

JAERI-Tech
97-058



JRR-3シリサイド燃料炉心の線量評価

1997年11月

木名瀬政美・橘 晴夫

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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒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公済会資料センター（〒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 Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)高野高速印刷

JRR-3 シリサイド燃料炉心の線量評価

日本原子力研究所東海研究所研究炉部

木名瀬政美・橘 晴夫⁺

(1997年10月8日受理)

JRR-3は、約20%濃縮板状燃料を使用した軽水減速・冷却のスイミングプール型研究炉であり、熱出力は20MWである。JRR-3では、現在、シリサイド燃料炉心計画が進められており、燃料として現在のウランアルミニウム (UAl_x-Al) 分散型燃料 (アルミナイド燃料) に代わり、ウランシリコンアルミニウム (U_3Si_2-Al) 分散型燃料 (シリサイド燃料) を使用する予定である。

本報告書は、JRR-3のシリサイド燃料炉心計画の一環として実施した周辺公衆の線量評価 (安全設計評価及び立地評価) について述べたものである。

評価に際しては、評価結果が厳しくなるように種々の評価条件を設定した。

その結果、線量評価に関する安全性及び立地条件の適否を判断する基準を十分満足することを確認した。

Dose Evaluation for JRR-3 Silicide Fuel Core

Masami KINASE and Haruo TACHIBANA⁺

Department of Research Reactor
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 8, 1997)

JRR-3 is a light water moderated and cooled swimming pool type research reactor using approximately 20% enriched uranium plate-type fuels. Its thermal power is 20MW. The core conversion program from uranium-aluminum (UAl_x-Al) dispersion type fuel (aluminide fuel) to uranium-silicon-aluminum (U_3Si_2-Al) dispersion type fuel (silicide fuel) is currently conducted at the JRR-3.

This report describes dose evaluation against the public (safety design evaluation and siting evaluation) which have been carried out as a part of the JRR-3 silicide fuel core conversion program.

The evaluation conditions are selected to predict intentionally pessimistic results.

The results meet the safety criteria for safety design evaluation and siting evaluation.

Keywords : JRR-3, Silicide Fuel, Safety Design Evaluation, Siting Evaluation, Research Reactor

⁺ Department of Health Physics.

目 次

1. はじめに	1
2. JRR-3の概要	2
3. 評価事象	2
3.1 JRR-3シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象	2
3.2 線量評価の評価事象	3
3.3 炉心流路閉塞事故	4
3.4 使用済燃料の機械的破損	4
3.5 重水漏えい事故	5
3.6 重大事故・仮想事故	5
3.7 判断基準	5
4. 核分裂生成物の炉内蓄積量	6
4.1 評価核種	7
4.2 炉内蓄積量	7
5. 炉心流路閉塞事故	8
5.1 放出経路及び放出条件	8
5.2 大気中に放出されるFP量	8
6. 使用済燃料の機械的破損	11
6.1 放出経路及び放出条件	11
6.2 大気中に放出されるFP量	11
7. 重水漏えい事故	13
7.1 放出経路及び放出条件	13
7.2 大気中に放出されるトリチウム量	13
8. 重大事故・仮想事故	14
8.1 大気中に放出されるFP量	14
8.2 原子炉建家内に浮遊するFP量	14
9. 相対濃度・相対線量	16
9.1 実効放出継続時間	16
9.2 相対濃度・相対線量	17
10. 線量評価	18
10.1 線量評価方法	18
10.2 線量評価式	19
10.3 線量評価結果	23
11. おわりに	25
謝 辞	25

参考文献	26
付録A 炉内蓄積量の計算方法について	81
付録B 評価事象のうち「実験設備、実験物等の著しい破損」を除いた理由について.....	82
付録C 重水冷却材中のトリチウム濃度について	84
付録D ヘリウムガス漏えい事故について	86
付録E 炉心流路閉塞事故、重大事故及び仮想事故解析における 評価期間30日の妥当性について	87
付録F 重水漏えい事故の評価を成人の実効線量当量にした理由について	88
付録G JRR-3シリサイド燃料とアルミナイド燃料の 安全設計評価及び立地評価に対する評価結果の比較	89

Contents

1. Introduction	1
2. General Description of JRR-3	2
3. Evaluation Events	2
3.1 Evaluation Events for Accident Condition of JRR-3 Silicide Fuel Core	2
3.2 Evaluation Events for Dose Evaluation	3
3.3 Flow Channel Blockage Accident	4
3.4 Mechanical Failure of Spent Fuel	4
3.5 Leakage of Heavy Water Accident	5
3.6 Major Accident and Hypothetical Accident	5
3.7 Safety Criteria	5
4. Core Inventory of FP	6
4.1 Radionuclides for Evaluation	7
4.2 Core Inventory	7
5. Flow Channel Blockage Accident	8
5.1 Release Path and Release Conditions	8
5.2 Amount of Released FP to Atmosphere	8
6. Mechanical Failure of Spent Fuel	11
6.1 Release Path and Release Conditions	11
6.2 Amount of Released FP to Atmosphere	11
7. Leakage of Heavy Water Accident	13
7.1 Release Path and Release Conditions	13
7.2 Amount of Released FP to Atmosphere	13
8. Major Accident and Hypothetical Accident	14
8.1 Amount of Released FP to Atmosphere	14
8.2 Amount of Released FP in Reactor Building	14
9. Diffusion Factor for Radiation Dose and Diffusion Factor for Air Radioactive Concentration ...	16
9.1 Effective Release Continuous Time	16
9.2 Diffusion Factor for Radiation Dose and Diffusion Factor for Air Radioactive Concentration	17
10. Dose Evaluation	18
10.1 Method of Dose Evaluation	18
10.2 Equations of Dose Evaluation	19
10.3 Results of Dose Evaluation.....	23
11. Conclusion.....	25
Acknowledgement	25

Reference	26
Appendix A Calculation Method of Core Inventory	81
Appendix B Reason for Omitting "Extreme Failure of Experimental Facilities and Experiments" for Safety Design Evaluation	82
Appendix C ^3H Density in Heavy Water Coolant	84
Appendix D Leakage of Helium Gas Accident	86
Appendix E Validity of Evaluation Term of 30 days for Flow Channel Blockage Accident, Major Accident and Hypothetical Accident	87
Appendix F Reason for Evaluating Adult Effective Dose Equivalent for Leakage of Heavy Water Accident	88
Appendix G Comparison of Results for Safety Design Evaluation and Siting Evaluation between JRR-3 Silicide Core and JRR-3 Aluminide Core	89

1. はじめに

現在 JRR-3 は、約 20%濃縮のウランアルミニウム(UAl_x-Al)分散型燃料要素（以降、「アルミナイド燃料」という）を使用する、軽水減速・冷却のスイミングプール型研究炉で、最高熱出力 20MW で運転している。本原子炉は、1990 年 3 月に初臨界到達、その年の 11 月より共同利用運転を開始した。その後、26 日の連続運転からなる運転サイクルを年間 7 または 8 サイクル実施し、これまでの累積運転出力は約 500,000MWH となっている。この運転方式が高稼働率であるとともに、燃料交換方式が 5 バッチ分散方式を取っていることから、燃料消費が比較的多く、従って使用済燃料の発生も多い。一方、国内外の試験・研究用原子炉で使用されている燃料要素は、近年アルミナイド燃料から、よりウラン密度を高めたウランシリコンアルミニウム(U_3Si_2-Al)分散型燃料要素（以降、「シリサイド燃料」という）への変更が進められており、今後もアルミナイド燃料を継続して使用する場合、将来において燃料の安定供給や製作コスト等に問題が生じる可能性がでてきた。このため JRR-3 では、アルミナイド燃料から約 20%濃縮のシリサイド燃料に変更し、燃料の安定供給の確保と使用済燃料の発生量低減化を図ることとした。

JRR-3 の変更内容は、現在の中性子束及び熱出力を維持しつつ、燃料要素を 20%濃縮のアルミナイド燃料から 20%濃縮のシリサイド燃料へ変更し、燃料要素平均の最高燃焼度を 50%から 60%へ変更するものである。Table 1.1 に JRR-3 アルミナイド燃料の主な仕様を Table 1.2 にシリサイド燃料の主な仕様を示す。また、Fig.1.1 に JRR-3 シリサイド燃料の標準型燃料要素を Fig.1.2 に JRR-3 シリサイド燃料のフォロワ型燃料要素をそれぞれ示す。JRR-3 シリサイド燃料の特徴は、高燃焼度化を図るため、アルミナイド燃料に比べウラン密度が高いこと、初期の過剰反応度を抑えるために可燃性毒物としてカドミウムワイヤを側板に埋め込んでいることである。

本報告書は、JRR-3 シリサイド燃料炉心計画による JRR-3 の安全性の確認及び立地条件の適否を判断するために実施した周辺公衆の線量評価について述べたものである。線量評価は、事故時における安全設計評価と重大事故・仮想事故における立地評価について実施した。「水冷却型試験研究用原子炉に関する審査指針」⁽¹⁾（以降、「研究炉安全評価指針」という）に基づきこれらの評価値は、安全設計評価に対して実効線量当量、立地評価に対して甲状腺の組織線量当量及び外部全身被ばく線量とした。なお、研究炉安全評価指針に基づき JRR-3 で想定される事故として、Table 1.3 に示す事象を選定した。このうち線量評価すべき安全設計評価事象は、他の事象を十分包含しているという理由から以下の 3 事象を選定した。

- ① 炉心流路閉塞事故
- ② 使用済燃料の機械的破損
- ③ 重水漏えい事故

立地評価の事象としては、事故時における核分裂生成物（以降、「FP」という）の放出量及び事故の拡大性という観点から炉心流路閉塞事故を選定した。

2. JRR-3 の概要

JRR-3 は、最高熱出力 20MW の軽水減速・冷却、ベリリウム及び重水反射体付きスイミングプール型研究炉である。原子炉プールの上部には厚さ 25cm の鉄からできている上部遮へい体が設置されている。炉心は標準型燃料要素 26 体、ハフニウム制御棒 6 体（フォロワ型燃料要素付）、照射筒要素 5 体及びベリリウム反射体 12 体からなり、約 60cm ϕ x 75cm の円筒形状である。Fig.2.1 に JRR-3 炉心の燃料要素、反射体、制御棒等の配置図を示す。

冷却系は、一次冷却系、二次冷却系及び重水冷却系を有し、運転中の流量はそれぞれ、約 2,400m³/h、約 3,200m³/h 及び約 70m³/h である。なお、一次冷却系は炉心で生成される放射性物質の放出抑制のために、炉心の上部から下部に冷却材が流れるダウンフローである。Fig.2.2 に JRR-3 冷却系概略図を示す。

原子炉建家は、高さ約 27m、内径約 32m、外壁厚約 40cm からなる地上部と高さ約 8m、外壁厚約 70cm からなる地下部に分けられ、鉄筋コンクリート造りの円筒形建物である。地下部は、一次冷却系設備、重水冷却系設備、事故時に大気中へ放出される FP を低減する非常用排気設備等が設置されており、一次冷却系設備が設置されている区画（一次区画）と重水冷却系設備が設置されている区画（重水区画）は、原子炉運転中高線量率になるために遮へい扉で区域分けされている。地上部はほぼ中央に内径約 4.5m、高さ約 8.5m（一階床面から約 7.5m、水深約 8m）の鍵穴型形状の原子炉プールが設置されており、その隣に縦約 3m、横約 3.3m、高さ約 7.5m（水深約 7m）のカナル及び縦約 4.5m、横約 3m、高さ約 7.5m（水深約 7m）の使用済燃料プールが設置されている。屋根は、ドームを形成しており厚さ約 4.5mm の鋼板が張られている。また、原子炉建家の隣に高さ約 40m の排気筒が設置され、通常時及び事故時を通じて原子炉施設から発生する気体状の放射性物質を大気中に放出拡散するようになっている。Fig.2.3 に原子炉建家概略図を示す。

3. 評価事象

3.1 JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象

JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象は、研究炉安全評価指針に基づき、指針中で「評価すべき具体的事象」として示される下記(1)～(4)に対して、Table 1.3 に示すように選定した。発生要因の類似した事象で、これらの事象に包含される事象も Table 1.3 に示すとおりである。

立地評価の事象としては、事故時における核分裂生成物（以降、「FP」という）の放出量及び事故の拡大性という観点から炉心流路閉塞事故を選定した。

2. JRR-3 の概要

JRR-3 は、最高熱出力 20MW の軽水減速・冷却、ベリリウム及び重水反射体付きスイミングプール型研究炉である。原子炉プールの上部には厚さ 25cm の鉄からできている上部遮へい体が設置されている。炉心は標準型燃料要素 26 体、ハフニウム制御棒 6 体（フォロワ型燃料要素付）、照射筒要素 5 体及びベリリウム反射体 12 体からなり、約 60cm φ x 75cm の円筒形状である。Fig.2.1 に JRR-3 炉心の燃料要素、反射体、制御棒等の配置図を示す。

冷却系は、一次冷却系、二次冷却系及び重水冷却系を有し、運転中の流量はそれぞれ、約 2,400m³/h、約 3,200m³/h 及び約 70m³/h である。なお、一次冷却系は炉心で生成される放射性物質の放出抑制のために、炉心の上部から下部に冷却材が流れるダウンフローである。Fig.2.2 に JRR-3 冷却系概略図を示す。

原子炉建家は、高さ約 27m、内径約 32m、外壁厚約 40cm からなる地上部と高さ約 8m、外壁厚約 70cm からなる地下部に分けられ、鉄筋コンクリート造りの円筒形建物である。地下部は、一次冷却系設備、重水冷却系設備、事故時に大気中へ放出される FP を低減する非常用排気設備等が設置されており、一次冷却系設備が設置されている区画（一次区画）と重水冷却系設備が設置されている区画（重水区画）は、原子炉運転中高線量率になるために遮へい扉で区域分けされている。地上部はほぼ中央に内径約 4.5m、高さ約 8.5m（一階床面から約 7.5m、水深約 8m）の鍵穴型形状の原子炉プールが設置されており、その隣に縦約 3m、横約 3.3m、高さ約 7.5m（水深約 7m）のカナル及び縦約 4.5m、横約 3m、高さ約 7.5m（水深約 7m）の使用済燃料プールが設置されている。屋根は、ドームを形成しており厚さ約 4.5mm の鋼板が張られている。また、原子炉建家の隣に高さ約 40m の排気筒が設置され、通常時及び事故時を通じて原子炉施設から発生する気体状の放射性物質を大気中に放出拡散するようになっている。Fig.2.3 に原子炉建家概略図を示す。

3. 評価事象

3.1 JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象

JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象は、研究炉安全評価指針に基づき、指針中で「評価すべき具体的事象」として示される下記(1)～(4)に対して、Table 1.3 に示すように選定した。発生要因の類似した事象で、これらの事象に包含される事象も Table 1.3 に示すとおりである。

立地評価の事象としては、事故時における核分裂生成物（以降、「FP」という）の放出量及び事故の拡大性という観点から炉心流路閉塞事故を選定した。

2. JRR-3 の概要

JRR-3 は、最高熱出力 20MW の軽水減速・冷却、ベリリウム及び重水反射体付きスイミングプール型研究炉である。原子炉プールの上部には厚さ 25cm の鉄からできている上部遮へい体が設置されている。炉心は標準型燃料要素 26 体、ハフニウム制御棒 6 体（フォロワ型燃料要素付）、照射筒要素 5 体及びベリリウム反射体 12 体からなり、約 60cm ϕ x 75cm の円筒形状である。Fig.2.1 に JRR-3 炉心の燃料要素、反射体、制御棒等の配置図を示す。

冷却系は、一次冷却系、二次冷却系及び重水冷却系を有し、運転中の流量はそれぞれ、約 2,400 m^3/h 、約 3,200 m^3/h 及び約 70 m^3/h である。なお、一次冷却系は炉心で生成される放射性物質の放出抑制のために、炉心の上部から下部に冷却材が流れるダウンフローである。Fig.2.2 に JRR-3 冷却系概略図を示す。

原子炉建家は、高さ約 27m、内径約 32m、外壁厚約 40cm からなる地上部と高さ約 8m、外壁厚約 70cm からなる地下部に分けられ、鉄筋コンクリート造りの円筒形建物である。地下部は、一次冷却系設備、重水冷却系設備、事故時に大気中へ放出される FP を低減する非常用排気設備等が設置されており、一次冷却系設備が設置されている区画（一次区画）と重水冷却系設備が設置されている区画（重水区画）は、原子炉運転中高線量率になるために遮へい扉で区域分けされている。地上部はほぼ中央に内径約 4.5m、高さ約 8.5m（一階床面から約 7.5m、水深約 8m）の鍵穴型形状の原子炉プールが設置されており、その隣に縦約 3m、横約 3.3m、高さ約 7.5m（水深約 7m）のカナル及び縦約 4.5m、横約 3m、高さ約 7.5m（水深約 7m）の使用済燃料プールが設置されている。屋根は、ドームを形成しており厚さ約 4.5mm の鋼板が張られている。また、原子炉建家の隣に高さ約 40m の排気筒が設置され、通常時及び事故時を通じて原子炉施設から発生する気体状の放射性物質を大気中に放出拡散するようになっている。Fig.2.3 に原子炉建家概略図を示す。

3. 評価事象

3.1 JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象

JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象は、研究炉安全評価指針に基づき、指針中で「評価すべき具体的事象」として示される下記(1)~(4)に対して、Table 1.3 に示すように選定した。発生要因の類似した事象で、これらの事象に包含される事象も Table 1.3 に示すとおりである。

- ① 「(1)反応度の異常な投入」としては該当する事象はない。これは、JRR-3 原子炉施設では、原子炉運転中に燃料装荷作業を行わないとともに、燃料装荷に当たっては誤装荷の無いように定められた手順に従い装荷を行うことから、これら一連の防止対策との関連において「燃料落下又は燃料誤装荷」を評価対象から除外した。また、炉心内にループ実験設備を持たないことから、「実験設備等の損傷による反応度の異常な付加」を評価対象から除外した。
- ② 「(2)原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材ポンプの軸固着」としては、一次冷却材主ポンプ及び二次冷却材ポンプの軸固着事故を評価対象としてそれぞれ選定した。
- ③ 「(3)環境への放射性物質の異常な放出」のうち、「使用済燃料の機械的破損」の選定事象に関連して「使用済燃料の機械的破損」を、「反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料等の破損」の選定事象に関連して「炉心流路閉塞事故」を評価事象として選定した。また、「実験設備、実験物等の著しい破損等(実験設備を有する原子炉)」が評価対象から除外した理由は、本事象が「炉心流路閉塞事故」を上回るような事象が想定されないためである。
- ④ 「(4)その他原子炉の設計により必要と認められた事象」のうち「放射性廃棄物処理施設の損傷」としては該当する事象はない。これは、JRR-3 原子炉施設では放射性気体廃棄物を貯蔵する設備を持たないこと、また、放射性液体廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止できるように排水ピットを設けたコンクリート構造の地下室に廃液貯槽が設置されていることから、施設の特徴及び一連の防止対策との関連において評価対象から除外した。さらに、「重水漏えい事故」事象を選定したのは、JRR-3 が重水反射体付の原子炉であることを考慮したものである。

以上のように、JRR-3 原子炉施設の炉型、熱出力、燃料形式等を考慮してそれぞれ評価すべき事象を選定した。

3.2 線量評価の評価事象

JRR-3 シリサイド燃料炉心化に伴って、周辺公衆に対して線量評価すべき安全設計評価事象は、3.1 JRR-3 シリサイド燃料炉心の事故としての評価事象に示した事象のうち、下記の3事象に集約できる。炉心流路閉塞事故を選定した理由は、JRR-3 シリサイド燃料炉心化の安全性確認評価の一環として実施された熱水力解析において最小 DNBR が 1.24⁽²⁾ となり、研究炉安全審査指針に定められている燃料板被覆損傷の防止基準である最小 DNBR 1.5 を下回っていることから燃料要素が損傷する可能性があるためである。使用済燃料の機械的破損を選択した理由は、燃料要素から放出される FP 量に関しては炉心流路閉塞事故に包含されるが、この事象の発生が原子炉停止中であるので、自動的に非常用排気設

備が起動しないということから、非常用排気設備による FP の低減効果を考慮しないためである。重水漏えい事故を選定した理由は、重水反射体中で (n, γ) 反応によりトリチウムが生成されるため、何らかの原因により重水冷却系配管あるいは機器類が損傷して重水が漏えいし、その結果、重水中のトリチウムが大気中に放散される可能性があるためである。

JRR-3 シリサイド燃料炉心の線量評価のために選定した安全設計評価事象

- ① 炉心流路閉塞事故
- ② 使用済燃料の機械的破損
- ③ 重水漏えい事故

立地評価事象としては、事故時における FP の放出量及び事故の拡大性という観点から炉心流路閉塞事故を選定した。

3.3 炉心流路閉塞事故

炉心流路閉塞事故は、本原子炉の定格出力運転中に炉心内に混入した異物が燃料要素内 1 流路を完全閉塞し、流路を構成する 2 枚の燃料板（全炉心の約 0.4%）が冷却不足により損傷して、その燃料板内部の全 FP が一次冷却材中への放出に寄与することを想定した。本原子炉は、燃料板約 2 枚中の FP が一次冷却材中に放出されると燃料事故モニタにより、原子炉を自動停止し、更に、通常換気系が自動停止し、給気口及び排気口の原子炉建家隔離弁が閉鎖し、非常用排気設備が自動起動する設備を有している。評価では、一次冷却材に含まれた FP が一次冷却系を循環し、原子炉建家の空気中に移行した後、非常用排気設備を経て事故発生から 30 日まで大気中に放出されると想定した。この大気中に放出された FP による周辺公衆の実効線量当量の評価を実施した。

3.4 使用済燃料の機械的破損

この事故は、本原子炉停止中に冷却日数 2 日の使用済燃料要素を炉心から取り出す際に、何らかの原因で燃料板 1 枚の片面が破損して、燃料板 1 枚に内蔵する FP の 5% が原子炉プール、カナル又は使用済燃料プールの中へ放出され、この FP が原子炉建家内の空気中に移行し、通常換気設備から大気中へ瞬時に放出されると想定した。この大気中に放出された FP による周辺公衆の実効線量当量の評価を実施した。

3.5 重水漏えい事故

この事故は、何らかの原因で重水冷却系の配管あるいは機器類が破損して重水が漏えいし、その結果、重水中のトリチウムが通常換気系を経て大気中に放出されると想定した。この大気中に放出されたトリチウムによる周辺公衆の実効線量当量の評価を実施した。

3.6 重大事故・仮想事故

立地評価の重大事故としては、評価すべき事象として事故の中から放射性物質の放出量の拡大の可能性がある炉心流路閉塞事故を選定し、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量として燃料要素1体（全炉心の約4%）に含まれるFPが放出に寄与するものと想定した。仮想事故においては、重大事故として取り上げた炉心流路閉塞事故について、より多くの放射性物質の放出量として、炉心に含まれる全FPが放出に寄与するものと想定した。重大事故・仮想事故では、敷地境界外における外部全身被ばく線量及び甲状腺に対する組織線量を評価した。また、参考としてβ線による皮膚への外部被ばく線量を評価した。更に、仮想事故では、原子炉敷地が人口密集地帯からの離隔のめやすを得るために、全身線量の人口積算値を評価した。なお、上記の外部全身被ばく線量は、大気中に放出されたFPによる被ばく線量と原子炉建家内に浮遊するFPによる被ばく線量の合算値である。

3.7 判断基準

(1) 安全設計評価

事故時においてFPの放散を伴う可能性のある研究炉施設に対する事故解析の判断基準は、研究炉安全評価指針により「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」と定めている。

「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のように定めている。つまり、「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1mSv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1mSvを超えないかぎり、年間5mSv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当り5mSvを超えなければ、「リスク」は小さい。と判断できる」と定めており、安全設計評価に対する判断基準は実効線量当量で5mSv以下とする。

(2) 立地評価

立地評価に対する判断基準は研究炉安全評価指針に「原子炉立地審査指針」⁽³⁾を適用すると定めている。原子炉立地審査指針の基本的目標は次の三つである。

- (a) 重大事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

- (b) 仮想事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。
 (c) 仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと。

立地条件の適否を判断する際には、上記の基本的目標を達成するため、少なくとも次の三条件が満たされていることを確認しなければならない。

- ① 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。(重大事故の場合)
 ② 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。(仮想事故の場合)
 ③ 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。(仮想事故の場合)
 これらに対する判断のめやすとして、次の線量を用いることが定められている。

- ①でいう「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

甲状腺(小児): 1.5Sv 以下
 全身: 0.25Sv 以下

- ②でいう「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

甲状腺(成人): 3Sv 以下
 全身: 0.25Sv 以下

- ③でいう「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

集団線量(人口積算値): 2万人 Sv 以下

4. 核分裂生成物の炉内蓄積量

重水漏えい事故以外の評価事象は、大気中に放出される FP による線量評価を行い、更に、重大事故・仮想事故については、原子炉建家内に浮遊する FP による線量評価についても行った。これらの評価は、原子炉の運転に伴い、炉内で蓄積される核分裂生成物(以降、「炉内蓄積量」という)に依存するため、本章では、炉内蓄積量の計算について記す。なお、大気中に放出される FP による線量評価と原子炉建家内に浮遊する FP による線量評価を行う際に対象とする放射性核種(以降、「評価核種」という)が異なるので、それぞれの炉内蓄積量の計算について記す。解析のフロー図を Fig.4.1 及び Fig.4.2 に示す。

4.1 評価核種

(1) 大気中に放出される核種

評価核種は、公衆に与える放射線の影響が大きいもの、つまり、大気中に移行し易く、かつフィルタを透過し易く大気中に放出される可能性が大きいという観点から、原子炉安全基準専門部会報告書「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」⁽⁴⁾に示されてい

- (b) 仮想事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。
 (c) 仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと。

立地条件の適否を判断する際には、上記の基本的目標を達成するため、少なくとも次の三条件が満たされていることを確認しなければならない。

- ① 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。(重大事故の場合)
 ② 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。(仮想事故の場合)
 ③ 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。(仮想事故の場合)
 これらに対する判断のめやすとして、次の線量を用いることが定められている。

①でいう「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

甲状腺(小児): 1.5Sv 以下

全身: 0.25Sv 以下

②でいう「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

甲状腺(成人): 3Sv 以下

全身: 0.25Sv 以下

③でいう「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

集団線量(人口積算値): 2万人 Sv 以下

4. 核分裂生成物の炉内蓄積量

重水漏えい事故以外の評価事象は、大気中に放出される FP による線量評価を行い、更に、重大事故・仮想事故については、原子炉建家内に浮遊する FP による線量評価についても行った。これらの評価は、原子炉の運転に伴い、炉内で蓄積される核分裂生成物(以降、「炉内蓄積量」という)に依存するため、本章では、炉内蓄積量の計算について記す。なお、大気中に放出される FP による線量評価と原子炉建家内に浮遊する FP による線量評価を行う際に対象とする放射性核種(以降、「評価核種」という)が異なるので、それぞれの炉内蓄積量の計算について記す。解析のフロー図を Fig.4.1 及び Fig.4.2 に示す。

4.1 評価核種

(1) 大気中に放出される核種

評価核種は、公衆に与える放射線の影響が大きいもの、つまり、大気中に移行し易く、かつフィルタを透過し易く大気中に放出される可能性が大きいという観点から、原子炉安全基準専門部会報告書「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」⁽⁴⁾に示されてい

る核種を参考に、希ガス (Kr, Xe) 及びよう素等 (I, Br) を選定した。この核種を Table 4.1 に示す。

(2) 原子炉建家内に浮遊する核種

燃料から放出された FP のうち原子炉建家内に浮遊する FP が、直接線量及びスカイシャイン線量の放射線源となる。その放射線源の評価核種は、基本的に全ての核種を対象とした。ただし、炉内蓄積量がゼロであるもの及び光子を直接放出しないものについては対象から外した。

4.2 炉内蓄積量

(1) 計算条件

事故発生時の炉内蓄積量は、十分に保守的な評価となるよう、事故発生直前まで原子炉を定格熱出力の 20MW で燃料要素平均の最高燃焼度が 60%相当になる 285 日まで連続運転されたものとして、次式⁽⁵⁾により求めた。なお、285 日の算出については、燃焼計算コード ORIGEN-JR⁽⁶⁾を用いた。

$$A_i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

ここで、

A_i : 核種 i の炉内蓄積量(Bq)

P_0 : 原子炉熱出力(MW)

Y_i : 核種 i の核分裂収率⁽⁷⁾(-)

λ_i : 核種 i の崩壊定数(s^{-1})

T_0 : 原子炉の運転時間(s)

[式の導出]

核分裂により生成する FP 量は、次式で表される。

$$N_i (\text{個}) = [\text{核分裂率} (fission / s)] \times \frac{[\text{核分裂収率} (-)]}{[\text{崩壊定数} (s^{-1})]} (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

放射エネルギーで表すと

$$A_i = \lambda_i N_i = [\text{核分裂率} (fission / s)] \times [\text{核分裂収率} (-)] \times (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

ここで、

$$\begin{aligned} [\text{核分裂率} (fission / s)] &= P_0 (MW) \times \frac{10^6 (Joule / (MW \cdot s))}{E_R (MeV / fission)} \times \frac{1}{1.60210 \times 10^{-13} (Joule / MeV)} \\ &= \frac{10^{19}}{1.60210} \cdot \frac{P_0}{E_R} \end{aligned}$$

核分裂あたり発生する熱量 E_R は、Table 4.2⁽⁸⁾に示す $^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})$ 反応一回あたりの発生エネルギーの合計値から、周囲の物質とは何の作用もせず原子炉を通り抜け、原子炉内での発熱に寄与しない中性微子に関するエネルギーを除いた 195MeV/fission を用いた。

よって、

$$A_i = \frac{10^{19}}{1.60210} \cdot \frac{P_0}{195} \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i T_0}) = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

(2) 計算結果

大気中に放出される FP に対する炉内蓄積量の計算結果を Table 4.3 に、原子炉建家内に浮遊する FP に対する炉内蓄積量の計算結果を Table 4.4 にそれぞれ示す。

5. 炉心流路閉塞事故

5.1 放出経路及び放出条件

燃料板 2 枚に含まれている FP は一次冷却材に放出され、その後 ^{16}N 減衰タンク、一次冷却材熱交換器等を経て再び原子炉プールに戻る。その間に、 ^{16}N 減衰タンク入口前の一次冷却系配管近傍に設置されている燃料事故モニタにより、原子炉は自動停止し、更に、給気口及び排気口の原子炉建家隔離弁が閉鎖し、換気系が通常換気系から非常用排気設備に切り替わる。原子炉プールに戻った FP は、上部遮へい体の隙間から原子炉建家に漏れ出し、原子炉建家地下部に設置されている非常用排気設備を経て排気筒から大気中へ放出される。Table 5.1 に非常用排気設備の主な仕様を Fig.5.1 に非常用排気設備系統図を示す。Table 5.2 に燃料事故モニタの主な仕様を示す。

