビアアクシデント対策により拡充されているが、今後も新規制基準対応、訓練の結果、最新の技術的知見等を踏まえて、より一層の充実に努めていく。

・原子力災害対策特別措置法施行規則の改正が検討されているため、これに併せて再処理施設への ERSS（緊急時対策支援システム）構築に係る検討を進めていく。

(8) 安全文化の醸成活動

(a) 調査結果

・調査対象期間において、安全文化の醸成活動が法令上の要求事項となったことを受け、再処理施設保安規定やその下部規則類を整備し、理事長が掲げる活動方針に基づく安全文化の醸成活動を行うための仕組みを構築している。

・活動状況については、毎年度活動目標を定め、その定めた活動目標を全て達成しており、トラブル事例等を用いた教育や、法令等の改正に応じた規則類のタイムリーな見直し等が適切に実施されている。また、従業員と再処理技術開発センター長やセンター内各部長との懇談会を実施し、コミュニケーションの推進を図り風通しの良い職場環境の構築に努めている。

・調査対象期間において、作業員の微量の内部被ばくを伴う法令報告事象や再処理施設保安規定違反等の重大な不適合が発生しており、これらについては、発生した都度、原因調査を行い、再発防止策を講じている。さらに、必要に応じて根本原因分析を実施し、必要な改善を図っている。

・高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備問題及び大強度陽子加速器施設（J-PARC）での放射性物質漏えい事故に端を発し、原子力機構の組織体制・業務体制を

抜本的に見直すため、日本原子力研究開発機構改革を実施し、安全文化の醸成活動に係る様々な見直しが行われている。

・東海再処理施設内で発生した事故・故障等については、再処理技術開発センター規則等に従って、是正処置及び予防処置（水平展開）が実施されており、事故・故障等で得られた教訓を設備面や管理面に適宜反映し、継続的な改善に努めている。

・近年、高経年化に係る不適合事象が顕在化しており、高経年化に係る認識を高めて各業務にあたる必要性が生じている。また、新規制基準が施行され、当該基準に対する認識を高めて業務に取り組むことが必要となってきている。このため、再処理技術開発センター内の品質保証上の重要事項に対して審議することとしていた品質保証会議に、再処理技術開発センター外の部署を参画させ、「高経年化に対する取り組み」、「新規制基準に係る教育レベルの向上」等について、関係部署で平仄を合わせて対応できるようにするとともに、横断的な視点から各部署での取り組みの妥当性を評価する活動を平成 26 年 10 月より開始している。

・平成 26 年度第 3 回保安検査の指摘を踏まえ、各部を超えた事案に対応するための組織として、平成 27 年 3 月 30 日に核燃料サイクル工学研究所品質保証委員会規則に基づく不適合管理検討部会を新たに設置し、関連部署と連携して不適合事象に対応するための仕組みを構築する等、必要な改善を図っている。

以上より、安全文化の醸成活動に係るシステムについては、安全文化の醸成活動の目的（経営責任者が掲げる安全文化の醸成に係る方針とその方針に基づく活動を確実にするための仕組みにより、組織に属する個々の要員が安全文化の醸成活動に参画することで継続的に安全文化を醸成させること）及び事故・故障等の経験反映の目的（事故・故障等の経験を踏まえ、事故・故障等の発生防止及び再発防止を行うこと）を達成するための活動が適切に運用・管理されており、継続的な改善が図られていると評価した。

(b) 課題と今後の取り組み

・施設設備の高経年化や、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準に対して安全を最優先に優先順位を見極めつつ、対応していく。

・保安検査において、経年変化に対する問題意識の不足等が指摘されているため、今後、より一層の高経年化を意識した活動に取り組み、更なる安全文化の醸成の向上に努めていく。

・今回の調査対象期間において 4 件の根本原因分析を要する不適合事象が発生しているため、今後、これらの分析結果を踏まえて同様の事象が再発しないよう保安活動に一層取り組んでいく。

・処置が完了していない不適合事象については、今後、確実に是正処置を実施し、再発防止に努めていく。

(9) 保安活動の実施状況の評価のまとめ

平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末までを調査対象期間として、東海再処理施設の保安活動を調査した。今回の調査対象期間において、東海再処理施設で使用済燃料の再処理運転を

行った期間は、平成 16 年 4 月から平成 19 年 5 月までの約 3 年間である。それ以降の約 7 年間については、低放射性廃液処理工程及び低放射性固体廃棄物処理工程等の運転は継続しているものの、平成 18 年 9 月の新耐震指針に伴う耐震性向上対策工事、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震に伴う点検及び復旧・補修工事、本地震及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策及びシビアアクシデント対策等を実施しており、使用済燃料の再処理運転は実施していない。

一方、平成 25 年 12 月には核燃料施設等における新規制基準が施行されたが、東海再処理施設において溶液状態で保管しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液を潜在的ハザードと捉え、これらを着実に固化・安定化することで施設の安全性の向上を図ることが重要と考え、固化・安定化を進められるよう原子力規制庁等との調整を進め、平成 26 年 4 月にはプルトニウム転換技術開発施設におけるプルトニウム溶液の固化・安定化（MOX 粉末化）運転を再開した。また、ガラス固化技術開発施設における高放射性廃液の固化・安定化（ガラス固化）についても平成 28 年 1 月から運転を再開した。

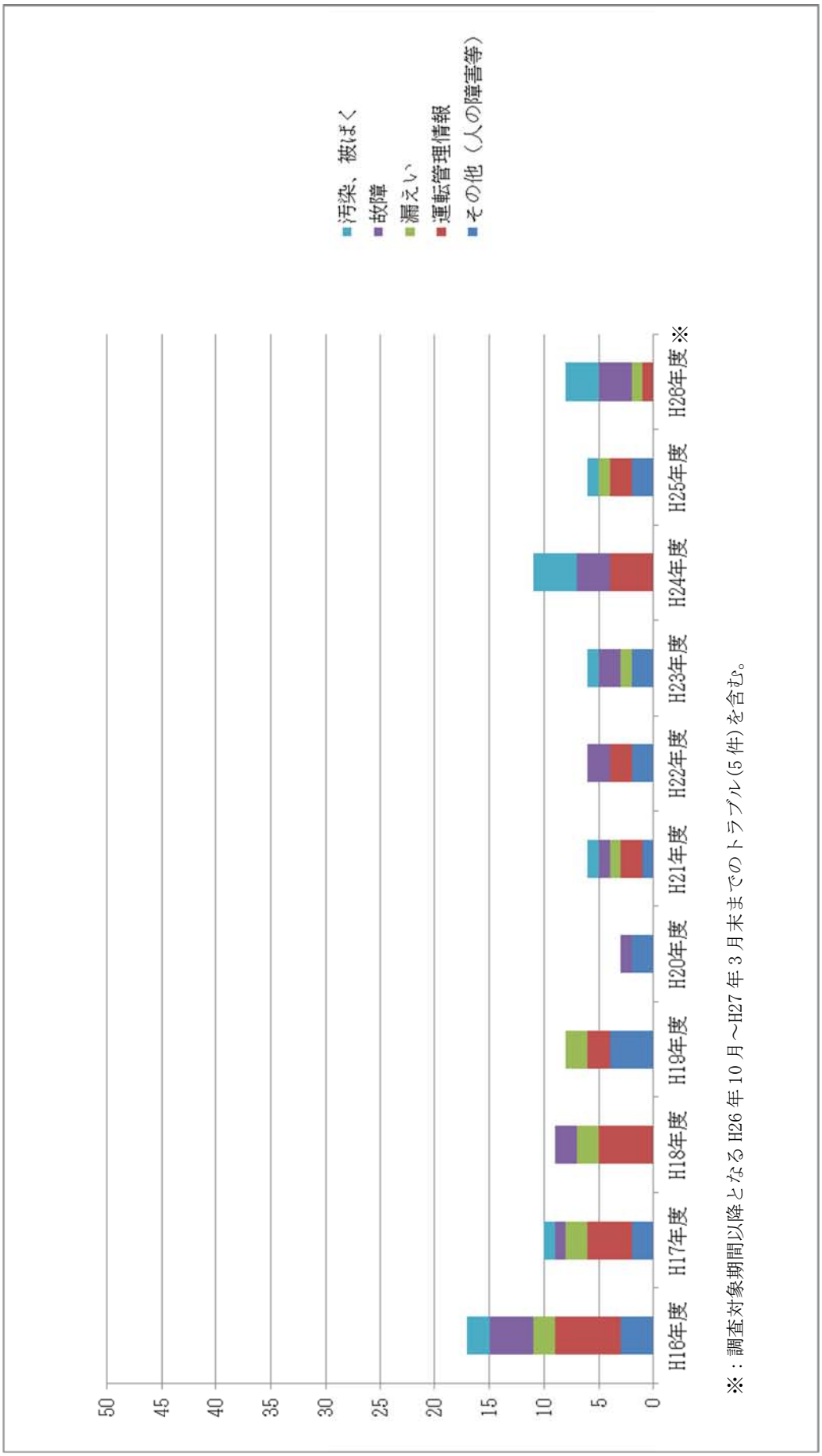
今回、第 2 回目となる東海再処理施設の定期的な評価における保安活動の実施状況の評価にあたっては、このような情勢の中、東海再処理施設で実施された保安活動について調査し、評価を行った。

保安活動の評価にあたっては、上記(1)～(8)項で記載したとおり、8 項目の保安活動について、調査し、評価を行った。このほか、保安活動の妥当性を評価する目安として、過去のトラブル件数の推移を調査、検討した。トラブルの調査対象としては、平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末までの法令報告事象（原子力規制関係法令、原子力規制関係省庁通達・通知にいう「報告の徴収」に定められている事象）、法令報告事象未満の事象等（原子力規制関係省庁通達・通知にいう「運転管理・施設管理等の情報」等として原子力規制当局に通報連絡する事象及び火災等の外部機関へ通報連絡を要する事象）とした。トラブル件数の推移を図 3.9-1 に示す。時代の趨勢により報告の基準は異なるものの、該当するトラブルは、法令報告事象 5 件、法令報告事象未満の事象等 80 件であり、合計 85 件である。トラブル発生件数の推移は、平成 24 年度に一時的な増加が確認されたものの、おおむね減少傾向にあり、保安活動への着実かつ地道な取り組みの成果が実を結んできているものと考えられる。平成 24 年度においてトラブルが増加した背景には、平成 24 年 9 月 6 日に発生した法令報告事象「再処理施設分析所非管理区域における汚染事象」を起点として、本事象に係る 2 次災害が 2 件（作業員の内部被ばく事象、作業員の手洗い排水に伴う第 2 排水処理場及び新旧調整池での微量の Pu 検出事象）続けて発生し、計 3 件のトラブルに発展してしまったことが一つ挙げられる。本事象については、重大な不適合と捉え、根本原因分析を実施し、再発防止に努めていることを確認した。また、そのほかのトラブル増加の背景としては、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う設備損傷事象「スラッジ貯蔵場スラッジ貯槽の据付ボルトの浮き上がり事象」が震災後の詳細点検の中で平成 24 年 10 月 23 日に発見されており、震災による影響が寄与していることが挙げられる。震災により被災した建物・構築物及び設備については、健全性確認を行うとともに、不具合等が確認されたものについては、適切に復旧・補修工事を実施していることを確認した。さらに、東北地方太平洋沖地震や東京電力

株式会社福島第一原子力発電所事故で得た教訓を踏まえて緊急安全対策やシビアアクシデント対策を行い、再処理施設の安全性・信頼性の向上に努めていることを確認した。このほか、平成 24 年度を含めて近年全般に言えることではあるが、施設設備の老朽化に伴って、経年変化（配管・ダクト等の腐食や電気品の製品寿命等）に起因したトラブルが散見されており、この点については、平成 26 年度の保安検査等において経年変化に対する問題意識の不足等が指摘されている。再処理技術開発センターとしては、この指摘を重く受け止め、各現場における高経年化への取り組み状況をまとめ、品質保証会議において横断的視点で評価、確認を実施する活動を開始するとともに、品質保証会議での確認結果を受けて各現場における高経年化への取り組みを定着させ、確実なものとするための規則類の見直し等に着手していることを確認した。そして、今後も継続的に改善活動に取り組み、更なるトラブルの発生防止に努めていくことを確認した。

以上のとおり、東海再処理施設では、明確に定められた管理体制及び管理方法の下で保安活動が実施されており、事故・故障等の教訓を踏まえ、品質・安全性・信頼性の観点から、品質保証活動、運転管理、保守管理、核燃料物質管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置、安全文化の醸成活動の各分野で、管理面や設備面の改善を図り、東海再処理施設の安全性及び信頼性確保を目指した適切な保安活動が行われていると判断した。

今後、東海再処理施設では廃止措置への移行に伴い新たな使用済燃料の再処理を行う計画はないが、現在保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化に係る運転等を着実に進め、潜在的ハザードの低減を図っていく。また、近年、経年変化を起因としたトラブル等が散見されていることから、施設の高経年化をより意識した保安活動に努めていくとともに、今後廃止措置に向かうことを前提に平成 25 年 12 月に施行された新規制基準への対応を適切に進め、東海再処理施設の更なる安全性及び信頼性の向上を図っていく。



※：調査対象期間以降となるH26年10月～H27年3月末までのトラブル(5件)を含む。

図 3.9-1　平成 16 年度から平成 26 年度までの東海再処理施設におけるトラブル件数の推移

4.　最新の技術的知見の反映状況の評価

4.1　最新の技術的知見の調査・評価内容及び方法

東海再処理施設の建設以降、現在に至るまでの技術的な進歩等により、安全性・信頼性向上に有効な新しい知見が得られており、建設にあたっては、その当時の最新の技術的知見をその設計に反映するとともに、運転開始後に得られた新たな技術的知見についても評価の上、設備改造等に反映してきた。

これらの技術的知見の東海再処理施設への反映状況を確認し、評価を行い、その結果に基づいて当該施設の安全性・信頼性をさらに向上するための改善の余地を検討することは有益である。

今回の定期的な評価（評価対象期間：平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末）においては、東海再処理施設の平成 16 年 4 月以降に得られた安全性・信頼性向上に関連する重要な技術的知見（以下「最新の技術的知見」という。）が適切に反映され、安全性・信頼性の向上が図られてきているか、また、更なる改善の余地がないかを以下の観点から調査し、評価した。

(1) 安全研究成果
(2) 国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓
(3) 技術開発成果
(4) その他の最新の技術的知見

なお、調査及び評価の実施にあたっては、日本原子力学会が原子力発電所の定期的な評価の指針として作成した「日本原子力学会標準　原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009」を参考とした。

4.2　最新の技術的知見及びその反映状況

前項で示した 4 つの観点から調査した最新の技術的知見及びその反映状況は以下のとおりである。

4.2.1　安全研究成果

核燃料サイクルは将来を展望した我が国の原子力開発利用の基本政策として推進されており、そのための技術開発や事業化が着実に進展してきている。東海再処理施設は昭和 52 年のホット試験開始以来、長期にわたる運転経験により貴重なデータを蓄積してきている。一方、民間においては、六ヶ所再処理工場の操業開始に向けた取り組みが着実に進められている。これらの進展に対応して、核燃料サイクルに関する広汎な技術体系の確立が図られている。

我が国においては、核燃料サイクルの確立を図るため、国が主体となって技術開発を推進しており、これら技術開発の中には、核燃料施設の安全確保のための研究も含まれている。核燃料施設については、国が安全性評価と安全性向上の双方の目的のために安全研究を実施し、その結果をそれぞれの側面から評価し、活用してきている。また、各種研究開発機関においては、専門分

野の知見を反映した安全に関する研究、大学では核燃料物質の臨界、遮蔽等に関する基礎研究、民間では大型商用再処理施設の安全性をより一層高めるための研究等が実施されている。

核燃料施設の安全研究においては、多岐にわたる施設について広範囲の研究分野に着目する必要があるが、具体的な研究分野として、臨界安全性に関する研究、遮蔽安全性に関する研究、閉じ込め安全性に関する研究、運転管理、保守及び放射線管理に関する研究、放射性廃棄物の管理のほか、新規制基準に関する地震、津波 PSA 等に関する研究等が実施されている。

今回の評価対象期間における安全研究成果について原子力規制委員会 HP により調査した結果、上記に関連する安全研究が約 210 件抽出され、そのうち、東海再処理施設への反映を考慮すべき成果として 25 件が候補として挙げられたが、これらの安全研究成果は、六ヶ所再処理施設に限定されるものであること、新規制基準への対応として今後検討し評価する予定のものであること等から、現時点において東海再処理施設へ反映すべき成果はないことを確認した。

今後も安全研究が進められ、新たな知見が得られた段階や、東海再処理施設への新規制基準への対応において、東海再処理施設への反映要否を検討し、必要なものについて反映を行っていく。

4.2.2　国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓

国内外の再処理施設等の運転経験から事故・故障等による教訓が得られている。

ここでは、国内外の再処理施設等で発生した事故・故障等のうち、再処理施設の安全性の面から重要と考えられる教訓を最新の技術的知見として取り上げた。(東海再処理施設及び国内外の再処理施設等で発生した事故・故障等の経験の反映の仕組みや東海再処理施設の事故・故障等から得られた経験の反映状況については、「3.8　安全文化の醸成活動」に示す。)

調査の対象は、経済産業省平成 20 年 5 月 19 日付「加工施設及び再処理施設における高経年化対策の評価の手引き（内規)」(平成 20・05・14 原院第 3 号）等を参考にして、以下のとおりとした。

- 原子力情報公開ライブラリー″ニューシア（NUCIA）″において公開されているトラブル情報等（保全品質情報を含む）[4.2.2-1)]
- IINET システム（Incident Information Network system）において公開されている事故・故障等情報（文部科学省の依頼により原子力安全技術センターが作成したデータベース）[4.2.2-2)]
- 原子力規制委員会の事故・トラブル情報（原子力規制委員会 HP）[4.2.2-3)]
- 旧 JNES の国内・国外トラブル情報（原子力規制委員会 HP）[4.2.2-4)]
- 原子力機構安全・核セキュリティ統括部 HP における改善指示、調査・検討指示、情報提供（原子力機構安全・核セキュリティ統括部 HP）
- 原子力機構海外原子力施設事故・トラブル情報 DB
- 原子力機構研究開発成果検索・閲覧（JOPSS）における事故・トラブル情報の検索結果（原子力機構研究連携成果展開部 HP の JOPSS）[4.2.2-5)]
- フランス ASN より公開されている事故・故障等の情報[4.2.2-6)]
- イギリス HSE より公開されている事故・故障等の情報（四半期報告）[4.2.2-7)]
- ドイツ BfS より公開されている事故・故障等の情報（年報）[4.2.2-8)]
- アメリカ NRC の再処理に係る情報[4.2.2-9)]

・ IAEA INIS (International Atomic Energy Agency International Nuclear Information System) における事故・トラブル情報[4.2.2-10)]

国内外の再処理施設等で発生した事故・故障等の事例には、東海再処理施設に反映すべき有益な教訓等が含まれていることから、それぞれの事象に応じた予防措置対策を行っている。上記の調査の結果、約 3,000 件の教訓が抽出されたが、東海再処理施設への反映を考慮すべき教訓として 98 件が挙げられた。東海再処理施設以外の国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況を表 4.2-1、国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況を表 4.2-2 に示す。このうち、東海再処理施設以外の原子力機構内施設、六ヶ所再処理施設、国内のその他の原子力施設、国外の再処理施設等で発生した事故・故障等から得られた教訓に係る措置状況について、主なものを以下に示す。

(1) 東海再処理施設以外の原子力機構内施設で発生した事故・故障等から得られた教訓に係る措置状況

(a) 原子力機構東濃地科学センター(土岐事務所)分析施設からの排水の漏水（平成 22 年 11 月）

排水が地中の排水管路で漏水した事象は、排水管路のマンホール等に残留していた水を分析した結果、水質汚濁防止法に係る基準値をフッ素及び硝酸性窒素が上回っていたことから平成 22 年 11 月 25 日に岐阜県に報告した。その後、排水管路近傍の土壌検査を行い、フッ素及びその化合物の土壌汚染対策法に定める溶出量基準を超過したことが確認された。

排水が漏えいした原因は、分析施設を含む統合管理棟は昭和 53 年 11 月に竣工した施設であり、マンホール（コンクリート製）と配管（ポリ塩化ビニル（以下「PVC」という。）製）の管口接続部においてコンクリートの経年劣化に加え、平成 22 年 9 月上旬の敷地外周フェンスの付け替え工事において重機（10t クレーン）による作業が漏水箇所周辺で実施されており、この際の一時的な荷重の影響と推定された。

土岐事務所においては、上記事象に鑑み、以下の項目について措置を実施している。

・ 分析施設からの排水の水質管理を徹底するため、「試薬及び排水、廃棄物の管理手順書」を策定した。
・ 既存の「分析施設日常点検表」に pH 調整槽への「流入口の目視点検」の項目を追加した。また、月 1 回の頻度で総合排水枡までの各排水枡内（8 箇所）の流れ等が正常かどうかを点検する「分析排水管路等の目視確認手順書」を策定した。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・ 排水管路、各排水枡から総合排水枡までの流れ等が正常かを定期的に点検するための規則を制定し、対応している。

(b) 原子力機構原子力科学研究所における原子力コード特研屋外での仮設発電機の火災（平成 26 年 7 月）

平成 26 年 7 月 12 日、原子力科学研究所内全域計画停電に伴い、旧情報システムセンタ

一建屋にある J-PARC センター計算機用の空調機に給電を接続可能とするため、原子力コード特研（一般施設）の屋外に仮設発電機（ディーゼルエンジン発電機）を設置し始動させたところ、発火発煙を確認し、消火器による消火を実施した。

直接的な要因は、マフラー内に残留・蓄積した未燃焼燃料の付着したカーボンが、エンジンより排出される高温ガスにより加熱燃焼し、マフラー底面の水抜き穴から排出され、マフラー下の床面に堆積していたカーボン等に引火して火種となり、ドレンホースに飛び火し、ドレンホースが燃焼したと考えられる。

原子力科学研究所においては、上記事象に鑑み、以下の項目について措置を実施している。

- 使用前にマフラーに面する床に引火物となるカーボンや枯葉等がないことを確認する。
- 使用前にドレンホースがラジエータに確実に接続され、また、ドレンホースがマフラーから離れていることを確認する。
- 定期的に負荷試験を実施して排気温度を上昇させ、排気管内部等のカーボンの燃焼除去を行う。
- 定期的にマフラー内のカーボンの蓄積状況の点検を行う。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

- 仮設のディーゼルエンジン発電機については作動前に点検を行い問題がないことを確認している。

(2) 六ヶ所再処理施設で発生した事故・故障等から得られた教訓に係る措置状況

(a) 日本原燃株式会社再処理施設高レベル廃液ガラス固化建屋ガラス溶融炉 A におけるガラスの流下停止（平成 20 年 7 月）

アクティブ試験中の 7 月 2 日に、再処理施設の高レベル廃液ガラス固化建屋ガラス溶融炉 A において、ガラス流下作業を開始したところ、ガラスの流下が継続せず、作業を一時停止し、その後、再開したものの、流下が確認できず 7 月 3 日に流下操作を停止した。

調査の結果、下記の点が原因と推定された。

(i) 高周波加熱コイルによる十分な上段加熱等を行わなかったことにより、流下ノズルの温度が低かった。

(ii) 流下の際に、流下ノズル温度を管理条件としていなかったため、流下ノズル温度が低い状態で流下を行い、ガラスが偏流した。

(iii) 高周波加熱コイル下端に付着物（ガラス固化試験で発生した低粘性流体があったことから、偏流したガラスが付着物に接触し、流下ノズル下端部周辺を閉塞した。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

- ガラス固化技術開発施設のガラス流下作業時において、ガラスの偏流を防止するため、流下ノズル上段加熱開始の条件を流下ノズル上部温度 720℃以上とすることと運転要領書に明記している。

(b) 日本原燃株式会社再処理施設高レベル廃液ガラス固化建屋ガラス溶融炉Aにおける炉内異常（平成20年12月）

アクティブ試験中の再処理施設高レベル廃液ガラス固化建屋ガラス溶融炉Aにおいて、平成20年12月10日よりテレビカメラによるガラス溶融炉内の点検を実施していたところ、炉底撹拌に使用していた直型撹拌棒がガラス溶融炉内で曲がっていることが確認され、ガラス溶融炉内部が損傷している可能性があることが判明した。

調査の結果、天井レンガが脱落していた。なお、炉底部から回収したレンガは、脱落した天井レンガの形状と整合していた。

原因は、間接加熱装置の計画外の停止等により、周辺の天井レンガに急激な温度降下が発生し、その急激な温度降下に起因する引張力が繰り返されることにより、天井レンガの脱落に至ったと推定される。また、撹拌棒の操作を行う際、レンガが脱落していることを想定せずに挿入したところ、撹拌棒が斜めになった。その状態で、撹拌棒の上部におもりを乗せることに加え、パワーマニピュレータにより押し込むことで、荷重が当初の想定を超えたため、撹拌棒が曲がったと推定される。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

- 溶融炉内の温度勾配が急激にならないように間接加熱装置の運転手順は整備済みである。また、ガラス固化技術開発施設のガラス溶融炉については、撹拌棒は有していない。

(3) 国内のその他の原子力施設で発生した事故・故障等から得られた教訓に係る措置状況

(a) 東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所への平成 19 年度新潟県中越沖地震による影響（平成19年7月～）

柏崎刈羽原子力発電所は3号機、4号機及び7号機が定格熱出力一定運転中のところ、7月16日10時13分頃に発生した新潟県中越沖地震により、原子炉が自動停止した。なお、1号機、5号機及び6号機は定期検査中であり、2号機については起動操作中(未臨界)であり同号機も自動停止した。これらは7月16日ないしは17日には冷温停止状態となり、以降、安定した状態を維持した。

地震後のパトロールにより以下に示す不適合事象が確認された。

- 6号機原子炉建屋内非管理区域への放射性物質を含む水の漏えい。
- 1～7号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける溢水。
- 6号機原子炉建屋天井クレーン走行伝動用継手部の破損。
- 3号機所内変圧器(B)における火災。
- その他の不適合事象。
  - 1号機原子炉複合建屋地下5階における水(非放射性)の漏えい
  - 1～5号機主排気ダクトのズレ
  - 7号機主排気筒からの放射性物質の検出
  - 運転上の制限(LCO)からの逸脱

- ✧ 1～3 号機使用済燃料プールの水位低下
- ✧ 3 号機原子炉建屋ブローアウトパネルの外れ
- ➢ 使用済燃料プール内の水中作業台の外れ
- ➢ 固体廃棄物貯蔵庫内のドラム缶転倒

これらを含め、事故後の総点検により大小様々な不適合事象が確認された。

新潟県中越沖地震に関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

- 再処理施設の耐震性安全性評価を行った。具体的には以下のとおり。
  - ➢ 東海再処理施設敷地周辺・敷地近傍・敷地の地質調査を行った。一部の断層については後期更新世以降の活動性を直接的に否定できないことから、新耐震指針に基づく評価として安全側に評価することとした。
  - ➢ 検討用地震の選定を行った。この際、地質調査、地震調査等により、敷地周辺に震度 5 弱程度以上の影響を及ぼすと考えられる地震を地震発生域ごとに選定した。
  - ➢ 基準地震動の策定を行った。基準地震動 Ss は「応答スペクトルを用いた手法」、「断層モデルを用いた手法」及び「震源を特定せず策定する地震動」を包絡して設定した。
  - ➢ 主な安全上重要な建物に対する影響を評価した。耐震安全性評価の対象となる機器・配管系を収納する建物を対象とし、基準地震動 Ss に基づく地震応答解析を実施した。その結果、鉄筋コンクリート耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値以下であり、耐震安全性が確保されていることを確認した。
  - ➢ 耐震安全性評価の対象となる主な安全上重要な機器について基準地震動 Ss に基づく地震応答解析を実施した。その結果、応力比（発生値/評価基準値）が 1 以下となり、いずれも評価基準値以下であり、耐震安全性が確保されていることを確認した。
- 再処理施設の耐震性向上対策工事を行った。具体的には以下のとおり。
  - ➢ 中間開閉所・第二中間開閉所の地盤補強。
  - ➢ 非常用電源ケーブルの移設/圧縮空気供給配管のルート変更。
  - ➢ 分離精製工場燃料貯蔵プール屋根の鉄骨補強。
  - ➢ ガラス固化技術開発施設の冷却塔の更新。
  - ➢ 高放射性廃液貯蔵場冷却塔の補強。
  - ➢ 分離精製工場の換気ダクト及び動力分電盤の補強。
  - ➢ 中間開閉所建家壁等の補強。
  - ➢ 主排気ダクト支持架台の補強。

(b) 東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 7 号機における協力企業作業員の計画線量を超える事象の発生（平成 20 年 6 月）

定期検査中の平成 20 年 6 月 26 日、原子炉建屋原子炉格納容器（管理区域）において、0.9mSv/日の計画線量でドライウェル（以下「D/W」という。）サンプピット内の清掃作業を

行っていた協力企業の作業員 1 名が管理区域から出たところ、1 日の作業で受けた放射線量の合計が計画線量を超え、1.01mSv/日であったことが確認された。

当該作業員が受けた放射線量は、法令で定める線量限度を超えるものではなく、身体に影響を与えるものではない。

聞き取り調査の結果、以下のことが分かった。

(i) 当事者が共同作業員と 2 名で D/W サンプピットの清掃作業を行っていたところ、当事者の警報付個人線量計が鳴ったが、サンプピット内が狭隘部のために警報音が反響してしまい、かつ全面マスク着用であったために、どちらの作業者の警報付個人線量計が吹動したのか判断しにくかった。

(ii) 共同作業員の胸に当事者が顔を近づけて確認したところ警報音が聞こえたような気がしたため、共同作業員の警報付個人線量計が鳴ったものと誤認した。

(iii) 当事者の指示により、共同作業員はサンプピット内から出た。その途中で、警報は止まっていた。共同作業員はサンプピットから出た後、体表面汚染確認のため全身のサーベイを綿密に実施し、その後、警報付個人線量計の指示値を確認しなかった。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・ 警報付個人線量計の警報が吹鳴した場合は、速やかに退域するよう特殊放射線作業計画書の作成時に記載するとともに、作業前の教育においても周知している。

(c) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所への平成 23 年東北地方太平洋沖地震による影響（平成 23 年 3 月～）

福島第一原子力発電所は 1 号機が定格電気出力一定運転中、2 号機及び 3 号機が定格熱出力一定運転中のところ、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分頃に発生した東北地方太平洋沖地震により、原子炉が自動停止した。なお、4 号機、5 号機及び 6 号機は定期検査中であり、このうち、4 号機についてはシュラウド取替工事中で、原子炉内の全燃料を使用済燃料プール（以下「SFP」という。）へ取り出した状態であった。

地震の影響により、6 回線ある外部電源の全てが受電できない状態となったが、非常用ディーゼル発電機（以下「DG」という。）が 4 号機の点検中であった 1 台を除き、各号機において全て正常に起動した。

1 号機から 6 号機までが対象であるが、以下 1 号機のみ抜粋して記載する。

1 号機は、原子炉停止後、非常用復水器（以下「IC」という。）2 系統が「原子炉圧力高」により自動起動し、その後、操作手順書で定める原子炉冷却材温度降下率 55℃/h 以下を遵守するため手動停止させた後、IC（A 系）の起動・停止操作の繰り返しにより原子炉圧力を制御した。また、その後の主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の手動開閉による圧力抑制室（以下「S/C」という。）水の温度上昇に備え、操作手順に従い、格納容器冷却系による S/C 冷却を開始した。

津波により冷却用海水ポンプ又は電源盤、非常用母線が被水等し、同日 15 時 37 分に 2 台ある DG の両方が停止したため、同日 15 時 42 分、全交流電源喪失と判断した。

計器用の電源が喪失し、原子炉水位が確認できなくなり、原子炉への注水状況が不明と

なったことから、同日 16 時 36 分に非常用炉心冷却装置注水不能と判断した。その後、原子炉水位計が復旧し水位の確認ができたことから、注水不能の状態からの回復と判断したが、再度、原子炉水位が確認できなくなったため、同日 17 時 7 分に非常用炉心冷却装置注水不能と判断した。

IC（A 系）について、同日 18 時 18 分に、配管隔離弁の開操作、同日 18 時 25 分に閉操作を行った。その後、同日 21 時 30 分に再度、開操作を行った。

同日 23 時 50 分頃、小型発電機からの電源を D/W 圧力計につなぎ指示値を確認したところ、600kPa[abs]であったため、格納容器ベントの準備を開始するとともに、3 月 12 日 0 時 49 分、格納容器圧力異常上昇と判断した。

格納容器ベント作業を行うため、同日 9 時頃から現場作業を開始し、S/C からのベントラインの電動作動弁を手動で 25%まで開操作したが、空気作動弁については現場の放射線量が高く、弁の開操作を完了することができなかった。そのため、空気作動弁駆動用に仮設空気圧縮機を設置し、弁の開操作を行ったところ、D/W の圧力が低下したことから、同日 14 時 30 分、格納容器ベントによる放射性物質の放出が行われたと判断した。

これらと並行して、消火系ラインを用いた消防車ポンプによる、防火水槽の水（淡水）の原子炉への注水を 3 月 12 日 5 時 46 分に開始した(同日 19 時 4 分頃から海水注水へ切り替え)。

同日 15 時 36 分に原子炉建屋（以下「R/B」という。）で水素ガスによると思われる爆発が発生し、また、敷地周辺で 1015μSv/h という高い放射線量を計測したことから、同日 16 時 27 分に敷地境界放射線量異常上昇と判断した。

事故解析コードによる解析では、全交流電源喪失（津波到達）以降、比較的早期に炉心の損傷が開始し、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）が破損する結果となった。一方、プラントパラメータによれば、燃料の大部分は RPV 内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅に損傷したものの、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。

SFP 及び共用プールは地震後の津波の影響により冷却機能及び補給水機能を失った。

また、R/B の爆発の影響により、SFP 内部又は上部へ瓦礫が落下している。

水位は、地震時のスロッシングや崩壊熱による蒸発のため、一時的に低下したが、3 月 17 日以降の注水や仮設又は本設の冷却設備により燃料が露出することなく水位は維持されたと考えられる。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

(i) 安全対策実施箇所の選定

商用電源及び非常用発電機からの給電停止を想定する(全動力電源喪失)。これにより崩壊熱除去機能及び放射線分解により発生する水素の掃気機能が停止し、事象進展により沸騰や水素爆発に至る可能性のある機器を評価し、安全対策を行うことを基本的な考え方とした。

(ii) 安全対策

冷却機能維持のため、必要な負荷設備への緊急用電源の供給手段及びポンプ車による冷却水の供給手段を確保した。水素掃気機能維持のため、可搬式空気圧縮機又は電源を必要としない窒素ガスボンベによる水素掃気手段を確保した。

緊急用電源及びポンプ車を高台に追加配備するとともに必要な設備・機器の浸水防止対策を実施した。また、事象進展の速さに応じた対応体制を確立し、機材及びマニュアルの整備、訓練を実施することとした。

① 冷却機能の確保

高レベル放射性廃液及び Pu 溶液は発熱体であるため、高レベル放射性廃液貯槽はポンプ及びポンプ車により、Pu 溶液貯槽は排風機により冷却を実施する。必要な電気は移動式発電機から供給する。

② 水素掃気機能の確保

高レベル放射性廃液及び Pu 溶液は放射線分解により水素ガスを発生させる。高レベル放射性廃液貯槽は可搬式空気圧縮機により掃気を実施する。Pu 溶液貯槽は空間容積が小さく事象進展が早いため窒素ガスボンベによる掃気を実施する。可搬式空気圧縮機並びにオフガス処理系に必要な電気は移動式発電機から供給する。

③ 緊急用電源・ポンプ車の確保

所内高台に移動式発電機・ポンプ車を追加配備する。これによる電源供給を迅速に行うために、移動式発電機近傍に接続端子盤を設置するとともに、対象施設の屋上に電源ケーブルを敷設する。

④ 電源及び浸水防止の信頼性向上対策

緊急電源(移動式発電機)の予備系統を確保するため、電源車を追加配備する。長期的な対策として別ルートによる外部電源受電設備の配置、特高変電所を高台へ移設及び非常用発電機を高台に増設する予定である。冷却機能及び水素掃気機能確保を確実にするため、津波による建家内の浸水を防止する対策を実施する。具体的には建家内浸水防止扉の設置、低層階の窓の封鎖等、電源切替盤への止水板設置、部屋の扉へシール加工等を実施した。また、緊急電源接続盤を高層階へ移設する。

(iii) 事故対応機材の配備

- 災害の障害物を撤去するための、油圧ショベル、ホイールローダ等の重機を追加配備する。
- 制御室の作業環境確保のため、エアロックの設置、空気浄化及び循環設備の設置を行う。
- 通信手段の多様化のため、衛星電話や各種無線機を各拠点に配備する。
- 高線量物の処理を想定し、遮蔽能力の高いタングステン防護服等を配備する。

(iv) 訓練の実施

移動式発電機へのケーブルつなぎ込み、ポンプ車からの給水、仮設照明下での現場指

示、Pu 貯槽への水素掃気のための窒素ガス供給、制御室汚染対策のためのエアロック設営、悪環境を想定した夜間の対応等、訓練を継続的に実施する。

(d) 関西電力株式会社高浜原子力発電所敷地内協力会社事務所 A 棟工作室における火災(ボヤ)(平成 24 年 3 月)

平成 24 年 3 月 15 日、協力会社事務所 A 棟工作室内現像室で、紙ウェス等から火災(ボヤ)が発生、清掃のため戻った作業員が消火した。

現場作業終了後、使用していた電気ヒータを現像液水槽から取り出し、水槽外側に掛け、水槽に蓋をかぶせ、照明と電気ヒータのコンセントを引き抜き退出したが、ウェス等が電気ヒータ発熱部に接触又は非常に接近していたことから、加熱され火災に至ったものと推定される。

本件の根本原因は、電気ヒータ使用後にヒータ温度の低下を待たずに現場を離れたこと、また、同電気ヒータに可燃物が接触又は非常に接近している状態を見過ごしたことによる。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・ 表面温度が 100℃を超えるような機器を使用する場合には、火気使用許可申請書に基づき、監視人の常時配置と使用後 1 時間の監視を行っている。

(e) 東北電力株式会社女川原子力発電所 1 号機 原子炉建屋天井クレーン走行部の損傷(平成 24 年 6 月)

女川原子力発電所 1 号機は、平成 23 年 9 月 10 日より第 20 回定期検査中のため冷温停止中のところ、原子炉建屋 5 階に設置している原子炉建屋天井クレーン(以下「当該クレーン」という。)について、9 月 12 日に実施した東北地方太平洋沖地震後の走行確認運転において、異音が確認された。

その後、異音発生の原因調査として、当該クレーンの点検を実施していたところ、平成 24 年 5 月 29 日に、4 箇所ある当該クレーンの走行部のうちの 1 箇所において、走行部内部に設置されている油受に軸受の一部と思われる異物を確認した。このため、当該走行部内部の詳細点検を実施した結果、6 月 7 日に、当該走行部軸受損傷を確認した。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・ 走行機能を有するクレーンの点検記録を確認した結果、休止中の 3 基を除いて、軸受部の破損、走行時の異音がなかったことを確認した。休止中の 3 基を今後動かす場合は、軸受部の損傷を考慮した手順を作成した後に実施することとする。歯止めとして、休止中の 3 基の電源盤に「軸受部の損傷を考慮した手順を作成した後に実施すること」の表示を行った。

(f) 東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号機 階段通路誘導灯電源における回路の接続不備(平成 24 年 10 月)

平成 24 年 10 月 29 日、東京電力株式会社関連企業が実施していた 1 号機原子炉建屋の消防設備点検において、本来、単独の電源回路が接続されているべき階段通路誘導灯電源の

回路に、管理区域境界避難扉監視装置の電源回路が接続されている箇所が 3 箇所あるとの報告を受け、11 月 6 日、当該事象を消防法施行規則の要求事項を満足していないと判断した。

他号機についても調査を行ったところ、全号機で 13 箇所、誘導灯電源回路から当該監視装置の電源を分岐していることを確認した。

本件に鑑み、発電所本館、その他の各建屋においても調査することとした。各現場の電線管ルートの目視点検や分電盤結線図をチェックした結果、新たに誘導灯電源回路から分岐している箇所を 11 箇所確認した。また建設時に誘導灯電源回路を施工した A メーカにて調査を実施したところ、さらに 14 箇所の分岐を確認した。さらに、B メーカが施工した誘導灯電源回路についても調査を検討していたところ、図面ではチェックできない箇所で分岐している可能性が確認された。誘導灯電源回路の配線用遮断器を「入」「切」し、一般照明・非常照明の消灯の有無又はコンセントの電圧の有無を調査した。その結果、さらに 12 箇所の分岐を確認した。分岐は計 50 箇所（=13+11+14+12）であった。

当該監視装置を設置した工事関係者に聞き取り調査を実施した結果、消防法で誘導灯設備の電源を専用回路にとすることが定められていること、階段室の照明器具が誘導灯設備として届け出ていることの認識がなかったことを確認した。また、分電盤結線図（照明及び作業用電源設備用）は、当該電源回路は消防法に基づく誘導灯設備を負荷していること、誘導灯以外に負荷を分岐させてはいけないことが明記されていなかった。

本設備は建屋建設時に施工されたものであり、当時の管理方法は十分確認できなかったが、メーカは消防法で誘導灯設備の電源を専用回路とすることが定められていることについて認識していたことから、設計及び施工段階でのチェック機能が十分でなく誘導灯電源回路から一般照明・非常照明を誤って接続したものと推定した。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

- 誘導灯設備及び自動火災報知設備の回路に他設備電源が接続されていないことを確認した。
- 各建家分電盤等で消防法上の誘導灯設備及び自動火災報知設備が接続されている配線用遮断器近傍に注意表示を実施した。
- 誘導灯電源回路等の新設、増設又は改造等の工事を行う場合には、研究所規則に基づき工事実施に係る計画を明確にすることが定められており、工事方法や技術基準の適合性について詳細に検討している。

(g) 日本原子力発電株式会社東海第二発電所 非管理区域への放射性物質の漏えい（平成 24 年 11 月）

第 25 回定期検査中、固体廃棄物処理設備 セメント混練固化装置設置工事の試運転で発生した装置の洗浄廃液をポリ容器に入れて、東海発電所に搬送する作業を行っていた。

その後、東海発電所へ向けた搬送作業を手運びで再開するため洗浄廃液を収納したポリ容器（以下「当該ポリ容器」という。）を作業員 A が持ち上げたところ、梱包したポリ袋より地面に水が滴下（約 5cm×5cm）していることを作業員 B が確認した。また、作業員 A は

自分自身の作業服（防寒上着右前下部及び作業ズボン右大腿部）が濡れていることを確認した。このため、一緒に作業していた作業員Cが中央制御室発電長にその旨連絡した。さらに、追加のポリ袋（二重）で当該ポリ容器を梱包し、ほかのポリ容器を入れたポリ袋からは水が滴下していないことを確認するとともに、水が滴下した付近を人が通行しないよう監視した。

発電長より連絡を受けた当社安全管理室員が、サーベイメータにより水の滴下場所を測定したところ、測定値は 500cpm（バックグラウンドを差し引いた値）であり、2.2Bq/cm^{2}に相当（管理区域の設定基準 4Bq/cm^2）する汚染を確認した。

なお、本事象によるモニタリングポスト及び放水口モニタの指示値に変動はなかった。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・廃液サンプル等の採取・搬送は運転要領書等に定められ、密封性を有した容器を用いて確実な手順により実施している。

(4) 国外のその他の原子力施設で発生した事故・故障等から得られた教訓に係る措置状況

(a) イギリスセラフィールド・送風機のダクト汚染（平成 21 年）

Pu 精製・貯蔵施設貯蔵庫から分析サービス部構内の送風機へのダクトとその周辺で汚染が発見された。隣接コンクリートスタンドと隣接区域の地面への汚染拡大の形跡もあった。この汚染はダクト検査の準備の一環として行ったサーベイで確認された。これは、過去に修理したダクト結合部が汚染源であることを示唆している。掘削除染が慎重に行われ、アクセスが改善され、試料採取が可能になることが期待される。

予備評価を行い、αで 1.5MBq の固着・付着汚染が確認され、これは法令に基づく報告の制限値を超えていたため、法令に基づく報告を行った。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・ 施設定期検査の一環として、ダクト等の換気設備の点検を実施し、異常のないことを確認した。また、これらは定期的に点検を実施しており、異常は確認されていない。

(b) イギリスセラフィールド・高放射性溶液蒸発・貯蔵施設における汚染（平成 25 年 12 月）

高放射性溶液蒸発・貯蔵（以下「HALES」という）施設において施設と更衣に汚染が発見された。

この汚染は、測温抵抗体を除去する未許可の作業によって発生したものである。測温抵抗体は高放射性汚染されており、HALES 高放射性(遮蔽)廃棄物貯蔵エリアで発見された。

この事象の結果、個々の作業員は年間許容限度の 10%超の被ばくをした。

機器とエリアの双方の汚染は測定の結果、許容限度を 3 倍程度超えていることが判明した。

その後この測温抵抗体は安全な場所に保管されている。

未許可の作業を行うことに対して是正措置が勧告された。

これに関して東海再処理施設においては、以下の対応を実施している。

・ 被ばくや汚染の可能性がある放射線作業については、放射線管理基準に従い作業手順、作業管理等を定めた特殊放射線作業計画書を作成し、関係者の承認や合意を得るルールになっており、作業がシステム化されている。
・ 現場作業を行う場合は、当日の朝会等による内容の周知後に実施する運用となっており、突発的な作業でも必ず所属長の承認後実施されている。

今回の評価対象期間における国内外の再処理施設等の事故・故障から得られた教訓に係る措置状況については、当該事故・故障等の発生以前に既に対策がとられているものも含まれる。これら全ての事故・故障から得られた教訓に対して、当該事象及び類似の事象が発生しないような措置がとられていることを確認した。

4.2.3　技術開発成果

再処理施設の安全性・信頼性向上に関連して、線量評価、放射線監視、被ばく管理、臨界、閉じ込め、耐震、プロセス管理、設備保全、保障措置・計量管理等の観点から、原子力機構を中心とする研究開発機関等により種々の新技術の開発が行われてきており、これらの新技術について、安全性・信頼性を向上させていく上で有効と考えられるものについては東海再処理施設の設備等に取り入れてきている。

ここでは、これらの技術開発成果のうち、原子力機構及び日本原子力学会等より公開された技術開発成果を調査した。調査の結果、約 5,000 件の技術開発成果が抽出されたが、東海再処理施設への反映を考慮すべき技術開発成果として 46 件が挙げられた。

これらの技術開発成果及びその反映状況は以下のとおりである。

(1) 線量低減化に関する技術開発

(a) 線量評価技術

一般公衆及び放射線業務従事者の線量評価を行うために、以下の技術開発が実施されている。

(i)　東海再処理施設周辺の環境中トリチウム濃度について

(ii)　多様なモニタリング手法により明かされた東海再処理施設周辺における ^{14}C の時空間的分散状況とその環境影響

(iii) ORION-WIN; 原子力施設からの放射性物質の大気放出に起因する環境中濃度及び線量を評価するための計算コード

(iv)　放出核種の大気拡散時放射性壊変を考慮した原子炉施設想定事故時線量計算コードの開発

(v)　放出放射性物質による緊急時線量シミュレーションシステム(SIERRA-II)の開発

(vi)　核燃料サイクル施設からの放射能放出に伴う環境 γ 線線量率変動の定量化に関する研究

上記のうち(i)、(ii)、(iii)については、東海再処理施設から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に起因する一般公衆に対する線量評価に適用されている。

（iv）については、東海再処理施設のレベル 3PSA に適用された手法である。

（v）、（vi）については、緊急時環境放射線（放射能）モニタリングの際、事前に環境放射線の予測に適用される。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(b) 放射線監視技術

一般環境及び作業環境の放射能レベルの監視を行うために、以下の技術開発が実施されている。

（i） 大気拡散計算に関連する気象観測データの解析、1995 年度～2004 年度

（ii） 海産生物における超 U 核種の濃縮係数について

（iii）東海再処理施設から大気放出された ^{14}C の米への移行；モニタリングデータと簡易モデリングアプローチ

（iv） ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法を用いた海水中 γ 線放出核種分析法

（v） 液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 迅速分析法

（i）については、安全審査で用いた気象統計の有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で計算評価することが妥当であることが確認できた。事業指定申請書に反映する予定である。

（ii）については、安全審査で用いた環境中移行パラメータ（濃縮係数）の有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で計算評価することが妥当であることが確認できた。

（iii）については、安全審査で用いた大気拡散モデル、環境中移行モデルの有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で計算評価することが妥当であることが確認できた。

（iv）については、海水中 ^{137}Cs 分析を行うにあたって、本方法を適用している。

（v）については、排水中 ^{89}Sr、^{90}Sr 分析を行うにあたって、本方法を適用している。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(c) 被ばく管理技術

放射線業務従事者の被ばく管理を行うために、以下の技術開発が実施されている。

（i） 東海再処理施設における排気中トリチウム、^{14}C 及び放射性ヨウ素の捕集方法と捕集効率

（ii） 東海再処理施設から排出される液体流出物における ^{99}Tc の分析法の検討

（iii） 排気中 ^{14}C モニタリング手法の検証（再評価）と高度化への提言

（iv） 排気中トリチウムモニタリング手法の検証（再評価）と高度化への提言

（v） 放射性気体廃棄物中のトリチウム及び ^{14}C に対する簡易で信頼性の高いモニタリングシステム

（vi） 放射性ヨウ素の大気中への異常放出の迅速な検出と放出量の推定

(vii) 排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法の検証（再評価）と高度化への提言
(viii) パルス時間間隔を利用したバックグラウンド補償型 α 線測定装置の開発
(ix) Pu の迅速な検知を目的としたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発

(i)については、東海再処理施設から放出される気体廃棄物のうちトリチウム、^{14}C 及び放射性ヨウ素に関する捕集方法について評価を行ったものであり、既に導入している手法の妥当性及び有効性を確認した。

(ii)については、保安規定上、測定されることはなかった排水中 ^{99}Tc 濃度について、自主測定した結果をまとめた。得られた濃度レベルから、これまでどおり保安規定対象とする必要がないことを確認した。

(iii)については、今後の ^{14}C 評価手法の高度化や設備更新時に反映する予定である。

(iv)については、今後のトリチウム評価手法の高度化や設備更新時に反映する予定である。

(v)については、トリチウム及び ^{14}C のサンプリング装置の更新時に反映する予定である。

(vi)については、排気モニタによる監視業務及び異常放出時の放出量の評価に使用している。

(vii)については、放射性ヨウ素のモニタリング手法の高度化や設備更新時に反映する予定である。

(viii)、(ix)については、プルトニウムダストモニタへの応用を予定している。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(2) 施設安全管理に関する技術開発

(a) 臨界監視技術

東海再処理施設における臨界監視を行うために、以下の技術開発が実施されている。

(i) プルトニウム転換技術開発施設における臨界警報装置検出器の設置位置
(ii) 東海再処理工場における新しい臨界警報装置検出器
(iii) 臨界警報装置検出器の中性子レスポンスの評価

(i)については、本設計を基に、プルトニウム転換技術開発施設の臨界警報装置の更新を実施した。

(ii)、(iii)については、本設計を基に、分離精製工場の臨界警報装置の更新を実施した。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(b) 閉じ込め維持技術

東海再処理施設に内蔵している放射性物質の閉じ込め機能を維持するために、以下の技術開発が実施されている。

(i) スチームジェットの腐食と設計改良
(ii) 東海再処理施設における硝酸ウラニル溶液蒸発缶及び脱硝塔の腐食評価

(i)については、本成果を基に耐食性を向上させたスチームジェット構造改良を行った。

(ii)については、機器の腐食速度はわずかであり、今後も健全に使用できることを確認

した。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(c) 耐震技術

東海再処理施設の耐震性能を評価するために、以下の技術開発が実施されている。

(i) 地震時にせん断荷重を受ける機器据付ボルトの耐震裕度に関する一考察

(i)については、耐力試験から得られた耐力値が、耐力許容に対して十分な裕度があることが確認された。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(3) プロセス管理に関する技術開発

(a) 検査・修理技術

東海再処理施設内での放射線業務従事者の被ばく低減を目的として検査・修理を行うために、以下の技術開発が実施されている。

(i) 蛍光浸透探傷試験装置の開発

(i)については、当該試験装置を用いて検査精度を確認した後、りん酸廃液蒸発缶に対して蛍光浸透探傷試験を実施した結果、蒸発缶内部の上部管板溶接部には欠陥は確認されず、本試験装置の適用性が確認された。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(b) 廃棄物低減・減容・管理技術

東海再処理施設からの廃棄物の低減、減容及び管理を行うために、以下の技術開発が実施されている。

(i) ガラス固化技術開発施設におけるガラス溶融炉更新と溶融炉技術開発

(ii) 東海再処理施設におけるガラス固化技術開発計画

(iii) 地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント(地層処分において必要と考えられる高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の特性)

(iv) 東海再処理施設における低放射性廃棄物の新規処理法の開発

(i)については、平成 16 年度に改良型ガラス溶融炉に更新し、現在（平成 26 年 9 月末）も運用中である。

(ii)については、開発した堆積物除去装置及び形状計測装置を用いて、平成 22 年から平成 24 年にかけて実ガラス溶融炉内の白金族ガラスを除去し、腐食進捗状況を測定した。

(iii)については、ガラス固化体製造時の品質に係る記録の体系を整理するとともに、内容を見直し、ガラス固化体製造に係る要領書を改訂した。

(iv)については、可燃性低放射性廃棄物に対しては焼却処理法を採用した。また低放射性廃液に大量に含まれる硝酸根の触媒-還元による硝酸根分解法及び廃棄物の高充てんを可能としたセメント固化法の技術開発成果を、将来的に低放射性廃棄物処理技術開発施設に導入する予定である。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(4) 設備保全に関する技術開発

(a) 保全管理技術

東海再処理施設の設備保全を行うために、以下の技術開発が実施されている。

(i) グローブボックスフィルタケーシングの腐食原因と補修技術

(ii) 水管ボイラ対流蒸発管における腐食孔の発生とその原因

(i)については、貫通孔を含む周辺部位を撤去し、新たに製作したケーシングの一部をティグ溶接により接続するものであり、同様の事象が発生した場合に適用する。

(ii)については、ボイラ水の漏えい原因調査とその結果について取りまとめ、ボイラの保全活動に反映した。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(5) 保障措置、計量管理に関する技術開発

(a) 測定・分析技術

東海再処理施設における保障措置・計量管理を行うために、以下の技術開発が実施されている。

(i) Nd を内標準物質とした吸光光度法による高放射性廃液中の Pu の定量

(ii) 導電率測定による高濃度の Pu、U を含む硝酸溶液の酸濃度の定量

(iii) 東海再処理プラントにおける破壊測定及び非破壊測定による分析活動の進歩

(iv) 硝酸 Pu 環状槽の連続液量監視データにおいて観測される液量変動と微小測定バイアスの減少方法

(v) 東海再処理工場における Pu 系低放射性固体廃棄物非破壊測定装置の開発

(vi) 高精度液位測定装置に用いられる水晶振動型差圧センサの保守管理～精度の維持及び故障時の兆候～

(vii) DSTA 法を用いたグローブボックスクリーンアウト支援ツールの新概念について

(viii) 硝酸Pu溶液の液量測定システム及び15年以上の実証運転により証明された計量管理のための測定の不確かさ

(ix) Na、Pu や他の不純物を含む不均一スラッジ試料に対する中性子マルチプリシティ測定の適用性調査

(x) 計量管理に利用する液量測定システムの健全性確認方法の提案

(xi) 電位規制クーロメトリーによる硝酸 Pu 溶液の精密分析と不確かさ評価

(xii) 多数のグローブボックス存在下における MOX ホールドアップ測定への動的クロストーク補正の実施

(xiii) $ZnS/^{10}B_2O_3$セラミックシンチレータ検出器を用いたPu非破壊測定システムの開発とデモンストレーション

(i)については、高放射性廃液中の Pu の定量分析法として適用している。

(ii)については、プルトニウム転換技術開発施設で取り扱われる高濃度の Pu、U を含む硝酸溶液の酸濃度分析法として適用している。

(iii)については、本件で報告された K-Edge デンシトメーターは、東海再処理施設の Pu

の保障措置検認のための分析法として適用されている。

(iv)については、プルトニウム転換技術開発施設で運用している硝酸 Pu 系貯槽の液量測定装置に適用され、液量や密度と併せて液重量の連続モニタリングを実施している。

(v)については、計量管理測定機器として運用している。

(vi)、(viii)については、プルトニウム転換技術開発施設の硝酸 Pu 系溶液貯槽の液量測定装置の保守管理の実績を取りまとめたもので、この知見は、プルトニウム転換技術開発施設の液量測定装置の校正要領、槽校正要領、保守点検要領に反映されている。

(vii)については、プルトニウム転換技術開発施設の作業手順書に反映し、毎年実施するグローブボックスのクリーンアウト作業において活用している。

(ix)については、プルトニウム転換技術開発施設の運転終了後（固化・安定化処理）に正式な査察手順として採用される予定である。

(x)については、高濃度 Pu 系溶液の保管時の液量測定装置及び密度・濃度分析値の妥当性を客観的に判断する手法であり、プルトニウム転換技術開発施設では本成果を要領書化し、溶液管理の際に運用している。

(xi)については、Pu 濃縮液受槽及び Pu 製品受槽の Pu 濃度分析として適用している。

(xii)については、IAEA 等に正式に認められ、プルトニウム転換技術開発施設における実在庫調査において、正式な計量管理機器及び査察用検認機器として運用している。

(xiii)については、今後、実際に核物質を測定するための非破壊装置として運用を進める予定である。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

(b) 管理・監視技術

東海再処理施設における保障措置が実施されているかを管理・確認するために、以下の技術開発が実施されている。

(i) JNC-1 サイトでの再処理施設に対するランダム査察における施設者の経験

(ii) 査察機器リモートモニタリング化における無線 LAN 技術の適用

(i)については、JNC-1 サイトへの統合保障措置の適用に伴い、東海再処理施設に対して従来の中間在庫検認からランダム査察へ移行し、合理化が図られた。

(ii)については、使用済燃料貯蔵区域に設置されている査察機器に対し IAEA により無線 LAN 機器が設置され、リモートモニタリングが運用されている。

各技術開発の概要とその適用状況については表 4.2-3 に示す。

以上のとおり、技術開発成果については、東海再処理施設に対し、より一層の安全性・信頼性の向上を図るために、東海再処理施設の安全性評価、設備、作業手順等に反映する等の措置がとられていることを確認した。

4.2.4 その他の最新の技術的知見

4.2.4.1 耐震の新知見評価

耐震の新知見評価については、原子力安全・保安院（当時）の指示、平成 21 年 5 月 8 日付「原

子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」(平成 21・04・13 原院第 3 号)に基づき、毎年度、施設へ反映が必要な新知見情報を、国の機関等の報告、学協会等の大会報告・論文等の文献について収集・評価し、国へ報告を行っている。

東北地方太平洋沖地震が発生した平成 22 年度についても例年通り調査を行い、東海再処理施設へ反映が必要な新知見情報を収集・評価し、国へ報告している。これについて原子力安全・保安院（当時）は平成 23 年 6 月 8 日付「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」(23 原審第 22 号)により、「反映が必要な新知見情報がないことが確認できる情報」に係る報告を原子力機構に求めた。原子力機構は反映が必要な新知見情報がなかったことについて、バックデータを用いてより詳細に報告している。

耐震の新知見情報の収集・分析は原子力事業者の共通情報と各サイト・地域に係る情報に分類して調査を行っている。また、同情報は「反映が必要な新知見情報」、「新知見関連情報」及び「参考情報」に分けて整理している。平成 22 年度の報告については、共通の新知見関連情報と参考情報は合計 63 件、東海再処理施設に係る情報は合計 17 件であり、国への報告事例である反映が必要な新知見情報はいずれも 0 件であった。東北地方太平洋沖地震の翌年度である平成 23 年度の報告分については、共通の新知見関連情報と参考情報が合計 55 件、東海再処理施設に係る情報は合計 10 件であり、反映が必要な新知見情報はいずれも 0 件であった。再処理技術開発センターでは、東北地方太平洋沖地震に係る知見については、以降明らかになる内容を検討・整理した上で、反映すべき新知見については適宜対応することとしている。

なお、指示が出た平成 21 年度から平成 26 年 9 月末現在に至るまで、国への報告対象に該当する知見がないことを確認している。

4.2.4.2　耐震の解析業務に係る品質保証体系

東海再処理施設の保安活動に係る品質保証体系に、解析業務に係る品質保証体系を組み込んだ。この経緯について以下に示す。

平成 18 年 9 月の耐震設計審査指針の改訂に伴い実施されていた耐震安全評価について、平成 23 年 8 月、原子力安全・保安院（当時）より、原子力事業者に対して、指示文書「耐震安全性評価報告書の再点検について（指示)」が発信された。これに基づき、東海再処理施設においても耐震安全性評価報告書の再点検を行った。この点検を進めるにあたり、各原子力事業者の解析業務に携わる技術者の知見を集約し耐震解析業務の品質向上を目的として、一般社団法人日本原子力技術協会(JANTI)が制定したガイドライン JANTI-GQA-01－第 1 版「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」(平成 22 年 12 月）に基づき、平成 23 年 10 月、「解析業務管理要領」を制定した。

