



JAEA-Data/Code
2006-019

Program for Rapid Dose Assessment in Criticality Accident, RADAPAS

Fumiaki TAKAHASHI

Research Group of Radiation Protection
Nuclear Science and Engineering Directorate

September 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

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/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4

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

電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2006

Program for Rapid Dose Assessment in Criticality Accident, RADAPAS

Fumiaki TAKAHASHI

Division of Environment and Radiation Sciences
Nuclear Science and Engineering Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 3, 2006)

In a criticality accident, a person near fissile material can receive extremely high dose which can cause acute health effect. For such a case, medical treatment should be carried out for the exposed person, according to severity of the exposure. Then, radiation dose should be rapidly assessed soon after an outbreak of an accident. Dose assessment based upon the quantity of induced ^{24}Na in human body through neutron exposure is expected as one of useful dosimetry techniques in a criticality accident. A dose assessment program, called RADAPAS (RApid Dose Assessment Program from Activated Sodium in Criticality Accidents), was therefore developed to assess rapidly radiation dose to exposed persons from activity of induced ^{24}Na . RADAPAS consists of two parts; one is a database part and the other is a part for execution of dose calculation. The database contains data compendiums of energy spectra and dose conversion coefficients from specific activity of ^{24}Na induced in human body, which had been derived in a previous analysis using Monte Carlo calculation code. Information for criticality configuration or characteristics of radiation in the accident field is to be interactively given with interface displays in the dose calculation. RADAPAS can rapidly derive radiation dose to the exposed person from the given information and measured ^{24}Na specific activity by using the conversion coefficient in database.

This report describes data for dose conversions and dose calculation in RADAPAS and explains how to use the program.

Keywords: Dose Assessment System, RADAPAS, Activated Sodium (Sodium-24), Criticality Accident, Energy Spectrum, Radiation Dose, Neutron, Gamma-ray, Specific Activity of ^{24}Na

臨界事故時の迅速線量評価プログラム, RADAPAS

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門
環境・放射線工学ユニット
高橋 史明

(2006年7月3日受理)

臨界事故においては、核分裂性物質の近傍にいる者は急性障害の原因となるような高線量の被ばくを受ける可能性がある。このような場合、被ばくの重度を考慮して、医療措置を遂行する必要がある。そのため、事故発生直後の段階で線量を評価する必要がある。中性子被ばくに伴い体内に生成される²⁴Naの放射能値に基づく線量評価は、臨界事故時の有効な手法の一つとされている。そこで、生成される²⁴Naの放射能から被ばく者の線量を迅速に算出するプログラム、RADAPAS(臨界事故時における放射化ナトリウムからの迅速線量評価プログラム)を開発した。RADAPASは、大きくデータベース部と線量計算部の2つから構成される。データベース部は、以前のモンテカルロ計算コードを用いた解析で得たエネルギースペクトル及び²⁴Na量からの線量換算係数を含む。線量計算においては、事故現場の線源条件あるいはエネルギースペクトルを対話形式により表示画面を用いて入力する。RADAPASは、入力された情報及び²⁴Naの比放射能測定値からデータベースにある換算係数を用いて被ばく者の受けた線量を迅速に算出する。

本報告書では、RADAPASにおける線量評価法及び線量換算係数データを示すとともに、使用法を記す。

Contents

1. Introduction	1
2. Overview of RADAPAS	2
2.1 Incorporated data in RADAPAS	2
2.2 Dose calculation in RADAPAS	2
2.2.1 Dose calculation based upon the information for the criticality configuration in an accident ...	3
2.2.2 Dose calculation with the energy spectrum analyzed after an accident	3
3. Availability of RADAPAS	3
4. Conclusions	5
References	5
Appendix-A Conversion coefficients from specific activity of ²⁴Na induced in human body to radiation dose averaged over a whole body	9
Appendix-B User's Manual of RADAPAS (in English)	29
Appendix-C User's Manual of RADAPAS (in Japanese)	57

目次

1. 緒言	1
2. RADAPAS の概要	2
2.1 RADAPAS へ内蔵されているデータ	2
2.2 RADAPAS における線量計算	2
2.2.1 事故時の臨界体系に係る情報に基づく線量評価	3
2.2.2 事故後に解析されたエネルギースペクトルを用いた線量評価	3
3. RADAPAS の性能検証	3
4. 結言	5
参考文献	5
付録-A 人体内に生成される ^{24}Na の比放射能値から全身平均線量への換算係数	9
付録-B RADAPAS の使用マニュアル(英語版)	29
付録-C RADAPAS の使用マニュアル(日本語版)	57

1. Introduction

Most of past criticality accidents had occurred at nuclear fuel processing facilities during 1950s to 1960s¹⁾. The possibility of a criticality accident has become little in recent years, because technical devices and procedure manuals have been modified to prevent uncontrolled excursions in fissile material. A criticality accident, however, occurred in a Russian nuclear facility (Sarov) in 1997²⁾. Following in 1999, unapproved procedures in processing nuclear fuel brought about the first criticality accident in Japan (Tokai-mura)³⁾. The workers near the fissile material received fatal radiation dose in the recent two accidents^{2), 3), 4)}. In such a case of severe exposure, information about radiation dose to an exposed person is necessary for judgment of the medical treatment^{4), 5), 6)}. Thus, managements for dosimetry in a criticality accident should be prepared to operate facilities for nuclear fuel processing or reprocessing by means of precautions. The International Atomic Energy Agency (IAEA) recommends a dosimetry technique for criticality accidents using several kinds of activated foils⁷⁾. In addition, a system using dosimeters is being developed to estimate high radiation doses from neutron and gamma-rays⁸⁾.

Radiation dose to human body can be assessed by utilizing biological material, such as chromosome and blood, if persons are exposed to large amount of radiation. Dose assessments with analyses of chromosome structural aberration in human lymphocytes were applied to some past radiation accidents^{4), 9), 10), 11)}. Especially, dicentrics rarely occur in non-irradiation people¹²⁾ and the observation of dicentric is not too difficult because of its peculiar formation. Then, correlations between the frequency of dicentric and dose are studied for different types of radiation in many laboratories¹²⁾. The magnitude of exposure can be assumed from depletion kinetics of lymphocyte within 48 hours after a severe radiation accident^{5), 6), 13)}. This technique can be carried out with a procedure of usual blood test in a medial facility. In addition, radiation dose was assessed from the activity of ²⁴Na induced in human body element through neutron exposure in past criticality accidents^{2), 4), 14), 15)}. The half life ($T_{1/2}=14.96$ hours) and energies of emitted gamma-rays (1.37MeV and 2.74MeV) of ²⁴Na have advantageous conditions in quantification of activity by gamma-rays spectrometry. On the other hand, the quantitative relation between the activity of induced ²⁴Na and radiation dose to human body significantly depends on energy distribution of neutrons in the accident field. This method alone therefore had been regarded as applicable to screening heavily exposed persons⁷⁾. Thus, a previous analysis¹⁶⁾ using Monte Carlo calculation code MCNP¹⁷⁾ had clarified conversions from ²⁴Na specific activity in human body tissue to radiation dose for hypothesized accidents of criticality accident. The clarified conversions can evaluate radiation dose to exposed persons within certain uncertainty from ²⁴Na specific activity based upon information of the criticality configuration.

From the background in above, a program called RADAPAS (RApid Dose Assessment Program from Activated Sodium in Criticality Accidents), was developed to assess rapidly radiation dose to exposed persons from activity of induced ²⁴Na. RADAPAS involves database of energy spectra and coefficients for dose conversion from quantity of induced ²⁴Na, which had been derived in the previous analysis¹⁶⁾. A user can set the criticality configuration and energy characteristics by a dialogue method with interface displays. Radiation dose to human body can be rapidly calculated from measured ²⁴Na specific activity by the set resources and the conversion coefficients in the database. This report also explains how to use the program, RADAPAS.

2. Overview of RADAPAS

RADAPAS is available for personnel computers running the Windows-XP operation system. Any complicated procedures are not required to carry out dose calculation. RADAPAS consists of two parts. One of them is a database, which contains compendiums of energy spectra and dose conversion coefficients. The other part has execution files for dose calculation from specific activity of induced ^{24}Na .

The section 2.1 and 2.2 describe the database and the dose calculation in RADAPAS, respectively.

2.1 Incorporated data in RADAPAS

Dose conversion from activity of ^{24}Na induced in human body requires information about energy distribution of incident neutrons. It had been stated that configuration of nuclear fuel and its surroundings affect energy spectrum and mixture characteristics of neutrons and gamma-rays in the accident field⁷⁾. Thus the previous analysis¹⁶⁾ had offered data for energy distribution of neutrons and gamma-rays escaping from the prospective configurations in facilities of nuclear fuel processing or reprocessing. Dose conversion coefficients from quantity of induced ^{24}Na had been derived in the simulations, where a whole body had been assumed to receive uniform exposure with each calculated energy distribution. These data were incorporated as databases in RADAPAS. In addition, an energy spectrum can be assessed by other calculation with the information of an accident field or a measurement with the dosimetric systems recommended by IAEA⁷⁾. Thus conversion coefficients for mono-energetic radiations are also prepared to utilize such energy spectrum with arbitrary energy bin.

A gamma-ray spectrometry is to be performed for blood sample with a Ge semi-conductor detector to measure the activity of ^{24}Na induced in body tissue⁴⁾. Otherwise, a whole body counter is to be applied to measure the induced ^{24}Na activity. RADAPAS therefore prepares data for dose conversion from specific activity of ^{24}Na averaged over soft tissue of a whole body or over a whole body. As incident direction of radiations to human body also affects the dose conversion from ^{24}Na specific activity^{16), 18)}, RADAPAS involves dose conversion coefficients for frontal or lateral irradiation geometries.

The data in RADAPAS can give radiation doses to whole body, bone marrow over whole body and lung tissue. Since acute health effect should be considered in high dose exposure, the unit of conversion coefficient is absorbed dose per ^{24}Na specific activity, Gy/(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g). Doses from external neutrons and gamma-rays are separately given. Two dose components are separately calculated for the neutron exposure here. One is the dose from gamma-rays emitted through capture reaction of thermalized neutrons by elements of human body elements ('2nd gamma dose') and the other is dose due to energy deposition by other charged particles ('Neutron dose')¹⁶⁾. The dose due to gamma ray exposure is called as 'Gamma-ray dose' in RADAPAS.

Appendix A lists conversion coefficients from ^{24}Na specific activity to whole body dose.

2.2 Dose calculation in RADAPAS

Energy spectrum in the accident field should be firstly determined in dose calculation with RADAPAS. Following, radiation doses are calculated based upon the energy spectrum from the measured ^{24}Na specific activity. A user can select the two methods to carry out dose calculation as below.

The manuals for dose calculation are described in Appendix B (in English) and in Appendix C (in

Japanese) in detail.

2.2.1 Dose calculation based upon the information for the criticality configuration in an accident

This method is to be applied to the case, where the criticality configuration is informed after an accident. In RADAPAS, dose calculation can be performed with the incorporated data for the configuration in **Table 1**, which are supposed as accident conditions in nuclear fuel processing or reprocessing facilities. The criticality system closest to the accident condition should be selected from Table 1 by a dialogue method with the display in **Fig.1**. The energy spectra and dose conversion coefficients are automatically selected from the incorporated database, according to the interactively defined condition. The selected energy spectra can be seen as a graphic format. Radiation dose to exposed persons can be calculated by multiplying the measured ^{24}Na specific activity by the selected coefficients in RADAPAS. If a user obtains information for a condition of irradiation geometry and the method of gamma-rays spectrometry for ^{24}Na activity measurement, these resources should be defined to utilize appropriate dose conversion coefficients in RADAPAS. The utilized conversion coefficient and calculated doses can be saved as a table in the Excel file. The ratio of neutron dose to gamma-rays can be also confirmed with a graphic format.

2.2.2 Dose calculation with the energy spectrum analyzed after an accident

It can be considered that energy distribution of radiations is analyzed for an accident field by the radiation transport calculation with more information. The dosimetry system recommended by IAEA can assume neutron energy spectrum by measurement using various kinds of activated foils⁷⁾. As described in section 2.1, energy spectra in RADAPAS had been ideal conditions, where contribution of radiations scattered at room walls had not been taken into account¹⁶⁾. Thus, the energy spectrum obtained with a certain calculation or a measurement is preferable to be applied to dose calculation from ^{24}Na specific activity. In RADAPAS, energy spectrum can be set with the display in **Fig.2** by referring to the estimated spectrum. The dose conversion coefficient for each energy bin is calculated by interpolation of the data for mono-energetic neutron exposure using a 4-point Lagrangian formula on a log-log scale.

Activation of sodium in human body cannot directly relate to gamma-ray exposure. Thus, the gamma-ray dose can be assumed from the quantity of induced ^{24}Na only in the case, where a user can get information about the ratio of fluence of gamma rays to that of neutrons and the energy spectrum for gamma-rays and in an accident field. If these two resources are informed, the gamma-ray dose can be calculated with conversion coefficients from unit fluence to radiation dose for mono-energetic photon exposure and neutron dose in RADAPAS.

3. Availability of RADAPAS

In some past criticality accidents, radiation doses to heavily exposed persons were assessed from activated sodium through neutron exposure. Among the dose assessments in the past accidents, the National Institute on Radiological Sciences (NIRS) reported the dose conversion from the measured ^{24}Na specific activity for heavily exposed persons in the first criticality accident in Japan in detail⁴⁾. Thus, to check its availability, RADAPAS was applied to neutron dose assessment for the heavily exposed persons. The used dose conversion coefficients and result were compared with those in the initial dose estimation soon after

the accident, which had been carried out by NIRS⁴⁾.

In the dose assessment by NIRS, a neutron energy spectrum was calculated with consideration of structure of the uranium solution fuel and the stainless-steel container by the ANISN code⁴⁾. Specific activity of induced ²⁴Na per unit neutron fluence for the energy spectrum was derived from the capture probability of human body, which had been calculated by using a BOMAM-type phantom⁴⁾ by the Oak Ridge National Laboratory¹⁸⁾. The irradiation geometry was assumed as uniform exposure from the frontal side for the first approximation in an emergency case, although NIRS recognized heterogeneous exposure of the exposed persons⁴⁾. Organ doses per unit fluence were derived with the dose conversion coefficients in ICRP Publication 74¹⁹⁾. After that, radiation dose over a whole body was assessed by averaging the dose for each tissue weighted by the mass of individual tissue⁴⁾. Thus, NIRS derived the conversion coefficient of radiation dose to the whole body from neutron exposure as 6.6×10^{-5} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g))⁴⁾. The ratio of dose from gamma-ray exposure to dose from neutron was assessed from the radiation monitoring in the emergency management⁴⁾. The IAEA technical report⁷⁾ shows the ratio of neutron to gamma-ray in air kerma as a graphic style for nuclear solution fuel with various sizes. The data reported by IAEA was also utilized in the dose assessment by NIRS⁴⁾. The former method and the latter method had given the conversion coefficients of 1.03×10^{-4} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g)) and 1.59×10^{-4} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g)) for radiation dose from external gamma-rays, respectively⁴⁾.

In RADAPAS, the closest criticality system to the accident should be firstly selected from the configurations in Table 1. A dose conversion coefficient from ²⁴Na specific activity is automatically selected, according to the selected system. A criticality configuration with the solution fuel (r=23.8cm) and the stainless-steel container (t=3mm) was selected from Table 1⁴⁾. The conversion coefficients for the ‘neutron dose’ and the ‘2nd-gamma-ray dose’ are 6.23×10^{-5} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g)) and 1.26×10^{-5} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g)) for the configuration, respectively. Thus, the sum of dose conversions for external neutron exposure is 7.49×10^{-5} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g)) for the selected configuration. This value agrees with the coefficients given by NIRS soon after the accident within 15 %. The difference is due to the energy spectrum and interpolation method in the dose conversion from quantity of ²⁴Na. The conversion coefficient for the ‘gamma-ray dose’ is 1.04×10^{-4} (Gy/(²⁴Na-Bq/²³Na-g)). This is very close to the value given by NIRS, which had been derived based upon the radiation monitoring results.

In addition, the radiation doses to heavily exposed persons were analyzed with a computational method using radiation transport codes in detail²⁰⁾. The calculation used the source and human models, which had been determined with a mock-up facility for the accident condition. The quantitative relation between ²⁴Na specific activity and radiation dose calculated in the numerical analysis agreed well with the conversion coefficients in database of RADAPAS. This result suggests that RADAPAS can give radiation dose for heterogeneous exposure near a criticality configuration.

The incorporated data in RADAPAS are based upon the analyses, which had been performed for hypothesized conditions without consideration for scattered radiations from room walls. Thus, an actual accident field can give a different quantitative relation between induced ²⁴Na activity and radiation dose to human body from the data in RADAPAS. The application of the dose conversion coefficient in RADAPAS to a realistic accident field had been verified with an experiment at the Transient Experiment Critical Facility (TRACY) in the Japan Atomic Energy Agency (JAEA)²¹⁾. The experiment is described in the

reference 21) in detail.

Sodium chloride (NaCl) solution contained in a water slab phantom had been exposed to neutrons from the TRACY core tank. Neutron doses were derived from the specific activity of ^{24}Na induced in the NaCl solution with the method in section 2.1. The structure of TRACY core tank was taken into account to select the criticality system. Neutron dose was calculated as 8.5 Gy based upon the specific activity of ^{24}Na induced in the irradiated NaCl solution with RADAPAS. The using dosimeter system⁸⁾ and calculation²¹⁾ gave neutron dose between 6.2 Gy and 7.2 Gy, respectively. The difference of neutron dose was about 30 % between RADAPAS and the other methods. IAEA presents acceptable uncertainty of 50% for an initial dose assessment within 48 hours after the occurrence of a criticality accident⁷⁾. Then, it can be assumed that RADAPAS is applicable to rapid dose assessment in the initial stage after a criticality accident.

4. Conclusions

RADAPAS can rapidly calculate radiation doses to exposed persons from specific activity of ^{24}Na induced in their bodies in criticality accidents. The dose calculation can be carried out with information for a criticality configuration or radiation characteristic in an accident field. Any complicated procedures are not required in the dose calculation. The availability of RADAPAS was verified by the comparison of the radiation dose of the heavily exposed persons in the first criticality accident in Japan with the values, which had been given by NIRS soon after the accident. An experiment in TRACY clarified that RADAPAS is applicable to dose assessment in a realistic accident field. Then, it can be concluded here that RADAPAS can rapidly give useful information of radiation dose medical staff to determine effective treatments in the initial stage soon after an outbreak of a criticality accident.

References

- 1) N.Watanabe and H.Tamaki: "Review and Compilation of Criticality Accidents in Nuclear Fuel Processing Facilities Outside of Japan", JAERI-Review 2000-006 (2000). (in Japanese)
- 2) International Atomic Energy Agency (IAEA): "The Criticality Accident in Sarov", International Atomic Energy Agency, Vienna, STI/PUB/1106, ISBN92-0-100101-0 (2001).
- 3) Nuclear Safety Commission of Japan: "The Report of the Criticality Accident Investigation Committee on the Criticality Accident at a Uranium Processing Plant", Nuclear Safety Commission, Tokyo (1999). (in Japanese)
- 4) K.Fujimoto *ed.*: "Final Report on Dose Estimation for Three Victims of JCO Accident", NIRS-R-47 (2002).
- 5) R.E.Goans, E.C.Holloway, M.E.Berger and R.C.Ricks: "Early Dose Assessment Following Severe Radiation Accidents", *Health Phys.*, **81**, p.446-449 (2001).
- 6) R.E.Goans, E.C.Holloway, M.E.Berger and R.C.Ricks: "Early Dose Assessment in Criticality Accidents", *Health Phys.*, **72**, p.513-518 (1997).
- 7) International Atomic Energy Agency (IAEA): "Dosimetry for Criticality Accidents - A Manual", Technical Report Series No.211 (1982).
- 8) H.Sono, H.Yanagisawa, A.Ono, T.Kojima and N.Soramasu: "Measurement of neutron and gamma-ray

- absorbed doses under accident conditions at TRACY using tissue-equivalent dosimeters”, Nucl. Sci. Eng., 139, p.209-221 (2001).
- 9) C.Lindholm, S.Salomaa, M.Tekkel, W.Paile, A.Koivistoinen, T.Ilus, and T.Veidebaum: “Biodosimetry after accidental radition exposure by conventional chromosome analysis and FISH”, Int. J. Radiat. Biol., 70, p.647-656 (1996).
 - 10) I.Hayata, R.Kanda, M.Minamihisamatsu, A.Furukawa and M.Sasaki: “Cytogenetical Dose Estimation for 3 Severely Exposed Patients in the JCO Criticality Accident in Tokai-mura”, J. Radiat. Res., 42, Supplement, p.149-155 (2001)
 - 11) A.V.Sevankaev, D.C.Lyloyd, A.A.Edwards, I.K.Khvestunov, G.F.Mikhailova, E.V.Golub, N.N.Shepel, N.M.Nadejina, I.A.Galstian, V.Y.Nugis, L.Barrios, M.R.Caballin and J.F.Barquinero: “A Cytogenetic Follow-up of Some Highly Irradiated Victims of the Chernobyl Accident”, Radiat. Prot. Dosim., 113, p.152-161 (2005).
 - 12) International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU): “Retrospective Assessment of Exposure to Ionising Radiation”, ICRU Report 68 (2002).
 - 13) UNSCEAR: “Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation”, UNSCEAR 1988 Report (1988).
 - 14) G.S.Hurst, R.H.Ritchie and L.C.Emerson: “Accidental Radiation Excursion at the Oak Ridge Y-12 Plant – III: Determination of Radiation Doses”, Health Phys., 2, p.121-133 (1959).
 - 15) G.S.Hurst, R. H.Ritchie, F. W.Sanders, P. W.Reinhardt, J.A.Auxier, E.B.Wagner, A. D.Callihan, and K.Z.Morgan: “Dosimetric Investigation of the Yugoslav Radiation accident”, Health Phys., 5, p.179-202 (1961).
 - 16) F.Takahashi, A.Endo and Y.Yamaguchi: “Dose assessment from activated sodium within a body in criticality accidents”, Radiat. Prot. Dosim., 106, p.197-206 (2003).
 - 17) J.F.Briesmeister *ed.*: “MCNP - A General Monte Carlo N-P Particle Transport Code Version 4B”, LA-12625-M (1997).
 - 18) Y.Feng, K.S.Brown, W.H.Cassee, G.T.Mei, L.F.Miller and M.Thein: “Determination of Neutron Dose from Criticality Accidents with Bioassays for Sodium-24 in Blood and Phosphorus-32 in Hair”, ORNL/TM-12028 (1993).
 - 19) International Commission on Radiological Protection (ICRP): “Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation”, ICRP Publication 74 (1996).
 - 20) A.Endo and Y.Yamaguchi: “Analysis of Dose Distribution for Heavily Exposed Workers in the First Criticality Accident in Japan”, Radiat. Res., 159, p.535-542 (2003).
 - 21) F.Takahashi, A.Endo and Y.Yamaguchi: “Examination for Neutron Dose Assessment Method from Induced Sodium-24 in Human Body in Criticality Accidents”, J. Nucl. Sci. Technol., 42, p.378-383 (2005).

Table 1 Supposed criticality configurations in RADAPAS

Material of fuel		Metal	Solution in a 3mm thickness stainless-steel container						
Surrounding and its thickness (cm)	Radius of solution fuel (cm)		17.4	18.6	20.2	23.8	30.0	42.4	50.0
		None	○	○	○	○	○	○	○
Concrete	10	○	○	○	○	○	○	○	○
	20	○	○	○	○	○	○	○	○
	30	○	○	○	○	○	○	○	○
	40	○	○	○	○	○	○	○	○
	50	○	○	○	○	○	○	○	○
Heavy-type Concrete	10	○	○	○	○	○	○	○	○
	20	○	○	○	○	○	○	○	○
	30	○	○	○	○	○	○	○	○
	50	○	○	○	○	○	○	○	○
Iron	5	○	○	○	○	○	○	○	○
	10	○	○	○	○	○	○	○	○
	20	○	○	○	○	○	○	○	○
	30	○	○	○	○	○	○	○	○
	50	○	○	○	○	○	○	○	○
Lead	5	○	○	○	○	○	○	○	○
	10	○	○	○	○	○	○	○	○
	20	○	○	○	○	○	○	○	○
	50	○	○	○	○	○	○	○	○

○: Available configurations

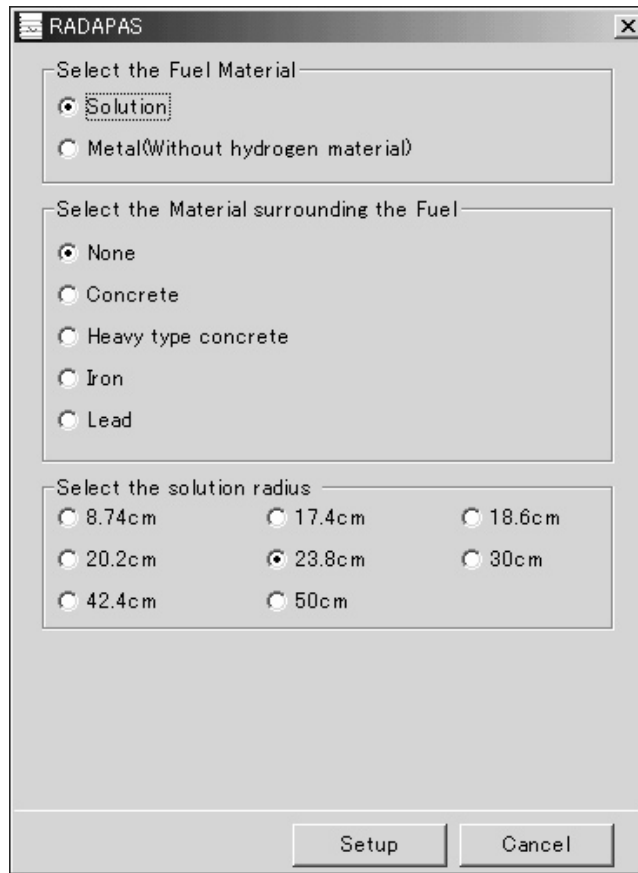


Fig.1 Display for definition of criticality configuration in RADAPAS

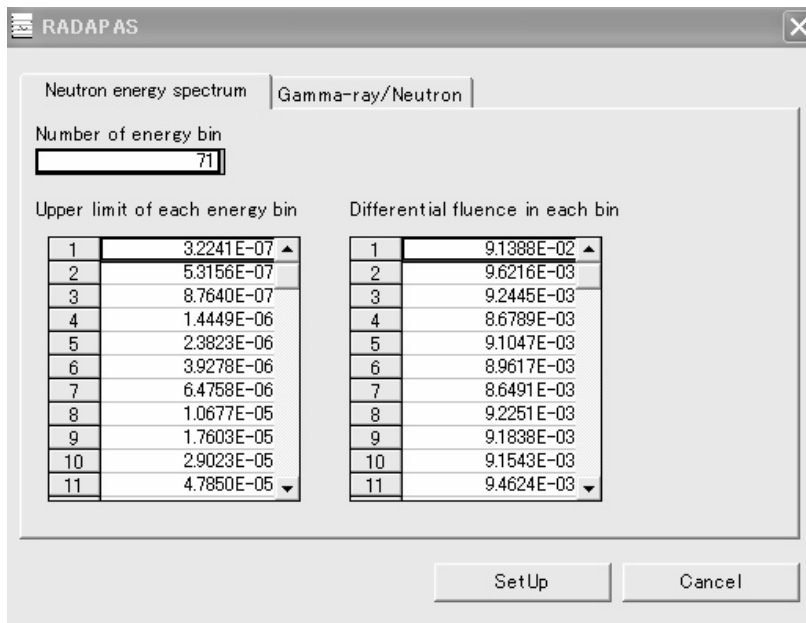


Fig.2 Display for definition of arbitrary neutron energy spectrum

Appendix-A Conversion coefficients from specific activity of ^{24}Na induced in human body to radiation dose averaged over a whole body

RADAPAS involves conversion coefficients from ^{24}Na specific activity to radiation dose to human body. Dose calculation is carried out with the coefficients in RADAPAS. Among them, conversion coefficients for radiation dose over a whole body are listed in tables in Appendix-A. The coefficients involved in RADAPAS are derived with analyses, where a whole body is uniformly exposed, as described in the text of Section 2.1. However, the presented numerical values are available to judge severity of exposure in the initial stage soon after accident.