5.2 大気中に放出される FP 量

(1) 計算条件

計算に用いる主要な条件を以下にまとめる。また、経時変化を Fig.5.2 に示す。

- (a) 燃料損傷の起こる可能性は少ないが、ここでは流路閉塞に接する 2 枚の燃料板（炉心全体の約 0.4%）が破損するものと仮定する。
- (b) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間運転されたものとする。その運転時間は、燃焼度が 60%（定格出力で約 285 日運転に相当）になるまで連続運転とする。
- (c) 燃料板破損の結果、燃料芯材中に含まれる FP のうち、希ガスが 100%、よう素等が 60% 燃料板から放出されるものとする。

上記の希ガスが 100%、よう素等が 60% という数値は研究炉安全評価指針に基づく値であるが、燃焼度・燃料要素温度の上昇とともに放出率は上昇する傾向がある。そのため、JMTR で実施された燃焼度 65%、燃料要素温度 700°C のシリサイド燃料にお

核分裂あたり発生する熱量 E_R は、Table 4.2⁽⁸⁾に示す $^{235}\text{U}(n,f)$ 反応一回あたりの発生エネルギーの合計値から、周囲の物質とは何の作用もせず原子炉を通り抜け、原子炉内での発熱に寄与しない中性微子に関するエネルギーを除いた 195MeV/fission を用いた。

よって、

$$A_i = \frac{10^{19}}{1.60210} \cdot \frac{P_0}{195} \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i t_0}) = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i t_0})$$

(2) 計算結果

大気中に放出される FP に対する炉内蓄積量の計算結果を Table 4.3 に、原子炉建家内に浮遊する FP に対する炉内蓄積量の計算結果を Table 4.4 にそれぞれ示す。

5. 炉心流路閉塞事故

5.1 放出経路及び放出条件

燃料板 2 枚に含まれている FP は一次冷却材に放出され、その後 ^{16}N 減衰タンク、一次冷却材熱交換器等を経て再び原子炉プールに戻る。その間に、 ^{16}N 減衰タンク入口前の一次冷却系配管近傍に設置されている燃料事故モニタにより、原子炉は自動停止し、更に、給気口及び排気口の原子炉建家隔離弁が閉鎖し、換気系が通常換気系から非常用排気設備に切り替わる。原子炉プールに戻った FP は、上部遮へい体の隙間から原子炉建家に漏れ出し、原子炉建家地下部に設置されている非常用排気設備を経て排気筒から大気中へ放出される。Table 5.1 に非常用排気設備の主な仕様を Fig.5.1 に非常用排気設備系統図を示す。Table 5.2 に燃料事故モニタの主な仕様を示す。

5.2 大気中に放出される FP 量

(1) 計算条件

計算に用いる主要な条件を以下にまとめる。また、経時変化を Fig.5.2 に示す。

- (a) 燃料損傷の起こる可能性は少ないが、ここでは流路閉塞に接する 2 枚の燃料板 (炉心全体の約 0.4%) が破損するものと仮定する。
- (b) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間運転されたものとする。その運転時間は、燃焼度が 60% (定格出力で約 285 日運転に相当) になるまで連続運転とする。
- (c) 燃料板破損の結果、燃料芯材中に含まれる FP のうち、希ガスが 100%、よう素等が 60% 燃料板から放出されるものとする。

上記の希ガスが 100%、よう素等が 60% という数値は研究炉安全評価指針に基づく値であるが、燃焼度・燃料要素温度の上昇とともに放出率は上昇する傾向がある。そのため、JMTR で実施された燃焼度 65%、燃料要素温度 700°C のシリサイド燃料にお

る FP の放出率に関する試験⁽⁹⁾を参照し、採用値の安全余裕を確認している。なお、700℃の FP 放出率を参照したのは、被覆材であるアルミニウムの融点が約 660℃⁽¹⁰⁾であるためである。JMTR における FP 放出割合の試験結果の一部を Table 5.3 に示す。

- (d) 研究炉安全評価指針に基づいて、放出されたよう素のうち 10%は有機よう素、残りの 90%は無機よう素の形態をとるものとする。
- (e) 研究炉安全評価指針に基づいて、一次冷却材中から空気への移行率は、無機よう素に対し 1%、臭素、有機よう素及び希ガスについては 100%をとるものとする。
- (f) 燃料板間冷却材流路に放出された FP が一次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ戻るまでの時間を 100sec とする。また、この時間内に非常用排気設備に切り替わっているものとする。

上記の 100sec という数値は、JRR-3 の一次冷却材総量(240m³)から原子炉プール保有水量(172m³)を差し引いた値(約 67m³)。内訳は、一次冷却材熱交換器保有水量が約 21m³、¹⁶N 減衰タンク保有水量が約 30m³、配管保有水量が約 17m³である)を運転中における一次冷却材流量(2,400m³/h)で除すことにより求めた。

- (g) 評価期間中(30day)の FP の放射能崩壊を考慮する。
- (h) 一次冷却材に放出された FP は、一次冷却材とともに一次冷却系ループを循環した後、原子炉プール水から原子炉建家内に放出されるものとする。
- (i) 研究炉安全評価指針に基づいて、原子炉建家内に放出されたよう素のうち、無機よう素については 50%が原子炉建家や同建家内の機器等に付着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (j) 燃料事故モニタにより事故発生後約 20sec に燃料破損を検出し、自動的に原子炉を停止する。更に、通常換気系が自動的に停止し、給気口及び排気口の原子炉建家隔離弁が閉鎖するとともに、非常用排気設備が作動し、事故発生後約 80sec に非常用排気設備の性能が確立する。この場合、原子炉建家内の負圧(約 20mm 水柱)を維持するため 10%/日に相当する排気流量(約 90m³/h) で原子炉建家内の空気を放出するものとする。なお、非常用排気設備は、単一故障を考慮しても排気流量が変化しないようになっている。

実際には、燃料事故モニタが事故を検出する時間は、事故発生から約 6sec である。

- (k) 非常用排気設備のよう素除去フィルタの除去効率、設計値に余裕をもった値としてよう素等に対して 95%を使用した。また、希ガスについてはその効果がないものとした。

実際には、設計値より更に過酷な試験状態(温度約 100℃、相対湿度約 84%)で、約 97%以上の除去効率を有することを確認している。

(2) 計算方法

炉内蓄積量、燃料破損割合（炉心流路閉塞事故の場合：0.4%）及び上記の計算条件を考慮して、大気中への FP 放出量を核種ごとに以下の方法で求める。なお、大気中への FP の放出過程を Fig.5.3 に示す。

一次冷却材中に放出された FP のうち、時刻 t (30 日) までに原子炉建家から大気中へ放出される量は、次式で求めた。

$$Q_i = K \cdot A_i \cdot W \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot L \cdot (1 - E_f) \frac{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)}{\beta_i}$$

ここで、

Q_i : 時刻 t (=30 日)までに原子炉建家から、大気中に放出される核種 i の総放出量(Bq)

K : 燃料から放出された FP が、原子炉建家からの放出に寄与する割合で、次式で表す。

$$K = F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \quad (\text{Table 5.4 参照})$$

F_f : 燃料から一次冷却材中への放出割合

F_g : 有機よう素と無機よう素の割合

F_L : 一次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合

F_p : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合

A_i : 核種 i の炉内蓄積量(Bq)

W : 燃料破損割合

λ_i : 核種 i の崩壊定数(s^{-1})

T : 一次冷却材中へ放出された核分裂生成物が一次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ至るまでの時間(=100s)

E_f : 非常用排気設備のよう素除去フィルタの効率

よう素 : 0.95

希ガス : 0

β_i : 核種 i の原子炉建家における低減効果。次式で表す。

$$\beta_i = L + \lambda_i \text{ (s}^{-1}\text{)}$$

$$L = R/V$$

R : 原子炉建家の排気量(=90 m^3/h)

V : 原子炉建家の排気有効体積(=20,000 m^3)

[式の導出]

原子炉建家内に放出される核種 i の初期量 $Q_n(0)$:

$$Q_n(0) = A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T)$$

原子炉建家内の核種 i の量 Q_n の時間変化 :

$$\frac{dQ_n}{dt} = -\lambda_i Q_n - LQ_n = -\beta_i Q_n$$

これを解くと

$$Q_n = Q_n(0) \cdot \exp(-\beta_i \cdot t') = A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot \exp(-\beta_i \cdot t')$$

原子炉建家から大気中への核種 i の放出率 R_i :

$$R_i = F_p \cdot (1 - E_f) \cdot L \cdot Q_n$$

よって、事故発生後の時間 t における核種 i の大気中への放出量 Q_i は、放出率 R_i を t ま
で積分したもので、次式になる。

$$Q_i = K \cdot A_i \cdot W \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot L \cdot (1 - E_f) \frac{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)}{\beta_i}$$

(3) 計算結果

炉心流路閉塞事故時に大気中に放出される FP 量を Table 5.5 に示す。

6. 使用済燃料の機械的破損

6.1 放出経路及び放出条件

燃料板 1 枚に含まれる FP の 5% が原子炉プール、カナル又は使用済燃料プールの水中に
放出され、その後、瞬時に FP が水中から原子炉建家内の空気中に移行し、通常換気系を
経て排気筒から大気中に放出されるものとする。

6.2 大気中に放出される FP 量

(1) 計算条件

計算に用いる主要な条件を以下にまとめる。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間運転されたものとする。その運転時間
は、燃焼度が 60% (定格出力で約 285 日運転に相当) になるまで連続運転されていた
ものとし、原子炉停止後 2 日を経て破損が発生するものとする。

JRR-3 における燃料要素の取扱いは、原子炉停止後 3 日以上経過してからなので、実
際は 3 日以上経過時間を有する。

(b) 燃料板の損傷は片側面とし、燃料芯材の片側全面について芯材表面 FP の飛程に相当
する約 15 μm 深さ内で生成された FP が燃料から原子炉プール水、カナル又は使用済
燃料プール水中に放出されるものとして計算すると、燃料板 1 枚に内臓される FP の
約 3% となるが、保守的評価とするために 5% (炉内蓄積量の約 0.01% に相当) とす
る。

(c) 燃料板中の FP のうち水中に放出する FP の割合は、希ガスが 100%、よう素等が 60%
とする。

これを解くと

$$Q_i = Q_i(0) \cdot \exp(-\beta_i \cdot t) = A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot \exp(-\beta_i \cdot t)$$

原子炉建家から大気中への核種 i の放出率 R_i :

$$R_i = F_p \cdot (1 - E_f) \cdot L \cdot Q_i$$

よって、事故発生後の時間 t における核種 i の大気中への放出量 Q_i は、放出率 R_i を t ま
で積分したもので、次式になる。

$$Q_i = K \cdot A_i \cdot W \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot L \cdot (1 - E_f) \frac{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)}{\beta_i}$$

(3) 計算結果

炉心流路閉塞事故時に大気中に放出される FP 量を Table 5.5 に示す。

6. 使用済燃料の機械的破損

6.1 放出経路及び放出条件

燃料板 1 枚に含まれる FP の 5% が原子炉プール、カナル又は使用済燃料プールの水中に
放出され、その後、瞬時に FP が水中から原子炉建家内の空気中に移行し、通常換気系を
経て排気筒から大気中に放出されるものとする。

6.2 大気中に放出される FP 量

(1) 計算条件

計算に用いる主要な条件を以下にまとめる。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間運転されたものとする。その運転時間
は、燃焼度が 60% (定格出力で約 285 日運転に相当) になるまで連続運転されていた
ものとし、原子炉停止後 2 日を経て破損が発生するものとする。

JRR-3 における燃料要素の取扱いは、原子炉停止後 3 日以上経過してからなので、実
際は 3 日以上経過時間を有する。

(b) 燃料板の損傷は片側面とし、燃料芯材の片側全面について芯材表面 FP の飛程に相当
する約 15 μ m 深さ内で生成された FP が燃料から原子炉プール水、カナル又は使用済
燃料プール水中に放出されるものとして計算すると、燃料板 1 枚に内蔵される FP の
約 3% となるが、保守的評価とするために 5% (炉内蓄積量の約 0.01% に相当) とす
る。

(c) 燃料板中の FP のうち水中に放出する FP の割合は、希ガスが 100%、よう素等が 60%
とする。

FP の放出割合は、燃料の温度の上昇とともに大きくなる傾向にあるために、炉心流路閉塞事故では被覆材のアルミニウムの溶融点（約 660°C）より高い温度の 700°C の実験データを参照して、希ガス：100%及びよう素等：60%の値を採用した。

使用済燃料の機械的破損は、冷却期間を考慮するので燃料板温度は 700°C になることはないが、保守的な評価をするという観点から炉心流路閉塞事故と同じ値を採用した。

- (d) 一次冷却材中に放出されるよう素以外の FP は、溶解せずに瞬時に全量が水中から原子炉建家内の雰囲気中に放出されるものとし、水中でのよう素の除染係数を 500 とする。

この除染係数 500 という値は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽¹⁾中の値を用いた。

よう素は酸性では溶けにくく、アルカリ性になれば溶解しやすくなるという特性を有している。発電炉（特に PWR）ではホウ酸をプール水に添加し酸性にしており、一方 JRR-3 のプール水は、ほぼ中性なので発電炉よりよう素が溶解しやすいということから、軽水炉の除染係数を適用するのは妥当である。

- (e) 一次冷却材中から原子炉建家内の雰囲気中に放出される FP は、通常換気系（約 50,000m³/h）を経て排気筒から大気中へ放出するものとする。

- (f) FP の原子炉建家内でのプレートアウト及び通常排気系のフィルタによる除去効果については、保守的な評価を考慮し期待しないものとする。

(2) 計算方法

使用済燃料の機械的破損によって大気中に放出される FP の量は、瞬時放出で評価するために、炉内蓄積量と燃料破損割合の積、水中への放出割合、気相部への移行割合、プレートアウトしない割合及びフィルタで除去されない割合の積で表され、原子炉停止後 2 日の減衰を考慮し次式で求めた。なお、大気中への FP の放出過程を Fig.6.1 に示す。

$$Q'_i = A_i \cdot W \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot F_f \cdot F'_L \cdot (1 - F'_p) \cdot (1 - E'_f)$$

ここで、

Q'_i : 大気中に放出される核種 i の総放出量(Bq)

A_i : 核種 i の炉内蓄積量(Bq)

W : 燃料破損割合(=0.01%)

λ_i : 核種 i の崩壊定数(s⁻¹)

T : 原子炉冷却時間 (=2d)

F_f : 燃料から一次冷却材中への放出割合

希ガス : 100%

よう素等 : 60%

F'_L : 一次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合

希ガス : 100%

よう素等 : 1/500

F'_p : プレートアウトする割合(=0%)

E'_f : フィルタの除去効率(=0%)

(3) 計算結果

使用済燃料の機械的破損時に大気中に放出される FP 量を Table 6.1 に示す。

7. 重水漏えい事故

7.1 放出経路及び放出条件

重水漏えい事故は、重水区画に設置されている重水冷却系配管あるいは機器が損傷することにより発生する。その場合、本原子炉は「重水流量低」の信号により自動停止する前に、トリチウムモニタ及び重水漏えい検出器により制御室等にアラームが発報される。これにより、運転員は、大気中へ放出されるトリチウムを低減させるために、遮断弁を閉止して重水区画を隔離することになっており、その操作に要する時間は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づいて、10分とした。評価上は、事故発生から遮断弁閉止まで通常換気系によりトリチウムが大気中へ放出されるものとし、重水区画隔離後も運転員が重水を回収するまで遮断弁等から微量のトリチウムが漏えいし続けるものとする。なお、重水を回収するのに要する時間は安全余裕を見込んで約8時間とした。

7.2 大気中に放出されるトリチウム量

(1) 計算条件

計算に用いる主要な条件を以下にまとめる。また、経時変化を Fig.5.2 に示す。

- (a) 重水漏えいは、重水区画内で起こるものとし、漏えいした重水は、50°Cの飽和蒸気の形態で大気へ放散されるものとする。
- (b) 重水中のトリチウム濃度は、保守的に本原子炉の管理目標値の2倍である約 $3.7 \times 10^8 \text{Bq/cm}^3$ とする。
- (c) 事故発生後、「重水流量低」のスクラム信号により原子炉が停止され、その10分後に手動操作で重水区画の給排気口の遮断弁を閉じることにより、重水区画を隔離するものとする。
- (d) 漏えい口の面積は1/4DT相当の破損を仮定し、約 3cm^2 とする。
- (e) 重水区画系換気（通常換気量：約 $4,000 \text{m}^3/\text{h}$ ）停止までの時間を漏えい発生後約13分とする。
- (f) 重水回収時間を約8hとする。この期間における重水区画の漏えい率は $10\%/h$ で、排気量に換算すると約 $40 \text{m}^3/\text{h}$ である。

(2) 計算方法

重水漏えい事故時に大気中に放出されるトリチウム量を次式により求める。

E'_f : フィルタの除去効率(=0%)

(3) 計算結果

使用済燃料の機械的破損時に大気中に放出される FP 量を Table 6.1 に示す。

7. 重水漏えい事故

7.1 放出経路及び放出条件

重水漏えい事故は、重水区画に設置されている重水冷却系配管あるいは機器が損傷することにより発生する。その場合、本原子炉は「重水流量低」の信号により自動停止する前に、トリチウムモニタ及び重水漏えい検出器により制御室等にアラームが発報される。これにより、運転員は、大気中へ放出されるトリチウムを低減させるために、遮断弁を閉止して重水区画を隔離することになっており、その操作に要する時間は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づいて、10分とした。評価上は、事故発生から遮断弁閉止まで通常換気系によりトリチウムが大気中へ放出されるものとし、重水区画隔離後も運転員が重水を回収するまで遮断弁等から微量のトリチウムが漏えいし続けるものとする。なお、重水を回収するのに要する時間は安全余裕を見込んで約8時間とした。

7.2 大気中に放出されるトリチウム量

(1) 計算条件

計算に用いる主要な条件を以下にまとめる。また、経時変化を Fig.5.2 に示す。

- (a) 重水漏えいは、重水区画内で起こるものとし、漏えいした重水は、50°Cの飽和蒸気の形態で大気へ放散されるものとする。
- (b) 重水中のトリチウム濃度は、保守的に本原子炉の管理目標値の2倍である約 $3.7 \times 10^8 \text{ Bq/cm}^3$ とする。
- (c) 事故発生後、「重水流量低」のスクラム信号により原子炉が停止され、その10分後に手動操作で重水区画の給排気口の遮断弁を閉じることにより、重水区画を隔離するものとする。
- (d) 漏えい口の面積は1/4DT相当の破損を仮定し、約 3 cm^2 とする。
- (e) 重水区画系換気（通常換気量：約 $4,000 \text{ m}^3/\text{h}$ ）停止までの時間を漏えい発生後約13分とする。
- (f) 重水回収時間を約8hとする。この期間における重水区画の漏えい率は $10\%/h$ で、排気量に換算すると約 $40 \text{ m}^3/\text{h}$ である。

(2) 計算方法

重水漏えい事故時に大気中に放出されるトリチウム量を次式により求める。

$$Q = C_0 \cdot V \cdot \rho H_2O \text{ (Bq)}$$

ここで、

Q : 重水漏えい事故時に大気中に放散されるトリチウム量(Bq)

C_0 : 重水中のトリチウム濃度(Bq/cm³)

V : 事故時中に重水区画から大気中に放出される空気量(cm³) (=1.2x10⁹cm³。重水区画隔離までの空気放出量 (=9.0x10⁸cm³) + 重水区画隔離から重水回収までの空気放出量 (=3.0x10⁸cm³))

ρH_2O : 50°Cの重水飽和蒸気密度と重水密度の比 (=7.6x10⁻⁵)

50°Cの重水飽和蒸気密度⁽¹⁰⁾ : 8.30x10⁻⁵g/cm³

重水密度 : 1.1 g/cm³

(3) 計算結果

大気中に放出されるトリチウム量は、約 3.4x10¹³Bq である。

8. 重大事故・仮想事故

8.1 大気中に放出される FP 量

重大事故及び仮想事故の評価は、炉心流路閉塞事故を想定し、それぞれの燃料破損割合を重大事故で炉内蓄積量の約 4%に相当する燃料要素 1 体、仮想事故で炉内蓄積量の 100%に相当する全燃料要素とする。重大事故及び仮想事故における大気中に放出される FP の量は、燃料破損割合を変更し、5. 炉心流路閉塞事故と同手法により求めた。その計算結果を Table 8.1 及び Table 8.2 に示す。

8.2 原子炉建家内に浮遊する FP 量

(1) 計算条件

- (a) 事故時に炉心から原子炉建家内に放出された FP は、すべて原子炉建家内に一様に分布するものと仮定する。
- (b) 核種としては、原子炉建家内に残存するものを評価対象とするため、基本的にすべての核種を対象とする。ただし、炉内蓄積量がゼロであるものや光子を直接放出しないものについては対象から外す。
- (c) 原子炉建家内の FP 量計算に用いる運転パラメータは、大気中に放出される FP 量計算に用いた値と同じとする。
- (d) FP の移行パラメータを Table 8.3 に示す。燃料から一次冷却材中への放出割合(F_0)は、G.W.Parker らの実験データ⁽¹²⁾を参照している。この実験は代表的な核種について実施されたものであるために、本計算の全評価核種についてのデータを有していない。そ

$$Q = C_0 \cdot V \cdot \rho_{H_2O} \text{ (Bq)}$$

ここで、

Q : 重水漏えい事故時に大気中に放散されるトリチウム量(Bq)

C_0 : 重水中のトリチウム濃度(Bq/cm³)

V : 事故時中に重水区画から大気中に放出される空気量(cm³) (=1.2x10⁹cm³。重水区画隔離までの空気放出量 (=9.0x10⁸cm³) + 重水区画隔離から重水回収までの空気放出量 (=3.0x10⁸cm³))

ρ_{H_2O} : 50°Cの重水飽和蒸気密度と重水密度の比 (=7.6x10⁻⁵)

50°Cの重水飽和蒸気密度⁽¹⁰⁾ : 8.30x10⁻⁵g/cm³

重水密度 : 1.1 g/cm³

(3) 計算結果

大気中に放出されるトリチウム量は、約 3.4x10¹³Bq である。

8. 重大事故・仮想事故

8.1 大気中に放出される FP 量

重大事故及び仮想事故の評価は、炉心流路閉塞事故を想定し、それぞれの燃料破損割合を重大事故で炉内蓄積量の約 4%に相当する燃料要素 1 体、仮想事故で炉内蓄積量の 100%に相当する全燃料要素とする。重大事故及び仮想事故における大気中に放出される FP の量は、燃料破損割合を変更し、5. 炉心流路閉塞事故と同手法により求めた。その計算結果を Table 8.1 及び Table 8.2 に示す。

8.2 原子炉建家内に浮遊する FP 量

(1) 計算条件

- (a)事故時に炉心から原子炉建家内に放出された FP は、すべて原子炉建家内に一様に分布するものと仮定する。
- (b)核種としては、原子炉建家内に残存するものを評価対象とするため、基本的にすべての核種を対象とする。ただし、炉内蓄積量がゼロであるものや光子を直接放出しないものについては対象から外す。
- (c)原子炉建家内の FP 量計算に用いる運転パラメータは、大気中に放出される FP 量計算に用いた値と同じとする。
- (d)FP の移行パラメータを Table 8.3 に示す。燃料から一次冷却材中への放出割合(F_f)は、G.W.Parker らの実験データ⁽¹²⁾を参照している。この実験は代表的な核種について実施されたものであるために、本計算の全評価核種についてのデータを有していない。そ

のため、実験データと同族核種は性質が類似しているということから実験データと同じ値を用い、その他の核種についてはルテニウムの値を引用する。よう素以外の核種に対する一次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合(F_L)及び原子炉建家内での沈着を逃れる割合(F_p)は、保守的に 100%として計算する。

(2) 計算方法

直接線量、スカイシャイン線量の放射線源となる原子炉建家内に浮遊する FP 量の評価期間にわたる時間積分値を次式により求める。

$$Q_{Ri} = \frac{A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T)}{\beta_i} \cdot \{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)\}$$

ここで、

Q_{Ri} : 原子炉建家内に浮遊する FP 量の評価期間にわたる時間積分値(Bq)

K : 燃料から放出された FP が、原子炉建家からの放出に寄与する割合で、次式で表す。

$$K = F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \quad (\text{Table 8.2 参照})$$

F_f : 燃料から一次冷却材中への放出割合

F_g : 有機よう素と無機よう素の割合

F_L : 一次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合

F_p : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合

A_i : 核種 i の炉内蓄積量(Bq)

W : 燃料破損割合

λ_i : 核種 i の崩壊定数(s^{-1})

T : 一次冷却材中へ放出された核分裂生成物が一次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ至るまでの時間(=100s)

β_i : 核種 i の原子炉建家における低減効果。次式で表す。

$$\beta_i = L + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$$L = R/V$$

R : 原子炉建家の排気量(=90 m^3/h)

V : 原子炉建家の排気有効体積(=20,000 m^3)

[式の導出]

原子炉建家内に浮遊する FP 核種 i の放射能量(Q_i')の時間的变化は次式で示される。

$$\frac{dQ_i'}{dt} = -(\lambda_i + L) \cdot Q_i' = -\beta_i Q_i'$$

この式の初期値(Q_{i0}')は、次式で示される。

$$Q_{i0}' = A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T)$$

よって、

$$Q_i' = A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot \exp(-\beta_i \cdot t)$$

上式を任意の時刻 t まで時間積分すると

$$Q_{Ri} = \frac{A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T)}{\beta_i} \cdot \{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)\} \text{ となる。}$$

(3) 計算結果

上記の方法で求めた原子炉建家内に浮遊する FP の時間積分値を Table 8.4 に示す。また、FP の放出する γ 線のエネルギーとその放出割合を ORIGEN-2⁽¹³⁾ のフォトンライブラリー及び NUCLEAR DATA SHEETS を参照して、原子炉建家内に浮遊する FP の時間積分値から、エネルギー 18 群の γ 線の線源強度を計算し、その結果を Table 8.5 に示す。更に、その線源強度を求める際に主要となる核種とその核種の寄与分を Table 8.6 に示す。

9. 相対濃度・相対線量

想定事故時の線量当量計算に用いる放射性物質の地表空气中濃度は、単位放出率当たりの風下濃度（以降、「相対濃度」という）に事故期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。線量当量計算に用いる相対濃度（ x/Q ）は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁴⁾（以降、「気象指針」という）を参照し、以下の方法で求めた。

- (a) 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間を基に、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- (b) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。
- (c) 線量当量計算に用いる相対濃度は、上記で求めた相対濃度のうち陸側方位で最大の値を使用する。

なお、放射性雲からの γ 線量は、地表空气中濃度を用いずに、放射性物質の空間濃度分布を算出しこれを γ 線量計算モデルに適用して求めた。想定事故時の γ 線量については、相対濃度の代わりに、空間濃度分布と γ 線照射線量モデルを組み合わせた相対線量（ D/Q ）を使用して相対濃度と同様な考え方により求めた。

9.1 実効放出継続時間

気象データを統計処理して線量の算出に用いる相対濃度、相対線量を求めるためには、事故時における FP の実効放出継続時間を求める必要がある。

実効放出継続時間は、気象指針に基づいて、次式で求めた。なお、相対濃度の実効放出継続時間を求める際の全放出量及び 1 時間の放出量の最大値は、¹³¹I 換算として求める。相対線量については、 γ 線 0.5MeV 換算として求める。

上式を任意の時刻 t まで時間積分すると

$$Q_{Ri} = \frac{A_i \cdot W \cdot F_f \cdot F_g \cdot F_L \cdot F_p \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T)}{\beta_i} \cdot \{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)\} \text{ となる。}$$

(3) 計算結果

上記の方法で求めた原子炉建家内に浮遊する FP の時間積分値を Table 8.4 に示す。また、FP の放出する γ 線のエネルギーとその放出割合を ORIGEN-2⁽¹³⁾ のフォトンライブラリー及び NUCLEAR DATA SHEETS を参照して、原子炉建家内に浮遊する FP の時間積分値から、エネルギー 18 群の γ 線の線源強度を計算し、その結果を Table 8.5 に示す。更に、その線源強度を求める際に主要となる核種とその核種の寄与分を Table 8.6 に示す。

9. 相対濃度・相対線量

想定事故時の線量当量計算に用いる放射性物質の地表空气中濃度は、単位放出率当たりの風下濃度（以降、「相対濃度」という）に事故期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。線量当量計算に用いる相対濃度（ x/Q ）は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁴⁾（以降、「気象指針」という）を参照し、以下の方法で求めた。

- (a) 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間を基に、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- (b) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。
- (c) 線量当量計算に用いる相対濃度は、上記で求めた相対濃度のうち陸側方位で最大の値を使用する。

なお、放射性雲からの γ 線量は、地表空气中濃度を用いずに、放射性物質の空間濃度分布を算出しこれを γ 線量計算モデルに適用して求めた。想定事故時の γ 線量については、相対濃度の代わりに、空間濃度分布と γ 線照射線量モデルを組み合わせた相対線量（ D/Q ）を使用して相対濃度と同様な考え方により求めた。

9.1 実効放出継続時間

気象データを統計処理して線量の算出に用いる相対濃度、相対線量を求めるためには、事故時における FP の実効放出継続時間を求める必要がある。

実効放出継続時間は、気象指針に基づいて、次式で求めた。なお、相対濃度の実効放出継続時間を求める際の全放出量及び 1 時間の放出量の最大値は、¹³¹I 換算として求める。相対線量については、 γ 線 0.5MeV 換算として求める。

「実効放出継続時間」 = 「全放出量」 / 「1 時間の放出量の最大値」

上記の式により求めた実効放出継続時間を Table 9.1 に示す。また、放射性物質が大気中へ放出する経時変化（放出モード）を Fig.9.1～Fig.9.3 に示す。

9.2 相対濃度、相対線量

想定事故時の被ばく評価では、気象データから求める相対濃度、相対線量を用いるが、この気象データとしては 1986 年 1 月から 1990 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度を用いた。この観測値を基に出現頻度からみてめったに遭遇しない大気拡散状態を想定し、気象指針に示されている下記の方法に従って、相対濃度、相対線量を求めた。その計算結果を Table 9.2 に示し、また、累積出現頻度を Fig.9.4 に示す。

(1) 相対濃度 (χ/Q) の計算

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d\delta_i$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)

a. 短時間放出の場合（方位内の風向が一定と仮定）

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3,600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right)$$

b. 長時間放出の場合（核分裂生成物の全量が一方方位内のみに一様分布すると仮定）

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3,600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot X} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right)$$

ここで、

σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

X : 放出源から着目地点までの距離 (m)

${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i = 1$

時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i = 0$

方位別による相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度を求める時、静穏時の取扱いについては風速を 0.5m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向とする。

(2) 相対線量 (D/Q) の計算

相対線量は、次式を基本式として単位放出率当りの空気吸収線量率を求める。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_a \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{\exp(-\mu \cdot r)}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D : 評価地点における空気吸収線量率(Gy/h)

K_1 : 空気吸収線量率への換算係数($\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy} / (\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h})$)

E : γ 線の実効エネルギー(MeV/dis)

μ_a : 空気に対する γ 線の真吸収係数($=3.84 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

μ : 空気に対する γ 線の全吸収係数($=1.05 \times 10^{-2} \text{m}^{-1}$)

