

JAERI-Tech
96-020



JMTR核燃料物質使用施設の想定事故時の
直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による
周辺監視区域境界の線量当量評価

1996年5月

土田 昇

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課(〒319-11 茨城県那珂郡東海村)あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター(〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内)で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)高野高速印刷

J M T R核燃料物質使用施設の想定事故時の直接 γ 線
及びスカイシャイン γ 線による周辺監視区域境界の線量当量評価

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

土田 昇

(1996年4月15日受理)

J M T R (Japan Materials Testing Reactor) における核燃料物質使用施設の安全評価を目的とし、使用施設で核分裂生成物 (FP) 放出を伴う事故を想定した場合の周辺監視区域境界における公衆の外部放射線による被ばく評価を実施した。想定事故としては、J M T R の出力急昇試験設備である OSF-1 照射設備のキャプセル破損を想定した。想定事故では、キャプセル破損により照射中の燃料棒内の放射性物質である FP が OSF-1 冷却系に流出し、OSF-1 冷却系から原子炉建家内に漏洩する冷却水に含まれる FP が原子炉建家内の空気中に移行し、一部は壁面に付着すると仮定して、それら原子炉建家内の FP を放射線源とした場合の周辺監視区域境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量を評価した。評価の結果、周辺監視区域外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことが確認された。

Dose Evaluation of External Exposure by Direct and Skyshine Gamma Rays
in Postulated Accident of Nuclear Fuel Handling Facilities at JMTR

Noboru TSUCHIDA

Department of JMTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashi Ibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received April 15, 1996)

External exposure assessment was performed for safety evaluation of the nuclear fuel handling facility at Japan Materials Testing Reactor (JMTR). In the safety evaluation, the effective dose equivalents of the offsite public were estimated in a postulated accident. A failure of capsule in the power ramp testing facility at JMTR was selected as the postulated accident with release of radioactive fission products. In the accident, it was assumed that the fission products in a fuel rod of the capsule are released into the cooling water of Oarai Shroud Facility No.1 (OSF-1), and the cooling water including the fission products leak to the reactor building. Some of the fission products in the water transfer to the air in the reactor building. A part of the fission products in the air deposits to the wall of the reactor building. Effective dose equivalents by direct and skyshine gamma rays were estimated on the border of the supervised area surrounding the site due to the radiation from fission products in the reactor building. It was confirmed that the radiological risk is negligible for the public surrounding the supervised area of the JMTR site.

Keywords : JMTR, Safety Evaluation, Fission Product, Direct Gamma Ray, Skyshine Gamma Ray, Effective Dose Equivalent, Radiological Risk, External Exposure, Postulated Accident

目 次

1. はじめに	1
2. 被ばく評価事象	1
2.1 JMTRの出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1)	1
2.2 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故	1
3. 被ばく評価	2
3.1 燃料棒内蓄積FP量	2
3.2 原子炉建家内のFP量の時間積算値	3
3.3 外部被ばく線量の計算	5
3.4 外部被ばくの評価結果	6
4. まとめ	7
謝 辞	7
参考文献	8
付録1 QAD-CGGP2のJCL, 入力データ及び出力	23
付録2 G33-GP2のJCL, 入力データ及び出力	26

Contents

1. Introduction	1
2. Event of Dose Evaluation	1
2.1 Power Ramp Testing Facility (BOCA/OSF-1) at JMTR	1
2.2 Capsule Failure Accident in OSF-1	1
3. Dose Evaluation	2
3.1 Fission Products in Fuel Rod	2
3.2 Time Cumulative Fission Products in the Reactor Building	3
3.3 Calculation of External Exposure	5
3.4 Evaluation Result of External Exposure	6
4. Conclusion	7
Acknowledgments	7
References	8
Appendix 1 JCL, Input Data and Output of QAD-CGGP2	23
Appendix 2 JCL, Input Data and Output of G33-GP2	26

1. はじめに

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) の核燃料物質使用施設の安全評価の一環として放射性物質である核分裂生成物 (FP) の放出を伴う事故を想定し、周辺監視区域境界における外部放射線による被ばく評価を実施した。JMTR 核燃料物質使用施設の想定事故としては、周辺公衆の受ける線量が大きいと考えられる OSF-1 照射設備のキャプセル破損を想定した。想定事故では、キャプセル破損により照射中の燃料棒内の FP が OSF-1 冷却系に流出し、OSF-1 冷却系から原子炉建家内に漏洩する冷却水に含まれる FP が原子炉建家内の空気中に移行し、一部が壁面に付着すると仮定して、その原子炉建家内の FP を放射線源とした場合の周辺監視区域外すなわち最短距離にある敷地境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量を評価した。直接 γ 線による線量は点減衰核積分コード QAD-CGGP2¹⁾ を、スカイシャイン γ 線による線量は一回散乱コード G33-GP2¹⁾ を用いて算出した。評価の結果、OSF-1 照射設備のキャプセル破損事故を想定しても周辺監視区域外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。

2. 被ばく評価事象

2.1 JMTR の出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1)²⁾

JMTR の出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1) は、軽水炉燃料のふるまい解明、破損しきい値の確認、健全性確証等を目的として設置され、BOCA (Boiling Water Capsule) 照射設備と OSF-1 (Oarai Shroud Facility No.1) 照射設備から構成されている。出力急昇試験設備の全体構成を図 1 に示す。BOCA 照射設備は、沸騰水キャプセル (BOCA)、キャプセル制御装置及びヘリウム-3 出力可変装置からなる。BOCA 内には長さ 40cm の軽水炉用燃料棒が装荷され、BWR 条件下で照射される。燃料棒の線出力密度は、燃料棒周りに配置されたガススクリーン内のヘリウム-3 ガス圧力を変化させることにより約 3 倍まで可変である。OSF-1 照射設備は、原子炉一次冷却系から独立した冷却系を持ち、BOCA の除熱を行うとともに、OSF-1 炉内管に挿入した BOCA を原子炉運転中に交換できる機構となっている。

2.2 OSF-1 照射設備のキャプセル破損事故

OSF-1 照射設備の設置時の安全評価では、キャプセル破損事故を想定し、何らかの原因で照射試料であるキャプセルの外筒管が破損して、キャプセル内部の燃料棒内に蓄積している FP が OSF-1 冷却系内に流出し、FP を含む OSF-1 冷却水が原子炉建家内で漏洩するような事象として事故評価を行っている。この設置時の評価では、事故による大気中への FP の放出量を算定し、この大気放出 FP による周辺監視区域外における最大の外部 γ 線による実効線量当量及びヨウ素の吸入による小児の実効線量当量を評価している³⁾。

今回の評価では、同じ事象において、原子炉建家内の FP を放射線源とした場合の周辺監視区域

1. はじめに

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) の核燃料物質使用施設の安全評価の一環として放射性物質である核分裂生成物 (FP) の放出を伴う事故を想定し、周辺監視区域境界における外部放射線による被ばく評価を実施した。JMTR 核燃料物質使用施設の想定事故としては、周辺公衆の受ける線量が大きいと考えられる OSF-1 照射設備のキャプセル破損を想定した。想定事故では、キャプセル破損により照射中の燃料棒内の FP が OSF-1 冷却系に流出し、OSF-1 冷却系から原子炉建家内に漏洩する冷却水に含まれる FP が原子炉建家内の空気中に移行し、一部が壁面に付着すると仮定して、その原子炉建家内の FP を放射線源とした場合の周辺監視区域外すなわち最短距離にある敷地境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量を評価した。直接 γ 線による線量は点減衰核積分コード QAD-CGGP2¹⁾ を、スカイシャイン γ 線による線量は一回散乱コード G33-GP2²⁾ を用いて算出した。評価の結果、OSF-1 照射設備のキャプセル破損事故を想定しても周辺監視区域外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。

2. 被ばく評価事象

2.1 JMTR の出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1)²⁾

JMTR の出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1) は、軽水炉燃料のふるまい解明、破損しきい値の確認、健全性確証等を目的として設置され、BOCA (Boiling Water Capsule) 照射設備と OSF-1 (Oarai Shroud Facility No.1) 照射設備から構成されている。出力急昇試験設備の全体構成を図 1 に示す。BOCA 照射設備は、沸騰水キャプセル (BOCA)、キャプセル制御装置及びヘリウム-3 出力可変装置からなる。BOCA 内には長さ 40cm の軽水炉用燃料棒が装荷され、BWR 条件下で照射される。燃料棒の線出力密度は、燃料棒周りに配置されたガススクリーン内のヘリウム-3 ガス圧力を変化させることにより約 3 倍まで可変である。OSF-1 照射設備は、原子炉一次冷却系から独立した冷却系を持ち、BOCA の除熱を行うとともに、OSF-1 炉内管に挿入した BOCA を原子炉運転中に交換できる機構となっている。

2.2 OSF-1 照射設備のキャプセル破損事故

OSF-1 照射設備の設置時の安全評価では、キャプセル破損事故を想定し、何らかの原因で照射試料であるキャプセルの外筒管が破損して、キャプセル内部の燃料棒内に蓄積している FP が OSF-1 冷却系内に流出し、FP を含む OSF-1 冷却水が原子炉建家内で漏洩するような事象として事故評価を行っている。この設置時の評価では、事故による大気中への FP の放出量を算定し、この大気放出 FP による周辺監視区域外における最大の外部 γ 線による実効線量当量及びヨウ素の吸入による小児の実効線量当量を評価している³⁾。

今回の評価では、同じ事象において、原子炉建家内の FP を放射線源とした場合の周辺監視区域

境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量を評価した。

なおJMTRの核燃料物質使用施設による平常時の周辺監視区域境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による年間の実効線量当量は十分に小さいことが確認されている⁴⁾。

3. 被ばく評価

3.1 燃料棒内蓄積FP量

燃料棒内の照射によるFPの蓄積量 A_T (Bq) は次式により求めた。被ばく評価に用いたFPである放射性希ガス及び放射性ヨウ素の燃料棒内蓄積FP量の計算結果を表1に示す。

$$A_T(t_0) = 3.2 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (1)$$

ここで、

- P_0 : 燃料出力 (MW)
- Y : FPの核分裂収率 (-)
- λ : FPの崩壊定数 (s^{-1})
- t_0 : 燃料照射時間 (s)

[式の導出]

燃料棒内のFPの原子個数 N (個) の時間変化は次式で表される。

$$\frac{dN}{dt_0} = -\lambda N + F \cdot Y \quad (2)$$

ここで、

F : 核分裂率 (fission/s)

(2) 式を初期条件 $t_0=0$ で $N=0$ として解くと、FPの原子個数 N (個) は次式で表される。

$$N(t_0) = F \cdot Y \times \frac{1}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (3)$$

したがって、Bq単位のFP量 A_T (Bq) は次式で表される。

$$A_T(t_0) = \lambda \times N(t_0) = F \cdot Y \times (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (4)$$

一方、核分裂率 F (fission/s) は次式で表される。

$$F(\text{fission/s}) = \frac{P_0(\text{MW})}{E_R(\text{MeV/fission})} \times \frac{10^6(\text{joule}/(\text{MW} \cdot \text{s}))}{1.60210 \times 10^{-13}(\text{joule}/\text{MeV})} \quad (5)$$