同報告書の再点検結果は平成 23 年 12 月に原子力安全・保安院（当時）に報告された。解析業務管理要領はその後平成 24 年 11 月に組織改編に伴い、再処理技術開発センターの品質保証体系に組み込まれた。その後、JANTI は平成 24 年 11 月に一般社団法人原子力安全推進協会(JANSI)に改組し、ガイドライン JANTI-GQA-01－第 1 版は、平成 26 年 3 月に 3 年間の経験を反映させた形でガイドライン JANSI-GQA-01－第 2 版「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質

向上ガイドライン」に改定され、これを踏まえて再処理技術開発センターにおいて解析業務管理要領を平成 26 年 6 月に改訂した。

現在（平成 26 年 9 月末)、再処理事業変更許可申請、再処理技術開発センターで実施する設計及び工事の方法の認可申請等に係る解析業務等､本要領書に基づき各種解析業務を実施している。また、安全評価に係る解析業務については、品質保証体系に組み込まれた解析業務管理要領に基づき実施されていることを確認した。

以上のことから、耐震の解析業務に係る品質保証体系は最新の技術的知見を取り入れて運用されていることを確認した。

今後も、本活動を継続し、耐震安全性のより一層の向上に係る取り組みを着実に進めていく。

4.2.4.3　新規制基準

再処理施設に対する新規制基準は、平成 25 年 12 月、国により導入された新しい規制であり、新しい規制が発効した際、遡りで現行施設に新基準を適用（バックフィット）できるようにするとともに、これまでより厳しい条件下での地震応答、津波対策、その他気象影響等の外的事象、溢水等の内的事象への対応を行うことが定められている。東海再処理施設では現在（平成 26 年 9 月末)、廃止措置に向かうことを前提に本規制への対応に取り組んでいるところであり、今後国へ申請を行う予定である。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(1/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
1	関西電力株式会社美浜原子力発電所1号機タービン動補助給水配管の肉厚不足	平成16年10月25日	平成16年9月5日より点検停止中、超音波によるタービン動補助給水配管の肉厚を測定したところ、A蒸気発生器側の流量制御弁の上流側溶接部近傍及びB蒸気発生器側の流量制御弁の下流側配管溶接部近傍の一部において、厚さが各々、5.7mm及び5.6mmであり、当該部位について報告対象となる厚さ(5.8mm 未満)に至っていることを確認した。 原因は、建設時の配管内面切削加工の際に、当該配管と開先加工装置との間にわずかな芯ずれにより偏心が生じたことから、部分的に報告対象となる厚さに至る薄肉部の箇所が生じたものと推定された。	● 管等の溶接作業において開先加工を行う場合には、形状、寸法、裏ハツリ状況等を確認することが社内標準等に定められている。
2	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場分析建屋における建屋換気設備の自動停止	平成17年8月26日	平成17年8月26日14時20分、建屋給気加熱コイル出口温度計の点検校正作業中に、建屋送風機が停止した。また、建屋送風機の停止にともない、建屋の過負圧を防止するために建屋排風機及びフード排風機も停止した。 建屋送排風機停止中においても、セル排風機及びグローブボックス排風機の運転は継続しており、建屋内の負圧は維持されていた。 停止した建屋送排風機等は、同日16時11分に通常運転状態に復旧した。 原因は点検校正作業時に、当該温度計で温度低を検知すると建屋送風機を停止させるインターロックを除外していなかったため、温度の模擬信号を入力した際に、インターロックが作動し、建屋送風機が停止した。	● 建家送風機のインターロックに関連する機器について、点検作業等を行う際は、類似事象が発生しないよう手順にホールドポイントを設ける等の措置を講じている。
3	関西電力株式会社美浜原子力発電所1号機1次冷却材ポンプNo.3シールからの補給水の漏えいに伴う原子炉手動停止	平成17年9月29日	第21回定期検査の調整運転中に発生したB－湿分分離加熱器加熱蒸気ドレン管温度計管台溶接部からの漏えいの対策として、別系統の同一部位の補修等のため、平成17年9月29日17時15分から出力降下を開始したところ、19時8分、A－1次冷却材ポンプの「スタンドパイプ水位注意(水位低)」警報が発報した。このためスタンドパイプへの水補給を実施したが、19時43分に再度、同警報が発報したため、格納容器テレビモニタにより確認した結果、同ポンプのスプラッシュガード部から水が漏れていたことから、原子炉を手動停止した。 調査の結果、同ポンプの第3軸シール部のシールリングスプリングのばね力が使用期間を通じ徐々に弱まり、事象発生時にはシール部における押さえ力が摩擦力(反対方向に働く力)を下回る状態であったことが確認された。この状態で、格納容器内の温度変化等の要因によりシールランナが軸方向に熱伸びして動いた際にシールリングが追従しきれなくなり、シート面の開きが生じたため、シール水の漏えい量が増加したものと推定された。また、これにともないシール水がスタンドパイプから軸シール部に補給されたが、シール水回収ラインからの回収能力を上回ったため、スプラッシュガード部から漏えいしたものと推定された。	● 必要に応じてポンプの健全性確認を定期的に実施している。
4	東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機における管理区域外へのトリチウム放出	平成18年8月11日	定格出力で運転中、純水補給水系にトリチウムを含む復水貯蔵タンクの水が流入し、総量約4.7×10^{10}Bqのトリチウムが管理区域外へ放出された。このうち大気へは、純水補給水系の水を水源とする所内ボイラの蒸気として、廃棄処理施設を経由せず管理されない状態で放出された。 調査の結果、以下の経緯で事象が発生したと推定された。 (1)平成18年7月28日に行われた超音波洗浄作業後、除染純水入口弁を閉にするつもりが、誤って、除染純水入口弁よりも純水系側にある除染純水入口元弁を閉操	● 従来から、弁操作に伴う手順が整備され、誤操作防止のための処置(開閉表示等)を行っている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(2/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			作した。しかし、閉操作が不完全で微開状態となっていた。 (2)純水系と復水系を仕切っている逆止弁は主復水器の逆洗操作時に開閉するが、7 月 30 日に行われた主復水器の逆洗操作時に当該逆止弁がシートパスを起こし、(1)で微開状態になった除染純水入口元弁を通じて復水系の水の純水系への流入が始まった。 (3)7 月 31 日、金属材除染作業のため、除染純水入口元弁を開にしたため、復水系の水の純水系への流入量が増加し、系統全体に混入した。 (4)トリチウムが混入した純水系の水が、所内蒸気系を通じて蒸気として大気中へ放出された。	
5	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所への平成 19 年度新潟県中越沖地震による影響	平成 19 年 7 月 16 日	柏崎刈羽原子力発電所は 3 号機、4 号機及び 7 号機が定格熱出力一定運転中のところ、7 月 16 日 10 時 13 分頃に発生した新潟県中越沖地震により、原子炉が自動停止した。なお、1 号機、5 号機及び 6 号機は定期検査中であり、2 号機については起動操作中(未臨界)であり同号機も自動停止した。これらは 7 月 16 日ないしは 17 日には冷温停止状態となり、以降、安定した状態を維持した。 地震後のパトロールにより以下に示す不適合事象が確認された。 (1)6 号機原子炉建屋内非管理区域への放射性物質を含む水の漏えい (2)1～7 号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける溢水 (3)6 号機原子炉建屋天井クレーン走行伝動用継手部の破損 (4)3 号機所内変圧器(B)における火災 (5)その他の不適合事象 (a)1 号機原子炉複合建屋地下 5 階における水(非放射性)の漏えい (b)1～5 号機主排気ダクトのズレ (c)7 号機主排気筒からの放射性物質の検出 (d)運転上の制限(LCO)からの逸脱 ・1～3 号機使用済燃料プールの水位低下 ・3 号機原子炉建屋ブローアウトパネルの外れ ・使用済燃料プール内の水中作業台の外れ ・固体廃棄物貯蔵庫内のドラム缶転倒 これらを含め、事故後の総点検により大小様々な不適合事象が確認された。	再処理施設の耐震性安全性評価を行った。具体的には以下のとおり。 ● 東海再処理施設敷地周辺・敷地近傍・敷地の地質調査を行った。一部の断層については後期更新世以降の活動性を直接的に否定できないことから、新耐震指針に基づく評価として安全側に評価することとした。 ● 検討用地震の選定を行った。この際、地質調査、地震調査等により、敷地周辺に震度 5 弱程度以上の影響を及ぼすと考えられる地震を地震発生域ごとに選定した。 ● 基準地震動の策定を行った。基準地震動 Ss は「応答スペクトルを用いた手法」、「断層モデルを用いた手法」及び「震源を特定せず策定する地震動」を包絡して設定した。 ● 主な安全上重要な建物に対する影響を評価した。耐震安全性評価の対象となる機器・配管系を収納する建物を対象とし、基準地震動 Ss に基づく地震応答解析を実施した。その結果、鉄筋コンクリート耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(3/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
				以下であり、耐震安全性が確保されていることを確認した。 ● 耐震安全性評価の対象となる主な安全上重要な機器にについて基準地震動 Ss に基づく地震応答解析を実施した。その結果、応力比（発生値/評価基準値）が 1 以下となり、いずれも評価基準値以下であり、耐震安全性が確保されていることを確認した。 再処理施設の耐震性向上対策工事を行った。具体的には以下のとおり。 ● 中間開閉所・第二中間開閉所の地盤補強。 ● 非常用電源ケーブルの移設/圧縮空気供給配管のルート変更。 ● 分離精製工場燃料貯蔵プール屋根の鉄骨補強。 ● ガラス固化技術開発施設の冷却塔の更新。 ● 高放射性廃液貯蔵場冷却塔の補強。 ● 分離精製工場の換気ダクト及び動力分電盤の補強。 ● 中間開閉所建家壁等の補強。 ● 主排気ダクト支持架台の補強。
6	関西電力株式会社大飯原子力発電所 1 号機における封水注入フィルタ付近からの漏えいに伴う原子炉手動停止	平成 19 年 9 月 3 日	定格熱出力一定運転中の 1 号機において、平成 19 年 9 月 3 日 21 時 15 分頃、運転員が加圧器及び化学体積制御系のタンクの水位が低下傾向にあることを確認し、関連パラメータの確認及び補助建屋内の点検を行った結果、A－封水注入フィルタ付近からシール水が漏えいしていることを確認した。当該フィルタの点検のため、原子炉を手動停止した。漏えい量は約 3.4m^3、放射能量は約 6.8×10^{5}Bq、環境への放出放射能量は約 1.4×10^{9}Bq と推定した。点検調査の結果、封水注入フィルタ容器のフランジの片締めにより、フランジ合せ面の隙間から O リングがはみ出し、O リングの伸びの限界を超えて、割れが発生・進展して破断に至り、漏えいが発生したと推定した。	● フランジ等の締め付け作業に際しては、片締めを防止するためトルクレンチを使用するか面間の確認をすることで片締めとならないような締め付けを実施している。
7	日本原燃株式会社六ヶ	平成 20 年 5 月 14 日	アクティブ試験中の平成 20 年 5 月 14 日に、安全上重要な機器である排風機が一時的に停止した。	● 類似設備としてガラス固化技術開発

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(4/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
	所再処理工場高レベル廃液ガラス固化排ガス処理設備排風機の一時的な停止		調査の結果、排ガスを冷却させる系統の機器(冷凍機)の点検・保守作業で停止したことにより、第 1 排風機冷却器で廃ガス中の水分が凝縮する状態になり、凝縮液が滞留し、第 1 排風機下流での圧力損失が増大したことにより、過渡的な圧力変動により、排風機が停止したこと及びインターロックにより停止した排風機が再起動しないロジックであったためと推定した。	施設の排風機があるが、排風機上流側においては、冷却器への冷水供給系が 2 系統あり、保守等により停止した場合でも必ず 1 系統を運転状態とし、冷却器への冷水供給系を維持した状態で作業を行うため、冷水が停止することはなく、排気系統内に凝縮液が発生・滞留することはない。また、排風機がインターロックにより停止した場合、待機側の排風機を手動で切り替えて起動できるシーケンスロジックとなっている。
8	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 7 号機における協力企業作業員の計画線量を超える事象の発生	平成 20 年 6 月 26 日	定期検査中の平成 20 年 6 月 26 日 15 時 57 分頃、原子炉建屋原子炉格納容器(管理区域)において、0.9mSv/日の計画線量でドライウェル（以下「D/W」という。)サンプピット内の清掃作業を行っていた協力企業作業員 1 名が管理区域から出たところ、1 日の作業で受けた放射線量の合計が計画線量を超え、1.01mSv/日であったことが確認された。 当該作業員が受けた放射線量は、法令で定める線量限度を超えるものではなく、身体に影響を与えるものではない。 聞き取り調査の結果、以下のことが分かった。 ・当事者は、共同作業員と 2 名で D/W サンプピットの清掃作業を行っていた。 ・当事者の警報付個人線量計(以下「APD」という。)が鳴ったが、サンプピット内が狭隘部のために警報音が反響してしまい、かつ全面マスク着用であったために、どちらの作業者の APD が吹動したのか判断しにくかった。共同作業員の胸に当事者が顔を近づけて確認したところ警報音が聞こえたような気がしたため、共同作業員の APD が鳴ったものと誤認した。 ・当事者の指示により、共同作業員はサンプピット内から出た。その途中で、警報は止まっていた。 ・共同作業員はサンプピットから出た後、体表面汚染確認のため全身のサーベイを綿密に実施し、その後、APD の指示値を確認しなかった。	● 警報付個人線量計の警報が吹鳴した場合には、速やかに退域するよう特殊放射線作業計画書の作成時に記載するとともに、作業前の教育においても周知している。
9	日本原燃株式会社六ヶ所再処理施設高レベル廃液ガラス固化建屋ガラス溶融炉 A におけるガラスの流下停止	平成 20 年 7 月 3 日	アクティブ試験中の平成 20 年 7 月 2 日に、ガラス流下作業を開始したところ、ガラスの流下が継続せず、作業を一時停止し、再開したものの、流下が確認できず 7 月 3 日に流下操作を停止した。 調査の結果、下記の点について原因と推定した。 (1)高周波加熱コイルによる十分な上段加熱等を行わなかったことにより、流下ノズルの温度が低かった。 (2)流下の際に、流下ノズル温度を管理条件としていなかったため、流下ノズル温度が低い状態で流下を行い、ガラスが偏流した。	● ガラス固化技術開発施設のガラス流下作業時において、ガラスの偏流を防止するため、流下ノズル上段加熱開始の条件を流下ノズル上部温度 720℃以上とすることと運転要領書に明記し

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(5/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			(3)高周波加熱コイル下端に付着物(ガラス固化試験で発生した低粘性流体)があったことから、偏流したガラスが付着物に接触し、流下ノズル下端部周辺を閉塞した。	ている。
10	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場高レベル廃液ガラス固化建屋ガラス溶融炉Aにおける炉内異常	平成20年12月11日	アクティブ試験中、平成20年12月10日よりテレビカメラによるガラス溶融炉内の点検を実施していたところ、炉底撹拌に使用していた直型撹拌棒がガラス溶融炉内で曲がっていることが確認され、ガラス溶融炉内部が損傷している可能性があることが判明した。 ・調査の結果、天井レンガが脱落していた。なお、炉底部から回収したレンガは、脱落した天井レンガの形状と整合していた。 ・経過報告時の専門家からの指摘を踏まえ、アルカリ成分がレンガの目地に凝縮し、性状劣化の原因となった可能性について調査したところ、今回の損傷箇所におけるアルカリ成分の影響は、ごく少ないことを確認した。 撹拌棒の曲がりについては、 ・経過報告時には、曲がっていない撹拌棒に腐食と想定される減肉を確認したが、その後、曲がった撹拌棒では、機器との接触痕と考えられる減肉を確認した。強度評価を行った結果、当該減肉を考慮しても、おもりによる荷重では、撹拌棒に曲がりは生じないことを確認した。 間接加熱装置の計画外の停止等により、周辺の天井レンガに急激な温度降下が発生し、その急激な温度降下に起因する引張力が繰り返されることにより、天井レンガの脱落に至ったと推定される。 撹拌棒の操作を行う際、レンガが脱落していることを想定せずに挿入したところ、撹拌棒が斜めになった。その状態で、撹拌棒の上部におもりを乗せることに加え、パワーマニピュレータにより押し込むことで、荷重が当初の想定を超えたため、撹拌棒が曲がったと推定される。	● 溶融炉内の温度勾配が急激にならないように間接加熱装置の運転手順は整備済みである。また、ガラス固化技術開発施設のガラス溶融炉については、撹拌棒は有していない。
11	中部電力株式会社浜岡原子力発電所3号機非常用ディーゼル発電機(A)の動作不能による運転上の制限からの逸脱	平成20年12月24日	定格熱出力一定運転中、平成20年12月22日、非常用ディーゼル発電機(A)の定期試験を実施していたところ、当該非常用ディーゼル発電機の定格出力到達後、出力制御機構による出力降下操作中に、同機構による降下操作ができなくなった。このため、同日午後4時18分に運転上の制限(LCO)逸脱を宣言した。当該出力制御機構について点検したところ、故障原因について速やかに特定することができないことから、12月24日、法令報告に該当すると判断した。原因について調査を行った結果は下記のとおり。 ・非常用ディーゼル発電機の出力制御機構のモータをメンテナンス会社の工場で分解したところ、当該モータを駆動させるため整流子に接触しているブラシの接触面に異物が噛み込んだと推定される不均一な当たりが存在し、当該モータ内のリード線に付着しているワニスが剥がれかけていた。 ・また、当該モータ内にワニス等の異物は確認できなかったが、実証試験の結果、当該モータの組み立て時にブラシと整流子の間に絶縁性の異物を噛み込んだ場合、異物の位置や整流子の回転に伴うブラシの傾きにより導通不良が発生すること等を確認した。 ・このため、メンテナンス会社の工場で当該モータの組み立て時に、ブラシと整流子の間にワニス等の絶縁性の異物を噛み込んだため、整流子の回転に伴うブラシの傾きにより導通不良に至ったと推定した。	● 類似の構造を有する設備を保有しているが、定期点検等で健全性を確認している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(6/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
12	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場高レベル廃液ガラス固化建屋の固化セルにおける高レベル廃液の滴下	平成 21 年 1 月 21 日	平成 21 年 1 月 15 日、高レベル廃液ガラス固化建屋固化セルの漏えい液受皿集液ポットの液位上昇を確認(警報設定値未満)した。その後、1 月 17 日及び 19 日に漏えい液受皿の液位高警報が発報した。これを受けて 1 月 21 日にセルの漏えい液受皿集液ポット内に滞留していた液体の分析を行い、放射能濃度が高いことを確認したため、固化セル内を ITV カメラで確認したところ、同日 18 時 37 分に、閉止フランジ(以下「閉止フランジ 1」という。) から高レベル廃液が滴下していることを発見した。当該閉止フランジは、補修のためガラス溶融炉への高レベル廃液供給配管を閉止していたものである。遠隔操作にて閉止フランジ 1 のボルト増し締め作業を行い、20 時 42 分に滴下の停止を確認した。 また、20 時 53 分、同セル内のもう一方の高レベル廃液供給配管の閉止フランジ(以下「閉止フランジ 2」という。)から高レベル廃液が滴下していることを確認したため、遠隔操作にて閉止フランジ 2 のボルト増し締め作業を行い、21 時 52 分に滴下の停止を確認した。 固化セル内の漏えい液受皿集液ポット内の液体(約 16l)については、23 時 10 分頃高レベル廃液共用貯槽に回収した。 なお、本事象に伴う放射性物質による環境及び人への影響はなかった。 供給槽 A の液量は 1 月 9 日 16 時 0 分頃から液量の減少が始まっており、高レベル廃液の滴下が確認された 1 月 21 日までの液量変動量から推定される高レベル廃液減少量は 1401 程度であることを確認した。 何らかの理由でパージ空気流量が大きくなった場合には、供給槽 A 内の液が揚液される可能性があることから、現場にてパージ空気流量について調査を行った。その結果、閉止フランジ 1 につながるエアリフトについては、通常の値(約 201/h)よりも大きい値(約 651/h)であることを確認した。その後、流量を通常の値に戻したところ供給槽 A の液量の減少が停止した。なお、パージ空気流量については、通水作動試験の結果を踏まえて設定し、それ以降変更した記録がないことを確認した。 供給槽 A の高レベル廃液を揚液した要因として可能性の高いパージ空気流量が大きい値になっていた原因について実機等による調査を行った。 調査は、機械的要因、プロセス的要因及び人的要因の観点で行い、流量設定弁は人等が接触するおそれのある位置に設置されていることを確認した。 パージ空気流量の設定弁は人等の接触があれば動くことを確認しており、供給槽 A の液量減少が発生し始めた 1 月 9 日にパージ空気量の流量計が設置されている場所に作業者が立ち入っていることを確認した。当該作業者に当日の作業内容について聞き取り調査を行ったところ、同作業員が実施した作業は、当該流量計とは関係なく、同作業員は当該流量計に触れた記憶がないことを確認した。 しかしながら、作業した場所は流量計の近傍であり、また、同流量計は特に養生等を実施しておらず、人等の接触により変動する可能性があることを確認した。 上記調査の結果、供給槽 A のパージ空気流量の設定については、流量設定弁への人等の接触により変動する可能性があることを確認した。 高レベル廃液の滴下に至った原因を以下のとおり推定した。 ・パージ空気流量が通常の値(約 201/h)よりも大きい値(約 651/h)になったことにより、高レベル廃液が揚液	● ガスケット等の交換作業手順書にシール性を確認する手順が定められている。パージエアの流量、圧力については日常巡視点検で確認している。 ● 溶融炉の補修中、高放射性廃液供給配管の閉止フランジによる閉止はしていない。 また、当該配管のエアリフトについては、パージエア方式を採用しておらず、ガラス固化技術開発施設運転停止中はエアリフトに圧縮空気が供給されることはなく、高放射性廃液が揚液されることはない。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(7/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			された。(閉止フランジ 1) ・塔槽類廃ガス処理設備で発生した過負圧事象及びその復旧作業等において塔槽類廃ガス処理設備の系統内圧力が急激に変動し、エアリフト配管内の空気流量が一時的に大きくなった。(閉止フランジ 1 及び 2) ・パージ空気流量が通常の値よりも大きい値となっていたことについては、流量設定弁への人等の接触があったことによる可能性がある。 なお、閉止フランジの閉止方法が適切であれば、滴下に至らなかったものと推定する。	
13	日本原子力発電株式会社東海発電所 管理区域における作業員の個人線量計の未着用	平成 21 年 2 月 7 日	作業員は、管理区域立入管理ゲートの個人線量計（以下「EPD」という。）受信台に EPD を置き忘れたまま作業を実施した。監視員がその EPD に気付いたが、退域時の置き忘れと勘違いし、返却した。EPD 未携帯に気付いた作業員は、作業責任者とともに監視員に連絡した。監視員は、作業が屋外であり、被ばくのおそれがない作業であることから、共同作業者の EPD 読み取り結果を確認(0.00mSv)し、再入域を許可した。その後、安全管理グループに相談したところ、同グループサブマネージャーから直ちに退域の指示が出た。なお、現状の EPD システムは EPD 未携帯でも入域が可能であり、監視員は入域時に EPD の着用を監視していない。 作業員は両手で機材を運ぶことに気をとられ、EPD を置き忘れた。EPD の置き忘れ防止措置が講じられていなかった。EPD 置き忘れも状態を監視員に気付かせるシステムではなかった。なお、監視員が安全管理グループに相談せずに管理区域再入域を許可した点も問題である。	● 管理区域入域時には個人線量測定器（TLD）を装着し、警備員の確認を受けている。
14	日本原子力発電株式会社東海第二発電所 管理区域における作業員の個人線量計の着用不備	平成 21 年 2 月 17 日	作業終了後の退域時に個人線量計(以下「EPD」という。)の電圧が 0.85～0.9V まで低下(定格 1.2V)した。当該作業員 3 名が、EPD が胸ポケットから落ちそうになったということで作業責任者と相談し、作業エリア内の見やすい位置の資材置場に置いて作業を実施した。作業責任者は、本事例を未着用にはあたらないと判断した。なお、電池は一般的に低温環境下で放電特性が著しく低下する。当日は気温が低く強風下であり、体温による保温効果もなかったことから電圧低下に至ったものと思われる。 作業責任者は、当該作業エリアでの被ばく実績が 0.00mSv であったこと及び EPD 破損の可能性があったことから、EPD を体から外して作業するよう誤った指示を出した。作業責任者は放射線管理責任者に相談をしなかったことから誤った判断が見逃された。日本原電株式会社は EPD 着用に関する注意喚起はしていたが、常時着用については不徹底であった。	● 個人線量計は、首紐及びバッジで装着するものを使用しており、脱落や落下のおそれはない。個人線量計等の装着については、就業前教育、就業中教育で実施している。
15	原子力機構原子炉廃止措置研究開発センター(ふげん)における管理区域内での放射性物質の漏えい	平成 21 年 10 月 8 日	原子炉補助建屋 3 階のホットカラム試験装置室(管理区域)にて、平成 21 年 10 月 5 日より残留重水の抜き取り作業のための準備として養生作業を開始していたところ、10 月 8 日 14 時 43 分頃、当該室内において、ホットカラム試験装置の腐食電位試験槽の電極ノズルのねじ込み継手部からの滴下により紙タオルが濡れていることを作業員が発見したため、同時刻に電極ノズルのねじ込み継手部の増し締めを行い、漏えいを止めた。 当該室内にいた作業員全員(4 名)が直ちに退出後、室内の空気中トリチウム濃度を測定したところ、空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値の 10 倍を超えたことが確認された。 その後、漏れた放射性物質(トリチウム)を含む重水による放射能量を測定したところ、漏えい量は 3.2×10^{9}Bq	● 安全作業基準等に、放射性物質等の移動、保管、搬出等の管理方法を定め、ルール化されており、確実な手順によって実施されている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(8/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			と確認されたため、原子炉等規制法に基づく報告を行った。 本事象による外部への放射性物質の影響はない。 ・事象発生時においては、ホットカラム試験装置内の汚染の除去工事(残留重水回収工事)を行うため、養生等の準備作業を行っていた。 ・事象発生の前後において、重水が残留していたホットカラム試験装置の電極ノズルの継手(配管の接続部)が緩む方向に動いていたことが確認された。このことから、作業環境が狭隘な場所での養生作業時に、人あるいは物が当該電極ノズルに接触した可能性が考えられ、これにより、電極ノズルの継手に緩みが生じ、漏えいに至ったと推定される。 ・汚染の除去工事は、系を開放した状態にして行うため、機器等からの重水漏えいを考慮した作業が行われるが、その事前の準備作業については、まだ系が開放されていない状態であるため、人や物の接触によって緩む可能性のある継手が存在することや、狭隘な作業場所が接触をもたらす等の設備状況を詳細に把握していなかった。 ・そのため、漏えいの可能性のある箇所に対して、接触防止の措置や継手の回り止め等の保護策が講じられず、狭隘な作業場所にあるホットカラム試験装置の電極ノズルの継手に人あるいは物が接触した結果、重水の漏えいに至ったことが直接原因と推定した。 ・一方、当該試験装置は、既設の抜き取りラインでは、重水を十分に抜き出すことができず、試験装置内に重水が残留した状態で、供用終了措置を完了させたことが、背後要因にあったと判断した。	
16	東京電力株式会社福島第一原子力発電所 雑固体廃棄物減容処理建屋の排気口における微量な放射性物質の検出	平成21年10月22日	平成21年10月22日、排気口にて放射性の粒子状物質の定期測定を行っていたところ、ごく微量の放射性物質を検出し、その原因を調査した。 ・排ガスフィルタ B が詰まりを知らせる差圧警報が発生していた。 ・排ガスフィルタ A に切り替えて運転したところ、A でも差圧警報が発生した。 ・A 及び B の並列運転をしたところ警報が停止したため、運転を継続した。なお、差圧警報が発生した際の運転手順は定められていなかった。 ・セラミックフィルタの点検は 4 年ごとに行うことになっていたが、運転実績を考慮した上で点検期間を延長していた。その結果、約 9 年間点検していなかった ・セラミックフィルタのフィルタエレメントが部分的な詰まりによるサポートプレートより浮き上がり、パッキンが損傷し隙間が発生していた。 ・排ガスフィルタのシール部が損傷していた。 以上により、フィルタエレメントの詰まり、パッキンの損傷、シール部の損傷が発生し、フィルタを通さずに焼却物中のコンクリートに含まれる自然核種であるα線核種が検出されたと推定した。	● 各フィルタの差圧については巡視点検等で確認している。警報が発報した場合の対応については運転要領書に記載され、対策がなされている。
17	日本原子力発電株式会社東海第二発電所 洗濯廃液放出に係る保安規定違反事象	平成21年12月18日	放射性物質濃度の測定がされていない洗濯廃液ドレンタンク水を誤って放出(管理されていない状態での放出)した。 要因分析の結果、直接的な原因は以下のとおり。 (1)指差呼称の具体的なやり方が明文化されていなかった。 (2)訓練運転員の単独操作の禁止が明文化されていなかった。	● 極低放射性廃液の払出しについては、送液手順等が整備されている。 ● 海洋放出は運転要領書等に基づき確実に実施している。 ● 作業手順書に TBM、

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(9/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			(3)訓練運転員は運転員ではないという位置付けが明文化されていなかった。 (4)トラブル事例など操作の重要性を教えるタイミングについて配慮されていなかった。 (5)洗濯廃液ドレンタンク放出における誤操作防止機能がなかった(ハードウェア)。 根本原因は以下のとおり。 (1)訓練運転員に対する教育において、その内容と時期などが体系的に整備されておらず、一部不十分な教育システムであった。 (2)訓練運転員を指導する指導員に対する指導内容が体系立って整理されておらず、指導方法を教育する仕組みがなかった。	KY を実施するとともに、作業体制、作業内容、作業手順等を明確にすることが定められている。
18	日本原子力発電株式会社東海第二発電所の定期検査中に確認された残留熱除去系海水系配管の減肉	平成 22 年 1 月 13 日	第 24 回定期検査中において、残留熱除去系海水系(A)配管のライニング(内表面加工)の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の配管外面の一部に腐食痕を確認した。そのため、当該部の肉厚測定を実施したところ、厚さが 6.7㎜ である部位が 1 箇所確認され、技術基準に基づいて計算された必要最小厚さ(7.08㎜)を下回っていることを確認した。 なお、当該部以外には、必要最小厚さを下回っている箇所は確認されなかった。 一方、事象発生時は、残留熱除去系海水系(A)及び残留熱除去系(A)は隔離状態にあり、燃料の崩壊熱除去は残留熱除去系海水系(B)及び残留熱除去系(B)により行われていた。 本事象による外部への放射性物質の影響はない。 原因調査結果及び推定原因は以下のとおり。 ・減肉が確認された建屋貫通部の配管が据え付けられているトレンチ(鉄筋コンクリート製の空間)において、天井にあるハッチ(開口部)の内壁面には雨水の流れ跡が、また当該ハッチの直下にある配管のアンカーサポート(支持架構)部には錆と雨水の流れ跡が認められた。また、別系統のトレンチにおいて、建屋貫通部と配管との間に詰めたモルタルがはみ出しており、隙間があることが確認された。 ・また、トレンチ内の配管は、据え付け時において、現場作業により表面の仕上げ塗装を行っていたが、アンカーサポート部については、現場での施工が困難であることから、仕上げ塗装が施されなかったため、腐食が発生し易い状態であった。 ・一方、トレンチには換気設備がなく、酸欠のおそれがあることから、日常巡視点検の対象としておらず、トレンチ内の状況(雨水の浸入や錆の発生状況等)を把握していなかった。また、建屋貫通部等の目視が困難な部位の環境は、目視が可能な部位と同等と考えていたため、建屋貫通部については、長期にわたって湿潤環境となる可能性を考慮した点検を行っていなかった。 ・このような状況の下、ハッチ開口部から侵入した雨水が、建屋貫通部のモルタルの隙間から侵入し、長期にわたって湿潤環境にさらされた結果、配管外面が腐食して必要最小厚さを下回ったものと推定した。	● 配管トレンチは規則に基づき、雨水侵入の痕跡について、定期的な点検を実施している。
19	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場 ハル・エンドピース貯蔵建屋の	平成 22 年 7 月 9 日	設備点検実施中、地下 2 階の電気盤室(非管理区域)において、平成 22 年 7 月 12 日からの 460V コントロールセンタ X 停電の準備として、長期間停止できない負荷へ給電するため、460V コントロールセンタ D2(6E)に仮設電源ユニットを接続し、 460V コントロールセンタ X(5A)へ仮設電源を給電する作業を実施していた。	● 仮設電源盤を使用する際は、仮設電源盤の仕様を確認して、配線、通電を実施している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(10/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
	電気盤室における電気盤での火災		今回、仮設電源により給電する予定であった高性能粒子フィルタ第 1 加熱器は、ハル・エンドピース貯蔵建屋塔槽類廃ガス処理設備に設置されている。高性能粒子フィルタ第 1 加熱器(仮設対象)及び第 2 加熱器(仮設対象外)は、高性能粒子フィルタにおいて結露が発生しないように廃ガスを加熱する機器である。 仮設ケーブルの接続作業が終了し、460V コントロールセンタ D2(6E)に接続した仮設電源ユニットから 460V コントロールセンタ X(5A)へ電源を供給するため、同日、14 時 10 分頃、460V コントロールセンタ D2(6E)の仮設電源ユニットの遮断器を「入」操作とし、次に 460V コントロールセンタ X(5A)ユニット遮断器を「入」操作したところ、数秒後に仮設電源ユニットから「バーン」という音が発生した。付近にいた日本原燃株式会社社員及び協力会社作業員が直ちに調査し、14 時 12 分頃、仮設電源ユニットからの発煙を確認した。460V コントロールセンタ D2(6E)から仮設電源ユニットを引き出して離れた場所に移動し、観察したところ仮設電源ユニット内部に発煙と発火を確認した。 その後、消火を確認し 14 時 17 分に公設消防に通報を実施し、15 時 15 分に公設消防により鎮火が確認された。 ハル・エンドピース貯蔵建屋の 460V コントロールセンタは、「C」、「D2」、「X」の 3 つの盤で構成されており、本事象にて火災が発生したのは、このうち「D2」に接続した仮設電源ユニットである。今回の事象による怪我人の発生及び施設内外への放射線等の影響はなかった。 今回使用した仮設電源ユニット内の制御用変圧器の定格電圧が 210V であったため、制御用変圧器 1 次側巻線に定格電圧 210V を超える 460V の過電圧が印加され、巻線に過電流が流れ異常加熱し、巻線の絶縁が破壊され、巻線間で短絡が発生し、短絡によるアークが火元となって、発煙、発火に至ったものであると推定した。	
20	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける検査室系換気設備の停止	平成 22 年 7 月 21 日	平成 22 年 7 月 21 日、工程制御盤のソフト変更作業を実施していたところ、11 時 18 分頃、検査室系換気設備(管理区域内)が停止した。その後、当該換気設備を再起動し、同日 12 時 27 分頃、復旧した。管理区域における負圧は維持されており、本事象に伴う周辺環境への影響はなかった。 検査室系換気設備は、ソフト変更のため工程制御盤を停止させたときに排風機の運転状態を記録する回路がないため、今回、ソフト変更後の工程制御盤立ち上げ時に実際に排風機が運転状態であるにも関わらず、排風機停止と認識し、制御回路が機器異常と判定し、送排風機が停止した。なお、ほかの換気設備に関しては、送排風機の運転状態を記録する回路があるため停止しなかった。 本事象が発生した原因は、工程制御盤のソフト変更作業の準備作業段階において、検査室系換気設備もほかの換気設備同様運転状態を記録する回路があると思い込み、準備作業が不十分であったため、発生したものである。	● 制御盤の更新作業等に伴うソフト更新時においては、作業計画書に隔離措置の確認項目があるチェックシートを用いている。
21	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場分離建屋高レベル廃液濃縮缶温度計保護管への漏えい	平成 22 年 7 月 30 日	平成 22 年 7 月 30 日、温度検出器交換作業を実施していたところ、温度検出器の先端部分を引き抜いた際、作業場所の線量が上昇し、作業区域の汚染を確認した。 8 月 2 日、汚染源の調査の結果、当該検出器は高レベル廃液濃縮缶内では保護管により高レベル廃液には直接接しない構造となっていることから、当該保護管が何らかの原因により損傷し、当該保護管内に廃液が漏えいしている可能性があるものと推定した。	● 類似機器について、設計条件よりも厳しい腐食環境になることを防止するために、運転方法、監視項目を運転要領書に明確に定めている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(11/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			温度検出器表面の付着物について性状を調査し、付着物は濃縮缶内にあった高レベル廃液と 8 月 6 日判断した。 肉厚測定の結果、全面腐食により貫通に至るような状態ではないことを確認しており、検討の結果、局所的な加工フロー腐食の発生を誘発した可能性があることを確認した。 濃縮缶下部において、析出物が堆積し液が対流しなくなったことによるものと考えられる想定外の温度上昇があり、設計で想定したよりも厳しい腐食環境となったため、当該温度上昇部位に位置した鍛鋼品である温度計保護管キャップ部の加工フロー腐食に至ったものと推定する。	
22	空気と水の相互作用による消火系配管内部での腐食について(米国 NRC からの情報)	平成 22 年 10 月 1 日	1.経緯 米国 NRC より、IN2013-06(Information Notice)が発行され、予作動式スプリンクラ設備における腐食閉塞の事例を紹介するとともに、下記内容を周知した。 (1)満水あるいは完全に乾燥した配管系では腐食しにくいが、部分的に水が充てんされた配管系では腐食が生じやすい。特に予作動式では、適切に設計された場合でも試験等で水の出入りが繰り返されると腐食しやすくなる。 (2)運転経験ではこのような腐食問題は予作動式スプリンクラのみで確認されているが、乾式スプリンクラでも発生する可能性がある。 (3)NRC は、米国防火協会規格 NFPa25「水消火系の検査、試験、維持管理基準」に従った定期的な検査(5 年に 1 度の閉塞物検査)により、系統が機能喪失する前に機能低下を検知できるとしており、加えて試験等で、実際に作動した(通水された)設備が適切に水抜きされていない可能性がある場合には、その都度の検査を推奨している。 事例(1)：2012 年 3 月、Perry1 号機において、スプリンクラ系統の水抜きが可能となるように配管を設置していない箇所があり、水が残留していた配管下部が腐食していた。 事例(2)：2011 年 9 月、Monticello1 号機において、取水建屋の予作動スプリンクラ配管が部分的に閉塞し、水流を妨げていることが判明した。 事例(3)：2010 年 10 月、Lasalle 発電所において、予作動式スプリンクラ系統で、水抜きホースに接続する弁への水流及び分岐廃管の水流が腐食生成物により妨げられていることが判明した。 2.国内の状況 (1)国内の原子力施設では、水系消火設備としてスプリンクラ設備と水噴霧消火設備が設置されており、予作動式スプリンクラがサイクル施設の一部に使用されている。なお、新規制基準で消火設備が要求される箇所(安全重要施設設置エリア、放射性物質貯蔵エリア等)には該当しない。 (2)消防法では、水系自動消火設備について 6 月に 1 度の機器点検でスプリンクラヘッド他各機器の外観点検(腐食の確認を含む)及び年 1 回の総合点検で設備の全部又は一部を作動させ流水試験を実施することが義務付けられている。 これにより腐食閉塞を確認できるが、配管の一部を水抜きして圧縮空気を充てんする種類の設備(予作動式と乾式スプリンクラ)では、試験後の水抜きが徹底されないと腐食が生じやすい。	● 予作動式スプリンクラ設備を所掌していない。類似設備として水噴霧消火設備があるが、水抜きされた配管部は通気状態にあり、乾燥しているため、腐食は生じにくい。また、消防法に基づき、定期的な点検を実施している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(12/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
23	原子力機構東濃地科学センター(土岐事務所)分析施設からの排水の漏水	平成22年11月25日	排水が地中の排水管路で漏水した事象は、排水管路のマンホール等に残留していた水を分析した結果、水質汚濁防止法第12条の3(特定地下浸透水の浸透の制限)に係る基準値をフッ素及び硝酸性窒素が上回っていたことから、平成22年11月25日に岐阜県に報告した。 その後、排水管路近傍の土壌検査を行い、フッ素及びその化合物の土壌汚染対策法に定める溶出量基準を超過したことが確認された。なお、地下水の利用状況は、漏水箇所を中心とした半径250mの範囲内に飲用井戸が存在しないことを確認し、周辺環境への影響(健康影響)はないものと判断している。 排水が漏えいした原因は、分析施設を含む統合管理棟は昭和53年11月に竣工した施設であり、マンホール(コンクリート製)とポリ塩化ビニル(PVC)配管の管口接続部においてコンクリートの経年劣化に加え、本年9月上旬の敷地外周フェンスの付け替え工事において重機(10tクレーン)による作業が漏水箇所周辺で実施されており、この際の一時的な荷重の影響と推定された。	● 排水管路、各排水枡から総合排水枡までの流れ等が正常かを定期的に点検するための規則を制定し、対応している。
24	北海道電力株式会社泊原子力発電所3号機作業員の微量な放射性物質の内部取り込み	平成23年1月8日	平成23年1月8日、定期検査中に、原子炉補助建屋で3B一時冷却材脱塩塔入口フィルタのフィルタエレメント交換作業を実施していた作業員1名に放射性物質による身体汚染が確認されたため、ホールボディカウンタによる測定で微量な放射性物質を内部取り込みしたことが判明した。 調査結果及び推定原因を以下に示す。 (1)フィルタ容器内面の手入れ、清掃にともない放射性ダストが発生した可能性があり、作業員は防護マスクを着用していなかった。 (2)社内規定類において、「放射線管理要領書」を作成すべき対象工事の考え方、作業環境測定の基準が明確ではなかった。 (3)過去の同様な作業の実績から、「放射線管理要領書」を作成すべき作業と認識しなかった。 (4)過去の同様な作業の実績から、フィルタ容器内面の表面汚染密度及び放射性ダスト濃度の測定は不要と判断した。 (5)協力会社放射線管理員は、過去の測定実績を参照し、常に実測により作業環境を把握するという意識が不十分であった。 (6)放射線管理員は、適切な作業環境測定を行わず、防護マスクの着用を指示しなかった。 (7)これらは、主にルールの一部が明確でなかったことに起因するものであり、さらに教育の不足があった。	● 各フィルタの交換作業に係る手順は整備済みであり、作業時の装備について明記されている。 ● 放射性物質による汚染のおそれのある作業を実施する場合は放射線管理基準により、作業計画書を作成して作業を実施することになっており、計画書にはマスクを含む放射線防護具の着用を記載することになっている。また、放射線管理課員が内容の確認及び作業時の確認を行い、計画どおりの防護具の着用を確認している。
25	三菱原子燃料株式会社転換工場管理区域内におけるウランの飛散	平成23年2月8日	平成23年2月8日17時12分頃、大型粉末容器から二酸化ウランの粉末を分析等のため採取しようとしたところ、採取のための装置から二酸化ウランの粉末が漏えいした。 漏えい量を確認したところ、当該管理区域内における漏えい量は約8×10^5Bqと推定されたため、同日、原子炉等規制法に基づく報告を行った。 また、作業員等4名に最大0.123mSvの微量な被ばくが確認された。 なお、2月9日に行った調査により、漏えい量は約2.1×10^5Bqであると算定した。 漏えい量は当初の床の表面汚染量測定値に基づいた算出に加えて、空気中に飛散し換気系に移行した量を見積もった結果、総量として5.5×10^5Bq(法令報告基準は3.7×10^5Bq)と算定した。	● 類似作業に使用する局所排気装置のポンプは、逆流(噴出)しない構造となっている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(13/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			漏えいは、大型粉末容器から二酸化ウランの粉末を分析等のために採取する作業の準備として、サンプリング装置の吸引ノズルを大型粉末容器サンプリングノズルに差し込み、サンプリング装置内の空気を吸引する排風機(吸引ブロワ)を起動したところ発生したことを確認した。 吸引ブロワを調査した結果、電源の配線が誤っており、逆回転して空気が逆流(噴出)する状況であったことを確認した。 そのため、ろ布に付着していた二酸化ウラン粉末は、吸引ブロワの逆回転により吸引ノズルから押し出され、大型粉末容器抜出ボックス開口部との隙間から漏えいしたと推定した。 電源配線の適切性確認作業のための動作確認対象機器リストとして、誤って自動制御システムにより制御・監視される機器リストを流用したため、吸引ブロワが電源配線の動作確認対象機器から漏れた。この結果、吸引ブロワの電源配線が逆であったことを認識できず、粉末採取の準備作業で空気の噴出に至ったと推定した。 抜出ボックスには局所排風機が設置されていたこともあり、粉末の漏えいを想定していない作業であったことから、作業者は異常を感じたが粉末の漏えいを認識できなかったこと及びほかの場所の作業員が漏えい箇所に近づく前に粉末が漏えいしていることを知らされなかったことによるものであることを確認した。	
26	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場精製建屋における加熱蒸気温度高によるインターロック作動	平成 23 年 3 月 11 日	平成 23 年 3 月 11 日、精製建屋(管理区域内)において、廃液の処理運転にともない第 2 酸回収系の起動操作を行っていたところ、精留塔の液位が低下したため、蒸発缶及び精留塔へ加熱蒸気を供給する系統の弁が閉止した。このため、加熱設備からの加熱蒸気が滞ったことにより、加熱蒸気の温度が高くなったため、0 時 51 分にインターロックが作動し、加熱設備が停止した。安全上問題はなかった。 なお、本事象による周辺環境への影響はなく、作業員の被ばくもなかった。 精留塔の液位が低下した(液位低設定値となった)原因は以下のとおり。 運転員は、運転手順書に従い蒸発缶の加熱に伴う精留塔への硝酸蒸気の供給により、精留塔の液位が増加するため、精留塔で分離した水を戻す量(還流量)を低減させ、液位を一定にする操作を行っていたが、操作の開始時期が運転手順書には明記されていなかった。 また、蒸発缶からの硝酸蒸気の供給が少ない状態にも関わらず、精留塔の還流量を低減し過ぎたことから回復措置を行ったが、精留塔の液位低下が継続し、液位低注意報の発報により、加熱蒸気温度高インターロックの作動に至った。	● 精留塔の運転操作等に係る手順書に操作開始時期を明記している。
27	東京電力株式会社福島第一原子力発電所への平成 23 年東北地方太平洋沖地震による影響	平成 23 年 3 月 11 日	1. 地震発生後のプラント状況 福島第一原子力発電所 1 号機が定格電気出力一定運転中、2 号機及び 3 号機が定格熱出力一定運転中のところ、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分頃に発生した東北地方太平洋沖地震により、原子炉が自動停止した。なお、4 号機、5 号機及び 6 号機は定期検査中であり、このうち、4 号機についてはシュラウド取り替え工事中で、原子炉内の全燃料を使用済燃料プール(以下「SFP」という。)へ取り出した状態であった。 地震の影響により、6 回線ある外部電源の全てが受電できない状態となったが、非常用ディーゼル発電機(以下	1. 安全対策実施箇所の選定 商用電源及び非常用発電機からの給電停止を想定する(全動力電源喪失)。これにより崩壊熱除去機能及び放射線分解により発生する水素の掃気機能が停止し、事象進展により沸騰や水素爆発に至る可

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(14/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			「DG」という。）が 4 号機の点検中であった 1 台を除き、各号機において全て正常に起動した。 (1)1 号機 1 号機は、原子炉停止後、非常用復水器(以下「IC」という。)2 系統が「原子炉圧力高」により自動起動し、その後、操作手順書で定める原子炉冷却材温度降下率 55℃/h 以下を遵守するため手動停止させた後、IC(A 系)の起動･停止操作の繰り返しにより原子炉圧力を制御した。また、その後の主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。）の手動開閉による圧力抑制室（以下「S/C」という。）水の温度上昇に備え、操作手順に従い、格納容器冷却系による S/C 冷却を開始した。 津波により冷却用海水ポンプ又は電源盤、非常用母線が被水等し、同日 15 時 37 分に 2 台ある DG の両方が停止したため、同日 15 時 42 分、原子力災害対策特別措置法(以下「原災法」という。）第 10 条該当事象(全交流電源喪失)と判断した。 計器用の電源が喪失し、原子炉水位が確認できなくなり、原子炉への注水状況が不明となったことから、同日 16 時 36 分に原災法第 15 条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。その後、原子炉水位計が復旧し水位の確認ができたことから、原災法第 15 条該当事象の状態からの回復と判断したが、再度、原子炉水位が確認できなくなったため､同日 17 時 7 分に原災法第 15 条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。 IC(A 系)について、同日 18 時 18 分に、配管隔離弁の開操作、同日 18 時 25 分に閉操作を行った。その後、同日 21 時 30 分に再度、開操作を行った。 同日 23 時 50 分頃、小型発電機からの電源をドライウェル(以下「D/W」という。）圧力計につなぎ指示値を確認したところ､600kPa[abs]であったため、格納容器ベントの準備を開始するとともに、3 月 12 日 0 時 49 分、原災法第 15 条該当事象(格納容器圧力異常上昇)と判断した。 格納容器ベント作業を行うため、同日 9 時頃から現場作業を開始し、S/C からのベントラインの電動作動弁を手動で 25%まで開操作したが、空気作動弁については現場の放射線量が高く、弁の開操作を完了することができなかった。そのため、空気作動弁駆動用に仮設空気圧縮機を設置し、弁の開操作を行ったところ、D/W の圧力が低下したことから、同日 14 時 30 分、格納容器ベントによる放射性物質の放出が行われたと判断した。 これらと並行して、消火系ラインを用いた消防車ポンプによる、防火水槽の水(淡水)の原子炉への注水を 3 月 12 日 5 時 46 分に開始した(同日 19 時 4 分頃から海水注水へ切り替え)。 同日 15 時 36 分に原子炉建屋(以下「R/B」という。）で水素ガスによると思われる爆発が発生し、また、敷地周辺で 1015μSv/h という高い放射線量を計測したことから､同日 16 時 27 分に原災法第 15 条該当事象(敷地境界放射線量異常上昇)と判断した。 事故解析コードによる解析では､全交流電源喪失(津波到達)以降、比較的早期に炉心の損傷が開始し、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。）が破損する結果となった。一方、プラントパラメータによれば、燃料の大部分は RPV 内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅に損傷したものの、所定の装荷位置から下(下部プレナム)に移動・落下し、大部分はその位	能性のある機器を評価し、安全対策を行うことを基本的な考え方とした。 2.安全対策 冷却機能維持のため、必要な負荷設備への緊急用電源の供給手段及びポンプ車による冷却水の供給手段を確保した。水素掃気機能維持のため、可搬式空気圧縮機又は電源を必要としない窒素ガスボンベによる水素掃気手段を確保した。 緊急用電源及びポンプ車を高台に追加配備するとともに必要な設備・機器の浸水防止対策を実施した。また、事象進展の速さに応じた対応体制を確立し、機材及びマニュアルの整備、訓練を実施することとした。 (1)冷却機能の確保 高レベル放射性廃液及び Pu 溶液は発熱体であるため、高レベル放射性廃液貯槽はポンプ及びポンプ車により、Pu 溶液貯槽は排風機により冷却を実施する。必要な電気は移動式発電機から供給する。 (2)水素掃気機能の確保 高レベル放射性廃液及び Pu 溶液は放射線分解により水素ガスを発生させる。高レベル放射性廃液貯槽は可搬式空気圧縮機により掃気を実施する。Pu 溶液貯槽は空間容積が小さく事象進展が早いため窒素ガスボンベによる掃気を実施する。可搬式空気圧縮機並びにオフガス処理系に必要な電気は移動式発電機から供給する。 (3)緊急用電源･ポンプ車の確保 所内高台に移動式発電機・ポンプ車を追加配備する。これによる

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(15/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			置付近で安定的に冷却できていると考える。 (2)2 号機 2 号機は、原子炉停止後、原子炉の圧力を SRV で、水位を原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。) で制御するとともに、S/C の温度が上昇したことから残留熱除去系(以下「RHR」という。) を手動起動し S/C の冷却を行った。 津波により冷却用海水ポンプ又は電源盤、非常用母線が被水・水没等し、3 月 11 日 15 時 41 分に 2 台ある DG の両方が停止したため、同日 15 時 42 分、原災法第 10 条該当事象(全交流電源喪失)と判断した。 計器用の電源が喪失し、原子炉水位が確認できなくなり、原子炉への注水状況が不明となったことから、同日 16 時 36 分に原災法第 15 条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。 3 月 12 日 2 時 55 分頃、RCIC による原子炉注水が継続していることが確認された。同日 4 時 20 分以降、復水貯蔵タンクの水位低下が確認されたため、復水貯蔵タンクの水位確保と S/C の水位上昇抑制を目的として、RCIC の水源を復水貯蔵タンクから S/C に変更し、注水を継続した。 これらと並行して、海水注入や格納容器ベントの準備を行い、3 月 13 日 11 時 0 分に格納容器ベントの系統構成を完了させた。このときは、D/W 圧力がラプチャーディスク作動圧よりも低く、ベントされない状態であったため、格納容器ベントの系統を構成する弁の開状態を保持することとした。 3 月 14 日 12 時頃までは原子炉水位は安定していたが、同日 13 時 18 分に原子炉水位が下降傾向であることが確認されたため、RCIC の機能が喪失した可能性があることから、同日 13 時 25 分に原災法第 15 条該当事象(原子炉冷却機能喪失)と判断した。 消火系ラインを用いた消防車ポンプによる原子炉への代替注水のために、同日 18 時以降、SRV による原子炉減圧を行ったが、S/C の温度・圧力が高く、減圧するまでに時間を要した。同日 18 時 22 分に原子炉水位が有効燃料頂部－3700mm に到達し、燃料全体が露出したものと判断した。その後、同日 19 時 54 分から消防車により、物揚場から取水した海水を原子炉へ注水し、原子炉水位が回復してきたことを確認した。 格納容器ベントについては、3 月 14 日 11 時 1 分の 3 号機における水素ガスによると思われる爆発の影響で弁が閉となったため、復旧作業を行い、同日 21 時頃に S/C からのベントラインにある弁を開き格納容器ベントの系統構成を完了させた。しかし、S/C の圧力がラプチャーディスク作動圧より低く、D/W の圧力が上昇していることから、D/W からのベントラインにある弁を開き格納容器ベントを実施することとした。3 月 15 日 0 時 2 分頃に格納容器ベントの系統構成を完了させたが、数分後、D/W からのベントラインにある弁が閉状態であることが確認された。 3 月 15 日 6 時 0 分～10 分頃に大きな衝撃音が発生した。ほぼ同時期に、S/C 圧力が 0MPa[abs]を示した。その後、同日 11 時 25 分頃に D/W 圧力が低下していることを確認した。事故解析コードによる解析では、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定したケースにおいて、一部の燃料については RPV 内にとどまる結果となったものの、RPV は破損する結果となった。一方、プラントパラメータによれば、燃料の大部分は RPV 内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅	電源供給を迅速に行うために、移動式発電機近傍に接続端子盤を設置するとともに、対象施設の屋上に電源ケーブルを敷設する。 (4)電源及び浸水防止の信頼性向上対策 緊急電源(移動式発電機)の予備系統を確保するため、電源車を追加配備する。長期的な対策として別ルートによる外部電源受電設備の配置、特高変電所を高台へ移設及び非常用発電機を高台に増設する予定である。冷却機能及び水素掃気機能確保を確実にするため、津波による建家内の浸水を防止する対策を実施する。具体的には建家内浸水防止扉の設置、低層階の窓の封鎖等、電源切替盤への止水板設置、部屋の扉へシール加工等を実施した。また、緊急電源接続盤を高層階へ移設する。 3.事故対応機材の配備 ・災害の障害物を撤去するための油圧ショベル、ホイールローダ等の重機を追加配備する。 ・制御室の作業環境確保のため、エアロックの設置、空気浄化及び循環設備の設置を行う。 ・通信手段の多様化のため、衛星電話や各種無線機を各拠点に配備する。 ・高線量物の処理を想定し、遮蔽能力の高いタングステン防護服等を配備する。 4.訓練の実施 移動式発電機へのケーブルつなぎ込み、ポンプ車からの給水、仮設照明下での現場指示、Pu 貯槽への水素掃気のための窒素ガス供給、制御室汚染対策の

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(16/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			に損傷したものの、所定の装荷位置から下(下部プレナム)に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。 (3)3 号機 3 号機は、原子炉停止後、原子炉の圧力を SRV で、水位を RCIC で制御した。 津波により冷却用海水ポンプ又は電源盤、非常用母線が被水等し、3 月 11 日 15 時 38 分に 2 台ある DG の両方が停止したため、同日 15 時 42 分、原災法第 10 条該当事象(全交流電源喪失)と判断した。 その後、原子炉へは RCIC で、RCIC 停止後は高圧注水系(以下「HPCI」という。) で注水されていたが、3 月 13 日 2 時 42 分に HPCI が停止した後、RCIC、HPCI ともに再起動できなかったため、同日 5 時 10 分に原災法第 15 条該当事象(原子炉冷却機能喪失)と判断した。 消火系ラインを用いた消防車ポンプによる原子炉への代替注水を実施するために、3 月 13 日 9 時 8 分に SRV による原子炉減圧を行った。この減圧操作により、消防車による原子炉注水が可能となったため、同日 9 時 25 分、防火水槽の水(淡水)にホウ酸を溶解させ、原子炉への注水を開始した(同日 13 時 12 分頃から海水注水へ切り替え)。 格納容器ベントについては、3 月 13 日 8 時 41 分に S/C からのベントラインについてラプチャーディスクを除く格納容器ベントの系統構成を完了させ、同日 9 時 24 分に D/W 圧力の低下が確認された。 3 月 14 日 2 時頃から D/W 圧力が上昇傾向となったことから、同日 5 時 20 分に S/C からのベントラインにあるもう一つの弁の開操作を実施し、同日 6 時 10 分に開になったことを確認した。 3 月 14 日 11 時 1 分に R/B で水素ガスによると思われる爆発があり、原子炉への海水注入が停止した。爆発の影響で逆洗弁ピットが使用できない状態となったため、海から直接海水を取水して原子炉へ注水するようホースを引き直し、同日 16 時 30 分に消防車による原子炉への海水注入を再開した。 事故解析コードによる解析では、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定したケースにおいて、一部の燃料については RPV 内にとどまる結果となったものの、RPV は破損する結果となった。一方、プラントパラメータによれば、燃料の大部分は RPV 内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅に損傷したものの、所定の装荷位置から下(下部プレナム)に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。 (4)4 号機 4 号機は定期検査中で、シュラウド取り替え工事を行っており、原子炉内の全燃料を SFP へ取り出した状態であった。 津波により電源盤が被水等し DG が停止したため、3 月 11 日 15 時 38 分に全交流電源喪失となり、SFP の冷却機能及び補給水機能が喪失した。 3 月 15 日 6 時 0 分～10 分頃に大きな音が発生した。その後、R/B5 階屋根付近に損傷を確認した。同日 9 時 38 分頃及び 3 月 16 日 5 時 45 分頃には R/B で火災が確認されている。 (5)5 号機 5 号機は定期検査中であり、原子炉内に燃料を装荷した状態で、RPV の耐圧漏えい試験を実施しており、制御棒駆動水圧系ポンプにより原子炉を加圧していた	ためのエアロック設営、悪環境を想定した夜間の対応等、訓練を継続的に実施する。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(17/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			が、外部電源の喪失により原子炉圧力が一時的に低下した。 津波により海水ポンプ又は電源盤が被水等し、2 台あるDGの両方が停止したため、3月11日15時40分、全交流電源喪失となった。 原子炉圧力は、炉内の燃料からの崩壊熱により上昇傾向にあったが、3月12日6時6分に中央制御室からRPV 頂部のベント弁を手動開操作して、原子炉圧力の減圧を行い、大気圧程度まで降下させた。 その後、6 号機からの電源融通により、耐圧漏えい試験のために中央制御室からの操作ができないようにしていたSRVを復旧させ、3月14日5時以降、SRVの手動開操作による原子炉の減圧を断続的に行った。 また、復水補給水系(以下「MUWC」という。) ポンプを起動し、3月14日5時30分に原子炉注水を開始し、原子炉水位の調整を行った。 その後、仮設の残留熱除去海水系(以下「RHRS」という。) ポンプを設置し、3月19日5時0分にRHRポンプを1台起動し、SFP及び原子炉の冷却を開始した。3月20日14時30分に原子炉水温が100℃未満となり、冷温停止となった。 (6)6号機 6 号機は定期検査中であり、原子炉内に燃料を装荷し冷温停止中であった。 津波により海水ポンプ又は電源盤が被水等しDG3台のうち2台が停止したが、空冷式のDG1台については海水系による冷却が必要ないこと及び電源盤が被水等しなかったことから停止に至らず、非常用母線に電源を供給し続けた。 MUWCポンプによる原子炉への注水及びSRVによる圧力調整を行うとともに、5号機に電源融通を行った。 その後、仮設のRHRSポンプを設置し、3月19日22時14分にRHRポンプを1台起動し、SFP及び原子炉の冷却を開始した。3月20日19時27分に原子炉水温が100℃未満となり、冷温停止となった。 (7)使用済燃料プール 1号機～6号機のSFP及び共用プールは地震後の津波の影響により冷却機能及び補給水機能を失った。 また、1号機、3号機及び4号機においてはR/Bの爆発の影響により、SFP 内部又は上部へ瓦礫が落下している。 水位は、地震時のスロッシングや崩壊熱による蒸発のため、一時的に低下したが、3月17日以降の注水や仮設又は本設の冷却設備により燃料が露出することなく水位は維持されたと考えられる。 2.地震及び津波による被害状況 地震の影響について、各号機の安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震直後のプラント運転状況又は点検結果等から判断すると、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったものと推定される。地震による外部電源の喪失は生じたもののDGによる電源確保に成功しており、プラントとしては自動停止後の対応を適切に実施できる状態にあったものと推定される。 津波の影響については、全号機において非常用海水ポンプ、DG 及び電源盤等が被水し、全号機において原子炉及び SFP を除熱し、冷温停止するための最終ヒートシンクを喪失するとともに、1号機から5号機については電動式の安全系や注水、冷却設備は全て使用できない状態となった。 6号機においては、空冷式のDGのみならず、高圧電源	