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点($x, y, 0$)までの距離

$$r = \sqrt{(x - x')^2 + (y - y')^2 + z'^2}$$

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \quad (\text{なお、} \alpha=1.000, \beta=0.4492, \gamma=0.0038)$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点(x', y', z')における放射性物質の濃度(Bq/m^3)

10. 線量評価

10.1 線量評価方法

安全設計評価としての「事故」並びに立地評価としての「重大事故」及び「仮想事故」について線量評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の「付録 II」を参考とした。

(1) 安全設計評価における線量評価

① 大気中に放出された FP による実効線量当量

a. 希ガス、よう素等から γ 線の外部被ばくによる実効線量当量

b. よう素等の呼吸摂取による小児の実効線量当量

② 大気中に放出されたトリチウムによる実効線量当量

重水漏えい事故においては呼吸率、換算係数の影響から、小児の実効線量当量より成人の実効線量当量の方が大きくなるために、成人の実効線量当量を採用した。

(2) 立地評価における線量評価

① 大気中に放出された FP による線量

a. 希ガス、よう素等からの γ 線の外部被ばくによる全身に対しての線量

b. よう素の吸入による甲状腺に対しての線量 (重大事故は小児、仮想事故は成人が対象)

(2) 相対線量 (D/Q) の計算

相対線量は、次式を基本式として単位放出率当りの空気吸収線量率を求める。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_a \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{\exp(-\mu \cdot r)}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D : 評価地点における空気吸収線量率(Gy/h)

K_1 : 空気吸収線量率への換算係数(dis·m³·Gy/(MeV·Bq·h))

E : γ 線の実効エネルギー(MeV/dis)

μ_a : 空気に対する γ 線の真吸収係数(=3.84x10⁻³m⁻¹)

μ : 空気に対する γ 線の全吸収係数(=1.05x10⁻²m⁻¹)

r : 放射性雲中の点(x',y',z')から計算地点(x,y,0)までの距離

$$r = \sqrt{(x-x')^2 + (y-y')^2 + z'^2}$$

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \quad (\text{なお、} \alpha=1.000, \beta=0.4492, \gamma=0.0038)$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点(x',y',z')における放射性物質の濃度(Bq/m³)

10. 線量評価

10.1 線量評価方法

安全設計評価としての「事故」並びに立地評価としての「重大事故」及び「仮想事故」について線量評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の「付録 II」を参考とした。

(1) 安全設計評価における線量評価

① 大気中に放出された FP による実効線量当量

a. 希ガス、よう素等から γ 線の外部被ばくによる実効線量当量

b. よう素等の呼吸摂取による小児の実効線量当量

② 大気中に放出されたトリチウムによる実効線量当量

重水漏えい事故においては呼吸率、換算係数の影響から、小児の実効線量当量より成人の実効線量当量の方が大きくなるために、成人の実効線量当量を採用した。

(2) 立地評価における線量評価

① 大気中に放出された FP による線量

a. 希ガス、よう素等からの γ 線の外部被ばくによる全身に対しての線量

b. よう素の吸入による甲状腺に対しての線量 (重大事故は小児、仮想事故は成人が対象)

- c.希ガス及びよう素等のベータ線による皮膚への線量
 - d.全身線量の人口積算値 (仮想事故)
- ②原子炉建家内に浮遊するFPからの γ 線による線量
- a.原子炉建家の屋根を透過する γ 線が空気により散乱する結果生ずるスカイシャイン γ 線による全身に対しての線量
 - b.原子炉建家の壁を透過する直接 γ 線による全身に対しての線量

10.2 線量評価式

(1) 大気中に放出されたFPによる線量

① 外部被ばくによる実効線量当量又は全身に対しての線量

$$H_r = K_\gamma \cdot Q_\gamma \cdot (D/Q)$$

ここで、

H_r : γ 線による実効線量当量又は全身に対しての線量(Sv)

K_γ : 空気吸収線量から実効線量当量又は全身に対しての線量への換算係数⁽¹¹⁾
(=1Sv/Gy)

Q_γ : γ 線換算放出量(MeV·Bq)

核種毎の[放出量(Bq) x γ 線実効エネルギー(MeV)]の総和

γ 線実効エネルギーは原子炉安全基準専門部会報告書「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に基づいている

(D/Q) : 相対線量(Gy/(MeV·Bq))

② よう素等の吸入による小児の実効線量当量

$$H_I^E = \sum_i H_{50.Ei} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdot f_i$$

ここで、

H_I^E : よう素等の呼吸摂取による小児の実効線量当量(Sv)

$H_{50.Ei}$: 成人の実効線量当量への換算係数(Sv/Bq) (Table 10.1 参照)

M_A : 成人の呼吸率(m³/h)

呼吸率は、ICRP Publ.23⁽¹⁵⁾に示される標準人に対する値を使用する。これを基に、実効放出継続時間が48時間を超える場合、呼吸率は一日間の平均値0.96m³/hを用いる。また、実効放出継続時間が48時間以内である場合、呼吸率は活動時の平均値1.2m³/hを用いる。ここでは実効放出継続時間が90時間なので成人呼吸率は0.96m³/hを用いる。

Q_i : 核種*i*の放出量(Bq)

(χ/Q) : 相対濃度(h/m³)

f_i : 核種*i*の年齢補正係数 (成人の場合不要)

$$f_i = (H_{Ci}^E / H_{Ai}^E) \cdot (M_C / M_A)$$

H_{Ci}^E / H_{Ai}^E : よう素等核種の呼吸摂取による小児の実効線量当量換算係数と

成人の実効線量当量換算係数の比(Table 10.1 参照)

M_C / M_A : 小児(=0.33m³/h)と成人(=0.96m³/h)の呼吸率の比(=0.34)

③ トリチウムの吸入による成人の実効線量当量

$$H_H = K_H \cdot M_A \cdot Q_T \cdot (\chi/Q) \cdot k$$

ここで、

H_H : トリチウムの吸入による内部被ばく実効線量当量(mSv)

K_H : トリチウムの呼吸摂取による実効線量当量への換算係数⁽¹⁶⁾(=1.7x10⁻⁸mSv/Bq)

M_A : 成人の呼吸率(m³/h)

Q_T : トリチウムの放出量(Bq)

(χ/Q) : 相対濃度(h/m³)

k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数(=1.5)

トリチウム水により汚染された雰囲気さらされると、吸入と皮膚を通しての吸収の両方によってトリチウムを摂取する。そのために、ICRP Publ.30⁽¹⁷⁾に基づいて皮膚浸透による摂取量の増加係数を考慮する。

④ よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量

$$H_I^T = \sum_i H_{50.T.i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdot f_i$$

ここで、

H_I^T : よう素の吸入による小児の甲状腺に対する組織線量当量(Sv)

$H_{50.T.i}$: よう素の核種 i を吸入した場合の成人の甲状腺に対する線量への換算係数 (Sv/Bq) (Table 10.1 参照)

M_A : 成人の呼吸率(m³/h)

Q_i : よう素核種 i の放出量(Bq)

(χ/Q) : 相対濃度(h/m³)

f_i : よう素核種 i の年齢補正係数 (成人の場合不要)

$$f_i = (H_{Ci}^T / H_{Ai}^T) \cdot (M_C / M_A)$$

H_{Ci}^T / H_{Ai}^T : よう素核種 i の呼吸摂取による小児甲状腺に対する線量への換算係数と成人甲状腺に対する線量当量への換算係数の比 (Table 10.1 参照)

M_C / M_A : 小児(=0.33m³/h)と成人(=0.96m³/h)の呼吸率の比(=0.34)

⑤ よう素の吸入による成人の甲状腺に対する線量

$$H_I^T = \sum_i H_{50.T.i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

ここで、

H_I^T : よう素の吸入による成人の甲状腺に対する組織線量当量(Sv)

$H_{50.T.i}$: よう素核種 i を吸入した場合の成人の甲状腺に対しての線量への換算係数 (Sv/Bq)(Table 10.1 参照)

M_A : 成人の呼吸率(m^3/h)

Q_i : よう素核種 i の放出量(Bq)

(χ/Q) : 相対濃度(h/m^3)

⑥ β 線による皮膚への線量

β 線による皮膚への線量は、 β 線の空気中での飛程が非常に短いことを考慮して、サブマージョンモデルに基づいて計算する。

$$H_\beta = k \cdot Q_\beta \cdot (\chi/Q)$$

ここで、

H_β : β 線による皮膚への線量(Sv)

k : 線量換算係数 ($= 2.226 \times 10^{-10} \cdot k_\beta$) ($dis \cdot m^3 \cdot Gy / (MeV \cdot Bq \cdot h)$)

k_β : 空気吸収線量から皮膚線量当量への換算係数 ($= 1.25 Sv/Gy$)

Q_β : β 線換算放出量 ($MeV \cdot Bq / dis$)

(χ/Q) : 相対濃度(h/m^3)

(2) 原子炉建家内に浮遊する FP による線量

① スカイシャイン線量

原子炉建家内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉建家内に充満した γ 線線源を、原子炉建家の中央に置いた等方点線源からの一回散乱束を計算し、それにビルドアップ係数を乗じて、評価点におけるスカイシャイン γ 線による線量を求めた。原子炉建家の屋根の存在は無視した。

評価には G33-GP2 コード⁽¹⁸⁾を用い、評価点における照射線量(mR)を計算し、この値に換算係数($8.73 \times 10^{-3} Gy/R$)を乗じて空気吸収線量を求めた。空気吸収線量から外部全身被ばく線量への換算係数は $1 Sv/Gy$ とした。評価に用いた計算モデルを Fig.10.1 に示し、遮へい材の組成密度を Table 10.2 に示す。

計算の基本式は以下の通りである。

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

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($mR/(photons/cm^2)$)

(Table 10.3 の値を 3,600 で割る)

N : 散乱点における電子数(electrons)

ρ : 線源から散乱点までに距離(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})

ρ'_{sm_0} : 散乱後物質 m_0 を通過する距離(cm)

$\frac{d\sigma}{d\Omega}$: Klein-Nishina の微分散乱断面積($\text{cm}^2/\text{electron}$)

$B(E, x)$: 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)

② 直接線量

原子炉建家内に浮遊する FP による γ 線が原子炉建家壁を通過して評価点に至る直接 γ 線による線量の計算は、原子炉建家を円筒状線源とみなして行った。なお、評価点はスカイシャイン線量の評価点と同一とした。

評価には QAD-CGGP2 コード⁽¹⁸⁾を用い、評価点における照射線量(mR)を計算し、この値に換算係数($8.73 \times 10^{-3} \text{Gy/R}$)を乗じて空気吸収線量を求めた。空気吸収線量から外部全身被ばく線量への換算係数は 1Sv/Gy とした。評価に用いた計算モデルを Fig.10.2 に示し、遮へい材の組成密度を Table 10.2 に示す。

計算の基本式は以下の通りである。

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

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($\text{mR}/(\text{photons}/\text{cm}^2)$)

(Table 10.4 の値を 3,600 で割る)

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 : 線減衰係数(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 は線源点及び k は領域を示す。

(3) 全身線量の人口積算値

仮想事故の場合、集団線量の見地から、大気中に放出された希ガス及びよう素等による全身線量の人口積算値の評価を行った。以下に人口積算値解析に用いる主要な条件を以下に示す。

- (a) 近距離については放射性雲からの照射モデルで計算し、遠距離については放射性雲が半無限空間に一様に分布すると仮定したサブマージョンからの照射モデルを用いて解析する。また、よう素等の呼吸摂取による全身線量の人口積算値は空間濃度分布を用いて解析する。
- (b) 大気中での拡散条件は、縦の拡がりは英国気象局方式大気安定度 F 型、横の拡がりは 30° 一定と仮定するが、対象地点が遠方に及ぶため、平均風速は、1.5m/s、放出点は地上 40m と仮定して計算する。
- (c) 対象とする方位は、敷地から見て最も全身線量の人口積算値の大きい地域を含むようにほぼ南西方向の 30° 角の扇形とし、敷地から 10km までは 1、2、3、5、7km ごとに、10km～100km の間は 10、20、30、50、70km ごとに、100km～1,000km の間は 100、200、300、500、700km ごとに、1,000km 以遠については 1,000km 間隔に区分し、各区分内の人口を求める。
- (d) 現時点での人口集計は、「平成 2 年国勢調査報告」⁽¹⁹⁾により行い、全身被ばく線量の人口積算値を解析する。
また、参考として、人口の変動を考慮して、厚生省人口問題研究所⁽²⁰⁾の推計法に基づき西暦 2040 年での人口推計を行い、将来の全身被ばく線量の人口積算値を推定する。

10.3 線量評価結果

(1) 炉心流路閉塞事故

敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量：約 7.7×10^{-3} mSv

よう素等の吸入による小児の内部被ばく	2.1×10^{-3} mSv
希ガス及びよう素等からの γ 線による外部被ばく	5.6×10^{-3} mSv
合計	7.7×10^{-3} mSv
判断基準	5mSv

(2) 使用済燃料の機械的破損

敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量：約 4.0×10^{-4} mSv

よう素等の吸入による小児の内部被ばく	2.6×10^{-4} mSv
希ガス及びよう素等からの γ 線による外部被ばく	1.4×10^{-4} mSv
合計	4.0×10^{-4} mSv
判断基準	5mSv

(3) 重水漏えい事故

敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量：約 $7.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$

トリチウムの吸入による成人の内 部被ばく	$7.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$
判断基準	5mSv

(4) 重大事故

敷地境界外における外部全身被ばく線量：約 $9.0 \times 10^{-4} \text{Sv}$

希ガス及びよう素等からの γ 線に よる外部全身被ばく	$5.6 \times 10^{-5} \text{Sv}$
直接線量	$1.8 \times 10^{-4} \text{Sv}$
スカイシャイン線量	$6.6 \times 10^{-4} \text{Sv}$
合計	$9.0 \times 10^{-4} \text{Sv}$
判断基準	0.25Sv

敷地境界外における小児甲状腺の組織線量当量：約 $7.0 \times 10^{-4} \text{Sv}$

よう素の吸入による小児甲状腺の 組織線量当量	$7.0 \times 10^{-4} \text{Sv}$
判断基準	1.5Sv

敷地境界外における β 線による皮膚への線量当量：約 $9.7 \times 10^{-5} \text{Sv}$

(5) 仮想事故

敷地境界外における外部全身被ばく線量：約 $2.3 \times 10^{-2} \text{Sv}$

希ガス及びよう素等からの γ 線に よる外部全身被ばく	$1.4 \times 10^{-3} \text{Sv}$
直接線量	$4.5 \times 10^{-3} \text{Sv}$
スカイシャイン線量	$1.7 \times 10^{-2} \text{Sv}$
合計	$2.3 \times 10^{-2} \text{Sv}$
判断基準	0.25Sv

敷地境界外における成人甲状腺の組織線量当量：約 $1.2 \times 10^{-2} \text{Sv}$

よう素の吸入による成人甲状腺の 組織線量当量	$1.2 \times 10^{-2} \text{Sv}$
判断基準	3Sv

外部全身被ばく線量の人口積算値：0.16 万人 Sv(1990 年、2040 年)

現在(1990 年)の人口による人口積算値	0.16 万人 Sv
50 年後(2040 年)の人口による人口積算値	0.16 万人 Sv
判断基準	2 万人 Sv

なお、人口積算値の詳細を Table 10.5 及び Table 10.6 に示す。

敷地境界外におけるβ線による皮膚への線量当量：約 2.4×10^{-3} Sv

11. おわりに

JRR-3 シリサイド燃料炉心計画のために安全設計評価及び立地評価の目的で、評価事象における線量評価を行った。評価に際しては、評価結果が厳しくなるように評価条件を定めた。その結果、JRR-3 シリサイド燃料炉心の線量評価は、安全設計評価及び立地評価に関する安全性及び立地条件の適否を判断する基準を十分満足することを確認した。

謝辞

入力データの作成に際しては、ITER 開発室丸尾毅主査、関西研究所管理部研究計画課土田昇課長代理、研究炉技術開発室神永雅紀研究員に貴重な意見を戴いた。更に、研究炉部一色正彦部長、研究炉部高柳政二次長、JRR-4 管理課中島照夫課長、JRR-3 管理課掛札和弘課長及び JRR-3 管理課村山洋二係長には終始御鞭撻戴いた。ここに深く感謝の意を表す。

外部全身被ばく線量の人口積算値：0.16 万人 Sv(1990 年、2040 年)

現在(1990 年)の人口による人口積算値	0.16 万人 Sv
50 年後(2040 年)の人口による人口積算値	0.16 万人 Sv
判断基準	2 万人 Sv

なお、人口積算値の詳細を Table 10.5 及び Table 10.6 に示す。

敷地境界外におけるβ線による皮膚への線量当量：約 2.4×10^{-3} Sv

11. おわりに

JRR-3 シリサイド燃料炉心計画のために安全設計評価及び立地評価の目的で、評価事象における線量評価を行った。評価に際しては、評価結果が厳しくなるように評価条件を定めた。その結果、JRR-3 シリサイド燃料炉心の線量評価は、安全設計評価及び立地評価に関する安全性及び立地条件の適否を判断する基準を十分満足することを確認した。

謝辞

入力データの作成に際しては、ITER 開発室丸尾毅主査、関西研究所管理部研究計画課土田昇課長代理、研究炉技術開発室神永雅紀研究員に貴重な意見を戴いた。更に、研究炉部一色正彦部長、研究炉部高柳政二次長、JRR-4 管理課中島照夫課長、JRR-3 管理課掛札和弘課長及び JRR-3 管理課村山洋二係長には終始御鞭撻戴いた。ここに深く感謝の意を表す。

外部全身被ばく線量の人口積算値：0.16 万人 Sv(1990 年、2040 年)

現在(1990 年)の人口による人口積算値	0.16 万人 Sv
50 年後(2040 年)の人口による人口積算値	0.16 万人 Sv
判断基準	2 万人 Sv

なお、人口積算値の詳細を Table 10.5 及び Table 10.6 に示す。

敷地境界外におけるβ線による皮膚への線量当量：約 2.4×10^{-3} Sv

11. おわりに

JRR-3 シリサイド燃料炉心計画のために安全設計評価及び立地評価の目的で、評価事象における線量評価を行った。評価に際しては、評価結果が厳しくなるように評価条件を定めた。その結果、JRR-3 シリサイド燃料炉心の線量評価は、安全設計評価及び立地評価に関する安全性及び立地条件の適否を判断する基準を十分満足することを確認した。

謝辞

入力データの作成に際しては、ITER 開発室丸尾毅主査、関西研究所管理部研究計画課土田昇課長代理、研究炉技術開発室神永雅紀研究員に貴重な意見を戴いた。更に、研究炉部一色正彦部長、研究炉部高柳政二次長、JRR-4 管理課中島照夫課長、JRR-3 管理課掛札和弘課長及び JRR-3 管理課村山洋二係長には終始御鞭撻戴いた。ここに深く感謝の意を表す。

参考文献

- (1) 「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」原子力安全委員会（平成3年7月18日）
- (2) 神永雅紀：”JRR-3 シリサイド燃料炉心の炉心定常熱水力解析及び炉心流路閉塞事故解析”，JAERI-Tech 97-015(1997)
- (3) 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」原子力安全委員会（昭和39年5月27日）
- (4) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」原子力安全委員会(平成元年3月27日)
- (5) 土田 昇、他：”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－”，JAERI-M 92-152(1992)
- (6) Kinji KOYAMA, et al. : ”ORIGEN-JR : A Computer Code for Calculating Radiation Source and Analyzing Nuclide Transmutation”, JAERI-M 8229(1979)
- (7) M.E.Meek, et al. : ”Compilation of Fission Product Yields”, NEDO-12154-1(1974)
- (8) 山本賢三、他：”原子力工学概論上”，培風館
- (9) Y.Futamura, et al. : ”Release of Fission Products from Silicide Fuel at Elevated Temperatures”, NUCLEAR SAFETY, Vol.33, No.3(1992)
- (10) 「理科年表」丸善株式会社（平成4年）
- (11) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」原子力安全委員会（平成2年8月30日）
- (12) G.W.Parker, et al. : ”Release of Fission Products on Out-of-Pile Melting of Reactor Fuel”, ORNL-3493(1963)
- (13) A.G.Croff : ”ORIGEN2 A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code”, ORNL-5621(1980)
- (14) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」原子力安全委員会（昭和57年1月28日）
- (15) 「Report of the Task Group on Reference Man」ICRP Publication 23(1974)
- (16) 河合勝雄、他：”ICRP Publication 30 に基づく単位摂取量当りの預託実効線量当量等の一覧表”，JAERI-M 87-172(1987)
- (17) 「Limits for Intakes of Radionuclides by Workers Part 1」ICRP Publication 30(1979)
- (18) Yukio Sakamoto, et al : ”QAD-CGGP2 AND G33-GP2: Revised versions of QAD-CGGP and G33-GP(Code with the conversion factors from exposure to ambient and maximum dose equivalents)”, JAERI-M 90-110(1990)
- (19) 「平成2年国勢調査報告」総理府統計局
- (20) 「日本の将来推計人口」厚生省人口問題研究所（平成4年10月）

Table 1.1 アルミナイド燃料の主な仕様

燃料要素		標準型燃料要素	フロー型燃料要素
項目			
外形(mm)		約 76.2x76.2x1150	約 64x64x880
U-235 濃縮度(w%)		約 20	約 20
U-235 含有量(g)		約 300	約 190
ウラン密度(g/cm ³)		約 2.2	約 2.2
芯材	厚さ(mm)	約 0.76	約 0.76
	幅(mm)	約 62	約 49
	長さ(mm)	約 750	約 750
被覆	厚さ(mm)	約 0.38	約 0.38
燃料板	厚さ(mm)	約 1.52	約 1.52
	幅(mm)	約 71	約 60
	長さ(mm)	約 770	約 770
冷却材流路数		19	15
冷却材流路厚さ(mm)		約 2.28	約 2.38
燃料芯材		ウラン・アルミニウム分散型合金(UAl _x -Al)	
被覆材		アルミニウム合金 AG3NE 又は相当品	
最大燃焼度		要素平均 50%	

Table 1.2 シリサイド燃料の主な仕様

燃料要素		標準型燃料要素	フォロワ型燃料要素
項	目		
外形(mm)		約 76.2x76.2x1150	約 64x64x880
U-235 濃縮度(w%)		約 20	約 20
U-235 含有量(g)		約 472	約 302
ウラン密度(g/cm ³)		約 4.8	約 4.8
芯材	厚さ(mm)	約 0.51	約 0.51
	幅(mm)	約 62	約 49
	長さ(mm)	約 750	約 750
被覆	厚さ(mm)	約 0.38	約 0.38
燃料板	厚さ(mm)	約 1.27	約 1.27
	幅(mm)	約 71	約 60
	長さ(mm)	約 770	約 770
冷却材流路数		20	16
冷却材流路厚さ(mm)		約 2.35	約 2.40
燃料芯材		ウランシリコンアルミニウム分散型合金(U ₃ Si ₂ -Al)	
被覆材		アルミニウム合金 A6061,AG3NE 又は相当品	
可燃性吸収体	種類	カドミウム	カドミウム
	線径(mm)	約 0.4	約 0.4
	長さ(mm)	約 750	約 750
	被覆材種類	アルミニウム合金	アルミニウム合金
	被覆材厚さ(mm)	約 0.20	約 0.20
	本数	42	34
最大燃焼度		燃料要素平均 60%	

Table 1.3 事故時に対する安全設計評価事象

		JRR-3 評価事象	包絡される事象等
(1)反応度の異常な投入	(1)燃料落下又は燃料誤装荷 (2)実験設備等の損傷による反応度の異常な付加 (炉内ループ実験設備等を有する原子炉)	・該当なし (炉内実験ループ実験設備等なし)	・制御棒落下 (軽水炉で事故として取り扱っている制御棒落下事故あるいは制御棒逸脱事故は制御棒駆動機構上想定できない)
(2)原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	(1)原子炉冷却材の流出 (2)原子炉冷却材ポンプの軸固着 (3)炉心流路閉塞事故 (板状燃料を使用する原子炉)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材流出事故 ・ 1 次冷却材主ポンプ軸固着事故 ・ 2 次冷却材ポンプ軸固着事故 ・ 炉心流路閉塞事故 	
(3)環境への放射性物質の異常な放出	(1)使用済燃料の機械的破損 (2)実験設備、実験物等の著しい破損等 (実験設備を有する原子炉) (3)反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料の破損	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料の機械的破損 ・ 炉心流路閉塞事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心流路閉塞事故において燃料板 2 枚が損傷した場合を上回るような事象は想定されない。
(4)その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	(1)放射性廃棄物処理施設の損傷 (2)その他原子炉施設の設計により必要と認められる異常	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重水漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ヘリウムガス漏えい ・ 原子炉プール水漏えい (設計上の安全対策を十分とることにより代表事象とせず)

Table 4.1 大氣中に放出される FP 核種

核種	半減期	核分裂 収率* (%)	実効エネル ギー (MeV/dis)	核種	半減期	核分裂 収率* (%)	実効エネル ギー (MeV/dis)
Kr-83m	1.83h	0.53	0.0025	Br-83	2.39h	0.53	0.0075
Kr-85m	4.48h	1.31	0.159	Br-84m	6.0min	0.019	2.769
Kr-85	10.73y	0.29	0.0022	Br-84	31.8min	0.97	1.742
Kr-87	76.3min	2.54	0.793	Br-85	2.87min	1.30	0.065
Kr-88	2.80h	3.58	1.950	Br-86	59s	1.56	3.379
Kr-89	3.18min	4.68	2.067	Br-87	55.7s	2.20	1.528
Kr-90	32.32s	4.69	1.325	I-129	1.57x10 ⁷ y	0.66	0.024
Xe-131m	11.9d	0.040	0.020	I-130	12.36h	0.00024	1.966
Xe-133m	2.25d	0.19	0.042	I-131	8.06d	2.84	0.381
Xe-133	5.29d	6.77	0.045	I-132	2.28h	4.21	2.253
Xe-135m	15.65min	1.06	0.432	I-133	20.8h	6.77	0.608
Xe-135	9.083h	6.63	0.250	I-134m	3.7min	0.43	0.228
Xe-137	3.83min	6.13	0.181	I-134	52.6min	7.61	2.750
Xe-138	14.2min	6.28	1.183	I-135	6.61h	6.41	1.645
Xe-139	39.5s	5.16	0.850	I-136	83s	2.93	2.168

*核分裂収率は、Recommended cumulative yields である。

Table 4.2 ²³⁵U(n,f)反応一回あたりの発生エネルギー

(単位 : MeV)

核分裂片の運動エネルギー	168	
発生する中性子の運動エネルギー	5	
即発γ線のエネルギー	7	
核分裂片の壊変によるエネルギー	β線	8
	γ線	7
	中性微子	12
合計	207	

Table 4.3 大気中に放出される FP に対する炉内蓄積量

核種	炉内蓄積量 (Bq)	核種	炉内蓄積量 (Bq)
Kr-83m	3.39×10^{15}	Br-83	3.39×10^{15}
Kr-85m	8.39×10^{15}	Br-84m	1.22×10^{14}
Kr-85	9.13×10^{13}	Br-84	6.21×10^{15}
Kr-87	1.63×10^{16}	Br-85	8.32×10^{15}
Kr-88	2.29×10^{16}	Br-86	9.99×10^{15}
Kr-89	3.00×10^{16}	Br-87	1.41×10^{16}
Kr-90	3.00×10^{16}	I-129	1.46×10^8
Xe-131m	2.56×10^{14}	I-130	1.54×10^{12}
Xe-133m	1.22×10^{15}	I-131	1.82×10^{16}
Xe-133	4.33×10^{16}	I-132	2.69×10^{16}
Xe-135m	6.79×10^{15}	I-133	4.33×10^{16}
Xe-135	4.24×10^{16}	I-134m	2.75×10^{15}
Xe-137	3.92×10^{16}	I-134	4.87×10^{16}
Xe-138	4.02×10^{16}	I-135	4.10×10^{16}
Xe-139	3.30×10^{16}	I-136	1.88×10^{16}

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (1)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能量(Bq)	仮想事故時の放射能量(Bq)
KR081M	1.30E+01	5.33E-02	1.77E-09	4.53E+05	1.13E+07
KR083M	6.59E+03	1.05E-04	5.30E-01	1.36E+14	3.39E+15
KR085M	1.61E+04	4.30E-05	1.31E+00	3.36E+14	8.39E+15
KR085	3.38E+08	2.05E-09	2.90E-01	3.63E+12	9.13E+13
KR087	4.58E+03	1.51E-04	2.54E+00	6.51E+14	1.63E+16
KR088	1.02E+04	6.78E-05	3.58E+00	9.18E+14	2.29E+16
KR089	1.86E+02	3.73E-03	4.68E+00	1.20E+15	3.00E+16
KR090	3.23E+01	2.15E-02	4.69E+00	1.20E+15	3.00E+16
KR091	8.60E+00	8.06E-02	3.51E+00	8.99E+14	2.25E+16
KR092	1.84E+00	3.77E-01	1.54E+00	3.94E+14	9.84E+15
KR093	1.29E+00	5.37E-01	5.19E-01	1.33E+14	3.33E+15
XE129M	7.68E+05	9.02E-07	7.84E-09	2.01E+06	5.03E+07
XE131M	1.02E+06	6.82E-07	4.00E-02	1.02E+13	2.56E+14
XE133M	1.89E+05	3.66E-06	1.90E-01	4.90E+13	1.22E+15
XE133	4.53E+05	1.53E-06	6.77E+00	1.73E+15	4.33E+16
XE135M	9.17E+02	7.56E-04	1.06E+00	2.71E+14	6.79E+15
XE135	3.27E+04	2.12E-05	6.63E+00	1.70E+15	4.24E+16
XE137	2.30E+02	3.02E-03	6.13E+00	1.57E+15	3.92E+16
XE138	8.50E+02	8.15E-04	6.28E+00	1.61E+15	4.02E+16
XE139	3.97E+01	1.75E-02	5.16E+00	1.32E+15	3.30E+16
XE140	1.36E+01	5.10E-02	3.72E+00	9.52E+14	2.38E+16
BR080M	1.59E+04	4.36E-05	3.66E-07	9.37E+07	2.34E+09
BR080	1.04E+03	6.64E-04	8.15E-07	2.09E+08	5.22E+09
BR082M	3.66E+02	1.89E-03	9.61E-05	2.46E+10	6.14E+11
BR082	1.28E+05	5.41E-06	1.54E-04	3.94E+10	9.84E+11
BR083	8.64E+03	8.02E-05	5.30E-01	1.36E+14	3.39E+15
BR084M	3.60E+02	1.93E-03	1.90E-02	4.92E+12	1.22E+14
BR084	1.91E+03	3.63E-04	9.70E-01	2.48E+14	6.21E+15
BR085	1.74E+02	3.98E-03	1.30E+00	3.32E+14	8.32E+15
BR086	5.50E+01	1.26E-02	1.56E+00	4.00E+14	9.99E+15
BR087	5.57E+01	1.24E-02	2.20E+00	5.64E+14	1.41E+16
BR088	1.65E+01	4.20E-02	2.51E+00	6.43E+14	1.61E+16
I128	1.50E+03	4.62E-04	1.32E-05	3.38E+09	8.44E+10
I129	4.95E+14	1.40E-15	6.60E-01	5.87E+06	1.46E+08
I130M	5.50E+02	1.26E-03	7.92E-05	2.03E+10	5.07E+11
I130	4.45E+04	1.56E-05	2.40E-04	6.17E+10	1.54E+12
I131	6.95E+05	9.98E-07	2.84E+00	7.26E+14	1.82E+16
I132	8.28E+03	8.37E-05	4.21E+00	1.08E+15	2.69E+16
I133	7.52E+04	9.21E-06	6.77E+00	1.73E+15	4.33E+16
I134M	2.10E+02	3.30E-03	4.30E-01	1.09E+14	2.75E+15
I134	3.16E+03	2.20E-04	7.61E+00	1.95E+15	4.87E+16
I135	2.38E+04	2.91E-05	6.41E+00	1.64E+15	4.10E+16
I136	8.34E+01	8.31E-03	2.93E+00	7.50E+14	1.88E+16
AS076	9.47E+04	7.32E-06	1.93E-07	4.94E+07	1.24E+09
AS077	1.40E+05	4.96E-06	8.47E-03	2.17E+12	5.44E+13
AS078	5.46E+03	1.27E-04	1.88E-02	4.81E+12	1.20E+14
AS079	5.40E+02	1.28E-03	5.29E-02	1.36E+13	3.39E+14
AS080	1.65E+01	4.20E-02	1.28E-01	3.27E+13	8.18E+14
AS081	3.30E+01	2.10E-02	2.05E-01	5.26E+13	1.31E+15

