



臨界事故終息作業時の線量管理方法の考察

A Study on Dose Control for JCO Criticality Accident Termination

金盛 正至 田中 憲一 高田 純

Masashi KANAMORI, Kenichi TANAKA and Jun TAKADA

原子力緊急時支援・研修センター

Nuclear Emergency Assistance and Training Center

August 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

臨界事故終息作業時の線量管理方法の考察

日本原子力研究開発機構
原子力緊急時支援・研修センター
金盛 正至
田中 憲一^{*1}、高田 純^{*1}

(2009年6月8日受理)

1999年9月、東海村のJCO臨界事故の終息作業を行うに当たり、事前に中性子線とガンマ線の測定を行い、作業計画を立案したが、作業の結果作業員の線量は、沈殿槽近傍で事前評価の約50倍程度となった。本報告書では、始めに、事前評価が約50分の1の評価となった原因を探り、その原因に対する考察を行った。さらに、同様な臨界事故が発生した場合の、放射線の事前評価方法について報告する。

臨界事故時の線量測定に当たっては、レムカウンタによる測定など、手法は妥当なものであった。しかし、臨界発生地点と測定地点の間に、コンクリート等水分を含む建材を使用した建物・構造物がある場合、中性子線・ガンマ線は、遮蔽あるいは散乱しその比率も変化する。特に、距離が100m程度以上の遠距離データの取り扱いには注意を要する。臨界事故時には、100mより遠い地点の線量測定値に依存した予測を行ったため、臨界事故地点近傍の線量予測が低い値となった。本報では、臨界発生場所から、建築物等による、遮蔽・散乱の殆どない40m程度から100m程度までの近距離の測定結果を基礎に線量を評価した。その結果、測定値として20mSv/hから、3mSv/h程度まで、3~4点測定値を用い、60~80%程度の精度で作業員の線量を事前に予測することができることがわかった。

臨界事故の終息作業のような、中性子線の高い線量場（作業員が場合によっては100mSv程度の線量を想定）における作業においては、線量予測等のための線量の目安は、①作業員の年間線量限度、②作業員の当該作業以外の線量、③測定誤差、の3点を考慮し、年間20mSvの2分の1の10mSv程度とすることにより、安全裕度を持って作業できるものと考えられる。

A Study on Dose Control for JCO Criticality Accident Termination

Masashi KANAMORI, Kenichi TANAKA^{*1} and Jun TAKADA^{*1}

Nuclear Emergency Assistance and Training Center
Japan Atomic Energy Agency
Hitachinaka-shi, Ibaraki-ken

(Received June 8, 2009)

In September 1999, in Tokai-mura during the termination operation of the JCO criticality accident, gamma and neutron radiation were measured. The doses of the workers in the vicinity of the sedimentation tank were about 50 times larger than pre-estimation. In this report, the reason why the doses of the workers were 50 times larger than pre-estimation was investigated and considerations for the cause was made. Furthermore, an appropriate assessment method of the radiation in the case of a similar accident was considered.

In the criticality accident, the measurements by the Rem-counter were valid. However, there had been existed the scattering and shielding of gamma ray neutron by the building materials including cement and water etc. In particular, data of a distance of over 100m should be carefully examined. So the pre-estimation dose was basically based on the data over 100m distant point, the estimated value showed low dose. In this report, re-assessment of the dose based on the data from 40m to 100m range. As a result, as measured from 20mSv / h to 3 mSv / h data are used which correspond to about three to four points. The re-assessment revealed that the assessment correspond to the measured dose within 60 to 80 percent accuracy.

Under a high neutron dose field(the workers dose estimated around 100mSv), in order to estimate the dose of the workers, ① annual dose limit, ② dose exposed from other work , ③ measurement error, have to be considered. Considering the above three points, 10mSv (half of the annual dose limit 20mSv) thought to be appropriate tentative dose level for the dose estimation itself.

Keywords: JCO, Criticality Accident, Dose Limit, Neutron Measurement, High Radiation

*1: School of Medicine, Sapporo Medical University

目 次

1. はじめに	1
2. 臨界事故の状況の概要	2
3. 作業計画段階における放射線防護の検討	3
4. 作業計画と測定結果に基づく線量の管理	5
5. 中性子線・ガンマ線の測定器等	7
6. 線量測定に関する考察	9
7. まとめ	12
謝辞	14
参考文献	14

Contents

1. Preface	1
2. Overview of the JOC criticality accident	2
3. Consideration in the planning phase of the radiation protection work	3
4. Management of the dose based on measurement results and work plan	5
5. Gamma and neutron measurement	7
6. Consideration concerning radiation dosimetry	9
7. Conclusion	12
Acknowledgments	14
References	14

表リスト

表 1 1999.10.01 冷却水抜き取り作業マイドーズ測定結果

図リスト

図 1 JCO 敷地図面
 図 2 沈殿槽断面図
 図 3 JCO 敷地外測定点
 図 4 線量測定地点と南・西方向の中性子線量
 図 5 第一回中性子・ガンマ線測定点・測定結果
 図 6 中性子線プロット原図
 図 7 線量測定結果参考原図
 図 8 中性子・ガンマ線追加測定点・測定結果
 図 9 レムカウンタのエネルギー特性図
 図 10 PDM313(上)PDM112(下)特性図
 図 11 転換棟内配置図
 図 12 転換棟内沈殿槽モデル化図
 図 13 JCO 敷地内で散乱・遮蔽を考慮すべき建物
 図 14 中性子線測定 3 点による線量再評価
 図 15 ガンマ線測定 4 点による線量再評価
 図 16 水抜き終了後の冷却塔周辺
 図 17 沈殿槽近傍 MCNP 計算地点・計算値

List of Table

Table 1 Mydose measured cooling water sampling work on 1999.10.01

List of Figures

Figure 1 JCO site drawings
 Figure 2 Cross section sedimentation tank
 Figure 3 JCO off-site measurements points
 Figure 4 South and West in the direction of neutron dose and dose measurement point
 Figure 5 The first stage measurement results of gamma ray and neutron
 Figure 6 Original neutron measurement plots
 Figure 7 Original reference dosimetry results
 Figure 8 The second measurement results of gamma ray and neutron
 Figure 9 Energy characteristics of the Remcounter
 Figure 10 PDM313 (above) PDM112 (below) characteristics
 Figure 11 Layout of the conversion building
 Figure 12 The modeled in the sedimentation tank and conversion building
 Figure 13 Buildings important for considerations on scattering and shielding
 Figure 14 Neutron dose re-evaluation by 3 measured points
 Figure 15 Gamma dose re-evaluation by 4 measured points
 Figure 16 Cooling towers near the conversion building
 Figure 17 MCNP calculation points near the sedimentation tank

1. はじめに

今後もんじゅの再稼働や六ヶ所村の再処理施設の稼働が予定されており、核燃料製造時の臨界事故対策は急務である。残念ながら 1999 年の東海村臨界事故時の線量管理の検証から、今後の対策として必ずしも十分に教訓が引き出されていなかった。

臨界事故時には、終息作業を行うに当たり、事前に中性子線とガンマ線の測定を行い、作業計画を立案したが、作業の結果、作業員の個人線量は、線量予測の 50 倍程度となった。本報告書では、事前評価が約 50 分の 1 の評価となった原因を探り、遮蔽・散乱等の影響の少ない近距離における線量測定値を基礎に、作業員の個人線量の再評価を行うとともに、同様な臨界事故の場合の事故終息作業における望ましい線量管理方法を検討することを目的とした。

2. 臨界事故の状況の概要

JCO 臨界事故は、1999 年 9 月 30 日 JCO が再転換を行う転換試験棟において発生した。詳細は文献 1、2、5 を参照されたいが、以下本報告に関連する沈殿槽の作業等の事項を簡潔に記す。

転換試験棟は、図 1 に示すように JCO の東海事業所内の正門から、敷地内に約 300m 入った部分にある。転換試験棟の南西側約 70m には県道、その南西側には約 10m で民家が隣接していた。また北西側には約 100m で、外部の資材置き場等があった。

JCO において、臨界事故発生当時行われていた再転換の作業は、ウラン精鉱（イエローケーキ）を、六フッ化ウランに転換して濃縮した後で、濃縮した六フッ化ウランを燃料体の原料とするため、再度 U_3O_8 、 UO_2 粉末に転換する作業である。JCO の転換試験棟では、このうち、 U_3O_8 から硝酸ウラニルを作り、さらに、硝酸ウラニルから UO_2 粉末、また、再度硝酸ウラニルを作る作業が行われていた。

臨界事故発生当時、使用していた濃縮ウランは、ウラン濃度約 370gU/l であり、濃縮度 18.8 パーセントである。濃縮度 20 パーセントの場合の最小臨界質量約 5.5 キログラムであり、JCO は当時、この値を、安全係数 2.3 で除した 2.4 キログラムを臨界管理上の「安全質量」（1 バッチと呼ぶ）としていた。国の許可上は、この値を臨界管理の単位として、この値を超えないようにウラン量を管理することとなっていた。

事故が発生した当時、転換試験棟では、ウラン粉末 (U_3O_8) を硝酸溶液に溶解して、均一な硝酸ウラニル溶液（約 370gU/l）を作る作業を行っていた。

作業員は、硝酸ウラニル溶液を均一化するに当たり、作業時間を短縮し、より作業を容易にするため、本来使用すべき溶解塔でなく、より形状が大きく、作業の簡単な沈殿槽で均一化することとした。沈殿槽を図 2 に示す。この作業の方法は、国の許可に反し、また、契約者との契約に反した方法であった。使用した沈殿槽は、臨界安全形状でなく、臨界量以上の濃縮ウランが注ぎ込まれた場合臨界事故が発生するものであった。また、事故後の調査によれば、JCO 社内では関係者と相談した上で、作業員は安全な作業と思い実施したものであった。

臨界事故前日に作業員は、濃縮ウランの溶液 4 バッチ分をステンレス製のバケツにより沈殿槽に入れ作業を終了した。臨界事故当日の 9 月 30 日は、前日の作業から引き続き、沈殿槽内に、ステンレス製のバケツによりウラン溶液を注入する作業が開始された^{1),2)}。

均一化に必要な残り 3 バッチ分について、三人の作業員で作業が進められた。10 時 35 分に、沈殿槽に第 7 杯目の硝酸ウラニル溶液を注いだ段階で、沈殿槽内のウラン量が臨界量を越え臨界事故が発生した。

転換試験棟内で作業していた、3 名の作業員は、エリアモニターのアラームが吹鳴したため、退避しようとしたが、内 1 名が急性の症状を示し除染室内で倒れた。その後、3 名の作業員は駆けつけた消防の救急隊により病院に搬送された。

当時 JCO には、ガンマ線の測定器はあったものの中性子線の測定器はなかった。従って、ガンマ線の線量が高いことのみが把握できていた。しかし、中性子線量の測定等、臨界事故と特定する情報を集めることはできていなかった。JCO は、事故発生後、国、県、等への連絡通報を行った。以降、この連絡をきっかけとして、国、県、原子力の専門家等関係機関が協力し、臨界事故終息等に当たることとなった。臨界事故後の評価の結果、臨界事故の総核分裂数は、 2×10^{18} 個と評価された。^{1),2)}

3. 作業計画段階における放射線防護の検討

作業員は、JCO の東海事業所内の正門付近の事務棟に待機し、作業のときに敷地内に約 300m 入った図 1 の敷地内左側部分にある転換試験棟裏側に急行し、終息作業を行った。

また、作業に当たっては、事前に作業員の放射線防護のため、中性子線とガンマ線を測定し、測定結果に基づき、線量予測を行った。始めに、作業前の作業計画段階における線量予測の内容について記す。続いて、その評価の結果を基に実施した第一回目の作業による線量、さらにその結果を踏まえた第二回目以降の作業に対する線量について述べる。

さらに、現段階で作業に伴う線量の再評価を行い、作業員の被ばく線量、測定方法、 n/γ 比等に関する検討を行った結果について記す。なお、本報告書では、臨界事故終息作業時の外部線量の線量評価に限定し、放射線場の線量の評価が中心となるため、1cm 線量当量率で述べることにする。

作業計画段階の線量測定

終息作業の放射線防護のための線量管理は、通常の放射線作業と同様に、作業場所近傍の放射線量率の測定から開始した。その後、作業方法を検討し、その作業方法による作業場所と滞在時間を推定した。これらから、個人の線量を予測し、その結果を基に放射線防護の計画を立案した。

放射線量の測定・予測は、臨界事故により発生している、中性子線、ガンマ線の放射線量を、場所毎に測定し、作業の段階での、場所を特定し、線量予測を行うこととした。

中性子線の測定は、広いエネルギー範囲において誤差が少ないと考えられるレムカウンタにより行った。当日の測定は、富士電機製のレムカウンタと Studsvic 社製レムカウンタの 2 種の測定器を用い、2 組の測定チームにより測定を行った。

