

原子力発電所のサイト解放に関する技術的課題の検討

—米国の実績を参考としたサイト解放基準、手順、検認要件—
(受託研究)

Study on Technical Issues of Site Release of Nuclear Power Plants
—Criteria for Site Release, Procedures and Verification Requirements
Based on Experiences in the U.S. —
(Contract Research)

助川 武則 島田 太郎 桂井 清道 田中 忠夫 中山 真一

Takenori SUKEGAWA, Taro SHIMADA, Kiyomichi KATSURAI
Tadao TANAKA and Shinichi NAKAYAMA

安全研究センター
原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット
Nuclear Facility Safety Research Unit
Nuclear Safety Research Center

本レポートは独立行政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。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 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
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, 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

原子力発電所のサイト解放に関する技術的課題の検討
－米国の実績を参考としたサイト解放基準、手順、検認要件－
(受託研究)

日本原子力研究開発機構
安全研究センター 原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット
助川 武則・島田 太郎・桂井 清道*・田中 忠夫・中山 真一

(2009年12月18日受理)

原子力施設の運転終了以降に係る安全規制制度のうち、廃止措置終了の確認に関する放射能レベルの基準、検認手法等は具体的に検討を行うべき重要な課題である。そこで、IAEA、米国等の指針や基準並びに米国発電用原子炉のサイト解放の実施例を調査し、我が国でのサイト解放の制度化について検討する場合の課題を抽出した。本報告書では、具体的事例として米国トロージャン発電所の最終放射線サーベイの手順等をまとめるとともに、広大な敷地を対象とする廃止措置終了確認における検認測定の対象範囲の設定等について考察し、さらに、米国の最終サーベイ手引き（MARSSIM）を参考に我が国の実情に沿った廃止措置終了確認手順の案を提示した。

本報告は、経済産業省原子力安全・保安院及び(独)原子力安全基盤機構の委託により実施した研究成果の一部である。

原子力科学研究所（駐在）：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

* 技術開発協力員（次世代原子力システム研究開発部門 次世代再処理システムユニット）

Study on Technical Issues of Site Release of Nuclear Power Plants

- Criteria for Site Release, Procedures and Verification Requirements Based on Experiences in the U.S. -
(Contract Research)

Takenori SUKEGAWA, Taro SHIMADA, Kiyomichi KATSURAI*, Tadao TANAKA
and Shinichi NAKAYAMA

Nuclear Facility Safety Research Unit, Nuclear Safety Research Center

Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 18, 2009)

In the field of safety regulation systems for nuclear facilities after the completion of their operations, criteria of residual radioactivities and confirmation and verification procedures for the termination of the decommissioning are important issues that should concretely be made a study. Safety standards and criteria in IAEA, USA, etc., and practical examples of site release of nuclear power reactors in USA were studied, therefore, issues for introducing the regulation system in Japan were discussed. In this report, final status survey of Trojan nuclear power plant was investigated as a particular case of site release, and concepts of specifying survey areas to be measured radioactivities and demonstrated to compliance with release criteria were discussed. In addition, the idea of confirmation and verification procedures for the termination of the decommissioning in Japan was proposed referring to the US guidance (MARSSIM).

Keywords: Decommissioning, Site Release, License Termination, MARSSIM, Trojan, Final Status Survey

This study was performed by JAEA under contract with Nuclear and Industrial Safety Agency(NISA) and Japan Nuclear Energy Safety Organization(JNES).

* Collaborating Engineer (Advanced Reprocessing System Unit, Advanced Nuclear System Research and Development Directorate)

目 次

1.はじめに.....	1
2.海外におけるサイト解放実施状況.....	2
2.1 発電用原子炉施設の廃止措置の概況.....	2
2.2 サイト解放基準	3
3.トロージャン原子力発電所のサイト解放.....	9
3.1 サイトの概要	9
3.2 サイト解放の手順	10
3.2.1 事前調査.....	10
3.2.2 対象物の種類及び対象範囲.....	12
3.2.3 評価対象核種の選定と導出核種濃度ガイドラインの決定方法	12
3.2.4 評価対象核種濃度の測定・評価方法	14
3.2.5 評価単位、測定位置・測定点数	15
3.2.6 放射能測定装置の選定と測定条件	17
3.2.7 サイト解放の判定方法.....	18
3.3 サイト解放最終状況サーベイの事例.....	26
3.3.1 トロージャンの最終状況サーベイの事例（原子炉格納建屋内部）	26
3.3.2 NRC の確認サーベイの例（原子炉建屋格納ドーム内面）	37
3.3.3 トロージャンの最終状況サーベイの事例（サイト土壤）	40
3.3.4 サイト解放に関する NRC の評価.....	53
3.4 トロージャン原子力発電所のサイト解放調査のまとめ.....	57
4.サイト解放検認についての概念検討	59
4.1 廃止措置の終了形態及び解放後のサイトイメージに関する考察.....	59
4.2 サイト解放基準に関する考察.....	62
4.3 サイト解放のための検認要件に関する考察.....	67
4.4 サイト解放検認手順の提言.....	74
4.4.1 サイト解放までのプロセス	74
4.4.2 サイト解放までの検認手順の整理	74
5.まとめ.....	84
謝辞.....	85
参考文献.....	85

Contents

1.	Introduction	1
2.	Status of Site Release in Foreign Countries	2
	2.1 Site Summaries for Decommissioning Power Reactors	2
	2.2 Criteria for Site Release.....	3
3.	Site Release of Trojan Nuclear Plant.....	9
	3.1 Site Status Summary.....	9
	3.2 Procedure of Site Release.....	10
	3.2.1 Preliminary Site Investigation	10
	3.2.2 Object and Scope of Site Survey	12
	3.2.3 Nuclide Selection and Determination Method Derived Concentration Guideline Level	12
	3.2.4 Measurement and Evaluation Method of Concentration of Specific Nuclides.....	14
	3.2.5 Size, Position and Numbers for Radioactivity Measurement.....	15
	3.2.6 Selection and Condition for Radioactivity Measurement Devices.....	17
	3.2.7 Method of Judging Site Release	18
	3.3 Example of Final Status Survey	26
	3.3.1 Example of Final Status Survey in Trojan (Containment Building Interior)	26
	3.3.2 Example of Confirmation Survey by NRC (Containment Dome)	37
	3.3.3 Example of Final Status Survey in Trojan (Site Ground)	40
	3.3.4 Site Release Verification by NRC.....	53
	3.4 Summary of Study of Trojan Nuclear Plant Site Release	57
4.	Consideration of Concept for Site Release Confirmation and Verification.....	59
	4.1 Consideration of Final Status of Decommissioning and Site Condition after Site Release.....	59
	4.2 Consideration of Release Criterion.....	62
	4.3 Consideration of Requirement for Site Release Confirmation and Verification.....	67
	4.4 Proposal of Site Release Verification Procedure	74
	4.4.1 Process of Decommissioning and Site Release	74
	4.4.2 Idea of Site Release Verification Procedure	74
5.	Summary	84
	Acknowledgment	85
	References	85

表リスト

表2.1 恒久停止した米国原子炉の廃止措置に関する情報	8
表3.1 トロージャンのグロス放射能DCGLの核種組成比	19
表3.2 トロージャンの土壤、砂利等のスクリーニングDCGL	20
表3.3 トロージャンで使用したエリア係数	20
表3.4 トロージャンの最終状況サーベイ設計の要約	21
表3.5 トロージャンで使用したポータブル測定器	22
表3.6 トロージャンの実験室用計測装置	23
表3.7 最終状況サーベイ結果の要約（原子炉格納建屋）	32
表3.8 スミヤによる表面放射能測定結果の要約（原子炉格納建屋）	35
表3.9 データ調査の結果と対応策（原子炉格納建屋）	36
表3.10 トロージャンの原子炉格納建屋の表面放射能レベル	38
表3.11 トロージャンの原子炉格納建屋の表面放射能レベルの比較測定	38
表3.12 最終状況サーベイ結果の要約（付属施設及び敷地）	46
表3.13 データ調査の結果と対応策（付属施設及び敷地）	49
表3.14 トロージャン最終状況サーベイ報告書に関するNRCの審査及び承認	55
表4.1 廃止措置終了後のサイト利用形態	61
表4.2 米国、ドイツにおける発電用原子炉施設からの放射性物質異常放出事象（例）	66
表4.3 汚染の可能性のある領域（敷地）の想定箇所（米国、ドイツ）	77
表4.4 原子炉運転中の放射性気体廃棄物の想定年間放出量	78
表4.5 地表沈着蓄積放射能の評価結果（BWR）	78
表4.6 地表沈着蓄積放射能による被ばく線量評価結果（BWR）	79

図リスト

図3.1 米国におけるサイト解放までの廃止措置手順	23
図3.2 MARSSIMにおける測定・評価・検認フロー	24
図3.3 トロージャンのサイト全体および影響領域	25
図3.4 最終状況サーベイの行われる原子炉格納建屋概略	39
図3.5 静止測定マップ及びサーベイ結果の要約（クラス1）	50
図3.6 静止測定マップ及びサーベイ結果の要約（クラス2）	51
図3.7 静止測定マップ及びサーベイ結果の要約（クラス3）	52
図4.1 国内原子力発電所の土壤中 ¹³⁷ Cs濃度	80
図4.2 検認対象となる可能性があると予想される領域	81
図4.3 検認対象とする必要がないと予想される領域	81
図4.4 建屋除染から廃止措置終了までの基本的な手順例	82
図4.5 廃止措置終了確認における検認手順フロー（案）	83

List of Tables

Table 2.1	Status of Permanently Shutdown Power Reactors in USA.....	8
Table 3.1	Nuclide Composition Ratio of Gross Radioactivity DCGL in Trojan	19
Table 3.2	Screening DCGL of Soil and Gravel in Trojan.....	20
Table 3.3	Area Coefficient Used at Trojan	20
Table 3.4	Summary of the Final Status Survey Design of Trojan	21
Table 3.5	Portable Instrumentation Radiation Detectors Used at Trojan	22
Table 3.6	Laboratory Instrumentation of Trojan	23
Table 3.7	Summary of the Final Status Survey Results (Containment Building)	32
Table 3.8	Summary of Surface Radioactivity Measurement Result by Smear (Containment Building).....	35
Table 3.9	Data Investigation Results and Action Taken (Containment Building).....	36
Table 3.10	Surface Radioactivity Level of Containment Building.....	38
Table 3.11	Comparison Measurement at Surface Radioactivity Level of Containment Building.....	38
Table 3.12	Summary of the Final Status Survey Results (Support Facilities and Site Ground).....	46
Table 3.13	Data Investigation Results and Action Taken (Support Facilities and Site Ground)	49
Table 3.14	Review and Approval for Trojan Final Status Survey Report by NRC	55
Table 4.1	Site Condition after Decommissioning.....	61
Table 4.2	Abnormal Discharge of Radioactive Substance from Power Reactors in USA and Germany	66
Table 4.3	Supposed Area with Potential Contamination (USA and Germany)	77
Table 4.4	Amount of the Discharge Gaseous Radioactive Waste during Reactor Operation.....	78
Table 4.5	Evaluation Result of Accumulated Radioactivity at the Soil Surface (BWR).....	78
Table 4.6	Public Dose Evaluation Result from Accumulated Radioactivity at the Soil Surface (BWR)	79

List of Figures

Figure 3.1	Dismantlement and Site Release Procedure in the United States	23
Figure 3.2	Flow of Measurement, Evaluation and Confirmation in MARSSIM	24
Figure 3.3	Plant Layout and Impacted Area of Trojan	25
Figure 3.4	Cross-Section View of Containment Building.....	39
Figure 3.5	Static Measurement Locations Map and Final Survey Results Summary (Class 1)	50
Figure 3.6	Static Measurement Locations Map and Final Survey Results Summary (Class 2)	51
Figure 3.7	Static Measurement Locations Map and Final Survey Results Summary (Class 3)	52
Figure 4.1	¹³⁷ Cs Concentration in Soil of Nuclear Power Reactors in Japan	80
Figure 4.2	Expected Area with a Possibility of Confirmation and Verification.....	81
Figure 4.3	Expected Area without a Possibility of Confirmation and Verification.....	81
Figure 4.4	Final Stage Workflow of Dismantlement and Site Release.....	82
Figure 4.5	Idea of Site Release Verification Procedure	83

1. はじめに

我が国では今、日本原子力発電（株）東海発電所、日本原子力研究開発機構（原子力機構）原子炉廃止措置研究開発センター（「ふげん」）で廃止措置工事が本格的に進められている。また、原子力機構の人形峠ウラン濃縮施設、その他中小規模の多様な原子力施設で廃止措置または廃止措置準備が進められているとともに、中部電力（株）浜岡原子力発電所1, 2号機の廃止措置計画が公表された。

2005年12月に施行された廃止措置に関する新たな規制制度の下では、事業者は予め廃止措置計画の国による認可を受けること、及び、廃止措置終了の国による確認を受けることが規定されている。経済産業省令「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」では、廃止措置の終了確認の基準として第十九条の十一で、「廃止措置対象施設の敷地に係る土壤及び当該敷地に残存する施設について放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること」を定めている。しかしながら、2009年現在、許容される線量値あるいは放射能濃度値やその確認手法等、廃止措置終了確認についての技術上の基準は定められていない。原子力安全委員会 放射性廃棄物・廃止措置専門部会は「原子力施設の運転終了以降に係る安全規制制度のあり方について」¹⁾の中で、サイト解放基準の検討では、解体の際に発生する放射性廃棄物として扱う必要のないものとの整合性に配慮しつつ検討を行っていくことが重要との考えを述べている。また、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃止措置安全小委員会は「原子力施設の廃止措置規制のあり方について」²⁾の中で、放射能レベルの基準、廃止措置終了の確認手法等を重要な課題として今後具体的に検討を行うべきと述べている。

原子力機構 安全研究センターは、原子力安全委員会でのサイト解放基準（線量及び放射能濃度基準）の審議ならびに原子力安全・保安院での廃止措置終了確認手順の制度化及びガイドライン整備に資することを目的として、原子力施設の廃止措置終了確認に係る国内外の事例の整理、サイト解放基準の検討に用いる線量評価コードの開発、敷地残存放射能濃度の測定手法の検討等を実施している。

本報告では、主に米国の発電用原子炉施設のサイト解放の実施例を参考に、我が国における廃止措置終了後のサイトイメージ及びサイト解放のプロセスを検討するとともに、海外事例と我が国の原子力施設の特徴、特に過去の運転履歴の違いを踏まえて、サイト解放を含む廃止措置終了の確認に係る制度化に関して検討する場合の課題を抽出した。廃止措置終了時に確認すべき対象物は、一般に広大な敷地の土壤であり、その残存放射能のレベルは極めて低いことが想定されるため、対象物、測定範囲の設定等について考察した。さらに、米国のサイト解放のためのサーベイ手順を参考に、我が国の実情に沿った廃止措置終了確認手順の案を例示した。なお、本報告において、「サイト」とは、規制上の管理からの解放に当たって考慮される土地、建物あるいはその他の構築物全てを意味している。限定的に使用する場合は、敷地（土地）、地面等、限定する範囲を明記することとする。

2. 海外におけるサイト解放実施状況

2.1 発電用原子炉施設の廃止措置の概況

(1) 米国

米国においては、原子力発電所が恒久停止して廃止措置を行う場合、電気事業者（許可（ライセンス）所有者）は廃止措置の方式を DECON、SAFSTOR、ENTOMB の三つのオプション^{注1)}のうちから選択することになる^{3), 4)}。

比較的最近、恒久停止した原子力発電所の廃止措置に関する情報を表 2.1 に示す。ENTOMB は運転停止後 60 年以内に達成できないため実質上認められず、すべて DECON または SAFSTOR を選択している。

米国原子力規制委員会（以下、NRC と称す）の管轄下にある原子力発電所のうち、2008 年 1 月までに、23 の発電所の原子炉 24 基が恒久停止した。このうち 10 の発電所が廃止措置を完了して、サイト解放を達成している。残りの 13 発電所（原子炉 14 基）は廃止措置ないし安全貯蔵中である。1990 年代までに、キャロライナ CVTR（圧力管型重水炉、19MWe）、ショーハム発電所（BWR、849MWe）、フォート・セント・ブレイン発電所（高温ガス冷却炉、342MWe）がサイト解放を実施した。最近では 2005 年に、ザクストン発電所（PWR、3MWe）、メインヤンキー発電所（PWR、900MWe）及びトロージャン発電所（PWR、1,155MWe）、さらに 2007 年に、パスファインダー発電所（BWR、63 MWe）、ハダムネック発電所（PWR、603MWe）、ビッグロックポイント発電所（BWR、71MWe）のサイト解放が NRC から公表された。

DECON を選択した原子炉の廃止措置計画における課題として、使用済燃料の処分の問題が挙げられる。米国エネルギー省（DOE）は、使用済燃料の再処理を行わず、ユッカマウンテン（Yucca Mountain）高レベル廃棄物処分場へ受け入れることとし、この稼働開始を 1998 年 1 月としていた。このため、各原子力発電所は、使用済燃料をこの処分場に輸送することとして廃止措置計画を立案してきたが、ユッカマウンテンにおける処分計画が不透明になったことから、施設内に独立使用済燃料貯蔵施設（Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI）を設置して、全ての使用済燃料をここで貯蔵する方針をとっている。このため、表 2.1 に示すように幾つかの原子力発電所のサイト解放は、ISFSI を除いて認可されており、ISFSI は使用済燃料がサイト外に移送されるまで NRC の規制下にあるため、サイトの完全な解放はまだ先のことである。

一方、SAFSTOR オプションを選択している原子炉は、主として同じサイト内に稼働している他の原子炉の恒久停止を待って、同時に解体を進める計画を立てており、その時期まで原子炉を安

^{注1)} : DECON：原子炉施設の恒久停止後直ちに、汚染を有する設備及び放射能施設を NRC のライセンス終了と資産の解放のために許可されたレベルまで撤去または除染する即時解体(immediate dismantlement)オプションである。

SAFSTOR：これは多くの場合、遅延 DECON(delayed DECON)と考えられる。即ち、放射能が許容レベルに減衰するまで、施設を維持管理及びモニターし、その後に解体する遅延解体オプションである。

ENTOMB：コンクリートのような長期間の耐久性を有する構造材で放射化構造物、系統を覆って、放射能が制限付き解放を許容するレベルに減衰するまで、適切に維持管理及びモニターする隔離オプションである。ただし、このオプションは 100 年程度たってもライセンス終了レベルまで放射能減衰が期待できない発電用原子炉では適用の可能性はない」とされている。

全く貯蔵しておくとしている。

(2) ドイツ

各種パイロットプラント 7 基、BWR 3 基、PWR 3 基及び旧ソ連製 PWR (VVER) 6 基で廃止措置が行われている。すべて即時解体撤去方式である。これまでにニーダーアイヒバッハ発電所(重水減速炭酸ガス冷却炉(HWGCR)、106MWe) 及びカールシュタイン (グロースヴェルツハイム HDR) 発電所 (BWR、25MWe) を 1995 年、1998 年にそれぞれサイト解放した。現在、ヴィルガッセン発電所 (BWR、670MWe)、グラライフスバルト発電所 (VVER、440MWe) 等 11 基が完全解体を目指して解体中である。

(3) 英国

廃止措置が行われているのは、炭酸ガス冷却炉(GCR) 18 基、改良型ガス炉(AGR) 1 基、重水減速軽水冷却炉 (SGHWR) 1 基及び高速増殖炉 2 基である。ワインズケールにある WAGR (AGR) は解体撤去中であり、炉心と圧力容器の解体及び撤去作業が完了している。それ以外の 21 基は長期安全貯蔵中またはその準備中である。

(4) フランス

廃止措置が行われているのは、GCR 8 基、PWR 1 基、HWGCR 1 基及び高速増殖炉 1 基である。これらの施設についてサイト解放はまだ報告されていないが、廃止措置終了後の跡地再利用については無条件解放あるいは他の原子力施設への転用等を想定している。

(5) スペイン

バンデロス 1 発電所 (GCR、500MWe) が廃止措置を実施中である。現在、原子炉本体を除くほとんどの施設が解体撤去され、サイトの 80%が解放されている。原子炉本体は 2027 年まで安全貯蔵した後に解体してサイトを全面解放する予定である。

(6) ベルギー

欧州で最初に建設された試験用発電炉 BR3 (PWR、12MWe) が廃止措置を実施中で、2009 年に解体終了を予定している。

(7) その他の国

イタリア、カナダ、スウェーデン、スロバキア、ウクライナ等が発電施設の廃止措置を準備中または実施中である。

2.2 サイト解放基準

(1) 米国

NRC により放射性物質の製造や使用に対して許可 (ライセンス) が与えられている施設が廃止措置され、さらにサイトが解放されるとき、そのサイト解放が基準にてらして妥当と NRC が判

断した場合、NRC はライセンスを廃止する。前述の通り、米国における廃止措置では、DECON、SAFSTOR、ENTOMB の三つの方式の選択が認められているが、いずれの場合も最終的には原子炉施設が解体撤去されサイト解放を目指すこととなる。その際、施設が撤去された後のサイトは、「無条件解放」、または「条件付解放」のどちらかを選択することになる。

(a) サイト解放基準

サイト解放に係る基準として、米国では「許可(ライセンス)終了のための放射線防護基準」10 CFR 20 Subpart E が規定されており、無条件解放 (unrestricted use) 及び条件付解放 (restricted use) のための基準、ならびにライセンス終了のための代替基準 (alternate criteria) の 3 種類が示されている。

・無条件解放 (unrestricted use : 10 CFR 20 Subpart E20.1402)

クリティカルグループの平均的なメンバー（公衆）が残留放射能から受ける総実効線量当量が $250 \mu \text{Sv/y}$ を超えず、かつ、残留放射能が合理的に達成可能な限り低減 (ALARA) されるならば、サイトを無条件に利用することができる。

・条件付解放 (restricted use : 10 CFR 20 Subpart E20.1403)

残存放射能を 10 CFR 20 Subpart E20.1402 に示すレベルまで下げようとした場合に、かえって公衆／環境に対して害を招く、すなわち、残存放射能を合理的に低減できない場合、サイトの利用について、総実効線量当量が $250 \mu \text{Sv/y}$ を超えないように、法律で義務づけられた制度的管理を行うことを規定している。また、制度的管理が有効に働くなくなる場合でも 1mSv/y を超えないこと、さらに、これ以上の残存放射能の低減を行うことが技術的に不可能か、膨大な費用がかかる、あるいは公衆／環境に対して害を招く場合で、かつ、永続性のある制度的管理が可能な場合には、 5mSv/y までレベルを緩和することを認める。

・代替基準 (alternate criteria : 10 CFR 20 Subpart E20.1404)

公衆の健康と安全が守られること及びサイトでの被ばくを抑えるために、サイトの利用に実現可能な範囲で制限を課すことを前提に、総実効線量当量が 1mSv/y を超えない範囲の代替基準でライセンスの終了を認める。

(b) 解放基準濃度

ライセンス終了基準を満たす放射性物質濃度の設定はサイト毎にそのライセンス所有者が行うものであり、その濃度算出のために一般に汎用計算コードが使用される。代表的なコードとして、DandD コードと RESRAD コード（いずれも公開コード）があり、申請に際して NRC はこれらのコードの使用を認めている。これらの汎用コードに限定するものではないが、他の手法による申請の場合は、審査に要する時間がより多くなるであろうと NRC はコメントしている。

(2) ドイツ

ドイツにおける原子力発電所の廃止措置は密閉隔離期間をおかない即時解体撤去方式を採用しており、既にいくつかの廃止措置プロジェクトが建屋及び敷地の一部ないし全部の解放を終了し

ている。廃止措置の最終目標は次の 3 つからの選択になる。

- ・構造物（建屋及び設備を含む）の完全な解体撤去と敷地の緑地回復
- ・サイト（敷地）及び構造物（建屋及び設備を含む）を放射線防護による管理規制から解除して他用途へ転用
- ・サイトや構造物を放射線防護による管理規制から解除しないで「原子力廃止促進法」によつて許可された別の施設目的へ転用

(a) サイト解放基準

ドイツのサイト解放基準は、放射線防護令 (StrlSchV : 2001 年 7 月 20 日発令) に定められる核種毎の濃度基準 (Bq/g) 又は表面密度基準 (Bq/cm^2) である。レベル導出方法は NEA/RWM/WPDD の文献「建屋及びサイト解放基準導出のための評価モデル」⁵⁾ に示されている。土地の無条件解放も想定し、放射線防護令の中で建屋及び土地の解放基準を固体物質と同等にクリアランスレベルとして扱われ規定されている。想定される全てのクリアランス対象物を対象に核種濃度又は表面密度の上限値を定めているユーラトムの基本安全基準 (Basic Safety Standards, BSS) がベースとなっている。核種毎のクリアランスレベルは個人の年間被ばく線量が取るに足りない、すなわち $10 \mu \text{Sv/y}$ になる最も決定的なシナリオから導出されたものである。

(b) 解放基準濃度

クリアランスレベルは、さまざまな評価シナリオ（外部被ばく、吸入、摂取、皮膚汚染）や被ばく経路（作業場所、居住、食料、水路、等）を想定して核種毎に求められている。放射線防護令の中にはクリアランス対象物の放出先用途区分に応じて核種毎のクリアランスレベル値が示されている。敷地のクリアランスに対する考え方は、以下のように整理できる。

(クリアランス対象物)

- ・原子力施設（発電所、研究炉、燃料サイクル施設、等）の敷地に適用される。サイトには建屋基礎構造物が土中に含まれる場合があり、土壤以外にコンクリートやアスファルト表面が対象となる。
- ・評価単位（面積）は平均 100m^2 、全面測定は行わず代表点測定を行う。

(評価シナリオ)

- ・敷地に対するクリアランスレベル算定の詳細はドイツ連邦環境省報告「自然保護と原子力安全」(SR 2271, 1999 年)⁶⁾ の記載に基づいている。評価モデル及び被ばく評価経路は概略以下のとおり。
 - サイトの汚染源は有限の大きさで、敷地の表層部にあるとする（外部被ばく）。
 - 建築や造園等の作業時に空気中に再飛散する（吸入による被ばく）。
 - 汚染物は降雨により河川に移行又は土壤深部に浸透し濾過され地下水に到達する。
 - 河川水又は地下水は飲料水や灌漑による食物連鎖で人体に経口摂取される。

(放射能濃度の評価について)

- ・敷地のクリアランスレベルは体積汚染（単位： Bq/g ）で表現されるが、コリメータ付き原

位置 γ 線分光測定法により評価した汚染浸透深さと土壤密度から表面汚染（単位： Bq/cm^2 ）に換算することができる。

- ・敷地のクリアランスレベルは、1,000 トン／年を超える建屋瓦礫、土壤に対する無条件のクリアランスレベルに比べてかなり低い値を示す。なぜなら敷地はかなり大きな面積が被ばく源となるためである。
- ・最近の測定技術では、特に ^{60}Co と ^{137}Cs についてかなり低いレベルまで計測可能である。ちなみに、敷地の無条件クリアランスレベルは、 ^{60}Co で 0.03Bq/g 、 ^{137}Cs で 0.06Bq/g である。

(3) 英国、フランス⁷⁾

英国

"サイト（敷地）に有害な電離放射線が発生する危険性がない"と保健安全執行部（HSE）によって宣言されることにより、規制管理から解除される。過去 12箇所のサイト、またはサイトの一部で解除が認められているが、解除の判断基準はケースバイケースであった。解除の条件が、「電離放射線の危険性の完全な消滅」であることは、土壤に汚染がある大規模施設に対して解除の妨げになっており、さらなる合理的な基準が検討されているところである。現状 HSE は 2005 年 8 月、部分・全面解放基準を公表し、サイト残存放射能が有意なリスクをもたらさないレベル（年間の死亡リスク 100 万人に 1 人 (10^{-6}) 以下、 $30 \mu\text{Sv/y}$ に相当）であることを証明するよう要求している。

サイト解放の事例には Capenhurst ウラン濃縮プラントがある。この施設では、解体廃棄物の無拘束放出、建屋の除染・確認測定・解放が行われた。建屋の壁、床に適用された表面密度の基準は、" α 核種 : $\leq 0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β γ 核種 : $\leq 4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 等" であった。

フランス

フランスでは、サイト解放とは施設の指定解除であり、原子力施設に存在する廃棄物ゾーンが一般廃棄物ゾーンになれば施設の指定解除ができ、これが実質的な解放とされる。現状、解放基準は設定されていないが、放射性物質がもはや存在しなくなった状態であり、バックグラウンドレベルの 2 倍程度と解釈されている。最終状況の検認は原子力施設・放射線防護総局（DGSNR）（現在、原子力安全局（ASN）に統合）によって完了報告書のレビュー、サイト査察及び確認サーベイがなされる。

Pierrelatte サイトで解放の事例がある。サイトには、ウラン転換、製錬、濃縮等の多数の施設があり、そのうちウラン燃料製造施設が、2003 年 DGSNR の検査を受けて廃止措置が終了した。施設の建屋内部の除染に約 23 ヶ月を要した。解放後のサイトは工業用地として再利用する予定とされ、また、施設の一部は燃料の部品製造施設として使用されることとなっている。解放に適用された線量基準は、CEA（フランス原子力庁）は $300 \mu\text{Sv/y}$ 以下としていたが、同施設ではクリアランス目標値と同じ基準、すなわち" α 核種の表面密度で $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満、比放射能で 1Bq/g 未満" を適用した。

