



放射線取り扱い施設における重度被ばく者の線量評価システム

Dose Assessment System for a Heavily Exposed Person in Radiation Facility

(独) 日本原子力研究開発機構	高橋 史明	Fumiaki TAKAHASHI	Member
(財) 高度情報科学技術機構	重森 祐志	Yuuji SHIGEMORI	Non-Member
(独) 日本原子力研究開発機構	関 暁之	Akiyuki SEKI	Non-Member

Failure of safety management system can bring about a heavily exposed person in maintenance of a radiation facility, though such a case is very rare. A method using radiation transport code has advantages in an assessment of dose distribution inside a human body. Complicated procedures, however, are needed to prepare an input-file and to derive radiation dose based upon descriptions of an output-file in a numerical analysis using a radiation transport code. Thus, a system was developed to set up necessary information for an input file and to give radiation dose from an output file by a dialogue method using graphical user interfaces. Dose assessment can be effectively carried out for a radiological accident with this system.

Keywords: Radiation Facility, Accident in Maintenance, Dose Assessment, Radiation Transport Code

1. 緒言

原子炉、核燃料の加工施設、放射線の照射施設などでは、重大な放射線事故の発生を防止するため、安全設計、操作マニュアルの整備などの対策が講じられている。これに加えて、各施設の保全のための検査が定期的実施されている。しかし、人為的、技術的なエラーに起因する重大な放射線事故の想定は、完全に排除できない。万が一、このような事故が発生した場合、作業員などは致命的な被ばくを受ける可能性もある[1][2][3]。そこで、重大な放射線被ばくを受けた者に対しては、必要な医療措置を講じることが何よりも優先される。ここでは、健康影響の発現に関係する被ばく線量に係る情報が必要となる。例えば、放射線事故の発生直後では、大よその被ばく線量を評価し、効率的な医療措置の方針を決定する[4]。

その後、時間が経過した段階では、重点的な治療が必要な身体部位を特定するため、人体各部における線量の分布の情報が必要となる。ここで、モンテカルロ法を利用する放射線輸送計算コードは、事故の状況を三次元でモデル化して、被ばく者の体内の線量分布を評価できる利点がある[5][6][7]。一方、放射線輸送計算コードによる被ばく線量の計算を実行する場合、その準備と終了後の段階で煩雑な手順を必要とし、時には

誤った線量値を提示する可能性もある。そこで、放射線を取り扱う施設の保全のための検査時などにおいて、万が一に重大な放射線事故が発生した場合、放射線輸送計算コードにより効率的かつ正確に線量評価を実行できるシステムを開発した。

2. 線量評価システムの開発

2.1 放射線輸送計算コードによる線量評価

開発するシステムは、過去の放射線事故でも甚大な被害を与えた体外の放射線源からの被ばく（外部被ばく）を対象とした。外部被ばくでは、人体組織における透過性の強い中性子、光子（ γ 線、X線）が問題となる。そこで、これらの放射線種の輸送を模擬できるMCNPコード[8][9]、MCNPXコード[10]を利用するシステムを開発した。なお、これらの計算コードは、原子力施設、核燃料施設の保全のための検査において、想定が重要な核分裂反応を起こす線源条件を模擬できる特長がある。MCNPコードまたはMCNPXコードを用いた線量評価のフローチャートをFig.1に示す。この図より、計算コードの入力ファイル作成、出力ファイルに基づく線量の導出における負担の軽減化が、効率的な線量評価に必須であることが分かる。

この中で、放射線輸送計算コードによる線量評価では、被ばく者（人体）及び線源のモデルの正確な定義が必須となる。そこで、Table 1にある条件をインターフェイス（GUI）画面で確認しながら設定し、MCNPまたはMCNPXコードの入力ファイル形式で人体及び

連絡先：高橋史明、〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方2-4、日本原子力研究開発機構
E-mail: takahashi.fumiaki@jaea.go.jp