The data in column A) are preferable to dose calculation based upon ^{24}Na specific activity measured by gamma-ray spectrometry of a blood sample. On the other hand, the data in column B) are preferable to dose calculation based upon ^{24}Na specific activity measured by a whole body counter. The data for frontal irradiation geometry can be also applied to the irradiation from the back side of body. The '2nd gamma-ray dose' is due to energy deposition by gamma-rays induced through neutron capture reaction of elements in human body. The 'Neutron dose' is radiation dose by energy deposition of other charged particles in neutron exposure. Only the 'Gamma-ray dose' relates to gamma-ray exposure in criticality accidents.

In RADAPAS, the conversion coefficients are automatically selected in dose calculation, if a user selects the flowchart depicted in Fig.B-5 or Fig.C-5.

Table A-1 Fissile material without any surroundings (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	8.504×10^{-5}	1.092×10^{-4}	8.436×10^{-5}	1.057×10^{-4}
2 nd gamma-ray dose	1.299×10^{-5}	1.295×10^{-5}	1.288×10^{-5}	1.254×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.091×10^{-6}	1.370×10^{-5}	8.027×10^{-6}	1.327×10^{-5}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	6.624×10^{-5}	8.691×10^{-5}	6.624×10^{-5}	8.419×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.264×10^{-5}	1.264×10^{-5}	1.264×10^{-5}	1.255×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.319×10^{-5}	1.090×10^{-4}	6.319×10^{-5}	1.056×10^{-4}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	6.503×10^{-5}	8.555×10^{-5}	6.515×10^{-5}	8.290×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.261×10^{-5}	1.257×10^{-5}	1.264×10^{-5}	1.218×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.083×10^{-5}	1.392×10^{-4}	8.098×10^{-5}	1.348×10^{-4}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	6.367×10^{-5}	8.419×10^{-5}	6.295×10^{-5}	8.455×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.251×10^{-5}	1.251×10^{-5}	1.237×10^{-5}	1.256×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.342×10^{-5}	1.612×10^{-4}	9.236×10^{-5}	1.619×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	6.232×10^{-5}	8.230×10^{-5}	6.232×10^{-5}	7.950×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.256×10^{-5}	1.241×10^{-5}	1.256×10^{-5}	1.199×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.040×10^{-4}	1.796×10^{-4}	1.040×10^{-4}	1.735×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	6.121×10^{-5}	8.110×10^{-5}	6.155×10^{-5}	7.864×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.248×10^{-5}	1.246×10^{-5}	1.255×10^{-5}	1.208×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.196×10^{-4}	2.072×10^{-4}	1.202×10^{-4}	2.009×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	6.049×10^{-5}	8.015×10^{-5}	6.094×10^{-5}	7.776×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.241×10^{-5}	1.236×10^{-5}	1.250×10^{-5}	1.199×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.458×10^{-4}	2.530×10^{-4}	1.469×10^{-4}	2.454×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	6.022×10^{-5}	7.975×10^{-5}	6.068×10^{-5}	7.732×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.237×10^{-5}	1.238×10^{-5}	1.246×10^{-5}	1.201×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.584×10^{-4}	2.794×10^{-4}	1.595×10^{-4}	2.665×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-2 Fissile material with 10cm thickness concrete (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	4.521×10^{-5}	6.042×10^{-5}	4.563×10^{-5}	5.850×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.226×10^{-5}	1.225×10^{-5}	1.238×10^{-5}	1.186×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.969×10^{-6}	1.606×10^{-5}	9.052×10^{-6}	1.555×10^{-5}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	4.015×10^{-5}	5.415×10^{-5}	4.078×10^{-5}	5.245×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.200×10^{-5}	1.194×10^{-5}	1.218×10^{-5}	1.157×10^{-5}
Gamma-ray dose	4.562×10^{-5}	8.067×10^{-5}	4.634×10^{-5}	7.814×10^{-5}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	4.008×10^{-5}	5.362×10^{-5}	4.074×10^{-5}	5.198×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.190×10^{-5}	1.184×10^{-5}	1.210×10^{-5}	1.148×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.741×10^{-5}	1.014×10^{-4}	5.835×10^{-5}	9.829×10^{-5}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	3.944×10^{-5}	5.332×10^{-5}	4.011×10^{-5}	5.166×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.194×10^{-5}	1.190×10^{-5}	1.214×10^{-5}	1.153×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.500×10^{-5}	1.148×10^{-4}	6.612×10^{-5}	1.112×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	3.944×10^{-5}	5.336×10^{-5}	4.014×10^{-5}	5.171×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.191×10^{-5}	1.194×10^{-5}	1.212×10^{-5}	1.157×10^{-5}
Gamma-ray dose	7.406×10^{-5}	1.309×10^{-4}	7.536×10^{-5}	1.268×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	3.937×10^{-5}	5.328×10^{-5}	4.311×10^{-5}	5.164×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.195×10^{-5}	1.195×10^{-5}	1.309×10^{-5}	1.158×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.560×10^{-5}	1.513×10^{-4}	9.373×10^{-5}	1.466×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	3.940×10^{-5}	5.345×10^{-5}	4.016×10^{-5}	5.182×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.192×10^{-5}	1.185×10^{-5}	1.215×10^{-5}	1.148×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.043×10^{-4}	1.847×10^{-4}	1.064×10^{-4}	1.791×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	3.953×10^{-5}	5.360×10^{-5}	4.027×10^{-5}	5.196×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.192×10^{-5}	1.185×10^{-5}	1.214×10^{-5}	1.148×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.115×10^{-4}	1.975×10^{-4}	1.136×10^{-4}	1.914×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-3 Fissile material with 20cm thickness concrete (Unit: Gy($^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	3.129×10^{-5}	4.262×10^{-5}	3.202×10^{-5}	4.134×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.172×10^{-5}	1.173×10^{-5}	1.199×10^{-5}	1.137×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.229×10^{-5}	4.119×10^{-5}	2.281×10^{-5}	3.995×10^{-5}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	3.084×10^{-5}	4.207×10^{-5}	3.168×10^{-5}	4.083×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.159×10^{-5}	1.161×10^{-5}	1.190×10^{-5}	1.126×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.647×10^{-5}	1.027×10^{-4}	5.800×10^{-5}	9.969×10^{-5}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	3.069×10^{-5}	4.191×10^{-5}	3.153×10^{-5}	4.068×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.160×10^{-5}	1.160×10^{-5}	1.192×10^{-5}	1.126×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.653×10^{-5}	1.201×10^{-4}	6.836×10^{-5}	1.166×10^{-4}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	3.041×10^{-5}	4.155×10^{-5}	3.125×10^{-5}	4.032×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.156×10^{-5}	1.162×10^{-5}	1.188×10^{-5}	1.128×10^{-5}
Gamma-ray dose	7.295×10^{-5}	1.316×10^{-4}	7.498×10^{-5}	1.277×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	3.069×10^{-5}	4.189×10^{-5}	3.155×10^{-5}	4.066×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.156×10^{-5}	1.164×10^{-5}	1.189×10^{-5}	1.129×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.089×10^{-5}	1.460×10^{-4}	8.317×10^{-5}	1.417×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	3.077×10^{-5}	4.209×10^{-5}	3.165×10^{-5}	4.085×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.164×10^{-5}	1.165×10^{-5}	1.197×10^{-5}	1.131×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.179×10^{-5}	1.662×10^{-4}	9.441×10^{-4}	1.613×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	3.116×10^{-5}	4.255×10^{-5}	3.204×10^{-5}	4.131×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.160×10^{-5}	1.166×10^{-5}	1.191×10^{-5}	1.132×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.090×10^{-4}	1.963×10^{-4}	1.121×10^{-4}	1.906×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	3.154×10^{-5}	4.306×10^{-5}	3.245×10^{-5}	4.181×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.159×10^{-5}	1.164×10^{-5}	1.193×10^{-5}	1.130×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.162×10^{-4}	2.096×10^{-4}	1.195×10^{-4}	2.035×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-4 Fissile material with 30cm thickness concrete (Unit: Gy(²⁴Na-Bq/²³Na-g))

Fuel condition	A) ²⁴ Na in soft tissue of a whole body		B) ²⁴ Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	2.601×10 ⁻⁵	3.564×10 ⁻⁵	2.683×10 ⁻⁵	3.461×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.144×10 ⁻⁵	1.149×10 ⁻⁵	1.180×10 ⁻⁵	1.115×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	4.012×10 ⁻⁵	7.482×10 ⁻⁵	4.138×10 ⁻⁵	7.264×10 ⁻⁵
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	2.679×10 ⁻⁵	3.679×10 ⁻⁵	2.766×10 ⁻⁵	3.575×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.142×10 ⁻⁵	1.142×10 ⁻⁵	1.180×10 ⁻⁵	1.110×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	7.472×10 ⁻⁵	1.374×10 ⁻⁴	7.715×10 ⁻⁵	1.335×10 ⁻⁴
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	2.694×10 ⁻⁵	3.696×10 ⁻⁵	2.782×10 ⁻⁵	3.590×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.137×10 ⁻⁵	1.143×10 ⁻⁵	1.174×10 ⁻⁵	1.110×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	8.995×10 ⁻⁵	1.659×10 ⁻⁴	9.289×10 ⁻⁵	1.612×10 ⁻⁴
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	2.674×10 ⁻⁵	3.674×10 ⁻⁵	2.803×10 ⁻⁵	3.608×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.137×10 ⁻⁵	1.145×10 ⁻⁵	1.191×10 ⁻⁵	1.125×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	9.139×10 ⁻⁵	1.678×10 ⁻⁴	9.580×10 ⁻⁵	1.648×10 ⁻⁴
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	2.698×10 ⁻⁵	3.704×10 ⁻⁵	2.789×10 ⁻⁵	3.597×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.139×10 ⁻⁵	1.145×10 ⁻⁵	1.177×10 ⁻⁵	1.112×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	9.951×10 ⁻⁵	1.821×10 ⁻⁴	1.028×10 ⁻⁴	1.768×10 ⁻⁴
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	2.712×10 ⁻⁵	3.733×10 ⁻⁵	2.803×10 ⁻⁵	3.627×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.139×10 ⁻⁵	1.145×10 ⁻⁵	1.177×10 ⁻⁵	1.113×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	8.499×10 ⁻⁵	1.557×10 ⁻⁴	8.782×10 ⁻⁵	1.513×10 ⁻⁴
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	2.743×10 ⁻⁵	3.783×10 ⁻⁵	2.835×10 ⁻⁵	3.675×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.141×10 ⁻⁵	1.147×10 ⁻⁵	1.179×10 ⁻⁵	1.114×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.273×10 ⁻⁴	2.325×10 ⁻⁴	1.316×10 ⁻⁴	2.259×10 ⁻⁴
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	2.744×10 ⁻⁵	3.765×10 ⁻⁵	2.836×10 ⁻⁵	3.658×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.141×10 ⁻⁵	1.146×10 ⁻⁵	1.179×10 ⁻⁵	1.113×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.352×10 ⁻⁴	2.467×10 ⁻⁴	1.397×10 ⁻⁴	2.397×10 ⁻⁴

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-5 Fissile material with 40cm thickness concrete (Unit: Gy($^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	2.351×10^{-5}	3.223×10^{-5}	2.435×10^{-5}	3.134×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.132×10^{-5}	1.139×10^{-5}	1.173×10^{-5}	1.108×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.212×10^{-5}	1.160×10^{-4}	6.433×10^{-5}	1.128×10^{-4}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	2.444×10^{-5}	3.365×10^{-5}	2.533×10^{-5}	3.270×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.129×10^{-5}	1.127×10^{-5}	1.170×10^{-5}	1.095×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.774×10^{-5}	1.815×10^{-4}	1.013×10^{-4}	1.763×10^{-4}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	2.492×10^{-5}	3.426×10^{-5}	2.581×10^{-5}	3.330×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.130×10^{-5}	1.127×10^{-5}	1.170×10^{-5}	1.095×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.086×10^{-4}	2.006×10^{-4}	1.125×10^{-4}	1.950×10^{-4}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	2.467×10^{-5}	3.398×10^{-5}	2.460×10^{-5}	3.302×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.130×10^{-5}	1.143×10^{-5}	1.127×10^{-5}	1.110×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.153×10^{-4}	2.131×10^{-4}	1.150×10^{-4}	2.070×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	2.483×10^{-5}	3.416×10^{-5}	2.572×10^{-5}	3.319×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.125×10^{-5}	1.129×10^{-5}	1.165×10^{-5}	1.096×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.253×10^{-4}	2.310×10^{-4}	1.298×10^{-4}	2.244×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	2.515×10^{-5}	3.462×10^{-5}	2.605×10^{-5}	3.365×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.131×10^{-5}	1.129×10^{-5}	1.172×10^{-5}	1.097×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.349×10^{-4}	2.494×10^{-4}	1.397×10^{-4}	2.424×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	2.552×10^{-5}	3.519×10^{-5}	2.651×10^{-5}	3.421×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.133×10^{-5}	1.143×10^{-5}	1.177×10^{-5}	1.111×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.546×10^{-4}	2.841×10^{-4}	1.606×10^{-4}	2.762×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	2.530×10^{-5}	3.489×10^{-5}	2.621×10^{-5}	3.393×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.132×10^{-5}	1.128×10^{-5}	1.172×10^{-5}	1.097×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.594×10^{-4}	2.938×10^{-4}	1.651×10^{-4}	2.858×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-6 Fissile material with 50cm thickness concrete (Unit: Gy(²⁴Na-Bq/²³Na-g))

Fuel condition	A) ²⁴ Na in soft tissue of a whole body		B) ²⁴ Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	2.281×10 ⁻⁵	3.155×10 ⁻⁵	2.366×10 ⁻⁵	3.066×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.117×10 ⁻⁵	1.122×10 ⁻⁵	1.159×10 ⁻⁵	1.091×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	8.783×10 ⁻⁵	1.646×10 ⁻⁴	9.112×10 ⁻⁵	1.600×10 ⁻⁴
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	2.348×10 ⁻⁵	3.247×10 ⁻⁵	2.434×10 ⁻⁵	3.156×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.124×10 ⁻⁵	1.138×10 ⁻⁵	1.165×10 ⁻⁵	1.106×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.267×10 ⁻⁴	2.361×10 ⁻⁴	1.313×10 ⁻⁴	2.295×10 ⁻⁴
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	2.320×10 ⁻⁵	3.220×10 ⁻⁵	2.406×10 ⁻⁵	3.130×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.123×10 ⁻⁵	1.124×10 ⁻⁵	1.165×10 ⁻⁵	1.092×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.383×10 ⁻⁴	2.579×10 ⁻⁴	1.435×10 ⁻⁴	2.507×10 ⁻⁴
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	2.369×10 ⁻⁵	3.280×10 ⁻⁵	2.458×10 ⁻⁵	3.187×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.124×10 ⁻⁵	1.124×10 ⁻⁵	1.167×10 ⁻⁵	1.092×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.469×10 ⁻⁴	2.735×10 ⁻⁴	1.524×10 ⁻⁴	2.657×10 ⁻⁴
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	2.399×10 ⁻⁵	3.327×10 ⁻⁵	2.490×10 ⁻⁵	3.233×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.126×10 ⁻⁵	1.124×10 ⁻⁵	1.168×10 ⁻⁵	1.093×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.573×10 ⁻⁴	2.924×10 ⁻⁴	1.632×10 ⁻⁴	2.842×10 ⁻⁴
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	2.399×10 ⁻⁵	3.314×10 ⁻⁵	2.488×10 ⁻⁵	3.220×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.126×10 ⁻⁵	1.125×10 ⁻⁵	1.167×10 ⁻⁵	1.093×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.686×10 ⁻⁴	3.133×10 ⁻⁴	1.748×10 ⁻⁴	3.044×10 ⁻⁴
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	2.535×10 ⁻⁵	3.506×10 ⁻⁵	2.630×10 ⁻⁵	3.408×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.120×10 ⁻⁵	1.138×10 ⁻⁵	1.162×10 ⁻⁵	1.106×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.898×10 ⁻⁴	3.513×10 ⁻⁴	1.969×10 ⁻⁴	3.415×10 ⁻⁴
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	2.460×10 ⁻⁵	3.411×10 ⁻⁵	2.552×10 ⁻⁵	3.316×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.126×10 ⁻⁵	1.137×10 ⁻⁵	1.168×10 ⁻⁵	1.105×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.964×10 ⁻⁴	3.638×10 ⁻⁴	2.038×10 ⁻⁴	3.537×10 ⁻⁴

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-7 Fissile material with 10cm thickness heavy-type concrete (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	4.536×10^{-5}	6.034×10^{-5}	4.550×10^{-5}	5.835×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.243×10^{-5}	1.236×10^{-5}	1.246×10^{-5}	1.195×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.332×10^{-5}	2.446×10^{-5}	1.336×10^{-5}	2.365×10^{-5}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	4.484×10^{-5}	5.999×10^{-5}	4.514×10^{-5}	5.808×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.235×10^{-5}	1.219×10^{-5}	1.243×10^{-5}	1.180×10^{-5}
Gamma-ray dose	4.772×10^{-5}	9.092×10^{-5}	4.804×10^{-5}	8.803×10^{-5}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	4.541×10^{-5}	6.072×10^{-5}	4.574×10^{-5}	5.875×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.231×10^{-5}	1.220×10^{-5}	1.240×10^{-5}	1.180×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.766×10^{-5}	1.039×10^{-4}	5.808×10^{-5}	1.005×10^{-4}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	4.528×10^{-5}	6.047×10^{-5}	4.561×10^{-5}	5.853×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.233×10^{-5}	1.220×10^{-5}	1.242×10^{-5}	1.181×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.488×10^{-5}	1.165×10^{-4}	6.535×10^{-5}	1.128×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	4.582×10^{-5}	6.118×10^{-5}	4.615×10^{-5}	5.918×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.234×10^{-5}	1.221×10^{-5}	1.243×10^{-5}	1.181×10^{-5}
Gamma-ray dose	7.345×10^{-5}	1.319×10^{-4}	7.398×10^{-5}	1.276×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	4.647×10^{-5}	6.222×10^{-5}	4.681×10^{-5}	6.021×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.236×10^{-5}	1.223×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.183×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.415×10^{-5}	1.512×10^{-4}	8.476×10^{-5}	1.463×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	4.683×10^{-5}	6.281×10^{-5}	4.720×10^{-5}	6.081×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.231×10^{-5}	1.224×10^{-5}	1.241×10^{-5}	1.185×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.015×10^{-4}	1.818×10^{-4}	1.023×10^{-4}	1.760×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	4.245×10^{-5}	6.293×10^{-5}	4.276×10^{-5}	6.092×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.099×10^{-5}	1.224×10^{-5}	1.107×10^{-5}	1.185×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.044×10^{-4}	1.995×10^{-4}	1.052×10^{-4}	1.893×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-8 Fissile material with 20cm thickness heavy-type concrete (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	3.591×10^{-5}	4.828×10^{-5}	3.623×10^{-5}	4.667×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.225×10^{-5}	1.220×10^{-5}	1.236×10^{-5}	1.180×10^{-5}
Gamma-ray dose	3.270×10^{-5}	6.196×10^{-5}	3.299×10^{-5}	5.989×10^{-5}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	3.946×10^{-5}	5.309×10^{-5}	3.979×10^{-5}	5.131×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.228×10^{-5}	1.210×10^{-5}	1.238×10^{-5}	1.169×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.102×10^{-5}	1.136×10^{-4}	6.153×10^{-5}	1.098×10^{-4}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	3.982×10^{-5}	5.362×10^{-5}	4.018×10^{-5}	5.186×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.234×10^{-5}	1.210×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.170×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.868×10^{-5}	1.270×10^{-4}	6.931×10^{-5}	1.228×10^{-4}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	4.023×10^{-5}	5.407×10^{-5}	4.059×10^{-5}	5.229×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.233×10^{-5}	1.210×10^{-5}	1.234×10^{-5}	1.171×10^{-5}
Gamma-ray dose	7.314×10^{-5}	1.350×10^{-4}	7.381×10^{-5}	1.306×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	4.050×10^{-5}	5.460×10^{-5}	4.087×10^{-5}	5.279×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.222×10^{-5}	1.210×10^{-5}	1.233×10^{-5}	1.170×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.023×10^{-5}	1.481×10^{-4}	8.096×10^{-5}	1.432×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	4.106×10^{-5}	5.529×10^{-5}	4.140×10^{-5}	5.345×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.224×10^{-5}	1.211×10^{-5}	1.235×10^{-5}	1.170×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.806×10^{-5}	1.624×10^{-4}	8.880×10^{-5}	1.570×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	4.174×10^{-5}	5.625×10^{-5}	4.212×10^{-5}	5.440×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.225×10^{-5}	1.225×10^{-5}	1.236×10^{-5}	1.184×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.009×10^{-4}	1.849×10^{-4}	1.018×10^{-4}	1.788×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	4.297×10^{-5}	5.561×10^{-5}	4.336×10^{-5}	5.464×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.226×10^{-5}	1.224×10^{-5}	1.237×10^{-5}	1.184×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.050×10^{-4}	1.927×10^{-4}	1.060×10^{-4}	1.863×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-9 Fissile material with 30cm thickness heavy-type concrete (Unit: Gy(²⁴Na-Bq/²³Na-g))

Fuel condition	A) ²⁴ Na in soft tissue of a whole body		B) ²⁴ Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	3.327×10^{-5}	4.495×10^{-5}	3.363×10^{-5}	4.344×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.210×10^{-5}	1.198×10^{-5}	1.224×10^{-5}	1.158×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.569×10^{-5}	1.058×10^{-4}	5.630×10^{-5}	1.022×10^{-4}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	3.743×10^{-5}	5.050×10^{-5}	3.781×10^{-5}	4.884×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.216×10^{-5}	1.212×10^{-5}	1.228×10^{-5}	1.172×10^{-5}
Gamma-ray dose	7.844×10^{-5}	1.477×10^{-4}	7.925×10^{-5}	1.429×10^{-4}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	3.772×10^{-5}	5.088×10^{-5}	3.811×10^{-5}	4.923×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.216×10^{-5}	1.211×10^{-5}	1.228×10^{-5}	1.172×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.461×10^{-5}	1.584×10^{-4}	8.548×10^{-5}	1.533×10^{-4}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	3.789×10^{-5}	5.106×10^{-5}	3.828×10^{-5}	4.939×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.217×10^{-5}	1.213×10^{-5}	1.230×10^{-5}	1.173×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.837×10^{-5}	1.652×10^{-4}	8.928×10^{-5}	1.598×10^{-4}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	3.805×10^{-5}	5.141×10^{-5}	3.842×10^{-5}	4.971×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.216×10^{-5}	1.211×10^{-5}	1.228×10^{-5}	1.171×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.299×10^{-5}	1.736×10^{-4}	9.389×10^{-5}	1.679×10^{-4}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	3.849×10^{-5}	5.190×10^{-5}	3.886×10^{-5}	5.016×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.223×10^{-5}	1.210×10^{-5}	1.235×10^{-5}	1.170×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.001×10^{-4}	1.869×10^{-4}	1.011×10^{-4}	1.806×10^{-4}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	3.908×10^{-5}	5.263×10^{-5}	3.945×10^{-5}	5.090×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.218×10^{-5}	1.211×10^{-5}	1.230×10^{-5}	1.172×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.096×10^{-4}	2.034×10^{-4}	1.107×10^{-4}	1.967×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	3.993×10^{-5}	5.384×10^{-5}	4.032×10^{-5}	5.208×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.221×10^{-5}	1.211×10^{-5}	1.233×10^{-5}	1.172×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.133×10^{-4}	2.103×10^{-4}	1.144×10^{-4}	2.034×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-10 Fissile material with 50cm thickness heavy-type concrete (Unit: Gy(²⁴Na-Bq/²³Na-g))

Fuel condition	A) ²⁴ Na in soft tissue of a whole body		B) ²⁴ Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	3.367×10 ⁻⁵	4.539×10 ⁻⁵	3.408×10 ⁻⁵	4.387×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.210×10 ⁻⁵	1.202×10 ⁻⁵	1.225×10 ⁻⁵	1.162×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	5.758×10 ⁻⁵	1.093×10 ⁻⁴	5.828×10 ⁻⁵	1.056×10 ⁻⁴
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	3.621×10 ⁻⁵	4.898×10 ⁻⁵	3.658×10 ⁻⁵	4.741×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.217×10 ⁻⁵	1.201×10 ⁻⁵	1.230×10 ⁻⁵	1.162×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.233×10 ⁻⁴	2.340×10 ⁻⁴	1.246×10 ⁻⁴	2.265×10 ⁻⁴
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	3.615×10 ⁻⁵	4.881×10 ⁻⁵	3.655×10 ⁻⁵	4.721×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.211×10 ⁻⁵	1.200×10 ⁻⁵	1.224×10 ⁻⁵	1.161×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.306×10 ⁻⁴	2.467×10 ⁻⁴	1.321×10 ⁻⁴	2.387×10 ⁻⁴
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	3.629×10 ⁻⁵	4.901×10 ⁻⁵	3.669×10 ⁻⁵	4.741×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.212×10 ⁻⁵	1.215×10 ⁻⁵	1.225×10 ⁻⁵	1.175×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.293×10 ⁻⁴	2.442×10 ⁻⁴	1.307×10 ⁻⁴	2.363×10 ⁻⁴
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	3.689×10 ⁻⁵	4.988×10 ⁻⁵	3.727×10 ⁻⁵	4.827×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.218×10 ⁻⁵	1.200×10 ⁻⁵	1.230×10 ⁻⁵	1.161×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.355×10 ⁻⁴	2.553×10 ⁻⁴	1.369×10 ⁻⁴	2.471×10 ⁻⁴
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	3.627×10 ⁻⁵	4.897×10 ⁻⁵	3.367×10 ⁻⁵	4.736×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.211×10 ⁻⁵	1.201×10 ⁻⁵	1.224×10 ⁻⁵	1.161×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.357×10 ⁻⁴	2.567×10 ⁻⁴	1.372×10 ⁻⁴	2.483×10 ⁻⁴
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	3.742×10 ⁻⁵	5.068×10 ⁻⁵	3.780×10 ⁻⁵	4.900×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.213×10 ⁻⁵	1.203×10 ⁻⁵	1.226×10 ⁻⁵	1.153×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.493×10 ⁻⁴	2.814×10 ⁻⁴	1.508×10 ⁻⁴	2.721×10 ⁻⁴
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	3.922×10 ⁻⁵	5.326×10 ⁻⁵	3.965×10 ⁻⁵	5.152×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.223×10 ⁻⁵	1.217×10 ⁻⁵	1.236×10 ⁻⁵	1.177×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	1.463×10 ⁻⁴	2.754×10 ⁻⁴	1.479×10 ⁻⁴	2.664×10 ⁻⁴