(4) 国際原子力機関（IAEA）

サイト解放基準について WS-G-5.1「行為の終了に際しての規制管理からのサイトの解放」⁸⁾ の

中で、次の様に記述している。すなわち、「サイトが制限なしで解放される場合は、決定グループの構成員の実効線量が、線量拘束値 $300 \mu \text{Sv/y}$ 未満において最適化されるようにすべきである。サイトが制限付きで解放される場合は、制限が適切に設けられた際の実効線量が $300 \mu \text{Sv/y}$ の線量拘束値を超えないようにし、また、その制限が将来不具合を起こしたとしても、線量が 1mSv/y を超えることのないようにすべきである。解放のための最適化の領域には、数 $10 \mu \text{Sv/y}$ という、より低い値がある。その値より下になると、将来のサイト占有者の決定グループの平均的構成員が受ける過剰リスクの低減に対して支払うべき多額の支出が、放射線防護の観点から正当化されにくくなる。」つまり、サイトの解放基準レベルを数 10 から $300 \mu \text{Sv/y}$ の範囲で合理的に設定することを推奨している。

また、サイト（土地）の解放基準と物質のクリアランスレベルの線量拘束値の違いの妥当性について、以下の通り記述している。すなわち、「サイトの解放の場合は、物質の規制上の管理からの解放ではなく、様々な線量拘束値を設定するのが合理的であり適切である。土地の解放線量レベルは、物質のクリアランスレベルより高くなる可能性がある。物質は取引される可能性があるため、クリアランスは取るに足りない程度のレベル ($10 \mu \text{Sv/y}$) に従うべきである。しかし、土地はその場所に留まるものなので、物質のクリアランスレベルと同じ線量拘束値に従う必要はない。また、土地の潜在的な将来の利用の確実性の程度は、物質の規制上の管理からの解放後の利用に關係する確実性の程度よりも高い。したがって、サイト解放の場合は、物質のクリアランスレベル ($10 \mu \text{Sv/y}$ 程度) と比べて、個々の線量限度に対してより大きな割合を占めるレベル、すなわち線量拘束値 ($300 \mu \text{Sv/y}$ 未満) を認めることが合理的である。」つまり、物質は取引によりいたる所に移動する可能性があるが、土地は移動しないことから物質の線量拘束レベルと同等にする必要はないことを根拠としている。

表 2.1 恒久停止した米国原子炉の廃止措置に関する情報^{3), 4), 10), 11)}

2008 年現在

原子炉名	形式	熱出力 (MW)	恒久停止 年月	現状	その他
Big Rock Point	BWR	67	1997/8	ISFSI のみ ^{*)}	2007/1/11、NRC サイト解放を公表 ¹⁵⁾
CVTR	圧力管型 重水炉	65	1967/1	ライセンス終了	
Dresden-1	BWR	700	1978/10	SAFSTOR	2 及び 3 号機と同時廃止措置活動の予定。ただし、2011 年以前には計画なし。
Enrico Fermi-1	Fast Breeder	200	1972/9	SAFSTOR /DECON	2008 年 4 月、残留ナトリウムの処理完了。2007 年に LTP 提出予定。ライセンス有効期限は 2025 年まで。閉鎖予定時期：2008 年 ⁹⁾ 。
Fort St. Vrain	HTGR	842	1989/8	ライセンス終了	1997/8/5、NRC サイト解放を公表 ¹⁹⁾
GE VBWR	BWR	50	1963/12	SAFSTOR	サイト内にある運転中の研究炉の廃止措置と同時進行を検討。
Haddam Neck	PWR	1825	1996/7	ISFSI のみ	2007/11/26、NRC サイト解放を公表 ¹²⁾
Humboldt Bay	BWR	200	1976/7	DECON	廃止措置活動推進まで SAFSTOR。アスベスト除去、施設調査、廃止措置手順等を検討中。2009 年まで LTP 提出予定なし。閉鎖予定時期：2011 年。
Indian Point-1	PWR	615	1974/10	SAFSTOR	Indian Point 2 のライセンス期限の 2013 年まで廃止措置計画なし。
La Crosse	BWR	165	1987/4	SAFSTOR	使用済燃料を ISFSI に移送検討中。
Main Yankee	PWR	2772	1996/12	ISFSI のみ	2005/10/3、NRC サイト解放を公表 ¹⁷⁾
Millstone-1	BWR	2011	1995/11	SAFSTOR	2 号機ライセンス期限まで SAFSTOR。
原子力船 Savannah	PWR	80	1970	SAFSTOR	1971 年燃料撤去以来、バージニア州ジェームス河畔艦隊係留港に係留中。
Pathfinder	Superheat BWR	190	1967/9	ライセンス終了	2007/7/24、NRC サイト解放を公表 ¹³⁾
Peach Bottom-1	HTRG	115	1974/10	SAFSTOR	2 及び 3 号機停止予定の 2034 年まで SAFSTOR 予定。
Rancho Seco-1	PWR	2772	1989/6	DECON	2007 年中に原子炉容器の切断、梱包及び Energy Solution(LLW 処分場)への輸送完了予定。2006 年に提出された LTP 審査中。閉鎖予定時期：2008 年。
San Onofre-1	PWR	1347	1992/11	DECON	2008 年中に Phase1 プロジェクト（原子炉建屋解体、燃料貯蔵建屋、空調建屋等の撤去）完了予定。閉鎖予定期：2045 年。
Saxton	PWR	28	1972/5	ライセンス終了	2005/11/8、NRC サイト解放を公表 ¹⁶⁾
Shoreham	BWR	2436	1989/6	ライセンス終了	1995/4/12、NRC サイト解放を公表 ²⁰⁾
Three Mile Island-2	PWR	2772	1979/3	SAFSTOR	TMI-1 廃止措置と同時進行の予定。閉鎖予定期：2014 年
Trojan	PWR	3411	1992/11	ISFSI のみ	2005/5/23、NRC サイト解放を公表 ¹⁸⁾
Yankee Rowe	PWR	600	1991/10	ISFSI のみ	2007 年、NRC 最終状況サーベイ継続。2008 年現在、サイト解放未公表 ¹⁴⁾
Zion-1	PWR	3250	1998/2	SAFSTOR	2008 年 1 月、廃止措置活動のためライセンスを Zion Solutions 社から Exelon 社へ 移行する申請を NRC に提出。閉鎖予定期：2026 年。
Zion-2	PWR	3250	1998/2	SAFSTOR	

*) 独立使用済燃料貯蔵施設 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI) を除いてライセンス終了

3. トロージャン原子力発電所のサイト解放

原子炉施設のサイト解放の先進国である米国において、解放実績が新しく、現行の解放基準を適用して解放したプラントの中でも、トロージャン原子力発電所はサイト解放検認測定に係る公開文献を豊富に有している。同発電所で行われたサイト解放の実施内容について、確認の手順に着目して以下、記述する。なお、米国の原子力発電所における運転恒久停止からサイト解放へ至る廃止措置手順を図 3.1 に示す。また、図 3.2 にサイト解放の検認に関する「多省庁間共通放射線サーベイ及びサイト調査マニュアル」 MARSSIM²¹⁾ における測定・評価・検認のプロセスを示す。

3.1 サイトの概要

トロージャン原子力発電所（以下、トロージャンと称す）は、Portland General Electric (PGE) 社所有の PWR であり、施設はオレゴン州ポートランドの北約 42 マイルのコロンビアにあった。経済性を理由に 1993 年 1 月、恒久停止された。同発電所は、当初、旧廃止措置規則に基づいて解放を進めていたが、最終的に現状の解放基準規定及び最終状況サーベイ適用基準でサイト解放を実施した。以下に概要を記す。

- ① 出力 : 1,155MWe
- ② 炉型 : PWR
- ③ 恒久停止 : 1993 年 1 月 (営業運転開始 1975 年 12 月)
- ④ 解放基準 : $250 \mu \text{Sv/y}$ (飲料水からの被ばくを含む) +ALARA (無条件解放)
- ⑤ 解放形態 : 部分解放。サイト内に使用済燃料中間貯蔵施設 (ISFSI) を設置している。
- ⑥ 主な不具合の概要 (放射性物質の異常放出の履歴) :
 - ・気体状放射性物質の放出
補助／燃料建屋排気筒、格納容器排気筒 (C/V パージモード)、コンデンサーオフガス排気系統、その他として、主蒸気逃がし弁、蒸気パッキング排気プロア放出系統及びタービン排気系統からの放射性物質 (希ガス、よう素等) が放出された。
 - ・液体状放射性物質の放出
廃液放出系統、蒸気発生器ブローダウン、タービン建屋サンプ/油分分離器から放射性物質が流出した。
- ⑦ 廃止措置及びサイト解放の経緯 :
 - ・1996 年 : DP (Decommissioning Plan) 認可
 - ・1999 年 4 月 : 原子炉圧力容器及び内部構造物の一括撤去完了
 - ・2001 年 2 月 : LTP (License Termination Plan) 認可
 - ・2002 年 12 月～2003 年 9 月 : 使用済燃料を施設内 ISFSI へ輸送 (ドライキャスク 34 基)
 - ・2005 年 4 月 : FSS 完了、LT 申請提出
 - ・2005 年 5 月 : NRC はライセンス終了及びサイトの無制限利用を認可
 - ・2006 年 5 月 1 日 : 冷却塔 (41,000 トン、高さ 499 フィート(150m)) を爆破解体
 - ・2007 年 : タービン、制御、補助、燃料各建屋のある出力区域 (Power block) の解体完了

- 2008年：原子炉容器があった格納建屋の解体。解体手順は、下部から上部に向かって解体する“bottom-up”工法
なお、現在のところ、634エーカー（ $2.57 \times 10^6 \text{m}^2$ ）の跡地の利用計画はない。

3.2 サイト解放の手順

トロージャン原子力発電所の事業者が NRC に提出した廃止措置に係る申請書等をもとに調査し、下記の項目に従って調査結果を整理した。

- ・事前調査
- ・対象物の種類及び対象範囲
- ・評価対象核種の選定と導出核種濃度ガイドラインの決定方法
- ・評価対象核種濃度の測定・評価方法
- ・評価単位、測定位置・測定点数
- ・放射能測定装置の選定と測定条件
- ・サイト解放の判定方法

3.2.1 事前調査

トロージャンの事前調査については、特性サーベイ計画 (Radiological site characterization plan for Trojan nuclear plant) 及び認可終了計画 (License Termination Plan, LTP)²²⁾ を参照した。

事前調査では、サイト履歴調査及び事前測定が行われ、最終状況サーベイの計画に必要な情報の収集と汚染レベルによるエリアのクラス分類が実施された。調査の結果、サイトはMARSSIM の規定に従って、残存放射能の影響を受けていないエリア（非影響領域）と影響を受けたエリア（影響領域）に分類され、さらに影響領域を残存放射能レベルに応じて3つのクラス（残存放射能レベル：クラス1>クラス2>クラス3）に分類された。

(1) サイト履歴調査

運転記録、文献調査及び従業員への聞き取り調査により、主に汚染事故や放射性物質の放出状況について調査された。調査の結果、施設からの放射性物質放出は最小限に抑えられており、サイト外への放射性物質放出は認められなかった。調査結果はサイト特性把握のための追加的な試料採取の判断に活かされた。

①運転記録、文献調査

汚染源になると思われる運転事象が、プラントの運転履歴データに基づき調査された。燃料集合体の破損事故（1981～1982年）や蒸気発生器のチューブ破損事故（1978、1981、1992年）及び事故後の汚染状況等が確認された。

②聞き取り調査

放射性物質の放出、漏洩、その他サイトの放射線学的／化学的状態に影響するあらゆる運転事象を見落とさないため、状況を知る従業員への聞き取り調査が実施された。

(2) 事前測定

①事前測定の種類

事前測定は、第1段階（phase 1）、第2段階（phase 2）の2段階で実施された。

a) 第1段階 (phase 1)

本調査は以下の目的で実施された。

- ・施設の放射線状況の把握
- ・廃止措置費用見積もりのための核種組成比の推定
- ・管理区域外での汚染の位置及び汚染程度の設定
- ・無条件解放のためのバックグラウンド情報の収集

b) 第2段階 (phase 2)

本調査は施設解体に有効な情報を得るために実施される放射線サーベイである。材料の無条件再利用を規定する既存の放射線防護プログラムに基づいて実施された。

②事前測定の特性データ分類

測定結果より、構造物、系統、放射化物及び環境に対し、特性データ分類が行われた。

a) 構造物

汚染クラスを設定するために測定された。このサーベイでは管理区域以外の領域を無制限使用向けに解放するための判断に焦点を当て、以下のサーベイが実施された。

- ・トローディアンの放射能履歴をもとに汚染が疑われる場所の調査、または、既知位置での残存放射能の定量化調査

バイアスサーベイ^{注2}の実施によって、一次系から二次系への漏洩により、タービン建屋等の床面コンクリートに浄化基準を上回る固着汚染が僅かながら残っていることが認められた。

- ・非影響領域（バックグラウンドレベルを超えることが予想されない領域）

ランダムな試料採取位置について非バイアスサーベイ^{注3}が実施された。これらの位置では、 β γ 汚染が RG1.86 (Regulatory Guide 1.86) に規定する残存放射能制限値の 1 %以下であり、 α 汚染が制限値の 40 %以下であった。

b) 系統

系統配管・機器類の表面汚染については、静止測定やふき取り等により評価された。

c) 放射化物

通常運転中の中性子照射により生じる機器の放射化量は、運転データを用いて計算及び測定に基づき推定された。

d) 環境

環境サーベイは、運転による放射性物質の放出による影響がどこに残るかに焦点が当てられた。運転前後の放射能環境モニタリングのデータが用いられ、さらに詳細な情報を得るために追加的な試料採取が行われた。

試料採取場所は、放射性物質放出事象の記録により決定された。調査項目は以下のものである。

- ・表面土壤測定
- ・地下水測定

^{注2}：バイアスサーベイとは、汚染していることが判っているまたはその存在が疑わしい位置（場所）に対して放射能の定量を行うサーベイ

^{注3}：非バイアスサーベイとは、試料採取や測定位置のシステムチックな配置によりその領域に汚染が存在するのか否かを判断するサーベイ

- ・地表水測定
- ・底部堆積物測定
- ・舗装面測定
- ・被ばく線量測定

第1段階測定（1993～1994年）でグロス放射能測定が実施された。核種分析の結果、主要な放射能核種（ $\beta\gamma$ ）は構造物表面及びプラントシステムでは ^{60}Co であり、土壤、堆積物及び舗装面では ^{137}Cs であった。第2段階測定で収集した試料についての分析の結果、構造物表面及びプラントシステムに対する主要な放射能核種（ $\beta\gamma$ ）は、同様に ^{60}Co 及び ^{137}Cs であった。

(3) サーベイに用いる測定器

事前測定にはプラントの運転中に使用した放射線計測器が主に用いられ、バックグラウンドレベル測定用の機器や放射化核種測定用の可搬型 γ 線スペクトル分析器等も用いられた。

3.2.2 対象物の種類及び対象範囲

現状の最終状況サーベイ適用基準では、放射能の影響を受けた影響領域（クラス1～3）のみを対象とし、最終状況サーベイが実施される。以下にトロージャンの最終状況サーベイの対象物及び対象範囲を記す。

(1) 対象物の種類

LTPより判断した最終状況サーベイ対象物を以下に示す。

①土壤

- ・表面土壤（深部土壤は対象とすることが明記されていない）

②土壤以外の環境

- ・地下水
- ・表面水
- ・堆積物

③構造物（系統及び機器の外表面が該当する）

- ・建屋

④系統（系統及び機器の内表面が該当する）

- ・埋込配管（コンクリート内に設置した配管。土壤内の配管は明記されていない）

(2) 対象範囲

最終状況サーベイの対象範囲は、影響領域（クラス1、2、3）である。トロージャンのサイト全体と影響領域を図3.3に示す。原子炉格納建屋を中心とした発電所エリア以外に、影響領域として冷却塔周辺及び開閉所近辺エリアが設定された。

3.2.3 評価対象核種の選定と導出核種濃度ガイドラインの決定方法

最終状況サーベイ報告書（Trojan Final Survey Report）に記載される評価対象核種の選定方法及び導出核種濃度ガイドライン（Derived Concentration Guideline Level, DCGL）の決定方法を以下に

記す。

(1) 評価対象核種の選定方法

評価対象核種は、スクリーニング DCGL^{注4}の 10%に満たない核種を除いたものとされる。トロージャンの評価対象核種を以下に示す。

①一次系から二次系への漏洩に係るもの

一次系から二次系へ漏洩した汚染についての評価対象核種は ^{60}Co 及び ^{137}Cs である。核種組成比を表 3.1 (1/3) に示す。表面残留放射能に係る DCGL として ^{60}Co について $7.1 \times 10^3 \text{dpm}/100\text{cm}^2$ ($1.18 \text{ dps}/\text{cm}^2$)、 ^{137}Cs について $2.8 \times 10^4 \text{dpm}/100\text{cm}^2$ ($4.67 \text{ dps}/\text{cm}^2$) としている。これらは、米国における物質の無条件放出の許容レベル $5,000 \text{dpm}/100\text{cm}^2$ (NRC RG 1.86 の Table 1 による) より高めの設定となる。

②管理区域内の設備、構造物内面

補助建屋及び復水器脱塩塔建屋等、管理区域内の設備・構造物内面の評価対象核種は ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{238}Pu 、 ^{241}Am 及び $^{243/244}\text{Cm}$ である。核種組成比を表 3.1 (2/3) に示す。 ^{60}Co 、 ^{137}Cs についての DCGL は①と同じである。

③格納容器内表面

格納容器内表面の評価対象核種は ^{60}Co 及び ^{137}Cs である。核種組成比を表 3.1 (3/3) に示す。 ^{60}Co 、 ^{137}Cs についての DCGL は①と同じである。

④体積物の残存放射能

土壤及び砂利等、体積物の評価対象核種は ^3H 、 ^{14}C 及び ^{137}Cs である。核種組成比を表 3.2 に示す。 ^{137}Cs についての DCGL は 0.41Bq/g としている。

(2) DCGL の決定方法

DCGL は認可終了後 1,000 年間に受けると予想される年間総実効線量当量 (Total Effective Dose Equivalent, TEDE) の最高値をもって評価された。評価に用いられたシナリオは、建屋占有シナリオ及び農耕居住シナリオの 2 種類である。計算コードは DandD が使用された。サイト固有データの使用に際して DandD で対応できない領域は RESRAD 及び RESRAD-BUILD 等、他の被ばく評価計算コードを用いてサイト固有の DCGL が作成された。

①建屋占有シナリオ

このシナリオは、建屋表面に均一に放射能が残った状態で、個人が残存建屋に居住することを想定する。建屋への居住は認可終了直後とし、被ばくを受ける期間は年間 2,000hr 以上を想定する。決定グループは認可終了後に建屋で作業する人を想定する。このシナリオで埋設配管からの被ばく寄与は保守側に $50 \mu \text{Sv/y}$ に制限され、その他の経路からは $200 \mu \text{Sv/y}$ に制限されると仮定した (全体で $250 \mu \text{Sv/y}$)。

②農耕居住シナリオ

このシナリオは、居住し軽農耕作業を行う敷地内の表面土壤層に残存放射能が均等に分布すると仮定する。決定グループに対する複数の被ばく経路から連続的に被ばくすると仮定する。この

^{注4} : スクリーニング DCGL はサイト解放基準の確認のために直接用いられるではなく、代替核種組成比、グロス放射能 DCGL の決定等のために用いられる。表面残留放射能の DCGL は建屋占有シナリオ、また、体積残留放射能 DCGL は農業居住シナリオに基づいて DandD を用いて計算される。

決定グループは、サイト修復後にサイト内で自分たちの食料を栽培し、サイト内の水源を飲料水として居住する農耕家族である。

3.2.4 評価対象核種濃度の測定・評価方法

LTP に記載されるトロージャンにおける評価対象核種濃度の測定方法及び評価方法を記す。

構造物についてはグロス β 線（走査測定及び静止測定）、土壌についてはグロス γ 線（走査測定）及び γ 線スペクトル（試料採取）が測定される。

(1) 汚染基礎表面

①通常の測定評価方法

グロス β 線を測定し、以下の式で全放射性核種の表面密度へ変換する。

$$\text{全 dpm}/100\text{cm}^2 = (\text{グロス } \beta \text{ dpm}/100\text{cm}^2) / (\Sigma \text{グロス } \beta \text{ 核種配分率})$$

ここで、

- 全 $\text{dpm}/100\text{cm}^2$: 全核種からの総放射能量 ($\text{dpm}/100\text{cm}^2$)
- グロス β : 検出可能なグロス β 放射能 ($\text{dpm}/100\text{cm}^2$)
- Σ グロス β 核種配分率 : 検出可能な β 線核種中に含まれる核種の配分率合計 (-)

個々の放射性核種濃度の計算は以下の式を使用する。

$$C_R \text{ dpm}/100\text{cm}^2 = (N F_R) \times (\text{全 dpm}/100\text{cm}^2)$$

ここで、

- C_R : 当該核種の放射能濃度 ($\text{dpm}/100\text{cm}^2$)
- $N F_R$: 当該核種の配分率 (-)

②ホットスポットの測定評価方法

ホットスポット (elevated areas) とは、残存放射能がほぼ均一に分布したあるエリアの DCGL (DCGL_w という) に対して、これを上回る残存放射能からなる局部的な領域を指す。こうした領域は基本的には DCGL_w を下回るように除染するか、または、ホットスポットを有するより小さなエリア (ホットスポットエリア) に対して DCGL_w を上回ることを許容する DCGL (DCGL_{EMC} という) を設定することが MARSSIM で定義されている。

表面密度への変換方法は①と同様である。ホットスポットエリアの DCGL は以下の通り設定する。

$$DCGL_{EMC} = A_F \times DCGL_W$$

ここで、

$DCGL_{EMC}$: ホットスポットエリアに対する DCGL

A_F : ホットスポットエリアのエリア係数 (表 3.3 参照)

$DCGL_W$: 残存放射能が均一に分布したエリアに対する DCGL

(2) 表面土壌及び深部土壌の試料採取測定

①通常の測定評価方法

土壌に対しては γ 線を測定する。DCGL は pCi/gCs-137 で表され、以下の式で与えられる。

$$Cs-137_s = 1 / (1/D_1 + R_2/D_2 + R_3/D_3 + \dots + R_n/D_n)$$

ここで、

- ・ $Cs-137_s$: 複合核種の寄与を考慮した $Cs-137$ の DCGL_w (pCi/g)
- ・ D_1 : $Cs-137$ の DCGL (pCi/g)
- ・ R_n : $Cs-137$ に対する難測定 (HTD) 核種の配分率 (-)
- ・ D_n : 10 mrem/y に相当する難測定 (HTD) 核種の DCGL (pCi/g)

②ホットスポットエリアの測定評価方法

表面密度への変換方法は (1) ①と同様である。ホットスポットエリアに対する DCGL の設定方法も (1) ②と同様である。

(3) 土壌の走査測定

土壌の走査測定では、主にホットスポットの位置を同定するためにグロスγ線が測定される。

3.2.5 評価単位、測定位置・測定点数

評価単位とは MARSSIM で定義されるサーベイユニットと同義であると解釈して以下説明する。評価単位は類似の特性及び汚染レベルを有する領域で構成される。評価単位にはクラス分類が一つ割り当てられ、施設及びサイトは評価単位毎に測定、評価及び解放が行われる。測定位置及び測定点数とは統計的処理に基づく解放基準適合の判定を行うために必要なサンプル位置及びサンプル点数であり、静止測定または試料採取に対して適用される。

表 3.4 に、最終状況サーベイ設計の要約を示す。

(1) 評価単位

①残存放射能がほぼ均一なエリア

LTP に記載される土壌、建屋のクラス毎における評価単位を以下に記す。

	<u>表面 (構造物) m²</u>	<u>土壌 m²</u>
クラス 1 :	10~100	100~2,000
クラス 2 :	10~1,000	100~10,000
クラス 3 :	制限なし	制限なし

②ホットスポットエリア

走査または統計測定により DCGL_w を超える残留放射能が確認されたエリアで、かつ、除染活動を行わない場合、ホットスポットエリアとして再定義した評価単位に対して DCGL_{EMC} を満すことを判断するための追加サーベイを行う。

(2) 静止測定の測定位置

MARSSIM に記載される統計的手法である “ウィルコクソン順位和検定”、または、“符号検定” で測定点数を決定する。測定点数の設定に関して、LTP には具体的な記載がないことから、ここでは MARSSIM に記載されている内容を引用する。なお、MARSSIM によれば、ホットスポットエリアにおけるサンプル数も特例はなく、ウィルコクソン順位和検定、または、符号検定で測定点数を決定する。

① ウィルコクソン順位和検定

バックグラウンドに汚染が存在する場合に適用される。評価単位と類似の物性をもち、かつ、施設由来の汚染がない"バックグラウンド参照エリア"の測定を実施し、このデータと評価単位のサーベイデータを比較する。

測定点数 N' は以下の式で計算した N に 20% 増した値である。

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{3(P_r - 0.5)^2}$$

N' : $1.2 \times N$ を丸めた値

ここで、

$Z_{1-\alpha}$: 第 1 種の決定過誤レベル α の百分率 ^{注5}

$Z_{1-\beta}$: 第 2 種の決定過誤レベル β の百分率 ^{注6}

P_r : 評価単位の中央値が、バックグラウンドを上回って LBGR (グレー領域の下限) ^{注7} の値に等しい場合に、評価単位の任意の測定が、バックグラウンド参照エリアの任意の測定を DCGL_W 未満で上回る確率

② 符号検定

バックグラウンドに汚染が存在しない場合、または、汚染が極わずかな場合に適用する。測定点数 N' は以下の式で計算した N に 20% 増した値である。

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{4(P - 0.5)^2}$$

N' : $1.2 \times N$ を丸めた値

ここで、

$Z_{1-\alpha}$: 第 1 種の決定過誤レベル α の百分率

$Z_{1-\beta}$: 第 2 種の決定過誤レベル β の百分率

P : 評価単位の中央値が実際に LBGR (グレー領域の下限) であった場合に、評価単位での任意の測定が、DCGL_W を下回ると推定される確率。

(3) 測定点数またはカバー範囲

① 走査測定

走査測定のカバー範囲は、ある評価単位の全体面積に対して、実際に測定する面積の割合として示され、汚染クラスに応じて以下の通りである。

- ・ クラス 1 : 100%
- ・ クラス 2 : 10~50%
- ・ クラス 3 : 0~10%

② 静止測定

測定点数は、統計検定として MARSSIM に記載されるウィルコクソン順位和検定及び符号検定に必要なサンプル数を満たすものとし、かつ、容易性及び不当な資源の無駄が生じない範囲で保

注5 : 誤って評価単位の解放を行う確率

注6 : 誤って評価単位の解放を行わない確率

注7 : 測定の不確かさを示す範囲として決定過誤が発生する確率に影響する領域

守性を確保する観点から、一つの評価単位に対して最低 30 箇所とした。この測定点数はサーベイデータから得られる結論の統計的信頼性が得られる十分な量の試料数である。

3.2.6 放射能測定装置の選定と測定条件

トロージャンの最終状況サーベイで使用する測定装置及びその測定条件をまとめた。

(1) 機種選定条件

静止測定に使用する検出器は、原則的に最小検出可能濃度（MDC）が DCGL 未満であれば使用できるが、MDC が DCGL の 50% 未満のものが用いられた。最終状況サーベイに使用された測定装置を表 3.5、表 3.6 に示す。測定器の能力は、この選定条件及び無条件放出の条件（5,000dpm/100cm²）を満足している。

(2) 測定条件

①走査測定

a) 表面残存放射能

- ・ 測定装置：“Ludlum モデル 43-68”（ガスフロー比例計数管(GFP 検出器)、データロガー内蔵のレートメータ式）
 - 測定領域のサイズや形状の制約がある場合、“モデル 43-116-1”（GFP 検出器）または“モデル 44-9”（パンケーキ GM 管）
- ・ 対象：β 線放出核種
- ・ 測定条件：1m² 領域に対して、構造物表面から 2cm 以下、速度約 5cm/s で走査

b) 土壌の残存放射能

- ・ 測定装置：“Ludlum モデル 44-10”（NaI シンチレーション検出器、データロガー内蔵のレートメータ式）
- ・ 対象：γ 線放出核種
- ・ 測定条件：表面から 6cm 以内、約 0.5m/sec の速度で前後左右、システムチックに走査