線源モデルを自動的に作成するプログラムを既に開発した[7]。

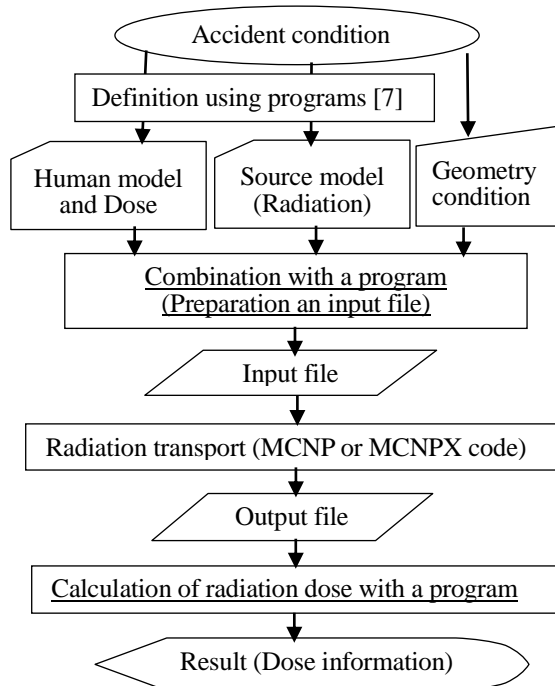


Fig.1 Flowchart of dose assessment system. The programs with underlines are newly developed.

Table 1 Elements defined to prepare an input file

Program	Elements
Definition of human [7]	Gender, Physique, Posture, Dose to be estimated (Distribution in skin, Distribution in trunk, etc.)
Definition of source [7]	Structure and material of source and surroundings (e.g., capsule, tank), Type, energy and position of emitted radiations
Preparation of input file	File name of human model, File name of source model, Geometric relation between source and human (Fig.2)

2.2 入力ファイル作成プログラムの開発

今回、これらの人体及び線源モデルを統合して、輸送計算の実行に必要な入力ファイルを作成するプログラムを新たに開発した。このプログラムでは、人体、線源モデルを含むファイル名、Fig.2のGUI画面で事故

時の線源に対する被ばく者の位置関係を設定する。この設定条件に基づき、人体モデルを線源モデルの座標系に組み込んで、Fig.1に示すように輸送計算に使用する入力ファイルを自動的に作成する。また、前述のようにシステムでは解析毎に人体モデルの体格を定義する。そこで、このプログラムは、線量評価の対象領域の体積について、輸送計算コードにより計算するための入力ファイルも同時に作成する。

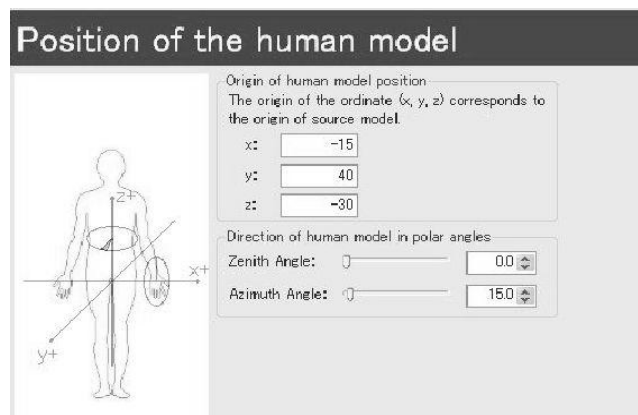


Fig.2 Graphical user interface for definition of positions of the human model related to radiation source.

2.3 線量情報の表示プログラムの開発

大線量を伴う放射線事故による被ばく評価では、人体組織の質量(kg)当たりの沈着エネルギー(J または MeV)である吸収線量(単位: J/kg、Gy)を指標とする。また、大線量の被ばくを瞬時に受けた場合、早期の段階では皮膚に臨床的な症状が確認される。その後、胴体に多く含まれる消化管、骨髄及び肺に重篤な影響が発現する。そのため、本システムでは、Table 1のように皮膚、胴体内における吸収線量の分布を解析する入力ファイルが作成できる。ここで、全身の皮膚は約 600 領域に分割され、胴体は MCNPX コードのメッシュタリー機能を用いて、28000 の領域に分割される[7]。なお、MCNPX コードでは、メッシュタリー体積あたりの沈着エネルギー(単位: MeV/cm³)が計算される。MCNP コードなどで放射線輸送計算を実行した場合、線量などの解析結果は、他の輸送計算に関係する情報も含む出力ファイルに記述される。

今回、新たに輸送計算による線量、評価領域の体積の計算結果を含む出力ファイルに基づき、Microsoft-Excel を用いて人体各部の線量値を自動的に

算出するプログラムを開発した。例えば、このプログラムには、MCNPX コードでの計算解析に基づき、胴体の各部位の線量の導出する際に必要な各メッシュタリーの密度データも内蔵させた。算出された線量値は数表で提示される。また、胴体内あるいは皮膚の任意の位置における線量分布をグラフで描画できる。この他、汎用のパーソナルコンピュータで動作する Micro AVS[11]を用いて、皮膚の線量分布を可視的に表示するための入力ファイルが自動的に作成される。