(5) 式において、 E_R は核分裂あたり発生する熱量で、 $E_R=195\text{MeV/fission}$ とすると、核分裂率 F (fission/s) は次式で表される。

$$F(\text{fission/s}) = 3.2 \times 10^{16} ((\text{fission/s})/\text{MW}) \cdot P_0(\text{MW}) \quad (6)$$

したがって、燃料棒内の照射によるFPの蓄積量 A_T (Bq) は次式で表される。

$$A_T(t_0) = 3.2 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (7)$$

境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量を評価した。

なおJMTRの核燃料物質使用施設による平常時の周辺監視区域境界における直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による年間の実効線量当量は十分に小さいことが確認されている⁴⁾。

3. 被ばく評価

3.1 燃料棒内蓄積FP量

燃料棒内の照射によるFPの蓄積量 A_T (Bq) は次式により求めた。被ばく評価に用いたFPである放射性希ガス及び放射性ヨウ素の燃料棒内蓄積FP量の計算結果を表1に示す。

$$A_T(t_0) = 3.2 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (1)$$

ここで、

- P_0 : 燃料出力 (MW)
- Y : FPの核分裂収率 (-)
- λ : FPの崩壊定数 (s^{-1})
- t_0 : 燃料照射時間 (s)

[式の導出]

燃料棒内のFPの原子個数 N (個) の時間変化は次式で表される。

$$\frac{dN}{dt_0} = -\lambda N + F \cdot Y \quad (2)$$

ここで、

F : 核分裂率 (fission/s)

(2) 式を初期条件 $t_0=0$ で $N=0$ として解くと、FPの原子個数 N (個) は次式で表される。

$$N(t_0) = F \cdot Y \times \frac{1}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (3)$$

したがって、Bq単位のFP量 A_T (Bq) は次式で表される。

$$A_T(t_0) = \lambda \times N(t_0) = F \cdot Y \times (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (4)$$

一方、核分裂率 F (fission/s) は次式で表される。

$$F(\text{fission/s}) = \frac{P_0(\text{MW})}{E_R(\text{MeV/fission})} \times \frac{10^6(\text{joule}/(\text{MW} \cdot \text{s}))}{1.60210 \times 10^{-13}(\text{joule}/\text{MeV})} \quad (5)$$

(5) 式において、 E_R は核分裂あたり発生する熱量で、 $E_R=195\text{MeV/fission}$ とすると、核分裂率 F (fission/s) は次式で表される。

$$F(\text{fission/s}) = 3.2 \times 10^{16} ((\text{fission/s})/\text{MW}) \cdot P_0(\text{MW}) \quad (6)$$

したがって、燃料棒内の照射によるFPの蓄積量 A_T (Bq) は次式で表される。

$$A_T(t_0) = 3.2 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (7)$$

3.2 原子炉建家内の FP 量の時間積算値

3.2.1 FP の移行経路及び移行条件

OSF-1 照射設備のキャプセル破損事故時の FP の移行経路を図 2 に示す。移行経路としては、燃料棒の入ったキャプセルすなわち BOCA が破損して燃料棒内の FP が OSF-1 冷却系に移行し、OSF-1 冷却系の冷却水が原子炉建家内で漏洩し、漏洩水中の FP が原子炉建家内の空気中に移行し、一部は壁面に付着する。原子炉建家内の空気は一定の排気率で排気設備により排気されるため、原子炉建家内の FP の量は時間により変化する。なお、FP の崩壊による減衰は考慮している。

FP の移行条件を以下に示し、そのフローチャートを図 3 に示す。

- 1) キャプセルが破損して燃料棒中の FP が OSF-1 冷却系に放出される。燃料棒は出力 30kW で 2,000 日間照射されていたものとする。
- 2) キャプセル破損時に、FP のうち希ガス 100% 及びヨウ素 50% が OSF-1 冷却系に瞬時に放出されるものとする。
- 3) 放出されたヨウ素のうち 10% は有機ヨウ素、残り 90% は無機ヨウ素の形態をとるものとする。
- 4) OSF-1 冷却水 (0.19m³) は一定の割合 2%/day で原子炉建家内で漏洩し、漏洩水中に含まれる FP が原子炉建家内の空気中に移行する。移行割合は、希ガスが 100%、ヨウ素が 50% とする。
- 5) 空気中に移行した無機ヨウ素は原子炉建家の壁にプレートアウトするものとし、その割合は 50% とする。
- 6) 原子炉建家 (40,000m³) 内の排気量は、通常排気設備が 1,600m³/min、非常用排気設備が 100m³/min とする。通常排気設備は事故発生から 10 分後に手動により停止し、以降は非常用排気設備が稼働し続けるものとする。

3.2.2 原子炉建家内の FP 量の計算式

FP の量を表す式を以下に示し、式に用いたパラメータを表 2 に示す。

キャプセル破損時に OSF-1 冷却系に放出される FP 量 A_{wo} (Bq) は次式で表される。

$$A_{wo} = I \cdot A_T \quad (8)$$

OSF-1 冷却水中の FP 量 A (Bq) の時間変化は次式で表される。

$$\frac{dA}{dt} = -\lambda A - \frac{q}{V} A \quad (9)$$

原子炉建家空気中の FP 量 A_b (Bq) の時間変化は次式で表される。

$$\frac{dA_b}{dt} = (1-p)g \frac{q}{V} A - \lambda A_b - \frac{q_b}{V_b} A_b \quad (10)$$

原子炉建家にプレートアウトしている FP 量 A_p (Bq) の時間変化は次式で表される。

$$\frac{dA_p}{dt} = p g \frac{q}{V} A - \lambda A_p \quad (11)$$

上述の式を初期条件を用いて解くことにより、原子炉建家内の FP 量を表す式が求められる。

OSF-1 冷却水中の時間 t における FP 量 A (Bq) は、 $t=0$ で $A=A_0$ とすると次式で表される。

$$A(t) = A_0 \cdot e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)t} \quad (12)$$

時間 t における原子炉建家内空气中的の FP 量 A_b (Bq) は、 $t=0$ で $A_b=A_{b0}$ とすると次式で表される。

$$A_b(t) = A_0 \frac{(1-p)g \frac{q}{V}}{\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right) - \left(\lambda + \frac{q}{V}\right)} \left(e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)t} - e^{-\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)t} \right) + A_{b0} e^{-\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)t} \quad (13)$$

時間 t における原子炉建家内にプレートアウトしている FP 量 A_p (Bq) は、 $t=0$ で $A_p=A_{p0}$ とすると次式で表される。

$$A_p(t) = A_0 \frac{p \cdot g \cdot \frac{q}{V}}{\lambda - \left(\lambda + \frac{q}{V}\right)} \left(e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)t} - e^{-\lambda t} \right) + A_{p0} e^{-\lambda t} \quad (14)$$

時間 t における原子炉建家内の FP 量 A_{bp} (Bq) は、原子炉建家内空气中的の FP 量 A_b (Bq) と原子炉建家内にプレートアウトしている FP 量 A_p (Bq) との和で表される。

$$A_{bp}(t) = A_b(t) + A_p(t) \quad (15)$$

したがって、時間 T_0 から時間 T_1 の間の原子炉建家内の FP 量の時間積算値 W_{bp} (Bq) は次式で表される。

$$\begin{aligned} W_{bp} &= \int_{T_0}^{T_1} A_{bp}(t) dt = \int_{T_0}^{T_1} A_b(t) dt + \int_{T_0}^{T_1} A_p(t) dt \\ &= \left[A_0 \frac{(1-p)g \frac{q}{V}}{\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right) - \left(\lambda + \frac{q}{V}\right)} \left\{ \frac{1}{\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)} \left(e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)T_0} - e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)T_1} \right) - \frac{1}{\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)} \left(e^{-\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)T_0} - e^{-\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)T_1} \right) \right\} \right. \\ &\quad \left. + A_{b0} \frac{1}{\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)} \left(e^{-\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)T_0} - e^{-\left(\lambda + \frac{q_b}{V_b}\right)T_1} \right) \right] \\ &\quad + \left[A_0 \frac{p \cdot g \cdot \frac{q}{V}}{\lambda - \left(\lambda + \frac{q}{V}\right)} \left\{ \frac{1}{\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)} \left(e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)T_0} - e^{-\left(\lambda + \frac{q}{V}\right)T_1} \right) - \frac{1}{\lambda} \left(e^{-\lambda T_0} - e^{-\lambda T_1} \right) \right\} \right. \\ &\quad \left. + A_{p0} \frac{1}{\lambda} \left(e^{-\lambda T_0} - e^{-\lambda T_1} \right) \right] \quad (16) \end{aligned}$$

3.2.3 原子炉建家内のFP量の計算結果

原子炉建家内のFP量は、事故発生から10分間と10分後以降で原子炉建家内の排気量が変わるため、それぞれについて初期条件と排気量を変えて計算した。(13)、(14)及び(15)式で表される原子炉建家内のFP量の時間による推移を図4に示す。原子炉建家内のFP量は事故発生から12時間後に最大となる。(16)式を用いて算出した原子炉建家内のFP量の時間積算値を表3に示す。なお積算時間は、評価結果が安全側となるようにFP量の積算値が飽和するまでの時間とした。

そして原子炉建家内のFP量の時間積算値とそのFPが出す γ 線の放出率(表4参照)から求めた γ 線エネルギー群別(18群)の線源強度を表5及び図5に示す。

3.3 外部被ばく線量の計算

線量計算では、 γ 線エネルギー群別(18群)の線源強度から遮蔽計算コードで評価地点の照射線量(mR)を求めた。この照射線量を空気の吸収線量(Gy)に変換(変換係数は1R=8.73mGy)し、空気吸収線量から、照射ジオメトリが等方照射であることを考慮した変換係数1Sv/Gyを用いて実効線量当量(mSv)を算出した。計算コードで用いた γ 線フルエンスから照射線量への変換係数を表6及び図6に示す。

3.3.1 直接 γ 線による線量

直接 γ 線による外部被ばくの評価は、点減衰核積分コードQAD-CGGP2⁹⁾を用いて行った。計算モデルを図7に示す。計算では原子炉建家を円筒にモデル化し、放射線源は原子炉建家内にFPが均一に分布している体積線源とし、遮蔽体としては原子炉建家のコンクリート壁(厚さ40cm)を考慮した。遮蔽計算で用いた遮蔽材(コンクリート及び空気)の組成密度を表7に示す。QAD-CGGP2を原研の大型計算機で使用する場合のJCL、入力データ及び出力の一部を付録1に示す。

QAD-CGGP2は、QADコードを、幾何学的形状をCG(Combinatorial Geometry)法で記述し、ビルドアップ係数にGP(Geometric Progression)法を取り入れ、さらに照射線量を1cm線量当量、3mm線量当量、70 μ m線量当量及びANSI/ANS 6.1.1-1977に基づく最大線量当量に換算するように改良されたコードである。

計算の基本式は、次のとおりである⁹⁾。

$$D_j = \sum_i K_j \frac{S_{ij}}{4\pi R_i^2} B_{jk} e^{\left[\frac{-\sum_k (\mu_j)_k}{k} \right]} \quad (17)$$

ここで、

D_j : 直接 γ 線による照射線量 (mR)

K_j : γ 線フルエンスから照射線量への換算係数 (mR/ (photons/cm²))

