



JRR-3 改造工事に伴って発生した コンクリートのクリアランス

—汚染状況の調査—

Clearance of Concrete Generated from Modification Activities of JRR-3
-Investigation of Contamination Situation of Concrete-

里山 朝紀 岸本 克己 高泉 宏英 星 亜紀子
大越 実 立花 光夫

Tomonori SATOYAMA, Katsumi KISHIMOTO, Hirohide TAKAIZUMI, Akiko HOSHI
Minoru OHKOSHI and Mitsuo TACHIBANA

東海研究開発センター
原子力科学研究所
バックエンド技術部

Department of Decommissioning and Waste Management
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

January 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは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 +81-29-282-5901, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス
－汚染状況の調査－

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター

原子力科学研究所 バックエンド技術部

里山 朝紀、岸本 克己、高泉 宏英^{※1}、星 亜紀子、大越 実⁺¹、立花 光夫⁺²

(2009年10月30日 受理)

JRR-3 の改造工事では、原子炉本体の一括撤去に併せて行った周辺のコンクリート構造物の解体により放射能レベルの極めて低いコンクリート破片が多量に発生した。これらのコンクリート破片は、現在、原子力科学研究所の保管廃棄施設・NL に保管している。原子力科学研究所における廃棄物対策として、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリート破片に対するクリアランスの適用性について検討を行った。

始めに、JRR-3 改造工事における記録、保管廃棄記録票等から保管廃棄施設・NL に保管しているコンクリート破片の発生場所、物量、放射能濃度等を調査した。次に、保管廃棄施設・NL に保管しているコンクリート破片から測定用試料を採取して放射能濃度を測定し、汚染状況を調査した。さらに、放射化計算によりコンクリート構造物の放射化汚染の状況を調査した。

これらの調査の結果、コンクリート破片に含まれる放射性物質の放射能濃度はクリアランスレベルよりも十分に低く、クリアランス対象物とすることが可能であることが分かった。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

+ 1 国際部

+ 2 バックエンド推進部門 バックエンド技術開発ユニット

※ 1 出向職員

Clearance of Concrete Generated from Modification Activities of JRR-3
- Investigation of Contamination Situation of Concrete -

Tomonori SATOYAMA, Katsumi KISHIMOTO, Hirohide TAKAIZUMI^{※1}, Akiko HOSHI,
Minoru OHKOSHI⁺¹ and Mitsuo TACHIBANA⁺²

Department of Decommissioning and Waste Management, Nuclear Science Research Institute,
Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 30, 2009)

In the modification activities of JRR-3, a large volume of extremely low-level radioactive concrete debris were generated from dismantling of concrete structure around reactor body during one-piece removal of reactor body. These concrete debris are stored in the waste storage facility NL of the Nuclear Science Research Institute. The applicability of clearance to concrete debris generated from the modification activities of JRR-3 was examined as waste measures in the Nuclear Science Research Institute.

First, generated place, amount of volume and radioactivity of concrete debris in the waste storage facility NL were surveyed from records in the modification of JRR-3 and data sheets of radioactive waste stored in the waste storage facility. Next, the radioactivity of samples taken from concrete debris stored in the waste storage facility NL was measured, and distribution of those radioactivity concentration was investigated to evaluate the contamination situation. In addition, activated contamination situation of concrete structure was evaluated by activated calculation.

As a result, radioactivity of concrete debris was enough lower than clearance levels, so it was found that concrete debris in the waste storage facility NL was able to treat as clearance materials.

Keywords: Clearance, JRR-3, Decommissioning, Concrete, Sampling, Modification

+ 1 International Affairs Department

+ 2 Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit, Nuclear Cycle Backend Directorate

※ 1 Research Staff on Loan

目 次

| | |
|-------------------------------------|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. JRR-3 とコンクリート破片の保管状況 | 1 |
| 2.1 JRR-3 の概要 | 1 |
| 2.2 コンクリート破片の保管状況 | 2 |
| 3. 汚染状況の調査 | 2 |
| 3.1 施設の性状による汚染源の推定 | 2 |
| 3.2 記録による汚染状況の調査 | 3 |
| 3.3 測定用試料の採取による汚染状況の調査 | 3 |
| 3.3.1 測定用試料の採取方法 | 3 |
| 3.3.2 測定用試料の測定方法 | 5 |
| 3.3.3 測定用試料の測定結果 | 5 |
| 3.4 放射化計算による放射化汚染の調査 | 9 |
| 3.4.1 計算手順 | 9 |
| 3.4.2 計算結果 | 10 |
| 4. コンクリート破片の汚染状況 | 10 |
| 4.1 ^3H による汚染状況 | 10 |
| 4.2 ^{60}Co による汚染状況 | 12 |
| 4.3 ^{137}Cs による汚染状況 | 12 |
| 4.4 ^{152}Eu による汚染状況 | 13 |
| 5. まとめ | 13 |
| 謝辞 | 14 |
| 参考文献 | 14 |

Contents

| | |
|---|----|
| 1. Introduction | 1 |
| 2. JRR-3 and storage condition of concrete debris | 1 |
| 2.1 Outline of JRR-3 | 1 |
| 2.2 Storage condition of concrete debris | 2 |
| 3. Investigation of contamination situation | 2 |
| 3.1 Presumption of contamination source by property of facilities | 2 |
| 3.2 Presumption of contamination by records | 3 |
| 3.3 Investigation of contamination situation of concrete debris | 3 |
| 3.3.1 Sampling method of measurement samples | 3 |
| 3.3.2 Measurement method of measurement samples | 5 |
| 3.3.3 Measurement results of measurement samples | 5 |
| 3.4 Evaluation of activated contamination | 9 |
| 3.4.1 Calculation flow | 9 |
| 3.4.2 Calculation results | 10 |
| 4. Contamination situation of concrete debris | 10 |
| 4.1 Contamination situation of ^3H | 10 |
| 4.2 Contamination situation of ^{60}Co | 12 |
| 4.3 Contamination situation of ^{137}Cs | 12 |
| 4.4 Contamination situation of ^{152}Eu | 13 |
| 5. Summary | 13 |
| Acknowledgment | 14 |
| References | 14 |

図表リスト

- 表 1 JRR-3 の概要
- 表 2 改造工事に伴って発生した固体廃棄物の区分
- 表 3 コンクリート破片の発生場所、物量及び ^3H 濃度
- 表 4 サンプル調査 I において採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートがら、表層)
- 表 5 ボーリング装置の基本仕様
- 表 6 ボーリング調査において採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートがら、深さ方向)
- 表 7 サンプル調査 II において採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートブロック、表面)
- 表 8 コアボーリング調査において採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートブロック、内部)
- 表 9 γ 核種濃度の測定に使用した Ge 半導体検出器の基本仕様
- 表 10 コンクリート構造物から採取した測定試料の ^{137}Cs 濃度
- 表 11 照射条件 (放射化汚染)
- 表 12 コンクリートの主要な元素組成
- 表 13 放射化汚染による核種の放射能濃度の計算結果
- 表 14 ^3H 濃度分布の χ^2 検定
-
- 図 1 JRR-3 改造工事の概念図
- 図 2 コンクリート破片の発生場所 (JRR-3 全体平面図)
- 図 3 コンクリート破片の発生場所 (炉室 1 階、C-C' 平面図)
- 図 4 コンクリート破片の発生場所 (炉室地階、D-D' 平面図)
- 図 5 コンクリート破片の発生場所 (原子炉建家、断面図)
- 図 6 第 2 保管廃棄施設の平面図
- 図 7 保管廃棄施設・NL の平面図
- 図 8 保管廃棄施設・NL の断面図
- 図 9 コンクリート破片の保管場所及び保管状況
- 図 10 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置
(No.1 ピット)
- 図 11 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置
(No.2 ピット)
- 図 12 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置 (No.3 ピット)
- 図 13 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置
(No.4 ピット)
- 図 14 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置 (No.7 ピット)

- 図 15 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置 (No.8 ピット)
- 図 16 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置 (No.9 ピット)
- 図 17 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置 (No.10 ピット)
- 図 18 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置 (No.11 ピット)
- 図 19 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置 (No.20 ピット)
- 図 20 作業員による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料
- 図 21 コンクリートがらに対するボーリング調査の概念図
- 図 22 ボーリング装置による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料
- 図 23 サンプリング調査 II での測定用試料の採取位置及びコアボーリング調査でのコアボーリング位置 (No.5 ピット)
- 図 24 サンプリング調査 II での測定用試料の採取位置及びコアボーリング調査でのコアボーリング位置 (No.6 ピット)
- 図 25 コンクリートブロックからの測定用試料の採取状況及び採取した測定用試料
- 図 26 コンクリートブロックからのコア試料の採取及び加工状況
- 図 27 No.4 ピットにおける深さ方向の ^3H 濃度分布
- 図 28 コンクリートブロック内部の ^3H 濃度分布
- 図 29 ^{137}Cs が検出されたピットにおける表層の ^{137}Cs 濃度分布
- 図 30 ^{137}Cs が検出されたピットにおける深さ方向の ^{137}Cs 濃度分布
- 図 31 コンクリート構造物の放射化により生成する核種の放射能濃度の計算手順
- 図 32 原子炉建家地上の計算体系図
- 図 33 原子炉建家地階の計算体系図
- 図 34 年度毎の JRR-3 の運転時間
- 図 35 放射化により生成する核種の放射能濃度の最大点
- 図 36 No.4 ピットにおける ^3H 濃度の対数分布

Tables and Figures Captions

Table 1 Outline of JRR-3

Table 2 Classification of solid waste generated from modification activity

Table 3 Generated place, amount of volume and activity of ^3H of concrete debris

Table 4 Sample number for measurement and measuring results taken from sampling survey I
(Concrete debris, Surface)

Table 5 Basic specification of boring machine

Table 6 Sample number for measurement and measuring results taken from boring survey
(Concrete debris, Depth)

Table 7 Sample number for measurement and measuring results taken from sampling survey II
(Concrete block, Surface)

Table 8 Sample number for measurement and measuring results taken from core boring survey
(Concrete block, Inner part)

Table 9 Basic specification of Ge semiconductor detector used in measurement of activity of γ nuclides

Table 10 Activity of ^{137}Cs of samples gained from concrete structures

Table 11 Irradiation condition (activated contamination)

Table 12 Main elemental composition of concrete

Table 13 Calculation results of activity of activated contamination

Table 14 Chi-square test of ^3H activity distribution

Figure 1 Outline of modification activities of JRR-3

Figure 2 Generated place of concrete debris (Plan view of JRR-3)

Figure 3 Generated place of concrete debris (1st floor on reactor room, C-C' plan view)

Figure 4 Generated place of concrete debris (Basement on reactor room, D-D' plan view)

Figure 5 Generated place of concrete debris (Reactor building, Cross-section)

Figure 6 Plan view of 2nd waste storage facility

Figure 7 Plan view of waste storage facility NL

Figure 8 Cross-section of waste storage facility NL

Figure 9 Stored positions and storage situation of concrete debris

Figure 10 Sampling points of sample in sampling survey I and boring points in boring survey (No.1 pit)

Figure 11 Sampling points of sample in sampling survey I and boring points in boring survey (No.2 pit)

Figure 12 Sampling points of sample in sampling survey I (No.3 pit)

Figure 13 Sampling points of sample in sampling survey I and boring points in boring survey (No.4 pit)

Figure 14 Sampling points of sample in sampling survey I (No.7 pit)

Figure 15 Sampling points of sample in sampling survey I (No.8 pit)

Figure 16 Sampling points of sample in sampling survey I and boring points in boring survey (No.9 pit)

Figure 17 Sampling points of sample in sampling survey I (No.10 pit)

- Figure 18 Sampling points of sample in sampling survey I and boring points in boring survey (No.11 pit)
- Figure 19 Sampling points of sample in sampling survey I (No.20 pit)
- Figure 20 Sampling situation of sample by workers and samples
- Figure 21 Outline of boring survey for concrete debris
- Figure 22 Sampling situation of sample by boring machine and samples
- Figure 23 Sampling points of sample in sampling survey II and core boring points in core boring survey (No.5 pit)
- Figure 24 Sampling points of sample in sampling survey II and core boring points in core boring survey (No.6 pit)
- Figure 25 Sampling situation of sample from concrete block and samples
- Figure 26 Sampling situation of core sample from concrete block and cutting situation of core sample
- Figure 27 ^3H activity distribution in depth of No.4 pit
- Figure 28 ^3H activity distribution in inner part of concrete block
- Figure 29 ^{137}Cs activity distribution on surface of pits where ^{137}Cs has been detected
- Figure 30 ^{137}Cs activity distribution in depth of pits where ^{137}Cs has been detected
- Figure 31 Calculation flow of activity of 33 nuclides generated by activation
- Figure 32 Calculation model of upper ground of reactor building
- Figure 33 Calculation model of under ground of reactor building
- Figure 34 JRR-3 operation time in each fysical year
- Figure 35 Maximum point of activated contamination evaluated by activated calculation
- Figure 36 Logarithmic distribution of activity of ^3H in No.4 pit

1. はじめに

原子力科学研究所（以下「原科研」という。）では、既にその使命を終了した多くの原子力施設の廃止措置が行われている。原子力施設の廃止措置では、設備・機器の解体に伴って多くの放射性廃棄物が発生する。

しかし、原科研では既に原子力の研究・開発や研究施設の運転等に伴って発生した多くの放射性廃棄物を保管しており、保管施設は逼迫している。このため、原科研における原子力施設の廃止措置を計画的に進めるためには、保管廃棄施設に保管している放射性廃棄物の低減化が重要な課題である。

一方で、原科研に保管している放射性廃棄物は2005年の原子炉等規制法におけるクリアランス制度の創設以前に発生したものがほとんどであり、クリアランスレベル以下のものが多く含まれている。例えば、JRR-3では1985年度から1989年度にかけて原子炉の改造工事が行われた。本改造工事では、原子炉本体の一括撤去に併せて周辺のコンクリート構造物を撤去しており、その際に放射能レベルの極めて低いコンクリート破片が多量に発生した。これらのコンクリート破片は、現在、原科所の北側にある第2保管廃棄施設内の保管廃棄施設・NLに保管している。

そこで、バックエンド技術部では、放射性廃棄物の低減化対策及び合理的な処分方策として、JRR-3改造工事に伴って発生した放射能レベルの極めて低いコンクリート破片に対するクリアランスの適用性について検討を行った。始めに、JRR-3改造工事における記録、保管廃棄記録票等から保管廃棄施設・NLに保管しているコンクリート破片の発生場所、物量、放射能濃度等を調査した。次に、保管廃棄施設・NLのピット毎に保管しているコンクリート破片から測定用試料を採取して放射能濃度の測定を行い、実際の汚染状況を調査した。さらに、運転記録等をもとに放射化計算によりコンクリート構造物の放射化汚染の状況を調査した。

本報告は、JRR-3改造工事に伴って発生した放射能レベルの極めて低いコンクリート破片をクリアランスするために行った汚染状況の調査結果を基に、クリアランスの適用性を検討したものである。

2. JRR-3とコンクリート破片の保管状況

2.1 JRR-3の概要

JRR-3は、熱出力10MWの天然ウラン金属燃料を用いた重水減速・重水冷却タンク型原子炉であり、我が国初の国産研究炉である。JRR-3は、1962年に初臨界に達した後、特性試験を経て、1965年から共同利用を開始し、ビーム実験、RIの生産、材料照射、放射化分析等に利用された。また、JRR-3は1972年から1975年にかけて、天然ウラン金属から二酸化ウランに燃料の交換を行い、運転を続けた後1983年に停止した。JRR-3の初臨界から運転停止までの総運転時間は約47,000h、積算熱出力量は約420,000MWhに達した。JRR-3の概要を表1に示す。

その後、利用目的の多様化と利用技術の進展に対処するため、JRR-3は1985年度から1989年度にかけて改造工事が行われた。改造工事では、原子炉建家の有効利用を図るため、原子炉本体

を一括撤去するとともに、炉室内の原子炉冷却系統、制御室等を撤去した後、新しい原子炉本体が設置された。図 1 に JRR-3 改造工事の概念図を示す。改造工事に伴って発生した固体廃棄物のうち、一括撤去した原子炉本体は、隣接する大型廃棄物保管庫に保管された。また、その他の固体廃棄物は、表 2 に示すとおり放射能レベルに応じて「低レベル固体廃棄物」及び「極低レベル固体廃棄物」に区分し、廃棄物保管棟・I、保管廃棄施設・NL 等に保管された。

2.2 コンクリート破片の保管状況

保管廃棄施設・NL に保管しているコンクリート破片は、原子炉本体の一括撤去に併せて行った制御室、セミホットケープ、使用済燃料貯槽 (No.1)、炉室床・壁、廃棄施設のコンクリートダクト等の撤去に伴って発生し、「極低レベル固体廃棄物」に区分したものである。コンクリート破片の発生場所を図 2 から図 5 にそれぞれ示す。

コンクリート破片は、原科研の北側にある第 2 保管廃棄施設に設けられた保管廃棄施設・NL に保管している。第 2 保管廃棄施設の平面図を図 6 に示す。保管廃棄施設・NL は、鉄筋コンクリート製の地下ピット式の構造で、1 ピットは縦 5m×幅 10m×深さ 5m、容積 250m³ であり、これを幅 5m ごとに上部を雨水浸入防止のための鋼製蓋により A ピットと B ピットに区画している。保管廃棄施設・NL の平面図、断面図をそれぞれ図 7、図 8 に示す。

コンクリート破片には、コンクリート構造物をハンドブレイカー等で破碎したコンクリートがらと、ある程度の大きさの塊状に切り出したコンクリートブロックがある。このうち、コンクリートがらは、No.1 ピットから No.4 ピット、No.7 ピットから No.11 ピット及び No.20 ピットに、コンクリートブロックは、No.5(B)ピット及び No.6 ピットに保管している。コンクリート破片の保管場所及び保管状況を図 9 に示す。

3. 汚染状況の調査

3.1 施設の性状による汚染源の推定

コンクリート破片には、運転中に原子炉から発生する中性子の照射による放射化汚染、及び放射性物質を含む減速・冷却材である重水の漏えい等による二次的な汚染が想定される。施設の性状からコンクリート破片の放射化汚染及び二次的な汚染の汚染源は、次のように推定できる。

(1) 放射化汚染の汚染源

放射化汚染の要因となる汚染源は、次のように考えられる。

JRR-3 の炉室内のコンクリート構造物は、原子炉の運転中にウラン燃料の核分裂で発生した中性子が放射線遮へい体の開口部等から漏えいすることにより部分的に放射化している。

ただし、JRR-3 は熱出力が 10MW と小さく、総運転時間も約 47,000h で単純に換算すると約 5.4 年と短い。また、運転中に行った中性子線線量率の測定結果によると、原子炉本体の側面で最大 0.057mSv/h、上面で最大 0.079mSv/h と低いことから、放射線遮へい体の開口部等から漏えいする中性子による放射化の影響は極めて低いと考えられる。

(2) 二次的な汚染の汚染源

二次的な汚染の要因となる汚染源には、次の3つが考えられる。

- ・ 重水が中性子に照射されることにより生成する ^3H
- ・ 炉心タンクや原子炉冷却系統の配管等の金属が腐食により重水中へ溶出した放射化腐食生成物（以下「腐食生成物」という。）
- ・ ウラン燃料から重水中へ放出された核分裂生成物及び中性子捕獲生成物（以下「核分裂生成物等」という。）

二次的な汚染は、これらの汚染源が燃料交換や重水フィルター交換等の保守作業及び重水の漏えいに伴い原子炉冷却系統外へ移行し、重水中の ^3H 、腐食生成物及び核分裂生成物等が炉室床、壁及び炉室内のコンクリート構造物に付着、浸透して生じている。さらに、排気系へ移行することによって、コンクリートダクト等にも二次的な汚染が生じている。

3.2 記録による汚染状況の調査

JRR-3 改造工事における記録、保管廃棄記録票等をもとに、保管廃棄施設・NLの各ピットに保管しているコンクリート破片の主な発生場所、物量及び ^3H 濃度を調査した。調査結果を表3に示す。

各ピットに保管しているコンクリート破片の物量は、コンクリートがらは1ピットあたり約340～420ton、コンクリートブロックは1ピットあたり約110～180tonであり、全体で約4,050tonである。No.4ピットに比較的 ^3H 濃度の高いコンクリートがらを保管しているが、最も ^3H 濃度の高いものでも $1.48 \times 10^2 \text{Bq/g}$ (保管日) であり、「極低レベル固体廃棄物」の区分値である $7.40 \times 10^2 \text{Bq/g}$ よりも低い。なお、比較的 ^3H 濃度の高いコンクリートがらの現時点(2007年)の ^3H 濃度は $4.71 \times 10^1 \text{Bq/g}$ であり、 ^3H の「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」の別表第3欄に掲げる放射能濃度(以下「クリアランスレベル」という。)である 100Bq/g の約半分である。

3.3 測定用試料の採取による汚染状況の調査

コンクリート破片の現在の汚染状況を把握するため、各ピットに保管しているコンクリート破片から測定用試料を採取し、放射能濃度の測定を行った。汚染状況の調査の対象核種は、3.1の汚染源を踏まえ、重水減速・重水冷却型原子炉の二次的な汚染源として最も特徴的な核種である ^3H 、腐食生成物の代表的な核種である ^{60}Co 、核分裂生成物等の代表的な核種である ^{137}Cs 、及びコンクリート構造物の放射化により生成する代表的な核種である ^{152}Eu の4核種とした。

3.3.1 測定用試料の採取方法

測定用試料として、 ^3H 濃度の測定用試料(以下「 ^3H 測定用試料」という。)と、 γ 線を放出

する ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu の放射能濃度の測定用試料（以下「 γ 核種測定用試料」という。）の 2 種類をコンクリート破片から採取した。