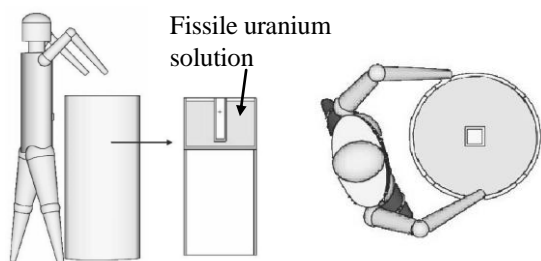
3. システムによる線量評価の検証

3.1 仮想した臨界事故

(1) 臨界事故の想定及び入力ファイル作成

放射線取り扱い施設の保全時において、人的な被害の観点からも、臨界事故の想定は重要となる。臨界事故は、主に技術的、人為的なエラーにより核分裂性物質が集積されて発生する。そこで、ステンレス製タンクの保全中に、核分裂性のウラン ^{235}U を含む溶液が誤って投入された事象を仮想した。

人体及び線源のモデルは、既に開発されていたプログラムを用いて作成した[7]。このうち、人体モデルについては、プログラムに用意されている標準モデルの体格 (178.6cm、73.2kg) の男性が、腕を上げた姿勢を取っていると仮想した。線源モデルは、ステンレス鋼製タンクの上部にウラン溶液を注入させた体系を仮想した。ウラン溶液の量は、MCNP コードの KCODE カードを用いて固有値計算を実施し、核分裂連鎖反応の発生の判断基準となる実効増倍率(k_{eff})が 1.0 を超える条件とした。



(a) View from lateral side and cross section of the tank (b) View from above

Fig.3 Geometric condition of the hypothesized accident.

臨界事故の全体的な幾何的な条件として、Fig.3 のようにウラン溶液を注入したタンク近傍での作業を仮想した。ここで、被ばく者の胴体及びウラン溶液の底面は、ほぼ同一の高さにある。この位置関係は、入力ファイル作成プログラムを用いて、Fig.2 の GUI 画面で設定した。その結果、条件を設定した直後に、約 1000 行 (胴体の線量分布の解析) 及び約 2500 行 (全身皮膚の線量分布の解析) の入力ファイルが自動的に作成された。ここで、全身皮膚の線量分布の解析に用いる入力ファイルでは、皮膚領域の分割、線量換算係数の情報を必要とするため、入力ファイルの記述がより多くなる[7]。

(2) 輸送計算の結果に基づく線量情報の表示

全身皮膚の線量解析及び胴体の線量分布は、それぞれ MCNP4B コード及び MCNPX コードで KCODE を用いた固有値計算より解析した。固有値計算により、放出放射線のエネルギー分布を核分裂反応によるものに従わせた。また、線量解析の対象とした皮膚領域の体積は、MCNP4B コードでレイトレーシング法により算出した。なお、上記の何れの計算コードでも、核分裂生成物(F.P.)の影響を考慮に入れた計算は実行できない。ただし、臨界事故の発生直後に放射線源から早急に退避した場合、被ばく線量への寄与は最初の核分裂で発生した放射線が支配的であることが知られている[3]。

全身皮膚の線量分布を解析するための放射線輸送計算を実行した後、各領域の線量の解析結果を含むタリー出力ファイルが作成された。今回の解析では、固有値計算に関する情報も記述されるため、このタリー出力ファイルは約 2,000 行となった。輸送計算による皮膚の各領域の線量、体積の解析結果を含む 2 つのタリー出力ファイルの名前、仮想した線源の強度 (中性子: 1×10^{16} 個放出) を線量情報の表示プログラムに入力した。その結果、全身の各領域 (591 領域) における中性子線量、 γ 線線量及び両者の合計値が条件の設定後、1 分以内で数表として提示された。

この解析では、中性子による皮膚線量の最大値は、胴体の底面から 15~20cm の高さの前面、やや左側における 5.03Gy であった。四肢の皮膚については、タンクの上にあった右腕の先端近くの中性子線量が 3.40Gy で最も高くなった。線量分布を理解するため、システムでは Fig.4(a)のように、頭部から胴体にかけての皮膚のうち、中性子線量が高いと評価された位置を選択し