データは、沈殿槽を中心として、東西南北の方向の測定に適した場所で測定を行った。図 3 には、JCO 敷地外側の敷地境界外側のガンマ線測定点を示す。これらの測定点を含め、250m よりも遠距離においては、測定点数は多い。それらのデータは、建物、地形等によるばらつきはあるものの、全体としては距離により減衰する傾向が見られている^{1),2)}。しかし、JCO 沈殿槽から比較的近距离の敷地境界の測定データについては、建物等による遮蔽・散乱等の影響があると考えられる測定結果となった³⁾。一例として、図 4 の上の図に測定位置と線量を示す。図 4 の下の図に示すように、距離による減衰が殆ど見られない状況であった。

このため、作業計画段階での評価に用いる測定値は、中性子線について、方向によるばらつきを小さくするため、重遮蔽等のない方向からの測定によることとした。具体的には、事務棟から、沈殿槽に向かって近づいていく方向で採取した測定点に限定し、かつ、一種類の測定器を用いた、同一測定チームの測定による測定データで、約 150m から 40m 程度までの測定値を用いて評価する方針とした。

作業計画段階の評価で使用した測定値は、富士電機のレムカウンタの測定値のみであり、約 150m の測定値から、約 40m までのデータを使用し、外挿して沈殿槽近傍における線量を評価することとした。Studsvic 社製レムカウンタの測定値はあくまで参考とした。

具体的な第 1 回目の線量測定は、中性子線とガンマ線を、事務棟 1F (沈殿槽から、約 250m の測定点) の地点から沈殿槽に向かい、上述の方針の通り、同一の測定器、同一測定チームの測定者により①～⑤まで測定したもので、道路上 1.2m 位の高さでの測定を原則とした。図

5に、測定点5点の位置と、その測定データを図5内の表に示す。

このデータを、事故当時、作業計画段階に片対数グラフでプロットした当時の原図を図6に示す。図中、線量の単位はすべてmSvと記載されているがmSv/hとすべきところ、当時の原図でありそのままとした。データはほぼ直線上に乗っている。この直線の外挿値は、沈殿槽の近傍で、中性子線で18mSv/h程度となった。

第一回目の測定の後、より沈殿槽に近い位置における線量の追加測定を実施した(図7参考原図 JNC-TN8440 2001-018, 2001 参照)。追加した測定場所は、図8に示す⑤において Studsvic 社製レムカウンタにより中性子線を測定^{2),5)}、⑥においてガンマ線測定を行った。図8には、⑤、⑥における追加測定データと、①から④の第一回目の測定データを示す。固体廃棄物棟横の⑤地点の一回目の中性子線等測定結果は、富士電機社製のサーベイメータでは、10mSv/h(中性子線)を越える程度の値であったが、追加測定で、同じ地点における Studsvic 社製レムカウンタの測定値は16mSv/h、また、沈殿槽から約15mの地点での、ガンマ線測定では20mSv/hを示していた。なお、図8中⑤の地点のデータは、Studsvic 社製データである^{2),6),7)}。

作業計画段階では、中性子線とガンマ線の比(n/γ比)を評価するに当たり、同一チームによる測定という条件を重視し、約38.5m地点における第1回目の線量測定結果を基礎に考えていた。すなわち、中性子線はフルスケールの測定器で、10mSv/hを上回る程度の値を示していたが、その値を正とし用いた。この結果、この段階では、この付近の中性子線とガンマ線の比(n/γ比)を4:1と評価していた。

4. 作業計画と測定結果に基づく線量の管理

作業計画

作業の目的は、沈殿槽の臨界を終息させることであった。そのために、沈殿槽を取り巻いている冷却水のクーリングジャケットから水を抜き、反射体効果をなくし反応度を低下させ臨界を終息させることとした。加えて、念のため中性子吸収剤であるボロン水を沈殿槽に注入する計画が決定された。このための作業は大きく次の三段階で実施する必要があると考えられた。即ち ①放射線環境の確認とポラロイド写真撮影、②水抜き作業、③ボロン水の注入である。これらの各段階の作業に対して、具体的作業手順の検討と、現場の放射線状況を考慮した放射線防護対策が必要となった。(作業の詳細については文献 2、5 を参照)

全体の作業のうち、特に第一段階のポラロイド撮影における線量評価が、その後の線量管理を適切に行うためにも最も重要となる。ポラロイド撮影の主たる作業場所は、転換試験棟裏の沈殿槽のクーリングタワーの手前と考えられた。線量予測の基本となる沈殿槽からポラロイド撮影予定地点は、約 3m 程度まで近接して作業する可能性を考慮する必要がある。作業範囲は 3m～5m 程度と考えられ、このことから放射線防護上は実効的に最短距離で 3m 程度を考慮すればよいと判断された。しかしながら線量の値そのものは、沈殿槽近傍と考え、安全サイドの評価として沈殿槽の地点の線量を用いることを前提として考えていた。

場の放射線量測定結果からの線量予測

線量の評価にあたっては、この時点では、上述したように、測定結果のばらつきを少なくするため、同一種類の測定器を用い、同一測定チームの測定者による測定データを用いて、主に約 50m から約 150m の測定値結果に重点をおき、評価することとした。このため、図 6 の沈殿槽近傍の中性子線 18mSv/h を評価の基礎とした。

中性子線の放射線の条件から、作業時の線量を予測するに当たり、2 つの評価案が出された。

- ① 上述の中性子線とガンマ線の測定値の中で、安全側の評価案として、沈殿槽から約 15m の地点で、ガンマ線で 20mSv/h に対して中性子線とガンマ線の比率 4 倍を考えるとトータルで 100mSv/h、 n/γ 比を 10 倍と考えると、220mSv/h であった。さらに、安全係数 10 をとった。水抜き作業は、沈殿槽から直線距離約 3m クーリングタワー付近であり、作業者の最大線量は 1 分間あたりに換算すると、0.3～30 mSv 程度と考えられた(詳細は、文献 5、JNCTN2001-18)。
- ② 2 つ目の評価案としては、約 15m の地点のガンマ線量率 20mSv/h に、4 倍の中性子線量率 80mSv/h を加算し、安全係数 10 倍をとると 1 Sv/h となることから、十分な安全裕度があると判断する考え方である(詳細は、文献 6、JAERI-Tech 2000-074)。

どちらの考え方による評価によっても、第 1 回目の作業開始前の段階では、10 倍程度以上の安全裕度をとっているため、その結果十分な安全裕度を持って 100 mSv を下回る作業管理が可能と判断していた。

第一回目のポラロイド撮影の結果

上記の検討結果を踏まえ、作業場所の線量は、十分な安全裕度をとって、1分から3分程度の作業であれば、最大でも約20から30 mSv⁵⁾程度であり、十分100 mSv以下に管理できることを想定し、作業時間と、ポケット線量計によるアラームの両者を併用することとした。

第1回目の作業者に対しては、作業時間2分間、往復の時間を車で行くこととしてさらに1分加えて、時間管理として3分間の作業とした。作業者に対しては、安全裕度をとっているものの、作業時間は最大2分間とすること、マイドーズによる線量管理をし、アラームがなったら退避すること、それらに係わらず作業が終了したら引き返すこと、の3つの条件を守るように要請して作業を開始した。アラーム設定値は、ガンマ線で5 mSvとした。これは、n/γ比が、10であるとすれば、中性子線に対しては、50 mSvでアラームを設定したこととなる⁵⁾。

結果的には、第1班の作業員は、作業者の言葉によれば、作業開始後、1分にならない段階でアラームが鳴り、ポラロイド撮影を中断し、引き返してきたとのことであった。このことは、作業計画では十分な安全裕度を取り計画したつもりであったが、実際には、沈殿槽近傍では、当初想定放射線量では安全裕度がなく、それ以上の線量場である可能性を示唆していた。

第二回目以降の作業段階

線量のマイドーズミニ（中性子線用・ガンマ線用）による測定結果を表1に示す。第1班はマイドーズミニ（中性子線用）の指示値最大値111.9 mSvとなった。もう1名の作業員は91.2 mSvとなった⁴⁾。このことは、安全係数を見込んだとした考え方に、大幅なずれがあることを示していた。

そこで、さらに安全裕度を持たせるため、その後の作業班の線量管理については、より短い作業時間、即ち作業時間1分間以内で、往復時間1分間、トータル2分間で、作業を実施することとした⁴⁾。また、アラーム設定値は、ガンマ線で2 mSvとすることとした。

第2回目以降の作業としては、沈殿槽を取り巻いている冷却水のクーリングジャケットから水を抜くこと、及び中性子吸収剤であるボロン水を沈殿槽に注入することであった。（この間の詳細な作業の経緯も別に譲る（①バルブ操作、②配管カット、③ホースつなぎ込み、④アルゴンガス注入とボロン水の注入）が、第二班は、水循環ポンプの動作状況の確認のみで30秒程度（1分以内）の短時間で作業を終了し引き返してきたが、アラームは発報していた。

5. 中性子線・ガンマ線の測定器等

中性子線とガンマ線に関する放射線測定器について、以下に示す。

中性子線測定機器

中性子線については、2種類の中性子減速型の測定器を使用した。それぞれの中性子測定器のエネルギー特性については、図9に示す。

名 称: レムカウンタ (F)
 製造会社、型式: 富士電機社製 NSN10014
 検出器: He 比例計数管 (特殊減速材使用)
 測定範囲: $0.1 \mu\text{Sv/h} \sim 9.999\text{mSv/h}$ (0.025eV から 8 MeV)
 指示誤差: $\pm 20\%$ (0.01~99.99 mSv)
 Sv 換算方法: 1cm 線量当量率表示
 方向特性: $\pm 10\%$ 以内 (0度~ ± 135 度)
 その他: スケールオーバー表示

名 称: レムカウンタ (S)
 製造会社、型式: Studsvic 社製 2202D
 検出器: BF3 比例計数管、硼素入りプラスチック、ポリエチレン
 測定範囲: $10 \mu\text{Sv/h} \sim 100\text{mSv/h}$ (0.025eV から 17MeV のエネルギー範囲)
 指示誤差: $\pm 10\%$ (0度~ ± 90 度)
 Sv 換算方法: 1cm 線量当量率表示
 その他: ガンマ線感度 2 mSv/h 以下

ガンマ線電離箱サーベイメータ

名 称: サーベイメータ
 製造会社、型式: アロカ ICS-313
 検出器 電離箱: (450cc)
 測定範囲: $1 \mu\text{Sv/h} \sim 300\text{mSv/h}$
 指示誤差: $\pm 10\%$
 Sv 換算方法: 1cm 線量当量率表示
 方向特性: 前方0度を1.0とし 90%以内 (0度~ ± 150 度)
 その他: スケールオーバー表示

各測定器は標準中性子線・ガンマ線照射場で校正された測定器である。

個人線量測定器

個人線量の装着型の測定器としては、アロカ社製

名 称: マイドーズミニ (中性子線用)
 製造会社、型式: アロカ (株) PDM-303
 検出器: シリコン半導体検出器

測定範囲: 0.01~99.99 mSv (Am-Be 4.5MeV、ファントムを用いて校正)
 指示誤差: ±40% (0.01~99.99 mSv)
 Sv 換算方法: 1cm 線量当量率表示
 その他: スケールオーバー表示、ガンマ線感度 100 mSv まで不感

名称: マイドーズミ (アラーム付き) (ガンマ線用)
 製造会社、型式: アロカ (株) PDM-102
 検出器: シリコン半導体検出器
 測定範囲: 0.001~99.99 mSv ((50keV から 3MeV))
 指示誤差: ±10% (10~9999 μ Sv)
 Sv 換算方法: 1cm 線量当量率表示
 方向特性: 水平垂直方向: 前方 0 度を 1.0 とし、±75 度の範囲で 90%以内
 その他: スケールオーバー表示

それぞれの測定器のエネルギー特性については、図 10 に示す。各測定器は標準の中性子・ガンマ線照射場で校正された測定器である。

転換試験棟および周辺建物の概要 (遮蔽と散乱の状況)

中性子線とガンマ線の測定環境を確認するため、沈殿槽の形状と、転換試験棟内外の遮蔽および散乱の状態を確認するため以下に配置、構造について述べる。

沈殿槽は、ステンレス製で図 2 に示す構造であった。内側の直径約 450mm、下部には、厚さ約 50mm の冷却用ジャケットがあり、臨界事故当時水循環により冷却されていた。また、沈殿槽は、転換試験棟の北側室内に設置されていた。

転換試験棟は、南北方向に縦約 21m、横約 22.5m で、転換試験棟内での主要設備の配置図を含め、申請書に示されている配置を図 11 に示す。沈殿槽は、図 11 に示すように、転換試験棟内の北側、外壁表面から 60cm にある。外壁及び建物の内側の壁は、軽量発泡コンクリート (厚み 10cm) である。転換試験棟の壁等で、遮蔽、散乱を考慮すべきと考えられるものをモデル化したものを、図 12 に示す。