また、 ^3H 測定用試料は粗骨材を極力含まないモルタル片約 50g とし、 γ 核種測定用試料はコンクリート粉末を含むコンクリート片約 500g とした。

以下にコンクリートがら及びコンクリートブロックにおける具体的な測定用試料の採取方法を示す。

(1) コンクリートがら

コンクリートがらを保管しているピット表層の汚染状況を把握するために、表層のコンクリートがらのサンプリング調査（以下「サンプリング調査Ⅰ」という。）を実施するとともに、ピット内部の深さ方向の汚染状況を把握するためにボーリング調査を行った。

1) サンプリング調査Ⅰ

サンプリング調査Ⅰでは、コンクリートがらを保管しているピットの上面をブルーシートで養生し、1m×1m に区画（A ピット、B ピットそれぞれ 25 区画）して、区画中央部の採取位置に開口を設け、表層から測定用試料を作業員がシャベル等を用いて採取した。サンプリング調査Ⅰは、No.1～No.4、No.7～No.11、No.20 ピットで行った。サンプリング調査Ⅰでの測定用試料の採取位置を図 10～19 に示す。各ピットから採取した測定用試料数を表 4 に示す。作業員による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料を図 20 に示す。

2) ボーリング調査

ボーリング調査では、ピットの任意の箇所でボーリング（ケーシング：約 100mm、採取管：約 90mm、深さ：約 4.8m）を行い、1m 毎にコア箱に入れ、フード内で約 0.5m 毎に測定用試料を採取した。なお、ボーリング中に粉塵の飛散が予想されるため、粉塵防止用の小規模グリーンハウスを設置した。使用したボーリング装置の基本仕様を表 5 に示す。ボーリング調査Ⅰの概念図を図 21 に示す。

ボーリング調査では、比較的 ^3H 濃度の高いコンクリートがらを保管している No.4 ピットの A ピット及び B ピット各 4 箇所、サンプリング調査Ⅰにおいて ^{137}Cs が検出された No.1(A) ピット、No.2(A) ピット、No.9 ピットの A ピット及び B ピット、No.11 ピットの A ピット及び B ピット各 2 箇所をボーリングした。

ボーリング調査でのボーリングの採取位置を図 10、図 11、図 13、図 16 及び図 18 に示す。各ピットから採取した測定用試料数を表 6 に示す。ボーリング装置による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料を図 22 に示す。

(2) コンクリートブロック

ピットに保管しているコンクリートブロックの表面の汚染状況を把握するために、コンクリートブロック表面のサンプリング調査（以下「サンプリング調査Ⅱ」という。）を実施するとともに、コンクリートブロック内部の汚染状況を把握するためにコアボーリング調査を行った。

1) サンプリング調査Ⅱ

サンプリング調査Ⅱでは、No.5(B)ピット及び No.6 ピットの上部に保管しているコンクリ

ートブロック 27 体の表面から平タガネ等により測定用試料を削り取った。サンプリング調査Ⅱでの測定用試料の採取位置を図 23 及び図 24 に示す。コンクリートブロックから採取した測定用試料数を表 7 に示す。作業員による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料を図 25 に示す。

2) コアボーリング調査

コアボーリング調査では、No.5(B)ピット、No.6 ピットの上部に保管しているコンクリートブロック 10 体からダイヤモンドコア（口径：55mm、長さ：0.5m）を取付けたコアボーリング装置によりコア試料 11 個を採取した。なお、作業中に粉塵の飛散が予想されるため、粉塵防止用グリーンハウスを設置するとともに、コア試料の採取中はグリーンハウス内の空気を HEPA フィルター付の局所換気装置で吸引した。

さらに、採取したコア試料は、グリーンハウス内でダイヤモンドブレードを装着した高速カッターにより 100mm 毎に細断し、測定用試料を採取した。コンクリートブロックから採取した測定用試料数を表 8 に示す。コンクリートブロックからの測定用試料の採取状況及び加工状況を図 26 に示す。

3.3.2 測定用試料の測定方法

採取した測定用試料の³H 濃度及び γ 核種濃度は、以下の方法により測定した。

(1) ³H 濃度の測定方法

採取した³H 測定用試料の³H 濃度の測定には水浸漬法¹⁾を用いた。採取した³H 測定用試料約 50g を浸漬水（精製水）100ml に浸漬し、30 日以上静置した。次に、³H を回収した浸漬水から 3ml を分取して、乳化シンチレータ（アクアゾルⅡ）10ml を添加し、20cc バイアル瓶に入れ液体シンチレーションカウンタ（BECKMAN 製 LS-6500）により 600 秒測定した。³H 濃度を算出する際の水浸漬法における³H の回収率を 1.0 とし、測定効率は約 0.36 とした。このときの³H の検出限界値は約 4×10^{-1} Bq/g であった。

(2) γ 核種濃度の測定方法

採取した γ 核種測定用試料約 500g をスタンプミル及びふるいを用いて粒径約 2mm 以下の粉体にした後、放射能測定用容器（外径 95mm×高さ 45mm）に充填し、これを Ge 半導体検出器により 10,000 秒測定した。このときの検出限界値は、⁶⁰Co が約 8×10^{-4} Bq/g、¹³⁷Cs が約 7×10^{-4} Bq/g、¹⁵²Eu が約 2×10^{-3} Bq/g であった。

また、Ge 半導体検出器の校正には、放射能測定用容器に既知量の放射性同位元素（⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²⁴¹Am 等）を含むセメントを充填して作製した標準容積線源を用いた。 γ 核種濃度の測定に使用した Ge 半導体検出器の基本仕様を表 9 に示す。

3.3.3 測定用試料の測定結果

(1) ³H 濃度の測定結果

687 個のうち 14.6%の 100 個の ^3H 測定用試料から ^3H が検出された。検出された ^3H 濃度の最大値は $6.94 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.12 \times 10^0 \text{Bq/g}$ であり、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) より十分に低い値であった。以下に各調査における測定結果を示す。

1) コンクリートがら

○サンプリング調査 I

サンプリング調査 I において表層から採取した ^3H 測定用試料の測定結果を表 4 に示す。その結果、 ^3H が検出されたのは No.4 ピットの 9 個と No.11 ピットの 6 個に限定されており、採取した ^3H 測定用試料数 500 個のそれぞれ 1.8%、1.2%であり、残り 97.0%にあたる 485 個の ^3H 測定用試料で ^3H が検出されなかった。検出された ^3H 濃度の最大値は $6.79 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $4.13 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ であり、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) より十分に低い値であった。

○ボーリング調査

ボーリング調査において深さ方向から採取した ^3H 測定用試料の測定結果を表 6 に示す。その結果、80 個のうち 93.8%にあたる 75 個の ^3H 測定用試料から ^3H が検出された。検出された ^3H 濃度の最大値は $6.94 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.43 \times 10^0 \text{Bq/g}$ であり、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) より十分に低い値であった。

No.4 ピットにおける深さ方向の ^3H 濃度分布を図 27 に示す。これより、No.4 ピットについては、ピットの深さに応じて ^3H 濃度が若干高くなる傾向が見られたが、その濃度は最大が $6.94 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、最小が $3.08 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ と数 10 倍以内の範囲に分布しており、ばらつきは小さい。

2) コンクリートブロック

○サンプリング調査 II

サンプリング調査 II においてコンクリートブロック表面から採取した ^3H 測定用試料の測定結果を表 7 に示す。その結果、63 個の全ての ^3H 測定用試料で ^3H は検出されなかった。

○コアボーリング調査

コアボーリング調査においてコンクリートブロックから採取した ^3H 測定用試料の測定結果を表 8 に示す。その結果、44 個のうち 22.7%にあたる 10 個の ^3H 測定用試料から ^3H が検出された。コンクリートブロック内部の ^3H 濃度分布を図 28 に示す。コンクリートブロックについては、内部中央付近の ^3H 濃度が表面付近の ^3H 濃度より若干高いという傾向が認められるが、表面付近と内部中央付近の ^3H 濃度は $4.70 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ から $1.48 \times 10^0 \text{Bq/g}$ と 10 倍以内の範囲に分布しており、対数平均値は $7.81 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ であり、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) より十分に低く、ばらつきは小さい。

(2) ^{60}Co 濃度の測定結果

478 個のうち 0.21%の 1 個の γ 核種測定用試料から ^{60}Co が検出された。検出された ^{60}Co 濃度は $6.21 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であり、 ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) より十分に低い値であった。

以下に各調査における測定結果を示す。

1) コンクリートがら

○サンプリング調査 I

サンプリング調査 I において表層から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 4 に示す。その結果、232 個のうち 1 個の γ 核種測定用試料から ^{60}Co が検出され、 ^{60}Co 濃度は $6.21 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であった。

○ボーリング調査

ボーリング調査において深さ方向から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 6 に示す。その結果、200 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{60}Co は検出されなかった。

2) コンクリートブロック

○サンプリング調査 II

サンプリング調査 II においてコンクリートブロック表面から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 7 に示す。その結果、12 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{60}Co は検出されなかった。

○コアボーリング調査

コアボーリング調査においてコンクリートブロックから採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 8 に示す。その結果、34 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{60}Co は検出されなかった。

(3) ^{137}Cs 濃度の測定結果

478 個のうち 22.2% の 106 個の γ 核種測定用試料から ^{137}Cs が検出された。検出された ^{137}Cs 濃度の最大値は $4.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であり、 ^{137}Cs のクリアランスレベル (0.1Bq/g) より十分に低い値であった。以下に各調査における測定結果を示す。

1) コンクリートがら

○サンプリング調査 I

サンプリング調査 I において表層から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 4 に示す。その結果、232 個のうち 22.8% にあたる 53 個の γ 核種測定用試料から ^{137}Cs が検出された。検出された ^{137}Cs 濃度の最大値は $3.16 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.11 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であった。 ^{137}Cs が検出されたピットにおける表層の ^{137}Cs 濃度分布を図 29 に示す。 ^{137}Cs 濃度は 10 倍以内の範囲に分布しており、 ^{137}Cs のクリアランスレベル (0.1Bq/g) よりも十分に低く、ばらつきは小さい。

○ボーリング調査

ボーリング調査において深さ方向から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 6 に示す。その結果、200 個のうち 22.0% にあたる 44 個の γ 核種測定用試料から ^{137}Cs が検出された。検出された ^{137}Cs 濃度の最大値は $4.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.17 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であった。 ^{137}Cs が検出されたピットにおける深さ方向の ^{137}Cs 濃度分布を図 30 に示す。 ^{137}Cs 濃度は 10 倍以内の範囲に分布しており、 ^{137}Cs のクリアランスレベル (0.1Bq/g) より十分に低く、ばらつ

きは小さい。

コンクリートがらにおいて、 ^{137}Cs はNo.4ピットから採取した γ 核種測定用試料だけでなく、No.4ピット以外のピットから採取した γ 核種測定用試料においても検出されたが、表4及び表6に示すとおり ^3H の検出箇所との相関性は見られなかった。特に、No.11ピットから採取した γ 核種測定用試料では、他のピットに比べて ^{137}Cs が多数検出されている。これは、No.11ピットに保管しているコンクリートがらは土中に埋設されていたコンクリートダクトを撤去したものであるため、ピット内にはコンクリートがらと土壌が混在している。環境試料のモニタリング結果²⁾において、原科研構内の土壌の ^{137}Cs 濃度は $8.4 \times 10^{-4} \sim 1.0 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ と記載されており、No.11ピットから採取した γ 核種測定用試料の ^{137}Cs 濃度は $6.52 \times 10^{-4} \sim 4.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ と、ほぼ同等の濃度であった。このことから、No.11ピットから採取した γ 核種測定用試料から ^{137}Cs が多数検出されたのは、土壌中のフォールアウトによるものと考えられる。

2) コンクリートブロック

○サンプリング調査Ⅱ

サンプリング調査Ⅱにおいてコンクリートブロック表面から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表7に示す。その結果、12個のうち33.3%にあたる4個の γ 核種測定用試料から ^{137}Cs が検出された。検出された ^{137}Cs 濃度の最大値は $1.20 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $9.39 \times 10^{-4} \text{Bq/g}$ であった。

○コアボーリング調査

コアボーリング調査においてコンクリートブロックから採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表8に示す。その結果、34個のうち14.7%にあたる5個の γ 核種測定用試料から ^{137}Cs が検出された。検出された ^{137}Cs の最大値は $1.14 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $9.31 \times 10^{-4} \text{Bq/g}$ であった。

^{137}Cs は移動性の低い核種であるため、コンクリート構造物の内部へ浸透することはほとんどない。このため、JRR-3管理区域内の汚染していない炉室壁、JRR-3とほぼ同時期に建設された再処理特別研究棟の非管理区域のコンクリート構造物及びバックエンド事務建家（非管理区域）のコンクリート構造物の表面からそれぞれ試料を剥離し、Ge半導体検出器を用いて10,000秒測定した。測定結果を表10に示す。その結果、バックエンド事務建家から採取した試料において ^{137}Cs が検出され、その濃度は $7.6 \times 10^{-4} \text{Bq/g}$ であり、コンクリートブロックから採取した γ 核種測定用試料の ^{137}Cs 濃度と同等であった。

このことから、コンクリートブロックから検出された ^{137}Cs は、建設時にコンクリート構造物に混入したフォールアウトであると考えられる。

(4) ^{152}Eu 濃度の測定結果

^{152}Eu については、検出限界値を ^{152}Eu のクリアランスレベル（ 0.1Bq/g ）よりも十分に低い値である約 $2 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ となるような測定条件で行ったが、採取した全ての γ 核種測定用試料478

個で ^{152}Eu は検出されなかった。以下に各調査における測定結果を示す。

1) コンクリートがら

○サンプリング調査 I

サンプリング調査 I においてコンクリートがらの表層から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 4 に示す。その結果、232 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{152}Eu は検出されなかった。

○ボーリング調査

ボーリング調査において深さ方向から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 6 に示す。その結果、200 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{152}Eu は検出されなかった。

2) コンクリートブロック

○サンプリング調査 II

サンプリング調査 II においてコンクリートブロック表面から採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 7 に示す。その結果、12 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{152}Eu は検出されなかった。

○コアボーリング調査

コアボーリング調査においてコンクリートブロックから採取した γ 核種測定用試料の測定結果を表 8 に示す。その結果、34 個の全ての γ 核種測定用試料で ^{152}Eu は検出されなかった。

3.4 放射化計算による放射化汚染の調査

コンクリート破片の放射化汚染の状況を調査するため、炉室内のコンクリート構造物の放射化により生成する核種の放射能濃度を放射化計算により算出した。放射化計算の計算手順を図 31 に示す。

3.4.1 計算手順

(1) 中性子フルエンス率分布の評価

中性子フルエンス率分布は、JRR-3 の設計データ（原子炉出力、幾何形状）及び原子炉建家の設計図に基づき、次のとおり計算した。

まず、核データ編集コード NJOY を用いて核データファイル ENDF/B-VI から一次元計算用の 48 群の中性子群定数を作成し、一次元 Sn 法輸送計算コード ANISN を用いて二次元 Sn 法輸送計算用の 48 群の中性子群定数及び三次元 Sn 法輸送計算用の 15 群の中性子縮約群定数を求めた。この中性子群定数を用いて三次元 Sn 法輸送計算コード TORT により二次元及び三次元の中性子フルエンス率分布を求めた。

次に、炉心直下にある冷却機器室の中性子線束の測定データと計算結果との比較を行った。測定データから炉心中心で冷却機器室床から 1m の位置における熱群の中性子線束が $7.0 \times$

$10^3\text{n/cm}^2/\text{s}$ であった。計算結果では、冷却機器室の天井で $1.0 \times 10^0\text{n/cm}^2/\text{s}$ と約 4 桁小さくなった。これは、原子炉冷却システムの配管によるストリーミングが考えられるが、発生経路を特定することが困難である。よって、放射化計算に使用する中性子フルエンス率は、運転中に測定した中性子線束にフィッティングさせ、安全側となるように熱群の中性子線束を $2.05 \times 10^4\text{n/cm}^2/\text{s}$ とした。

このため、中性子線束を 48 群から 3 群にまとめたものは、高速群 ($1.389 \times 10^6 \sim 1.855 \times 10^7\text{eV}$) は $2.54 \times 10^0\text{n/cm}^2/\text{s}$ 、熱外群 ($1.828 \times 10^0 \sim 1.389 \times 10^6\text{eV}$) は $1.20 \times 10^2\text{n/cm}^2/\text{s}$ 、熱群 ($3.210 \times 10^5 \sim 1.828 \times 10^0\text{eV}$) は $2.05 \times 10^4\text{n/cm}^2/\text{s}$ となった。

計算に用いた原子炉建家地上及び地階の計算体系図をそれぞれ図 32 及び図 33 に示す。

(2) 放射能濃度の計算

放射化により生成する放射能濃度は、放射化断面積、中性子フルエンス率、運転時間、原子炉構造材の元素組成等を用いて核種生成崩壊計算コード ORIGEN-S により計算した。

運転時間は、図 34 に示す JRR-3 の運転履歴に基づき、共同利用運転が開始された 1965 年から 1983 年の運転停止まで、サイクル毎の稼働・停止実績を安全側となるように集約、簡略化した。さらに、計算に使用した照射条件は、表 11 に示す運転日と停止日の 9 つの照射ステップに分割した。

また、元素組成は、JRR-3 から採取したコンクリート試料の化学成分分析結果及び文献値^{3),4),5)}に基づき決定した。計算に用いたコンクリートの主要な元素組成を表 12 に示す。

3.4.2 計算結果

保管廃棄施設・NL に保管しているコンクリート破片の発生場所のうち、放射化により生成する核種の放射能濃度が最も大きくなる評価点は、図 35 に示す炉室地階の床面であった。この点における「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」の別表第 2 欄に掲げる 33 核種の放射能濃度の計算結果を表 13 に示す。その結果、 ^3H 濃度が $9.25 \times 10^2\text{Bq/g}$ と最も高い値であったが、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) よりも十分に低い値であった。また、 γ 核種では、 ^{152}Eu 濃度が最も高く $7.43 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ であり、 ^{152}Eu のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の約 1/13 であった。次に ^{60}Co 濃度が高く $6.04 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ であり、 ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の約 1/16 であった。

これらから、コンクリート破片における放射化汚染の影響は極めて低いと考えられる。

4. コンクリート破片の汚染状況

4.1 ^3H による汚染状況

コンクリート破片の ^3H 濃度の分布の均一性を評価するため、3.3 に示したボーリング調査において比較的 ^3H 濃度の高いコンクリートがらを保管している No.4 ピットの深さ方向から採取した ^3H 測定用試料 (80 個) の測定結果をもとに対数正規確率紙、 χ^2 検定により統計解析を行った。

No.4 ピットの深さ方向の³H濃度分布の対数正規性について次のように確認した。³H測定用試料の³H濃度の対数値における累積頻度百分率を対数正規確率紙にプロットした。その結果、図36に示すとおり対数正規確率紙にプロットした点がほぼ直線となり、³H濃度分布が対数正規性を示していることが分かった。

また、³H濃度の対数値の実測による度数が正規分布の標準密度関数による期待度数と適合するか次のように χ^2 検定を行った。

①帰無仮説と対立仮説の設定

帰無仮説：No.4ピットの³H濃度の対数値による度数分布は、正規分布の標準密度関数による期待度数分布と一致する。

対立仮説：No.4ピットの³H濃度の対数値による度数分布は、正規分布の標準密度関数による期待度数分布と一致しない。

② χ^2 値の計算

実測した度数と期待度数とのずれを次の計算式を用いて算出した。 χ^2 値の計算結果を表14に示す。

$$\chi^2 = \sum ((C_i - T_i)^2 / T_i)$$

ここで、

C_i ：実測した³H濃度の対数値の実測による度数

T_i ：正規分布の標準密度関数による期待度数

③対数正規性の判定

有意水準 α を0.01、区分数を7（自由度=6）+1である χ^2 値は、 χ^2 分布表から次のようになった。

$$\chi^2(6, 0.01) = 16.8119$$

一方、³H濃度の対数値の度数より計算で求めた χ^2 値は、次のようになった。

$$\chi^2(\text{計算値}) = 3.2628$$

よって、

$$\chi^2(\text{計算値}) < \chi^2(6, 0.01)$$

となった。

このため、No.4ピットの³H濃度の対数値の度数分布は、99%以上の可能性で正規分布期待度数分布に一致する。

さらに、No.4ピットの深さ方向において、³H濃度の最大値は $6.94 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.43 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、³H濃度の対数値の標準偏差は $2.06 \times 10^0 \text{Bq/g}$ となり、平均値に標準偏差の3倍を加えると $1.25 \times 10^1 \text{Bq/g}$ となった。よって、コンクリート破片の³H濃度は、クリアランスレベル（ 100Bq/g ）より十分に低いところで分布している。

No.4ピット以外のピットに保管しているコンクリート破片の³H濃度は、保管廃棄記録票によるとNo.4ピットよりも低く、汚染性状もNo.4ピットと同じであることから、クリアランスレベ

ルを超えるような汚染箇所が存在する可能性が極めて低く、 ^3H 濃度分布に局所的な偏りはない。

また、 ^3H は移動性の高い核種であるため、重水が原子炉冷却系統外へ移行してコンクリート構造物に付着し、さらに炉室内に拡散してコンクリート構造物を汚染させている。このようなコンクリート構造物の ^3H による汚染箇所は、破碎し、コンクリートがらとしてピットへ保管することにより、ピット内で物理的に平均化されたものとなっている。

以上のことから、ピットに保管しているコンクリート破片に ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) をを超えるような汚染箇所の蓋然性は少ない。