て、周方向に関する線量分布をグラフとして表示できる。この Fig.4(a)のグラフに含まれる線量値のうち、人体の前面側の半身領域について、解析結果に対する相対的な標準偏差(fractional standard deviation, f.s.d)は2.5%~6%であった。この他、システムでは MicroAVS の入力ファイルが作成され、Fig.4(b)のように全身の皮膚線量分布を三次元で表示できる。ここでは、線量が高い部位は暖色系(赤色)、低い部位は寒色系(青色)で示され、可視的に線量分布が理解できる。

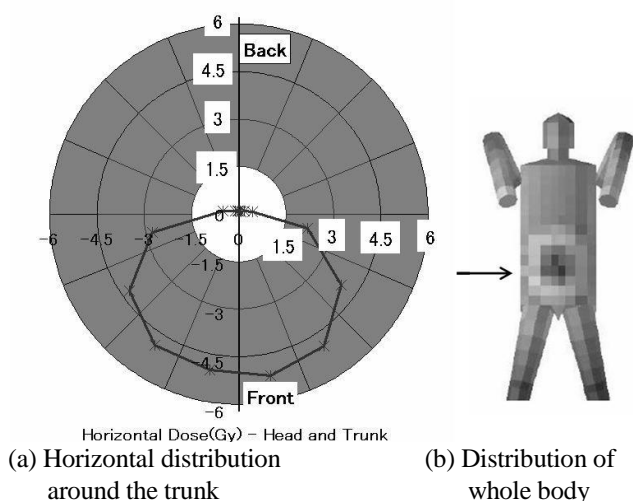
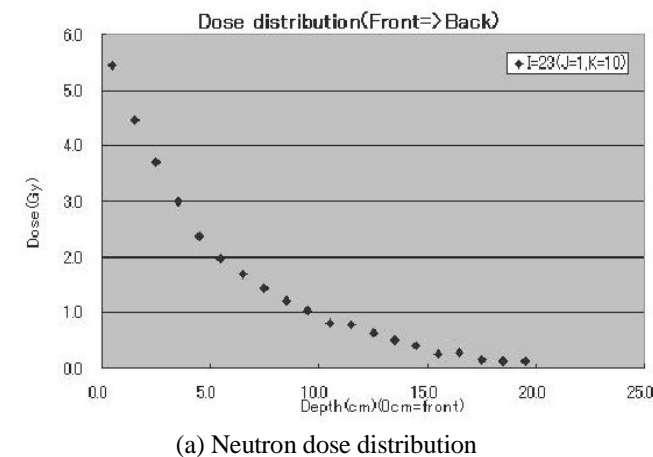


Fig.4 Neutron skin dose distribution of the exposed person in Fig.3, given with the developed system. The arrow in Fig. 4(b) is the height of the graph in Fig. 4 (a). (The size of font in Fig.4 (a) is modified, here.)

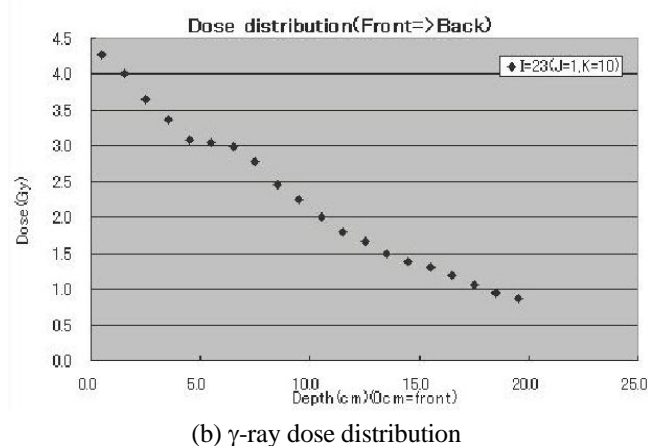
胴体内の線量分布を MCNPX コードのメッシュタリーを用いて解析した場合、その結果を含むバイナリ形式のファイルが作成される。この作成されたファイルに基づき、MCNPX コードに内蔵されているプログラム(gridconv)を用いて、28000 領域の線量値を含むアスキー形式のファイルが作成できる[10]。開発した線量情報の表示プログラムでは、このアスキー形式のファイル名を入力する。本解析では、条件の設定後の2分以内で各領域の中性子線量、 γ 線線量及び両者の合計値が数表として提示された。これと同時に、最大の線量値及びそれを含む領域も提示される。中性子線量の最大値は5.57Gyで、その位置は胴体底面から18~20cm、体の中央から左側 1.92~2.88cm の表面近くであった。また、開発したプログラムでは、Fig.5 のように大線量を示した領域を選択し、深度方向についての中性子及