S_{ij} : 線源強度 (photons)

R_i : 線源点から評価点までの距離 (cm)

μ_j : 全減衰係数 (cm⁻¹)

t : 領域通過距離 (cm)

B_{jk} : ビルドアップ係数 (-)

なお、添字 j はエネルギー群、i は線源点、k は領域を示す。

3.3.2 スカイシャイン γ 線による線量

スカイシャイン γ 線による外部被ばくの評価は、一回散乱コード G33-GP2¹⁾ を用いて行った。計算モデルを図 7 に示す。計算では原子炉建家を円筒にモデル化し、放射線源は原子炉建家の中心に FP を集中させた点線源とした。散乱領域は点線源を頂点とした円錐でモデル化した。原子炉建家の天井の鉄板は遮蔽計算では無視した。G33-GP2 を原研の大型計算機で使用する場合の JCL、入力データ及び出力の一部を付録 2 に示す。

G33-GP2 は、G33 コードに GP 法によるビルドアップ係数を取り入れ、さらに照射線量を 1cm 線量当量、3mm 線量当量、70 μ m 線量当量及び ANSI/ANS 6.1.1-1977 に基づく最大線量当量に換算するように改良されたコードである。

計算の基本式は、次のとおりである⁶⁾。

$$D(E) = B(E, x) \frac{4\pi S(E) K(E') N}{(4\pi\rho^2)(4\pi\rho_s^2)} \frac{d\sigma}{d\Omega} \cdot e^{-\left[\left(\sum_{m_0} \mu_{m_0} \rho_{m_0} \right) + \left(\sum_{m_0} \mu'_{m_0} \rho'_{m_0} \right) \right]} \quad (17)$$

ここで、

D (E) : スカイシャイン γ 線による照射線量 (mR)

S (E) : 線源強度 (photons)

K (E') : γ 線フルエンスから照射線量への換算係数 (mR/ (photons/cm²))

N : 散乱点における電子数 (electrons)

ρ : 線源から散乱点までの距離 (cm)

μ_{m_0} : 線源から散乱点までに通過する物質の線減衰係数 (cm⁻¹)

ρ_{m_0} : 散乱前に物質 m_0 を通過する距離 (cm)

ρ_s : 散乱点から評価点までの距離 (cm)

μ'_{m_0} : 散乱点から評価点までに通過する物質の線減衰係数 (cm⁻¹)

$\rho'_{s m_0}$: 散乱後物質 m_0 を通過する距離 (cm)

$d\sigma/d\Omega$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 (cm²/electron)

B (E, x) : ビルドアップ係数 (-)

E : 散乱前の γ 線のエネルギー (MeV)

E' : 散乱後の γ 線のエネルギー (MeV)

x : 線源と検出器の距離 (mfp)

3.4 外部被ばくの評価結果

被ばく評価では、放射線源から最短距離の周辺監視区域境界上に人が居続けたものと仮定し、そ

の場合の外部被ばくによる実効線量当量を求めた。

OSF-1照射設備の想定事故であるキャプセル破損事故時の外部被ばくの評価結果を表8に示す。また放射線源である原子炉建家からの距離と実効線量当量の関係を図8に示す。原子炉建家から最短距離(170 m)である周辺監視区域境界での直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量はそれぞれ 4.59×10^{-4} mSv及び 1.90×10^{-2} mSvとなり、その合計は 1.94×10^{-2} mSvとなる。

4. まとめ

事故時において放射性物質の放散を伴う可能性のある施設に対する事故解析の判断基準として「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を定めている。「著しい放射線被ばくのリスク」についての具体的な運用は以下によることとしている。

ICRPによれば、公衆に対する年間の実効線量当量の主たる限度として1 mSvを勧告しているが、生涯にわたる平均の年実効線量当量が1 mSvを超えない限り、年間5 mSvという補助的線量限度を数年間にわたって用いることが許されるとしている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故あたり5 mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。

OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の大気中に放出される希ガス及びヨウ素による周辺監視区域外における最大の実効線量当量は、外部 γ 線による実効線量当量が約 2.3×10^{-4} mSv、ヨウ素の吸入による小児の実効線量当量が約 1.2×10^{-4} mSvであると報告されている³⁾。今回評価した原子炉建家内部からの放射線による直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量 4.59×10^{-4} mSv及び 1.90×10^{-2} mSvを加算しても、合計で実効線量当量は約 2.0×10^{-2} mSvであり、判断基準である5 mSvより十分に小さい。

したがって、JMTR核燃料物質使用施設の事故(影響が大きいと考えられるOSF-1照射設備のキャプセル破損事故)を想定しても周辺監視区域外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことが確認された。

なお今回の被ばく評価により、OSF-1照射設備のキャプセル破損事故においては、図9に示すように被ばく経路別の実効線量当量の割合ではスカイシャイン γ 線による寄与が95.9%と大きいことが判明した。

謝辞

本評価で用いた遮蔽計算コードは東海研究所原子炉工学部粒子線利用研究室の坂本幸夫副主任研究員が整備したものである。また報告書をまとめるにあたっては、新保利定材料試験炉部長、近藤育朗材料試験炉部次長及び大岡紀一材料試験炉部次長の助言を頂いた。ここに記して深く感謝の意を表します。

の場合の外部被ばくによる実効線量当量を求めた。

OSF-1照射設備の想定事故であるキャプセル破損事故時の外部被ばくの評価結果を表8に示す。また放射線源である原子炉建家からの距離と実効線量当量の関係を図8に示す。原子炉建家から最短距離(170 m)である周辺監視区域境界での直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量はそれぞれ 4.59×10^{-4} mSv及び 1.90×10^{-2} mSvとなり、その合計は 1.94×10^{-2} mSvとなる。

4. まとめ

事故時において放射性物質の放散を伴う可能性のある施設に対する事故解析の判断基準として「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を定めている。「著しい放射線被ばくのリスク」についての具体的な運用は以下によることとしている。

ICRPによれば、公衆に対する年間の実効線量当量の主たる限度として1 mSvを勧告しているが、生涯にわたる平均の年実効線量当量が1 mSvを超えない限り、年間5 mSvという補助的線量限度を数年間にわたって用いることが許されるとしている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故あたり5 mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。

OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の大気中に放出される希ガス及びヨウ素による周辺監視区域外における最大の実効線量当量は、外部 γ 線による実効線量当量が約 2.3×10^{-4} mSv、ヨウ素の吸入による小児の実効線量当量が約 1.2×10^{-4} mSvであると報告されている³⁾。今回評価した原子炉建家内部からの放射線による直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量 4.59×10^{-4} mSv及び 1.90×10^{-2} mSvを加算しても、合計で実効線量当量は約 2.0×10^{-2} mSvであり、判断基準である5 mSvより十分に小さい。

したがって、JMTR核燃料物質使用施設の事故(影響が大きいと考えられるOSF-1照射設備のキャプセル破損事故)を想定しても周辺監視区域外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことが確認された。

なお今回の被ばく評価により、OSF-1照射設備のキャプセル破損事故においては、図9に示すように被ばく経路別の実効線量当量の割合ではスカイシャイン γ 線による寄与が95.9%と大きいことが判明した。

謝辞

本評価で用いた遮蔽計算コードは東海研究所原子炉工学部粒子線利用研究室の坂本幸夫副主任研究員が整備したものである。また報告書をまとめるにあたっては、新保利定材料試験炉部長、近藤育朗材料試験炉部次長及び大岡紀一材料試験炉部次長の助言を頂いた。ここに記して深く感謝の意を表します。

の場合の外部被ばくによる実効線量当量を求めた。

OSF-1照射設備の想定事故であるキャプセル破損事故時の外部被ばくの評価結果を表8に示す。また放射線源である原子炉建家からの距離と実効線量当量の関係を図8に示す。原子炉建家から最短距離(170 m)である周辺監視区域境界での直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量はそれぞれ 4.59×10^{-4} mSv及び 1.90×10^{-2} mSvとなり、その合計は 1.94×10^{-2} mSvとなる。

4. まとめ

事故時において放射性物質の放散を伴う可能性のある施設に対する事故解析の判断基準として「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を定めている。「著しい放射線被ばくのリスク」についての具体的な運用は以下によることとしている。

ICRPによれば、公衆に対する年間の実効線量当量の主たる限度として1 mSvを勧告しているが、生涯にわたる平均の年実効線量当量が1 mSvを超えない限り、年間5 mSvという補助的線量限度を数年間にわたって用いることが許されるとしている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故あたり5 mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。

OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の大気中に放出される希ガス及びヨウ素による周辺監視区域外における最大の実効線量当量は、外部 γ 線による実効線量当量が約 2.3×10^{-4} mSv、ヨウ素の吸入による小児の実効線量当量が約 1.2×10^{-4} mSvであると報告されている³⁾。今回評価した原子炉建家内部からの放射線による直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による実効線量当量 4.59×10^{-4} mSv及び 1.90×10^{-2} mSvを加算しても、合計で実効線量当量は約 2.0×10^{-2} mSvであり、判断基準である5 mSvより十分に小さい。

したがって、JMTR核燃料物質使用施設の事故(影響が大きいと考えられるOSF-1照射設備のキャプセル破損事故)を想定しても周辺監視区域外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことが確認された。

なお今回の被ばく評価により、OSF-1照射設備のキャプセル破損事故においては、図9に示すように被ばく経路別の実効線量当量の割合ではスカイシャイン γ 線による寄与が95.9%と大きいことが判明した。

謝辞

本評価で用いた遮蔽計算コードは東海研究所原子炉工学部粒子線利用研究室の坂本幸夫副主任研究員が整備したものである。また報告書をまとめるにあたっては、新保利定材料試験炉部長、近藤育朗材料試験炉部次長及び大岡紀一材料試験炉部次長の助言を頂いた。ここに記して深く感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Yukio Sakamoto and Shun-ichi Tanaka : JAERI-M 90-110, "QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP", (1990) .
- 2) 材料試験炉部 : JAERI-M 94-023, "JMTR 照射ハンドブック", (1994) .
- 3) 土田昇、北野匡四郎、他 : JAERI-M 92-152, "JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析 (3) -安全評価及び立地評価における事故時の線量評価-", (1992) .
- 4) 土田昇 : 私信, "JMTR 核燃料物質使用施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺監視区域境界の線量当量評価-", (1994) .
- 5) V.R.CAIN : BECHTEL COMPUTER CODE-NE007, "A USERS MANUAL FOR QAD-CG, THE COMBINATORIAL GEOMETRY VERSION OF THE QAD-P5A POINT KERNEL SHIELDING CODE", (1977) .
- 6) Richard E.Malenfant : LA-5176, "G3 : A General Purpose Gamma-Ray Scattering Program", (1973) .