4.2 ^{60}Co による汚染状況

^{60}Co による汚染源は、コンクリート構造物が原子炉からの中性子の照射を受けることによる放射化汚染と重水の原子炉冷却系統外への移行に伴う二次的な汚染である。

3.4 に示した放射化計算によれば、放射化汚染によって ^{60}Co 濃度が最も高くなる点においても、その値は $6.04 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ であり、 ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の約 1/16 である。

また、3.3 に示した調査によれば、 ^{60}Co は 478 個のうち 1 個の γ 核種測定用試料しか検出されず、検出された γ 核種測定用試料は、炉室床・壁を撤去したコンクリート構造物で、かつ、比較的 ^3H 濃度の高いコンクリートがらを保管している No.4 ピットの表層から採取したものである。

JRR-3 改造作業計画等によれば、炉室 1 階及び地階床の表層は、はつりにより除去されて「低レベル放射性廃棄物」として区分されている。原子炉冷却系統外への重水の移行によりコンクリート構造物に付着した ^{60}Co による汚染は、汚染箇所から移動することはほとんどないことから、 ^{60}Co による汚染箇所は JRR-3 改造工事に係る作業計画等のおり、はつりにより除去されたものと考えられる。仮に、このような汚染箇所をピットに保管したとしても、コンクリート構造物とともに破碎され、コンクリートがらとしてピットに保管していることにより、ピット内で物理的に平均化されたものとなっている。

以上のことから、ピットに保管しているコンクリート破片の ^{60}Co 濃度は、クリアランスレベルよりも十分に低く、分布は均一である。

4.3 ^{137}Cs による汚染状況

^{137}Cs による汚染源は、重水の原子炉冷却系統外への移行に伴う二次的な汚染である。よって、 ^{137}Cs による汚染箇所は、 ^3H によっても必然的に汚染していることとなる。これより、コンクリート破片の ^3H 濃度分布に著しい偏りはないことから、 ^{137}Cs 濃度分布にも著しい偏りはないと考えられる。

また、3.3 に示した調査によれば、 ^{137}Cs は 478 試料のうち 106 試料から検出され、 ^{137}Cs 濃度の最大値は $4.12 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.12 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ であり、クリアランスレベル (0.1Bq/g) よりも十分に低い。また、図 29 及び図 30 に示すとおり、 ^{137}Cs 濃度分布も均一である。

さらに、 ^{60}Co と同様、原子炉冷却系統外への重水の移行によりコンクリート構造物に付着した

^{137}Cs による汚染は、汚染箇所から移動することはほとんどないことから、 ^{137}Cs による汚染箇所は JRR-3 改造工事に係る作業計画等のおり、はつりにより除去されたものと考えられる。仮に、このような汚染箇所をピットに保管したとしても、コンクリート構造物とともに破碎され、コンクリートがらとしてピットに保管していることにより、ピット内で物理的に平均化されたものになっている。

なお、**3.3** に示した調査において、No.11 ピットから採取した γ 核種測定用試料から多数の ^{137}Cs が検出されており、また、コンクリートブロック内部からも ^{137}Cs が検出されている。これは、土壌中のフォールアウトによるものや建設時にコンクリート構造物に混入したフォールアウトによるものと考えられる。

以上のことから、ピットに保管しているコンクリート破片の ^{137}Cs 濃度は、クリアランスレベルよりも十分に低く、分布は均一である。

4.4 ^{152}Eu による汚染状況

^{152}Eu による汚染源は、コンクリート構造物が原子炉からの中性子の照射を受けることによる放射化汚染である。

3.4 に示した放射化計算によれば、放射化汚染によって ^{152}Eu 濃度が最も高くなる点においても、その値は $7.43 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であり、 ^{152}Eu のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の約 1/13 である。

また、**3.3** に示した調査によれば、 ^{152}Eu は 478 個の全ての γ 核種測定用試料で検出されていない。

以上のことから、ピットに保管しているコンクリート破片の ^{152}Eu 濃度は、クリアランスレベルよりも十分に低い。

5. まとめ

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリート破片をクリアランスするために汚染状況の調査を行い、次の結果が得られた。

- 施設の性状からコンクリート破片の汚染源を推定した結果、放射化汚染は、放射線遮へい体の開口部等から漏えいする中性子による部分的な放射化であり、二次的な汚染は、①重水の中性子照射により生成する ^3H 、②重水中に溶出した腐食生成物、③燃料から重水に放出された核分裂生成物等であることが分かった。
- 保管廃棄記録票をもとに調査を行った結果、保管廃棄施設・NL にはコンクリートがらは 1 ピットあたり 340~420ton、コンクリートブロックは 1 ピットあたり 110~180ton 保管しており、全体で 4,050ton であり、 ^3H 濃度 (2007 年) は最大 47.1Bq/g であることが分かった。
- 測定用試料の採取による汚染状況の調査では、 ^3H については、687 個のうち 100 個の ^3H 測定用試料から検出され、 ^3H 濃度の最大値は $6.94 \times 10^0 \text{Bq/g}$ であった。 ^{60}Co については、478 個のうち 1 個の γ 核種測定用試料で検出され、その濃度は $6.21 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であった。 ^{137}Cs について

は、478 個のうち 106 個の γ 核種測定用試料で検出され、 ^{137}Cs 濃度の最大値は $4.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であった。いずれの放射能濃度もクリアランスレベルより十分に低い値であった。なお、 ^{152}Eu については、478 個の全ての γ 核種測定用試料で検出されなかった。

○放射化計算によりコンクリート構造物の放射化汚染の状況を調査したところ、保管廃棄施設・NL に保管しているコンクリート破片の発生場所のうち、放射化により生成する核種の放射能濃度が最も大きくなる評価点は炉心地階の床面であった。この点における放射能濃度は、 ^3H 濃度が $9.25 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ と最も高く、 γ 核種では ^{152}Eu が $7.43 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、 ^{60}Co が $6.04 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ と高かったが、いずれの放射能濃度もクリアランスレベルより十分に低い値であった。

○No.4 ピットの深さ方向の ^3H 濃度分布の対数正規性を対数正規確率紙の累積頻度百分率により確認した。また、 χ^2 検定を行ったところ、No.4 ピットの ^3H 濃度の対数値の度数分布は、99% 以上の確率で正規分布期待度数分布に一致することが分かった。

以上の結果から、保管廃棄施設・NL に保管しているコンクリート破片中の核種の放射能濃度はクリアランスレベルよりも十分に低く、クリアランス対象物として取扱うことが可能であることが分かった。

謝辞

本報告書をまとめるにあたって、バックエンド技術部、放射線管理部、バックエンド推進部門の諸志に種々の助言や援助をいただきました。ここに、深甚なる感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 藤原亜佐子、亀尾 裕、片山 淳、中島幹雄、“コンクリート中のクリアランスレベルのトリウム濃度測定法”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.6, No.1, p.58-64(2007).
- 2) 原子力科学研究所放射線管理部他、“原子力科学研究所等の放射線管理（2007 年度）”、JAEA-Review 2008-063(2009).
- 3) J.C.Evans, et al., “Long-lived activation products in reactor materials”, NUREG/CR-3474(1984).
- 4) H.D.Oak, et al., “Technology, safety and costs of decommissioning a reference boiling water reactor power station”, NUREG/CR-0672, Vol.1, Vol.2(1980).
- 5) R.I.Smith, et al., “Technology safety and costs of decommissioning a reference Pressurized Water Reactor Power Station”, NUREG/CR-0130(1978).

表1 JRR-3の概要

| | |
|-------------|---|
| 炉 型 | 重水減速、重水冷却、黒鉛反射体付きタンク型 |
| 熱 出 力 | 10 MW |
| 最大熱中性子束 | 約 3×10^{13} n/cm ² ・s |
| 炉 心 形 状 | 円柱 (約φ260 cm × 高さ210 cm) |
| 燃 料 | 天然ウラン金属燃料、1.5%濃縮 UO ₂ ペレット |
| 実 験 設 備 | 水平実験孔、ビーム実験装置、ループ装置、照射設備 |
| 総 運 転 時 間 | 47,137 h |
| 積 算 熱 出 力 量 | 419,073.5 MWh |
| 臨 界 日 | 1962年9月12日 |
| 燃料の交換作業 | 1972年1月6日～1975年2月10日 |
| 運 転 停 止 日 | 1983年3月25日 |

表2 改造工事に伴って発生した固体廃棄物の区分

| 区分 | 定義 | 放射能濃度 | 処置 |
|----------------|--|--|---|
| 低レベル 固体廃棄物 | 汚染又は放射化されているものであって、極低レベル固体廃棄物以外のもの | β・γ核種(³ Hを除く) > 3.7Bq/g ³ H > 7.4×10 ² Bq/g | ドラム缶又は鋼製容器等に封入、又タンク類や熱交換器等の大型廃棄物は開口部を密閉し、廃棄物保管棟・I等に保管 |
| 極低レベル 固体廃棄物 | 汚染又は放射化されているもの及び使用履歴等からみてそのおそれのあるものであって、放射能レベルが極めて低く一定レベル以下のもの | β・γ核種(³ Hを除く) ≤ 3.7Bq/g ³ H ≤ 7.4×10 ² Bq/g | 保管廃棄施設・NLに保管 |

表3 コンクリート破片の発生場所、物量及び³H濃度

| ピット 番号. | 主な発生場所 | 形状 | 物量 (ton) | ³ H濃度 (Bq/g) | | | | | |
|------------|------------------------------|------|-------------|-------------------------|------|----------|----------|------|------|
| | | | | 最大値 | | 最小値 | | 平均値 | |
| | | | | 記録値 | 補正值 | 記録値 | 補正值 | 記録値 | 補正值 |
| No.1(A) | 制御室,セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1) | がら | 180 | 18.5 | 5.52 | 5.50E-04 | 1.98E-04 | 7.34 | 2.21 |
| No.1(B) | セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1) | がら | 160 | 7.40 | 2.29 | 3.70 | 1.13 | 6.35 | 1.96 |
| No.2(A) | 炉室円筒壁,セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1) | がら | 200 | 14.8 | 4.59 | 3.41 | 1.06 | 4.68 | 1.44 |
| No.2(B) | 炉室円筒壁,セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1) | がら | 180 | 14.8 | 4.59 | 3.70 | 1.13 | 4.47 | 1.38 |
| No.3(A) | セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1),炉室床・壁 | がら | 190 | 11.1 | 3.44 | 3.70 | 1.15 | 4.06 | 1.28 |
| No.3(B) | セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1),炉室床・壁 | がら | 220 | 7.40 | 2.30 | 3.70 | 1.15 | 4.18 | 1.31 |
| No.4(A) | 炉室床・壁 | がら | 160 | 37.1 | 11.9 | 3.62 | 1.17 | 14.8 | 4.74 |
| No.4(B) | 炉室床・壁 | がら | 240 | 148 | 47.1 | 3.73 | 1.20 | 76.8 | 24.4 |
| No.5(B) | 制御室 | ブロック | 110 | 20.8 | 6.22 | 10.8 | 3.23 | 12.5 | 3.72 |
| No.6(A) | 制御室,セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1) | ブロック | 80 | 16.2 | 4.85 | 7.40 | 2.28 | 10.2 | 3.07 |
| No.6(B) | 制御室,炉室床・壁,廃棄施設 | ブロック | 100 | 11.2 | 3.42 | 0.38 | 0.12 | 5.74 | 1.81 |
| No.7(A) | 炉室床・壁 | がら | 120 | 3.73 | 1.20 | 3.73 | 1.20 | 3.73 | 1.20 |
| No.7(B) | 炉室床・壁 | がら | 240 | 7.42 | 2.38 | 3.71 | 1.19 | 5.10 | 1.63 |
| No.8(A) | 炉室床・壁 | がら | 230 | 3.73 | 1.20 | 3.31 | 1.05 | 3.42 | 1.09 |
| No.8(B) | 炉室床・壁 | がら | 190 | 3.33 | 1.06 | 0.74 | 0.25 | 3.21 | 1.02 |
| No.9(A) | セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1),炉室床・壁 | がら | 170 | 2.64 | 0.83 | 0.34 | 0.11 | 2.45 | 0.77 |
| No.9(B) | セミホットケープ,使用済燃料貯槽(No.1),炉室床・壁 | がら | 190 | 3.33 | 1.06 | 0.29 | 0.09 | 2.35 | 0.73 |
| No.10(A) | 炉室床・壁 | がら | 200 | 7.40 | 2.37 | 8.41E-05 | 2.90E-05 | 5.34 | 1.71 |
| No.10(B) | 炉室床・壁,廃棄施設 | がら | 160 | 7.40 | 2.37 | 0.40 | 0.12 | 2.96 | 0.94 |
| No.11(A) | 炉室床・壁,廃棄施設 | がら | 170 | 3.74 | 1.21 | 0.74 | 0.24 | 3.39 | 1.10 |
| No.11(B) | 廃棄施設 | がら | 170 | 7.40 | 2.41 | 0.75 | 0.24 | 3.84 | 1.25 |
| No.20(A) | 炉室床・壁 | がら | 180 | 4.03 | 1.30 | 3.73 | 1.20 | 3.79 | 1.22 |
| No.20(B) | 炉室床・壁 | がら | 210 | 3.74 | 1.20 | 3.73 | 1.20 | 3.74 | 1.20 |
| | 合計 | | 4,050 | | | | | | |

1) 物量は、保管廃棄記録票に基づき算出している。

2) 記録値とは保管廃棄記録票に記載された保管日の³H濃度であり、補正值とは記録値を2007年で減衰補正した値である。

表4 サンプル調査Iにおいて採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートがら、表層)

| ピット 番号 | ³ H | | γ核種 | | | |
|-----------|----------------|-----------------------|------------|-------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | 測定用 試料数 | 検出数 | 測定用 試料数 | ⁶⁰ Co 検出数 | ¹³⁷ Cs 検出数 | ¹⁵² Eu 検出数 |
| No.1(A) | 25 | 0 | 5 | 0 | 1 | 0 |
| No.1(B) | 25 | 0 | 5 | 0 | 0 | 0 |
| No.2(A) | 25 | 0 | 5 | 0 | 1 | 0 |
| No.2(B) | 25 | 0 | 5 | 0 | 0 | 0 |
| No.3(A) | 25 | 0 | 5 | 0 | 1 | 0 |
| No.3(B) | 25 | 0 | 5 | 0 | 3 | 0 |
| No.4(A) | 25 | 4 | 25 | 1 | 1 | 0 |
| No.4(B) | 25 | 5 | 25 | 0 | 6 | 0 |
| No.7(A) | 25 | 0 | 24 | 0 | 0 | 0 |
| No.7(B) | 25 | 0 | 24 | 0 | 0 | 0 |
| No.8(A) | 25 | 0 | 3 | 0 | 0 | 0 |
| No.8(B) | 25 | 0 | 3 | 0 | 0 | 0 |
| No.9(A) | 25 | 0 | 6 | 0 | 2 | 0 |
| No.9(B) | 25 | 0 | 6 | 0 | 4 | 0 |
| No.10(A) | 25 | 0 | 5 | 0 | 0 | 0 |
| No.10(B) | 25 | 0 | 25 | 0 | 0 | 0 |
| No.11(A) | 25 | 4 | 25 | 0 | 12 | 0 |
| No.11(B) | 25 | 2 | 25 | 0 | 22 | 0 |
| No.20(A) | 25 | 0 | 3 | 0 | 0 | 0 |
| No.20(B) | 25 | 0 | 3 | 0 | 0 | 0 |
| 合計 | 500 | 15 | 232 | 1 | 53 | 0 |
| 最大値(Bq/g) | | 6.79×10^{-1} | | 6.21×10^{-3} | 3.16×10^{-3} | — |
| 平均値(Bq/g) | | 4.13×10^{-1} | | — | 1.11×10^{-3} | — |

- 1) 検出数：測定用試料の測定結果が検出限界値を超えた数
2) 測定結果の評価日：2007年

表5 ボーリング装置の基本仕様

| | | |
|------|--------------|---------------------|
| 形式 | ECO-3V | |
| ドリフタ | 起振力 | 30kN |
| | 回転数 | 26min ⁻¹ |
| | 回転トルク | 3.8kN・m |
| フィード | 形式 | オイルシリンダ |
| | 押力 | 43kN |
| | 引力 | 73kN |
| | ストローク | 1,750mm |
| 寸法 | 3.4×1.6×2.2m | |
| 重量 | 2.65ton | |

表6 ボーリング調査において採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートがら、深さ方向)

| ピット 番号 | 採取 コア数 | ³ H | | γ核種 | | | |
|-----------|-----------|----------------|----------------------|------------|-------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | | 測定用 試料数 | 検出数 | 測定用 試料数 | ⁶⁰ Co 検出数 | ¹³⁷ Cs 検出数 | ¹⁵² Eu 検出数 |
| No.1(A) | 2 | / | / | 20 | 0 | 7 | 0 |
| No.2(A) | 2 | / | / | 20 | 0 | 2 | 0 |
| No.4(A) | 4 | 40 | 37 | 40 | 0 | 3 | 0 |
| No.4(B) | 4 | 40 | 38 | 40 | 0 | 0 | 0 |
| No.9(A) | 2 | / | / | 20 | 0 | 0 | 0 |
| No.9(B) | 2 | / | / | 20 | 0 | 4 | 0 |
| No.11(A) | 2 | / | / | 20 | 0 | 9 | 0 |
| No.11(B) | 2 | / | / | 20 | 0 | 19 | 0 |
| 合計 | 20 | 80 | 75 | 200 | 0 | 44 | 0 |
| 最大値(Bq/g) | / | / | 6.94×10 ⁰ | / | — | 4.12×10 ⁻³ | — |
| 平均値(Bq/g) | / | / | 1.43×10 ⁰ | / | — | 1.17×10 ⁻³ | — |

- 1) 検出数：測定用試料の測定結果が検出限界値を超えた数
- 2) 測定結果の評価日：2007年

表7 サンプル調査Ⅱにおいて採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートブロック、表面)

| ピット 番号 | 採取 ブロック数 | ³ H | | γ核種 | | | |
|-----------|-------------|----------------|-----|------------|-------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | | 測定用 試料数 | 検出数 | 測定用 試料数 | ⁶⁰ Co 検出数 | ¹³⁷ Cs 検出数 | ¹⁵² Eu 検出数 |
| No.5(B) | 9 | 10 | 0 | 10 | 0 | 3 | 0 |
| No.6(A) | 10 | 21 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| No.6(B) | 8 | 32 | 0 | 2 | 0 | 1 | 0 |
| 合 計 | 27 | 63 | 0 | 12 | 0 | 4 | 0 |
| 最大値(Bq/g) | | | — | | — | 1.20×10 ⁻³ | — |
| 平均値(Bq/g) | | | — | | — | 9.31×10 ⁻⁴ | — |

- 1) 検出数：測定用試料の測定結果が検出限界値を超えた数
2) 測定結果の評価日：2007年

表8 コアボーリング調査において採取した測定用試料数と測定結果
(コンクリートブロック、内部)

| ピット 番号 | 採取 ブロック数 | 採取 コア数 | ³ H | | γ核種 | | | |
|-----------|-------------|-----------|----------------|-----------------------|------------|-------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | | | 測定用 試料数 | 検出数 | 測定用 試料数 | ⁶⁰ Co 検出数 | ¹³⁷ Cs 検出数 | ¹⁵² Eu 検出数 |
| No.5(B) | 5 | 5 | 27 | 8 | 25 | 0 | 5 | 0 |
| No.6(A) | 4 | 5 | 14 | 2 | 6 | 0 | 0 | 0 |
| No.6(B) | 1 | 1 | 3 | 0 | 3 | 0 | 0 | 0 |
| 合 計 | 10 | 11 | 44 | 10 | 34 | 0 | 5 | 0 |
| 最大値(Bq/g) | | | | 1.48×10 ⁰ | | — | 1.14×10 ⁻³ | — |
| 平均値(Bq/g) | | | | 7.81×10 ⁻¹ | | — | 9.31×10 ⁻⁴ | — |

- 1) 検出数：測定用試料の測定結果が検出限界値を超えた数
2) 測定結果の評価日：2007年

表9 γ核種濃度の測定に使用したGe半導体検出器の基本仕様

| | |
|------------|-------------------------------------|
| 型 式 | N型高純度 Ge |
| 相対効率 | 41.9% |
| エネルギー分解能 | 1.92keV |
| ピーク対コンプトン比 | 62.5 |
| 遮へい体 | 鉛 110mm + 鉄 50mm + 銅 5mm + アクリル 2mm |

表 10 コンクリート構造物から採取した測定試料の ^{137}Cs 濃度

| 施設名 | 採取場所 | ^{137}Cs 濃度 (Bq/g) | 建設時期 |
|------------|----------|-----------------------------|------------|
| JRR-3 | 管理区域内炉室壁 | $< 9.4 \times 10^{-4}$ | 1963 年 3 月 |
| 再処理特別研究棟 | 防護資材置場床 | $< 7.0 \times 10^{-4}$ | 1963 年 6 月 |
| バックエンド事務建家 | 居室床 | 7.6×10^{-4} | 1963 年 6 月 |

1) 評価日：2007 年

表 11 照射条件 (放射化汚染)

| ステップ | 照射開始日 (day) | 照射終了日 (day) | 熱中性子線束 (n/cm ² /s) |
|------|----------------|----------------|----------------------------------|
| 1 | 0.00 | 338.09 | 2.05×10^4 |
| 2 | 338.09 | 1,580.58 | 0 |
| 3 | 1,580.58 | 1,918.66 | 2.05×10^4 |
| 4 | 1,918.66 | 3,161.15 | 0 |
| 5 | 3,161.15 | 3,499.24 | 2.05×10^4 |
| 6 | 3,499.24 | 4,741.73 | 0 |
| 7 | 4,741.73 | 5,079.81 | 2.05×10^4 |
| 8 | 5,079.81 | 6,322.30 | 0 |
| 9 | 6,322.30 | 6,660.39 | 2.05×10^4 |