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(18/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			盤、パワーセンタといった電源盤も被害がなかったことから、供給先の機器を作動継続させることが可能であった。 3.外部への放射性物質の影響 　空気中への放出については、原子炉格納容器ベント、R/B の爆発等があり、空気中に放射性物質が放出されている。なお、現在は、原子炉は安定的に冷却されている状態にあり、発電所敷地周辺における空気中放射性物質濃度の測定データの推移から、事故直後に比べ放射性物質の放出量は大幅に減少している。 　海洋中への放出については、排出基準を超える放射性物質濃度の排水の放出は 3 件発生しているが、そのうち港湾内へ漏えいした 2 号機タービン建屋からの汚染水はその 99.9%が港湾外に流出したものと考えられる。また、集中廃棄物処理建屋滞留水及び 5、6 号機サブドレン水からの汚染水も港湾外に直接放出された。3 号機タービン建屋からの汚染水については拡散防止対策により、大部分が港湾内に滞留しているものと評価している。 4.作業員の被ばく状況 　これまでに法令に定める緊急時の線量限度(250mSv)を超過した事例が 6 名、法令に定める女性の線量限度(5mSv/3 ヶ月)を超過した事例が 2 名発生している。	
28	日本原子力発電株式会社使用済燃料受入・貯蔵施設 第1非常用ディーゼル発電機 A の停止～外部電源からの受電に切り替え～	平成 23 年 3 月 14 日	平成 23 年 3 月 14 日 23 時 40 分、使用済燃料受入・貯蔵建屋に 2 系統ある冷却水循環ポンプ等のうち A 系の負荷に給電中の第 1 非常用ディーゼル発電機 A について、燃料供給圧力が低下したことから、当該発電機の保護のため停止した。 　第 1 非常用ディーゼル発電機 B については健全であり、B 系の冷却水循環ポンプ等の機能は確保されているため、安全上支障はなかった。 　その後、3 月 15 日、0 時 40 分に外部電源からの受電に切り替え、2 時 33 分に冷却水循環ポンプ等の A 系を復旧させた。 　その後、念のため、5 時 10 分に第 1 非常用ディーゼル発電機 B からの給電も外部電源からの受電に切り替えた。 　これに伴う施設内外への放射線等の影響はなかった。 　燃料油供給系統に設置されているフィルタの差圧高警報が発報した後、フィルタ洗浄を行ったが、差圧高警報が回復することはなく、その結果、燃料油供給圧力が設計上の下限値を下回り、第 1 非常用ディーゼル発電機 A を停止するに至ったことから、フィルタの差圧高警報発報及びフィルタ洗浄に関連するデータ調査、並びに現品調査を実施した。 　調査の結果、本事象は以下の原因により発生したものと推定した。 ・燃料油の長期間の保管によりドライスラッジの濃度が高くなり、地震によりタンク底部に堆積したドライスラッジがタンク内に拡散、浮遊し、高濃度のドライスラッジを含む燃料油が供給されたこと。 ・高濃度のドライスラッジを含む燃料油の影響で、フィルタ洗浄の効果が十分に得られなかったこと。	● 長期間保管することなく燃料を使用しているためドライスラッジが発生しない。また、燃料フィルタは年次点検にて清掃している。
29	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場 前処理建屋の遠隔保守装置での焦げ痕の	平成 23 年 5 月 18 日	平成 23 年 5 月 18 日 9 時 40 分、せん断設備 B 保守室(管理区域内)において日本原燃株式会社社員が作業前確認を行っていたところ、遠隔保守装置(マスタースレーブマニピュレータ。以下「マニピュレータ」という。) の操作ボタン部内部に焦げ痕を発見し、直ちに公設消防に通報した。公設消防による現場確認の結果、10 時 23 分に鎮火が確認された。	● マニピュレータの使用前点検が要領書に定められている。 ● マニピュレータの操作釦部基盤は、操作釦カバーに固定

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(19/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
	発見		なお、本事象による周辺環境への影響はなく、負傷者もなかった。 応急処置として、当該マニピュレータの電源を速やかに遮断するとともに、操作禁止の表示を講じた。 また、前処理建屋内に設置されているマニピュレータ(焦げ痕が確認されたものを除く 108 基)について、外観・触手(発熱等)・動作確認を行い、異常のないことを確認し、全てのマニピュレータの電源を遮断した。 原因調査の結果から、操作ボタン部の基板が操作ボタンカバーに固定されておらず、操作ボタンを押すと基板が沈み込む構造になっていたため、一旦「ON」となったスイッチ接点が「OFF」となり、ボタンを押し直すことにより通常よりボタンを押す回数(スイッチの接点の開閉頻度)が多くなった。また、スイッチの接点の開閉頻度が多くなったことにより、転移現象(片方の接点の一部が溶融あるいは蒸発して他方の接点に付着する現象)が促進され、スイッチ接点が「OFF」の状態でも接点が接触状態になり、リレーが動作しない程度の電流が常時流れたため、スイッチが継続的に発熱したことにより、スイッチの焼損に至ったものと推定した。	されている。
30	中部電力株式会社浜岡原子力発電所 5 号機非常用ディーゼル発電機の機器故障(操作スイッチ不良)	平成 23 年 5 月 23 日	非常用ディーゼル発電機（以下「DG」という。）(A)の定期試験において DG(A)の解列後に中央制御室操作スイッチによる停止操作を実施したところ、停止しなかった。その後、現場スイッチによる停止操作を実施しても停止しなかった。 現場確認の結果、通常手動開により停止するはずである停止用電磁弁を手動開にしても停止しなかった。また、停止ピストンは動作しているものの、燃料加減軸が回転しておらず、リンク機構が動作していないことを確認した。 そのため、操作手順に従い、燃料ハンドルを「停止」位置にし DG(A)への燃料供給を遮断することで停止させた。(燃料ハンドルは、燃料加減軸に直結しており、「停止」位置にすることで、燃料供給を調整しているリンク機構が動作し、DG への燃料が遮断され、DG を停止することができる。なお、本件は保安規定で要求される系統に対する DG(B)、DG(C)が健全であること、DG(A)は起動及び定格出力の運転に異常はなく、燃料ハンドルによる停止が可能であることから、運転上の制限の逸脱はないと判断した。) 原因調査の結果、停止用ピストンの停止レバーの位置が通常の位置からずれており、さらに、停止レバーの固定ピンが折損していることを確認した。 詳細調査によると、当該固定ピン用の孔空けは工場での手作業で、斜めに孔空けされていた。挿入孔が変形しているため、固定ピンと停止レバーは正規品と異なる当たり方になり、通常にはない曲がり応力が付加された。そのため、機関停止のたびに固定ピンの変形が進展し、折損に至ったものと推定した。	● 年次点検時に固定ピン及びピン用の孔の位置を確認し、問題ないことを確認している。
31	北陸電力株式会社志賀原子力発電所 2 号機低電導度廃液系ポンプ(B)吐出弁弁棒の折損	平成 23 年 8 月 8 日	低電導度廃液処理にともない、廃棄物処理建屋内の低電導度廃液系収集ポンプ(B)吐出弁の開操作を実施したところ、当該弁に異常を確認し、分解点検を実施したところ、弁棒が折損していることを確認した。 原因調査の結果、ポンプ吐出弁は、弁開度(開度 20%未満)にて絞り使用していたため、キャビテーションが発生した。弁体と弁座の隙間を通過する流体の流れにより、弁体と弁棒が振動し、弁棒に接触部分を支点に繰り返し応力が加わり、折損に至ったと推定した。	● 類似の操作を実施する場合においては、キャビテーションが継続的に発生しないよう管理している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(20/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
32	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場使用済燃料受入れ・貯蔵建屋プール補給水の漏えい	平成 23 年 9 月 6 日	管理区域内の燃料貯蔵プール近傍の点検ピットにおいて、補給水設備の弁の点検作業中に補給水が補給水設備の配管から漏えいしているのを作業者が確認した。漏えい確認後、運転中であった補給水設備ポンプを停止させ、配管からの漏えいは停止した。 補給水設備の点検では、弁の前後で液化炭酸ガスを用いて配管内の補給水を凍結させて栓を作って当該弁を取り外して点検を行っていたが、点検作業中に凍結栓をしていた部分から配管内の補給水が点検ピット及び床面に漏えいした。漏えいした量は約 4,000l。 なお、燃料貯蔵プールの水位の変動及び温度の変化はなく、純水供給設備により燃料貯蔵プールへの水の供給機能が維持されているため、燃料貯蔵プールの冷却機能には異常なかった。 また、周辺環境及び作業者への影響はなかった。 ・プール補給水の漏えいが発生した原因は、配管内の補給水を凍結させて栓を作るためのフリージングジャケットの設置位置の変更により、フリージングジャケットの設置長さが当初考えていたよりも短くなり、その結果、凍結栓の保持力が弱くなったためであると推定した。 ・また、日本原燃株式会社が、作業条件の検討を協力会社に任せ、フリージングジャケットの設置位置や設置長さが変更された状況を把握していなかった等により、フリージングジャケットの設置長さが通常よりも短い状態で作業が実施されたものと推定した。 ・さらに、今回漏えいが発生した直接的な原因ではないが、作業計画時のリスク管理の不足として、今回の作業において凍結栓が溶けた場合には結果的に補給水設備ポンプを止める必要が生じることに対して、凍結栓の作業に対するリスク評価が十分に検討されなかった。	● フリージングジャケットを用いた作業を行う際に作業手順の整備を実施する予定である。
33	原子力機構原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）における個人線量測定器不携帯での管理区域入域	平成 23 年 10 月 6 日	平成 23 年 10 月 6 日 15 時 5 分、管理区域入域ゲート近傍の中継端子箱上に、管理区域入域時に携帯する個人線量測定器(以下「EPD」という。)が放置されているのを発見した。当該 EPD の借用者を調べ、管理区域からの退域を指示し 15 時 34 分に退域した。退域時の体表面モニタ及び同一作業員(2 名)の EPD から当該作業員の被ばくはないと判断した。 EPD の携帯を自らチェックしなかったこと及び EPD を携帯していると思い込んでいたことが推定原因とされている。	● 管理区域入域時には個人線量測定器（TLD）を装着し、警備員の確認を受けている。
34	北陸電力株式会社志賀原子力発電所 1 号機高圧炉心スプレイディーゼル発電機の制御盤内のケーブル損傷	平成 23 年 11 月 17 日	第 13 回定期検査中、高圧炉心スプレイ(以下「HPCS」という。)ディーゼル発電機の点検作業において回路試験を実施していたところ、「115V HPCS 直流地絡」警報が発生した。 現場確認の結果、当該発電機制御盤内に焦げ痕があり、ケーブルが損傷していることを確認した。 原因調査の結果、現場の始動用電磁弁端子箱内においてケーブルを取り付ける作業を行う際、整線が不十分であったため、ケーブルが端子に噛み込み、短絡が発生したことが判明した。また、ケーブルの復旧において復旧チェックが十分でなかった。	● 盤類において、点検を実施し、整線不良箇所がないことを確認している。
35	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所 7 号	平成 24 年 1 月 3 日	平成 23 年 12 月 31 日より、原子炉補機冷却水系(C)(以下「RCW(C)系」という。)サージタンク水位に低下傾向が確認されたことから、RCW(C)系の機器ファンネルの調査を実施していたところ、平成 24 年 1 月 3 日に残留熱除去	● 銅製コイルを使用している類似設備としてガラス固化技術開発施設の冷

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(21/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
	機 残留熱除去系ポンプ室空調機冷却コイルからの補機冷却水の漏えい		系(C)(以下「RHR(C)系」という。)ポンプ室空調機の冷却コイルより、RCW(C)系の系統水(非放射性)が漏えいしていることを確認した。 なお、漏えい水はRHRポンプ(C)室空調機内の凝縮水処理用のドレンパン内に流れており、溢れることなく排水されていた。 調査の結果、RHRポンプ(C)室空調機内に設置されている冷却コイルのチューブより漏えいがあることを確認した。漏えい量は、当該ポンプ室空調機内の凝縮水処理用のドレンパンに処理可能な量であり、かつ、RCW(C)系ポンプ(C)室空調機の運転は可能と判断した。 漏えい箇所の目視点検等の調査の結果、当該冷却コイルはチューブ内面からの腐食により孔食が発生していることが確認された。孔食部は数層に分かれており、長い年月をかけて発生したものと思われる。 腐食が発生した原因について、RCW系統水の水質分析結果等により調査した結果、平成16年～平成23年にかけてpHが7.0前後で推移しており、銅の電位－pH図における腐食域である「7.0以下」に当てはまっていたことから冷却コイルチューブ材質である銅の腐食のおそれが高まっていたことが判明した。 また、事象発生後の分析でRCW系統水に注入されている防食剤(クリレックス)の成分の一つでチューブ(銅)への防食効果があるベンゾトリアゾール(以下「BTA」という。)濃度が検出限界値未満であることが確認された。そのほかにも、BTAの銅防食効果を阻害する亜鉛が高濃度で検出されたため、RCW系統内の亜鉛発生源を調査した結果、サージタンク等の内面塗装に使用されている塗装剤に多量に含まれていることが判明した。 以上のことから、当該冷却コイルのチューブから漏えいが発生した原因は、RCW(C)系統水のpHが長期間にわたり銅の腐食域にあったこと、及びサージタンク等の内面塗装剤からの溶出亜鉛に伴うBTA消費量増加により、BTAが欠乏したことから、チューブ内面より孔食、穿孔に至ったものと推定した。	却塔があるが、冷却塔の銅製コイル内部の冷却水は、腐食性のイオンを取り除いた純水を用いているため、腐食する可能性は極めて低い。 ● 最も腐食環境が厳しいと考えられるコイル外面については、1回/日の外観目視を実施しており、明らかな減肉は確認されていない。また、必要に応じ散水用工業用水の電気伝導率や塩化物イオン濃度等の水質管理をしている。
36	日本原燃株式会社六ヶ所再処理施設低レベル廃棄物処理建屋における廃ガス洗浄塔循環水冷却器からの循環水の漏えい	平成24年2月23日	平成24年2月23日、低レベル廃棄物処理建屋(管理区域内)において、協力会社作業員が巡視点検を実施中、1時17分に廃ガス洗浄塔の循環水冷却器フランジ部から循環水が漏えいしていることを確認した。 その後、循環ポンプを停止し、漏えいが停止したことを確認した。 漏えいした量は約41と推定した(放射性物質は検出限界未満)。 本事象による人及び環境への影響はなかった。 今回漏えいが確認された循環水冷却器は、その一部(管側胴)を新規に製作し、交換しており、交換していない本体胴と交換した管側胴の間の接続面であるフランジ部分から漏えいしていたことを踏まえ、原因調査をした結果、今回の事象は、本体胴と新品の管側胴の締結において、合わせ面に当たりがでていなかったことにより、循環水に対するシール性が確保できなかったため、当該冷却器から循環水が漏えいしたものであることを確認した。 日本原燃株式会社は、本体胴と旧品の管側胴の製作に係る情報入手が不足していたことにより、新旧の管側胴の溶接方法の違いを把握できなかったため、本体胴と新旧の管側胴の合わせ面の当たりが変化したことを認識できなかった。その結果、新品の管側胴の据え付けに関する注意点として、本体胴と新品の管側胴との合わせ面の当たりをだすことを作業手順に反映するよう元請会社に	● 放射性廃液用のフランジ構造の部品を交換する際には、交換後に漏えい確認を行い、適切に交換されていることを確認している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(22/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			要求しなかった。	
37	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所5号機 熱交換器建屋内(非管理区域)における発煙	平成24年2月25日	定期検査中の平成24年2月25日、5号機中央制御室にて鉄イオン注入設備の異常を示す警報が発生した。 現場確認の結果、運転中の鉄イオン注入設備海水供給ポンプ軸受付近より発煙を確認した。直ちに消防署へ通報するとともに、当該ポンプを停止した。 消防署による現場確認の結果は、火災ではないという判断であった。 なお、本事象による負傷者及び外部への放射能の影響はなかった。 ・原因調査及び推定原因 (1)当該ポンプのポンプシール水は、海水析出防止のためポンプシール部に供給されており、通常から水の飛散はあったものの、当時は通常より多くポンプシール水が飛散していた。 (2)事象発生直後に軸受箱へ潤滑油を供給する給油ポットを確認したところ潤滑油が入っている状態ではあったが、潤滑油を確認した結果、水分が含まれていた。 (3)ポンプシール部から飛散した水が軸受箱に侵入し、軸受箱内の水分の増加にともなって、潤滑油不足となり、過熱に至った可能性がある。 これらの調査結果より、飛散したポンプシール水が軸受箱内に侵入し、軸受箱内の水分増加にともなって、潤滑が不十分となり、軸受が過熱・摩耗し、軸-軸受の間隔が広くなり、水と油の混合物が蒸気となって軸受箱より放出されたものと推定した。	● 類似設備においては、定期的な点検を実施している。 ● ポンプ点検においてシール部からの飛散が確認された場合、飛散状態を継続させることがないよう軸受け部の補修を実施している。
38	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場 非常用電源建屋第2非常用ディーゼル発電機B号機の動作不能	平成24年3月6日	平成24年3月6日、非常用電源建屋において第2非常用ディーゼル発電機のうち、B号機について、定期的な動作確認の作業を実施していたところ、潤滑油の供給系統の不具合により動作不能であると判断した。 動作不能となった当該発電機は、潤滑油の供給を停止する機能を持つシリンダ注油器のエレメントを予備品と交換し、正常に動作することを確認した。 原因調査の結果、当該エレメントの吐出バルブの下部に気泡がたまり、その気泡により吐出バルブが押し上げられ、気泡の周囲の隙間から潤滑油が流れ込むことで、吐出バルブでの閉止ができなくなったことが供給系統の不具合の原因であると推定した。	● 類似の設備については、手順書の整備を実施している。
39	関西電力株式会社高浜原子力発電所協力会社事務所A棟工作室における火災(ボヤ)	平成24年3月15日	平成24年3月15日、協力会社事務所A棟工作室内現像室で、紙ウェス等から火災(ボヤ)が発生、清掃のために戻った作業員が消火した。 現場作業終了後、使用していた電気ヒータを現像液水槽から取り出し、水槽外側に掛け、水槽に蓋をかぶせ、照明と電気ヒータのコンセントを引き抜き退出したが、ウェス等が電気ヒータ発熱部に接触又は非常に接近していたことから、加熱され火災に至ったものと推定した。 本件の根本原因は、電気ヒータ使用後にヒータ温度の低下を待たずに現場を離れたこと、また、同電気ヒータに可燃物が接触又は非常に接近している状態を見過ごしたことによる。	● 表面温度が100℃を超えるような機器を使用する場合には、火気使用許可申請書に基づき、監視人の常時配置と使用後1時間の監視を行っている。
40	東北電株式会社女川原子力発電所及び東通原子力発電所瞬時電圧低	平成24年1月17日 平成24年4月3日 平成24年4月4日	女川原子力発電所1号機は、平成24年1月17日、他社の電力系統事故の影響により、東北電力管内で瞬時電圧低下が発生し、使用済燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した。また、4月3日、大型低気圧の影響による東北電力管内の電力系統事故の影響により、瞬時電圧低下が発生し、同ポンプが停止した。	● 瞬時停電が発生した場合の対応については、要領書に定められている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(23/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
	下による燃料プール冷却浄化系ポンプ等の停止に係る原因と対策		東通原子力発電所1号機は、平成24年4月4日、所内電源の瞬時電圧低下により、使用済燃料プール冷却浄化系ポンプ等が停止した。 (1)女川原子力発電所 電力系統の瞬時電圧低下に伴い、燃料プールのろ過脱塩装置の制御電源が低下したことにより、緊急停止信号が発信され、ろ過脱塩装置が停止したことで、冷却浄化系ポンプが停止したもの。 ろ過脱塩装置の緊急停止信号は、計器電源回路又は制御電源回路のいずれかで停電を検知した場合に発信されるもので、計器電源回路に停電の検知を遅らせる遅延タイマが設置されていないことから、瞬時電圧低下を停電として検知したことにより、ろ過脱塩装置が停止したものと推定した。 (2)東通原子力発電所 冷却浄化系ポンプが停止した原因は、所内電源の瞬時電圧低下に伴い、ポンプへの電源供給設備の制御回路の電圧が低下し、ポンプの動力回路のスイッチ接点が「開」となり、電源供給が停止したものと推定した。また、そのほかの機器が停止した原因も、制御回路の電圧低下の影響によるものと推定した。	
41	日本原燃株式会社六ヶ所ウラン濃縮工場 非常用電源設備(ディーゼル発電機)の故障警報発報	平成24年5月16日	平成24年5月16日、補助建屋(非管理区域)において、非常用電源設備のディーゼル発電機A号機の施設定期自主検査で起動確認を実施したところ、故障警報(ディーゼル機関の回転超過を防止する機能が作動)が発報し、正常に起動しなかった。その後、発電機の目視点検を実施し、異常のないことを確認し、起動確認を2回実施したところ、2回とも正常に起動した。 ディーゼル機関(制御部、伝達部、動作部)及び電気設備のうち回転数を電圧に変換する機器について、設定値や動作値の変動は認められず、動作不良に至るような異常も認められなかった。 電気設備のうち故障電圧を検知する機器は、設定値97.00V(メーカ整定誤差±2.5V)に対し、実際の動作値は、89.43～95.90Vまで低下しており、一定しない状態であった。 したがって、故障警報が発報した原因は、故障警報を検知する機器の動作値が、発電機が起動した際の回転数を電圧に変換する機器の電圧以下に低下したため、故障電圧を検知する機器が動作したものと考えられる。また、故障電圧を検知する機器の動作値が一定しない状態があったことから、動作値が高い状態にあったときは、故障として検知せず、正常に起動できたものと思われる。 故障電圧を検知する機器の動作値が一定しない状態となった原因は、基準電圧を作る回路が部品の経年変化により安定した基準電圧を作れない状態になったためと考えられる。	● 年次点検時に点検を実施している。
42	東北電力株式会社女川原子力発電所1号機原子炉建屋天井クレーン走行部の損傷	平成24年6月7日	平成23年9月10日より第20回定期検査中で冷温停止中のところ、原子炉建屋5階に設置している原子炉建屋天井クレーン(以下「当該クレーン」という。)について、9月12日に実施した東北地方太平洋沖地震後の走行確認運転において、異音が確認された。 その後、異音発生の原因調査として、当該クレーンの点検を実施していたところ、平成24年5月29日に、4箇所ある当該クレーンの走行部のうちの1箇所(南西側走行部)において、走行部内部に設置されている油受に軸受の一部と思われる異物を確認した。 このため、当該走行部内部の詳細点検を実施した結果、	● 走行機能を有するクレーンの点検記録を確認した結果、休止中の3基を除いて、軸受部の破損、走行時の異音がなかったことを確認した。休止中の3基を今後動かす場合は、軸受部の損傷を考慮した手順を作

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(24/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			6 月 7 日に、当該走行部の軸受が損傷していることを確認した。 当該クレーンは、経済産業省告示 327 号に定める安全上重要な機器等に該当することから、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 19 条の 17 第 1 項第 3 号(現行は、第 134 第 1 項第 3 号)に基づく報告対象に該当するものと判断した。 なお、本事象による外部への放射性物質の放出はなく、環境への影響はなかった。 当該クレーン走行部(南西側に限る)軸受損傷の原因は以下のとおりと推定した。 (1)東北地方太平洋沖地震にともない、水平方向(南北方向)の過大な地震荷重が走行レールから車輪に伝達された。 (2)車輪に伝達された地震荷重が軸受を通じてクレーン本体に伝達された際、2 列軸受(固定型)のつば部に過大な水平荷重が付加され、軸受つば部が損傷した。 (3)軸受内部に混入した軸受つば部の破片が軸受コロに挟まれ、当該クレーンの地震後走行確認運転において軸受の回転不良が発生した。(異音発生) (4)その後の当該クレーン異音調査走行にともない、軸受に過大荷重が付加され、軸受が損傷した。 (5)損傷した破片が走行部内部の隙間から走行部内部に設置されている油受に落下した。	成した後に実施することとする。歯止めとして、休止中の 3 基の電源盤に「軸受部の損傷を考慮した手順を作成した後に実施すること」の表示を行った。
43	中部電力株式会社浜岡原子力発電所 3 号機潤滑油サンプタンクレベル計の不良	平成 24 年 6 月 21 日	平成 24 年 6 月 21 日、非常用ディーゼル発電機(A)(以下「DG(A)」という。)の故障を示す警報が中央制御室にて点灯した。運転員が現場を確認したところ、現場制御盤での「潤滑油サンプリングレベル高・低」警報の点灯及び DG(A) 潤滑油サンプリングレベルの指示が 720mm と低いレベルを示していることを確認した。 サンプタンクレベルの実測確認の結果は、通常と同程度の約 1875mm であった。レベル計の目視確認の結果は、フロートと指示部を連結しているフロートテープ(材質 SUS316)が切断していることを確認した。その結果、見かけ上タンクレベル指示が下降したためであると推定した。 フロートテープの切断の原因は、タンクレベル変動時のフロートテープの巻き取りの際、折れスジが付き、その後、その部位に繰り返し応力が加わり徐々にフロートテープが損傷し、最終的に切断に至ったと推定した。 また、定期検査においては、フロートテープの外観点検は実施していたが、ねじれや曲りの有無に着目した外観点検を実施していなかったため、切断の兆候を発見できなかったものと思われる。	● 潤滑油サンプリングレベル計を有しているが、フロートテープ式ではないことを確認した。
44	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場 技術開発研究所屋外におけるボイラ用重油配管からの漏えい	平成 24 年 8 月 6 日	平成 24 年 8 月 6 日 17 時 25 分頃、技術開発研究所(非管理区域)において、巡視点検中の日本原燃株式会社社員がボイラ用重油貯槽の重油配管(フレキシブルホース)から重油が滴下していることを発見した。 直ちにボイラ用重油貯槽の出口弁を閉止し、17 時 26 分頃に漏えいが停止したことを確認した。 本設備については、平日 1 日 1 回の巡視点検を行っており、前週金曜日(8 月 3 日)の巡視点検において漏えいはなかった。 漏えいした重油の量は、ボイラ用重油貯槽内の液位から、約 1,500l と推定した。 なお、本事象による放射線の影響はなく、また、怪我人もなかった。 漏えいの発生したフレキシブルホースの破断につい	● 燃料（灯油）配管の逆止弁と電磁弁の間には、リリーフ弁が設けられており、対策がなされている。 ● 同様のフレキシブルホースについては、内圧管理を十分に行っている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(25/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			て、破面観察や再現試験による調査を行った結果、フレキシブルホースの破断は内圧の上昇によるものであると判断した。 当該重油配管は冬季のみ使用しており、それ以外の時期は使用していないことから、使用していない期間は逆止弁と電磁弁の間で重油が閉じ込められた状態となることが確認された。そのため、外気温の上昇にともない、配管内重油が膨張し内圧が上昇したものと推定した。 当該配管設備は 17 年の使用実績があるが、今までに膨張による重油の漏えいは発生していない。外気温の変動はこれまでもあったが、平成 22 年 6 月に設備修繕工事(配管交換)、平成 24 年 5 月に電磁弁の交換を行ったことにより、配管内のシートリークや空気混入の状態が変化し、重油の膨張を吸収できなくなったことによりフレキシブルホースが破断し、漏えいに至ったものと推定した。	
45	関西電力株式会社高浜原子力発電所 2 号機原子炉補助建屋の火災（ボヤ）	平成 24 年 10 月 24 日	平成 24 年 10 月 24 日、原子炉補助建屋における倉庫の整理作業で、塗装作業で余っていた溶剤を廃棄すべく、ほかの溶剤と混ぜ合わせたところ火炎が発生、直ちに消火した。 本溶剤は、塗装用の硬化剤と促進剤で、通常は塗料と混ぜて使用するものであった。また、保存容器には溶剤名等が記載されていなく、作業員も容器内の溶液が何であるかを確認しなかった。	● 共通安全作業基準等に従い、保管容器に内容物の識別表示を行っている。 ● 溶剤を廃棄する際には可能な限り混入させない。混入が必要な際には化学物質安全性データシート(MSDS)等を参照し、安全な組み合わせを選んでいる。
46	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所1～7号機 階段通路誘導灯電源における回路の接続不備	平成 24 年 10 月 29 日	平成 24 年 10 月 29 日、東京電力株式会社関連企業が実施していた 1 号機原子炉建屋の消防設備点検において、本来、単独の電源回路が接続されているべき階段通路誘導灯電源の回路に、管理区域境界避難扉監視装置の電源回路が接続されている箇所が 3 箇所あるとの報告を受け、11 月 6 日、当該事象を消防法施行規則(第 28 条の三)の要求事項を満足していないと判断した。 他号機についても調査を行ったところ、全号機で 13 箇所、誘導灯電源回路から当該監視装置の電源を分岐していることを確認した。 (1)本件に鑑み、発電所本館、その他の各建屋においても調査することとした。各現場の電線管ルートの目視点検や分電盤結線図をチェックした結果、新たに誘導灯電源回路から分岐している箇所を 11 箇所確認した。 (2)建設時に誘導灯電源回路を施工した A メーカにて調査を実施したところ、さらに 14 箇所の分岐を確認した。 (3)さらに、B メーカが施工した誘導灯電源回路についても調査を検討していたところ、A メーカの調査の不備が判明した。(図面ではチェックできない箇所で分岐している可能性が確認された。) (4)誘導灯電源回路の配線用遮断器を「入」「切」し、一般照明・非常照明の消灯の有無又はコンセントの電圧の有無を調査した。その結果、さらに 12 箇所の分岐を確認した。計 50 箇所(=13+11+14+12)となった。 当該監視装置を設置した工事関係者に聞き取り調査を実施した結果、消防法で誘導灯設備の電源を専用回路にとすることが定められていること、階段室の照明器具が誘導灯設備として届け出ていることの認識がなかったことを確認した。 また、分電盤結線図(照明及び作業用電源設備用)は、	● 誘導灯設備及び自動火災報知設備の回路に他設備電源が接続されていないことを確認した。 ● 各建家分電盤等で消防法上の誘導灯設備及び自動火災報知設備が接続されている配線用遮断器近傍に注意表示を実施した。 ● 誘導灯電源回路等の新設、増設又は改造等の工事を行う場合には、研究所規則に基づき工事実施に係る計画を明確にすることが定められており、工事方法や技術基準の適合性について詳細に検討している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(26/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			当該電源回路は消防法に基づく誘導灯設備を負荷していること、誘導灯以外に負荷を分岐させてはいけないことが明記されていなかった。 本設備は建屋建設時に施工されたものであり、当時の管理方法は十分確認できなかったが、メーカは消防法で誘導灯設備の電源を専用回路とすることが定められていることについて認識していたことから、設計及び施工段階でのチェック機能が十分でなく誘導灯電源回路から一般照明・非常照明を誤って接続したものと推定した。	
47	日本原子力発電株式会社東海第二発電所における非管理区域への放射性物質の漏えい	平成 24 年 11 月 30 日	第 25 回定期検査中、固体廃棄物処理設備 セメント混練固化装置設置工事の試運転で発生した装置の洗浄廃液をポリ容器に入れて、東海発電所に搬送する作業を行っていた。 その後，東海発電所へ向けた搬送作業を手運びで再開するため洗浄廃液を収納したポリ容器(以下「当該ポリ容器」という。) を作業員 A が持ち上げたところ、梱包したポリ袋より地面に水が滴下(約 5cm×5cm)していることを作業員 B が確認した。また、作業員 A は自分自身の作業服(防寒上着右前下部及び作業ズボン右大腿部)が濡れていることを確認した。このため、一緒に作業していた作業員 C が 14 時 58 分頃、中央制御室発電長にその旨連絡した。さらに、追加のポリ袋(二重)で当該ポリ容器を梱包し、ほかのポリ容器を入れたポリ袋からは水が滴下していないことを確認するとともに、水が滴下した付近を人が通行しないよう監視した。 発電長より連絡を受けた安全管理室員が、サーベイメータにより水の滴下場所を測定したところ、測定値は 500cpm(バックグラウンドを差し引いた値)であり、2.2Bq/cm^2 に相当(参考：管理区域の設定基準 4Bq/cm^2)する汚染を確認した。 このことから、15 時 39 分、実用炉規則第 19 条の 17 第九号「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物が管理区域外で漏えいしたとき。」に該当すると判断し、原子力規制庁へ報告した。 なお、本事象によるモニタリングポスト及び放水口モニタの指示値に変動はなかった。 当該ポリ容器及びほかのポリ容器 7 缶を梱包したポリ袋の外観目視調査ポリ袋の外観目視調査結果は以下のとおりであった。 (1)ポリ袋を二重(管理区域内は青線入りポリ袋、管理区域搬出の際、さらに透明ポリ袋で梱包)にして容器を梱包していた。 (2)二重としたポリ袋の両方の下側(容器の底と接する面)の一部穴が確認された。 (3)その他の部位では、有意な傷は確認されなかった。 状況調査結果より洗浄廃液が漏えいしたメカニズムは以下が重畳したためと推定される。 (1)蓋の密封性が不完全なポリ容器を使用した。 (2)ポリ容器を手運びや台車によって運搬した際に、運搬時の震動や通路の段差等で容器が傾いた際の水面変動や非管理区域への搬出時の汚染測定のために容器を傾けた際の水面変動等により、ポリ容器蓋部から洗浄廃液がポリ容器を梱包したポリ袋内にわずかに漏えいした。	● 廃液サンプル等の採取・搬送は運転要領書等に定められ、密封性を有した容器を用いて確実な手順により実施している。
48	原子力機構人形峠環境技術センター製錬転換	平成 25 年 1 月 4 日	平成 25 年 1 月 4 日 10 時 30 分頃、巡視点検中に管理区域内の排気室(1)で、床面に水滴を発見し、直上の排気ダクト(第 3 排気系統)に水滴が付着していることを確認した。直ちに、紙タオルとビニルシートで飛散防止の応急	● 類似の構造を有する設備を保有しているが、定期点検等で健全性を確認し

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(27/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
	施設における非管理区域への放射性物質の漏えい		措置を行った。 11 時 45 分頃に、同じ排気ダクトの非管理区域側(給気室(1))でも、透明なプラスチックカバー内部の水たまり及び床面への水の滴下を発見した。飛散防止として、漏れ箇所下の床面を紙タオルとビニルシートで養生し、さらに容器を設置して滴下した水を受ける応急措置を行い、12 時 18 分頃、第 1 報を発信した。 12 時 49 分頃、給気室(1)の一部を一時管理区域に設定し、その後、水漏れがあった床面のスミヤ測定で α：0.20Bq/cm^2、β：0.34Bq/cm^{2}を確認した。応急措置から約 7 時間に容器で受けた水量は、約 3cm^3 であった。この水を分析した結果、α：6.9Bq/cm^3、β：1.7Bq/cm^3 であった。そのほか、非管理区域に漏えい、痕跡等はなかった。 なお、施設は年末年始休暇にともない平成 24 年 12 月 28 日から平成 25 年 1 月 8 日までの予定で、給排気設備の計画停止中であった。 当該ダクトの漏えい部は補強材をアルミニウム製リベットで固定していた。これまでの給排気設備の運転停止により、第 3 排気系統の排気ダクト内にはアルカリスクラバ水のミストが凹部に蓄積した。pH9 以上であるアルカリスクラバ水が滞留することでアルミニウム製リベットの腐食が進行した。 また、給排気運転中の排気ダクト内の圧力変化による繰り返し荷重によりリベット強度が約 25%まで低下することから、アルミニウムの腐食と繰り返し荷重の複合的な要因により、リベットが排気ダクトから抜け落ちた。リベットが抜けたため収縮した排気ダクトと繊維強化プラスチックが剥がれ、隙間ができた。 このような状況で、事象発生直前の給排気設備の運転停止により、凹部に蓄積したアルカリスクラバ水が流れ出たと考えられる。 漏えいのあった曲がり部ダクトには内部補強がなく、ダクトの収縮が大きくなったと考えられる。また、アルミニウム製リベットの使用についても記録が残っていなかったこと等、技術情報の伝承に問題があった。 他拠点の排気ダクト等の水平展開においては、「既に実施済みの内容であるとの思いがあった」ため、細部にわたる点検が不足していた。 モニタリングポスト等の指示値に特別な変動はなく、環境への影響はなかった。給気室(1)の漏えい箇所周辺の線量はバックグラウンドレベル、空気中放射性物質濃度は、検出下限値未満であり、作業員に被ばくはなかった。	ている。
49	関西電力株式会社美浜原子力発電所 1 号機における非常用ディーゼル発電機の故障	平成 25 年 2 月 6 日	第 25 回定期検査中の平成 25 年 2 月 5 日、A－非常用ディーゼル発電機(以下「DG(A)」という。) の定期負荷試験のため、9 時 24 分に現地にて運転員が DG(A)を起動した。 その後、現地にて DG(A)から発電所内へ送電する系統へ接続し、9 時 47 分に 100%電気出力に到達したが、9 時 48 分に電気出力の低下(3,120kW から約 2,000kW へ低下)が認められ、屋外の排気筒では黒煙を確認したため、運転員により DG(A)を手動停止した。その際、ディーゼル発電機室内において煙により煙感知器が動作した。 2 月 6 日、原因調査のため DG(A)を目視点検したところ、4 台ある過給機のうち、1 台の過給機(以下「当該過給機」という。) で排気出口配管との接続部が外れて開口していることを確認した。この開口部からファイバースコープを挿入し当該過給機内部を点検したところ、過給機のタービンロータ(翼と軸からなる構造物)が損傷していることを確認した。また、当該過給機の下部に複数の金属片を確認した。	● 翼部の回転方向とナットの締め付け方向が同一となっている機器の有無を調査した結果、該当する機器があり、そのナットの締め付け方法が要領書等に適切に定められていないものについては、該当機器のナットの締め付け方法を定めた。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(28/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			当該過給機を取り外す前においては、タービン室フランジ面が外れ、タービン出口伸縮継手がつぶれていることが認められた。また、取り外した後においては、タービン側のフランジ取り付けボルトが全て外れ、ロックプレートが脱落していることが認められるとともに、タービンロータの破損が認められた。 調査結果等から、損傷メカニズムについて以下のとおり推定した。 (1)前回点検時、コンプレッサホイールのロックナット締め付け作業において、専用受台を用いずに不安定な状態で作業を行うなど締め付け方法に不備があり、締め付けトルクが適正に作用せずコンプレッサホイールの締付力が不十分であった。 (2)締付力が不十分な状態で負荷試験を行うことで、コンプレッサホイールの微小な滑りにより摩耗が生じ、負荷試験を繰り返すことで徐々に軸力が低下した。 (3)軸力の低下により、今回の負荷試験における 100%負荷時にコンプレッサホイールの追従不良が発生し、当該過給機の空気圧縮機能を喪失した。これにより、DG(A)の出力が低下したものと考えられる。 (4)ロックナットの緩みによりコンプレッサホイールが空回りし、タービンホイールの回転に対するコンプレッサの負荷(抵抗)が減少したため、タービンホイールの回転数が上昇しタービンホイールが過回転となった。 (5)タービンホイールが過回転となることで、遠心力による過大な応力がタービンホイールに発生し、応力集中部であるハブ部よりタービンホイールが損傷した。 (6)タービンホイールが損傷した衝撃により、シャフト溶接部が折損するとともに、破損した部品により周囲の部品が損傷した。	
50	電力中央研究所 狛江運営センター 放射性同位元素使用事業所における排水設備からの漏えい	平成 25 年 2 月 23 日	平成 25 年 2 月 23 日、放射線取扱建屋(第 5 実験棟)に接続されている排水系配管の点検を実施したところ、漏水の可能性があることを確認した。 その後、埋設された排水系配管の状況及び漏水による汚染状況について確認したところ、2 月 24 日に当該配管の亀裂が確認され、亀裂が確認された配管付近の土壌から、^{60}Co(1g あたり 0.044Bq)、^{137}Cs(1g あたり 0.014Bq)が検出された。 漏えい箇所直下の地上約 1m の高さにおける放射線量はバックグラウンド程度であり、従業員等の被ばくはなく、放射線障害のおそれはない。 排水管の漏水確認を行うため、排水管をいくつかのパートに区切り、パートごとに注水を開始したが、排水管内部の水位が上がらないことから、漏水の可能性があると判断した。その後、地中埋設管の確認を行うため掘削したところ、排水管の曲り部で亀裂を確認した。 調査の結果、「施工不良、重量物による荷重応力、気温変化による配管の伸縮」が主たる原因であると判断された。 施工不良とは、コンクリートフーチング(基礎)を回避するため、現場合わせで 45 度エルボ配管を使用したが、破断部付近に曲げ応力を生じさせた可能性があることである。 また、塩化ビニル(PVC)管の耐用年数が 50 年以上(塩化ビニル管・継ぎ手協会による)とされていることから、約 37 年間検査を実施していなかったことが、将来破断に至るような亀裂発生の兆候を見逃す結果に繋がったことも否定できない。	● 放射性廃液を送液する埋設された配管は、塩ビ管を用いていない。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(29/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
51	東北電力株式会社女川原子力発電所1号機非常用ディーゼル発電機(A)の自動停止に伴う運転上の制限の逸脱	平成25年3月14日	平成25年3月14日、定期試験のため、非常用ディーゼル発電機（以下「DG」という。）(A)の停止に向けて操作していたところ、「ディーゼル発電機A逆電力」警報が発生し、当該DG(A)が自動停止した。 DG(B)が点検で停止中であったことから、非常用発電機が保安規定で定める動作可能な状態ではなくなったため、運転上の制限に満足しないと判断した。 原因調査の結果、「機械的要因(ガバナ動作異常)」と「外部要因(周波数の揺らぎによる所内電源母線の影響)」により当該 DG(A)が自動停止する可能性があることが判明した。 その後の調査運転により、無負荷運転や75%、100%負荷運転においてガバナの追従性に問題はなく、ガバナ動作に異常がないことを確認した。 また、周波数の揺らぎに関する確認結果で、75%、100%負荷運転時の電力計測の結果、所内電源母線の周波数の揺らぎにより当該 DG(A)の出力が変動することを確認した。 結果として、当該DG(A)の定期試験時の停止操作の際に出力を約 500kW まで低下させたところ、所内電源母線の周波数の揺らぎによりさらに出力が降下して、逆電力リレーが動作し当該DG(A)が停止したものと推定した。	● 逆電力継電器は設置されているが、原子力発電所の定期試験と試験方法が異なる。
52	中部電力株式会社浜岡原子力発電所3号機循環水ポンプ(A)他圧水ライン電磁弁の制御用タイマの接点不良	平成25年7月12日	平成25年7月12日、循環水ポンプ(A)の確認運転のため、機動操作を実施したところ、同ポンプの他圧水ライン電磁弁が自動で開弁すべきところ開弁せず、同ポンプが起動しなかった。 調査の結果、当該電磁弁の定格電流(0.96A)に対し、当該タイマ（H3CR 型タイマ：オムロン製）の直流接点容量が0.1Aと小さかったため、タイマの接点損傷が発生した。 当該タイマは、3号機建設当時はMAT型タイマ(TEC製、直流接点容量 1A)を使用したが、MAT型が廃止となり、その後、平成元年の H3BH 型タイマ(オムロン製、直流接点容量 0.1A)、平成10年にH3CR型タイマ(オムロン製、直流接点容量 0.1A)と変更している。 後継機種の選定の際の比較評価内容を調査したところ、交流接点容量についての比較検証は実施していたが、直流接点容量については比較検証していなかった。後続機種選定時の設計の妥当性確認が不十分であることが判明した。	● 廃版になった機器・機種の更新の際は、メーカにより後継機種が選定されている。 ● 施設及び工程で利用する機器部品を購入する場合には、社内規則に基づき、型式、種類、等級等、購買要求事項を明確にすることが定められており、購買品の仕様について詳細に検討している。
53	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6号機 タービン建屋1階空気抽出器室における蛍光灯からの発火	平成25年7月29日	平成25年7月29日、空気抽出器室において、パトロール中の東京電力株式会社社員が蛍光灯からの発火を確認した。 消防署による現場確認の結果、鎮火確認、火災と判定された。現場調査の結果、蛍光灯の安定器のみ焦げ痕があり、周囲への延焼はなかった。 運転員がパトロール時に発火を確認、消火器準備中に火は消えており、焦げ臭を確認していた。火災発見時、蛍光灯は点灯中であった。火が消えたとき、蛍光灯は消灯していた。(器具仕様；40Wk×2灯用、200V) 器具の交換履歴はなく、17年以上使用。蛍光灯の交換は、平成21年6月25日に実施。蛍光灯に割れはなく、異常がないことを確認した。回路の絶縁抵抗(分電盤遮断器より当該器具以外の32台器具一括)は、0.2MΩ。(電気設備技術基準；対地電圧150V以下で、0.1MΩ 以上)安定器の外観点検では、塵埃等の付着がないことを確認した。 コイルに焦げ痕、コイル巻線に断線が確認された。焦げ痕の部位の状況から、コイル巻線の断線は漏電によるものではなく、絶縁劣化によるコイル巻線間のショート	● 電気工作物保安規程に基づく照明設備の年次点検等において、絶縁抵抗を測定し、絶縁が低下していないことを確認している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(30/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			が原因と推定した。その他の構成部品(コンデンサ、絶縁材、ケーブル)に有意な異常は確認されなかったが、絶縁材の表面に変色が確認された。 照明器具メーカへの聞き取り調査によると、使用年数 8～30 年で、コイル巻線又はコンデンサの劣化により発煙に至った事例があることが分かった。 日本照明器具工業会のガイド「建築物等に施設する照明器具の耐用年数」によれば一般的に耐用限度は 15 年であるが、常時か否かの点灯、使用温度、湿度、電源品質、汚損等の環境条件によって劣化の度合いが異なる。安定器の寿命末期に至ると絶縁物の劣化により発煙事故に至る可能性があり得るとのことであった。 以上の調査結果から、蛍光灯の長期使用(17 年以上)にともない、コイルの絶縁物の機能が低下し、コイル巻線間のショートによる発熱により絶縁材が発火したものと推定した。	
54	日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場 高レベル廃液ガラス固化建屋非常用無停電交流電源装置の 1 台故障	平成 25 年 9 月 8 日	平成 25 年 9 月 8 日、高レベル廃液ガラス固化建屋の 2 系統ある非常用無停電交流電源装置及び当該電源装置に接続されている制御設備のうち、1 系統の非常用無停電交流電源装置(B 系統:管理区域外)について、警報が発報し、現場確認を行い 6 時 23 分に故障であると判断した。 本事象による環境への影響はなかった。 警報制御を行う基板の外観精密確認において、CPU の接触部に微小な異物を確認し、その状態で再現試験を実施したところ同様な事象が発生したことから、当該電源装置の故障が発生した原因は、「直流/交流変換ユニット」(非常用無停電交流電源装置のバッテリからの直流の電気を制御設備へ給電するために交流の電気へ変換する装置)の制御基板のうち、警報制御を行う基板上の CPU のピン部に接触不良が発生したことにより、直流電圧、非常用無停電交流電源装置出力電圧等のアナログ/デジタル変換に異常が発生したものと推定した。 今回の接触不良については、メーカにおける基板の製造過程での品質管理(温度・湿度・塵埃・静電気に対する対策)及び基板の出荷前検査(外観検査(ゆがみ・反りがないことの確認)、故障検出機能等の基本機能検査)、受入検査(数量検査、外観検査)において問題がなかったこと、さらに日本原燃施設への設置後の当該電源装置の使用環境についても適切であったことから、品質管理を行って管理されている状況下において、製造過程における微小な異物による、極めて低い確率で発生した初期故障であると考えている。	● 設備等の納入検査時に作動確認を実施している。
55	原子力機構原子力科学研究所第 3 廃棄物処理棟における排気ダストモニタの停止	平成 25 年 9 月 24 日	平成 25 年 9 月 24 日 10 時 30 分頃、第 3 廃棄物処理棟で、排気ダストモニタのろ紙交換作業中に、ダストモニタ自動ろ紙交換装置が停止した。手動による交換を試みたが復旧できなかった。 11 時 35 分頃、排風機を手動で停止した。10 時 30 分頃以降、排気ダストモニタによるダストの集じんができずデータが欠測となったため施設管理情報として連絡した。 当日、管理区域内での廃棄物処理作業はなく、施設内の汚染検査の結果に異常もなかった。 当該施設は 9 月 2 日から 12 月 6 日までの間、定期自主検査をしており、施設の点検のみを行っている。なお、本施設は、夜間休日は排風機及び排気ダストモニタを停止し、連続した排気運転を要しない施設である。 13 時 46 分、排気ダストモニタを予備機に切り替え、運転を再開した。	● 巡視点検で異常の有無を確認するとともに、定期的にメンテナンスを実施している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(31/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			原因は、自動ろ紙交換装置内のベルトが切れていたことによる。	
56	東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所におけるガスタービン発電機車(屋外)燃料タンク接続部からの油漏れ	平成25年11月17日	平成25年11月17日、発電所の荒浜側(1～4号機側)高台エリアの資材置き場において、東京電力株式会社社員がパトロールを実施していたところ、No.1ガスタービン発電機車(以下「GTG」という。)燃料タンク連結配管(フレキ管)から車両下部に燃料油が滴下(40秒/1滴)していることを確認した。漏えい量は約11程度。 事象確認後速やかに漏えい箇所へドレン受けを設置するとともに、消防署へ連絡し、指示を受けた。油抜きを完了し消防署へ報告するとともに、滴下したコンクリート上の滲み油の清掃を完了した。また、車両運行履歴として、10月7日に車両点検のための運航を行い、7月26日ガスタービンの点検を行っている旨消防署へ報告した。 当時、GTGは2台配備しており、当該車両を除き残り1台が待機中、かつ、電源車も23台配備しており、安全上の問題はなかった。 燃料タンク連結配管(フレキ管)の漏えい試験を実施したところ、フレキ管本体のホースからの漏えいを確認した。全体的に腐食状況が散見された。また、塩分濃度測定の結果は、腐食の管理目標値(参考値：70mg・CL/m^3)を超えていた。 なお、他産業における腐食事例の調査結果では、東日本で1～2回/年のフレキ管の塩害腐食の報告事例があった。 調査結果から、当該GTGの車体下部は海風による腐食の発生する可能性が高い環境にあった。当該フレキ管については、車体下部の際中央に位置することから、雨水による洗浄効果が著しく塩害の環境を受けやすい状況にあり、腐食が進展・貫通した結果、燃料油の漏えいに至ったものと推定した。	● 類似設備については、日常点検及び月例点検時に目視点検を実施している。
57	東京電力株式会社福島第一原子力発電所における集中廃棄物処理施設焼却工作建屋への滞留水の流入	平成26年4月13日	平成26年4月10日、サイトバンカ建屋内の滞留水についてプロセス主建屋への移送を実施した。 4月11日、各建屋の滞留水の水位監視を行っている東京電力株式会社社員が、関連する移送がないにも関わらず、プロセス主建屋水位が低下していること、また、サイトバンカ建屋水位が上昇していることを確認した。 このため、4月12日に関係箇所へ上記の情報提供を行うとともに、原因調査を開始したところ、4月13日に実施した現場調査において、通常時に滞留水の移送に使用していない移送ラインの4台のポンプが運転中であることを確認した。 また、移送ラインに設置されている移送先の切り換えに使用する手動弁の状態を確認したところ、プロセス主建屋からサイトバンカ建屋及び焼却建屋への移送ライン、並びに焼却建屋からプロセス主建屋への移送ラインが形成されている状態であった。 誤って運転していた移送ポンプのうち、滞留水を移送していたものは、3台であった。 誤移送を発見した時の弁開閉状態について、操作履歴を調査したところ、これまで当該移送ラインを使用した実績がなく、当該移送ラインを設置した当時と同様の状態であった。よって、設置当時から移送ポンプのブレーカが「入」状態となれば、誤移送が発生する系統構成となっていたことを確認した。 なお、工作建屋の床面に溜まっていた放射性物質を含んだ水は、震災に伴う津波の残水に、作業員が出入りし	● 低放射性廃液等の移送については運転要領書等に定めており、確実な手順によって実施されている。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(32/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			た際の靴や工具等から放射性物質が建屋内に持ち込まれ、床面に溜まっていた水に混入したものと推定した。 誤移送された滞留水の一部については、プロセス主建屋から焼却建屋に移送された滞留水をプロセス主建屋に移送するという循環移送が行われていたものと考える。このことから、プロセス主建屋から焼却建屋へ誤移送された滞留水の量を推定することは困難である。このため、移送ポンプ停止後の焼却建屋地下 1 階床面に広がった滞留水の状況(水位、範囲)から、滞留した量は約 165m^3 と算出した。 環境への影響について状況調査を行った結果、滞留水の焼却工作室建屋外への流出はなく、環境への影響はないものと判断した。 平成 26 年 3 月 20 日に行った、プロセス主建屋に設置されている 480V 電源盤（C 系）（P/C(C)）停止作業の復旧にあたり、空調設備電源の「入」操作を実施した際、誤って移送ポンプのブレーカも「入」にした可能性が高い。また、当該移送ラインは、当面使用する予定のない設備であったため、当該移送ラインの状態管理ができていなかった。	
58	原子力機構核燃料サイクル工学研究所第 2 応用試験棟乾式再処理試験用グローブボックスパネル破損	平成 26 年 5 月 8 日	平成 26 年 5 月 8 日 8 時 55 分頃、第 2 応用試験棟 1 階にて空調設備の点検を実施していた作業員が上階からの破裂音を聞いた。直ちに 2 階に移動したところ、乾式再処理試験用 Ar ガス雰囲気グローブボックスに取り付けられているパネル 4 枚(焼入強化ガラス)のうち 1 枚が破損しているのを確認した。 原因は、Ar ガスボンベからグローブボックスへ至る配管上の弁に何らかの異常が生じ、Ar ガスがグローブボックスに流入して内圧が上昇し、Ar ガスの圧力を逃がす機構が働かず、パネルの耐圧強度を上回って破損に至ったものと推察される。	● 常圧から微加圧状態で使用するグローブボックスを所掌していないことを確認した。
59	中部電力株式会社浜岡原子力発電所敷地内協力会社倉庫付近における火災	平成 26 年 6 月 15 日	平成 26 年 6 月 15 日、協力会社倉庫付近において、屋外に置かれた鉄製ゴミ箱より発煙しているとの連絡があった。このため、消防署へ連絡するとともに初期消火要員により現場確認を実施した。初期消火要員らによる消火活動を行い、消防署による現場確認の結果、鎮火していることが確認された。 火災発生時の状況及び再現試験の結果から、非常用照明器具の傘が凹面鏡となり、太陽光を収れんした結果、鉄製ゴミ箱内の可燃物を発火させた可能性が高く、これによる自然火災と推定した。	● 敷地内において、太陽光が収れんするような箇所に可燃性の廃棄物を保管していない。
60	原子力機構原子力科学研究所における原子力コード特研屋外での仮設発電機の火災	平成 26 年 7 月 12 日	平成 26 年 7 月 12 日 7 時 55 分頃、原子力科学研究所内全域計画停電(7 月 12、13 日に予定)にともない、旧情報システムセンター建屋にある J-PARC センター計算機用の空調機に給電を接続可能とするため、原子力コード特研(一般施設)の屋外に仮設発電機(ディーゼル発電機)を設置し始動させたところ、発火発煙を確認し消火器による初期消火を実施した。 8 時 3 分に 119 番通報し、8 時 23 分、ひたちなか・東海広域消防本部により火災と判断された。同時に鎮火を確認した。本件に係る施設及び放射性物質による周辺環境への影響はない。また、怪我人の発生もない。 原因は、マフラー内に残留・蓄積した未燃焼燃料の付着したカーボンが、エンジンより排出される高温ガスにより加熱燃焼し、マフラー底面の水抜き穴から排出され、マフラー下の床面に堆積していたカーボン等に引火して火種となり、ドレンホースに飛び火し、ドレンホースが	● 仮設のディーゼルエンジン発電機については作動前に点検を行い問題がないことを確認している。

表 4.2-1　国内の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(33/33)

No.	件　名	発生年月日	教訓の概要	措置状況
			燃焼したと考えられる。	
61	原子力機構大洗研究開発センターにおける固体廃棄物前処理施設(WDF)の居室冷房用パッケージエアコンの火災	平成 26 年 7 月 29 日	平成 26 年 7 月 29 日(火)12 時 2 分頃、WDF3 階にある給気機械室(非管理区域)において、火災警報が発報した。12 時 7 分頃に居室冷房用パッケージエアコンからの発煙を確認し、大洗町消防本部へ通報するとともに、初期消火活動を実施した。12 時 21 分に消防本部が現場に到着し、12 時 23 分に鎮火を確認した。消防本部の現場確認の結果、火災と判断された。本件に係る施設及び放射性物質による周辺環境への影響はない。また、怪我人の発生もない。 パッケージエアコンパネル内の電磁接触器に銅端子板を固定している 3 本のビスのうち、緩んでいた左側のビス 1 本がパッケージエアコンの運転に伴う振動によりさらに緩んで外れ落ちた。このとき、銅端子板は過電流継電器と一体形成されているため、銅端子板のビスが外れた一端と電磁接触器の端子台の接触状態はほぼ保持されたままであったが、動きは拘束されなくなった。その状態で引き続き銅端子板に振動が加わったことから、銅端子版のビスが外れた一端と電磁接触器の端子台が接触したり、離れたりしたことから、接触した際に過大な電流が銅端子板及び電磁接触器に流れて発熱した。その熱により銅端子板自体の溶融、電磁接触器の焼損及び電磁接触器の上部端子台に接続されていた 3 本のケーブルの断線に至ったものと推察される。 なお、パッケージエアコンの電気系統のビスの緩みについては、年 1 回の自主点検(当該パッケージエアコンの取扱説明書では 3 年に 1 回の頻度)の際に点検することとしていたが、自主検査要領に点検項目としての記載がなかったことに加えて、全てのビスの緩みについて点検を行ったかどうかを確認するためのチェックリストがなかったことから、今回外れ落ちたビスの緩みを見落とした可能性が高いと考えられる。	● 類似のパッケージエアコンについては、電気使用月間等の際に当該箇所の点検を行うとともに、年次点検等でボルトの緩み等の確認している。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(1/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
1	溶解槽での熱電対交換作業中の作業員の汚染	2005/2/13 イギリス セラフィールド	2005 年 2 月 13 日、THORP 再処理工場の溶解槽 C における熱電対の交換作業中に 3 人の作業員が汚染した。汚染後、再確認のためにモニタリング機器を求め作業員が施設内を移動したために汚染が拡大した。汚染した作業員はサイト内の診療所へ搬送され除染された。作業員は顔及び手に汚染しており、手の除染には数日かかった。法定職業被ばく限度を越える被ばくを受けたものはおらず、1 人の作業員が四肢に対する年間法定限度の 10%を越える被ばくを受けた。 除染が完了するまで、工場への立ち入りは制限された。その後の調査によって、溶解槽 C のサーモウェル（保護管）でごくわずかの漏えいが起きており、汚染が生じていることが確認された。調査完了後、サーモウェルのポケット部に 2 つ目のバリアが設けられ、溶解槽は通常運転に戻された。 直接原因は、サーモウェルからの放射性溶液の染み出しであるが、本作業のリスク評価では、熱電対はサーモウェルで密封された管の内部に置かれており、溶解した核燃料から分離された設計となっていることから、閉じ込め機能が破られることを想定していなかった。作業員の被ばくは、このことが根本原因で起きたと考えられた。	● 汚染の可能性がある作業においては、作業区域内でのサーベイを徹底しており、作業計画書にも記載して汚染拡大の防止を図っている。
2	再処理工場での硝酸ウラニルによる作業員の汚染	2005/3/30 フランス トリカスタン	ピエールラットの TU5 ワークショップは、再処理工場からの酸化ウラン(U_3O_8)から硝酸ウラニルに処理する工程である。 2005 年 3 月 30 日、作業員が硝酸ウラニル排出運転中に飛沫を受けた。作業員はすぐさま除染のシャワーを浴び外部除染を完了した。また内部汚染の可能性があることから 24 時間の監視を行い、作業員の被ばく量は基準値以下(尿で 1.4Bq/l)であることが確認された。 通常、排出運転は、保護マスクを着用し、定められた手順に従って、2 名の作業員によって行われる。 汚染は手順の間違えが原因であり、防護マスクを着用していなかった。	● 放射線作業において現場責任者により適切な装備が指示されている。なお、放射性廃液等を非密封で取り扱う場合は半面マスク等を着用している。
3	再処理工場供給浄化セル内の配管破損による Pu/U 含有硝酸液の漏えい	2005/4/20 イギリス セラフィールド	THORP 再処理工場において、供給浄化セル配管が破損しているのを発見した。この配管は前処理工程タンクへの供給配管であり、破損によって大量の溶解液がセルに放出され、セル内の鋼製の構造物が腐食した。放出された液体は核分裂生成物を含む硝酸溶液であり、その量は約 $83m^3$ であった。 セルは、漏出した液体を回収するように設計されており、セルから外部への漏えいはなかった。また、セル内での臨界の可能性はなく、セル及び工場の状態は安定していた。このため、従業員の被ばくや放射性物質の環境への異常な放出はなかった。	● 漏えい時には迅速な対応が取れるように漏えいの有無を常時監視している。
4	タンクから溶液を移送する前の Pu 濃度検査の欠落	2005/4/25 フランス ラ・アーグ	2005 年 4 月 25 日、UP2-800 工場の R2-UCD 施設で、Pu を含む酸溶液 2271 が、Pu 濃度検査を事前に実施せずに、2450 ユニットから 2470 ユニットへ移送された。COGEMA の工場で使用される α 廃棄物中央処理施設のプロセスにより Pu の含有量の多い廃棄物の除染を R2-UCD 施設で行うことができ、2450-20 タンクから 2470-11 タンクへ溶液を移送する前に、臨界事故を抑制するため Pu 濃度の検査を実施しなければならない。 攪拌とサンプリングが実施されたが、採取された容積では分析検査ができなかった。作業者は攪拌とサンプリングを新たにやり直そうとして、攪拌用の排出装置の代わりに溶液移送用の排出装置を間違って選んでしまっ	● 運転手順書等に基づき、複数人で作業を行う。 ● 放射性廃液移送・攪拌(サンプリング)時は、担当者が手順書等に基づいて移送ラインを作成する。作成した移送等のラインが正しいことを上位者が確認後チェックシートにサインして担当