表1 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の燃料棒内に蓄積されているFP量

No.	FP核種	半減期	崩壊定数 λ (s ⁻¹)	核分裂収率(-)	燃料棒内のFP量(Bq)
1	Kr-83m	1.83 h	1.052E-04	0.0053	5.088E+12
2	Kr-85m	4.48 h	4.298E-05	0.0131	1.258E+13
3	Kr-85	10.73 y	2.048E-09	0.0029	8.299E+11
4	Kr-87	76.3 m	1.514E-04	0.0253	2.429E+13
5	Kr-88	2.8 h	6.876E-05	0.0358	3.437E+13
6	Kr-89	3.18 m	3.633E-03	0.0468	4.493E+13
7	Xe-131m	11.9 d	6.742E-07	0.0004	3.840E+11
8	Xe-133m	2.25 d	3.566E-06	0.0019	1.824E+12
9	Xe-133	5.29 d	1.517E-06	0.0677	6.499E+13
10	Xe-135m	15.65 m	7.382E-04	0.0106	1.018E+13
11	Xe-135	9.083 h	2.120E-05	0.0663	6.365E+13
12	Xe-137	3.83 m	3.016E-03	0.0613	5.885E+13
13	Xe-138	14.17 m	8.153E-04	0.0628	6.029E+13
14	I-131	8.06 d	9.954E-07	0.0284	2.726E+13
15	I-132	2.29 h	8.408E-05	0.0421	4.042E+13
16	I-133	20.8 h	9.257E-06	0.0677	6.499E+13
17	I-134	52.6 m	2.196E-04	0.0761	7.306E+13
18	I-135	6.61 h	2.913E-05	0.0641	6.154E+13
合計					6.495E+14

燃料棒内のFP量(Bq)は次式で計算した。

$$A_T = 3.2 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y \cdot (1 - e^{-\lambda t_0})$$

ただし、 $P_0=0.03\text{MW}$, $t_0=1.728 \times 10^8\text{s}$ (2,000day), Y :核分裂収率(-)

(注) 数値の表記で、1.052E-04 は 1.052×10^{-04} を表す。(以下同様の表記とする。)

表2 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の直接 γ 線、スカイシャイン γ 線による外部被ばく評価におけるFP量の計算パラメータ

1	燃料棒内蓄積FP量	A_T (Bq)	
	燃料出力	P_0 (MW)	0.03 MW
	FPの核分裂収率	Y (-)	
	FPの崩壊定数	λ (s^{-1})	
	燃料照射時間	t_0 (s)	2,000 days
2	各場所におけるFP量		
	キャプセル破損時の放出FP量	A_{wo} (Bq)	
	OSF-1冷却水中のFP量	A (Bq)	
	原子炉建家内空气中的のFP量	A_b (Bq)	
	原子炉建家内にプレートアウトしているFP量	A_p (Bq)	
	原子炉建家内のFP量	A_{bp} (Bq)	
	原子炉建家内のFP量の時間積算値	W_{bp} (Bq)	
3	キャプセル破損時のFP放出割合	l (-)	希ガス 100%
			ヨウ素 50%
			ヨウ素の割合(有機物:10%, 無機物:90%)
4	原子炉建家内へのOSF-1冷却水の漏洩		
	OSF-1冷却系容積	V (cm^3)	0.19 m^3
	OSF-1冷却水の漏洩率	q (cm^3/s)	2% /day
5	漏洩したOSF-1冷却水中のFPの空気中への移行割合	g (-)	希ガス 100%
			ヨウ素(有機物、無機物) 50%
6	原子炉建家壁面へのプレートアウト割合	p (-)	無機ヨウ素 50%
7	原子炉建家の排気		
	原子炉建家容積	V_b (cm^3)	40,000 m^3
	排気量(10分間)	q_b (cm^3/s)	1,600 m^3/min (通常排気設備)
	排気量(10分後以降)	q_b (cm^3/s)	100 m^3/min (非常用排気設備)

表3 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の直接 γ 線、スカイ
シャイン γ 線による外部被ばく評価における放射線源となる
原子炉建家内のFP量の時間積算値

No.	FP核種	原子炉建家内のFP量の時間積算値(Bq)		
		事故発生から10分 間	事故発生から10分 後以降	合計
1	Kr-83m	1.788E+11	7.511E+13	7.529E+13
2	Kr-85m	4.529E+11	7.922E+14	7.926E+14
3	Kr-85	3.040E+10	1.974E+16	1.974E+16
4	Kr-87	8.416E+11	1.892E+14	1.901E+14
5	Kr-88	1.225E+12	1.036E+15	1.037E+15
6	Kr-89	4.553E+11	2.463E+11	7.016E+11
7	Xe-131m	1.406E+10	2.318E+15	2.318E+15
8	Xe-133m	6.671E+10	2.457E+15	2.458E+15
9	Xe-133	2.379E+12	1.993E+17	1.993E+17
10	Xe-135m	2.803E+11	3.586E+12	3.866E+12
11	Xe-135	2.312E+12	1.091E+16	1.091E+16
12	Xe-137	7.261E+11	6.023E+11	1.328E+12
13	Xe-138	1.613E+12	1.718E+13	1.879E+13
14	I-131	2.650E+11	5.980E+17	5.980E+17
15	I-132	3.801E+11	2.665E+14	2.668E+14
16	I-133	6.296E+11	2.355E+16	2.355E+16
17	I-134	6.514E+11	7.842E+13	7.907E+13
18	I-135	5.915E+11	2.813E+15	2.813E+15
合計		1.309E+13	8.615E+17	8.616E+17

事故発生から10分後以降の原子炉建家内のFP量の積算時間は保守的な評価結果となるようにFP量の時間積算値が飽和するまでの期間とした。

表4 FPの放出する γ 線のエネルギーとその放出率

No.	FP核種	γ 線の数	エネルギー (MeV)	放出率(-)
1	Kr-83m	1	0.011	0.224
2	Kr-85m	3	0.013	0.064
			0.176	0.895
			0.732	0.0001
3	Kr-85	1	0.514	0.0043
4	Kr-87	4	0.013	0.0012
			0.403	0.494
			1.787	0.324
			3.308	0.0047
5	Kr-88	3	0.016	0.099
			0.215	0.337
			1.871	1.003
6	Kr-89	3	0.319	0.792
			1.211	1.229
			3.545	0.119
7	Xe-131m	2	0.027	0.621
			0.164	0.02
8	Xe-133m	2	0.027	0.647
			0.233	0.103
9	Xe-133	3	0.027	0.439
			0.036	0.091
			0.081	0.372
10	Xe-135m	2	0.027	0.151
			0.527	0.812
11	Xe-135	3	0.032	0.049
			0.25	0.915
			0.616	0.031
12	Xe-137	4	0.032	0.0024
			0.455	0.303
			1.393	0.031
			3.28	0.0002
13	Xe-138	4	0.012	0.096
			0.035	0.0063
			0.32	0.658
			1.793	0.542
14	I-131	3	0.026	0.058
			0.351	0.915
			0.648	0.09
15	I-132	2	0.341	0.056
			0.771	2.896
16	I-133	2	0.332	0.012
			0.588	1.026
17	I-134	2	0.34	0.253
			0.908	2.934
18	I-135	2	0.338	0.113
			1.19	1.35

表5 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の直接 γ 線、スカイシャイン γ 線による外部被ばく評価における放射線源となる原子炉建家内のFPによる時間積算線源強度

No.	γ 線エネルギー(MeV)			時間積算線源強度 (photons)
	下限	上限	代表	
1	0	0.05	0.02	1.440E+17
2	0.05	0.1	0.075	7.413E+16
3	0.1	0.2	0.15	7.558E+14
4	0.2	0.3	0.25	1.059E+16
5	0.3	0.4	0.35	5.478E+17
6	0.4	0.6	0.5	2.434E+16
7	0.6	0.8	0.7	5.493E+16
8	0.8	1	0.9	2.320E+14
9	1	1.33	1.165	3.799E+15
10	1.33	1.66	1.495	4.118E+10
11	1.66	2	1.83	1.112E+15
12	2	2.5	2.25	0
13	2.5	3	2.75	0
14	3	4	3.5	9.771E+11
15	4	5	4.5	0
16	5	6.5	5.75	0
17	6.5	8	7.25	0
18	8	10	9	0
合計				8.617E+17

表6 直接 γ 線、スカイシャイン γ 線による外部被ばく評価
の線量計算で用いた γ 線フルエンス-照射線量変換係数

No.	γ 線エネルギー (MeV)	γ 線フルエンス-照射線量変換係数 ((mR)/(photons/cm ²))
1	0.02	1.928E-07
2	0.05	3.694E-08
3	0.1	4.250E-08
4	0.2	9.806E-08
5	0.3	1.581E-07
6	0.4	2.164E-07
7	0.6	3.250E-07
8	0.8	4.222E-07
9	1	5.111E-07
10	1.33	6.358E-07
11	1.66	7.507E-07
12	2	8.583E-07
13	2.5	9.944E-07
14	3	1.131E-06
15	4	1.369E-06
16	5	1.594E-06
17	6.5	1.917E-06
18	8	2.233E-06
19	10	2.653E-06

照射線量から空気吸収線量への変換係数は8.73mGy/Rである。
空気吸収線量から実効線量当量への変換係数は1Sv/Gyとした。

表7 遮蔽計算 (QAD-CGGP2, G33-GP2) で用いた遮蔽材 (空気、コンクリート) の組成密度

No.	元素	原子番号	原子量	密度(g/cm ³)	
				空気	コンクリート
1	N	7	14.0067	9.761E-04	0
2	Ar	18	39.948	1.673E-05	0
3	H	1	1.0079	0	0.00484
4	O	8	15.9994	2.993E-04	1.149
5	C	6	12.011	1.781E-07	0.13
6	Mg	12	24.305	0	0.00486
7	Al	13	26.98154	0	0.0119
8	Si	14	28.0855	0	0.438
9	S	16	32.06	0	0.00192
10	Ca	20	40.08	0	0.581
11	Ni	28	58.69	0	0.00726
合計				1.292E-03	2.329

表8 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時の直接 γ 線、スカイシャイン γ 線による外部被ばくの評価結果

評価地点 (m)	外部被ばくによる実効線量当量(mSv)		
	直接 γ 線	スカイシャイン γ 線	合計
50	1.31E-02	9.64E-02	1.09E-01
100	2.37E-03	4.97E-02	5.21E-02
170	4.59E-04	1.90E-02	1.94E-02
200	2.58E-04	1.26E-02	1.28E-02
300	5.01E-05	3.32E-03	3.37E-03
350	2.45E-05	1.73E-03	1.76E-03
400	1.26E-05	9.07E-04	9.20E-04

- 1) 直接 γ 線による線量はQAD-CGGP2により計算した。
- 2) スカイシャイン γ 線による線量はG33-GP2により計算した。
- 3) 放射線源 (原子炉建家) から最短の周辺監視区域境界は、170m地点である。