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-11 Fissile material with 5cm thickness iron (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	6.125×10^{-5}	7.941×10^{-5}	6.078×10^{-5}	7.673×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.288×10^{-5}	1.271×10^{-5}	1.278×10^{-5}	1.228×10^{-5}
Gamma-ray dose	4.273×10^{-6}	7.207×10^{-6}	4.240×10^{-6}	6.964×10^{-6}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	5.189×10^{-5}	6.828×10^{-5}	5.180×10^{-5}	6.596×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.263×10^{-5}	1.274×10^{-5}	1.261×10^{-5}	1.230×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.432×10^{-5}	4.294×10^{-5}	2.428×10^{-5}	4.418×10^{-5}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	5.195×10^{-5}	6.837×10^{-5}	5.186×10^{-5}	6.602×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.265×10^{-5}	1.249×10^{-5}	1.263×10^{-5}	1.206×10^{-5}
Gamma-ray dose	3.079×10^{-5}	5.443×10^{-5}	3.074×10^{-5}	5.256×10^{-5}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	5.195×10^{-5}	6.822×10^{-5}	5.186×10^{-5}	6.590×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.266×10^{-5}	1.262×10^{-5}	1.264×10^{-5}	1.219×10^{-5}
Gamma-ray dose	3.580×10^{-5}	6.309×10^{-5}	3.574×10^{-5}	6.094×10^{-5}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	5.240×10^{-5}	6.884×10^{-5}	5.231×10^{-5}	6.652×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.263×10^{-5}	1.250×10^{-5}	1.260×10^{-5}	1.208×10^{-5}
Gamma-ray dose	4.149×10^{-5}	7.319×10^{-5}	4.142×10^{-5}	7.072×10^{-5}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	5.270×10^{-5}	6.922×10^{-5}	5.261×10^{-5}	6.690×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.270×10^{-5}	1.250×10^{-5}	1.268×10^{-5}	1.208×10^{-5}
Gamma-ray dose	4.902×10^{-5}	8.659×10^{-5}	4.893×10^{-5}	8.369×10^{-5}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	5.342×10^{-5}	7.006×10^{-5}	5.329×10^{-5}	6.772×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.267×10^{-5}	1.249×10^{-5}	1.264×10^{-5}	1.207×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.056×10^{-5}	1.066×10^{-4}	6.042×10^{-5}	1.030×10^{-4}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	5.339×10^{-5}	7.014×10^{-5}	5.329×10^{-5}	6.781×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.266×10^{-5}	1.250×10^{-5}	1.264×10^{-5}	1.209×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.522×10^{-5}	1.151×10^{-4}	6.510×10^{-5}	1.113×10^{-4}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-12 Fissile material with 10cm thickness iron (Unit: Gy($^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	4.345×10^{-5}	5.648×10^{-5}	4.319×10^{-5}	5.452×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.276×10^{-5}	1.255×10^{-5}	1.269×10^{-5}	1.212×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.914×10^{-6}	3.399×10^{-6}	1.903×10^{-6}	3.281×10^{-6}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	3.872×10^{-5}	5.095×10^{-5}	3.858×10^{-5}	4.915×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.256×10^{-5}	1.247×10^{-5}	1.251×10^{-5}	1.203×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.854×10^{-6}	1.615×10^{-5}	8.824×10^{-6}	1.558×10^{-5}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	3.900×10^{-5}	5.133×10^{-5}	3.891×10^{-5}	4.952×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.256×10^{-5}	1.247×10^{-5}	1.253×10^{-5}	1.203×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.094×10^{-5}	1.982×10^{-5}	1.091×10^{-5}	1.912×10^{-5}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	3.909×10^{-5}	5.135×10^{-5}	3.897×10^{-5}	4.953×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.257×10^{-5}	1.248×10^{-5}	1.253×10^{-5}	1.203×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.239×10^{-5}	2.246×10^{-5}	1.236×10^{-5}	2.166×10^{-5}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	3.926×10^{-5}	5.160×10^{-5}	3.917×10^{-5}	4.979×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.257×10^{-5}	1.247×10^{-5}	1.254×10^{-5}	1.204×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.424×10^{-5}	2.586×10^{-5}	1.421×10^{-5}	2.496×10^{-5}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	3.959×10^{-5}	5.221×10^{-5}	3.948×10^{-5}	5.036×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.264×10^{-5}	1.249×10^{-5}	1.260×10^{-5}	1.205×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.658×10^{-5}	3.025×10^{-5}	1.653×10^{-5}	2.918×10^{-5}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	4.006×10^{-5}	5.280×10^{-5}	3.997×10^{-5}	5.094×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.258×10^{-5}	1.248×10^{-5}	1.255×10^{-5}	1.204×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.000×10^{-5}	3.638×10^{-5}	1.995×10^{-5}	3.510×10^{-5}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	4.012×10^{-5}	5.280×10^{-5}	4.002×10^{-5}	5.094×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.258×10^{-5}	1.248×10^{-5}	1.255×10^{-5}	1.204×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.133×10^{-5}	3.888×10^{-5}	2.128×10^{-5}	3.751×10^{-5}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-13 Fissile material with 20cm thickness iron (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	2.582×10^{-5}	3.352×10^{-5}	2.568×10^{-5}	3.222×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.259×10^{-5}	1.246×10^{-5}	1.253×10^{-5}	1.197×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.869×10^{-7}	1.193×10^{-6}	6.834×10^{-7}	1.146×10^{-6}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	2.428×10^{-5}	3.169×10^{-5}	2.421×10^{-5}	3.049×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.249×10^{-5}	1.233×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.187×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.890×10^{-6}	3.580×10^{-6}	1.885×10^{-6}	3.445×10^{-6}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	2.451×10^{-5}	3.198×10^{-5}	2.444×10^{-5}	3.076×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.249×10^{-5}	1.234×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.187×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.176×10^{-6}	4.114×10^{-6}	2.170×10^{-6}	3.957×10^{-6}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	2.451×10^{-5}	3.197×10^{-5}	2.444×10^{-5}	3.076×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.254×10^{-5}	1.234×10^{-5}	1.251×10^{-5}	1.187×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.291×10^{-6}	4.245×10^{-6}	2.284×10^{-6}	4.084×10^{-6}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	2.463×10^{-5}	3.210×10^{-5}	2.456×10^{-5}	3.088×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.249×10^{-5}	1.233×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.187×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.463×10^{-6}	4.642×10^{-6}	2.456×10^{-6}	4.465×10^{-6}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	2.468×10^{-5}	3.221×10^{-5}	2.463×10^{-5}	3.099×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.254×10^{-5}	1.233×10^{-5}	1.251×10^{-5}	1.186×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.749×10^{-6}	5.170×10^{-6}	2.743×10^{-6}	4.974×10^{-6}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	2.491×10^{-5}	3.246×10^{-5}	2.484×10^{-5}	3.123×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.249×10^{-5}	1.232×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.186×10^{-5}
Gamma-ray dose	3.265×10^{-6}	6.228×10^{-6}	3.255×10^{-6}	5.992×10^{-6}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	2.514×10^{-5}	3.283×10^{-5}	2.507×10^{-5}	3.159×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.254×10^{-5}	1.231×10^{-5}	1.251×10^{-5}	1.185×10^{-5}
Gamma-ray dose	3.265×10^{-6}	6.089×10^{-6}	3.255×10^{-6}	5.860×10^{-6}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-14 Fissile material with 30cm thickness iron (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	1.834×10^{-5}	2.380×10^{-5}	1.830×10^{-5}	2.288×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.246×10^{-5}	1.230×10^{-5}	1.243×10^{-5}	1.183×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.714×10^{-7}	1.070×10^{-6}	5.701×10^{-7}	1.028×10^{-6}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	1.768×10^{-5}	2.285×10^{-5}	1.764×10^{-5}	2.198×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.241×10^{-5}	1.216×10^{-5}	1.239×10^{-5}	1.170×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.581×10^{-7}	1.737×10^{-6}	8.562×10^{-7}	1.671×10^{-6}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	1.773×10^{-5}	2.298×10^{-5}	1.770×10^{-5}	2.210×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.241×10^{-5}	1.229×10^{-5}	1.239×10^{-5}	1.182×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.153×10^{-7}	1.737×10^{-6}	9.138×10^{-7}	1.670×10^{-6}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	1.784×10^{-5}	2.310×10^{-5}	1.781×10^{-5}	2.222×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.246×10^{-5}	1.215×10^{-5}	1.244×10^{-5}	1.169×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.720×10^{-7}	1.870×10^{-6}	9.703×10^{-7}	1.798×10^{-6}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	1.808×10^{-5}	2.351×10^{-5}	1.805×10^{-5}	2.261×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.247×10^{-5}	1.215×10^{-5}	1.245×10^{-5}	1.169×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.725×10^{-7}	1.870×10^{-6}	9.709×10^{-7}	1.799×10^{-6}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-15 Fissile material with 50cm thickness iron (Unit: Gy(²⁴Na-Bq/²³Na-g))

Fuel condition	A) ²⁴ Na in soft tissue of a whole body		B) ²⁴ Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	1.204×10 ⁻⁵	1.544×10 ⁻⁵	1.203×10 ⁻⁵	1.484×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.238×10 ⁻⁵	1.219×10 ⁻⁵	1.237×10 ⁻⁵	1.172×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	6.912×10 ⁻⁷	1.354×10 ⁻⁶	6.904×10 ⁻⁷	1.302×10 ⁻⁶
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	1.170×10 ⁻⁵	1.504×10 ⁻⁵	1.169×10 ⁻⁵	1.446×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.233×10 ⁻⁵	1.220×10 ⁻⁵	1.233×10 ⁻⁵	1.173×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	7.493×10 ⁻⁷	1.491×10 ⁻⁶	7.488×10 ⁻⁷	1.433×10 ⁻⁶
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	1.176×10 ⁻⁵	1.518×10 ⁻⁵	1.175×10 ⁻⁵	1.459×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.233×10 ⁻⁵	1.206×10 ⁻⁵	1.233×10 ⁻⁵	1.160×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	7.493×10 ⁻⁷	1.491×10 ⁻⁶	7.488×10 ⁻⁷	1.433×10 ⁻⁶
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	1.181×10 ⁻⁵	1.518×10 ⁻⁵	1.180×10 ⁻⁵	1.460×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.238×10 ⁻⁵	1.206×10 ⁻⁵	1.238×10 ⁻⁵	1.160×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	7.488×10 ⁻⁷	1.491×10 ⁻⁶	7.484×10 ⁻⁷	1.434×10 ⁻⁶
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	1.187×10 ⁻⁵	1.532×10 ⁻⁵	1.186×10 ⁻⁵	1.473×10 ⁻⁵
2 nd gamma-ray dose	1.238×10 ⁻⁵	1.206×10 ⁻⁵	1.238×10 ⁻⁵	1.160×10 ⁻⁵
Gamma-ray dose	7.488×10 ⁻⁷	1.491×10 ⁻⁶	7.484×10 ⁻⁷	1.436×10 ⁻⁶

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-16 Fissile material with 5cm thickness lead (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	6.965×10^{-5}	8.960×10^{-5}	6.907×10^{-5}	8.677×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.292×10^{-5}	1.284×10^{-5}	1.281×10^{-5}	1.243×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.382×10^{-6}	2.358×10^{-6}	1.371×10^{-6}	2.283×10^{-6}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	5.404×10^{-5}	7.095×10^{-5}	5.407×10^{-5}	6.870×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.257×10^{-5}	1.242×10^{-5}	1.257×10^{-5}	1.203×10^{-5}
Gamma-ray dose	6.703×10^{-6}	1.189×10^{-5}	6.707×10^{-6}	1.151×10^{-5}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	5.275×10^{-5}	6.963×10^{-5}	5.291×10^{-5}	6.741×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.251×10^{-5}	1.233×10^{-5}	1.255×10^{-5}	1.194×10^{-5}
Gamma-ray dose	8.084×10^{-6}	1.432×10^{-5}	8.108×10^{-6}	1.387×10^{-5}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	5.162×10^{-5}	6.816×10^{-5}	5.181×10^{-5}	6.596×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.250×10^{-5}	1.240×10^{-5}	1.255×10^{-5}	1.200×10^{-5}
Gamma-ray dose	9.016×10^{-6}	1.614×10^{-5}	9.047×10^{-6}	1.562×10^{-5}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	5.093×10^{-5}	5.112×10^{-5}	5.118×10^{-5}	5.136×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.242×10^{-5}	1.314×10^{-5}	1.248×10^{-5}	1.320×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.049×10^{-5}	1.121×10^{-5}	1.054×10^{-5}	1.127×10^{-5}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	5.027×10^{-5}	6.645×10^{-5}	5.052×10^{-5}	6.434×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.242×10^{-5}	1.222×10^{-5}	1.248×10^{-5}	1.183×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.224×10^{-5}	2.188×10^{-5}	1.229×10^{-5}	2.119×10^{-5}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	4.960×10^{-5}	6.578×10^{-5}	4.982×10^{-5}	6.369×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.234×10^{-5}	1.229×10^{-5}	1.239×10^{-5}	1.190×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.489×10^{-5}	2.675×10^{-5}	1.496×10^{-5}	2.590×10^{-5}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	4.939×10^{-5}	6.559×10^{-5}	4.972×10^{-5}	6.351×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.241×10^{-5}	1.231×10^{-5}	1.249×10^{-5}	1.192×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.588×10^{-5}	2.840×10^{-5}	1.598×10^{-5}	2.750×10^{-5}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-17 Fissile material with 10cm thickness lead (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	5.562×10^{-5}	7.204×10^{-5}	5.523×10^{-5}	6.962×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.283×10^{-5}	1.268×10^{-5}	1.274×10^{-5}	1.226×10^{-5}
Gamma-ray dose	4.709×10^{-7}	9.152×10^{-7}	4.676×10^{-7}	8.845×10^{-7}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	4.273×10^{-5}	5.627×10^{-5}	4.276×10^{-5}	5.437×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.249×10^{-5}	1.239×10^{-5}	1.249×10^{-5}	1.197×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.055×10^{-6}	1.977×10^{-6}	1.056×10^{-6}	1.910×10^{-6}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	4.189×10^{-5}	5.539×10^{-5}	4.199×10^{-5}	5.354×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.240×10^{-5}	1.230×10^{-5}	1.243×10^{-5}	1.188×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.234×10^{-6}	2.247×10^{-6}	1.237×10^{-6}	2.172×10^{-6}
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	4.121×10^{-5}	5.460×10^{-5}	4.136×10^{-5}	5.275×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.238×10^{-5}	1.235×10^{-5}	1.243×10^{-5}	1.194×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.356×10^{-6}	2.391×10^{-6}	1.361×10^{-6}	2.310×10^{-6}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	4.073×10^{-5}	5.390×10^{-5}	4.088×10^{-5}	5.211×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.237×10^{-5}	1.227×10^{-5}	1.242×10^{-5}	1.187×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.539×10^{-6}	2.801×10^{-6}	1.545×10^{-6}	2.709×10^{-6}
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	4.019×10^{-5}	5.310×10^{-5}	4.036×10^{-5}	5.135×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.237×10^{-5}	1.217×10^{-5}	1.242×10^{-5}	1.177×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.724×10^{-6}	3.210×10^{-6}	1.731×10^{-6}	3.104×10^{-6}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	3.969×10^{-5}	5.265×10^{-5}	3.993×10^{-5}	5.092×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.234×10^{-5}	1.222×10^{-5}	1.241×10^{-5}	1.182×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.086×10^{-6}	3.760×10^{-6}	2.098×10^{-6}	3.637×10^{-6}
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	3.968×10^{-5}	5.260×10^{-5}	3.994×10^{-5}	5.088×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.235×10^{-5}	1.224×10^{-5}	1.243×10^{-5}	1.184×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.208×10^{-6}	4.036×10^{-6}	2.222×10^{-6}	3.904×10^{-6}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-18 Fissile material with 20cm thickness lead (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	3.715×10^{-5}	4.816×10^{-5}	3.691×10^{-5}	4.639×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.265×10^{-5}	1.211×10^{-5}	1.257×10^{-5}	1.166×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.737×10^{-7}	3.947×10^{-7}	1.722×10^{-7}	3.802×10^{-7}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	2.851×10^{-5}	3.733×10^{-5}	2.856×10^{-5}	3.600×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.238×10^{-5}	1.227×10^{-5}	1.241×10^{-5}	1.183×10^{-5}
Gamma-ray dose	1.728×10^{-7}	3.957×10^{-7}	1.731×10^{-7}	3.816×10^{-7}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	2.738×10^{-5}	3.594×10^{-5}	2.745×10^{-5}	3.465×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.236×10^{-5}	1.220×10^{-5}	1.239×10^{-5}	1.176×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.311×10^{-7}	3.978×10^{-7}	2.316×10^{-7}	3.836×10^{-7}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	2.735×10^{-5}	3.596×10^{-5}	2.748×10^{-5}	3.467×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.231×10^{-5}	1.212×10^{-5}	1.237×10^{-5}	1.169×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.323×10^{-7}	5.328×10^{-7}	2.334×10^{-7}	5.137×10^{-7}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	2.742×10^{-5}	3.608×10^{-5}	2.757×10^{-5}	3.481×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.231×10^{-5}	1.216×10^{-5}	1.238×10^{-5}	1.173×10^{-5}
Gamma-ray dose	2.917×10^{-7}	5.345×10^{-7}	2.933×10^{-7}	5.157×10^{-7}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Table A-19 Fissile material with 50cm thickness lead (Unit: Gy(^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g))

Fuel condition	A) ^{24}Na in soft tissue of a whole body		B) ^{24}Na in a whole body	
	Frontal irradiation	Lateral irradiation	Frontal irradiation	Lateral irradiation
a) Metallic fuel				
Neutron dose	1.470×10^{-5}	1.894×10^{-5}	1.470×10^{-5}	1.821×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.234×10^{-5}	1.223×10^{-5}	1.234×10^{-5}	1.175×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.741×10^{-8}	1.344×10^{-7}	5.741×10^{-8}	1.291×10^{-7}
b) Solution fuel (r=17.4cm) *				
Neutron dose	1.162×10^{-5}	1.495×10^{-5}	1.169×10^{-5}	1.438×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.219×10^{-5}	1.201×10^{-5}	1.226×10^{-5}	1.156×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.698×10^{-8}	1.334×10^{-7}	5.731×10^{-8}	1.284×10^{-7}
c) Solution fuel (r=18.6cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
d) Solution fuel (r=20.2cm) *				
Neutron dose	1.152×10^{-5}	1.483×10^{-5}	1.160×10^{-5}	1.427×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.221×10^{-5}	1.202×10^{-5}	1.228×10^{-5}	1.157×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.705×10^{-8}	1.336×10^{-7}	5.741×10^{-8}	1.286×10^{-7}
e) Solution fuel (r=23.8cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
f) Solution fuel (r=30.0cm) *				
Neutron dose	1.159×10^{-5}	1.499×10^{-5}	1.167×10^{-5}	1.442×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.216×10^{-5}	1.191×10^{-5}	1.224×10^{-5}	1.146×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.711×10^{-8}	1.338×10^{-7}	5.747×10^{-8}	1.288×10^{-7}
g) Solution fuel (r=42.4cm) *				
Neutron dose	-----	-----	-----	-----
2 nd gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
Gamma-ray dose	-----	-----	-----	-----
h) Solution fuel (r=50.0cm) *				
Neutron dose	1.191×10^{-5}	1.528×10^{-5}	1.198×10^{-5}	1.470×10^{-5}
2 nd gamma-ray dose	1.219×10^{-5}	1.193×10^{-5}	1.227×10^{-5}	1.148×10^{-5}
Gamma-ray dose	5.724×10^{-8}	1.340×10^{-7}	5.768×10^{-8}	1.289×10^{-7}

* : in a 3mm thickness stainless-steel container

Appendix-B User's Manual of RADAPAS (in English)

B-1 Recommended environment and installation

1) Recommended environment for executing RADAPAS

RADAPAS is available in a generally used personnel computer operating Windows system. Hardware and software environments are recommended to execute normally RADAPAS as below.

a) Hardware

- CPU Intel Pentium more than 200MHz
- MEMORY more than 64MB
- HDD more than 200MB as available capacity

b) Software

Operation System

Windows 98 (after version of SE) ,Windows NT4.0 (after version of Service Pack 3),
Windows 2000, Windows XP

Microsoft Excel is required to save the result of dose calculation.

2) Installing RADAPAS

RADAPAS can be installed to a personnel computer as below.

- i) Insert a media with RADAPAS into a drive in a personal computer.
- ii) Open the drive of the media with RADAPAS by "My Computer" or "Explore" in Windows OS. And then double-click on "Setup.exe".
- iii) Operate the GUI (Graphical User Interface), according to the indication.

For uninstalling RADAPAS, a user shall start [Addition and Deletion of Application] by selecting [Control Panel] in the [Start Button] in Windows operating system. And then RADAPAS will be deleted.

3) Folder and Files in RADAPAS

RADAPAS involves two folders, [TARGET] and [Data].

The folder of [TARGET] involves a file of "RADAPAS.exe" to execute dose calculation.

Four files are contained in the folder of [Data] as below.

- Spectrum_catalog_Dat.dat Neutrons and gamma-rays energy spectra.
- Dose_catalog_Dat.dat Dose conversion coefficients for energy spectra saved in the file of "Spectrum_catalog_Dat.dat".
- Mono_Dat.dat Dose conversion coefficients for mono-energetic radiations.
- Gamma_Neutron_Dat.dat A data file for the ratio of gamma-ray dose to neutron dose (hereinafter, γ/n dose ratio)

B-2 Instruction of operation and the initial GUI in RADAPAS

1) Instruction of operation in RADAPAS

Five buttons in **Fig.B-1** are always indicated in the below part of GUI to operate RADAPAS.



Fig.B-1 Five buttons for instruction of RADAPAS.

A user can select how to operate RADAPAS with each button as below.

- [Outputs it to Excel] (see the section B-8)
This button is available on the GUI for the result of dose calculation (see, Fig.B-19). A user can operate a file of the dose calculation result in the Microsoft Excel format, if click this button.
- [< Return]
Move to a former GUI. This button is unavailable in the initial GUI.
- [Next >]
Move to a next GUI. This button is unavailable in the GUI for the result of dose calculation.
- [Save]
The definition of energy spectrum and dose calculation can be saved by clicking this button. This button is available for the GUI for the result of dose calculation and later.
- [Cancel]
Caution!! : RADAPAS will be compulsory terminated, if click this button. In this case, all of the given definition and derived data are not saved.

2) Initial GUI in RADAPAS

The GUI in **Fig.B-2** will be indicated, when a user starts RADAPAS.

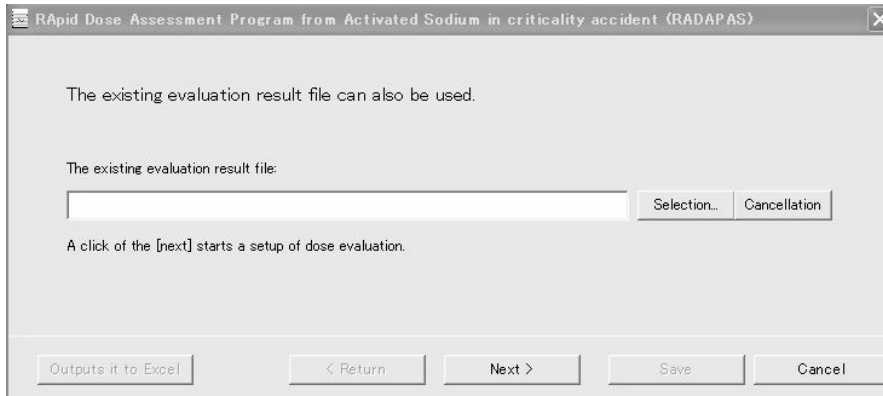


Fig.B-2 Initial GUI in RADAPAS.

A user shall give a file name in the blank below [The existing evaluation result file], if a user intends to read a file saved in RADAPAS in a previous operation. A user shall keep the blank with no file name to execute radiation dose calculation for a new condition.

Click [Next>], after a user confirm the blank below [The existing evaluation result file].

B-3 Selection of the method to determine energy spectrum for dose calculation

1) Flowcharts of dose calculation in RADAPAS

Flowcharts of dose calculation and explanations in this section shall be referred to utilize RADAPAS. **Fig.B-3** shows the flowchart in the initial stage of dose calculation in RADAPAS. A user shall determine energy spectrum and kinds of radiation at first in the dose calculation. Following, radiation dose to an exposed person is to be calculated from the measured ²⁴Na specific activity based upon the energy spectrum. There are two methods to determine the energy spectrum for dose calculation. If a user read a file saved in RADAPAS with the GUI in Fig.B-2, Fig.B-6 will be indicated. After that, resources defined in the previous operation will be automatically indicated at each step.

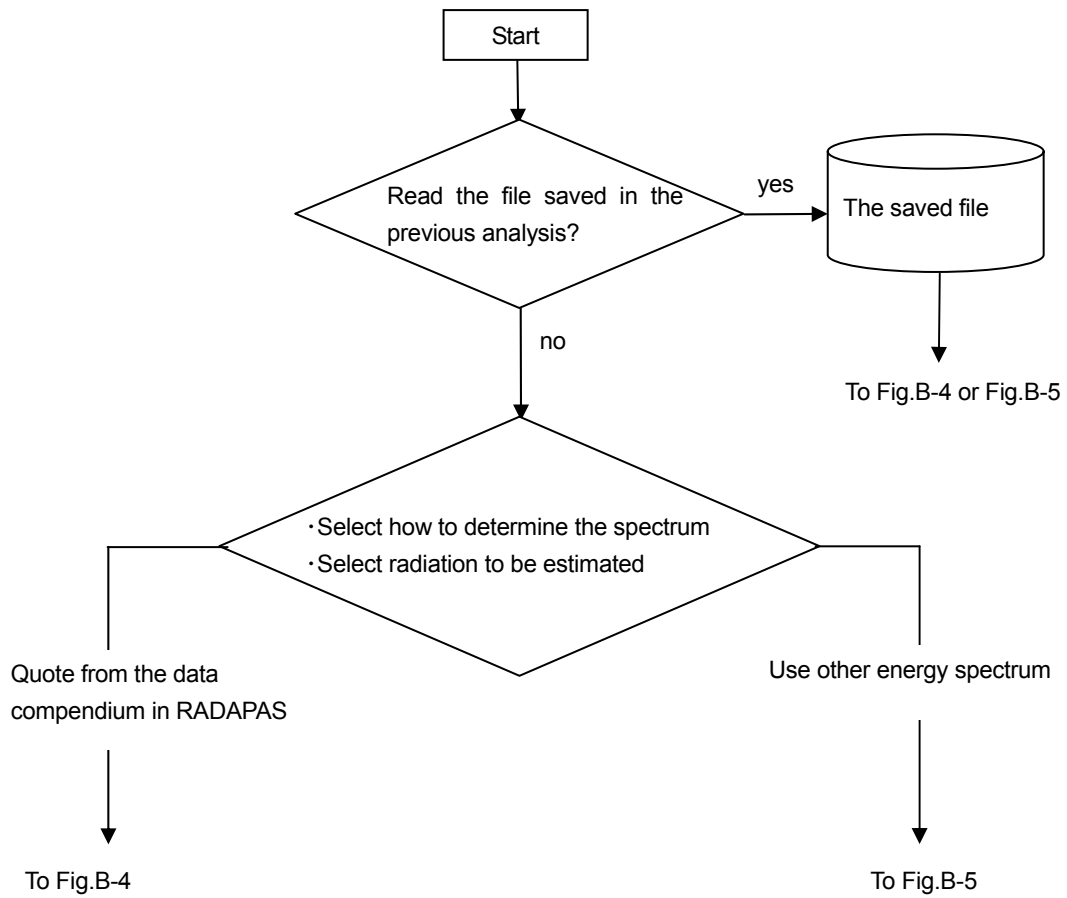


Fig.B-3 The flowchart in the initial stage of dose calculation in RADAPAS.