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (2)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能量(Bq)	仮想事故時の放射能量(Bq)
SE077M	1.75E+01	3.96E-02	2.54E-05	6.50E+09	1.63E+11
SE079M	2.34E+02	2.96E-03	5.30E-02	1.36E+13	3.39E+14
SE081M	3.43E+03	2.02E-04	7.70E-03	1.97E+12	4.92E+13
SE081	1.11E+03	6.24E-04	2.16E-01	5.53E+13	1.38E+15
SE083M	7.00E+01	9.90E-03	3.31E-01	8.48E+13	2.12E+15
SE083	1.35E+03	5.13E-04	1.95E-01	4.99E+13	1.25E+15
SE084	1.98E+02	3.50E-03	9.45E-01	2.42E+14	6.07E+15
SE085	3.10E+01	2.24E-02	6.40E-01	1.64E+14	4.11E+15
TE123M	1.03E+07	6.70E-08	8.33E-11	1.72E+04	4.29E+05
TE125M	5.01E+06	1.38E-07	6.75E-03	1.67E+12	4.18E+13
TE127M	9.42E+06	7.36E-08	2.24E-02	4.80E+12	1.20E+14
TE127	3.37E+04	2.06E-05	1.28E-01	3.28E+13	8.18E+14
TE129M	2.90E+06	2.39E-07	1.19E-01	3.04E+13	7.59E+14
TE129	4.18E+03	1.66E-04	6.22E-01	1.59E+14	4.00E+15
TE131M	1.08E+05	6.42E-06	3.54E-01	9.08E+13	2.27E+15
TE131	1.50E+03	4.62E-04	2.54E+00	6.50E+14	1.63E+16
TE132	2.82E+05	2.46E-06	4.19E+00	1.07E+15	2.68E+16
TE133M	3.32E+03	2.09E-04	3.93E+00	1.01E+15	2.52E+16
TE133	7.47E+02	9.28E-04	3.03E+00	7.76E+14	1.94E+16
TE134	2.51E+03	2.76E-04	6.76E+00	1.73E+15	4.33E+16
TE135	1.92E+01	3.61E-02	3.31E+00	8.47E+14	2.12E+16
RB086M	6.10E+01	1.14E-02	8.12E-05	2.08E+10	5.22E+11
RB086	1.61E+06	4.30E-07	9.81E-05	2.51E+10	6.29E+11
RB088	1.07E+03	6.49E-04	3.62E+00	9.28E+14	2.32E+16
RB089	9.21E+02	7.53E-04	4.85E+00	1.24E+15	3.10E+16
RB090	1.53E+02	4.53E-03	4.92E+00	1.26E+15	3.15E+16
RB091	5.87E+01	1.18E-02	5.74E+00	1.47E+15	3.68E+16
RB092	4.52E+00	1.53E-01	4.85E+00	1.24E+15	3.10E+16
RB093	5.85E+00	1.18E-01	3.49E+00	8.94E+14	2.23E+16
RB094	2.73E+00	2.54E-01	1.86E+00	4.77E+14	1.19E+16
RB095	3.84E-01	1.81E+00	8.88E-01	2.27E+14	5.70E+15
SR087M	1.01E+04	6.86E-05	1.57E-06	4.02E+08	1.01E+10
SR089	4.36E+06	1.59E-07	4.85E+00	1.22E+15	3.04E+16
SR090	9.18E+08	7.55E-10	5.92E+00	2.79E+13	6.96E+14
SR091	3.42E+04	2.03E-05	5.92E+00	1.52E+15	3.77E+16
SR092	9.76E+03	7.10E-05	5.95E+00	1.52E+15	3.81E+16
SR093	4.44E+02	1.56E-03	6.27E+00	1.60E+15	4.00E+16
SR094	7.50E+01	9.24E-03	6.01E+00	1.54E+15	3.85E+16
SR095	2.44E+01	2.84E-02	5.50E+00	1.41E+15	3.52E+16
CS134M	1.04E+04	6.64E-05	3.52E-05	9.01E+09	2.25E+11
CS134	6.50E+07	1.07E-08	4.50E-05	2.66E+09	6.66E+10
CS135M	3.18E+03	2.18E-04	6.87E-04	1.76E+11	4.40E+12
CS136	1.14E+06	6.10E-07	5.27E-03	1.35E+12	3.37E+13
CS137	9.49E+08	7.31E-10	6.26E+00	2.86E+13	7.14E+14
CS138	1.93E+03	3.59E-04	6.72E+00	1.72E+15	4.29E+16
CS139	5.70E+02	1.22E-03	6.41E+00	1.64E+15	4.11E+16
CS140	6.37E+01	1.09E-02	5.90E+00	1.51E+15	3.77E+16
CS141	2.49E+01	2.78E-02	4.42E+00	1.13E+15	2.83E+16
CS142	1.80E+00	3.85E-01	2.76E+00	7.08E+14	1.77E+16

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (3)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能(Bq)	仮想事故時の放射能(Bq)
CS143	1.77E+00	3.92E-01	1.55E+00	3.97E+14	9.92E+15
BA135M	1.03E+05	6.71E-06	3.05E-07	7.81E+07	1.95E+09
BA137M	1.53E+02	4.53E-03	5.92E+00	1.52E+15	3.81E+16
BA139	4.96E+03	1.40E-04	6.48E+00	1.66E+15	4.14E+16
BA140	1.10E+06	6.29E-07	6.32E+00	1.62E+15	4.03E+16
BA141	1.10E+03	6.32E-04	5.87E+00	1.50E+15	3.77E+16
BA142	6.36E+02	1.09E-03	5.83E+00	1.49E+15	3.74E+16
BA143	1.45E+01	4.78E-02	5.34E+00	1.37E+15	3.42E+16
ZN072	1.67E+05	4.14E-06	2.69E-05	6.89E+09	1.72E+11
YO91	5.06E+06	1.37E-07	5.92E+00	1.46E+15	3.66E+16
YO93	3.64E+04	1.91E-05	6.37E+00	1.63E+15	4.07E+16
YO94	1.15E+03	6.05E-04	6.41E+00	1.64E+15	4.11E+16
YO95	6.18E+02	1.12E-03	6.43E+00	1.65E+15	4.11E+16
YO96	6.20E+00	1.12E-01	5.97E+00	1.53E+15	3.81E+16
YO97	3.50E+00	1.98E-01	4.94E+00	1.27E+15	3.16E+16
ZR093	4.83E+13	1.44E-14	6.37E+00	5.77E+08	1.44E+10
ZR095	5.53E+06	1.25E-07	6.46E+00	1.58E+15	3.96E+16
ZR097	6.08E+04	1.14E-05	5.94E+00	1.52E+15	3.81E+16
NB093M	4.29E+08	1.62E-09	6.05E+00	6.04E+13	1.51E+15
NB095M	3.12E+05	2.22E-06	6.47E-02	1.66E+13	4.14E+14
NB095	3.02E+06	2.29E-07	6.46E+00	1.65E+15	4.11E+16
NB096	8.41E+04	8.25E-06	5.91E-04	1.51E+11	3.77E+12
NB097M	6.00E+01	1.16E-02	5.59E+00	1.43E+15	3.58E+16
NB097	4.33E+03	1.60E-04	5.96E+00	1.53E+15	3.81E+16
NB098M	3.08E+03	2.25E-04	5.73E+00	1.47E+15	3.67E+16
NB098	2.86E+00	2.42E-01	4.79E-02	1.23E+13	3.07E+14
MO099	2.38E+05	2.92E-06	6.13E+00	1.57E+15	3.92E+16
MO101	8.76E+02	7.91E-04	5.04E+00	1.29E+15	3.23E+16
MO102	6.78E+02	1.02E-03	4.20E+00	1.07E+15	2.69E+16
MO103	6.75E+01	1.03E-02	3.11E+00	7.97E+14	1.99E+16
MO104	6.00E+01	1.16E-02	1.76E+00	4.52E+14	1.13E+16
MO105	3.67E+01	1.89E-02	8.80E-01	2.25E+14	5.62E+15
TC099M	2.17E+04	3.20E-05	5.40E+00	1.38E+15	3.46E+16
TC099	6.72E+12	1.03E-13	6.13E+00	3.99E+09	9.99E+10
TC100	1.58E+01	4.39E-02	3.32E-05	8.50E+09	2.12E+11
TC101	8.52E+02	8.14E-04	5.04E+00	1.29E+15	3.23E+16
TC102M	5.28E+00	1.31E-01	4.20E+00	1.08E+15	2.69E+16
TC102	2.61E+02	2.66E-03	1.61E-03	4.12E+11	1.03E+13
TC103	5.42E+01	1.28E-02	3.14E+00	8.03E+14	2.01E+16
TC104	1.09E+03	6.35E-04	1.82E+00	4.67E+14	1.17E+16
TC105	4.62E+02	1.50E-03	9.84E-01	2.52E+14	6.29E+15
TC106	3.60E+01	1.93E-02	3.91E-01	1.00E+14	2.50E+15
RU103	3.40E+06	2.04E-07	3.14E+00	7.98E+14	1.99E+16
RU105	1.60E+04	4.34E-05	9.87E-01	2.53E+14	6.33E+15
RU107	2.52E+02	2.75E-03	1.73E-01	4.44E+13	1.11E+15
RU108	2.70E+02	2.57E-03	7.40E-02	1.89E+13	4.74E+14
RH103M	3.37E+03	2.06E-04	3.10E+00	7.95E+14	1.99E+16
RH104M	2.60E+02	2.66E-03	4.05E-08	1.04E+07	2.59E+08
RH104	4.23E+01	1.64E-02	8.26E-08	2.12E+07	5.29E+08

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (4)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能量(Bq)	仮想事故時の放射能量(Bq)
RH105M	4.50E+01	1.54E-02	2.66E-01	6.82E+13	1.71E+15
RH105	1.27E+05	5.45E-06	9.87E-01	2.53E+14	6.33E+15
RH106M	7.92E+03	8.75E-05	3.48E-07	8.91E+07	2.23E+09
RH106	2.99E+01	2.32E-02	3.92E-01	1.00E+14	2.51E+15
RH107	1.30E+03	5.32E-04	1.73E-01	4.44E+13	1.11E+15
RH108	1.68E+01	4.13E-02	7.40E-02	1.90E+13	4.74E+14
RH109	7.98E+01	8.69E-03	3.08E-02	7.88E+12	1.97E+14
RH110	2.85E+01	2.43E-02	2.24E-02	5.74E+12	1.44E+14
PD107M	2.13E+01	3.25E-02	5.24E-10	1.34E+05	3.36E+06
PD109M	2.81E+02	2.46E-03	1.54E-02	3.94E+12	9.84E+13
PD109	4.85E+04	1.43E-05	3.08E-02	7.88E+12	1.97E+14
PD111M	1.98E+04	3.50E-05	1.84E-04	4.71E+10	1.18E+12
PD111	1.40E+03	4.94E-04	1.86E-02	4.77E+12	1.19E+14
PD112	7.60E+04	9.12E-06	1.27E-02	3.25E+12	8.10E+13
PD113	9.00E+01	7.70E-03	1.24E-02	3.18E+12	7.96E+13
PD114	1.47E+02	4.72E-03	1.15E-02	2.94E+12	7.33E+13
PD115	4.70E+01	1.47E-02	9.87E-03	2.53E+12	6.33E+13
AG108	1.42E+02	4.87E-03	1.22E-12	3.12E+02	7.81E+03
AG109M	3.96E+01	1.75E-02	3.08E-02	7.88E+12	1.97E+14
AG110M	2.16E+07	3.20E-08	4.32E-09	6.04E+05	1.51E+07
AG110	2.46E+01	2.82E-02	4.62E-09	1.18E+06	2.96E+07
AG111M	6.48E+01	1.07E-02	1.85E-02	4.74E+12	1.18E+14
AG111	6.44E+05	1.08E-06	1.86E-02	4.77E+12	1.19E+14
AG112	1.13E+04	6.13E-05	1.27E-02	3.25E+12	8.10E+13
AG113M	6.87E+01	1.01E-02	1.26E-03	3.22E+11	8.03E+12
AG113	1.93E+04	3.59E-05	1.12E-02	2.87E+12	7.18E+13
AG114	4.50E+00	1.54E-01	1.16E-02	2.98E+12	7.44E+13
AG115M	1.83E+01	3.79E-02	2.97E-03	7.61E+11	1.91E+13
AG115	1.20E+03	5.78E-04	7.61E-03	1.95E+12	4.88E+13
AG116	1.61E+02	4.31E-03	5.57E-03	1.43E+12	3.57E+13
AG117	7.28E+01	9.52E-03	5.13E-03	1.31E+12	3.28E+13
CD111M	2.92E+03	2.38E-04	2.18E-11	5.58E+03	1.39E+05
CD113M	4.60E+08	1.51E-09	2.77E-04	2.58E+09	6.44E+10
CD115M	3.87E+06	1.79E-07	1.46E-03	3.69E+11	9.25E+12
CD115	1.92E+05	3.61E-06	9.18E-03	2.35E+12	5.88E+13
CD117M	1.21E+04	5.73E-05	3.88E-03	9.93E+11	2.48E+13
CD117	8.96E+03	7.73E-05	6.96E-03	1.78E+12	4.44E+13
CD119M	1.14E+02	6.08E-03	5.84E-03	1.50E+12	3.74E+13
CD119	1.62E+02	4.28E-03	5.84E-03	1.50E+12	3.74E+13
CD121	4.80E+00	1.44E-01	1.16E-02	2.97E+12	7.44E+13
LA140	1.45E+05	4.78E-06	6.32E+00	1.62E+15	4.03E+16
LA141	1.41E+04	4.90E-05	5.89E+00	1.51E+15	3.77E+16
LA142	5.55E+03	1.25E-04	5.93E+00	1.52E+15	3.81E+16
LA143	8.52E+02	8.14E-04	5.94E+00	1.52E+15	3.81E+16
LA144	4.09E+01	1.69E-02	5.39E+00	1.38E+15	3.45E+16
CE141	2.81E+06	2.47E-07	5.89E+00	1.50E+15	3.77E+16
CE143	1.19E+05	5.83E-06	5.97E+00	1.53E+15	3.81E+16
CE144	2.46E+07	2.82E-08	5.46E+00	7.00E+14	1.75E+16
CE145	1.80E+02	3.85E-03	3.94E+00	1.01E+15	2.52E+16

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (5)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能量(Bq)	仮想事故時の放射能量(Bq)
CE146	8.52E+02	8.14E-04	2.99E+00	7.65E+14	1.91E+16
CE147	5.64E+01	1.23E-02	2.22E+00	5.68E+14	1.42E+16
CE148	5.60E+01	1.24E-02	1.50E+00	3.84E+14	9.58E+15
PR142	6.89E+04	1.01E-05	8.61E-08	2.20E+07	5.51E+08
PR143	1.17E+06	5.91E-07	5.97E+00	1.53E+15	3.81E+16
PR144	1.04E+03	6.69E-04	5.46E+00	1.40E+15	3.49E+16
PR145	2.15E+04	3.22E-05	3.94E+00	1.01E+15	2.52E+16
PR146	1.44E+03	4.81E-04	3.00E+00	7.68E+14	1.92E+16
PR147	8.16E+02	8.49E-04	2.28E+00	5.85E+14	1.46E+16
PR148	1.38E+02	5.02E-03	1.69E+00	4.32E+14	1.08E+16
PR149	1.36E+02	5.11E-03	1.07E+00	2.74E+14	6.85E+15
ND147	1.04E+06	6.70E-07	2.28E+00	5.85E+14	1.46E+16
ND149	6.23E+03	1.11E-04	1.09E+00	2.80E+14	6.99E+15
ND151	7.44E+02	9.32E-04	4.19E-01	1.07E+14	2.68E+15
PM147	8.27E+07	8.38E-09	2.28E+00	1.09E+14	2.73E+15
PM148M	3.57E+06	1.94E-07	1.16E-06	2.95E+08	7.36E+09
PM148	4.64E+05	1.49E-06	5.84E-06	1.50E+09	3.74E+10
PM149	1.91E+05	3.63E-06	1.09E+00	2.80E+14	6.99E+15
PM150	9.72E+03	7.13E-05	5.43E-04	1.39E+11	3.48E+12
PM151	1.01E+05	6.88E-06	4.22E-01	1.08E+14	2.70E+15
PM152	2.46E+02	2.82E-03	2.67E-01	6.83E+13	1.71E+15
PM153	3.24E+02	2.14E-03	1.63E-01	4.17E+13	1.04E+15
PM154	1.62E+02	4.28E-03	6.42E-02	1.64E+13	4.11E+14
SM151	2.74E+09	2.53E-10	4.22E-01	6.70E+11	1.68E+13
SM153	1.68E+05	4.12E-06	1.63E-01	4.18E+13	1.05E+15
SM155	1.33E+03	5.23E-04	3.33E-02	8.53E+12	2.13E+14
SM156	3.38E+04	2.05E-05	1.36E-02	3.47E+12	8.70E+13
SM157	4.80E+02	1.44E-03	6.45E-03	1.65E+12	4.14E+13
EU152M	3.36E+04	2.07E-05	6.79E-09	1.74E+06	4.33E+07
EU152	4.19E+08	1.65E-09	6.79E-09	6.93E+04	1.74E+06
EU154	2.71E+08	2.56E-09	2.81E-06	4.39E+07	1.10E+09
EU155	1.56E+08	4.43E-09	3.33E-02	8.82E+11	2.21E+13
EU156	1.30E+06	5.35E-07	1.36E-02	3.49E+12	8.73E+13
EU157	5.45E+04	1.27E-05	6.58E-03	1.68E+12	4.22E+13
EU158	2.75E+03	2.52E-04	3.31E-03	8.47E+11	2.12E+13
EU159	1.09E+03	6.38E-04	1.04E-03	2.67E+11	6.70E+12
EU160	5.00E+01	1.39E-02	3.92E-04	1.00E+11	2.51E+12
GD153	2.09E+07	3.32E-08	2.39E-11	3.41E+03	8.55E+04
GD159	6.68E+04	1.04E-05	1.05E-03	2.70E+11	6.73E+12
GD161	2.18E+02	3.17E-03	8.79E-05	2.25E+10	5.62E+11
GD162	5.40E+02	1.28E-03	2.94E-05	7.53E+09	1.88E+11
TB160	6.23E+06	1.11E-07	3.52E-08	8.43E+06	2.11E+08
TB161	5.96E+05	1.16E-06	8.81E-05	2.26E+10	5.62E+11
TB163	1.17E+03	5.92E-04	1.03E-05	2.64E+09	6.59E+10
TB164	1.80E+02	3.85E-03	2.84E-06	7.27E+08	1.82E+10
DY165M	7.56E+01	9.17E-03	7.01E-07	1.80E+08	4.48E+09
DY165	8.40E+03	8.25E-05	1.38E-06	3.53E+08	8.84E+09
DY166	2.93E+05	2.36E-06	4.86E-07	1.24E+08	3.11E+09
HO166M	3.78E+10	1.83E-11	3.82E-10	4.41E+01	1.10E+03

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (6)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能(Bq)	仮想事故時の放射能(Bq)
HO166	9.65E+04	7.18E-06	4.87E-07	1.25E+08	3.12E+09
GA072	5.08E+04	1.37E-05	2.69E-05	6.89E+09	1.72E+11
GA073	1.75E+04	3.95E-05	1.13E-04	2.89E+10	7.25E+11
GA074	4.89E+02	1.42E-03	3.64E-04	9.32E+10	2.33E+12
GA075	1.26E+02	5.50E-03	1.18E-03	3.03E+11	7.59E+12
GA076	2.71E+01	2.56E-02	3.74E-03	9.56E+11	2.39E+13
GE075M	4.80E+01	1.44E-02	4.94E-05	1.27E+10	3.16E+11
GE075	4.97E+03	1.40E-04	1.19E-03	3.04E+11	7.62E+12
GE077M	5.29E+01	1.31E-02	6.84E-03	1.75E+12	4.37E+13
GE077	4.07E+04	1.70E-05	3.06E-03	7.83E+11	1.96E+13
GE078	5.29E+03	1.31E-04	1.86E-02	4.77E+12	1.19E+14
IN114M	4.28E+06	1.62E-07	3.00E-11	7.54E+03	1.89E+05
IN114	7.20E+01	9.63E-03	5.79E-11	1.48E+04	3.70E+05
IN115M	1.55E+04	4.48E-05	9.18E-03	2.35E+12	5.88E+13
IN116M	3.25E+03	2.13E-04	2.26E-08	5.79E+06	1.45E+08
IN116	1.40E+01	4.95E-02	2.26E-08	5.79E+06	1.45E+08
IN117M	6.98E+03	9.92E-05	8.18E-03	2.09E+12	5.22E+13
IN117	2.63E+03	2.64E-04	6.50E-03	1.67E+12	4.14E+13
IN118M	8.50E+00	8.15E-02	3.77E-06	9.65E+08	2.41E+10
IN118	5.00E+00	1.39E-01	1.17E-02	3.01E+12	7.51E+13
IN119M	1.08E+03	6.42E-04	8.79E-03	2.25E+12	5.62E+13
IN119	1.44E+02	4.81E-03	3.39E-03	8.69E+11	2.17E+13
IN120M	4.62E+01	1.50E-02	6.14E-03	1.57E+12	3.92E+13
IN120	3.10E+00	2.24E-01	6.14E-03	1.57E+12	3.92E+13
IN121M	2.33E+02	2.98E-03	2.97E-03	7.59E+11	1.90E+13
IN121	2.31E+01	3.00E-02	9.99E-03	2.56E+12	6.40E+13
IN122	9.20E+00	7.53E-02	1.26E-02	3.24E+12	8.10E+13
IN123M	4.78E+01	1.45E-02	5.16E-03	1.32E+12	3.30E+13
IN123	5.98E+00	1.16E-01	1.14E-02	2.91E+12	7.29E+13
IN124	3.17E+00	2.19E-01	2.11E-02	5.41E+12	1.35E+14
SN117M	1.18E+06	5.90E-07	1.57E-10	4.02E+04	1.01E+06
SN119M	2.53E+07	2.74E-08	1.70E-04	2.14E+10	5.33E+11
SN121M	1.73E+09	4.00E-10	7.67E-06	1.92E+07	4.81E+08
SN123M	2.40E+03	2.88E-04	8.46E-03	2.17E+12	5.40E+13
SN123	1.12E+07	6.21E-08	8.46E-03	1.70E+12	4.26E+13
SN125M	5.71E+02	1.21E-03	1.63E-02	4.18E+12	1.05E+14
SN125	8.33E+05	8.32E-07	1.36E-02	3.48E+12	8.70E+13
SN126	3.15E+12	2.20E-13	5.77E-02	8.00E+07	2.00E+09
SN127M	2.48E+02	2.80E-03	4.36E-02	1.12E+13	2.79E+14
SN127	7.78E+03	8.91E-05	7.98E-02	2.04E+13	5.11E+14
SN128	3.60E+03	1.93E-04	3.33E-01	8.54E+13	2.13E+15
SN129M	4.02E+02	1.72E-03	3.49E-01	8.94E+13	2.23E+15
SN129	4.50E+02	1.54E-03	2.05E-01	5.25E+13	1.31E+15
SN130	2.22E+02	3.12E-03	9.00E-01	2.31E+14	5.77E+15
SN132	4.00E+01	1.73E-02	6.61E-01	1.69E+14	4.22E+15
SB124M	9.30E+01	7.45E-03	3.54E-06	9.07E+08	2.27E+10
SB124	5.20E+06	1.33E-07	8.02E-06	1.98E+09	4.96E+10
SB125	8.74E+07	7.93E-09	3.00E-02	1.36E+12	3.41E+13
SB126M	1.14E+03	6.08E-04	5.81E-02	1.49E+13	3.74E+14

Table 4.4 原子炉建家内に浮遊するFPに対する炉内蓄積量 (7)

核種	半減期(s)	崩壊定数(1/s)	核分裂収率(%)	重大事故時の放射能量(Bq)	仮想事故時の放射能量(Bq)
SB126	1.07E+06	6.47E-07	8.99E-03	2.30E+12	5.77E+13
SB127	3.38E+05	2.05E-06	1.28E-01	3.29E+13	8.21E+14
SB128M	3.24E+04	2.14E-05	3.39E-01	8.69E+13	2.17E+15
SB128	3.28E+04	2.12E-05	1.18E-02	3.01E+12	7.51E+13
SB129	1.59E+04	4.37E-05	6.37E-01	1.63E+14	4.07E+15
SB130M	3.78E+02	1.83E-03	1.12E+00	2.86E+14	7.14E+15
SB130	2.45E+03	2.82E-04	2.99E-01	7.65E+13	1.91E+15
SB131	1.38E+03	5.02E-04	2.52E+00	6.45E+14	1.61E+16
SB132	2.52E+02	2.75E-03	1.52E+00	3.90E+14	9.77E+15
SB133	1.62E+02	4.28E-03	2.23E+00	5.72E+14	1.43E+16
SB134	1.04E+01	6.65E-02	2.37E-01	6.08E+13	1.52E+15

Table 5.1 非常用排気設備の主な仕様

(1)非常用排風機 基数 容量	2基 約 90m ³ /h
(2)空気浄化装置 型式 基数 容量 よう素除去効率 微粒子除去効率	微粒子フィルタ、よう素除去フィルタ内臓型 2基 100%/基 97%以上 (相対湿度 80%以下、温度約 50°Cにおいて) 99%以上 (0.4 μm 平均粒径)

Table 5.2 燃料事故モニタの主な仕様

(1)電離箱 測定範囲 封入ガス 容積 耐放射線 チャンネル	1~10 ⁴ R/h N ₂ ガス 約 100cm ³ 7x10 ⁷ rad 以上 2チャンネル
(2)設計条件 応答時間 電源 湿度 使用温度	検出器に FP が到達してから警報信号を出力するまで 0.3sec 以内 AC 100V 50Hz 40~100% 0~60°C

Table 5.3 燃焼度約 65%のシリサイド燃料 (U₃Si₂-Al) からの FP の放出割合

燃料温度(°C)	放出率(%)				
	¹³¹ I	¹³³ Xe	⁸⁵ Kr	¹³⁷ Cs	¹⁰³ Ru
600	15.9	62.6	85.0	3.0	
700	53.0	88.0	96.1	12.3	
800	85.5	93.4	99.2	34.4	0.4
900	93.1	95.8	99.7	61.1	6.4
1000	97.5	98.1	99.8	83.6	13.4
1100	100	100	100	100	25.4

被覆材(Al)の融点が約 660°Cということから、計算には燃料温度 700°Cの放出率を参照。

Table 5.4 FP の移行パラメータ

核種	半減期 (s)	移行パラメータ			
		F_f	F_L	F_g	F_p
Kr-83m	6.59×10^3	1.0	1.0	—	1.0
Kr-85m	1.61×10^4	1.0	1.0	—	1.0
Kr-85	3.38×10^8	1.0	1.0	—	1.0
Kr-87	4.58×10^3	1.0	1.0	—	1.0
Kr-88	1.02×10^4	1.0	1.0	—	1.0
Kr-89	1.86×10^2	1.0	1.0	—	1.0
Kr-90	3.23×10^1	1.0	1.0	—	1.0
Xe-131m	1.02×10^6	1.0	1.0	—	1.0
Xe-133m	1.89×10^5	1.0	1.0	—	1.0
Xe-133	4.53×10^5	1.0	1.0	—	1.0
Xe-135m	9.17×10^2	1.0	1.0	—	1.0
Xe-135	3.27×10^4	1.0	1.0	—	1.0
Xe-137	2.30×10^2	1.0	1.0	—	1.0
Xe-138	8.50×10^2	1.0	1.0	—	1.0
Xe-139	3.97×10^1	1.0	1.0	—	1.0
Br-83	8.64×10^3	0.6	1.0	—	1.0
Br-84m	3.60×10^2	0.6	1.0	—	1.0
Br-84	1.91×10^3	0.6	1.0	—	1.0
Br-85	1.74×10^2	0.6	1.0	—	1.0
Br-86	5.50×10^1	0.6	1.0	—	1.0
Br-87	5.70×10^1	0.6	1.0	—	1.0
I-129	4.95×10^{14}	0.6	有機よう素： 1.0 無機よう素： 0.01	有機よう素： 0.1 無機よう素： 0.9	有機よう素： 1.0 無機よう素： 0.5
I-130	4.45×10^4	0.6			
I-131	6.95×10^5	0.6			
I-132	8.28×10^3	0.6			
I-133	7.52×10^4	0.6			
I-134m	2.10×10^2	0.6			
I-134	3.16×10^3	0.6			
I-135	2.38×10^4	0.6			
I-136	8.34×10^1	0.6			

F_f : 燃料板から一次冷却材中への放出割合

F_L : 一次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合

F_g : 有機よう素と無機よう素の割合

F_p : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合

Table 5.5 炉心流路閉塞事故時に大氣中に放出される FP 量

核種	放出量 (Bq)	核種	放出量 (Bq)
Kr-83m	1.58×10^{11}	Br-83	6.20×10^9
Kr-85m	9.43×10^{11}	Br-84m	7.79×10^5
Kr-85	3.50×10^{11}	Br-84	2.47×10^9
Kr-87	5.26×10^{11}	Br-85	2.11×10^8
Kr-88	1.65×10^{12}	Br-86	3.37×10^7
Kr-89	2.77×10^{10}	Br-87	4.93×10^7
Kr-90	8.13×10^8	I-129	1.75×10^3
Xe-131m	6.59×10^{11}	I-130	1.43×10^6
Xe-133m	1.24×10^{12}	I-131	1.26×10^{11}
Xe-133	7.79×10^{13}	I-132	4.93×10^9
Xe-135m	4.16×10^{10}	I-133	6.49×10^{10}
Xe-135	9.43×10^{12}	I-134m	9.40×10^6
Xe-137	4.80×10^{10}	I-134	3.38×10^9
Xe-138	2.27×10^{11}	I-135	2.11×10^{10}
Xe-139	1.64×10^9	I-136	1.54×10^7
γ 線換算 (0.5MeV)	2.04×10^{13}	I-131 換算	1.38×10^{11}