表 12 コンクリートの主要な元素組成

(単位：wt%)

| 元素 | 組成 | 元素 | 組成 |
|----|-------------------------------------|----|-------------------------------------|
| Li | 1.62×10^{-3} ¹⁾ | Zn | 7.50×10^{-3} ²⁾ |
| N | 1.20×10^{-2} ²⁾ | Zr | 7.10×10^{-3} ²⁾ |
| Na | 1.60 ⁴⁾ | Nb | 4.30×10^{-4} ²⁾ |
| Al | 4.40 ⁴⁾ | Mo | 8.20×10^{-2} ³⁾ |
| Si | 30.0 ⁴⁾ | Ag | 1.10×10^{-3} ¹⁾ |
| Cl | 4.50×10^{-3} ²⁾ | Sb | 1.80×10^{-4} ²⁾ |
| K | 1.68 ¹⁾ | Cs | 1.30×10^{-4} ²⁾ |
| Ca | 13.6 ¹⁾ | Ba | 9.50×10^{-2} ²⁾ |
| Sc | 6.50×10^{-4} ²⁾ | Eu | 7.80×10^{-5} ¹⁾ |
| Cr | 2.30×10^{-3} ¹⁾ | Tb | 4.10×10^{-5} ²⁾ |
| Fe | 1.92 ¹⁾ | Ta | 4.40×10^{-5} ²⁾ |
| Co | 6.40×10^{-3} ¹⁾ | Th | 6.70×10^{-4} ¹⁾ |
| Ni | 4.10×10^{-3} ¹⁾ | U | 1.61×10^{-4} ¹⁾ |

- 1) 化学成分分析値
- 2) NUREG/CR-3474
- 3) NUREG/CR-0672
- 4) NUREG/CR-0130

表 13 放射化汚染による核種の放射能濃度の計算結果

| 核種 | クリアランスレベル (Bq/g) | 放射能濃度 (Bq/g) |
|---------------------------|---------------------|------------------------|
| ^3H | 100 | 9.25×10^{-2} |
| ^{14}C | 1 | 1.26×10^{-4} |
| ^{36}Cl | 1 | 6.22×10^{-6} |
| ^{41}Ca | 100 | 5.18×10^{-4} |
| ^{46}Sc | 0.1 | 3.04×10^{-32} |
| ^{54}Mn | 0.1 | 1.23×10^{-14} |
| ^{55}Fe | 1000 | 5.07×10^{-4} |
| ^{59}Fe | 1 | 0.00 |
| ^{58}Co | 1 | 0.00 |
| ^{60}Co | 0.1 | 6.04×10^{-3} |
| ^{59}Ni | 100 | 1.17×10^{-6} |
| ^{63}Ni | 100 | 1.15×10^{-4} |
| ^{65}Zn | 0.1 | 1.40×10^{-13} |
| ^{90}Sr | 1 | 9.70×10^{-7} |
| ^{94}Nb | 0.1 | 1.06×10^{-7} |
| ^{95}Nb | 1 | 0.00 |
| ^{99}Tc | 1 | 5.13×10^{-8} |
| ^{106}Ru | 0.1 | 9.89×10^{-14} |
| $^{108\text{m}}\text{Ag}$ | 0.1 | 4.16×10^{-5} |
| $^{110\text{m}}\text{Ag}$ | 0.1 | 1.56×10^{-13} |
| ^{124}Sb | 1 | 0.00 |
| $^{123\text{m}}\text{Te}$ | 1 | 4.85×10^{-36} |
| ^{129}I | 0.01 | 3.58×10^{-13} |
| ^{134}Cs | 0.1 | 5.47×10^{-7} |
| ^{137}Cs | 0.1 | 1.02×10^{-6} |
| ^{133}Ba | 0.1 | 5.18×10^{-4} |
| ^{152}Eu | 0.1 | 7.43×10^{-3} |
| ^{154}Eu | 0.1 | 3.04×10^{-4} |
| ^{160}Tb | 1 | 8.34×10^{-39} |
| ^{182}Ta | 0.1 | 8.71×10^{-22} |
| ^{239}Pu | 0.1 | 3.09×10^{-8} |
| ^{241}Pu | 10 | 5.32×10^{-24} |
| ^{241}Am | 0.1 | 4.47×10^{-25} |

1) 1.00×10^{-49} Bq/g 未満の核種の放射能濃度は 0.00 Bq/g とした。

2) 評価日：2007 年

表 14 ^3H 濃度分布の χ^2 検定

| 対数平均値 (m) | 対数標準偏差 (σ) | 対数値 の区分 | 各区分の中央値 | | 度数 (Ci) | 正規分布の標準 密度関数に よる期待度数 (Ti) | $(\text{Ci}-\text{Ti})^2/\text{Ti}$ | χ^2 値 |
|--------------|------------------------|-------------|---------|---------------------------|------------|------------------------------------|-------------------------------------|------------|
| | | | 対数値 | ^3H 濃度 [Bq/g] | | | | |
| 0.115 | 0.352 | $m-3\sigma$ | -0.942 | 1.14×10^{-1} | 0 | 0.3456 | 0.3546 | 3.2628 |
| | | $m-2\sigma$ | -0.589 | 2.57×10^{-1} | 6 | 4.3204 | 0.6529 | |
| | | $m-\sigma$ | -0.237 | 5.79×10^{-1} | 19 | 19.3629 | 0.0068 | |
| | | m | 0.115 | 1.30×10^0 | 27 | 31.9240 | 0.7595 | |
| | | $m+\sigma$ | 0.467 | 2.93×10^0 | 24 | 19.3629 | 1.1105 | |
| | | $m+2\sigma$ | 0.820 | 6.60×10^0 | 4 | 4.3204 | 0.0238 | |
| | | $m+3\sigma$ | 1.172 | 1.49×10^1 | 0 | 0.3546 | 0.3546 | |
| | | 合計 | | | 80 | — | 3.2628 | |

1) 評価日：2007年

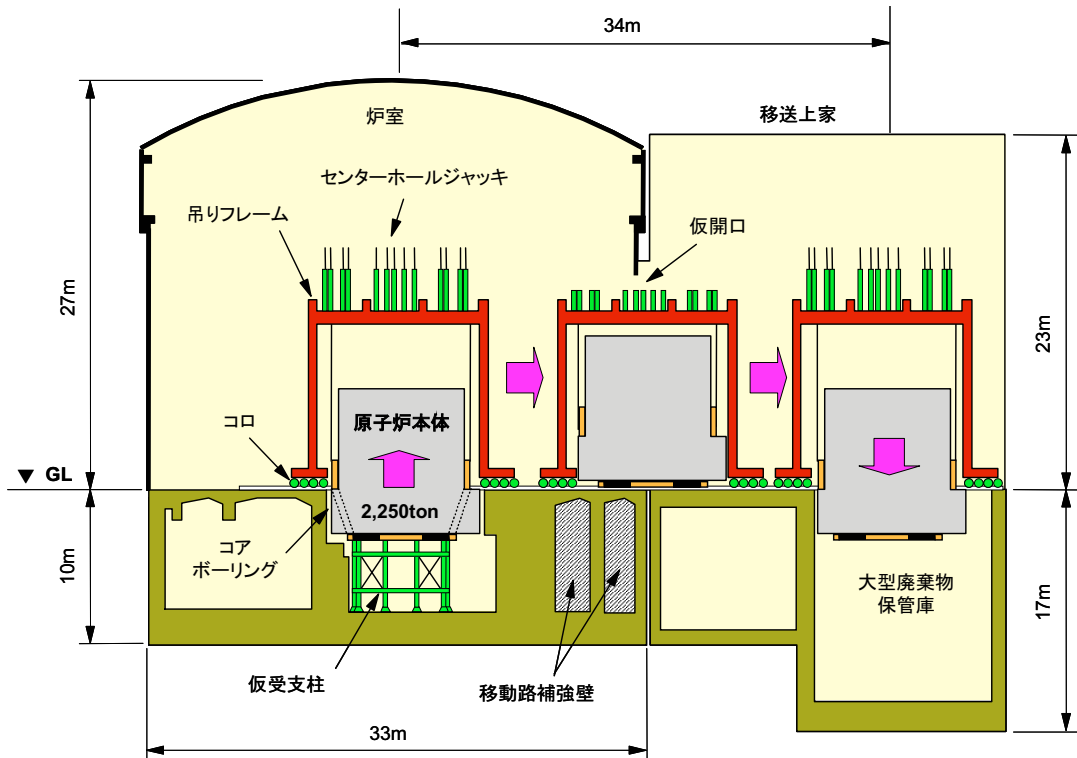


図1 JRR-3改造工事の概念図

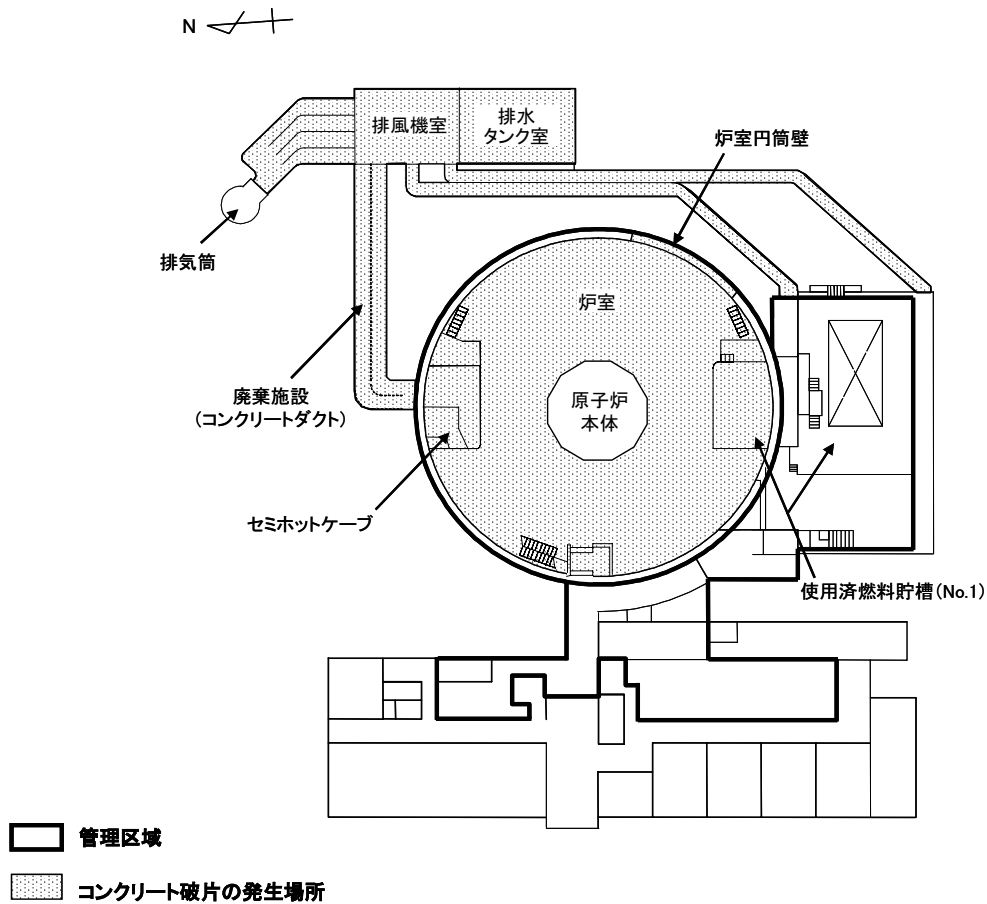


図2 コンクリート破片の発生場所(JRR-3全体平面図)

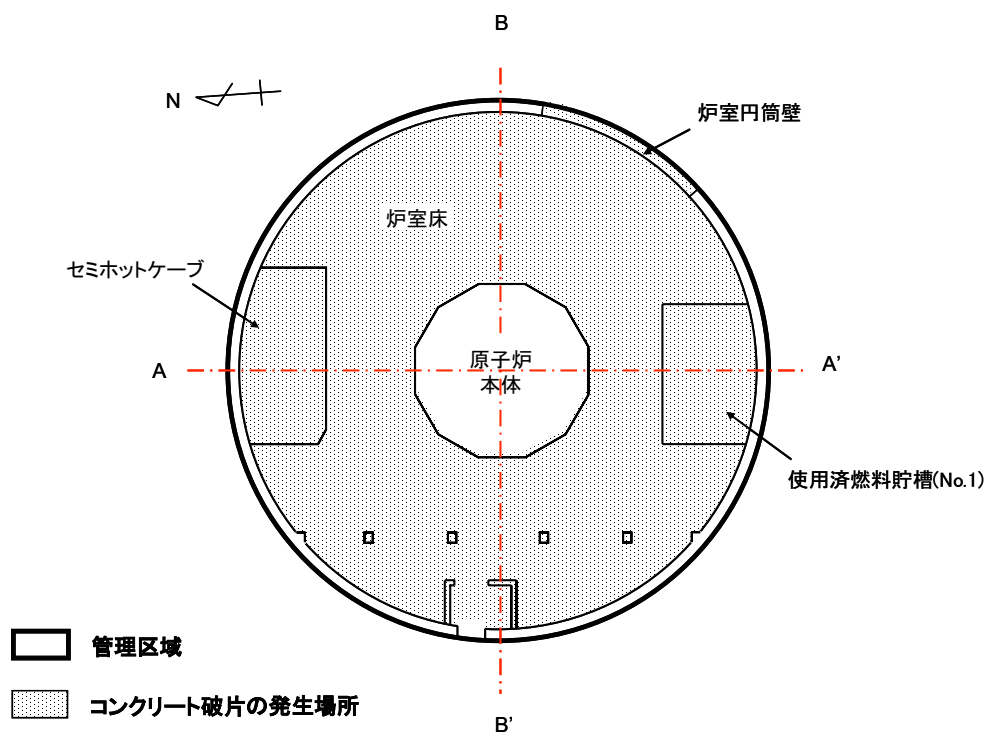


図3 コンクリート破片の発生場所(炉室1階、C-C'平面図)

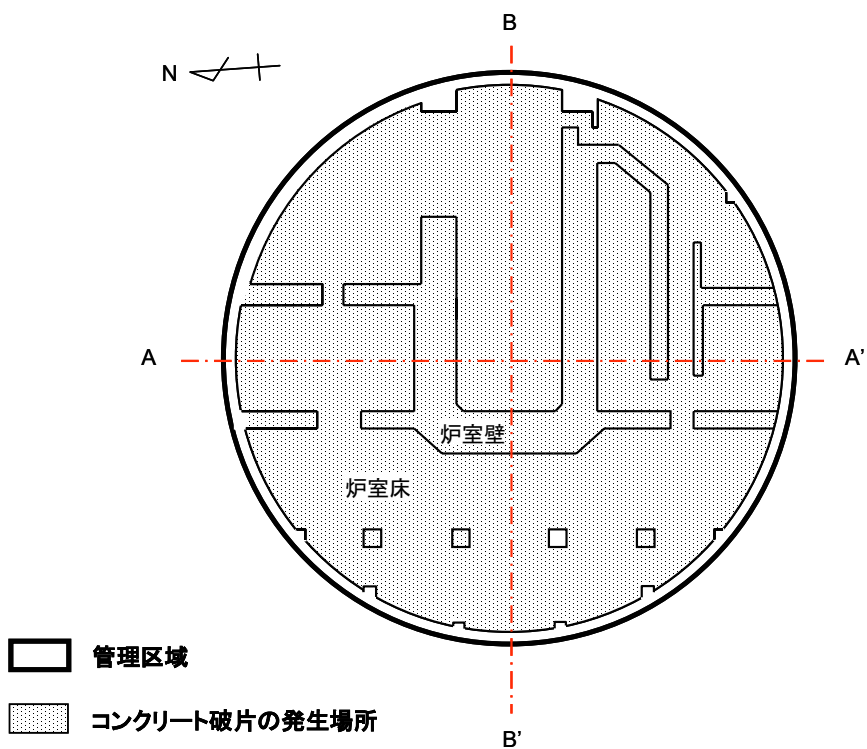


図4 コンクリート破片の発生場所(炉室地階、D-D'平面図)

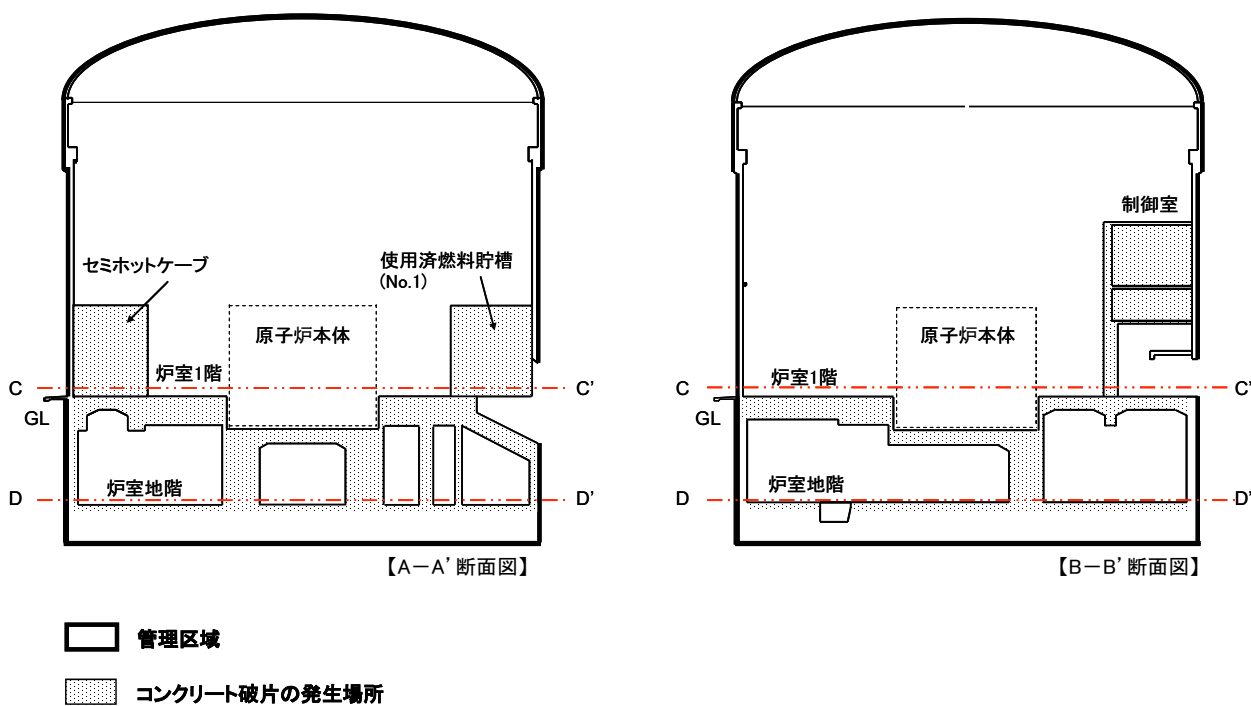


図5 コンクリート破片の発生場所(原子炉建家、断面図)