Fig.B-4 and **Fig.B-5** depict the flowcharts how to calculate radiation dose, according to each method to determine energy spectrum.

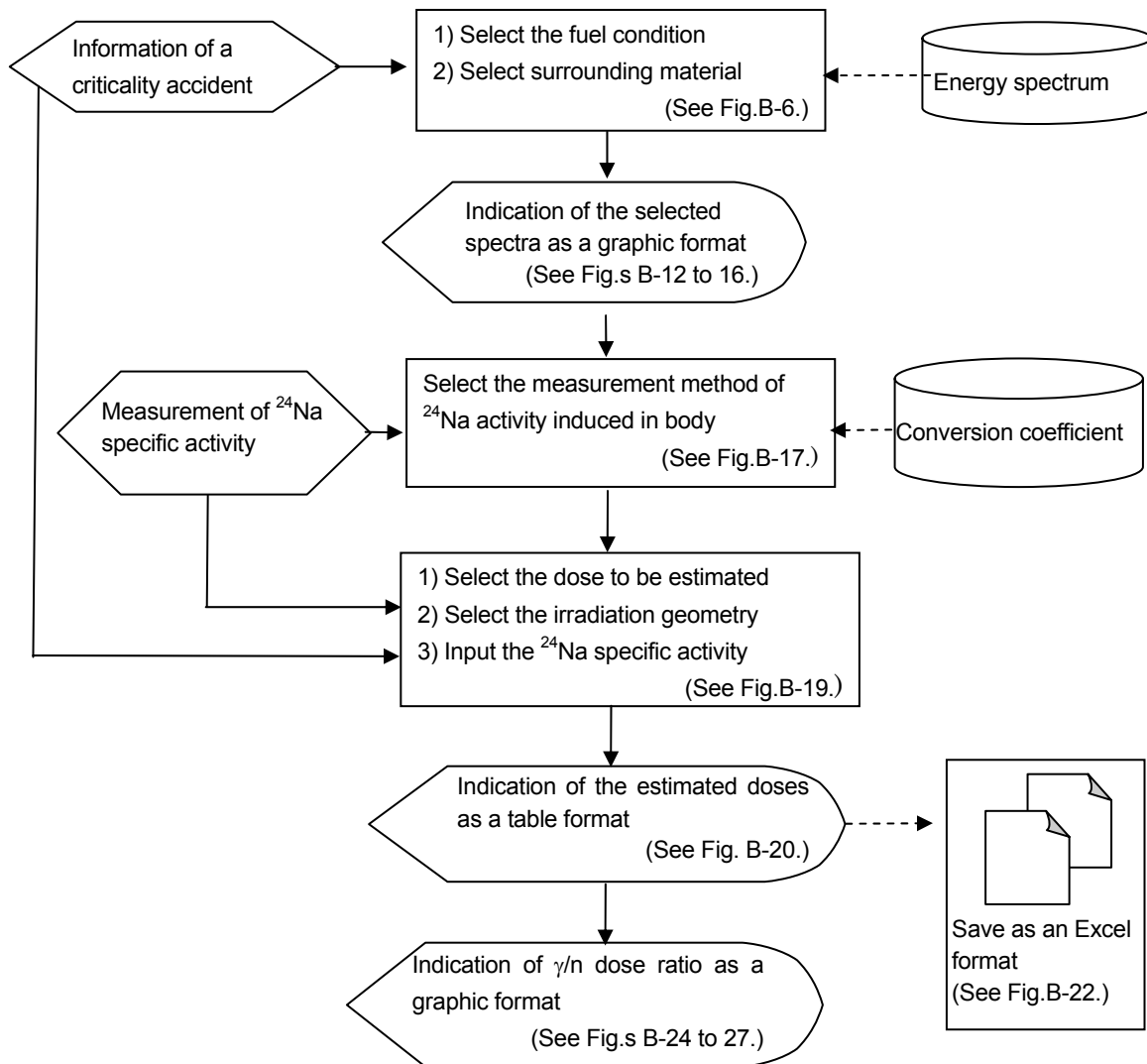


Fig.B-4 Dose calculation in RADAPAS (1).

The dose calculation in this flowchart shall be selected, if a user obtains information for structure of criticality configuration with nuclear fuel and materials surrounding the fuel.

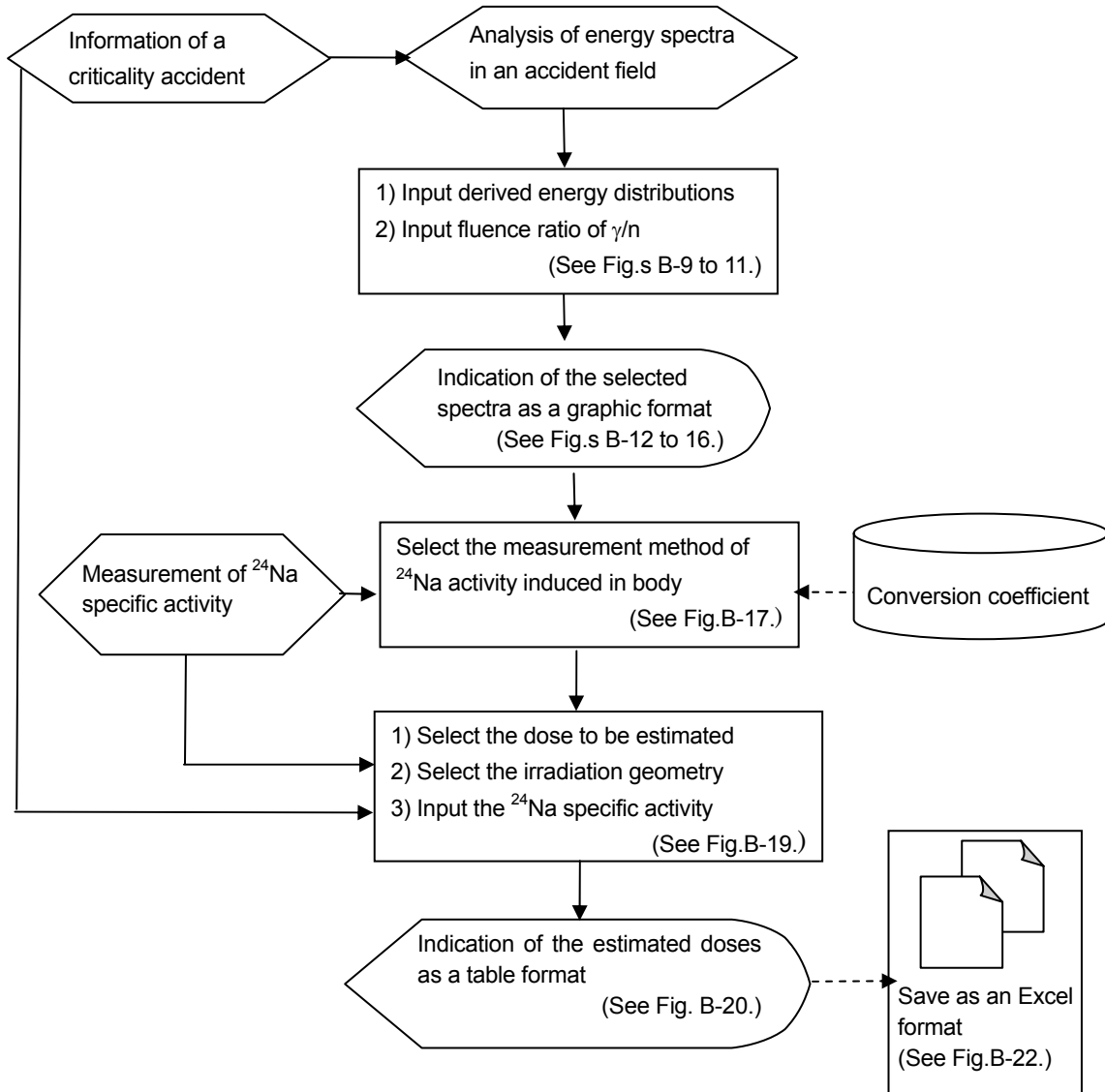


Fig.B-5 Dose calculation in RADAPAS (2).

The dose calculation in this flowchart shall be selected, if energy spectrum in the field is analyzed by dosimetry system using activated foils or calculations using a radiation transport code.

2) Selection of the method to determine energy spectrum in dose calculation

The GUI in **Fig.B-6** will be indicated, after a user clicks [Next >] in Fig.B-2.

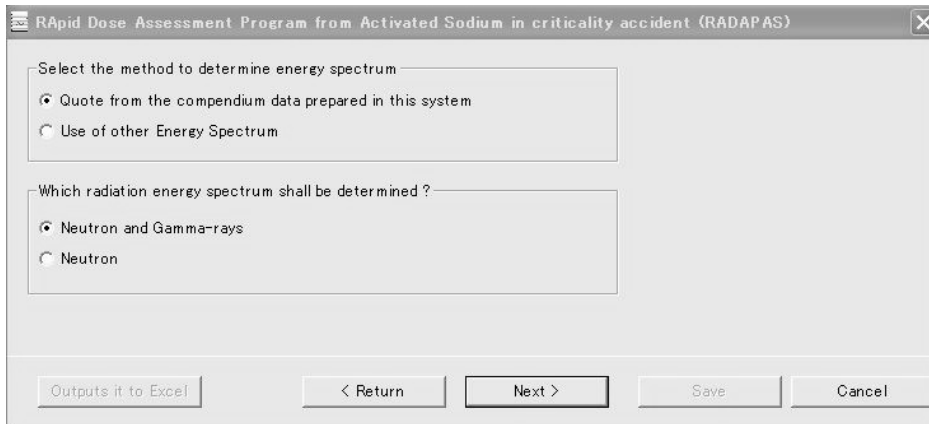


Fig.B-6 GUI for selection of the method to determine energy spectrum in dose calculation.

i) [Select the method to determine energy spectrum]

A user shall select the method to determine energy spectrum for dose calculation at first.

- [Quote from the compendium data prepared in this system]
Select [Quote from the compendium data prepared in this system], if a user obtains information for structure of criticality configuration with nuclear fuel and materials surrounding the fuel.
- [Use of other Energy Spectrum]
Select [Use of other Energy Spectrum], if energy spectrum in the field is analyzed by dosimetry system using activated foils or calculations using a radiation transport code.

ii) [Which radiation energy spectrum shall be determined?]

Following, a user shall select the kind of radiation to be estimated.

- [Neutron and Gamma-rays]
- [Neutron]

Example 1 (see, Fig.B-6)

[Quote from the compendium data prepared in this system] and [Neutron and Gamma-rays] are selected in this example. This condition will be adopted in the dose calculation examples in later.

Click [Next >], after a user confirms the selected two items.

The GUI in **Fig.B-7** will be indicated, after a user clicks [Next >] in Fig.B-6.

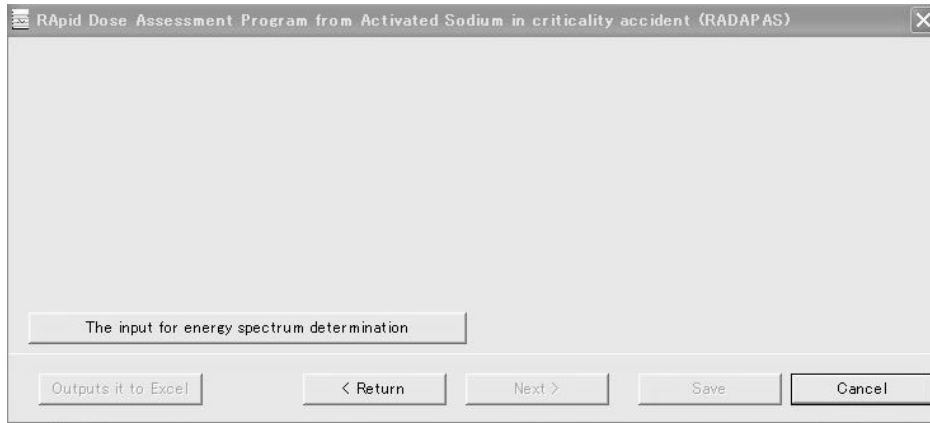


Fig.B-7 GUI for determination of energy spectrum.

Click [The input for energy spectrum determination] to continue dose calculation in RADAPAS with the definition given with Fig.B-6.

Otherwise, click [< Return] to move back to Fig.B-6. And then, a user shall amend the definitions for [Select the method to determine energy spectrum] and [Which radiation energy spectrum shall be determined?] in Fig.B-6. After that, click [The input for energy spectrum determination] in Fig.B-7.

B-4 Determination of energy spectrum (1) - The flowchart in Fig.B-4 -

The GUI in Fig.B-8 will be indicated, if a user selects [Quote from the compendium data prepared in this system] in Fig.B-6.

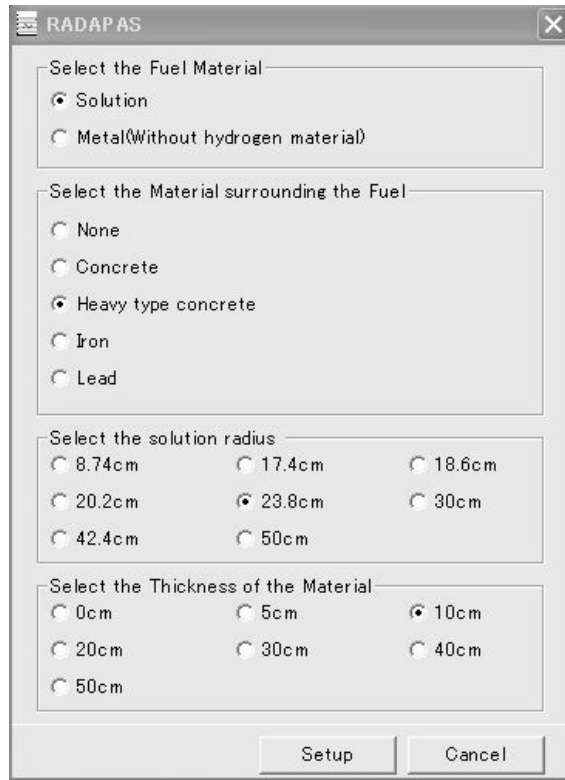


Fig.B-8 GUI for selection of criticality configuration in dose calculation.

A user shall define the closest configuration to the condition in a criticality accident with Fig.B-8. Energy spectra and dose conversion coefficients are prepared for the conditions in Table 1. Dose calculation is available only for these conditions.

Caution!!

Dose calculation cannot be executed with RADAPAS for a condition, which is not listed in Table 1. Then, a user shall refer Table 1 to continue dose calculation.

i) [Select the Fuel Material]

A user can select the material of nuclear fuel from [Solution] or [Metal (Without hydrogen material)]. The energy spectrum of radiations escaping from a metallic fuel was calculated without consideration of a significant slowing down of neutrons due to capture reaction of hydrogen.

ii) [Select the Material surrounding the Fuel]

If shielding is located between the fuel and exposed person, a user can select one material from [Concrete], [Heavy type concrete], [Iron] or [Lead].

[None] shall be selected, if no shielding is to be taken into account for dose calculation.

iii) [Select the solution radius]

A user can select the radius of solution fuel from [17.4cm], [18.6cm], [20.2cm], [23.8cm], [30cm], [42.4cm] or [50cm], if [Solution] is defined in [Select the Fuel Material].

Radius was determined, according to the ratio of hydrogen to ^{235}U in atomic number density. The minimum and maximum values are 100 (r=17.4cm) and 1094 (r=50cm), respectively.

A user shall select [8.74cm], if [Metal (Without hydrogen material)] is defined in i) [Select the Fuel Material]. => This size is used to identify the selection of metallic fuel.

Guideline

If a solution fuel in the accident condition has different radius from the assumed conditions, a user may select an alternative material close to the shielding. In this case, it is preferable to be selected a smaller value than the radius of solution in the accident.

iv) [Select the Thickness of the Material]

A user can select the thickness of the material defined in [Select the Material surrounding the Fuel].

The thickness of [0cm] shall be defined in the case, where [None] is selected in [Select the Material surrounding the Fuel].

Example 2 (see, Fig.B-8.)

A configuration with solution fuel (r=23.8cm) and heavy-type concrete (t=10cm) is selected in this example. This configuration will be adopted in the dose calculation example in later.

Click [Setup], after all items are defined. The GUI in Fig.B-7 will be indicated again, if the defined condition corresponds to one of the configurations in Table 1. Following, click [Next >] in Fig.B-7.

Otherwise, the GUI in Fig.B-8 will be kept in a display. In such a case, the defined condition is not involved in Table 1. A user shall change the definition, according to the configurations in Table1. Click [Next >], if Fig.B-7 is indicated in a display after the modification.

Caution!!

If a user clicks [Cancel], a display will indicate the GUI in Fig.B-7. However, the definition in Fig. B-8 is not taken into account.

Guideline

If the accident condition involves different shielding from the assumed four materials, a user may select an alternative material close to the shielding.

B-5 Determination of energy spectrum (2) - The flowchart in Fig.B-5 -

The GUI in Fig.B-9 will be indicated, if a user selects [Use of other Energy Spectrum] in Fig.B-6.

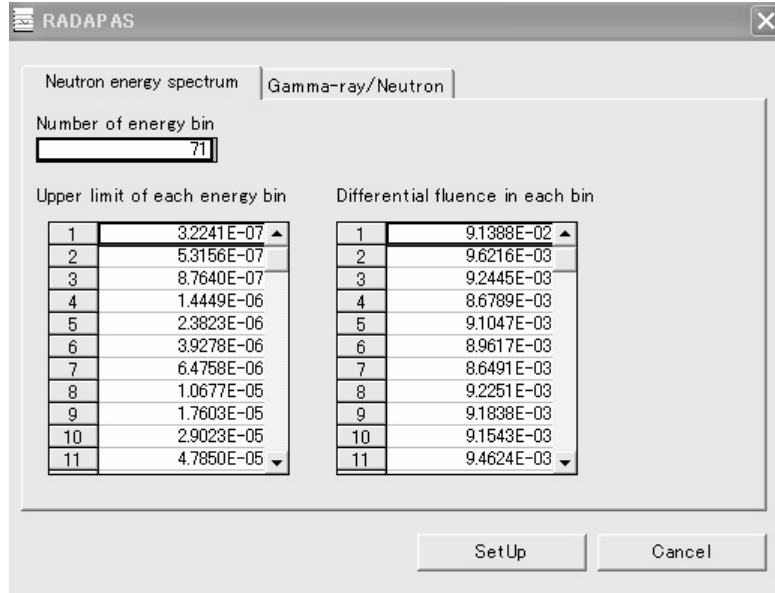


Fig.B-9 GUI for definition of neutron energy spectrum.

The GUI consists of three tables in below, if a user selects [Neutron and Gamma-rays] for [Which radiation energy spectrum shall be determined?] in Fig.B-6. Only the 1st table will be indicated in a case, where [Neutrons] is selected in Fig.B-6.

- The 1st table is utilized to define energy distribution of neutrons, as depicted in Fig.B-9. The unit of energy bin is in MeV.
- The 2nd table is utilized to define energy distribution of gamma-rays. The unit of energy bin is in MeV.
- The 3rd table is utilized to define the ratio of gamma-rays fluence to neutrons fluence, as depicted in Fig.B-10.

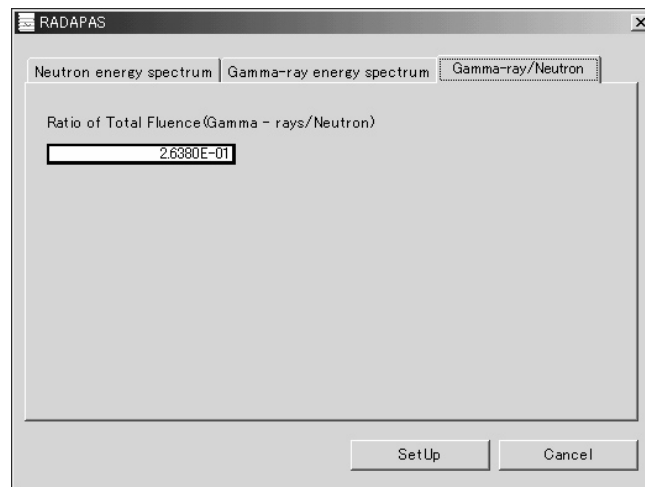


Fig.B-10 GUI for definition of fluence ratio of gamma-rays to neutrons.

A user shall give information about the energy spectrum to be used in dose calculation as follows.

i) [Number of energy bin]

A user shall input the number of energy bins in the blank below [Number of energy bin] in Fig.B-9.

ii) [Energy spectrum]

A user shall give the upper limit of energy bin in the left side and fraction of differential energy bin in the right side in **Fig.B-11** (The lower part of Fig.B-9), respectively.

Upper limit of each energy bin		Differential fluence in each bin	
1	3.2241E-07 ▲	1	9.1388E-02 ▲
2	5.3156E-07	2	9.6216E-03
3	8.7640E-07	3	9.2445E-03
4	1.4449E-06	4	8.6789E-03
5	2.3823E-06	5	9.1047E-03
6	3.9278E-06	6	8.9617E-03
7	6.4758E-06	7	8.6491E-03
8	1.0677E-05	8	9.2251E-03
9	1.7603E-05	9	9.1838E-03
10	2.9023E-05	10	9.1543E-03
11	4.7850E-05 ▼	11	9.4624E-03 ▼

Fig.B-11 GUI for definition of energy distribution (The lower part of Fig.B-9).

iii) [Fluence ratio of gamma-rays to neutrons]

A user shall input the ratio of total fluence of gamma-rays to that of neutrons with Fig.B-10 to derive radiation dose from gamma-rays exposure.

Click [Setup], after a user inputs all information for all tables in Fig.B-9. The GUI in Fig.B-7 will be indicated again, if all required resources are correctly given. Then, click [Next >] in the GUI in Fig.B-7.

If the GUI in Fig.B-9 is kept in a display, a user shall confirm all tables. Click [Setup] in Fig.B-9, after a user correctly inputs all resources for energy spectrum. Click [Next >], after the GUI in Fig.B-7 is indicated again.

Caution!!

If a user clicks [Cancel], a display will indicate the GUI in Fig.B-7. However, the definitions in Figs. B-9 to B-11 are not taken into account.

B-6 Indication of the defined energy spectrum as a graphic format

1) Indication of energy spectrum

In RADAPAS, dose conversion from ^{24}Na specific activity is based upon the defined energy spectrum, according to the instructions in the sections of B-4 and B-5. Especially, an arbitrary energy spectrum can be given by the method, which is described in Section B-5. It is recommended here that a user confirms the defined energy spectrum as a graphic format before dose calculation.

The GUI in **Fig.B-12** will be indicated, if a user clicks [Next >] in Fig.B-7.

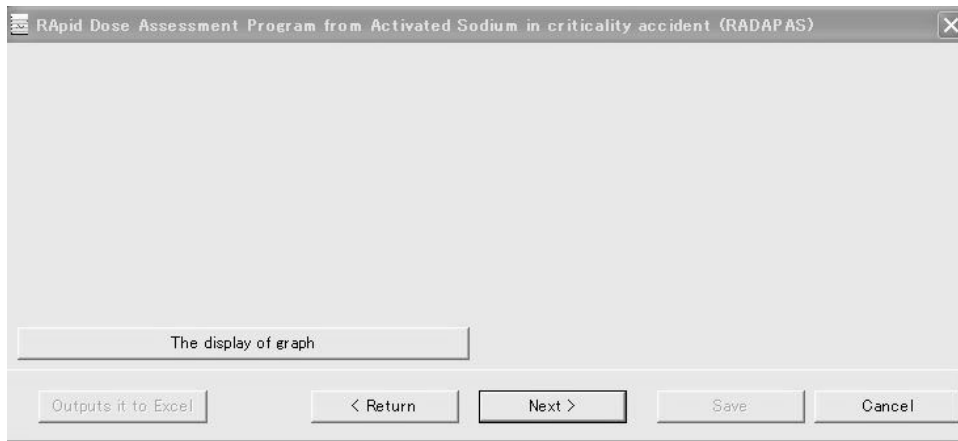


Fig.B-12 GUI for reading the defined energy spectrum.

The defined energy spectrum will be depicted as a graphic format in **Fig.B-13**, if [The display of graph] is clicked in Fig.B-12.

Example 3

The below graph depicts a neutron energy spectrum for the criticality configuration with solution fuel ($r=23.8\text{cm}$) and heavy-type concrete ($t=10\text{cm}$), which is defined in the GUI in Fig.B-8.

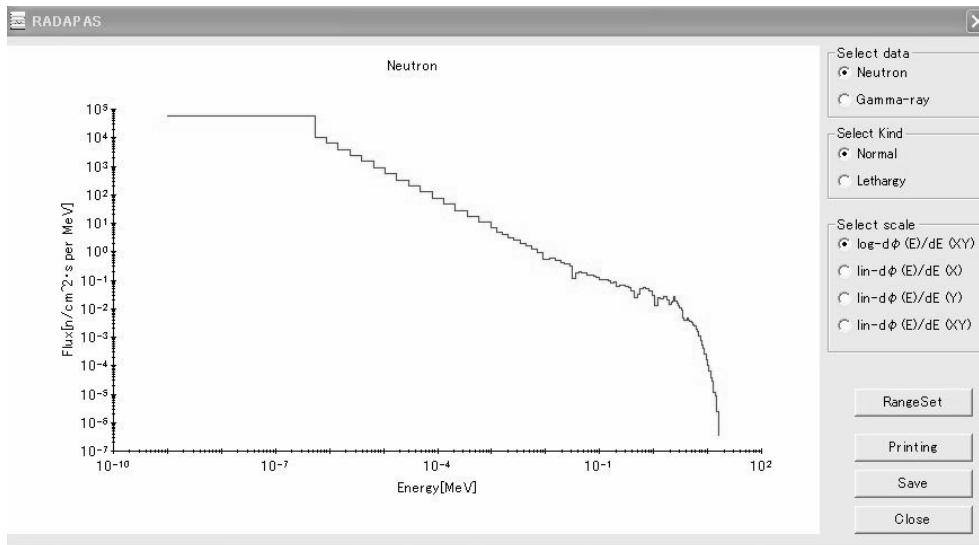


Fig. B-13 Energy spectrum indicated as a graphic format

Caution!!

If a user clicks [Next >] in Fig.B-12, RADAPAS goes to the next step for dose calculation (described in Section B-7) without indicating a graph for energy spectrum.

The kind of radiation and scaling of energy spectrum can be altered with the items on the right part in the graph (Fig.B-13).

i) [Selected data]

A user can select [Neutron] or [Gamma-ray]. Only [Neutron] is available, if a user selects [Neutron] for [Which radiation energy spectrum shall be determined?] in the GUI of Fig.B-6.

ii) [Select kind]

The graph can be plotted in the unit of [normal]($d\phi/dE$) or [Lethargy] ($d\phi/\text{lethargy}$).

iii) [Select scale]

A user can set the scale of the graph in a logarithm scale or a linearity scale with **Fig.B-14**.

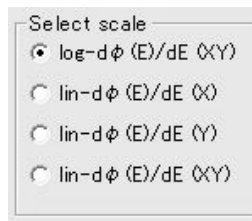


Fig.B-14 GUI for defining the graph scale

iv) [The range of graph]

A user can set the range of both axes. Click [RangeSet] and then the GUI in **Fig.B-15** will be opened. A user shall input the maximum and minimum values for the both axes. Following, click [SetUp] and then a new graph is plotted, according to the given values.

If a user clicks [Cancel], the amendment is not taken into account to plot the graph.