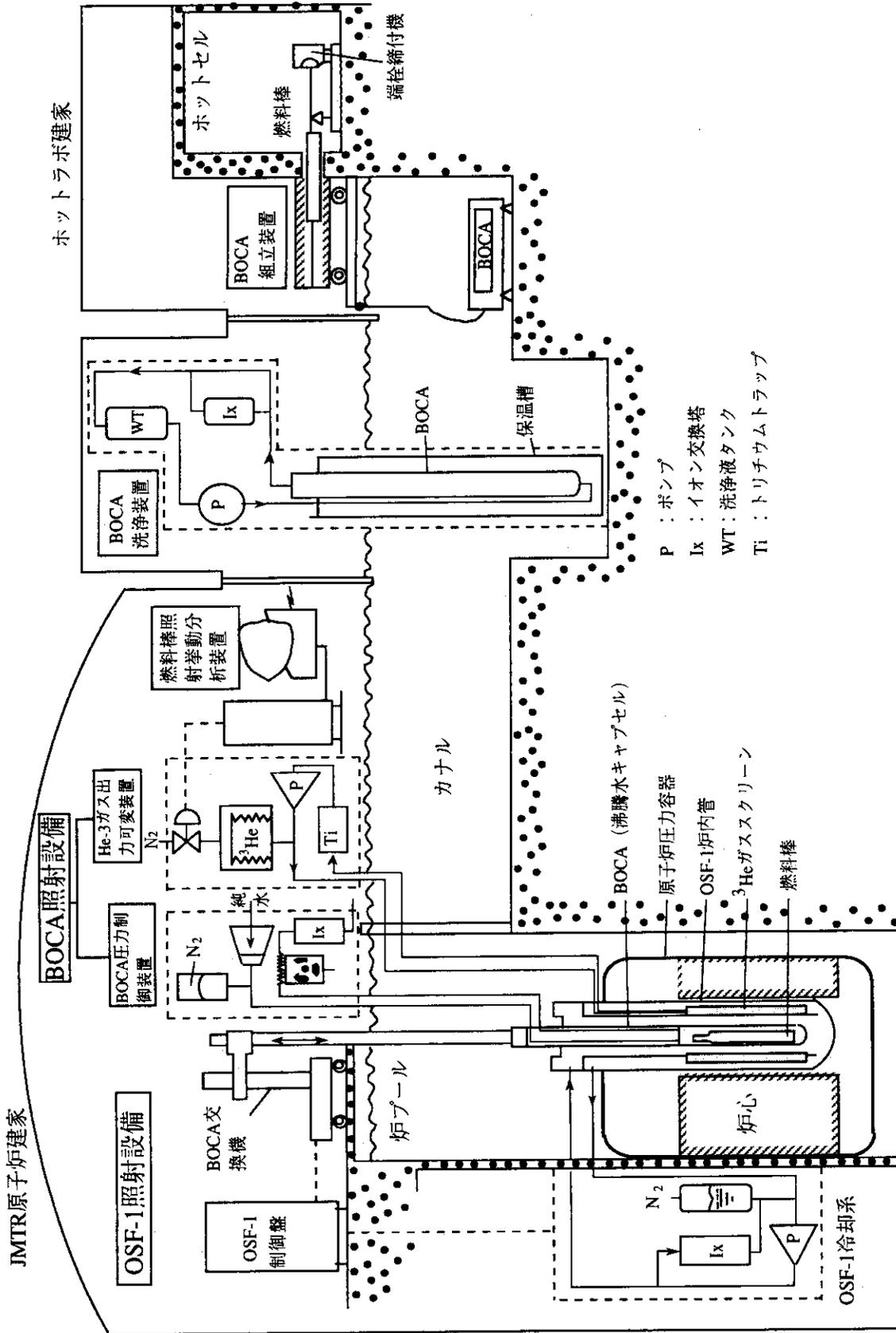


図1 JMTR出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1) の全体構成

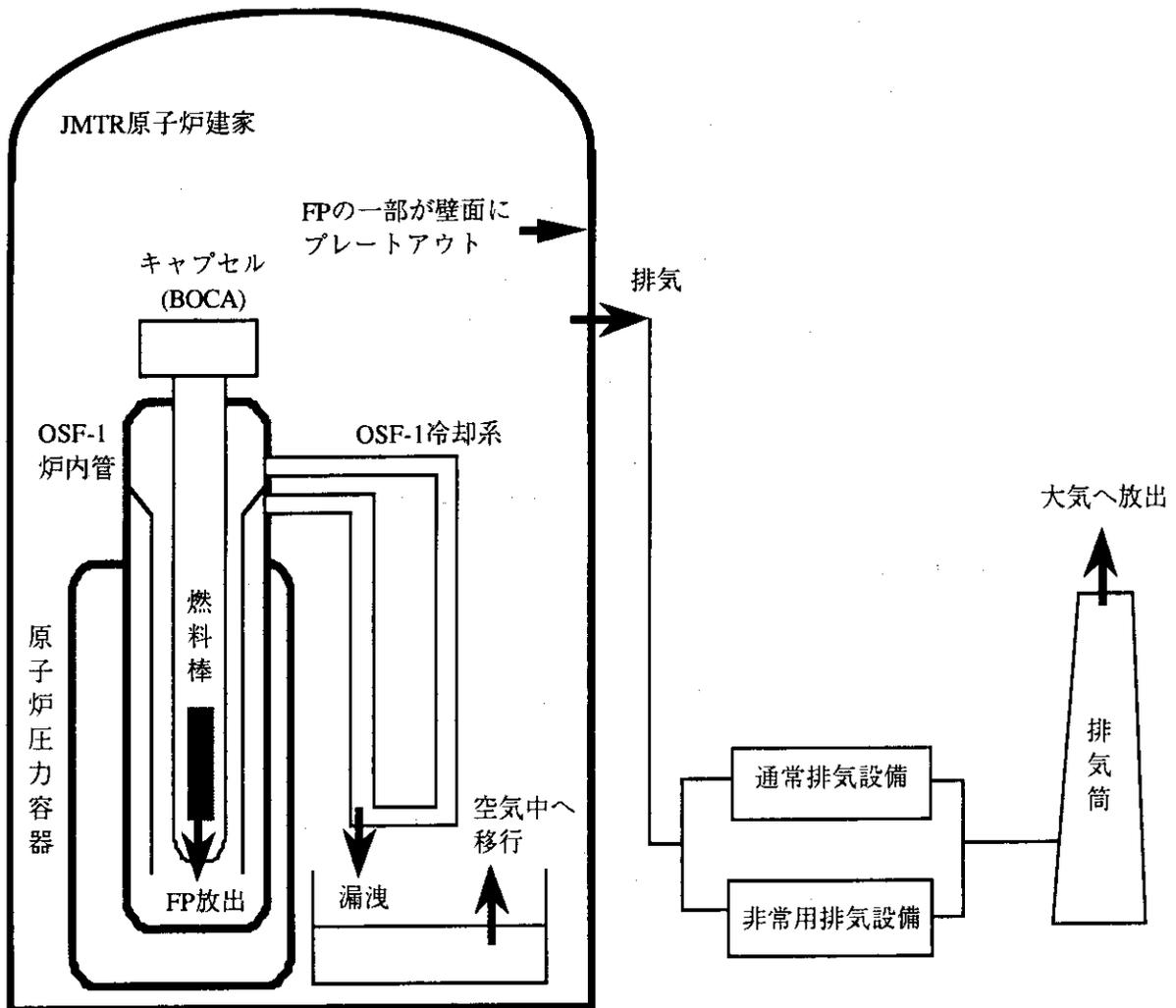


図2 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時のFP移行経路

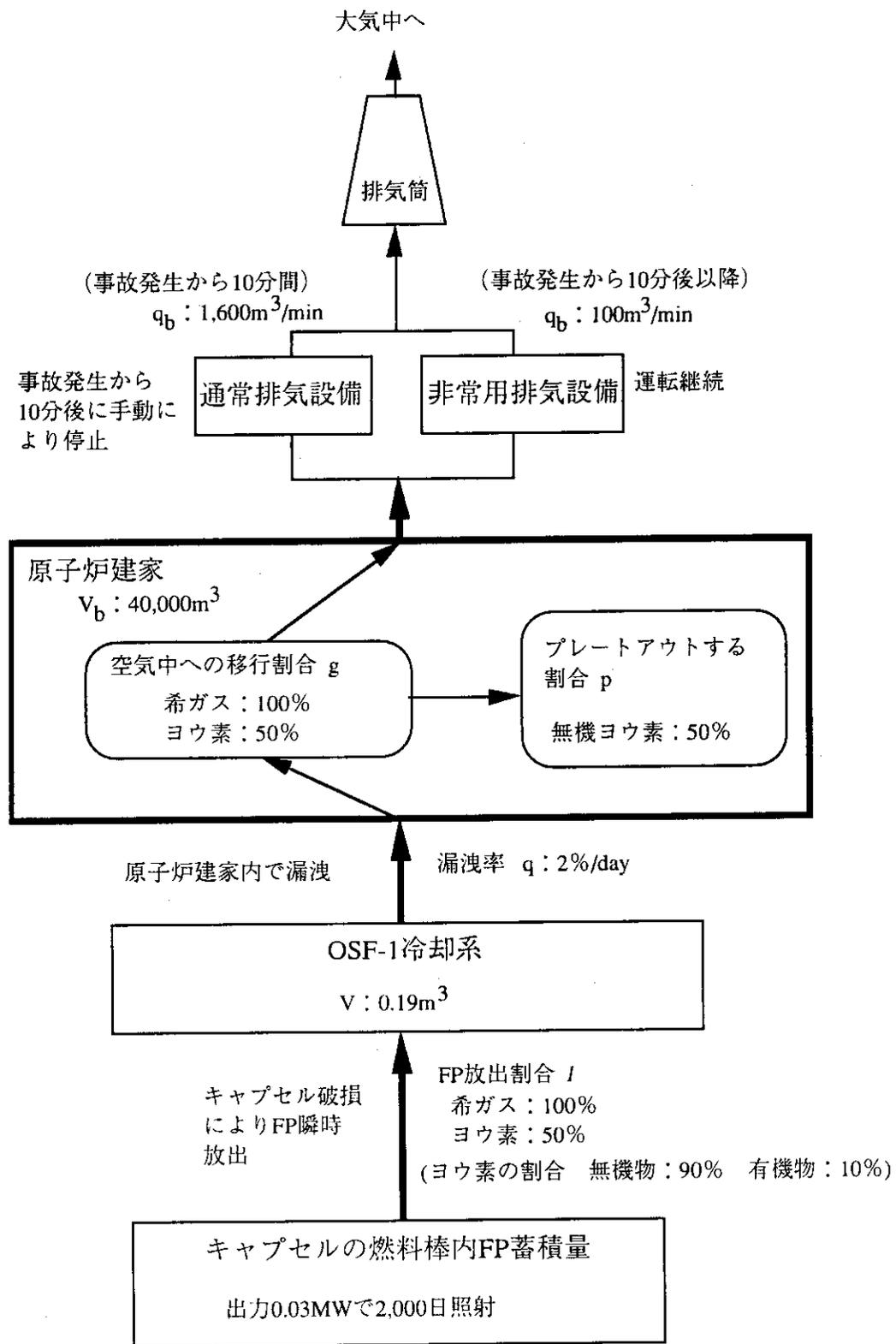


図3 OSF-1照射設備のキャプセル破損事故時のFPの移行経路と移行条件