さらに測定地点までの間には各種の構造物があったが、転換試験棟を取り囲む 360 度方向の (加工施設の申請の記載) 施設等を図 13 中に斜線をつけて記載した。図 13 の中で、斜線をつけて記載した建物・構造物の材料は、鉄筋コンクリート、軽量発泡コンクリート (ALC) (10cm 厚以上) の各種材料である。

臨界事故後に実施した、Am-Be、及び Cf の中性子線による遮蔽実験の結果、石膏ボード、合板、スレート (厚さ約 1cm) については、遮蔽効果は 5%以下程度と評価されることから、遮蔽・散乱への寄与度合いが低いので考慮の対象外とし、これらの建物のうち、鉄筋コンクリート、軽量発泡コンクリート (10cm 厚以上) について (図 13 に斜線で示す) 遮蔽と散乱を評価するうえで考慮すべき構造物と判断した。図 13 上の固体廃棄物処理棟、および写真にのみ確認されるビニールシートの仮倉庫等は、スレート (厚さ約 1cm) 等が主体であり遮蔽・散乱の寄与が低く考慮対象から外してよいと判断したものである。

したがって図 1 に記載した建物・構造物で、鉄筋コンクリート、軽量発泡コンクリート (ALC) (10cm 厚以上) の遮蔽・散乱上相当の影響を及ぼすものは、沈殿槽と、100m までの測定点の直線上にはない。

6. 線量測定に関する考察

線量測定の見誤差と評価

この一連の測定で考えられうる誤差としては、

① 沈殿槽内の臨界状態の不均一性があればそれに関連する誤差

② 沈殿槽から測定点までの距離が離れることにより、その間にあるさまざまな建築物、構造物による放射線の遮蔽、散乱、エネルギー特性変化等が発生するための誤差

臨界事故後の評価により、中性子線については、マイドーズについての補正係数^{2),7)}が、1.85となった。この補正係数を使うと、第1班のマイドーズミニ（中性子線用）の指示値最大値111.9 mSv、を1.85で除し60.4 mSvとなる。もう1名の作業員は91.2 mSvを1.85で除すと49.3 mSvとなった。第2班以降は、すべて第1班の線量を下回り、類似作業に従事したと考えられる14名の平均は約22.7 mSv（指示値42）となった。以下の検討と考察に当たっては、この補正を行った線量を用いる。

③ 測定器の誤差、測定者の系統誤差

測定誤差は、中性子線については、個人線量計の指示誤差が±40%以内、レムカウンタの指示誤差が±20%以内であり、それ以外にも、方向特性に関する誤差があることを考慮すると、総合的にみて最低±60%程度の誤差が含まれていると評価される。

その他、測定者の読み取り誤差、方向特性による誤差も測定値の中には含まれていると考えられる。読み取り誤差については、第1回目の38m地点における中性子線測定値は、測定チームからの報告によると測定器のフルスケールを振り切れるあたりを示していたことも考慮すべき事項である。

これらの誤差があることを考慮すると、総合的にみて最低でも±60%程度の誤差、場合によっては100%程度の誤差が含まれていると評価される。

④ 測定位置の誤差

JCOの線量評価の過程で、距離の測定等に伴う誤差は、これまで同一の測定地点について場所の特定等に伴う誤差が35m付近で、誤差3.5m、即ち約10%程度であった。35m以遠の点についても、位置の特定の誤差の絶対値は同程度であり、相対誤差はより小さくなる。15m地点においては、位置の特定誤差が約5mで、相対誤差は約30%程度と評価される。

また、位置の特定に関する誤差としては、作業者の作業場所に関する誤差が最も寄与すると考えられるが、作業者の近接した位置における作業エリアは、沈殿槽から3~5mの範囲と評価される。作業者は、自動車に乗り沈殿槽から20m程度の位置で下車し、3~5mの作業場所に急行した。時間と距離の観点から、移動中の線量は、近接作業の線量の10%以下程度と評価され線量に関する主な寄与にはならないと考えられる。

⑤ 作業時間の測定誤差

作業時間の管理としては、作業管理を行う者が、作業班の出発時刻と帰還時刻を、通常の時計で管理していた。作業時間については、それぞれ、1分間程度の誤差は含まれている可能性が考えられる。

⑥ その他

距離が遠くなることによるスカイシャインの効果等が考えられる。

また、誤差については、文献1にも示されているが、Naによる線量測定についても、中性子スペクトル評価に伴う不確かさ、等6項目の不確かさについて記載しているものの、最終的な精度に与える影響は評価されていない。同じく、周辺環境の線量評価における誤差として、「測定データのフィッティングにおける誤差±40%、線量計が最大30%程度過大になる応答特性を有していることによる誤差、バースト部の線量評価などの誤差が含まれている。」「さらに、中性子によるバースト部とモニタプラト一部の線量の比率には±2%の誤差が含まれる。」として、誤差の要因は記載しているものの最終的な誤差については評価していない。その観点から、測定作業が終了しているため、これらの誤差があることを前提として、測定値の中に含まれているものとして、測定結果から測定値を検討することに意味があるとしたためと考えられる。

個人線量の再構築

①場の線量率と個人線量の比較

本再評価では、中性子線およびガンマ線の測定結果を、サーベイメータによる測定値に基づき場の線量率から評価した値（上述の作業計画段階における線量予測値）と、①実際の作業者の線量測定値として、マイドーズミニによる個人の線量測定結果及び②ホールボディカウンターにより、各作業者を体外から測定したNaの放射化値から個人ごとに線量を計算評価した結果、の2つの評価結果と比較検討する。

②場の線量の再評価

まず、サーベイメータによる場の線量率の評価として、図8に示したデータのうち、遮蔽・散乱の影響が少ないと考えられる、沈殿槽から100m以内の中性子線測定データ③～⑤までの測定点と測定値をプロットし、沈殿槽近傍への外挿線及び測定誤差を図14に示す。

同様に、ガンマ線測定データについても、図15に③～⑥間でのデータと、沈殿槽近傍への外挿線及び測定誤差を示す。

これらの図を作成するに当たり、図中では、距離に関する誤差としては、絶対値として最大値と考えられる±5mを示した。線量率評価に関する誤差については、中性子線については誤差の最低値と思われるサーベイメータとマイドーズミニの合計値±60%、ガンマ線については、 n/γ 比の変化等による誤差、方向特性等を考慮し±80%の誤差範囲を示した。

また、これらのサーベイメータの測定値からの外挿値の場の線量率と比較する対象は、事前線量予測の対象とした、第1班の個人線量が適当である。従って、第1班の2名の作業者の沈殿槽周辺作業における線量を用い比較をすることとする。

③個人線量との比較の条件

マイドーズミニの個人線量計からの場の線量を評価するには、作業時間と作業場所（沈殿槽からの距離）を評価する必要がある。作業者の作業時間を、当初の想定及び、作業後の作業者の説明から判断すると、誤差の評価の項で述べたように、作業時間は、2分から3分、また、沈殿槽からの距離については、実際の事故終息作業がなされた位置は、沈殿槽から3m～5m程度と評価される。図16には、後日撮影した、転換試験棟沈殿槽外側に設置してあるクーリングタワーの写真を示すが、撮影された写真から判断して作業場所は沈殿槽から3m周辺と考えて問題はないと考えられる。

ここで、沈殿槽近傍における中性子線の線量について作業位置と、線量について考察する。JCO 臨界事故の条件を基にモンテカルロ計算 (MCNP) により計算した中性子線量の参考計算値を、図 17 に示す。①から⑥までの位置、即ち水平位置で沈殿槽の位置から 4m までの位置における 1m 毎で評価した。3m の地点で、約 79mSv、2m の地点で約 160mSv であり、1m の違いで、一分間当たり 100mSv 近い違いが生じている。線量の絶対値は別として、相対的な評価を考えると、作業者の線量は作業位置により大きく変化することがわかる。

④中性子線の評価

場の線量率の評価としては、これらの時間及び位置を誤差範囲と考え、最も厳しい条件、即ち、3m の地点で 3 分間作業したと仮定すると、図 14 から評価される場の線量率は、誤差の範囲が 0.55Sv/h～1.5Sv/hr であり、3 分間での個人線量の最大値と最小値を評価すると 28mSv～75mSv となる。

上述したように、①第 1 班作業者のマイドーズミニ (中性子線用) の中性子線量の補正値は、それぞれ、49.3mSv と、60.4 mSv であったので、場の線量率からの評価範囲に含まれる。また、同様に、②人体内 Na の放射化法による、第 1 班作業者の線量はそれぞれ 69mSv および 79 mSv であったので、これらの値も、ほぼ場の線量率からの評価値の誤差範囲となっている。

これらの評価結果は、何れも、作業条件の最も厳しい場合である、3m の地点で 3 分間作業を仮定した場合における、場の線量率からの予測線量と、マイドーズミニおよび Na による評価値の両者が誤差範囲でほぼ整合していたことを示している。このことは、3 分間の作業時間の中の、例えば、仮に 3 分の 1 程度でも、沈殿槽から遠方に滞在したと仮定すると、個人線量は、場の線量率からの評価値の誤差範囲を下回る値となることを意味する。

⑤ガンマ線の評価

ガンマ線については、場の線量率の評価としては、図 15 より、サーベイメータから評価される外挿値の誤差の範囲は 0.15Sv/h～1Sv/h となる。中性子線の評価と同一の条件と仮定すると、3 分間で予測される、個人線量の最大値と最小値は、1 時間値の 20 分の 1 で、7.5mSv～50mSv となる。

第 1 班作業者の個人線量計マイドーズミニの測定値は、7.15mSv、7.87mSv である。この値は、誤差 80%を考えた場合を図 15 に示す。予測される誤差範囲の下限値に含まれる。

⑥n/γ比について

n/γ比については、96m地点で、9.6 : 1 であり、55m 地点では 8.4 : 1 となっている。38.5m 地点では、中性子線量 16mSv で、6.7 : 1 となる。遠距離を中心とした平均値的な n/γ比は、9 : 1¹⁾ となっている。

これに対して、第 1 班の作業者の、マイドーズミニの中性子線用とガンマ線用の測定値による n/γ比は、7.3 となっている。MCNP 計算による沈殿槽近傍の比は約 5 であり、それぞれの測定の誤差範囲を考えれば、妥当な範囲と考えられる。

7. まとめ

作業者の線量

臨界事故当日の、作業者の線量管理、放射線防護においては、データ数が多いという観点、データの信頼性の観点から、比較的遠距離の地点で測定した、同一測定器、同一測定班による測定値を用いて評価する方法を採用したが、結果として沈殿槽近傍における場の線量率評価値（安全側として沈殿槽地点の値を用いた）は、18 mSv/h となった。この値は、実際の線量と比較し、沈殿槽から 3m の地点の線量と比較すると、平均値で約 50 倍、最大 90 倍程度^{注1)}低い予測となっていたことになる。実作業において、かなりの安全裕度を見込み、かつ、作業者にマイドーズ（個人線量計）アラームを携帯させ、アラーム吹鳴時には作業を中止したために、線量は一定の範囲内に納まったものの、線量の予測には課題を残すものであった。

これに対して、今回の検討では、より、近傍の測定地点からの測定データを基にすることとした。即ち、測定地点から沈殿槽までの間に、遮蔽建物等の影響がほとんど無いと考えられる地点で、約 100m から、約 20~40m 地点程度までで測定したデータを用いた。中性子線の測定器は、同様に校正された 2 種類のレムカウンタで、測定データは、中性子線 3 点、ガンマ線 4 点のデータを用いた。これらのデータを、グラフで外挿したデータを用いて、サーベイメータによる場の線量と、マイドーズによる個人線量との測定値の比較を行った。

その結果、中性子線の線量については、作業計画で放射線防護上最も厳しい条件となる、作業者が沈殿槽から最短距離 3m で、3 分間作業したとした場合の線量が、マイドーズ（個人線量計）の測定値及び Na からの計算評価値の両者と誤差の範囲でほぼ一致することがわかった。

作業計画段階での線量について

作業全体の線量の低減化の観点から、作業計画段階での線量測定について考察する。今回の測定作業は、全体では約 1 時間程度を費やして行われた。事前の放射線測定の段階での線量は、線量測定作業のみの測定結果は残っていないものの、それぞれの測定地点での線量は、大きめに見た場合、各測定時間を、20 分程度と仮定すると、約 39m で約 5.3mSv、約 55m 地点で約 2.3mSv、約 99m 地点で約 1.1mSv となり、合計で 10 mSv 弱程度となる。最短の場合を 3 分間程度と仮定すると、約 39m で約 0.5mSv、約 55m 地点で約 0.2mSv、約 99m 地点で約 0.1mSv となり、全体でも約 1mSv 以下程度である。従って、測定作業における線量は、実作業が、第一班が二名で約 100 mSv、作業全体で約 900 mSv であったので、その約 10 分の 1 から 100 分の 1 程度の線量値となる。従って、作業そのものによる線量の確実な把握、線量の低減化から考えれば、一時間程度の作業で、20mSv/h 程度の地点まで接近して測定することも、十分合理的な範囲と考えられる。