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(2/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
			た。作業者は約 7 分後に、2450-20 タンクの液位の変動から、その状況に気付いた。このため、作業は中断された。2470-11 タンクに含まれる溶液の分析により、Pu 濃度は運転の下限値及び規定上限値がそれぞれ 1,400 mg/l 及び 6,000 mg/l であるのに対して、21.5 mg/l であることが示された。 次の補助的な防護ラインにより施設の安全を保証している。 ・溶解液全体において存在し得る Pu の制限質量は 250 g である。 ・溶解液の最小容量は 175l である。 ・2450 タンクの操業条件は 2450-20 タンクの Pu 濃度を規定上限値よりはるかに低いことを保証する。 このトラブルによる、従業員の安全又は環境への影響はなかった。しかしながら、Pu 濃度検査を実施せず、一般作業規則に決められている要件の不順守により、このトラブルは INES のレベル 1 に分類された。	者は移送等の作業を開始する。以上、担当者及び上位者の二重確認を運転手順書等に定めて誤操作を防止している。
5	放射性物質輸送物の違法出荷	2005/9/7 フランス トリカスタン	ピエールラットの COGEMA は、2005 年 9 月 7 日、UF_6を収納した輸送容器が行方不明であることを発見した。調査の結果、9 月 3 日に空容器返送で誤って送られたことが判明した。 原因は、輸送容器のラベルの誤読であった。 深層防護の劣化により、INES のレベル 1 に分類された。	● 輸送容器を搬出入する場合の確認手順が整備されている。
6	核施設の運転プロセスで核物質重量の制限超過	2006/11/6 フランス カダラッシュ	Pu 技術施設(ATPu)（廃止措置中）において、2006 年 3 月に MOX 燃料製造から発生する MOX 廃棄物を減容するための破砕機が故障した。 その後、手動で破砕機を使用することとなった。この際、通常 1 回充てんするところ誤って、2 回充てんしてしまった。 臨界管理上、核分裂性物質の量は物理的な閾値より十分に低く、影響のある値ではなかった。 調査の結果、事業者の安全文化の欠如、運転手順の不準拠があり、その再発防止のため、原子力安全規制庁はオペレータに是正措置を求めた。	● 保安に係る教育を定期的に実施している。 ● 類似の事象が発生しないよう運転手順書及びインターロックを設けている。
7	負傷しウラン汚染した従業員を病院で治療	2007/6/27 アメリカ ハネウェル社	管理区域作業中、従業員が昇降機から転落し、頭、顔、及び体に数箇所の打撲と擦傷を負った。 当該従業員はすぐさま地元の医療施設に搬送されたが、衣類に 5,000dpm/100cm^{2}という無視できない天然ウランの汚染をしていた。そのため、ハネウェル社の放射線管理要員が同行し、医療スタッフに汚染管理上の指導をした。負傷従業員の除染と治療から発生した汚染物質は全て集めてハネウェル社が回収した。 治療後の病院、設備とスタッフには汚染は検出されなかった。また、負傷従業員の除染後のサーベイ結果は 1,000dpm/100cm^{2}以下となった。	● 作業員の負傷については、事故対策手順に対処方法が定められ、これ基づき対処することになっている。
8	立入禁止セルの中に作業員が入室	2007/9/13 フランス カダラッシュ	基本原子力施設 72 のコンクリート処理施設内で、廃棄物ドラム缶にコンクリートを流し込む際に発生した異常を解決しようとして、放射線防護上立入禁止とされているセル内に、下請け会社の作業員 1 名が入室した。 被ばく量は、入室したごく短時間に、1 日に受ける計画線量程度であったと推定される。 調査により、立入禁止区域に出入を規制する規則や装置が欠けており、一般的事業規則が遵守されていなかったために閉じ込め状態が一部損なわれたことが明らかになった。	● 放射線防護上立入制限区域等に設定されている場所に人を立ち入らせないことが保安規定で定められており、管理区域におけるルールを必ず作業員に教育している。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(3/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
			本事象は、当該区域の放射線量が低く、区域に入る前に作業員が対策を講じていないことから INES のレベル 1 に分類された。	
9	荷卸し時の B (U) 型輸送容器の落下	2007/10/10 フランス アタランテ	B(U)型輸送容器がトラックからの荷卸し作業中に高さ 1.2m から落下した。 作業者は手順を守っておらず、運転手は手順書を所持していなかった。 この容器の閉じ込めは担保された。したがって環境と人体に影響はない。 輸送手配と作業手順の遵守違反により、INES のレベル 1 に分類された。	● 作業手順については、教育等を行い、その遵守を周知･徹底している。
10	天井クレーンが仮設足場に接触	2008/--/-- イギリス セラフィールド	天井クレーン（無負荷）が、設置してあった仮設足場に接触した。たまたま足場に人はいなかったので負傷者はでなかった。 クレーン制御系の検査を行った。制御系の検査が終わり必要な措置が完了するまで作業は中断された。 環境と人体に影響はなかった。	● 社内基準に従い、クレーンの操作手順を整備している。
11	ガスタービンの排気筒が腐食	2008/02/-- イギリス セラフィールド	熱電供給プラントの主目的はセラフィールドサイトに安定した蒸気供給を行うことにある。 2008 年 2 月上旬、熱電供給プラントにおいてガスタービンに付属する排気筒の一つに顕著な傾きが進行した。調査の結果、他の排気筒 2 基の基部にも高レベルの腐食が発見された。 このため、セラフィールド社は同ガスタービンの排気筒の撤去等を行った。作業期間中、サイト用の蒸気は補助ボイラから供給され、不足分は使用量削減で補った。問題の排気筒は高さ 20m だったところを 2m に低くすることで処置を終えた。また、補助ボイラにもボルトの劣化が見られたので交換作業を行った。	● 構築物の点検要領等に基づき、定期的な点検を実施している。
12	デジタルカメラ使用による給水ポンプ速度制御不全が招いた給水流量喪失	2008/3/23 アメリカ 原子炉 インディアン・ポイント 3 号機	予定された燃料交換停止に向けたコーストダウン運転中、原子炉は 94.5%の出力で運転されていたが、主ボイラ給水ポンプの速度の急激な低下が原因で蒸気発生器の水位が低下したため、原子炉を手動でトリップした。 直接原因は、主ボイラ給水ポンプの速度制御信号プロセッサ近傍でのデジタルカメラの使用による無線周波数干渉であった。根本原因は、デジタルカメラがデジタル制御機器に悪影響を及ぼす可能性のある電波障害発生源であることの知識の欠落であった。	● 制御室で使用するデジタルカメラ等の電子機器は情報処理機器のノイズに関する規格(VCCI、FCC 等)に適合したものを使用している。
13	溶解工程で一般作業規則外作業の実施	2008/5/19 フランス ラ・アーグ	再処理工場溶解工程(T1)において、2008 年 5 月 19 日、溶解液の酸濃度を測定するサンプル採取装置が利用できなくなったにも関わらず、T1 の工程 A のろ過装置が作動し続けた。この状況は施設稼働に関する許可事項を定めた一般作業規則（以下「RGE」という。）で認められていない。 放射線分解による水素発生に関連して溶解液の硝酸の最低濃度は 0.4mol/l と定められ、濃度確認のためのサンプル採取は適宜行われなければならないと RGE に定められている。採取ができない場合、遠心分離器の滞留物を除去し、ろ過装置を停止する必要があった。 5 月 19 日、遠心分離器から滞留物の除去は行われたが、サンプル採取ができないまま、ろ過装置の運転を再開させた。同日夜、作業担当者により不具合が発見され、サンプル採取用ニードルを交換して、不具合は解消された。 環境や人体に影響はないが、RGE 不順守のため、INES	● 各処理工程では、運転前に放射性物質濃度等の組成を確認することが、要領書等に定められている。また、要領書等どおりに作業が進まないときは上司に連絡し判断を仰ぐことを要領書等に定めている。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(4/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
			のレベル 1 に分類された。	
14	竜巻による原子炉建屋の被害	2008/6/12 アメリカ カンザス州立大学	カンザス州立大学を竜巻が襲い、所内研究炉建屋が被害を受けた。建屋の被害は甚大であったが、原子炉は同日事前に適切に運転停止した。また、原子炉自体には被害はなかった。 所内は停電したが、この研究炉は能動的な冷却を必要としない型式だったため、原子炉は停止し、安定状態となった。	● 竜巻対策については新規制基準において今後対応する予定である。
15	ウラン排液地下配管の破裂	2008/7/17 フランス ロマン・シュル・イゼール	核燃料製造工場 FBFC において、ウラン溶液移送用の地下配管が破裂していることを発見した。破裂したポリ塩化ビニル配管はセルカ社の生産工場と廃棄物処理プラントを結んでいる。 調査の結果、地下配管の破裂は数年前に起きたものであることが判明した。その後、天候による被害の発生（雨水等による汚染の拡大）の防止に適切な措置を取った。 漏えいした廃液に含まれる高濃縮ウランの量は 250g から 800g であると推定されている。破断部分からの漏えいは少なくとも 2 年前から続いていたとみられている。 スラッジ状に堆積していた残留物のウラン濃度は 2μg/l であり、世界保健機関の飲料水に関する指針 15μg/l より十分に低いことが確認された。 破損の原因は、配管が地表を通る大型トラックによって破壊された可能性があることが推定されている。また、破裂配管が破壊に耐えるだけの靭性を有していないことが指摘された。	● 放射性液体廃棄物を移送する配管は、巡視点検及びセル漏えい検知器で漏えいのないことを確認している。
16	ガラス固化体の表面汚染検査未実施のままピットへ収納	2008/10/6 フランス ラ・アーグ	使用済燃料から分離された核分裂生成物は金属製のコンテナにガラス固化される。 ガラス固化体は自動で表面汚染を検査・除去してからピットに保管されることになっているが、2008 年 10 月 6 日、検査ロボットが確認作業中に動かなくなった。その後、検査が不十分なままピットに保管され、正常に検査された 8 体の固化体が検査不十分な固化体の上に保管された。 2008 年 10 月 20 日、コンテナ状況の定期検査時に検査の不具合が発見された。貯蔵ピットの固化体が一体ずつ取り出され改めて汚染検査が実施された。検査が不十分であった固化体は規定に定める汚染の基準値を上回っていることが判明した。 その後、除染作業により、除染された。	● ガラス固化体の保管に係る設備及び手順書については、整備済みである。
17	非常用散水機からの漏水による自動火災警報誤作動	2009/--/-- イギリス セラフィールド	Pu 精製・貯蔵施設で非常用散水機からの漏水が配電盤にかかり、火災警報が発報した。2 台の配電盤が影響を受け、そのうち一台が深刻な被害を受けた。 恒久修理が終わるまで仮電源が設置された。また、再発防止対策として、当該非常用散水機を撤去し、ほかに同様な箇所がないことを確認した。 環境と人体に影響はない。	● 電源盤の近辺に非常用散水機が設置されていないことを確認した。
18	送風機のダクト汚染	2009/--/-- イギリス セラフィールド	Pu 精製・貯蔵施設貯蔵庫から分析サービス部構内の送風機へのダクトとその周辺で汚染が発見された。隣接コンクリートスタンドと隣接区域の地面への汚染拡大の形跡もあった。 この汚染はダクト検査の準備の一環として行ったサーベイで確認された。過去に修理したダクト結合部が汚染源である推定される。 掘削除染が慎重に行われ、アクセスが改善され、試料	● 施設定期検査の一環として、ダクト等の換気設備の点検を実施し、異常のないことを確認した。また、これらは定期的に点検を実施しており、異常は確認されていない。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(5/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
			採取が可能になることが期待される。 予備評価を行い、αで1.5MBqの固着・付着汚染が確認され、これは法令に基づく報告の制限値を超えていたため、法令に基づく報告を行った。	
19	核燃料サンプル受け入れ作業時の臨界関連事象	2009/3/3 フランス メロックス	MOX 加工工場の研究所において計量管理が不十分なため臨界関連事象が起こった。 最初の作業員チームは質量管理された作業場に核分裂性物質のサンプルを持ち込んだが、本来されるべき核物質計量が行われなかった。 2 番目の作業員チームが 2 つ目の核分裂性サンプルを持ち込んだとき、物理的な安全質量限度を超えてしまった。なお、この 2 回目の持ち込みは手順書に基づき計量が行われた。 その後、最初のサンプルについて重量測定と計量が行われたときにアラームは鳴らなかったため、翌日に作業員が当該作業上のチェックをマニュアルで行うまで質量限度を超えていたことは分からなかった。 結果として臨界は起こらず、環境や人体に影響はなかった。	● 計量管理は再処理計量管理マニュアルに基づいた規則により適切に管理されている。
20	ミキサセトラへのヒドラジン注入間隔の規定時間超過	2009/6/21 フランス ラ・アーグ	UP3-A の抽出・濃縮のための T2 工場において、一般作業規則（以下「RGE」という。）に定められたミキサセトラへのヒドラジン供給ポットの分析時間間隔が、定められた時間より約 5 時間超過してしまった。 T2 工場では使用済燃料を溶解した溶液からウラン、Pu と核分裂生成物を分離し取り出すための化学処理が行われており、ヒドラジンは Pu の酸化を防ぐために使われる。運転チームは分析の間隔が 8 時間以上にならないような運転計画のもとで作業をしている。 2009 年 6 月 21 日の夜勤の際、ヒドラジンの分析結果が 2 時間長くなっていることに気が付いた。これは、前の班がユニット 1 を午後の始まりのころに再稼働したため、分析は夜の班まで必要ないという勘違いしたことであった。 分析時間が超過した際には、中性子検出器の読み取り頻度を増すことを求めている。 この事象は環境や人体に影響はなかった。しかし、RGE 違反であるため INES のレベル 1 に分類された。	● 作業手順書及び分析伝票等により分析結果の報告期限が定まっており、作業員に周知されている。
21	廃液タンクのレベル「高」を超過	2009/6/24 フランス サクレ	CIS BIO インターナショナル、サクレ施設において放射性廃液を処理する工程の一部であるタンクが、オーバーフローを未然に防ぐために設定されたレベル「高」を超えた。 このタンクは放射性廃液の回収配管系の一部であり、漏えいの場合の流出を回収するための保持室を装備した場所にあるいくつかのタンクが含まれている。充てん後、オーバーフローのリスクを避けるためにレベル「高」を超えてはならず、流出物を受け入れができなくなる。 この事象は、タンク充てん中に 2 つある測位プローブの一方に障害があり、第 2 プローブの提供する情報に基づいて供給がされたが、それに誤りがあったことによる。 タンクはレベル「高」は超えたがオーバーフローは起こさなかった。 環境や人体に影響はなかった。しかし、この事象は施設の一般作業規則に準拠しておらず、INES のレベル 1 に分類された。	● 送液時には、送液側及び受液側の双方の貯槽液位を確認しながら行うため異常が検知できる。 ● 放射性液体廃棄物を貯蔵している貯槽の液位管理(異常増量、貯蔵限度を超えた液位がないこと)を実施している。また、重要な貯槽に関しては、定期的に液位計の校正を実施している。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(6/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
22	UF_6輸送中の自動車事故	2009/8/2 アメリカ	2009 年 8 月 2 日、約 28,000lbs の非濃縮六フッ化ウラン(UF6)を収納した 48Y 型シリンダ輸送容器を運搬中のトラクタトレーラが、ウェストバージニア州サンドストーン近くの州間高速道路 I-64 号線上で交通事故を起こし横転した。 地元当局は最初にサンドストーンの町に関して予防的な退避を命令した。トラクタトレーラの運転室は火に巻き込まれたが、消火され、トレーラから分離していた輸送容器には影響はなかった。ドライバーは軽傷を負ったが、ほかに負傷者は報告されていない。高速道路 I-64 号線は上下線とも通行止めとなった。 ハネウェル社はチャータ機で 4 名のチームを派遣して、別のトレーラに輸送容器を移動させる前に輸送容器の損傷を評価し、問題なく昇降用の輸送箱に収められていると断定した。漏えいや汚染がないことも確認された。輸送容器は別の車両に乗せられハネウェル社の施設へ戻り、高速道路の通行止めは解除となった。	● 運搬要領等を定め、管理している。
23	放射線モニタリングシステムのシステムダウン	2009/9/30 フランス サクレ	基礎原子力施設 35 は廃液の蒸発によって放射性廃液の回収及び処理を行う。その後、放射性廃液を濃縮しタンクに貯蔵する。古い放射性濃縮物を貯蔵している MA502 タンクは、放射性ダストモニタが装備されている。 2009 年 9 月 30 日に、このシステムに不具合が発生し、18 時間システムがダウンした。この期間中、運転等はされなかったため、環境中への放射性物質の放出はなかった。 2008 年 4 月 15 日にも不具合が発生しており、その際にはアラームレポートとその処理が正常に機能しなかった。また、2009 年 8 月 31 日から 9 月 2 日にも類似の事象が起こった。 環境や人体に影響はなかった。しかし、放射線監視装置への電力供給損失とアラームの機能障害に関する類似の事象の反復により、INES のレベル 1 に分類された。	● 機器は予備を有しており、電源は 1 号系、2 号系に振り分けられている。また、重要な機器については非常用発電機から給電がされる。
24	核分裂性物質に対する計量管理の不備	2009/10/6 フランス カダラッシュ	解体中の Pu 技術施設にあるグローブボックスで内蔵される Pu の量が過小評価されていたことが確認された。中間調査で内蔵 Pu 量は 22kg であり、最終的には 39kg になると推定される。 規制当局の調査により、設置者とオペレータによりこの状態を 4 ヶ月前には把握していたことを確認した。 規制当局は、当該計量管理の不備が確定するまで施設の解体作業を全面的に中止するよう指示を出した。 環境や人体に影響はなかった。しかし、Pu 量を過小評価していたことにより、臨界事故防止の安全裕度は著しく低下していた。また、設置者とオペレータのセーフティカルチャーの欠如も背景要因であった。	● 計量管理については、計量管理要領書等に従って作業を行っている。また、計量管理で得たデータについては、計量管理部門と情報共有を図っている。
25	中レベルウラン工場セル内での作業員の被ばく	2009/11/19 フランス ラ・アーグ	UP2-400 の中レベルウラン工場のセル内で、エアラインスーツで防護した作業員がダスト除去作業中、配管識別に使用されていた金属線を右手グローブに刺してしまい、内部汚染となった。 当初の医学的検査により実効線量は法定年間線量限度の 4 分の 1 より高いと推定されたため INES のレベル 1 に分類されたが、後にそれが法定年間線量限度を超えたことが分かったため、本事象は INES のレベル 2 に分類しなおされた。	● セル内作業等の特殊放射線作業を行う際には、作業手順の読み合わせ、リスクアセスメント及び TBM 等を実施している。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(7/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
26	ドラム缶廃棄物内核分裂性物質の制限値の超過	2010/12/21 フランス カダラッシュ	解体中の Pu 技術施設(以下「ATPu」という。)に保管されていた古いドラム缶廃棄物 4 缶がそれぞれ認可された核分裂性物質 100g の値を超えていた。 それぞれ、253g、211g、106g、103g であった。現在、類似の古いドラム缶廃棄物 133 缶に対して測定を実施中であり、結果は計画完了後に公表する。 原因は、測定装置の校正に問題があった可能性がある。 これら制限値を超えたドラム缶廃棄物は、ATPu 解体の一環としてその目的に設けられた特別な廃棄物の処理又は保管施設へ最終的に移送されたのちに再調整される。 環境及び人体への影響はなかった。 INES のレベル 1 に分類された。	● 廃棄物等の計量管理は再処理計量管理マニュアルに基づいた規則により適切に管理されている。
27	Pu による古い土壌汚染の発見	2010/-/- イギリス セラフィールド	セラフィールドでは換気ダクトや配管に隣接するスポット汚染を特定、記録する作業を行っている。 この作業により、Pu による土壌汚染を発見した。同定された汚染土壌は除去され、除染済みである。 人体に影響はないことは確認済み。 INES のレベル 1 に分類された。	● 経年化に関わらず、再処理施設保安規定等に基づき、ダクトや配管等は定期的な点検等により適切な管理を図っている。
28	Pu を含む溶液の漏えい	2011/2/2 イギリス セラフィールド	セラフィールドにおいて、放射線管理区域の Pu 精製プラント換気ダクト直下で茶色の液だまりが発見された。 施設は廃止作業中であったが、換気システムは安全機能が保留されており、放射性物質の閉じ込めに用いられていた。 液だまりは 25ml であり、法定限度の約 5 倍の濃度の Pu で汚染されていた。 20 年前の設計された換気システムで、ガスケットを介して漏えいしていた。当時の換気システムの不足を示唆しており、これに対処している最中である。	● 放射性物質の漏えい確認については、作業員が立ち入れる箇所は巡視点検等で確認している。なお、必要に応じて、漏えいの可能性が大きい箇所(バルブ等)の下部にトレイ等を設置している。
29	カダラッシュの目録に記載されていない多くの放射線源の発見	2011/3/4 フランス	カダラッシュの目録に存在していない未申告の放射線源を多数発見した。 10 個の密封放射線源は主にデバイスの動作チェックをするために用いられる。59 個の密封放射線源は、設計上放射線源を含む放射線測定器である核分裂性チャンバ内にある。 線源は 7 つの原子力施設と 3 つの非原子力建屋で同定された。これらは製造時、当時の法令で規制対象外（閾値未満）であった。 閾値の変更について新たに管理が必要となったものについての対処は今後検討する。 線源管理の反復的なトラブルにより、INES のレベル 1 に分類された。	● 線源の管理手順は定まっており、チェックソースは放射線管理部門より定期的に確認依頼がきて、紛失等がないことを確認している。
30	ドラム缶廃棄物を保管する二つの保管エリアでの消火システム技術仕様の不順守	2011/6/17 フランス ラ・アーグ	液体排水や固体廃棄物の処理プラント STE3 において、廃アスファルトドラム缶を保管するエリアの水と乳化剤を散布する 56 箇所のスプリンクラのうち半数以上が目詰まりしていた。 そのため、消火ホール S101-4 と S111-4 の有効性が担保できなくなった。 これらの消火システムはアスファルトドラムを貯蔵する 3 つのホールで火災が起こった時のことを想定している。 環境及び人体に影響はなかった。 運転仕様の不順守により INES のレベル 1 に分類された。	● 消火システムの点検については、作業手順が運転要領書等に定められており、消防法に基づき、定期的に点検を実施している。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(8/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
31	放射性物質の輸送に係る規制違反	2012/10/2 フランス カダラッシュ	2013 年 1 月 10 日、原子力・代替エネルギー庁は、Pu 技術施設(以下「ATPu」という。)からの放射性物質の輸送に係る規制違反に関する有意な事象を原子力安全規制機関（以下「ASN」という。）に申告した。 ATPu からアレバのラ・アーグに向けて 2012 年 10 月 2 日に出荷した技術廃棄物輸送物に関する 3 件の基準違反が、2012 年 12 月 11 日の ATPu の検査時に ASN 検査官によって指摘された。 (1)輸送は ASN の旧認可証明書を装って実施された。輸送物の遮蔽カバーはこの証明書に従って承認されたものではなかったが、ASN は承認する認可証明書を発行していた。 (2)放射線と熱によるリスクを回避するための認可証明書に規定されている廃棄物輸送容器の内側遮蔽カバーの厚さを遵守していなかった。 (3)安全性説明書の認可に先立って承認された手順書は、安全性説明書に準拠することが公式に確認されたものではなかった。 再発を防止するための是正措置を導入するべく、ASN はこれらの違いについての詳細な分析をオペレータに要請した。この事象による作業者、公衆又は環境への影響はなかった。 輸送許可条件違反により、INES のレベル 1 に分類された。	● 社内規則に運搬容器の仕様及び運搬要領が規定されており、順守されている。
32	未分析の低レベル放射性廃液の海洋投棄	2012/10/11 フランス ラ・アーグ	容器の供給ラインの 2 つのバルブが完全に閉じていなかったため、予定廃液が微量（1.1m^3）増加していた。予定廃液が微増していることを確認した後、サンプリング分析をしないまま低レベル放射性廃液を海洋放出した。 なお、UP3-A では、海水への液体廃棄物放出の際に、サンプリング分析をすることが定められている。 当該廃液は十分に希釈されていたため環境と人体に影響はなかった。 定められた規則に従っていないため、INES のレベル 1 に分類された。	● 同様の作業にて溶液の増減が確認された場合は、再サンプリングの後、分析を行っている。 ● 海洋放出については、作業手順が運転要領書等に定められており、確実な手順によって実施されている。
33	計装制御モジュールに仕様外の細線ヒューズを使用	2013/3/27 ドイツ BER-II 研究炉	ドイツの原子力発電プラントで計装制御モジュールに仕様外の細線ヒューズが用いられていることが発見された。この時、研究炉は運転停止中であった。 この事象に鑑み、試験研究炉 BER-II 原子炉保護系の同様のモジュール全ての調査を行った。その結果、20 個のモジュールのヒューズが仕様を満たしていないことが判明した。その後、これらのヒューズは仕様を満たすものと交換された。 同研究炉でこの問題による不具合は過去に報告されていない。 ほかのモジュールについても調査中であり、今後、モジュールの交換ごとにヒューズはチェックされる。 INES のレベル 0 に分類された。	● ヒューズの仕様はそれぞれの盤において明確になっており、ヒューズ交換時は、仕様が適切であることを確認している。
34	核分裂生成物を含む溶液の規定温度超過	2013/5/19 フランス ラ・アーグ	R2 ワークショップでは Pu とウランが抽出される。 オペレータは核分裂生成物の蒸発器供給容器への移動をプログラムした。高レベル放射性廃液の移送の際、52℃で温度の制限値に近づいていることを知らせるプリアラームが鳴っていたにも関わらず、移送を最後まで実施した。 その結果、溶液の温度が一般作業規則で定める規定値の 60℃を超えた状態が 38 分間継続した。最大温度は 65℃まで上昇した。	● 運転要領書等において、各注意灯、警報等が発報した場合は、作業を一時中断することが明記されている。

表 4.2-2　国外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓に係る措置状況(9/9)

No.	件　名	発生年月日 国、施設名称	教訓の概要	措置状況
			環境と人体に影響はなかった。 一般作業規則の制限を超えたため、INES のレベル 1 に分類された。	
35	制御卓にキーが挿し込まれたまま無人状態	2013/11/16 アメリカ リード・カレッジ	2013 年 11 月 16 日 12 時 11 分、制御卓が制御キーを差し込まれたまま無人になっていることが発見された。運転日誌によると同日 11 時 00 分から約 1 時間、無人であることが判明した。 本来は、キーが差し込まれているとき、免許を持つものが常時立ち会っていなければならない。 制御室は施錠されており、制御キーが差し込まれたままの制御卓が無人となった時、無許可の立ち入りはなかったことが確認された。	● 運転要領書等に基づき、鍵の管理が徹底されている。
36	高放射性溶液蒸発・貯蔵施設における汚染	2013/12/20 イギリス セラフィールド	高放射性溶液蒸発・貯蔵(HALES)施設において施設と更衣に汚染が発見された。 この汚染は、測温抵抗体(RT)を除去する未許可の作業によって発生したものである。RT は高放射性汚染されており、HALES 高放射性(遮蔽)廃棄物貯蔵エリアで発見された。 この事象の結果、個々の作業員は年間許容限度の 10%超の被ばくをした。 機器とエリアの双方の汚染は測定の結果、許容限度を 3 倍程度超えていることが判明した。 その後、この RT は安全な場所に保管されている。 未許可の作業を行うことに対して是正措置が勧告された。	● 被ばくや汚染の可能性がある放射線作業については、放射線管理基準に従い作業手順、作業管理等を定めた特殊放射線作業計画書を作成し、関係者の承認や合意を得るルールになっており、作業がシステム化されている。 ● 現場作業を行う場合は、当日の朝会等による内容の周知後に実施する運用となっており、突発的な作業でも必ず所属長の承認後実施されている。
37	貯蔵容器内の核分裂性物質質量の不遵守	2014/2/14 フランス カダラッシュ	カダラッシュの MCMF 施設が 1975 年に受け入れた貯蔵コンテナに予想外の ^{233}U が 25g 存在していることが判明した。これは一般作業規則に反しており、施設の臨界管理にも抵触する。 ただし、臨界安全上は、対象となる核分裂性物質量が小さいため問題は発生しない。 この事象は、過去の廃棄物等の知識の継承が欠如していたことによるものである。 環境と人体に影響はなかった。 INES のレベル 1 に分類された。	● 廃棄物等の計量管理は再処理計量管理マニュアルに基づいた規則により適切に管理されている。

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(1/23)

(1)　線量低減化に関する技術開発

(a)　線量評価技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	東海再処理施設周辺の環境中トリチウム濃度について [4.2.3-1)]	平成 2 年から平成 16 年の東海再処理施設周辺の大気中、葉菜中及び土壌中トリチウム濃度のモニタリング結果をまとめた。大気中 HTO 及び HT の年間平均濃度は、それぞれ 12～40mBq/m^3、14～51mBq/m^3 であり、大気中 HTO 濃度は、季節変化を示した。東海再処理施設からの距離とともにその濃度が減少する傾向を示し、5km 地点ではほぼバックグラウンド濃度となった。これらの観測結果は、東海再処理施設からのトリチウムの放出量と実気象データを基にシミュレーションした結果とほぼ一致するものであった。葉菜中及び土壌中のトリチウム濃度は、大気中 HTO 濃度とほぼ同じレベルであり、大気-土壌-葉菜間ではトリチウム濃度が比較的早く平衡に達することが示唆された。 安全審査で用いた大気拡散モデル、環境中移行モデルの有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で計算評価することが妥当であることが確認できた。
2	多様なモニタリング手法により明かされた東海再処理施設周辺における ^{14}C の時空間的分散状況とその環境影響 [4.2.3-2)]	^{14}C は核燃料サイクルに起因する線量評価において最も重要な放射性核種のひとつである。本研究では、東海再処理施設周辺において、様々な陸域環境試料を空間的、時間的に異なる間隔で採取し、その ^{14}C 濃度を分析した。多様なモニタリング手法を駆使して、東海再処理施設から放出された ^{14}C の時空間的分散の全体像を解明した。大気放出された ^{14}C は、南西方向の風に運ばれ、主排気筒から 2～3km 地点で最大濃度を引き起こすが、環境中における濃度増加はテンポラリであった。また、施設周辺に生育する植物は、放出された ^{14}C によって変化した大気中 CO_2 の ^{14}C 濃度をよく反映するが、その応答は植物の種類によって異なっていた。施設周辺において、最大で 374Bq/kg の ^{14}C 濃度が観測されたが、この濃度は、1950 年～1960 年代前半に行われた大気圏核実験による濃度増加よりも低いものであった。観測された最大濃度を考慮しても、それに起因する年間実効線量は、公衆に対する年間実効線量限度の 0.07%程度と見積もられ、東海再処理施設起源の ^{14}C による環境・公衆への影響が極めて小さいことを証明した。 安全審査で用いた大気拡散モデル、環境中移行モデルの有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(2/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		計算評価することが妥当であることが確認できた。
3	ORION-WIN; 原子力施設からの放射性物質の大気放出に起因する環境中濃度及び線量を評価するための計算コード 4.2.3-3)	ORION-WIN は、複数の核燃料サイクル施設から平常運転に伴い大気中に放出される放射性物質の環境中における濃度及び一般公衆への線量を評価するために開発された汎用計算コードである。放射性物質の大気中における拡散は、ガウス型拡散式を基本として計算し、拡散過程における減少補正として、重力沈降、乾性沈着、降水洗浄及び放射性崩壊が考慮されている。また、沈着後の再浮遊及び環境中における崩壊連鎖に伴う壊変生成物についても考慮することができる。内部被ばく経路として吸入及び経口摂取を、外部被ばく経路として浸漬線量及び地表面沈着からの外部被ばくを計算する。線量は、公衆個人の線量として与えられる。ORION-WIN は FORTRAN77 で書かれた ORION-II をベースに、Windows OS を有する PC 環境で動作可能にし、かつ、入力パラメータ作成及び出力ファイル参照等を GUI 化したものである。 ORION-WIN は、既に平常時における環境放射線影響評価に活用されている。
4	放出核種の大気拡散時放射性壊変を考慮した原子炉施設想定事故時線量計算コードの開発 4.2.3-4)	原子力施設の想定事故時の一般公衆の線量評価は、気象指針に記述された拡散式を基に解析が行われる。しかし、気象指針の拡散式では放出核種の大気拡散中での放射性崩壊を考慮していない。そのため、半減期が数分以内の極短半減期核種が放出されることが想定される事故時においては、崩壊を考慮しないと線量を過大に評価することになる。本研究では、短半減期核種の大気拡散時の放射性壊変を考慮し想定事故時の線量を計算できるコードを開発・検証した。さらに、仮想的臨界事故時の線量を試算し、放射性壊変と考慮した場合と考慮しなかった場合について比較・検討を行った。 東海再処理施設のレベル 3PSA に適用された手法である。
5	放出放射性物質による緊急時線量シミュレーションシステム(SIERRA-II)の開発 4.2.3-5)	原子力施設から放射性物質が異常放出した際の環境影響を評価するために、計算コード・システム(SIERRA-II;放出放射性物質による緊急時線量シミュレーションシステム)を開発した。SIERRA-II は、3 次元質量保存風速場モデルと粒子拡散モデルに基づいている。施設周辺での放射性物質の大気拡散計算の空間分解能をあげるために、ネスティング機能を有している。入力データは、10 分間隔で施設の敷地で測定・観測された局地気象データと排気筒モニタのオンラインデータ、

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(3/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		並びに大気力学モデルにより予測された 1 時間間隔の局地気象データである。出力データは、大気中の放射性物質濃度、内部及び外部線量の等値線図及び表である。東海再処理施設では運転時に ^{85}Kr を放出することから、^{85}Kr 放出時に東海再処理施設周辺のモニタリングステーション及びモニタリングポストで観測された空間線量率データを用いて SIERRA-II の性能を検証した。観測された線量率上昇は、精度良くシミュレートできた。計算及び観測された線量率の一致度は、ファクター2 で 42%、ファクター5 で 74%であった。 SIERRA-II は、既に緊急時における環境放射線モニタリングに活用されている。
6	核燃料サイクル施設からの放射能放出に伴う環境γ線線量率変動の定量化に関する研究 4.2.3-6)	核燃料サイクル施設からの放射能放出に伴う環境γ線線量率の変動の定量化を目的として、東海再処理施設運転に伴う環境γ線線量率変動の準実時間定量化のための計算コード・システム(SIERRA-II)の開発、SIERRA-II を用いた東海再処理施設運転に伴う環境 γ 線線量率変動の定量化へ向けた検討、降雨により地表へ降下した雨水中 ^{222}Rn 壊変生成物濃度の測定と大気中 ^{222}Rn 壊変生成物降雨洗浄モデルの構築、降雨時に ^{85}Kr が放出されたときの環境 γ 線線量率の変動の定量化を行ったものである。本研究により、開発した SIERRA-II を用いて東海再処理施設運転時の環境 γ 線線量率の変動を実用的な精度で定量化できることが明らかとなった。 SIERRA-II は、既に緊急時における環境放射線モニタリングに活用されている。

(1) 線量低減化に関する技術開発

(b) 放射線監視技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	大気拡散計算に関連する気象観測データの解析、1995 年度～2004 年度 4.2.3-7)	原子力機構核燃料サイクル工学研究所では、昭和 30 年代(原子燃料公社、動力炉・核燃料開発事業団、核燃料サイクル開発機構)から、気象観測を継続して実施している。昭和 49 年には、東海再処理施設からの大気放出される放射性廃棄物の環境影響評価に使用する目的で、気象観測塔を設置した。昭和 52 年のホット試験以降は、観測データを大気拡散計算などに用いてきている。ここでは、平成 8 年 8 月に報告された「大気拡散計算に関連する気象観測データの解析(PNC

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(4/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		TN8420 96-017)」以降、平成 7 年から平成 16 年までの 10 年間に実施した大気拡散計算に関連する気象統計結果を取りまとめるとともに、気象要因に関連する大気拡散の特性について考察した。 東海再処理施設立地点の年間気象観測統計を集約したものであり、気象統計の変動幅を整理している。本データは今後の安全審査で使用する気象統計の妥当性を示すための資料として反映できる。次回提出する事業指定申請書に反映する予定である。
2	海産生物における超U核種の濃縮係数について 4.2.3-8)	昭和 62 年から平成 16 年までの東海村地先周辺海域における測定結果から、海産生物の Pu 及び Am に対する濃縮係数を算出し、過去の濃縮係数と比較した。その結果約 20 年前のデータによって算出した値に比べて、ヒラメ、貝、海藻における Pu の濃縮係数が見かけ上大きくなった。これら海産生物のように海底に生息する生物種に対しては、非常に海水濃度が低くなった状態において、表層海水ではなく、海底間隙水、餌、海底土からの移行が大きく寄与すると考えられる。また、Cm、Np に関する濃縮係数については我が国での測定結果が極めて少なく、海産生物の濃縮係数を算出するに至らないため、知見、諸外国のデータを総合的に勘案して推定した。 安全審査で用いた環境中移行パラメータ(濃縮係数)の有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で計算評価することが妥当であることが確認できた。
3	東海再処理施設から大気放出された ^{14}C の米への移行；モニタリングデータと簡易モデリングアプローチ 4.2.3-9)	^{14}C は使用済燃料の再処理に伴って再処理施設から大気中へ放出される主要な核種の一つであり、公衆の線量評価の観点から重要な核種である。平成 3 年から平成 13 年の 10 年間にわたり東海再処理施設からの ^{14}C 放出量及びその周辺環境において得られた大気中 $^{14}CO_2$ 濃度、米中 ^{14}C 濃度のモニタリングデータを整理し、その考察を行った。東海再処理施設から放出された ^{14}C の大気拡散及び米への取り込みに関して、^{14}C 放出源情報及び気象データを入力データとして用いた簡単なモデル計算を行い、施設周辺 3 地点の大気中 CO_2 の ^{14}C 濃度及び 3 地点から収穫された米中の ^{14}C 濃度を予測した。モデル計算結果は、観測結果の ^{14}C 濃度レベル及びその変動傾向とよく一致し、^{14}C の環境中や植物への取り込みにおける複雑な移行過程を省略した簡単なモデリングアプローチが原子力施設か

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(5/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		ら定常的に大気中へ放出される ^{14}C の環境影響評価に適用できる可能性が示された。 安全審査で用いた大気拡散モデル、環境中移行モデルの有効性を示す実測データであることから、今後も同様の方法で計算評価することが妥当であることが確認できた。
4	ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法を用いた海水中 γ 線放出核種分析法 4.2.3-10)	放射性同位元素 ^{137}Cs 及び安定元素を用いて、ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法による海水中 γ 線核種分析方法の回収率確認実験を行った。添加した ^{137}Cs の99%をヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル沈殿に、Ce、Co、Mn、Ru、Zn、Zr の 88～94%を水酸化鉄(III)沈殿に回収できた。本手法は、操作が短時間、かつ、簡単で、同時に複数件の分析も容易であること等、環境放射線モニタリングにおいて、非常に効率的で実用的な分析方法である。 海水中 ^{137}Cs 分析を行うにあたって、本方法を適用している。
5	液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 迅速分析法 4.2.3-11)	排水中 ^{89}Sr、^{90}Sr 分析を行うにあたって、β 線最大エネルギーの違いを利用して、液体シンチレーションカウンタを用いた迅速分析法について検討した。本手法により妨害核種(^{54}Mn、^{60}Co、^{106}Ru、^{137}Cs)を含む模擬試料を分析したところ、十分な分析精度と回収率が得られた。また従来法では分析に2～3 週間要していたが、本手法では 3～4 日間で分析できることから、排水中 ^{89}Sr、^{90}Sr 分析として、十分に適用可能な優れた方法であることを確認した。 排水中 ^{89}Sr、^{90}Sr 分析を行うにあたって、本方法を適用している。

(1)　線量低減化に関する技術開発

(c) 被ばく管理技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	東海再処理施設における排気中トリチウム、^{14}C 及び放射性ヨウ素の捕集方法と捕集効率 4.2.3-12)	東海再処理施設では、放射性気体廃棄物中のトリチウム、^{14}C 及び放射性ヨウ素を各種捕集方法によって捕集し、その後の放射能測定によって濃度及び放出量を評価している。ここでは、気体廃棄物中に含まれるこれらの放射性核種の(1)捕集方法、(2)放出評価法、及び(3)各捕集方法の捕集効率を評価するために行われた試験について記述する。試験の結果は、東海再処理施設で実施している捕集方法が、トリチウム及び放射性ヨウ素については 90%以上、^{14}C についてはほぼ 100%の

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(6/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		捕集効率を有していることを示した。さらに、放射性核種の捕集技術に係る各種検討を行い、より信頼性の高いモニタリング手法を開発・確立するために必要な技術的要件を提言した。 本手法は東海再処理施設から放出される気体廃棄物のうちトリチウム、^{14}C 及び放射性ヨウ素に関する捕集方法について評価を行ったものであり、既に導入している手法の妥当性及び有効性を確認した。
2	東海再処理施設から排出される液体流出物における ^{99}Tc の分析法の検討 4.2.3-13)	東海再処理施設からの液体廃棄物の放出に関しては、放出ごとに全α、全βそしてγ線放出核種の分析を行ない、放出前判定分析を環境監視課で実施している。排水中の Pu 同位体、^{90}Sr と ^{129}I については、月合成し放射化学分析を実施している。^{99}Tc については、Pu 同位体や ^{129}I と比較してその放射能が低いため、分析方法の開発も含めて四半期合成試料について濃度レベルの調査を実施してきた。ここでは、分析方法及びこれまでに得られている結果を他の核種と比較する。 保安規定上、測定されることはなかった排水中 ^{99}Tc 濃度について、自主測定した結果をまとめた。得られた濃度レベルから、これまでどおり保安規定対象とする必要がないことを確認した。
3	排気中 ^{14}C モニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言 4.2.3-14)	より安定で信頼性が高く、効率的な排気中 ^{14}C のモニタリング手法を確立することを目的として、現在東海再処理施設で実施しているモニタリング手法の基礎となる捕集・測定技術及び放出評価法に関する試験・検討を行った。得られた結果に基づいてモニタリング手法を再評価し、現在のモニタリング手法の妥当性を検証するとともに、手法の高度化へ向けた技術的要件を提示した。 本手法は今後の ^{14}C 評価手法の高度化や設備更新時に反映する予定である。
4	排気中トリチウムモニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言 4.2.3-15)	より安定で信頼性が高く、効率的な排気中トリチウムのモニタリング手法を確立することを目的として、現在東海再処理施設で実施しているモニタリング手法の基礎となる捕集・測定技術及び放出評価法に関する試験・検討を行った。得られた結果に基づいてモニタリング手法を再評価し、現在のモニタリング手法の妥当性を検証するとともに、手法の高度化へ向けた技術的要件を提示した。

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(7/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		本手法は今後のトリチウム評価手法の高度化や設備更新時に反映する予定である。
5	放射性気体廃棄物中のトリチウム及び ^{14}C に対する簡易で信頼性の高いモニタリングシステム [4.2.3-16)]	原子力施設から大気放出される廃棄物中のトリチウム及び ^{14}C に対する簡易、かつ、信頼性の高いサンプリングシステムを設計した。本システムでは、市販の冷却トラップ装置を用いた冷却凝縮によりトリチウムを、モノエタノールアミンを用いた CO_2 吸収により ^{14}C をワンススルーで同時に捕集することができる。再処理施設からの気体廃棄物に対して本システムの性能評価を行った結果、サンプリング流量 0.4 l/min による 1 週間のサンプリングにおいて安定して高い捕集効率が得られることが示された。本システムによるトリチウム及び ^{14}C の捕集により、液体シンチレーション法による放射能測定のための試料調製が容易になり、それに要する時間も短縮できる。本システムを用いたモニタリングにおけるトリチウム及び ^{14}C の検出下限濃度は、 それぞれ 3.0 Bq/m^3、1.6 Bq/m^3 であり、様々な原子力施設のモニタリングにも適用できると考えられる。 本手法はトリチウム及び ^{14}C の簡易的、かつ、信頼性の高いサンプリングの手法であり、得られた知見は当該サンプリング装置の更新時に反映する予定である。
6	放射性ヨウ素の大気中への異常放出の迅速な検出と放出量の推定 [4.2.3-17)]	大気中への放射性ヨウ素 ^{129}I の異常放出を迅速に検出し、放出量を推定するサンプリングシステム及び手法を開発した。このサンプリングシステムでは、ヨウ素捕集材を用いた排気中 ^{129}I のバッチサンプリング期間中に、ヨウ素捕集材からの放射線を NaI(Tl)シンチレーション検出器をベースとしたヨウ素モニタで連続的に監視する。検出された放射線計数とバッチサンプリング終了後に γ 線スペクトロメトリによって定量された捕集材中 ^{129}I 放射能の関係から、このシステムの見かけの検出効率を算出し、バッチサンプリング期間中の任意の時間における ^{129}I 放出率の推定を可能にした。使用済燃料再処理時に放出される ^{85}Kr の影響によって排気中 ^{129}I 放出率の連続監視が困難になる。そこで、エネルギー分解能の優れた Ge 半導体検出器をベースとしたヨウ素モニタの連続監視への適用性を試験し、^{85}Kr の影響を受けない ^{129}I の放出率のリアルタイムモニタリングの可能性を示した。 本方法は、排気モニタによる監視業務及び異常放出時の放

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(8/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		出量の評価に使用している。
7	排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言 4.2.3-18)	より安定で信頼性が高く、効率的な排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法を確立することを目的として、東海再処理施設で実施しているモニタリング手法の基礎となる捕集・測定技術及び放出評価法に関する試験・検討を行った。特に、(1)活性炭含浸フィルタと活性炭カートリッジを組み合せたヨウ素捕集方法の捕集効率の評価と、そのサンプリング流量率依存性の解明、(2)活性炭カートリッジに捕集されたヨウ素の放射能定量法の確立、(3)活性炭カートリッジによるヨウ素捕集の適用限界の評価、(4)排気中放射性ヨウ素の連続監視システムの構築を目指した。得られた結果に基づいてモニタリング手法を再評価し、現在のモニタリング手法の妥当性を検証するとともに手法の高度化へ向けた技術的要件を提示した。 本手法は今後の放射性ヨウ素のモニタリング手法の高度化や設備更新時に反映する予定である。
8	パルス時間間隔を利用したバックグラウンド補償型α線測定装置の開発 4.2.3-19)	時間間隔解析法を利用した U 系列子孫核種によるバックグラウンドを低減し α 線を測定する方法を開発した。まず、時間間隔解析法の理論を用いて ^{222}Rn の子孫核種で半減期の短い ^{214}Po(164μs)とその上位核種である ^{214}Bi の相関事象ペアを測定する方法について検討を行った。検討結果から、測定に必要な装置の設計・開発を行った。測定システムには、検出器に Si 半導体検出器を用い、システム全体として不感時間ができ得る限り短くなるような設計とした。製作したシステムについて、^{230}Th 電着線源を使用し相関事象を測定できることを確認するとともに、測定効率である相関事象率の測定を行った。また、実際に作業環境中で空気粉塵を採取し、相関事象の測定を行った。この研究から以下の事項が確認された。(1)時間間隔解析法による ^{214}Po の測定理論が示された。(2) ^{214}Po を測定できる装置を開発した。(3)相関事象測定の確認方法として、^{230}Th 電着線源を使用する方法を示した。(4)空気粉塵試料中の ^{214}Po を測定し、検出効率を評価した。(5) ^{230}Th の添加試験により、ランダム事象混入時の相関事象の測定方法を示した。今後、Th 系列の子孫核種の減算方法等を検討し、実際の放射線管理に反映する。 本手法はα線の測定におけるバックグランド低減の方法で

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(9/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		あり、東海再処理施設における放射線管理設備のうち、Pu ダストモニタへの応用を予定している。
9	Pu の迅速な検知を目的としたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発 4.2.3-20)	Pu 等の α 線を放出する放射性核種の迅速な測定を目的とし、時間間隔解析法の理論を応用することによって天然放射性核種のバックグラウンドを補償できるダストモニタを開発した。空気粉塵試料の α 線を測定するうえで妨害となるマイクロセコンド単位の半減期を持つ ^{214}Po を、時間間隔解析法により選択的に測定することによってバックグラウンドを補償する。ダストモニタは、原子力施設で一般的に用いられているろ紙(HE-40T)上に集めた空気粉塵を Si 半導体検出器によって直接 β 線と α 線を測定し、パルス間の時間間隔とパルス波高をデータリストとして保存する構成とした。本ダストモニタを、実際に東海再処理施設の作業場に設置し測定を行った。^{214}Po を選択的に測定することによってバックグラウンドを差し引くことができるため、全 α 線の計数は 0cps 付近を示した。また、α 線放出核種の混入を模擬し、小型の ^{241}Am 線源を導入して測定を行ったところ、バックグラウンドを補償しない場合より測定は迅速、かつ、正確となることが示唆された。 本手法はα線の測定におけるバックグランド低減の方法であり、東海再処理施設における放射線管理設備のうち、Pu ダストモニタへの応用を予定している。

(2)　施設安全管理に関する技術開発

(a)　臨界監視技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	プルトニウム転換技術開発施設における臨界警報装置検出器の設置位置 4.2.3-21)	国内外の規定基準類を調査し対象施設の特徴を考慮した臨界警報装置の配置設計を行った。臨界事故時の線量評価は、MCNP 及び ANISN で遮蔽計算したパラメータを使用した簡易式にて行った。検出端における線量評価の結果から、施設内の 3 箇所に臨界警報装置の検出器を設置するように設計した。 本設計の結果を基に、プルトニウム転換技術開発施設の臨界警報装置の更新を実施した。
2	東海再処理工場における新しい臨界警報装置検出器 4.2.3-22)	原子力機構核燃料サイクル工学研究所の東海再処理工場では、臨界警報装置を昭和 59 年から設置、運用している。高経年化のため、従来検出器に代わる新しい臨界警報装置用検出

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(10/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		器を開発した。新しい検出器は、プラスチックシンチレータと、Cd を内張りしたポリエチレン減速材からなり、γ 線だけでなく中性子にも感度を持つ。試作した検出器について、パルス炉で作動試験を実施し、満足な性能を確認した。 本設計の結果を基に、分離精製工場の臨界警報装置の更新を実施した。
3	臨界警報装置検出器の中性子レスポンスの評価 4.2.3-23)	臨界警報装置用放射線検出器の中性子レスポンスを決定するための実験を行った。このため、^{252}Cf 中性子線源と鉛ブロックからなる中性子校正場を作成した。ここで、鉛ブロックは中性子をとおす一方で無用の γ 線を遮った。評価された中性子レスポンスは、シミュレーション計算によって事前に予測されたレスポンスによく一致することが確認された。 本研究で得られた知見を基に、分離精製工場の臨界警報装置の更新を実施した。

(2) 施設安全管理に関する技術開発

(b)　閉じ込め維持技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	スチームジェットの腐食と設計改良 4.2.3-24)	東海再処理施設の酸回収工程において、硝酸廃液を送液するスチームジェットから硝酸廃液がセル内に漏えいする事象が生じた。スチームジェットを回収し観察した結果、構造体内部を貫通する腐食が生じていることがわかった。この腐食事象を解明するため、腐食部位の金属組織観察、計算コードによる構造体の温度解析及びモックアップによる検証、腐食試験による材料評価を行った。その結果、硝酸廃液と接触する加工フローの端面における腐食孔が起点となり約 120℃の温度域に沿って構造体内部を進展したことが明らかになった。また腐食試験によりスチームジェット材料の加工に起因すると考えられる腐食速度の異方性を確認した。 これら一連の調査結果を踏まえ、耐食性を向上させたスチームジェット構造改良を行った。
2	東海再処理施設における硝酸ウラニル溶液蒸発缶及び脱硝塔の腐食評価 4.2.3-25)	東海再処理施設は PUREX 法を採用し、昭和 52 年以降、1140tHM の使用済燃料を処理してきた。再処理プロセスでは、溶液中の硝酸濃度、U、Pu、核分裂生成物等のイオン濃度及び温度が異なることから、様々な腐食環境の中にあり、耐食性を考慮のうえ各機器の材料にステンレス鋼やチタン鋼を選定

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(11/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		している。材料の腐食環境の厳しさは溶液の硝酸濃度と温度に依存し、溶液中の U は、ステンレス鋼の腐食に与える影響は小さく、チタン鋼の腐食速度を抑制するとされている。東海再処理施設で硝酸ウラニル溶液を取り扱う機器は硝酸濃度も低く、これまで腐食故障を経験していない。しかしながら、U 濃度の上昇に伴い、ステンレス鋼の腐食速度が若干増加する報告もある。東海再処理施設で硝酸ウラニル溶液を取り扱う機器として、U 濃度を最大約 1000gU/l まで高める蒸発缶や約 320℃の高温で UO_3 粉末に転換する脱硝塔は、高濃度、かつ、高温の U を取り扱うため、腐食の進行の程度を把握しておくべきであると考える。 　これらの機器について厚さ測定により評価を行った結果、その腐食速度は僅かであり、今後も健全に使用できることを確認した。

(2)　施設安全管理に関する技術開発

(c)　耐震技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	地震時にせん断荷重を受ける機器据付ボルトの耐震裕度に関する一考察 [4.2.3-26]	平成 19 年に発生した新潟県中越沖地震において、柏崎刈羽原子力発電所では設計基準を超える地震動が観測されたが、「止める、冷やす、閉じ込める」ための耐震重要度の高い施設、設備については、耐震設計時において発生する荷重や耐震許容に相当な耐震裕度が見込まれていたため、被害はなかった。そこで、耐震裕度とは実際にどの程度あるものなのかがわかれば、施設、設備の安全性が明確になる。このため、定量的な耐震裕度の把握を目的として、東海再処理施設の代表的な機器を一例に、一般的に地震が発生した際に地震荷重が集中しやすい据付ボルトについて、実機を模擬した供試体を用いて耐力試験を実施した。 　耐力試験から得られた耐力値は、耐震許容に対して十分な裕度があることが確認された。

(3)　プロセス管理に関する技術開発

(a)　検査・修理技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	蛍光浸透探傷試験装置の開発 [4.2.3-27]	東海再処理施設においては、廃溶媒処理に伴って発生するりん酸廃液を蒸発缶により蒸発濃縮している。当該蒸発缶は、

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(12/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		18 年間に渡り、加熱温度約 105℃で約 1800 時間の運転を行ってきた。この蒸発缶内部の上部管板と伝熱管の溶接部の健全性確認検査に適用する蛍光浸透探傷試験装置を開発した。この装置は、観察に用いる CCD カメラ、UV ライト、蛍光剤、洗浄水、乾燥用空気の噴霧用ノズルで構成され、3 軸(挿入量、曲げ角、旋回角)の操作によって検査対象溶接部への位置合わせができる機構を持つ。また、開発した装置は、蒸発缶に設置された予備ノズル(内径 60mm)のノズルを介して蒸発缶内に挿入できる構造となっている。当該蛍光浸透探傷試験装置を用いて、検査精度(JIS に定められている標準試験片の欠陥が検知できること)を確認した後、りん酸廃液蒸発缶に対して、蛍光浸透探傷試験を実施した。その結果、上部管板溶接部には欠陥は確認されず、本試験装置の適用性が確認された。

(3)　プロセス管理に関する技術開発

(b)　廃棄物低減・減容・管理技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	ガラス固化技術開発施設におけるガラス溶融炉更新と溶融炉技術開発 4.2.3-28)	ガラス固化技術開発施設では、平成 7 年よりホット運転を開始し、平成 14 年の主電極の損傷が発生するまでに 130 本のガラス固化体を製造した。この後、ガラス固化技術開発施設では、炉底構造を改良した 2 号溶融炉への更新工事を進めた。これと並行し、白金族金属の蓄積に対する運転対策方法開発を進めるとともに、1 号溶融炉の解体技術開発、高減容化技術開発、さらには環境負荷低減型新型溶融炉の設計研究等種々の技術開発を進めた。 ガラス固化技術開発施設の溶融炉については、平成 16 年度に改良型溶融炉(2 号溶融炉)に更新し、現在も運用中である。
2	東海再処理施設におけるガラス固化技術開発計画 4.2.3-29)	ガラス固化施設のガラス溶融炉は、溶融ガラスの高い腐食性及び溶融ガラスに溶解せず溶融ガラス中に懸濁している白金族元素という技術的な特徴を有するがゆえに、より効率的な運転のためには、種々の高度化技術開発が必要となる。ガラス固化技術開発施設の溶融炉の設計寿命は、溶融ガラスの腐食性により、5 年である。これは、5 年ごとの溶融炉交換と交換済み溶融炉の解体作業を必要とし、ガラス固化技術開発施設でも、平成 14 年度～平成 16 年度に初めての完全遠隔操作による溶融炉の撤去及び設置作業を行った。交換済みの溶

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(13/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		融炉は、YAG レーザーを用いた遠隔解体システムを開発製作し、平成 17 年度より解体作業を実施している。溶融炉中では、白金族元素は溶融ガラス中に懸濁しており、その比重が溶融ガラスより重く、電気伝導率が溶融ガラスより高いため、溶融炉底部に蓄積した場合、効率良い加熱を妨害する。このため、ガラス固化技術開発施設では、炉底低温運転という特殊な運転方法を開発するとともに、溶融ガラスのスムースな抜き出しを目的とした炉底構造を開発し、2 号溶融炉に適用している。さらに、溶融炉の運転にあたっては、白金族元素の蓄積状況を監視する方法を開発するとともに、白金族ガラスを遠隔で除去し、内部の腐食進捗状況を測定する保守システムの開発を行っている。また、経済性向上を目的として、ガラス固化体中の廃棄物含有率を向上させる高減容化技術の開発を平成 16 年度より進めている。一方、ガラス固化技術開発施設の 3 号溶融炉用に、長寿命化溶融炉の技術開発を平成 17 年度より実施している。 ガラス固化技術開発施設の溶融炉については、平成 16 年度に改良型溶融炉(2 号溶融炉)に更新し、現在も運用中である。また、開発した堆積物除去装置及び形状計測装置を用いて、平成 22 年から平成 24 年にかけて実溶融炉内の白金族ガラスを除去し、内部の腐食進捗状況を測定した。
3	地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント(地層処分において必要と考えられる高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の特性)[4.2.3-30]	原子力機構は日本原燃株式会社からガラス固化体を含む地層処分対象廃棄物の品質マネジメントの検討に必要な技術情報の提供に係る依頼を受け、検討を開始した。本検討については、地層処分対象廃棄物の製造者、所有者、処分者等である原子力機構、日本原燃株式会社、電力会社、原子力発電環境整備機構による協議において情報を供給し、日本原子力学会の協力を得て検討を実施することとし、国内で製造されるガラス固化体の地層処分に係る処分施設の設計、安全評価等を実施するうえで必要と考えられるガラス固化体の特性や、その特性の把握のために適切に録取されることが望ましい記録等について検討を行った。 これにより、地層処分するうえで必要と考えられるガラス固化体の特性の把握のために、適切に録取されることが望ましい記録等についての検討結果を踏まえて、ガラス固化体製造時の品質に係る記録の体系を整理するとともに、内容を見