び γ 線の線量分布を描画できる。このグラフに含まれる線量のうち、体の前面側の半身領域(深さ 9.6cm まで)については、解析結果の相対的な標準偏差は、中性子で10%以内、 γ 線で5%以内であった。

この仮想した臨界事故については、皮膚、胴体内部の中性子線量はともに、体表面のやや左側で約 5.0Gy という最大値を示す解析結果を得た。また、Fig.5 のグラフでは、人体組織が中性子の減速に大きく寄与する軽元素の水素を多く含むため、放射線の人体中の距離が長くなるほど、 γ 線の方が中性子よりも被ばく線量に大きく寄与している。これと同様の傾向は、過去の臨界事故での被ばく線量解析でも確認されている[5]。以上より、保全作業時において、万が一にも臨界事故が発生した場合、本システムにより医療措置などに必要な線量情報が効率的に提供できると判断される。



(a) Neutron dose distribution



(b) γ -ray dose distribution

Fig.5 Graph of dose distributions in the depth from trunk surface of the exposed person in Fig.3, given with the developed system.

3.2 物理モデルを用いた光子照射実験

(1) RANDO ファントムの照射実験

本システムでは、Fig.3 に示すように、数学人体モデルを採用している。そこで、実際の人体の頭部及び胴体により近い形状を持つ物理的なモデル、RANDO ファントム[12]を用いた照射実験により、システムの適用性を検証した。RANDO ファントムは、光子照射に対して、エステルゴム製の筋肉等価材、エポキシ樹脂製の肺等価材及び実際の人骨で構成される[12][13]。

光子照射実験は、日本原子力研究開発機構(原子力機構)の放射線標準施設(FRS)で実施した。RANDO ファントムは四肢を含まないため、FRS の中レベル照射装置を用いて、⁶⁰Co 線源(放出γ線:1.17MeV 及び 1.32MeV)によるコリメート照射を実施し、胴体の一部のみが直接照射される条件を設定した。FRS では、コリメータ照射について、線源からの距離 80~850cm の位置における基準線量(空気吸収線量)が電離箱による実測値と±1.0%以内で一致する近似式で与えられている。そこで、線源から RANDO ファントムの水平面の2つの中心軸が交差する位置までの距離を 80cm とした。RANDO ファントム左半身表面の照射野中心の高さに、22.5° 間隔で個人線量測定に用いる4個の熱ルミネッセンス線量計(TLD: 松下電器産業製、UD-200S 型)を配置した。

(2) システムによる検証計算

線源モデルは、アルミニウム製のカプセル、コリメータを含む照射装置を含めて定義した。人体モデルは、男性が直立姿勢で被ばくした条件とした。人体モデルの身長は、RANDO ファントムとシステムに内蔵した標準モデルの胴体長の比から 173.9cm とし、体重はレポート[13]にあった身長、体重(175cm、73kg)から算出される BMI 値(23.9)より 72.1kg とした。人体モデルの位置は、(A)胴体表面から線源までの距離、(B)胴体中心から線源までの距離について、実験の RANDO ファントムの設置条件と合致させた2条件を設定した。以上の条件に基づき、皮膚の線量分布を解析する入力ファイルを作成し、MCNP4B コードを用いた計算を実行した。ここで、TLD を配置した体表面の位置を模擬する領域について、解析値に対する相対的な標準偏差は 1.5~3%であった。

RANDO ファントムまたは人体モデルの前方方向(線源への方向)を 0° とし、左側面への方向を 90° と

して、TLD による実測結果及びシステムによる計算結果を Table2 に示す。ここで、TLD による実測値及びシステムにより解析された皮膚線量は、ともに線源から 80cm の位置における空気吸収線量に規格化して比較した(単位:Gy/Gy)。実験条件と計算条件では、RANDO ファントムと人体モデルの胴体形状に差がある。また、TLD は体表面の空間中にあり、厳密には体内にある皮膚組織とは異なる位置にある。しかし、システムによる解析値は、TLD による実測値を過小評価することなく、概ね 10%程度の範囲内で一致しており、十分に妥当な線量評価を遂行できると判断される。

Table 2 Ratio of absorbed doses in surface of human models (skin doses) per absorbed dose free-in-air at the position of 80cm apart from ⁶⁰Co source (Gy/Gy)

Angle ^{*1}	Measurement	Calculation ^{*2}	
		(A)	(B)
0.0 - 22.5	1.40	1.54	1.49
22.5 - 45.0	1.34	1.53	1.48
45.0 - 67.5	1.29	1.38	1.33
67.5 - 90.0	1.14	1.29	1.18

*1: Forward of RANDO phantom or human model is 0.0.