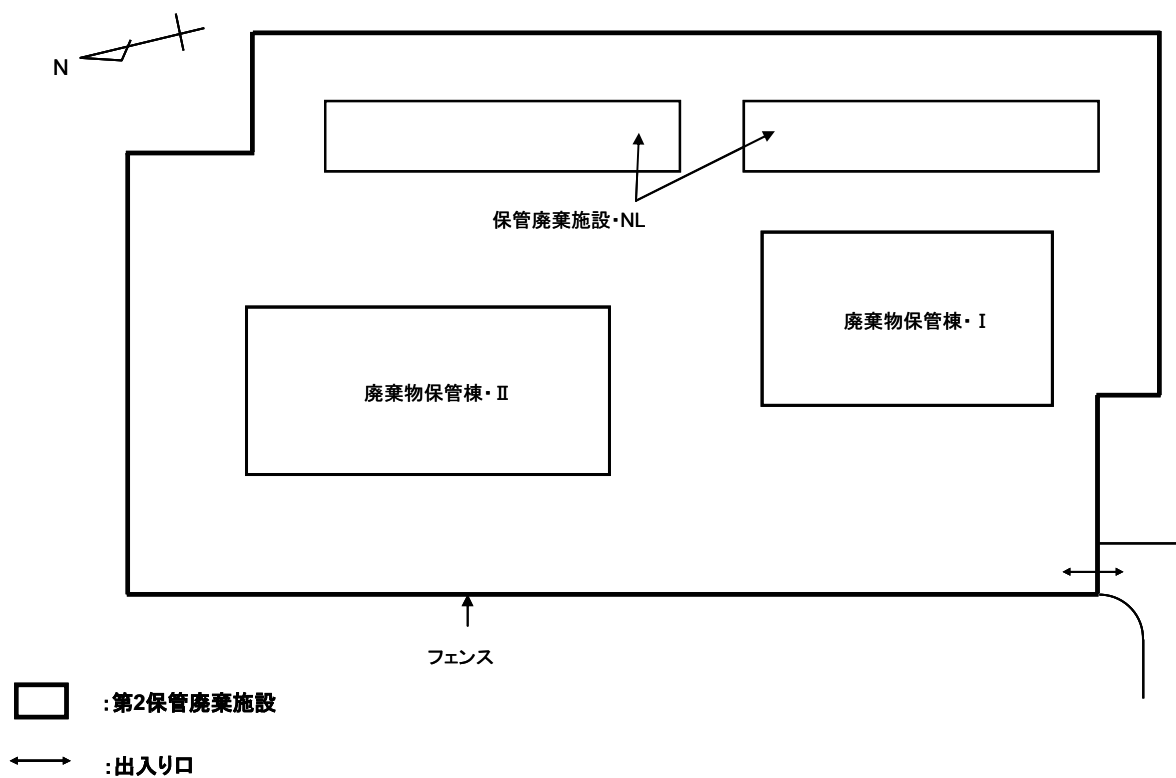


図6 第2保管廃棄施設の平面図

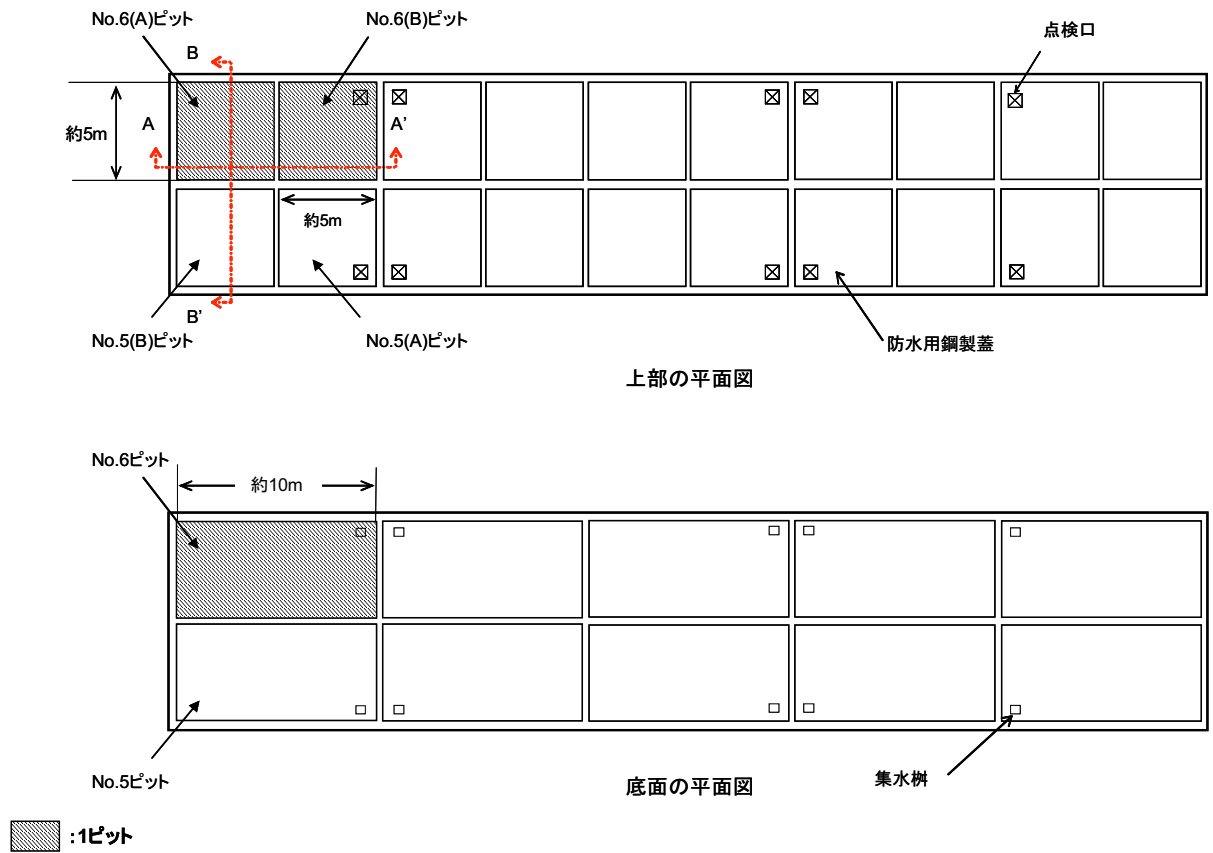


図7 保管廃棄施設・NLの平面図

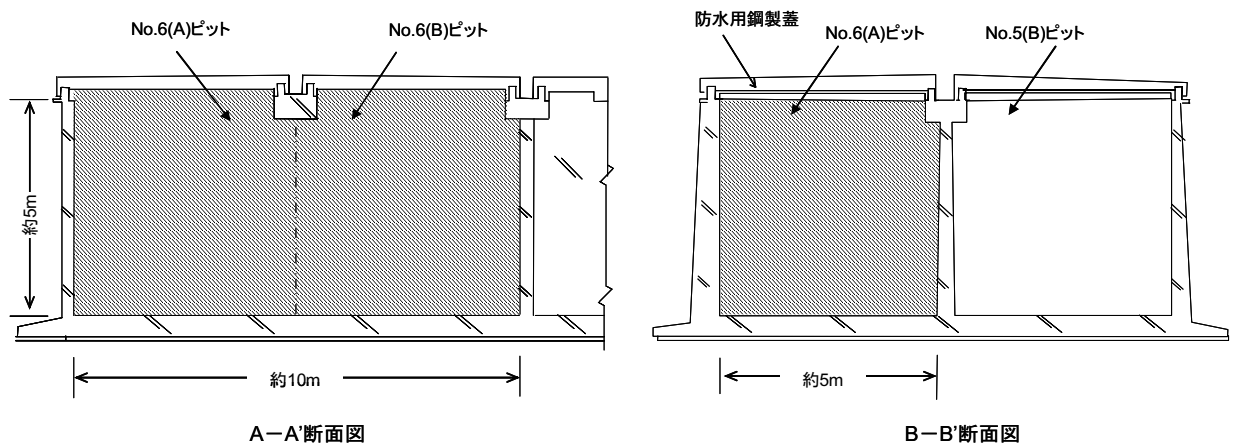


図8 保管廃棄施設・NLの断面図

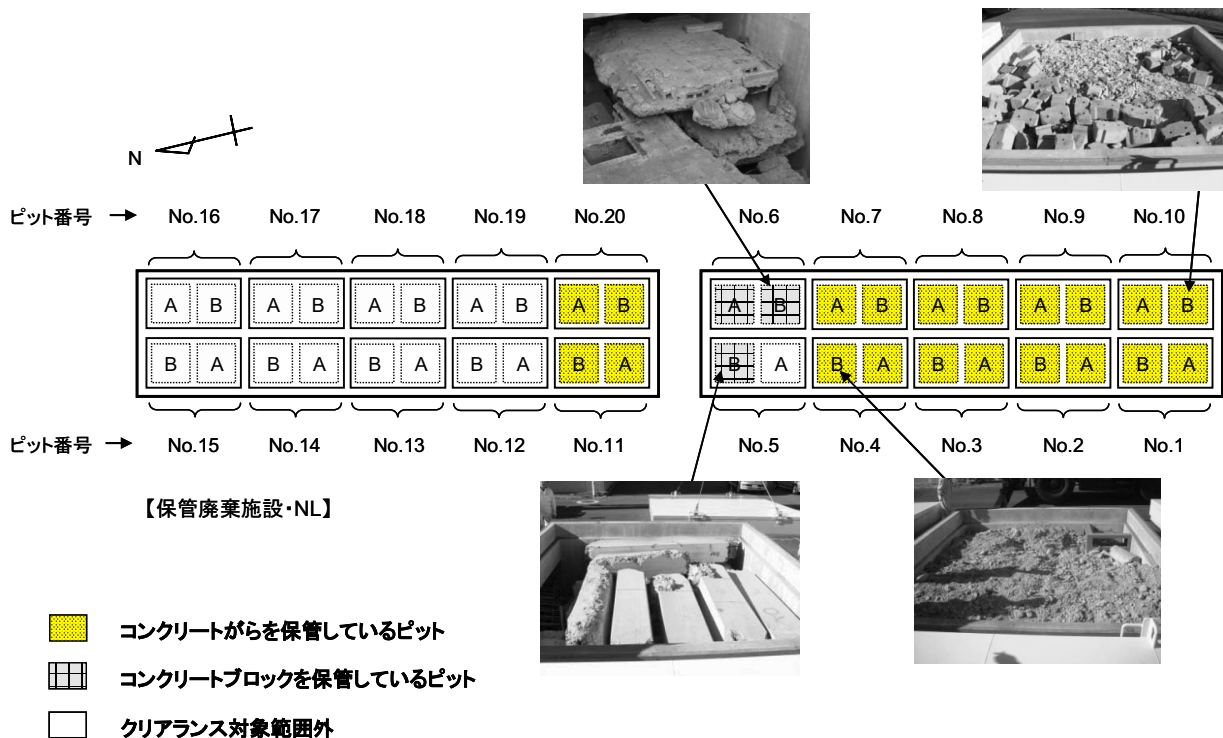


図9 コンクリート破片の保管場所及び保管状況

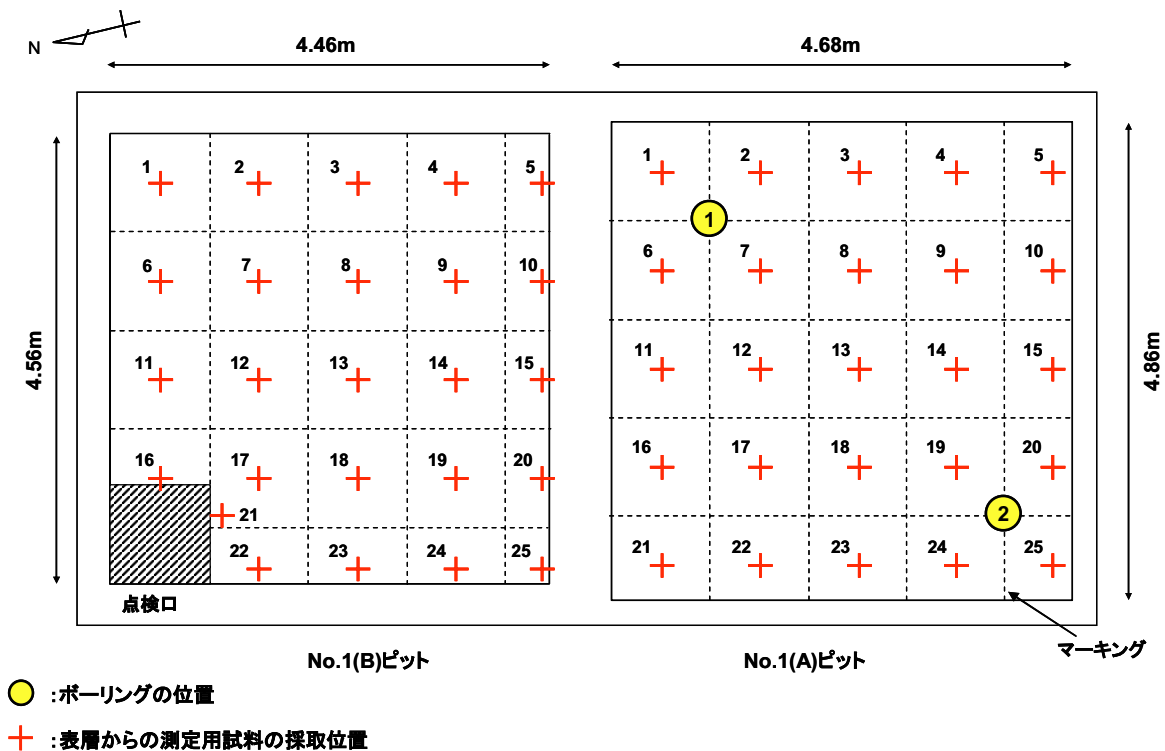


図10 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置 (No.1ピット)

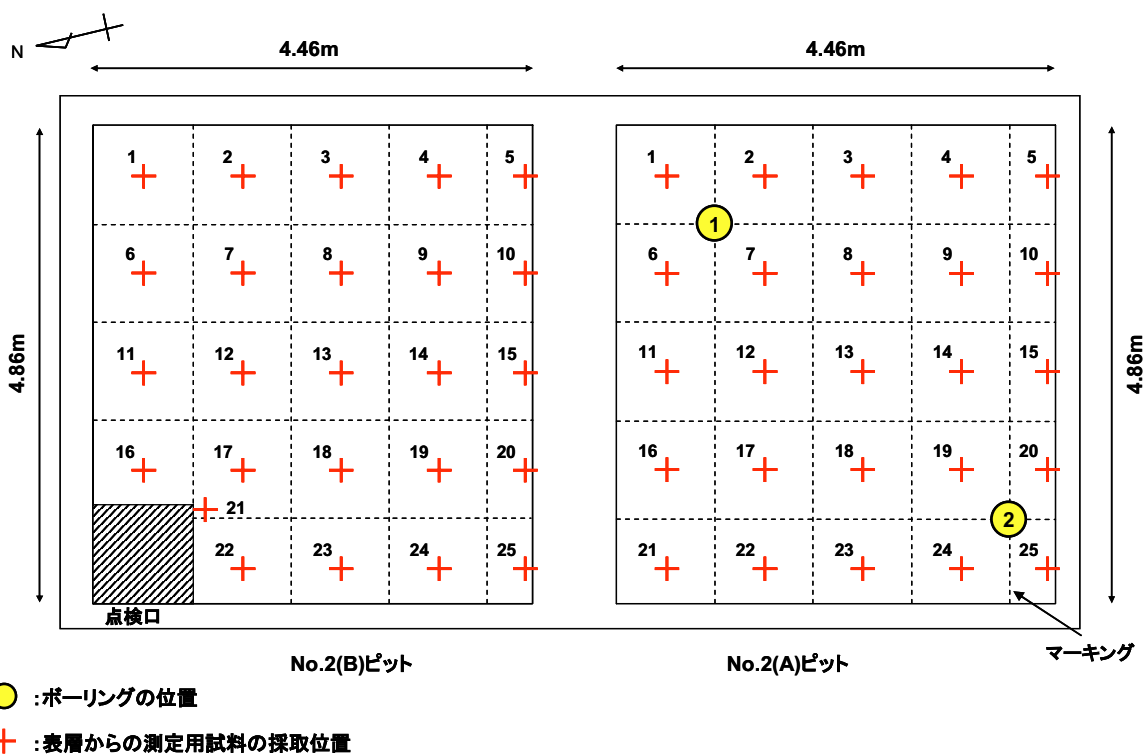


図11 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置 (No.2ピット)

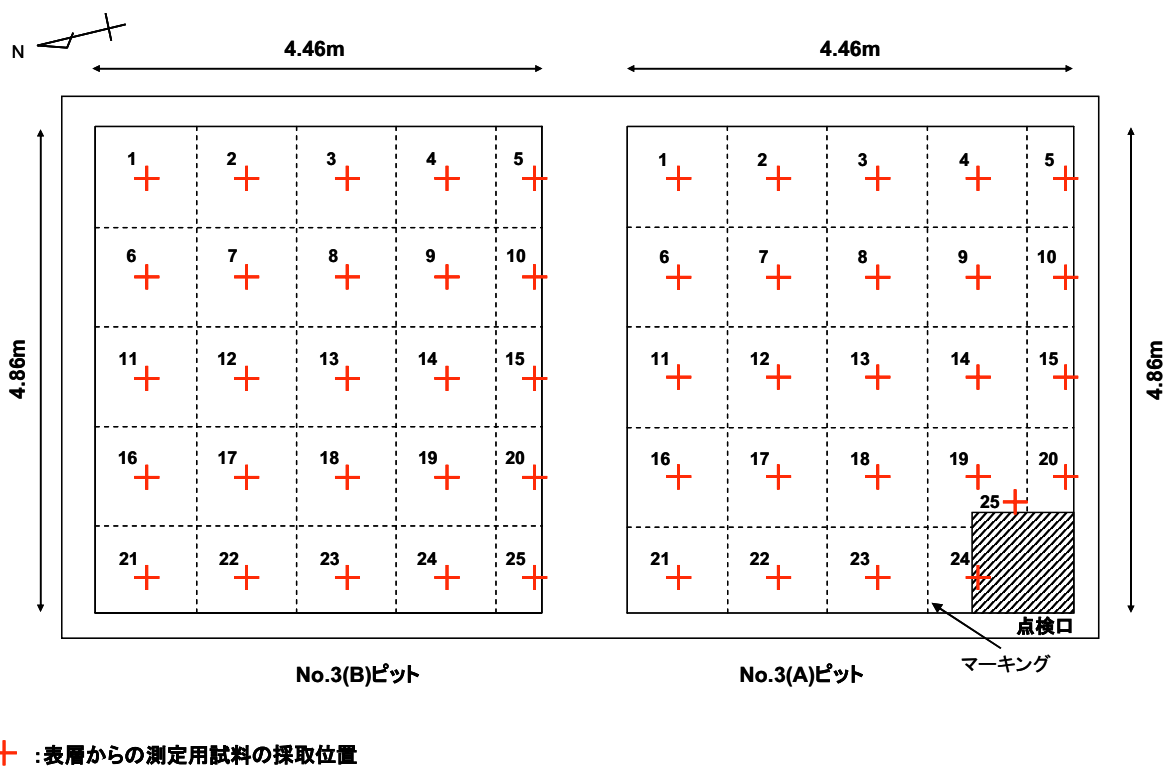


図12 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置 (No.3ピット)

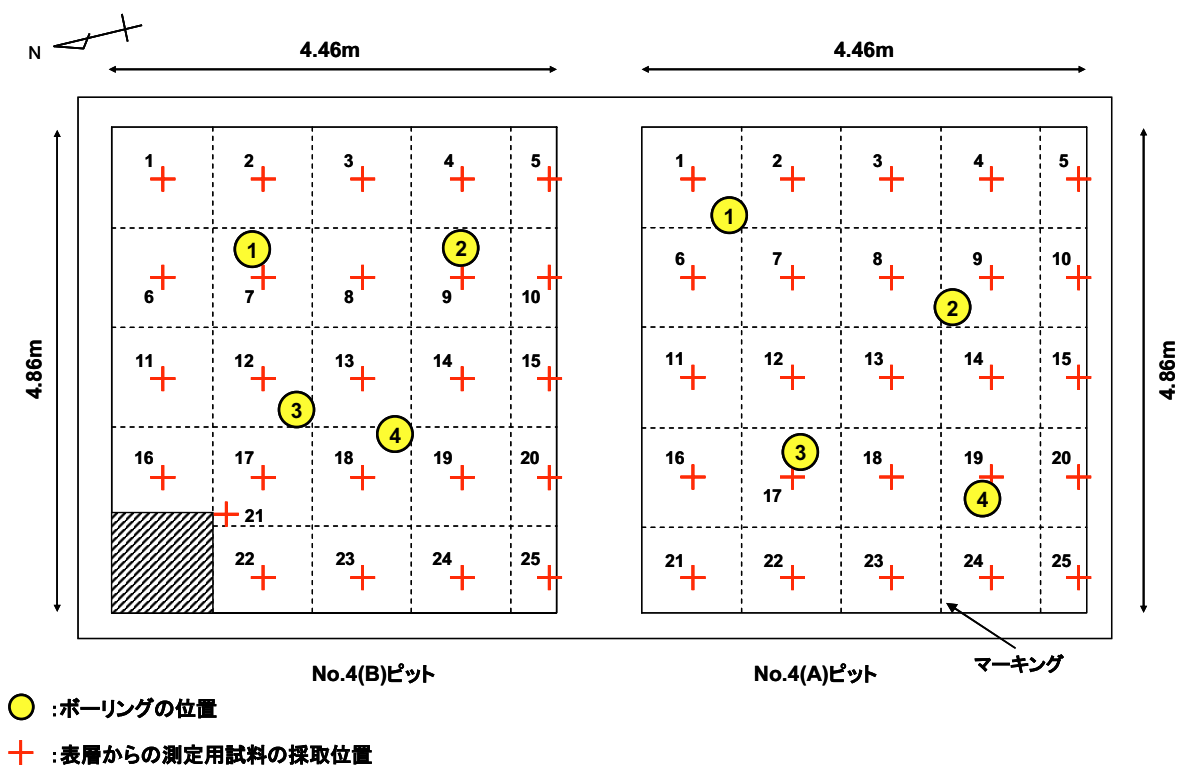


図13 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置 (No.4ピット)