②静止測定

a) 表面残存放射能

- ・ 測定装置：“Ludlum モデル 43-68”（GFP 検出器、データロガー内蔵のレートメータ式）
 - 制約がある場合、“Ludlum モデル 43-116-1”（GFP 検出器）、“モデル 44-9”（パンケーキ GM 管）、または“モデル 43-116”（β シンチレーション検出器）
- ・ 対象：β 線検出核種
- ・ 測定条件：表面近傍で 1 分間計測

b) 土壌の試料採取

- ・ 測定装置：採取した試料の測定には Ortec 高精度ゲルマニウム検出器を備えた "Canberra Genie - 2000" スペクトル分析システムが使用された。
- ・ 対象：γ 線スペクトル分析
- ・ 測定条件：約 30cm×30cm、深さ 15cm 以下の試料を 1ℓ マリネリ容器に詰めた。
- ・ 備考：サーベイ設計の要求に応じて、採取点で 100mℓ の追加試料を採取し、³H 及び ¹⁴C

の分析が実施された。

3.2.7 サイト解放の判定方法

評価単位の解放決定を支援する最終測定データが適当であることを保証するために、MARSSIM の規定に従ってデータの評価が行われ、合否が判定される。

(1) バックグラウンドに汚染物質が存在しない場合

バックグラウンドに汚染物質が存在しない場合、符号検定を適用する。

①すべての測定値が $DCGL_W$ 未満の場合は、解放基準を満たす。

②測定値の平均値が $DCGL_W$ より大きい場合は、解放基準を満たさない。

③測定値の平均値が $DCGL_W$ よりも小さく、かつ、いずれかの測定値が $DCGL_W$ より大きい場合は、符号検定と高測定点比較を実施する。

(2) バックグラウンドに汚染物質が存在する場合

バックグラウンドに汚染物質が存在する場合、ウィルコクソン順位和検定を適用する。

①最大測定値とバックグラウンド参照エリアの最小測定値の差が $DCGL_W$ よりも小さい場合は、解放基準を満たす。

②測定値の平均値とバックグラウンド参照エリアの平均値の差が $DCGL_W$ より大きい場合は、解放基準を満たさない。

③任意の測定値とバックグラウンド参照エリアの任意の測定値の最小値の差が $DCGL_W$ よりも大きく、かつ、測定値の平均値とバックグラウンド参照エリアの平均値の差が $DCGL_W$ よりも小さい場合は、ウィルコクソン順位和検定と高測定点比較を実施する。

表 3.1 (1/3) トロージャンのグロス放射能 DCGL の核種組成比

— 一次系から二次系システムへの漏洩に係るもの —

核種	放射能比	表面汚染スクリーニング DCGL (dpm/100cm ²)	放射能比／DCGL	DCGL の割合	DCGL の線量割合 (mrem/yr)
⁶⁰ Co	0.114	7.1E+03	1.60E-05	0.335	8.4
¹³⁷ Cs	0.886	2.8E+04	3.17E-05	0.665	16.6
合計	1.00	---	4.77E-05	1.000	25.0

表 3.1 (2/3) トロージャンのグロス放射能 DCGL の核種組成比

— 補助建屋及び関連管理区域 (RCA、復水脱塩器建屋等) —

核種	放射能比	表面汚染スクリーニング DCGL (dpm/100cm ²)	放射能比／DCGL	DCGL の割合	DCGL の線量割合 (mrem/yr)
³ H	0.007	1.2E+08	5.57E-11	<0.001	<0.1
¹⁴ C	0.015	3.7E+06	3.94E-09	<0.001	<0.1
⁶⁰ Co	0.146	7.1E+03	2.06E-05	0.154	3.9
⁶³ Ni	0.207	1.8E+06	1.15E-07	0.001	<0.1
⁹⁰ Sr	0.003	8.7E+03	3.63E-07	0.003	<0.1
¹³⁷ Cs	0.611	2.8E+04	2.18E-05	0.163	4.1
²³⁸ Pu	<0.001	3.0E+01	7.83E-06	0.058	1.0
^{239/240} Pu	<0.001	2.8E+01	5.59E-06	0.041	1.0
²⁴¹ Pu	0.009	8.8E+02	9.89E-06	0.073	1.8
²⁴¹ Am	0.001	2.7E+01	5.20E-05	0.388	9.7
^{243/244} Cm	0.001	3.9E+01	1.60E-05	0.119	3.0
合計	1.00	---	1.34E-04	1.000	25.0

表 3.1 (3/3) トロージャンのグロス放射能 DCGL の核種組成比

— 格納容器内面 —

核種	放射能比	表面汚染スクリーニング DCGL (dpm/100cm ²)	放射能比／DCGL	DCGL の割合	DCGL の線量割合 (mrem/yr)
¹⁴ C	4.07E-03	3.7E+06	1.10E-09	<0.001	0.0
⁶⁰ Co	5.19E-02	7.1E+03	7.30E-06	0.161	4.0
⁹⁰ Sr	1.12E-02	8.7E+03	1.29E-06	0.028	0.7
¹³⁴ Cs	4.86E-03	1.3E+04	3.74E-07	0.008	0.2
¹³⁷ Cs	9.25E-01	2.8E+04	3.30E-05	0.728	18.2
²⁴¹ Pu	2.97E-03	8.8E+02	3.37E-06	0.074	1.9
合計	1.00	---	4.53E-05	1.000	25.0

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds)

表 3.4 トロージャンの最終状況サーベイ設計の要約

仕様	クラス 1		クラス 2		クラス 3		プラントシステム		
	構造物等	土地	構造物等	土地	構造物等	土地			
サーベイユニット									
面積 ^a	10~100m ²	100~2,000m ²	10~1,000m ²	100~10,000m ²	制限なし		N/A		
走査測定									
測定範囲	100%		10~50% ^c		0~10%		可変 ^{d,e}		
走査エリアの選択	N/A		判断による：横断線に沿って系統的にまたはランダムに選んだグリッド		判断による：ランダム		判断による		
静止測定									
デフォルト数 ^f	30					30			
位置の選択	ランダムな始点、系統的な間隔				ランダム		接近可能		
間隔 (L) ^b	$L = (A/0.866n)^{1/2}$ 三角格子 A = 総サーベイ面積, n = 測定数				N/A		N/A		
タイプ ^g	SC	SO ^h	SC	SO ^h	SC	SO ^h	SC ⁱ		

^a 床または土地についてのみ。壁や天井については線量評価モデルに対応させる。^b 三角格子パターンは別の方法についての指示がなければ用いられた。^c 50%を超える走査範囲が適当と判断されたエリアはクラス 1 に再分類される。^d クラス 1 のプラントシステムはクラス 1 のサーベイユニットと同様に 100%走査を行う。クラス 2,3 のプラントシステムは可能なら同クラスのサーベイユニットと同様に行われる。場合によっては、接近可能性に応じて実際的な範囲が指示される。^e 接近不可能なプラントシステムについては特に配慮する（別記がある）。^f この数は、平均濃度が DCGL の 0.4 倍未満、標準偏差が DCGL の 0.2 倍未満のサーベイユニットの条件を満たす。この条件が満たされない所では、追加の測定が必要かどうか判断する（その手順は「付録」に記載がある）。^g "SC"は表面汚染の測定、"SO"は土壤や体積汚染の測定を表す。^h 表面下の残存放射能を評価するため、ランダムに試料採取がおこなわれる。ⁱ 適切な場合、薄片や堆積物試料が採集される。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Refueled Safety Analysis Report and License Termination Plan)

表 3.5 トロージャンで使用したポータブル測定器

Ludlum 検出器モデル	43-68	43-68(S) ^a	43-116-1	44-9	44-10	44-116
検出器の型	GFP			G-M	シンチレーション	シンチレーション
対象放射線	β			β	γ	β
測定方法	走査、静止		走査、静止		走査	静止
検出面積	126cm ²	54cm ²	15cm ²	2"×2" ^b	126cm ²	126cm ²
ウインドウ厚さ	0.8mg/cm ²		1.7mg/cm ²		N/A	1.2mg/cm ²
ウインドウ材質	マイラー		マイラー		N/A	マイラー
バックグラウンド (cpm) ^{c,d}	180~290	100~130	30~40	3,700~6,400	190~4100	
検出効率 (cnts/dis) ^d	0.36~0.45	0.38~0.42	0.14~0.24	N/A	N/A	0.24~0.39
線源効率 (cnts/dis)	0.50	0.30	0.50	N/A	N/A	0.50
トータル効率 ^d	0.18~0.23	0.11~0.14	0.19~0.21	0.17~0.12	N/A	0.12~0.20
測定時間 (min)		1		1	---	1
静止 MDC (dpm/100cm ²) ^d	300~350	510~580	490~580	1,850~3,320	N/A	340~610
走査 MDC (dpm/100cm ²) ^{d,e}	690~820 ^f	1,180~1,340 ^f	2,170~2,490 ^g	5,740~10,780 ^h	3.9~5.1 ⁱ	N/A

Model43-68





^a (S)は線源効率に粗いコシクリート面での値を用いていることを示す。^b 検出器結晶の直径×厚さ (51mm 径×51mm 長)^c バックグラウンドの測定時間は1分
^d 数値の範囲は、複数の検出器に対するもの^e 走査測定のMDCは5cm/secに対応^f 8.8cm の検出器幅で 0.03 分の測定を想定^g 2.5cm の検出器幅で 0.008 分の測定を想定^h 4.4cm の検出器幅で 0.015 分の測定を想定ⁱ 土壌の走査測定 MDC (pCi/g ¹³⁷Cs) は、検出器仕様による 900cpm/(μ/hr)及びMicroShield による 0.266 pCi/g ¹³⁷Cs/(μ/hr)から求めた。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds)

表 3.6 トロージャンの実験室用計測装置

	Tennelec Model LB5100	Genie-2000 w/Ortec Detector
検出器の型	GFP	シンチレーション
対象放射線	β	γ
測定方法	スミヤロ紙測定	体積放射能
検出器の仕様	57mm 径検出器、 $80 \mu \text{g/cm}^2$ マイヤー窓	58mm 径 × 79mm 長高純度ゲルマニウム
バックグラウンド ^a (cpm)	1~58	N/A
効率 (cnts/dis)	0.332~0.340	0.005~0.009 ^a
測定時間 (分)	2	20
MDC	12~57 dpm/100cm ²	0.053~0.076 pCi/g ^b

^a 重要 γ 線放出核種 (^{60}Co , ^{137}Cs) のピークチャンネルに対応する値^b 重要 γ 線放出核種 (^{60}Co , ^{137}Cs) に対する MDC 値

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds)

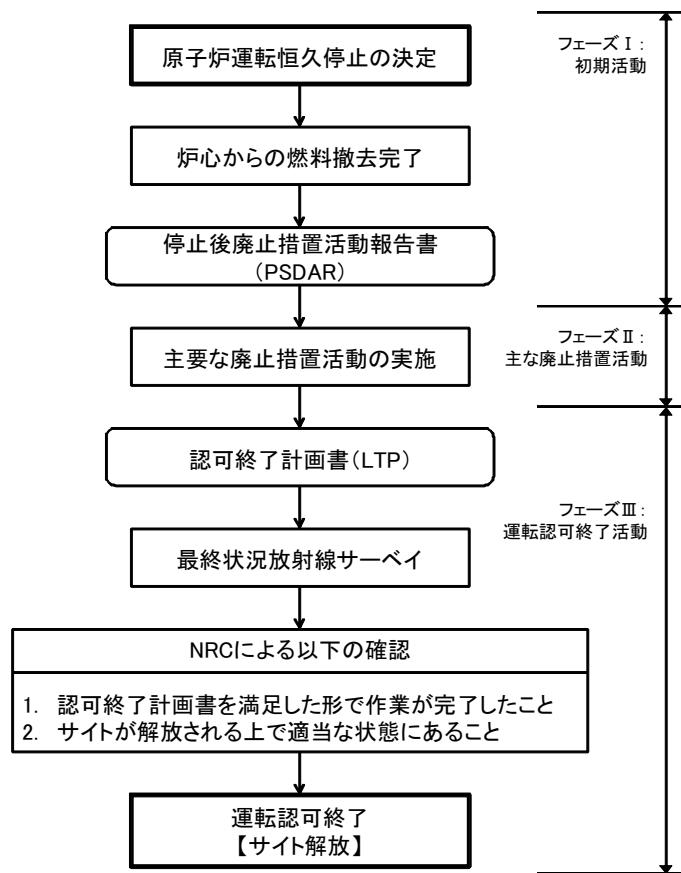


図 3.1 米国におけるサイト解放までの廃止措置手順

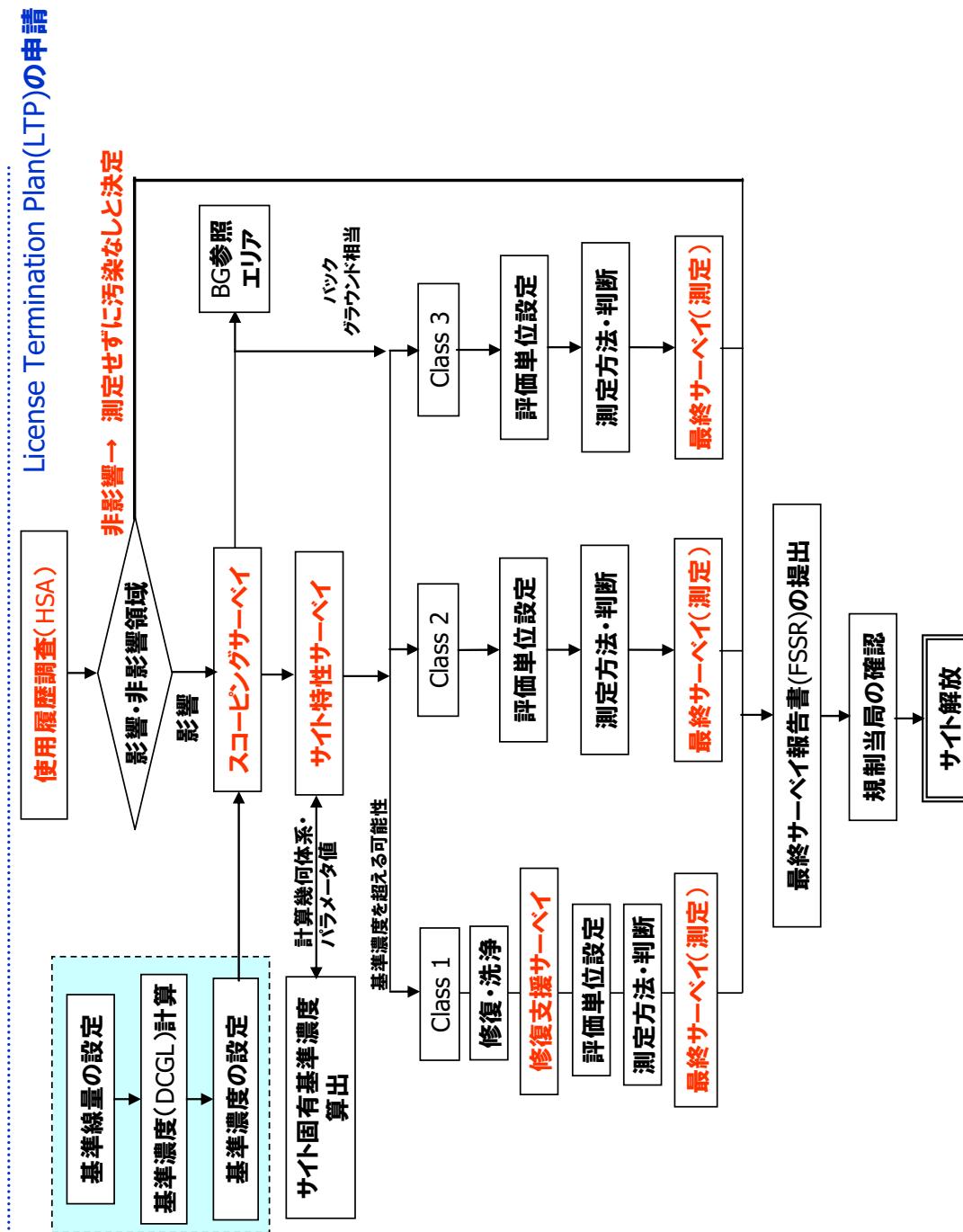


図 3.2 MARSSIM における測定・評価・検認フロー

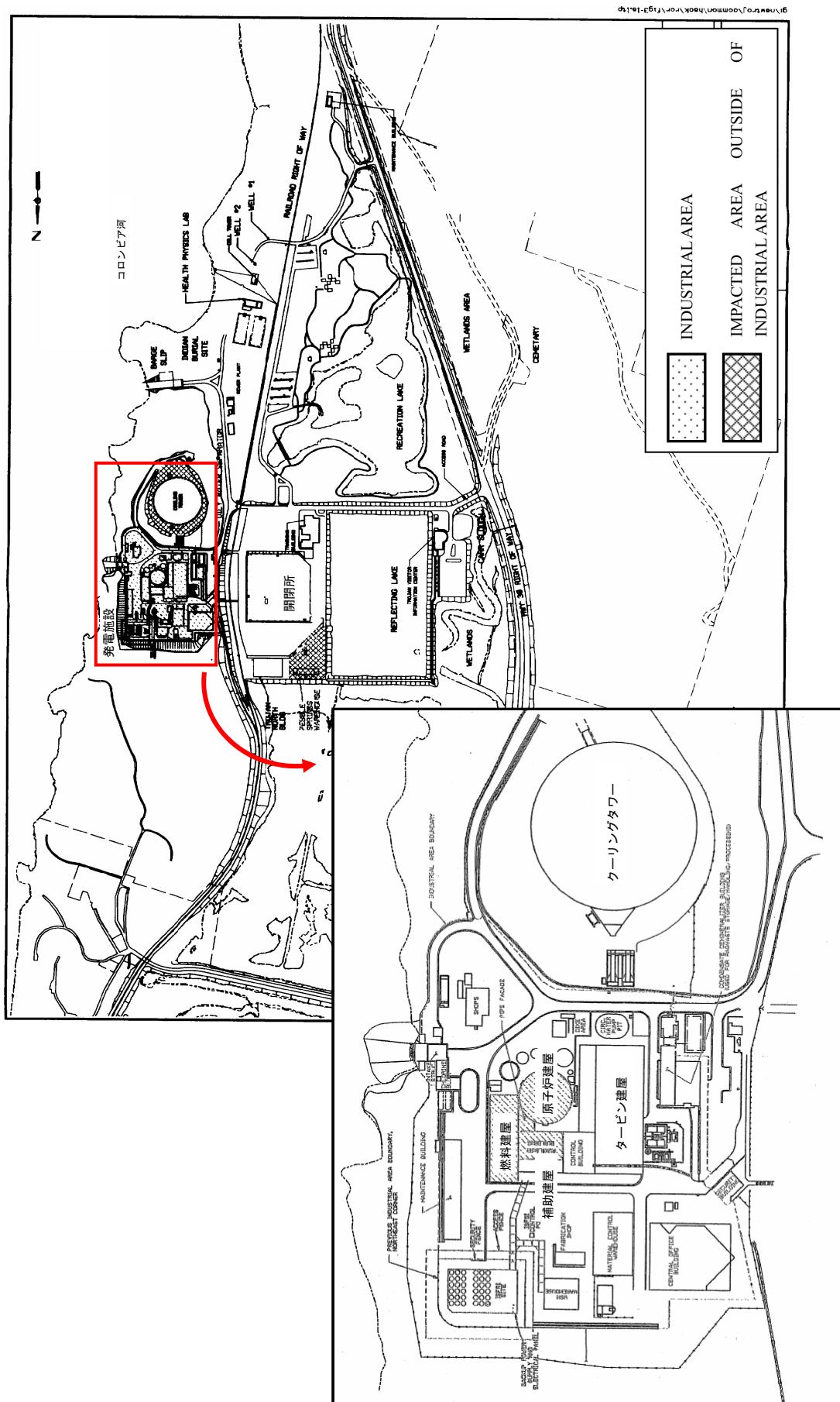


図 3.3 トロージャンのサイト全体および影響領域
(出典 : Trojan Nuclear Plant Refueled Safety Analysis Report and License Termination Plan)

3.3 サイト解放最終状況サーベイの事例

PGE 社が実施した最終状況サーベイは、原子炉格納建屋等の各建屋から敷地までを 10 項目に分類して記載されている。このうち、原子炉格納建屋と付属施設及び敷地の最終状況サーベイに着目し、以下その概要を記す。

3.3.1 トロージャンの最終状況サーベイの事例（原子炉格納建屋内部）

原子炉格納建屋内部を対象に実施した最終状況サーベイの要点を最終状況サーベイ報告書²³⁾から抜粋する。

(1) 原子炉格納建屋の概要

原子炉格納建屋は、燃料、補助、制御及びタービン各建屋に囲まれたほぼ中央部に位置する。最終状況サーベイ時の概略図を図 3.4 に示す。

- ・構造：半球型の屋根（格納ドーム）と平板状基礎を有するコンクリート製円筒構造
- ・寸法：内径 124 フィート(38m)、内側高さ 203 フィート(62m)、壁厚 3.5 フィート(1m)
- ・コンクリート壁内部：鋼ライニング
- ・ライニング：代表的厚さ 1/4 インチ(0.6cm)の炭素鋼

(2) 最終状況サーベイ時の状態

- ・原子炉格納建屋内は空であり、全体が金属ライニングコンクリート状態であること。
- ・内部コンクリートと鋼、構造物及び設備が撤去されていること。
- ・原子炉キャビティ部金属ライナー、その裏側にある高放射化コンクリートが撤去されていること。
- ・原子炉格納建屋に残留する主な設備は、旋回クレーン及びそのレールガーターとビームシート構造支持のみとする。
- ・測定活動は 2001 年 3 月から 2002 年 8 月にかけて行われた。

(3) サーベイエリアの情報

原子炉格納建屋は、サーベイ準備及び最終状況サーベイ活動を容易に行えるよう、ドーム(Dome)、旋回クレーンとその支持構造物(Polar Crane and Support Structure)、壁(Wall)及び床(Floor)の四つに分割された。それぞれの表面積を下表に示す。

格納容器表面	面積 (ft ²)	面積 (m ²)
ドーム (Elev.197'~Elev.249'9")	20,580	1,912
旋回クレーン、支持構造物	35,580	3,290
壁 (Elev.44'~Elev.197')	59,430	5,521
床 (最上階まで、Elev.44'含む)	16,500	1,533
総面積	132,090	12,256

(4) 使用された導出濃度ガイドラインレベル (DCGL)

格納建屋内に残留している構造物、原子炉キャビティ部コンクリート等の放射能レベルは、DCGL と比較された。表面残留放射能にはグロス放射能 DCGL(gross activity DCGL)が導出され、

また、体積残留放射能には代替率 DCGL(surrogate ratio DCGL)が導出された。

① グロス放射能 DCGL の算出

グロス放射能 DCGL は、表面残留放射能を有する格納構造物及びプラントシステム用に算出され、適用された。

グロス放射能 DCGL を算出するためには、まず表面修復前に原子炉格納建屋内の代表的な表面からサンプルが採取され、表面残留放射能の放射性核種分布決定に使用された。サンプルの分析結果は、各サンプルに対するグロス放射能 DCGL 値の計算用に用いられた。支配的な β , γ 放出核種は、Co-60 と Cs-137 であった。 α 放出核種は、分析されなかった。

DCGL を算出する目的から、検出されなかつた関心のある核種については、最小検出可能濃度(MDC) が存在すると仮定した。この DCGL 算出のために仮定された放射性核種分布を下表に示す(前出の表 3.1 (3/3) と同じ)。

核種	放射能比	表面汚染スクリーニング DCGL (dpm/100cm ²)	放射能比/ DCGL	DCGL の割合	DCGL の線量割合 (mrem/yr)
¹⁴ C	4.07E-03	3.7E+06	1.10E-09	<0.001	0.0
⁶⁰ Co	5.19E-02	7.1E+03	7.30E-06	0.161	4.0
⁹⁰ Sr	1.12E-02	8.7E+03	1.29E-06	0.028	0.7
¹³⁴ Cs	4.86E-03	1.3E+04	3.74E-07	0.008	0.2
¹³⁷ Cs	9.25E-01	2.8E+04	3.30E-05	0.728	18.2
²⁴¹ Pu	2.97E-03	8.8E+02	3.37E-06	0.074	1.9
合計	1.00	---	4.53E-05	1.000	25.0

この表の値より、グロス放射能 DCGL は 22,000 dpm/100cm² と算出され^{注8}、表面残留放射能を有する格納構造物及びプラントシステムに適用された。

② 代替率 DCGL の算出

放射化された原子炉キャビティ部コンクリートのような体積残留放射能を包含しているエリアルあるいは材料には代替率 DCGL が適用された。原子炉キャビティ部コンクリートの代表的なサンプルが採取され、コンクリート中の放射化生成物の核種分布が決定された。検出された放射性核種はトリチウム、Co-60、Eu-152 であった。この DCGL 算出のために仮定された放射性核種分布を下表に示す。この表中の体積汚染スクリーニング DCGL は、DandD コードにより算出された土壤の汚染に対するスクリーニング値である。

核種	放射能比	体積汚染スクリーニング DCGL (pCi/g)	放射能比/ DCGL	DCGL 割合	DCGL の線量割合 (mrem/yr)
³ H	0.875	110	7.96E-03	0.292	7.3
⁶⁰ Co	0.0335	3.8	8.82E-03	0.323	8.1
¹⁵² Eu	0.0910	8.7	1.05E-02	0.385	9.6
合計	1.000	---	2.73E-02	1.000	25.0

検出困難な(hard-to-detect) 放射性核種であるトリチウムの代替として最も高い放射能濃度を有する Eu-152 が用いられた。体積残留放射能を有する原子炉キャビティ部内に残るコンクリ

^{注8} : グロス放射能 DCGL =
$$\frac{1}{\sum_1^n \frac{f_i}{DCGL_i}} = \frac{1}{4.53E-05} \approx 22,000 \text{ dpm/100m}^2$$

一トに対する代替率 DCGL として、ユニティルール (unity rule) を適用して Eu-152 の 4.9pCi/g が用いられた。

ユニティルールについて以下、補足する。原子炉キャビティ部から採取されたコンクリートサンプルは、 γ 線スペクトル分析装置によって原位置で計測されたので、代替率 DCGL の算出には、Eu-152 以外の直接測定できる γ 放出核種である Co-60 を除外した。このため、Eu-152 の DCGL 値 8.7pCi/g (0.32Bq/g) から Co-60 の DCGL 値 3.8pCi/g (0.14Bq/g) を差し引いた 4.9pCi/g (0.18Bq/g) を代替率 DCGL 値とした。従って、各コンクリートサンプルに対して、Eu-152 放射能濃度は代替率 DCGL 値 4.9pCi/g と比較され、また、Co-60 放射能濃度は Co-60 の DCGL 値 3.8pCi/g と比較された。従って、ユニティルールとして、これらの DCGL と比例させた 2 核種の和が適用された^{注9}。

(5) 最終状況サーベイ設計

原子炉格納建屋は残留放射能のタイプ（即ち、表面または体積）、高い残留放射能の可能性、及び残留放射能が類似しているエリアの大きさを考慮して、76 のサーベイユニットに分割された。

① カテゴリー

サーベイユニットは物理的性状及び残留放射能の存在タイプをもとに次の三つのカテゴリーのうち一つに指定された。

- ・グロス放射能 DCGL が適用された表面残留放射能を有する構造物：格納建屋構造床、壁、ドームのライナー、旋回クレーンの表面等が該当し、このカテゴリーは 71 ユニットであった。
- ・代替率 DCGL が適用された体積残留放射能を有するエリア及び材料：このカテゴリーは 1 ユニットであった。
- ・接近の可能性、寸法のあるいは操作性からサーベイ設計に制約のあるプラントシステム及びその他の構造物：再循環サンプ配管スリーブ及び旋回クレーン関連全構造物（クレンリングガーダー、ビームシート内部構造物、クレン手摺、梯子、支柱）が該当し、この

^{注9}：複数の放射性核種が存在する場合、1 核種のみを測定して、それを測定対象エリアに存在する全ての核種に適合させる方法を適用することによって、時間とコストを削減することが可能となる。特に、 α や β 放出核種のように検出困難(a hard-to-detect, HTD)な核種を、その代替として検出が容易な(a easy-to-detect, ETD)核種を測定することにより、分析コストが削減できる。このために代替率 DCGL を用いる方法が採用された。一般に代替率 DCGL_{surrogate} は次式で求められる。

$$\text{DCGL}_{\text{surrogate}} = \frac{1}{1/\text{DCGL}_{\text{ETD}} + \sum_1^n f_i / \text{DCGL}_i}$$

トロージャンの場合、前表の数値と上式を用いて Eu-152 を求めると、

$$\text{Eu-152 の代替 DCGL} = \frac{1}{1/\text{DCGL}_{\text{Eu-152}} + \sum_1^n f_i / \text{DCGL}_i} = \frac{1}{1/8.7 + (2.73E - 02)} = 7.03$$

即ち、Eu-152 に対する代替率 DCGL は 7.03 pCi/g と求められる。しかし、トロージャンでは、前述したように保守的評価として、Eu-152 の DCGL 値 8.7pCi/g から Co-60 の DCGL 値 3.8pCi/g を差し引いた 4.9pCi/g を代替率 DCGL 値とした。