線量評価比較結果に基づく考察

本報告の結果は、JCO 臨界事故のような臨界事故においては、中性子線を測定するに当たり、建物、機器等の構造物による、遮蔽、散乱等が大きいことを十分考慮し測定することの重要性を示している。特に、高線量の臨界事故の放射線防護検討にあたっては、これらの点を考慮し、反射、遮蔽等の影響が少なく、また、最大線量率 20mSv/h 以下程度（沈殿槽から

注¹⁾ : $550 \div 18 \approx 30$ 、 $1500 \div 18 \approx 90$

の距離で 40m 弱程度) から、3 点程度、効率よく測定し基礎データとすることが重要である。これにより、作業の放射線管理の精度を大幅に向上させることができ、全体的な放射線防護、線量管理上有益と考えられる。

ガンマ線による線量の予測

臨界事故時において、中性子線測定器のない場合、あるいは、中性子線測定器があっても、測定範囲が十分でない場合に、ガンマ線による、作業員の線量管理を考える必要がある場合も想定される。ここで、作業計画段階でのガンマ線による線量予測の有効性について考察する。今回の測定においては、特別な点を除いては、 n/γ 比も 9 : 1 から距離が近づくにつれ低減化する傾向にある。ちなみに、モンテカルロ計算でも同様な傾向は見られ、沈殿槽近傍では n/γ 比は約 5 : 1 程度となっている。図 15 から、ガンマ線の線量についても、誤差 80% を考えれば、作業員の線量は誤差の範囲に入ることがわかった。この事実からも、適切な n/γ 比、例えば、9 : 1 程度を考慮して、ガンマ線の測定値から予測する線量は、実際の線量よりも大きめに、即ち安全側に予測する放射線防護が可能であることを意味しており、無用な線量を避ける観点からからも、ガンマ線による線量の予測も検討すべき材料と考えられる。

作業計画時における線量予測の考え方

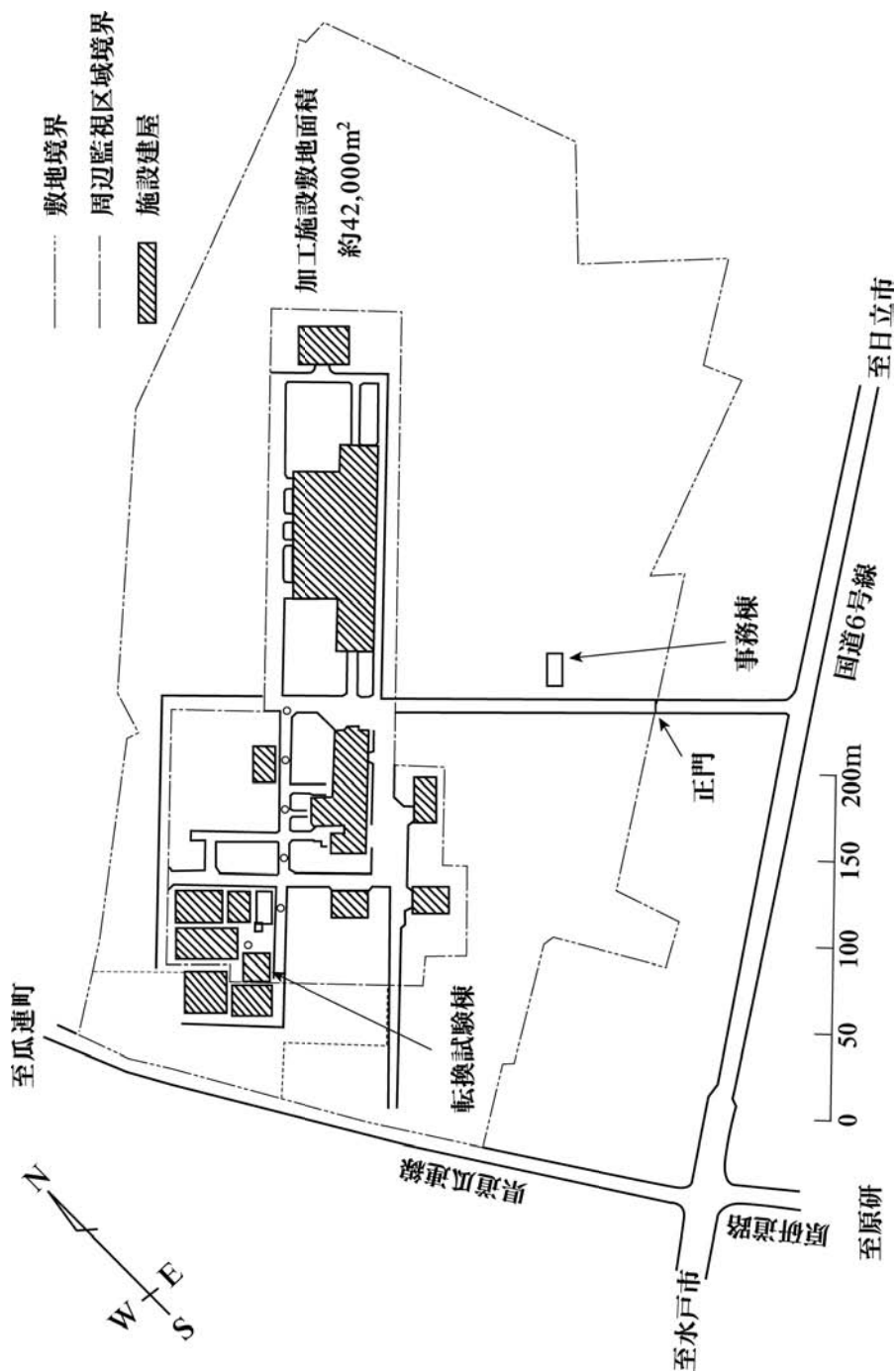
臨界事故の終息作業のような、中性子線の高い線量場 (100mSv 程度の線量が想定される) における作業の計画段階では、作業における正確な線量の予測が重要となる。より正確な線量の予測を行うことと、線量測定作業員の線量の低減化とは、矛盾する関係にある。JCO 臨界事故の作業経験を基にすると、線量予測等のための作業員の線量の目安は、①作業員の年間線量限度、②作業員の当該作業以外の線量、③測定誤差、の 3 点を考慮する必要がある、年間 20mSv の 2 分の 1 の 10mSv 程度を目安とすることにより、安全裕度を持って作業できるもとと考えられる。作業時間も 1 時間程度を目安と考えれば良いと考えられる。また、予測のための測定は、遮蔽・散乱が小さい地点で、距離にして 30m~100m 程度、線量率で 20mSv/h~5mSv/h 程度を目安として、3~4 点程度測定して行うべきと考えられる。

謝辞

本報告をまとめるにあたり、住田健二氏、北野匡四郎氏との打ち合わせを参考とさせて頂いた。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会, ウラン加工工場臨界事故調査委員会最終報告書, 原子力安全委員会, 1999
- 2) 日本原子力学会 JCO 臨界事故調査委員会, JCO 臨界事故その全貌の解明, 東海大学出版会, 2005
- 3) 高田純, 世界の放射線被曝地調査, 講談社, 2002
- 4) 金盛正至, 他, Na の体内放射能測定とモニタリングデータを用いた JCO 臨界事故における従業員等の被ばく線量管理, 日本原子力学会誌 Vol. 43, No. 1, p56-66, 2000
- 5) 金盛正至, JCO 臨界事故の終息作業について, JNC TN8440 2001-018, 2001
- 6) JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, JCO 臨界事故における原研の活動, JAERI-Tech 2000-074, 2000
- 7) 原子力安全委員会, (株)ジェー・シー・オー東海事業所臨界事故による人への線量の状況と今後の取り組みについて, 第五回原子力安全委員会資料第三号, 2000
- 8) 金盛正至他, JCO 臨界事故に対するサイクル機構の支援活動, JNC TN8450 2003-009, 2003
- 9) 金盛正至他, 東海村臨界事故終息作業員の線量管理, 放射線防護医療 2, 放射線防護医療研究会, ISSN 1811-4999 (2006)