*2: The distances between ⁶⁰Co source and surface of human model are (A) 67.5cm and (B) 69.9cm.

4. 結言

放射線取り扱い施設の保全のための検査作業時などで放射線事故が発生した場合、放射線輸送計算コードを利用して、重度被ばく者の体内の線量を詳細に評価できる。開発したプログラムを含む線量評価システムでは、GUI 画面で確認しながら対話形式で条件を設定し、輸送計算コードの入力ファイルの自動的な作成、出力ファイルに基づく線量情報の効率的な提供を可能とした。例えば、臨界事故時における線量評価について、必要な 1000 行以上の入力ファイルが設定条件に基づき自動的に作成される。また、輸送計算の実行後は評価対象とした量の他に、多くの情報を含む出力ファイルが作成される。そこで、出力ファイル名などを入力して、人体の各部における線量値を自動的に算出するプログラムを開発した。ここでは、Microsoft-Excel を利用して、算定した全ての値が数表として提示され、線量分布を示すグラフも描画できる。

本システムを利用した場合、輸送計算コードの入力

ファイルの作成、出力ファイルに基づく線量値の表示に要する時間は最大でも数分である。また、物理的な人体モデルを用いた光子照射実験により、放射線事故における妥当な線量評価が期待できることを確認した。以上より、本研究で開発したプログラムを含むシステムは、例えば、放射線取り扱い施設を保全するための検査時において、万が一の放射線事故が生じた場合、重度被ばく者に対する線量評価に非常に有効なものと考えられる。

謝辞

光子照射実験において、ご協力を頂いた日本原子力研究開発機構原子力科学研究所 放射線管理部線量計測技術開発課の方々に、感謝の意を表します。

参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA), “The radiological accident in San Salvador”, STI/PUB/847, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1990.
- [2] International Atomic Energy Agency (IAEA), “The radiological accident in Soreq”, STI/PUB/925, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1993.
- [3] 藤元憲三(編), “ウラン加工工場臨界事故患者の線量推定 最終報告書”, NIRS-M-153, 放射線医学総合研究所, 2002.
- [4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “Generic procedures for medical response during a nuclear or radiological emergency”, EPR-Medical 2005, International Atomic Energy Agency, 2005.
- [5] A. Endo and Y. Yamaguchi, “Analysis of dose distribution for heavily exposed persons in the first criticality accident in Japan”, *Radiation. Research.* Vol. 159, 2003, pp.535-542.
- [6] A. Lemosquet., I. Clairand, L. Carlan, D. Franck, I. Aubineau-Laniece, and J. F. Bottollier-Depois, “A computational tool based on voxel geometry for dose reconstruction of a radiological accident due to external exposure”, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 110, 2004, pp. 449-454.
- [7] F. Takahashi and A. Endo, “A numerical system utilizing a Monte Carlo calculation method for accurate dose assessment in radiation accidents”, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 126, No.1-4, 2007, pp. 595-599.
- [8] J. F. Briesmeister *ed.*, “MCNP - A General Monte Carlo N-P Particle Transport Code Version 4B”, Los Alamos Laboratory Report LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1997.
- [9] X-5 Monte Carlo Team, “MCNP - A general Monte Carlo n-p particle transport code version 5. Los Alamos Laboratory Report LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [10] L. S. Waters *ed.*, “MCNPX user’s manual, version 2.3.0”, Los Alamos Laboratory Report LA-UR-02-2607, Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [11] 株式会社ケイ・ジー・ティー, ”MicroAVS ユーザーズマニュアル”, 2008.
- [12] S. W. Alderson, L. H. Lanzl, M. Rollins and J. Spira, “An Instrumented Phantom System for Analog Computation of Treatment Plans”, *American Journal of Roentgenology*, Vol. 87, 1962, pp. 185-195.
- [13] International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU), “Phantoms and computational models in therapy, diagnosis and protection, ICRU Report 48”, ICRU Publications, 1992.

(平成 20 年 6 月 5 日)