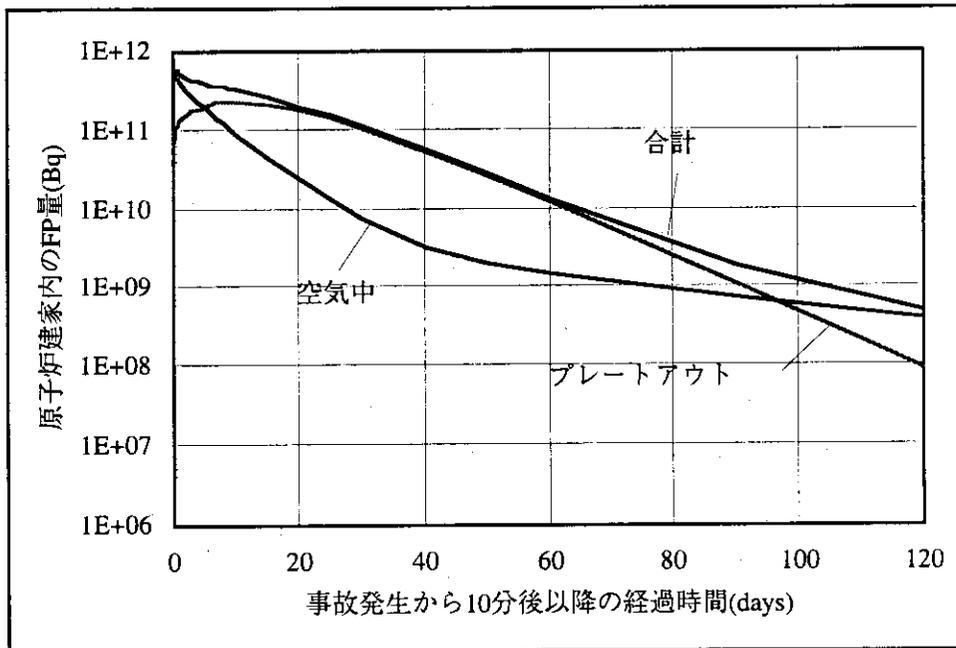
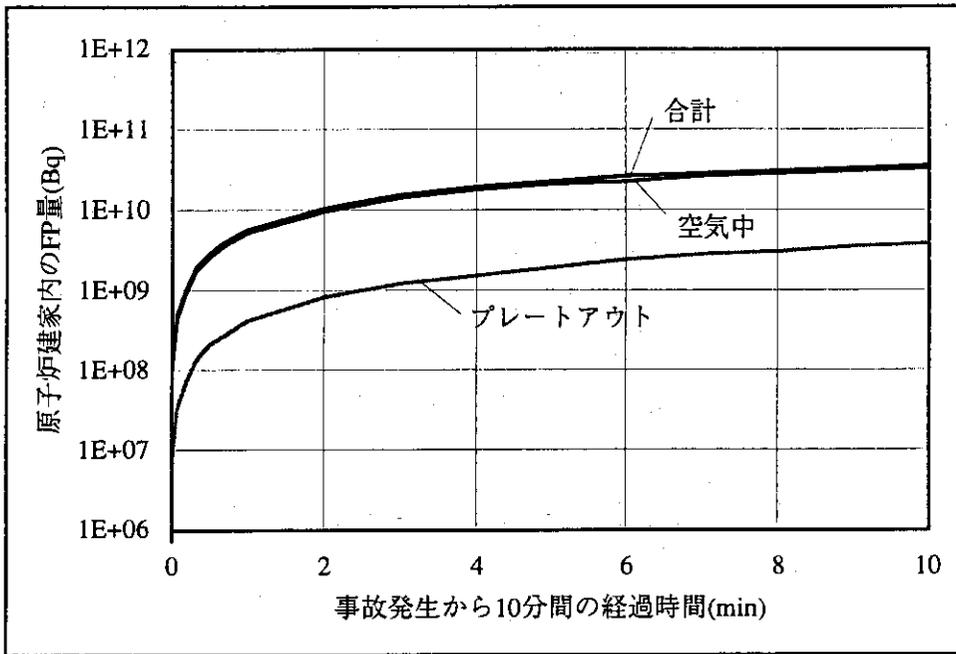


図4 キャプセル破損事故発生後の原子炉建家内のFP量の時間変化

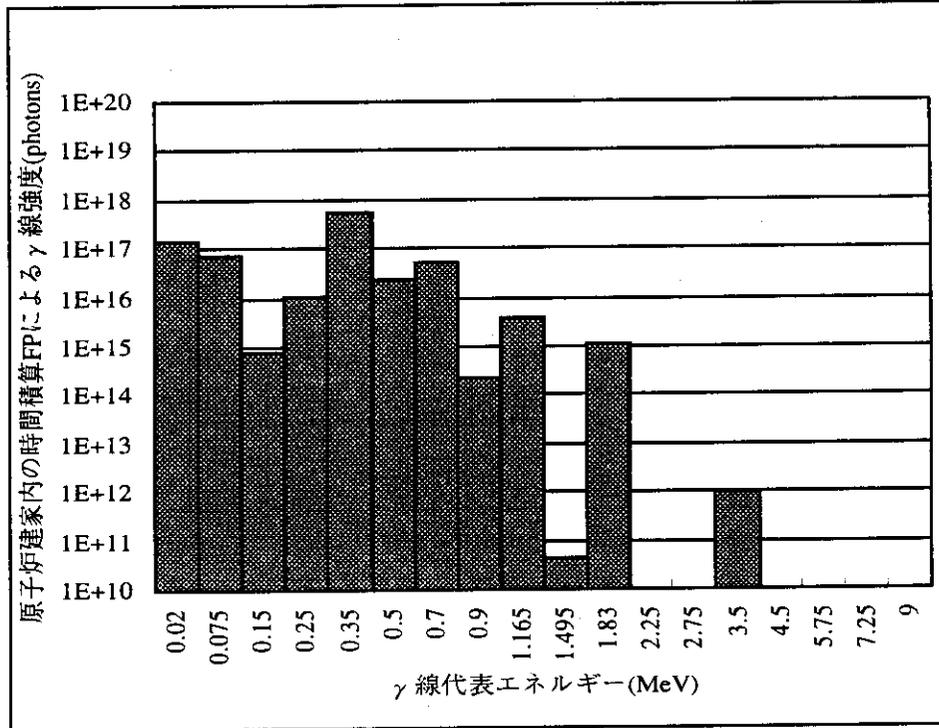


図5 原子炉建家内の放射線源の時間積算γ線強度

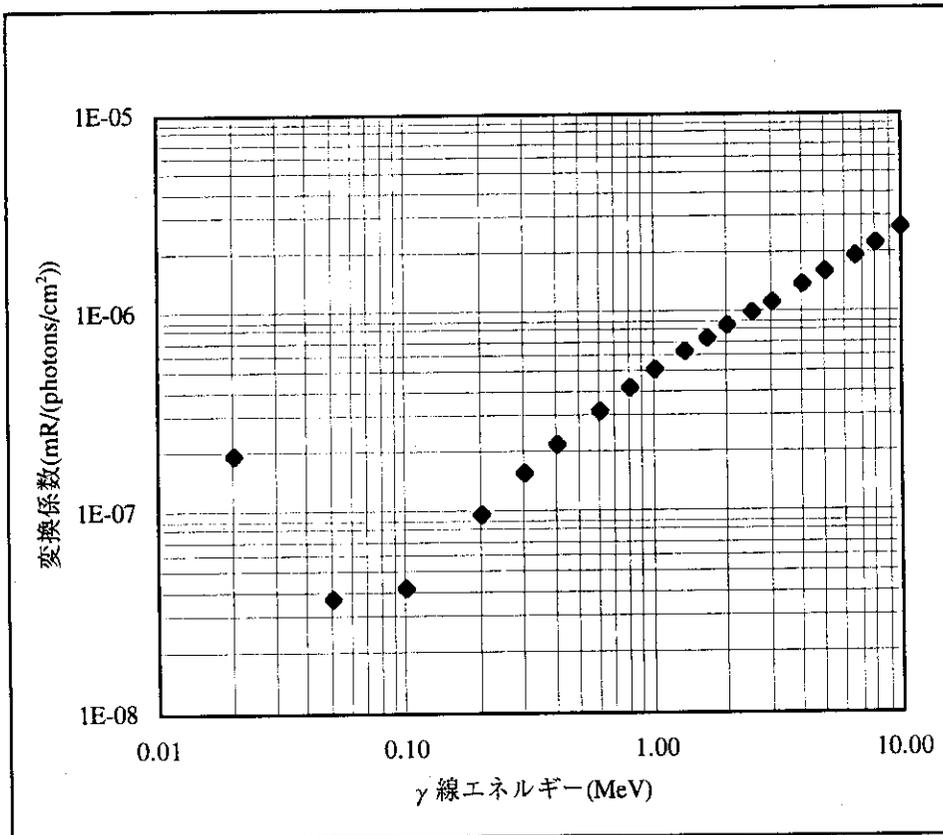
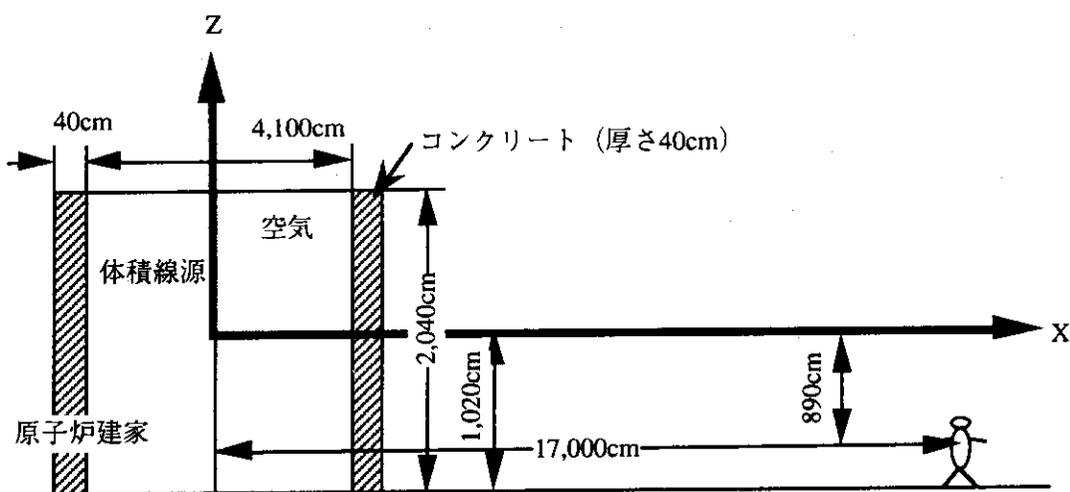
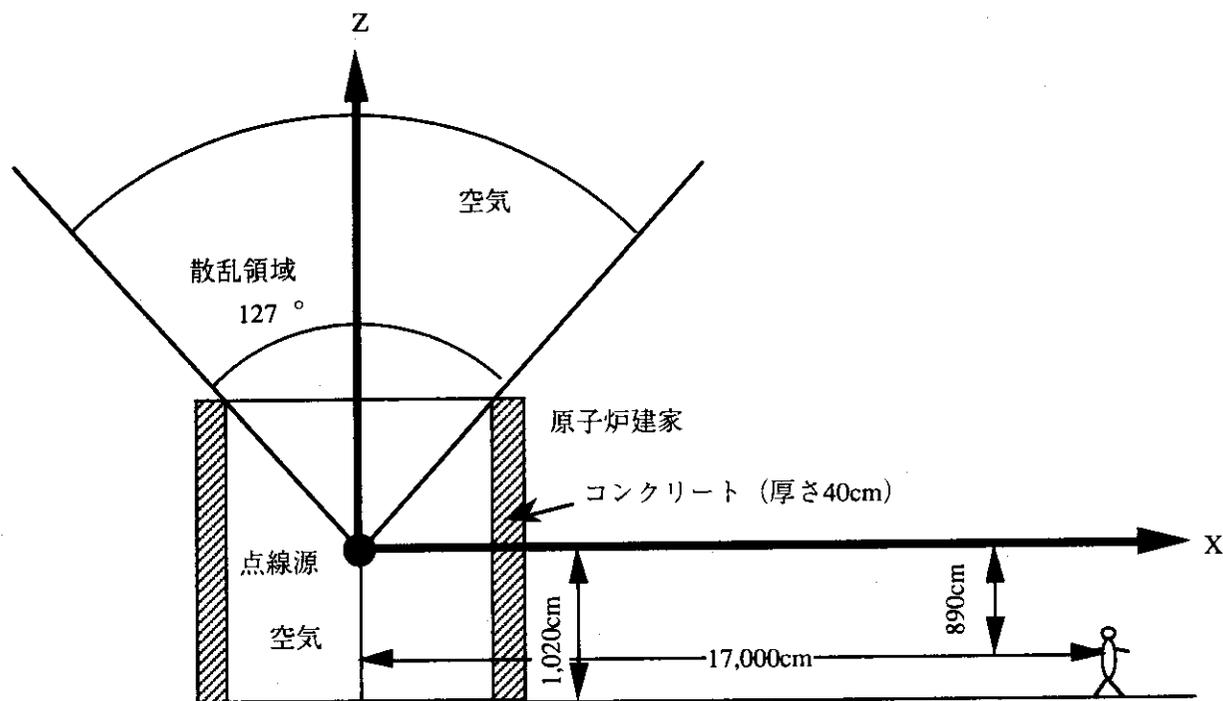