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(14/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		直し、ガラス固化体製造に係る要領書を改訂した。
4	東海再処理施設における低放射性廃棄物の新規処理法の開発 4.2.3-31)	使用済燃料の再処理により発生する低放射性廃棄物を安全、効率的、かつ、経済的に処理することを目的に東海再処理施設内に低放射性廃棄物処理技術開発施設が建設され、現在試運転が実施されている。低放射性廃棄物処理技術開発施設における処理対象廃棄物は、可燃/難燃性固体廃棄物と低放射性廃液である。難燃性固体廃棄物には材料腐食の原因となる塩素を含んでいる。また、低放射性廃液としては、放射能レベル、化学組成の異なる数区分の廃液が発生し、環境汚染の原因となる硝酸根やセメント固化処理法の妨害物質となる炭酸塩、リン酸等を含んでいる。この施設では可燃/難燃性固体廃棄物に対しては高減容が期待できる焼却処理法を採用し、液体廃棄物の新しい処理法として最終処分費用の大幅な低減化が期待できる核種分離技術を採用した。また、低放射性廃液に大量に含まれる硝酸根の触媒-還元による硝酸根分解法と、廃棄物の高充てんを可能としたセメント固化法の開発に取り組んでいる。 この技術開発の成果は、近い将来低放射性廃棄物処理技術開発施設に導入する予定である。

(4)　設備保全に関する技術開発

(a)　保全管理技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	グローブボックスフィルタケーシングの腐食原因と補修技術 4.2.3-32)	東海再処理施設のグローブボックスフィルタケーシングに腐食による微細な貫通孔が生じた。調査の結果、貫通孔周辺は、溶接時の熱影響により鋭敏化が進み耐食性が低下していたことに加え、塩素を含む湿潤環境の影響により、腐食が進行したことが原因として考えられた。このため、貫通孔を含む周辺部位を撤去し、新たに製作したケーシングの一部をティグ溶接により接続した。 本補修技術は、同様の事象が発生した場合に反映する。
2	水管ボイラ対流蒸発管における腐食孔の発生とその原因 4.2.3-33)	平成 23 年 12 月、日常点検において停止中の水管ボイラ 1 基の水面が通常より低下していることを発見した。開放点検したところ燃焼室内に約 2m^3 の水が溜まっており、蒸気ドラム、水ドラム及び全水管を調査した結果、対流蒸発管の 1 本

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(15/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		に腐食によって貫通した孔があること、隣接する対流蒸発管2 本に貫通までには至らないものの、同様なピットがあることを確認した。貫通孔及びピット状損傷の発生原因を調査するため、腐食箇所を切り出し、外面・内面等のマクロ観察、ミクロ観察、表面・断面の元素分析及び化学成分分析等を行った。また、水ドラム上部(対流蒸発管下部)の堆積物については、元素分析、組成分析及び結晶性物質分析等を行った。この結果、貫通孔及びピット状損傷の原因は、水ドラム上部の堆積物に水分が含まれることで硫酸イオンを多く含有する強酸性の水溶液ができ、また堆積物中に入り込んだ硫酸ガスが低温時に凝縮することで硫酸水が堆積物中に生成され、これら腐食性の水溶液による硫酸腐食(局部腐食)であると推定した。 これらの取り組みのうち、ボイラ水の漏えい原因調査とその結果について取りまとめ、ボイラの保全活動に反映した。

(5)　保障措置・計量管理に関する技術開発

(a)　測定・分析技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	Nd を内標準物質とした吸光光度法による高放射性廃液中の Pu の定量 [4.2.3-34)]	東海再処理工場における高放射性廃液中に含まれる Pu の濃度を、迅速、かつ、正確に測定する手法を開発した。本手法は、Nd を内部標準物質とした吸光光度法を応用したもので、従来の分析法である同位体希釈質量分析法に変わる保障措置のための測定技術として適用が期待できる。 本手法は東海再処理工場の高放射性廃液中の Pu の定量法として適用している。
2	導電率測定による高濃度の Pu、U を含む硝酸溶液の酸濃度の定量 [4.2.3-35)]	溶液の導電率が酸濃度と相関があることを利用して、蒸留水で希釈した試料の導電率を測定し、U 及び Pu に起因する導電率を多変量解析法で補正することにより、溶液の酸濃度を算出する導電率測定法について検討を行い、以下に示すような良好な結果が得られた。 (1)硝酸 Pu 溶液等を用いたアルカリ中和-電位差滴定法との比較分析の結果、10%以内で良好に一致した。 (2)硝酸 Pu 溶液及び硝酸 Pu・硝酸ウラニル混合溶液の 25.0℃における導電率測定の並行精度及び室内再現精度は、それぞれ 0.52%、1.53%以下であった。

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(16/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		(3)硝酸 Pu 溶液等に含まれる Am、鉄等の不純物は、その総量が Pu 及び U 量の 1%以下であれば、導電率の測定には影響を及ぼさなかった。 以上の結果から、プルトニウム転換技術開発施設で取り扱われる高濃度の Pu、U を含む硝酸溶液の酸濃度分析法として適用している。
3	東海再処理プラントにおける破壊測定及び非破壊測定による分析活動の進歩 4.2.3-36)	昭和 52 年以降東海パイロットプラントにおいて核物質に係る分析が実施されてきた。U と Pu のような核物質を精確に分析するため種々の測定技術を開発し、核物質計量システムにおける保障措置分析に効果的なものを実用化してきた。パイロットプラントとしての役割のうちの 1 つが、分析活動の貢献によって達成されたといえる。今後、東海プラントにおいて積まれた経験を六ヶ所の大規模な商業プラントに移すことが期待されている。 本件で報告した K-Edge デンシトメーターは、東海再処理工場の Pu の保障措置検認のための分析法として適用している。
4	硝酸 Pu 環状槽の連続液量監視データにおいて観測される液量変動と微少測定バイアスの減少方法 4.2.3-37)	東海再処理工場及びプルトニウム転換技術開発施設では、計量管理及び保障措置の目的で、環状槽内の硝酸 Pu 溶液の密度と液量を浸漬管により正確に測定している。この方法は、浸漬管先端における静水圧測定を原理としており、測定中は溶液を静置することが前提である。本前提は、計量測定のための短い時間中は満たされるが、それ以外の時間は、安全上の理由から常時撹拌されている。その結果、溶液は槽内で流動し、静水圧に振動を与えるうえ、条件によってはわずかながら測定上のバイアスをもたらす。槽の連続監視データは保障措置上の非常に重要な情報であるが、以上の理由で見かけの液量変化が現れる。このような測定値の変動やバイアスは、槽の底部に近い浸漬管は撹拌の影響を受けにくい一方、底部から数百 mm の高さにある浸漬管は撹拌の影響を受けやすいため、撹拌の影響が相殺されることなく密度測定値と液量測定値に現れるために生じると考えられる。測定原理上、密度測定値に＋の変動が生じると液量測定値にはーの変動を生じる。そこで、液量と密度の積から求まる溶液重量に着目し演算処理したところ、変動や測定バイアスは著しく減少した。 この成果は、硝酸 Pu 系溶液貯蔵時において、水素掃気エアや均一化のために行うエア攪拌の影響を受けずにモニタリン

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(17/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		グを行える指標として、液重量に着目し、その有効性を示したものである。本成果については、プルトニウム転換技術開発施設で運用している硝酸 Pu 系貯槽の液量測定装置に適用され、液量や密度と併せて液重量の連続モニタリングを実施している。
5	東海再処理工場における Pu 系低放射性固体廃棄物非破壊測定装置の開発 4.2.3-38)	東海再処理工場における低放射性固体廃棄物(以下「LASW」という。)は、各工程から様々な物理的形状・化学的形状で発生する。従来、原子力機構は基礎試験結果に基づく計算値で LASW の Pu 量を計量してきたが、一方で、計量管理のための実測を目的として、LASW の非破壊測定（以下「NDA」という。）装置の技術開発を進めてきた。今般、原子力機構は 151 ポリパックに封入された LASW を測定するため NECT と呼ばれる NDA 装置を製作し、各種測定試験を実施、計量管理利用の見通しを得た。 本件の結果、NECT の実用を開始することができた。本装置は、従来測定手段のなかった Pu を含む LASW に適用できるため、平成 22 年より計量管理測定機器として運用を開始し、LASW の計量管理が大きく改善された。同運用は、廃棄物の計量管理及び運搬を適正に行なう仕組みとして、東海再処理施設の「安全作業基準」及び「低放射性固体廃棄物等の取扱い手順書」等に反映されている。
6	高精度液位計測装置に用いられる水晶振動型差圧センサの保守管理～精度の維持及び故障時の兆候～ 4.2.3-39)	エレクトロマノメータ(以下「ELTM」という。)は、計量管理/保障措置及び運転管理の目的で、計量槽の液位/密度/液量を高精度で測定する装置である。原子力機構では、プルトニウム転換技術開発施設での槽の初期校正(昭和 57 年)以来、水晶振動型差圧センサを用いた ELTM を開発・実用化し、直近 15 年間の校正・測定結果として、基準圧力との差の標準偏差 σ が±2Pa、測定密度と分析密度の差の σ が±0.002g/cm^3 の精度を維持している。しかしながら、それまでに経験したことのない測定値のドリフトを平成 20 年に確認した。調査の結果、正常なセンサでは変化が認められない T_0 値(差圧=0 の振動周期)が、不具合を生じたセンサでは約 7%変化していた。これは経年劣化によるものであることから、当該センサの交換時期を判断するうえで、T_0 値の監視が有効であるという重要な知見を得た。 本成果は、プルトニウム転換技術開発施設の硝酸 Pu 系溶液

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(18/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		貯槽の液量測定装置の保守管理の実績を取りまとめたもので、この知見は、プルトニウム転換技術開発施設の液量測定装置の校正要領、槽校正要領、保守点検要領に反映されている。
7	DSTA 法を用いたグローブボックスクリーンアウト支援ツールの新概念について 4.2.3-40)	分散型線源配置解析（以下「DSTA」という。）法の技術は大きな体積を持つ収納容器中の核物質の量や位置を得るための保障措置技術として多く利用されている。この DSTA 法は中性子を発生源とする物質の位置やその局所の線源強度の情報を運転員に提供できることから、施設の運転員はこの情報をクリーンアウトにおける核物質滞留に係る物理的な位置を同定するために有効活用(核物質の滞留位置と量が分かる)が可能である。グローブボックスクリーンアウト支援ツール（以下「BCAT」という。）を用いる方法は、運転員がクリーンアウトの期間において、施設在庫差の減少や核物質の回収量の増加に対しても効果的であるとともに、運転員の被ばく削減や未測定在庫の減少の効果も得られる。 本手法はプルトニウム転換技術開発施設の手順書「BCAT 測定作業手順書」に反映し、毎年実施するクリーンアウト作業において活用している。
8	硝酸 Pu 溶液の液量測定システム及び 15 年以上の実証運転により証明された計量管理のための測定の不確かさ 4.2.3-41)	プルトニウム転換技術開発施設では、浸漬管を持つ計量槽に貯蔵された硝酸 Pu 溶液の高精度液量測定システムを 15 年以上にわたり開発・実証してきた。実証運転中の校正試験の結果から、現実的に達成・維持が可能な測定の不確かさ(1σ)は 0.1%(系統的性質)及び 0.15%(偶然)未満であることを証明した。これは国際的に認知されている値の半分であった。また、測定した溶液密度と分析によって求めた溶液密度の差(1σ)は 0.002g/cm^3 未満であることを証明した。これらの不確かさは、計量槽の長期間の使用の影響を含んでいる。測定システムは、高精度の差圧変換器と校正用重錘型圧力計、定期的零点調整のためのシーケンス制御弁、圧力変動減衰のためのダンパー及び測定バイアスを補正するための手順等から構成される。本シーケンスはまた、汚染を発生させずに安全に保守作業を行うためにも有効であった。差圧変換器の寿命は 15 年以上と評価された。ここでは、液量及び Pu 重量測定の原理及び枢要点、測定バイアスと補正、高精度の圧力測定システム、保守及び診断、運転経験、及び測定の不確かさを

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(19/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		評価した。 本手法は、プルトニウム転換技術開発施設の硝酸 Pu 系溶液貯槽の液量測定装置の保守管理の実績を取りまとめたもので、この知見は、プルトニウム転換技術開発施設の液量測定装置の校正要領、槽校正要領、保守点検要領に反映されている。
9	Na、Pu や他の不純物を含む不均一スラッジ試料に対する中性子マルチプリシティ測定の適用性調査 4.2.3-42)	プルトニウム転換技術開発施設の中和沈殿プロセスで生成したスラッジ中の Pu 量の確定に関しては、試料が不均一、かつ、不純物が多いことから、代表サンプルの採取が難しく計量誤差が大きい。また均一化作業には多大な被ばくを伴う等改善へのハードルが高い。このため、不均一測定に適している非破壊測定（以下「NDA」という。）による直接測定結果に置き換え可能かどうかその適用性を評価した。スラッジ内では軽元素や不純物との(α,n)反応によりノイズ成分である中性子が多く発生するため、自発核分裂に起因する中性子を選択的に測定することが困難である。今回は、プルトニウム転換技術開発施設にて製作したマルチプリシティ法で測定可能な NDA 装置を利用した適用性調査を行った。調査においては、純粋なスラッジを調製し校正を行ったうえで、数種類の実スラッジを測定しその結果を評価した。この結果、測定環境を整備することで、計測のばらつきを十分低減でき、また軽元素によるバイアスがないことを Add-a-source 法で確認する手法を確立する等、適切な測定条件を確立することができた。比較的低コスト、低検出効率の測定機で測定環境や条件が確立できたことは、今後の測定に十分適用可能であり、施設の計量管理改善や、IAEA への申告の信頼性向上に資することが期待できる。 また、本成果は、サンプリング誤差の大きいスラッジ中の Pu 量定量を非破壊測定で実施できるという手法を提案したものである。この手法は、プルトニウム転換技術開発施設の運転終了後(固化・安定化処理)に正式な査察手順として採用される予定である。
10	計量管理に利用する液量測定システムの健全性確認方法の提案 4.2.3-43)	高濃度 Pu 系溶液の液量測定では、マノメータによる方法が一般的である。計量管理上、0.36%以内の精度維持が求められており、定期的に校正を行っているセンサのみならず液量測定システム全体として健全性を維持する必要がある。仮に導

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(20/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		圧管先端に閉塞が生じた場合、測定値にバイアスが生じる可能性があることから、溶液保管中における健全性確認方法を検討した。その結果、(1)実溶液の定期サンプリングによるPu、U 濃度、密度、酸濃度分析結果が Kumar の密度式に当てはまること、及び核物質量が前回のサンプリング/破壊分析時の値と誤差範囲内で一致していること、(2)閉塞等でバイアスが生じる密度差圧の健全性確認のため、高精度で分析された密度値と密度差圧からの密度値を比較検証することが有効であることがわかった。なお、密度値の比較検証においてはKumar の密度式における密度の温度依存性を評価し、密度分析時と密度差圧測定時の異なる温度差を補正する方法を新たに確立した。 本成果は、高濃度 Pu 系溶液の保管時の液量測定装置及び密度・濃度分析値の妥当性を客観的に判断する手法であり、プルトニウム転換技術開発施設では本成果を要領書化し、溶液管理の際に運用している。
11	電位規制クーロメトリーによる硝酸 Pu 溶液の精密分析と不確かさ評価 4.2.3-44)	Pu は核燃料取扱施設の計量管理、保障措置において最も重要な元素であり、その分析には、高い精確さが求められる。そこで本研究では、Pu の精密分析を目的として電位規制クーロメトリーを用いた、分析用標準物質の候補となる Pu 調製溶液の値付け分析及びその不確かさ評価を実施した。クーロメトリーの測定装置は、最新の国際規格である ISO12183:2005 に準拠するように装置及び測定前処理条件を最適化した。Pu 金属標準物質 NBL CRM-126 から調製した測定試料を分析した結果、分析値と表示値の差は 0.1%以下であり、相対標準偏差は 0.05%(n=19)で良好に Pu の測定ができることがわかった。また、MOX 粉末から調製した Pu 溶液の分析値は 15.5995±0.0036mgPu/g であり、ISO/BIPM-GUM に基づき本試料の不確かさを算出したところ、信頼区間がおよそ 95%を示す包含係数 k=2 として計算した相対拡張不確かさは 0.023%であった。クーロメトリーによる分析値は同位体希釈質量分析法による分析結果とも良好に一致し、MOX 粉末から調製した Pu 溶液を精確に値付けすることができた。 本手法を Pu 濃縮液受槽及び Pu 製品受槽の Pu 濃度分析として適用している。
12	多数のグローブボッ	プルトニウム転換技術開発施設では、グローブボックス中

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(21/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
	クス存在下における MOX ホールドアップ測定への動的クロストーク補正の実施 4.2.3-45)	の Pu のホールドアップ在庫は HBAS を用いて測定し計量管理に利用している。グローブボックスは複数あり近接していることから、グローブボックス間の中性子クロストーク補正を実施しなければならない。ホールドアップ測定下において変化するクロストークの影響を見積もるため、動的クロストーク補正法(以下「DCTC」という。)を新たに開発し、グローブボックス間の実際のクロストーク量をより正確に得ることができた。HBAS システムの改善とともに、DCTC によりダブルカウントされていたクロストーク量が削減され、バイアスの削減とともにプルトニウム転換技術開発施設の計量管理を改善することができた。DCTC 方法論はセル等の限定された区域に在庫が複数ある場合においてクロストークの量を見いだすことができ、測定結果からクロストークに導かれたバイアスを削減するのに役立つ方法であり、設計段階からの保障措置設計手法への活用が期待される。 本成果は、グローブボックス中のホールドアップを非破壊で測定する手法において長年課題であった誤差を改善したものであり、計量管理の課題の解消及び査察における検認不確かさの改善に貢献している。本手法は、IAEA 等に正式に認められ、プルトニウム転換技術開発施設における平成 23 年の実在庫調査より正式な計量管理機器及び査察用検認機器として運用している。
13	$ZnS/^{10}B_2O_3$ セラミックシンチレータ検出器を用いた Pu 非破壊測定システムの開発とデモンストレーション 4.2.3-46)	計量管理及び保障措置に用いられている ^3He 型中性子検出器の代替技術を開発するため、$ZnS/^{10}B_2O_3$ セラミックシンチレータを用いた中性子検出器(Pu 非破壊測定システム) の開発プロジェクトを日本国政府の支援の下、進めている。代替サンプル測定システム(以下「ASAS」という。) の設計は基本的に従前から Pu の測定に用いられている在庫サンプル測定装置(以下「INVS」という。)を参考にした。INVS はサンプル瓶に採取された MOX 粉末又は Pu 溶液中の Pu 量を測定する装置であり、18 本の ^3He 中性子検出器(検出効率約 42%) を有している。ASAS 検出器の開発(製作) 後、その技術や性能を確立するために、原子力機構はデモンストレーションを平成 27 年の早々に計画し、サンプルの位置再現性の確認、検出器パラメータの最適化、計数の統計ばらつき、温度変化や γ 線量率の変化に対する安定性及び代替 ^3He 技術の有効性に係る

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(22/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
		指標の評価をチェックソースや MOX 粉末を利用して行った。さらに、INVS と ASAS の性能比較試験も実施した。MCNP 遮蔽計算コードによる研究成果、ASAS の設計図及び性能や技術を証明するためのデモンストレーションを実施した。 ASAS の検出器開発と INVS との比較試験を実施し、今後、実際に核物質を測定するための非破壊装置として運用を進める予定である。

(5)　保障措置・計量管理に関する技術開発

(b)　管理・監視技術

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
1	JNC-1 サイトでの再処理施設に対するランダム査察における施設者の経験 4.2.3-47)	JNC-1 サイト(再処理工場、MOX 燃料施設等 6 施設)への統合保障措置は、平成 16 年 6 月より日／IAEA 間で検討が開始され、平成 20 年 8 月に適用が開始された。JNC-1 への統合保障措置の適用に伴い、転用の抑止効果向上の目的で、あらかじめ日程が設定された従来の中間在庫検認(以下「IIV」という。)から、短期通告によるランダム査察（以下「RII」という。）へ移行した。再処理技術開発センターは保障措置上、東海再処理工場とプルトニウム転換技術開発施設の 2 施設に分かれ、使用済燃料から MOX 粉末に至るまでの核物質に対する IIV において、毎月、東海再処理工場では 5 人日程度、プルトニウム転換技術開発施設では 7 人日程度の IAEA 査察官が必要であったが、RII においては短期通告で 1 回 2 人日程度での実施を基本とする手順の議論を行った。査察手順の議論と平行して、査察側が査察計画を策定するための情報や透明性向上のための施設の運転情報等を、どのような内容と頻度で提供するか等も議論された。統合保障措置への移行後、従来に比べて、新規情報提供の処理作業が増加したものの、現場査察への施設対応者のマンパワーは低減し、合理化が図られた。 JNC-1 サイトへの統合保障措置の適用に伴い、東海再処理工場及びプルトニウム転換技術開発施設に対してランダム査察が導入された。この導入に伴い、IAEA の査察手順書「Safeguards Procedures for the JNC-1 Site」が制定されている。
2	査察機器リモートモニタリング化におけ	東海再処理施設における統合保障措置体制下の査察をサポートするため、IAEA はリモートモニタリング機能を東海再処

表 4.2-3　東海再処理施設に反映された技術開発成果の概要とその適用状況(23/23)

No.	技術開発	技術開発概要とその適用状況
	る無線 LAN 技術の適用 4.2.3-48)	理工場の使用済燃料貯蔵区域に設置されている査察機器(監視カメラ及び非破壊測定装置)に利用することを提案した。東海再処理工場の使用済燃料貯蔵区域はデータ伝送のための既設のケーブルがなかったため、電話線設置と比較して低予算で設置することが可能な無線 LAN オプションが選択された。無線 LAN を用いたリモートモニタリングを導入するため、無線 LAN 機器(アクセスポイント（以下「AP」という。）)及び外部アンテナを用いた通信、特に長期間連続通信に関しての可能性調査と通信試験が実施された。その結果、無線 LAN は長期間通信するために十分な能力を有していることがわかり、その結果として IAEA はそれぞれの査察機器に AP 及び外部通信アンテナを設置し、リモートモニタリングに無線 LAN 技術が適用された。 　東海再処理工場の使用済燃料貯蔵区域に設置されている査察機器(監視カメラ及び非破壊測定装置)に対し、IAEA により無線 LAN 機器が設置(2008 年 6 月)され、リモートモニタリングが運用されている。

4.3　最新の技術的知見の反映状況の評価のまとめ

東海再処理施設における最新の技術的知見の反映状況を調査した結果、新規制基準については、今後廃止措置に向かうことを前提に本規制への対応に取り組んでいるところであるが、それ以外の安全研究成果、国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓、技術開発成果については、前回の定期的な評価以降も最新の技術的知見が反映され、より一層の安全性・信頼性の向上が図られていることを確認した。この結果、今回改めて東海再処理施設に対して更なる改善策を立案する必要性は認められなかった。

今後とも、再処理施設の安全性を向上させていく上で有効であると考えられる重要な技術的知見が得られた場合、それらの技術的知見を反映する努力を継続していく。

5. 高経年化対策

東海再処理施設の分離精製工場等は、供用開始（使用前検査合格：昭和 55 年 12 月）から平成 26 年 9 月末現在において約 34 年（使用済燃料を用いたホット運転開始から約 37 年）が経過している。これまで、東海再処理施設の安全を確保するために、原子炉等規制法に基づく年一回の施設定期検査により、性能の技術上の基準への適合が確認されるとともに、事業者としての保守管理の一環として、自主点検や予防保全活動等の自主保安に取り組んでいる状況である。

しかしながら、機器・構築物は使用期間の経過とともに変化することから、長期に渡る東海再処理施設の運転を安全に実施するためには、高経年化の観点から技術的評価を行う必要があり、この評価で得られた知見を、保全活動等に反映していくことは今後の東海再処理施設の安全運転を継続していく上で重要である。

一方、平成 15 年 9 月に「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」が改正され、事業を開始した日以降 20 年を経過する日までに経年変化に関する技術的な評価及び技術評価結果に基づく再処理施設の保全のために実施すべき措置に関する 10 年間の計画(長期保全計画)を策定すること、さらに 10 年を超えない期間ごとに再評価を実施することが法令要求事項となった。

高経年化対策は、再処理施設を構成する機器・構築物のうち、安全上重要な施設及び海中放出管について、工学的に想定される経年変化事象の影響を分析し、その機器・構築物に施されている現状の保安活動が、その経年変化事象の顕在化による機器・構築物の機能喪失を未然に防止できるかどうかの評価（以下「高経年化技術評価」という。）を行うものである。

本章では、これらの経緯を踏まえ、東海再処理施設を構成する機器・構築物のうち、安全上重要な施設及び海中放出管を対象に高経年化技術評価を行い、その結果に基づいて長期保全計画を策定するものであり、その結果を取りまとめたものである。

平成 26 年 10 月に高経年化対策に着手した際、平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末までの期間（前回評価を開始した日から再評価を開始する前日までの期間）を対象に、最新の技術的知見の反映状況を確認するとともに、高経年化対策の実施に必要な情報を収集した。その後も、是正処置・予防処置、水平展開によって得られる最新の知見や、高経年化対策に係る最新の情報を収集し、適宜反映している。

なお、現在東海再処理施設では、平成 25 年 12 月に施行された核燃料施設等における新規制基準への取り組みを進めていく予定である。新規制基準対応の具体的な作業内容としては、各施設の利活用方針の策定、基準燃料・内蔵放射能量等の見直し、基準適合性の検討・評価及び施設・設備の改造、新設等が挙げられる。また、東海再処理施設については、平成 26 年 9 月末に公表した日本原子力研究開発機構改革報告書を踏まえ、新たな使用済燃料の再処理を行わず、廃止措置に向けた対応を進めていく予定である。

以下に主な知見を示す。

(1) 最新の技術的知見の反映

(i) 東海再処理施設の事故・故障等に対する再発防止策が適切に実施されていることを、以下の情報により確認した。

・これまでの法令報告等の記録

・是正処置・予防処置の情報

調査の結果、経年変化に起因するものは、平成 21 年 4 月に発生した「再処理施設海中放出管からの漏えい」や平成 23 年 10 月に発生した「主排気筒ダクトの貫通孔」、平成 25 年 7 月に発生した「プルトニウム転換技術開発施設の焙焼還元炉入口側ベローズでの汚染確認」の 3 件があり、いずれの事象に対しても再発防止策が適切に実施されていることを確認した。

(ii) 国内外の原子力等の運転経験から得られた教訓が適切に反映されていることを、以下の情報により確認した。

・原子力情報公開ライブラリ“ニューシア(NUCIA)”データベース

・原子力規制委員会の事故・トラブル情報

・米国原子力規制委員会(NRC)、英国保健安全執行部(HSE)、仏国原子力安全規制機関(ASN)、ドイツ連邦放射線防護庁（BfS）等の公開情報

・原子力安全技術センターの IINET データベース

・原子力機構の事故情報データベース　等

調査の結果、経年変化に起因する事象として国内では、「日本原燃株式会社六ヶ所再処理施設の分離建屋で発生した高レベル廃液濃縮缶温度計保護管への漏えい」、国外では「英国のセラフィールド再処理施設で発生したガスタービンの排気筒の腐食」等があったが、いずれの事象に対しても東海再処理施設では、事前に対応・対策等がとられている事を確認した。

(iii) 技術開発成果の反映状況を、以下の情報により確認した。

・日本原子力学会、原子力機構（旧日本原子力研究所,旧動力炉・核燃料開発事業団,旧核燃料サイクル開発機構を含む）から公開された情報　等

調査の結果、経年変化に係わるものは、抽出されなかった。

(2) 高経年化対策の実施に必要な情報

(i) 評価方法に係わる情報を収集した。主な情報は以下のとおりである。

・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ライン（平成 25 年 6 月 19 日：原子力規制委員会）

・実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領（平成 17 年 12 月 26 日、平成 20 年 10 月 22 日改：原子力安全・保安院（当時））

・実用発電用原子炉施設の高経年化対策に関する報告書（平成 20 年 3 月 大飯発電所 1 号機、平成 23 年 7 月美浜発電所 2 号炉等）

・加工施設及び再処理施設における高経年化対策の評価の手引き（平成 20 年 5 月 19 日：原子力安全・保安院（当時））
・加工施設及び再処理施設の高経年化対策に関する基本的な考え方について（平成 20 年 5 月 19 日：原子力安全・保安院（当時））
・再処理施設における保安規定の審査基準の制定について（平成 25 年 11 月 27 日：原子力規制委員会）

(ii) 評価方法に係る情報を参考に、経年変化事象の抽出・評価に必要な規格・基準類、図書・文献等を収集した。主な情報は以下のとおりである。
・米国機械学会（ASME）規格
・日本工業規格（JIS）
・日本電線工業会（JCMA）技術資料
・日本機械学会（JSME）発電用原子力設備規格
・日本建築学会 鋼構造設計基準
・日本建築学会 鉄筋コンクリート造のひび割れ対策(設計･施工)指針･同解説
・腐食･防食ハンドブック（腐食防食協会）
・プラントの損傷事例と経年劣化寿命予測法（総合技術センター）

(iii) 設計仕様、設計図面等の設備情報
・これまでの点検、補修、改造等の保全履歴
・点検要領と点検結果（点検記録、測定データ等の保全データ）
なお、評価に必要な保全データが不足している場合は、点検･測定を実施して保全データを入手した。

5.1 経年変化に関する技術的な評価

新規制基準施行後の実施となる今回の再処理施設の定期的な評価は、「再処理施設における保安規定の審査基準の制定」(平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定) において、原子力安全・保安院（当時）が平成 20 年 5 月に国の審査基準として策定した「加工施設及び再処理施設の高経年化対策に関する基本的考え方について」及び「加工施設及び再処理施設における高経年化対策の評価の手引き（内規）」（以下、両者を「手引き等」という）を参考として評価を実施する旨が記載されていることから、第 1 回評価と同様の評価手順、方法等により経年変化の抽出及び評価を実施するとともに、充実すべき保全策をとりまとめた長期保全計画の策定を行った。

なお、評価結果については、再処理技術開発センター長、核燃料サイクル工学研究所長、理事長に報告するとともに、再処理技術開発センター長の諮問機関である再処理施設安全専門委員会及び理事長の諮問機関である中央安全審査・品質保証委員会において妥当性の審議・評価を受けた。

5.1.1 技術評価対象機器・構築物の選定

東海再処理施設の機器・構築物のうち高経年化技術評価の対象となる安全上重要な施設及び海

中放出管として、手引き等に定められている以下の①～⑮のいずれかに該当する機器・構築物を、事業指定申請書、設工認申請書、完成図書等を参照し選定した。

① プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器
② 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統・機器
③ ①及び②の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統
④ ①及び②の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等
⑤ ④の換気系統
⑥ ④のセル等を収納する構築物及びその換気系統
⑦ ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統
⑧ 非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源
⑨ 核、熱及び化学的制限値を維持するための系統及び機器
⑩ 使用済燃料を貯蔵するための施設
⑪ 高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設
⑫ 安全保護系
⑬ 排気筒及び海中放出管
⑭ 制御室等及びその換気空調系統
⑮ その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等

上記の各項目に該当する機器・構築物は、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に示された安全上重要な施設に含まれるとされている機器・構築物に、海中放出管を加えたものである。表 5.1.1-1 に選定の考え方、表 5.1.1-2 に安全機能一覧及び表 5.1.1-3 に対象一覧を示す。

5.1.2　技術評価手順

高経年化技術評価は、図 5.1.2-1 に示す評価フローに従い、以下の手順で実施する。

(1) 機器のカテゴリ化、グループ化及び代表機器の選定

高経年化技術評価を合理的に実施するために、対象となる機器・構築物をグループ化し、代表機器を選定することとした。

5.1.1 で選定した機器・構築物及びその他の主要な計装計器等を、建家構築物等、塔槽類、ドリップトレイ等、貯蔵容器等、換気設備、冷却水設備、圧縮空気設備、非常用電源系統、蒸気供給設備、計測制御系統、共通設備、その他設備に分類（カテゴリ化）した。

さらに、各分類（カテゴリ）内で、機器の構造（型式）、使用環境、材質等により各種機器をグループ化し、各グループごとに、使用条件（運転時間、温度、容量等）等を考慮して、経年変化上最も条件が厳しい機器を代表機器として選定した。

なお、グループ内の各機器について使用条件等に顕著な差異がないものについては、発現する経年変化事象は同等であることから、代表機器は選定せず評価する。

表 5.1.2-1 に、分類したカテゴリ及びグループを示す。

グループごとに、使用条件（運転時間、温度、容量等）等を考慮して、経年変化上最も条件が厳しい機器を代表機器として選定した。付録に、施設ごとに取りまとめた選定結果を示す。

(2) 部位への分割及び消耗品・定期取替品の抽出

上記(1)で選定された各代表機器について、設工認図面、完成図書（組立図、構造図等）を用い、安全機能を維持するために必要な部位に分割した。

分割した各部位のうち、以下の定義に該当する部位を消耗品・定期取替品として、評価対象外とした。

(a) 供用に伴う消耗があらかじめ想定される部品であって取り替えを前提とするもの、又は機器の分解点検等に伴い必然的に交換されるもの

(b) 耐用期間（時間）内に計画的に取り替えることを前提とする機器であり、交換基準が社内規定等により定められているもの

これらの消耗品・定期取替品については、交換基準及びその手順等を定めたマニュアルにより、交換作業を実施し、その交換記録を残している。

なお、消耗品・定期取替品のうち、10 年以上の使用が見込まれるものについては除外せずに評価対象とした。また、消耗品・定期取替品について 10 年以上の長期の使用が見込まれるか否かについては、過去の保全実績等を基に、以下のとおり判断した。

(i) 設備保全管理支援システム TORMASS(Tokai Reprocessing Plant Maintenance Support System)に登録された保全実績データ等を調査し、これまでに 10 年以上継続使用した実績のあるものは、10 年以上の使用が見込まれると判断し評価対象とした。

(ii) ユーティリティ施設の機器については、設置からの期間が短く十分な保全実績を有さないことから、ほかの同種の部位の保全実績やメーカー、規格基準類等に示された推奨交換期間を基に判断した。

消耗品・定期取替品の抽出結果については、表 5.1.2-2 に示す。

(3) 使用材料及び環境の同定及び想定される経年変化事象の抽出

上記(1)で選定された代表機器について、必要に応じて部品展開を図った上で、各部位について使用材料及び各部位の材料ごとに、圧力、温度、構造、流体条件、運転条件等の環境を同定し、各種文献や過去の保全履歴等を参考に、以下の手順で各部位に想定される経年変化事象を抽出した。

(a) 各部位に使用される工業用材料に想定される経年変化事象を抽出する。

(b) (a)で抽出した経年変化事象のうち、各部位が置かれている環境を考慮し、当該事象の原因となる環境が存在しないものは除外する。

(c) (b)で発生が否定できない経年変化事象について、各部位の置かれている環境の程度を定量的に評価し、発生が否定できるものを除外する。

上記の手順に従い、東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出を実施した結果を表 5.1.2-3 に示す。

(4) 経年変化事象に対する評価点の抽出

抽出した経年変化事象について、部位の使用条件・環境に応じ、その発生・進展の程度を考慮した上で評価が厳しくなる箇所を評価点として抽出した。付録に、施設ごとに取りまとめた評価点の抽出結果を示す。

(5) 経年変化事象の発生及び進展の評価及び高経年化技術評価上着目すべき経年変化事象の抽出

各部位に想定される経年変化事象の評価点における発生、進展については、次回の高経年化技術評価までの供用を仮定し評価を実施した。当該経年変化事象の進展に関して測定値等の実績を有する場合は、それに基づいて評価した。この場合、測定方法、測定誤差、測定者の技量等、測定値の品質に係る妥当性を確認したうえで評価を実施した。(表 5.1.2-4 参照)

一方、高線量のセル内に設置されている等の理由でアクセスが困難な機器又は事象の進展が極めて遅く、測定しても有意な値が得られないと考えられる機器については、文献値を用いた事象進展評価を実施した。文献値を用いるにあたっては、実機との条件の違いを十分に考慮して妥当性を確認した。（表 5.1.2-5 参照）

経年変化事象の発生及び進展の評価の結果を踏まえ、想定した経年変化事象から以下に該当するものを除外したものを高経年化技術評価上着目すべき経年変化事象（以下、「着目すべき経年変化事象」という。）として抽出した。

(a) 使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいもの。

(b) 現在（平成 26 年 9 月末現在）までの運転経験により、今後も進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいもの。

(c) 想定した変化傾向と実際の変化傾向の乖離が考え難い経年変化事象であって、想定した変化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。

なお、測定値等の実績及び工学的知見等を参考にしても当初の予測からの乖離が否定できないといった「着目すべき経年変化事象」に該当するものはなく、現状の保全を継続することにより、次回の高経年化技術評価までの供用を仮定した場合においても、安全上重要な設備等の機能に影響を及ぼさないことを確認した。

(6) 追加保全策の策定

抽出された「着目すべき経年変化事象」について安全機能の維持に与える影響を評価する。また、現状の保全策の妥当性について代表機器の安全機能の維持を図るため有効でないと評価した場合、現状保全策に追加する必要のある新たな保全策を抽出する。

なお、上記(1)から(5)の手順に従い、評価を実施した結果、測定値等の実績及び工学的知見等を参考にしても当初の予測からの乖離が否定できないといった「着目すべき経年変化事象」に該当するものはなく、新たに追加すべき保全策はなかった。

5.1.3　高経年化技術評価結果

各施設において安全上重要な施設及び海中放出管を対象に高経年化技術評価を実施した結果、想定される経年変化事象がこれまでに実施した点検等の経験及び工学的な知見から進展傾向が極めて小さいと考えられるか、又は当該事象に対する適切な保全活動（定期的な点検、点検結果に基づく補修等）を行っていることから、測定値等の実績及び工学的知見等を参考にしても当初の予測からの乖離が否定できないといった「着目すべき経年変化事象」に該当するものはなく、次回の高経年化技術評価までの供用を仮定した場合においても現状保全の継続により安全上重要な設備等の機能を維持できる見通しを得ることができた。各施設におけるカテゴリ別の評価結果概要を表 5.1.3-1、また、施設ごとに取りまとめた詳細な評価結果を付録に示す。

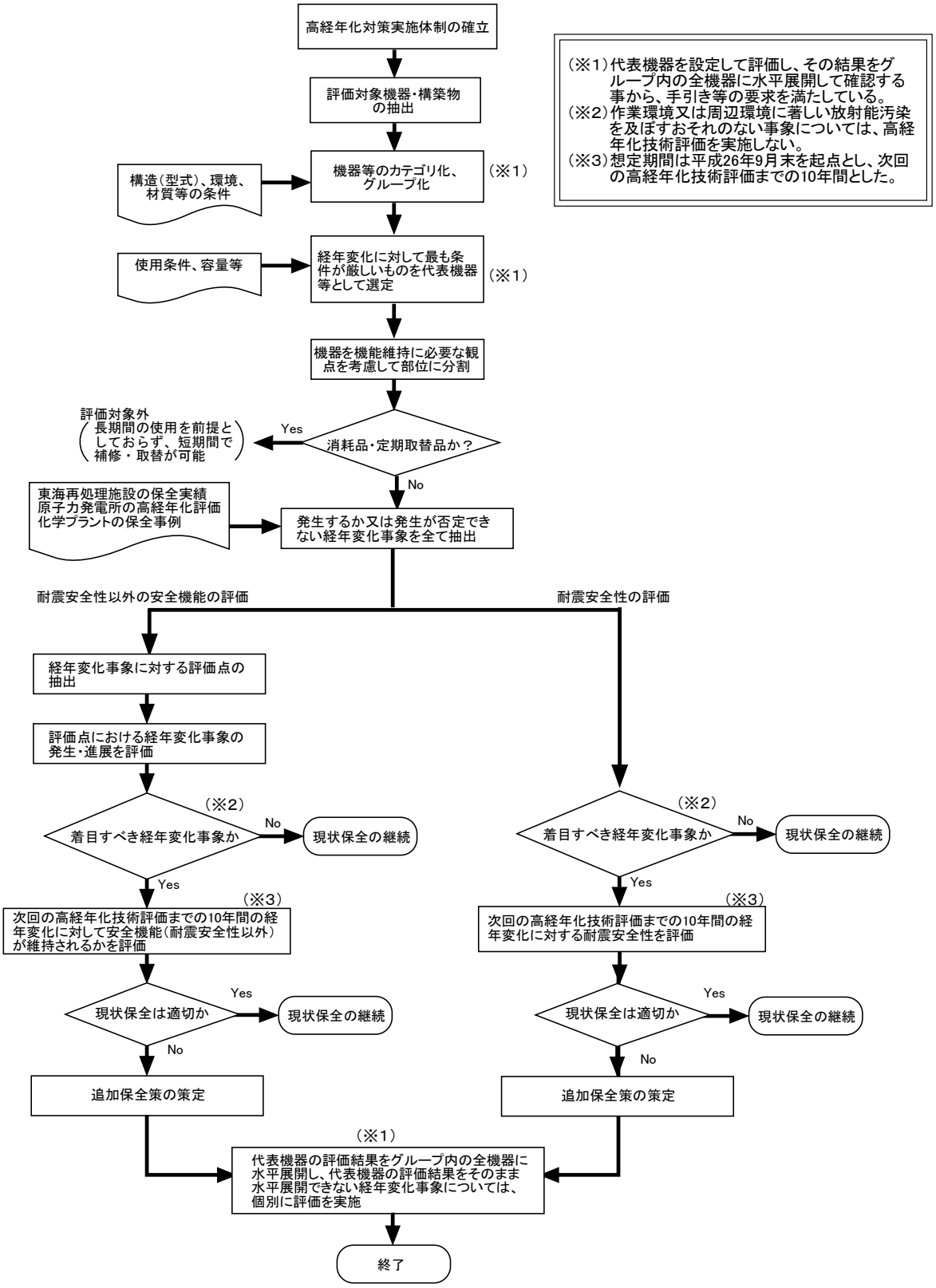


図 5.1.2-1　高経年化技術評価及び長期保全計画の策定のフロー

表 5.1.1-1　評価対象機器・構築物の選定の考え方

安全機能を有する機器・構築物	選定の考え方
①　プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器	○主要な流れを構成する系統及び機器を選定。 ○主要な流れに属さない系統及び機器については、保守的な条件のもと閉じ込め機能の喪失を仮定した環境影響評価を実施し、周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれが否定できない系統及び機器を選定。
②　高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統・機器	
③　①及び②の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	○①及び②で選定した系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統を選定。
④　①及び②の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等	○①及び②で選定した系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等を選定。
⑤　④の換気系統	○④で選定したセル等の換気系を選定。
⑥　④のセル等を収納する構築物及びその換気系統	○④で選定したセル等を収納する構築物及びその換気系統を選定。
⑦　ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統	（該当なし）
⑧　非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源	○安全上重要な施設の機能の確保に必要な動力源を選定。
⑨　核、熱及び化学的制限値を維持するための系統及び機器	○核、熱及び化学的制限値を維持するために必要な系統及び機器を選定。
⑩　使用済燃料を貯蔵するための施設	○使用済燃料を貯蔵するための施設のうち、遮蔽機能を担う貯蔵プールについては該当するものを選定。また、落下・転倒防止機能の担うクレーンについては、複数の使用済み燃料集合体を同時に取り扱うクレーンのみを選定。使用済み燃料集合体を単一で取り扱うクレーンについては機能喪失を仮定した場合においても周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことから除外した。
⑪　高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設	○高レベル放射性固体廃棄物を保管する施設を選定。
⑫　安全保護系	○安全保護系を全て選定。
⑬　排気筒及び海中放出管	○排気筒のうち③、④及び⑥で選定した換気系統を接続したものを選定。また海中放出管を選定。
⑭　制御室等及びその換気空調系統	○事故時の対応操作を実施する制御室及びその換気空調系統を選定。
⑮　その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等	○周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれが否定できない事象（火災・爆発、臨界等）を防止するために必要な計測制御系統及び水素掃気用の圧縮空気を供給する系統を選定。
	○冷却水系統のうち、保守的な条件のもとで冷却機能の停止を想定した温度評価を実施し、沸騰又は引火点到達に至る可能性が否定できない場合、その冷却水系統を選定。
	○低レベル固体廃棄物を貯蔵する施設の遮蔽設備のうち、保守的な条件のもと遮蔽機能の喪失を仮定した環境影響評価を実施し、周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれが否定できない設備を選定。
	○漏えいを検知するための系統及び漏えいを回収するための系統のうち、保守的な条件のもとで漏えい液の温度評価を実施し、沸騰又は引火点到達に至る可能性が否定できない場合、当該系統を選定。
	○排気モニタのうち、臨界事故時の放射性物質の放出量の監視に必要なものを選定。

表 5.1.1-2　安全機能一覧

区分	安全機能
①　プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器	放射性物質の保持機能
②　高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器	放射性物質の保持機能
③　①及び②の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	放射性物質の放出経路の維持機能
	放射性物質の捕集・浄化機能
	排気機能
④　①及び②の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等	放射性物質の放出経路の維持機能
	遮蔽機能
⑤　④の換気系統	放射性物質の放出経路の維持機能
	放射性物質の捕集・浄化機能
	排気機能
⑥　④のセル等を収納する構築物及びその換気系統	放射性物質の放出経路の維持機能
	放射性物質の捕集・浄化機能
	排気機能
⑦　ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統	ウランを非密封で大量に取り扱う施設がないことから該当する機器・構築物はない。
⑧　非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源	安全機能確保のための支援機能
⑨　核、熱及び化学的制限値を維持するための系統及び機器	核的制限値（寸法）の維持機能
	臨界防止機能
	火災・爆発防止機能
	その他の主な計装計器等
⑩　使用済燃料を貯蔵するための施設	遮蔽機能
	崩壊熱の除去機能
	落下・転倒防止機能を有する機器等
⑪　高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設	遮蔽機能、崩壊熱の除去機能
⑫　安全保護系	その他の主な計装計器等
⑬　排気筒及び海中放出管	放射性物質の放出経路の維持機能
⑭　制御室等及びその換気空調系統	事故時の対応操作に必要な居住性等の維持
⑮　その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等	崩壊熱の除去機能
	掃気機能
	火災・爆発防止機能
	その他の主な計装計器等
	遮蔽機能
	事故時の放射性物質の放出量の監視機能

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（1／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
① *1:⑨にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	濃縮ウラン溶解槽(242R10)*1
		濃縮ウラン溶解槽(242R11)*1
		濃縮ウラン溶解槽(242R12)*1
		洗浄液受槽(242V13)*1
		空気分離器(242V131)
		空気分離器(242V132)
		スワーフタンク(242V20) *1
		溶解槽溶液受槽(243V10)*1
		パルスフィルタ給液槽(243V14)
		パルス発生槽(243V17)
		シールポット(243V181)
		フィルタ(243F13)
		パルスフィルタ(243F16) *1
		パルスフィルタ(243F16A) *1
		調整槽(251V10)
		給液槽(251V11)
		エアリフト中間槽(251V114)
		ダネード給液槽(251V118)
		呼水槽(251V120)
		分離第 1 抽出器(252R11)*1
		分離第 2 抽出器(253R10)*1
		調整槽(255V11)
		中間貯槽(255V12)
		ダネード給液槽(255V124)
		呼水槽(255V17)
		分離第 3 抽出器(255R14)*1
		分離第 4 抽出器(255R15)*1
		調整槽(265V11)
		中間貯槽(265V12) *1
		酸化塔(265T14)*1
		試料採取槽(265V1402)
		空気吹込塔(265T15)*1
		空気吹込塔(265T16)*1
		ダネード給液槽(265V163)
		呼水槽(265V165)
		プルトニウム精製第 1 抽出器(265R20)*1
		プルトニウム精製第 2 抽出器(265R22)*1
		希釈剤洗浄器(265R21)
		中間貯槽(266V12)*1
		希釈槽(266V13)*1
		プルトニウム濃縮液受槽(266V23)*1

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（2／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
① *1:⑨にも該当 *2:②にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	循環槽(266V24)*1
		プルトニウム溶液蒸発缶(266E20,T21)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V10)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V11)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V12)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V13)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V14)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V15)*1
		プルトニウム製品貯槽(267V16)*1
		中間貯槽(276V12)*1
		中間貯槽(276V15)*1
		溢流受槽(276V30)*1
		溶解工程の主要な流れを構成する配管等
		清澄工程の主要な流れを構成する配管等*2
		調整工程の主要な流れを構成する配管等
		分離第 1 サイクル工程の主要な流れを構成する配管等*2
		分離第 2 サイクル工程の主要な流れを構成する配管等
		プルトニウム精製工程の主要な流れを構成する配管等
		プルトニウム濃縮工程の主要な流れを構成する配管等
		プルトニウム貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等
		溶解工程ジェットポンプ(242J101)
		溶解工程ジェットポンプ(242J102)
		溶解工程ジェットポンプ(242J111)
		溶解工程ジェットポンプ(242J112)
		溶解工程ジェットポンプ(242J121)
		溶解工程ジェットポンプ(242J122)
① *3:⑮にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	溶解工程ジェットポンプ(242J127)
		溶解工程ジェットポンプ(242J128)
		溶解工程ジェットポンプ(242J137)
		溶解工程ジェットポンプ(242J201)
		溶解工程ジェットポンプ(242J202)
		清澄工程ジェットポンプ(243J102)
		清澄工程ジェットポンプ(243J103)
		ポンプ(266P231)
		ポンプ(267P101)*3

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（3／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
② *1:①にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	シールポット(243V134)
		希釈剤洗浄器(252R10)
		高放射性廃液分配器(252D12)
		高放射性廃液中間貯槽(252V13)
		高放射性廃液中間貯槽(252V14)
		呼水槽(252V151)
		呼水槽(252V153)
		高放射性廃液蒸発缶(271E20)
		高放射性廃液貯槽(272V12)
		高放射性廃液貯槽(272V14)
		高放射性廃液貯槽(272V16)
		高放射性廃液貯槽(272V18)
		分配器(272D10)
		分配器(272D11)
		中間貯槽(272V20)
		清澄工程の主要な流れを構成する配管等*1
		分離第 1 サイクル工程の主要な流れを構成する配管等*1
		高放射性廃液貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等
		高放射性廃液濃縮工程の主要な流れを構成する配管等
		清澄工程ジェットポンプ(243J161)
		清澄工程ジェットポンプ(243J163)
		高放射性廃液濃縮工程ジェットポンプ(271J204)
		高放射性廃液濃縮工程ジェットポンプ(271J205)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J122)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J125)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J142)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J145)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J162)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J165)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J182)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J185)
③ *1:⑭にも該当 *2:⑨にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	槽類換気系排風機(245K123)*1
		槽類換気系排風機(245K124)*1
		槽類換気系排風機(245K136)*1
		槽類換気系排風機(245K137)*1

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（4／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
(続き) ③ *1:⑭にも該当 *2:⑨にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	槽類換気系排風機(272K263)*1
		槽類換気系排風機(272K264)*1
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）※1	溶解オフガス換気系統 セル換気系フィルタユニット(207F68,F69)※1 凝縮器(244H10)*2 酸吸収塔(244T11)*2
		せん断オフガス換気系統
		分離・精製・プルトニウム濃縮・高放射性廃液濃縮工程の槽類換気系統 凝縮器(266H22)*2 洗浄塔(267T18)*2 洗浄塔(267T20)*2
		高放射性廃液貯蔵工程の槽類換気系統
④	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）※2	濃縮ウラン溶解セル(R001)※2
		濃縮ウラン溶解セル(R002)※2
		濃縮ウラン溶解セル(R003)※2
		給液調整セル(R006)※2
		リワークセル(R008)※2
		プルトニウム精製セル(R015)
		高放射性廃液貯蔵セル(R016)※2
		高放射性廃液貯蔵セル(R017)※2
		高放射性廃液濃縮セル(R018)※2
		高放射性廃液濃縮セル(R019) ※2
		酸回収セル(R020) ※2
		プルトニウム製品貯蔵セル(R023)
		プルトニウム濃縮セル(R025A)
		放射性配管分岐室(R026) ※2
		放射性配管分岐室(R027) ※2
		プルトニウム製品貯蔵セル(R041)
		分離第 1 セル(R107A) ※2
		フィルタセル(R107B) ※2
		分離第 2 セル(R109A)
		分離第 3 セル(R109B)
		ポンプ室(R113A)
		ポンプ室(R113B)
		ウラン精製セル(R114)

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（5／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
		プルトニウム濃縮セル（R125A）
		プルトニウム濃縮セル（R125B）
		分配器セル（R216）※2
		濃縮ウラン機械処理セル（R334）※2
		真空室（R482）
		プルトニウム貯蔵工程の主要な流れを構成する二重管の外管
		ドレン受槽（266V40）*1
		ドレン受槽（266V41）*1
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（204U001）*1
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（204U002）*1
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（204U003）*1
		給液調整セルのドリップトレイ（204U006）*1
		リワークセルのドリップトレイ（204U008）*1
		プルトニウム精製セルのドリップトレイ（204U015-1）*1
		プルトニウム精製セルのドリップトレイ（204U015-2）*1
	（続き） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）※2	高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（204U016）
（続き） ④		高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（204U017）
		高放射性廃液濃縮セルのドリップトレイ（204U018）
*1：⑨にも該当		高放射性廃液濃縮セルのドリップトレイ（204U019）
		酸回収セルのドリップトレイ（204U020）
		プルトニウム製品貯蔵セルのドリップトレイ（204U023）*1
		プルトニウム濃縮セルのドリップトレイ（204U025A）*1
		放射性配管分岐室のドリップトレイ（204U026）*1
		放射性配管分岐室のドリップトレイ（204U026A）
		放射性配管分岐室のドリップトレイ（204U027）*1
		プルトニウム製品貯蔵セルのドリップトレイ（204U041）*1
		フィルタセルのドリップトレイ（204U107B）*1
		分離第 1 セルのドリップトレイ（204U107A）*1
		分離第 2 セルのドリップトレイ（204U109A-1）*1
		分離第 2 セルのドリップトレイ（204U109A-2）*1
		分離第 3 セルのドリップトレイ（204U109B）*1
		プルトニウム濃縮セルのドリップトレイ（204U125A）*1
		プルトニウム濃縮セルのドリップトレイ（204U125B）*1
		ウラン精製セルのドリップトレイ（204U114）*1
		分配器セルのドリップトレイ（204U216）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（6／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ④ *1:⑨にも該当	（続き） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）	濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（242U101）
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（242U111）
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（242U121）
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（242U122）
		フィルタセルのドリップトレイ（243U11）
		給液調整セルのドリップトレイ（243U102）
		高放射性廃液濃縮セルのドリップトレイ（271U204）
		グローブボックス（266X61）
		グローブボックス（266X62A）
		グローブボックス（266X62B）
		グローブボックス（267X65）
⑤ *1:⑭にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	セル換気系排風機（207K18）*1
		セル換気系排風機（207K19）*1
		セル換気系排風機（207K20）*1
		セル換気系排風機（207K21）*1
		セル換気系排風機（207K22）*1
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	セル換気系統 セル換気系フィルタユニット（207F58～F65、F72～F77）*1 セル換気系フィルタユニット（207F66、F67）*1 セル換気系フィルタユニット（207F78～F81）*1
⑥ *1:⑭にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	建家換気系排風機（207K12）*1
		建家換気系排風機（207K13）*1
		建家換気系排風機（207K14）*1
		建家換気系排風機（207K15）*1
		建家換気系排風機（207K16）*1
		建家換気系排風機（207K17）*1
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）※3	分離精製工場建家*1
		分離精製工場から主排気筒間の排気ダクトの鉄骨構造物
		建家換気系統 建家換気系フィルタユニット（207F26～F57）*1,※3
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能） 【電気設備】	第１変電所の受変電設備
		換気用分電盤（AB）
		換気用受電盤（ABI）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（7／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ⑧	（続き） 安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能） 【電気設備】	プロセス用分電盤（AC）
		ユーティリティ用分電盤（AD）
		プール水処理工程用分電盤（BD）
		ヨウ素除去装置用分電盤（AE）
	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能） 【圧縮空気設備】	圧縮空気付属設備
⑨ *1:①にも該当 *2:③にも該当	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）	濃縮ウラン溶解槽（242R10）*1
		濃縮ウラン溶解槽（242R11）*1
		濃縮ウラン溶解槽（242R12）*1
		洗浄液受槽（242V13）*1
		スワーフタンク（242V20）*1
		溶解槽溶液受槽（243V10）*1
		パルスフィルタ（243F16）*1
		パルスフィルタ（243F16A）*1
		溶解オフガス換気系統 凝縮器（244H10）*2 酸吸収塔（244T11）*2
		分離第 1 抽出器（252R11）*1
		分離第 2 抽出器（253R10）*1
		第 1 溶媒洗浄器（254R10）
⑨ *1:①にも該当	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）	第 1 溶媒洗浄器（254R11）
		第 1 溶媒洗浄器（254R12）
		第 1 溶媒洗浄器（254R13）
		分離第 3 抽出器（255R14）*1
		分離第 4 抽出器（255R15）*1
		分離第 5 抽出器（255R16）
		第 2 溶媒洗浄器（256R10）
		第 2 溶媒洗浄器（256R11）
		第 2 溶媒洗浄器（256R12）
		第 2 溶媒洗浄器（256R13）
		ウラン精製第 1 抽出器（261R13）
		希釈剤洗浄器（261R14）
		ウラン精製第 2 抽出器（261R15）
		第 3 溶媒洗浄器（262R10）
		第 3 溶媒洗浄器（262R11）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（8／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ⑨ *1:①にも該当	（続き） 臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）	ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）（263E11,T12）
		ウラン溶液蒸発缶（第 2 段）（263E20）
		濃縮液受槽（263V17）
		希釈槽（263V18）
		給液槽（263V19）
		凝縮器（263H13）
		凝縮器（263H132）
		凝縮器（263H21）
		濃縮液受槽（264V10）
		脱硝塔（264R11）
		プルトニウム精製第 1 抽出器（265R20）*1
		プルトニウム精製第 2 抽出器（265R22）*1
		中間貯槽（265V12）*1
		溶媒貯槽（265V24）
		酸化塔（265T14）*1
		空気吹込塔（265T15）*1
		空気吹込塔（265T16）*1
		プルトニウム溶液蒸発缶（266E20,T21）*1
⑨ *1:①にも該当 *2:③にも該当 *3:④にも該当	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能） 注 1:中性子吸収材（Cd 板）を併用。 注 2:中性子吸収材（ボロン入りラシヒリング）を併用。	中間貯槽（266V12）*1
		希釈槽（266V13）*1
		プルトニウム濃縮液受槽（266V23）*1
		循環槽（266V24）*1
		ドレン受槽（266V40）*3
		ドレン受槽（266V41）*3
		分離・精製・プルトニウム濃縮・高放射性廃液濃縮工程の槽類換気系統 凝縮器（266H22）*2 洗浄塔（267T18）*2 洗浄塔（267T20）*2
		プルトニウム製品貯槽（267V10）注1, *1
		プルトニウム製品貯槽（267V11）注1, *1
		プルトニウム製品貯槽（267V12）注1, *1
		プルトニウム製品貯槽（267V13）注1, *1
		プルトニウム製品貯槽（267V14）注1, *1
		プルトニウム製品貯槽（267V15）注1, *1
		プルトニウム製品貯槽（267V16）注1, *1
		受槽（276V10）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（9／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
(続き) ⑨ *1:①にも該当 *2:③にも該当 *3:④にも該当	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能） 注 1：中性子吸収材（Cd 板）を併用。 注 2：中性子吸収材（ボロン入りラシヒリング）を併用。	中間貯槽（276V12）*1
		中間貯槽（276V15）*1
		プルトニウム溶液受槽（276V20）
		溢流溶媒受槽（276V21）
		溢流受槽（276V30）*1
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（204U001）*3
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（204U002）*3
		濃縮ウラン溶解セルのドリップトレイ（204U003）*3
		溶解オフガス処理セルのドリップトレイ（204U005A）
		高放射性廃液オフガスセルのドリップトレイ（204U005B）
		給液調整セルのドリップトレイ（204U006）*3
		リワークセルのドリップトレイ（204U008）*3
		プルトニウム精製セルのドリップトレイ（204U015-1）*3
		プルトニウム精製セルのドリップトレイ（204U015-2）*3
		ウラン濃縮脱硝室のドリップトレイ（204U022）
		プルトニウム製品貯蔵セルのドリップトレイ（204U023）注2, *3
⑨ *3:④にも該当	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能） 注 2：中性子吸収材（ボロン入りラシヒリング）を併用。	プルトニウム濃縮セルのドリップトレイ（204U025A）*3
		放射性配管分岐室のドリップトレイ（204U026）*3
		放射性配管分岐室のドリップトレイ（204U027）*3
		プルトニウム製品貯蔵セルのドリップトレイ（204U041）注2, *3
		分離第 1 セルのドリップトレイ（204U107A）*3
		フィルタセルのドリップトレイ（204U107B）*3
		分離第 2 セルのドリップトレイ（204U109A-1）*3
		分離第 2 セルのドリップトレイ（204U109A-2）*3
		分離第 3 セルのドリップトレイ（204U109B）*3
		ウラン精製セルのドリップトレイ（204U114）*3
		プルトニウム濃縮セルのドリップトレイ（204U125A）*3
		プルトニウム濃縮セルのドリップトレイ（204U125B）注2, *3
		ウラン濃縮脱硝室のドリップトレイ（263U18）
		ウラン濃縮脱硝室のドリップトレイ（263U20）
		ウラン濃縮脱硝室のドリップトレイ（264U10）
		濃縮ウラン燃料貯蔵バスケット（214-23）
		濃縮ウラン燃料貯蔵バスケット（214-7、22）
	臨界防止に係る安全機能（臨界防止機能）	溶解槽溶液受槽密度制御装置（243DRO+10）
		ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）液面上限緊急操作装置（263LP+12.2）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（10／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
(続き) ⑨ *3:④にも該当	(続き) 臨界防止に係る安全機能(臨界防止機能)	ウラン溶液蒸発缶(第1段)液面上限緊急操作装置(263LP+12.3)
		脱硝塔ウラン粉末上昇検知装置(264LP+11)
		バスケット検知装置
	火災・爆発防止に係る安全機能(火災・爆発防止機能)	ウラン溶液蒸発缶(第1段)加熱蒸気温度警報装置(263TA+11)
		ウラン溶液蒸発缶(第1段)温度上限緊急操作装置(263TIRP+12.1)
		プルトニウム溶液蒸発缶蒸発缶加熱蒸気温度警報装置(266TRA+20.1)
	火災・爆発防止に係る安全機能(火災・爆発防止機能)	プルトニウム溶液蒸発缶温度上限緊急操作装置(266TRP+20.4)
		酸回収蒸発缶加熱蒸気温度警報装置(273TIA+30.3)
		高放射性廃液蒸発缶加熱蒸気温度警報装置(271TA+20.4)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(252W538)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(252W540)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(252W560)
⑨	火災・爆発防止に係る安全機能(火災・爆発防止機能)	スチームジェット蒸気供給系手動弁(253W449)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(254W504)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(255W526)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(255W528)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(255W530)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(255W532)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(256W504)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(256W509)
		スチームジェット蒸気供給系手動弁(262W457)
⑩	遮蔽に係る安全機能(遮蔽機能)	濃縮ウラン貯蔵プール(R0107)
		予備貯蔵プール(R0101)
	安全上必要なその他の機能(落下・転倒防止機能)	燃料カスククレーン(211-1)
⑬	閉じ込めに係る安全機能(放射性物質の放出経路の維持機能)	主排気筒
⑭ *1:⑥にも該当 *2:⑤にも該当 *3:③にも該当	事故時の対応操作に必要な居住性等の維持	分離精製工場建家*1
		建家換気系排風機(207K12)*1
		建家換気系排風機(207K13)*1
		建家換気系排風機(207K14)*1
		建家換気系排風機(207K15)*1
		建家換気系排風機(207K16)*1