カテゴリーは 4 サーベイユニットであった。

② 分類

サーベイユニットは、残留放射能の可能性をもとにクラス 1 及びクラス 2 に分類された。原子炉格納建屋にはクラス 3 はない。修復以前に DCGL を超えた残留放射能があるエリアは 60 のクラス 1 サーベイユニットに分割された。バックグラウンドレベル以上の検出可能な残留放射能を有するが、修復以前に DCGL を超えなかったエリアは 16 のクラス 2 サーベイユニットに分割された。クラス 2 と分類されたエリアは、運転中及び解体中には、 $22,000\text{dpm}/100\text{cm}^2$ のグロス放射能 DCGL を超えるレベルにあったものと思われるが、以下の調査によってクラス 2 と分類された。

- ・ クラス 2 と分類されたエリアは、最終状況サーベイの前に 100% サーベイされた。
- ・ このエリアは、解体中、修復中に約 500 箇所でスミヤ試料採取・放射能分析が行われた。

③ サーベイユニットサイズ

原子炉格納建屋は、 12 m^2 から $1,912\text{m}^2$ のサイズのサーベイユニットに分割された。クラス 1 サーベイユニットは床エリアについては 100m^2 以下に制限され、クラス 2 サーベイユニットは床エリアについては $1,000\text{m}^2$ 以下に制限された。

(6) 測定装置

① 可搬型測定装置

走査及び静止放射能測定は、"Ludlum 検出器"（ガスフロー比例計数管(GFP 検出器)、ガイガー・ミュラー(G-M)またはシンチレーション）のうち一つの検出器を付けた "Ludlum 2350-1" データ収集サーベイメータで行われた。

最小検出可能濃度(MDC)は、各測定装置及び走査と直接測定法に対してそれぞれ決定された。走査測定に用いられた測定装置では、 5cm/sec の走査速度において検出対象放射線の DCGL の 40% 以下を検出可能とする MDC とした。直接測定に用いられた測定装置では、計測時間 1 分で DCGL の 15% 以下の放射線を検出可能とする MDC とした。

② 実験室測定装置

施設内実験室の測定装置は、大容量材料（即ちコンクリート）サンプルの γ 線スペクトル測定及び表面放射能サンプル（スミヤ）のガス比例計数測定に用いられた。体積残留放射能測定は、Ortec 高精度ゲルマニウム検出器を取り付けた Canberra Genie - 2000 スペクトル分析システムを用いて行われた。表面放射能測定は、Tennelec Model LB5100 GFP α/β 計数システムを用いて行われた。

γ 線スペクトル測定分析に用いられた実験室測定装置は、計測時間 30 分間で DCGL の 15% 以下の検出対象放射線を検出可能とする MDC とした。表面放射能測定に用いられた実験室測定装置は、計測時間 2 分間で DCGL の 1% 以下の放射線を検出可能とする MDC とした。

(7) サーベイ方法

① 走査測定

走査測定は、高い残留放射能を示す特異点を特定して、更なる調査が必要かどうか決めるために行われる。走査範囲は、サーベイユニットの履歴をもとに、高い残留放射能エリアを発見できるように決められる。近接不可能であったり、測定困難な未修復場所は、隣接の近接可能場所の残留放射能と同じレベルと仮定した。

② 直接測定

- ・表面残留放射能：検出器を測定箇所に直接または近接して設置して、一分間計測し、計測値は自動的にメモリーに集積された。
- ・放射化コンクリートの体積残留放射能：面積約 60cm×60cm、深さ 0.3 から 0.6cm を削り取ったサンプルを 10 マリネリ容器に収集し、 γ 線スペクトル分析が行われた。
- ・測定数：サーベイユニット当たり最低 30 箇所。
- ・測定箇所：サーベイユニットに適切な参考座標系(reference coordinate system)をもとに、開始点を無作為とした系統的区画法(a random-start systematic spacing method)で選定された。ドームに対しては極座標系が用いられたが、一般には矩形パターンが使用された。

③ 補足的測定

構造物及びプラントシステム表面上の β γ 放出表面残留放射能測定には、スミヤ法が用いられた。この測定は、表面の放射能レベルがグロス放射能 DCGL の 10%を超えないことを立証するために行われた。スミヤは、格納ドーム、旋回クレーン、壁及び床から、一個のスミヤデスクが約 100cm² をカバーするように拭き取られた。ドームのような広面積部のスミヤには、モスリンモップを使用して、数メートル四方をふき取って行われた。

(8) データ管理

データ保存及び処理にはサーベイデータ管理システム（Survey Data Management System, SDMS）が使用された。これは最終状況サーベイデータを保存して、高品質の記録を構築する電子的データベースシステムである。

(9) 最終状況サーベイ結果

原子炉格納建屋の走査測定では約 5,700m²、直接測定では 2,349 箇所の測定が行われた。表 3.7 に最終状況サーベイ結果の要約を示す。さらに、表面放射能の測定（スミヤ）が 479 箇所で行われた。表 3.8 にその要約を示す。走査測定で高い残留放射能が確認された 73 箇所のうち、25 箇所についてデータ調査が行われた。これら 73 箇所は、DCGL を超える残留放射能を有する表面積の合計 3m² 以内に存在した。これらのうち、2 箇所は直接測定によっても確認された。データ調査の結果の要約を表 3.9 に示す。

同表に示される通り、高い残留放射能が確認された 25 箇所については、修復するか、または

DCGL_{EMC} を適用することによって基準値をクリアした^{注10}。

(10) 最終状況サーベイ結論

原子炉格納容器の最終状況サーベイは、LTP 及びその実行手順に従って行われた。最終状況サーベイデータは、格納容器内の 76 サーベイユニットから収集された。各サーベイユニットのサーベイデータの要約を以下に示す。

- ① バックグラウンドを含む平均残留放射能は、DCGL 以下であった。
- ② DCGL を超えた残留放射能のある小さいエリアの個々の測定値は、DCGL_{EMC} を超えなかつた。
- ③ ALARA の観点から残留放射能のレベルを DCGL 以下にする必要がある場所では修復が行われた。

これらの条件は、LTPにおいて設定されたサイト解放基準及び 10 CFR 20.1402において規定されている無拘束利用に対する放射線学的基準を満たすものである。それ故、格納容器内部は、無拘束利用に解放することが適切であると結論付けられた。

^{注10}：最終状況サーベイ結果は要約が表 3.7 及び表 3.8 にまとめられている。例として格納ドーム（サーベイ ID コード S01197A）について見る。図 3.4 に示したように内側高さが EL197 フィートから EL250 フィートの位置にある。ここはクラス 2 に分類され、合計表面エリア面積は 1,912m² である。サーベイのためのアクセスは旋回クレーンの上に足場を設けて行われ、約 83%がアクセス可能となった。走査サーベイは表面エリアの約 11%について行われ、走査測定の結果は 2,800 から 18,000dpm/100cm² であった。直接サーベイは 35 箇所で行われ、2,900 から 5,000 dpm/100cm² の範囲であり、平均測定値は 3,800 dpm/100cm² であった。表面放射能の測定結果は表 3.8 で判るように、スミヤで 8 箇所拭き取られ、その結果は 1,000 dpm/100cm² 以下であった。

表 3.7(3/3) 最終状況サーベイ結果の要約（原子炉格納建屋）

Survey ID Code ^a	Description	Survey Area(m ²) ^b			Scan Measurements (dpm/100cm ²)			Static Measurements (dpm/100cm ²)				
		Class	1	2	Floor ^c	Other ^d	Coverage (%)	Low Value ^e	High Value ^e	Number	Low Value ^e	Mean ^e
S01121A	Cont Elev 121' to 131' Liner (20 to 40 AZ.)	×		0	20	100	4,000	8,200	32	1,400	4,100	6,900
S01128A	Cont Elev 128' to 175' Liner (100 to 120 AZ.)	×		0	94	100	960	19,000	32	660	4,000	16,000
S01128B	Cont Elev 128' to 175' Liner (80 to 100 AZ.)	×		0	94	100	1,000	33,000 ^f	32	790	1,400	3,500
S01128C	Cont Elev 128' to 175' Liner (60 to 80 AZ.)	×		0	94	100	1,000	19,000	32	690	2,900	13,000
S01128D	Cont Elev 128' to 175' Liner (120 to 140 AZ.)	×		0	94	100	1,900	20,000	32	1,600	5,100	12,000
S01128E	Cont Elev 128' to 175' Liner (140 to 160 AZ.)	×		0	94	15	4,100	8,800	32	3,300	4,200	7,400
S01131A	Cont Elev 131' to 175' Liner (0 to 40 AZ.)	×		0	177	11	2,000	6,400	30	1,700	3,200	4,900
S01131B	Cont Elev 131' to 175' Liner (40 to 60 AZ.)	×		0	88	100	4,200	17,000	32	5,400	8,000	12,000
S01175A	Cont Elev 175' to 197' Liner	×		0	716	11	3,200	16,000	30	2,900	4,300	8,000
S01175B	Cont Elev 175' to 197' Liner (280-300 AZ.)	×		0	44	100	1,400	18,000	30	870	5,300	11,000
S01175C	Cont Elev 175' to 183' Liner (60-100 AZ.)	×		0	32	100	1,400	18,000	30	830	3,000	14,000
					Floor							
P01204A	Cont Recirculation Sump Pipe Sleeves	×		0	33	100	1,500	26,000 ^f	30	660	2,500	18,000
G01015A	Cont Elev 15' Reactor Cavity	×		60	222	100	6,400 ^g	13,000 ^g	30	0.032 ^h	0.11 ^h	0.59 ^h
S01015B	Cont Elev 15' Incore Instrumentation Tunnel	×		8	139	100	670	12,000	32	610	840	1,700
S01038A	Cont Elev 38' Recirculation Sump	×		10	27	100	2,200	11,000	30	620	2,100	7,700
S01044N	Cont Elev 44' NE Floor Section	×		79	0	100	1,100	6,000	30	710	1,000	1,800
S01044P	Cont Elev 44' NW Floor Section	×		13	0	100	1,100	7,800	30	770	1,700	10,000
S01044Q	Cont Elev 44' S Floor Section	×		15	0	100	1,100	9,500	30	640	1,900	5,700
S01044R	Cont Elev 44' Balance of Floor	×		927	0	15	780	8,800	30	800	1,100	2,200

^a サーベイ ID コードの説明は P.41 の通り。^b 壁または天井のみのサーベイユニットは、線量評価モデルに対応して割り当てられた。^c 床の表面積のみ。^d サーベイユニット内の床以外で表面積部分全て。^e 有効数字 2 術で記載。^f データの調査及び高測定点比較が適用された。^g 測定値の単位は cpm。^h 測定値は無次元分数で与えられた（ユニティルール適用）。ⁱ データセットに符号検定が適用された。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for the Containment Building Interior)

表 3.8 スミヤによる表面放射能測定結果の要約（原子炉格納建屋）

Description	No. of Smears ^a	Results (dpm/100cm ²) ^b
Dome		
Above Elev. 197'; Sections 7-9, 16-18	8 ^c	<1,000 ^d
Polar Crane and Support Structure ^e		
Ring girder exterior – top surfaces; Sections 1-18	44	≤2,000 ^f
Ring girder interior – inside bottom plates; Sections 7-9,16-18	29	< 1,000
Bridge girder ‘A’ and ‘B’ exterior – top of girders, catwalks	61	≤2,000 ^g
Bridge girder ‘A’ and ‘B’ interior – walking areas	18	< 1,000
Sill beams and wheel trucks – top, inside bottom plates	50	< 1,000
Main and trailer trolleys – top, inside bottom plates, cable drum	30	< 1,000
Wall ^e		
Elev 44' to 47'; Survey unit S01044S	32	< 1,000
Elev 47' to 175'; Sections 1-16	50	< 1,000
Elev 175' to 197'; Sections 7-9, 16-18'	37	< 1,000
Floor		
Survey unit S01044N	30	< 1,000
Survey unit S01044P	30	< 1,000
Survey unit S01044Q	30	< 1,000
Survey unit S01044R	30	< 1,000

^a スミヤ試料は通常 100 cm² から採取。^b 1,000dpm/100cm² に丸めた β 線測定結果^c 数 m 範囲の広いエリアからスミヤ試料を採取。^d 単位は dpm/LAS (広面積スミヤ試料)^e 大部分、バイアスのかかった位置からスミヤを採取。大きな修復作業による移動性汚染の付着の可能性を考慮して水平面が選ばれた。^f 1 試料のみ 2,000 dpm/100cm² (Section 11) で、残りは 1,000 dpm/100cm² 以下。^g 1 試料のみ 2,000 dpm/100cm² (near off-end wheel trucks) で、残りは 1,000 dpm/100cm² 以下。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for the Containment Building Interior)

表 3.9 データ調査の結果と対応策（原子炉格納建屋）

サーベイ ユニット	クラス	特定された箇所		DCGL を超えた面積 (m ²)	措置活動	最大濃度 (dpm/100cm ²) ^a				
		走査	静止			措置前	措置後			
ドーム										
調査対象データなし										
ポーラークレーン及び支持構造物										
S01180A	1	3	0	0.60	修復／再測定	56,000	17,000			
S01180B	1	5	0	0.05	修復／EMC 適用	28,000	19,000 ^c			
S01180C	1	2	0	0.13	修復／再測定	25,000	17,000			
S01180D	1	2	0	0.11	EMC 適用	48,000 ^d	N/A			
S01180E	1	1	0	0.02	修復／再測定	24,000	6,000			
S01180F	1	1	0	0.06	EMC 適用	48,000 ^d	N/A			
S01181J	1	1	0	0.05	EMC 適用	32,000	N/A			
S01183D	1	1	0	0.07	EMC 適用	58,000	N/A			
S01192B	1	4	0	0.09	EMC 適用	116,000 ^d	N/A			
S01192E	1	2	0	0.08	EMC 適用	23,000	N/A			
P01102A	1	19	0	0.62	修復／EMC 適用	70,000	16,000 ^c			
壁										
S01044E	2	2	0	0.08	ユニットを再分割 ^e	27,000	N/A			
S01044E	2	1	0	0.01	ユニットを再分割 ^e	50,000	N/A			
S01044F	1	3	0	0.80	修復／再測定	24,000	15,000			
S01044H	1	3	0	0.06	修復／EMC 適用	54,000	22,000 ^c			
S01044J	1	1	0	0.02	EMC 適用	23,000	N/A			
S01044L	1	2	0	0.08	EMC 適用	23,000	N/A			
S01044S	1	2	1	0.03	EMC 適用	52,000 ^d	N/A			
S01092A	1	2	0	0.12	EMC 適用	26,000	N/A			
S01095C	1	2	0	0.08	EMC 適用	27,000	N/A			
S01116A	1	1	0	0.08	EMC 適用	26,000 ^d	N/A			
S01128B	1	1	0	0.01	EMC 適用	33,000	N/A			
床										
P01204A	1 ^f	1	0	0.03	再分類／再測定 ^g	26,000	N/A			
G01015A	1	11	0	N/A ^b	修復／再測定	21,000 ^h	13,000 ^h			
G01015A	1	0	1	N/A ^b	再サンプル ⁱ	1.7 ^j	0.08 ^j			

^a 1,000dpm/100cm² に丸め。調査レベルは 22,000dpm/100cm²^b 計算せず。^c 値は修復されたエリアのもの。EMC は修復措置が効果的でないか、実施されなかった箇所に適用された。^d 調査サーベイ結果 vs. 最終サーベイデータ^e 2 つの個別調査の結果、クラス 1 ユニットができた (S01095C, S01044S)。^f 調査の結果、クラス 2 からクラス 1 に再分類された。^g 走査測定の範囲が 100%になり、またホットスポットエリアに EMC が適用された。^h 単位はグロス γ の cpm : γ 走査測定の調査レベルは 10,000cpmⁱ 保守的な表面のサンプルは、より代表性のある 15cm 深さのサンプルで置き換えられた。^j 値はユニティルール値を示す (無次元)。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for the Containment Building Interior)

3.3.2 NRC の確認サーベイの例（原子炉建屋格納ドーム内面）

(1) 概要

トロージャンの廃止措置工程のうち、同発電所が 2001 年 5 月 8 日に完了させた原子炉建屋格納ドームの内面の最終状況サーベイに対する NRC の確認サーベイを支援した ORISE(Oak Ridge Institute for Science and Education), ESSAP(Environmental Survey and Site Assessment Program) による検査報告書²⁴⁾ から要点をまとめた。

格納ドームの確認サーベイは、表面走査測定、静止表面放射能測定及びスミヤサンプリングからなり、NRC との契約のもとに ORISE によって行われた。

(2) 確認サーベイの時期について

PGE 社は、格納ドーム内に設置されている旋回クレーンを撤去したいとしたが、格納ドーム内のアクセスにはこのクレーンを使用することが最良の方法であるので、NRC は ORISE に対して解体中検査を要請した。

(3) 表面走査測定

格納ドームのセクション表面の約 50%について、NaI 及びガス比例検出器によって γ 及び β 放射能が測定された。放射性物質が蓄積していると思われる継手部位、溶接場所及びその他の場所については、特別の注意が払われた。測定には PGE 社と同様な測定装置が用いられた。

(4) 静止表面放射能測定

全 β 放射能に対する直接測定は、可搬型計数率計とスケーラを備えたガス比例検出器を用いて格納ドーム上の 10 箇所について行われた。10 箇所の測定位置のうち、5 箇所は PGE 社の測定ポイントであった。ルーズ汚染の放射能レベル測定用にスミヤサンプルが各直接測定位置から採取された。

通常、ESSAP の手順では、サーベイユニット測定の正味の放射能レベル補正に使用するため、適切な参考物質上でバックグラウンド直接測定の収集を要求している。PGE 社の最終状況サーベイでは、保守的評価としてバックグラウンド補正をしないこととした。このため、NRC は、ESSAP と PGE 社の結果を比較する上で、PGE 社の手法を採用することとした。

(5) 解体中検査

ESSAP と PGE 社の放射能測定結果は、原子炉格納建屋内の様々な位置について表面測定によって比較された。

(6) サンプル分析とデータ解析

サンプル及びデータは、分析及びデータ解析のために、ORISE の ESSAP 研究所（テネシー州オークリッジ）に送られた。サンプルは、ESSAP 研究所手順マニュアルに従って分析された。スミヤは低バックグラウンドガス比例計数管により、全 α 及び全 β 放射能が分析された。表面放射能のスミヤデータと直接測定値は、dpm/100cm² に換算された。

(7) サーベイ結果の概要

格納ドームの表面走査では、比較的均一な残留 β 放射能が検出され、ホットスポットは認められなかった。静止表面測定では、3,300~12,000dpm/100cm²の範囲の全 β 放射能が測定された。スミヤによる表面放射能レベルは、 α 線が0~2 dpm/100cm²、 β 線が-2~15dpm/100cm²であった。ESSAP測定値と類似箇所のPGE社の測定値とを比較してみると、良い結果が得られた。両者の表面放射能レベルを表3.10に示す。最終状況サーベイにおけるサーベイユニットの標準偏差は、平均値の20%以内であった。PGE社とNRC測定の比較のために8箇所が選ばれて、比較測定(side-by-side measurement)が行われた。その結果は表3.11に示すように良く一致した。

表3.10 トロージャンの原子炉格納建屋の表面放射能レベル
—ORISEとPGE社の測定値比較表—

測定位置	全 β 放射能 (dpm/100cm ²)		表面放射能(スミヤ) (dpm/100cm ²)	
	ORISE	PGE社	ORISE	PGE社
1	3,300	3,500	0	3
2	4,000	NA	0	3
3	5,600	4,800	0	1
4	12,000	NA	0	9
5	11,000	NA	0	15
6	3,700	NA	0	6
7	3,300	2,900	2	1
8	2,900	3,000	0	-2
9	4,200	NA	0	4
10	3,900	4,000	0	3

(出典：“Confirmatory Surveys of the Containment Dome Trojan Nuclear Plant, Rainier, Oregon”，ORISE (August 2001))

表3.11 トロージャンの原子炉格納建屋の表面放射能レベルの比較測定

位置	全 β 放射能(dpm/100cm ²)	
	ORISE	PGE社
格納建屋、45° レベル		
1	87,000	87,000
2	8,900	8,600
3	55,000	54,000
4	24,000	24,000
5	36,000	37,000
6	19,000	20,000
7	10,000	9,600
8	29,000	28,000

(出典：“Confirmatory Surveys of the Containment Dome Trojan Nuclear Plant, Rainier, Oregon”，ORISE (August 2001))

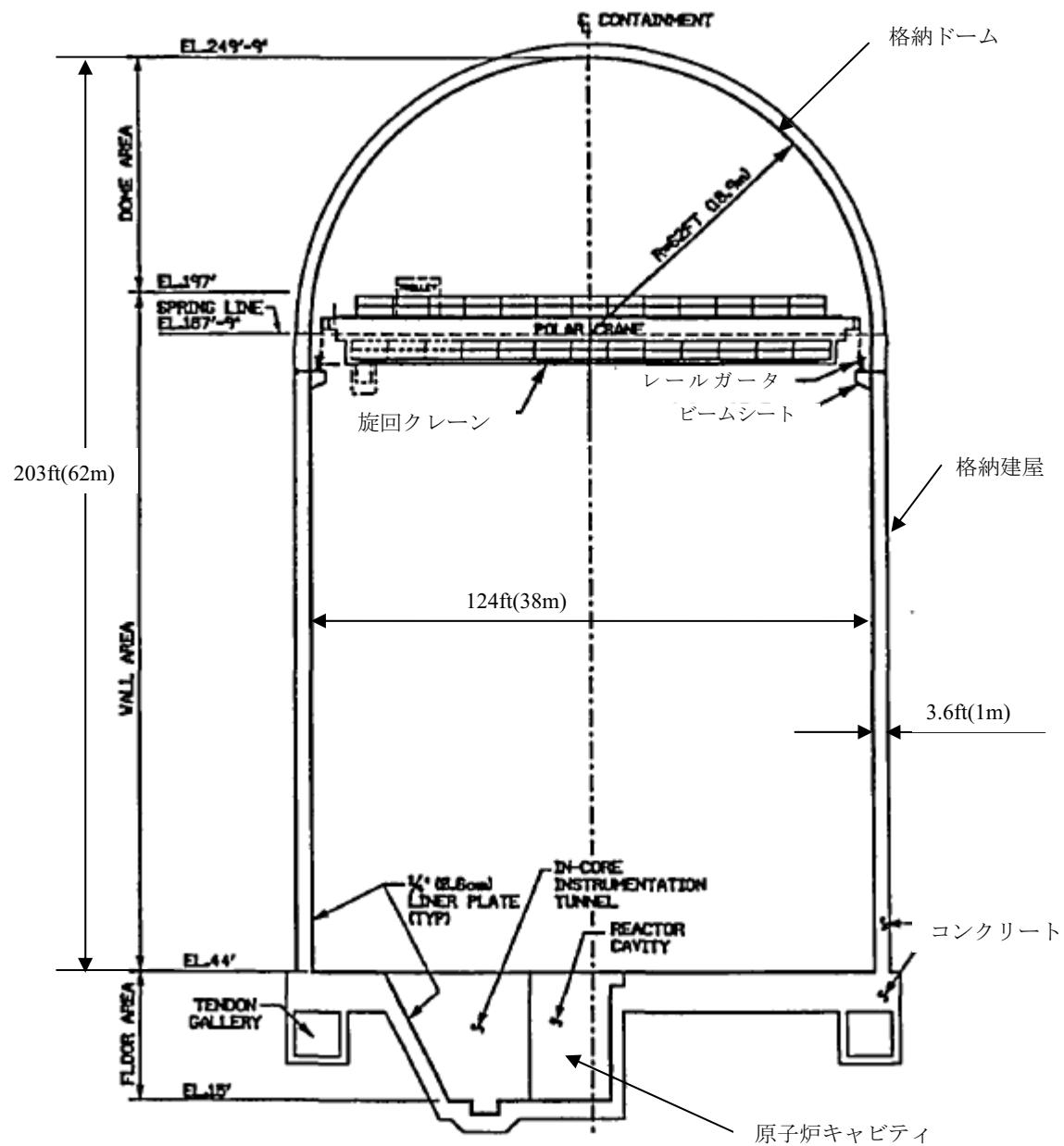


図 3.4 最終状況サーベイの行われる原子炉格納建屋概略

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for the Containment Building Interior)

3.3.3 トロージャンの最終状況サーベイの事例（サイト土壤）

(1) 付属施設及び敷地の最終状況サーベイの概要

付属施設（管理区域以外の区域及び一部管理区域の諸建屋、諸施設の内外表面）及び敷地を対象に実施された最終状況サーベイの概要は以下の通りであった。ここでは、主に敷地に係る測定・評価について最終状況サーベイ報告書²⁵⁾から要点を抜粋する。

- ・ サーベイ時期：2001.7～2004.11
- ・ サーベイユニット数：74（内訳：クラス1…8、クラス2…12、クラス3…54）
- ・ サーベイユニット総面積：約132,000m²

表面積	Area (m ²)
付属施設外部	57,000
付属施設内部	28,859
復水脱塩器建屋内部	4,114
敷地	42,242
合計	132,215

- ・ 走査面積比率：約8%
- ・ 静止測定点数：2,364（さらに、スミヤ測定点数1,627）
- ・ サーベイ結果：10 CFR 20.1402に定められる無条件解放基準をすべてクリア

(2) サーベイユニット

①カテゴリ

付属施設及び敷地は、物理特性及び放射能が残存する可能性が類似する領域のサイズをもとに74個のサーベイユニットに分割された。

- ・ グロス放射能 DCGL が適用できる表面残存放射能からなる構造物で、構造床、壁及び天井からなる。66個のサーベイユニットがこれに該当した。
- ・ 核種別スクリーニング DCGL が適用できる体積残存放射能からなる領域及び材料で、敷地が当たる。8個のサーベイユニットがこれに該当した。

②クラス分類

残存放射能の可能性に基づいてサーベイユニットがクラス1、2、3に分類された。修復前の残存放射能がDCGLを超える領域をクラス1とし、これは8箇所存在した。バックグラウンドを超えるがDCGLを超えない領域をクラス2とし、これは12箇所存在した。それ以外のバックグラウンドを超えて検出されない領域をクラス3とし、これは54箇所存在した。

クラス分類の概念は、放射能が残存する可能性は全域にあり、先ず、DCGLを超えるクラス1であると仮定する。これはクラス2及びクラス3が同定されない限りクラス1であるとの仮定に基づくものである。最終状況サーベイ計画の初期過程では、特性データはほとんどあるいはまったく利用できない状況であるかもしれない。汚染表面や機器からの高い放射線が意味のある放射能データ収集を妨害することもある。いくつかの表面は物理的に接近できない。廃止措置過程で汚染表面や機器が撤去され、表面への接近が可能となると実質的な特性データの収集が可能となる。LTPにもこの考え方方が記載されている。最終状況サーベイ過程での走査測定及び静止測定の

双方のデータがクラス分類決定を確かなものとする。

③サーベイユニットのサイズ

サーベイユニットは、放射能が残存する可能性が類似する領域間で、測定データポイントが比較的一様になるように分割された。サーベイユニットは、いびつな形状が運転履歴により適切と判断されない限り、比較的単純な形状とした。できるだけ水平及び垂直構造支持物、壁及び部屋をサーベイユニットの境界として定義した。敷地のサーベイユニットについても同様の手法とした。

付属施設はサーベイユニットを 33~9,460m²までのサイズに区分された。クラス 1 構造物のサーベイユニットは床面積を 100 m² またはそれ以下に、クラス 2 のサーベイユニットは 417 m² またはそれ以下に、クラス 3 のサーベイユニットは 9,460m² またはそれ以下とした。

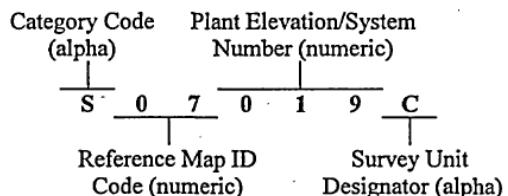
敷地はサーベイユニットを 300~21,694m²までのサイズに区分された。クラス 1 のサーベイユニットは 1,551m² またはそれ以下に、クラス 2 のサーベイユニットは 417 m² またはそれ以下に、クラス 3 のサーベイユニットは 21,694 m² またはそれ以下とした。

④サーベイユニットの認識記号

S – 表面残存放射能を有する構造物

G – 体積残存放射能を有する敷地または材料

Survey Unit Identification Nomenclature



Reference Map Codes

No.	Reference Map Code	No.	Reference Map Code
01	Containment Building Interior	15	Auxiliary Building (AB) Exterior
03	Maintenance Building Interior	16	Control Building (CB) Exterior
07	Condensate Demin Bldg Interior	17	Condensate Demin Bldg Exterior
11	Containment Building Exterior	21	Intake Structure
12	Turbine Building (TB) Exterior	22	Chlorine Building Interior
13	Maintenance Building Exterior	23	Guardhouse Interior
14	Fuel Building (FB) Exterior	24	Tech Support Center (TSC) Interior

Reference Map Codes (cont.)