図6 直接γ線、スカイシャインγ線による外部被ばく評価の線量計算で用いたγ線フルエンス-照射線量変換係数



QAD-CGGP2の遮蔽計算モデル(Z軸対称円筒モデル)



G33-GP2の遮蔽計算モデル(Z軸対称円筒モデル)

図7 原子炉建家内の放射線源からのガンマ線遮蔽計算モデル

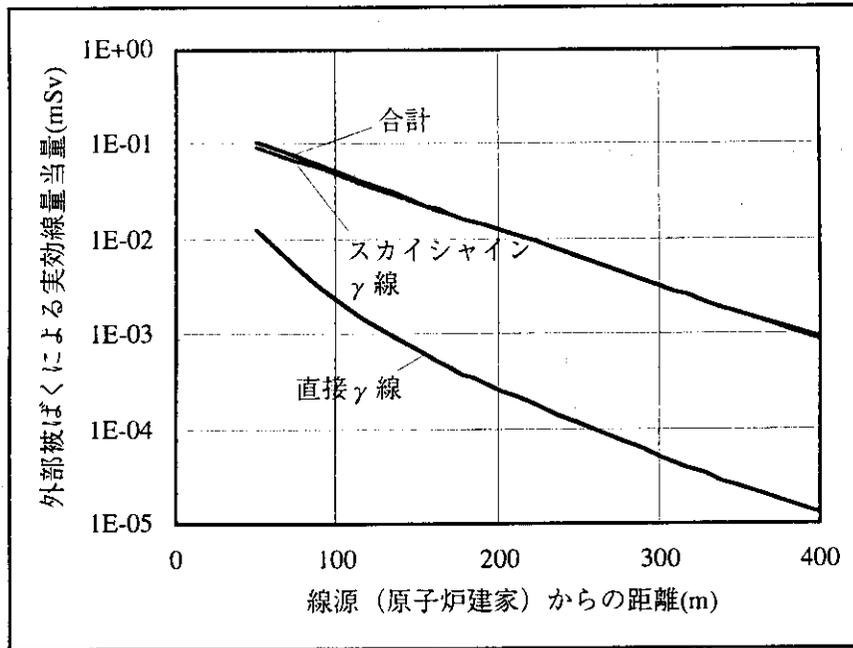


図8 放射線源（原子炉建家）からの距離と実効線量当量の関係

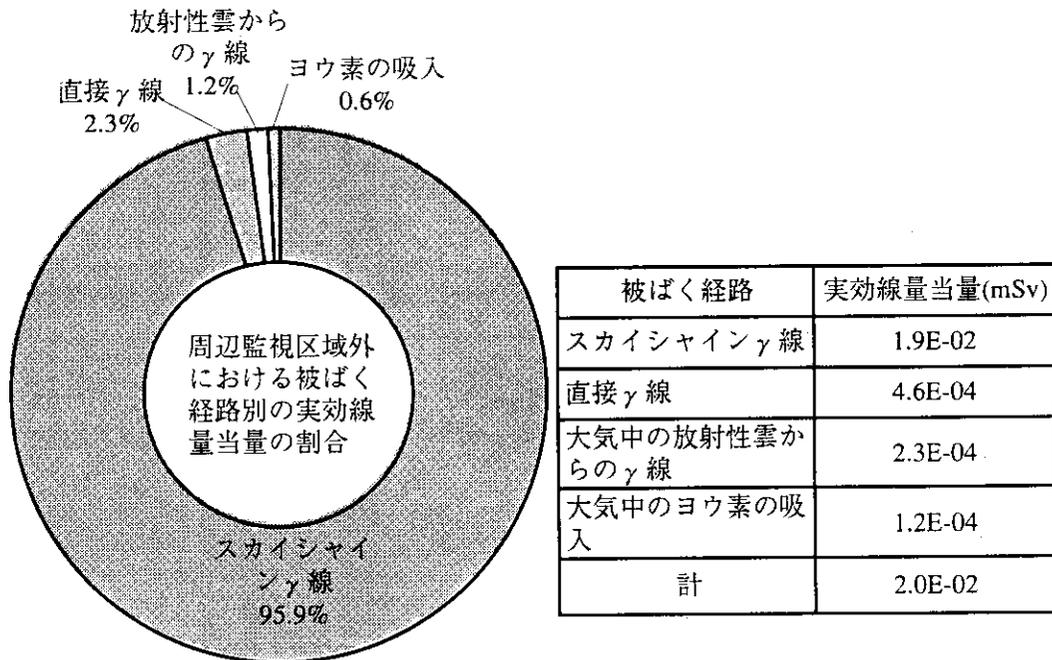


図9 OSF-1 照射設備のキャプセル破損事故時の被ばく経路別実効線量当量の割合

付録 1 QAD-CGGP2 の JCL、入力データ及び出力

QAD-CGGP2 の JCL

```

TWCEI (4 1 6 1 3) SRP
//***** QADCGGP2.CNTL *****
// EXEC FORTEX,SO='J3631.RSIC2',Q=' .FORT77',
//     A='ELM (QADGP2,QADCOM,COMBGE) ,FLAG (S) ,NOSOURCE',
//     B=NOMAP,RGN=2048K,OBJS='50,10'
// EXEC LKEDEX,A=NOMAP,B=LIST,GRLIB=NO,MODS='50,10,1',
//     PRVLIB='SYS9.NO',PRVQ=' .LOAD',GGS='SYS9.GGS'
// EXEC GOEX
//FT10F001 DD DSN=J3631.RSIC2.DATA (ATTFACT) ,DISP=SHR,LABEL= (,,IN)
//FT11F001 DD DSN=J3631.RSIC2.DATA (BFSET@) ,DISP=SHR,LABEL= (,,IN)
//FT12F001 DD DSN=J3631.RSIC2.DATA (DOSECON) ,DISP=SHR,LABEL= (,,IN)
//FT16F001 DD UNIT=WK10,DSN=&&JOMIN,DISP= (NEW,DELETE) ,
//     DCB= (RECFM=FB,LRECL=120,BLKSIZE=4800) ,SPACE= (TRK, (10,10) ,RLSE)
//SYSIN DD DSN=J3333.QAD.DATA (OSF1) ,DISP=SHR
//
    
```

QAD-CGGP2 の入力データ

```

JMTR DIRECT RADIATION EVALUATION (OSF-1) QAD-CGGP2 95.1/31
  41 42 24 20 2 1 18 0 0 1 1 0 1 1 1 0
1.0000E00 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
0.0 50. 100. 150. 200. 250. 300. 350.
400. 450. 500. 550. 600. 650. 700. 750.
800. 850. 900. 950. 1000. 1050. 1100. 1150.
1200. 1250. 1300. 1350. 1400. 1450. 1500. 1550.
1600. 1650. 1700. 1750. 1800. 1850. 1900. 1950.
2000. 2050.
-1020. -1000. -950. -900. -850. -800. -750. -700.
-650. -600. -550. -500. -450. -400. -350. -300.
-250. -200. -150. -100. -50. 0.0 50. 100.
150. 200. 250. 300. 350. 400. 450. 500.
550. 600. 650. 700. 750. 800. 850. 900.
950. 1000. 1020.
0.0 0.2618 0.5236 0.7854 1.0472 1.3090 1.5708 1.8326
2.0944 2.3562 2.6180 2.8798 3.1416 3.4034 3.6652 3.9270
4.1888 4.4506 4.7124 4.9742 5.2360 5.4978 5.7596 6.0214
6.2832
0 0 JMTR BUILDING
RCC 1 .0 0.0 -1020. 0.0 0.0 2040.
2050.
RCC 2 .0 0.0 -1020. 0.0 0.0 2040.
2090.
RCC 3 .0 0.0 -1020. 0.0 0.0 2040.
    
```

```

90000.
END
S01      1
CC2      2   -1
AA3      3   -1   -2
END
  1   1   1
  1   2   1
999  7  18  1  8  5  6 11 12 13 14 15 16 17 19
 20 22 25 26 28 29
AIR ABS 8.73 AIR
9.761E-4 1.673E-5 0.0 2.993E-4 0.0 1.781E-7 0.0 0.0
0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
0.0 0.0 0.0 0.0
0.0 0.0 0.00484 1.1490 0.0 0.130 0.0 0.00486
0.0119 0.438 0.0 0.00192 0.0 0.0 0.581 0.0
0.0 0.0 0.00726 0.0
  9.0 7.25 5.75 4.5 3.5 2.75 2.25 1.83
 1.495 1.165 0.9 0.7 0.5 0.35 0.25 0.15
 0.075 0.020
0.0 0.0 0.0 0.0 9.7710E11 0.0 0.0
1.1120E15 4.1180E10 3.7990E15 2.3200E14 5.4930E16 2.4340E16 5.4780E17
1.0590E16 7.5580E14 7.4130E16 1.4400E17
2.6528E-6 2.2333E-6 1.9167E-6 1.5944E-6 1.3694E-6 1.1306E-6 9.9444E-7
8.5833E-7 7.5067E-7 6.3578E-7 5.1111E-7 4.2222E-7 3.2500E-7 2.1639E-7
1.5806E-7 9.8056E-8 4.2500E-8 1.9278E-7
0. 0. 0. 0. 0. 0. 0.
0. 0. 0. 0. 0. 0. 0.
0. 0. 0. 0.
10.00--0.00
10.00-- 8.00 8.00-- 6.50 6.50-- 5.00 5.00-- 4.00 4.00-- 3.00 3.00-- 2.50
 2.50-- 2.00 2.00-- 1.66 1.66-- 1.33 1.33-- 1.00 1.00-- 0.80 0.80-- 0.60
 0.60-- 0.40 0.40-- 0.30 0.30-- 0.20 0.20-- 0.10 0.10-- 0.05 0.05-- 0.00
PHOTONS/ (CM**2) MR -----
5000. -890. 0.0 1 0 0 0
10000. -890. 0.0 1 0 0 0
17000. -890. 0.0 1 0 0 0
20000. -890. 0.0 1 0 0 0
30000. -890. 0.0 1 0 0 0