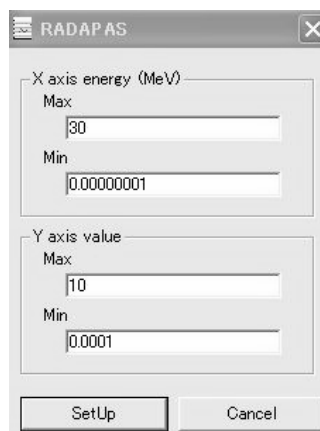


Fig.B-15 GUI for defining the range of energy spectrum

Example 4

Fig.B-13 is altered to the graph in Fig.B-16, if [Lethargy] is selected for [Select kind] and the logarithm scale is selected for both axes in [Select scale]. The range of graph is set as Fig.B-15.

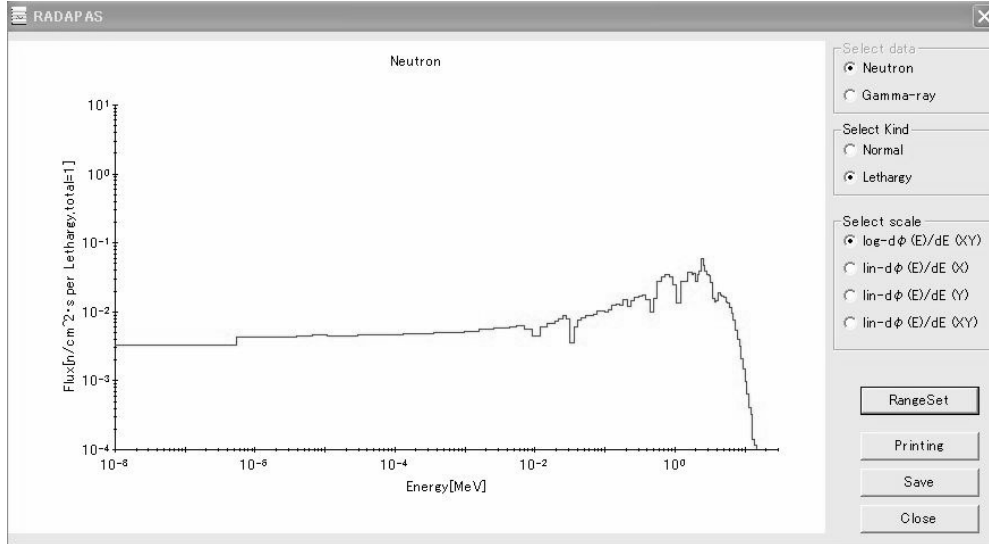


Fig. B-16 Amended energy spectrum.

2) Operation for closing the graphic indication

The three buttons in the right lower part in Fig.B-13 or Fig.B-16 are utilized for printing, saving and closing the graph as below.

a) Printing out the graph

A user can print out the graph indicated in the display by clicking [Printing].

b) Saving the graph

The indicated graph can be saved as a JPG-format file in an arbitrary folder by clicking [Save].

c) Closing the graph

The GUI in Fig.B-12 will be indicated again, if a user clicks [Close].

If a user intends to depict the energy spectrum for the other kind of radiation, [The display of graph] shall be clicked in Fig.B-12 again.

Click [Next >], if a user intends to carry out dose calculation in the next step.

B-7 Dose calculation based upon the measured ^{24}Na specific activity

- 1) Select the method to measure ^{24}Na specific activity

The GUI in **Fig.B-17** will be indicated, if a user clicks [Next >] in Fig.B-12.

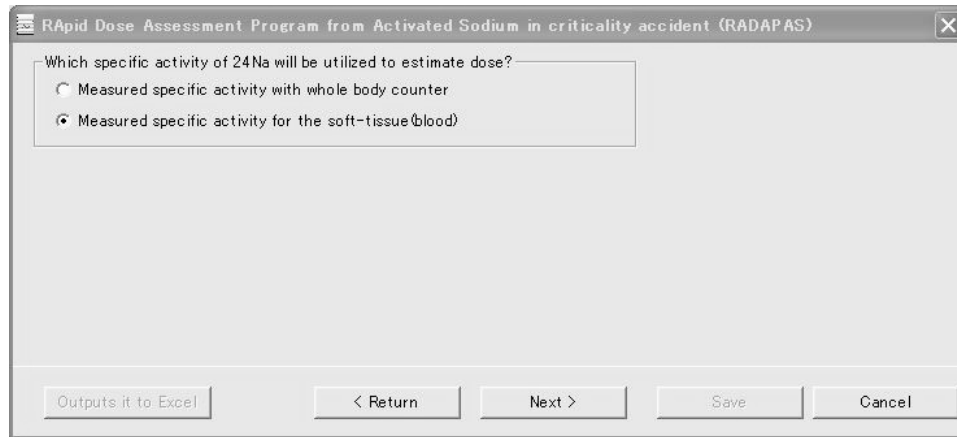


Fig.B-17 GUI for selecting the method to measure ^{24}Na specific activity.

RADAPAS prepares coefficients to derive radiation dose from ^{24}Na specific activity measured with whole body counter or gamma-rays spectrometry of a blood sample. (Refer to Appendix-A.)

[Which specific activity of ^{24}Na will be utilized to estimate dose?]

- [Measured specific activity with whole body counter]
Select, if specific activity of ^{24}Na induced in the exposed person is measured with a whole body counter.
- [Measured specific activity for the soft-tissue (blood)]
Select, if specific activity of ^{24}Na in blood sample is measured with a gamma-ray spectrometry.

Example 5 (see, Fig.B-17)

[Measured specific activity for the soft-tissue (blood)] is selected here. Dose calculation will be continued with this definition in the example of this manual.

Click [Next >], after a user selects the method.

2) Dose calculation

The GUI in **Fig.B-18** will be indicated, if a user clicks [Next >] in Fig.B-17.

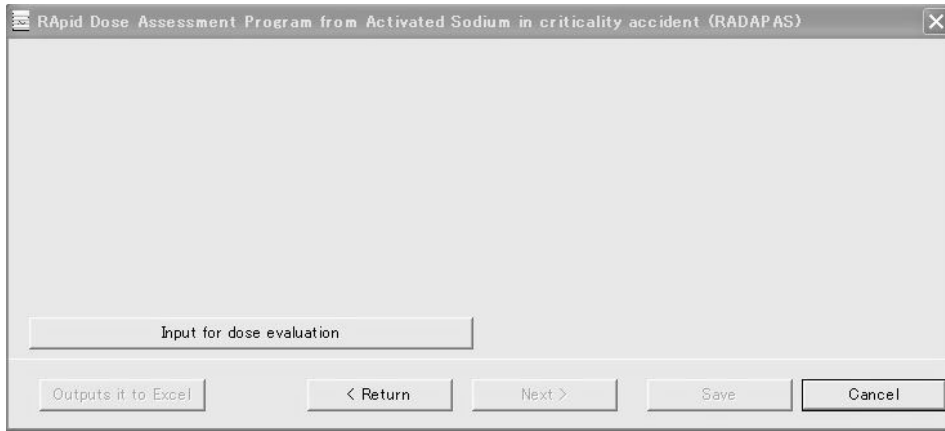


Fig.B-18 GUI of initial indication for dose calculation.

Click [Input for the dose evaluation] to input essential resources for dose calculation.

The GUI in **Fig.B-19** will be indicated, if a user clicks [Input for the dose evaluation] in Fig.B-18.

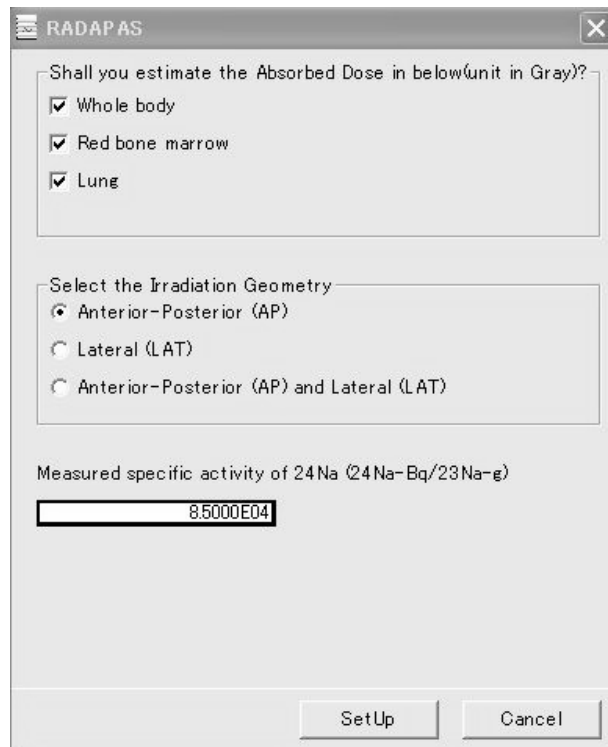


Fig.B-19 GUI for definition of dose calculation condition.

i) [Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?]

A user shall give a checking mark the dose to be estimated in the calculation. Each item has a meaning as below.

- [Whole body]
Radiation dose averaged over a whole body.
- [Red bone marrow]
Radiation dose averaged over red bone marrow in a whole body.
- [Lung]
Radiation dose averaged over a lung tissue.

Caution!!

In RADAPAS, dose calculations are carried out with conversion coefficients, which are analyzed for a uniform exposure condition over a whole body, as described in the text of Section 2.1.

ii) [Select the Irradiation Geometry]

A user can define the irradiation geometry in a criticality accident, which can significantly affect dose conversion from ^{24}Na specific activity.

- [Anterior-Posterior(AP)]
This geometry is selected for the case, where the person is assumed to be exposed to radiation from the front or back side of the body.
- [Lateral]
This geometry is selected for the case, where the person is assumed to be exposed to radiation from the lateral side of the body.
- [Anterior-Posterior(AP) and Lateral]
If [Anterior-Posterior(AP) and Lateral] is selected, radiation doses are calculated with the two irradiation geometries.

Caution!!

The irradiation geometry should be selected, according to the project area of incident radiation to a human body. Then, [Anterior-Posterior (AP)] can be applied to calculate radiation dose for the posterior-anterior irradiation geometry.

Radiation dose is ranged between the doses given by the two irradiation geometries.

iii) [Measured specific activity of ^{24}Na ($^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$)]

A user shall input the measured specific activity of ^{24}Na (unit: $^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$) induced in the blank below [Measured specific activity of ^{24}Na ($^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$)].

Caution!!

In RADAPAS, the conversion coefficients are given for the ^{24}Na specific activity at the time of exposure in the accident. Then, a user shall correct the measured value with the consideration of decay of ^{24}Na in the exposed person. The physical half-life time due to decay is 14.96 hours for ^{24}Na . In addition, biological half-life, 10 days, may be taken into account for kinetics of the nuclide in the body.

The decay of ^{24}Na during the measurement time can be also considered for a long-time measurement. However, dose conversion can be carried out within certain accuracy for measurement less than one hour, if

the measured activity is corrected with interval time between the time of accident and the middle time of measurement.

Example 6 (see, Fig.B-19)

All doses are selected in [Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?].

The irradiation geometry is set as [Anterior-Posterior (AP)].

The measured ^{24}Na specific activity is 8.50×10^4 ($^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g}$).

Click [Setup], after a user inputs all information. The GUI in Fig.B-18 will be indicated again, if all required resources are correctly given.

Caution!!

If a user clicks [Cancel], a display will indicate the GUI in Fig.B-18. However, the definitions in Fig. B-19 are not taken into account.

B-8 Indication of calculated dose and save the result as an Excel-file format

1) Indication of calculated dose

The GUI in **Fig.B-20** will be indicated, if a user clicks [Next >] in Fig.B-18 after defining resources with Fig.B-19. This GUI shows the calculated radiation dose, the utilized dose conversion coefficients and the measured ²⁴Na specific activity.

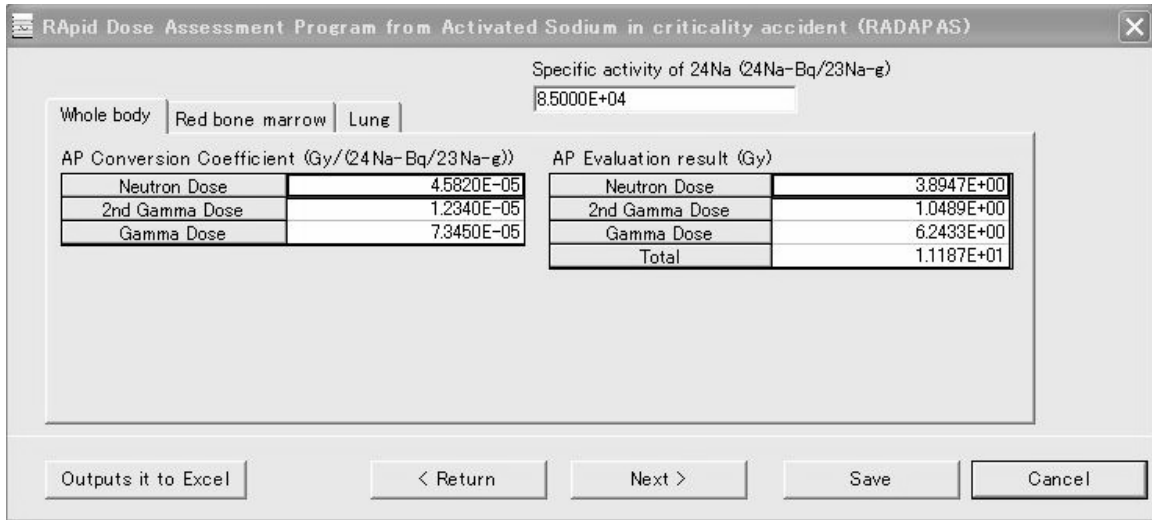


Fig.B-20 GUI indicating the calculated dose with RADAPAS

Radiation doses are given in different tables, if a user select two or three items in [Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?] with Fig.B-19. A user can select the radiation dose to be indicated in GUI with the upper part of Fig.B-20, as depicted in Fig.B-21.

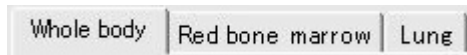


Fig.B-21 Tab for changing radiation dose in Fig.B-20.

Example 7 (see, Fig.B-20)

Fig.B-20 shows the dose calculated with the conditions defined in the all above examples (see, Fig.6, Fig.8, Fig.17 and Fig.19) in this manual.

Caution!!

In RADAPAS, dose calculations are carried out based upon the data, which are derived in uniform exposure condition over a whole body. The results in Fig.B-20 should be utilized to judge the magnitude of severity of exposure in the initial stage soon after a criticality accident.

2) Indication of calculated doses as a file of the Microsoft Excel

The calculated dose will be indicated with the Microsoft Excel in **Fig.B-22**, if a user clicks [Outputs it to Excel] in Fig.B-20. Radiation doses are given on different sheets in a same file, if a user select two or three items in [Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?] with Fig.B-19.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M
1	Specific activity of 24Na (24Na-Bq/23Na-g)												
2													
3													
4	AP Conversion Coefficient (Gy/(24Na-Bq/23Na-g))						AP Evaluation result (Gy)						
5	Neutron Dose						Neutron Dose						
6	2nd Gamma Dose						2nd Gamma Dose						
7	Gamma Dose						Gamma Dose						
8							Total						
9													
10													
11													
12													
13													
14													

Fig.B-22 An Excel file indicating the radiation dose calculated with RADAPAS

3) Save the definitions for dose calculation and results

Click [Save] in Fig.B-20, if a user intends to save all definitions for the determination of energy spectrum and dose calculation. In addition, it is recommended that the calculated dose is saved as a file of the Microsoft Excel with Fig.B-22.

4) Finish dose calculation with RADAPAS

Click [Cancel] in Fig.B-20, if a user intends to finish RADAPAS.

Caution!!

A user shall confirm whether the essential files are saved or not by the instructions in 2) and 3).

5) Continue RADAPAS (indication of γ/n dose ratio as a graphic format)

If a user clicks [Next >] in Fig.B-20, RADAPAS moves to the next step to depict the graph of γ/n dose ratio. (See the section B-9.)

B-9 Indication of γ/n dose ratio as a graphic format

1) Flowchart for indication of a γ/n dose ratio as a graphic format

RADAPAS can depict a γ/n dose ratio, as a graphic format, if [Quote from the compendium data prepared in this system] is selected in [Select the method to determine energy spectrum] in Fig.B-6.

Fig.B-23 shows the flowchart to indicate a γ/n dose ratio as a graphic format.

Caution!!

This section is independent from the instructions till the former sections (B-4 to B-8). The below operation is unavailable, if [Use of other Energy Spectrum] is selected in Fig.B-6.

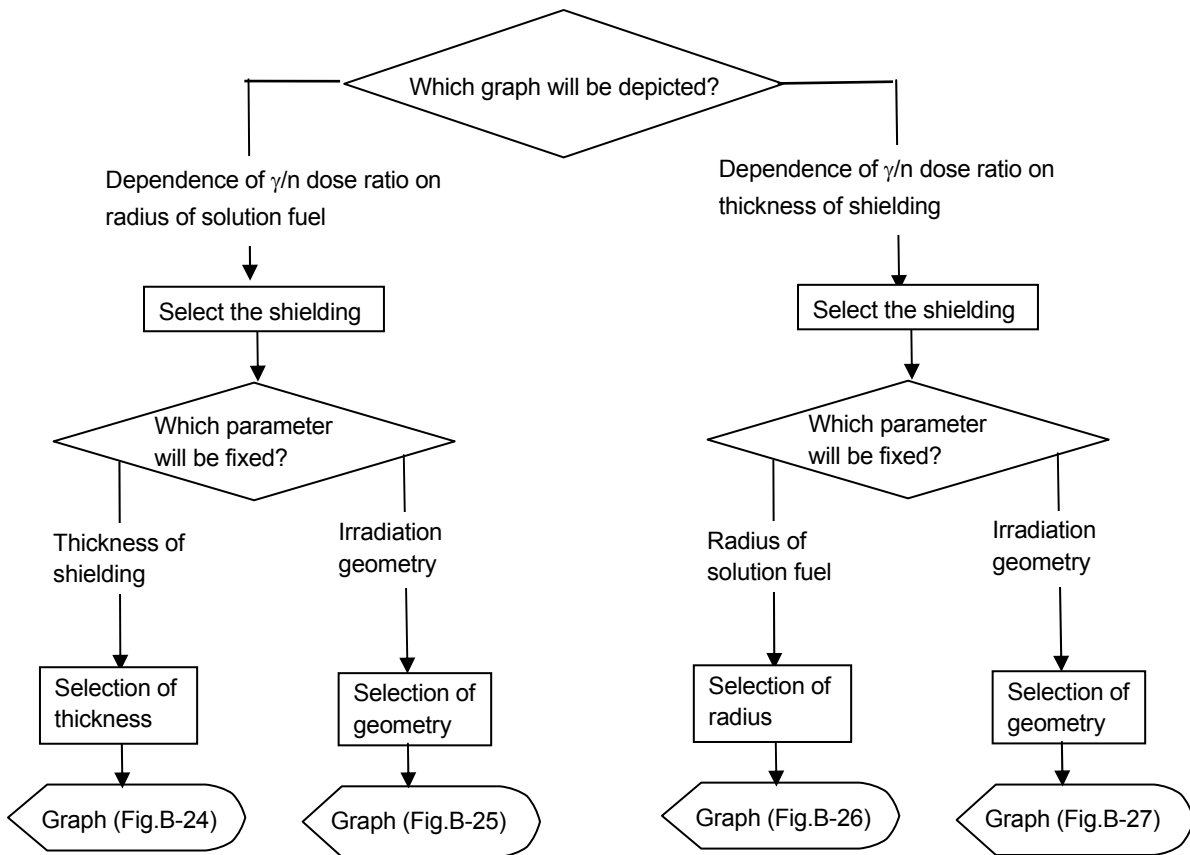


Fig.B-24 Flowchart for indication of a γ/n dose ratio graph.

It should be recommended that a user selects the method to indicate a graph for γ/n dose ratio, according to this flowchart. The graph is depicted with one of the formats, as depicted in Fig. 24, Fig. 25, Fig.26 and Fig.27.

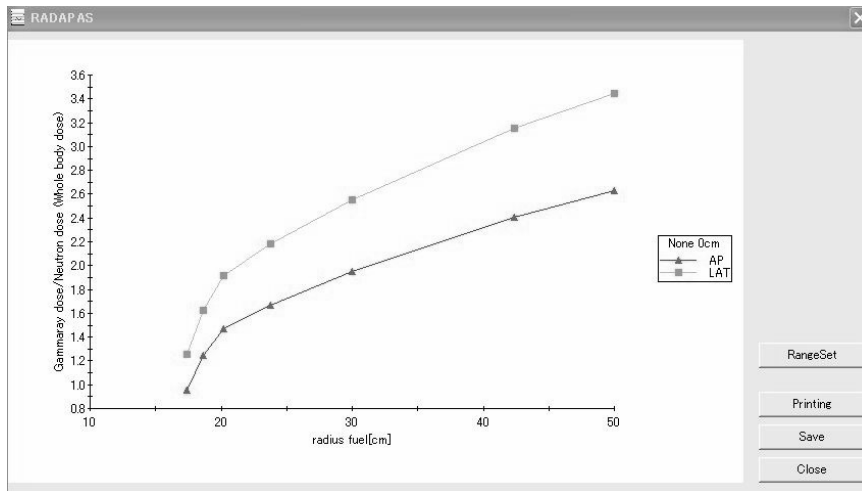


Fig.B-24 γ/n dose ratio graph (1).

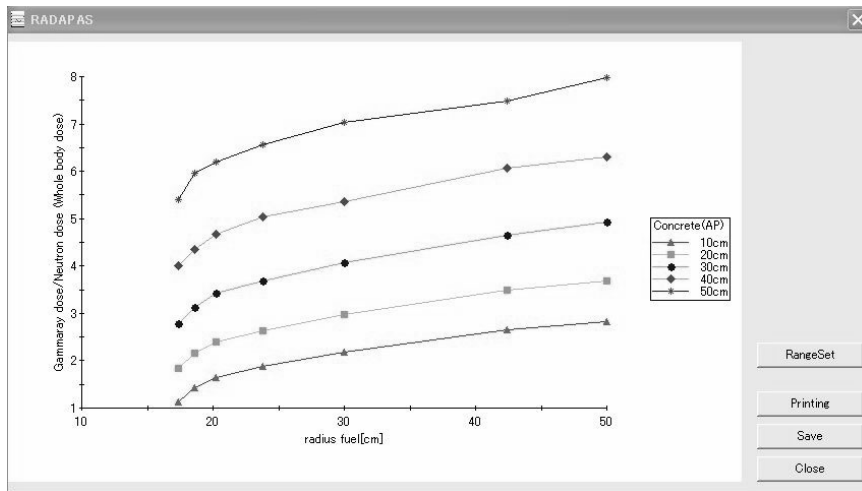


Fig.B-25 γ/n dose ratio graph (2).

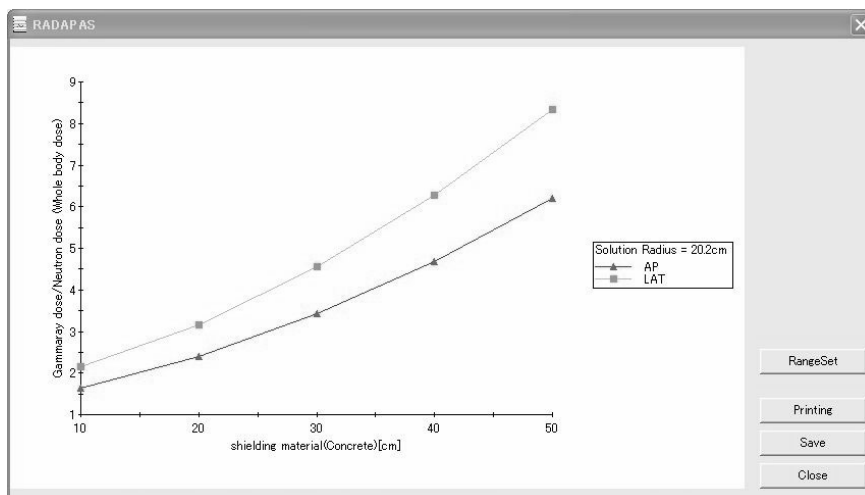


Fig.B-26 γ/n dose ratio graph (3).

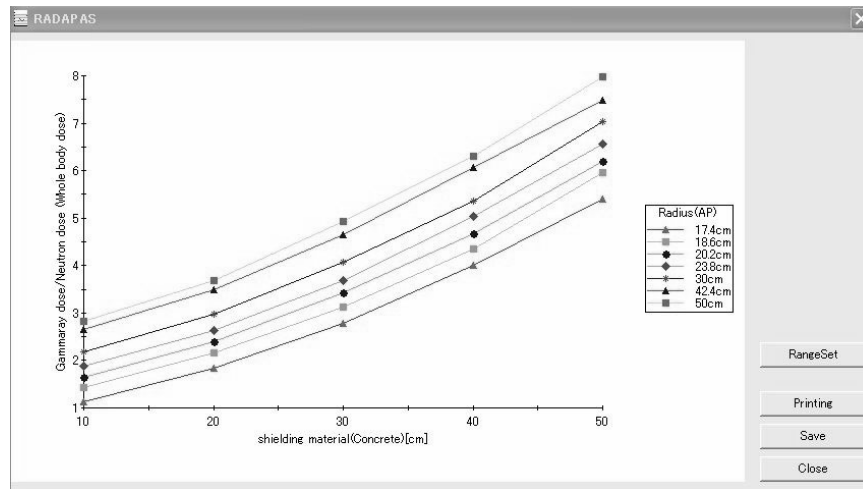


Fig.B-27 γ/n dose ratio graph (4).

2) Format of a graph and shielding material

The GUI in Fig.B-28 will be indicated, if a user clicks [Next>] in Fig.B-20

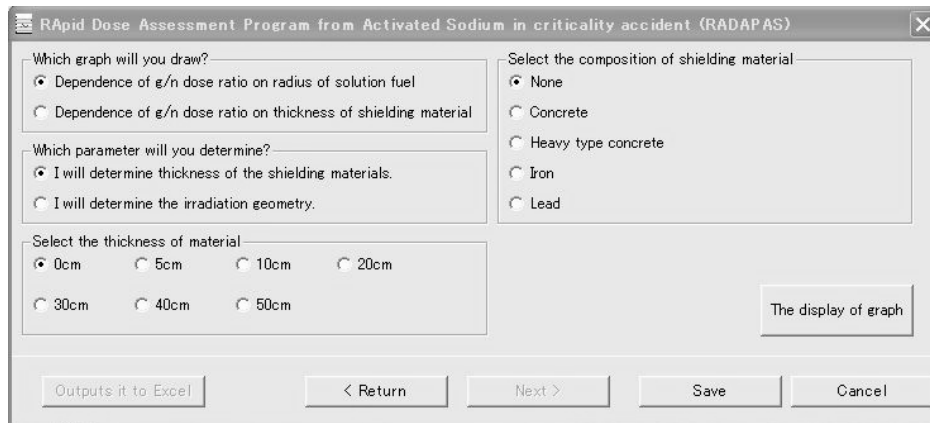


Fig.B-28 GUI for definition of γ/n dose ratio graph format (1)

i) [Which graph will you show?]

A user shall set the x-axis of the γ/n dose ratio graph at first.

- [Dependence of γ/n dose ratio on radius of solution fuel]
Select, if a user intends to draw the graph with radius of solution on the x-axis, as depicted in Fig.B-24 and Fig.B-25.
- [Dependence of γ/n dose ratio on thickness of shielding materials]
Select, if a user intends to draw the graph with thickness of shielding materials on the x-axis, as depicted in Fig.B-27 and Fig.B-28.

Caution!!

If [Dependence of γ/n dose ratio on thickness of shielding materials] is selected, Fig.B-28 is automatically replaced with the GUI in Fig.B-29. A user can see difference in the left side between Fig.B-28 and Fig.B-29.