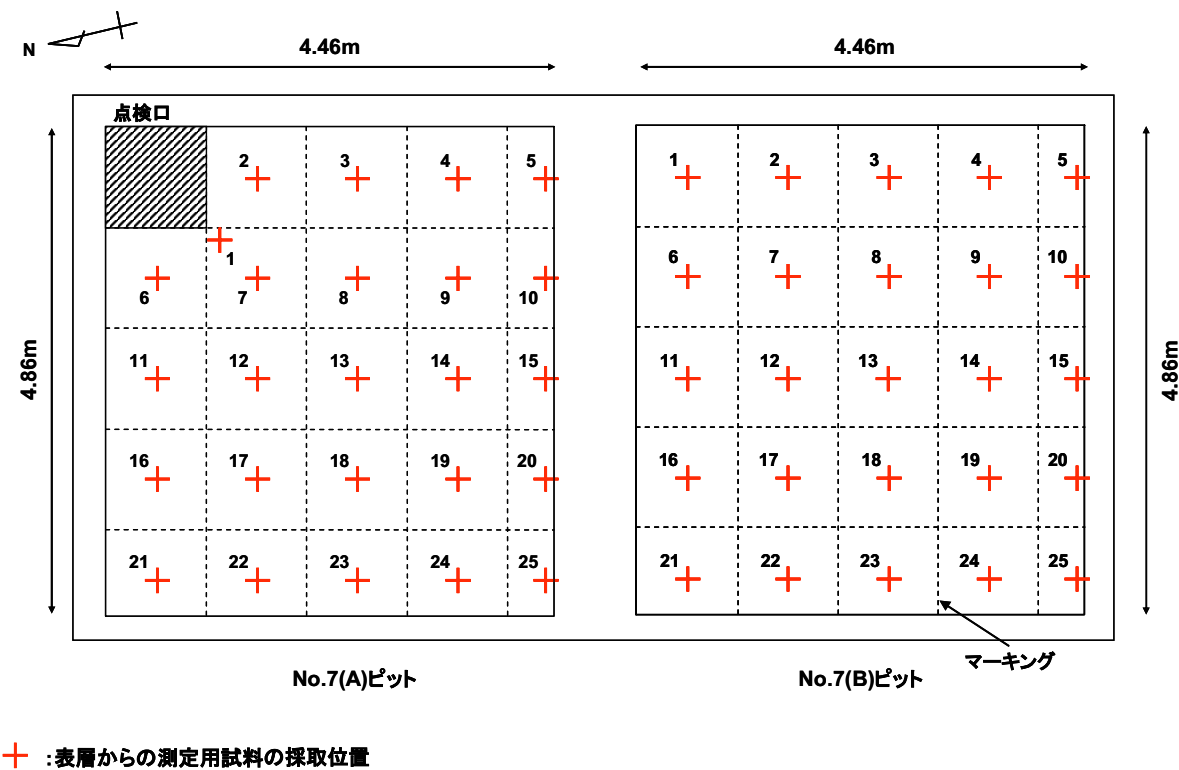
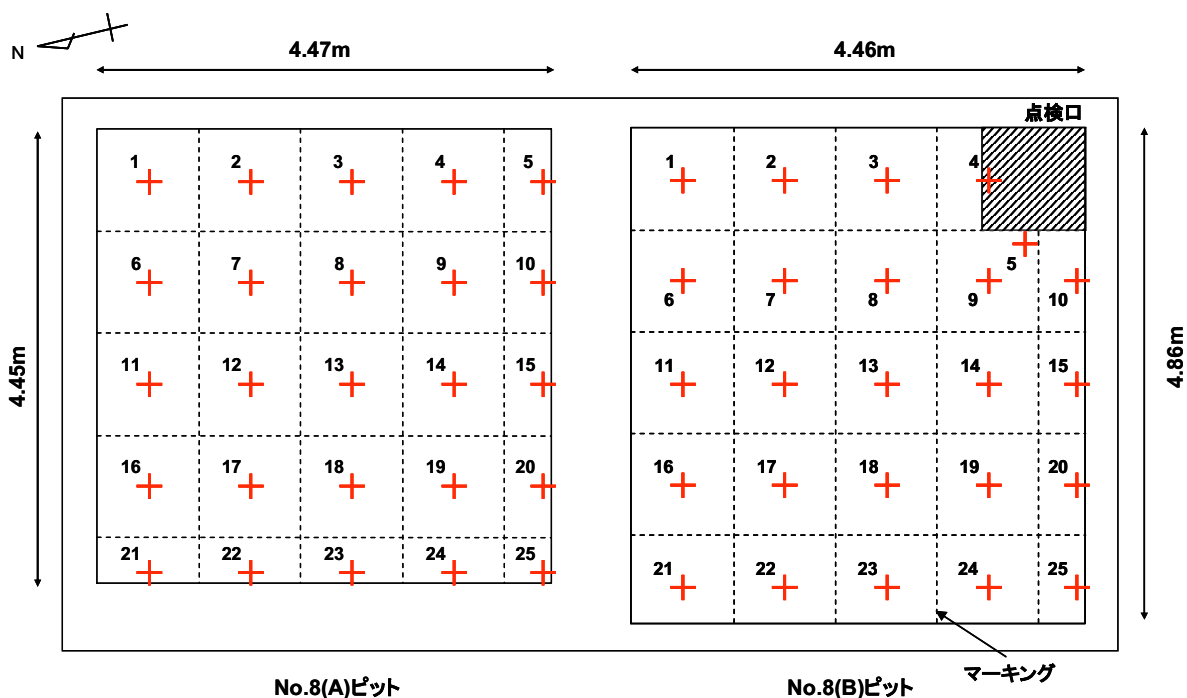
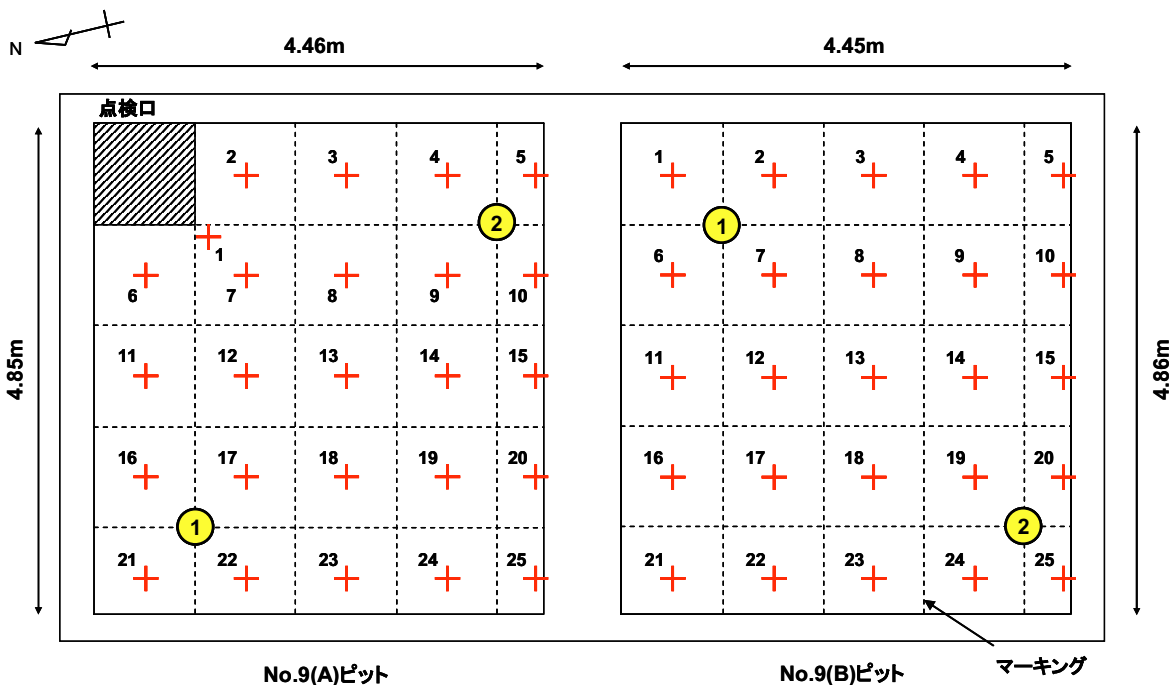


図14 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置 (No.7ピット)



+: 表層からの測定用試料の採取位置

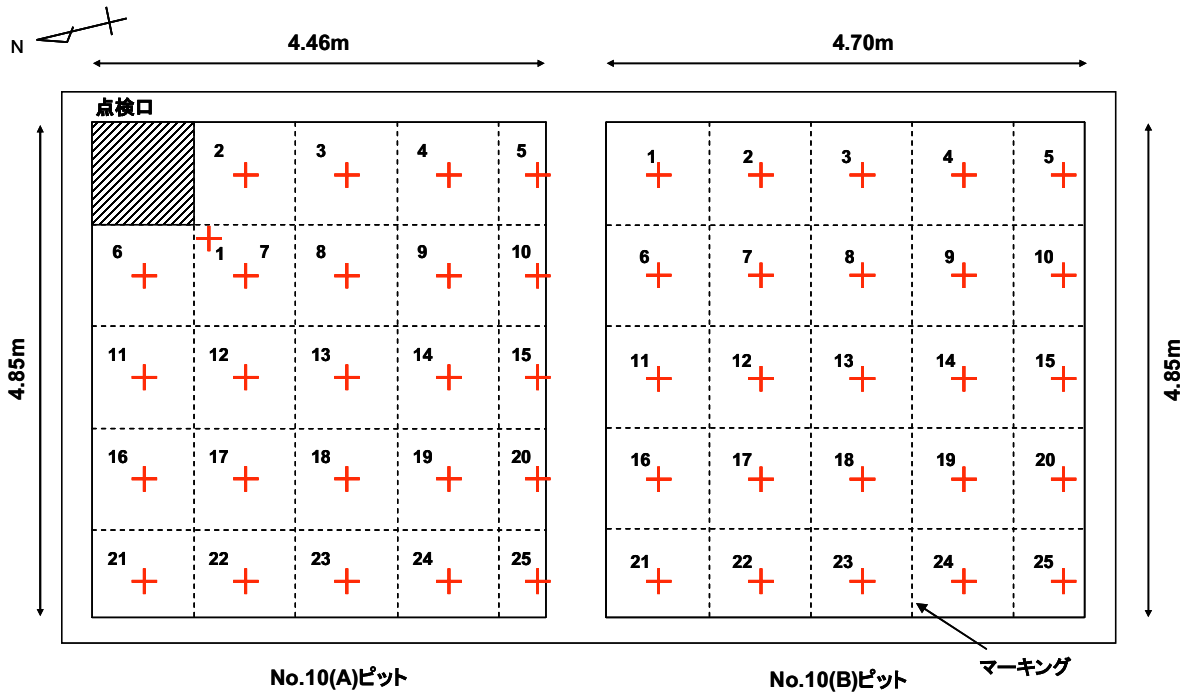
図15 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置 (No.8ピット)



● : ボーリングの位置

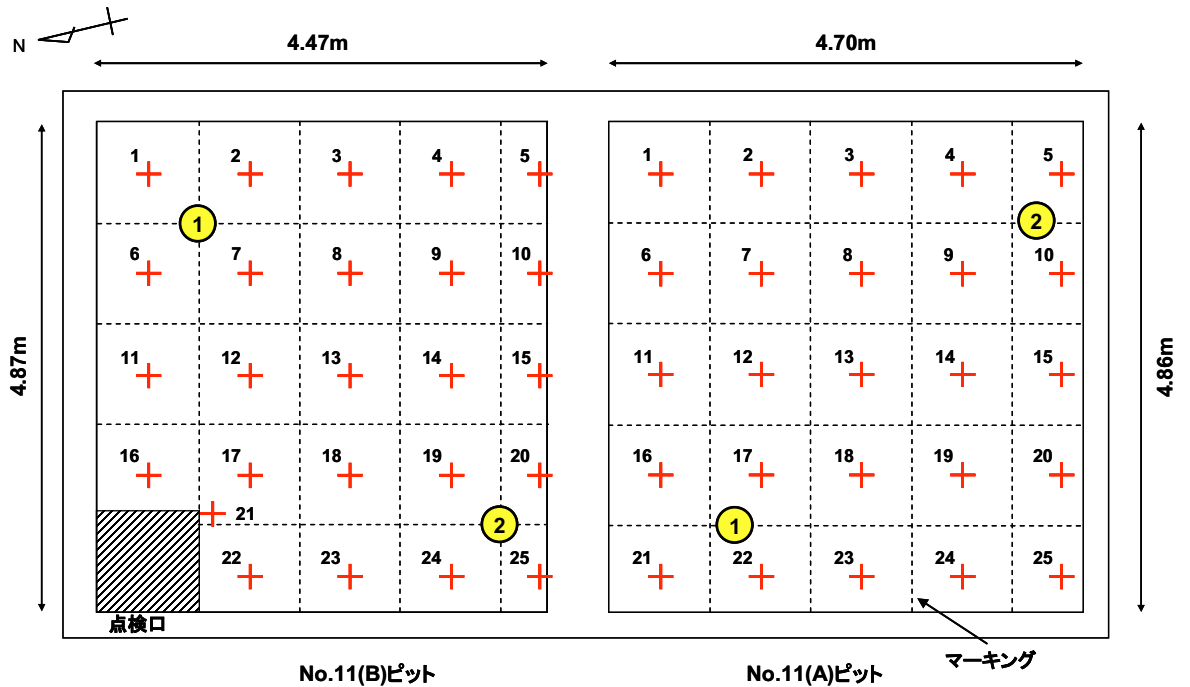
+: 表層からの測定用試料の採取位置

図16 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置 (No.9ピット)



+: 表層からの測定用試料の採取位置

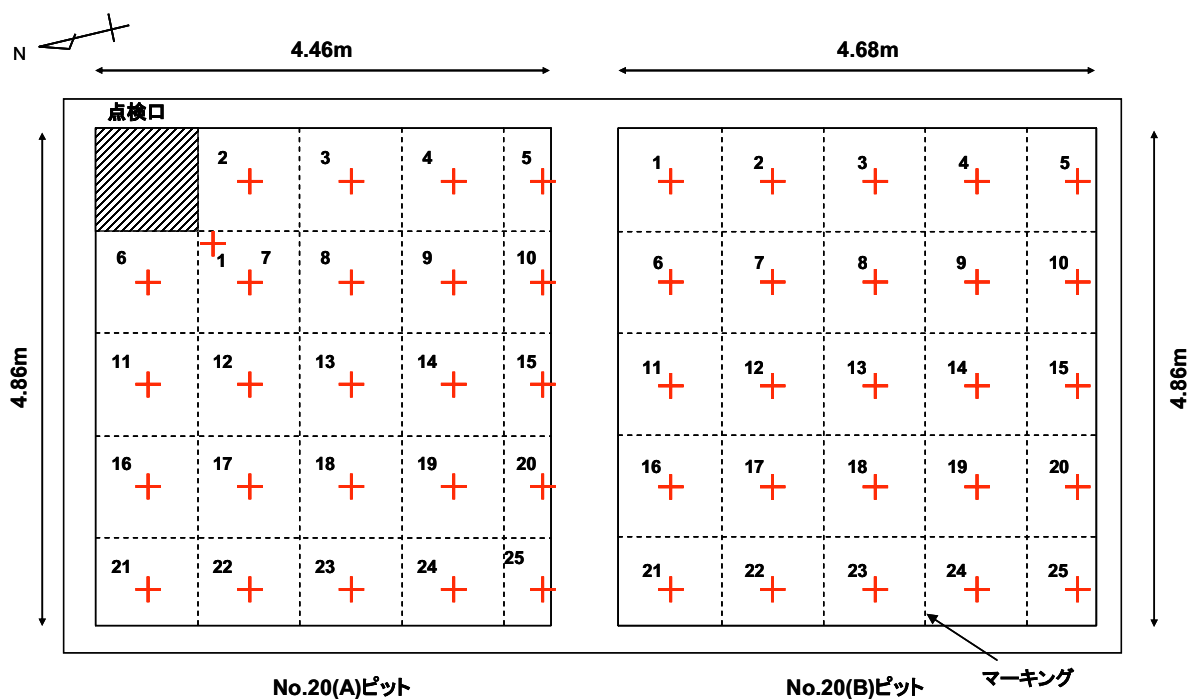
図17 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置(No.10ピット)



○: ボーリングの位置

+: 表層からの測定用試料の採取位置

図18 サンプル調査 I での測定用試料の採取位置及びボーリング調査でのボーリング位置(No.11ピット)



⊕ : 表層からの測定用試料の採取位置

図19 サンプリング調査 I での測定用試料の採取位置(No.20ピット)



(1)シャベルを用いた測定用試料の採取状況



(2)採取した測定用試料

図20 作業員による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料

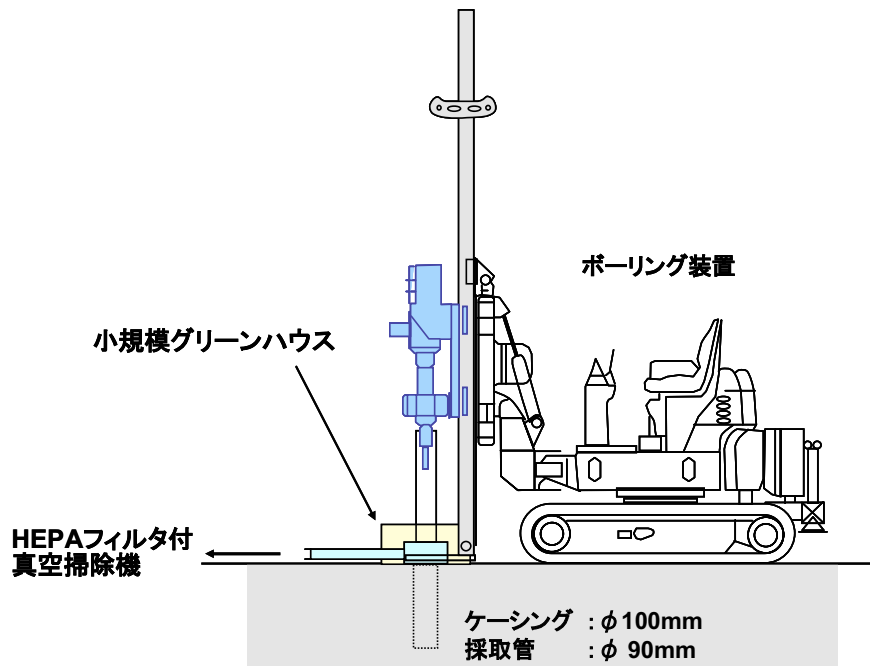


図21 コンクリートがらに対するボーリング調査の概念図

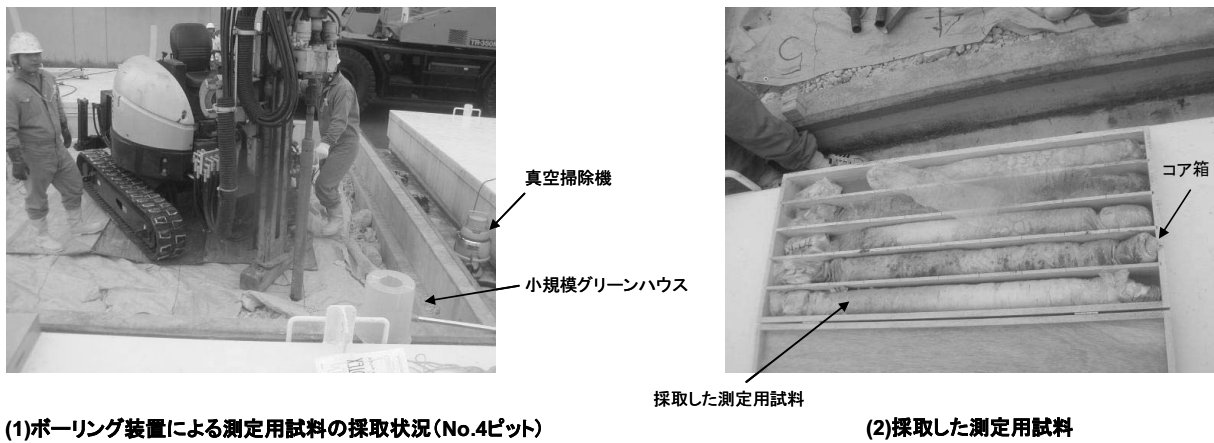


図22 ボーリング装置による測定用試料の採取状況と採取した測定用試料

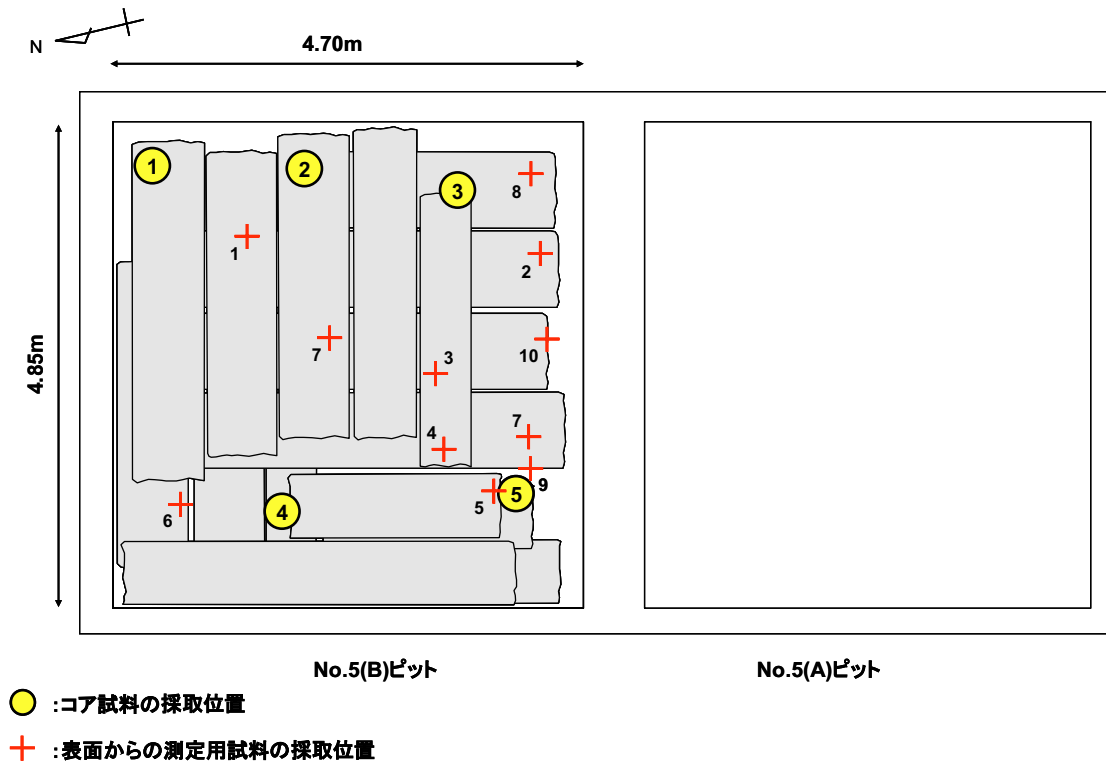


図23 サンプリング調査Ⅱでの測定用試料の採取位置及びコアボーリング調査でのコアボーリング位置(No.5ピット)