```

QAD-CGGP2 の出力の一部

JMTR DIRECT RADIATION EVALUATION (OSF-1) QAD-CGGP2 95.1/31

RECEIVER NUMBER 3		COORDINATES				DOSE RATES IN IRON		DOSE EQUIVALENT RATE WITH B-F	
GRP	MEAN ENERGY	DIR. BEAM MEAN	DOSE RATE	HEATING RATES IN IRON	DOSE EQUIVALENT RATE WITH B-F				
NO	ENERGY GROUP LIMIT	FLUX B - F	DIR. BEAM WITH B-F	DIR. BEAM WITH B-F	MICRO SV PER HOUR				
MEV	MEV	PHOTONS/ (CM* ²)	MR	MR	1 CM	3 MM	70 MU	ANSI	
					DEPTH	DEPTH	DEPTH	DEPTH	
					6.428E-01	6.331E-01	6.207E-01	6.1.1	
TOTAL	0.5589	10.00--0.00	3.567E+03	2.813E+01	1.871E-03	5.262E-02	0.000E+00	0.000E+00	6.428E-01
W/BU	0.9825								8.288E-01
1	9.0000	10.00--8.00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2	7.2500	8.00--6.50	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
3	5.7500	6.50--5.00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
4	4.5000	5.00--4.00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
5	3.5000	4.00--3.00	3.580E+00	3.825E+00	4.902E-06	1.875E-05	0.000E+00	0.000E+00	1.870E-04
6	2.7500	3.00--2.50	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
7	2.2500	2.50--2.00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
8	1.8300	2.00--1.66	8.292E+02	7.400E+00	7.118E-04	5.267E-03	0.000E+00	0.000E+00	5.499E-02
9	1.4950	1.66--1.33	1.646E-02	9.613E+00	1.235E-08	1.187E-07	0.000E+00	0.000E+00	1.266E-06
10	1.1650	1.33--1.00	6.477E+02	1.385E+01	4.118E-04	5.702E-03	0.000E+00	0.000E+00	6.274E-02
11	0.9000	1.00--0.80	1.509E+01	2.133E+01	7.712E-06	1.645E-04	0.000E+00	0.000E+00	1.882E-03
12	0.7000	0.80--0.60	1.317E+03	3.377E+01	5.560E-04	1.878E-02	0.000E+00	0.000E+00	2.244E-01
13	0.5000	0.60--0.40	1.399E+02	6.641E+01	4.547E-05	3.020E-03	0.000E+00	0.000E+00	3.796E-02
14	0.3500	0.40--0.30	6.126E+02	1.475E+02	1.326E-04	1.955E-02	0.000E+00	0.000E+00	2.590E-01
15	0.2500	0.30--0.20	2.238E+00	3.382E+02	3.538E-07	1.196E-04	0.000E+00	0.000E+00	1.608E-03
16	0.1500	0.20--0.10	7.981E-03	9.939E+02	7.826E-10	7.778E-07	0.000E+00	0.000E+00	1.085E-05
17	0.0750	0.10--0.05	7.655E-05	2.300E+03	3.253E-12	7.483E-09	0.000E+00	0.000E+00	1.142E-07
18	0.0200	0.05--0.00	1.577E-23	4.561E+00	3.040E-30	1.386E-29	0.000E+00	0.000E+00	7.274E-29

$$5.262 \times 10^{-2} \text{mR} \times 8.73 \text{mGy/R} \times 1 \text{Sv/Gy} = 4.59 \times 10^{-4} \text{mSv}$$

付録 2 G33-GP2 の JCL、入力データ及び出力

G33-GP2 の JCL

```

TWCEI (4 3 3 2 3) SRP
// EXEC FORTEX,SO='J3631.RSIC2',Q='FORT77',
//     A='ELM (G33GP2) ,NOSOURCE'
// EXEC LKEDEX
// EXEC GOEX
//FT03F001 DD DSN=&&SCR1,UNIT=WK10,DISP= (NEW,DELETE) ,
//     DCB= (RECFM=VBS,BLKSIZE=6447) ,SPACE= (TRK, (10,10) ,RLSE)
//FT04F001 DD DSN=&&SCR2,UNIT=WK10,DISP= (NEW,DELETE) ,
//     DCB= (RECFM=VBS,BLKSIZE=6447) ,SPACE= (TRK, (10,10) ,RLSE)
//FT10F001 DD DSN=J3631.RSIC2.DATA (ATTFACT) ,DISP=SHR,LABEL= (,,IN)
//FT11F001 DD DSN=J3631.RSIC2.DATA (BFSET@) ,DISP=SHR,LABEL= (,,IN)
//FT12F001 DD DSN=J3631.RSIC2.DATA (DOSECON) ,DISP=SHR,LABEL= (,,IN)
//SYSIN DD DSN=J3333.G33GP2.DATA (OSF1) ,DISP=SHR
//
    
```

G33-GP2 の入力データ

G33-GP2 JMTR SKYSHINE (OSF-1) SOUTEI-JIKO	01
3 20 20 20 20 2 18 19 4 3 1 0	02
1 0 AIR ABS 8.73 AIR	03
100. 200. 300. 400. 500.0 600.0 700.0 800.0	04
1000. 2000. 3000. 4000. 5000. 7000. 10000. 15000.	05
20000. 30000. 50000. 70000. 100000.	06
0.0 .025 .05 .075 .1 .15 .2 .25	07
.3 .4 .5 .6 .8 1.0 1.2 1.4	08
1.6 1.8 2.0 2.4 3.1416	09
0. .1 .2 .3 .4 .5 .6 .7	10
.8 .85 .875 .9 .925 0.95 0.975 1.0	11
1.025 1.05 1.075 1.1 1.10910	12
2 1 1 2 3 4	13
3 2 -1 1 2 3 3 4	14
2 1 3 4 -2 2	15
3 1 -3 3 -3 2 -3 1	16
1 3 0.0 0.0 4.2025E6	17
2 3 0.0 0.0 4.3681E6	18
3 6 1020.	19
9.761E-4 1.673E-5 0.0 2.993E-4 0.0 1.781E-7 0.0 0.0	20
0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0	21
0.0 0.0 0.0 0.0	22
0.0 0.0 0.00484 1.1490 0.0 0.130 0.0 0.00486	23
0.0119 0.438 0.0 0.00192 0.0 0.0 0.581 0.0	24
0.0 0.0 0.00726 0.0	25

JAERI-Tech 96-020

7.	18.	1.	8.	5.	6.	11.	12.	26
13.	14.	15.	16.	17.	19.	20.	22.	27
25.	26.	28.	29.					28
14.0067	39.948	1.0079	15.9994	10.81	12.011	22.98977	24.305	29
26.98154	28.0855	30.97376	32.06	35.453	39.0983	40.08	47.88	30
54.9380	55.847	58.69	63.546					31
0.02	0.075	0.15	0.25	0.35	0.5	0.7	0.9	32
1.165	1.495	1.83	2.25	2.75	3.5	4.5	5.75	33
7.25	9.0							34
1.440E17	7.413E16	7.558E14	1.059E16	5.478E17	2.434E16	5.493E16	2.320E14	35
3.799E15	4.118E10	1.112E15	0.0000	0.0000	9.771E11	0.0	0.0	36
0.0000	0.0000							37
0.02	0.05	0.10	0.20	0.30	0.40	0.60	0.80	38
1.00	1.33	1.66	2.00	2.50	3.0	4.0	5.0	39
6.50	8.00	10.0						40
1.928E-7	3.694E-8	4.250E-8	9.806E-8	1.581E-7	2.164E-7	3.250E-7	4.222E-7	41
5.111E-7	6.358E-7	7.507E-7	8.583E-7	9.944E-7	1.131E-6	1.369E-6	1.594E-6	42
1.917E-6	2.233E-6	2.653E-6						43
1.000E-6	3.000E-1	2.0						44
0.0	0.0	0.0						45
50.E+2	0.0	-890.						46
100.E+2	0.0	-890.						47
170.E+2	0.0	-890.						48
200.E+2	0.0	-890.						49
300.E+2	0.0	-890.						50
								51
*END								52

G33-GP2 の出力の一部

G33-GP2 JMTR SKYSHINE (OSF-1) SOUTEI-JIKO

3 X= 1.7000E+04 Y= 0.0000E+00 Z= -8.9000E+02
 SOURCE X= 0.0000E+00 Y= 0.0000E+00 Z= 0.0000E+00

GROUP	ENERGY	SOURCE	MIN DIRECT	MAX DIRECT	MIN SCATTR	MAX SCATTR	MIND+MAXSC	GROUP
1	2.0000E-02	1.4400E+17	0.0000E+00	0.0000E+00	9.5643E-09	2.5325E-08	2.5325E-08	1
2	7.5000E-02	7.4130E+16	6.8035E-12	1.5480E-08	2.9192E-03	7.4417E-02	7.4417E-02	2
3	1.5000E-01	7.5580E+14	1.2122E-09	1.1470E-06	7.7270E-05	1.4734E-03	1.4734E-03	3
4	2.5000E-01	1.0590E+16	5.9837E-07	1.9117E-04	2.3313E-03	2.9030E-02	2.9030E-02	4
5	3.5000E-01	5.4780E+17	2.2977E-04	3.2034E-02	1.8445E-01	1.7475E+00	1.7475E+00	5
6	5.0000E-01	2.4340E+16	7.1640E-05	4.5248E-03	1.1865E-02	8.7601E-02	8.7673E-02	6
7	7.0000E-01	5.4930E+16	8.7941E-04	2.8227E-02	3.4953E-02	2.1295E-01	2.1383E-01	7
8	9.0000E-01	2.3200E+14	1.1987E-05	2.4452E-04	1.7116E-04	9.2521E-04	9.3720E-04	8
9	1.1650E+00	3.7990E+15	6.0438E-04	8.0253E-03	3.1246E-03	1.5222E-02	1.5826E-02	9
10	1.4950E+00	4.1180E+10	1.7675E-08	1.6367E-07	3.6087E-08	1.6161E-07	1.7929E-07	10
11	1.8300E+00	1.1120E+15	9.9564E-04	7.1187E-03	9.9702E-04	4.2143E-03	5.2099E-03	11
12	2.2500E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	12
13	2.7500E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	13
14	3.5000E+00	9.7710E+11	6.0113E-06	2.2364E-05	8.0616E-07	2.9757E-06	8.9870E-06	14
15	4.5000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	15
16	5.7500E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	16
17	7.2500E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	17
18	9.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	18
TOTAL (EXPOSURE MR, MUCY/HR)			2.7995E-03	8.0389E-02	2.4089E-01	2.1733E+00	2.1761E+00	

mR

$$2.1733\text{mR} \times 8.73\text{mGy/R} \times 1\text{Sv/Gy} = 1.90 \times 10^{-2}\text{mSv}$$