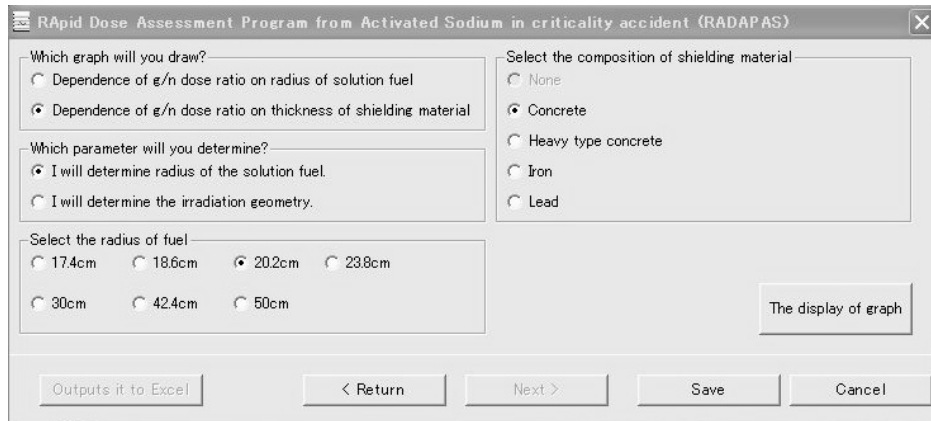


Fig.B-29 GUI for definition of γ/n dose ratio graph format (2)

ii) [Select the composition of shielding material]

A user shall select the material of shielding on the right side in Fig.B-28 or Fig.B-29.

Four shielding materials can be taken into account here; [Concrete], [Heavy type concrete], [Iron] and [Lead]. In addition, [None] can be selected for the case, where no shielding is taken into account.

[None] cannot be selected in Fig.B-29, if a user selects [Dependence of γ/n dose ratio on thickness of shielding materials]

3) Definition of graphic indication (1) (with a format in Fig.B-24)

Fig.B-24 depicts dependence of γ/n dose ratio on radius of solution fuel for the two irradiation geometries. At first, a user shall confirm whether [Dependence of γ/n dose ratio on radius of solution fuel] is selected or not for [Which graph will you show?]. In this case, the GUI in Fig.B-28 is indicated.

i) [Which parameter will you determine?]

Click [I will determine thickness of the shielding materials.], if a user intends to draw the γ/n dose ratio graph with the format as depicted in Fig.B-24.

In this case, the bottom column in the left side is indicated as **Fig.B-30**.



Fig.B-30 A part of GUI in Fig.B-28 for selection of shielding thickness.

ii) [Select thickness of the shielding material]

A user shall select thickness of material with Fig.B-30, according to Table 1. Following, click [The display of graph] to draw a γ/n dose ratio graph with a format, as depicted in Fig.B-24.

Example 8 (see, Fig.B-24)

Fig.B-24 shows dependence of γ/n dose ratio on radius of solution fuel for the two irradiation geometries. No surrounding shielding is taken into account for the configuration here.

4) Definition of graphic indication (2) (with a format in Fig.B-25)

Fig.B-25 depicts dependence of γ/n dose ratio on radius of solution fuel for the configurations with different shielding thickness. At first, a user shall confirm whether [Dependence of g/n dose ratio on radius of solution fuel] is selected or not for [Which graph will you show?]. In this case, the GUI in Fig.B-28 is indicated.

i) [Which parameter will you determine?]

Click [I will determine the irradiation geometry.], if a user intends to draw the γ/n dose ratio graph with the format as depicted in Fig.B-25.

In this case, the bottom column in the left side is indicated as **Fig.B-31**.

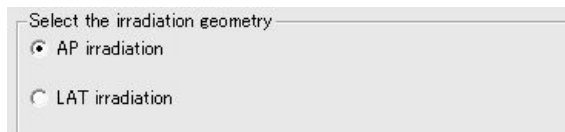


Fig.B-31 A part of GUI in Fig.B-28 or Fig.B-29 for selection of irradiation geometry.

ii) [Select the irradiation geometry]

A user shall select the irradiation geometry with Fig.B-31. Following, click [The display of graph] to draw a γ/n dose ratio graph with a format, as depicted in Fig.B-25.

Example 9 (see, Fig.B-25)

Fig.B-25 shows dependence of γ/n dose ratio on radius of solution fuel for the configurations with concrete shielding. The AP irradiation geometry is taken into account here.

5) Definition of graphic indication (3) (with a format in Fig.B-26)

Fig.B-26 depicts dependence of γ/n dose ratio on thickness of shielding material for the two irradiation geometries. At first, a user shall confirm whether [Dependence of g/n dose ratio on thickness of shielding materials] is selected or not for [Which graph will you show?]. In this case, the GUI in Fig.B-29 is indicated.

i) [Which parameter will you determine?]

Click [I will determine the radius of the solution fuel.], if a user intends to draw the γ/n dose ratio graph with the format as depicted in Fig.B-26.

In this case, the bottom column in the left side is indicated as **Fig.B-32**.

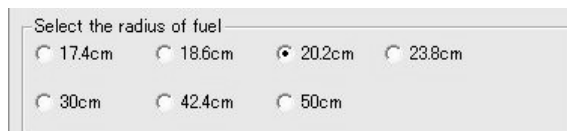


Fig.B-32 A part of GUI in Fig.B-29 for selection of fuel radius.

ii) [Select thickness of the shielding material]

A user shall select radius of solution fuel with Fig.B-32.

Following, a user shall click [The display of graph] to draw a γ/n dose ratio graph with a format, as depicted in Fig.B-26.

Example 10 (see, Fig.B-26)

Fig.B-26 shows dependence of γ/n dose ratio on thickness of concrete shielding for the two irradiation geometries. In this case, radius of solution fuel is set to 20.2cm.

6) Definition of graphic indication (4) (with a format in Fig.B-27)

Fig.B-27 depicts dependence of γ/n dose ratio on thickness of shielding material for the configurations with different solution fuel radius. At first, a user shall confirm whether [Dependence of γ/n dose ratio on thickness of shielding materials] is selected or not for [Which graph will you show?]. In this case, the GUI in Fig.B-29 is indicated.

i) [Which parameter will you determine?]

Click [I will determine the irradiation geometry.], if a user intends to draw the γ/n dose ratio graph with the format as depicted in Fig.B-27.

In this case, the bottom column in the left side is indicated as Fig.B-31.

ii) [Select the irradiation geometry]

A user shall select the irradiation geometry with Fig.B-31. Following, click [The display of graph] to draw a γ/n dose ratio graph with a format, as depicted in Fig.B-27.

Example 11 (see, Fig.B-27)

Fig.B-27 shows dependence of γ/n dose ratio on thickness of concrete shielding for solution fuel with different radius. The AP irradiation geometry is taken into account here.

7) The range of graph

A user can set the range of both axes. Click [RangeSet] and then the GUI in **Fig.B-33** will be opened.

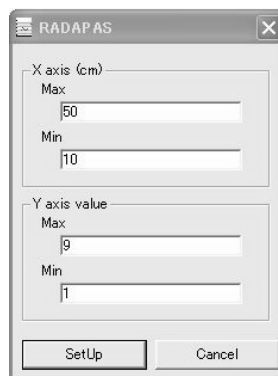


Fig.B-33 GUI for defining the range of γ/n dose ratio graph.

A user shall input the maximum and minimum values for the both axes. Following, click [SetUp] and then a new graph is plotted, according to the given values.

If a user clicks [Cancel], the amendment is not taken into account to plot the graph.

8) Operation for closing the graphic indication

The three buttons in the right lower part in the γ/n dose ratio graph are utilized for printing, saving and closing the graph as below.

a) Printing out the graph

A user can print out the graph indicated in the display by clicking [Printing].

b) Saving the graph

The indicated graph can be saved as a JPG-format file in an arbitrary folder by clicking [Save].

c) Closing the graph

The GUI in Fig.B-28 or Fig.B-29 will be indicated again, if a user clicks [Close].

9) Save the definitions for dose calculation

Click [Save] in Fig.B-28 or Fig.B-29, if a user intends to save all the definition for determination of energy spectrum, dose calculation and γ/n dose ratio graph.

In this case, a user can save all instructions through dose calculation, including the operation till the section B-8.

10) Finish RADAPAS

Click [Cancel] in Fig.B-28 or Fig.B-29, if a user intends to finish RADAPAS.

Caution!!

A user shall confirm whether the essential files are saved or not by the instructions described in the sections of B-8 and B-9.

Appendix C RADAPAS の使用マニュアル(日本語版)

C-1 推奨環境及びインストール

1) RADAPAS の実行において推奨される環境

RADAPAS は、Windows システムを動作する汎用のパーソナルコンピュータで使用できる。RADAPAS の正常な動作には、以下のハードウェア及びソフトウェア環境が推奨される。

a) ハードウェア環境

- ・ CPU Intel Pentium 200MHz 以上
- ・ MEMORY 64MB 以上
- ・ HDD 空き容量として、200MB 以上

c) ソフトウェア環境

OS Windows 98 (SE 以降), Windows NT4.0(Service Pack 3 以降), Windows 2000, Windows XP
データを保存するため、Microsoft Excel が必要となる。

2) インストール方法

プログラムは、以下の手順でパーソナルコンピュータへインストールされる。

- i) セットアップディスクを対象のドライブに挿入する。
- ii) Windows OS のマイコンピュータまたはエクスプローラから対象のドライブを開く。
その後、"Setup.exe"ファイルをダブルクリックする。

iii) 指示に従って、表示された GUI を操作する。

プログラムのアンインストールは、Windows の[スタート]メニューより[コントロールパネル]を選択し、[アプリケーションの追加と削除]を起動する。その後、RADAPAS が削除される。

3) フォルダ及びファイル構成

RADAPAS は、[TARGET]及び[Data]の2つのフォルダを有する。

[TARGET]フォルダには、線量計算の実行ファイル RADAPAS.exe が含まれる。

[Data]フォルダには下記のように4つのファイルが含まれる。

- ・ Spectrum_catalog_Dat.dat エネルギースペクトルカタログデータファイル
- ・ Dose_catalog_Dat.dat Spectrum_catalog_Dat.dat ファイルに含まれるエネルギースペクトルに対する線量換算係数
- ・ Mono_Dat.dat 単色放射線に対する線量換算係数
- ・ Gamma_Neutron_Dat.dat 中性子線量に対する γ 線線量の比 (以下、「 γ/n 線量比」とする。)のデータファイル

C-2 RADAPAS の動作指定及び初期 GUI

1) 動作指定

RADAPAS を動作させるために、GUI の下部に **Fig.C-1** の 5 つのボタンが常に表示される。



Fig.C-1 RADAPAS の動作指定に用いる 5 つのボタン

使用者は、各ボタンを用いて、下記のとおり RADAPAS の動作法を選択できる。

- [Outputs it to Excel] (C-8 節参照)
このボタンは、線量計算結果 GUI (Fig.C-19 参照) で使用できる。このボタンのクリックにより、使用者は線量評価結果を Microsoft Excel 形式のファイルとして操作できる。
- [< Return]
前の GUI へ移動する。このボタンは初期 GUI では機能しない。
- [Next >]
次の GUI へ移動する。このボタンは線量結果の GUI では機能しない。
- [Save >]
このボタンをクリックすることにより、設定したエネルギースペクトル及び線量評価設定をファイルに保存する。線量結果の表示 GUI 以降でのみ機能する。
- [Cancel]
注意! : クリックすることにより、RADAPAS を強制的に終了する。この場合、それまでに設定した全てのデータは保存されない。

2) RADAPAS の初期 GUI

RADAPAS を開始した場合、**Fig.C-2** に示す GUI が表示される。

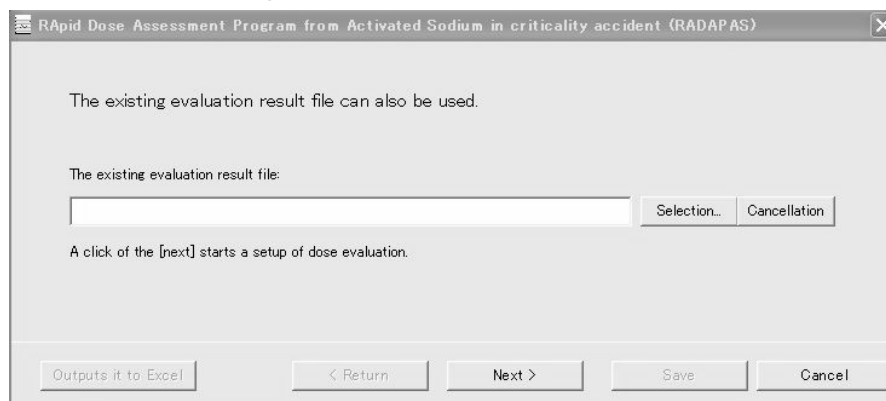


Fig.C-2 RADAPAS の初期 GUI

以前の操作で RADAPAS に保存したファイルを読み込む場合は、使用者は[The existing evaluation result file]の下欄にファイル名を入力する。新規の線量評価を実行する場合は、空欄とする。

使用者は[The existing evaluation result file]の下欄を確認し、[Next>]をクリックする。

C-3 エネルギースペクトル決定法の選択

1) RADAPAS における線量計算のフローチャート

RADAPAS の使用に当たり、本節における計算フローチャート及び説明は参照されなくてはならない。**Fig.C-3** は、RADAPAS における線量計算の初期段階のフローチャートを示す。線量計算において、使用者は最初にエネルギースペクトル及び評価対象とする放射線の種類を決定する。続いて、被ばく者に対する線量は、決定したエネルギースペクトルに基づき ^{24}Na 比放射能の測定値から算出される。線量計算のためのエネルギースペクトル決定法は2つある。**Fig.C-2** の GUI で、保存ファイルを読み込んだ場合は、**Fig.C-6** が表示される。それ以降は、順次、以前の解析の際に定義した情報が自動的に表示される。

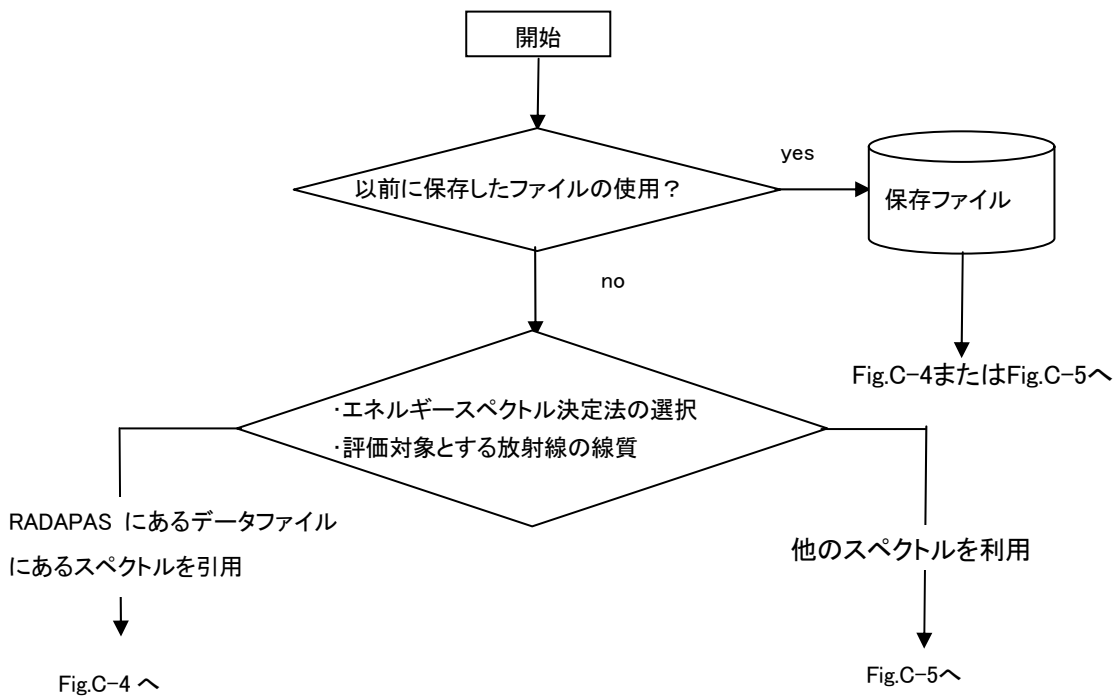


Fig.C-3 線量評価方法の決定までのフローチャート

Fig.C-4 及び **Fig.C-5** に、それぞれのエネルギースペクトル決定法による線量評価フローチャートを示す。

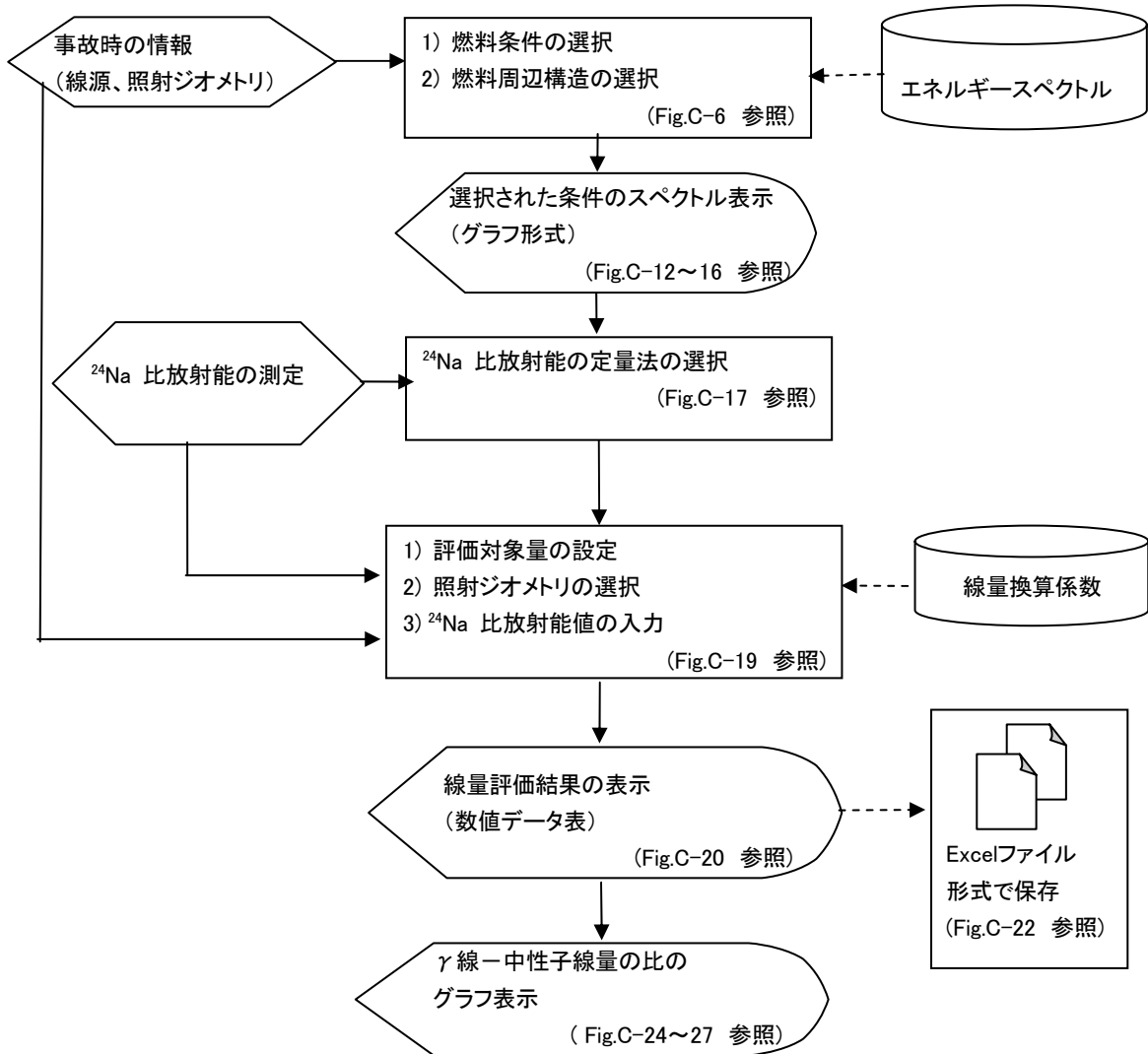


Fig.C-4 RADAPAS における線量評価方法(1)

使用者が燃料及び周辺の構造物からなる臨界体系に係る情報を得た場合に、このフローチャートにおける線量計算法は選択されるべきである。

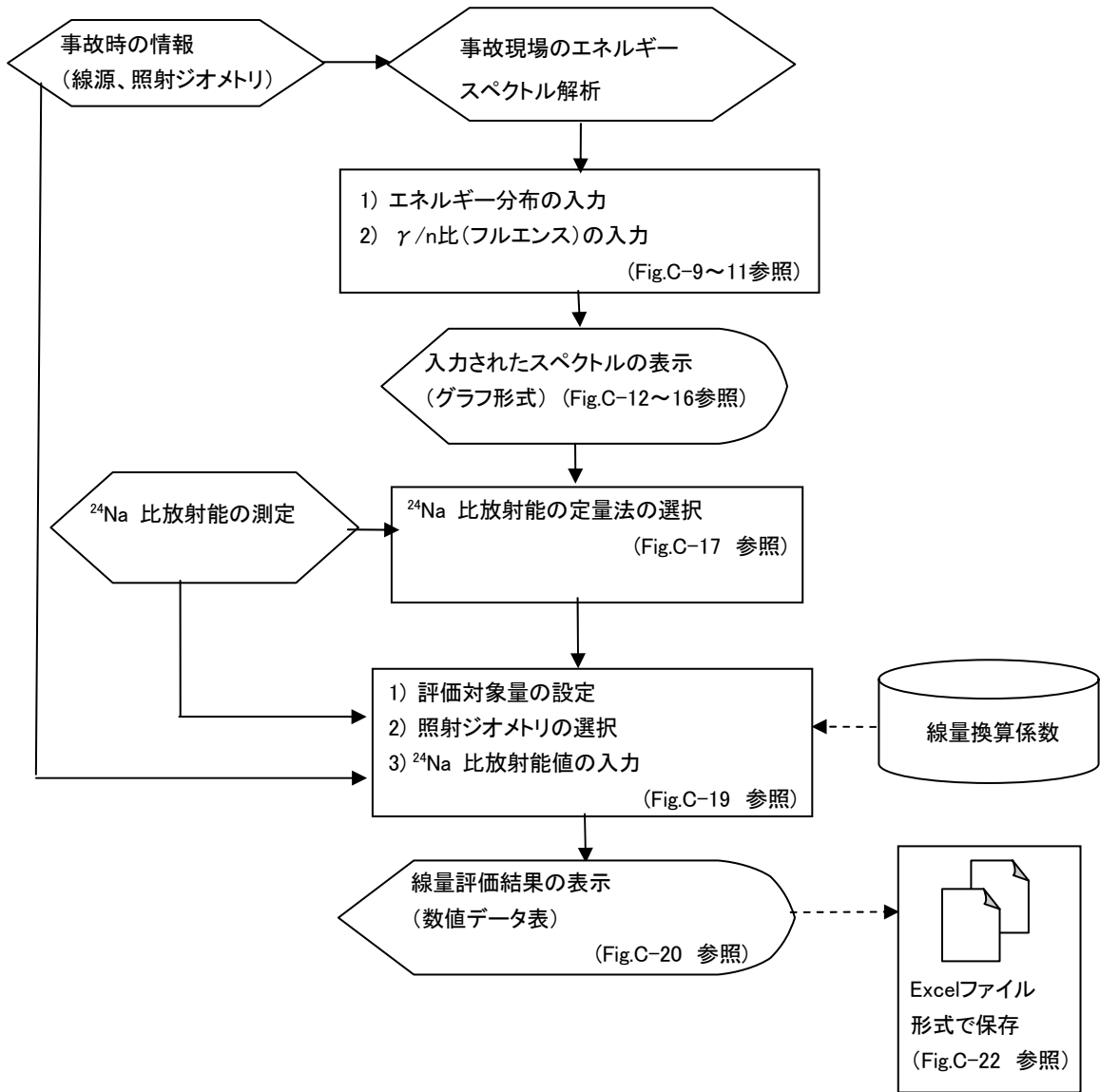


Fig.C-5 RADAPAS における線量評価方法(2)

使用者が放射化検出器を用いた線量計測システムあるいは放射線輸送コードを用いた計算により事故現場のエネルギースペクトルが解析された場合に、このフローチャートにおける線量計算法は選択されるべきである。

2) エネルギースペクトル決定法の選択

使用者が Fig.C-2 で[Next >]をクリックした場合、**Fig.C-6** の GUI が表示される。

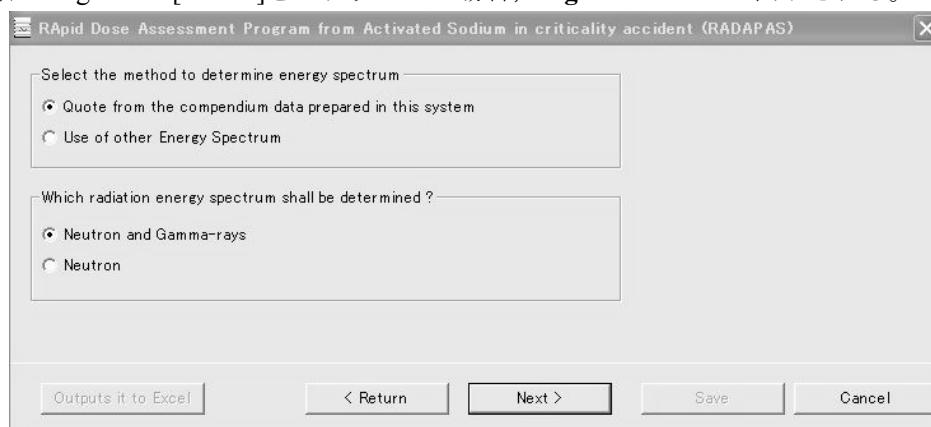


Fig.C-6 線量計算におけるエネルギースペクトルの決定法を選択するための GUI

i) [Select the method to determine energy spectrum]

使用者は、線量計算にあたりエネルギースペクトルの決定法を最初に選択しなくてはならない。

- [Quote from the compendium data prepared in this system]
使用者が燃料及び周辺の構造物からなる臨界体系に係る情報を得た場合に、[Quote from the compendium data prepared in this system]を選択する。
- [Use of other Energy Spectrum]
放射化検出器を用いた線量計測システムあるいは放射線輸送コードを用いた計算により事故現場のエネルギースペクトルが解析された場合、[Use of other Energy Spectrum]を選択する。

ii) [Which radiation energy spectrum shall be determined?]