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（11／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ⑭ *1:⑥にも該当 *2:⑤にも該当 *3:③にも該当	（続き） 事故時の対応操作に必要な居住性等の維持	建家換気系排風機(207K17)*1
		セル換気系排風機(207K18)*2
		セル換気系排風機(207K19)*2
		セル換気系排風機(207K20)*2
		セル換気系排風機(207K21)*2
		セル換気系排風機(207K22)*2
		槽類換気系排風機(245K123)*3
		槽類換気系排風機(245K124)*3
		槽類換気系排風機(245K136)*3
		槽類換気系排風機(245K137)*3
		槽類換気系排風機(272K263)*3
		槽類換気系排風機(272K264)*3
⑭ *1:⑥にも該当 *2:⑤にも該当	事故時の対応操作に必要な居住性等の維持	建家・セル換気系統 建家換気系フィルタユニット(207F26～F57)*1 セル換気系フィルタユニット(207F58～F65, F72～F77)*2 セル換気系フィルタユニット(207F66、F67)*2 セル換気系フィルタユニット(207F78～F81)*2
⑮	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱等の除去機能）	プール水系の送水ポンプ(217P1015)
		プール水系の送水ポンプ(217P1016)
		1 次系の送水ポンプ(283P331)
		1 次系の送水ポンプ(283P332)
		熱交換器(217H50)
		熱交換器(217H51)
		熱交換器(283H30)
		熱交換器(283H31)
		プール水配管等
		1 次系冷却水配管等
	火災・爆発防止に係る安全機能（火災・爆発防止機能）	高放射性廃液中間貯槽液位計(252LR13.1)
		高放射性廃液中間貯槽液位計(252LR14.1)
		高放射性廃液蒸発缶圧力上限緊急操作装置(271PP+20.3)
		高放射性廃液蒸発缶圧力上限緊急操作装置(271PP+20.4)
		高放射性廃液蒸発缶温度上限操作上限警報装置(271TO+A+20.7)
		高放射性廃液蒸発缶圧力上限操作上限警報装置(271PO+A+20.6)
		高放射性廃液蒸発缶液位下限警報装置(271LA-20.2)
		高放射性廃液蒸発缶液位計(271LRC20.1)

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（12／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き）⑮	（続き）火災・爆発防止に係る安全機能（火災・爆発防止機能）	高放射性廃液蒸発缶密度計(271DR20)
		高放射性廃液蒸発缶電導度計(271CR12)
		第 1 ストリップ調整槽温度上限操作上限警報装置(201TO+A+19.3)
		第 1 ストリップ調整槽温度上限操作上限警報装置(201TO+A+19.4)
		温水器(282H50)温度上限操作上限警報装置(282TO+A+50.2)
		温水器(282H50)温度上限操作上限警報装置(282TO+A+50.3)
	臨界防止に係る安全機能(臨界防止機能)	抽出器流量低下緊急操作装置(252FIP-11.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(252FIP-11.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(253FIP-10.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(253FIP-10.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(253FIP-10.3)
		抽出器流量低下緊急操作装置(253FIP-10.4)
		抽出器流量低下緊急操作装置(254FP-18.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(255FIP-14.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(255FIP-14.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(255FIP-15.5)
		抽出器流量低下緊急操作装置(255FIP-16.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(255FIP-16.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(256FP-18.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(256FP-18.4)
		抽出器流量低下緊急操作装置(256FP-18.6)
		抽出器流量低下緊急操作装置(256FP-18.8)
		抽出器流量低下緊急操作装置(261FIP-13.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(261FIP-13.3)
		抽出器流量低下緊急操作装置(261FIP-15.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(261FIP-15.2)
		抽出器流量低下緊急操作装置(262FP-14.3)
		抽出器流量低下緊急操作装置(265FP-20.1)
		抽出器流量低下緊急操作装置(265FP-22.3)
		脱硝塔温度下限緊急操作装置(264TP-11.3)
	放射性物質の過度の放出防止機能	漏えい検知装置(204LW+001)
		漏えい検知装置(204LW+002)
		漏えい検知装置(204LW+003)
		漏えい検知装置(204LW+006)

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分離精製工場）（13／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ⑮	（続き） 放射性物質の過度の放出防止機能	漏えい検知装置(204LW+015.1)
		漏えい検知装置(204LW+015.2)
		漏えい検知装置(204LW+016)
		漏えい検知装置(204LW+017)
		漏えい検知装置(204LW+018)
		漏えい検知装置(204LW+023)
		漏えい検知装置(204LW+026)
		漏えい検知装置(204LW+027)
⑮ *1:①にも該当	放射性物質の過度の放出防止機能	漏えい検知装置(204LW+041)
		漏えい検知装置(204LW+107A)
		ポンプ(267P101)*1
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J001A)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J002A)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J003A)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J006A)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J015-1)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J015-2)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J016)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J017)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J018A)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J026)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J027)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(204J107A-A)
	閉じ込めに係る安全機能(放射性物質の保持機能)	濃縮ウラン溶解槽圧力上限緊急操作装置(242PP+10.2)
		濃縮ウラン溶解槽圧力上限緊急操作装置(242PP+10.3)
		濃縮ウラン溶解槽圧力上限緊急操作装置(242PP+11.2)
		濃縮ウラン溶解槽圧力上限緊急操作装置(242PP+11.3)
		濃縮ウラン溶解槽圧力上限緊急操作装置(242PP+12.2)
		濃縮ウラン溶解槽圧力上限緊急操作装置(242PP+12.3)
		プルトニウム溶液蒸発缶圧力上限緊急操作装置(266PP+20.3)
	安全上必要なその他の機能(事故時の放射性物質の放出量を監視機能)	主排気筒排気モニタ

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（プルトニウム転換技術開発施設）（14／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
① *1:⑨にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	硝酸プルトニウム受入計量槽（P11V11）*1
		硝酸プルトニウム貯槽（P11V12）*1
		混合槽（P12V11）*1
		混合液貯槽（P12V12）*1
		中間ポット(P12V1203)
		混合液給液槽(P12V13)*1
		混合液給液槽(P12V14)*1
		中間槽(P13V1201)*1
		中間槽(P13V3201)*1
		脱硝加熱器(P13X12)*1
		脱硝加熱器(P13X32)*1
		サイクロン(P14D11)
		焙焼還元炉（P14X14）*1
		サイクロン(P15D11)
		粉末移動容器(P15X1201)
		粉砕機(P15X16)
		サイクロン(P16D11)
		中間貯蔵容器(P16X17)*1
		サイクロン(P17D11)*1
		混合機(P17X12)*1
		充てん機（P18X11）*1
		粉末缶*1
		貯蔵容器（P21X12）*1
		リワーク槽（P75V11）*1
		受入工程の主要な流れを構成する配管等
		混合工程の主要な流れを構成する配管等
		脱硝工程の主要な流れを構成する配管等
		焙焼還元工程の主要な流れを構成する配管等
		粉砕工程の主要な流れを構成する配管等
		中間貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等
		粉末混合工程の主要な流れを構成する配管等
		充てん工程の主要な流れを構成する配管等

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（プルトニウム転換技術開発施設）（15／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
③ *1:⑨にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	槽類換気系*1
④ *1:⑨にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） ※1 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	混合液貯蔵セル（R051）※1
		混合セル（R052）※1
		受入セル（R053）※1
		貯蔵セル（R054）※1
		中間貯蔵ホール(P16X16)*1
		貯蔵ホール(P21X11)*1
		リワークセル（R055）※1
		受入工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		混合工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		脱硝工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		焙焼還元工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		粉砕工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		中間貯蔵工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		粉末混合工程の主要な流れを構成する二重配管の外管
		混合液貯蔵セルのドリップトレ（P12U051）*1
		混合セルのドリップトレ（P12U052）*1
		受入セルのドリップトレ（P11U053）*1
		貯蔵セルのドリップトレ（P11U054）*1
		リワークセルのドリップトレ（P75U055）*1
		受入バルブグローブボックス(P11B01)
		受入液移送グローブボックス(P11B02)
		混合液移送グローブボックス(P12B01)
		混合液給液グローブボックス(P12B02)
		給液グローブボックス(P13B02)
		脱硝グローブボックス（P13B03）
		破砕グローブボックス（P13B04）
		給液グローブボックス(P13B07)
		脱硝グローブボックス（P13B08）
		破砕グローブボックス（P13B09）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（プルトニウム転換技術開発施設）（16／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き）④	（続き）閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）	炉入口グローブボックス（P14B01）
		炉出口グローブボックス（P14B02）
		粉砕グローブボックス（P15B01）
		中間貯蔵受払グローブボックス（P16B01）
		中間貯蔵グローブボックス（P16B02）
		混合グローブボックス（P17B01）
		缶充てんグローブボックス（P18B01）
		缶移動グローブボックス（P18B02）
⑤	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	中間貯蔵グローブボックス系排風機（P07K49）
		中間貯蔵グローブボックス系排風機（P07K50）
		セル・グローブボックス系排風機（P07K51）
		セル・グローブボックス系排風機（P07K52）
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	セル換気系 セル・グローブボックス系フィルタユニット（P07F71～F77） 中間貯蔵グローブボックス系フィルタユニット（P07F78,F79） 粉末貯蔵系フィルタユニット（P07F80,F81） ヒュームフード系フィルタユニット（P07F82,F83,F84）
⑥	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	部屋・ヒュームフード系排風機（P07K53）
		部屋・ヒュームフード系排風機（P07K54）
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）※1	プルトニウム転換技術開発施設建家(連絡管路(分離精製工場～プルトニウム転換技術開発施設)を含む)
		プルトニウム転換技術開発施設から分離精製工場までの排気ダクトの鉄骨構造物
		建家換気系 部屋系フィルタユニット（P07F85～F91）※1
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能） 【電気設備】	第 5 変電所の受変電設備
		換排気用分電盤（E323-1）
		プロセス用分電盤（E002-1）
		プロセス用分電盤（E224-1）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（プルトニウム転換技術開発施設）　(17／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
(続き) ⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能(安全機能確保のための支援機能) 【圧縮空気設備】	空気圧縮機(P86K11)
		空気圧縮機(P86K12)
		空気圧縮機(P86K13)
		圧縮空気付属設備
⑨ *1:①にも該当 *2:③にも該当 *3:④にも該当	臨界防止に係る安全機能(核的制限値(寸法)の維持機能) ※1:中性子吸収材(Cd板)を併用。 ※2:中性子吸収材(ボロン入りラシヒリング)を併用。 ※3:中性子吸収材(窒化ボロン)を併用。 ※4:形状・寸法の要求はなし。中性子吸収材(ボロン入りラシヒリング)を使用。	ウラン受槽(P01V41)※3
		ウラン受槽(P01V42)※3
		硝酸プルトニウム受入計量槽(P11V11)※1, *1
		硝酸プルトニウム貯槽(P11V12)※1, *1
		硝酸ウラニル受入計量槽(P11V13)
		硝酸ウラニル貯槽(P11V14)
		混合槽(P12V11)※1, *1
		混合液貯槽(P12V12)※1, *1
		混合液給液槽(P12V13)*1
		混合液給液槽(P12V14)*1
		中間槽(P13V1201)*1
		中間槽(P13V3201)*1
		脱硝加熱器(P13X12)*1
		脱硝加熱器(P13X32)*1
		焙焼還元炉(P14X14)*1
		中間貯蔵ホール(P16X16)*3
		中間貯蔵容器(P16X17)*1
		サイクロン(P17D11)*1
		混合機(P17X12)*1
		充てん機(P18X11)*1
		貯蔵ホール(P21X11)*3
		貯蔵容器(P21X12)*1
		粉末缶*1
		廃液受入槽(P71V11)※1
		廃液受入槽(P71V12)※1
		リワーク槽(P75V11)※1，*1
		ウラン受槽のドリップトレ(P01U127)※4
		槽類換気系*2
		混合液貯蔵セルのドリップトレ(P12U051)※4，*3
		混合セルのドリップトレ(P12U052)※4，*3

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（プルトニウム転換技術開発施設）（18／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き）⑨	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）	受入セルのドリップトレ（P11U053）※4，*3
		貯蔵セルのドリップトレ（P11U054）※4，*3
		リワークセルのドリップトレ（P75U055）※4，*3
	火災・爆発防止に係る安全機能（火災・爆発防止機能）	窒素水素混合ガス供給系水素濃度上限緊急操作装置（P86H2P+43-1）
		窒素水素混合ガス供給系水素濃度記録上下限警報上限操作装置（P86H2RA±O+43-2）
⑮	閉じ込めに係る安全機能(放射性物質の保持機能)	焙焼還元炉温度上限緊急操作装置（P14TP+14-1）
		焙焼還元炉温度上限緊急操作装置（P14TP+14-2）
		焙焼還元炉温度上限緊急操作装置（P14TP+14-3）
		焙焼還元炉流量下限緊急操作装置（P14FP-14-1）
		焙焼還元炉流量下限緊急操作装置（P14FP-14-2）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（高放射性廃液貯蔵場）（19／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
②	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	分配器(272D12)
		分配器(272D13)
		高放射性廃液貯槽(272V31)
		高放射性廃液貯槽(272V32)
		高放射性廃液貯槽(272V33)
		高放射性廃液貯槽(272V34)
		高放射性廃液貯槽(272V35)
		高放射性廃液貯槽(272V36)
		中間貯槽(272V37)
		中間貯槽(272V38)
		水封槽(272V206)
		水封槽(272V207)
		高放射性廃液貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J375)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J376)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J385)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J386)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J312)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J313)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J322)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J323)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J332)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J333)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J342)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J343)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J352)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J353)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J362)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J363)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J374)
		高放射性廃液貯蔵工程ジェットポンプ(272J383)
③	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	槽類換気系排風機(272K463)
		槽類換気系排風機(272K464)
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	高放射性廃液貯蔵場の槽類換気系統

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（高放射性廃液貯蔵場）　(20／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
④	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	高放射性廃液貯蔵セル（R001）
		高放射性廃液貯蔵セル（R002）
		高放射性廃液貯蔵セル（R003）
		高放射性廃液貯蔵セル（R004）
		高放射性廃液貯蔵セル（R005）
		高放射性廃液貯蔵セル（R006）
		中間貯蔵セル（R008）
		分配器セル（R201）
		分配器セル（R202）
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）	高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（272U001）
		高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（272U002）
		高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（272U003）
		高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（272U004）
		高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（272U005）
		高放射性廃液貯蔵セルのドリップトレイ（272U006）
		中間貯蔵セルのドリップトレイ（272U008）
		分配器セルのドリップトレイ（272U201）
		分配器セルのドリップトレイ（272U202）
		高放射性廃液貯蔵工程の主要な流れを構成する二重管の外管
⑤	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	セル換気系排風機（272K103）
		セル換気系排風機（272K104）
⑤	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	建家・セル換気系統 セル換気系フィルタユニット（272F033～F040）
⑥	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能） 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）※1	高放射性廃液貯蔵場（連絡管路（分離精製工場～高放射性廃液貯蔵場）※1を含む）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（高放射性廃液貯蔵場）　(21／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【電気設備】	第 6 変電所の受変電設備
		動力分電盤(1)
		動力分電盤(2)
	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【圧縮空気設備】	空気圧縮機(272K60)
		空気圧縮機(272K61)
		送風機(272K63)
		送風機(272K64)
		圧縮空気付属設備
⑮	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱等の除去機能）	1 次系冷却水循環ポンプ(272P3161)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3162)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3261)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3262)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3361)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3362)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3461)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3462)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3561)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3562)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3661)
		1 次系冷却水循環ポンプ(272P3662)
		2 次系冷却水循環ポンプ(272P8160)
		2 次系冷却水循環ポンプ(272P8161)
		2 次系冷却水循環ポンプ(272P8162)
		2 次系冷却水循環ポンプ(272P8163)
		冷却塔(272H81)
		冷却塔(272H82)
		冷却塔(272H83)
		熱交換器(272H314)
		熱交換器(272H315)
		熱交換器(272H324)
		熱交換器(272H325)
		熱交換器(272H334)
		熱交換器(272H335)

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（高放射性廃液貯蔵場）　(22／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
(続き) ⑮	(続き) 崩壊熱等の除去に係る安全機能(崩壊熱等の除去機能)	熱交換器(272H344)
		熱交換器(272H345)
		熱交換器(272H354)
		熱交換器(272H355)
		熱交換器(272H364)
		熱交換器(272H365)
		1 次系冷却水配管等
		2 次系冷却水配管等
	放射性物質の過度の放出防止機能	漏えい検知装置(272LA+001)
		漏えい検知装置(272LA+002)
		漏えい検知装置(272LA+003)
		漏えい検知装置(272LA+004)
		漏えい検知装置(272LA+005)
		漏えい検知装置(272LA+006)
		漏えい検知装置(272LA+008)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0011)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0013)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0021)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0023)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0031)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0033)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0041)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0043)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0051)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0053)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0061)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0063)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0081)
		漏えい液送液用ジェットポンプ(272J0083)

表5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ウラン貯蔵所、第二、第三ウラン貯蔵所）　(23／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑨	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）	バードケージ(4%濃縮ウラン、三酸化ウラン容器収納用)
		バードケージ(1.6%濃縮ウラン、三酸化ウラン容器収納用)
		三酸化ウラン容器(4%濃縮ウラン)
		三酸化ウラン容器(1.6%濃縮ウラン)
		バードケージ(1.6%濃縮ウラン、三酸化ウラン容器収納用)
		三酸化ウラン容器(1.6%濃縮ウラン)
		第三ウラン貯蔵所貯蔵ピット(1.6%濃縮ウラン、三酸化ウラン容器収納用)
		三酸化ウラン容器(1.6%濃縮ウラン)

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ウラン脱硝施設）　(24／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑨	臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）	蒸発缶（第 2 段）(263E35)
		UNH 受槽（263V30）
		UNH 受槽（263V31）
		濃縮液受槽（264V40）
		蒸発缶凝縮器（263H36）
		脱硝塔（264R42）
		脱硝塔（264R43）
		溶解槽（264V75）
		溶解液受槽（264V76）
		シール槽（264V427）
		シール槽（264V437）
	臨界防止に係る安全機能（臨界防止機能）	UNH 受槽ウラン濃縮度記録上限操作（263URO+30）
		UNH 受槽密度指示上限操作装置（263DIO+30）
		UNH 受槽密度指示上限操作装置（263DIO+31）
		溶解液受槽密度指示上限操作装置（264DIO+76.1）
⑮	臨界防止に係る安全機能（臨界防止機能）	脱硝塔温度下限緊急操作装置（264TP-42.10）
		脱硝塔温度下限緊急操作装置（264TP-43.10）
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	脱硝塔圧力上限緊急操作装置（264PP+42.2.2）
		脱硝塔圧力上限緊急操作装置（264PP+43.2.2）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ガラス固化技術開発施設）（25／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
②	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	受入槽（G11V10）
		回収液槽（G11V20）
		水封槽（G11V30）
		濃縮器（G12E10）
		濃縮液槽（G12V12）
		濃縮液供給槽（G12V14）
		気液分離器（G12D1442）
		溶融炉（G21ME10）
		受入工程の主要な流れを構成する配管等
		前処理工程の主要な流れを構成する配管等
		受入工程ジェットポンプ（G11J1011）
		受入工程ジェットポンプ（G11J1012）
		受入工程ジェットポンプ（G11J1013）
		受入工程ジェットポンプ（G11J2011）
		受入工程ジェットポンプ（G11J2012）
		前処理工程ジェットポンプ（G12J1011）
		前処理工程ジェットポンプ（G12J1012）
		前処理工程ジェットポンプ（G12J1211）
		前処理工程ジェットポンプ（G12J1411）
		ポンプ（G11P1021）
③	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	槽類換気系排風機（溶融炉換気系）（G41K50）
		槽類換気系排風機（溶融炉換気系）（G41K51）
		槽類換気系排風機（貯槽換気系）（G41K60）
		槽類換気系排風機（貯槽換気系）（G41K61）
		槽類換気系排風機（G41K90）
		槽類換気系排風機（G41K91）
		槽類換気系排風機（G41K92）
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）※1	ガラス固化技術開発施設の槽類換気系統 洗浄塔（G41T31）※1 ルテニウム吸着塔（G41T35）※1 フィルタユニット（G41F36、G41F37）※1 冷却器（G11H11、H21、G12H13、G41H30、H32） 凝縮器（G12H11） デミスタ（G41D33） 加熱器（G41H34）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ガラス固化技術開発施設）（26／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
(続き) ③	(続き) 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能） ※1	ガラス固化技術開発施設の溶融炉換気系統 スクラッバ（G41T10）※1 ベンチュリスクラッバ（G41T11）※1 吸収塔（G41T21）※1 ルテニウム吸着塔（G41T25）※1 フィルタユニット（G41F26、G41F27）※1 ルテニウム吸着塔（G41T45）※1 フィルタユニット（G41F46、G41F47）※1 ルテニウム吸着塔（G41T82、G41T83）※1 ヨウ素吸着塔（G41T86、G41T87）※1 フィルタユニット（G41F88、G41F89）※1 冷却器（G41H20、H22、H70） 加熱器（G41H24、H44、H80、H81、H84、H85） デミスタ（G41D23、D43）
④	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）※2	固化セル（R001）※2
		固化セルのドリップトレイ（G04U001a）
		固化セルのドリップトレイ（G04U001b）
		受入系の主要な流れを構成する二重管の外管
⑤ *1：⑭にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	セル換気系排風機（G07K50）*1
		セル換気系排風機（G07K51）*1
		セル換気系排風機（G07K52）*1
		セル換気系排風機（G07K54）
		セル換気系排風機（G07K55）
		セル換気系排風機（G07K56）
		セル換気系排風機（G07K57）
		セル換気系排風機（G07K58）
		セル換気系排風機（G07K59）
		固化セル換気系排風機（G43K35）
		固化セル換気系排風機（G43K36）
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	ガラス固化技術開発施設のセル換気系統 固化セル換気系フィルタユニット（G43F30,31） 固化セル換気系フィルタユニット（G43F32,F33,F34） セル換気系フィルタユニット(G07F83.1,F83.2,F91,F92,F93) セル換気系フィルタユニット（G07F84.1～F84.4） セル換気系フィルタユニット（G07F80.1～F80.10）*1 セル換気系フィルタユニット（G07F82.1～F82.4,F86～F90）
⑥ *2：⑭にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（排気機能）	建家換気系送風機（G07K40）*2
		建家換気系送風機（G07K41）*2
		建家換気系送風機（G07K42）*2

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ガラス固化技術開発施設）（27／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ⑥ *2:⑭にも該当	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能） 閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）※1 遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）※2	ガラス固化技術開発施設　ガラス固化技術開発棟（配管トレンチ（高放射性廃液貯蔵場～ガラス固化技術開発施設）、第二付属排気筒基礎部を含む）※2
		ガラス固化技術開発施設と第二付属排気筒間の排気ダクトの鉄骨構造物
		ガラス固化技術開発施設の建家換気系統 建家換気系フィルタユニット（G07F70,F71）※1, *2 建家換気系フィルタユニット（G07F81.1～F81.10）*2
⑧ *1:⑮にも該当	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【電気設備】	ガラス固化技術開発施設のディーゼル発電機
		ガラス固化技術開発施設の電気設備
		第11変電所の受変電設備
		プロセス系動力分電盤（1）
		換気系動力分電盤（1）
		無停電電源装置
	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【圧縮空気設備】	空気圧縮機（G86K10）*1
		空気圧縮機（G86K20）*1
		圧縮空気付属設備*1
⑪	遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	保管セル（R002）
	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱の除去機能）	保管ピット
⑫	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）	固化セル圧力放出系圧力上限緊急操作回路（G43PP+001.7）
⑬	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）	第二付属排気筒
⑭ *1:⑥にも該当 *2:⑤にも該当	事故時の対応操作に必要な居住性等の維持	制御室（G240）
		建家換気系送風機（G07K40）*1
		建家換気系送風機（G07K41）*1
		建家換気系送風機（G07K42）*1
		セル換気系排風機（G07K50）*2
		セル換気系排風機（G07K51）*2
		セル換気系排風機（G07K52）*2
		ガラス固化技術開発施設の建家・セル換気系統 建家換気系フィルタユニット（G07F70,F71）*1 建家換気系フィルタユニット（G07F81.1～F81.10）*1 セル換気系フィルタユニット（G07F80.1～F80.10）*2
⑮	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱の除去機能）	インセルクーラ(G43H10)
		インセルクーラ(G43H11)
		インセルクーラ(G43H12)
		インセルクーラ(G43H13)
		インセルクーラ(G43H14)

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ガラス固化技術開発施設）（28／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
（続き） ⑮ *1:⑧にも該当	（続き） 崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱の除去機能）	インセルクーラ(G43H15)
		インセルクーラ(G43H16)
		インセルクーラ(G43H17)
		インセルクーラ(G43H18)
		インセルクーラ(G43H19)
		2 次系冷却水ポンプ（G83P12）
		2 次系冷却水ポンプ（G83P22）
		冷水設備ポンプ（G84P32）
		冷水設備ポンプ（G84P42）
		1 次系冷却水ポンプ（G83P32）
		1 次系冷却水ポンプ（G83P42）
		純水設備ポンプ（G85P21）
		純水設備ポンプ（G85P22）
		冷却塔（G83H10）
		冷却塔（G83H20）
		冷却水設備用冷却器（G83H30）
		冷却水設備用冷却器（G83H40）
		冷水設備用冷却器（G84H30）
		冷水設備用冷却器（G84H40）
		冷凍機(G84H10)
		冷凍機(G84H20)
		1 次系冷却水配管等
		2 次系冷却水配管等
		冷水配管等
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路（G21PO-10.5）
		A 台車の定位置操作装置（G51ZO+118.1）
		A 台車の定位置操作装置（G51ZO+118.2）
		A 台車の重量上限操作装置（G51WO+118）
		A 台車(G51M118A)
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の補修・浄化機能）	純水設備ポンプ（G85P21）
		純水設備ポンプ（G85P22）
		純水配管等
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）	セル内ドリップトレイ液面上限警報（G04LA+001a）
		セル内ドリップトレイ液面上限警報（G04LA+001b）
	火災・爆発防止に係る安全機能（掃気機能）	空気圧縮機（G86K10）*1
		空気圧縮機（G86K20）*1
		圧縮空気付属設備*1

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（アスファルト固化体貯蔵施設）　(29／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑮	遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	貯蔵セル（R151）
		貯蔵セル（R152）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（第二アスファルト固化体貯蔵施設）　(30／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑮	遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	貯蔵セル（R251）
		貯蔵セル（R151）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（高放射性固体廃棄物貯蔵庫）　(31／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑮	遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	ハル貯蔵庫（R031）
		ハル貯蔵庫（R032）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設）　(32／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑮	遮蔽に係る安全機能（遮蔽機能）	乾式貯蔵セル（R002）
		湿式貯蔵セル（R003）
		湿式貯蔵セル（R004）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（廃棄物処理場）　(33／38)

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑮	火災・爆発防止に係る安全機能（火災・爆発防止機能）	低放射性廃液第 1 蒸発缶圧力上限緊急操作装置（321PIP+12）
		低放射性廃液第 1 蒸発缶圧力上限緊急操作装置（321PP+12.1）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（分析所）（34／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全確保（安全機能確保のための支援機能）【圧縮空気設備】	圧縮空気付属設備
	安全機能確保のための支援機能等の安全確保（安全機能確保のための支援機能）【電気設備】	換気用分電盤（JB）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（ユーティリティ施設及び中央運転管理室）（35／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【電気設備】	ディーゼル発電機
		電気設備
		第 2 変電所の受変電設備
		第 13 変電所の受変電設備
		1 号重要系プロセス用動力分電盤
		2 号重要系プロセス用動力分電盤
		計装用分電盤 1
		計装用分電盤 2
		空気圧縮機高圧起動盤（586 1KHSP）
		空気圧縮機高圧起動盤（586 2KHSP）
	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【蒸気設備】	自然循環式水管ボイラー（582-10）
		自然循環式水管ボイラー（582-11）
		自然循環式水管ボイラー（582-12）
		蒸気供給配管等
	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【圧縮空気設備】	空気圧縮機（586K401）
		空気圧縮機（586K402）
		空気圧縮機（586K403）
		空気圧縮機（586K404）
		圧縮空気付属設備
⑮	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱等の除去機能）	冷却水供給ポンプ（583P141）
		冷却水供給ポンプ（583P142）
		冷却水供給ポンプ（583P143）
		冷却塔供給ポンプ（583P181）
		冷却塔供給ポンプ（583P182）
		冷却塔供給ポンプ（583P183）
		冷却塔(583T101)
		2 次系冷却水配管等
		冷却水設備圧力指示下限警報装置（583PIA-140.3）
		冷却水設備圧力下限警報装置（583PA-140.4）
	火災・爆発防止に係る安全機能（掃気機能）	圧縮空気設備圧力指示下限警報装置（586PIA-431.7）
		圧縮空気設備圧力指示下限警報装置（586PIA-432.7）
		圧縮空気設備圧力下限警報装置（586PA-431.8）
		圧縮空気設備圧力下限警報装置（586PA-432.8）

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（中間開閉所）（36／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【電気設備】	ディーゼル発電機
		電気設備
		受変電設備

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（第二中間開閉所）（37／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑧	安全機能確保のための支援機能等の安全機能（安全機能確保のための支援機能）【電気設備】	ディーゼル発電機
		電気設備
		受変電設備

表 5.1.1-3　評価対象機器・構築物一覧（海中放出管）（38／38）

安全機能を有する機器・構築物の区分	要求される安全機能	機器・構築物名
⑬	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	海中放出管

表 5.1.2-1　カテゴリ及びグループ一覧（1／2）

カテゴリ	グループ		
1.建家構築物等	Ⅰ.鉄筋コンクリート構造物	Ⅰ-1.建家等	
		Ⅰ-2.セル等	
		Ⅰ-3.貯蔵ピット等	
		Ⅰ-4.貯蔵プール	
	Ⅱ.鉄骨構造物	Ⅱ-1.鉄骨	
		Ⅱ-2.排気筒	
2.塔槽類	Ⅰ.溶解槽	Ⅰ-1.SUS310系	
		Ⅰ-2.SUS304系	
	Ⅱ.蒸発缶類	Ⅱ-1.SUS310系	
		Ⅱ-2.SUS304系	
		Ⅱ-3.チタン系	Ⅱ-3-1.ウラン溶液
			Ⅱ-3-2.プルトニウム溶液
			Ⅱ-3-3.高放射性廃液
	Ⅲ.槽類	Ⅲ-1.高放射性廃液系	Ⅲ-1-1.貯槽系
			Ⅲ-1-2.固化処理系
		Ⅲ-2.プルトニウム・ウラン溶液系	
		Ⅲ-3.溶解液系・その他	
		Ⅲ-4.アルカリ溶液系	
		Ⅲ-5.粉末系	
	Ⅳ.炉類	Ⅳ-1.SUS304系	
		Ⅳ-2.NCF625系	
		Ⅳ-3.耐火物レンガ系	
	Ⅴ.送液装置	Ⅴ-1.ジェットポンプ	
		Ⅴ-2.ターボ形ポンプ	
	Ⅵ.粉砕機		
3.ドリップトレイ等	Ⅰ.ドリップトレイ		
	Ⅱ.グローブボックス		
	Ⅲ.弁		
4.貯蔵容器等	Ⅰ.貯蔵容器等		
	Ⅱ.燃料貯蔵バスケット		
5.換気設備	Ⅰ.排風機	Ⅰ-1.ターボ形遠心式遠心送風機	Ⅰ-1-1.建家・セル換気系
			Ⅰ-1-2.槽類換気系
		Ⅰ-2.容積形回転式三葉送風機	Ⅰ-2-1.槽類換気系
			Ⅰ-2-2.溶融炉換気系
	Ⅱ.インセルクーラ		
	Ⅲ.換気系統	Ⅲ-1.建家・セル換気系統	
		Ⅲ-2.溶融炉換気系統	
		Ⅲ-3.槽類換気系統	
6.冷却水設備	Ⅰ.送水ポンプ	Ⅰ-1.シールポンプ	Ⅰ-1-1.屋外ステンレス鋼製
			Ⅰ-1-2.屋外炭素鋼製
			Ⅰ-1-3.屋内ステンレス鋼製
			Ⅰ-1-4.屋内炭素鋼製
		Ⅰ-2.ノンシールポンプ	
	Ⅱ.冷却塔	Ⅱ-1.密閉形冷却塔	Ⅱ-1-1.向流型
			Ⅱ-1-2.直交流型
		Ⅱ-2.開放形冷却塔	
	Ⅲ.熱交換器	Ⅲ-1.プレート式熱交換器	Ⅲ-1-1.ステンレス鋼製
			Ⅲ-1-2.チタン製
		Ⅲ-2.伝熱管式熱交換器	

表 5.1.2-1　カテゴリ及びグループ一覧（2／2）

カテゴリ	グループ		
6.冷却水設備	Ⅳ.冷凍機		
	Ⅴ.冷却水配管等	Ⅴ-1.炭素鋼製	
		Ⅴ-2.ステンレス鋼製	Ⅴ-2-1.屋内
			Ⅴ-2-2.屋外
		Ⅴ-3.ライニング	
7.圧縮空気設備	Ⅰ.空気圧縮機	Ⅰ-1.容積形往復動式往復圧縮機	
		Ⅰ-2.容積形回転式三葉送風機	
		Ⅰ-3.ターボ形遠心式遠心圧縮機	
	Ⅱ.付属設備		
8.非常用電源系統	Ⅰ.非常用発電設備	Ⅰ-1.ディーゼル発電機	
		Ⅰ-2.電気設備	
	Ⅱ.受変電設備		
	Ⅲ.動力分電盤		
9.蒸気供給設備	Ⅰ.自然循環式水管ボイラ		
	Ⅱ.蒸気供給配管等		
10.計測制御系統	Ⅰ.計測制御系統	Ⅰ-1.圧力計測系	Ⅰ-1-1.圧力スイッチ
			Ⅰ-1-2.伝送器
		Ⅰ-2.液位計測系	
		Ⅰ-3.粉面計測系	
		Ⅰ-4.温度計測系	Ⅰ-4-1.熱電対
			Ⅰ-4-2.温度計
		Ⅰ-5.ウラン濃縮度計測系	
		Ⅰ-6.水素濃度計測系	
		Ⅰ-7.電導度計測系	
		Ⅰ-8.流量計測系	Ⅰ-8-1.オリフィス
			Ⅰ-8-2.タービン
			Ⅰ-8-3.ロータメータ
		Ⅰ-9.位置計測系	
		Ⅰ-10.重量計測系	
		Ⅰ-11.バスケット検知	
	Ⅱ.放射線管理設備		
11.共通設備	Ⅰ.基礎ボルト	Ⅰ-1.埋込アンカー	Ⅰ-1-1.屋内
			Ⅰ-1-2.屋外
		Ⅰ-2.メカニカルアンカー	Ⅰ-2-1.屋内
			Ⅰ-2-2.屋外
		Ⅰ-3.接着系アンカー	Ⅰ-3-1.静的機器の接着系アンカー
			Ⅰ-3-2.動的機器の接着系アンカー
	Ⅱ.架台等	Ⅱ-1.静的機器の架台等	Ⅱ-1-1.屋内
			Ⅱ-1-2.屋外
		Ⅱ-2.動的機器の架台等	Ⅱ-2-1.屋内
			Ⅱ-2-2.屋外
	Ⅲ.制御盤等		
	Ⅳ.電線・ケーブル類	Ⅳ-1.セル内	
		Ⅳ-2.セル外	
12.その他設備	Ⅰ.クレーン		
	Ⅱ.台車		
	Ⅲ.海中放出管		

表 5.1.2-2　評価対象機器における消耗品・定期取替品リスト（1／4）

施設名	〈カテゴリ〉 グループ	機器・構築物名	消耗品･定期取替品
分離精製工場	＜換気設備＞ 排風機 (ターボ形遠心式遠心送風機(建家･セル換気系))	建家換気系排風機（207K12/K13） 建家換気系排風機（207K14） 建家換気系排風機（207K15/K16/K17） セル換気系排風機（207K18/K19/K20） セル換気系排風機（207K21/K22）	軸受 Vベルト Vプーリ
	＜換気設備＞ 排風機 (ターボ形遠心式遠心送風機(槽類換気系))	槽類換気系排風機（245K123/K124） 槽類換気系排風機（245K136/K137） 槽類換気系排風機（272K263/K264）	軸受 Vベルト Vプーリ
	＜冷却水設備＞ 送水ポンプ (シールポンプ(屋内ステンレス鋼製))	1次系の送水ポンプ（283P331/P332）	ベアリング
	〈非常用電源系統〉 動力分電盤	換気用分電盤（ABI） 換気用分電盤（AB） プロセス用分電盤（AC） ユーティリティ用分電盤（AD） プール水処理工程用分電盤（BD） ヨウ素除去装置用分電盤（AE）	ヒューズ タイマー
プルトニウム転換技術開発施設	〈塔槽類〉 塔槽類 (粉砕機)	粉砕機（P15X16）	フレキシブルカバー
	〈ドリップトレイ等〉 グローブボックス	受入バルブグローブボックス（P11B01） 受入液移送グローブボックス（P11B02） 混合液移送グローブボックス（P12B01） 混合液給液グローブボックス（P12B02） 給液グローブボックス（P13B02） 脱硝グローブボックス（P13B03） 破砕グローブボックス（P13B04） 給液グローブボックス（P13B07） 脱硝グローブボックス（P13B08） 破砕グローブボックス（P13B09） 炉入口グローブボックス（P14B01） 炉出口グローブボックス（P14B02） 粉砕グローブブックス（P15B01） 中間貯蔵受払グローブボックス（P16B01） 混合グローブボックス（P17B01） 中間貯蔵グローブボックス（P16B02） 缶充てんグローブボックス（P18B01） 缶移動グローブボックス（P18B02）	グローブ ビニールバッグ
	＜換気設備＞ 排風機 (ターボ形遠心式遠心送風機(建家･セル換気系))	中間貯蔵グローブボックス系排風機 （P07K49/K50） セルグローブボックス換気系排風機 （P07K51/K52） 部屋ヒュームフード系排風機 （P07K53/K54）	軸受 Vベルト Vプーリ
	〈圧縮空気設備〉 空気圧縮機 (容積形往復動式往復圧縮機)	空気圧縮機（P86K11/K12/K13）	吸込弁 吐出弁 Vベルト ピストンリング クランク軸軸受 パッキン

表 5.1.2-2　評価対象機器における消耗品・定期取替品リスト（2／4）

施設名	〈カテゴリ〉 グループ	機器・構築物名	消耗品･定期取替品
プルトニウム転換技術開発施設	（続き） 〈圧縮空気設備〉 空気圧縮機 （容積形往復動式往復圧縮機）	（続き） 空気圧縮機（P86K11/K12/K13）	オイルシール エアフィルタ グランドパッキン（二段） ライダリング 折り曲げ座金 大端メタル 止め輪
	〈非常用電源系統〉 動力分電盤	換排気用分電盤（E323-1） プロセス用分電盤（E002-1） プロセス用分電盤（E224-1）	ヒューズ
高放射性廃液貯蔵場	＜換気設備＞ 排風機 （ターボ形遠心式遠心送風機（建家･セル換気系））	セル換気系排風機（272K103/K104）	軸受 Vベルト Vプーリ
	＜換気設備＞ 排風機 （容積形回転式三葉送風機（槽類換気系））	槽類換気系排風機（272K463/K464）	軸受 Vベルト Vプーリ
	＜冷却水設備＞ 送水ポンプ （シールポンプ（屋外ステンレス鋼製））	2次系冷却水循環ポンプ （272P8160/P8161/P8162/P8163）	ベアリング
	＜冷却水設備＞ 送水ポンプ （シールポンプ（屋内ステンレス鋼製））	1次系の送水ポンプ （272P3161/P3162,P3261/P3262,P3361/P3362,P3461/P3462,P3561/P3562,P3661/P3662）	ベアリング
	〈冷却水設備〉 冷却塔 （密閉形冷却塔（向流型））	冷却塔（272H81/H82/H83）	Vプーリ Vベルト 軸受 ファン
	〈圧縮空気設備〉 空気圧縮機 （容積形回転式三葉送風機）	空気圧縮機（272K60/K61）	吸込弁（一段、二段） 吐出弁（一段、二段） Vベルト プーリ ピストンリング 張りリング クランク軸軸受 パッキン オイルシール エアフィルタ グランドパッキン（一段、二段） ライダリング 折り曲げ座金
	〈圧縮空気設備〉 空気圧縮機 （容積形回転式三葉送風機）	送風機（272K63/K64）	Vプーリ Vベルト 軸受
	〈非常用電源系統〉 動力分電盤	動力分電盤（1） 動力分電盤（2）	タイマー ヒューズ
ガラス固化技術開発施設	＜換気設備＞ 排風機（ターボ形遠心式遠心送風機（建家･セル換気系））	建家換気系送風機（G07K40/K41/K42） セル換気系排風機（G07K50/K51/K52） セル換気系排風機（G07K54/K55） セル換気系排風機（G07K56/K57） セル換気系排風機（G07K58/K59） 固化セル換気系排風機（G43K35/K36）	Vプーリ Vベルト 軸受

表 5.1.2-2　評価対象機器における消耗品・定期取替品リスト（3／4）

施設名	〈カテゴリ〉 グループ	機器・構築物名	消耗品･定期取替品
ガラス固化技術開発施設	＜換気設備＞ 排風機 (ターボ形遠心式遠心送風機(槽類換気系))	槽類換気系排風機(G41K90/K91/K92)	Vプーリ Vベルト 軸受
	〈換気設備〉 排風機 (容積形回転式三葉送風機(槽類換気系))	槽類換気系排風機（G41K60/K61）	Oリング オイルシール ストップリング メカニカルシール 軸受 Vプーリ Vベルト
	〈換気設備〉 排風機 (容積形回転式三葉送風機(溶融炉換気系))	槽類換気系排風機（G41K50/K51）	Oリング オイルシール ストップリング メカニカルシール 軸受 Vプーリ Vベルト
	＜冷却水設備＞ 送水ポンプ (シールポンプ(屋外炭素鋼製))	2次系冷却水ポンプ（G83P12/P22）	ベアリング シールスリーブ メカニカルシール
	＜冷却水設備＞ 送水ポンプ (ノンシールポンプ)	冷水設備ポンプ（G84P32/P42） 1次系冷却水ポンプ（G83P32/P42） 純水設備ポンプ（G85P21/P22）	ベアリング ガスケット
	〈冷却水設備〉 冷却塔 (密閉形冷却塔(直交流型))	冷却塔（G83H10/H20）	プーリ シャフト軸受 Vベルト ファン
	〈圧縮空気設備〉 空気圧縮機 (容積形回転式三葉送風機)	空気圧縮機（G86K10/K20）	吸込弁(一段、二段) 吐出弁(一段、二段) 吸込弁座(一段、二段) 吐出弁座(一段、二段) Vベルト プーリ ピストンリング ピストンピン ピストンナット 張りリング クランク軸軸受 オイルストレーナ パッキン オイルシール
	〈非常用電源系統〉 動力分電盤	プロセス系動力分電盤（1） 換気系動力分電盤（1） 無停電電源装置	タイマー ヒューズ
分析所	〈非常用電源系統〉 動力分電盤	換気用分電盤（JB）	タイマー ヒューズ
ユーティリティ施設及び中央運転管理室	＜冷却水設備＞ 送水ポンプ (シールポンプ(屋内炭素鋼製))	冷却水供給ポンプ（583P141/P142/P143） 冷却塔供給ポンプ（583P181/P182/P183）	ベアリング
	〈圧縮空気設備〉 空気圧縮機 (ターボ形遠心圧縮機)	空気圧縮機（586K401/K402/K403/K404）	軸受 放風サイレンサ 弁類

表 5.1.2-2　評価対象機器における消耗品・定期取替品リスト（4／4）

施設名	〈カテゴリ〉 グループ	機器・構築物名	消耗品･定期取替品
ユーティリティ施設及び中央運転管理室	〈非常用電源系統〉 動力分電盤	1号重要系プロセス用動力分電盤 2号重要系プロセス用動力分電盤 計装用分電盤1 計装用分電盤2 空気圧縮機高圧起動盤 (5861KHSP/5862KHSP)	タイマー ヒューズ

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(1／8)

工業用材料に想定される経年変化事象					東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名		事象の定義	要否	理由
機械	腐食	全面腐食		局部電池作用により表面が一様に腐食する現象	要	金属材料全般に想定される。 東海再処理施設の溶解槽、蒸発缶等においても全面腐食による減肉を経験している。 ただし、潤滑油中等腐食性雰囲気に接触し難い環境においては想定しない。
		局部腐食	孔食	材料表面の不動態皮膜の破壊によって生じる局部的腐食	要	金属材料全般において想定される。 東海再処理施設の高放射性廃液蒸発缶等においても孔食による貫通孔の発生を経験している。 ただし、チタン材等対孔食性の高い材料においては想定しない。
			粒界腐食	金属材料の結晶粒界のみが選択的に腐食される現象	要	ステンレス鋼の溶接部近傍の熱影響部において想定される。 東海再処理施設の濃縮ウラン溶解槽においても粒界腐食による貫通孔の発生を経験している。
			隙間腐食	材料表面の異物付着又は構造上の隙間部分に生じる酸素濃度濃淡電池作用あるいは金属イオン濃度による濃度差電池作用による腐食	要	材料表面の異物付着の可能性があるか、又は構造上の隙間がある部位において想定される。
			加工フロー腐食	製造時（鍛造時）に生じた元素の偏析に沿う穿孔型腐食	要	鍛造材を使用している部位において想定される。 東海再処理施設では、安全機能を有する機器ではないが、スチームジェットにおいて加工フロー腐食による貫通孔の発生を経験している。
			異種金属接触腐食	腐食電位が大きく異なる 2 種類の金属が電解質中で電気的に接触されているとき、腐食電位の違いにより生じる腐食	否	評価対象部位には、電解質中において腐食電位が大きく異なる 2 種類の金属を使用している部位がないため発生しないと考える。
		高温腐食	硫化	高温の硫黄化合物を含む環境で金属が硫化物を生じて消耗する現象	要	高温の硫黄化合物を含む環境において想定される。
			浸炭	高温の CO/CO_2 や炭化水素雰囲気で母材内に金属炭化物が生成することによる延性、靭性の低下	要	高温の CO/CO_2 や炭化水素の雰囲気において想定される。
			窒化	高温の NH_3 雰囲気中で母材内に金属窒化物が生成することによる延性、靭性の低下	要	高温の NH_3 雰囲気において想定される。
			油灰腐食	金属材料がバナジウム化合物を含む高温状態の燃焼灰との接触により生じる酸化	要	高温の NH_3 雰囲気において想定される。
			露点腐食	燃焼ガスによる腐食の一種で、燃料中に含まれる硫黄が燃焼し、バナジウムの作用等により酸化が促進され、金属表面に濃硝酸が凝結して腐食する現象	要	燃焼ガスを含む環境において想定される。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(2／8)

工業用材料に想定される経年変化事象					東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名		事象の定義	要否	理由
機械	腐食	高温腐食	酸化	高温（ステンレス鋼の場合で約 800℃以上)の酸化性気体との接触により化学的に反応して表面に酸化物皮膜を生じ、皮膜の亀裂、剥離により進行していく腐食	要	高温の酸化性気体と接触する環境において想定される。
			ハロゲン化（高温）	金属がハロゲンガス中においてハロゲン化合物となり、それが揮発することで生じる腐食。ステンレス鋼の場合は約 350℃でハロゲン化が生じる。	否	評価対象部位は、高温でハロゲンガスと接触する環境にないため発生しないと考える。
			溶融塩腐食（高温）	溶融塩との接触により拡散溶解、イオン・錯塩の溶出や質量移行を生じる腐食現象。ステンレス鋼の場合は約 500℃で溶融塩腐食を生じる。	否	評価対象部位は、溶融塩腐食が生じる温度以上で溶融塩と接触する環境にないため発生しないと考える。
		エロージョン		発生した気泡の崩壊時に生じる衝撃波による材料の破壊、液体又は固体粒子の衝突による減肉現象（キャビテーション・エロージョン、液滴衝突エロージョン、固体粒子衝突エロージョン)	要	キャビテーション、液滴の衝突又は固体の衝突が生じる箇所において想定される。
		選択腐食		合金中の卑金属成分のみが微視的局部電池により選択的に溶出する形態の腐食	要	銅合金又は鋳鉄において説役している場合に想定される。
		微生物腐食		微生物の活動の結果放出される物質により発生する腐食	要	取り扱い流体に微生物が混入する可能性がある部位に想定される。
		流れ加速型腐食（FAC）		材料、流体の流れ、環境の因子が重なり合って生じ、腐食と物理作用の相乗効果による減肉現象。二相流（湿り度 5%以上、温度 100～250℃）の配管は発生の可能性がある。	否	二相流（湿り度 5%以上、温度 100～250℃）の配管は発生の可能性があるため原子力設備 2 次配管肉厚の管理方針（PWR）により点検対象であるが、東海再処理施設の蒸気系の湿り度は約 0.5%であることから発生しないと考える。
		迷走電流腐食		地中に迷走電流が流れているとき、その地中に金属がおかれていると金属の一端から電流が流れ込み、他端から電流が流出する。電流の流出部位から腐食が起こる現象	否	評価対象部位は、迷走電流が流れる環境にないため発生しないと考える。
		アンモニアアタック		銅合金が腐食環境（酸素、アンモニアの侵入）において銅成分が溶出して生じる腐食	否	本事象は、復水器で銅合金が採用されている場合に空気抽出部でアンモニアが凝縮し発生する腐食であるが、東海再処理施設では、復水器を使用しておらず、また銅合金を用いた機器もないため発生しない。
		溶融金属接触脆化		固体金属の溶融金属（液体金属）との接触による強度、延性の低下	否	本事象は、溶融金属と金属材料の反応であり、主に液体金属冷却高速増殖炉をはじめとする高熱流束熱交換器等で重要であるが、東海再処理施設では、溶融金属（液体金属）を用いた機器がないため発生しない。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(3／8)

工業用材料に想定される経年変化事象				東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名	事象の定義	要否	理由
機械	腐食	ナイフラインアタック	安定形オーステナイトステンレス鋼（SUS321,347）の熱影響部（HAZ）が腐食環境下に置かれて発生する粒界腐食	否	東海再処理施設では、安定形オーステナイトステンレス鋼（SUS213､347）を用いた機器がないため発生しない。
	応力腐食割れ	湿潤大気応力腐食割れ（ASCC）	海岸付近の屋外環境に設置されたステンレス鋼が常温の湿潤大気側から受ける応力腐食割れ	要	屋外環境に設置されたステンレス鋼製の部位において想定される。
		塩化物応力腐食割れ	塩化物水溶液環境におけるステンレス鋼に発生する孔食、隙間腐食等を経由して発生する応力腐食割れ	否	評価対象部位は、塩化物水溶液環境下にないため発生しないと考える。
		粒界応力腐食割れ（IGSCC）	金属材料が特定の腐食環境（海水、高温水、アルカリ水溶液等）にさらされているとき、降伏点以下の比較的低い静的引張応力の下で生じる割れ	否	評価対象部位は、特定の腐食環境（海水、高温水、アルカリ水溶液等）にさらされている金属材料の部位がないため発生しないと考える。
		照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）	中性子照射によって、金属材料中に点欠陥が生じ、粒界中に照射誘起偏析を生じて発生する応力腐食割れ。鉄鋼材料の中性子照射脆化は 10^{18} n/cm^2 以上の中性子照射を受ける場合に発生する（Ti 材は 10^{20} n/cm^2 以上）。	否	東海再処理施設における最も中性子発生量の多い高放射性廃液貯槽においても、60 年貯蔵した際の中性子照射量は 10^{14} n/cm^2 程度であり、発生しないと考える。
		ポリチオン酸応力腐食割れ	硫化水素を含む高温環境に暴露されたステンレス鋼に生成した硫化鉄が空気（水分）に触れることにより生成するポリチオン酸による粒界応力腐食割れ	否	東海再処理施設では、硫化水素を含む高温環境に暴露された機器がないため発生しない。
		硫化物応力腐食割れ	湿性環境に硫化水素が入ると化学反応により発生した水素が鋼中に侵入し、水素脆性又は硫化物応力腐食割れを起こす現象	否	東海再処理施設では、硫化水素を含む湿潤環境の機器がないため発生しない。
	摩耗	アブレシブ摩耗	2 つの金属の一方に生じた硬い突起が他方の金属面にくい込み、あたかもバイトで機械加工するような摩耗現象	要	摺動が生じる部位において想定される。東海再処理施設においても圧縮機のシリンダー等、動的機器の摺動部においてアブレシブ摩耗による減肉を経験している。
		腐食摩耗	腐食性雰囲気等で腐食と摩耗が組み合わされて、母材の減肉が進む現象	要	摺動部でかつ潤滑が不十分であり、腐食性雰囲気にある部位において想定される。
		疲労摩耗	高応力の負荷と除荷の繰り返しにより生じる金属疲労の一種で、ころがり軸受のフレーキングや歯車のピッチング、スポーリング等の現象	要	軸受等の高応力の負荷と除荷の繰り返しが生じる部位において想定される。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(4／8)

工業用材料に想定される経年変化事象				東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名	事象の定義	要否	理由
機械	摩耗	微動摩耗（フレッティング摩耗）	スプラインやキーみぞ、転がり軸受の外輪とハウジング等のはめ合い部分で発生する微振動を伴う摩耗	要	振動を伴うはめあい部において想定される。
		凝着摩耗	潤滑のない摩擦において、金属面の凸部同士が摺動時に凝着、破断を繰り返し、この過程で生じる移着粒子が成長しやがて脱落する摩耗現象	要	潤滑のない環境で摩擦や摺動が生じる構造を有する部位において想定される。
	疲労	疲労破壊	繰り返し応力（熱的、機械的応力）がかかることによって疲労を生じ、材料が強度を失い、ひび割れ等を生じる現象（高サイクル、低サイクル疲労）	要	動的機器が発する振動の影響を受ける箇所において想定する。
		フレッティング疲労	はめ合い部において、微小なすべりの繰り返しによって表面損傷を生じる現象	要	繰り返し力を受けるはめ合い部に想定される。
		クリープ疲労	塑性変形が引張強さ以下の一定応力のもとでも、時間とともに進行する現象で、金属材料では高温かつ一定応力のもとで使用する場合に生じる。	要	高温かつ一定応力のもとで使用される部位に想定される。
		腐食疲労	腐食環境中で繰り返し応力を受けると疲労強度の低下がおこる現象	否	評価対象部位には、腐食性雰囲気で摩擦や摩耗の生じる構造を有する部位はないため発生しないと考える。
	中性子照射脆化	中性子照射脆化	鉄鋼材料で 10^{18} n/cm^2 以上、Ti 材で 10^{20} n/cm^2 以上の中性子照射を受けると硬化し、伸び及び衝撃値が減少する現象	否	東海再処理施設における最も中性子発生量の多い高放射性廃液貯槽においても、60 年貯蔵した際の中性子照射量は 10^{14} n/cm^2 程度であり、発生しないと考える。
	劣化	劣化	ゴム・オイル、樹脂等に生じる流体、熱、放射線、水分等の影響による劣化	要	ゴム・オイル、樹脂等において想定される。
		ライニング剥離	ライニング材において、環境条件、化学的劣化の組み合わせによりおこる劣化現象	要	ライニング材において想定される。
		アルカリ脆化	ステンレス鋼において、苛性ソーダ濃度 30～70%の沸点近くで割れを生じる現象	否	評価対象部位には、沸点近傍のアルカリ溶液中で使用されている部位がないために発生しないと考える。
		水素脆化	高温の水素環境において材料の強度や靭性が劣化し、割れに至る現象	否	東海再処理施設では、高温高圧の環境で水素ガスを使用する機器はないことから発生しないと考える。
		中性子吸収能力低下	中性子吸収体において、中性子吸収能力が低下する現象	要	中性子吸収材において想定される。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(5／8)

工業用材料に想定される経年変化事象				東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名	事象の定義	要否	理由
機械	劣化	焼戻し脆化	低合金鋼を高温（370～580℃付近）で長時間使用すると、靭性が低下する現象	否	東海再処理施設では、低合金鋼（クロム・モリブデン鋼）を高温で使用する機器がないことから発生しないと考える。
		ステンレス鋼の熱時効	二相ステンレス鋼（フェライト、オーステナイト鋼）が長期間熱（475℃）を受けるとフェライト相が脆化する現象	否	東海再処理施設では、フェライト系ステンレス鋼又はオーステナイト・フェライト系ステンレス鋼を用いた機器がないことから発生しないと考える。
	変形	デンティング	伝熱管と炭素鋼製の管支持板部との間に、腐食生成物が堆積し断面が変形する現象	否	評価対象部位には、炭素鋼製の管支持板部を有する伝熱管はないために発生しないと考える。
		照射クリープ	中性子照射条件下（9×10^{16} n／m^2 s）における温度依存性のない変形	否	東海再処理施設における最も中性子発生量の多い高放射性廃液貯槽においても、60 年貯蔵した際の中性子照射量は 10^{14} n／cm^2 程度であり、発生しないと考える。
		スウェリング	高速中性子の照射（10^{22} n／m^2）により金属材料中にボイドが生成され体積膨張を起こす現象	否	東海再処理施設における最も中性子発生量の多い高放射性廃液貯槽においても、60 年貯蔵した際の中性子照射量は 10^{14} n／cm^2 程度であり、発生しないと考える。
	剥離	剥離	表面硬化した歯車、転がり軸受け等で、その硬化層と内層の境界で、疲労が表面に平行進行し、表面が剥がれる現象	否	評価対象部位には、設計上考慮した疲労限度以下で使用していることから発生しないと考える。
	性能低下・作動不良	詰まり	配管等の内面にスケール等が付着・堆積することで、流量低下等を生じる現象	要	取り扱う流体にスケール等の原因物質を含む場合、配管の狭所部等において想定される。 東海再処理施設においても計測用配管や送液配管等の詰まりを経験している。
		固着	摺動部の摩擦抵抗が大きくなることにより、動作不良を生じる現象	要	長期にわたって使用する摺動部において想定される。
	緩み	応力緩和	材料に温度やひずみ等による応力が加えられると、時間経過とともに締結部の締め付け力が低下する現象	要	材料に温度やひずみ等による応力が加えられた状態で使用される締結部に想定される。
		振動	長時間運転することで、締結部（ケーシング、ベースプレート、アンカーボルト、フランジ等）の締め付け力やアンカーボルトの付着力が低下する現象	要	動的機器の振動の影響を受ける締結部において想定される。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(6／8)