JCO 北側道路を挟み資材置き場等が存在
JCO 西部県道を挟み民家が存在

図1 JCO敷地図面

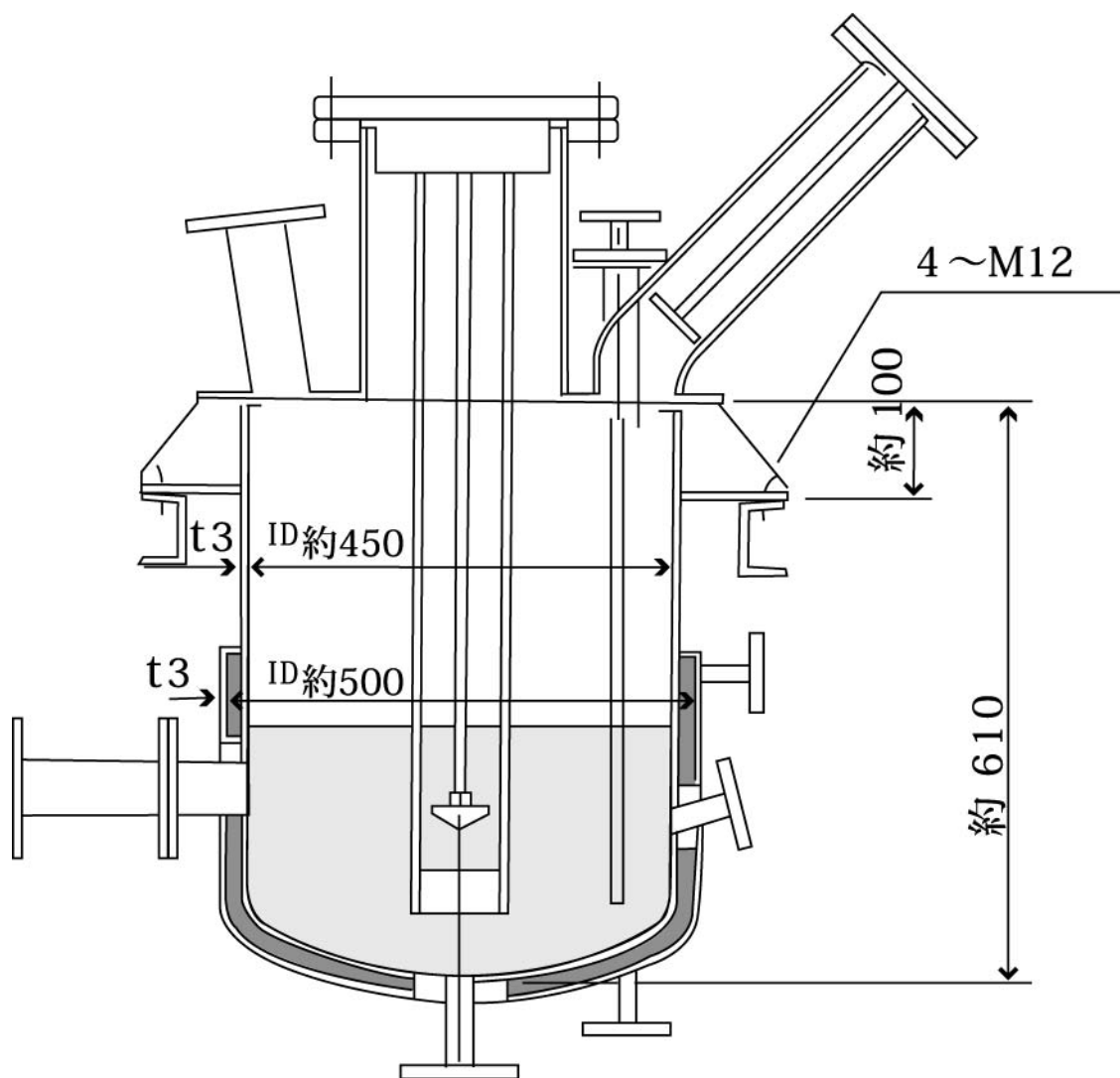


図 2 沈殿槽断面図（形状、寸法は、申請書より）

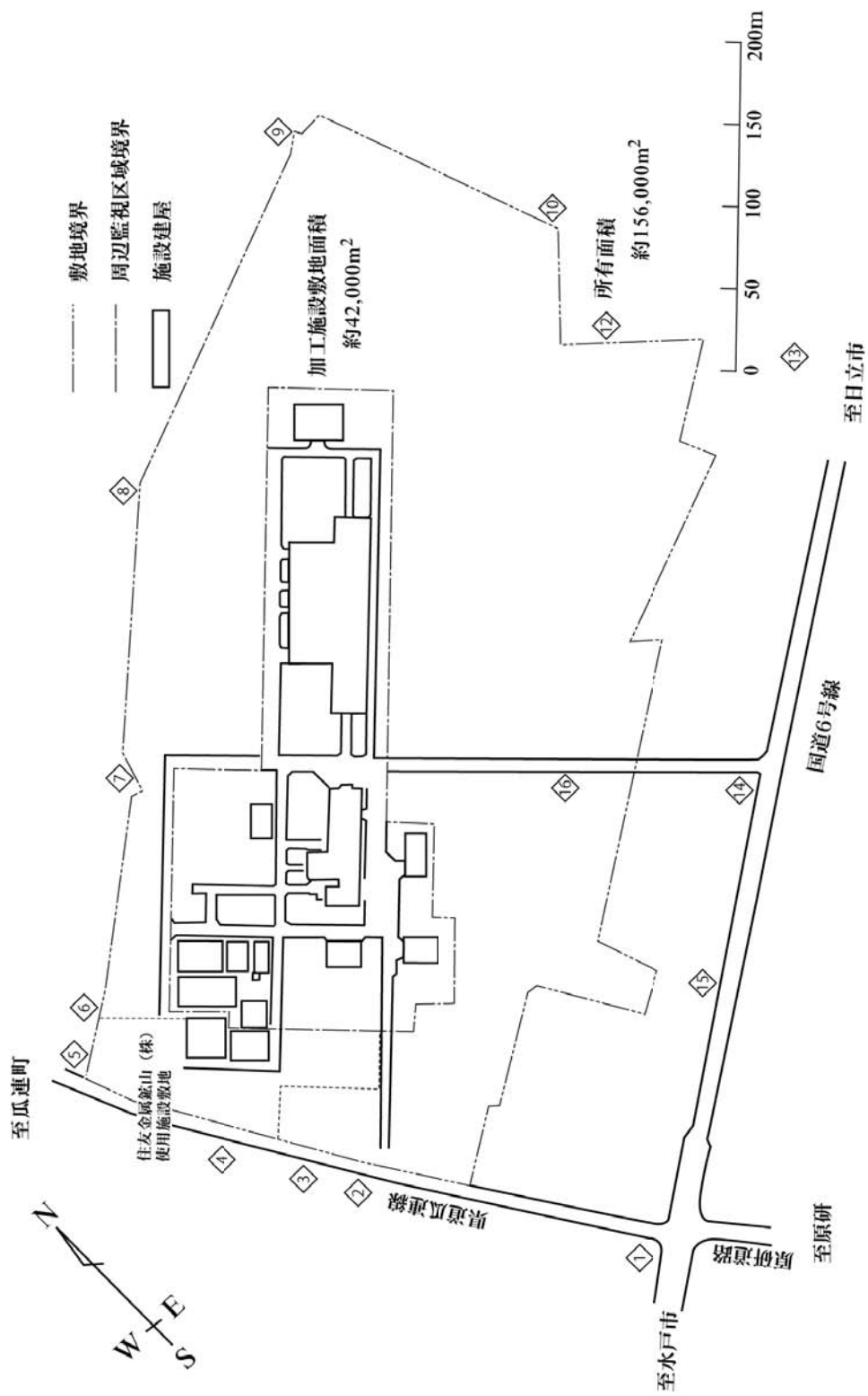
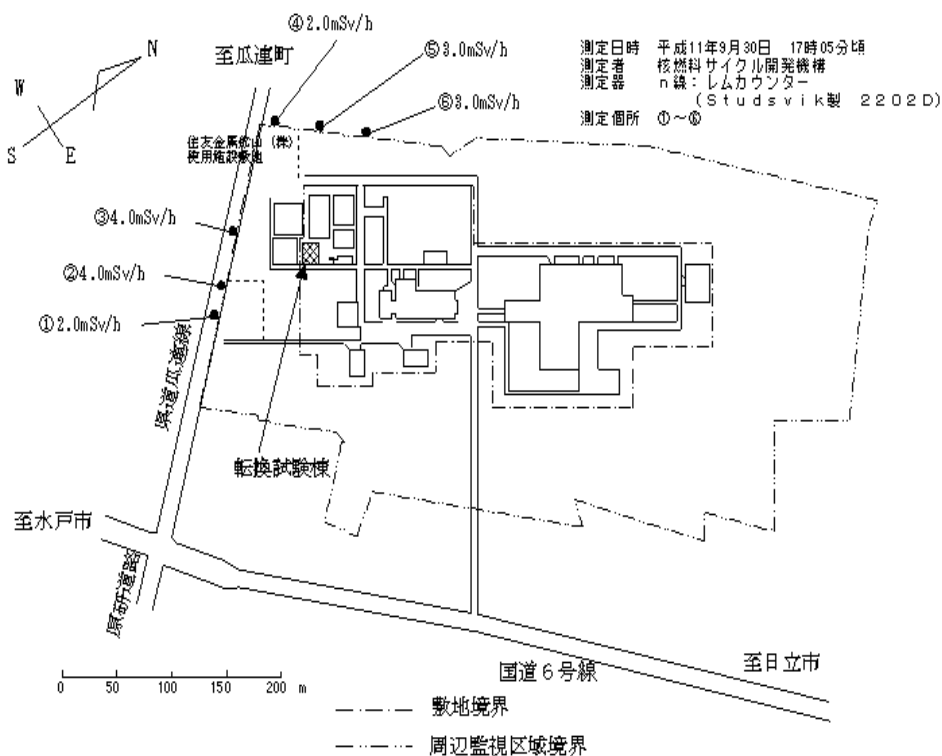