No.	Reference Map Code	No.	Reference Map Code
25	Security Building Interior	38	Discharge & Dilution Structure
26	Trojan Central Bldg (TCB) Interior	41	Circulating Water Pump Pit
27	Materials Warehouse Interior	42	Transformers, Dividing Walls, & Equip
32	Chlorine Building Exterior	43	Oily Water Separator
33	Guardhouse Exterior	44	Gas Bottle Storage Building
34	TSC Exterior	45	Solids Settling Basin
35	Security Building Exterior	46	Pebble Springs Warehouse
36	TCB Exterior	51	Industrial Area Grounds
37	Materials Warehouse Exterior	52	Non-Industrial Area Grounds

(3) 測定器と測定条件

最終状況サーベイデータの収集のために、測定対象とする放射線の種類及びエネルギーを検出できる携帯用測定器及び実験室測定器を選定する。操作性、検出感度、運転特性及び現場での信頼性に基づいて商品化された検出器及び測定器を選定する。校正に用いる放射線源は National Institute of Standards and Technology (NIST) による追跡調査が可能なものを使用する。

①携帯用測定器

走査測定及び静止測定には、3種類の Ludlum 検出器（ガスフロー比例計数管、GM 管、シンチレーション検出器）のいずれか一つを備えた Ludlum モデル 2350-1 データロギングサーベイメータが用いられた。

走査測定に使用する測定器は、 β 線用に 5cm/sec、 γ 線用に 0.5cm/sec で走査した場合に DCGL の 50% を下回る濃度（最小検出可能濃度：MDC）を検出可能のこととした。例外は、モデル 44-9 パンケーキ GM 管である。これは DCGL 以下の濃度を検出できない。この検出器を使用する場合は低速（例えば 3cm/sec）で、サーベイユニットのサイズを制限して、また、必要により静止測定の数を増やすことで対応する。静止測定に使用する測定器は、1 分間の計測時間で DCGL の 45% を下回る MDC を検出可能のこととした。

②実験室測定器

土壤及び砂利試料の γ 線スペクトル分析及びスミヤした表面汚染試料のガス比例計数測定にはオンサイトの測定器が使用された。表面放射線測定には Tennelec Model LB5100 (GFP α/β 計数システム) が使用された。体積放射線測定には Ortec 高純度ゲルマニウム検出器を備えた Canberra Genie-2000 スペクトル分析システムが用いられた。実験室で用いた測定器の条件として、表面放射能の β 線測定に使用する測定器は、2 分間の計測時間で DCGL の 1% を下回る MDC を検出可能のこととした。 γ 線波高分析に使用する測定器は、20 分間の計測時間で DCGL の 5% を下回る MDC を検出可能のこととした。

③サーベイ方法

表面残存放射能及び体積残存放射能に対する走査及び静止測定の方法を以下に示す。

・走査測定

(カバー範囲)

- ・ クラス 1 : 100%
- ・ クラス 2 : 10~50%
- ・ クラス 3 : 10% またはそれ以下

クラス 2 及びクラス 3 は、スポット汚染の可能性が高いと思われる領域（例えば、通路、コーナー、修復した表面）を専門家の判断で走査する。

(表面残存放射能)

β 線検出のための走査測定で、1m² 領域に対して構造物表面から 2cm 以下、5cm/sec で

実施した。レートメータの警報器設定は通常、約 $0.8 \times DCGL$ 、可聴警報の設定は DCGL レベルとした。サーベイメータは、警報器の設定を超えた領域のサイズを同定し、現場位置を記録し、放射能高領域(elevated area)の最大放射能レベルを把握するように反応する。最大放射能レベルが調査レベルを超えた場所に対して調査を行った。

通常、データロガー内蔵のレートメータを備えた Ludlum モデル 43-68 (GFP 検出器) を使用した。サイズや形状の制約がある場合は Ludlum モデル 43-116-1 (GFP 検出器)、またはモデル 44-9 (パンケーキ GM 管) を使用した。

α 線はプラントから放出されないか、存在しても無視できるレベルであることから α 線測定のための走査は実施しなかった。

(体積残存放射能)

敷地に対しては γ 線放出核種を走査測定する。この走査測定にはデータロガー内蔵のレートメータを備えた Ludlum モデル 44-10 (NaI シンチレーション検出器) を使用した。検出器は 0.5m/sec の速度で、表面から 6cm 以内に接近させて前後左右にシステムマッチックなパターンを描きながら移動させた。測定データは直ちにデータロガーに送られ記憶される。レートメータの警報器設定は全放射能値 $9,000\text{cpm}$ に設定した。可聴警報の設定は DCGL レベルとした。DCGL を超えた位置またはその近傍に対して土壌または砂利の試料採取を行った。

・静止測定

(表面残存放射能)

構造物及びプラントシステム表面について β 線を放出する表面残存放射能検出のための静止測定は、通常、データロガー内蔵のスケーラを備えた Ludlum モデル 43-68 を使用した。測定領域のサイズや形状に制約がある場合は Ludlum モデル 43-116-1、モデル (44-9 パンケーキ GM 管) またはモデル 43-116 (β シンチレーション検出器) を使用した。測定器を表面近傍に接近させ、1 分間計測し、得られたデータをデータロガーに記憶させた。

(体積残存放射能)

土壌及び砂利について採取点毎に、およそ $30\text{cm} \times 30\text{cm}$ 、深さ 15cm 以下の試料を 10 マリネット容器に詰めて採集した。これらの試料に対してはオンラインで γ 線スペクトル分析を実施した。サーベイ設計の要求に応じて、採取点で 100ml の追加試料を採取し、オフサイトで業者による H-3 及び C-14 の分析を実施した。敷地に対しては試料採取とし、直接測定は実施していない。

④測定点数

測定点数は、最終状況サーベイの容易性及び不当な資源の無駄が生じない範囲で保守性を確保する観点から、サーベイユニットに対して最低 30 箇所とされた。この測定点数はサーベイデータから得られる結論の統計的信頼性が得られる十分な大きさの試料数である。

⑤測定位置

クラス 1 及びクラス 2 の測定位置は、サーベイユニットが示された図面、地図、写真等を準備し、乱数のセットを用いて位置を求めていく方法がとられた。クラス 3 の測定位置は、ランダム選択手法（参照座標システムと乱数セット）を用いて決められた。サーベイユニット内に収まらない測定点位置または安全上の考慮から測定できない位置についてはランダム選択手法を用いて位置が修正された。

(4) 最終状況サーベイ結果（敷地）

付属施設及び敷地を対象に実施された最終状況サーベイの要約を表 3.12 に示す。また、データ調査の結果に対する対応策を表 3.13 に示す。参考として、静止測定のマップ及びその結果の要約を図 3.5～図 3.7 に示す。

以下は、敷地に対する調査結果の抜粋である。

敷地はクラス 1、2、3 からなる。7,667m²について走査測定を実施し、また、静止測定では 324 箇所のデータを収集した。調査結果から 1 箇所高い（elevated）放射能があるスポット汚染エリアが同定された。DCGL を上回る残存放射能を有する領域の面積は約 1m² であった。この領域はクラス 2 のサーベイユニット（G51045B）であったが、分類を見直してクラス 1 のサーベイユニット（G51045F）とし、また、DCGL を上回ることからこの領域に対して EMC を適用した。

クラス 1 の各サーベイユニット面積は 300～1,551m² の範囲であった。領域の 100% をカバーする γ 線走査測定を実施し、グロス計数率は 6,200～13,000cpm の範囲であった（グロス計数率 9,000 が DCGL に相当する）。また、静止測定としてクラス 1 の各サーベイユニットに対して 30～40 箇所の位置で試料を採取した結果、0.0007～0.95pCi/g(¹³⁷Cs)、平均 0.023～0.047 pCi/g(¹³⁷Cs) であった（ユニティルールを適用）。

クラス 2 の各サーベイユニット面積は 1,800～4,856m² の範囲であった。領域の 20～50% をカバーする γ 線走査測定を実施し、グロス計数率は 4,700～97,000cpm の範囲であった。また、静止測定としてクラス 2 の各サーベイユニットに対して 31～49 箇所の位置で試料を採取した結果、0.016～0.135pCi/g(¹³⁷Cs)、平均 0.023～0.083pCi/g(¹³⁷Cs) であった（ユニティルールを適用）。

クラス 3 のサーベイユニットは、発電施設エリア（G51045A）及びペブルスプリングウェアハウスヤード（G52025A）である。サーベイユニット（G51045A）は面積 21,694m² で、領域の 5% をカバーする γ 線走査測定を実施し、グロス計数率は 6,400～9,000cpm の範囲であった。また、静止測定としてクラス 3 の各サーベイユニットに対して 31 箇所の位置で試料を採取した結果、0.017～0.029pCi/g(¹³⁷Cs)、平均 0.023pCi/g(¹³⁷Cs) であった。サーベイユニット（G52025A）については、静止測定として 30 箇所の位置で試料を採取した結果、0.018～0.070pCi/g(¹³⁷Cs)、平均 0.043 pCi/g(¹³⁷Cs) の結果を得た。

(5) 最終状況サーベイの結論

以上のように LTP 及びその実施要領に従って付属施設及び敷地の最終状況サーベイが実施され、その結果、各サーベイユニットについて以下の結論が得られた。

- ・平均残存放射能： $< 1.0 \times \text{DCGL}$
- ・小エリアの残存放射能： $< \text{DCGL}_{\text{EMC}}$
- ・DCGL を超える静止測定エリアは、平均残存放射能が符号検定を合格した。
- ・ALARA の観点から残留放射能のレベルを DCGL 以下にする必要がある場所では修復が行われた。

このため、付属施設及び敷地は無条件解放使用として適切であると結論付けた。

表 3.12 (2/3) 最終状況サーベイ結果の要約（付属施設及び敷地）

Survey ID Code ^a	Description	Class			Survey Area(m ²)		Scan Measurements (dpm/100cm ²)			Static Measurements (dpm/100cm ²)				
		1	2	3	Floor ^b	Total	Coverage (%)	Low Value ^c	High Value ^c	Number	Low Value ^c	High Value ^c	Mean ^c	High Value ^c
Support Facility Exteriors (cont.)														
S36045A	TCB East & North Exterior Walls				X	0	1,468	2	740	1,300	30	590	880	1,200
S36045B	TCB South & West Exterior Walls				X	592	2,660	3	860	2,000	45	580	970	1,400
S36089A	TCB Roof				X	0	3,234	0	N/A	N/A	30	850	1,400	2,300
S37045A	Materials Warehouse Exterior Walls				X	0	1,343	2	1,100	2,000	30	730	1,400	1,700
S37074A	Materials Warehouse Roof				X	0	1,368	0	N/A	N/A	30	1,400	2,300	3,000
S38045B	Discharge & Dilution Structure Exterior				X	44	228	7	960	1,900	30	750	1,300	1,700
S41029A	Circ Water Pump Pit Walls, Floor, Grating, & Equipment				X	420	1,050	5	800	3,800	36	490	1,000	1,400
S42045A	Transformers, Dividing Walls, and Equipment				X	676	2,826	2	810	1,900	30	590	1,200	2,200
S43020A	Oily Water Separator (formerly identified as P62065A)				X	125	397	30	1,500	3,500	30	1,800	2,200	3,200
S44045B	Gas Bottle Storage Building Exterior Walls & Roof				X	0	474	2	830	1,800	30	700	970	1,300
S45026A	Solids Settling Basin				X	146	440	5	1,300	2,500	30	770	1,000	1,300
Support Facility Interiors ^d														
S01025A	Cont Elev 25' Tendon Gallery East Half				X	187	807	12	1,100	1,700	30	950	1,100	1,300
S01025B	Cont Elev 25' Tendon Gallery West Half				X	187	807	12	980	1,400	30	770	960	1,100
S03045A	Maintenance Bldg Tool Room & Carpenter Shop				X	291	984	11	740	1,800	30	500	1,000	1,600
S03045B	Maintenance Bldg Machine Shop				X	352	1,538	3	760	1,600	30	620	1,100	1,600
S03045C	Maintenance Bldg Interior				X	419	1,519	10	1,100	2,000	30	730	1,000	1,400
S21023B	Intake Structure Interior				X	402	2,280	5	720	1,700	30	660	1,200	1,900
S22045A	Chlorine Bldg Interior				X	267	1,125	5	1,200	2,000	30	810	1,200	1,500
S23032A	Guardhouse Interior				X	219	1,025	5	920	1,500	30	600	920	1,500
S24038A	TSC Interior				X	894	2,951	3	840	2,600	30	570	850	1,700
S25045A	Security Building Interior				X	291	857	5	940	1,700	30	600	840	1,400
S26045A	TCB Interior (less HP/Dosimetry Office & 3rd Flr E Wall)				X	7,332	7,332	5	780	2,300	30	750	1,200	2,300
S26045B	TCB Health Physics/Dosimetry Office				X	99	266	15	900	1,400	30	660	920	1,200
S26073A	TCB 3rd Floor East Interior Wall				X	134	5	810	1,100	30	610	720	870	
S27045A	Materials Warehouse interior (excluding I&E Shop)				X	1,340	3,946	2	900	1,700	30	810	1,200	1,300
S27045B	Materials Warehouse I&E Shop				X	163	508	10	930	1,600	30	740	940	1,400
S38045A	Discharge & Dilution Structure Interior				X	33	172	10	880	1,500	30	540	720	930

表 3.12 (3/3) 最終状況サーベイ結果の要約 (付属施設及び敷地)

Survey ID Code ^a	Description	Survey Area(m ²)						Scan Measurements (dpm/100cm ²)				Static Measurements (dpm/100cm ²)				
		1	2	3	Floor ^b	Total	Coverage (%)	Low Value ^c	High Value ^c	Number	Low Value ^c	Mean ^c	High Value ^c			
Support Facility Interiors ^d (cont.)																
Condensate Demineralizer Building Interior ^e																
S07019A	Elev.19' Floor/Lower Walls, Col B to C & 5 to 8	X				100	169	100	900	7,200	34	740	1,200	1,600		
S07019B	Elev 19' Floor/Lower Walls, Col B to C & 2 to 5	X				100	138	100	1,400	4,800	32	1,600	2,200	2,700		
S07019C	Elev 19' Floor/Lower Walls, Col A to B & 5 to 8	X				82	175	100	960	6,800	31	850	1,500	1,900		
S07019D	Elev 19' Floor/Lower Walls, Col A to B & 2 to 5	X				77	158	100	1,600	16,000 ^f	32	1,300	2,300	15,000 ^g		
S07019E	Elev 19' Backwash Tank Area	X				141	585	15	810	1,900	30	520	870	1,200		
S07025A	Elev 19' Upper Walls & Ceiling	X				0	653	15	880	3,100	34	890	1,200	1,300		
S07032A	Elev 32' Mid-Level Floor, Walls, Ceiling	X				166	594	15	970	2,900	31	640	1,200	2,500		
S07045A	Elev 45' Floor, Walls, & Ceiling	X				417	1,609	10	770	2,500	30	770	1,100	1,600		
S07045B	Elev 45' Crane & Trolley Rails	X				0	33	100	830	4,300	30	580	820	1,100		
Site Grounds ^h																
G51038A	Concrete Block Storage Area	X				1,800	50		4,700	6,000	32	0,036	0,083	0,130		
G51045A	Balance of Industrial Area Grounds	X				21,694	5		6,400	9,000 ⁱ	31	0,017	0,023	0,029		
G51045B	Tank Farm Yard Area #1	X				2,743	50		6,100	9,600 ⁱ	31	0,018	0,030	0,140		
G51045C	SE Industrial Yard Area #1	X				1,488	100		6,200	7,800	30	0,016	0,024	0,032		
G51045D	SE Industrial Yard Area #2	X				1,551	100		6,300	7,600	30	0,017	0,023	0,029		
G51045E	SE Industrial Yard Area #3	X				4,856	20		6,000	9,700 ⁱ	39	0,016	0,023	0,032		
G51045F	Tank Farm Yard Area #2	X				300	300		8,800	13,000 ^{fj}	41	0,010	0,047	0,950		
G52025A	Pebble Springs Warehouse Yard	X				7,810	0		N/A	N/A	30	0,018 ^j	0,043 ^j	0,070 ^j		

^a サーベイ ID コードの説明は P.41 の通り。
^b 地面／床表面のみ。S26045A, S46025A を除く。
^c 有効数字 2 桁で記載。

^d これらのサーベイユニットには 1 次系 -2 次系漏洩グロス放射能 DCGL (21,000dpm/100cm²) が適用された。S46025A にだけ格納容器グロス放射能 DCGL (22,000dpm/100cm²) が適用された。
^e これらのサーベイユニットには RCA DCGL (7,500dpm/100cm²) が適用された。
^f データの調査及び高測定点比較が適用された。
^g データセットに符号検定が適用された。

^h G52025A 以外は γ スキヤンされ、測定値はグロス cpm 単位。静止測定は土壌試料のため土壤放射能の調査のため土壌／砂利試料を採取。
ⁱ 9,000 グロス cpm を超えた箇所では体積残留放射能のため ^{109}Pb (^{137}Cs) が適用された。
^j Pebble Springs Warehouse Yard には DCGL として 10pCi/g(^{137}Cs) が適用された。静止測定は土壤試料に、測定値は pCi/g(^{137}Cs) 単位。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds)

表 3.13 データ調査の結果と対応策（付属施設及び敷地）

サーベイ ユニット	クラス	特定された箇所 走査 静止	DCGL を超 えた面積 (m ²)	措置活動 ^a		(dpm/100cm ²) ^b 措置前	最大濃度 (dpm/100cm ²) ^b 措置後
				復水脱塩器建屋内部	なし ^a		
サイト (敷地)							
S07019A	1	4	0	N/A	なし ^a	8,400 ^c	7,200
S07019C	1	1	0	N/A	"	8,100 ^c	6,800
S07019D	1	2	1	0.08	EMC 対応	16,000 ^c	16,000 ^c
G51045B	2	1	0	1.1	修復／ユニットを再分割 ^d	12,000 ^e	N/A

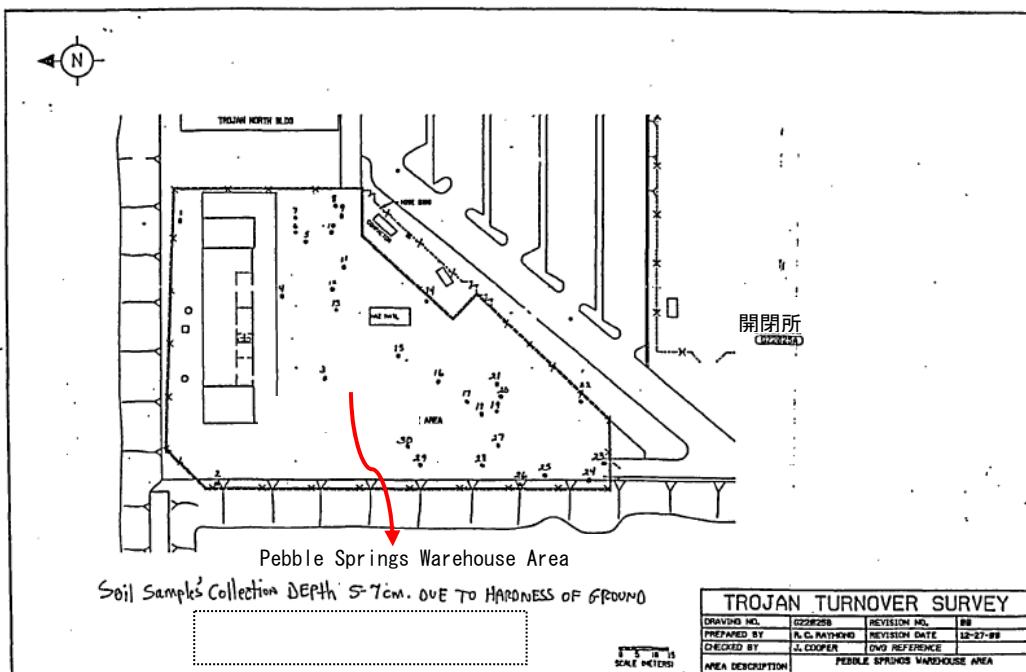
^a 計測器のバックグラウンド差し引き、100cm² より小面積エリアの修正適用による結果の修正も含む。^b 有意な 2 枠で丸め。^c 計正されていない値。^d ホットスポットエリアは修復され、クラス 1 のサーベイユニットが形成された (G51045F)。^e γ 走査の値はグロス cpm で与えた。

(出典 : Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds)

FINAL SURVEY RESULTS SUMMARY

Survey Unit ID Code: G52025A
Survey Unit Name: Pebble Springs Yard

Classification: Class 3
Size (m²): 7,810

Static Measurement Locations Map

FINAL SURVEY RESULTS SUMMARY

Survey Unit ID Code: G52025A
Survey Unit Name: Pebble Springs Yard

Classification: Class 3
Size (m²): 7,810

Data Quality Values

```
Type 1 Error : 5.000e-002 Type 2 Error : 5.000e-002
Relative Shift : 3.000e+000
Radionuclide : CS-137
Measurement # Of Measurement
Type Code Meas. Unit DCGL SGN WRS
-----
```

6	30	pCi/GM	1.010e+001	-	-
---	----	--------	------------	---	---

Statistical Quantities

```
Measurement Name:
Minimum Value : 1.800e-002
Maximum Value : 7.000e-002
Range : 5.200e-002
Median : 4.100e-002
Std. Deviation : 1.182e-002
Mean : 4.333e-002
95% UCL : 4.700e-002
```

Measurement Values

Location	Value	Location	Value
000001	6.000e-002	000018	4.100e-002
000002	5.500e-002	000019	4.400e-002
000003	4.200e-002	000020	3.700e-002
000004	4.500e-002	000021	4.100e-002
000005	3.700e-002	000022	3.500e-002
000006	2.000e-002	000023	1.800e-002
000007	4.000e-002	000024	7.000e-002
000008	5.400e-002	000025	6.800e-002
000009	4.400e-002	000026	6.700e-002
000010	4.100e-002	000027	4.100e-002
000011	4.400e-002	000028	3.500e-002
000012	4.200e-002	000029	3.900e-002
000013	4.200e-002	000030	3.800e-002
000014	4.100e-002		
000015	4.000e-002		
000016	3.400e-002		
000017	4.100e-002		

<u>Judgmental and Miscellaneous Measurement Data</u>
No judgmental or miscellaneous data collected.
<u>Discussion of Anomalous Measurement Data</u>
No investigation required for this survey unit. No anomalous measurement data.

図 3.7 静止測定マップ及びサーベイ結果の要約（クラス 3）

(出典：Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds)

3.3.4 サイト解放に関する NRC の評価

(1) 評価方法と結果の概要

2004 年 12 月、PGE 社はトロージャンの運転ライセンス（所有のみライセンス(Possession Only License, POL, License No.NPF-1)）の終了申請を行った。この申請書において、PGE 社は、NRC が承認した LTP に従って、原子力発電所の施設及びサイトの残留放射能の廃止措置及び最終状況サーベイ (Final Status Survey, FSS) が完了して、10CFR Part 20 Subpart E に規定されているサイトの廃止措置及び無制限使用に合致していることを確認したと明記した。

NRC のスタッフは、その最終状況サーベイ報告書 (Final Status Survey Reports, FSSR) を審査して、これらが 10CFR Part 50.82 Termination of license に従っていると結論付けた。即ち、

- ・解体及び除染活動は承認された LTP に従って達成された。
- ・FSSR 及び関連書類、その施設及びサイトが 10CFR Part 20 Subpart E の廃止措置基準に合致していることを証明している。

これにより NRC は、2005 年 5 月 23 日付、License No.NPF-1 の終了を認可した¹⁸⁾。NRC の行った FSSR 審査に関しては安全評価報告書に記載されており、これらの概要について以下に述べる。

(2) ライセンス終了の審査及び承認

FSS とは、あるエリアが完全に特性調査され、修復が完了し、かつ、ライセンス所有者が、そのエリアはライセンス終了に関する放射線学的基準に合致していると確信した後に行われるものであり、その目的は、そのエリアがライセンス終了に関する放射線学的基準に合致していることを実際に確認する (demonstrate) ことである。

NRC に提出された FSS の結果は、以下の 10 項目の FSSR にまとめられた。

- ・トロージャン ISFSI サイトの最終状況サーベイ報告書
- ・原子炉格納建屋内部の最終状況サーベイ報告書 (3.3.1 で概説)
- ・主蒸気支持構造物、電気系貫通エリア及び蒸気発生器プローダウン建屋の最終状況サーベイ報告書
- ・タービン建屋及び制御建屋内装の最終状況サーベイ報告書
- ・埋設配管の最終状況サーベイ報告書
- ・残留プラント二次系の最終状況サーベイ報告書
- ・付属建屋内装の最終状況サーベイ報告書
- ・燃料建屋内装の最終状況サーベイ報告書
- ・使用済燃料プール影響エリアの最終状況サーベイ報告書
- ・付属施設及び敷地の最終状況サーベイ報告書 (3.3.3 で概説)

NRC は、廃止措置プロセス中のライセンス所有者の FSS プログラムをもとに、幾つかの廃止措置中検査を行った。検査の目的は以下の通りである。

- ・ライセンス所有者が LTP において公約したとおりに FFS が行われたことを確認すること。
- ・FSS の手順、方法、設備、サーベイ訓練と資格、文書の品質管理、FSSR に記載されたサーベイデータを審査すること。
- ・ライセンス所有者が取得し、かつ、報告した FSS の結果を検証するための独立した確認サー

ベイを実施すること。

確認サーベイは、以下の通り行われた。

- ・ β 、 γ 放射能の表面走査測定
- ・全 β 放射能の直接測定
- ・表面放射能レベル測定用のスミヤサンプルの収集

各最終状況サーベイ報告書審査及び承認に関する概要を表 3.14 に示す。

(3) オレゴン州との協議について

安全評価報告書は、オレゴン州からのインプット無しに、NRC スタッフによって準備された。ただし、オレゴン州へは NRC と PGE 社間のやりとりの全てが配布されており、トロージャンのライセンス終了に関する NRC の意向を十分に把握してきた。さらに、2005 年 1 月に NRC スタッフは、オレゴン州エネルギー施設設立協議会に対してトロージャン廃止措置プロジェクトに関する概要説明を行っている。NRC スタッフは、当協議会に対して NRC の廃止措置プロセスの大要を提供し、また、トロージャンの FSS に関する NRC の審査についても当協議会と検討した。

(4) 環境への配慮

LTP の認可に関する環境評価 (EA) 及び顕著な影響なしとする答申 (Finding Of No Significant Impact, FONSI) は、2001 年 2 月 12 日に官報に公表された。従って、EA または FONSI が、トロージャンライセンスの終了に関して準備されることはないと思われる。

(5) NRC の結論

上記に検討した配慮をもとに、NRC は以下の通り結論付けた。

- ・残りの解体は承認された LTP どおりに行われている。
- ・FSS 及び関連書類は、施設及びサイトが 10CFR Part 20 Subpart E に規定されているサイトの廃止措置基準に合致している。
- ・PGE 社が先立って NRC に提出した関連記録は、Part 30, 40, 70 の要件に合致した。

表 3.14 トロージャン最終状況サーベイ報告書に関する NRC の審査及び承認

対象物の項目	NRC の審査	NRC の確認サーベイ (ORISE による検査の確認)
トロージャン ISFSI サイト	<ul style="list-style-type: none"> ISFSI の制限工リアに関する FSSR は、10 CFR50.82 の要件に合致している。 この結論は、PGE 社の FSSR の審査及び NRC の確認サーベイ結果に基づくものである。 FSS は、LTP に従つて行わられた。 FSS は、NUREG に規定された情報を含んでいる。 FSS の結果は、LTP に明記された無制限解放のための放射線学的基準に合致している。 この結論は、PGE 社の FSSR の審査及びサーベイ結果並びに NRC の確認サーベイ結果に基づくものである。 <p>(この 4 項目は同じ記述であるので、以下省略)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納建屋内部 (76 箇所のサーベイユニット) のうち、NRC の審査は、クラス 1 サーベイユニット (23 箇所) について、FSS の設計、技術者の訓練と資格、サーベイ装置の校正、及び FSS の説明書類の妥当性について行わった。 20 箇所のサーベイユニットのうち、13 箇所のサーベイユニット (クラス 1 サーベイユニット 11 箇所及びクラス 2 サーベイユニット 2 箇所) について上記と同様の審査が行わられた。 タービン建屋内装 (32 箇所のサーベイユニット)、制御建屋内装 (16 箇所のサーベイユニット) の全てのサーベイユニットについて上記と同様の審査が行わられた。 	<ul style="list-style-type: none"> NRC の確認サーベイは、ORISE による。 収録されている検査リポート NRC : 72-17/96-01 (ML050800524) ORISE : 1996 年 9 月 27 日付 Trip Report 確認サーベイは、28 箇所のサーベイユニットについて ORISE によって行われた。 収録されている NRC 検査リポート IRS0-344/01-02(ML012470350) IRS0-344/02-03(ML023450244) 確認サーベイは、12 箇所のサーベイユニットについて ORISE によって行われた。 収録されている NRC 検査リポート IRS0-344/03-004 (ML040630566) ORISE は、タービン建屋サーベイユニット 6 箇所について確認サーベイを行った。 収録されている NRC 検査リポート IRS0-344/02-04(ML030380014) IRS0-344/04-02(ML042800601) ORISE は、11 箇所の埋設配管サーベイユニットについて確認サーベイを行った。 収録されている NRC 検査リポート IR050-344/03-02(ML031611050) IR050-344/03-04(ML040630566) IR050-00344/04-002(ML042800601)
原子炉格納建屋内部		
主蒸気支持構造物、電気系貫通エリア及び蒸気発生器プローダーワン建屋		
埋設配管		