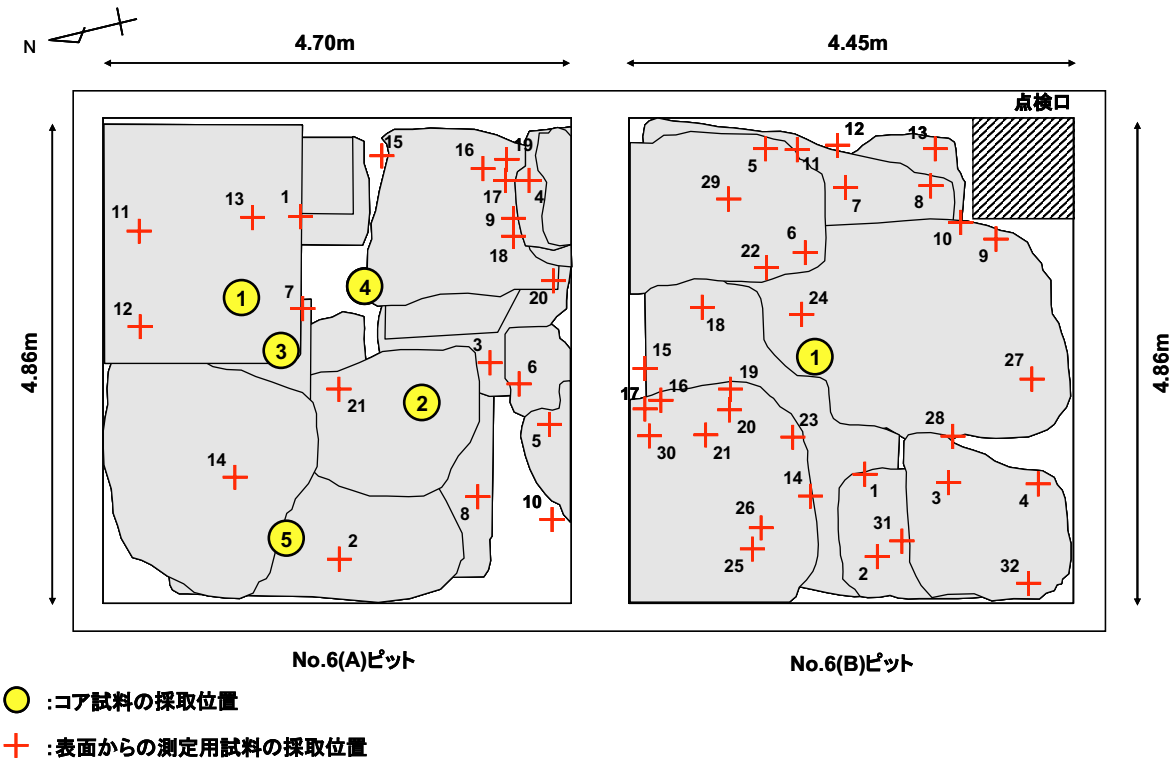
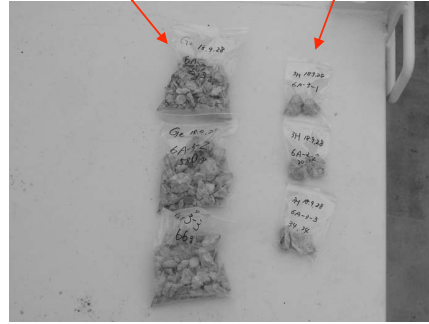


図24 サンプリング調査Ⅱでの測定用試料の採取位置及びコアボーリング調査でのコアボーリング位置(No.6ピット)



(1) γ 核種測定用試料の採取状況(No.6(A)ピット)

γ 核種測定用試料 ^3H 測定用試料



(3) 採取した測定用試料(6A-3)



(2) ^3H 測定用試料の採取状況(No.6(A)ピット)

図25 コンクリートブロックからの測定用試料の採取状況及び採取した測定用試料



(1) コアボーリング用グリーンハウス



(3) 採取したコア試料(6A-2-2)



(2) コアボーリング機によるコア試料の採取状況(No.6Aピット)