Table 6.1 使用済燃料の機械的破損事故時に大気中に放出される FP 量

核種	(Bq)	核種	放出量 (Bq)
Kr-83m	4.47×10^3	Br-83	3.90×10^2
Kr-85m	4.97×10^8	Br-84m	$0.00 \times 10^{0*}$
Kr-85	9.13×10^9	Br-84	$0.00 \times 10^{0*}$
Kr-87	7.57×10^0	Br-85	$0.00 \times 10^{0*}$
Kr-88	1.87×10^7	Br-86	$0.00 \times 10^{0*}$
Kr-89	$0.00 \times 10^{0*}$	Br-87	$0.00 \times 10^{0*}$
Kr-90	$0.00 \times 10^{0*}$	I-129	1.75×10^1
Xe-131m	2.28×10^{10}	I-130	1.25×10^4
Xe-133m	6.46×10^{10}	I-131	1.84×10^9
Xe-133	3.33×10^{12}	I-132	1.69×10^3
Xe-135m	$0.00 \times 10^{0*}$	I-133	1.06×10^9
Xe-135	1.09×10^{11}	I-134m	$0.00 \times 10^{0*}$
Xe-137	$0.00 \times 10^{0*}$	I-134	$0.00 \times 10^{0*}$
Xe-138	$0.00 \times 10^{0*}$	I-135	3.22×10^7
Xe-139	$0.00 \times 10^{0*}$	I-136	$0.00 \times 10^{0*}$
γ 線換算 (0.5MeV)	3.66×10^{11}	I-131換算	2.02×10^9

* : 放出量の値が小さいため表記上 0.00×10^0 としている。

Table 8.1 重大事故時に大気中に放出される FP 量

核種	放出量 (Bq)	核種	放出量 (Bq)
Kr-83m	1.58×10^{12}	Br-83	6.20×10^{10}
Kr-85m	9.43×10^{12}	Br-84m	7.79×10^7
Kr-85	3.50×10^{12}	Br-84	2.47×10^{10}
Kr-87	5.26×10^{12}	Br-85	2.11×10^9
Kr-88	1.65×10^{13}	Br-86	3.37×10^8
Kr-89	2.77×10^{11}	Br-87	4.93×10^8
Kr-90	8.13×10^9	I-129	1.75×10^4
Xe-131m	6.59×10^{12}	I-130	1.43×10^7
Xe-133m	1.24×10^{13}	I-131	1.26×10^{12}
Xe-133	7.79×10^{14}	I-132	4.93×10^{10}
Xe-135m	4.16×10^{11}	I-133	6.49×10^{11}
Xe-135	9.43×10^{13}	I-134m	9.40×10^7
Xe-137	4.80×10^{11}	I-134	3.38×10^{10}
Xe-138	2.27×10^{12}	I-135	2.11×10^{11}
Xe-139	1.64×10^{10}	I-136	1.54×10^8
γ 線換算 (0.5MeV)	2.04×10^{14}	I-131 換算	1.38×10^{12}
β 線換算量 (0.5MeV)	3.16×10^{14}		

Table 8.2 仮想事故時に大気中に放出される FP 量

核種	放出量 (Bq)	核種	放出量 (Bq)
Kr-83m	3.95×10^{13}	Br-83	1.55×10^{12}
Kr-85m	2.36×10^{14}	Br-84m	1.95×10^9
Kr-85	8.76×10^{13}	Br-84	6.16×10^{11}
Kr-87	1.32×10^{14}	Br-85	5.26×10^{10}
Kr-88	4.12×10^{14}	Br-86	8.43×10^9
Kr-89	6.91×10^{12}	Br-87	1.23×10^{10}
Kr-90	2.03×10^{11}	I-129	4.39×10^5
Xe-131m	1.65×10^{14}	I-130	3.58×10^8
Xe-133m	3.10×10^{14}	I-131	3.16×10^{13}
Xe-133	1.95×10^{16}	I-132	1.23×10^{12}
Xe-135m	1.04×10^{13}	I-133	1.62×10^{13}
Xe-135	2.36×10^{15}	I-134m	2.35×10^9
Xe-137	1.20×10^{13}	I-134	8.44×10^{11}
Xe-138	5.67×10^{13}	I-135	5.28×10^{12}
Xe-139	4.10×10^{11}	I-136	3.85×10^9
γ 線換算 (0.5MeV)	5.11×10^{15}	I-131 換算	3.45×10^{13}
β 線換算量 (0.5MeV)	7.91×10^{15}		

Table 8.3 原子炉建家内に浮遊するFPに対する移行パラメータ (1)

核種	移行パラメータ			
	F_f	F_L	F_g	F_p
KR081M	1.0	1.0	—	1.0
KR083M	1.0	1.0	—	1.0
KR085M	1.0	1.0	—	1.0
KR085	1.0	1.0	—	1.0
KR087	1.0	1.0	—	1.0
KR088	1.0	1.0	—	1.0
KR089	1.0	1.0	—	1.0
KR090	1.0	1.0	—	1.0
KR091	1.0	1.0	—	1.0
KR092	1.0	1.0	—	1.0
KR093	1.0	1.0	—	1.0
XE129M	1.0	1.0	—	1.0
XE131M	1.0	1.0	—	1.0
XE133M	1.0	1.0	—	1.0
XE133	1.0	1.0	—	1.0
XE135M	1.0	1.0	—	1.0
XE135	1.0	1.0	—	1.0
XE137	1.0	1.0	—	1.0
XE138	1.0	1.0	—	1.0
XE139	1.0	1.0	—	1.0
XE140	1.0	1.0	—	1.0
BR080M	0.6	1.0	—	1.0
BR080	0.6	1.0	—	1.0
BR082M	0.6	1.0	—	1.0
BR082	0.6	1.0	—	1.0
BR083	0.6	1.0	—	1.0
BR084M	0.6	1.0	—	1.0
BR084	0.6	1.0	—	1.0
BR085	0.6	1.0	—	1.0
BR086	0.6	1.0	—	1.0
BR087	0.6	1.0	—	1.0
BR088	0.6	1.0	—	1.0
I128	0.6	有機よう 素:1.0 無機よう 素:0.01	有機よう 素:0.1 無機よう 素:0.9	有機よう 素:1.0 無機よう 素:0.5
I129	0.6			
I130M	0.6			
I130	0.6			
I131	0.6			
I132	0.6			
I1133	0.6			
I134M	0.6			
I134	0.6			
I135	0.6			
I136	0.6			
AS076	0.0014	1.0	—	1.0
AS077	0.0014	1.0	—	1.0
AS078	0.0014	1.0	—	1.0
AS079	0.0014	1.0	—	1.0
AS080	0.0014	1.0	—	1.0
AS081	0.0014	1.0	—	1.0
SE077M	0.0014	1.0	—	1.0
SE079M	0.0014	1.0	—	1.0
SE081M	0.0014	1.0	—	1.0
SE081	0.0014	1.0	—	1.0

Table 8.3 原子炉建家内に浮遊するFPに対する移行パラメータ (2)

核種	移行パラメータ			
	F_f	F_L	F_g	F_D
SE083M	0.0014	1.0	—	1.0
SE083	0.0014	1.0	—	1.0
SE084	0.0014	1.0	—	1.0
SE085	0.0014	1.0	—	1.0
TE123M	0.0014	1.0	—	1.0
TE125M	0.0014	1.0	—	1.0
TE127M	0.0014	1.0	—	1.0
TE127	0.0014	1.0	—	1.0
TE129M	0.0014	1.0	—	1.0
TE129	0.0014	1.0	—	1.0
TE131M	0.0014	1.0	—	1.0
TE131	0.0014	1.0	—	1.0
TE132	0.0014	1.0	—	1.0
TE133M	0.0014	1.0	—	1.0
TE133	0.0014	1.0	—	1.0
TE134	0.0014	1.0	—	1.0
TE135	0.0014	1.0	—	1.0
RB086M	0.1	1.0	—	1.0
RB086	0.1	1.0	—	1.0
RB088	0.1	1.0	—	1.0
RB089	0.1	1.0	—	1.0
RB090	0.1	1.0	—	1.0
RB091	0.1	1.0	—	1.0
RB092	0.1	1.0	—	1.0
RB093	0.1	1.0	—	1.0
RB094	0.1	1.0	—	1.0
RB095	0.1	1.0	—	1.0
SR087M	0.0002	0.01	—	1.0
SR089	0.0002	0.01	—	1.0
SR090	0.0002	0.01	—	1.0
SR091	0.0002	0.01	—	1.0
SR092	0.0002	0.01	—	1.0
SR093	0.0002	0.01	—	1.0
SR094	0.0002	0.01	—	1.0
SR095	0.0002	0.01	—	1.0
CS134M	0.1	1.0	—	1.0
CS134	0.1	1.0	—	1.0
CS135M	0.1	1.0	—	1.0
CS136	0.1	1.0	—	1.0
CS137	0.1	1.0	—	1.0
CS138	0.1	1.0	—	1.0
CS139	0.1	1.0	—	1.0
CS140	0.1	1.0	—	1.0
CS141	0.1	1.0	—	1.0
CS142	0.1	1.0	—	1.0
CS143	0.1	1.0	—	1.0
BA135M	0.0002	0.01	—	1.0
BA137M	0.0002	0.01	—	1.0
BA139	0.0002	0.01	—	1.0
BA140	0.0002	0.01	—	1.0
BA141	0.0002	0.01	—	1.0
BA142	0.0002	0.01	—	1.0
BA143	0.0002	0.01	—	1.0

Table 8.3 原子炉建家内に浮遊するFPに対する移行パラメータ (3)

核種	移行パラメータ			
	F_f	F_L	F_g	F_p
ZN072	0.0002	0.01	—	1.0
Y091	0.0002	0.01	—	1.0
Y093	0.0002	0.01	—	1.0
Y094	0.0002	0.01	—	1.0
Y095	0.0002	0.01	—	1.0
Y096	0.0002	0.01	—	1.0
Y097	0.0002	0.01	—	1.0
ZR093	0.0002	0.01	—	1.0
ZR095	0.0002	0.01	—	1.0
ZR097	0.0002	0.01	—	1.0
NB093M	0.0002	0.01	—	1.0
NB095M	0.0002	0.01	—	1.0
NB095	0.0002	0.01	—	1.0
NB096	0.0002	0.01	—	1.0
NB097M	0.0002	0.01	—	1.0
NB097	0.0002	0.01	—	1.0
NB098M	0.0002	0.01	—	1.0
NB098	0.0002	0.01	—	1.0
MO099	0.0002	0.01	—	1.0
MO101	0.0002	0.01	—	1.0
MO102	0.0002	0.01	—	1.0
MO103	0.0002	0.01	—	1.0
MO104	0.0002	0.01	—	1.0
MO105	0.0002	0.01	—	1.0
TC099M	0.0002	0.01	—	1.0
TC099	0.0002	0.01	—	1.0
TC100	0.0002	0.01	—	1.0
TC101	0.0002	0.01	—	1.0
TC102M	0.0002	0.01	—	1.0
TC102	0.0002	0.01	—	1.0
TC103	0.0002	0.01	—	1.0
TC104	0.0002	0.01	—	1.0
TC105	0.0002	0.01	—	1.0
TC106	0.0002	0.01	—	1.0
RU103	0.0002	0.01	—	1.0
RU105	0.0002	0.01	—	1.0
RU107	0.0002	0.01	—	1.0
RU108	0.0002	0.01	—	1.0
RH103M	0.0002	0.01	—	1.0
RH104M	0.0002	0.01	—	1.0
RH104	0.0002	0.01	—	1.0
RH105M	0.0002	0.01	—	1.0
RH105	0.0002	0.01	—	1.0
RH106M	0.0002	0.01	—	1.0
RH106	0.0002	0.01	—	1.0
RH107	0.0002	0.01	—	1.0
RH108	0.0002	0.01	—	1.0
RH109	0.0002	0.01	—	1.0
RH110	0.0002	0.01	—	1.0
PD107M	0.0002	0.01	—	1.0
PD109M	0.0002	0.01	—	1.0
PD109	0.0002	0.01	—	1.0
PD111M	0.0002	0.01	—	1.0

Table 8.3 原子炉建家内に浮遊するFPに対する移行パラメータ (4)

核種	移行パラメータ			
	F_f	F_L	F_g	F_D
PD111	0.0002	0.01	—	1.0
PD112	0.0002	0.01	—	1.0
PD113	0.0002	0.01	—	1.0
PD114	0.0002	0.01	—	1.0
PD115	0.0002	0.01	—	1.0
AG108	0.0002	0.01	—	1.0
AG109M	0.0002	0.01	—	1.0
AG110M	0.0002	0.01	—	1.0
AG110	0.0002	0.01	—	1.0
AG111M	0.0002	0.01	—	1.0
AG111	0.0002	0.01	—	1.0
AG112	0.0002	0.01	—	1.0
AG113M	0.0002	0.01	—	1.0
AG113	0.0002	0.01	—	1.0
AG114	0.0002	0.01	—	1.0
AG115M	0.0002	0.01	—	1.0
AG115	0.0002	0.01	—	1.0
AG116	0.0002	0.01	—	1.0
AG117	0.0002	0.01	—	1.0
CD109	0.0002	0.01	—	1.0
CD111M	0.0002	0.01	—	1.0
CD113M	0.0002	0.01	—	1.0
CD115M	0.0002	0.01	—	1.0
CD115	0.0002	0.01	—	1.0
CD117M	0.0002	0.01	—	1.0
CD117	0.0002	0.01	—	1.0
CD119M	0.0002	0.01	—	1.0
CD119	0.0002	0.01	—	1.0
CD121	0.0002	0.01	—	1.0
LA140	0.0002	0.01	—	1.0
LA141	0.0002	0.01	—	1.0
LA142	0.0002	0.01	—	1.0
LA143	0.0002	0.01	—	1.0
LA144	0.0002	0.01	—	1.0
CE141	0.0002	0.01	—	1.0
CE143	0.0002	0.01	—	1.0
CE144	0.0002	0.01	—	1.0
CE145	0.0002	0.01	—	1.0
CE146	0.0002	0.01	—	1.0
CE147	0.0002	0.01	—	1.0
CE148	0.0002	0.01	—	1.0
PR142	0.0002	0.01	—	1.0
PR143	0.0002	0.01	—	1.0
PR144	0.0002	0.01	—	1.0
PR145	0.0002	0.01	—	1.0
PR146	0.0002	0.01	—	1.0
PR147	0.0002	0.01	—	1.0
PR148	0.0002	0.01	—	1.0
PR149	0.0002	0.01	—	1.0
ND147	0.0002	0.01	—	1.0
ND149	0.0002	0.01	—	1.0
ND151	0.0002	0.01	—	1.0
PM147	0.0002	0.01	—	1.0

Table 8.3 原子炉建家内に浮遊するFPに対する移行パラメータ (5)

核種	移行パラメータ			
	F_f	F_L	F_g	F_p
PM148M	0.0002	0.01	—	1.0
PM148	0.0002	0.01	—	1.0
PM149	0.0002	0.01	—	1.0
PM150	0.0002	0.01	—	1.0
PM151	0.0002	0.01	—	1.0
PM152	0.0002	0.01	—	1.0
PM153	0.0002	0.01	—	1.0
PM154	0.0002	0.01	—	1.0
SM151	0.0002	0.01	—	1.0
SM153	0.0002	0.01	—	1.0
SM155	0.0002	0.01	—	1.0
SM156	0.0002	0.01	—	1.0
SM157	0.0002	0.01	—	1.0
EU152M	0.0002	0.01	—	1.0
EU152	0.0002	0.01	—	1.0
EU154	0.0002	0.01	—	1.0
EU155	0.0002	0.01	—	1.0
EU156	0.0002	0.01	—	1.0
EU157	0.0002	0.01	—	1.0
EU158	0.0002	0.01	—	1.0
EU159	0.0002	0.01	—	1.0
EU160	0.0002	0.01	—	1.0
GD153	0.0002	0.01	—	1.0
GD159	0.0002	0.01	—	1.0
GD161	0.0002	0.01	—	1.0
GD162	0.0002	0.01	—	1.0
TB160	0.0002	0.01	—	1.0
TB161	0.0002	0.01	—	1.0
TB163	0.0002	0.01	—	1.0
TB164	0.0002	0.01	—	1.0
DY165M	0.0002	0.01	—	1.0
DY165	0.0002	0.01	—	1.0
DY166	0.0002	0.01	—	1.0
HO166M	0.0002	0.01	—	1.0
HO166	0.0002	0.01	—	1.0
GA072	0.0002	0.01	—	1.0
GA073	0.0002	0.01	—	1.0
GA074	0.0002	0.01	—	1.0
GA075	0.0002	0.01	—	1.0
GA076	0.0002	0.01	—	1.0
GE075M	0.0002	0.01	—	1.0
GE075	0.0002	0.01	—	1.0
GE077M	0.0002	0.01	—	1.0
GE077	0.0002	0.01	—	1.0
GE078	0.0002	0.01	—	1.0
IN114M	0.0002	0.01	—	1.0
IN114	0.0002	0.01	—	1.0
IN115M	0.0002	0.01	—	1.0
IN116M	0.0002	0.01	—	1.0
IN116	0.0002	0.01	—	1.0
IN117M	0.0002	0.01	—	1.0
IN117	0.0002	0.01	—	1.0
IN118M	0.0002	0.01	—	1.0

Table 8.3 原子炉建家内に浮遊するFPIに対する移行パラメータ (6)

核種	移行パラメータ			
	F_f	F_L	F_g	F_p
IN118	0.0002	0.01	—	1.0
IN119M	0.0002	0.01	—	1.0
IN119	0.0002	0.01	—	1.0
IN120M	0.0002	0.01	—	1.0
IN120	0.0002	0.01	—	1.0
IN121M	0.0002	0.01	—	1.0
IN121	0.0002	0.01	—	1.0
IN122	0.0002	0.01	—	1.0
IN123M	0.0002	0.01	—	1.0
IN123	0.0002	0.01	—	1.0
IN124	0.0002	0.01	—	1.0
SN117M	0.0002	0.01	—	1.0
SN119M	0.0002	0.01	—	1.0
SN121M	0.0002	0.01	—	1.0
SN123M	0.0002	0.01	—	1.0
SN123	0.0002	0.01	—	1.0
SN125M	0.0002	0.01	—	1.0
SN125	0.0002	0.01	—	1.0
SN126	0.0002	0.01	—	1.0
SN127M	0.0002	0.01	—	1.0
SN127	0.0002	0.01	—	1.0
SN128	0.0002	0.01	—	1.0
SN129M	0.0002	0.01	—	1.0
SN129	0.0002	0.01	—	1.0
SN130	0.0002	0.01	—	1.0
SN132	0.0002	0.01	—	1.0
SB124M	0.0002	0.01	—	1.0
SB124	0.0002	0.01	—	1.0
SB125	0.0002	0.01	—	1.0
SB126M	0.0002	0.01	—	1.0
SB126	0.0002	0.01	—	1.0
SB127	0.0002	0.01	—	1.0
SB128M	0.0002	0.01	—	1.0
SB128	0.0002	0.01	—	1.0
SB129	0.0002	0.01	—	1.0
SB130M	0.0002	0.01	—	1.0
SB130	0.0002	0.01	—	1.0
SB131	0.0002	0.01	—	1.0
SB132	0.0002	0.01	—	1.0
SB133	0.0002	0.01	—	1.0
SB134	0.0002	0.01	—	1.0

Table 8.4 原子炉建家内に浮遊するFPの時間積算値(1)

核種	重大事故時の時間積算値 (Bq)	仮想事故時の時間積算値 (Bq)	核種	重大事故時の時間積算値 (Bq)	仮想事故時の時間積算値 (Bq)	核種	重大事故時の時間積算値 (Bq)	仮想事故時の時間積算値 (Bq)	核種	重大事故時の時間積算値 (Bq)	仮想事故時の時間積算値 (Bq)
KR081M	4.11E+04	1.03E+06	AS076	8.07E+09	2.02E+11	CS142	3.47E-03	8.68E-02	RH107	1.58E+11	3.95E+12
KR083M	1.26E+18	3.15E+19	AS077	4.88E+14	1.22E+16	CS143	9.95E-04	2.49E-02	RH108	1.48E+07	3.71E+08
KR085M	7.55E+18	1.89E+20	AS078	5.18E+13	1.30E+15	BA135M	1.96E+07	4.90E+08	RH109	7.62E+08	1.91E+10
KR085	2.79E+18	6.97E+19	AS079	1.30E+13	3.25E+14	BA137M	4.26E+11	1.06E+13	RH110	4.14E+07	1.04E+09
KR087	4.22E+18	1.05E+20	AS080	1.63E+10	4.08E+11	BA139	2.32E+13	5.81E+14	PD107M	3.19E-01	7.96E+00
KR088	1.32E+19	3.30E+20	AS081	4.29E+11	1.07E+13	BA140	1.71E+15	4.27E+16	PD109M	2.50E+09	6.25E+10
KR089	2.22E+17	5.54E+18	SE077M	4.37E+06	1.09E+08	BA141	4.44E+12	1.11E+14	PD109	1.01E+12	2.53E+13
KR090	6.55E+15	1.64E+17	SE079M	4.77E+12	1.19E+14	BA142	2.45E+12	6.13E+13	PD111M	2.59E+09	6.48E+10
KR091	3.53E+12	8.82E+13	SE081M	1.33E+13	3.33E+14	BA143	4.81E+08	1.20E+10	PD111	1.83E+10	4.58E+11
KR092	4.55E-02	1.14E+00	SE081	1.16E+14	2.90E+15	MO72	2.55E+09	6.38E+10	PD112	6.25E+11	1.56E+13
KR093	1.14E-09	2.86E-08	SE083M	4.44E+12	1.11E+14	Y091	2.05E+15	5.13E+16	PD113	3.81E+08	9.53E+09
XE129M	9.29E+11	2.32E+13	SE083	1.29E+14	3.22E+15	Y093	1.60E+14	4.01E+15	PD114	7.77E+08	1.94E+10
XE131M	5.22E+18	1.30E+20	SE084	6.81E+13	1.70E+15	Y094	5.11E+12	1.28E+14	PD115	7.84E+07	1.96E+09
XE133M	9.99E+18	2.50E+20	SE085	1.10E+12	2.74E+13	Y095	2.62E+12	6.56E+13	AG108	7.88E-02	1.97E+00
XE133	6.22E+20	1.55E+22	TE123M	1.77E+07	4.43E+08	Y096	3.81E+05	9.53E+06	AG109M	1.57E+08	3.91E+09
XE135M	3.32E+17	8.29E+18	TE125M	1.64E+15	4.10E+16	Y097	3.20E+01	8.01E+02	AG110M	9.07E+05	2.27E+07
XE135	7.55E+19	1.89E+21	TE127M	4.92E+15	1.23E+17	ZR093	8.88E+08	2.22E+10	AG110	5.00E+00	1.25E+02
XE137	3.85E+17	9.62E+18	TE127	2.10E+15	5.24E+16	ZR095	2.23E+15	5.58E+16	AG111M	3.04E+08	7.60E+09
XE138	1.82E+18	4.54E+19	TE129M	2.80E+16	7.00E+17	ZR097	2.41E+14	6.01E+15	AG111	4.07E+12	1.02E+14
XE139	1.32E+16	3.30E+17	TE129	1.31E+15	3.27E+16	NB093M	9.29E+13	2.32E+15	AG112	1.03E+11	2.58E+12
XE140	1.14E+14	2.86E+15	TE131M	1.66E+16	4.14E+17	NB095M	9.55E+12	2.39E+14	AG113M	2.32E+07	5.81E+08
BR080M	1.25E+12	3.13E+13	TE131	1.88E+15	4.69E+16	NB095	2.18E+15	5.45E+16	AG113	1.54E+11	3.85E+12
BR080	1.76E+11	4.40E+12	TE132	4.03E+17	1.01E+19	NB096	3.19E+10	7.96E+11	AG114	7.92E+00	1.98E+02
BR082M	6.44E+12	1.61E+14	TE133M	6.59E+15	1.65E+17	NB097M	7.81E+10	1.95E+12	AG115M	9.10E+05	2.28E+07
BR082	3.55E+15	8.87E+16	TE133	1.07E+15	2.66E+16	NB097	1.86E+13	4.65E+14	AG115	6.36E+09	1.59E+11
BR083	9.92E+17	2.48E+19	TE134	8.51E+15	2.13E+17	NB098M	1.27E+13	3.16E+14	AG116	4.29E+08	1.07E+10
BR084M	1.27E+15	3.16E+16	TE135	8.88E+11	2.22E+13	NB098	3.02E-03	7.55E-02	AG117	1.07E+08	2.66E+09
BR084	3.92E+17	9.81E+18	RB086M	5.88E+10	1.47E+12	MO099	7.55E+14	1.89E+16	CD111M	4.55E+01	1.14E+03
BR085	3.35E+16	8.38E+17	RB086	1.48E+15	3.69E+16	MO101	3.01E+12	7.53E+13	CD113M	3.96E+09	9.90E+10
BR086	5.40E+15	1.35E+17	RB088	1.34E+17	3.35E+18	MO102	1.89E+12	4.74E+13	CD115M	5.03E+11	1.26E+13
BR087	7.84E+15	1.96E+17	RB089	1.53E+17	3.82E+18	MO103	5.55E+10	1.39E+12	CD115	2.09E+11	5.23E+12
BR088	1.38E+14	3.44E+15	RB090	1.77E+16	4.42E+17	MO104	2.46E+10	6.16E+11	CD117M	3.37E+10	8.43E+11
OI128 ¹⁾	4.18E+11	1.05E+13	RB091	3.81E+15	9.53E+16	MO105	3.61E+09	9.03E+10	CD117	4.51E+10	1.13E+12
III28 ²⁾	3.77E+10	9.44E+11	RB092	1.77E+08	4.43E+09	TC099M	8.29E+13	2.07E+15	CD119M	2.68E+08	6.70E+09
OI129	2.71E+11	6.77E+12	RB093	5.40E+09	1.35E+11	TC099	6.14E+09	1.54E+11	CD119	4.55E+08	1.14E+10
III29	5.33E+10	1.33E+12	RB094	1.76E+03	4.41E+04	TC100	4.81E+03	1.20E+05	CD121	2.20E+01	5.50E+02
OI130M	8.51E+11	2.13E+13	RB095	0.00E+00	0.00E+00	TC101	2.92E+12	7.31E+13	LA140	5.37E+14	1.34E+16
III30M	7.66E+10	1.91E+12	SR087M	1.14E+07	2.86E+08	TC102M	3.26E+04	8.15E+05	LA141	5.96E+13	1.49E+15
OI130	2.20E+14	5.49E+15	SR089	1.68E+15	4.21E+16	TC102	2.38E+08	5.95E+09	LA142	2.38E+13	5.95E+14
III30	2.06E+13	5.14E+14	SR090	4.29E+13	1.07E+15	TC103	3.49E+10	8.73E+11	LA143	3.44E+12	8.60E+13
OI131	1.93E+19	4.83E+20	SR091	1.41E+14	3.52E+15	TC104	1.38E+12	3.44E+13	LA144	2.99E+10	7.48E+11
III31	2.69E+18	6.72E+19	SR092	4.18E+13	1.05E+15	TC105	2.89E+11	7.22E+12	CE141	1.97E+15	4.92E+16
OI132	7.55E+17	1.89E+19	SR093	1.76E+12	4.39E+13	TC106	1.51E+09	3.78E+10	CE143	4.33E+14	1.08E+16
III32	6.85E+16	1.71E+18	SR094	1.32E+11	3.30E+12	RU103	1.07E+15	2.68E+16	CE144	1.05E+15	2.64E+16
OI133	9.92E+18	2.48E+20	SR095	5.77E+09	1.44E+11	RU105	1.13E+13	2.82E+14	CE145	3.56E+11	8.91E+12
III33	9.55E+17	2.39E+19	CS134M	1.32E+13	3.31E+14	RU107	2.45E+10	6.12E+11	CE146	1.73E+12	4.33E+13
OI134M	1.42E+15	3.56E+16	CS134	2.03E+14	5.08E+15	RU108	1.14E+10	2.85E+11	CE147	2.70E+10	6.76E+11
III34M	1.28E+14	3.21E+15	CS135M	7.84E+13	1.96E+15	RH103M	7.51E+12	1.88E+14	CE148	1.80E+10	4.50E+11
OI134	5.18E+17	1.30E+19	CS136	7.22E+16	1.80E+18	RH104M	5.96E+03	1.49E+05	PR142	3.89E+06	9.71E+07
III34	4.66E+16	1.17E+18	CS137	2.20E+18	5.49E+19	RH104	5.03E+02	1.26E+04	PR143	1.65E+15	4.12E+16
OI135	3.23E+18	8.08E+19	CS138	4.63E+17	1.16E+19	RH105M	1.90E+09	4.75E+10	PR144	3.89E+12	9.71E+13
III35	2.97E+17	7.43E+18	CS139	1.20E+17	2.99E+18	RH105	7.55E+13	1.89E+15	PR145	6.03E+13	1.51E+15
OI136	2.36E+15	5.89E+16	CS140	4.66E+15	1.17E+17	RH106M	1.99E+06	4.98E+07	PR146	3.03E+12	7.58E+13
III36	2.12E+14	5.31E+15	CS141	2.53E+14	6.32E+15	RH106	8.51E+08	2.13E+10	PR147	1.26E+12	3.15E+13

1) 有機よう素128の意味(Organic Iodine-128の略)
 2) 無機よう素128の意味(Inorganic Iodine-128の略)

Table 8.4 原子炉建家内に浮遊するFPの時間積算値(2)