対象物の項目	NRC の審査	NRC の確認サーベイ (ORISE による検査の確認)
残留プラント二次系	• 残留プラント二次系（10 箇所のサーベイユニット）全てのサーベイユニットについて審査し合格とした。	• ORISE は、近接可能な埋設配管サーベイユニット 3 箇所について確認サーベイを行った。 • 収録されている NRC 検査リポート IR050-344/04-03(ML050450511)
付属建屋内装	• 付属建屋内装（144 箇所のサーベイユニット）のうち、38 箇所のサーベイユニット（クラス 1 サーベイユニット 26 箇所及びクラス 2 サーベイユニット 2 箇所）について、上記と同様の審査が行われた。	• ORISE は、サーベイユニット 29 箇所について確認サーベイを実施した。 • 収録されている NRC 検査リポート IR050-344/02-04(ML030380014) IR050-00344/04-002(ML042800601) IR050-344/04-03(ML050450511)
燃料建屋内装	• 燃料建屋内装（82 箇所のサーベイユニット）のうち、25 箇所のサーベイユニット（クラス 1 サーベイユニット 12 箇所、クラス 2 サーベイユニット 10 箇所、クラス 3 サーベイユニット 3 箇所）について、上記と同様の審査が行われた。。	• ORISE は、サーベイユニット 12 箇所について確認サーベイを実施した。 • 収録されている NRC 検査リポート IR050-344/02-04(ML030380014) IR050-344/04-03 (ML050450511)
使用済燃料プール影響エリア	• 使用済燃料プール影響エリア（15 箇所のサーベイユニット）の全てについて、上記と同様の審査が行われた。	• ORISE は、サーベイユニット 2 箇所について確認サーベイを実施した。 • 収録されている NRC 検査リポート IR050-344/04-03(ML050450511)
付属施設及び敷地	• 付属施設及び敷地（74 箇所のサーベイユニット）のうち、20 箇所のサーベイユニット（クラス 1 サーベイユニット 8 箇所、クラス 2 サーベイユニット 6 箇所、クラス 3 サーベイユニット 6 箇所）について、上記と同様の審査が行われた。	• ORISE は、サーベイユニット 12 箇所について確認サーベイを実施した。 • 収録されている NRC 検査リポート IR050-344/02-04(ML030380014)

3.4 トロージャン原子力発電所のサイト解放調査のまとめ

米国の原子力施設のサイト解放における解放基準の確認活動について、トロージャン原子力発電所特に FSSR（最終状況サーベイ報告書）をもとに、具体的な建物や土壌を対象とした残存放射能測定・評価の内容を調査した。トロージャン FSSR として 10 項目に分けてまとめている。そのうち、特に、格納建屋内部の最終状況サーベイ及び付属施設と敷地の最終状況サーベイに着目した。公的な第三者機関が関与し NRC の確認作業を支援していることも分かった。トロージャンは、熱出力 3,411MWt の PWR であり、1996 年に廃止措置活動を開始し、2005 年 5 月に NRC より無制限公共使用（unrestricted public use）が公表された。その廃止措置の特徴は、放射性廃棄物の撤去、原子炉容器の一括撤去、残留放射能を有する機器等の撤去及び除染を行って、残留構造物が存在した状態で最終状況サーベイを行っていることである。サイト解放基準は、NRC の基準である 25mrem/年（ $250 \mu\text{Sv}/\text{年}$ ）及び ALARA である。また、解放の手順や方法等は MARSSIM に従って行われた。

調査したトロージャンによる最終状況サーベイ、ORISE による確認サーベイと NRC の評価及び結果をまとめると以下の通りである。

(1) トロージャンによる最終状況サーベイ

- ・ 構造物等の表面残留放射能はグロス放射能 DCGL と、また、原子炉キャビティ部コンクリート等の体積残留放射能は代替率 DCGL と比較された。
- ・ 測定対象の表面は、残留放射能のタイプ、高いレベルの可能性及びエリアの大きさをもとにサーベイユニットに分割された。
- ・ 原位置、実験室での放射能測定とも、プラント運転中から使用されてきた実績のある測定器及び測定装置が用いられた。これらは DCGL より低い残留放射能を十分検出できる。
- ・ 格納建屋の走査測定では約 $5,700\text{m}^2$ 、直接測定では 2,349 箇所の測定が行われた。スミヤ測定は 479 箇所で行われた。走査測定で高い残留放射能が確認された 73 箇所のうち、25 箇所についてデータ調査が行われた。これら 73 箇所は、DCGL を超える残留放射能を有する表面積の合計 3m^2 以内に存在した。これらのうち、2 箇所は直接測定によっても確認された。
- ・ 付属施設と敷地は、総面積約 $132,000\text{m}^2$ を 74 のサーベイユニットに分け、約 8% の走査測定、静止測定 2,364 箇所、スミヤ測定 1,627 点が実施された。対象の敷地（走査 $7,667\text{m}^2$ 、静止測定 324 箇所）において、1 箇所約 1m^2 の DCGL を上回る領域があった。
- ・ 高い残留放射能が確認された箇所は、修復するか、または DCGL_{EMC} を適用することによって基準値をクリアした。

(2) ORISE による確認サーベイと NRC の評価及び結果

- ・ NRC は、施設解体が LTP に従って達成されたか、また、FSS が LTP どおりに行われて LTP に記載されたサイト解放基準に合致しているかを審査した。
- ・ トロージャンが提出した 10 項目からなる施設等の FSSR について、FSS の手順、方法、設備、サーベイ訓練と資格、文書の品質管理、FSSR サーベイデータを審査した。
- ・ ORISE の支援を受けて確認サーベイを実施し、サイト解放基準に合致しているとした。
- ・ 残りの解体は、承認された LTP どおりに行われていることを確認した。

- ・ ORISE による確認サーベイの事例として、原子炉建屋格納ドームの内面確認サーベイについて調査した。格納ドームの内面確認サーベイは、表面走査測定、静止表面放射能測定及びスミヤサンプリングからなる。
- ・ 表面走査測定は、格納ドームのセクション表面の約 50%について、 γ 及び β 放射能が測定された。静止測定は格納ドーム上の 10 箇所について行い、このうち 5 箇所は比較のためにトロージャン側の測定位置とした。また、これらの箇所からスミヤサンプルが採取された。
- ・ ORISE とトロージャンの測定結果は比較され、良く一致していた。表面放射能レベルは DCGL 以下であった。

4. サイト解放検認についての概念検討

4.1 廃止措置の終了形態及び解放後のサイトイメージに関する考察

(1) 廃止措置の終了形態のパターン

廃止措置される原子力施設のサイトの最終的な状態としては、すべての施設を解体撤去し、敷地を更地化し元の状態に戻すケースと、施設の一部を残しておくケースが考えられる。施設の一部を残すケースとしては、残存施設をそのまま継続使用する場合と別目的のための放射性物質取扱施設に転用、または、除染を行って非放射性施設として再使用する場合のいずれかが考えられる。放射性物質を取扱わない施設として再利用する用途としては、除染が比較的容易で、非放射性の残存施設として再利用に価値が認められる場合である。海外では、米国フォート・セント・ブルーライン発電所のようにタービン施設を火力発電用に再使用した例がある。

跡地の利用形態としては、無条件に使用するケースと将来の放射性物質取扱施設向け用地として再使用するケースの2通りが考えられる。無条件に使用するケースでは跡地は農業や商工業のための活動用地、宅地、公園向け用地等の利用が考えられる。跡地を放射性物質取扱施設向けに再使用するケースでは新規原子炉等の建設用地として用いることが考えられる。東海発電所の廃止措置計画は後者に該当する。東海発電所の廃止措置計画書によれば、建屋を解体撤去した跡地の利用については東海第2発電所用の敷地として継続管理することが示されており、更地化した跡地を解放することまでは想定されていない。また、ふげん発電所の廃止措置計画書では、廃止措置を終了した後のサイトの取扱いまたは利用形態については明記されていないが、ふげん発電所の敷地は日本原子力発電㈱からの借用地であることから、廃止措置後の跡地の状態は同社の将来の計画に依存することになる。ちなみに、商業用発電炉の場合、原子炉の運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去すること、そして敷地は原子力発電所用地として引き続き有効利用することが基本方針となっている。

このように廃止措置の終了形態はいくつかの選択肢が考えられ、

- ・ 残存施設の有・無
- ・ 跡地の利用形態の違い
- ・ 残存施設の利用形態の違い

の組み合わせから次の5パターンに分類できる（表4.1）。

A：残存施設なしの場合

跡地の利用形態の違いからさらに以下に区分できる。

- A-1：解体撤去後の跡地を放射線防護に関する規制管理から解除して廃止措置を終了させるケース。跡地は無条件に解放され、再利用用途に制約はない。
- A-2：解体撤去後の跡地を放射線防護に関する規制管理から解除しないで廃止措置を終了させるケース。跡地を原子炉の更新等、放射性物質取扱施設のために利用する。

B：残存施設ありの場合

残存施設の利用形態の違いからさらに以下に区分できる。

- B-1：残存施設及びその周辺区域の当該規制当局の放射線防護に関する規制管理を残すケース。

残存施設及びその周辺区域以外の敷地部分は放射線防護に関する規制管理から一切解除して廃止措置を終了させる。

B-2：残存施設及びその周辺区域を当該規制当局の放射線防護に関する規制管理を維持したまま別の放射性物質取扱施設目的に転用するケース。残存施設及びその周辺区域以外の敷地部分は放射線防護に関する規制管理からすべて解除して廃止措置を終了させる。残存施設は使用目的に応じて除染することがある。

B-3：非放射性施設としての再使用目的から残存施設を除染し、敷地を含めて放射線防護に関する規制管理からすべて解除して廃止措置を終了させるケース

(2) 解放後のサイト状態のイメージ

我が国初期に導入された発電用原子炉施設は、運転初期にいくつかの軽微な燃料破損等を経てきたものの、運転管理目標レベル ($50 \mu \text{Sv/y}$) を上回るような環境中への放射性物質の放出を伴う異常事象の経験はない²⁶⁾。我が国の場合、米国のようにサイトが汚染されており、その修復を行う必要がある場合とは状況が異なっている。将来的に国内の発電用サイトで環境を汚染させるような放射性物質の放出事象が起こらないという保証はないが、現状ではサイト解放に関する基準整備を行う前提として、次のとおり想定してよいと考える。

- ・ 管理区域以外の区域として設計・運用される領域は、運転中及び廃止措置段階を含めて有意な汚染は生じていない。
- ・ 仮に管理区域以外の区域において軽微な汚染が生じたとしても、発生時点で適切な除染作業の実施によりその汚染は除去されている。

上記の前提に立てば、我が国発電用原子炉施設の廃止措置終了段階で想定される典型的な解放後のサイト状態のイメージは以下の通りと考えられる。

- ・ サイトは、放射線防護上の制約を一切付加しない無条件解放とすることが可能である。この無条件解放には、放射線防護上の規制管理を有する施設を一部残した状態で残りのサイト部分を解放する（部分解放）場合も含まれる。
 - ・ 基本は、管理区域を有する建屋を除染し管理区域の解除を行った後、すべて解体撤去し、サイトに建屋を一切残さないものである。ただし、解放後に放射線防護上の規制管理を有さない一般の施設として建屋を再使用することも想定する。
 - ・ 敷地のグランドレベルより下にある建屋基礎構造の一部が解体後にも残ることを許容する。
 - ・ 土中または建屋基礎部分に埋設された汚染配管等は全て撤去される。
- このようなサイトイメージが検認要件の検討に当たっての前提となる。

表 4.1 廃止措置終了後のサイト利用形態

廃止措置前	残存建屋の有無	廃止措置終了状態	該当ケース	サイトの解放形態	用途例
周辺監視境界	残存建屋なし	サイト（敷地）：全面解放 " " //	A-1	無条件解放 ・全施設解体撤去 ・残存建屋なし	使用制限はない、
		周辺監視区域：継続管理 // //	A-2	解放せず ・全施設解体撤去 ・敷地の放射線防護規制 管理を残す	原子炉施設の更新等
原子炉施設	残存建屋あり	残存建屋：継続管理 // // // //	B-1	部分解放 ・一部施設を除き解体撤去 ・一部施設の放射線防護規制管理を継続	使用済燃料貯蔵建屋、放射性廃棄物貯蔵庫等として残存
		残存建屋：別目的に転用 // //	B-2	部分解放 ・一部施設を他目的の放射線防護規制管理に転化	放射性物質の分析建屋、保管庫、試験施設等に転用
	残存建屋：非放射性化 " " // //		B-3	無条件解放 ・残存建屋の再利用	タービン施設等を火力プラントに転用

4.2 サイト解放基準に関する考察

サイト解放基準を検討するに当たっては、主に米国、ドイツの解放基準及び国際原子力機関（IAEA）の推奨値を参考とすることになると思われる。以下、これらの概要を記述し、我が国の解放基準の方向性を考察する。

(1) 諸外国におけるサイト解放基準の選択肢

米国とドイツでは、サイト解放により個人が受ける被ばく線量拘束値が大きく異なっており、米国が $250 \mu \text{Sv/y}$ としているのに対して、ドイツは拠り所となる被ばく線量拘束値を物質のクリアランスレベルと同じ $10 \mu \text{Sv/y}$ としている。この違いは何に基づくものかを把握しておく必要がある。

① 米国とドイツの違い

米国は、原子力施設ライセンス終了のための放射能基準いわゆるサイト解放基準として、10 CFR 20 Subpart E に、決定グループの平均メンバーが受ける個人の被ばく線量は $250 \mu \text{Sv/y}$ を超えず、かつ、残存放射能を ALARA に基づき低減することが規定されている。決定グループとは、年齢、生活習慣（食事等）の被ばく線量に影響をあたえる環境要因がほぼ均一で、公衆のなかで残存放射能により最も大きな線量を受けると予想される個人を代表する小集団のことである。

これに対してドイツは、2001 放射線防護令の第 29 条附則 III 第 1 表の中でサイト解放レベルを核種毎に規定しているが、これらのレベルの拠り所となる決定グループの平均メンバーが受ける個人の被ばく線量をクリアランスレベルと同じ $10 \mu \text{Sv/y}$ としており、米国とドイツの間で公衆被ばく線量の規制レベルが大きく異なる。

両国の規制レベルの設定に違いが生じた背景を以下、概観する。

米国の解放基準

NRC は $250 \mu \text{Sv/y}$ を超えないことをサイトの解放基準とした理由について、NUREG-1628(2000 年 6 月)「発電炉の廃止措置に関する FAQ」に対する NRC スタッフの回答」第 8.9 節の中で、国際放射線防護委員会 (ICRP) 及び米国放射線防護委員会 (NCRP) の勧告に従って、 $250 \mu \text{Sv/y}$ をライセンス終了するサイトの残存放射能制限値として採用したことを記載している。ICRP のこの時点の勧告内容は、ICRP Pub.60 の概念を解説した論文²⁷⁾の中で廃止措置されたサイトに対する線量拘束値は $300 \mu \text{Sv/y}$ とし、かつ、残存放射能を ALARA に基づき低減することが示されている。NCRP は、いかなる単一線源や個人の管理にある複数線源からの被ばくも $250 \mu \text{Sv/y}$ を超えてはならないことを勧告している。

しかし、 $250 \mu \text{Sv/y}$ を基準とするに至った経緯は容易なものでなかったようである。低いレベルの設定を主張する環境保護庁 (EPA) との調整が 10 年以上にわたって難航し、調整がつかないまま、見切り発車する形で 10 CFR 20 Subpart E が 1997 年 7 月 21 日に発行されている。ちなみに EPA は包括的環境対処・補償・責任法 (CERCLA) を制定し、サイト解放のための個人の被ばく線量限度を $150 \mu \text{Sv/y}$ としている。両機関は、覚書「汚染サイトの廃止措置と除染に関する協議と決定」の締結など、不整合解消のための検討を行っている。

米国では、1980年代後半から発電用原子炉施設の廃止措置時期を迎えることになり、廃止措置終了のための規制は、汚染経験のあるプラントを前提とした発電炉施設に対する解放基準の整備を行うことが最初の命題であった。廃止措置対象となったプラントは、いくつかが運転中に燃料破損や一次冷却系からの漏洩トラブルに見舞われ、施設からの放射性物質の異常放出によりサイトを汚染させた履歴を有している。表4.2に運転中または廃止措置中の発電用原子炉施設から環境に放射能が異常放出した事象例を示す。例えば、サリー1号機(PWR、電気出力84万kWe)は逃がし弁の誤開により管理基準値の2.6倍の希ガスが環境に放出されている。スリーマイル発電所2号炉は炉心燃料溶融事故に至っている。廃止措置プラントでは、メインヤンキー発電所(PWR、電気出力90万kWe、運転期間約16年間)は、運転初期に燃料被覆管破損事故を経験しており、高い汚染源を有するプラントとして知られている。このように米国は、測定による確認を待つまでもなくサイトに汚染が生じていることが予想される施設をいくつも抱えていることから、サイト解放基準を規定するに当たって解放レベルを低く抑えるような提案はできなかつたことが推察される。このような事情の下に、NRCの定める解放基準では、無条件解放レベルが比較的高く設定($250\mu\text{Sv/y}$)され、さらに、制度的管理といった条件付きの解放を選択できるよう、制限付き解放基準も規定されている。また、サイト最終状況放射線サーベイマニュアル(MARSSIM)でも、サーベイ対象となる領域に汚染が残存することを想定し、その程度に応じたクラス分類を行うことが手順に組入れられている。

ドイツの解放基準

ドイツにおいては、旧西ドイツ時代に建設された原子炉施設の設計に関する安全規制が厳しく、これまでに運転した発電用原子炉施設からの放射性物質の異常放出を伴う事故はほとんど報告されていない。ドイツで過去に環境への異常放出事象を招いた原子力発電施設は、表4.2に示す通り、2プラントであり、いずれも環境への影響は軽微とされている。旧ソ連型のPWR型(VVER型)6基(グライフスバルト原子力発電所5基及びラインスベルク1基)については、旧西ドイツの安全基準を満たさないとの理由から建設中のものを含めてすべて閉鎖されている。このため、閉鎖プラントの汚染状況は、汚染サイトを抱える米国とは大きく異なり、サイトの修復を求められる状況にはほとんどないものと思われ、ドイツにおけるサイト解放基準のベースが物質のクリアランスと同じレベル($10\mu\text{Sv/y}$)に設定されていることや放射線に関する制限付き解放の基準が存在しない理由の一つとなっているものと推察される。

ドイツが敷地の解放基準のベースを $10\mu\text{Sv/y}$ とした根拠は、1998年2月の放射線防護委員会(SSK)勧告でとりまとめられた報告書「極低レベル放射能を有する物質、建屋、敷地を届出・許認可義務ある扱いからのクリアランス」が基礎となっている。この勧告が2001放射線防護令の第29条附則III第1表のサイト(敷地)の解放レベルの基礎ともなっている。すなわち、SR 2271第1.1節に以下の記載がある。

「建屋その他の施設の解体撤去後、またはその除染後に、原子力法の適用領域からサイトを解放するのであれば、その前に、敷地に留まっている残存放射能を無視できる程度に抑えておかなければならぬ。そうすれば、サイトを継続使用する際、そこに滞在する人への最大の線量負荷が、無視可能な程度に抑えられる。これに関する適切な線量基準は既に長らく、ICRP、国際原子

力機関（IAEA）、欧州委員会によって与えられてきた。 $10 \mu \text{Sv/y}$ の範囲の線量なら、無視可能なものとみなすことが可能で、それゆえ最大でもその程度の線量に至る被ばく源なら、それ以上低減する必要もないという認識に関しては、「既に国際的な合意事項となっている。」この認識は、物質のクリアランスとサイト（敷地）解放を同じ物差しで取り扱っているところが特徴的である。

② 国際原子力機関（IAEA）の推奨レベル

IAEA がサイトの解放基準を数 10 から線量拘束値である $300 \mu \text{Sv/y}$ の範囲で合理的に設定することを推奨していること、物質のクリアランスレベルは $10 \mu \text{Sv/y}$ に従うべきであるとしていること、そして両者の根拠については前述したとおりである。

(2) サイト解放基準設定における留意点

① 國際動向との調和

我が国でサイト解放基準を、どのように、どのレベルに設定するのかは今後の課題である。海外事例及び国際動向からレベルを設定するとすれば、IAEA が推奨する「数 10 から $300 \mu \text{Sv/y}$ の範囲で合理的に設定する」ことが自然の見方と思われる。これは、米国が採用している $250 \mu \text{Sv/y}$ +ALARA の規定と矛盾しない。このレベルは汚染が想定される施設に対して達成不可能な修復（除染）活動を強制しないで済む、経済性に配慮された基準と考えられる。汚染のないサイトに対しては余裕のある設定となることから、サイト解放のための活動は検認作業を含めて容易である。

一方で、「取るに足りない程度の線量として $10 \mu \text{Sv/y}$ に設定する」というドイツで採用されている基準は、サイトがバックグラウンドレベルであることを確認するようなレベルとされる。この場合、放射能判定レベルが低いことからバックグラウンドレベルとの識別が容易ではなく検認には大きな労力や困難が伴うことになる。

② 解放基準設定の方向性

サイト解放基準の検討は、我が国の発電用原子炉施設の運転実績に基づく全般的なサイト状況、諸外国の動向や国際的な基準との調和に留意するとともに、放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量の見直しの状況²⁸⁾、原子炉施設におけるクリアランス制度の運用状況、ウラン廃棄物に係るクリアランスレベル等の検討状況に注意を払いつつ、進めてゆく必要がある。

また、解放基準の検討に当たっては、敷地残存放射能濃度と被ばく線量の関係を定量的に理解しておくことが役立つであろう。そのため、任意の基準線量に対応する放射性核種毎の残存濃度を導出するためのツールが必要となる。原子力機構では、これまで米国で開発され、公開されているサイト解放被ばく評価計算コード RESRAD、原子力機構で開発したクリアランスレベル評価コード PASCLR 等を調査した上で廃止措置終了後の土地及び建屋からの被ばく線量をそれらの利用形態に応じて評価するための計算コードの整備を進めているところである。当該コードを用いることにより、土地及び建屋の利用形態、任意の許容線量に対応する核種毎の許容濃度を試算できることとともに、被ばくに係る決定経路及び重要核種を明らかにすることが可能となる。

なお、線量基準から基準濃度を導出する場合には、下表に示すような対応関係に留意すべきで

ある。注目すべきは、線量基準でみれば米国はドイツの 25 倍あるのに対して、 ^{60}Co の基準濃度を比較すると $0.14/0.03=4.7$ であり、線量と放射能濃度が比例関係にないこと、例えば、米国の値をベースに比例関係にあるとすれば、ドイツにおける ^{60}Co の基準濃度は約 0.006Bq/g と極めて低いレベルになる。このような違いは、放射能濃度を導出する際に用いる被ばくシナリオ、モデルやパラメータが異なることから当然起こるものである。

	米国	ドイツ	IAEA
線量基準	$250 \mu \text{SV/y} + \text{ALARA}$	$10 \mu \text{SV/y}$	数 $10 \sim 300 \mu \text{Sv/y}$
対象物	敷地表面土壌	敷地土壌（土壌を移動させない条件）	
基準放射能濃度 (^{60}Co の例)	トロージャンのスクリーニング DCGL : 0.14Bq/g	放射線防護令クリアラン スレベル : 0.03Bq/g	
最大被ばくシナリオ	居住農民	表層部からの外部被ばく	

表 4.2 米国、ドイツにおける発電用原子炉施設からの放射性物質異常放出事象（例）

期間：1949 年から 2005 年 7 月まで

原子炉施設名	炉型／電気出力(万 kW)	運転開始時期(年)	事象発生時期(年)	異常放出の主な原因	環境への影響
米国	パロブルデ 2 号機	PWR 約 133	1986	1993 蒸気発生器伝熱管破断	希ガス 3Ci 放出、 サイト外異常放出は無し、 管理基準値以内
	フィッツパトリック	BWR 約 83	1975	1987 運転員操作ミスによる汚染した補助蒸気系からの放射性ガス放出	サイト外異常放出、 オンタリオ湖の汚染進行
	サリー1号機	PWR 約 84	1972	1982 逃がし弁誤開による放射性ガス放出	Xe ガス 52.4Ci 放出、 管理基準値の約 2.6 倍放出、 推定サイト境界最大被ばく線量：1.4mrem/h
	ギネー	PWR 約 51	1970	1982 蒸気発生器細管破損による放射能異常放出	希ガス 90Ci 放出
	スリーマイルアイランド 2 号機	PWR 96	1978	1979 冷却材喪失による炉心溶融	希ガス 250 万 Ci 放出、 推定個人被ばく線量：約 70mrem
	アーノルド	BWR 約 57	1975	1976 主蒸気管漏洩	最大許容値を超える放射性ガスの放出
ドイツ	ビュルンスピッテル	BWR 約 81	1977	1978 タービン発電機からの蒸気漏洩	無視できる程度
	ビブリス A	PWR 約 123	1975	1987 運転員の操作ミスによる放射性ガス放出	無視できる程度、 放出量：保安規定の<1/30

4.3 サイト解放のための検認要件に関する考察

サイト解放の判断を行う上で求められる検認要件として、規制からの解除に関する基準及び検認方法がすでに整備されているクリアランス制度を参照して、留意すべき項目を以下に抽出した。

- ① 事前調査
- ② 検認対象物の種類、検認対象範囲及び検認の時期
- ③ 評価対象核種の選定と核種濃度上限値の算定方法
- ④ 評価対象核種濃度の測定・評価方法
- ⑤ 評価単位、測定位置・測定点数
- ⑥ 放射能測定装置の選定と測定条件
- ⑦ 合否判定基準

今回の考察では、主に上記②の項目に重点をおいた。その他の項目は今後の課題とするが、実際上②が明確になることが検討の前提であると考える。

(1) 検認対象物の種類

検認の目的は、施設の放射能汚染に起因する放射線による個人の被ばく影響が無視できるレベルにあることを確認することにある。このため、サイト解放に係る検認の対象は、一般的に施設の運転により放射能汚染がもたらされる可能性がある敷地（舗装面を含む）、地下水、地表水、堆積物、植物等の環境媒体が主体となる。加えて、サイト内の建屋等の構築物を解放後に再使用する場合は、その再使用による個人の被ばく影響が無視できるレベルであることを確認して解放することとなる。

米国発電炉の実施例では以下のものを検認対象としている。

- ・ 表面土壌（舗装面を含む）
- ・ 深部土壌
- ・ 建屋基礎構造物（地表面下残存部分で、コンクリート及び一部、金属材料を含む）
- ・ 埋設配管（土中及びコンクリート埋設）
- ・ 放射化物（コンクリート、金属）
- ・ 残存建屋（建屋内構造物、内装設備を含む）
- ・ 環境物（地表水、地下水、堆積物、等）

有意な汚染履歴のないことが明らかなサイトにおける検認対象物は、一般的には次の3種類に限定できると考えられる。

- ・ 表面土壌（舗装面を含む）
- ・ 解体撤去後に地下部分に残存させる建屋基礎構造物（コンクリート及び一部金属材料を含む）
- ・ 撤去困難な埋設配管

ただし、再使用のために構造物（建屋及び内装設備を含む）をサイトに残存させる場合にはその構造物が検認の対象となる（トロージャン発電所がその例）。地下水または地表水等土壤以外の環境媒体を検認対象とするかどうかは、サイト固有の問題として事前調査の段階で判断することになろう。

(2) 検認対象範囲

原子力発電所等の敷地面積は一般的に広大であり、1 サイトで例えば数百万m²を超えることが予想される。こうした広大な面積について、全領域を検認測定範囲とすることは膨大な労力と作業時間を費やすことになる。単純には、残存放射能のないことが明らかな領域に対しては検認測定の範囲に含める必要はないであろうと考えるが、その場合は、判断基準を明らかにする必要がある。原子炉建屋等の周囲は過去の操業履歴にてらして検認測定の範囲に含めるべきと考えるが、それでも外壁からの距離をいくつとすればよいか等、一概に決められない。測定による検認領域についての考え方は、サイト全体に亘る事前測定を含む残存放射能の事前調査を十分行い、その調査結果に基づき領域を決定することが基本と考える。以下で、米国及びドイツの事例を調査し、これらの事例を踏まえて我が国の実情に則したサイト（敷地）検認対象領域の設定のあり方について考察した。

① 海外事例

検認対象領域の設定に関して、米国については最終状況放射線サーベイマニュアル（MARSSIM）を、また、ドイツについては連邦環境・自然保護・原子炉安全省の委託により、ブレンク・システムプランニング社がまとめた調査報告書「原子力サイトー土地のクリアランス」（SR 2271、2000年11月11日改訂）を参考した。これらの結果を表4.3に示す。同表には、米国の研究炉ザクストンで実際に設定された検認対象領域の範囲も示した。

米国における検認対象物の範囲設定のプロセス（MARSSIM ベース）は、すでに図3.2に示したように、サイト全体を、施設に起因する汚染の可能性がある領域（影響領域という）とそうでない領域（非影響領域という）に区分し、さらに影響領域に対して汚染レベルの違いに応じて次の3つのクラスに分類する。