図3 JCO 敷地外測定点



敷地境界線量測定地点

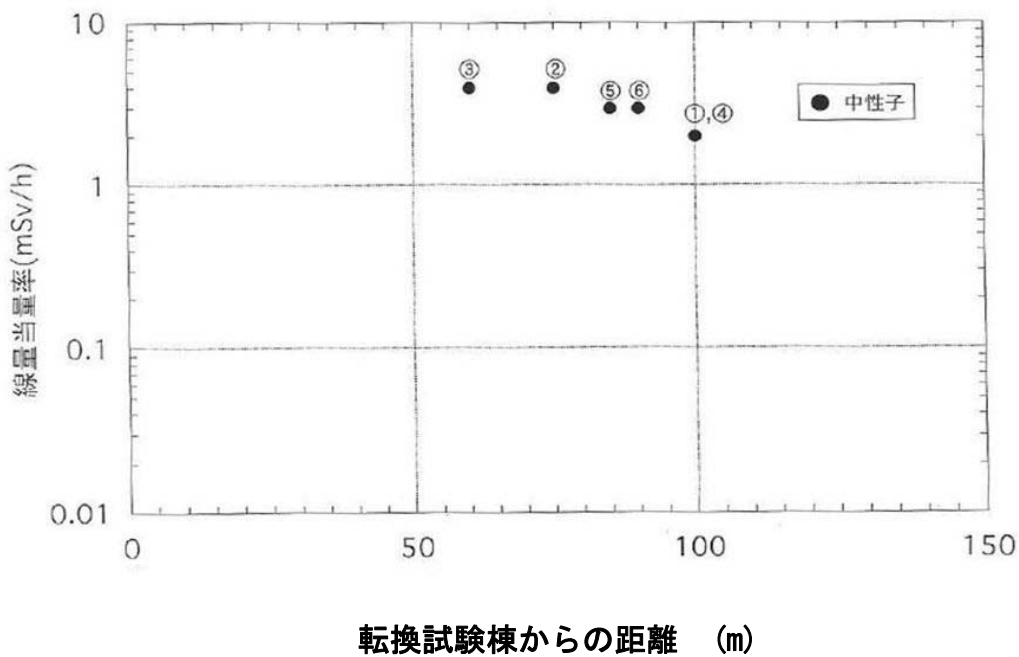


図4 線量測定地点と南・西方向の中性子線量

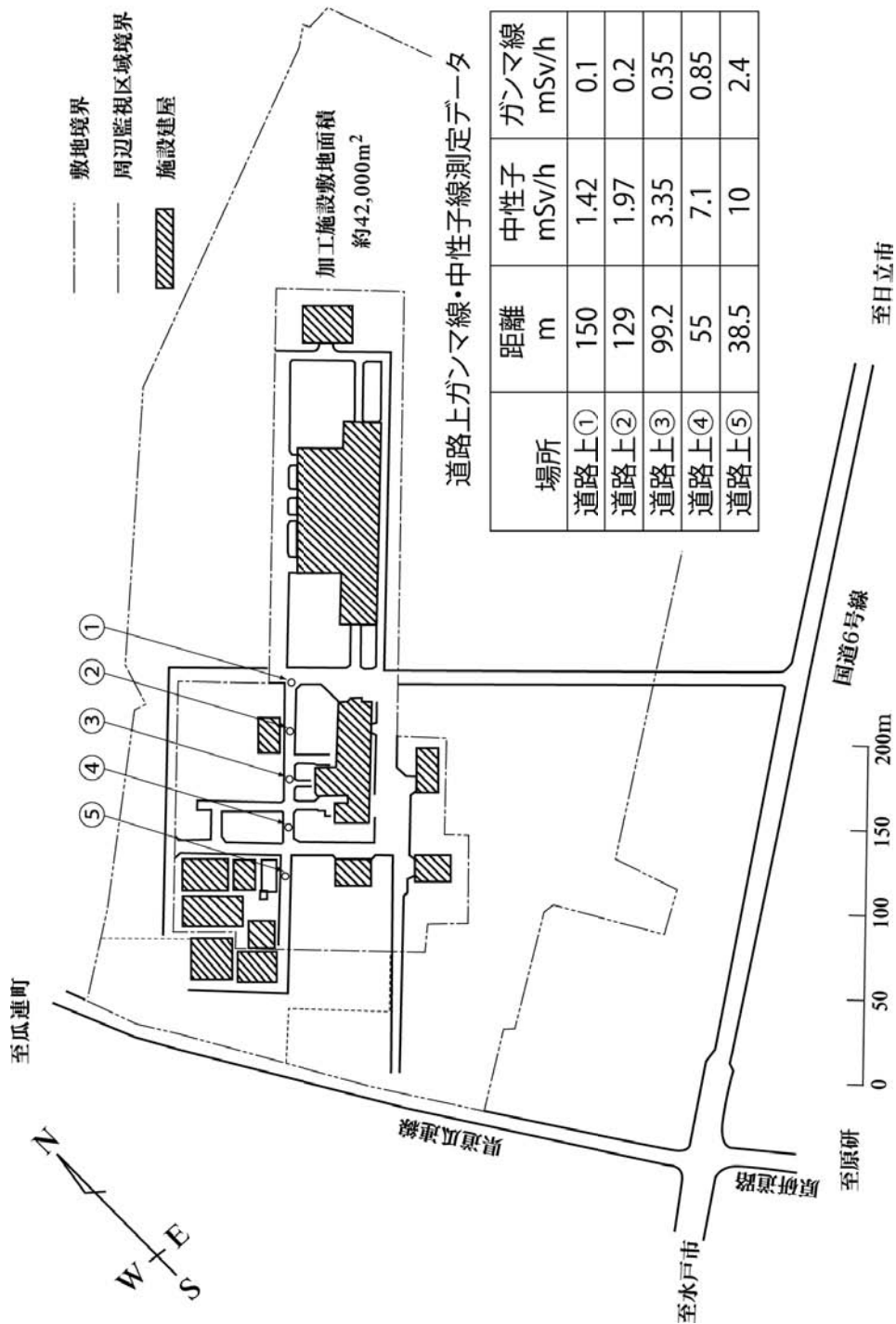


図5 第一回中性子・ガンマ線測定点・測定結果

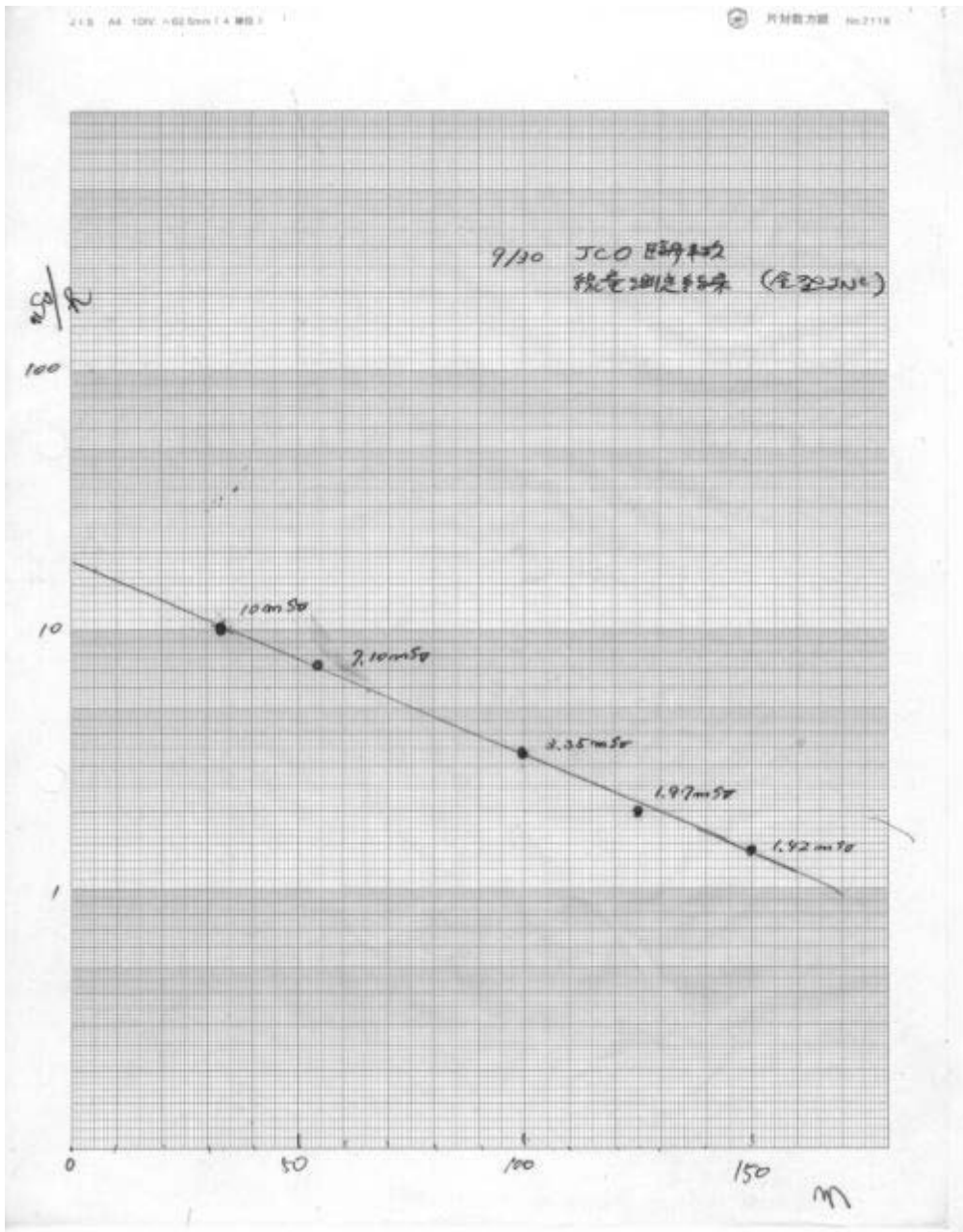


図6 中性子線プロット原図

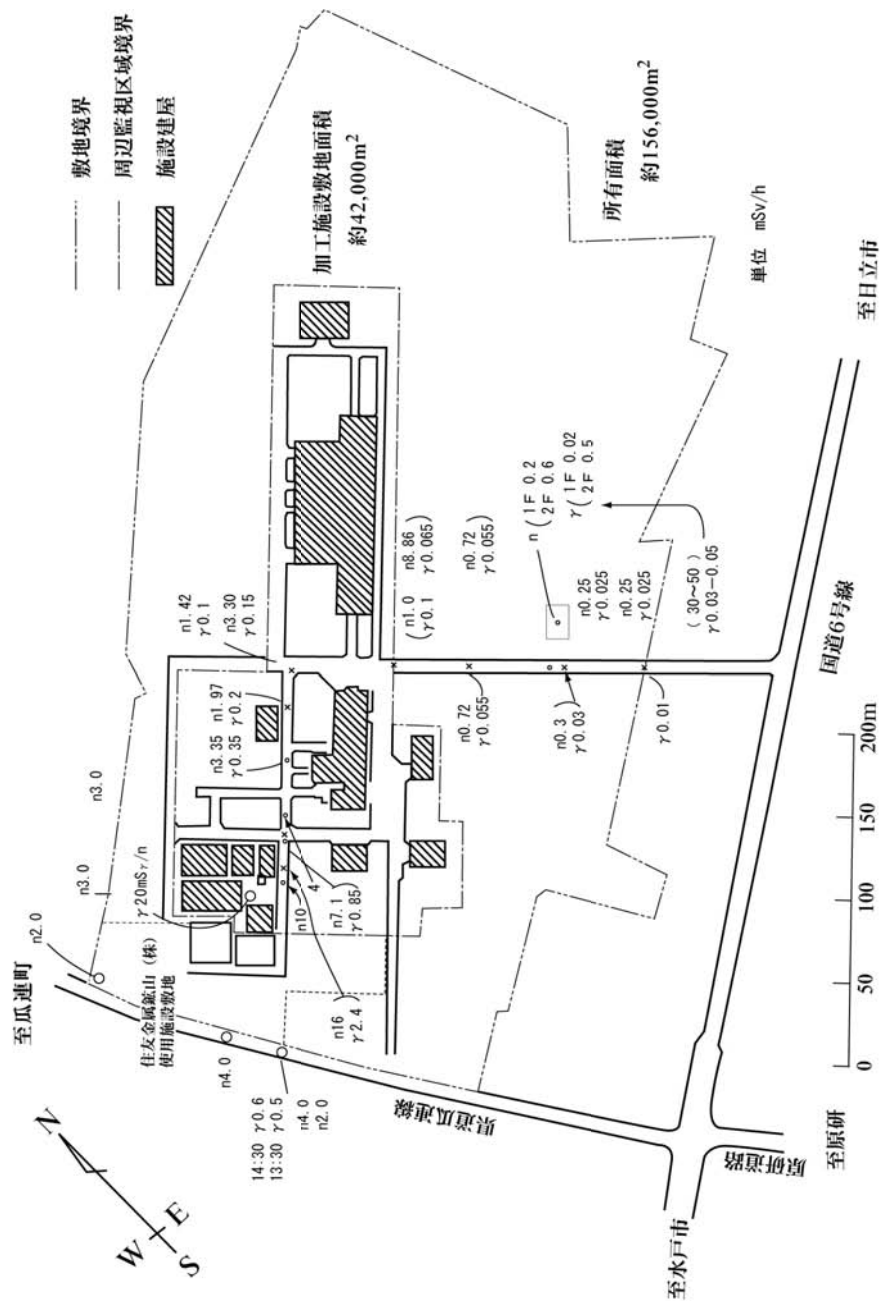


図7 線量測定結果参考原図

JNC TN8440 2001-018, 2001 参照

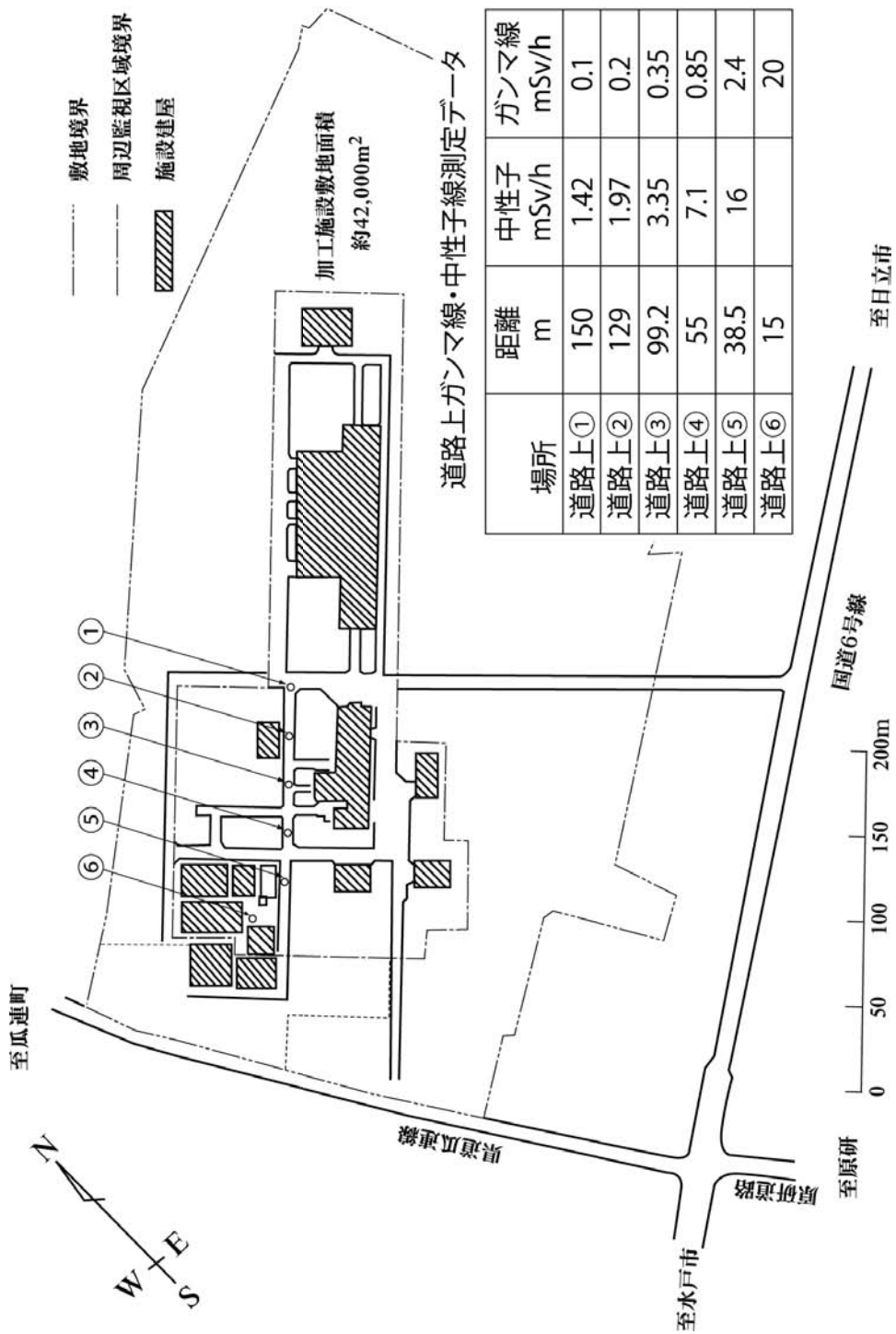
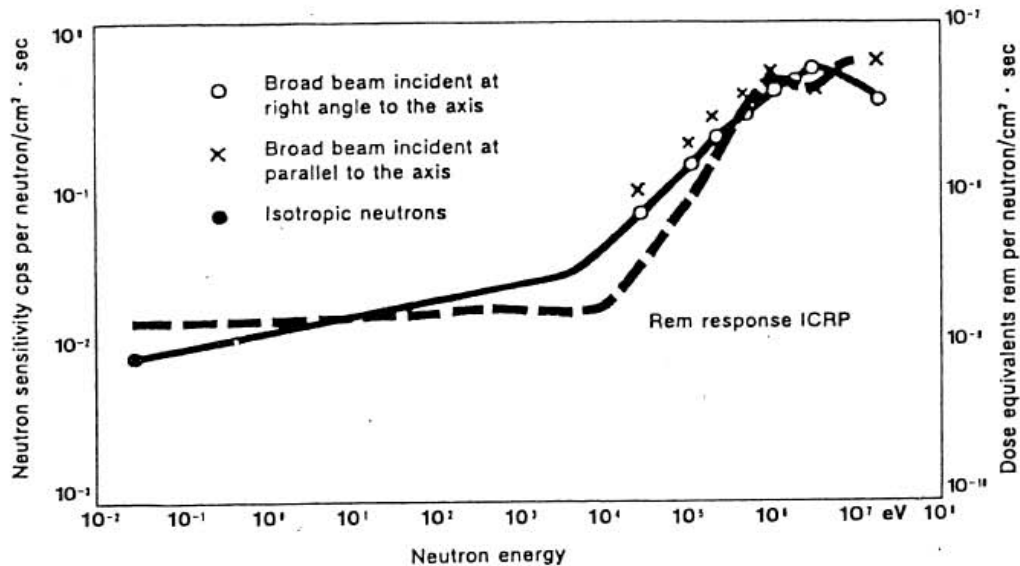