核種	重大事故 時の時間 積算値 (Bq)	仮想事故 時の時間 積算値 (Bq)	核種	重大事故 時の時間 積算値 (Bq)	仮想事故 時の時間 積算値 (Bq)
PR148	1.04E+11	2.60E+12	IN116M	5.29E+04	1.32E+06
PR149	6.44E+10	1.61E+12	IN116	1.65E+00	4.13E+01
ND147	6.03E+14	1.51E+16	IN117M	4.11E+10	1.03E+12
ND149	4.92E+12	1.23E+14	IN117	1.22E+10	3.06E+11
ND151	2.10E+11	5.24E+12	IN118M	6.81E+00	1.70E+02
PM147	1.67E+14	4.16E+15	IN118	4.14E+01	1.04E+03
PM148M	4.00E+08	9.99E+09	IN119M	6.59E+09	1.65E+11
PM148	1.09E+09	2.72E+10	IN119	2.23E+08	5.58E+09
PM149	1.15E+14	2.88E+15	IN120M	4.66E+07	1.17E+09
PM150	3.81E+09	9.53E+10	IN120	2.74E-03	6.85E-02
PM151	2.66E+13	6.64E+14	IN121M	3.77E+08	9.44E+09
PM152	3.39E+10	8.48E+11	IN121	8.47E+06	2.12E+08
PM153	3.15E+10	7.86E+11	IN122	4.59E+04	1.15E+06
PM154	5.00E+09	1.25E+11	IN123M	4.29E+07	1.07E+09
SM151	1.03E+12	2.57E+13	IN123	4.66E+02	1.17E+04
SM153	1.56E+13	3.89E+14	IN124	1.58E-02	3.95E-01
SM155	3.09E+10	7.72E+11	SN117M	4.33E+04	1.08E+06
SM156	3.19E+11	7.97E+12	SN119M	3.22E+10	8.06E+11
SM157	1.98E+09	4.95E+10	SN121M	2.96E+07	7.39E+08
EU152M	1.58E+05	3.96E+06	SN123M	1.45E+10	3.64E+11
EU152	1.07E+05	2.66E+06	SN123	2.50E+12	6.25E+13
EU154	6.73E+07	1.68E+09	SN125M	6.11E+09	1.53E+11
EU155	1.35E+12	3.38E+13	SN125	3.33E+12	8.32E+13
EU156	3.89E+12	9.71E+13	SN126	1.23E+08	3.08E+09
EU157	2.41E+11	6.02E+12	SN127M	6.03E+09	1.51E+11
EU158	6.55E+09	1.64E+11	SN127	4.48E+11	1.12E+13
EU159	7.84E+08	1.96E+10	SN128	8.66E+11	2.16E+13
EU160	3.62E+06	9.05E+07	SN129M	8.73E+10	2.18E+12
GD153	5.14E+03	1.29E+05	SN129	5.85E+10	1.46E+12
GD159	4.63E+10	1.16E+12	SN130	1.08E+11	2.70E+12
GD161	1.03E+07	2.58E+08	SN132	3.45E+09	8.63E+10
GD162	1.03E+07	2.58E+08	SB124M	1.15E+05	2.89E+06
TB160	1.20E+07	3.01E+08	SB124	2.78E+09	6.95E+10
TB161	1.86E+10	4.66E+11	SB125	2.08E+12	5.21E+13
TB163	8.36E+06	2.09E+08	SB126M	4.59E+10	1.15E+12
TB164	2.57E+05	6.42E+06	SB126	2.41E+12	6.02E+13
DY165M	1.57E+04	3.91E+05	SB127	1.99E+13	4.98E+14
DY165	8.36E+06	2.09E+08	SB128M	7.66E+12	1.91E+14
DY166	6.88E+07	1.72E+09	SB128	2.68E+11	6.71E+12
HO166M	6.77E+01	1.69E+03	SB129	7.25E+12	1.81E+14
HO166	2.96E+07	7.39E+08	SB130M	2.59E+11	6.48E+12
GA072	6.14E+08	1.54E+10	SB130	5.25E+11	1.31E+13
GA073	9.40E+08	2.35E+10	SB131	2.44E+12	6.10E+13
GA074	7.59E+07	1.90E+09	SB132	2.15E+11	5.38E+12
GA075	4.22E+07	1.05E+09	SB133	1.74E+11	4.36E+12
GA076	3.85E+06	9.62E+07	SB134	2.38E+06	5.94E+07
GE075M	4.14E+05	1.04E+07			
GE075	4.26E+09	1.06E+11			
GE077M	7.22E+07	1.80E+09			
GE077	8.55E+10	2.14E+12			
GE078	7.10E+10	1.78E+12			
IN114M	1.04E+04	2.60E+05			
IN114	1.18E+00	2.94E+01			
IN115M	1.02E+11	2.54E+12			

Table 8.5 原子炉建家内に浮遊する FP の積算線源強度

番号	上限エネルギー (MeV)	積算線源強度 (Photons)	
		重大事故	仮想事故
1	0.00~0.02	1.94×10^{19}	4.85×10^{20}
2	0.03	9.83×10^{18}	2.46×10^{20}
3	0.045	2.51×10^{20}	6.28×10^{21}
4	0.07	6.17×10^{16}	1.54×10^{18}
5	0.10	2.22×10^{20}	5.56×10^{21}
6	0.15	1.13×10^{17}	2.84×10^{18}
7	0.30	8.75×10^{19}	2.19×10^{21}
8	0.45	2.26×10^{19}	5.65×10^{20}
9	0.70	1.62×10^{19}	4.40×10^{20}
10	1.00	6.70×10^{18}	1.68×10^{20}
11	1.50	5.55×10^{18}	1.39×10^{20}
12	2.00	3.33×10^{18}	8.32×10^{19}
13	2.50	8.92×10^{18}	2.23×10^{20}
14	3.00	7.20×10^{17}	1.80×10^{19}
15	4.00	1.12×10^{17}	2.80×10^{18}
16	6.00	9.22×10^{15}	2.31×10^{17}
17	8.00	3.83×10^{13}	9.57×10^{14}
18	11.00	0.00×10^0	0.00×10^0

Table 8.6 主要核種の積算線源強度に対する寄与

番号	上限エネルギー (MeV)	主要な核種	主要な核種による積算線源強度 (Photons)	
			重大事故	仮想事故
1	0.00~0.02	Xe-133	1.62×10^{19}	4.05×10^{20}
2	0.03	Xe-133m	5.45×10^{18}	1.36×10^{20}
3	0.045	Xe-133	2.46×10^{20}	6.15×10^{21}
4	0.07	Te-132	5.01×10^{16}	1.25×10^{18}
5	0.10	Xe-133	2.22×10^{20}	5.54×10^{21}
6	0.15	Kr-88	2.55×10^{16}	6.37×10^{18}
7	0.30	Xe-135	7.56×10^{19}	1.89×10^{21}
8	0.45	OI-131*	1.53×10^{19}	3.83×10^{20}
9	0.70	OI-133	8.22×10^{18}	2.05×10^{20}
10	1.00	Kr-88	2.22×10^{18}	5.55×10^{20}
11	1.50	OI-135	2.39×10^{18}	5.97×10^{20}
12	2.00	Kr-88	1.72×10^{18}	4.29×10^{19}
13	2.50	Kr-88	8.15×10^{18}	2.04×10^{20}
14	3.00	Kr-87	5.34×10^{17}	1.33×10^{19}
15	4.00	Br-84	5.81×10^{17}	1.45×10^{18}
16	6.00	Rb-90	3.64×10^{15}	9.11×10^{16}
17	8.00	Br-86	3.83×10^{13}	9.57×10^{14}
18	11.00	—	0.00×10^0	0.00×10^0

*有機よう素 131 の意味(Organic Iodine-131 の略)

Table 9.1 実効放出継続時間

	重水漏えい事故		使用済燃料の機械的破損		炉心流路閉塞事故		重大事故		仮想事故	
	トリチウム	希ガス等	希ガス等	よう素等	希ガス等	よう素等	希ガス等	よう素	希ガス等	よう素
全放出量(Bq)	3.37×10^{13}	3.66×10^{11}	3.66×10^{11}	2.02×10^9	2.04×10^{13}	1.38×10^{11}	2.04×10^{14}	1.38×10^{12}	5.11×10^{15}	3.45×10^{13}
1時間当たりの最大放出量(Bq/h)	2.63×10^{13}	3.66×10^{11}	3.66×10^{11}	2.02×10^9	2.96×10^{12}	1.53×10^9	2.96×10^{13}	1.50×10^{10}	7.40×10^{14}	3.75×10^{11}
(全放出量)/(1時間当たりの最大放出量)	1.3	1.0	1.0	1.0	6.9	90.2	6.9	91.9	6.9	91.9
実効放出継続時間(h)	1	1	1	1	6	90	6	91	6	91

以上の結果から、重水漏洩事故、使用済燃料の機械的破損の実効放出継続時間には、1(h)を選定し、炉心流路閉塞事故、重大事故及び仮想事故の実効放出継続時間には、6(h)、90(h)と91(h)を比較し、より保守的な評価をするために90(h)を選択する。

(注意) 実効放出継続時間は、値が小さいほど相対濃度が特定方位に分散される確率が減り、その結果特定方位の濃度が大きくなり被ばく線量は増大する。なお、算出された値が実数であるため、これを保守的に切り捨て処理により整数化し、実効放出継続時間としている。

Table 9.2 シリサイト燃料の事故時の方位別 x/Q (h/m^3)、 D/Q ($\text{Gy}/(\text{MeV}\cdot\text{Bq})$) の 97%値 (気象データ: 1986.1~1990.12)

事象名	使用済燃料の機械的破損		重大事故 仮想事故		炉心流路閉塞事故 重大事故 仮想事故		使用済燃料の機械的破損		炉心流路閉塞事故 重大事故 仮想事故	
	重水漏えい事故	トリチウム、よう素等	希ガス (β)	よう素等	希ガス等 (γ)	希ガス等 (γ)	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値
評価核種	x/Q		x/Q		x/Q		D/Q		D/Q	
x/Q または D/Q	1 時間		14 時間		90 時間		1 時間		6 時間	
実効放出継続時間	放出高		40m		40m		40m		40m	
評価方位	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値
	陸側 方向	S	2300	1.7×10^{-9}	1070	4.9×10^{-10}	2.6×10^{-10}	1070	4.2×10^{-19}	1070
SSW		560	6.8×10^{-9}	560	2.0×10^{-9}	1.1×10^{-9}	560	7.5×10^{-19}	560	5.4×10^{-19}
SW		650	4.9×10^{-9}	700	1.7×10^{-9}	1.2×10^{-9}	460	6.9×10^{-19}	460	5.4×10^{-19}
WSW		430	5.6×10^{-9}	410	2.2×10^{-9}	1.2×10^{-9}	410	7.3×10^{-19}	410	5.5×10^{-19}
W		940	1.1×10^{-9}	350	2.1×10^{-9}	9.5×10^{-10}	350	6.1×10^{-19}	350	4.8×10^{-19}
WNW		370	—	370	1.6×10^{-9}	7.7×10^{-10}	370	3.7×10^{-19}	370	4.0×10^{-19}
NW		490	—	490	1.3×10^{-9}	6.1×10^{-10}	490	3.4×10^{-19}	490	3.2×10^{-19}
NNW		850	1.9×10^{-9}	850	7.4×10^{-10}	4.2×10^{-10}	850	2.7×10^{-19}	850	2.4×10^{-19}
N		1320	1.2×10^{-9}	1320	4.7×10^{-10}	2.9×10^{-10}	1320	1.6×10^{-19}	1320	2.2×10^{-19}
NNE		2120	1.5×10^{-10}	2120	1.5×10^{-10}	9.9×10^{-11}	2120	3.1×10^{-19}	2120	1.3×10^{-19}
海側 方向	NE	1020	4.6×10^{-11}	1020	3.4×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1020	1.7×10^{-19}	1020	1.8×10^{-19}
	ENE	770	7.0×10^{-13}	770	4.1×10^{-10}	1.8×10^{-10}	770	2.2×10^{-19}	770	2.1×10^{-19}
	E	670	1.2×10^{-13}	670	5.9×10^{-10}	2.7×10^{-10}	670	4.0×10^{-19}	670	2.7×10^{-19}
	ESE	700	1.6×10^{-9}	700	6.7×10^{-10}	3.8×10^{-10}	700	6.4×10^{-19}	700	3.8×10^{-19}
	SE	860	3.1×10^{-9}	860	8.8×10^{-10}	4.3×10^{-10}	860	7.4×10^{-19}	860	5.1×10^{-19}
	SSE	1450	7.3×10^{-10}	1450	3.7×10^{-10}	1.8×10^{-10}	1450	4.7×10^{-19}	1450	2.8×10^{-19}

Table 10.1 よう素等の呼吸摂取による成人の実効線量当量と甲状腺線量当量への換算係数及び成人の線量当量換算係数と小児の線量当量換算係数の比

核種	線量当量換算係数 ⁽¹⁾⁽²⁾		成人と小児の線量当量換算係数の比 ⁽¹⁾⁽³⁾	
	実効線量当量 (mSv/Bq)	甲状腺線量当量 (Sv/Bq)	実効線量当量	甲状腺線量当量
Br-83	2.2×10^{-8}	—	0.14	—
Br-84	2.3×10^{-8}	—	0.08	—
I-129	4.7×10^{-5}	1.6×10^{-6}	2.6	2.4
I-130	6.7×10^{-7}	2.0×10^{-8}	4.5	4.7
I-131	8.8×10^{-6}	2.9×10^{-7}	4.3	4.4
I-132	9.1×10^{-8}	1.7×10^{-9}	4.2	4.7
I-133	1.5×10^{-6}	4.9×10^{-8}	4.4	5.0
I-134	3.0×10^{-8}	2.9×10^{-10}	3.7	4.6
I-135	3.0×10^{-7}	8.5×10^{-9}	4.5	4.7

(1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

原子力安全委員会 (昭和39年5月27日)

(2) 河合 勝雄、他：“ICRP Publ.30に基づく単位摂取量当たりの預託実効線量当量等の一覧表”、JAERI-M 87-172(1987)

(3) Klaus Henrichs, et al.：“Dosisfaktoren für Inhalation oder Ingestion von Radionuklidverbindungen”、ISH-Heft 63,78,79(1985)

Table 10.2 G-33-GP2 及び QAD-CGGP2 計算コードに用いた遮へい材 (空気、コンクリート) の組成密度

No.	元素	原子番号	原子量	組成密度(g/cm ³)	
				空気	コンクリート
1	H	1	1.00794	—	2.250E-2
2	C	6	12.01	—	2.250E-3
3	N	7	14.00674	9.136E-4	—
4	O	8	15.9994	2.784E-4	1.192
5	Na	11	22.989768	—	3.600E-2
6	Mg	12	24.3050	—	4.882E-3
7	Al	13	26.981539	—	7.627E-2
8	Si	14	28.0855	—	7.582E-1
9	K	19	39.0983	—	2.925E-2
10	Ca	20	40.078	—	9.787E-2
11	Ni	28	58.6934	—	3.127E-2
合計				1.192E-3	2.250

注) 組成密度は、計算が安全側になるように以下の方法により求めた。
 成分組成規制値が(a)と定められている時、0.0を計算に用いる。
 成分組成規制値が($b < c$)と定められている時、 b を計算に用いる。
 なお、 a 、 b 、 c は構成元素の重量比である。

Table 10.3 スカイシャイン線量計算に用いた線量率換算係数

番号	代表エネルギー (MeV)	換算係数 (mR/h)/(Photons/(cm ² ·sec))
1	0.01	3.065x10 ⁻³
2	0.02	6.942x10 ⁻⁴
3	0.05	1.331x10 ⁻⁴
4	0.10	1.531x10 ⁻⁴
5	0.20	3.530x10 ⁻⁴
6	0.30	5.691x10 ⁻⁴
7	0.40	7.791x10 ⁻⁴
8	0.60	1.170x10 ⁻³
9	0.80	1.523x10 ⁻³
10	1.00	1.842x10 ⁻³
11	1.33	2.290x10 ⁻³
12	1.66	2.705x10 ⁻³
13	2.00	3.094x10 ⁻³
14	2.50	3.582x10 ⁻³
15	3.00	4.070x10 ⁻³
16	4.00	4.930x10 ⁻³
17	5.00	5.736x10 ⁻³
18	6.50	6.895x10 ⁻³
19	8.00	8.037x10 ⁻³
20	10.00	9.551x10 ⁻³

Table 10.4 直接線量計算に用いた線量率換算係数

番号	代表エネルギー (MeV)	換算係数 (mR/h)/(Photons/(cm ² ·sec))
1	0.02	6.942x10 ⁻⁴
2	0.03	2.974x10 ⁻⁴
3	0.045	1.550x10 ⁻⁴
4	0.07	1.228x10 ⁻⁴
5	0.10	1.531x10 ⁻⁴
6	0.15	2.471x10 ⁻⁴
7	0.30	5.691x10 ⁻⁴
8	0.45	8.793x10 ⁻⁴
9	0.70	1.347x10 ⁻³
10	1.00	1.842x10 ⁻³
11	1.50	2.522x10 ⁻³
12	2.00	3.094x10 ⁻³
13	2.50	3.582x10 ⁻³
14	3.00	4.070x10 ⁻³
15	4.00	4.930x10 ⁻³
16	6.00	6.515x10 ⁻³
17	8.00	8.037x10 ⁻³
18	11.00	1.031x10 ⁻²

Table 10.5 全身被ばく線量の人口積算値 (1990年の人口集計による)

距離 (km)	主な市町村名	人口 (人)	人口積算線量 (人・Sv)
0~1	東海村	2.09×10^2	7.38×10^{-1}
1~2	東海村	0.00×10^0	0.00×10^0
2~3	東海村	6.27×10^2	1.10×10^0
3~5	東海村、ひたちなか市	2.19×10^3	3.70×10^0
5~7	ひたちなか市	1.33×10^4	1.64×10^1
7~10	ひたちなか市、那珂町	2.81×10^4	2.52×10^1
10~20	水戸市、ひたちなか市、那珂町	1.65×10^5	1.01×10^2
20~30	水戸市、内原町、茨城町	6.90×10^4	1.88×10^1
30~50	岩間町、石岡市、八郷町	1.68×10^5	2.82×10^1
50~70	土浦市、竜ヶ崎市、下館市	4.03×10^5	3.67×10^1
70~100	岩井市、柏市、春日部市	2.85×10^6	1.75×10^2
100~200	東京都、浦和市、横浜市	2.36×10^7	9.62×10^2
200~300	静岡市、沼津市、清水市	2.86×10^6	5.42×10^1
300~500	浜松市、名古屋市、津市	7.56×10^6	9.30×10^1
500~700	堺市、和歌山市、徳島市	3.76×10^6	2.75×10^1
700~1000	高松市、延岡市、宮崎市	1.75×10^6	9.22×10^0
1000~2000	鹿児島市、大隈諸島、奄美諸島	3.53×10^6	1.32×10^1
2000~2200	先島諸島	4.80×10^4	9.61×10^{-2}
合計		4.68×10^7	1.57×10^3

Table 10.6 全身被ばく線量の人口積算値 (2040年の人口集計による)

距離 (km)	主な市町村名	人口 (人)	人口積算線量 (人・Sv)
0~1	東海村	1.62×10^2	5.73×10^{-1}
1~2	東海村	0.00×10^0	0.00×10^0
2~3	東海村	4.87×10^2	8.58×10^{-1}
3~5	東海村、ひたちなか市	1.81×10^3	3.05×10^0
5~7	ひたちなか市	1.41×10^4	1.73×10^1
7~10	ひたちなか市、那珂町	2.97×10^4	2.67×10^1
10~20	水戸市、ひたちなか市、那珂町	1.44×10^5	8.85×10^1
20~30	水戸市、内原町、茨城町	6.29×10^4	1.72×10^1
30~50	岩間町、石岡市、八郷町	1.58×10^5	2.64×10^1
50~70	土浦市、竜ヶ崎市、下館市	5.17×10^5	4.71×10^1
70~100	岩井市、柏市、春日部市	3.16×10^6	1.95×10^2
100~200	東京都、浦和市、横浜市	2.32×10^7	9.45×10^2
200~300	静岡市、沼津市、清水市	2.76×10^6	5.22×10^1
300~500	浜松市、名古屋市、津市	7.90×10^6	9.72×10^1
500~700	堺市、和歌山市、徳島市	3.51×10^6	2.57×10^1
700~1000	高松市、延岡市、宮崎市	1.49×10^6	7.83×10^0
1000~2000	鹿児島市、大隈諸島、奄美諸島	3.12×10^6	1.17×10^1
2000~2200	先島諸島	3.97×10^4	7.95×10^{-2}
合計		4.61×10^7	1.56×10^3

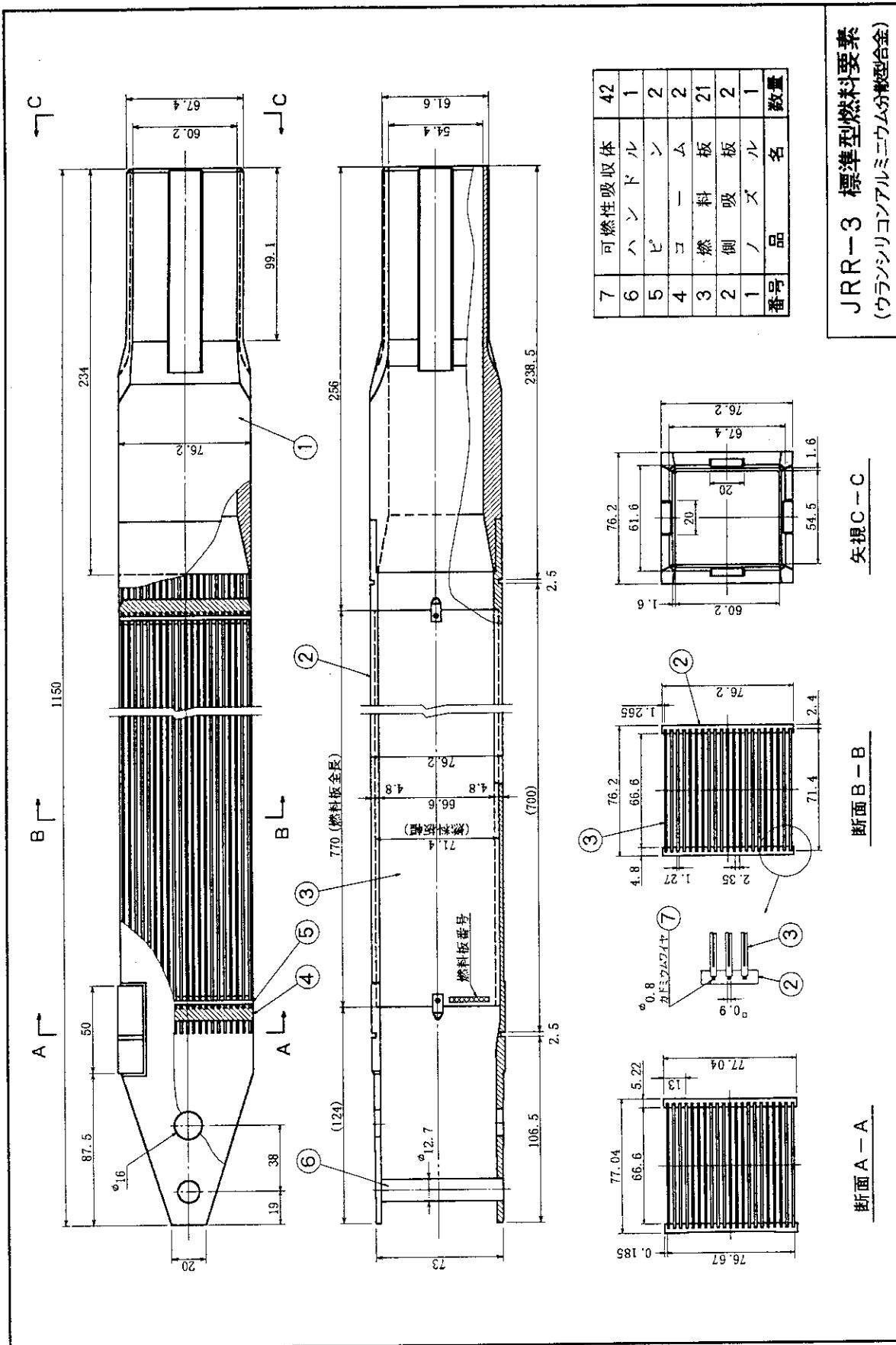


Fig.1.1 JRR-3 標準型燃料要素 (シリサイド燃料)

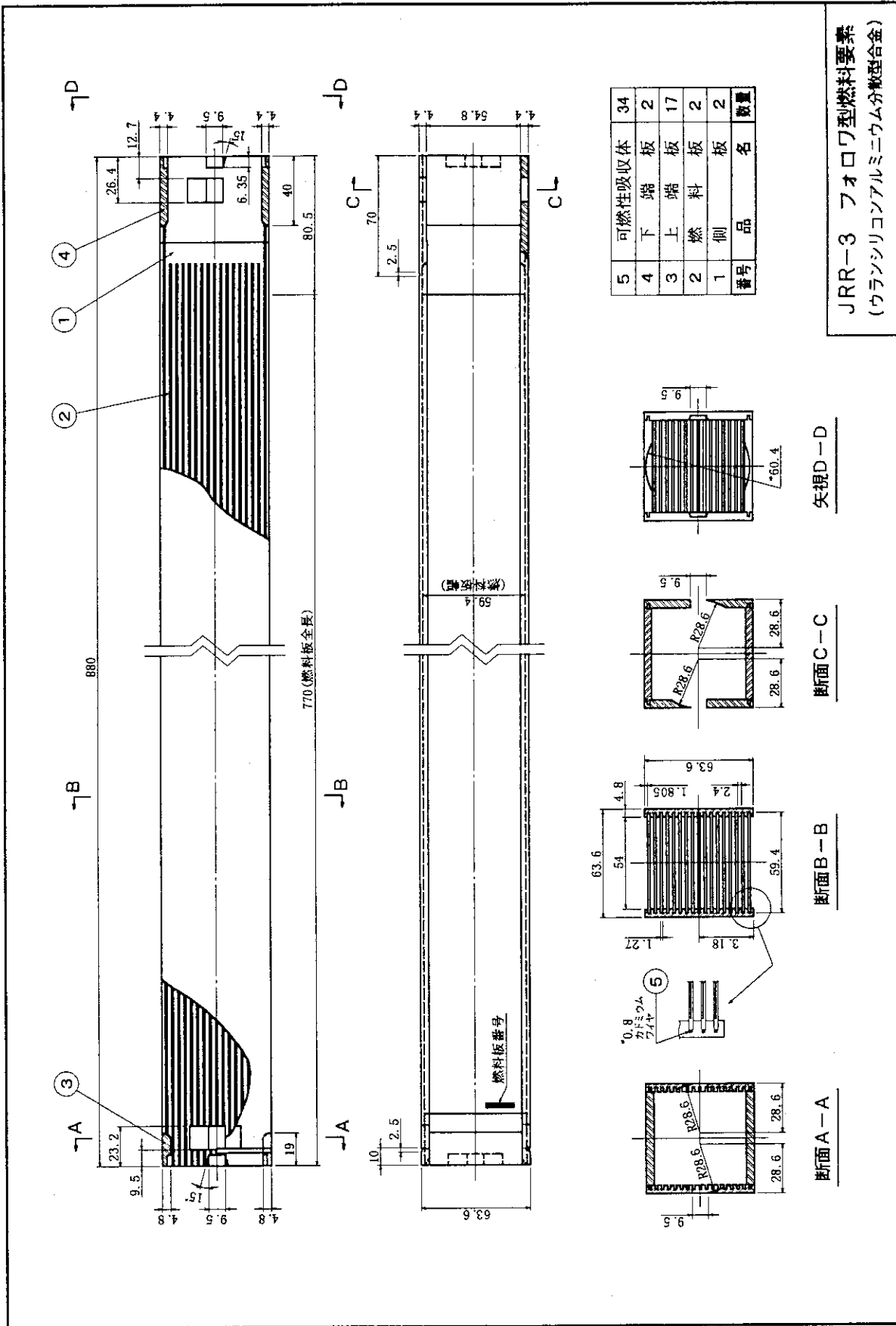


Fig.1.2 JRR-3 フロロウ型燃料要素 (シリサイド燃料)