- ・クラス1：DCGL（導出核種濃度ガイドライン）を超える領域
- ・クラス2：DCGLを超えない領域
- ・クラス3：バックグラウンドレベルを超える程度の領域

これらの汚染区分は、事前調査の段階で、施設の運転記録、汚染履歴等の調査及び書類調査を補足する事前測定を実施し、それらの結果をもとに上述の定義に従って初期設定される。最終的な汚染区分は、検認に相当する最終状況サーベイの実施段階までに決定される。

非影響領域として分類された領域は検認対象としない。また、クラス分類された影響領域は、クラス分類に応じて同じような物理的、化学的及び放射線学的（核種の種類、核種の濃度分布）特徴を有する面積のサーベイユニット（評価単位）に分割し、サーベイユニット毎に検認を実施する。一つのサーベイユニットには一つのクラス分類が設定される。検認測定の範囲は、各サーベイユニットに対する走査測定カバー割合（%）及び静止測定または試料採取の測定点数密度（点/m²）を残存放射能レベルの違いに応じてランク付けすることで検認作業負担の低減を図っている。

ドイツでは検認対象領域の設定方法は特にルール化されていない。SR 2271に示される見解では、表4.3にあるように、サイト全域を対象とするか、あるいは、これよりも小さな面積を選択する場合は、特定領域の一部にしか汚染が存在しないことの証明が可能な場合とされるが、具体

的なマニュアルまでには展開されていない。ただし、サイト全面測定の回避を考慮した測定方法については、DIN25457-7「放射性残存物と原子力機器を放出（解放）する際の放射能測定法－土地」²⁹⁾に規定がある。DIN25457-7には、事前調査によりスポット汚染がないことが想定される領域に対して一定枠の評価単位（面積）毎に統計的手法を用いて試料採取または原位置測定を実施し、放出基準値を下回ることを判定する方法が示されている。この方法では、サイトを残存放射能の度合いに応じて、汚染が現存する（カテゴリー1）、汚染の可能性がある（カテゴリー2）、汚染の可能性が低い（カテゴリー3）、汚染の可能性がない（カテゴリー4）の4つのカテゴリーに分類する。試料の採取数または測定数は、土地の放射能分布が不均一であるほど、また、放射能の平均値が放出基準値に近いほど多くなることが推察される。

米国及びドイツの規定から、検認対象領域の設定において示唆される重要なことは、以下の点であり、これにより広大なサイト面積に対して検認対象領域の範囲を最小限に留めることができると考える。

- ・ 施設に起因する汚染の可能性がない領域（非影響領域）は検認対象から外す。このために、事前調査の段階で、施設運転の記録や汚染履歴データ及び事前測定の結果をもとに影響領域と非影響領域の区分けを行い、"非影響領域には汚染がない"ことを確認しておくことが重要である。
- ・ 評価単位を設定し、必要により残存放射能の程度に応じたクラス分類を行って、クラス分類の違いに応じた測定密度のランク付けを行い、統計的手法を用いた検認を実施する。

② 我が国への適用検討

検認の目的は廃止措置したサイト跡地に基準を上回る残存放射能が存在しないことを解放前に確認することにあることから、検認範囲は解放対象とするサイト全域となるが、全域を測定により確認することは不合理である。汚染のないことが運転履歴や汚染履歴等の書類により明らかな領域についてはその妥当性を書類によって確認することも容認すべきであると考える。測定による検認を実施する範囲については、汚染の可能性が疑われるかまたは汚染の可能性が否定できない領域に限るのが合理的である。

一般に原子力施設で管理区域として指定された領域の跡地には汚染がある、あるいは汚染が発生する恐れがある区域であり、放射能が残留している可能性が高いことから必ず検認の際の測定対象となる。他方、管理区域以外の区域として指定された領域は測定の対象としなくとも良いかという議論の余地がある。これらの区域で、測定による確認を必要とする可能性があるかどうかを以下に考察した。

(a) 原子力発電所サイトの汚染蓄積状況

我が国の商用原子力発電サイトは、これまでおおむね良好な運転管理がなされてきており、管理区域以外の区域は基本的に有意な放射能は存在しないものとして取り扱われている。天然放射性核種やフォールアウト核種がバックグラウンドに存在し、それらと比較して原子炉起源の放射性物質の影響はわずかであることが想定される。このため、先ず、我が国の原子力発電所のサイト内（管理区域以外の区域）及びサイト外周辺において、施設からの放射性物質の放出によって

土壤中に蓄積される放射性物質の濃度がどの程度になるかを把握する目的で、代表的なサイトを対象に環境放射能モニタリングのデータを調査した。

国内の運転中の原子力発電所4箇所を対象に公表されている周辺環境放射能モニタリングのデータを入手し、運転開始以前から現在に至るまでのサイト内及びサイト外周辺の所定測定地点における土壤への放射性物質蓄積の程度または有意な蓄積の可能性を調査した。入手したデータは、環境放射線モニタリングに関する指針³⁰⁾に沿って、各県・各発電所が「原子力発電所の安全確保に関する協定」(安全協定)に基づきまとめた原子力発電所周辺環境放射能測定結果報告書^{31~33)}である。このデータをもとにサイト内及びサイト外周辺について施設起因の土壤中の人工放射性核種の蓄積量を評価した。

調査対象とした発電所は下記の4サイトである。

- ・柏崎刈羽原子力発電所
- ・玄海原子力発電所
- ・福島第1原子力発電所
- ・福島第2原子力発電所

各サイトとも土壤試料の測定頻度は年2回で、測定箇所はサイト内2箇所及びサイト中心から0.5~5km内にあるサイト周辺数箇所である。モニタリングデータは県・電力会社とともに、文部科学省放射能測定シリーズに準拠して土壤の採取・前処理、測定が実施されている。モニタリングデータのうち、運転開始以前から現在に至るまでのサイト内及びサイト周辺地点における土壤中の¹³⁷Cs放射能濃度の変化に着目した。

その結果、各サイトともサイト内及びサイト周辺から¹³⁷Csが検出されているが、環境放射能測定結果報告書の中で、これは過去に行われた大気圏内核爆発実験及び1986年ソ連チェルノブイリ発電所事故の影響によるものと評価されている。¹³⁷Cs濃度の蓄積状況を見ると図4.1に示すとおり濃度は減少傾向にあり、蓄積効果は認められない。なお、福島第1、第2原子力発電所では1977年から1988年頃にサイト内及びサイト周辺の松葉試料の一部から原子力発電所に由来すると考えられる⁵⁴Mn、⁶⁰Coが検出されたことが報告されている。

このようなモニタリングデータから、一般的に放射性物質の異常な放出履歴が報告されていない原子力発電所では、運転による土壤への放射性物質の蓄積は認められないものと推察される。

(b) 特定領域での残存放射能蓄積の可能性

米国の実施例から残存放射能の蓄積の可能性が予想される領域としてMARSSIM及びザクストン認可終了計画(LTP Rev.0、2000.2発行)で提示されたエリアを表4.3に示す。このうち、管理区域跡地以外の区域と考えられる領域は以下であり、これらの領域に対して我が国の施設実情を考慮した測定の必要性について考察した。ただし、ザクストンの例に挙げられている埋設処分エリアについては検討の対象外とした。

- ・排気筒風下エリア
- ・放射性物質輸送ルート
- ・管理区域の境界領域
- ・地表水経路（河川、池等）

- ・以前に修復を行ったことがある領域／漏洩または溢出が過去に生じた場所
- ・建屋撤去後の残存基礎構造物
- ・土中埋設配管及びコンクリート埋込配管

1) 排気筒風下エリア

原子力発電所の通常操業により排気筒から放出され、敷地土壤表層部に付着・浸透する放射性物質による土壤中の放射能濃度を原子力安全委員会の示した評価方法によって検討した。

表 4.4 に原子力安全委員会が示した通常運転中の放射性気体廃棄物の想定年間放出量を示す。この放射性気体廃棄物が BWR (排気筒高さを 70m とした) の運転 40 年の間、連続放出されるものとして地表に沈着する核種別の放射能量を算出した。地表沈着と関わりのない放射性希ガス及び短半減期核種を除外した上で、地表沈着速度 1.0cm/s で 40 年間の蓄積、0.5 の除去率 (放出された当該年度のみ除去されるものと仮定)、放射能減衰を考慮して算出された核種別の蓄積放射能濃度を表 4.5 に示す。全核種のうち、最大となる ^{137}Cs で $1.35 \times 10^{-2}\text{Bq/g}$ 程度となるが、これはフルアウトによるバックグラウンド環境放射能の変動範囲 ($10^{-3} \sim 10^{-2}\text{Bq/g}$ のオーダー) 内である。ただし、本評価では沈着放射能は土壤表面 1cm 以内にすべてとどまっていると安全側に仮定している。実際のモニタリングデータからも推察されるように、通常運転時に排気筒から放出される放射性物質の土壤表面への蓄積は無視できるものと考えられる。

上記の地表沈着放射性物質からの被ばく線量を RESRAD コード³⁴⁾を用いて評価した。敷地を無制限解放し、蓄積放射能の減衰を考慮しない条件で、RESRAD のデフォルト値 (ただし、放射性物質は土壤の表面領域 1cm にのみに存在) を使用して、経路別の被ばく線量を算出した。結果は表 4.6 に示すように、すべての被ばく経路を合計した最大の被ばく線量は、上記のような保守的な条件でも $1.75\mu\text{Sv/y}$ にすぎず、その 98% が土壤中放射性物質 (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{60}Co) からの外部被ばくによるものであった。

2) 放射性物質輸送ルート

放射性物質の輸送は使用済み燃料や低レベル放射性廃棄物等が対象となる。これらの放射性物質は非密封で取り扱われることがないように専用の密封容器に収納し、管理区域境界を介してサイト内の保管庫やサイト外へ輸送される。放射性物質の輸送に当たり表面汚染サーベイメータでは検出できないような僅かな汚染が生じていると、輸送容器の積み下ろし作業が集中する場所(出口部周辺のエリア等) では微量汚染物が蓄積する可能性も考えられる。

3) 管理区域の境界領域

管理区域と隣接する区域の境界部分は、管理区域から放射性物質が漏洩しないように施設設計がなされている。適切な運用管理がなされている状況では放射性物質は閉じ込められているが、管理区域との境界部において閉じ込め機能に不具合が生じると、非管理区域や環境へ放射性物質が漏洩する事態となる。長期にわたる施設の運転・維持期間には、壁、床等の亀裂や貫通部シールの不良、配管・ダクト類の腐食孔等、放射性物質の漏洩・汚染に至る様々な問題が起こると思われる。また、人の出入り管理室では、頻繁に管理区域境界部扉の開閉が繰り返される。このような場所においても微量汚染物が蓄積する可能性が否定できない。

4) 地表水経路（河川、池等）

サイト内またはサイト周辺の地表水は、定期的な環境モニタリングが適切に実施されていることから、仮に施設に起因する放射能汚染があれば、異常状況が記録される。従って、施設について環境モニタリングの履歴データを過去にさかのぼり調べることにより、地表水経路の異常の有無を確認することができる。環境モニタリングのデータに基づき過去に地表水経路の汚染履歴を有するサイトは地表水経路を検認対象とすることが考えられる。

5) 以前に修復を行ったことがある領域／漏洩または溢出が過去に生じた場所

施設から放出管理基準を超える放射性物質の漏洩が生じた領域が対象であることから、サイト固有の履歴に依存する。敷地表面からの放射能測定では容易に検出できない、汚染が建屋の下にあるとは限らないこと等から、サイト検認に当たっては最も注意すべき対象となる。

米国では、サイト解放の時点でも敷地に汚染が残存することを前提としているが、我が国の場合、現状、「放射性廃棄物でない廃棄物」(NR 物) の考え方を準じて対応するとなれば、敷地から放射性物質が全て除去されていること、また、汚染が検出されないことが基本になると考える。大気放出経路の放射性物質が比較的土壤表面にとどまることに比べ、放射性廃液の漏えい等では、放射性物質が土壤中に浸透するため、仮にそのような汚染履歴があれば対象範囲を特定し、汚染土壤等を撤去、敷地を修復することが廃止措置終盤の重要な作業となる。その修復に当たって、注意深い確認測定が行われなければならない。

6) 建屋撤去後の残存基礎構造物

建屋の解体撤去に際しては、地下構造部分、例えば、地表面より深さ約 1m 以上にある基礎コンクリート等の構造部分を土中に残存させることが考えられる。米国メインヤンキー発電所の認可終了計画 (LTP Rev.3、2002.10 発行)³⁵⁾ には、解体撤去した建屋の残存基礎構造物に放射能がないことを最終状況サーベイで確認した後、埋め戻しすることが示されている。埋め戻しには通常、放射能汚染のない土壤を使用することから埋め戻した後の地表面は測定する意味がないとされる。

7) 土中埋設配管及びコンクリート埋込配管

土中埋設配管及びコンクリート埋込配管は、通常、撤去するが、これらの配管を物理的に撤去することが困難な場合は基礎構造物内や土中に残存させることも想定される。これらの配管には残存放射能が存在することも考えられる。米国の例では、放射性物質が漏出しないように管端を閉止する等の処置やプローブタイプの GM 検出器 (pipe crawler) を用いた配管内の表面密度の測定が行われている。

以上の考察結果から、一般的に測定による確認（検認測定）対象となりそうな領域は、図 4.2 に示す箇所が想定される。また、検認測定を実施する必要はないと思われる領域を図 4.3 に示す。

(3) 検認の時期

廃止措置の終了段階では土地、残存する建屋基礎構造物及び埋設配管の検認を実施することとなるが、どのタイミングで何を実施すればよいのかについて考察した。廃止措置の効率的な遂行の観点に立った米国の解放実績例からは、最終状況サーベイはサーベイ以外のその他の措置活動と並行して行うべきであることが提言されている。この提言は、米国ショーハム原子力発電所の廃止措置で最終状況サーベイを一斉に実施したために全体の廃止措置スケジュールに悪影響を与える結果となった反省から述べられている³⁶⁾。意図としては、最終状況サーベイの実施は、サイト全体がサーベイできる状態になってから一斉に実施するのではなく、土地、基礎構造物、埋設配管の区分に係らずサーベイユニット毎に準備が整った段階でその都度、最終状況サーベイを実施することが重要とされ、そのことは MARSSIM に手順として反映されている。

残存する建屋基礎構造物及び埋設配管を検認する場合、建屋本体の管理区域解除のタイミングを考慮する必要がある。通常、管理区域建屋は、解体前に必要に応じ汚染部の分離作業と分離達成の確認をした上で管理区域を解除する。こうして管理区域を解除した建屋本体（コンクリート）は「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱うことができ、一般の建物と同様な扱いで解体し破碎物をサイト外に搬出することができる。さらに現在は、汚染が残存する場合もそのレベルが基準値以下であれば、クリアランス制度を適用することも可能と考えられる。クリアランス制度が先行したドイツでは、建屋構造物のクリアランス完了をもって建屋の管理区域を解除させている（ニーダーアイヒバッハ及びカールシュタイン HDR）。

クリアランス検認は物質をサイト外に搬出することを可能とするものであるが、管理区域を解除した建屋を解体しないでサイト解放後も再利用する場合、建屋の再利用シナリオによる残存放射能のサイト解放基準濃度は、クリアランスレベル（建屋解体による破碎物の再利用のシナリオによる残存放射能の基準濃度）とは異なった値となるかもしれない。逆に、管理区域解除及び建屋解体後に建屋基礎構造物及び埋設配管を掘り起こしてサイト外に搬出する場合は、NR 基準またはクリアランス基準を満足させる必要がある。これらは、土壤のサイト外への持ち出しの際にも同様の考慮が必要になると言える。

残存する建屋基礎構造物及び埋設配管を検認する時期と建屋本体の管理区域解除の時期は、基本的に同じ時期とすることが合理的と考えられる。これは、トロージャン原子力発電所のサイト解放手順から学ぶことができる。トロージャンでは、基礎構造物を含む建屋全体を解体前に解放基準に従って最終状況サーベイを実施し、敷地と合わせて認可終了させた後、放射線防護上の規制管理がない状態で建屋本体の解体を実施している^{37), 38)}。管理区域解除の作業の中で建屋本体をクリアランス物または NR 物として検認するとともに、建屋基礎構造物及び埋設配管をサイト解放のために検認することになる。後者の検認内容は、サイト解放基準の制定を待つ必要があるが、将来サイト外へ搬出される可能性も考慮すると、核種の判定濃度が異なる程度でクリアランスレベルと同等と予想される。

(4) その他の検認要件

以下に示す検認要件は、考え方自体はクリアランス検認に係るものと類似になると思われる。その上でクリアランス検認との相違部分に焦点を当てて検討を進めることが合理的と考えるが、

詳細については今後の検討事項とする。

- ・ 事前調査
- ・ 評価対象核種の選定と核種濃度上限値の算定方法
- ・ 評価対象核種濃度の測定・評価方法
- ・ 評価単位、測定位置・測定点数
- ・ 合否判定基準

4.4 サイト解放検認手順の提言

4.4.1 サイト解放までのプロセス

これまでの検討を踏まえ、建屋内の設備・機器等を解体撤去してから廃止措置終了確認を経てサイト解放するまでのプロセスを以下のように整理した。この基本的な手順例を図 4.4 に示す。

- ① 建屋内設備・機器等の解体撤去後、建屋構造物を除染し、基礎部分を含む解体対象建屋構造物の管理区域を解除する。検認作業を効率的に行う観点からこの作業に合わせて残存させる建屋基礎部等の検認を実施する。
- ② 建屋及び基礎部の検認時期と同時または必要によりタイミングをずらして敷地の検認を実施し、建屋を含めてサイトを放射線防護上の規制管理の必要がない状態にする。
- ③ 残存させる建屋基礎部分等を残して全ての建屋を解体撤去する。建屋解体時に撤去する埋設配管箇所は、一時的に管理区域を設定し、当該配管を撤去したのち汚染のないことを確認する。これらの措置が完了したのちに、敷地の検認を行うことも考えられる。
- ④ 建屋基礎部分の空隙部を埋め戻して跡地を整地し、廃止措置の終了確認を行い、周辺監視区域を解除する。

4.4.2 サイト解放までの検認手順の整理

廃止措置終了確認の手続きについて、クリアランス制度を参考にすれば、国・規制当局による関与は、「測定・評価方法の認可」と「測定・評価後の確認」の 2 回が行われると考えられる。これは、米国発電炉の場合において終了確認方法の認可申請にあたる License Termination Plan(LTP) を提出し、その認可された方法に基づいて事業者による最終状況サーベイ及び規制当局による確認がなされるというプロセスと同等なものである。

ここでは、米国の MARSSIM の基本的フロー（図 3.2）を我が国における廃止措置終了確認に適用することを想定した場合、課題になると思われる点を挙げて以下の通り検討し、検認手順フローの案を作成した。

(1) 影響領域・非影響領域の分類

事前調査における使用履歴による判断だけで、測定を行わずに解放できるエリアを非影響領域としている。これは、明らかに放射能汚染がないとみなせる証拠が存在すれば、エリアを限定して認められるものである。使用履歴から、汚染が発生し、広がったことを探すことは比較的容易であるが、ある敷地エリア・領域に原子力施設起源の放射能汚染がないということを証明するには技術的に困難であると考えられる。

4.3 節で、環境モニタリングデータから非影響領域を特定する技術的可能性について検討して

みたが、敷地内を定期的・継続的に土壌サンプリングしたデータは乏しく、モニタリングデータだけで非影響と判断できる領域は限定されると考えられる。しかしながら、建屋の外にある敷地はもともと、周辺監視区域として管理されているだけであり、管理区域外であるため、一般エリアとして取り扱われ、このエリアから発生する廃棄物は産業廃棄物であり、「放射性廃棄物でない廃棄物」にも入らないものである。こうした既存の関連基準、廃止措置終了後の用途等との整合性を考慮しつつ、領域分類の考え方を整理する必要もある。

(2) スコーピングサーベイの位置づけ

スコーピングサーベイは、クラス3を特定するサーベイで、それ以上（クラス2と1）はサイト特性サーベイで実施すると定めている。クラス分類を行うために時期を分けて2段階にする必要はないと考えられ、図4.5ではクラス分類として一本化して示した。

(3) サイト特性サーベイの位置づけ

MARSSIMでは、線量基準に基づきサイト解放のためのDCGLを算出することになっている。サイト特性サーベイはクラス1, 2を特定するサーベイと定義され、建物表面、表面及び地下の土壌以外にもしばしば地表水や地下水を含む種々の媒体の詳細な測定を行い、DCGLの算定に利用するとされている。つまり、サイト固有のDCGLが決定されていないのに、クラス1, 2を特定しようとしている。これではDCGLを決定するタイミングが遅いと考えられ、サイト固有のDCGL算定に影響するかもしれない環境媒体（地表水、地下水、堆積物等を含む）の測定はサイト特性サーベイ以前に実施し、DCGLを算出しておく必要がある。

したがって、(2) のスコーピングサーベイの中でDCGL算定のためのデータ収集を行い、特性サーベイでは敷地の代表点測定を行い、その結果をもとにクラス分類できるよう明確に役割を分担すべきと考えられる。

(4) DCGLを超える可能性のあるエリアを残して終了確認の申請は認められるか

MARSSIMでは、敷地における汚染が残存することを前提として、DCGLを超える汚染があった場合は修復活動を行い、その後再度 DCGL 以下であることを確認することとしている。しかしながら、我が国の原子炉施設の敷地で放射性物質の漏洩等による汚染が認められた場合、速やかにその除染作業等が行われるものと考える。これは（6）で検討する米国において LTP を申請する時期とも関連するが、廃止措置終了の確認方法を申請する時点で、DCGL を超える可能性のあるエリアの汚染はあらかじめ除去しておくことが求められるだろう。その上で、確認方法認可後の測定作業において、クラス 2, 3 の最終サーベイ時に DCGL を超えていた箇所があれば、所定の手続きを踏んだ後、敷地土壤を修復し、再度最終サーベイを行うことも認められるという手順が妥当と考えられる。

(5) クラス2以上はバックグラウンドレベルを超える可能性のあるエリア

クラス2は基準濃度未満であるが、バックグラウンドレベルを超える放射性物質が存在するエリアとして定義されている。したがって、10%～100%の走査測定と統計的代表点測定を実施して、

DCGLを超えていなければ、サイト解放が可能となる。汚染源が特定できたとしても、基準濃度を超えていなければ、バックグラウンドレベルを超える放射能汚染を放置してよいという考え方であり非常に合理的であるが、一般に解放する形態をとる場合、事業者の社会的責任は重要と考える。

MARSSIMではクラス2と分類された敷地エリアであれば、10～100%の走査測定を行った上で試料採取・測定を実施することとなっている。幅広い走査測定の設定値の中からどの割合を選択するかは事業者の判断に委ねられているが、判断の根拠を説明する技術的資料が整備される必要がある。そのなかに、可搬型Ge検出器等による原位置測定の効果的な活用方法の整備等があると考える。

(6) LTPの申請・認可時期と最終サーベイ報告書の提出・認可

NRC管轄の原子力発電所においては、終了確認方法の認可申請にあたるLTPをライセンス終了予定日の遅くとも2年前までに申請しなければならない。LTPには、最終サイト特性、被ばく線量評価、サイトの修復活動及び最終放射線サーベイ等の計画が記載される。その計画を受けて実施される最終放射線サーベイについての報告書が審査される。このように具体的に、廃止措置終了確認申請に事業者が何を、どこまで記述し、規制当局が何を、いつ、どのように審査するかを明確にすることが求められる。

以上の検討結果をふまえた廃止措置終了に係る検認手順フロー（案）を図4.5に示す。

表4.3 汚染の可能性のある領域（敷地）の想定箇所（米国、ドイツ）

汚染区分	米 国		ドイツ
	MARSSIM の規定	実施例：ザクストン (LTP より)	
汚染の可能なない領域 非影響領域 (non impacted area) として定義	下記の領域以外	クリアランス済み建屋の下に接する敷地	SR 2271 の見解
影響領域 (impacted area) として定義	<p>影響領域の具体例として以下のエリアが想定されるかもしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵エリア - 廃液収集池 - 廃液サンプル ・排気筒風下エリア（特に、卓越風下） ・放射性物質輸送ルート ・埋設配管ルート ・地下タンク周り ・過去に漏洩が生じた箇所周辺 ・地表水経路（河川） <p>①以前に修復を行ったことがある領域</p> <p>②漏洩または溢出が過去に生じた場所</p> <p>③以前に埋設処分を行った領域</p> <p>④廃棄物貯蔵場</p> <p>⑤高い放射能を有する固体状物質で汚染された領域</p> <p>⑥修復前に DCGL_W を上回る汚染を有した領域</p> <p>⑦放射性物質が非密封で取り扱われた領域</p> <p>⑧潜伏的な汚染物質の輸送ルート</p> <p>⑨排気筒放出位置からの風下領域</p> <p>⑩気体状放射性物質を取り扱う建屋または部屋の上部壁及び天井</p> <p>⑪低濃度の放射性物質を取り扱う領域</p> <p>⑫汚染管理区域の境界領域</p>	<p>①さしあたり“施設の柵までの施設区域全体”と理解すべきである。</p> <p>②これよりも大きな面積アプローチを採用する根拠としては、施設に起因する著しい汚染が施設敷地外で発見される事態等が挙げられるかもしれない。また、これよりも小さな面積アプローチをとる根拠としては、特定領域の一部にしか汚染が存在しないことの証明が可能な場合が挙げられるよう。</p> <p>③測定を通じて、サイトのほんの一部にだけ汚染が見つかり得る、または事実として見つかるケースなら、その区域の面積を汚染の可能性のあるエリアとすべきであろう。</p> <p>④原子炉サイトとして、一般的に 40,000 m² 程度とすることが望ましい。</p> <p>⑤戸外敷地における汚染メカニズムは、次の 3 ケースが考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・排気によって排出され、施設敷地に堆積するケース（雨による洗脱等） ・排水によって排出され、排水路または隣接地に堆積するケース（配管漏れ等） ・施設から放射能が運び去られるケース（その他の小規模なリードを含む。運搬等） 	

表 4.4 原子炉運転中の放射性気体廃棄物の想定年間放出量

種類	核種	半減期	放出量(Bq/y)	
			BWR	PWR
放射性希ガス			1.90E+15	1.30E+15
放射性よう素	I-131	8.04d	7.80E+10	4.10E+10
	I-133	20.9h	1.30E+11	2.40E+10
粒子状放射性物質	Co-60	5.271y	8.50E+08	2.50E+07
	Co-58	70.8d	6.70E+07	5.60E+07
	Cr-51	27.7d	5.20E+08	0
	Mn-54	312.5d	2.60E+08	1.70E+07
	Fe-59	44.6d	5.60E+07	5.60E+08
	Zn-65	244.1d	1.60E+08	0
	Zr-95	64.0d	3.30E+08	0
	Sr-89	50.5d	2.30E+08	1.20E+07
	Sr-90	29.12y	1.20E+07	2.10E+09
	Sb-124	60.2d	2.80E+08	0
	Cs-134	2.062y	3.10E+09	1.70E+08
	Cs-136	13.16d	2.40E+08	0
	Cs-137	30.0y	4.10E+09	2.80E+08
	Ba-140	12.75d	4.40E+09	0
	Ce-141	284.3d	3.20E+08	0

「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について」より抜粋

表 4.5 地表沈着蓄積放射能の評価結果 (BWR)

種類	核種	放出量(Bq/y)	相対濃度 (s/m ³)	地表面密度 (1 年間分)	40 年蓄積・減衰 (運転 終了直後) (Bq/cm ³)
放射性希ガス		1.90E+15		0	-
放射性よう素	I-131	7.80E+10		1.99E-02	-
	I-133	1.30E+11		3.32E-02	-
粒子状放射性物質	Co-60	8.50E+08	2.55E-07	2.17E-04	7.67E-04
	Co-58	6.70E+07		1.71E-05	2.47E-07
	Mn-54	2.60E+08		6.63E-05	2.66E-05
	Zn-65	1.60E+08		4.08E-05	1.12E-05
	Zr-95	3.30E+08		8.42E-05	8.24E-07
	Sr-90	1.20E+07		3.06E-06	3.90E-05
	Sb-124	2.80E+08		7.14E-05	5.43E-07
	Cs-134	3.10E+09		7.91E-04	9.89E-04
	Cs-137	4.10E+09		1.05E-03	1.35E-02
	Ce-141	3.20E+08		8.16E-05	2.84E-05