図8 中性子・ガンマ線追加測定点・測定結果

Studsvik 2202D



富士電機 NSN 1

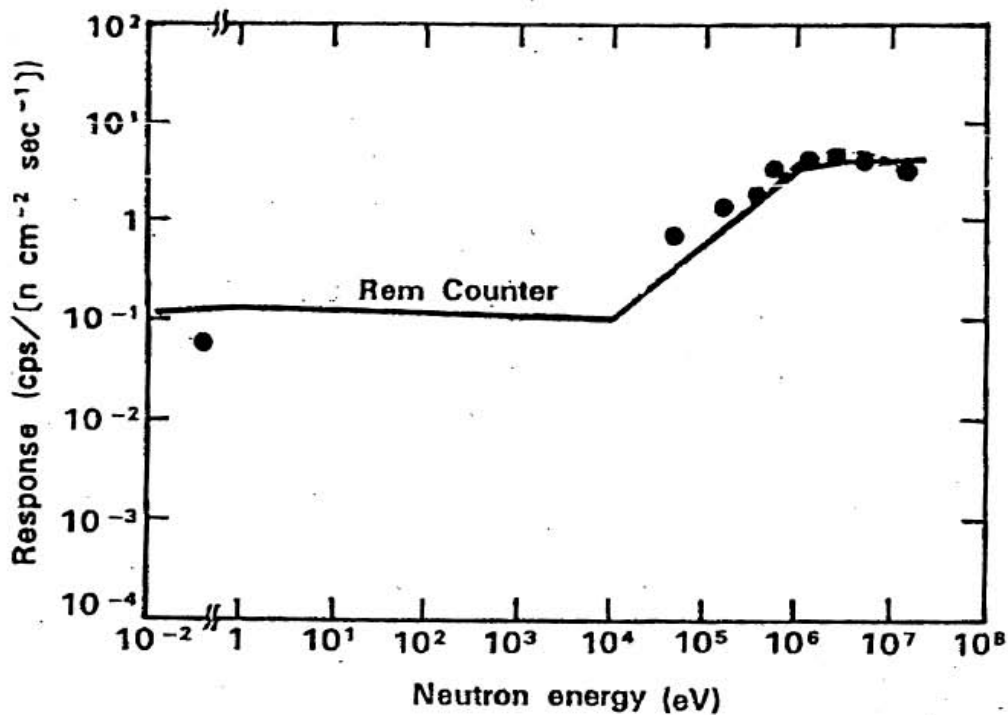
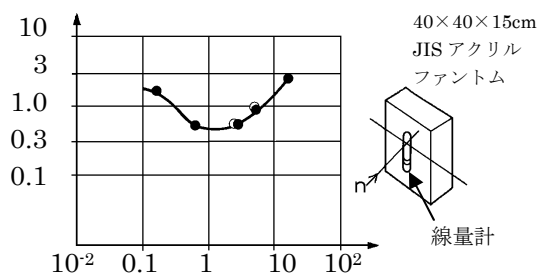
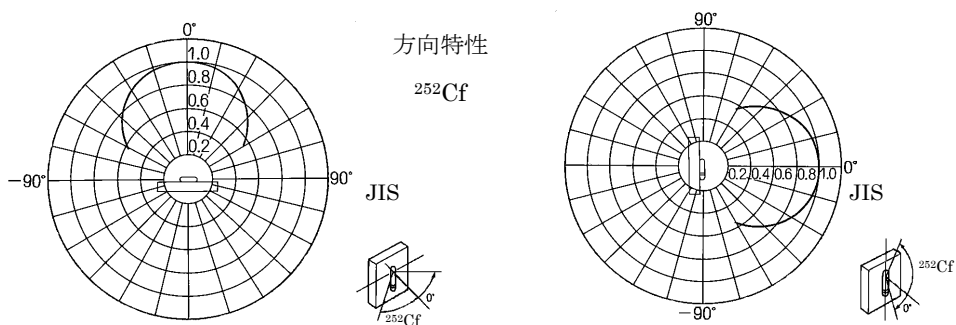


図9 レムカウンタのエネルギー特性図

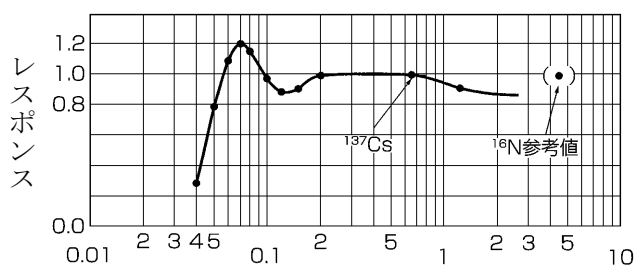


PDM313 中性子エネルギー(MeV)

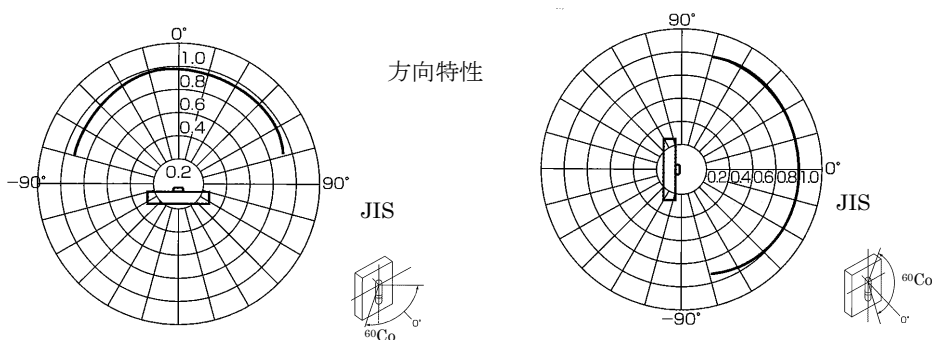


PDM-313 方向特性

PDM3-13 方向特性



PDM112 実効エネルギー(keV)

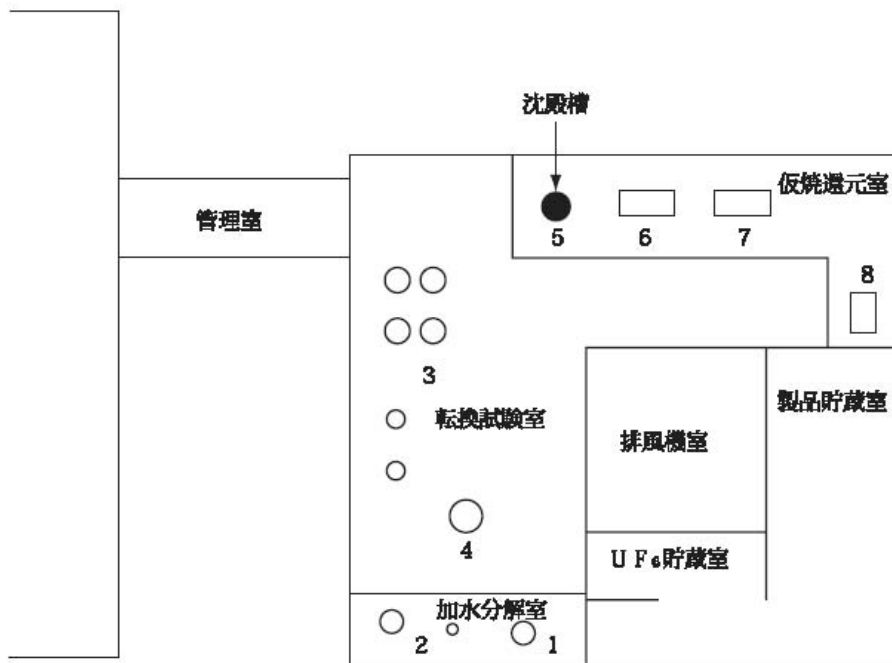


PDM-112 方向特性

PDM-112 方向特性

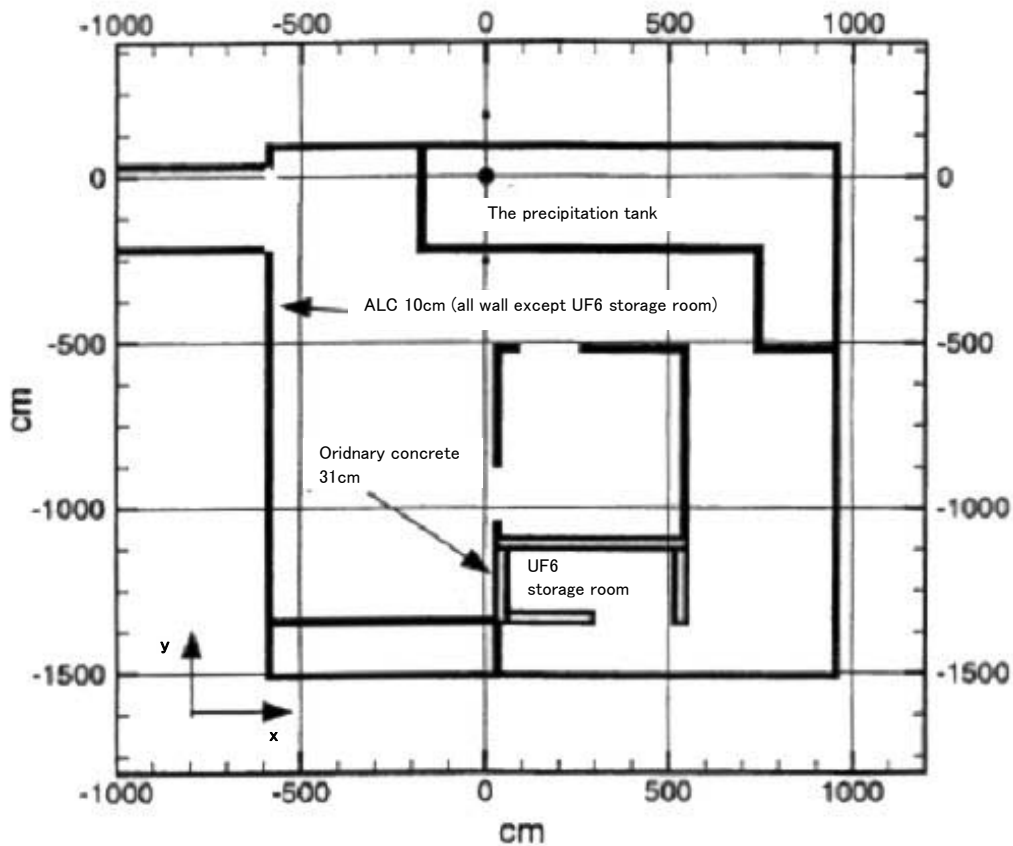
図 10 PDM313 (上) PDM112 (下) 特性図

変更許可申請書より抜粋



No.	設備及び機器の種類	個数
1	UF ₆ 加熱装置	2基
2	UF ₆ 加水分解装置	1基
3	溶媒抽出装置	1基
4	溶解装置	1基
5	沈殿装置	2基
6	仮焼装置	1基
7	還元装置	1基
8	混合装置	1基