工業用材料に想定される経年変化事象				東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名	事象の定義	要否	理由
機械	耐火物の浸食・割れ	耐火物の浸食	耐火物の溶融ガラス等による浸食	要	耐火物のうち流動する溶融ガラスに接する部位において想定される。
		耐火物の割れ	温度変化による耐火物の割れ	要	温度変動のある耐火物において想定される。
電気	絶縁低下	部分放電劣化	絶縁体表面又は絶縁体中にギャップやボイドがあり、そこに電界がかかると部分放電が発生し、ケーブル絶縁体が劣化する現象	要	ケーブルの絶縁体において想定される。
		電気トリー劣化	ケーブル絶縁体内や半導電層と絶縁体との界面の高電界部分で、局部的破壊が生じて樹枝状に進展する現象	要	ケーブルの絶縁体において想定される。
		熱的劣化	架橋ポリエチレン等の高分子材料は、熱によって分子鎖が切断され、引張強さや絶縁抵抗が低下する現象	要	熱の影響を受けるケーブルの絶縁体において想定される。
		トラッキング劣化	表面の塩分や塵埃の付着により表面リーク、微小沿面放電等が生じる現象	要	塩分や塵埃の付着が考えられるケーブルの絶縁体において想定される。
		水トリー劣化	ゴム、プラステック等を浸水して課電すると、浸水のみに比べて誘電特性等が低下する現象	否	評価対象部位には、浸水しており、かつ課電されている絶縁体がないために発生しないと考える。
		化学的劣化	ケーブルの絶縁体である架橋ポリエチレンは、油や薬品等の浸透により膨潤、化学的分解、硬化、酸化、重量減少が生じる現象	否	評価対象部位には、油や薬品等と接触しているケーブル等の絶縁体がないために発生しないと考える。
		放射線照射劣化	空気中において、放射線環境下で熱が加わり劣化が促進される現象	要	高放射線環境下にさらされているケーブル等の絶縁体において想定される。
	導通不良	断線	外的な応力等により銅線が断線し、導通不良が発生する現象	要	外的な応力が加わる可能性のある箇所に使用されている銅線において想定される。
		酸化・塵埃付着	接点の酸化や塵埃（カーボン粉末、塩分、との粉等）等が絶縁層面に付着して導通不良を生じる現象	要	接点及び塵埃が付着する環境において使用されている部位において想定される。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(7／8)

工業用材料に想定される経年変化事象				東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名	事象の定義	要否	理由
電気	導通不良	接点損傷	有接点の繰り返し動作による接点ずれ、接点折れ、ゆるみ、発熱等による生じる現象	要	接点において想定される。
電気	特性変化	半導体等の特性変化	電子部品の劣化等による制御装置の故障	要	電子部品において想定される。
コンクリート	強度低下	塩害	コンクリート中の塩分が鉄筋を腐食させ、コンクリートが剥離する現象（あらかじめ塩分がコンクリート使用材料に含まれる場合と外部からの塩分が進入する場合がある。）	要	海塩粒子の影響を受けるコンクリートにおいて想定される。
コンクリート	強度低下	中性化	大気中の炭酸ガスがコンクリート内部へと拡散し、中性化がコンクリート内部へ進行し、コンクリート内の鉄筋が発錆する現象	要	大気に接しているコンクリートにおいて想定される。
コンクリート	強度低下	アルカリ骨材反応(ASR)	アルカリ反応性骨材と含有するアルカリ量の多いセメントを用いて製造されたコンクリートは、骨材粒子が化学反応してコンクリートが膨張する現象	要	アルカリ反応性骨材と含有するアルカリ量の多いセメントを用いて製造されたコンクリートにおいて想定される。
コンクリート	強度低下	機械振動	繰り返し荷重（繰り返し応力）により、コンクリート床版が疲労してひび割れ損傷を生じる現象	要	動的機器の発する振動の影響を受ける箇所において想定される。
コンクリート	強度低下	放射線による強度低下	放射線の照射による温度上昇によりコンクリート中の水分が蒸発し、コンクリートの物性値（弾性係数等）が変化し、強度が低下する現象	要	遮蔽機能を有するセルにおいて想定する。
コンクリート	強度低下	化学浸食	工業排水、温泉、地下水、土壌、排気ガス、海水等に含まれる浸食性物質によって劣化が生じる現象	否	東海再処理施設の立地条件を考慮すると、大気・土壌汚染が進行していないことから発生しないと考える。
コンクリート	強度低下	熱	高温（熱）を受けるとコンクリート中の水分の逸散により、骨材界面の微小ひび割れ損傷を生じる現象。約 65℃（局所では 90℃）でコンクリートの強度低下が生じるとされる。	否	東海再処理施設では、コンクリートは基本的に常温環境下で使用されており、高温になる機器を設置する部屋においても断熱材の設置や十分な換気を行い、また、熱源から壁までは十分な距離をとる等して、コンクリートの表面温度が上がりすぎることのないよう設計・施工されていることから、コンクリートの強度低下が生じるとされる温度には達しないため発生しないと考える。

表 5.1.2-3　東海再処理施設で想定される経年変化事象の抽出結果(8／8)

工業用材料に想定される経年変化事象				東海再処理施設での想定の要否	
分類		事象名	事象の定義	要否	理由
コンクリート	遮蔽能力低下	凍害	コンクリート中の水分が凍結融解を繰り返した結果、ひび割れが生じたり、コンクリート表面が剥離する現象	否	東海再処理施設が立地する東海村近傍は、凍害の危険度の低い地域であることから発生しないと考える。
		熱	高温（熱）を受けるとコンクリート中の水分の逸散により、遮蔽能力が低下する現象。中性子遮蔽で約 88℃、γ線遮蔽で約 177℃の高温（熱）を受けると遮蔽能力低下が生じるとされる。	否	東海再処理施設では、コンクリートは基本的に常温環境下で使用されており、高温になる機器を設置する部屋においても断熱材の設置や十分な換気を行い、また、熱源から壁までは十分な距離をとる等して、コンクリートの表面温度が上がりすぎることのないよう設計・施工されていることから、コンクリートの熱の影響による遮蔽能力低下が生じるとされる温度には達しないため発生しないと考える。

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（1／20）

NO.	機器名称	部位	設置場所	測定概要	備考
(1)	濃縮ウラン溶解槽(242R10,R11,R12)	バレル部	セル内 (高線量のため アクセス不可)	開発した超音波肉厚測定装置を用いて遠隔操作により測定	
(2)	濃縮ウラン溶解槽(242R12)	燃料装荷バスケット		マニプレータを用いて超音波厚さ計(一般汎用品)を遠隔で操作し測定	
(3)	高放射性廃液蒸発缶(271E20)	本体		開発した超音波肉厚測定装置を用いて遠隔操作により測定	実機と同型の高放射性廃液蒸発缶(271E10)の加熱蒸気配管の肉厚を測定
(4)	高放射性廃液貯槽(272V16)	本体			
(5)-①	プルトニウム溶液蒸発缶	加熱部(266E20)	セル内 (運転停止中は 入室可能)	超音波厚さ計(一般汎用品)を用いて測定	初代(現在は2代目)のプルトニウム溶液蒸発缶加熱部における肉厚を測定
(5)-②		塔部(266T21)			
(6)	ターボ型遠心式遠心送風機(245K123)	ケーシング	セル外		
(7)-①	分離精製工場の溶解オフガス系	ダクト・フィルタケーシング	セル内 (運転停止中は 入室可能)		
(7)-②		洗浄塔・凝縮器			
(8)	ウラン溶液蒸発缶(第1段) (263E11,T12)	本体	セル外		
(9)	分離精製工場の建家・セル換気系	ダクト・フィルタケーシング			
(10)	ガラス固化技術開発施設の冷却器 (G83H30)	管側本体・鏡板・仕切板			
(11)	ガラス固化技術開発施設の冷凍機 (G84H10)	凝縮器			
		オイルクーラ			

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（2／20）

NO.	機器名称	部位	設置場所	測定概要	備考
(12)	ガラス固化技術開発施設の冷凍機 (G84H10)	冷却水配管等	セル外	超音波厚さ計(一般汎用品)を用いて測定	
(13)	ガラス固化技術開発施設の 2 次系冷却水配管等	配管			
(14)	濃縮器(G12E10) 濃縮液供給槽(G12V14)	本体	セル内 (入室不可)	両腕型マニプレータで操作可能な治具を製作し、超音波厚さ計(一般汎用品)を用いて測定	
(15)	海中放出管	配管・フランジ(海域部)	屋外	ノギス、超音波肉厚計(一般汎用品)、マイクロメータを用いて測定	

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（3／20）

(1)濃縮ウラン溶解槽(242R10,R11,R12)のバレル部

＜概要＞

・ 濃縮ウラン溶解槽(R10,R11,R12)における全面腐食の進展評価には、最も腐食環境が厳しいと考えられるバレル部（伝熱部)における肉厚測定結果(R10,R11 については昭和 61 年～平成 19 年までの肉厚測定結果、R12 については平成 18 年に実施した肉厚測定結果)を用いた。

・ 濃縮ウラン溶解槽が設置されている場所は高線量であり、人が近づけないことから、遠隔操作による超音波肉厚測定装置を開発し、当該部位の肉厚を測定した。

＜使用材料及び環境等＞

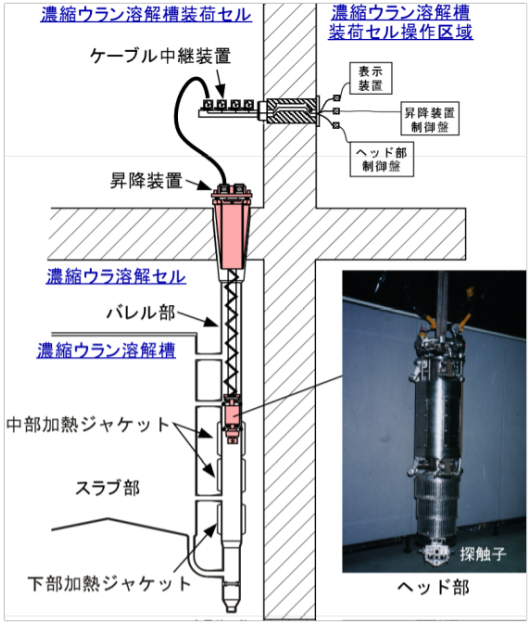
使用材料　　:R10(ステンレス鋼;URANUS65),R11(ステンレス鋼;URANUS65),R12(ステンレス鋼;NAR310Nb)
接触する流体　:溶解液(酸濃度約 3mol/l)
使用温度　　:沸点
評価点　　:内面

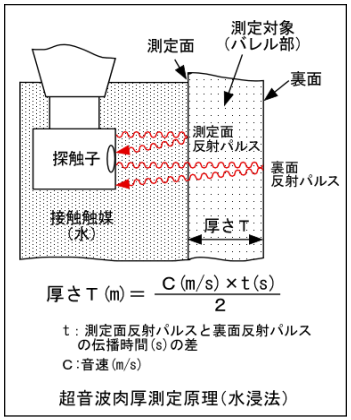
＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	作業環境における放射線の影響、機器の寸法・形状など数多くの装置設計上の制約を考慮して遠隔で肉厚測定が行えるように開発した超音波肉厚測定装置	・ 測定装置は、モックアップ試験により実作業において十分な性能が発揮できることを確認した。 ・ 測定手順は、モックアップ試験により確立した。 ・ 測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・ 測定者は、モックアップ訓練を受け、操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.5mm	
	測定手順	・ バレル部内側から加熱ジャケットの位置における肉厚を超音波で測定 ・ 実測前にステンレス鋼製(SUS304 製)の試験片を用いて校正	
	測定者	モックアップで操作方法を習得	
進展傾向の把握及び予測方法	R10 R11	・ 腐食速度は、昭和61年～平成19年までの肉厚データ(蒸気加熱量が小さいことから減肉量が小さいジャケット両端部を除く肉厚データ)を用いてジャケットごとに回帰直線の傾きから算出し、そのうちの最大腐食速度を採用(溶解 1 バッチ(0.35t)あたりR10:約 0.0031mm/バッチ、R11:約 0.0030mm/バッチ)。 ・ 進展評価においては、現在の肉厚(平成 19 年の肉厚測定結果のうち最小の周方向平均肉厚)を起点に上記腐食速度を用いて目標値(7mm)に達するまでに今後使用可能なバッチ数を算出し(R10:約 480 バッチ、R11:約 80 バッチ)、そのバッチ数を超えないよう使用回数を制限することにより安全機能に影響を及ぼす減肉は発生しないと判断。なお、最大腐食速度及び今後処理可能なバッチ数については、肉厚測定の都度、最新の測定結果を踏まえて見直しを行っている。	・ 測定点のずれや測定におけるランダム誤差の影響を小さくするため、周方向の各測定点における肉厚データを平均しているが、腐食速度はジャケットごとに算出した腐食速度のうちの最大値を用いており、最小の周方向平均肉厚を進展予測の起点としていることから、進展評価は保守的と考える。 ・ 安全機能の維持に必要な最小肉厚(5.2mm)は肉厚の管理目標値(7mm)に対し十分余裕があることから、測定結果に誤差(±0.5mm)を考慮しても評価結果に影響を与えない。 ・ 今後も機器の運転条件が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 ・ 最大腐食速度及び今後処理可能なバッチ数については、各溶解槽の肉厚測定の都度、最新の測定結果を踏まえて見直しを行っている。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。
	R12	・ 腐食速度は、平成 18 年に実施した肉厚測定結果から得られたジャケットごとの平均値肉厚のうちの最小値と初期肉厚(製作時の測定データの平均値:14.2mm)の差をそれまでの運転バッチ数で割って算出（溶解 1 バッチ(0.35t)あたり約 0.0013mm/バッチ)。 ・ 進展評価においては、現在の肉厚(平成 18 年の肉厚測定結果のうち最小の周方向平均肉厚)を起点に上記腐食速度を用いて目標値(7mm)に達するまでに今後使用可能なバッチ数を算出し(約 4120 バッチ)、そのバッチ数を超えないよう使用回数を制限することにより安全機能に影響を及ぼす減肉は発生しないと判断。なお、最大腐食速度及び今後処理可能なバッチ数については、肉厚測定の都度、最新の測定結果を踏まえて見直しを行っている。	

＜今後実施する予定の保全＞

R10,R11　:今後も継続して 1 回/2 年(毎年片サイドずつ、2 年で両サイドを実施)の超音波による肉厚測定(不使用の場合を除く)を行い、腐食データの蓄積を行う。
R12　　:今後も、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/10 年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。

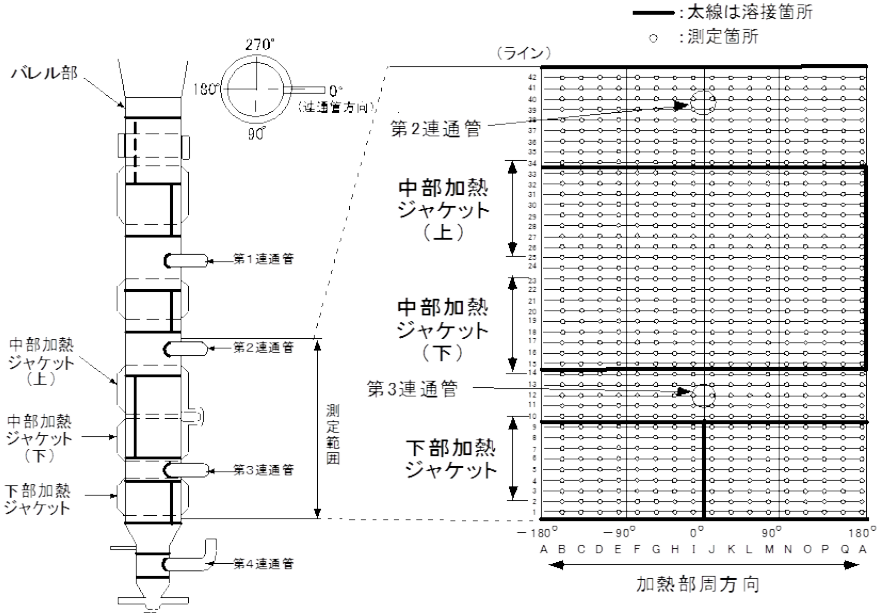
表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（4／20）





遠隔測定装置の概要

- 一定間隔（縦横約 5 ㎝間隔）で縦方向 42 ライン、周方向 17 点を測定
- 下方にある周方向の溶接線を基点として最下部のラインから順に上方に向かって肉厚を測定



濃縮ウラン溶解槽の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（5／20）

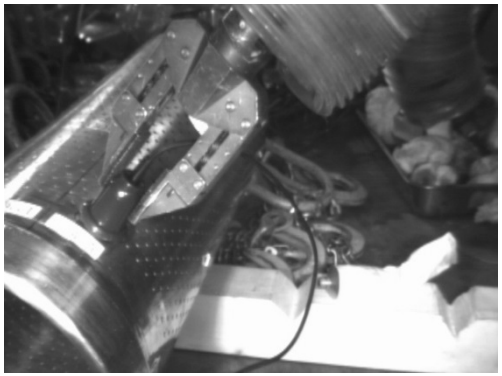
(2)濃縮ウラン溶解槽(242R12)の燃料装荷バスケット

＜概要＞

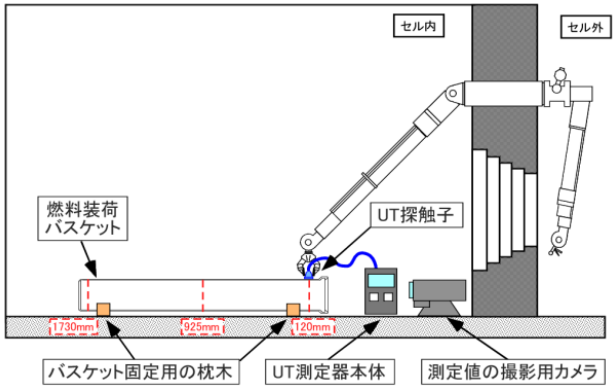
- 濃縮ウラン溶解槽(242R10,R11,R12)の燃料装荷バスケットにおける全面腐食の進展評価には、平成 26 年に実施した R12 用燃料装荷バスケットの肉厚測定結果を用いて評価した。
- 燃料装荷バスケットは高線量のセル内にあり、人が近づけないことから、遠隔マニプレータ操作にて、超音波厚さ計を用いて測定した。

＜バレル部における使用材料及び環境等＞

使用材料　　:ステンレス鋼(SUS304L)
接触する流体　:溶解液(酸濃度約 3mol/l)
使用温度　　:沸点
評価点　　:表面



モックアップ時の写真



燃料装荷バスケット肉厚測定の概要図

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計	・超音波厚さ計による測定は、モックアップ試験により実作業において十分な性能が発揮できることを確認した。 ・測定手順は、モックアップ試験により確立した。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、モックアップ訓練を受け、操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・溶解槽の燃料装荷バスケットの肉厚をセル外からマニプレータを用いて超音波厚さ計(UT)を遠隔操作して測定。 ・超音波厚さ計の測定値は移動式カメラにより確認。 ・溶解槽燃料装荷バスケット(8 基)に対し、1 基ごとに縦方向 3 箇所(上部、中部、下部)、周方向 4 点で計 12 点を測定。	
	測定者の技能	測定者はマニプレータの操作に習熟した者	
進展傾向の把握及び予測方法	・腐食速度は、濃縮ウラン溶解槽 R12 用の燃料装荷バスケットの肉厚測定結果における最大減肉量(0.8mm)を使用実績(289 バッチ)で割ることで算出(0.0028mm/バッチ)。 ・現在使用している燃料装荷バスケットの進展評価においては、上記腐食速度を用いて、目標値(1mm)に達するまでに今後使用可能なバッチ数を算出し(R10:約 1030 バッチ、R11:約 1100 バッチ、R12:約 1320 バッチ)、そのバッチ数を超えないよう使用回数を制限することにより安全機能に影響を及ぼす減肉は発生しないと判断。		・肉厚測定結果のうち最大減肉量を用いて腐食速度を算出していることから、進展傾向は保守的な評価であると考える。 ・現在使用している R12 用燃料装荷バスケットの残存肉厚(約 4.7mm)が安全機能の維持に必要な最小肉厚 1mm に対して余裕があることから、測定結果に誤差(±0.1mm)を考慮しても評価結果に影響を与えない。 ・今後も機器の運転条件が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後も、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/10 年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（6／20）

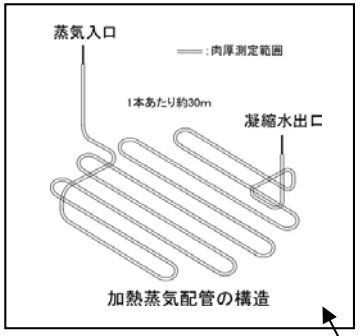
(3)高放射性廃液蒸発缶(271E20)の本体

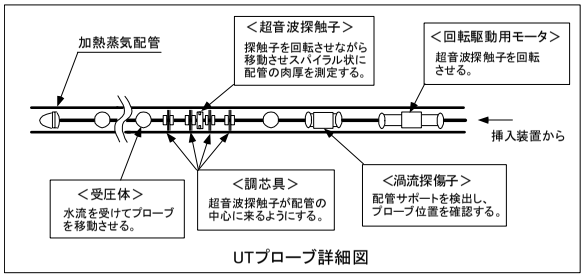
＜概要＞

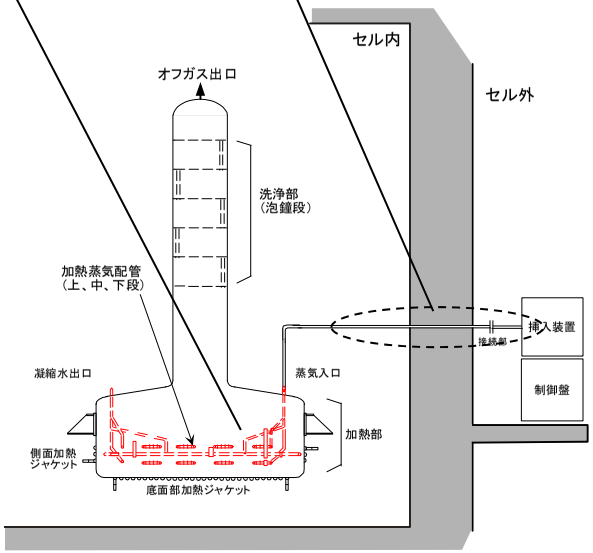
- 高放射性廃液蒸発缶(271E20)の本体における全面腐食の進展評価には、平成 8 年に実施した 271E10 の加熱蒸気配管の肉厚測定結果を用いた。
- 271E10 が設置されている場所は高線量であり、人が近づけないことから、遠隔で操作することができる超音波肉厚測定装置を開発した。
- 271E10 は、271E20 と同型の蒸発缶であり、操業開始(昭和 56 年)から平成 7 年に故障するまで使用したものである。平成 8 年以降は、271E20 を使用している。

＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:ステンレス鋼(URANUS65*)
接触する流体　:高放射性廃液(酸濃度:約 2～3mol/l)
使用温度　　:沸点
評価点　　:本体内面
運転時間　　:約 22,500h
＊:SUS310Nb 相当(25Cr-20Ni-Nb)







＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	加熱蒸気配管に内に水流を利用して UT プローブを挿入し、肉厚測定を行う装置を開発	・測定装置は、モックアップ試験により実作業において十分な性能が発揮できることを確認した。 ・測定手順は、モックアップ試験により確立した。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、モックアップ訓練を受け、操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(URANUS65)の試験片を用いて校正。 ・加熱蒸気配管に UT プローブを一定速度で挿入しながら連続で肉厚を測定。 ・測定位置は、ケーブルの送り長さ及びサポート位置から把握。	
	測定者	モックアップ訓練で操作方法を習得	
進展傾向の把握及び予測方法		・腐食速度は、271E10 加熱蒸気配管の肉厚測定結果における最小肉厚(約 2.8mm)と設計肉厚(5mm)の差を運転時間(59000h)で割ることで算出(約 3.7×10^{-5}mm/h)。 ・271E20 のこれまでの運転時間は約 22,500h。また、次回の高経年化技術評価まで、40t の燃料を処理するとして、総運転時間は約 24,900hと想定。 ・271E20 の進展評価は、設計肉厚(塔部:8mm、胴部:12mm)を起点に、上記の腐食速度及び運転時間から減肉量を算出し、腐食代(5mm)に達しないことを確認(減肉量は、現状 0.84mm 程度、次回の高経年化技術評価(平成 36 年 9 月末)0.93mm 程度)。	・本体内面より腐食環境が厳しい加熱蒸気配管における最大の腐食速度を用いて進展を予測していることから、当該進展評価は保守的であると考える。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後は、当該事象の進展の予測精度向上のため、約 60,000 時間(今後運転可能な時間約 121,000 時間の約半分の時間)運転した時点で、内面接液部と同じ材料で使用温度がより高温である加熱蒸気配管接液部の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（7／20）

(4)高放射性廃液貯槽(272V16)の本体

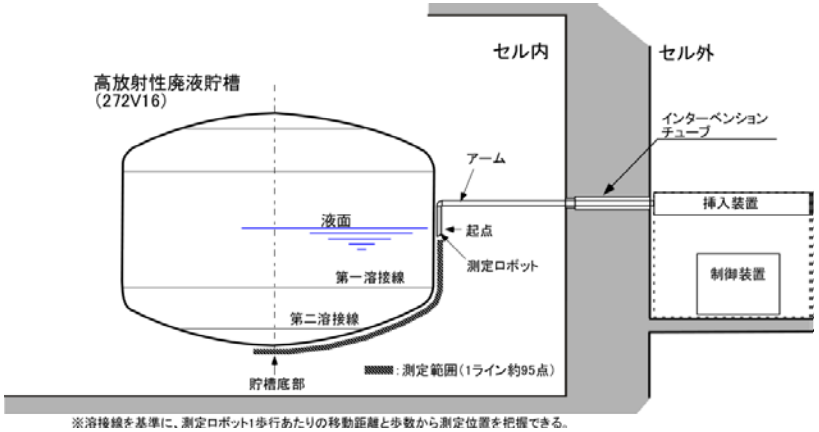
＜概要＞

- 高放射性廃液貯槽の本体における全面腐食の進展評価には、平成 15 年(約 25 年経過時)に 272V16 において実施した肉厚測定結果を用いた。
- 高放射性廃液貯槽が設置されている場所は高線量であり、人が近づけないことから、遠隔で操作することができる超音波肉厚測定装置を開発した。

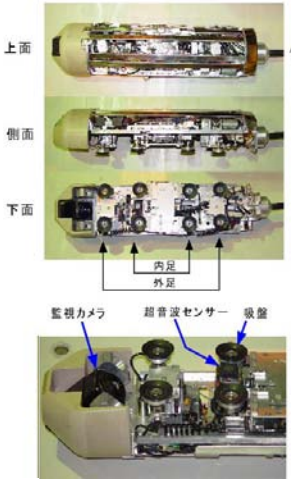
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:ステンレス鋼(SUS316L)
接触する流体　:高放射性廃液(酸濃度:約 2.5mol/l)
使用温度　　:常温
評価点　　:接液面

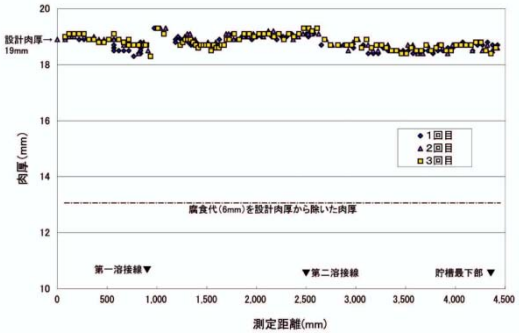
＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	貯槽表面を真空吸着しながら歩行し、超音波で肉厚を測定するロボットを開発。	・測定装置は、モックアップ試験により実作業において十分な性能が発揮できることを確認した。 ・測定手順は、モックアップ試験により確立した。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、モックアップ訓練を受け、操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(SUS316L)の試験片を用いて校正。 ・測定ロボットを貯槽側面の中央付近から貯槽底部中央まで歩行させ、約 95 点の肉厚を計 3 回測定。 ・各測定点の位置は、溶接線を基準に測定ロボットの歩幅(25mm～50mm)と歩数から決定。	
	測定者	モックアップ訓練で操作方法を習得	
進展傾向の把握及び予測方法		・肉厚測定結果(18.3mm～19.5mm)と設計肉厚(19mm)を比較したところ、有意な減肉はないことから、進展は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。 ・肉厚測定結果の最小値(18.3mm)を用いて保守的に評価した場合、腐食速度は 0.028mm/y であり、この腐食速度を用いて評価した次回の高経年化技術評価まで(平成 36 年 9 月末)の減肉量は、設計肉厚 19mm(そのうち腐食代 6mm)に対して約 1.4mm 程度。	・肉厚測定結果(18.3mm～19.5mm)と設計肉厚(19mm)を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。



遠隔測定装置の概要



測定ロボット詳細図



肉厚測定結果

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（8／20）

(5)-①プルトニウム溶液蒸発缶の加熱部(266E20)

＜概要＞

- プルトニウム溶液蒸発缶加熱部は、伝熱部が加熱ジャケットに覆われているため設置した状態では肉厚を測定することができない。このため、昭和 59 年にプルトニウム溶液蒸発缶を更新した際に、セル外に撤去した初代プルトニウム溶液蒸発缶に対して実施した肉厚測定結果を用いて全面腐食の進展評価を行った。
- 現在のプルトニウム溶液蒸発缶の加熱部(266E20)は、昭和 59 年に更新した 2 代目である。

＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:チタン
接触する流体　:プルトニウム溶液(酸濃度:5～7mol/l)
使用温度　　:沸点
評価点　　:伝熱部内面
運転時間　　:約 36,300h

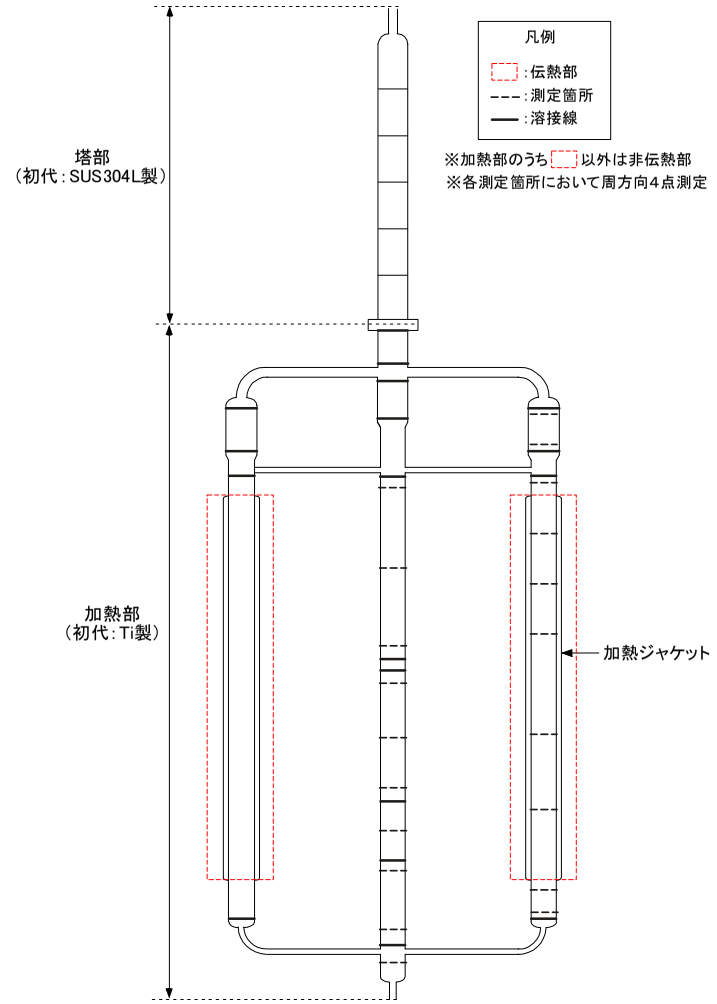
＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(チタン)の試験片を用いて校正。 ・伝熱部 5 箇所及び非伝熱部 26 箇所について、それぞれ周方向 4 点の肉厚を測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・腐食速度は、初代蒸発缶伝熱部の測定結果から得られた各測定箇所の周方向平均肉厚の最小値(約 5.1mm)と初期肉厚(実測値:約 5.2mm)の差を、更新までの運転時間(約 10,500h)で割って算出(約 1.1×10^{-5}mm/h)。 ・現在の 2 代目蒸発缶のこれまでの運転時間は約 36,300 h。また、次回の高経年化技術評価まで、ふげん使用済 MOX 燃料を約 40t 処理するとして、総運転時間は約 39,200h と想定。 ・現在の2代目蒸発缶伝熱部の進展評価は、初期肉厚(設計肉厚:5mm)を起点に、上記の腐食速度及び運転時間から減肉量を算出し、腐食代 1mm に達しないことを確認(減肉量は、現状 0.4mm 程度、次回の高経年化技術評価(平成 38 年 3 月末)0.43mm 程度)。		・測定時のランダム誤差の影響を小さくするために、各測定箇所の肉厚は、周方向 4 点の測定値の平均値を用いている。 ・腐食速度は、各測定箇所の周方向平均肉厚の最小値を用いており、保守的であると考える。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

現在の2代目蒸発缶については、非伝熱部に対する肉厚測定を平成12年から定期的(1回/年)に実施してきており、今後もこれを継続する(運転時)。

伝熱部の減肉状況については、非伝熱部の肉厚測定データから、初代蒸発缶における伝熱部と非伝熱部の減肉量平均値の比(1.5)を考慮して評価する。

なお、2 代目蒸発缶の非伝熱部は、現在のところ有意な減肉はない。



初代プルトニウム溶液蒸発缶加熱部の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（9／20）

(5)-②プルトニウム溶液蒸発缶の塔部(266T21)

＜概要＞

- プルトニウム溶液蒸発缶塔部における全面腐食の進展評価には、平成 3 年から平成 20 年にかけて定期的(1回/年)に実施した肉厚測定結果を用いた。
- 塔部はセル内に設置されているが、運転停止中は入室が可能である。
- 初代プルトニウム溶液蒸発缶は腐食による貫通孔が生じたため、昭和 59 年に同材料の 2 代目プルトニウム溶液蒸発缶に更新した。その後、耐食性を向上させるため昭和 63 年に塔部のみを更新(材料をチタン合金に変更)した。(したがって現在の蒸発缶は、加熱部が 2 代目、塔部が 3 代目である。)

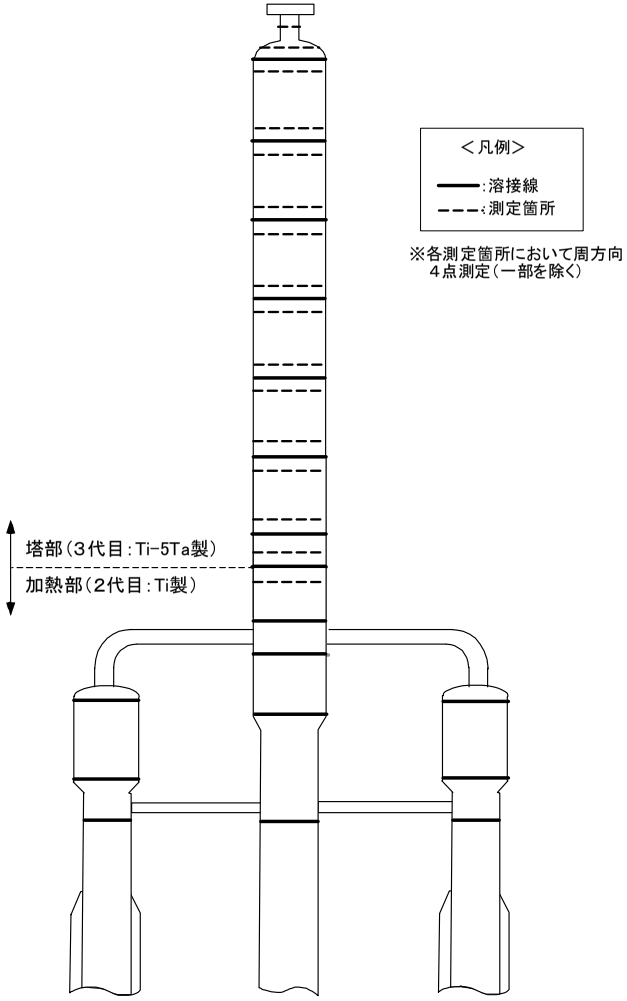
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:チタン合金(Ti-5Ta)
接触する流体　:蒸気(硝酸ミスト)
使用温度　　:沸点
評価点　　:内面
運転時間　　:約 28,300h

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正している。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.01mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(チタン合金)の試験片を用いて校正。 ・溶接線近傍の 16 箇所について、それぞれ周方向 4 点(そのうち 2 箇所は 1 点のみ)の肉厚を測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・腐食速度は、平成3年から平成20年までの肉厚測定結果から得られた各測定箇所における周方向平均肉厚を用いて、測定箇所ごとに回帰直線の傾きから算出し、そのうちの最大腐食速度を採用(約 1.6×10^{-5}mm/h)。 ・266T21 のこれまでの運転時間は約 28,300h。また、次回の高経年化技術評価まで、ふげん使用済 MOX 燃料を約 40t 処理するとして、総運転時間は約 31,200hと想定。 ・現在の 3 代目蒸発缶塔部の進展評価は、初期肉厚(設計肉厚:4.5mm)を起点に、上記の腐食速度及び運転時間から減肉量を算出し、腐食代 1mm に達しないことを確認(減肉量は、現状 0.46mm 程度、次回の高経年化技術評価(平成 38 年 3 月末) 0.5mm 程度)。		・測定点のずれや測定におけるランダム誤差の影響を小さくするために、各測定箇所の肉厚は、周方向 4 点の測定値の平均値を用いている。 ・腐食速度は測定箇所ごとに算出した腐食速度のうちの最大値を用いており、また、周方向平均肉厚の最小値を進展予測の起点としていることから、進展評価は保守的と考える。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 ・最大腐食速度については、肉厚測定の都度、最新の測定結果を踏まえて見直しを行っている。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後も継続して定期的(1 回/年)な超音波による肉厚測定を行い、腐食データの蓄積を行う(運転時)。



プルトニウム溶液蒸発缶塔部の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（10／20）

(6)ターボ型遠心式遠心送風機(245K123)のケーシング

＜概要＞

・ 分離精製工場のターボ型遠心式遠心送風機のケーシング部における全面腐食の進展評価には、その中でも最も腐食環境が厳しいと考えられる槽類換気系の排風機(245K123)ケーシング部について平成 26 年に実施した肉厚測定結果を用いた。
・ ターボ型遠心式遠心送風機はセル外に設置されており、人が容易に接近することができる。

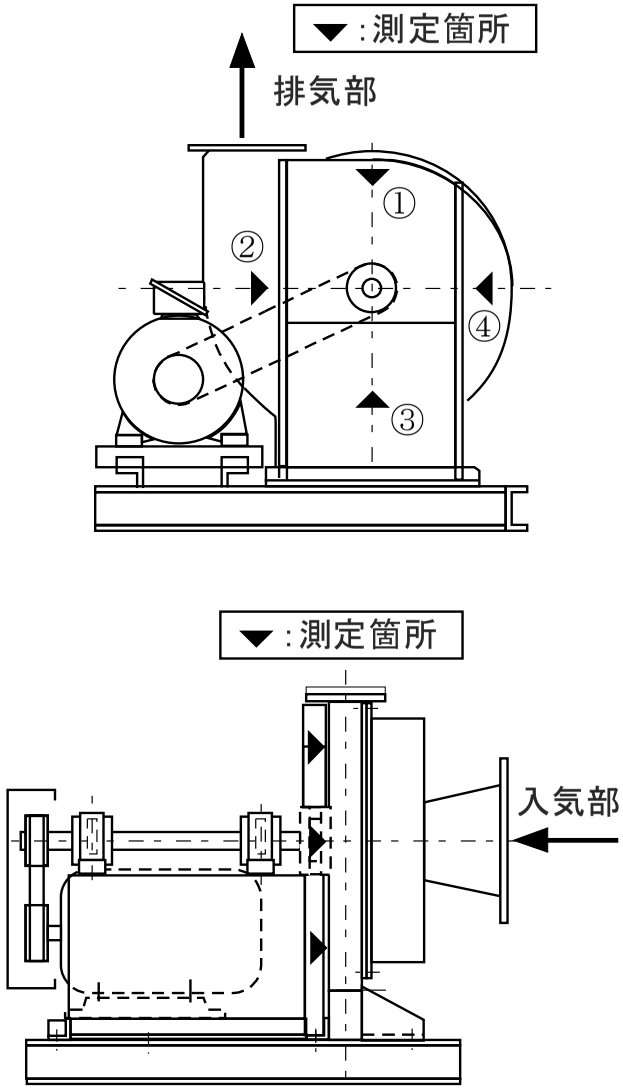
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:ステンレス鋼(SUS309S)
接触する流体　:腐食性ガス(NOx)を含む槽類廃気
使用温度　　:常温
評価点　　:内面
使用期間　　:約 38 年

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・ 測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・ 測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・ 測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・ 測定対象と同材料(SUS309S)の試験片を用いて校正。 ・ 入気部から送られる槽類廃気の受面のケーシング 4 点の肉厚を測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・ 平成 26 年(約 37 年経過時)に実施した肉厚測定結果(4.1～4.2mm)と設計肉厚(4.0mm)を比較し、有意な減肉はないことから、進展傾向は極めて小さいと評価。 ・ 今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。		・ 平成26年(約37年経過時)の肉厚測定結果(4.1～4.2mm)と設計肉厚(4.0mm)を比較し、有意な減肉はない。 ・ 今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後も、当該事象の進展の予測精度向上のため、当該ケーシング部(SUS309S 製)において 1 回/10 年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



245K123 肉厚測定箇所の概要図

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（11／20）

(7)-①分離精製工場の溶解オフガス系のダクト・フィルタケーシング

＜概要＞

- 分離精製工場の溶解オフガス系のダクト・フィルタケーシングにおける全面腐食の進展評価には、その中でも最も腐食環境が厳しいと考えられる濃縮ウラン溶解槽と凝縮器を接続する配管について平成23年に実施した肉厚測定結果を用いた。
- 濃縮ウラン溶解槽と凝縮器を接続する配管はセル内に設置されているが、運転停止中は入室が可能である。

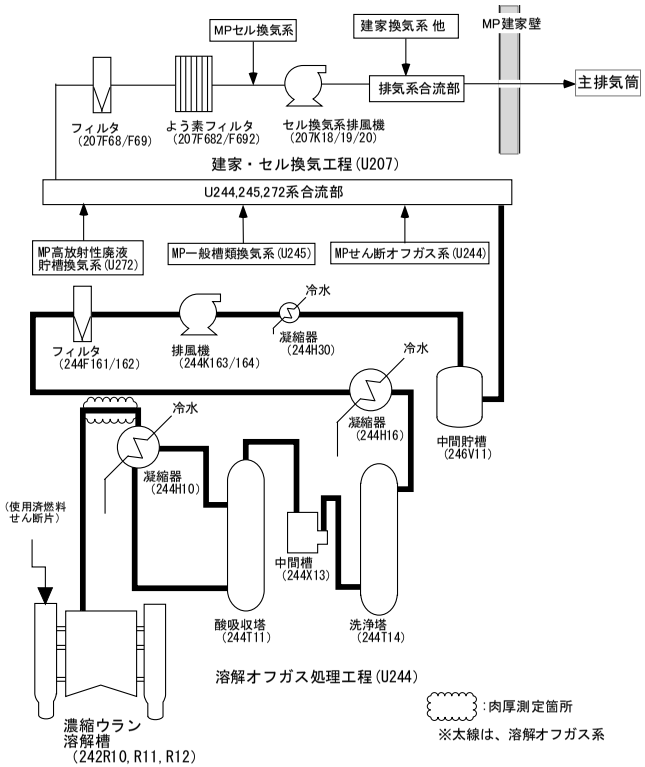
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:ステンレス鋼(SUS304L)
接触する流体　:溶解オフガス、溶解オフガス凝縮液
使用温度　　:約 100℃
評価点　　:内面
使用期間　　:約 38 年

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(SUS304L)の試験片を用いて校正。 ・濃縮ウラン溶解槽(R10,R11,R12)からの各排気系統の合流部手前(バルブ手前)において 1 箇所ずつ、それぞれ周方向 4 点(計 12 点)の肉厚を測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・平成 23 年(約 34 年経過時)に実施した肉厚測定結果(3.8～4.1mm)と設計肉厚(4.0mm)を比較し、有意な減肉はないことから、進展傾向は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。		・平成23年(約34年経過時)の肉厚測定結果(3.8～4.1mm)と設計肉厚(4.0mm)を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後も、当該事象の進展の予測精度向上のため、当該ダクト(SUS304L 製)において 1 回/10 年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



濃縮ウラン溶解槽から主排気筒までの換気系統の概要

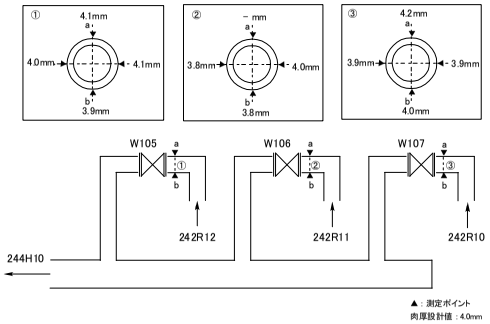


表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（12／20）

(7)-②分離精製工場の溶解オフガス系の洗浄塔・凝縮器

＜概要＞

- 分離精製工場の溶解オフガス系の洗浄塔及び凝縮器における全面腐食の進展評価には、洗浄塔については洗浄塔で発生した洗浄液を内包するリサイクル配管を、凝縮器については凝縮液が流れる凝縮器ドレン配管について平成 23 年に実施した肉厚測定結果を用いた。
- 洗浄塔リサイクル配管及び凝縮器ドレン配管はセル内に設置されているが、運転停止中は入室が可能である。

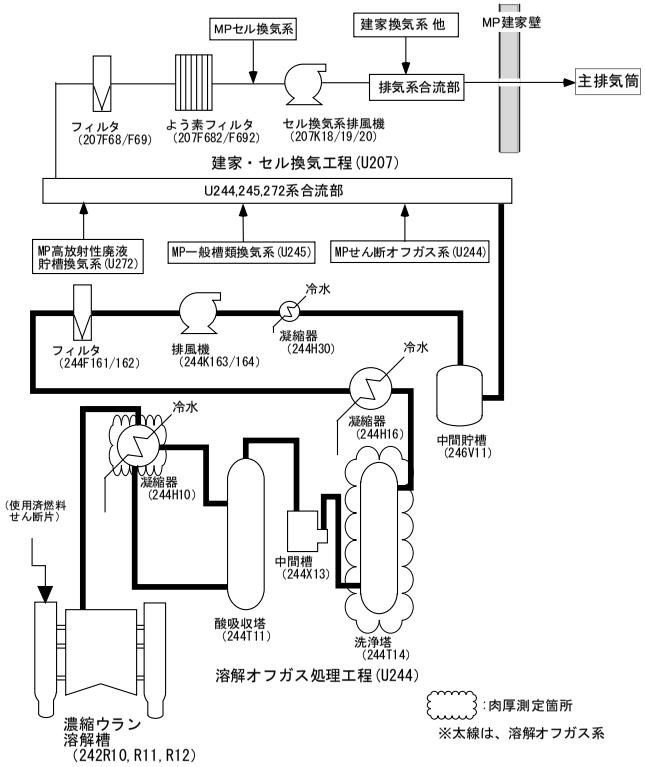
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:ステンレス鋼(SUS304L)
接触する流体　:アルカリ洗浄液、凝縮液
使用温度　　:常温
評価点　　:内面
使用期間　　:約 38 年

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.5mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(SUS304L)の試験片を用いて校正。 ・配管の周方向に 90°ずつ 4 点をそれぞれ測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・平成 23 年(約 34 年経過時)に実施した肉厚測定結果(洗浄塔リサイクル配管:3.0～3.3mm、凝縮器ドレン配管:2.8～3.0 mm)と設計肉厚(洗浄塔リサイクル配管:2.9mm、凝縮器ドレン配管 2.8mm)を比較し、有意な減肉はないことから、進展傾向は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。		・平成 23 年(約 34 年経過時)に実施した肉厚測定結果(洗浄塔リサイクル配管:3.0～3.3mm、凝縮器ドレン配管:2.8～3.0 mm)と設計肉厚(洗浄塔リサイクル配管:2.9mm、凝縮器ドレン配管 2.8mm)を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後も、当該事象の進展の予測精度向上のため、当該配管(SUS304L 製)において1回/10年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



濃縮ウラン溶解槽から主排気筒までの換気系統の概要

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（13／20）

(8)ウラン溶液蒸発缶(第 1 段)(263E11,T12)の本体

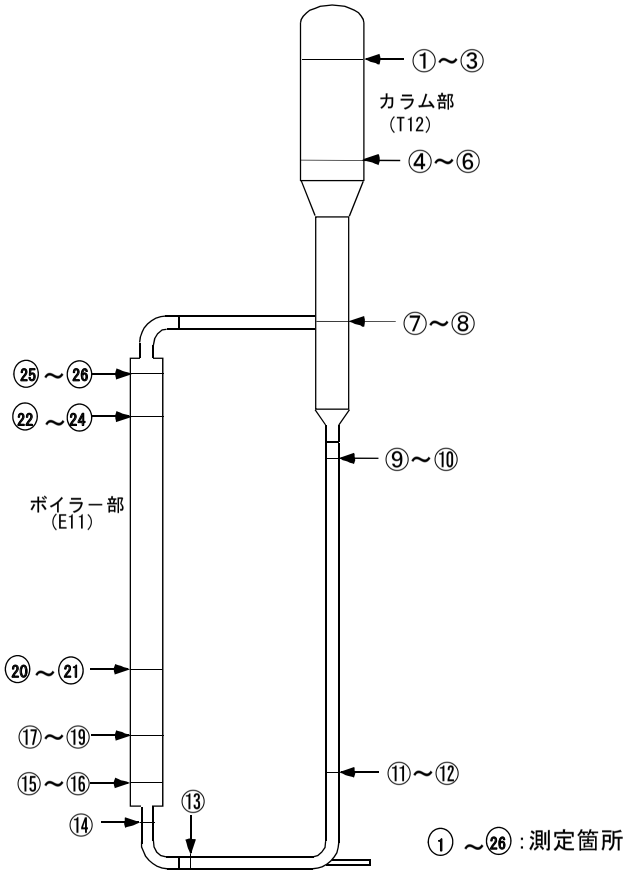
＜概要＞
- ウラン溶液蒸発缶(第 1 段)(263E11,T12)の本体における全面腐食の進展評価には、平成 26 年に実施した肉厚測定結果を用いた。
- ウラン溶液蒸発缶(第 1 段)(263E11,T12)は、セル外に設置されており、人が容易に接近することができる。

＜使用材料及び環境等＞

使用材料	:ステンレス鋼(SUS304L)
接触する流体	:ウラン溶液(酸濃度:～1mol/l))
使用温度	:沸点
評価点	:内面
運転時間	:約 64,700h

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(SUS304L)の試験片を用いて校正。 ・腐食環境が厳しい箇所(気液界面)を含め、環境が異なる部分(ボイラー部、カラム部)について、肉厚を測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・腐食速度は、肉厚測定結果における最も減肉量が大きい箇所の肉厚(約 4.0mm)と初期肉厚(実測値:4.2mm)の差をそれまでの運転時間(約 64,700h)で割って算出(約 3.1×10^{-6}mm/h)。 ・機器の設置以降これまでの累積運転時間は約 64,700 h 。また、次回の高経年化技術評価まで、40t の燃料を処理するとして、総運転時間は約 67,100 h と想定。 ・進展評価は、平成 26 年に測定した肉厚データのうち最も減肉量が大きい箇所の肉厚(約 4.0mm)を起点に、上記の腐食速度及び次回の高経年化技術評価までの運転時間から減肉量を算出し、腐食代 1mm に達しないことを確認(減肉量は、現状 0.20mm 程度、次回の高経年化技術評価 0.21mm 程度)。		・肉厚測定結果のうち最も減肉量が大きい箇所の肉厚を基点とし、最大の腐食速度を用いて進展を予測していることから、当該進展評価は保守的であると考える。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。	

＜今後実施する予定の保全＞
今後は、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/10 年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



ウラン溶液蒸発缶（第１段）の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（14／20）

(9)分離精製工場の建家・セル換気系のダクト・フィルタケーシング

＜概要＞

- 分離精製工場の建家・セル換気系のダクト・フィルタケーシングにおける全面腐食の進展評価には、平成 9 年及び平成 17 年から定期に実施した炭素鋼製の建家換気系合流部ダクトにおける肉厚測定結果を用いた。
- 建家換気系合流部ダクトはセル外に設置されているため、人が容易に接近することができる。

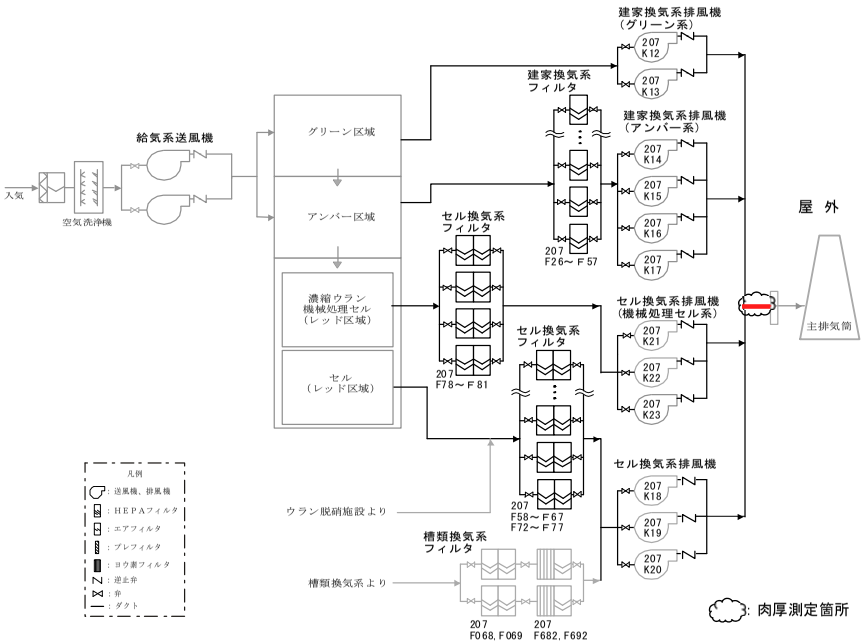
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:炭素鋼
接触する流体　:建家・セル廃気
使用温度　　:常温
評価点　　:内面
使用期間　　:約 38 年

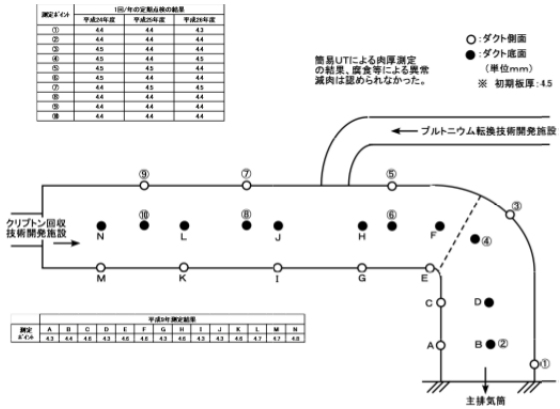
＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・測定対象と同じ材料(炭素鋼)の試験片を用いて校正。 ・測定対象と同じ材料の音速に設定した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・取扱説明書に記載されている音速を入力。 ・ダクト底部 5 箇所及び側面 5 箇所(計 10 点)の肉厚を測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・直近の肉厚測定結果(4.3～4.5mm)と設計肉厚(4.5mm)を比較し、有意な減肉はないことから、進展は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。		・肉厚測定結果(4.3～4.5mm)と設計肉厚(4.5mm)を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後も、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/年の屋内部の肉厚測定を行い、腐食データの蓄積を行う。
また、今後は、屋外(炭素鋼部)の内面において、当該事象が進展していない事を確認するため、1 回/5 年の主排気ダクト(屋外部の炭素鋼製)の内面の目視確認を行う。



建家・セル換気系統の概要



肉厚測定結果

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（15／20）

(10)ガラス固化技術開発施設の冷却器(G83H30)の管側本体・鏡板・仕切板

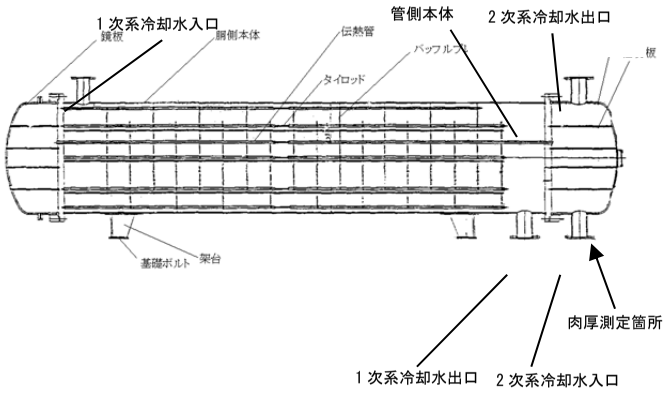
＜概要＞
- 冷却水設備用冷却器（G83H30）の管側本体・鏡板・仕切板における全面腐食の進展評価には、平成 26 年(約 19 年経過時)に実施した冷却水入口側鏡板の肉厚測定結果を用いた。
- 冷却水入口側の鏡板はセル外に設置されているため、人が容易に接近することができる。

＜使用材料及び環境等＞

使用材料	:炭素鋼
接触する流体	:純水
使用温度	:約 55℃
評価点	:内面
使用期間	:約 19 年(平成 26 年 9 月末時点)

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計（一般汎用品）	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・校正済みの超音波厚さ計を用い、測定対象と同じ材料の音速に設定した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・取扱説明書に記載されている音速を入力。 ・塗装を剥離し、サンドペーパーにて表面仕上げ処理を行った後、測定を行った。 ・冷却水入口側の鏡板について、1 箇所の肉厚を測定。 ・1 箇所につき 2 回測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・肉厚測定結果（11.3～11.4mm）と初期肉厚（実測値：11.9mm(最大)）を比較したところ、有意な減肉はないため、進展傾向は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。		・肉厚測定結果と初期肉厚を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞
今後についても、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/10 年の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を行う。



冷却水設備用冷却器(G83H30)の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（16／20）

(11)ガラス固化技術開発施設の冷凍機(G84H10)の凝縮器及びオイルクーラ

＜概要＞

- 冷凍機(G84H10)の凝縮器及びオイルクーラにおける全面腐食の進展評価には、平成 21 年(約 15 年経過時)に実施した冷却水通水部における肉厚測定結果を用いた。
- 冷却水通水部における肉厚測定結果を用いた。
- 凝縮器及びオイルクーラはセル外に設置されているため、人が容易に接近することができる。

＜使用材料及び環境等＞

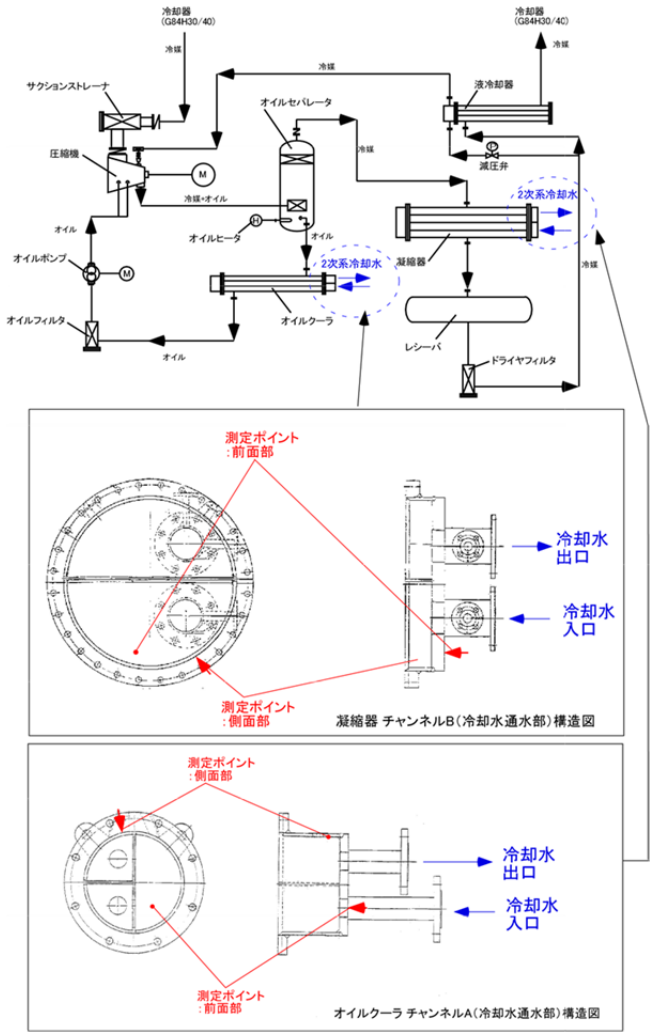
使用材料　　:凝縮器(炭素鋼)、オイルクーラ(炭素鋼)
接触する流体　:凝縮器(純水)、オイルクーラ(純水)
使用温度　　:常温
評価点　　:炭素鋼部位の内面
使用期間　　:約 19 年(平成 26 年 9 月末時点)

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・校正済みの超音波厚さ計を用い、測定対象と同じ材料の音速に設定した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・取扱説明書に記載されている音速を入力。 ・塗装を剥離し、サンドペーパーにて表面仕上げ処理を行った後、測定を行った。 ・冷却水通水部の 2 箇所について、それぞれ 1 点ずつ(計 2 点)肉厚を測定。 ・1 箇所につき 2 回測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・肉厚測定結果と初期肉厚を比較※したところ、有意な減肉はないため、進展傾向は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生していないと評価。 ※測定結果及び初期肉厚		・肉厚測定結果と初期肉厚を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

測定箇所		初期肉厚(実測値)	測定結果
凝縮器	前面部	50.5 mm	50.4～50.5 mm
	側面部	11.6 mm	11.2 mm
オイルクーラ	前面部	18.5 mm	18.4 mm
	側面部	6.6 mm	6.1 mm