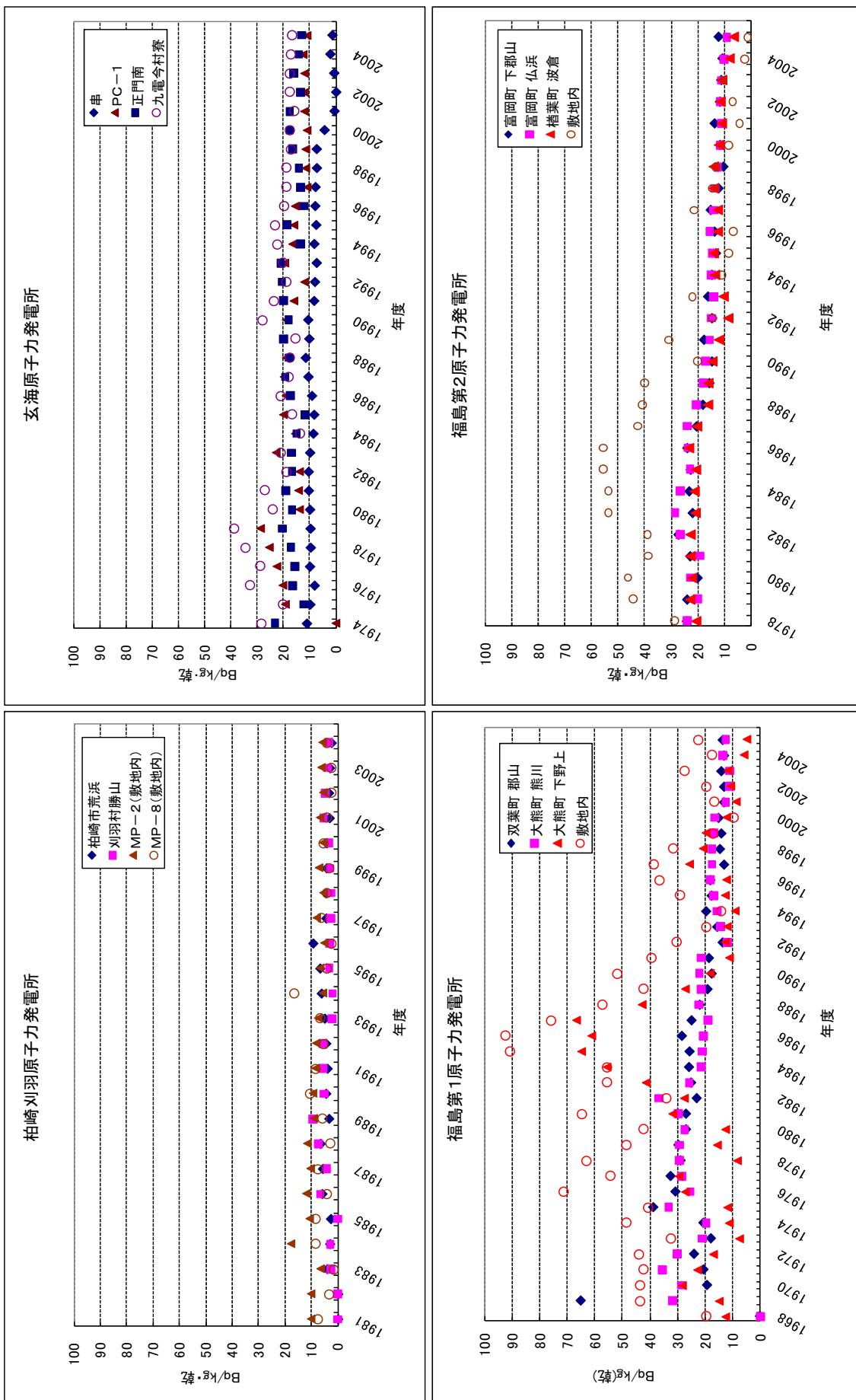
排気筒高さ 70m、最大相対濃度

除去率 0.5、地表沈着速度 1.0cm/s

表 4.6 地表沈着蓄積放射能による被ばく線量評価結果（BWR）

核種	最大年間被ばく線量 ($\mu\text{Sv/y}$)							
	外部被ばく	吸入	農作物	畜産物	乳製品	土壤摂取	飲料水摂取	合計
Co-60	2.77E-01	1.70E-07	3.80E-04	2.94E-04	3.74E-05	8.93E-06	0	2.78E-01
Co-58	1.08E-05	8.15E-13	4.87E-09	3.75E-09	4.78E-10	1.15E-10	0	1.08E-05
Mn-54	2.36E-03	1.26E-10	3.56E-06	5.16E-08	3.72E-08	2.22E-08	0	2.36E-03
Zn-65	2.25E-05	5.50E-12	3.63E-07	1.89E-06	1.16E-07	1.66E-09	2.26E-05	4.75E-05
Zr-95	2.61E-05	5.47E-12	2.68E-10	2.51E-13	2.15E-13	3.82E-10	4.27E-11	2.61E-05
Sr-90	1.99E-05	3.39E-08	2.78E-04	7.09E-05	2.05E-05	1.69E-06	0	3.91E-04
Sb-124	3.37E-06	3.29E-13	3.07E-10	4.44E-11	5.63E-12	5.63E-11	5.97E-09	3.38E-06
Cs-134	2.14E-01	4.25E-08	6.13E-04	9.60E-04	3.38E-04	2.89E-05	0	2.15E-01
Cs-137	1.23E+00	4.64E-07	6.62E-03	1.04E-02	3.65E-03	3.11E-04	0	1.25E+00
Ce-141	4.63E-05	3.70E-11	5.48E-09	6.20E-11	2.24E-10	5.13E-09	0	4.63E-05
合計	1.72E+00	7.11E-07	7.90E-03	1.17E-02	4.04E-03	3.51E-04	2.27E-05	1.75E+00

排気筒高さ 70m

図 4.1 国内原子力発電所の土壤中 ^{137}Cs 濃度

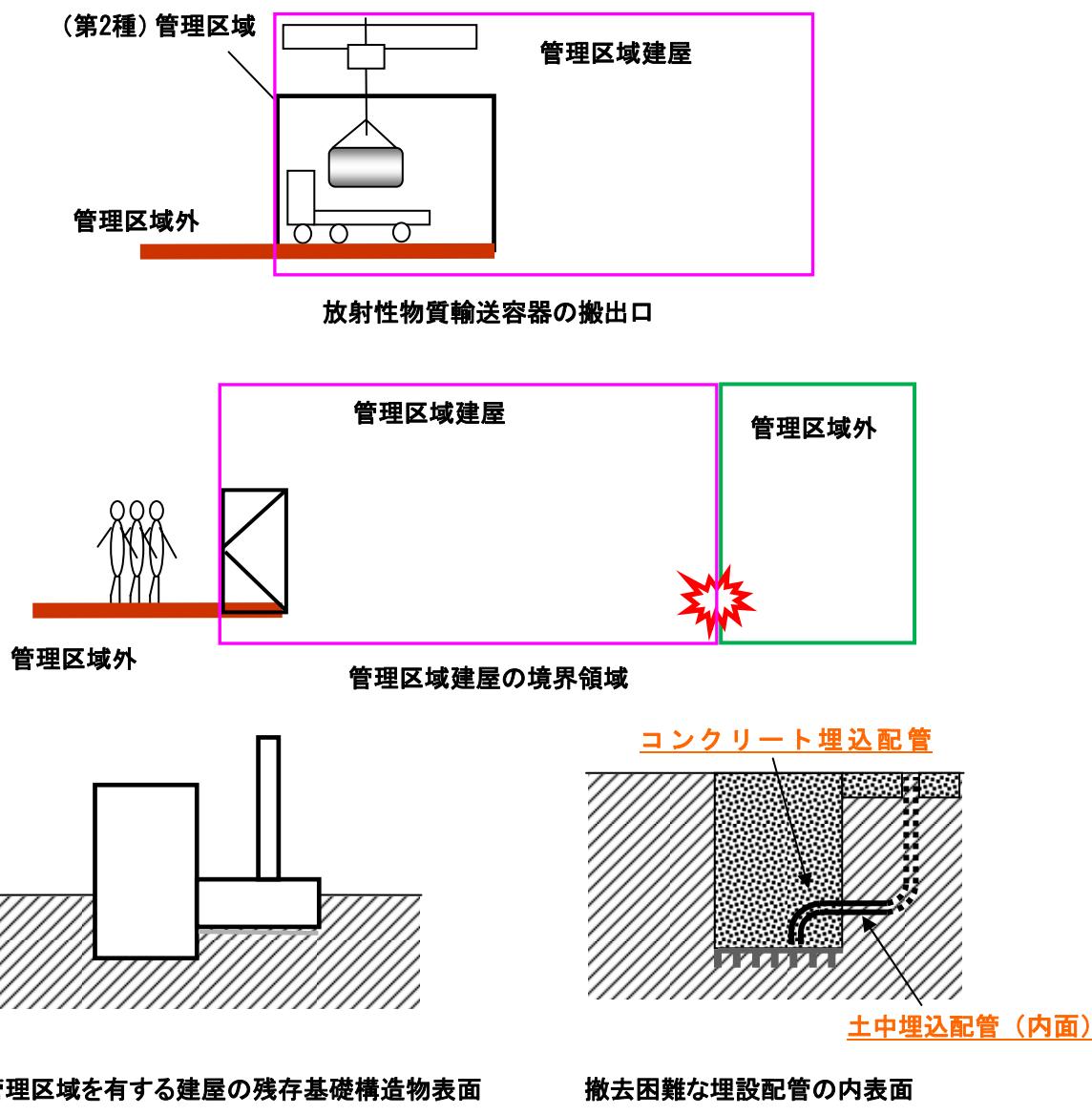


図 4.2 検認対象となる可能性があると予想される領域

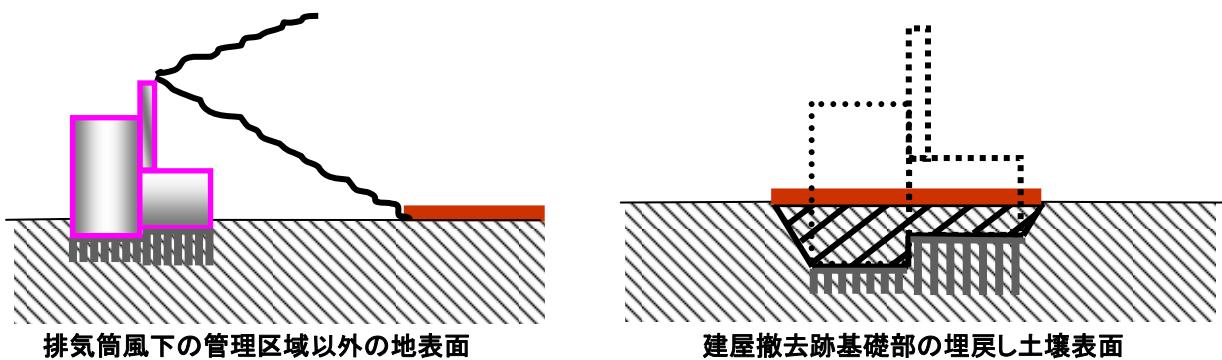


図 4.3 検認対象とする必要がないと予想される領域

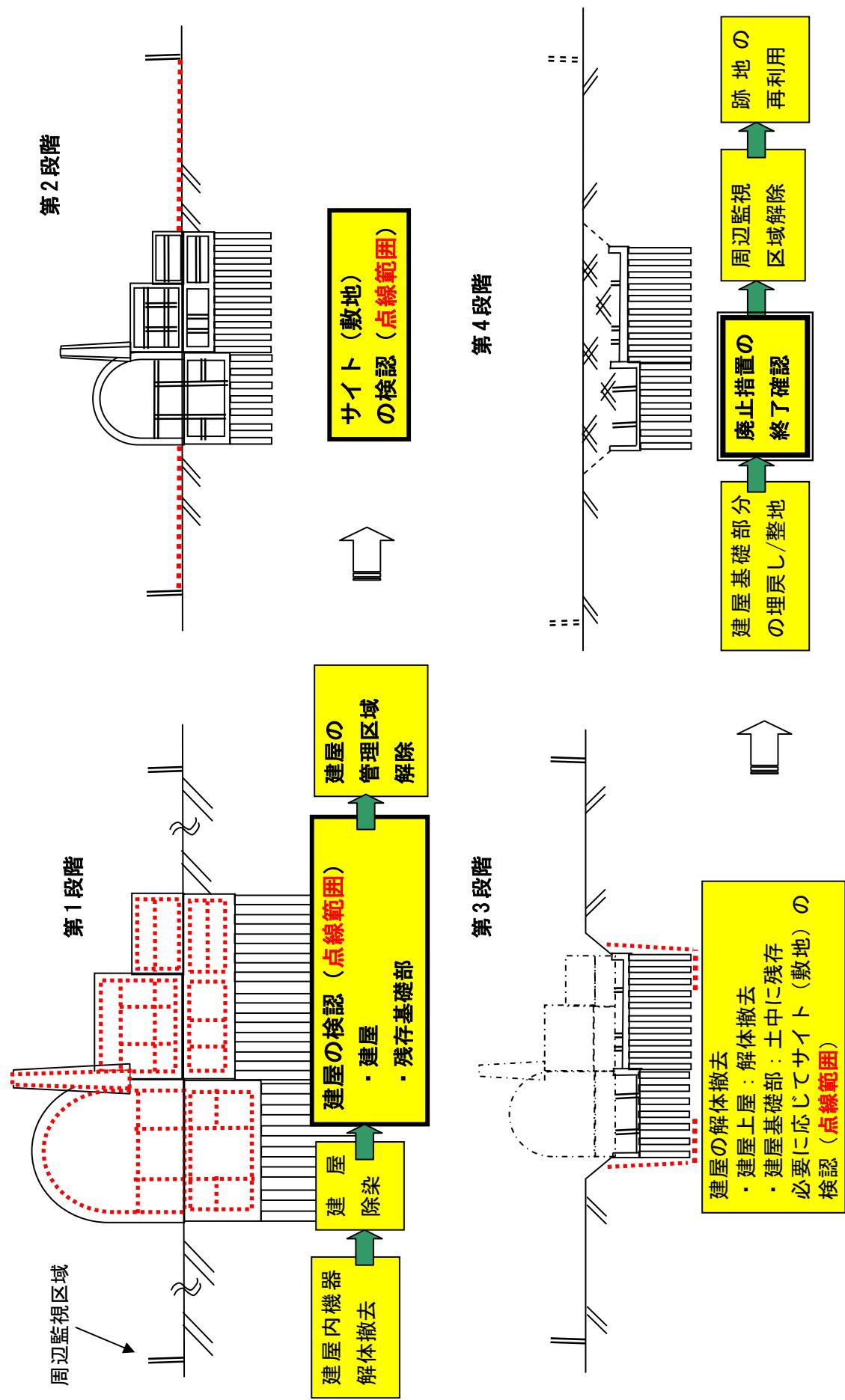


図 4.4 建屋除染から廃止措置終了までの基本的な手順例

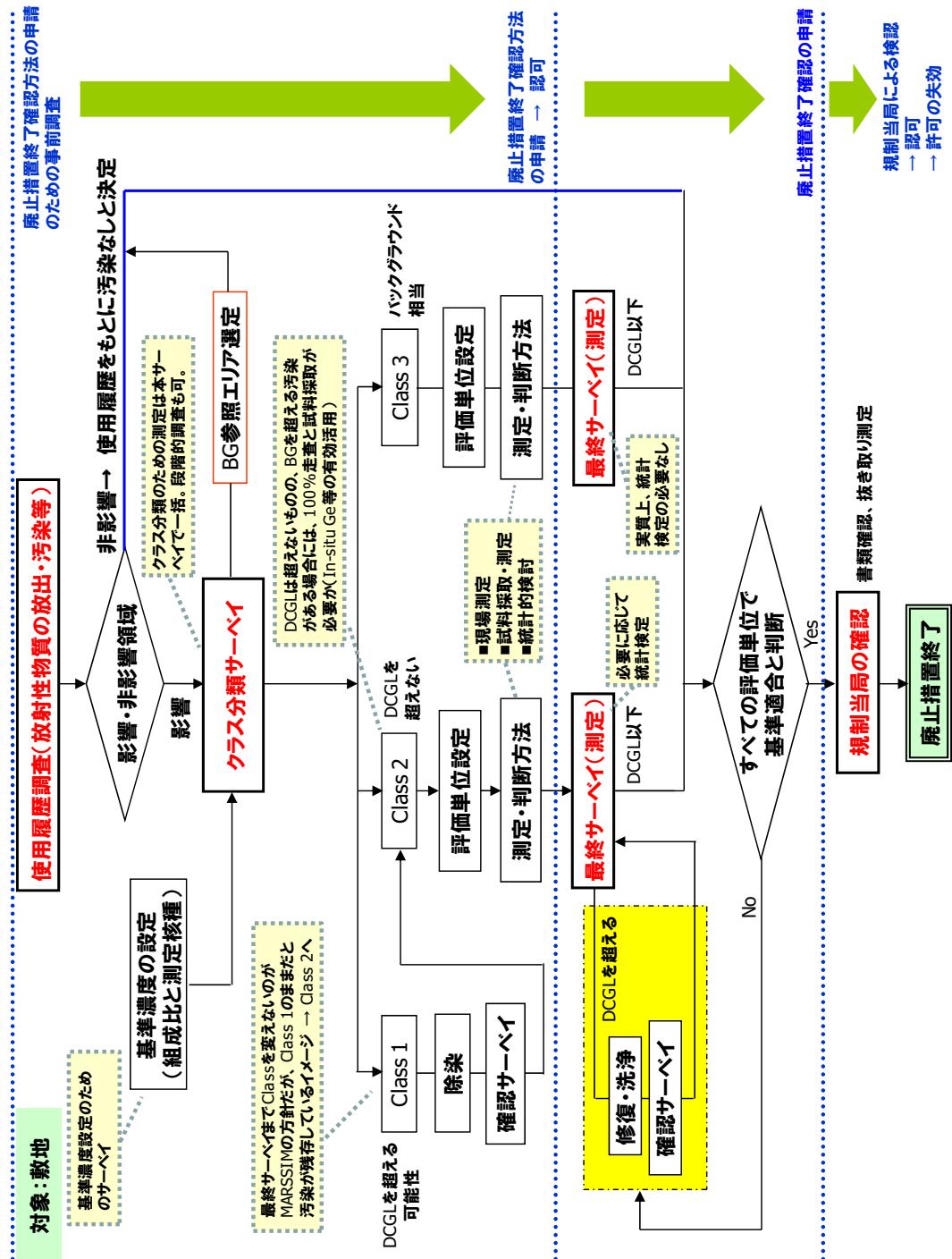


図 4.5 廃止措置終了確認における検認手順フロー（案）

5. まとめ

廃止措置終了確認の具体的基準の策定は、原子力施設の廃止措置に係る規制制度に残された重要な課題の一つである。本報では、海外、特に米国、ドイツにおける原子力施設のサイト解放基準及びサイト解放実績を調査するとともに、我が国におけるサイト解放概念を考察し、サイト解放を含む廃止措置終了確認の制度化を検討する際の技術課題を整理した。

米国の原子力施設のサイト解放として、トロージャン原子力発電所の FSSR（最終状況サーベイ報告書）をもとに、具体的な建物や敷地を対象とした残存放射能測定・評価の実績を調査した。サイト解放基準は $25\text{mrem}/\text{年}$ ($250\mu\text{Sv}/\text{年}$) + ALARA であり、解放の手順や方法等は MARSSIM に従って行われた。トロージャンの廃止措置の特徴は、機器等の撤去及び除染後、残留構造物が存在した状態で最終状況サーベイを行っていることである。また、規制機関である NRC による最終的な確認作業を支援するために、公的な第三者機関が関与していることも分かった。

トロージャン等、米国のサイト解放の実施例を参考にし、我が国における廃止措置終了後のサイトイメージ及びサイト解放のプロセスを整理するとともに、検認手法の検討の前提となる検認対象物の種類、検認測定の対象範囲の設定に関して詳細に考察した。考察の結果は以下の通りにまとめられる。

土地、建屋等、残存放射能の可能性があるエリアは、一般的に広大な面積を有するため、検認は合理的な考え方をもって行う必要がある。そのためには、「残存放射能の可能性があるエリア」を具体的に定義し、それによって測定対象範囲を絞込む必要がある。我が国の発電用原子炉施設は、運転管理目標レベル ($50\mu\text{Sv}/\text{y}$) を上回るような環境への放射能放出履歴はなく、施設外で放射性物質の有意な蓄積は想定されないため、有意な汚染のないことを前提とした検認となるものと考えられる。我が国の施設運転管理状況に照らして測定対象範囲の絞込みができるかどうかを検討した結果、検認測定の対象となると思われる管理区域以外の区域領域として、放射性物質輸送容器の建屋搬出口近傍や人の出入り管理エリア近傍が想定された。その対象物としては、一部の表面土壌（舗装面を含む）、解体撤去後に地下部分に残存させる建屋基礎構造物及び撤去困難な埋設配管等が考えられる。一方、排気筒風下にある広大な土壌や建屋撤去跡基礎部の埋め戻し土壌表面は検認測定の対象から除外できる領域と思われる。

以上の調査及び検討結果をふまえ、我が国のクリアランス制度と MARSSIM を参考に、廃止措置終了確認の手続きを整備するまでの課題を抽出するとともに、その検討結果をふまえた検認手順（案）を例示した。なお、手順（案）に沿ったより詳細な技術的検討は今後の課題である。

サイト解放を含む廃止措置終了確認の制度化を検討するに当たって早急にまとめる必要がある技術的課題は、次の 2 点であると考える。一つは、サイト解放基準濃度を検討するために必要となる情報として、土地および建屋の利用形態に応じた残存する放射能と被ばく線量の関係、被ばくに係る決定経路および重要核種を明らかにすることである。もう一つは、有意な汚染が残存していないことを証明するため、広大な範囲を対象に極めて低いレベルの放射能を保守的かつ合理的に確認する手法を整備することである。原子力機構 安全研究センターでは、これらの課題について今後も調査・検討を進め、廃止措置終了確認に係る技術情報としてとりまとめる計画である。

謝辞

本報告書をまとめるにあたりご助言をいただいた安全研究センターの諸氏及びバックエンド推進部門の武部慎一氏に感謝いたします。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会 放射性廃棄物・廃止措置専門部会「原子力施設の運転終了以後に係る安全規制制度のあり方について」(平成17年1月).
- 2) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃止措置安全小委員会「原子力施設の廃止措置規制のあり方について」(平成16年12月).
- 3) "Decommissioning Nuclear Power Plant", U.S.NRC Fact Sheet (2008).
- 4) "Decommissioning Nuclear Power Plant", U.S.NRC Fact Sheet (2004).
- 5) S. Thiefeldt (Brenk Systemplanung GmbH Germany)," MODELING FOR THE DERIVATION OF LEVELS FOR THE RELEASE OF BUILDINGS AND SITES", Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) TOPICAL SESSION ON BUILDINGS & SITES RELEASE AND REUSE, NEA/RWM/WPDD(2002)8, Karlsruhe, Germany 17-18 June 2002.
- 6) S.Thierfeldt, A. Nüsser, A. Deckert, M. Schramke, I. Neuhaus (Brenk Systemplanung GmbH) , "Stillegung von Kernanlagen-Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte, Endbericht zu Vorhaben (SR 2271) ", 30. September 1999 (Überarbeitung 11. November 2000).
- 7) デコミッショニング技報 第37号 (2008年3月).
- 8) International Safety Standards, "Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices, (WS-G-5.1) ", IAEA Vienna, 2006.
- 9) "United States Decommissioning News and Updated", News Letter (Spring-Summer, 2008. Fall 2007).
- 10) NUREG-1814, Rev. 1, "Status of the Decommissioning Program, 2006 Annual Report, Final Report", U.S. NRC (2007).
- 11) Proceedings of EPRI Technical Workshop, "Decommissioning : License Termination and Final Site Release, October 2001", EPRI (2007).
- 12) "NRC Releases Most of Haddam Neck Nuclear Plant Site for Unrestricted Use", NRC News (November 26, 2007).
- 13) "Completion of Decommissioning Activities at Northern States Power Company, DBA Xcel Energy, Pathfinder Site in Sioux Falls, South Dakota" NRC (July 27, 2007).
- 14) "Yankee Nuclear Power Station-Approval of Final Status Survey Report, NRC (April 5, 2007. March 16, 2007).
- 15) "NRC Releases Most of Big Rock Point Nuclear Plant Site for Unrestricted Public Use", NRC News (January 11, 2007).
- 16) "NRC Ends License for Saxton Experimental Facility, Release Site for Unrestricted Use", NRC News

- (November 8, 2005).
- 17) “NRC Releases Majority of Maine Yankee Atomic Power Plant Site for Unrestricted Public Use”, NRC News (October 3, 2005).
 - 18) “NRC Ends License for Trojan Nuclear Power Plant, Releases Site for Unrestricted Use”, NRC News (May 23, 2005).
 - 19) “NRC Terminates License for Decommissioned Fort St. Vrain Nuclear Power Plant” , NRC (1997).
 - 20) NRC Staff Terminates Shoreham License : Authorizes Release of Site, NRC (1995).
 - 21) United States Department of Energy, Environmental Protection Agency, Nuclear Regulatory Commission and Department of Defense, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) ”, NUREG-1575, 1997.
 - 22) “Trojan Nuclear Plant Decommissioning Plan and License Termination Plan (PGE-1061) ” , Portland General Electric (2001).
 - 23) “Trojan Nuclear Plant Final Survey Report, Containment Building Interior” , Portland General Electric (2003).
 - 24) “Confirmatory Surveys of the Containment Dome Trojan Nuclear Plant, Rainier, Oregon” , ORISE (2001).
 - 25) “Trojan Nuclear Plant Final Survey Report for Support Facilities and Site Grounds” , Portland General Electric (2004).
 - 26) 「経済産業省が所轄する国内の原子力発電所に関するトラブル情報」、原子力安全基盤機構、(<http://www2.jnes.go.jp/atom-db/jp/index.html>) .
 - 27) Roger H Clarke, “The ICRP Principles of Radiological Protection and Their Application in Setting Limits and Constraints for the Public from Radiation Sources”, Jan.12.1995.
 - 28) 低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方(中間報告)、原子力安全委員会、平成 19 年 7 月。
 - 29) Deutsches Institut für Normung e.V., “Aktivitätsmeßverfahren für die Freigabe von radioaktiven Reststoffen und kerntechnischen Anlagenteilen (DIN25457)”, (<http://www2.din.de/>) .
 - 30) 「環境放射線モニタリングに関する指針（一部改訂）」、原子力安全委員会、平成 13 年 3 月.
 - 31) 「柏崎刈羽原子力発電所周辺環境監視調査結果報告書」、新潟県、東京電力株式会社.
 - 32) 「玄海原子力発電所の運転状況及び周辺環境調査結果（年報）」、佐賀県.
 - 33) 「原子力発電所周辺環境放射能測定結果報告書」、福島県原子力発電所安全確保技術連絡会.
 - 34) ANL/EAD-4, "User's Manual for RESRAD Version 6.0," Yu, C.et al., (2001).
 - 35) “Main Yankee License Termination Plan, Revision 3”, October 15, 2002, Section 3.
 - 36) M. Siva Kumar, Frederick Petschauer, “SHOREHAM : HIGHLIGHTS OF A SUCCESSFUL DECOMMISSIONING PROJECT”, Proceedings of WM'96 (TUCSON AZ 1996).
 - 37) Issues in perspective, “Trojan Nuclear Plant Decommissioning Update”, Portland General Electric (2006).
 - 38) “EFSC Briefing on Trojan Nuclear Plant Final Survey Report ”, Portland General Electric (2005).

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

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
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
比體積	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
質量濃度 ^(a)	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度 ^(b)	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 ^(a)	(数字の) 1	1
屈折率 ^(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
平面角	ラジアン ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)
力	ニュートン
圧力、応力	パスカル
エネルギー、仕事、熱量	ジュール
仕事率、工率、放射束	ワット
電荷、電気量	クーロン
電位差(電圧)、起電力	ボルト
静電容量	ファラード
電気抵抗	オーム
コンダクタンス	シーメンス
磁束密度	テスラ
磁束密度	アンペア
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)
光束度	ルーメン
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)
吸収線量、比エネルギー分与、カーマ	グレイ
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)
酸素活性	カタール

(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、使用する場合には記号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
粘度	パスカル秒
力のモーメント	ニュートンメートル
表面張力	ニュートン每メートル
角速度	ラジアン毎秒
角加速度	ラジアン毎秒毎秒
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル
熱容量、エンタルピー	ジュール每ケルビン
比熱容量、比エンタルピー	ジュール每キログラム毎ケルビン
比エネルギー	ジュール每キログラム
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン
体積エネルギー	ジュール每立方メートル
電界の強さ	ボルト每メートル
電荷密度	クーロン每立方メートル
表面電荷密度	クーロン每平方メートル
電束密度、電気変位	クーロン每平方メートル
誘電率	ファラード每メートル
透磁率	ヘンリー每メートル
モルエネルギー	ジュール每モル
モルエントロピー、モル熱容量	ジュール每モル毎ケルビン
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン每キログラム
吸収線量率	グレイ毎秒
放射強度	ワット每平方メートル每ステラジアン
放射輝度	ワット每平方メートル每ステラジアン
酵素活性濃度	カタール每立方メートル

表5. SI接頭語					
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	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	ビ	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	ゼット	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=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L	1L=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=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	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=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
バル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=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
ネバ	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	
デジベル	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
ダイナ	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
スチールズ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フォント	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マックスウェル	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	Oe	1 Oe=1(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位と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	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=1cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	fm	1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	Torr	1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1868J (115°C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