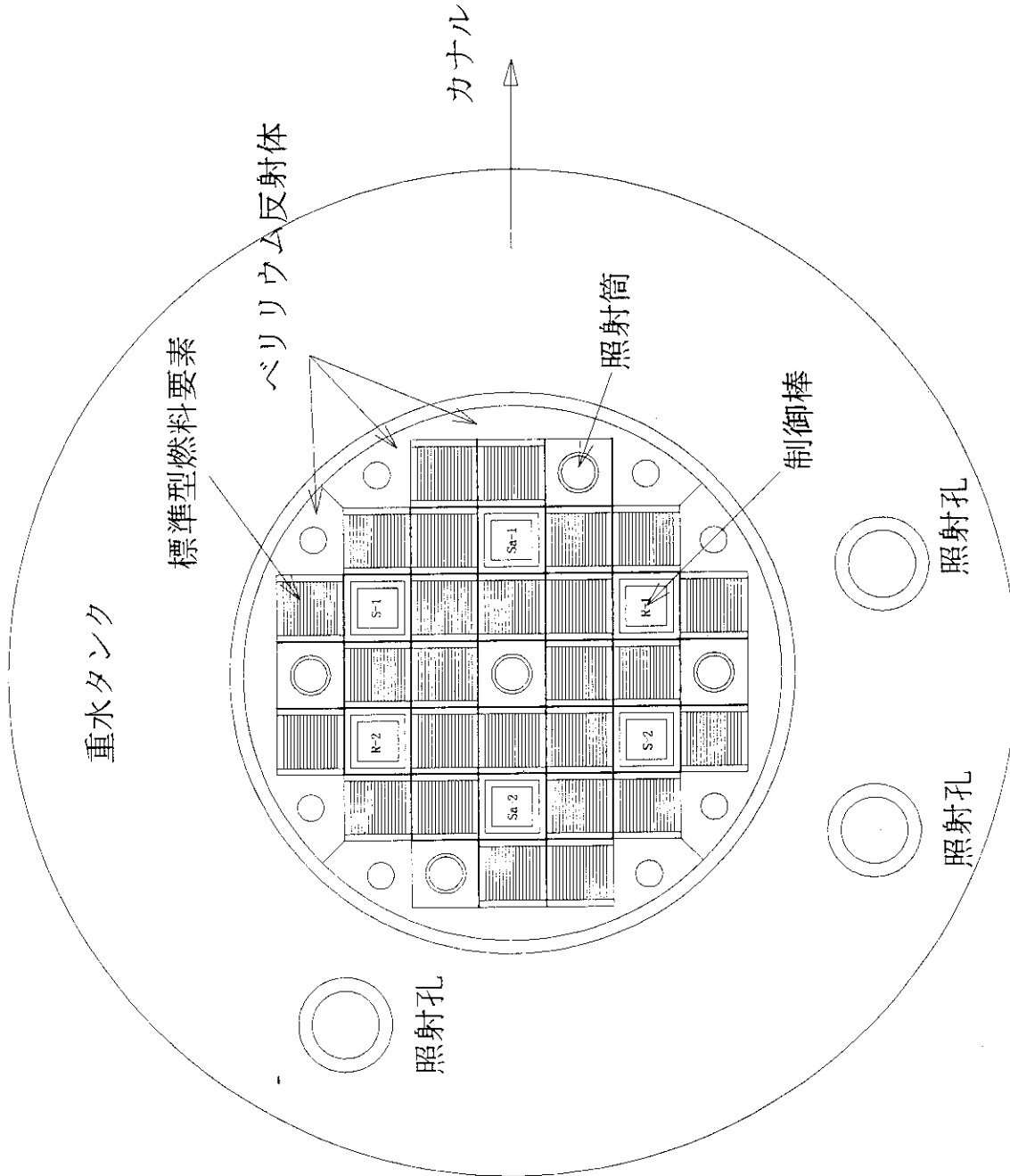


Fig. 2.1 JRR-3炉心図

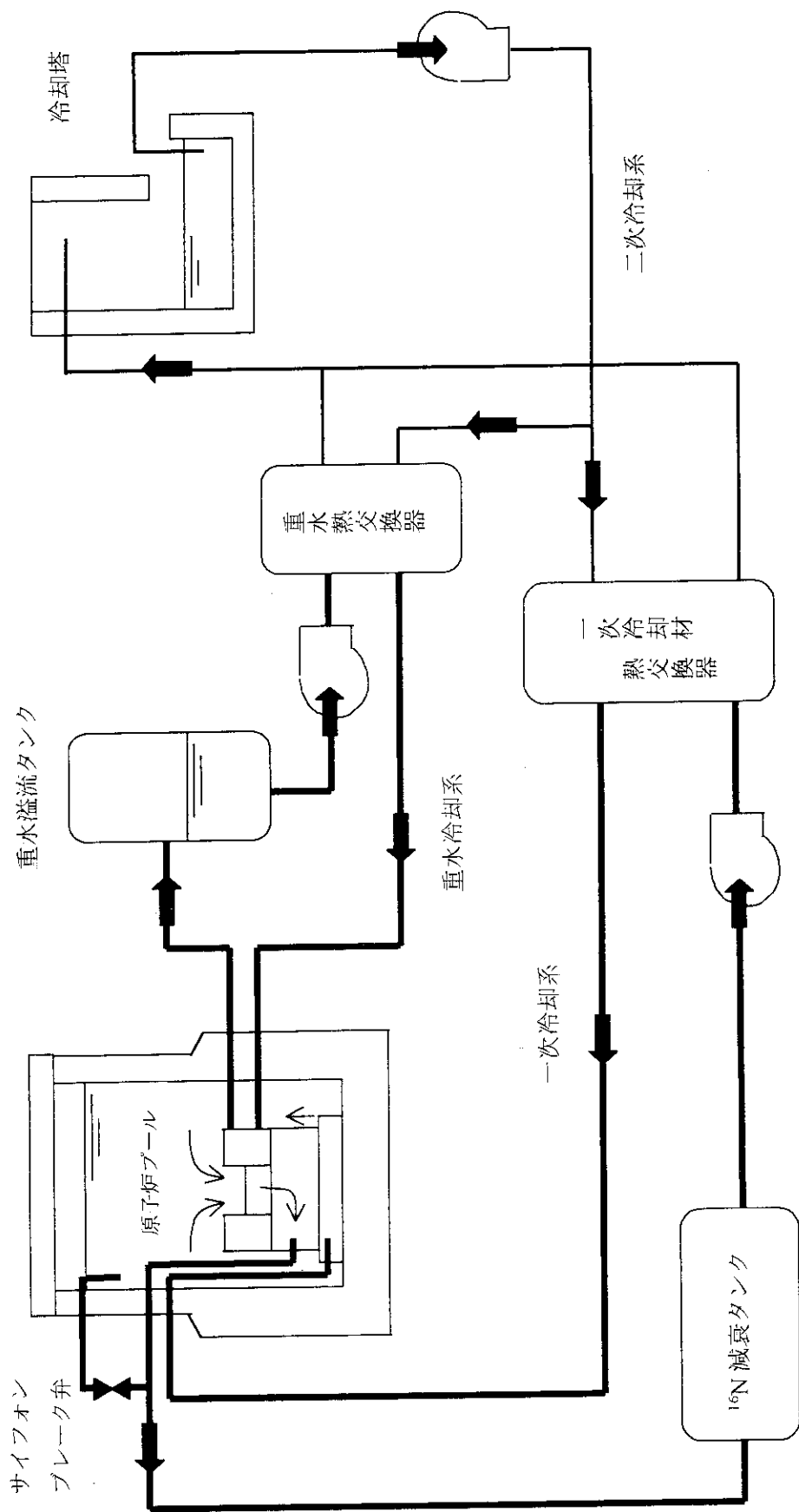


Fig.2.2 JRR-3 冷却系概略図

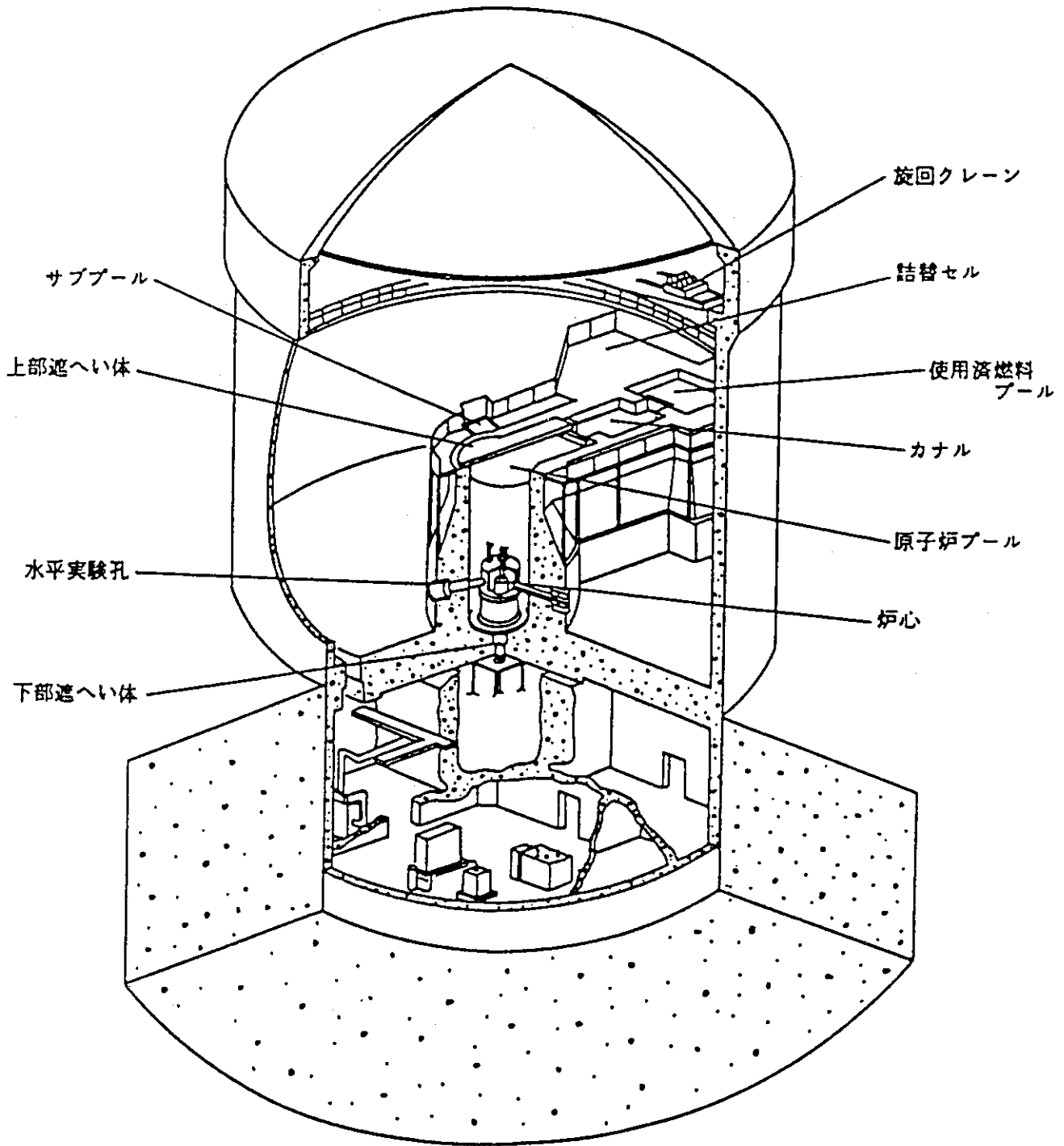


Fig.2.3 JRR-3 原子炉建家概略図

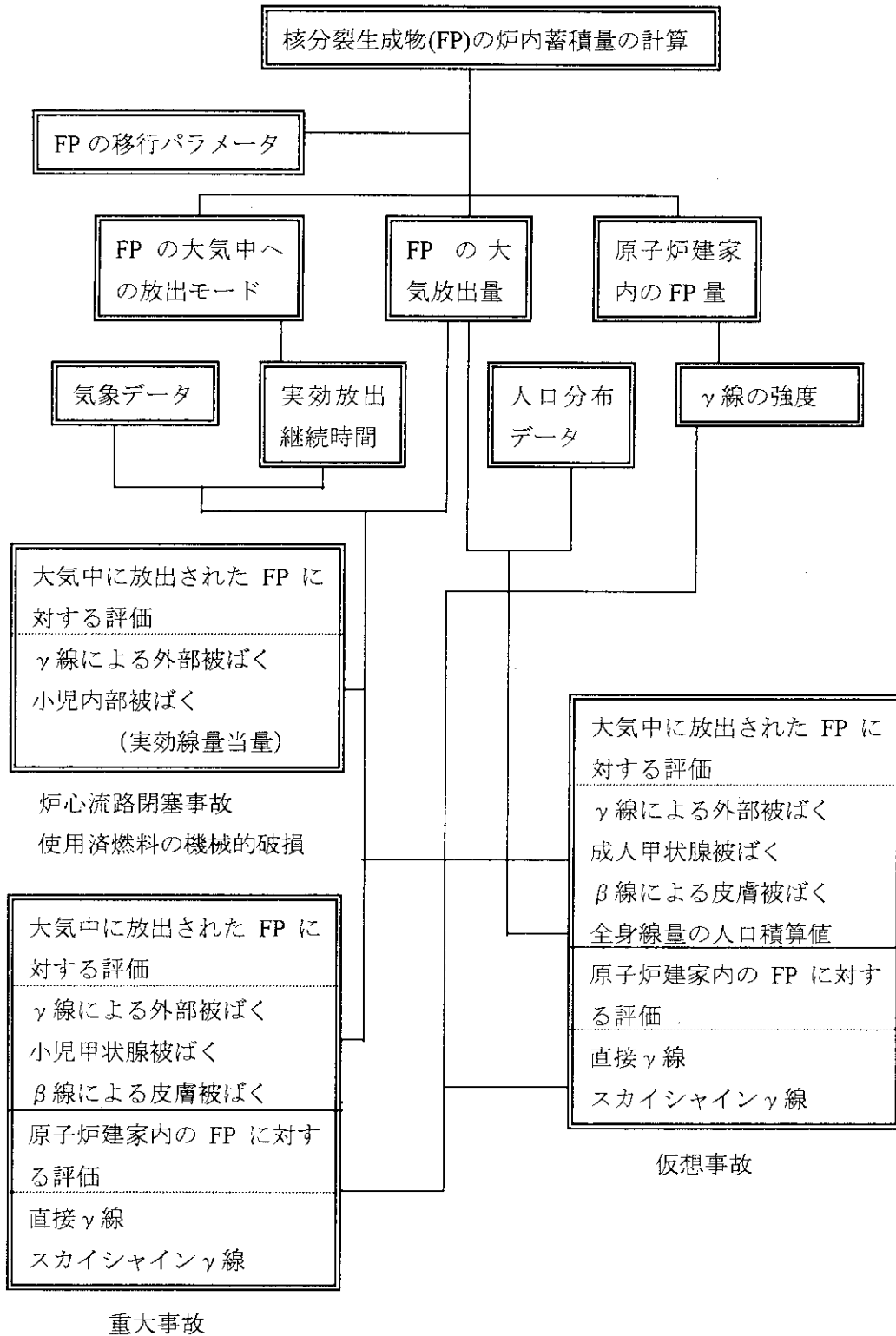


Fig.4.1 炉心流路閉塞事故、使用済燃料の機械的破損、重大事故及び仮想事故の解析フロー図

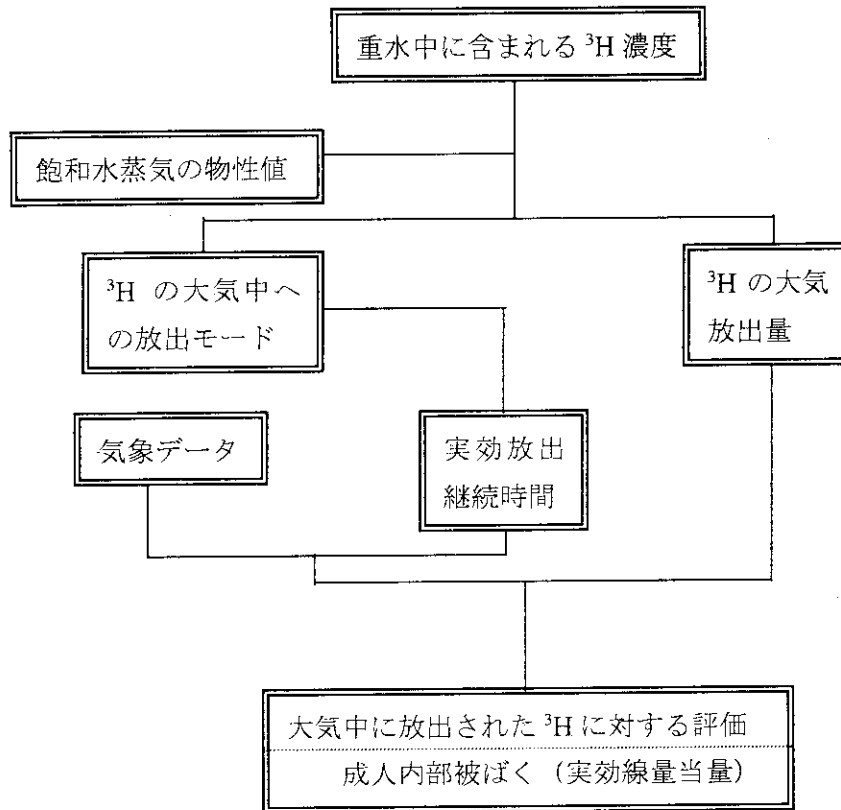









Fig.4.2 重水漏えい事故の解析フロー図

	粗	フ	イ	ル	タ
	微	粒	子	フ	ィ
	よ	う	素	除	去
	自	動	バ	タ	フ
	逆	止	弁		
	遠	隔	手	動	弁
	排	風	機		

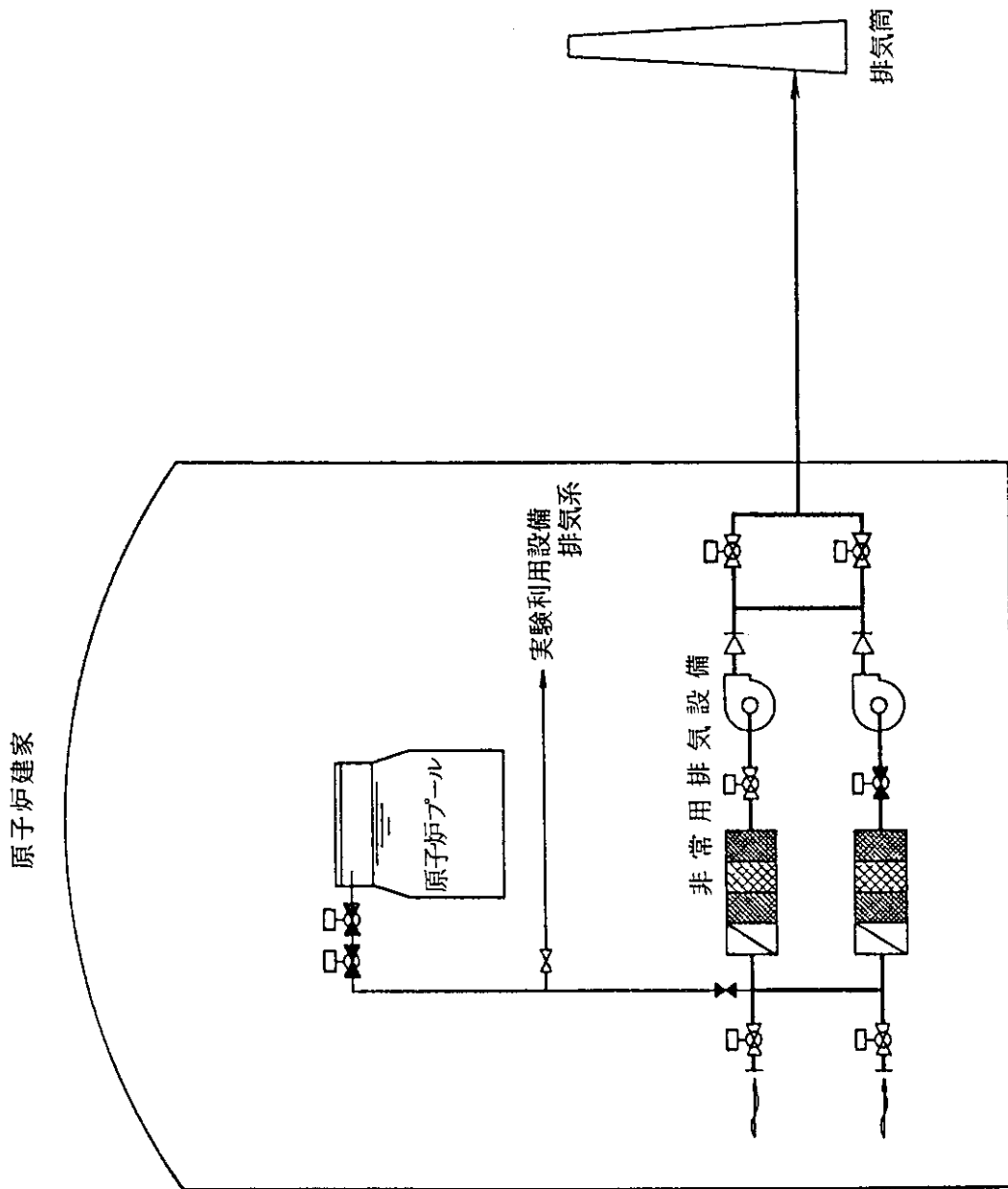


Fig.5.1 非常用排気設備系統図

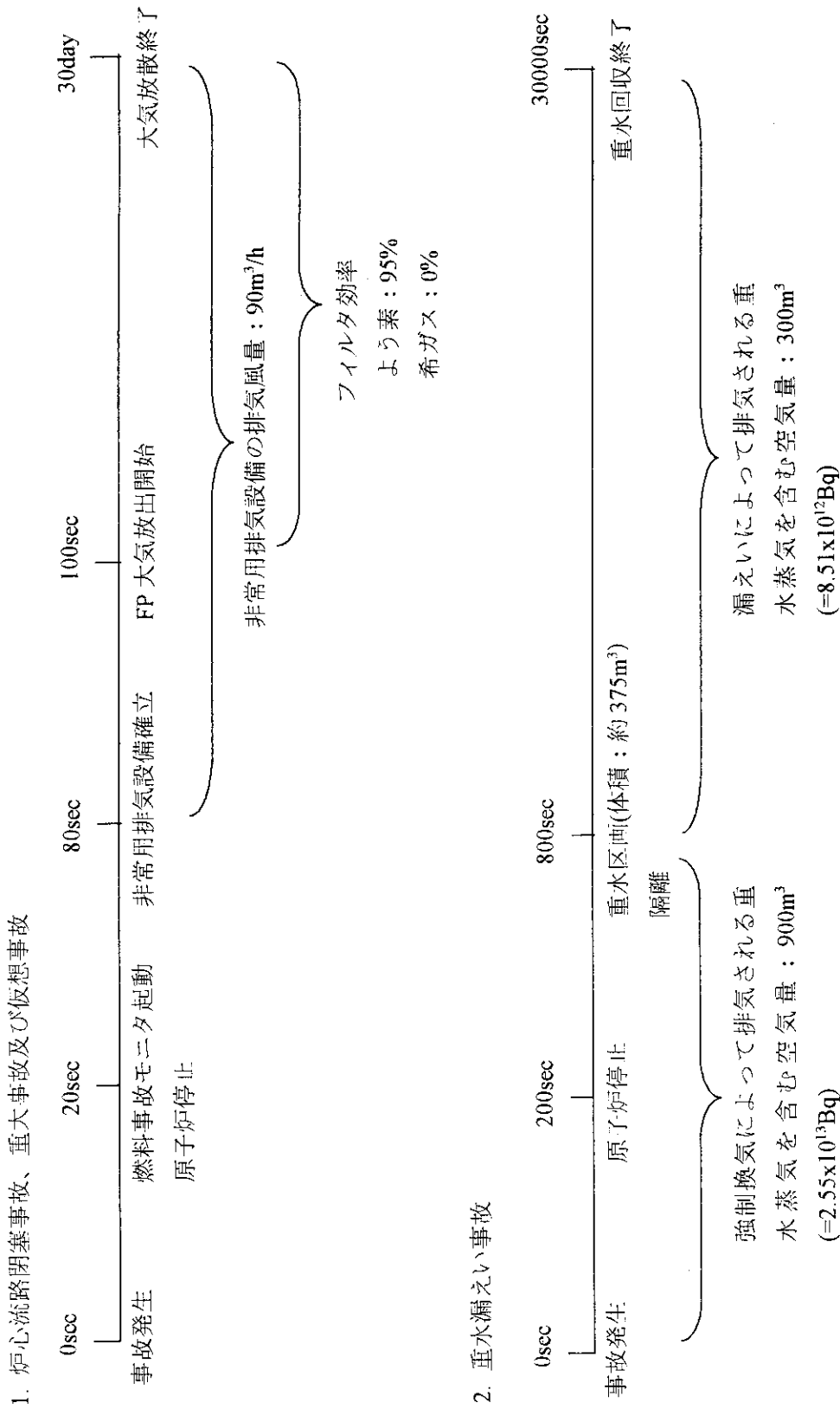


Fig.5.2 各事故の経時変化図

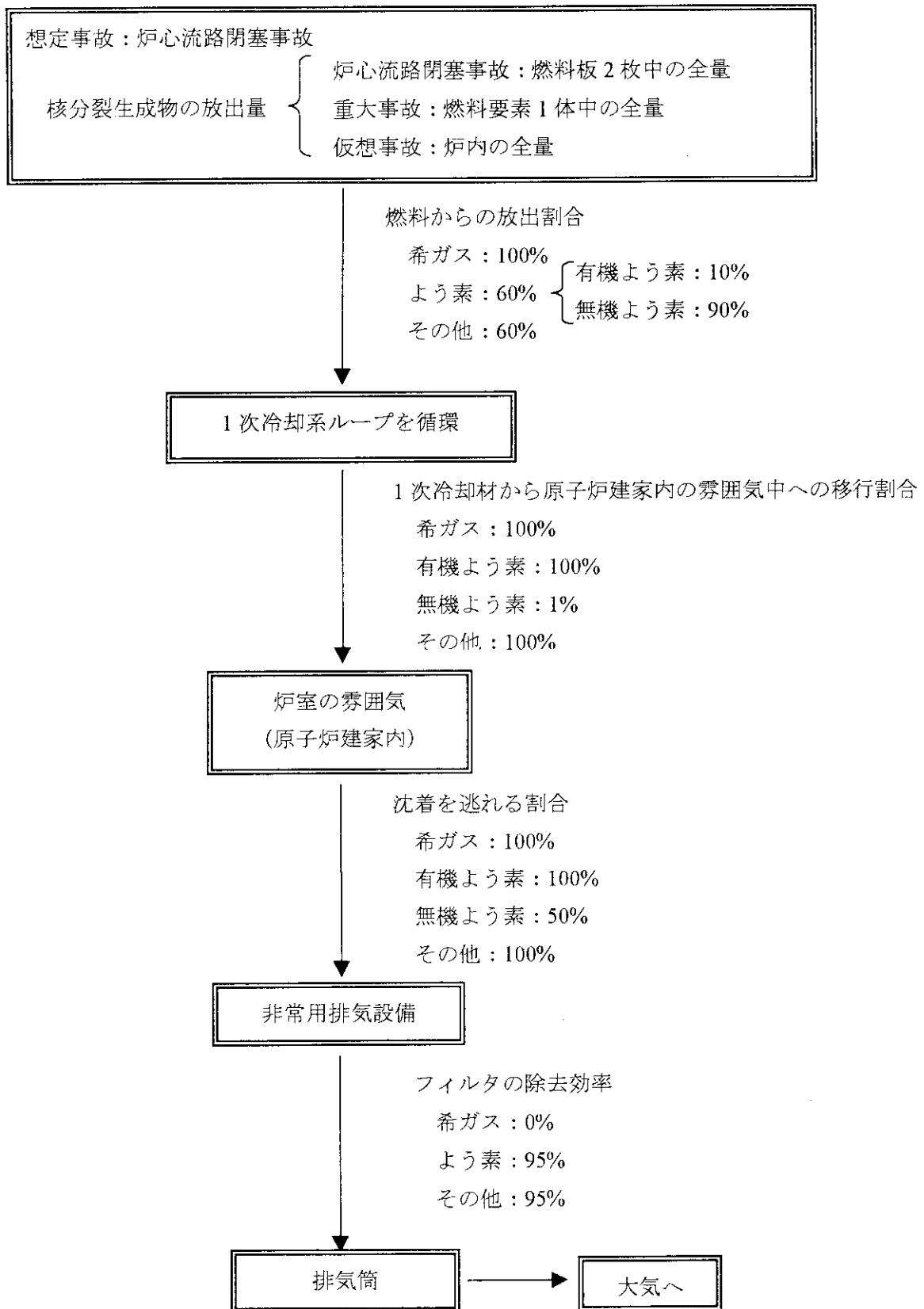


Fig.5.3 炉心流路閉塞事故、重大事故及び仮想事故時の核分裂生成物の放出過程

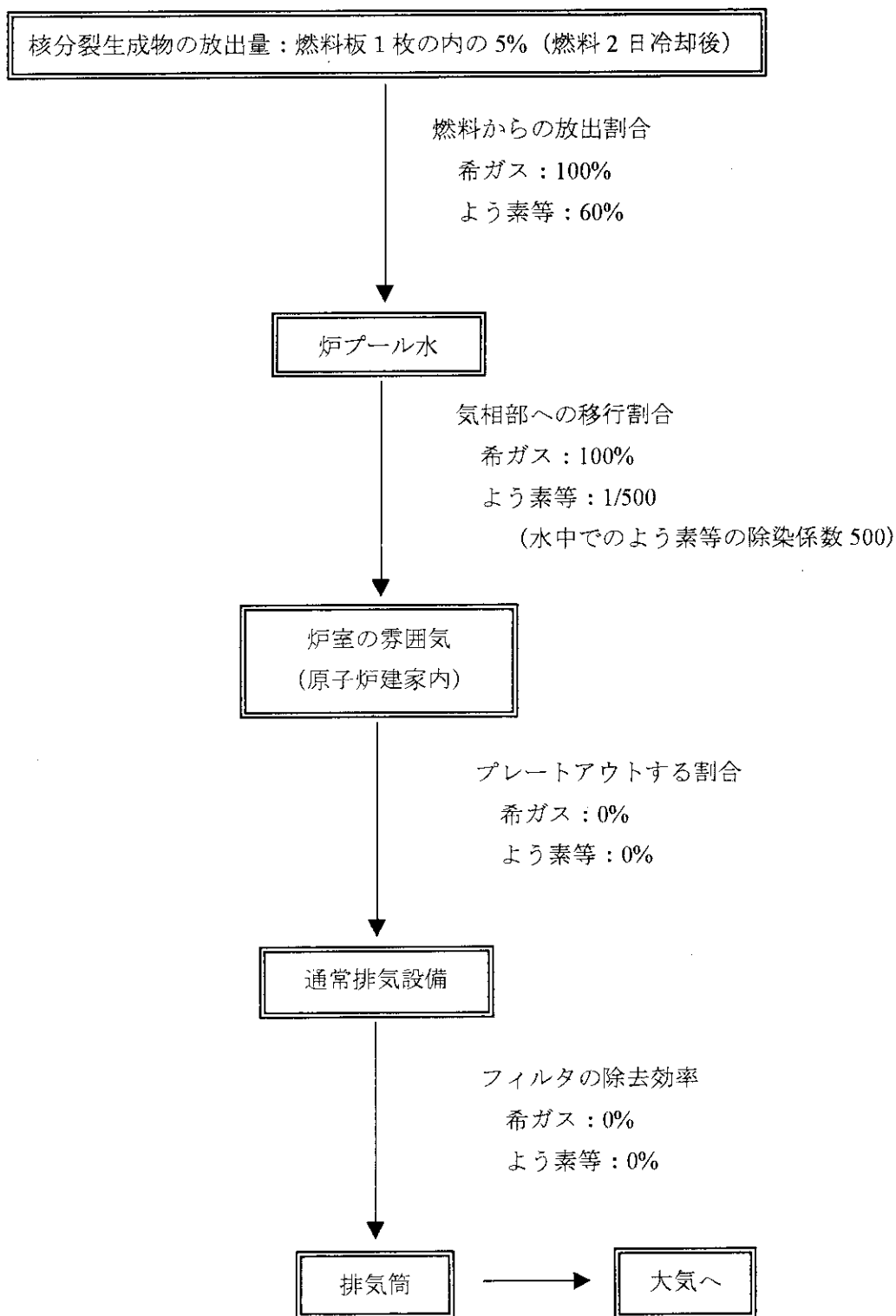
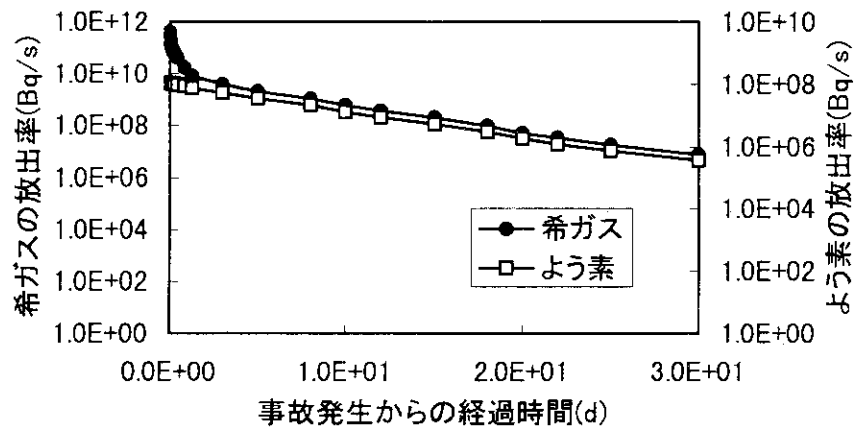