(4) 高速カッターによるコア試料の細断

図26 コンクリートブロックからのコア試料の採取及び加工状況

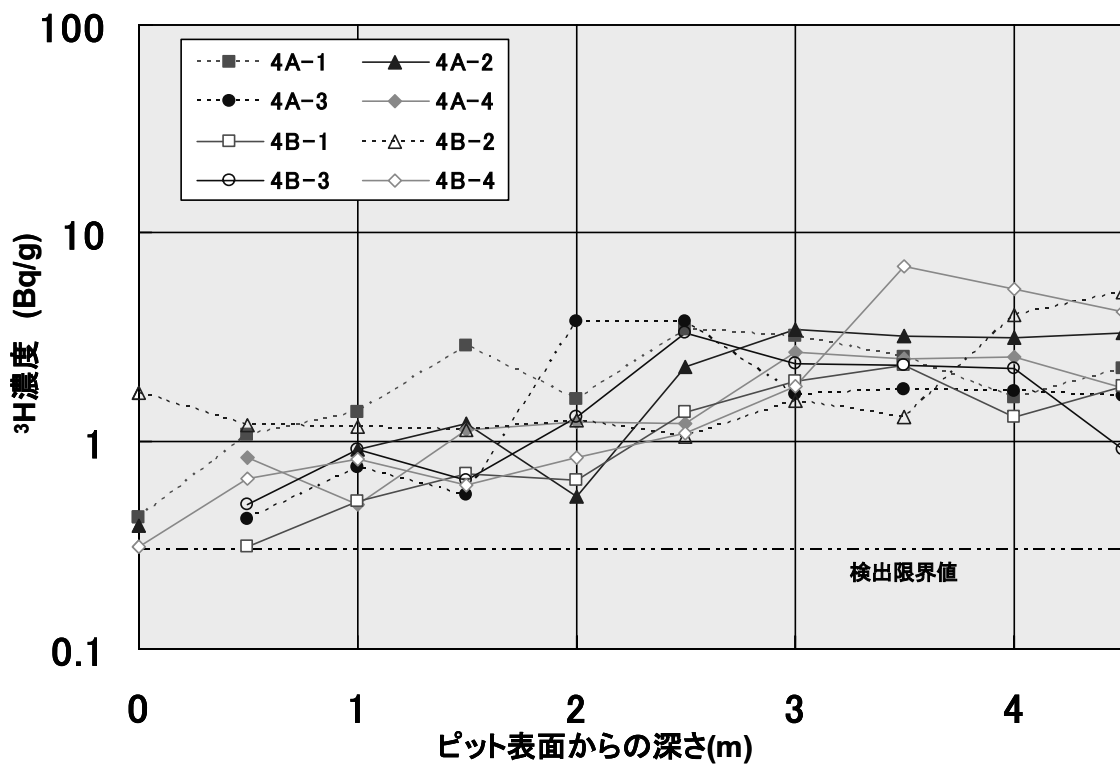


図27 No.4ピットにおける深さ方向の ^3H 濃度分布

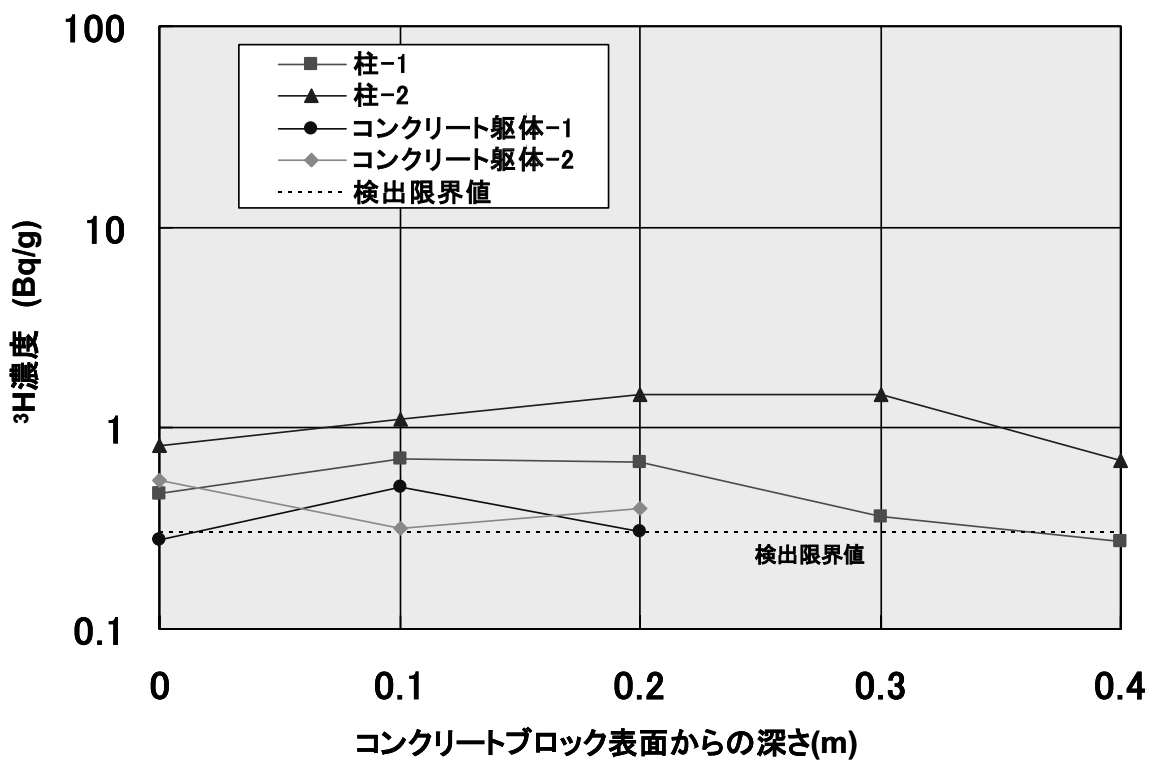


図28 コンクリートブロック内部の ^3H 濃度分布

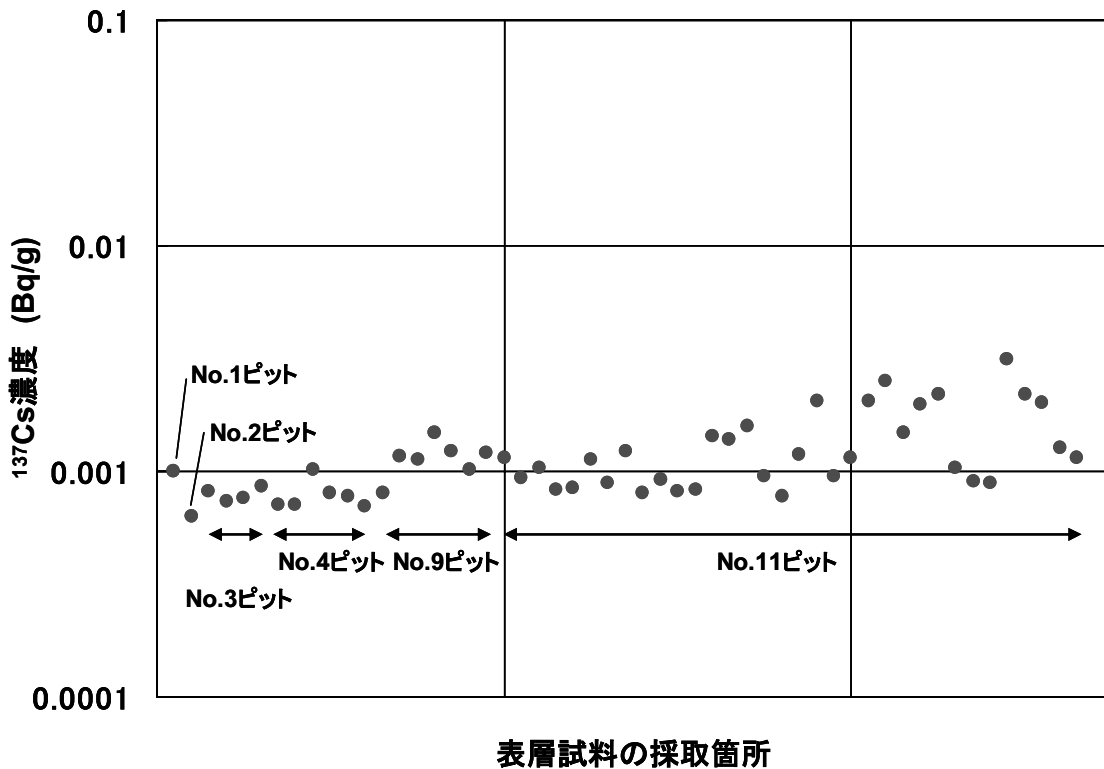


図29 ^{137}Cs が検出されたピットにおける表層の ^{137}Cs 濃度分布

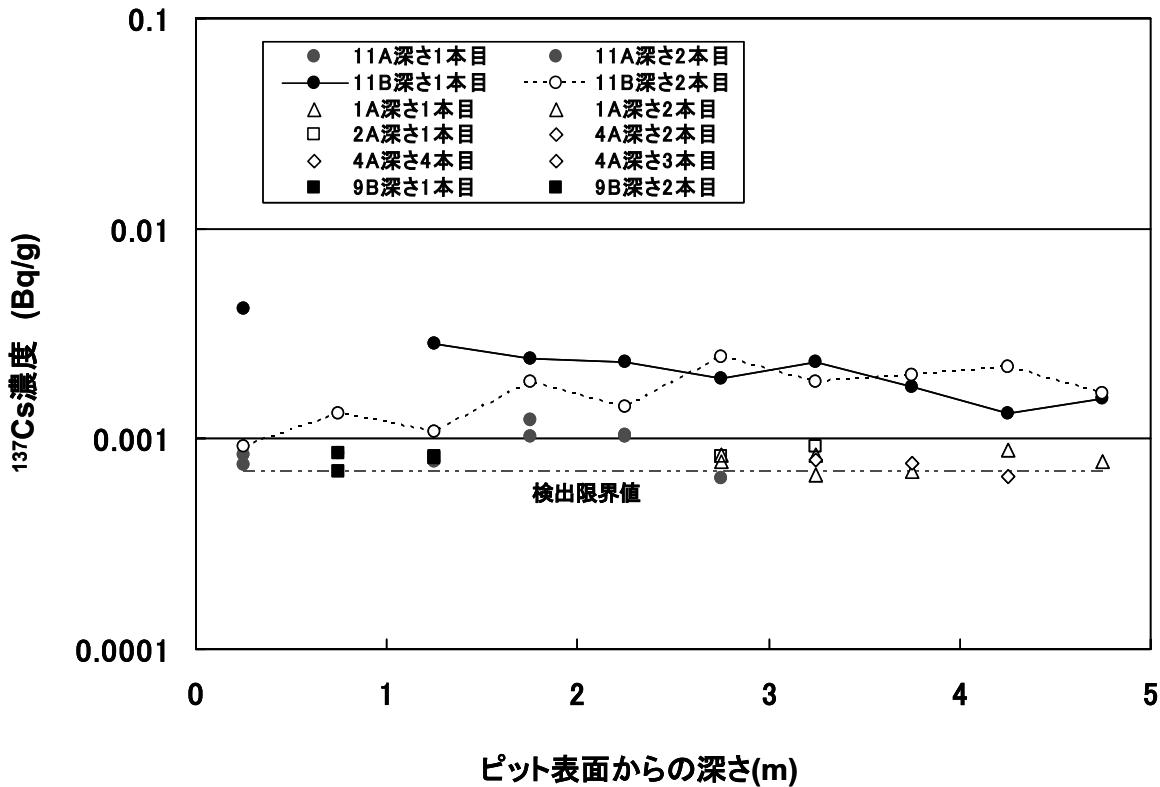


図30 ^{137}Cs が検出されたピットにおける深さ方向の ^{137}Cs 濃度分布

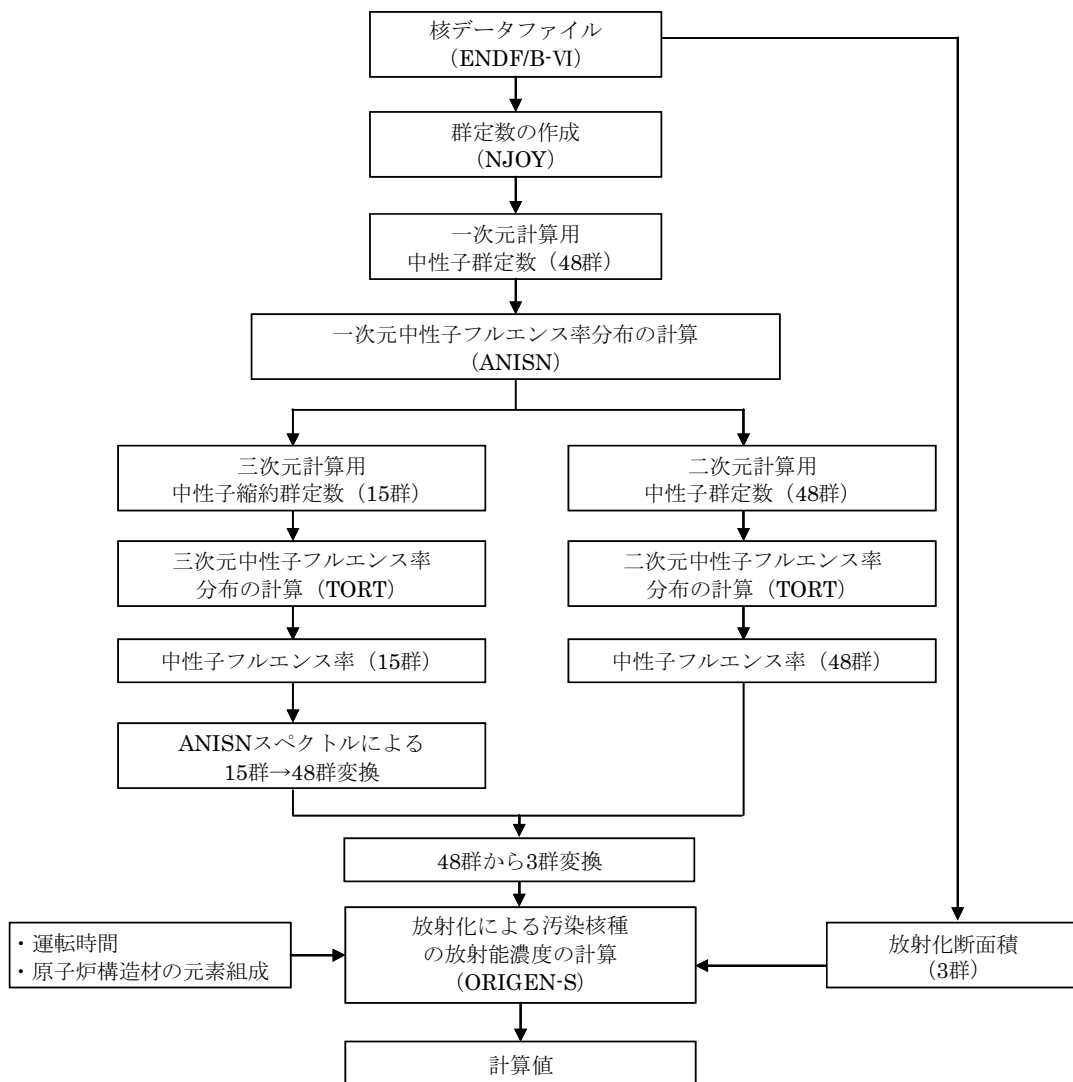


図31 コンクリート構造物の放射化により生成する核種の放射能濃度の計算手順

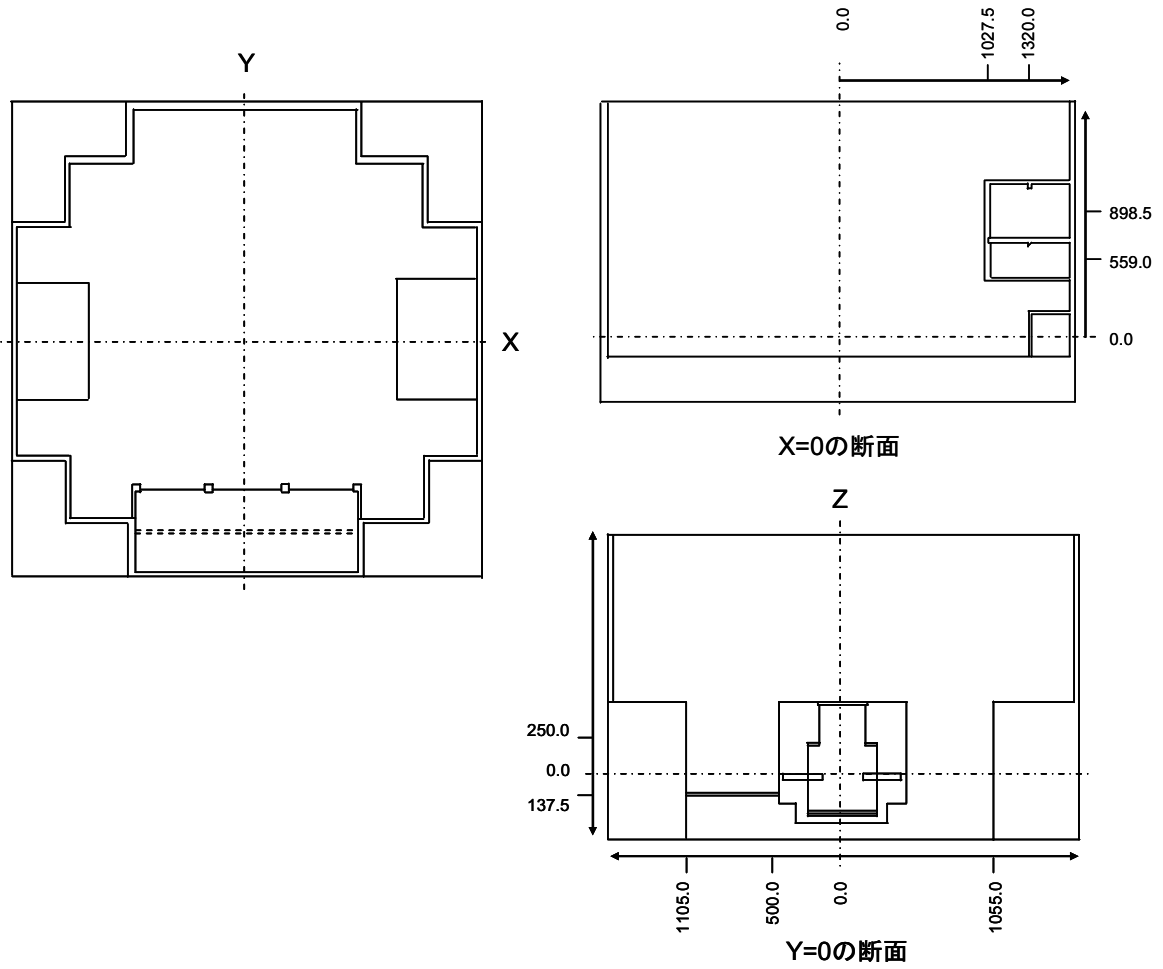
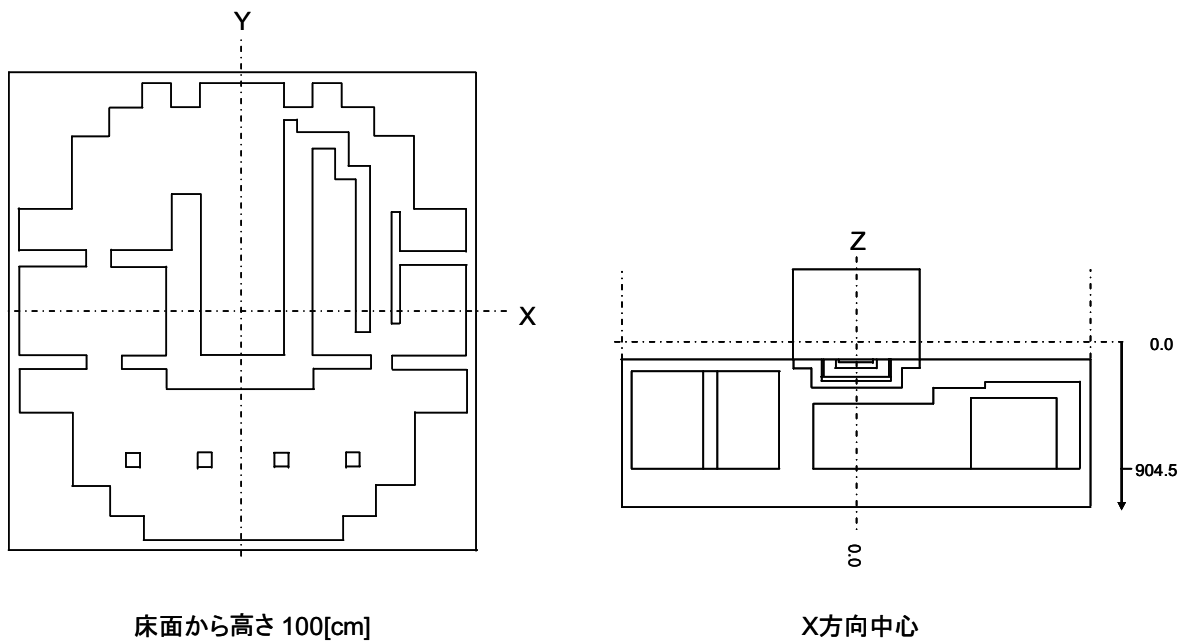


図32 原子炉建家地上の計算体系図



床面から高さ 100[cm]

X方向中心

図33 原子炉建家地階の計算体系図

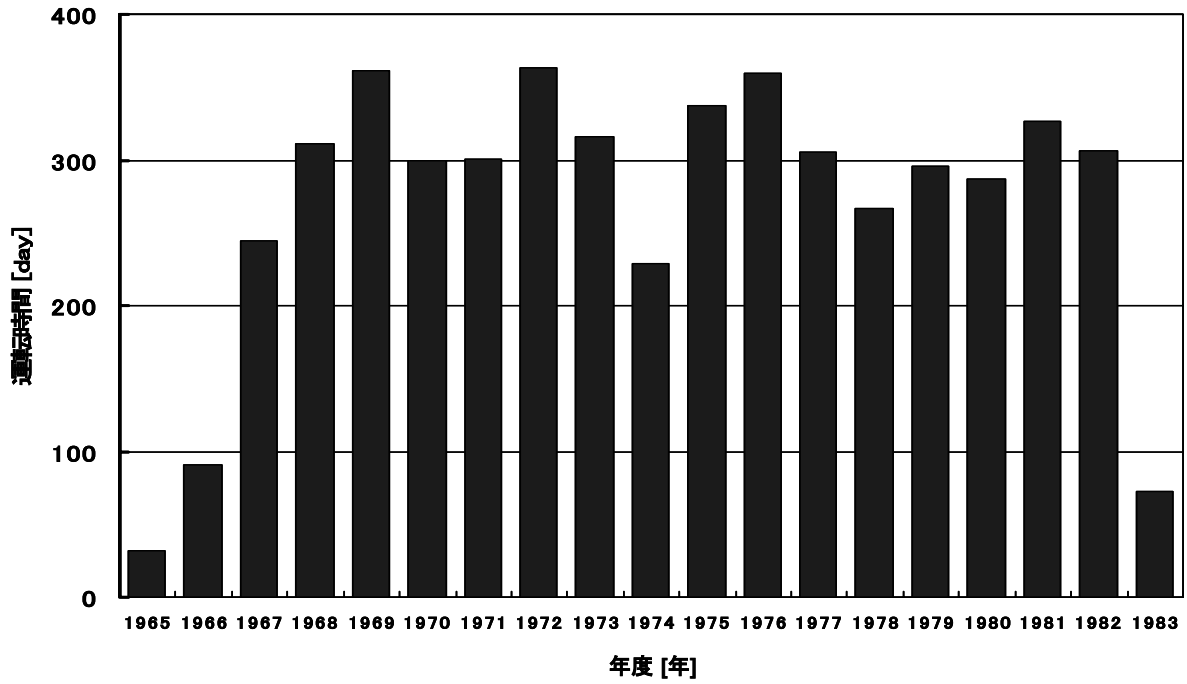


図34 年度毎のJRR-3の運転時間

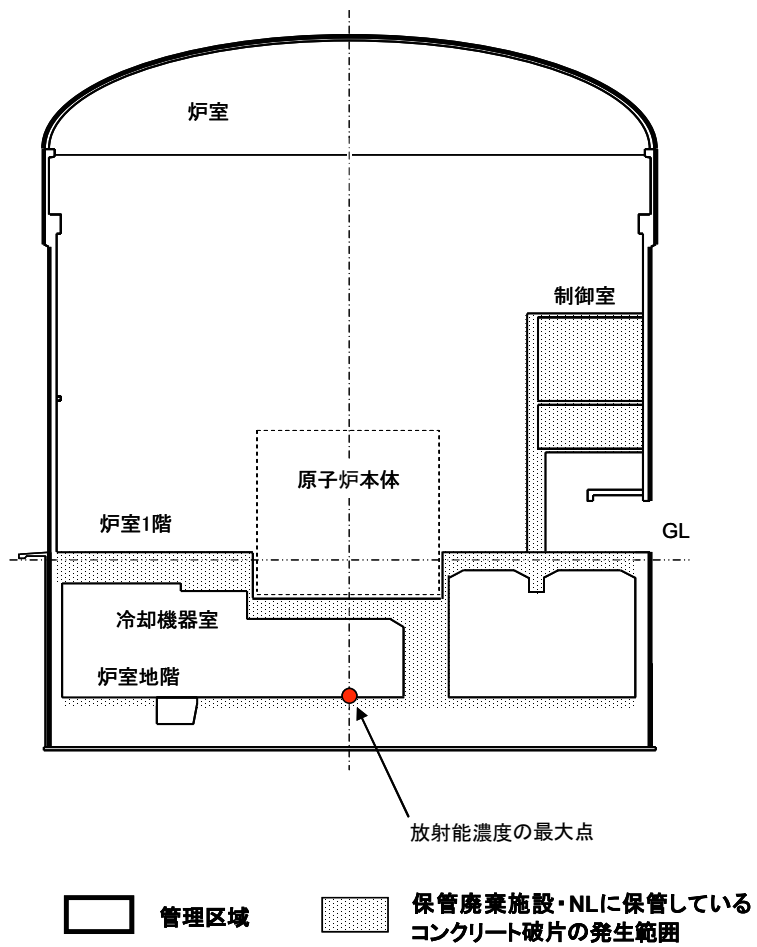


図35 放射化により生成する核種の放射能濃度の最大点

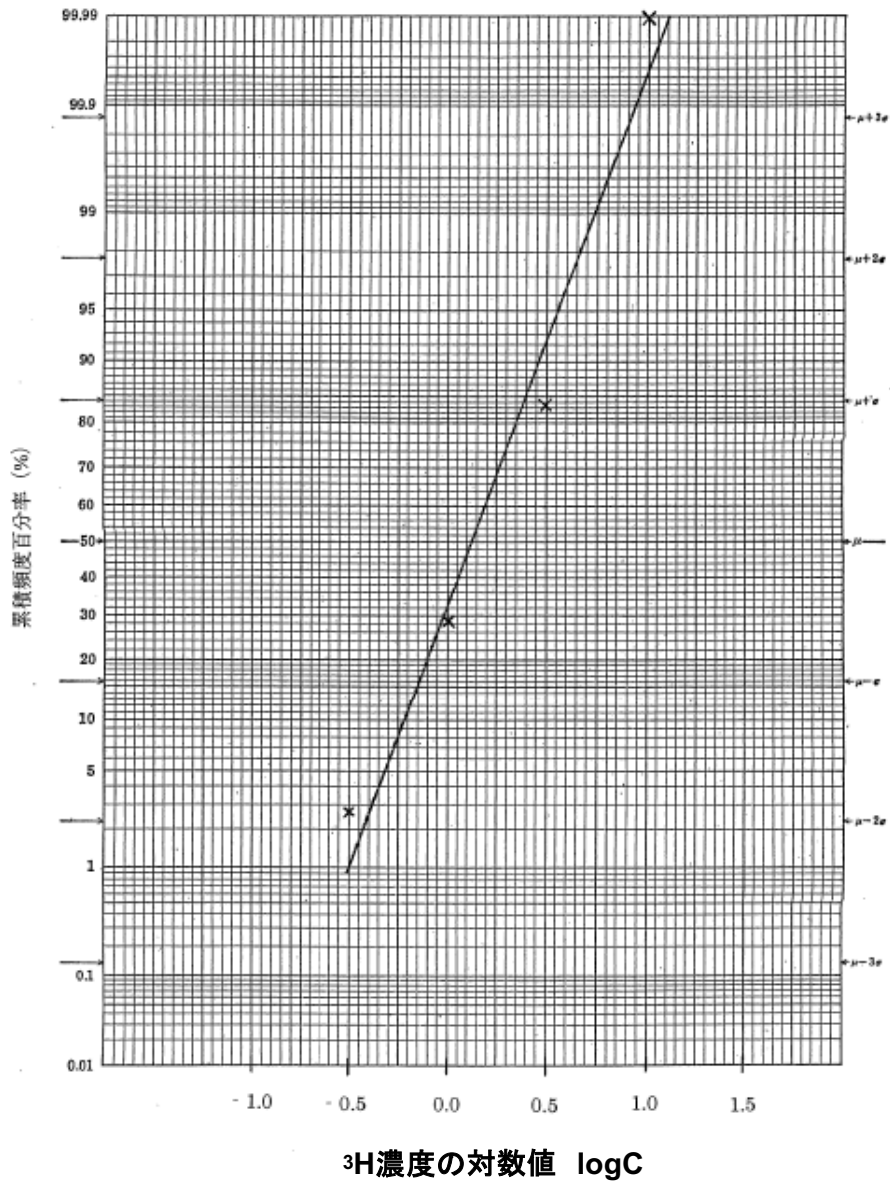


図36 No.4ピットにおける ^3H 濃度の対数分布

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 |
| 物質の量 | モル | mol |
| 光度 | カンデラ | cd |

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

| 組立量 | SI 基本単位 | |
|-------------------------|--------------|--------------------|
| | 名称 | 記号 |
| 面積 | 平方メートル | m ² |
| 体積 | 立法メートル | m ³ |
| 速度 | メートル毎秒 | m/s |
| 加速度 | メートル毎秒毎秒 | m/s ² |
| 波数 | 毎メートル | m ⁻¹ |
| 密度、質量密度 | キログラム毎立方メートル | kg/m ³ |
| 面積密度 | キログラム毎平方メートル | kg/m ² |
| 比体積 | 立方メートル毎キログラム | m ³ /kg |
| 電流密度 | アンペア毎平方メートル | A/m ² |
| 磁界の強さ | アンペア毎メートル | A/m |
| 質量濃度 ^(a) 、濃度 | モル毎立方メートル | mol/m ³ |
| 質量濃度 | キログラム毎立法メートル | kg/m ³ |
| 輝度 | カンデラ毎平方メートル | cd/m ² |
| 屈折率 ^(b) | (数字の) 1 | 1 |
| 比透磁率 ^(b) | (数字の) 1 | 1 |

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) とよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元 1 をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の 1 は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

| 組立量 | SI 組立単位 | | | |
|----------------------------|-----------------------|-------------------|----------------------|--|
| | 名称 | 記号 | 他のSI単位による表し方 | SI基本単位による表し方 |
| 平面角 | ラジアン ^(b) | rad | 1 ^(b) | m/m |
| 立体角 | ステラジアン ^(b) | sr ^(c) | 1 ^(b) | m ² /m ² |
| 周波数 | ヘルツ ^(d) | Hz | s ⁻¹ | s ⁻¹ |
| 力 | ニュートン | N | | m kg s ⁻² |
| 圧力、応力 | パスカル | Pa | N/m ² | m ⁻¹ kg s ⁻² |
| エネルギー、仕事、熱量 | ジュール | J | N m | m ² kg s ⁻² |
| 仕事率、工率、放射束 | ワット | W | J/s | m ² kg s ⁻³ |
| 電荷、電気量 | クーロン | C | | s A |
| 電位差 (電圧)、起電力 | ボルト | V | W/A | m ² kg s ⁻³ A ⁻¹ |
| 静電容量 | ファラド | F | C/V | m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ² |
| 電気抵抗 | オーム | Ω | V/A | m ² kg s ⁻³ A ⁻² |
| コンダクタンス | ジーメンズ | S | A/V | m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ² |
| 磁束 | ウエーバ | Wb | Vs | m ² kg s ⁻² A ⁻¹ |
| 磁束密度 | テスラ | T | Wb/m ² | kg s ⁻² A ⁻¹ |
| インダクタンス | ヘンリー | H | Wb/A | m ² kg s ⁻² A ⁻² |
| セルシウス温度 | セルシウス度 ^(e) | °C | | K |
| 光束流 | ルーメン | lm | cd sr ^(c) | cd |
| 放射線量 | ルクス | lx | lm/m ² | m ⁻² cd |
| 放射性核種の放射能 ^(f) | ベクレル ^(d) | Bq | s ⁻¹ | s ⁻¹ |
| 吸収線量、比エネルギー分与、カーマ | グレイ | Gy | J/kg | m ² s ⁻² |
| 線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量 | シーベルト ^(g) | Sv | J/kg | m ² s ⁻² |
| 酸素活性 | カタール | kat | | s ⁻¹ mol |

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で「radioactivity」と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70.205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

| 組立量 | SI 組立単位 | | |
|----------------|-------------------|-----------------------|--|
| | 名称 | 記号 | SI 基本単位による表し方 |
| 粘り度 | パスカル秒 | Pa s | m ⁻¹ kg s ⁻¹ |
| 力のモーメント | ニュートンメートル | N m | m ² kg s ⁻² |
| 表面張力 | ニュートン毎メートル | N/m | kg s ⁻² |
| 角速度 | ラジアン毎秒 | rad/s | m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹ |
| 角加速度 | ラジアン毎秒毎秒 | rad/s ² | m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻² |
| 熱流密度、放射照度 | ワット毎平方メートル | W/m ² | kg s ⁻³ |
| 熱容量、エントロピー | ジュール毎ケルビン | J/K | m ² kg s ⁻² K ⁻¹ |
| 比熱容量、比エントロピー | ジュール毎キログラム毎ケルビン | J/(kg K) | m ² s ⁻² K ⁻¹ |
| 比エネルギー | ジュール毎キログラム | J/kg | m ² s ⁻² |
| 熱伝導率 | ワット毎メートル毎ケルビン | W/(m K) | m kg s ⁻³ K ⁻¹ |
| 体積エネルギー | ジュール毎立方メートル | J/m ³ | m ⁻¹ kg s ⁻² |
| 電界の強さ | ボルト毎メートル | V/m | m kg s ⁻³ A ⁻¹ |
| 電荷密度 | クーロン毎立方メートル | C/m ³ | m ⁻³ s A |
| 表面電荷 | クーロン毎平方メートル | C/m ² | m ⁻² s A |
| 電束密度、電気変位 | クーロン毎平方メートル | C/m ² | m ⁻² s A |
| 誘電率 | ファラド毎メートル | F/m | m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ² |
| 透磁率 | ヘンリー毎メートル | H/m | m kg s ⁻² A ⁻² |
| モルエネルギー | ジュール毎モル | J/mol | m ² kg s ⁻² mol ⁻¹ |
| モルエントロピー、モル熱容量 | ジュール毎モル毎ケルビン | J/(mol K) | m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹ |
| 照射線量 (X線及びγ線) | クーロン毎キログラム | C/kg | kg ⁻¹ s A |
| 吸収線量率 | グレイ毎秒 | Gy/s | m ² s ⁻³ |
| 放射強度 | ワット毎ステラジアン | W/sr | m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³ |
| 放射輝度 | ワット毎平方メートル毎ステラジアン | W/(m ² sr) | m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³ |
| 酵素活性濃度 | カタール毎立方メートル | kat/m ³ | m ⁻³ s ⁻¹ mol |

表5. SI 接頭語

| 乗数 | 接頭語 | 記号 | 乗数 | 接頭語 | 記号 |
|------------------|-----|----|------------------|------|----|
| 10 ²⁴ | ヨタ | Y | 10 ¹ | デカ | d |
| 10 ²¹ | ゼタ | Z | 10 ² | ヘクタ | h |
| 10 ¹⁸ | エクサ | E | 10 ³ | ミリア | m |
| 10 ¹⁵ | ペタ | P | 10 ⁶ | マイクロ | μ |
| 10 ¹² | テラ | T | 10 ⁹ | ナノ | n |
| 10 ⁹ | ギガ | G | 10 ¹² | ピコ | p |
| 10 ⁶ | メガ | M | 10 ¹⁵ | フェムト | f |
| 10 ³ | キロ | k | 10 ¹⁸ | アト | a |
| 10 ² | ヘクト | h | 10 ²¹ | ゼプト | z |
| 10 ¹ | デカ | da | 10 ²⁴ | ヨクト | y |

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

| 名称 | 記号 | SI 単位による値 |
|-------|------|--|
| 分 | min | 1 min=60s |
| 時 | h | 1 h=60 min=3600 s |
| 日 | d | 1 d=24 h=86 400 s |
| 度 | ° | 1°=(π/180) rad |
| 分 | ' | 1'=(1/60)°=(π/10800) rad |
| 秒 | " | 1"=(1/60)'=(π/648000) rad |
| ヘクタール | ha | 1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ² |
| リットル | L, l | 1 L=11.1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³ |
| トン | t | 1 t=10 ³ kg |

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

| 名称 | 記号 | SI 単位で表される数値 |
|----------|----|---|
| 電子ボルト | eV | 1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J |
| ダルトン | Da | 1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg |
| 統一原子質量単位 | u | 1 u=1 Da |
| 天文単位 | ua | 1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m |

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

| 名称 | 記号 | SI 単位で表される数値 |
|-----------|------|--|
| バール | bar | 1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa |
| 水銀柱ミリメートル | mmHg | 1 mmHg=133.322 Pa |
| オングストローム | Å | 1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m |
| 海里 | M | 1 M=1852 m |
| バイン | b | 1 b=100 fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ² |
| ノット | kn | 1 kn=(1852/3600) m/s |
| ネーパ | Np | SI 単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。 |
| ベベル | 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 |
| ダイン | dyn | 1 dyn=10 ⁻⁵ N |
| ポアズ | P | 1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s |
| ストークス | St | 1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹ |
| スチルブ | sb | 1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻² |
| フォト | ph | 1 ph=1 cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx |
| ガリ | Gal | 1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻² |
| マクスウェル | Mx | 1 Mx=1 G cm ² =10 ⁸ Wb |
| ガウス | G | 1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T |
| エルステッド ^(c) | Oe | 1 Oe ≐ (10 ³ /4π) A m ⁻¹ |

(c) 3 元系の CGS 単位系と SI では直接比較できないため、等号「≐」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

| 名称 | 記号 | SI 単位で表される数値 |
|-----------|------|--|
| キュリー | Ci | 1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq |
| レントゲン | R | 1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg |
| ラド | rad | 1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy |
| レム | rem | 1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv |
| ガンマ | γ | 1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T |
| フェルミ | f | 1 f=エルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m |
| メートル系カラット | | 1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg |
| トル | Torr | 1 Torr=(101 325/760) Pa |
| 標準大気圧 | atm | 1 atm=101 325 Pa |
| カロリ | cal | 1 cal=4.1868 J (「15°C」カロリ)、4.1868 J (「IT」カロリ)、4.184 J (「熱化学」カロリ) |
| マイクロン | μ | 1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m |