続いて、使用者は評価対象とする放射線の種類を選択しなくてはならない。

- [Neutron and Gamma-rays]
- [Neutron]

例示 1 : (Fig.C-7 参照)

この例では、[Quote from the compendium data prepared in this system]及び[Neutron and Gamma-rays]が選択された。この条件は、以降の線量計算例でも採用される。

使用者は以上の 2 項目について選択された内容を確認した後、[Next>]をクリックする。

Fig.C-6 で[Next>]をクリックした場合、**Fig.C-7** の GUI が表示される。

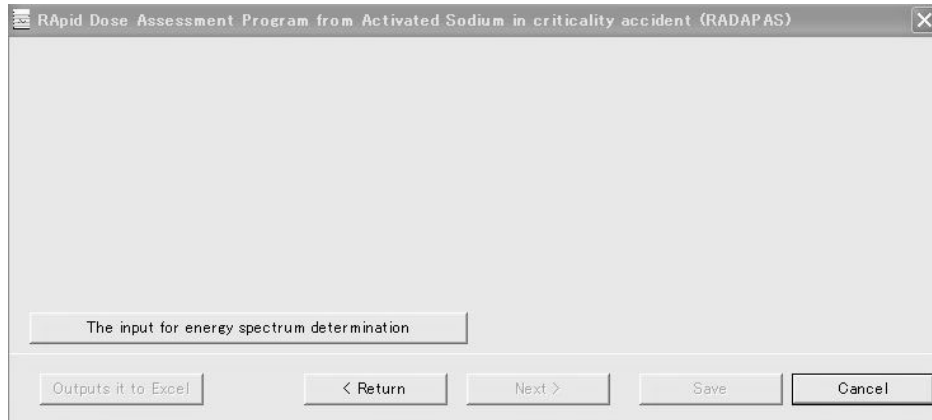


Fig.C-7 エネルギースペクトル決定のための GUI

Fig.C-6 で設定した条件で RADAPAS における線量計算を継続する場合、[The input for energy spectrum determination]をクリックする。

それ以外の場合は、[<Return]をクリックして Fig.C-6 に戻る。その後、使用者は[Select the method to determine energy spectrum]及び[Which radiation energy spectrum shall be determined?] の設定を Fig.C-6 で変更しなくてはならない。その後、Fig.C-7 で[The input for energy spectrum determination]をクリックする。

C-4 エネルギースペクトル決定法(1)－Fig.C-4 のフローチャートによる手法－

Fig.C-6 に示す GUI で、[Quote from the compendium data prepared in this system]を選択した場合、Fig.C-8 の GUI が表示される。

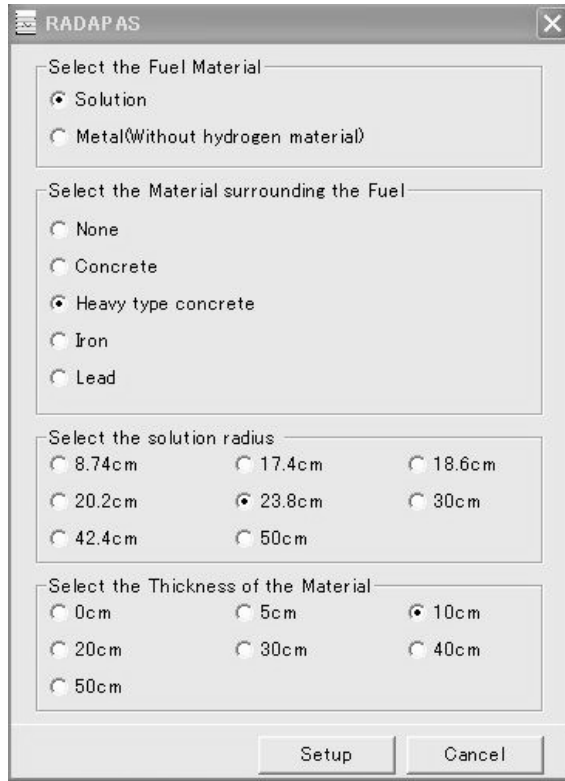


Fig.C-8 線源及び周辺構造物を指定するための GUI

使用者は、Fig.C-8 にある GUI を用いて臨界事故の条件に最も近い体系を設定しなくてはならない。Table1 にある条件について、エネルギースペクトル及び線量換算係数が整備されている。線量計算は、これらの条件でのみ実行できる。

注意！

Table1 に提示されていない条件については、RADAPAS では線量計算が実行できない。すなわち、使用者は線量計算を継続する場合、Table1 を参照することが必須となる。

i) [Select the Fuel Material]

使用者は、[Solution]もしくは[Metal (Without hydrogen material)]を選択することができる。金属燃料からの漏洩放射線のエネルギースペクトルは、水素による減速を考慮しない条件で計算された。

ii) [Select the Material surrounding the Fuel]

線源と被ばく者の間に遮へい体があった場合、[Concrete], [Heavy type concrete], [Iron], [Lead]から選択することができる。

このような遮へい体がない場合、[None]を選択しなくてはならない。

iii) [Select the Solution Radius]

[Select the Fuel Material]で, [Solution]を選択した場合については, 溶液燃料の半径を[17.4cm], [18.6cm], [20.2cm], [23.8cm], [30cm], [42.4cm], [50cm]から選択することができる。

半径は, ^{235}U に対する水素の存在比 (原子個数密度) により決定された。最小値及び最大値は、それぞれ 100 (r=17.4cm) 及び 1095(r=50cm)である。

[Metal (Without hydrogen material)]の場合, [8.74cm]を選択しなくてはならない。

=>このサイズは, 金属燃料の選択を認識するために使用される。

指針

事故体系の溶液燃料が想定されている条件と異なる半径を有する場合は, 使用者は最も近い値を選択することになるであろう。この場合, 事故条件より小さな値を選択することが好ましい。

iv) [Select the Thickness of the Material]

[Select the Material surrounding the Fuel]で選択した, 遮へい材の厚さを選択することができる。

[Select the Material surrounding the Fuel]を [None]とした場合, [0cm]としなくてはならない。

例示 2 : (Fig.C-8 参照)

この例では, 溶液燃料 (半径 23.8cm) 及び重コンクリート(10cm 厚)からなる体系が選択されている。この体系は, 以降の線量計算の例でも採用される。

以上の項目を全て設定した後, [Setup]をクリックする。設定条件が Table1 に示す条件の一つと一致していれば, Fig.C-7 の GUI へ戻る。その後, Fig.C-7 で[Next>]をクリックする。

それ以外の場合, Fig.C-8 の GUI が継続して提示される。このような場合, 設定条件が Table1 に含まれていない。使用者は, Table1 にある体系に従って, 設定を変更しなくてはならない。修正の後に Fig.C-7 が表示された場合, [Next>]をクリックする。

注意!

[Cancel]をクリックすると, Fig.C-7 が表示される。ただし, Fig.C-8 での設定は反映されない。

指針

事故体系が想定されている 4 つの物質とは異なる遮へい材を含む場合は, 使用者は最も近い代用となる材質を選択することになるであろう。

C-5 エネルギースペクトル決定法(2)－Fig.C-5 のフローチャートによる手法－

Fig.C-6に示す GUI の最初の項目で[Use of other Energy Spectrum]を選択した場合, Fig.C-9 の GUI が起動する。

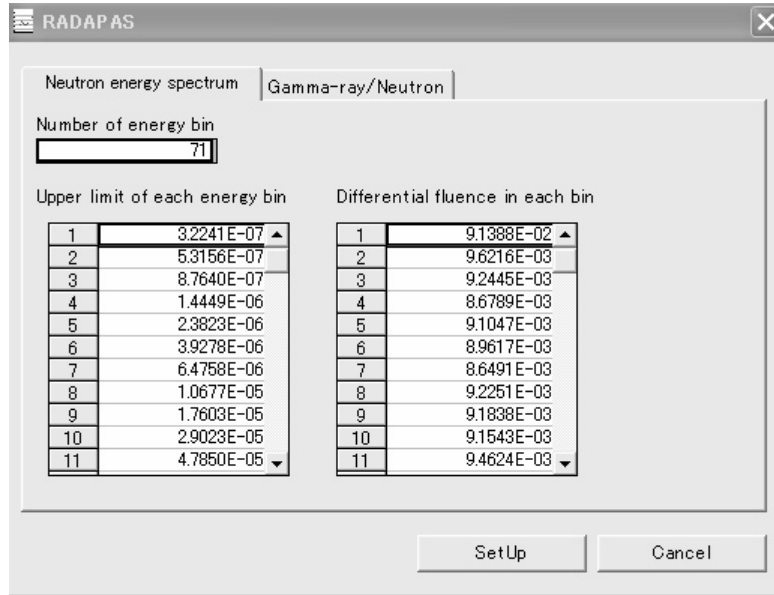


Fig.C-9 中性子エネルギースペクトルを設定するための GUI

Fig.C-6 の GUI で[Which radiation energy spectrum shall be determined?] について, [Neutron and Gamma-rays]を選択した場合, 以下の3つのタブからなる GUI が表示される。Fig.C-6 の GUI で [Neutrons]を選択した場合, 第1タブのみが表示される。

- ・ 第1タブは, Fig.C-9 に示す中性子エネルギースペクトルの設定 GUI である。エネルギービンの単位は MeV である。
- ・ 第2タブは, γ 線エネルギースペクトルの設定 GUI である。エネルギービンの単位は MeV である。
- ・ 第3タブは, 中性子- γ 線のフルエンス比を設定する Fig.C-10 に示す GUI である。

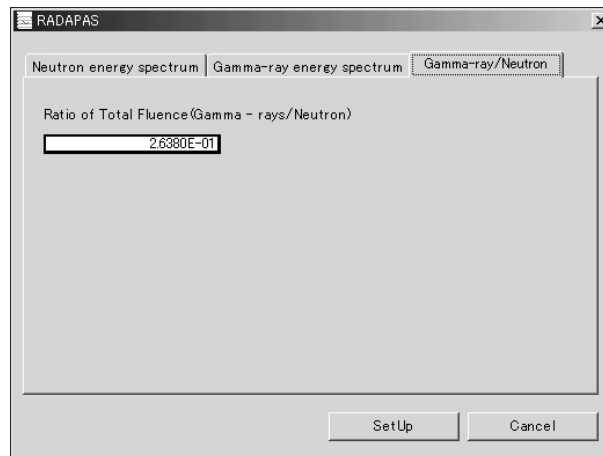


Fig.C-10 γ 線/中性子のフルエンス比を入力するための GUI

使用者は、線量計算に用いるエネルギースペクトルに係る情報を以下のように入力しなくてはならない。

i) [Number of energy bin]

使用者は、Fig.C-9 の[Number of energy bin]の下空欄にエネルギービンの数を入力しなくてはならない。

ii) [Energy spectrum]

使用者は、**Fig.C-11** (Fig.C-9 の下部) の GUI で、左の欄にエネルギービンの上限値を入力し、右の欄に各ビンのフルエンス割合を入力しなくてはならない。

Upper limit of each energy bin		Differential fluence in each bin	
1	3.2241E-07 ▲	1	9.1388E-02 ▲
2	5.3156E-07	2	9.6216E-03
3	8.7640E-07	3	9.2445E-03
4	1.4449E-06	4	8.6789E-03
5	2.3823E-06	5	9.1047E-03
6	3.9278E-06	6	8.9617E-03
7	6.4758E-06	7	8.6491E-03
8	1.0677E-05	8	9.2251E-03
9	1.7603E-05	9	9.1838E-03
10	2.9023E-05	10	9.1543E-03
11	4.7850E-05 ▼	11	9.4624E-03 ▼

Fig.C-11 エネルギースペクトルを設定するための GUI (Fig.C-9 の下部の拡大図)

iii) [Fluence ratio of gamma-rays to neutrons]

γ線被ばくによる線量を評価する場合は、使用者は Fig.C-10 の GUI でガンマ線/中性子の全フルエンス比を入力しなくてはならない。

使用者は、Fig.C-9 の全タブについて全情報を入力した後、[Setup]をクリックする。全ての項目が正しく入力された場合、Fig.C-7 の GUI が再び表示される。そして、Fig.C-7 の GUI で[Next>]をクリックする。

Fig.C-9 の GUI が保持される場合、使用者は全タブを確認しなくてはならない。エネルギースペクトルに係る全項目を正しく入力した後、Fig.C-9 で[Setup]をクリックする。その後、Fig.C-7 の GUI が再び表示された後、[Next>]をクリックする。

注意!

使用者が[Cancel]をクリックした場合、Fig.C-7 の GUI が表示される。ただし、Fig.C-9 から Fig.C-11 での設定は GUI に反映されていない。

C-6 決定したエネルギースペクトルのグラフ表示

1) グラフ表示方法

RADAPAS では、体内 ^{24}Na の放射能測定値から、C-4 節及び C-5 節に記述した指示により決定されたエネルギースペクトルに基づき線量を算出する。特に、C-5 節で記述した手法では、任意のエネルギースペクトルが定義される。ここで、使用者は線量計算を実行する前に、決定されたエネルギースペクトルをグラフ表示により確認することが推奨される。

使用者が Fig.C-7 で[Next >]をクリックした場合、**Fig.C-12** の GUI が表示される。

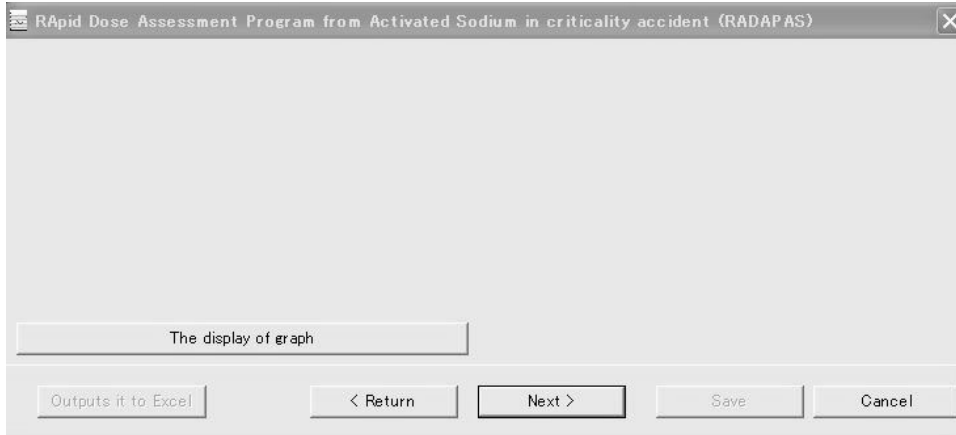


Fig.C-12 エネルギースペクトルを読み込むための GUI

Fig.C-12 で、[The display of graph]がクリックされると、設定したエネルギースペクトルが **Fig.C-13** のようにグラフとして表示される。

例示 3

以下のグラフは、Fig.C-8 の GUI で設定した溶液燃料 (半径 23.8cm) 及び重コンクリート(10cm 厚)からなる体系に関する中性子エネルギースペクトルを示している。

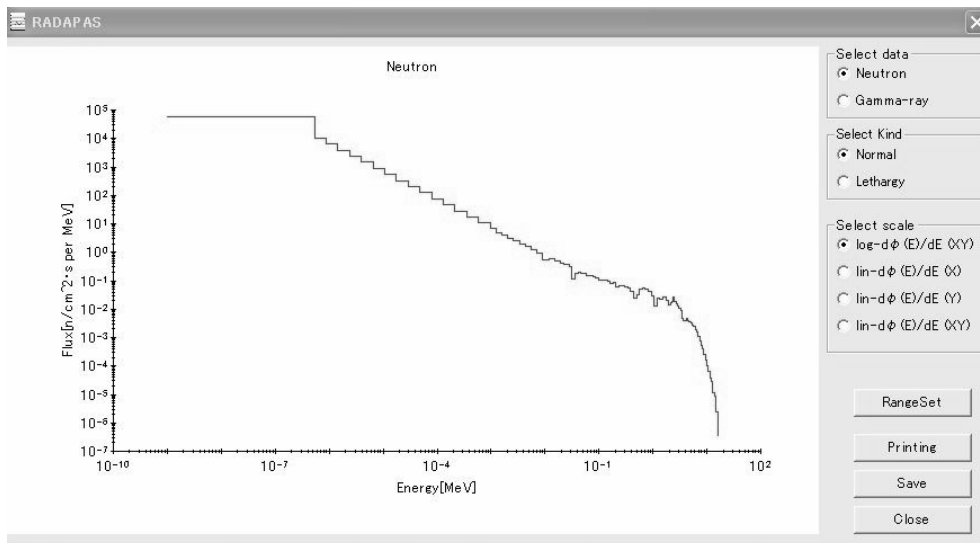


Fig.C-13 グラフ形式で表示されたエネルギースペクトル

注意！

使用者が Fig.C-12 で[Next>]をクリックした場合、エネルギースペクトルをグラフ表示せずに、線量計算の次の段階（C-7 節で記述）へ進む。

エネルギースペクトルの右欄にある各項目で、図示する放射線の種類及びグラフのスケールを選択することが可能である(Fig.C-13)。

i) [Selected data]

[Neutron]もしくは[Gamma-rays]を選択することができる。Fig.C-7 の GUI で[Which radiation energy spectrum shall be determined?][Neutrons]を選択した場合、[Neutron]のみが動作可能となる。

ii) [Select kind]

[Normal]($d\phi/dE$)または[Lethargy]($d\phi/letahargy$)でのプロットが可能である。

iii) [Select scale]

Fig.C-14 でグラフのスケールを、対数もしくは線形と指定することが可能である。

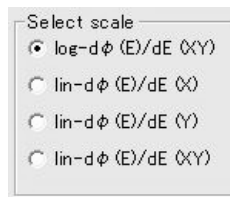


Fig.C-14 グラフのスケールを設定するための GUI

iv) [The range of graph]

使用者は、グラフの両軸の範囲を設定できる。[RangeSet]をクリックした後に Fig.C-15 が表示される。使用者は、両軸について最小値と最大値を入力しなければならない。続いて、[SetUp]をクリックすると与えられた値に従って、新しいグラフがプロットされる。

使用者が[Cancel]をクリックした場合、変更した項目は反映されずにグラフをプロットする。

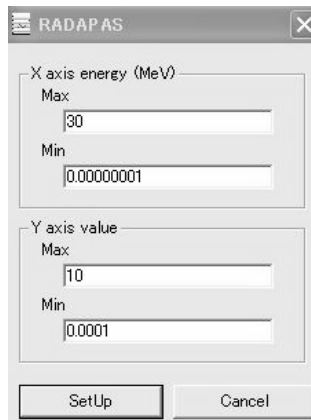


Fig.C-15 グラフの表示範囲を設定するための GUI

例示 4

[Lethargy] が [Select kind] で、両軸が [Select scale] でログスケールと設定された場合、Fig.C-13 のグラフは、Fig.C-16 のように変更される。表示範囲は、Fig.C-15 のとおりである。

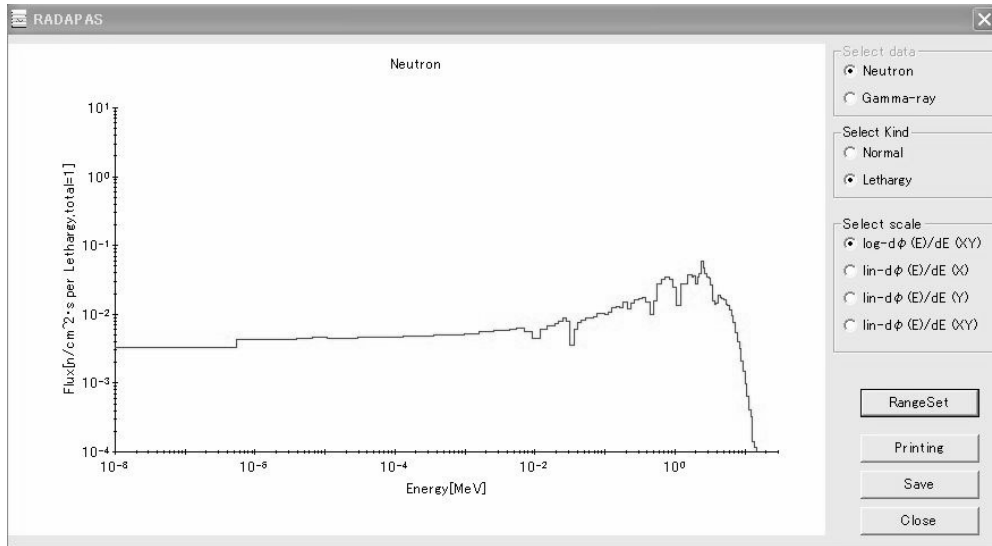


Fig.C-16 変更されたエネルギースペクトル

2) グラフ表示の終了処理

Fig.C-13 もしくは Fig.C-16 の右下部にある 3 つのボタンは、以下のようにエネルギースペクトルの印刷、保存及び表示終了を実行する際に使用する。

a) エネルギースペクトルの印刷

[Printing] をクリックすることにより、表示中のエネルギースペクトルを印刷することが可能となる。

b) エネルギースペクトルの保存

[Save] をクリックすることにより、表示中のグラフを任意のフォルダに JPG ファイルとして保存することができる。

c) グラフ表示の終了

使用者が [Close] をクリックした場合、Fig.C-12 にある GUI が再表示される。

使用者が他の放射線種のエネルギースペクトルの図示を意図する場合は、Fig.C-12 の GUI で [The display of graph] を再びクリックする。

使用者が次の段階での線量計算の実行を意図する場合は、ここで [Next >] をクリックする。

C-7 生成 ^{24}Na の比放射能値に基づくにおける線量計算

1) 線量換算の基礎となる生成 ^{24}Na 比放射能

使用者が Fig.C-12 で[Next >]をクリックした場合、Fig.C-17 の GUI が表示される。

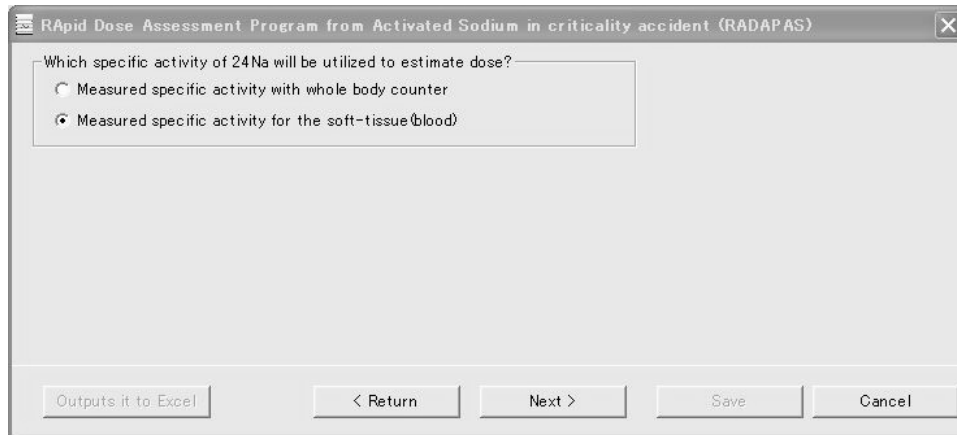


Fig.C-17 ^{24}Na 比放射能の定量法を設定するための GUI

RADAPAS は、全身カウンタもしくは血液サンプルの γ 線スペクトロメトリで定量された ^{24}Na 比放射能からの線量計算を行う係数を準備している。(付録-A 参照。)

[Which specific activity of ^{24}Na will be utilized to estimate dose?]

- [Measured specific activity with whole body counter]
全身カウンタで生成 ^{24}Na の比放射能が測定された場合、選択する。
- [Measured specific activity for the soft-tissue (blood)]
被ばく者から採取した血液中の生成 ^{24}Na の比放射能が γ 線スペクトロメトリで測定された場合、選択する。

例示 5 : (Fig.C-18 参照)

ここでは、[Measured specific activity for the soft-tissue (blood)]が選択されている。この後、本マニュアルの例では、この条件で線量計算が継続される。

使用者は測定法を選択した後、[Next >]をクリックする。

2) 線量計算の設定 GUI

使用者が Fig.C-17 で[Next >]をクリックした場合、**Fig.C-18** の GUI が表示される。

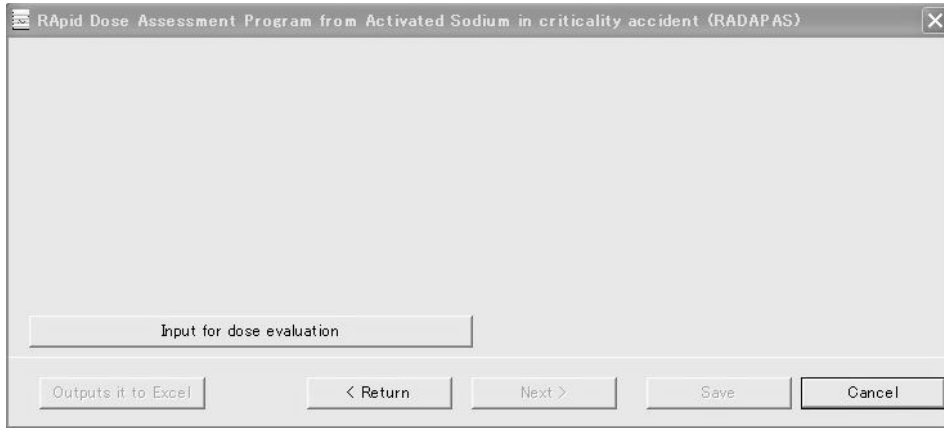


Fig.C-18 線量計算の初期設定 GUI

線量計算に必要な情報を入力するため、[Input for the dose evaluation]をクリックする。

使用者が Fig.C-18 で[Input for the dose evaluation]をクリックした場合、**Fig.C-19** の GUI が表示される。

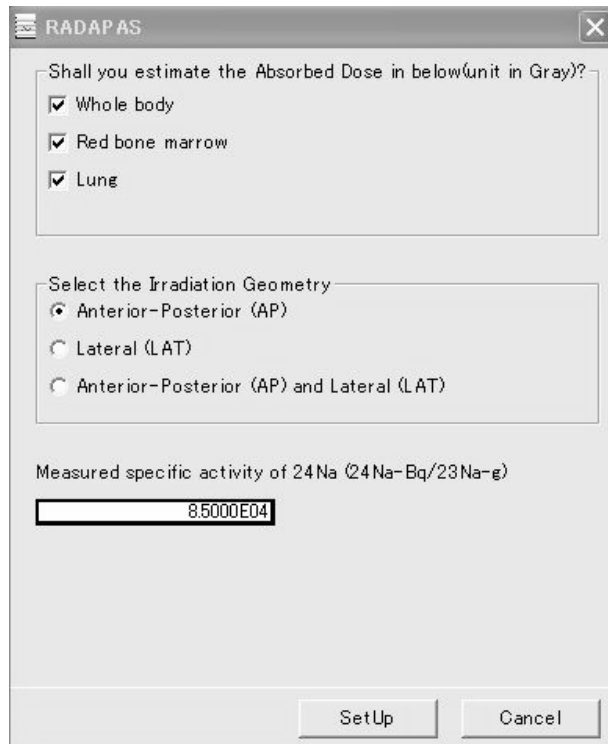


Fig.C-19 線量計算の設定 GUI

i) [Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?]