＜今後実施する予定の保全＞

今後についても、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/10 年の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



冷凍機(G84H10)の凝縮器及びオイルクーラの肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（17／20）

(12)ガラス固化技術開発施設の冷凍機(G84H10)の冷却水配管等

＜概要＞

- 冷凍機(G84H10)の冷却水配管等における全面腐食の進展評価には、平成26年に実施した配管(エルボ部及び弁下流直管部)における肉厚測定結果を用いた。
- 配管(エルボ部及び弁下流直管部)はセル外に設置されており、人が容易に接近することができる。

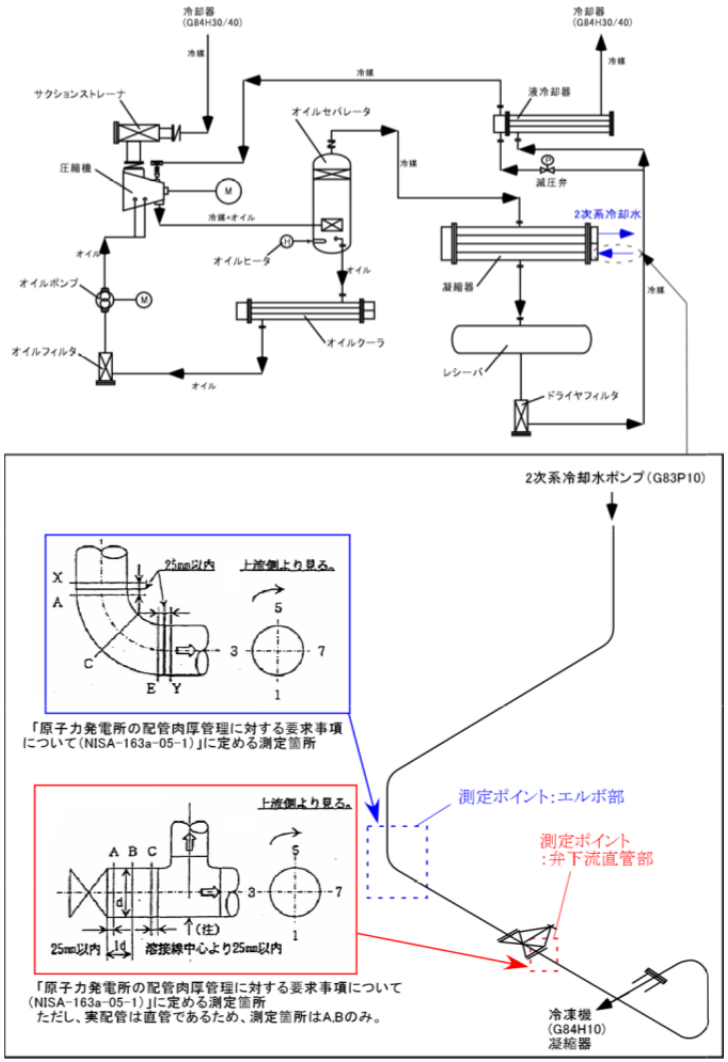
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:炭素鋼
接触する流体　:純水
使用温度　　:常温
評価点　　:内面
使用期間　　:約 19 年(平成 26 年 9 月末時点)

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・校正済みの超音波厚さ計を用い、測定対象と同じ材料の音速に設定した。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・取扱説明書に記載されている音速を入力。 ・塗装を剥離し、サンドペーパーにて表面仕上げ処理を行った後、測定を行った。 ・「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について(NISA-163a-05-1)」に従い、エルボ部5箇所及び弁下流直管部 2 箇所について、それぞれ周方向4点(計28点)の肉厚を測定。 ・1点につき2回測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	実施した肉厚測定結果より、腐食による有意な減肉はないが、「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について(NISA-163a-05-1)」に従い、肉厚の最小値を用いて進展を評価する。 ・腐食速度は、平成21年に測定した計28点(7箇所の周方向4点)の肉厚データのうち最小の肉厚(弁後直管:約6.2mm)と公称肉厚(6.6mm)の差を使用期間で割って算出(約0.03mm/y)。 ・進展評価においては、現在の肉厚の最小値(約6.2mm)を起点に、上記腐食速度及び使用期間から残存肉厚を算出し、必要最小肉厚(5.1mm)に達していないことを確認(次回の高経年化技術評価の残存肉厚は約5.9mm)。		・肉厚測定結果のうち最も減肉量が大きい箇所の肉厚を基点とし、保守的に見積もった腐食速度を用いて次回の高経年化技術評価までの進展を予測していることから、当該進展評価は保守的である考える。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後についても、当該事象の進展の予測精度向上のため、1回/10年の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



冷凍機(G84H10)の冷却水配管等の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（18／20）

(13)ガラス固化技術開発施設の2次系冷却水配管等

＜概要＞

・ 2 次系冷却水配管等の配管における全面腐食の進展評価には、平成 21 年に実施した屋内の配管(エルボ部及び弁下流直管部)における肉厚測定結果を用いた。
・ 肉厚測定を行った配管(エルボ部及び弁下流直管部)は、セル外に設置されており、人が容易に接近することができる。

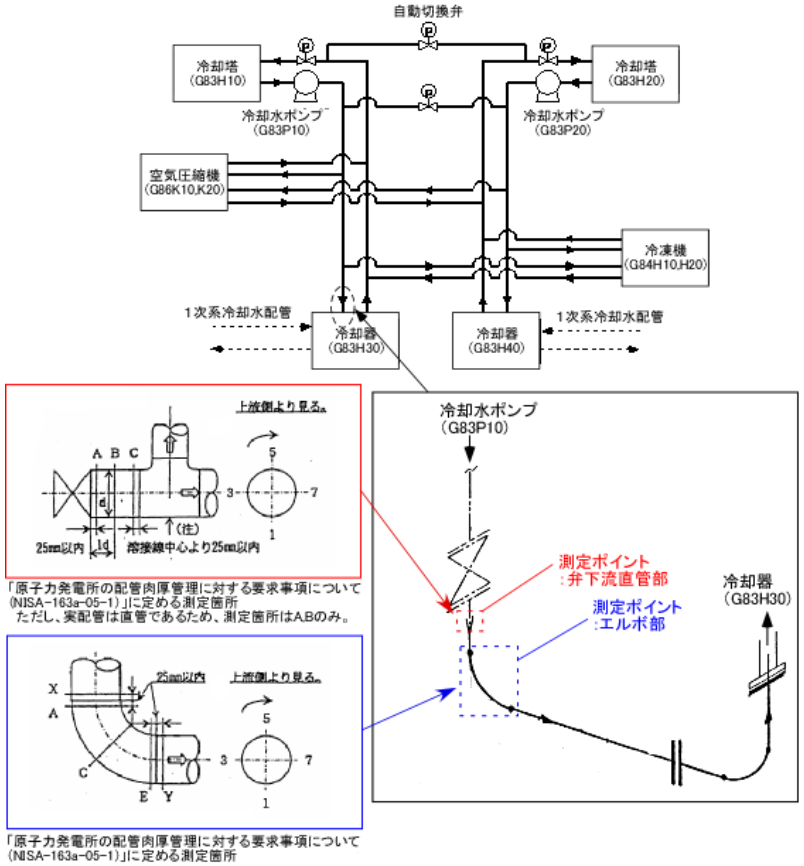
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:炭素鋼
接触する流体　　:純水
使用温度　　:常温
評価点　　:内面
使用期間　　:約 19 年(平成 26 年 9 月末時点)

＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・ 測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・ 校正済みの超音波厚さ計を用い、測定対象と同じ材料の音速に設定した。 ・ 測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・ 取扱説明書に記載されている音速を入力。 ・ 塗装を剥離し、サンドペーパーにて表面仕上げ処理を行った後、測定を行った。 ・「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について(NISA-163a-05-1)」に従い、エルボ部 5 箇所及び弁下流直管部 2 箇所について、それぞれ周方向 4 点(計 28 点)の肉厚を測定。 ・ 1 点につき 2 回測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	肉厚測定結果より、腐食による有意な減肉はないが、「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について(NISA-163a-05-1)」に従い、肉厚の最小値を用いて進展を評価する。 ・ 腐食速度は、平成 26 年に測定した計 28 点(7 箇所の周方向 4 点)の肉厚データのうち肉厚の最小値(エルボー部:約 5.9mm)と公称肉厚(6.6mm)の差を使用期間で割って算出(約 0.04mm/y)。 ・ 進展予測においては、現在の肉厚の最小値(約 5.9mm)を起点に、上記腐食速度及び使用期間から残存肉厚を算出し、必要最小肉厚(5.1mm)に達していないことを確認(次回の高経年化技術評価の残存肉厚は約 5.5mm)。		・ 肉厚測定結果のうち最も減肉量が大きい箇所の肉厚を基点とし、保守的に見積もった腐食速度を用いて次回の高経年化技術評価までの進展を予測していることから、当該進展評価は保守的であると考える。 ・ 今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後についても、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/5 年の屋内配管の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



TVF2 次系冷却水配管等の肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（19／20）

(14)濃縮器(G12E10)及び濃縮液供給槽(G12V14)の本体

＜概要＞

- 濃縮器(G12E10)及び濃縮液供給槽(G12V14)の本体における全面腐食の進展評価には、平成 27 年に実施した肉厚測定結果を用いた。
- これらの機器が設置されている固化セル内は、全遠隔保守方式を採用しており、人の入域ができないセルであることから、遠隔で操作することができる超音波肉厚測定用の治具を製作した。

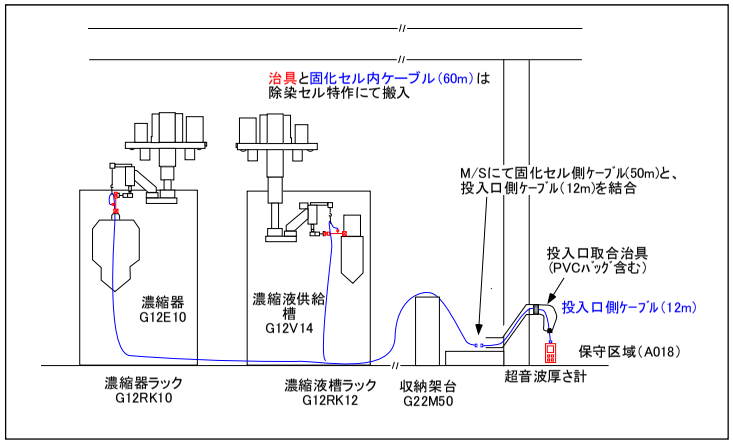
＜使用材料及び環境等＞

使用材料　　:G12E10:チタン、G12V14:ステンレス鋼(SUS304ULC)
接触する流体　:高放射性廃液(酸濃度:約 5mol/l)
使用温度　　:G12E10:沸点、G12V14:常温
評価点　　:G12E10:気相部、G12V14:液相部

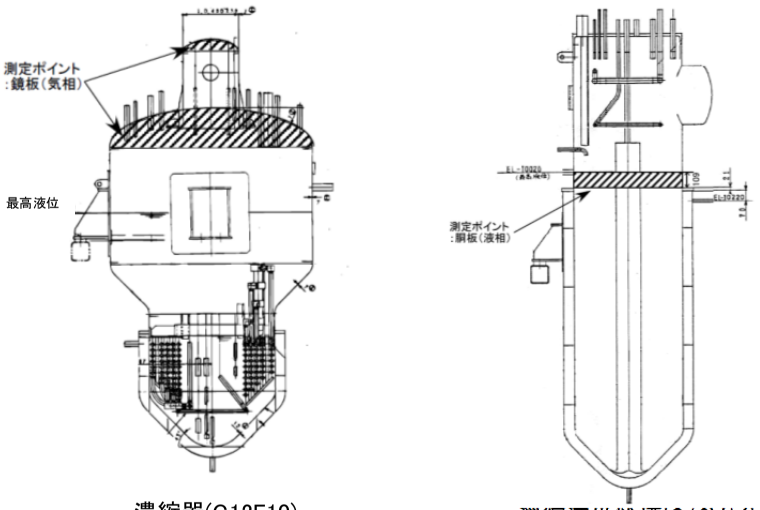
＜測定方法、進展傾向の把握及び予測方法＞			＜妥当性＞
測定方法	測定装置	超音波厚さ計(一般汎用品)	・測定装置は、一般産業界で広く用いられており十分な実績を有するものである。 ・治具は、モックアップ試験により実作業において十分な性能が発揮できることを確認した。 ・校正済みの超音波厚さ計を用い、測定対象と同じ材料の試験片を用いてキャリブレーションした。 ・測定者は、超音波厚さ計の操作方法を習得した者である。 ・操作者は、BSM の操作に習熟した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	±0.1mm	
	測定手順	・測定対象と同材料(Ti 及び SUS304L)の試験片を用いて校正。 ・超音波厚さ計を取り付けた治具を両腕型マニプレータ(BSM)にて把持し、測定箇所に押し当てて測定。	
	測定者	超音波厚さ計の操作訓練をした者	
進展傾向の把握及び予測方法	・濃縮器(G12E10)について、肉厚測定結果(7.0mm)と設計肉厚(7mm)を比較したところ、有意な減肉はないことから、進展は極めて小さいと評価。 ・濃縮液供給槽(G12V14)について、肉厚測定結果(12.1mm)と設計肉厚(12mm)を比較したところ、有意な減肉はないことから、進展は極めて小さいと評価。 ・今後も環境等に変化はないことから、次回の高経年化技術評価まで有意な減肉は発生しないと評価。		・肉厚測定結果と設計肉厚を比較し、有意な減肉はない。 ・今後も使用条件及び環境が変わることはないため、進展の予測が乖離することは考え難い。 以上より、進展傾向の把握及び予測方法は妥当であると考える。

＜今後実施する予定の保全＞

今後についても、当該事象の進展の予測精度向上のため、1 回/10 年(不使用の場合を除く)の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。



固化セル内肉厚測定の概要



濃縮器(G12E10)　　濃縮液供給槽(G12V14)

肉厚測定箇所

表 5.1.2-4　実測値を用いた評価の妥当性について（20／20）

(15)海中放出管の配管・フランジ(海域部)

〈概要〉

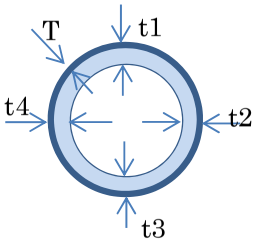
・海中放出管の配管・フランジ（海域部）における全面腐食の進展評価には、平成 22 年の肉厚測定結果を用いた。

・ノギス、超音波厚さ計及びマイクロメータにより、当該部位の肉厚を測定した。

〈使用材料及び環境等〉

使用材料　　：炭素鋼（STPG370）
接触する流体　：低放射性廃液の蒸留水
使用温度　　：常温
評価点　　：内面

〈測定方法、進展傾向の把握及び予測方法〉			〈妥当性〉
測定方法	測定装置	ノギス、超音波厚さ計、マイクロメータ	・測定装置は、ﾓｯｸｱｯﾌﾟ試験により実作業において十分な性能が発揮できることを確認した。 ・測定手順は、ﾓｯｸｱｯﾌﾟ試験により確立した。 ・測定対象と同じ材料の試験片を用いて校正した。 ・測定者は、ﾓｯｸｱｯﾌﾟ訓練を受け、操作方法を習得した者である。 以上より測定方法は妥当であると考える。
	測定誤差	ノギス±0.1mm 超音波厚さ計±0.5mm ﾏｲｸﾛﾒｰﾀ±4μm	
	測定手順	ピースごとに陸側及び沖側をそれぞれ4方向ずつ合計8ポイントの肉厚を測定した。ポリエチレン被覆が剥がれていないものには、管端部についてノギスにより測定し、剥がれているものは、超音波厚さ計及びマイクロメータにより測定した。	
	測定者	ﾓｯｸｱｯﾌﾟで操作方法を習得	
進展傾向の把握及び予測方法	配管・フランジ（海域部）	・必要最小肉厚の算出 公称肉厚（12.7mm）は、腐食代（2mm）を考慮した設計となっていることから、必要最小肉厚は、10.7mmとした。 ・腐食速度の算出 設置時に公称肉厚（12.7mm）であった海中放出管の肉厚を 18 年経過した時点で実際に測定を行った。結果は、周方向平均肉厚 11.7mm であり、これより腐食速度 0.056mm/y を算出した。 ・進展評価の算出 実際に測定した値から算出した周方向平均肉厚 11.7mm、腐食速度 0.056mm/y を用い、測定年から 16 年経過した平成 38 年度での肉厚 10.8mm を算出した。	・必要最小肉厚の算出 設計図書を確認し、腐食代 2mm を考慮し設計されていることを確認した。必要最小肉厚は妥当であると判断する。なお、公称肉厚の許容差（-12.5%）と腐食代 2mm を考慮した場合の必要最少肉厚は、9.2mm であり、安全側に評価している。また、平成 22 年度に実施した調査結果の最少肉厚（10.2mm）で次回定期評価時（平成 38 年度）の肉厚を算出した場合でも、肉厚は 9.3mm であり、必要最小肉圧（9.2mm）を維持していることを確認している。なお、超音波肉厚計の誤差 0.5mm を加味した場合は、8.8mm となり、設計上の最少肉厚を下回るが、安全機能の維持に必要な最少肉厚（7.7mm）を上回っているため問題はない。 ・腐食速度の算出 実際に測定した値から算出しており、信頼性は極めて高く妥当であると判断する。 ・進展評価 実際に測定した値から算出しており、信頼性は極めて高く妥当であると判断する。



T:腐食代

t1,t2,t3,t4:周方向の肉厚

〈今後実施する予定の保全〉

海中放出管　：今後も継続して 2 回/年の海中放出設備の漏えい検査及び電気防食の定期的な電位確認を実施する。
　　：サンプル管を回収し、肉厚測定、腐食速度、腐食状況の再評価を行い事象の進展を把握する。

表 5.1.2-5　文献値を用いた評価の妥当性について（1／4）

評価対象	文献値を用いた理由	文献値を用いた評価	実機及び文献値の材料、環境等	実機と文献値の比較	実機と文献値の相違点の評価	今後実施する予定の保全
カテゴリ：塔槽類 グループ： 溶解槽（SUS304系） 機器名称： 溶解槽（264V75） 評価部位： 本体 経年変化事象： 全面腐食 評価点：接液面	スペックアウト製品を再溶解する設備であり、ほとんど使用しないことから、腐食はほとんど進展していないと考えられる。このため、肉厚測定を行っても有意な値を得られないことから、文献値を使用した。	腐食速度：0.125 mm/y（約 1.5×10^{-5}mm/h）[5.1.2-1)] 進展評価： ・これまでの運転時間は 100 時間程度であり、現在の減肉量は、設計上の腐食代 1mm に対して 1.5×10^{-3}mm程度。 ・今後もほとんど使用しないため、腐食の進展は考えられない。	①使用材料 実機：ステンレス鋼（SUS304L） 文献：ステンレス鋼（SUS304） ②接触する流体 実機：硝酸ウラン溶液（約 400ｇU/l） 文献：硝酸溶液 ③使用温度 実機：沸点近傍 文献：沸点 ④酸濃度 実機：約 0.2～4mol/l（約 1～20wt％） 文献：4mol/l（20wt％）	①実機の材料より耐食性が若干劣る。 ②実機はウランを含むが、文献はウランを含まない。 ③実機より若干使用温度が高い。 ④実機より若干酸濃度が高い。	①耐食性の劣る材料の文献値を用いることは、保守側である。 ②ウランは硝酸溶液中のステンレス鋼の腐食速度に大きな影響を与えないことから、当該文献値を用いることに問題はない。[5.1.2-2)] ③使用温度の高い文献値を用いることは、保守側である。 ④酸濃度の高い文献値を用いることは、保守側である。 以上より、当該文献値を用いることは妥当であると考える。	当該事象の進展の予測精度向上のため、1回/10 年（不使用の場合を除く）の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。
カテゴリ：塔槽類 グループ： 槽類（アルカリ溶液系） 機器名称： 第 2 溶媒洗浄器（256R11） 評価部位：本体 経年変化事象： 全面腐食 評価点：接液面	高線量のセル内にあり、接近して肉厚測定することが困難なことから、文献値を使用した。	腐食速度：0.0025mm/y（約 2.9×10^{-7}mm/h）[5.1.2-1)、5.1.2-3)] 進展評価： ・これまで約 38 年間運転しており、現在の減肉量は、0.09mm 程度。 ・次回の高経年化技術評価（平成 38 年 3 月末）までの減肉量は、設計上の腐食代 1mm に対して 0.12mm 程度。	①使用材料 実機：ステンレス鋼（SUS304L） 文献：ステンレス鋼 ②接触する流体 実機：水酸化ナトリウム水溶液、溶媒 文献：水酸化ナトリウム水溶液 ③使用温度 実機：約 60℃ 文献：100℃ ④NaOH 濃度 実機：約 1mol/l（約 4wt％） 文献：10mol/l（29wt％）	①同等 ②実機は溶媒を含むが、文献は溶媒を含まない。 ③実機より使用温度が高い。 ④実機より NaOH 濃度が高い。	②リン酸トリブチルとドデカンからなる溶媒に腐食性はないことから、当該文献値を用いることに問題はない。 ③使用温度の高い文献値を用いることは、保守側である。[5.1.2-4)] ④NaOH 濃度の高い文献値を用いることは、保守側である。[5.1.2-4)] 以上より、当該文献値を用いることは妥当であると考える。	当該事象が進展していない事を確認するため、1 回/10 年（不使用の場合を除く）の内部点検を行う。

表 5.1.2-5　文献値を用いた評価の妥当性について（2／4）

評価対象	文献値を用いた理由	文献値を用いた評価	実機及び文献値の材料、環境等	実機と文献値の比較	実機と文献値の相違点の評価	今後実施する予定の保全
カテゴリ：塔槽類 グループ： 蒸発缶類(チタン系(ウラン溶液)) 機器名称： ・ ウラン溶液蒸発缶（第２段）（263E20） ・ 蒸発缶（第２段）（263E35） ・ 濃縮液受槽（264V10） ・ 濃縮液受槽（264V40） 評価部位：本体 経年変化事象： 全面腐食 評価点：接液面	ウランは硝酸溶液中のチタンの腐食速度を抑制することから、腐食はほとんど進展しておらず、肉厚測定を行っても有意な値を得られないと考えられたことから、文献値を使用した。	腐食速度：約 1.1×10^{-5}mm/h [5.1.2-2)] 進展評価： ○ウラン溶液蒸発缶（第２段）（263E20） ・ これまでの運転時間は約 16,200 時間であり、現在の減肉量は 0.18mm 程度。 ○蒸発缶（第２段）（263E35） ・ これまでの運転時間は約 20,200 時間であり、現在の減肉量は 0.23mm 程度。 ・ 次回の高経年化技術評価（平成 38 年 3 月末）までの総運転時間は約 21,700 時間であり、減肉量は、設計上の腐食代 1mm に対して 0.24mm 程度。 ○濃縮液受槽（264V10） ・ これまでの運転時間は約 16,200 時間であり、現在の減肉量は 0.18mm 程度。 ○濃縮液受槽（264V40） ・ これまでの運転時間は約 20,200 時間であり、現在の減肉量は 0.23mm 程度。 ・ 次回の高経年化技術評価（平成 38 年 3 月末）までの総運転時間は約 21,700 時間であり、減肉量は、設計上の腐食代 0.5mm に対して 0.24mm 程度。	①使用材料 実機：チタン 文献：チタン ②接触する流体 実機：硝酸ウラン溶液（約 1,200 gU/l） 文献：硝酸溶液 ③使用温度 実機：沸点 文献：沸点 ④酸濃度 実機：約 0.5mol/l（約 3wt%） 文献：3mol/l(16wt%)	①同等 ②実機はウランを含むが、文献はウランを含まない。 ③同等 ④実機より酸濃度が高い。	②ウランは硝酸溶液中のチタンの腐食速度を抑制することから、当該文献値を用いることは、保守側である。[5.1.2-2)] ④酸濃度の高い文献値を用いることは、保守側である。[5.1.2-5)] 以上より、当該文献値を用いることは妥当であると考える。	当該事象の進展の予測精度向上のため、1回/10 年（不使用の場合を除く）の肉厚測定を実施し、腐食データの蓄積を図る。

表 5.1.2-5　文献値を用いた評価の妥当性について（3／4）

評価対象	文献値を用いた理由	文献値を用いた評価	実機及び文献値の材料、環境等	実機と文献値の比較	実機と文献値の相違点の評価	今後実施する予定の保全
カテゴリ：塔槽類 グループ： 炉類（NCF625 系） 機器名称： 焙焼還元炉（P14X14） 評価部位：炉心管 経年変化事象： 高温腐食（酸化） 評価点： 炉心管全体	構造上肉厚測定が難しいことから、文献値を使用した。	980℃で 1008ｈ（168ｈ×6 サイクル）加熱した場合の平均腐食深さ：約 20μｍ [5.1.2-6] 進展評価： ・ 現段階における焙焼還元炉の使用実績は 777 回で 5,439h(777 回×7ｈ/回)であり、現在の減肉量は 0.11 ㎜程度。 ・ 次回の高経年化技術評価（平成 38 年 3 月末）までに 720 回の使用を想定すると、累積加熱時間は約 10,500h（1,500 回×7h/回）であり、減肉量は、許容される腐食量 1㎜（使用前検査時の最小の実測値 10.3 ㎜、設計上必要な最小肉厚 9.3 ㎜）に対して 0.21㎜ 程度。	①使用材料 実機：NCF625 文献：MA625 ②接触する流体 実機：大気 文献：大気 ③使用温度 実機：約 750℃ 文献：980℃ ④加熱・冷却 1 サイクルあたりの時間 実機：7h 文献：168h	①同等 ②同等 ③実機より使用温度が高い。 ④実機より 1 サイクルの時間が長い。	③使用温度が高い文献値を用いることは、保守側である。[5.1.2-6] ④加熱・冷却の繰り返しによる酸化被膜への影響はほとんどないことから、1 サイクルあたりの時間の違いを無視して当該文献値を用いることに問題はない。[5.1.2-7] 以上より、当該文献値を用いることは妥当であると考える。	当該事象の進展に係るデータの蓄積を図るため、1 回/10 年（不使用の場合を除く）の肉厚測定を行う。
カテゴリ： 冷却水設備 グループ： 冷却塔（開放型冷却塔） 機器名称： 冷却塔(583T101) 評価部位： フレーム・補強材 経年変化事象： 全面腐食、孔食 評価点：表面	平成 16 年に供用を開始し、約 11 年が経過した時点でめっきの損耗及び母材部の減肉は発生していない。 このため、めっきの損耗量を評価するために文献値を使用した。	溶融亜鉛めっきの腐食速度：約 20g/m^2/年 めっき付着量：400g/m^2 [5.1.2-8] 進展評価： ・ 平成 16 年に供用開始（使用期間 11 年）。 ・ 次回の高経年化技術評価（平成 36 年 6 月末）までのめっき付着量は 0g/m^2 になると推定されるが、現状保全の継続により、点検結果に応じて塗装することができるため、母材部の減肉には至らない。	①使用材料 実機：炭素鋼（溶融亜鉛めっき） 文献：溶融亜鉛めっき ②接触する流体 実機：屋外大気 文献：海岸地帯の大気 ③使用温度 実機：常温 文献：常温	①同等 ②同等 ③同等	文献値は実機と同等な条件であり、当該文献値を用いることは妥当であると考える。	

表 5.1.2-5　文献値を用いた評価の妥当性について（4／4）

評価対象	文献値を用いた理由	文献値を用いた評価	実機及び文献値の材料、環境等	実機と文献値の比較	実機と文献値の相違点の評価	今後実施する予定の保全
カテゴリ： 冷却水設備 グループ： 冷却水配管等 機器名称： 2次系冷却水配管等 評価部位：配管 経年変化事象： ライニングの劣化・剥離 評価点： ライニング	平成 16 年に供用を開始し、約 10 年が経過した時点で肉厚測定を実施したが、母材部の減肉は発生していない。また、配管を開放してのライニングの外観点検においても、ライニングの剥離等は認められていない。 このため、ライニングの劣化を評価するために文献値を使用した。	ポリエチレンライニングの耐久性：20 年以上 [5.1.2-9)] 進展評価： ・ 平成16年に供用開始(使用期間11年)。 ・ 次回の高経年化技術評価（平成 36 年 6 月末）までポリエチレンライニングは耐久性を有すると考えられ、母材部の減肉には至らない。	①使用材料 実機：炭素鋼（内面ポリエチレンライニング） 文献：外面ポリエチレンライニング鋼管 ②接触する流体 実機：工業用水（水処理剤含む） 文献：海水	①同等 ②実機は水処理剤を含む工業用水であるが、文献は海水である。	②海流及び塩分の影響をうける文献値を用いることは、保守側である。 以上より、当該文献値を用いることは妥当であると考える。	当該事象が進展していない事を確認するため、1 回/10 年の頻度で実施している肉厚測定及び配管を開放しての外観点検を継続し、腐食データの蓄積を図る。

表 5.1.3-1　各施設のカテゴリ別評価結果概要

施設名	機器数 代表機器数	建家構築物等	塔槽類	ドリップトレイ等	貯蔵容器等	換気設備	冷却水設備	圧縮空気設備	非常用電源系統	蒸気供給設備	計測制御系統	共通設備	その他設備
分離精製工場（主排気筒含む）	996 55	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, c)	△ (b)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, c)	△ (a, c)	－	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, c)
プルトニウム転換技術開発施設	268 31	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (b)	△ (a, b, c)	－	△ (a, b, c)	△ (b, c)	－	△ (c)	△ (a, b, c)	－
高放射性廃液貯蔵場	319 30	△ (a, b, c)	△ (b)	△ (b)	－	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (b, c)	－	△ (a, c)	△ (a, b, c)	－
ウラン貯蔵所、第二ウラン貯蔵所、第三ウラン貯蔵所	8 2	△ (b)	－	－	△ (a)	－	－	－	－	－	－	－	－
ウラン脱硝施設	71 15	－	△ (a, b, c)	－	－	△ (b)	－	－	－	－	△ (b, c)	△ (a, c)	－
ガラス固化技術開発施設（第二付属排気筒含む）	384 47	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (b)	△ (a)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (b, c)	－	△ (a, c)	△ (a, b, c)	△ (a, b)
アスファルト固化体貯蔵施設	2 1	△ (a, b)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
第二アスファルト固化体貯蔵施設	2 1	△ (a, b)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高放射性固体廃棄物貯蔵庫	2 1	△ (a, b)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設	3 1	△ (a, b)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
廃棄物処理場	11 6	－	－	－	－	－	－	－	－	－	△ (b, c)	△ (b, c)	－
分析所	7 5	－	－	－	－	－	－	△ (a, c)	△ (b, c)	－	－	△ (a, c)	－
ユーティリティ施設及び中央運転管理室	147 30	－	－	－	－	－	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, b, c)	△ (a, c)	△ (a, b, c)	－
中間開閉所	16 10	－	－	－	－	－	－	－	△ (a, b, c)	－	－	△ (a, b, c)	－
第二中間開閉所	17 11	－	－	－	－	－	－	－	△ (a, b, c)	－	－	△ (a, b, c)	－
海中放出管	1 1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	△ (a, b, c)

○：「着目すべき経年変化事象」　△：「着目すべき経年変化事象」に該当しない事象
（該当しない理由）　a.　使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいもの
b.　現在までの運転経験により、今後も進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいもの
c.　想定した変化傾向と実際の変化傾向の乖離が考え難い経年変化事象であって、想定した変化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの

5.2　耐震安全性評価

経年変化に関する技術的な評価においては、機器の材質、環境条件等について検討してきたが、耐震性に影響を与えると思われる経年変化事象を保全対策により適切に管理することで、安全性の確保が可能であると考えられる。しかしながら、高経年化プラントの耐震性については、上記経年変化事象の管理の観点からも、安全性を確認しておくことが重要であると思われることから、高経年化対策の一環としてこれを実施した。

第 1 回評価時は再処理事業開始から平成 16 年 3 月末までの知見に基づく評価を実施しており、2 回目となる今回の評価では、平成 26 年 9 月末までの知見に基づき評価を実施している。また、新規制基準の対応としての基準地震動の策定及びそれに基づく地震評価については、現在検討を進めているところである。

なお、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、東海再処理施設のある茨城県東海村において震度 6 弱の地震を観測したが、建物・構築物及び設備に与えた影響について詳細な点検や地震応答解析を踏まえて評価した結果、東海再処理施設の健全性は維持されたことを確認している。

5.2.1　評価対象機器

評価対象機器は、技術評価における評価対象機器と同じとする。これらの機器は、施設の建設時には、以下に示すように重要度分類に応じて十分な耐震性を有することを確認している。

(1) 耐震設計上の重要度分類

東海再処理施設の耐震設計上の重要度分類は以下のとおりである。

なお、各施設における評価対象機器の重要度分類については付録に示す。

(a) ユーティリティ施設の設置変更承認申請（平成 7 年 11 月）より前に設置が認められた施設

建家及び構築物並びに機器・配管の重要度に応じて、次の様に分類し、それぞれの重要度に応じた耐震設計を行っている。

A 類： その機能喪失により、周辺公衆に災害を及ぼすおそれのあるもの

B 類： 高放射性物質に関する A 類以外のもの

C 類： A 及び B 類以外のもの、ただし主要な装置に関係ないものを除く

(b) ユーティリティ施設の設置変更承認申請（平成 7 年 11 月）以降の施設

A クラス：以下に示す機能を有する施設であって、環境への影響、効果の大きいもの。

（A クラスの施設のうち特に重要と判断される施設を限定して A_s クラスと呼称する。）

(i) 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能損失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの。

(ii) 放射性物質を外部に放散する可能性のある事態を防止するために必要なもの。

(iii) 上記のような事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なもの。

Bクラス：上記において影響、効果が比較的小さいもの。

Cクラス：Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの。

(2) 耐震設計評価法及び荷重の組み合わせと許容限界

(a) 建築基準法施行令の改正（昭和55年7月）前の施設（分離精製工場、高放射性固体廃棄物貯蔵庫、アスファルト固化体貯蔵施設等）

(i) 耐震設計評価法

＜建家及び構築物の場合＞

A,B 及び C 類の施設については、建築基準法に定められる水平震度のそれぞれ 3.0 倍,1.5 倍及び 1.0 倍の静的地震力に対して安全であるように設計している。

なお、A 類については建築基礎底面において想定最大加速度 180Gal の地震力に対して安全であるように設計している。

＜機器・配管類の場合＞

A 類については、建築基礎底面において想定最大加速度 180Gal に対しての各階の最大応答加速度の 1.2 倍から静的地震力を算定して設計を行っている。B 類は A 類の 1/2 の最大加速度について、C 類は A 類の 1/3 の最大加速度について各々設計している。

なお、A 類については建家基礎底面において想定最大加速度 180Gal の地震力に対して安全であるように設計している。

(ii) 荷重の組み合わせと許容限界

＜荷重の組み合わせ＞

静的な鉛直地震力として、機器及び配管は各機器の設置階の水平震度の 1/2 として算定し、水平震度と鉛直震度を同時に不利な方向で組み合わせて作用させている。

＜許容限界＞

建家・建築物に関する材料の許容応力度は、建築基準法及び日本建築学会各種規準等、機器・配管類に関する材料の許容応力度は、日本工業規格及び鋼構造設計規準等に各準拠して設定されている。

(b) 建築基準法施行令の改正（昭和55年7月）以降かつユーティリティ施設の設置変更承認申請（平成7年11月）の前に設置が認められた施設（高放射性廃液貯蔵場、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設、第二アスファルト固化体貯蔵施設、第三ウラン貯蔵所、ガラス固化技術開発施設等）

(i) 耐震設計評価法

＜建家及び構築物の場合＞

A,B 及び C 類の施設については、建築基準法に定められる地震層せん断係数のそれぞれ 3.0 倍,1.5 倍及び 1.0 倍の静的地震力に対して安全であるように設計している。

なお、A 類については建家基礎底面において想定最大加速度 180 Gal の地震力に対し

て安全であるように設計している。

＜機器・配管類の場合＞

A 類については、建築基準法施行令から求められる水平震度の 3.6（1.2×3）倍から静的地震力を算定して設計を行っている。B 類は 1.8（A 類の 1/2）倍、C 類 1.2（A 類の 1/3）倍の係数を乗じて静的地震力を算定し設計を行っている。

なお、A 類については建築基礎底面において想定最大加速度 180 Gal の地震力に対して安全であるように設計している。

(ii) 荷重の組み合わせと許容限界

＜荷重の組み合わせ＞

静的な鉛直地震力として、建家及び構築物は水平震度の 0.3 倍、機器及び配管は水平震度の 0.36 倍として算定し、水平震度と鉛直震度を同時に不利な方向で組み合わせて作用させている。

＜許容限界＞

建家・建築物に関する材料の許容応力度は、建築基準法及び日本建築学会各種規準等、機器・配管類に関する材料の許容応力度は、日本工業規格及び鋼構造設計規準等に各準拠して設定されている。

(c) ユーティリティ施設の設置変更承認申請（平成 7 年 11 月）以降の施設（ユーティリティ施設等）

耐震設計評価法及び荷重の組み合わせと許容限界については、施設の設置当時における「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のそれぞれの該当項目を適用している。

5.2.2 評価手順

(1) 耐震安全上着目すべき経年変化事象の抽出

技術評価において想定した経年変化事象について、耐震性に与える影響を評価する。今後も進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年変化事象を除き、その進展が機器・構築物の耐震性に影響を及ぼすことが想定される経年変化事象を耐震安全上着目すべき経年変化事象として抽出する。

(2) 経年変化事象に対する耐震安全性評価

耐震安全上着目すべき経年変化事象については、次回の高経年化技術評価までの供用を想定し耐震安全性に関する詳細評価を実施する。

(3) 保全対策に反映すべき項目の抽出

以上の検討結果を基に耐震上の観点から保全対策に反映すべき項目があるか、検討を実施する。

5.2.3　耐震安全性評価結果

各施設において安全上重要な施設及び海中放出管を対象に、耐震性に影響を与えうる経年変化事象に対して評価を行った結果、次回の高経年化技術評価までの供用を仮定した場合も、進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいこと等から構造強度に影響がないことを確認した。したがって、耐震性への影響はなく、耐震安全上着目すべき経年変化事象は抽出されなかった。

このことから、耐震安全性に関する詳細評価及び耐震安全性の観点から保全対策に反映すべき項目の抽出については、実施する必要がなかった。

以上により、次回の高経年化技術評価までの供用を想定した場合においても耐震安全性が維持されることを確認した。

5.3　長期保全計画の策定

安全上重要な施設及び海中放出管を対象に実施した高経年化技術評価の結果、「着目すべき経年変化事象」はなく、現状の保全を継続することにより、対象となる全ての機器について、次回の高経年化技術評価までの供用を仮定した場合においても安全上重要な機器の安全機能が確保されることを確認した。したがって、長期保全計画に取り込むべき新たな追加保全策はなかった。

5.4　経年変化に関する技術的な評価のまとめ

(1) 評価

東海再処理施設を構成する機器・構築物のうち、安全上重要な施設及び海中放出管を対象に高経年化技術評価を実施した結果、測定値等の実績及び工学的知見等を参考にしても当初の予測からの乖離が否定できないといった「着目すべき経年変化事象」に該当するものはなく、次回の高経年化対策までの 10 年間（平成 28 年 4 月～平成 38 年 3 月）の供用を仮定した場合においても、長期保全計画に取り込むべき新たな追加保全策はなく、現状保全の継続により安全上重要な設備等の機能を維持できる見通しを得ることができた。

(2) 今後の取り組み

今後の取り組みとして、当面、現状保全を確実に実施していくとともに、廃止措置の状況に応じた保全の見直しを適宜図っていく。また、高経年化対策に対して新たな知見が得られたものについては適宜取り入れ、保全計画に反映していく。

なお、これらの保全活動は、再処理施設保安規定が要求する品質保証及び保守管理の規定に基づき、確実に実施していくものとする。

当機構は、高経年化対策に関するこれらの活動を通じて、今後とも東海再処理施設の安全性・信頼性の向上に取り組んでいく。

6. まとめ

第 2 回目となる東海再処理施設の定期的な評価を行い、「保安活動の実施状況の評価」、「最新の技術的知見の反映状況の評価」、「経年変化に関する技術的な評価」について以下のとおり評価を完了した。

6.1 保安活動の実施状況の評価

平成 16 年 4 月から平成 26 年 9 月末までを調査対象期間として、東海再処理施設の保安活動を調査した。今回の調査対象期間において、東海再処理施設で使用済燃料の再処理運転を行った期間は、平成 16 年 4 月から平成 19 年 5 月までの約 3 年間である。それ以降の約 7 年間については、低放射性廃液処理工程及び低放射性固体廃棄物処理工程等の運転は継続しているものの、平成 18 年 9 月の新耐震指針に伴う耐震性向上対策工事、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震に伴う点検及び復旧・補修工事、本地震及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策及びシビアアクシデント対策等を実施しており、使用済燃料の再処理運転は実施していない。

一方、平成 25 年 12 月には核燃料施設等における新規制基準が施行されたが、東海再処理施設において溶液状態で保管しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液を潜在的ハザードと捉え、これらを着実に固化・安定化することで施設の安全性の向上を図ることが重要と考え、固化・安定化を進められるよう原子力規制庁等との調整を進め、平成 26 年 4 月にはプルトニウム転換技術開発施設におけるプルトニウム溶液の固化・安定化（MOX 粉末化）運転を再開した。また、ガラス固化技術開発施設における高放射性廃液の固化・安定化（ガラス固化）についても平成 28 年 1 月から運転を再開した。

今回、第 2 回目となる東海再処理施設の定期的な評価における保安活動の実施状況の評価にあたっては、このような情勢の中、東海再処理施設で実施された保安活動について調査し、評価を行った。

「品質保証活動」、「運転管理」、「保守管理」、「核燃料物質管理」、「放射線管理」、「放射性廃棄物管理」、「事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置」、「安全文化の醸成活動」の保安活動の各分野について調査した結果、東海再処理施設では事故・故障等の教訓を踏まえ、品質・安全性・信頼性の観点から、保安活動の各分野で管理面や設備面の改善を図ってきており、東海再処理施設の安全性及び信頼性確保を目指した適切な保安活動が実施されていることを確認した。

平成 26 年 9 月末に公開された「日本原子力研究開発機構改革報告書」において、東海再処理施設については、次期中長期目標期間（平成 27 年～）中に廃止措置計画を申請する方向で検討を進めることが示された。このため、今後、東海再処理施設では廃止措置への移行に伴い新たな使用済燃料の再処理を行う計画はないが、現在保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化に係る運転等を着実に進め、潜在的ハザードの低減を図っていく。また、近年、経年変化を起因としたトラブル等が散見されていることから、施設の高経年化をより意識した保安活動に努めていくとともに、今後廃止措置に向かうことを前提に新規制基準への対応を適切に進め、東海再処理施設の更なる安全性及び信頼性の向上を図っていく。

6.2　最新の技術的知見の反映状況の評価

東海再処理施設における最新の技術的知見の反映状況を調査した結果、新規制基準については、今後廃止措置に向かうことを前提に本規制への対応に取り組んでいるところであるが、それ以外の安全研究成果、国内外の再処理施設等の運転経験から得られた教訓、技術開発成果については、前回の定期的な評価以降も最新の技術的知見が反映され、より一層の安全性・信頼性の向上が図られていることを確認した。

今後とも、最新の技術的知見について東海再処理施設の保安活動に適切に反映し、更なる安全性・信頼性の向上を図っていく。

6.3　経年変化に関する技術的な評価

東海再処理施設を構成する機器類のうち、安全上重要な施設及び海中放出管を対象に高経年化技術評価を実施した結果、測定値等の実績及び工学的知見等を参考にしても当初の予測からの乖離が否定できないといった「着目すべき経年変化事象」に該当するものはなく、次回の高経年化技術評価までの 10 年間（平成 28 年 4 月～平成 38 年 3 月）の供用を仮定した場合においても、長期保全計画に取り込むべき新たな追加保全策はなく、現状保全の継続により安全上重要な設備等の機能を維持できる見通しを得ることができた。

当面、現状保全を確実に実施していくとともに、廃止措置の状況に応じた保全の見直しを適宜図っていく。また、高経年化対策に対して新たな知見が得られたものについては適宜取り入れ、保全計画に反映していく。

6.4　今後の取り組み

当機構は、現在東海再処理施設に保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化に係る運転等を着実に進め、潜在的ハザードの低減を図っていく。また、近年、経年変化を起因としたトラブル等が散見されていることから、施設の高経年化をより意識した保安活動に努めていくとともに、今後廃止措置に向かうことを前提に新規制基準への対応を適切に進め、東海再処理施設の更なる安全性及び信頼性の向上を図っていく所存である。

参考文献

2.2-1) 農林水産省，農林水産省(市町村別データ 長期累年)，
http://www.maff.go.jp/j/tokei/kouhyou/sityo_tyouki/index.html (参照：2015 年１月).

2.2-2) 農林水産省，関東農政局(V　畜産の部)
http://www.maff.go.jp/kanto/to_jyo/2012data/2223ibarakinenpo.html#chikusannnobu (参照：2015 年１月).

2.2-3) 気象庁，気象庁(観測開始からの毎月の値: 水戸　日平均気温の月平均値(℃))
http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/etrn/view/monthly_s3.php?prec_no=40&block_no=47629&year=&month=&day=&view= (参照：2015 年１月).

2.2-4) 気象庁，気象庁(観測史上 1～10 位の値(年間を通じての値): 水戸(茨城県))
http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/etrn/view/rank_s.php?prec_no=40&block_no=47629&year=&month=&day=&view= (参照：2015 年１月).

2.2-5) 気象庁，気象庁(観測開始からの毎月の値: 水戸　降水量の月合計値(mm))
http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/etrn/view/monthly_s3.php?prec_no=40&block_no=47629&year=&month=&day=&view=p5 (参照：2015 年１月).

2.2-6) Earth Quake Research，揺れる日本列島(茨城県)
http://jisin.jpn.org/area080004.html (参照：2015 年１月).

3-1) 一般社団法人日本原子力学会,日本原子力学会標準原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009，2009.

3.3-1) 財団法人日本建築防災協会,震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針，2005，360p.

3.4-1) 三浦靖他，東海再処理施設における Pu 系低放射性固体廃棄物 NDA 装置の開発，第 30 回核物質管理学会日本支部年次大会論文集，2009.

3.4-2) 中村仁宣他，Implementation of Dynamic Cross-Talk Correction(DCTC) for MOX Holdup Assay Measurements Among Multiple Gloveboxes, the INMM Annual Meeting Proceedings Archive，2012.
http://www.inmm.org/Annual_Meeting_Proceedings.htm

3.5-1) 原子力規制委員会，旧組織からの情報-放射線防護専門部会　環境放射線モニタリング中央評価分科会議事次第｜原子力規制委員会，
http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8974688/www.nsr.go.jp/archive/nsc/senmon/shidai/kanhou/kanhou014/kanhou_si014.htm (参照:2014 年 9 月).

3.5-2) 中野 政尚他，ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法を用いた海水中γ線放出核種分析法，RADIOISOTOPES，Vol.58，No.2，2009，pp.61-69.

3.5-3) 中野 政尚他，液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 迅速分析法，RADIOISOTOPES，Vol.59，No.5，2010，pp.319-328.

3.6-1) 日本原子力研究開発機構,「再処理施設海中放出管からの漏えいに関する報告書(最終報告)の提出について(お知らせ)」,
http://www.jaea.go.jp/02/press2010/p11031100/index.html (参照:2015 年 6 月).

3.6-2) Torata, S. et al., "Development of Glass Melter for the PNC Tokai Vitrification Facility"; PNC TN8440 88-016, 1988, 18p.

3.6-3) 日本原子力研究開発機構,低放射性廃棄物の廃棄体化に向けて-東海再処理施設における低放射性液体廃棄物処理の将来計画-, 未来を拓く原子力, 2008, 83p.

3.6-4) 電気事業連合会、核燃料サイクル開発機構(現 (国研)日本原子力研究開発機構),「TRU 廃棄物処分技術検討書―第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発のとりまとめ―」, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02, 2005 年 9 月.

3.6-5) 日本原子力研究開発機構 経営企画部 バックエンド推進部門,「原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分の中長期計画」, JAEA-Technology 2012-028, 2012,71P.

3.8-1) 日本原子力研究開発機構,「再処理施設海中放出管からの漏えいに関する報告書(最終報告)の提出について(お知らせ)」,
http://www.jaea.go.jp/02/press2010/p11031100/index.html (参照:2015 年 6 月).

3.8-2) 日本原子力研究開発機構, 「再処理施設分離精製工場における高放射性廃液貯槽の換気ブロワの一時停止に関する報告書の提出について(お知らせ)」,
http://www.jaea.go.jp/02/press2012/p12040203/index.html (参照:2015 年 6 月).

3.8-3) 日本原子力研究開発機構, 「再処理施設主排気筒ダクトの貫通孔の確認に関する報告書(最終報告)の提出について(お知らせ)」,
http://www.jaea.go.jp/02/press2012/p12040204/index.html (参照:2015 年 6 月).

3.8-4) 日本原子力研究開発機構、「再処理施設 分析所 非管理区域における汚染に関する最終報告書の提出について(お知らせ)」,
http://www.jaea.go.jp/02/press2013/p13080701/index.html (参照:2015 年 6 月).

4.2.2-1) 原子力情報公開ライブラリー"ニューシア(NUCIA)"において公開されているトラブル情報等(保全品質情報を含む),
http://www.nucia.jp/index.html (参照:2015 年 5 月).

4.2.2-2) IINET システム(Incident Information Network system)において公開されている事故・故障等情報(文部科学省の依頼により原子力安全技術センターが作成したデータベース), http://www.n-iinet.ne.jp/ (参照:2015 年 4 月).

4.2.2-3) 原子力規制委員会の事故・トラブル情報(原子力規制委員会 HP),
http://www.nsr.go.jp/ (参照:2015 年 5 月).

4.2.2-4) 旧 JNES の国内・国外トラブル情報(原子力規制委員会 HP),
http://www.nsr.go.jp/nra/archive/index.html (参照:2015 年 5 月).

4.2.2-5) 原子力機構研究開発成果検索・閲覧(JOPSS)における事故・トラブル情報の検索結果(原子力機構研究連携成果展開部 HP の JOPSS),
http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/search/servlet/interSearch (参照：2015 年2月).

4.2.2-6) フランス ASN より公開されている事故・故障等の情報,
http://www.asn.fr/ (参照：2015 年1月).

4.2.2-7) イギリス HSE より公開されている事故・故障等の情報(四半期報告),
http://www.onr.org.uk/index.htm (参照：2015 年2月).

4.2.2-8) ドイツ BfS より公開されている事故・故障等の情報(年報),
http://www.bfs.de/en/bfs (参照：2015 年2月).

4.2.2-9) アメリカ NRC の再処理に係る情報,
http://www.nrc.gov/ (参照：2015 年2月).

4.2.2-10) IAEA INIS(International Atomic Energy Agency International Nuclear Information System)における事故・トラブル情報,
https://inis.iaea.org/search/default.aspx (参照：2015 年3月).

4.2.3-1) Fujita, H. et al., Environmental tritium in the vicinity of Tokai Reprocessing Plant, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.11, 2007, pp.1474-1480.

4.2.3-2) Koarashi, J. et al., Diverse monitoring approaches reveal ^{14}C dispersion pattern and its impact on the environment around the Tokai Reprocessing Plant, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.1, 2011, pp.120-129.

4.2.3-3) 竹安正則他, ORION-WIN；原子力施設からの放射性物質の大気放出に起因する環境中濃度及び線量を評価するための計算コード, JAEA-Data/Code 2012-021, 2012, 29p.

4.2.3-4) Takeyasu, M. et al., Development of calculation code for estimating radiation dose for hypothetical accident of nuclear facility considering radioactive decay chain during atmospheric dispersion of released radionuclides, Proceedings of 3rd Asian and Oceanic Congress on Radiation Protection (AOCRP-3), 2010, 4p., CD-ROM.

4.2.3-5) 竹安正則他, 放出放射性物質による緊急時線量シミュレーションシステム(SIERRA-II)の開発, JAEA-Data/Code 2011-019, 2012, 23p.

4.2.3-6) 竹安正則, 核燃料サイクル施設からの放射能放出に伴う環境γ線線量率変動の定量化に関する研究(学位論文), JAEA-Review 2013-016, 2013, 92p.

4.2.3-7) 中野政尚他, 大気拡散計算に関連する気象観測データの解析,1995 年度～2004 年度, JAEA-Technology 2006-008, 2006, 26p.

4.2.3-8) 中野政尚他, 海産生物における超ウラン核種の濃縮係数について,
Radioisotopes, vol.55, no.4, 2006, pp.197-203.

4.2.3-9) 小嵐淳他, 東海再処理施設から大気放出された ^{14}C の米への移行；モニタリングデータと簡易モデリングアプローチ, JAEA-Technology 2007-042, 2007, 32p.

4.2.3-10) 中野政尚他，ヘキサシアノ鉄(II)酸ニッケル-水酸化鉄(III)共沈法を用いた海水中γ線放出核種分析法，Radioisotopes，vol.58，no.2，2009，pp.61-69.

4.2.3-11) 中野政尚他，液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 迅速分析法，Radioisotopes，vol.59，no.5，2010，pp.319-328.

4.2.3-12) 小嵐淳他，東海再処理施設における排気中トリチウム，炭素 14 及び放射性ヨウ素の捕集方法と捕集効率，JNC-TN8410 2004-003，2004，49p.

4.2.3-13) Takeishi，M. et al.，Investigation of Analytical Method for Technetium-99 in Liquid Effluent Discharged from Tokai Reprocessing Plant，International Symposium on Technetium -Science and Utilization- (IST 2005)，no.2509，2005，pp.47-48.

4.2.3-14) 小嵐淳他，排気中 ^{14}C モニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言，JNC-TN8410 2005-005，2005，55p.

4.2.3-15) 小嵐淳他，排気中トリチウムモニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言，JNC-TN8410 2005-004，2005，73p.

4.2.3-16) Koarashi，J. et al.，A simple and reliable monitoring system for ^{3}H and ^{14}C in radioactive airborne effluent，Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry，vol.268，no.3，2006，pp.475-479.

4.2.3-17) Koarashi，J. et al.，Rapid detection and estimation of an unexpected atmospheric release of ^{129}I，保健物理，vol.43，no.4，2008，pp.366-370.

4.2.3-18) 小嵐淳他，排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言，JAEA-Technology 2010-039，2010，34p.

4.2.3-19) 眞田幸尚他，パルス時間間隔を利用したバックグラウンド補償型α線測定装置の開発，JAEA-Technology 2005-009，2006，33p.

4.2.3-20) Sanada，Y. et al.，Development of dust monitor for rapid detection of plutonium with background compensation system，Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCRP-2)，2006，pp.313-317.，CD-ROM.

4.2.3-21) Sanada，Y. et al.，Installation places of criticality accident detectors in the plutonium conversion development facility，Journal of Nuclear Science and Technology，vol.45，suppl.5，2008，pp.74-77.

4.2.3-22) Tsujimura，N. et al.，New criticality accident alarm system detectors at the JAEA Tokai Reprocessing Plant，Progress in Nuclear Science and Technology，vol.1，2011，pp.202-205，Internet.

4.2.3-23) Tsujimura，N. et al.，Evaluation of the neutron response of a criticality accident alarm system detector，Progress in Nuclear Science and Technology，vol.4，2014，pp.737-740，Internet.

4.2.3-24) 清水亮他，スチームジェットの腐食と設計改良，日本原子力学会和文論文誌，vol.4，no.3，2005，pp.203-212.

4.2.3-25) Yamanaka, A. et al., Corrosion evaluation of uranyl nitrate solution evaporator and denitrator in Tokai Reprocessing Plant, Proceedings of International Conference on Toward and Over the Fukushima Daiichi Accident (GLOBAL 2011), 2011, 6p, CD-ROM.

4.2.3-26) 坂口忍他，地震時にせん断荷重を受ける機器据付ボルトの耐震裕度に関する一考察，JAEA-Technology 2011-006，2011，24p.

4.2.3-27) 芳中一行他，蛍光浸透探傷試験装置の開発，日本原子力学会和文論文誌，vol.7，no.3，2008，pp.268-279.

4.2.3-28) Aoshima, A. et al., Glass Melter Replacement and Melter Technology Development in the Tokai Vitrification Facility, 12th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-12), 2004, 6p.

4.2.3-29) Aoshima, A. et al., Vitrification technology development plan in Tokai reprocessing plant, 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-14), 2006.

4.2.3-30) 吉沼明彦他，地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント～地層処分において必要と考えられる高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の特性～報告書，日本原子力学会「地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント」特別専門委員会，2010，67p.

4.2.3-31) Horiguchi, K. et al., Development of new treatment process for low level radioactive waste at Tokai Reprocessing Plant, Proceedings of 2009 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '09), 2009, pp.9411_1-9411_9, CD-ROM.

4.2.3-32) 森英人他，グローブボックスフィルターケーシングの腐食原因と補修技術，日本保全学会第11回学術講演会要旨集，2014，pp.132-138.

4.2.3-33) 川崎一男他，水管ボイラー対流蒸発管における腐食孔の発生とその原因，ボイラ研究，vol.382，2013，pp.26-33.

4.2.3-34) Taguchi, S. et al., Determination of plutonium in highly radioactive liquid waste by spectrophotometry using neodymium as an internal standard for safeguards analysis; Japan Support Program for Agency Safeguards (JASPAS), JC-19, JAEA-Technology 2006-041, 2006, 58p.

4.2.3-35) 北川修他，導電率測定による高濃度のプルトニウム，ウランを含む硝酸溶液の酸濃度の定量，JAEA-Technology 2006-031，2006，29p.

4.2.3-36) Surugaya, N. et al., Improvement of analytical activities in the Tokai reprocessing plant, Japan, by measuring destructive and non-destructive assays, STI/PUB/1298, 2007, pp.673-679, CD-ROM.

4.2.3-37) Hosoma, T. et al., Reduction of fluctuation and small bias observed in continuous volume monitoring taken in an annular tank for plutonium nitrate, STI/PUB/1298, 2007, pp.699-705, CD-ROM.

4.2.3-38) 三浦靖他, 東海再処理施設における Pu 系低放射性固体廃棄物 NDA 装置の開発, 核物質管理学会(INMM)日本支部第 30 回年次大会論文集, 2009, 9p, CD-ROM.

4.2.3-39) 向泰宣他, 高精度液位測定装置に用いられる水晶振動型差圧センサの保守管理;精度の維持及び故障時の兆候, 核物質管理学会(INMM)日本支部第 30 回年次大会論文集, 2009, 9p, CD-ROM.

4.2.3-40) Nakamura, H. et al., Concept of a new Glove Box Cleanout Assistance Tool (BCAT) by using Distributed Source-Term Analysis (DSTA), Proceedings of INMM 51st Annual Meeting, 2010, 9p, CD-ROM.

4.2.3-41) Hosoma, T., Volume measurement system for plutonium nitrate solution and its uncertainty to be used for nuclear materials accountancy proved by demonstration over fifteen years, JAEA-Research 2010-033, 2010, 47p.

4.2.3-42) Nakamura, H. et al., Feasibility study of neutron multiplicity assay for a heterogeneous sludge sample containing Na, Pu and other impurities, IAEA-CN-184/59, 2010, 7p, Internet.

5.1.2-1) 幡野 佐一,「別冊化学工業 24-1 化学装置材料耐食表」, 化学工業社, 1980.

5.1.2-2) 武田誠一郎 他,再処理溶液中における各種金属材料の耐食性, JNC TN8400 2002-007, 2001, 135p.

5.1.2-3) (社)腐食防食協会,「腐食センターニュース」, No.015, 1997, p.4.

5.1.2-4) ステンレス協会編,「ステンレス鋼便覧-第 3 版-」,日刊工業新聞社, 1997, p.341.

5.1.2-5) 永井崇之 他,“硝酸ウラニル溶液中での各種金属材料の耐食性”,日本原子力学会 1991 年春の年会予稿集, 1991.

5.1.2-6) 三菱マテリアル株式会社,「耐熱合金データ集」, Cat.No.270, 1992, p.32.

5.1.2-7) Inco Alloys International,「INCONEL alloy625」, The International Nickel Company. Inc., 1996, p.15.

5.1.2-8) 財団法人 日本規格協会,「溶融亜鉛めっき」,JIS-H8641, 2007, p4.

5.1.2-9) 山本正弘 他「材料と環境」Vol.55, No.6, 2006, pp.239-244.

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度[a]，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率[b]	（数字の）　1	1
比透磁率[b]	（数字の）　1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン[b]	rad	1 [b]	m/m
立体角	ステラジアン[b]	sr[c]	1 [b]	m^2/m^2
周波数	ヘルツ[d]	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度[e]	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr[c]	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	$m^{-2}\ cd$
放射性核種の放射能[f]	ベクレル[d]	Bq		s^{-1}
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト[g]	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		$s^{-1}\ mol$

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3}\ s\ A$
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X 線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1}\ s\ A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}\ mol$

表５．SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 $hm^2=10^4m^2$
リットル	L, l	1 L=1 l=1 $dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	1 t=10^3 kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10^{11}m

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm^2=$(10^{-12}cm)^2$=$10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デシベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =$1cm^2\ s^{-1}$=$10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} =10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウエル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド[a]	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)$A m^{-1}

(a) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー），4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年）