図 11 転換棟内配置図



The calculation model 2/3 for JCO critical accident

図 12 転換棟内沈殿槽モデル化図

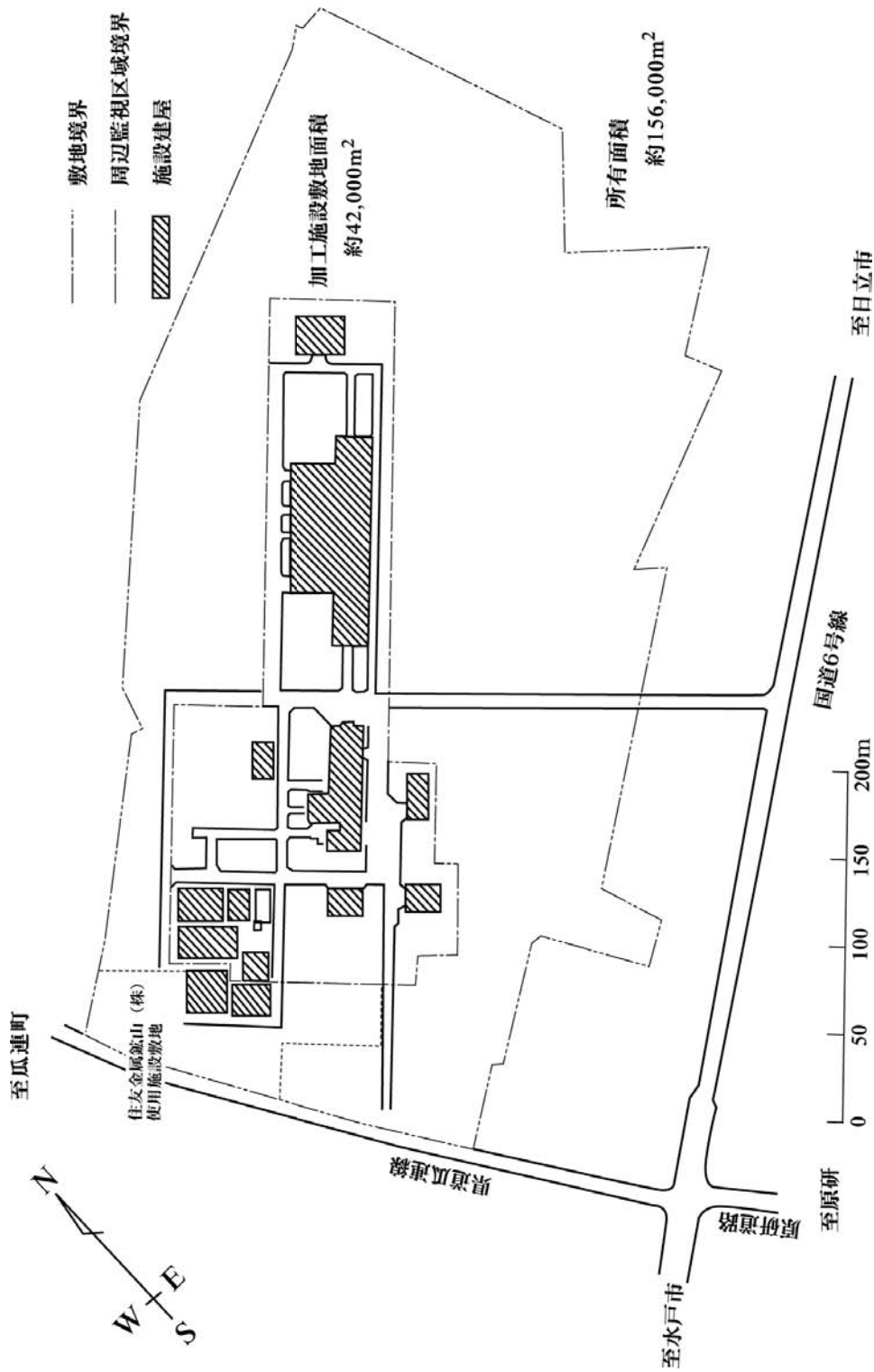


図13 JCO 敷地内で散乱・遮蔽を考慮すべき建物（斜線で示す）

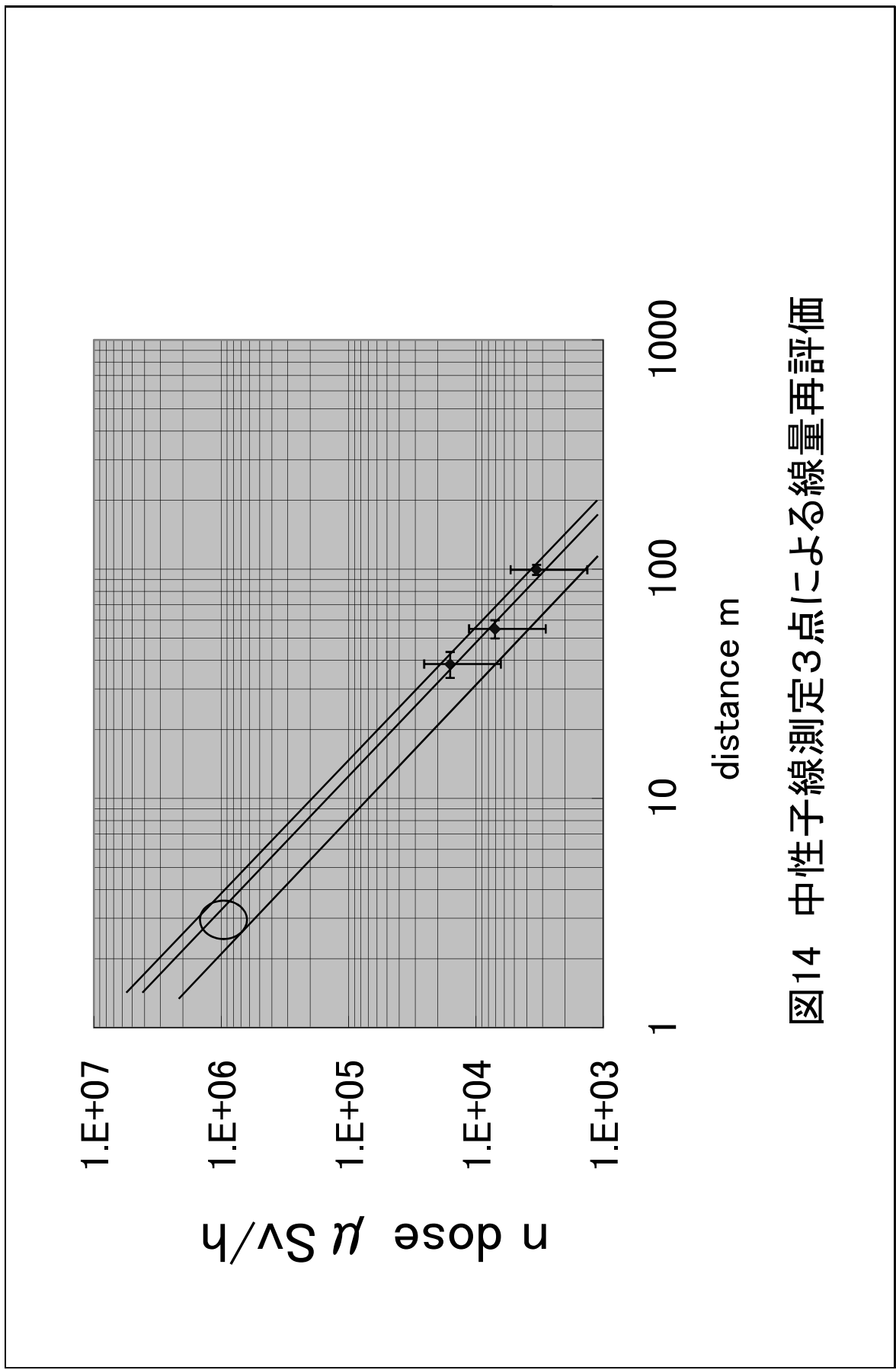


図14 中性子線測定3点による線量再評価

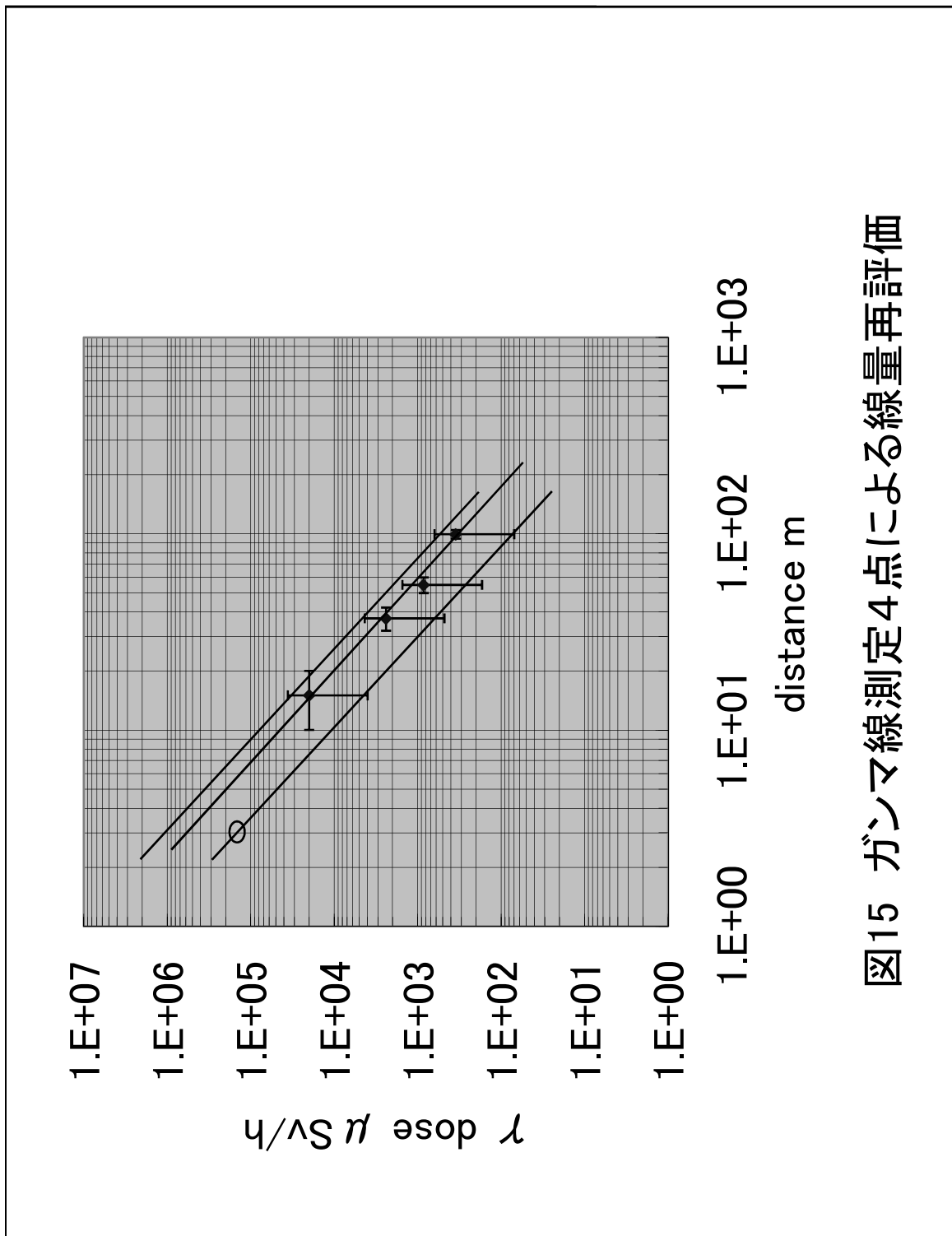
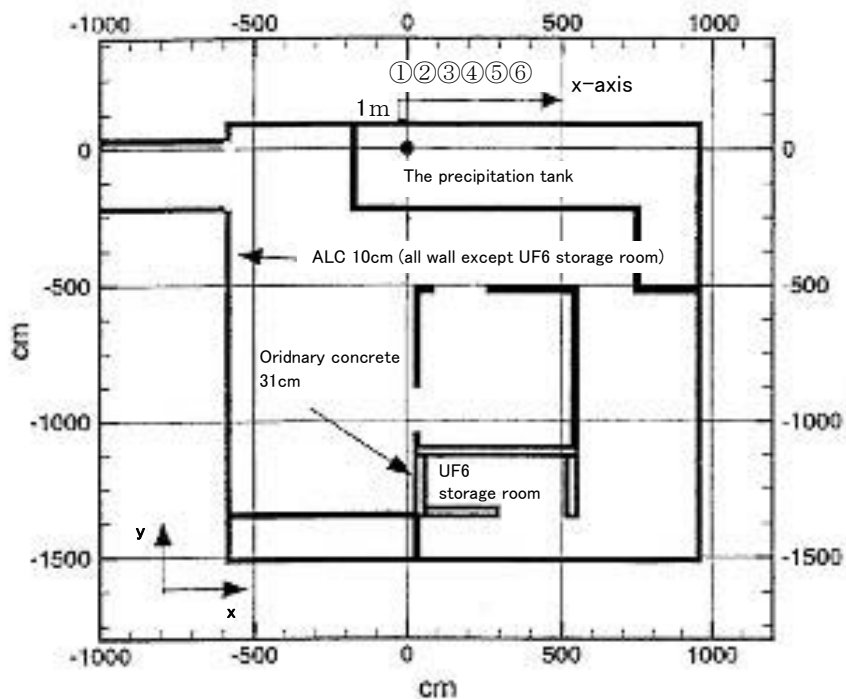


図15 ガンマ線測定4点による線量再評価



図 16 水抜き終了後の冷却塔周辺



The calculation model 2/3 for JCO critical accident

MCNP 計算地点

位置	X座標 cm	mSv/min
①	0	414
②	100	301
③	200	156
④	300	79
⑤	400	43

MCNP 計算値

図 17 沈殿槽近傍 MCNP 計算地点・計算値

表1 1999.10.01冷却水抜き取り作業マイドーズ測定結果

作成 1999.10.01

時刻	作業者及び運転者名		作業者1被曝線量(mSv)			作業者2被曝線量(mSv)			運転者被曝線量(mSv)			作業内容
	出発	戻り	作業者1	作業者2	運転者	γ	n1	n2	γ	n1	n2	
1	2:35	2:38	A	B	S	7.15	91.20	/	7.87	111.92	/	ポラロイド3枚撮影
2	3:01	3:03	C	D	T	2.465	36.20	39.13	2.282	28.36	27.47	ポンプ運転中を確認
3	3:22	3:25	E	F	S	1.437	19.49	18.78	1.596	28.42	25.87	水抜きバルブ開、給水バルブ閉
4	3:48	3:59	G	H	G	0.002	0.04	0.05	0.002	0.05	0.04	工務課よりハンマー持ち出し
5	4:16	4:19	I	J	U	3.835	49.80	52.21	4.382	39.46	36.79	クーリングタワー下部配管ハンマーにて破壊
6	4:41	4:43	K	L	U	5.47	51.9	52.2	5.73	67.9	58.9	ユニオン継ぎ手部ゆるめ
7	4:59	5:02	M	N	U	4.24	61.34	61.06	5.236	47.08	49.91	ユニオン下部持ち帰り
8	5:19	5:22	O	P	U	3.923	42.79	45.53	5.346	表示なし		フランジボルト4本ゆるめ
9	5:44	5:45	H	Q	U	3.228	36.42	34.32	2.948	43.17	42.87	ノズル取り付け
10	6:00	6:04	R	G	U	2.322	36.73	37.32	0.159	2.13	2.30	Arパージ、水抜き確認

注1 n1、n2は、中性子線を2個の線量計で測定