使用者は、評価対象とすべき線量にマーキングを付加しなくてはならない。各項目は、下記の意味を持つ。

- [Whole body]
全身の平均線量
- [Red bone marrow]
全身赤色骨髄の平均線量
- [Lung]
肺組織の平均線量

注意！

RADAPAS では、本文 2.1 節で記述したように、全身が均一被ばくした場合について解析された換算係数を用いて、線量計算が実行される。

ii) [Select the Irradiation Geometry]

使用者は、 ^{24}Na 量からの線量換算に大きな影響を与える被ばく者に対する放射線の入射方向を選択することができる。

- [Anterior-Posterior(AP)]
放射線が、人体の前方もしくは後方から入射したと推測された場合に、この幾何条件は選択される。
- [Lateral]
放射線が人体の側方から入射したと推測された場合に、この幾何条件は選択される。
- [Anterior-Posterior(AP) and Lateral]
[Anterior-Posterior(AP) and Lateral]が選択された場合、2つの照射条件で線量が計算される。

注意！

照射ジオメトリは、放射線の人体に対する入射投影面積によって選択されなければならない。そのため、後方照射についても、[Anterior-Posterior(AP)]が選択される。

被ばく線量は、2つの照射ジオメトリで与えられる線量の間の値を取る。

iii) [Measured specific activity of ^{24}Na (^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g)]

使用者は、[Measured specific activity of ^{24}Na (^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g)]下の空欄に ^{24}Na 比放射能（単位： ^{24}Na -Bq/ ^{23}Na -g）を入力しなくてはならない。

注意！

RADAPAS では、被ばく時に人体に生成された ^{24}Na の比放射能について線量換算係数が与えられている。そのため、使用者は人体内での ^{24}Na の減衰を考慮して測定値を補正する必要がある。崩壊による ^{24}Na の物理学的な半減期は 14.96 時間である。加えて、核種の体内代謝による生物学的な半減期である 10 日間の考慮も必要がある可能性もある。

長時間の測定においては、測定時間中の ^{24}Na の崩壊が考慮される可能性もある。ただし、1 時間以内の測定であれば、測定の間時刻と事故時の間の経過時間を考慮して、測定値を補正すれば、精度のよい線量評価が可能となる。

例示 6 : (Fig.C-19 参照)

[Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?] で全ての線量を選択する。

照射ジオメトリは、[Anterior-Posterior(AP)]とする。

^{24}Na 比放射能の測定値は、 $8.50 \times 10^4 (^{24}\text{Na-Bq}/^{23}\text{Na-g})$ とする。

使用者は全項目を入力した後、[Setup]をクリックする。全項目が正しく入力された場合、Fig.C-18 の GUI が再び表示される。

注意！

使用者が[Cancel]（取り消し）をクリックした場合、Fig.C-18 の GUI が表示される。ただし、Fig.C-19 での設定は反映されていない。

C-8 計算結果の表示及び Excel 形式による保存

1) 計算結果の表示

Fig.C-19 で情報を設定した上で、使用者が Fig.C-18 の GUI で[Next >]をクリックした場合、Fig.C-20 の GUI が表示される。この GUI は RADAPAS の計算結果、使用された換算係数及び ^{24}Na の比放射能測定値を表示する。

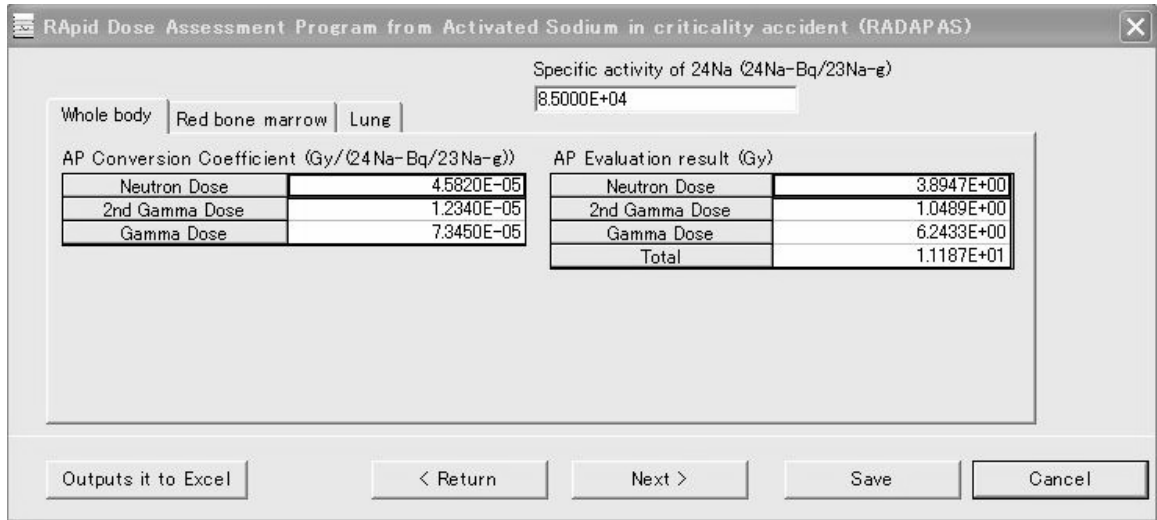


Fig.C-20 計算結果の表示 GUI

Fig.C-19 の[Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?]で、2もしくは3つの線量を選択した場合、異なるテーブルで結果が表示される。使用者は、Fig.21 に示す Fig.20 の上部の切り替えタブを用いて、表示する線量を選択することができる。



Fig.C-21 結果表示の切り替えタブ

例示 7 : (Fig.C-20 参照)

Fig.C-20 は、本マニュアルで定義した条件 (Fig.C-6, Fig.C-8, Fig.C-17 及び Fig.C-19 参照) についての計算された線量を示す。

注意 !

RADAPAS では、全身が均一被ばくした条件で解析されたデータに基づき、線量計算が実行される。Fig.C-20 の結果は、事故直後の被ばく重度の推定に用いられるべきものである。

2) 計算結果の Excel ファイル形式による表示

使用者が Fig.C-20 で[Outputs it to Excel]をクリックすると、Fig.C-22 のように線量計算結果を Excel ファイルで表示することが可能である。Fig.C-19 の[Shall you estimate the Absorbed Dose in below (unit in Gray)?]で、2もしくは3つの線量を選択した場合、同一のファイルで異なるシートに線量が表示される。

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M
1	Specific activity of 24Na (24Na-Bq/23Na-g)												
2				8.5000E+04									
3													
4	AP Conversion Coefficient (Gy/(24Na-Bq/23Na-g))						AP Evaluation result (Gy)						
5	Neutron Dose				4.5820E-05		Neutron Dose				3.8947E+00		
6	2nd Gamma Dose				1.2340E-05		2nd Gamma Dose				1.0489E+00		
7	Gamma Dose				7.3450E-05		Gamma Dose				6.2433E+00		
8							Total						
9							1.1187E+01						
10													
11													
12													
13													
14													

Fig.C-22 計算結果の Excel による表示

3) 線量計算の設定及び結果の保存

使用者が決定したエネルギースペクトル，計算結果の全ての設定の保存を意図する場合，Fig.C-20 で[Save]をクリックする。これに加えて，計算された線量値については，Fig.C-22 の画面を用いて Excel 形式のファイルで保存することが推奨される。

4) 線量計算の終了

使用者が線量計算の終了を意図する場合，Fig.C-20 で[Cancel]をクリックする。

注意！

使用者は，必要となるファイルが 2)及び 3)の操作で，保存されているか否かを確認しなくてはならない。

5) RADAPAS の継続 (γ線/中性子線量比のグラフ形式での表示)

使用者が Fig.C-20 で[Next >]をした場合，RADAPAS はγ/n 線量比のグラフを表示する次の段階へと進む (C-9 節参照)。

C-9 γ 線/中性子線量比のグラフ表示

1) γ 線/中性子線量比のグラフ表示に係るフローチャート

Fig.C-6 の[Select the method to determine energy spectrum]で, [Quote from the compendium data prepared in this system]を選択した場合, RADAPAS は γ/n 線量比の関係をグラフとして表示することが可能である。

Fig.C-23 に, γ/n 線量比のグラフ形式での表示に係るフローチャートを示す。

注意!

本節は, これまで (C-4 から C-8 節) の操作とは独立している。Fig.C-6 で, [Use of other Energy Spectrum]が選択された場合は, 以下の操作は機能しない。

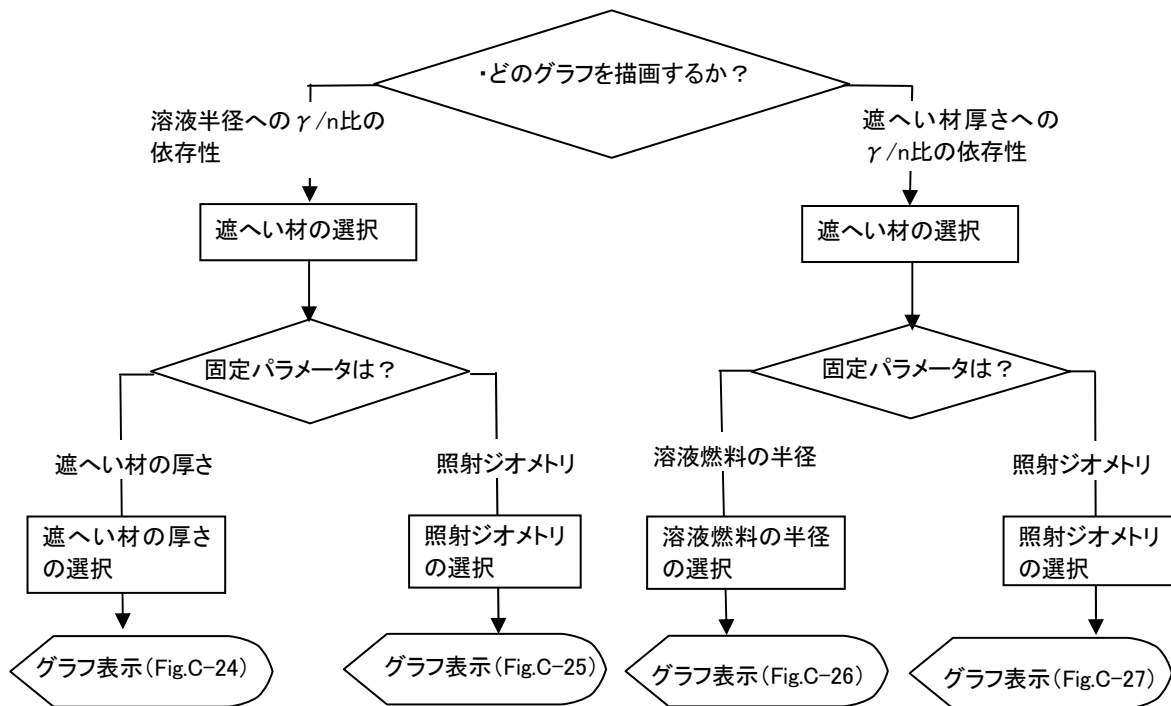


Fig.C-24 γ/n 線量比のグラフ表示に係るフローチャート

本フローチャートを参照し, 使用者が γ/n 線量比のグラフを表示する手法を選択することが推奨される。グラフは, 以下に示すように Fig.C-24, Fig.C-25, Fig.C-26 及び Fig.C-27 に示すうちの1つの形式でプロットされる。

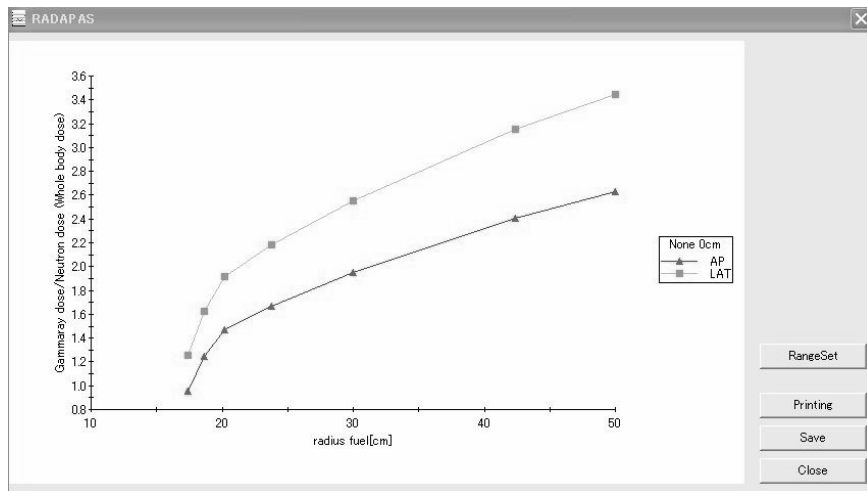


Fig.C-24 γ/n 線量比の関係グラフ(1)

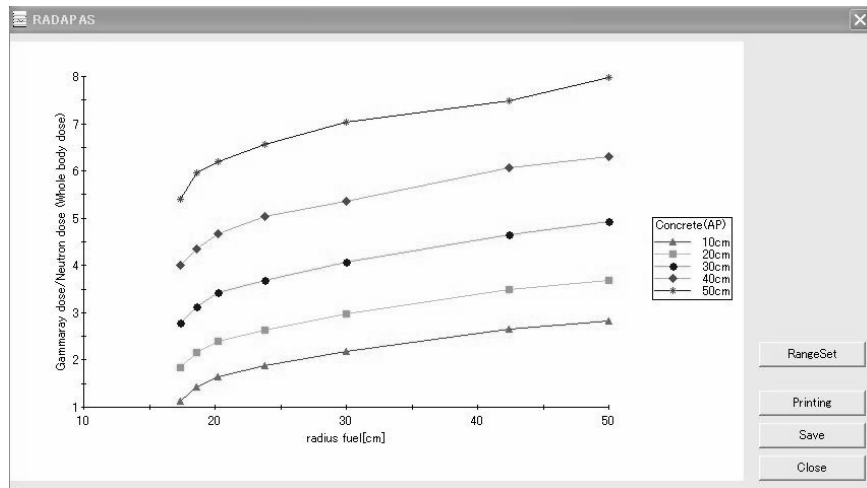


Fig.C-25 γ/n 線量比の関係グラフ(2)

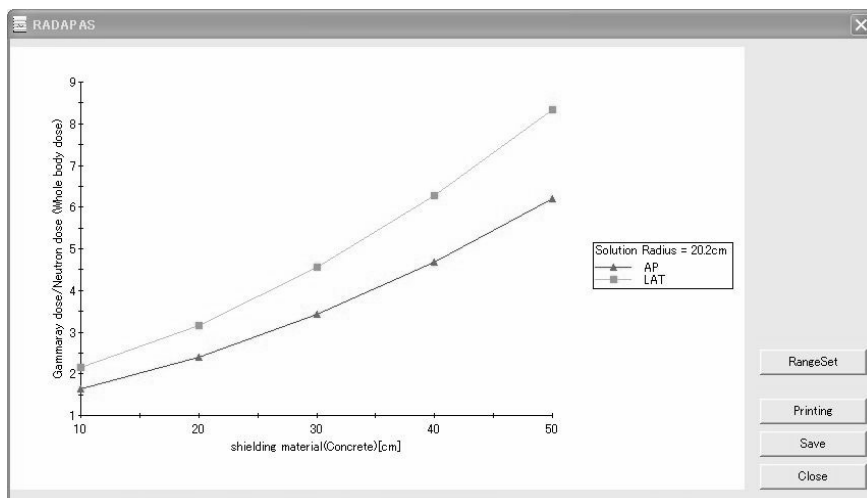


Fig.C-26 γ/n 線量比の関係グラフ(3)

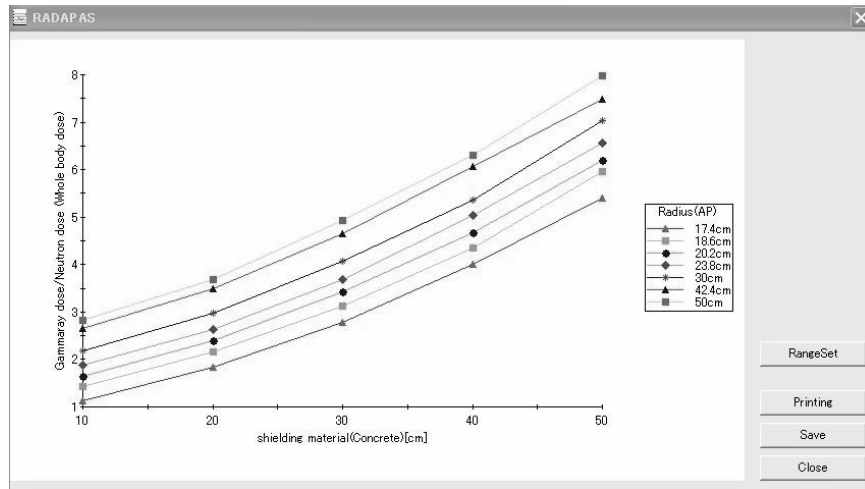


Fig.C-27 γ/n 線量比の関係グラフ(4)

2) グラフフォーマット及び遮へい材の指定

使用者が Fig.C-20 で[Next>]をクリックした場合、Fig.C-28 の GUI が表示される。

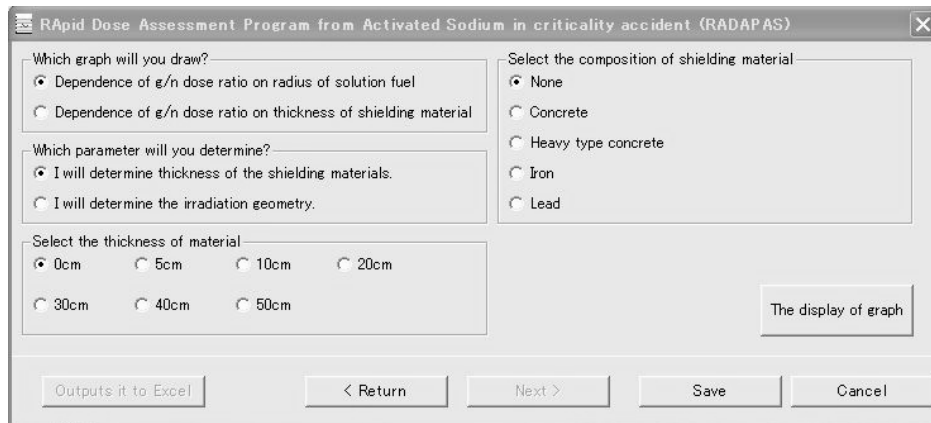


Fig.C-28 γ/n 線量比のグラフ表示を設定するための GUI(1)

i) [Which graph will you show?]

使用者は、 γ/n 線量比グラフの X 軸を指定しなくてはならない。

- [Dependence of g/n dose ratio on radius of solution fuel]

使用者が Fig.C-24 及び Fig.C-25 に示すような溶液半径を X 軸とするグラフの表示を意図する場合に選択する。

- [Dependence of g/n dose ratio on thickness of shielding materials]

使用者が Fig.C-24 及び Fig.C-25 に示すような遮へい材の厚さを X 軸とするグラフの表示を意図する場合に選択する。

注意!

[Dependence of g/n dose ratio on thickness of shielding materials]が選択された場合、Fig.C-28 は Fig.C-29 の GUI に自動的に切り替わる。

使用者は、Fig.C-28 及び Fig.C-29 の左側の部分の差異を確認できる。

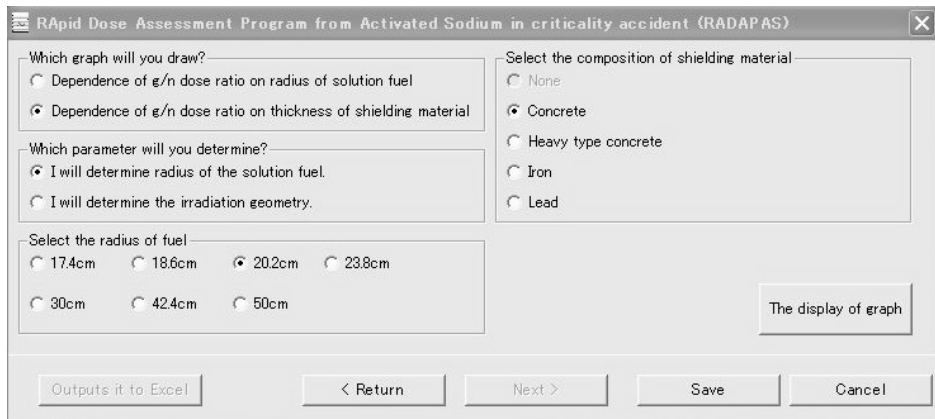


Fig.C-29 γ/n 線量比のグラフ表示を設定するための GUI (2)

ii) [Select the composition of shielding material]

使用者は、Fig.C-28 及び Fig.C-29 の右側部分で、遮へい材を選択しなくてはならない。

ここでは、4つの遮へい材、[Concrete], [Heavy type concrete], [Iron], [Lead]が考慮されている。遮へい材を考慮しない場合、[None]の選択も可能である。

ただし、使用者が[Dependence of g/n dose ratio on thickness of shielding materials]を選択した場合、Fig.C-29 では[None]を選択することはできない。

3) グラフ表示法の設定(1) (Fig.C-24 の形式)

Fig.C-24 のグラフは、溶液半径に対する γ/n 線量比の依存性を2つの照射条件について表示する。最初に、使用者は[Which graph will you show?]で、[Dependence of g/n dose ratio on radius of solution fuel]が選択されているか否かを確認する。この場合、Fig.C-28 の GUI が表示される。

i) [Which parameter will you determine?]

使用者は、Fig.C-24 に示す形式で γ/n 線量比のグラフを描くことを意図する場合、[I will determine thickness of the shielding materials.]をクリックする。

この場合、左部の一番下の項目は、Fig.C-30 のように表示される。



Fig.C-30 遮へい材厚さを指定するための Fig.28 の GUI の一部

ii) [Select thickness of the shielding material]

使用者は、Table 1 にある条件を参照して、Fig.C-31 の GUI で材質のある差を選択しなくてはならない。続いて、Fig.C-25 に示す形式でグラフを描写するために[The display of graph]をクリックする。

例示 8 : (Fig.C-24 参照)

Fig.C-24 は、溶液半径に対する γ/n 線量比の変化を 2 つの照射条件について表示する。この体系では、遮へい材は考慮されていない。

4) グラフ表示法の設定(2) (Fig.C-25 の形式)

Fig.C-25 のグラフは、溶液半径に対する γ/n 線量比の依存性を厚さの異なる遮へい材について表示する。最初に、使用者は[Which graph will you show?]で、[Dependence of g/n dose ratio on radius of solution fuel]が選択されているか否かを確認する。この場合、Fig.C-29 の GUI が表示される。

i) [Which parameter will you determine?]

使用者は、Fig.C-25 に示す形式で γ/n 線量比のグラフを描くことを意図する場合、 [I will determine the irradiation geometry.]をクリックする。

この場合、左部の一番下の項目は、**Fig.C-31** のように表示される。

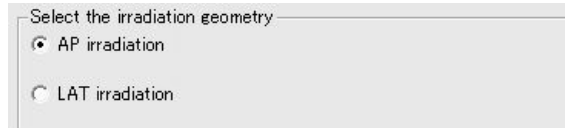


Fig.C-31 照射ジオメトリの指定をするための Fig.28 もしくは Fig.C-29 の GUI の一部

ii) [Select the irradiation geometry]

使用者は、Fig.C-31 で照射ジオメトリを選択しなくてはならない。続いて、Fig.C-25 に示す形式で γ/n 線量比のグラフを描写するために[The display of graph]をクリックする。

例示 9 : (Fig.C-25 参照)

Fig.C-25 は、溶液半径に対する γ/n 線量比の変化についてコンクリート遮へいを有する体系について表示する。ここでは、AP 照射条件が考慮されている。

5) グラフ表示法の設定(3) (Fig.C-26 の形式)

Fig.C-26 のグラフは、遮へい材厚さに対する γ/n 線量比の依存性を 2 つの照射条件について表示する。最初に、[Which graph will you show?]で、[Dependence of g/n dose ratio on thickness of shielding materials]が選択されているか否かを確認する。この場合、Fig.C-30 の GUI が表示される。

i) [Which parameter will you determine?]

使用者は、Fig.C-26 の形式でグラフを描く場合、 [I will determine the radius of the solution fuel.]をクリックする。

この場合、左部の一番下の項目は、**Fig.C-32** のように表示される。

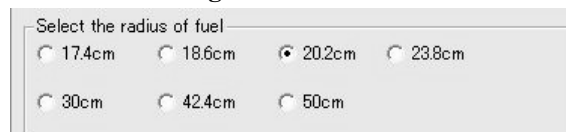


Fig.C-31 溶液燃料の半径を指定するための Fig.29 の GUI の一部

ii) [Select the radius of fuel.]

使用者は、Fig.C-31 で燃料の半径を選択しなくてはならない。

続いて、Fig.C-26 に示す形式で γ/n 線量比のグラフを描くことを意図する場合、[The display of graph]をクリックする。

例示 10 : (Fig.C-26 参照)

Fig.C-26 は、 γ/n 線量比のコンクリート遮へい材の厚さに対する変化を 2つの照射条件について表示する。ここでは、溶液燃料の半径は 20.2cm とした。

6) グラフ表示法の設定(4) (Fig.C-27 の形式)

Fig.C-27 のグラフは、遮へい材厚さに対する γ/n 線量比の依存性を異なる半径を持つ溶液半径の体系について表示する。最初に、[Which graph will you show?]で、[Dependence of g/n dose ratio on thickness of shielding materials]が選択されているか否かを確認する。この場合、Fig.C-29 の GUI はが表示される。

i) [Which parameter will you determine?]

使用者は、Fig.C-27 に示す形式で γ/n 線量比のグラフを描くことを意図する場合、[I will determine the irradiation geometry.]をクリックする。

この場合、左部の一番下の項目は、Fig.C-31 のように表示される。

ii) [Select the irradiation geometry]

使用者は、Fig.C-31 で照射ジオメトリを選択しなくてはならない。続いて、Fig.C-27 に示す形式でグラフを描写するために[The display of graph]をクリックする。

例示 11 : (Fig.C-27 参照)

Fig.C-27 は、コンクリート遮へい材厚さに対する γ/n 線量比の変化について異なる半径の溶液燃料を有する体系について表示する。ここでは、AP 照射条件が考慮されている。

7) グラフの表示範囲の設定

使用者は、グラフの表示範囲を設定できる。グラフの右下部分にある[RangeSet]をクリックした場合、Fig.C-33 の GUI が開く。

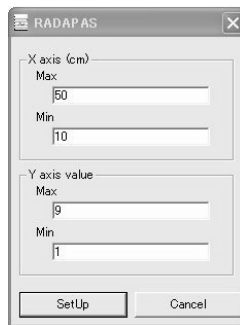


Fig.C-33 グラフの表示範囲を設定するための GUI

使用者は、両軸について、最小値と最大値を入力しなくてはならない。続いて、[SetUp]をクリックすると変更した項目を反映して、グラフがプロットされる。

使用者は, [Cancel]をクリックした場合には, グラフのプロットに変更した項目は反映されない。

8) グラフ表示の終了処置

グラフの右下部にある3つのボタンは, エネルギースペクトルの印刷, 保存及び表示終了を実行する際に使用する。

a) エネルギースペクトルの印刷

[Printing]のクリックにより, 使用者は表示中のエネルギースペクトルを印刷することが可能となる。

b) エネルギースペクトルの保存

[Save]のクリックにより, 使用者は表示中のグラフを任意のフォルダに JPG ファイルとして保存することができる。

c) グラフ表示の終了

使用者は[Close]をクリックすることにより, Fig.C-28 もしくは Fig.C-29 の GUI へ戻る。

9) 線量計算の保存

使用者が決定したエネルギースペクトル, 線量計及び γ/n 線量比のグラフの設定の保存を意図する場合, Fig.C-28 または Fig.C-29 で[Save]をクリックする。

この場合, C-8 節までを含めた線量計算についての全ての操作内容が保存される。

10) 線量計算の終了

使用者は線量計算の終了を意図する場合, Fig.C-28 または Fig.C-29 で[Cancel]をクリックする。

注意!

使用者は, 必要なファイルが, C-8 節及び C-9 節で記述されている指示により, 保存されているか否かを確認しなくてはならない。

This is a blank page.

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	立方メートル	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
質量体積 (比体積)	立法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
(物質の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の) 1	1

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	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3. 固有の名称とその独自の記号で表される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 ^(a)	rad		m ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ² ・kg・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻² ・kg・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
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 ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ⁻¹ ・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 ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁻¹ ・cd=m ⁻² ・cd
吸収線量, 質量エネルギー当量, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作る際のいくつかの用例は表4に示されている。
 (b) 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“1”は明示されない。
 (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
 (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含む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
力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg・s ⁻³
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム	J/K	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・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 ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s・A
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 ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ⁻¹ ・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 ⁻¹ ・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	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 ⁻¹ ・s ⁻³ =m ² ・kg ⁻¹ ・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 ⁻¹ ・s ⁻³ =kg ⁻¹ ・s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

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=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733 (49) × 10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402 (10) × 10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691 (30) × 10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1 海里=1852m
ノット		1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エール	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
スチル	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1cSv=10 ⁻² Sv
X線単位		1 X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ジャンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ		1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101325 Pa
カロリー	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