Fig.6.1 使用済燃料の機械的破損時の核分裂生成物の放出過程



注) 炉心流路閉塞事故及び重大事故時の放出モードは、それぞれ上図の両放出率値の1/250、1/25である。

Fig.9.1 仮想事故時の放出モード

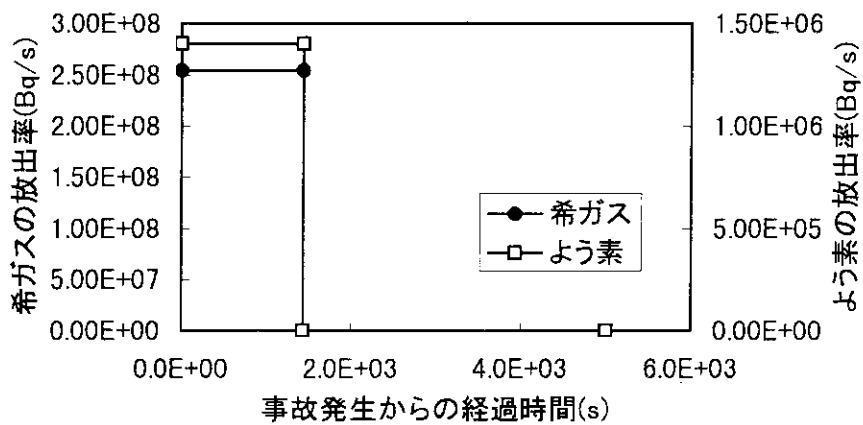


Fig.9.2 使用済燃料の機械的破損の放出モード

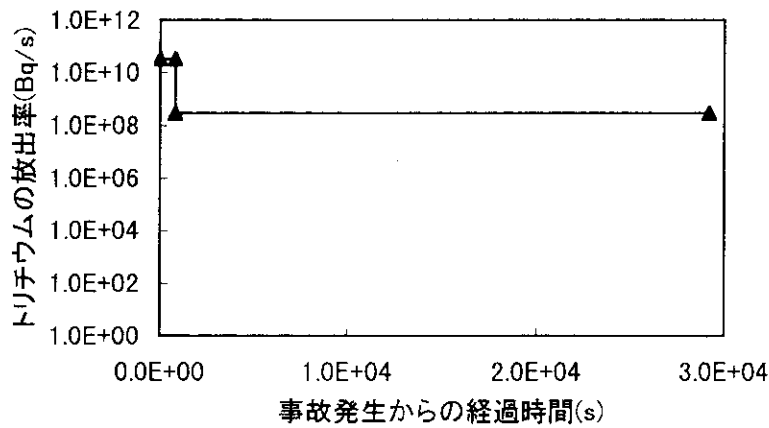
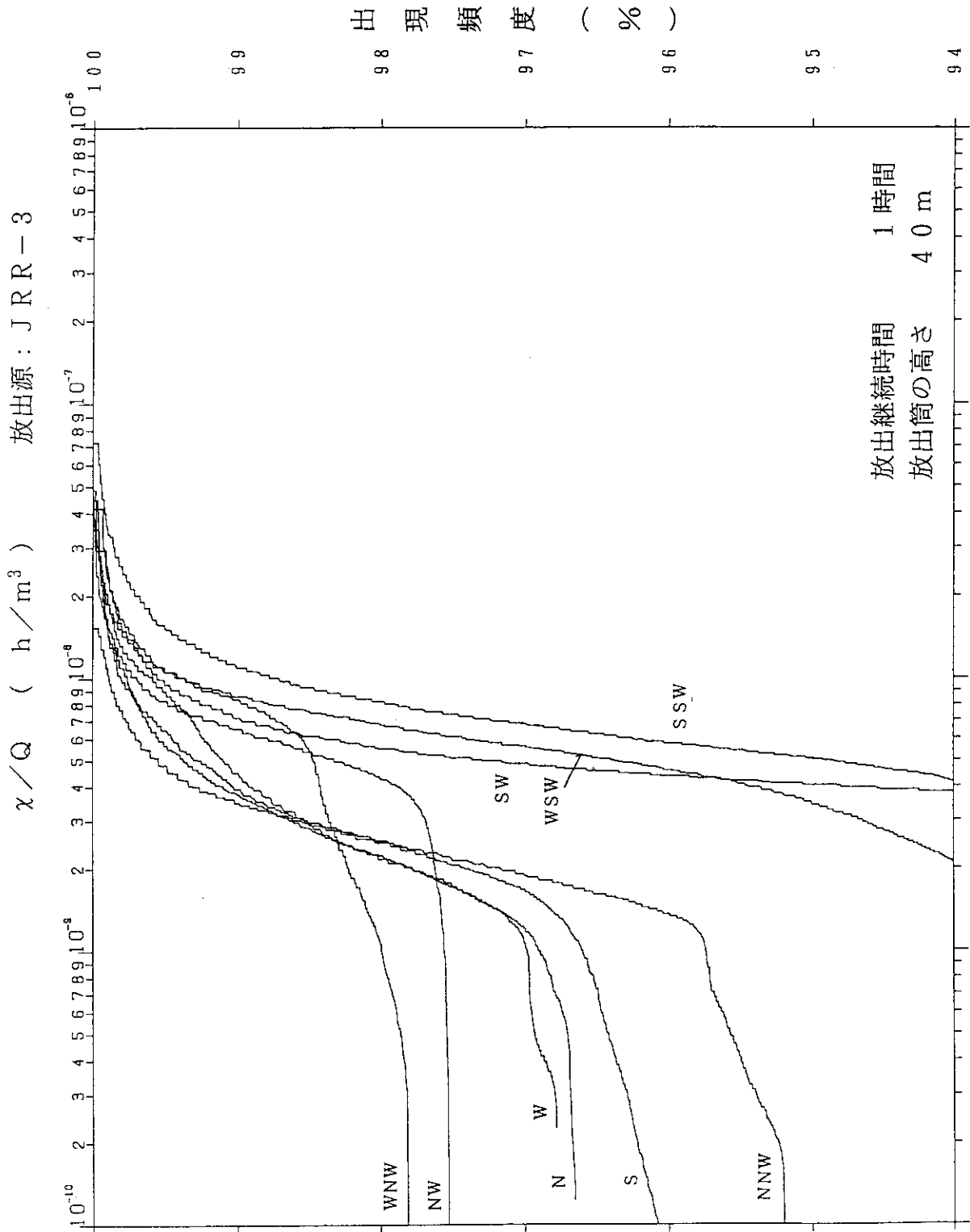


Fig.9.3 重水漏えい事故の放出モード



方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度

Fig.9.4 累積出現頻度 (I)

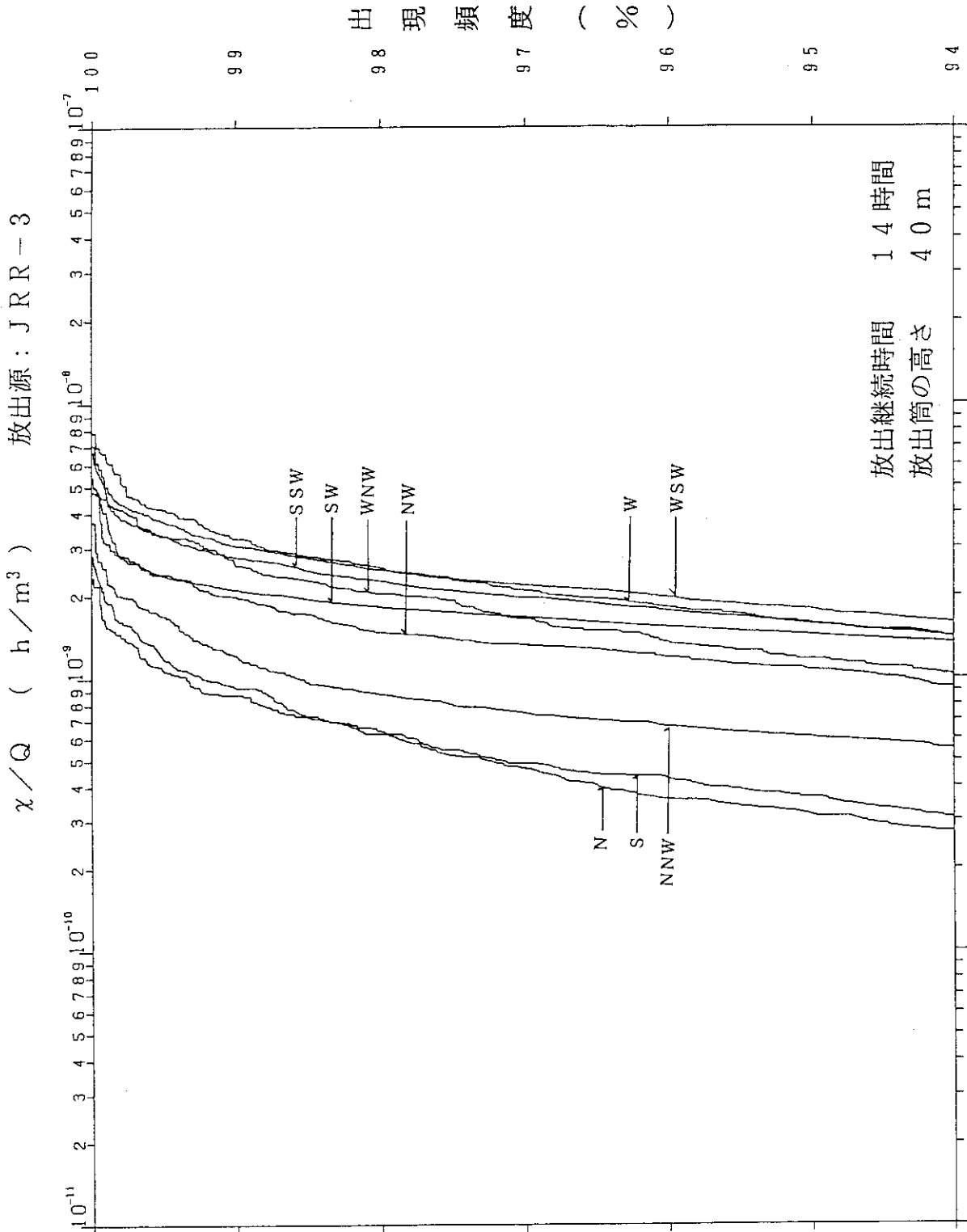
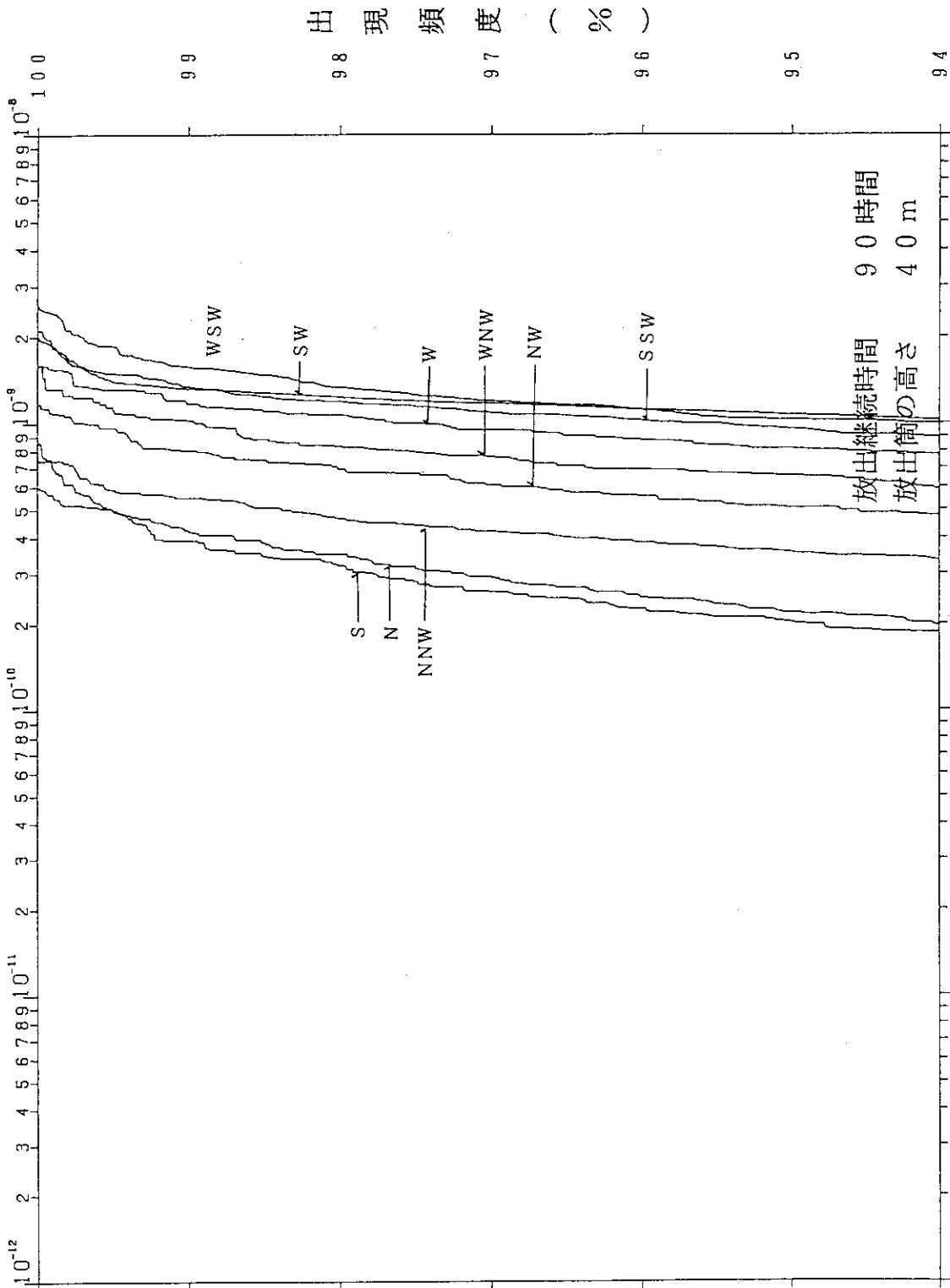


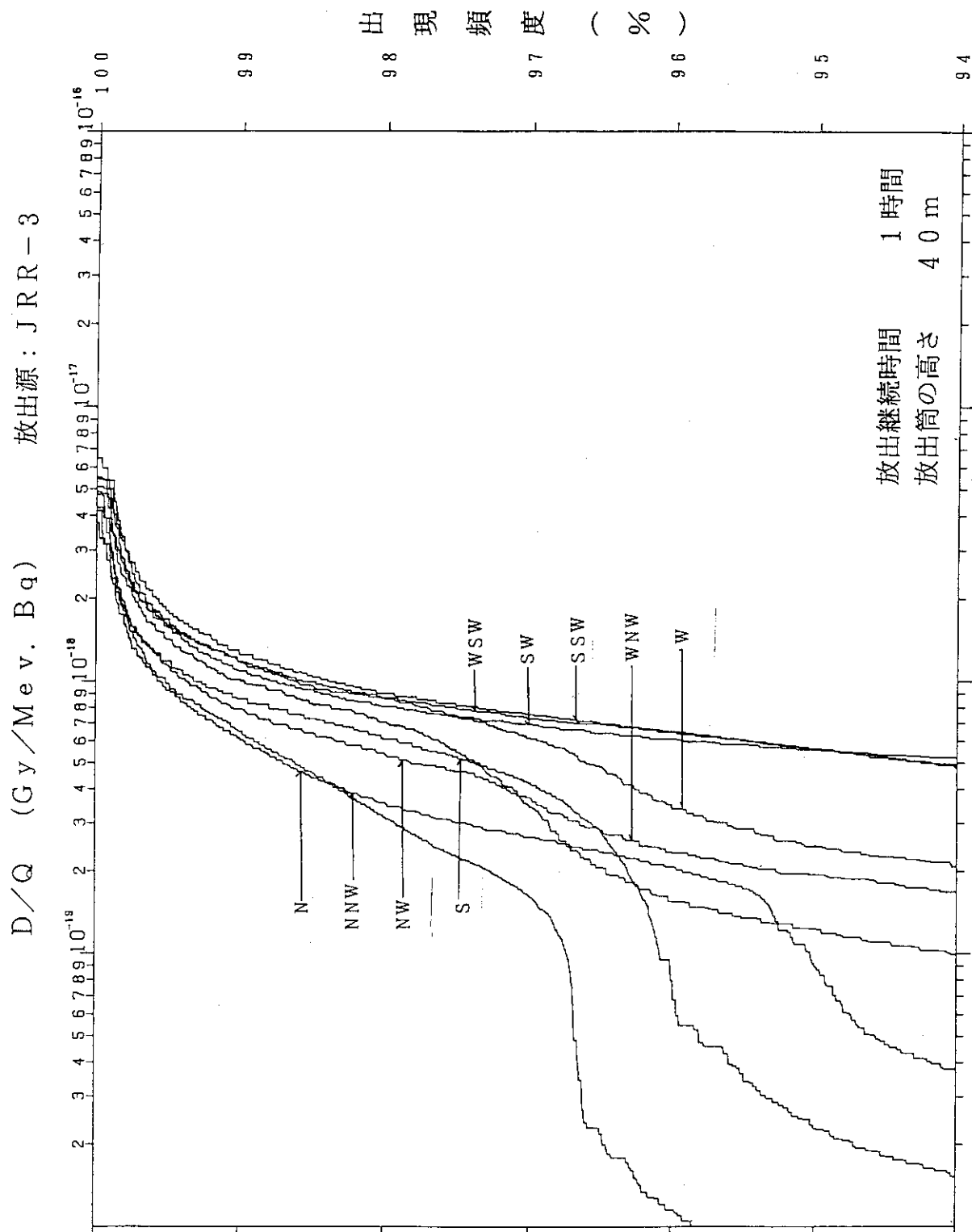
Fig.9.4 累積出現頻度 (2)

放出源：JRR-3



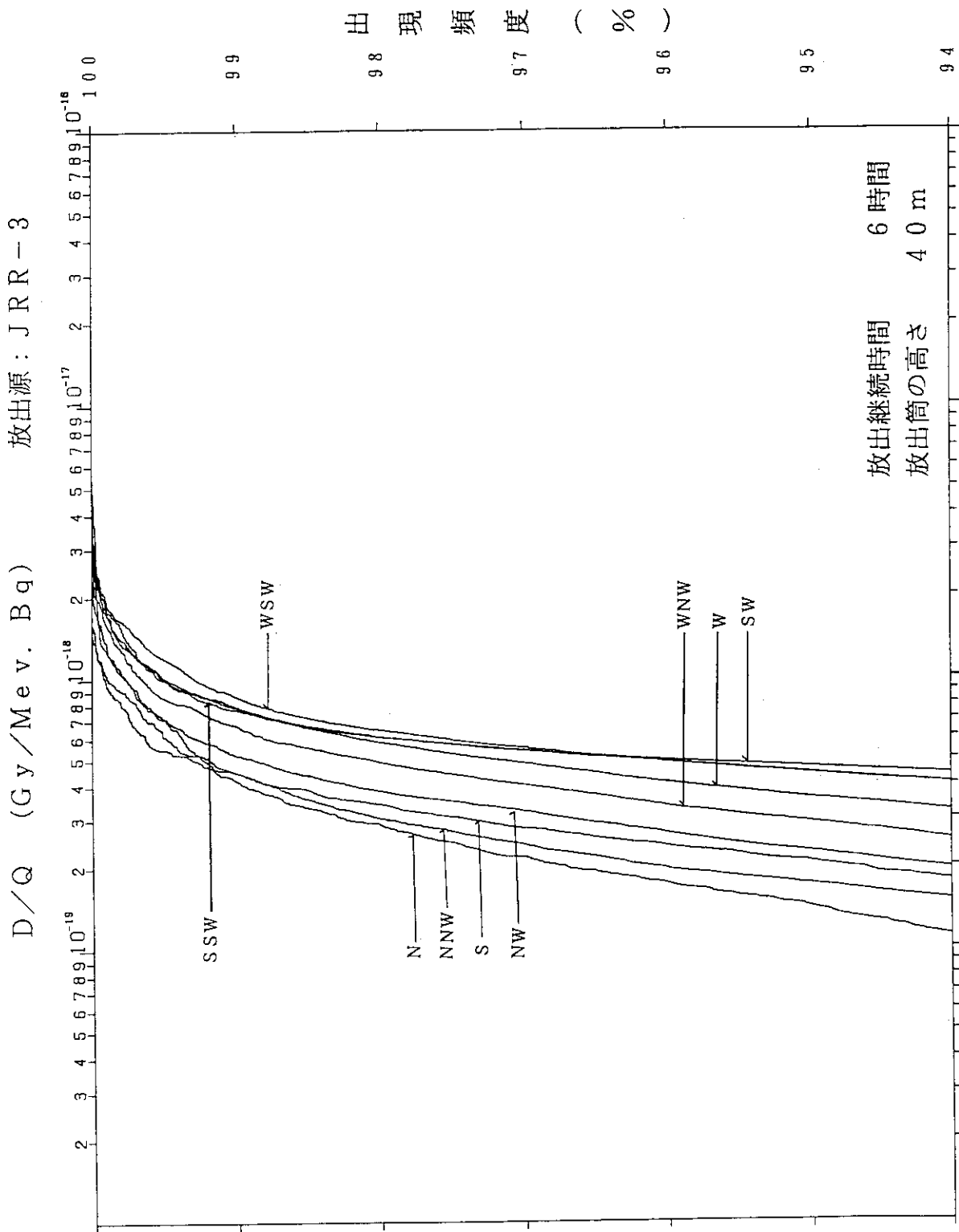
方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度

Fig.9.4 累積出現頻度 (3)



方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度

Fig.9.4 累積出現頻度 (4)



方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度

Fig.9.4 累積出現頻度 (5)

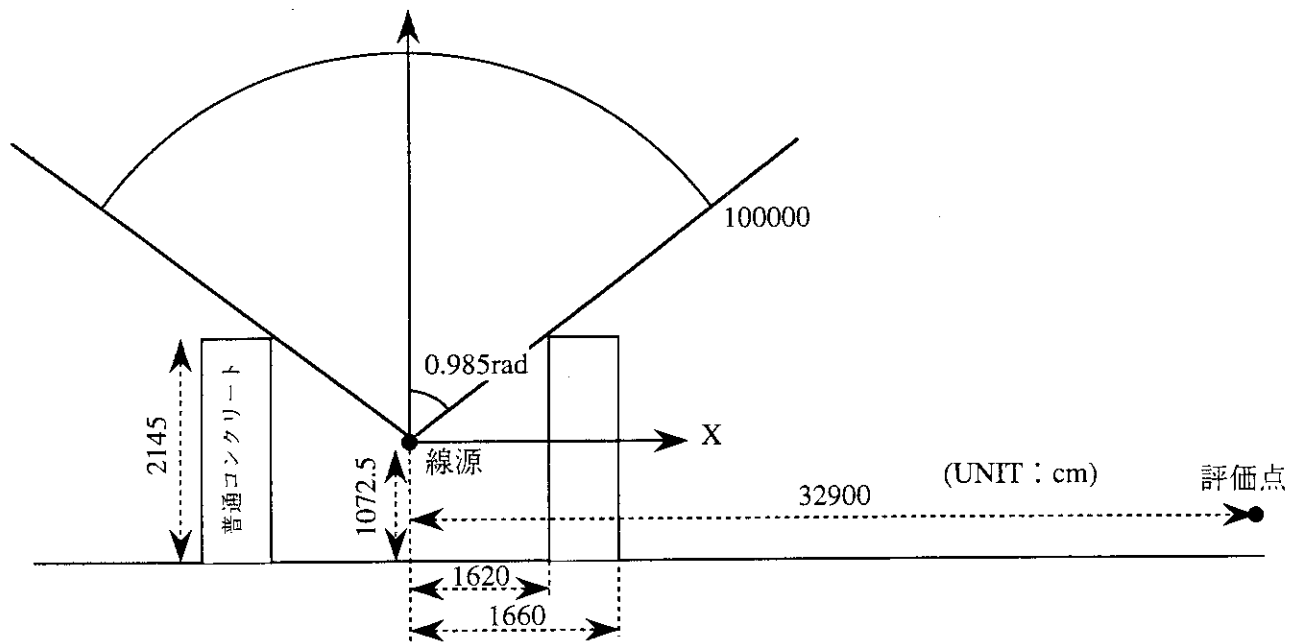


Fig.10.1 スカイシャイン線量計算のモデル

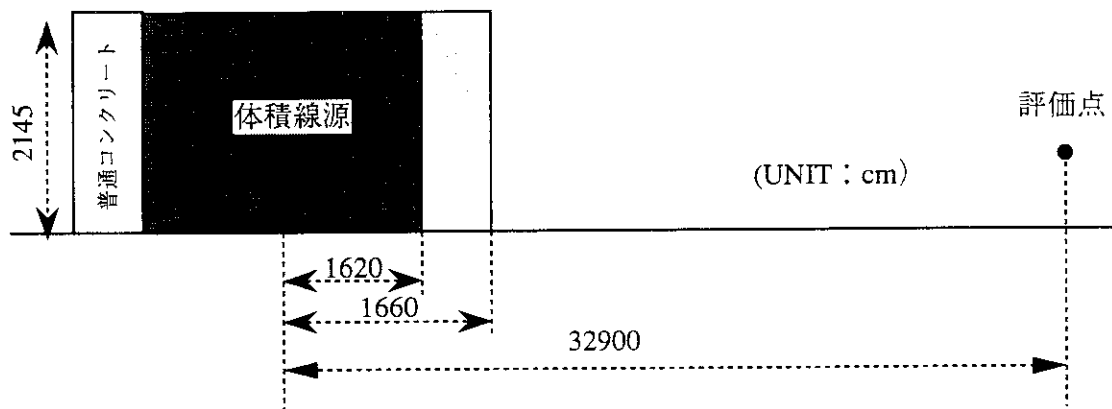


Fig.10.2 直接線量計算のモデル

付録 A 炉内蓄積量の計算方法について

JRR-3 アルミナイド燃料炉心の安全設計評価・立地評価に用いた炉内蓄積量は、燃焼計算コード ORIGIN-JR により求めた。しかし、JRR-3 シリサイド燃料炉心の評価では、本稿に記載した式を用いることとした。その理由は、日本原子力研究所における他の研究炉である JRR-2、JMTR、HTTR、STACY・TRACY 等で本稿に記載した式を使用しているとともに、下表に示すように本稿の式による炉内蓄積量と ORIGIN-JR による炉内蓄積量を核種ごとに比較すると、本稿の式による炉内蓄積量が僅かに大きくなるためである。また、本稿の式は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」⁽¹⁾中に同等の式が記載されている。

Table A-1 本稿の式と ORIGIN-JR コードによる炉内蓄積量の比較

核種	本稿の式による 炉内蓄積量 (Bq)	ORIGIN-JR に よる炉内蓄積量 (Bq)	核種	本稿の式による 炉内蓄積量 (Bq)	ORIGIN-JR に よる炉内蓄積量 (Bq)
KR83M	3.39E+15	3.02E+15	BR83	3.39E+15	3.02E+15
KR85M	8.39E+15	7.36E+15	BR84M	1.22E+14	1.12E+14
KR85	9.13E+13	9.92E+13	BR84	6.21E+15	5.44E+15
KR87	1.63E+16	1.47E+16	BR85	8.32E+15	6.48E+15
KR88	2.29E+16	2.11E+16	BR86	9.99E+15	1.20E+16
KR89	3.00E+16	2.71E+16	BR87	1.41E+16	1.47E+16
KR90	3.00E+16	2.95E+16	I129	1.46E+08	1.79E+08
XE131M	2.56E+14	1.39E+14	I130	1.54E+12	4.77E+14
XE133M	1.22E+15	9.25E+14	I131	1.82E+16	1.74E+16
XE133	4.33E+16	3.77E+16	I132	2.69E+16	2.63E+16
XE135M	6.79E+15	1.08E+16	I133	4.33E+16	3.89E+16
XE135	4.24E+16	2.51E+15	I134M	2.75E+15	0.00E+00
XE137	3.92E+16	3.54E+16	I134	4.87E+16	4.59E+16
XE138	4.02E+16	3.39E+16	I135	4.10E+16	3.59E+16
XE139	3.30E+16	3.18E+16	I136	1.88E+16	1.83E+16

(1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」原子力安全委員会（昭和51年9月28日）

付録 B 評価事象のうち「実験設備、実験物等の著しい破損」を除いた理由について

研究炉安全評価指針に記載されている「実験設備、実験物等の著しい破損」に相当する事象を選定しなかった理由は、「炉心流路閉塞事故」に包含されるからである。それを以下に定量的に示す。

(1) 想定事故

JRR-3 の実験設備である照射設備から FP が放出されるケースとしては、以下の(a)、(b)が考えられるが、評価に際しては、(a)のケースでは放出される FP を系内に閉じ込めることができるという理由から、(b)のケースについてのみ線量評価を行う。

(a) JRR-3 に設置されている照射設備（回転、気送、水力）のうち、最も系内の圧力が高く、温度が高い気送照射設備の系内において、照射済ラビットを取出し中、衝撃等によりラビットに過大な機械力を与えてしまい、ラビットを破損に至らしめて内部の FP を放出する場合。

(b) 炉室詰替セル内において、気送照射設備で 1 時間照射した核燃料入りラビットを取り扱い中、誤ってラビットに過大な機械力を与えてしまい、ラビットを破損に至らしめ、内部の FP を放出する場合。

(2) 放出条件

ラビットから下表に示すガスが、ラビット破損と同時に放出され、原子炉建家の換気設備により瞬時に排気筒から放出されるものとする。排気筒への排気系のフィルタ除去効率 はよう素及び希ガスについてゼロとする。原子炉建家からの地上放出はないものとする。

(3) 計算結果

「実験設備、実験物等の著しい破損」にに対する事象の線量評価は、下表のようになる。実効線量当量の合計は約 $1.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$ となり、「炉心流路閉塞事故」時の線量評価値（約 $7.7 \times 10^{-3} \text{mSv}$ ）と比較すると小さいことが分かる。

以上により、「実験設備、実験物等の著しい破損」に対する事象は、「炉心流路閉塞事故」に包含される。

Table B-1 試料事故による被ばく評価結果

試料事故 放出核種	放出量 (Bq)	γ 線実効 エネルギー (MeV)	実効線量への 換算係数 (mSv/Bq)	小児へ の補正 係数	外部被ばく実 効線量当量 (mSv)	小児内部被ばく実 効線量当量(mSv)
H3	4.40E+03	—	1.70E-08	1.5	0.00E+00	3.81E-13
KR83M	8.10E+08	2.68E-03	—	—	1.63E-09	0.00E+00
KR85M	8.60E+09	1.58E-01	—	—	1.02E-06	0.00E+00
KR87	5.30E+10	7.90E-01	—	—	3.14E-05	0.00E+00
KR88	4.00E+10	1.92E+00	—	—	5.76E-05	0.00E+00
KR90	2.40E+11	1.33E+00	—	—	2.39E-04	0.00E+00
XE135M	5.90E+09	4.29E-01	—	—	1.90E-06	0.00E+00
XE135	1.50E+09	2.48E-01	—	—	2.79E-07	0.00E+00
XE137	3.10E+11	1.81E-01	—	—	4.21E-05	0.00E+00
XE138	2.70E+11	1.10E+00	—	—	2.23E-04	0.00E+00
I131	1.10E+08	3.80E-01	8.80E-06	4.3	3.14E-08	1.42E-05
I132	2.10E+09	2.24E+00	9.10E-08	4.2	3.53E-06	2.73E-06
I133	4.40E+09	6.02E-01	1.50E-06	4.4	1.99E-06	9.87E-05
I134	1.00E+11	2.57E+00	3.00E-08	3.7	1.93E-04	3.77E-05
I135	3.00E+10	1.55E+00	3.00E-07	4.5	3.49E-05	1.38E-04
合計					8.30E-04	2.91E-04

なお、小児の呼吸率：0.5m³/h、 λ/Q ：6.8x10⁻⁹h/m³、D/Q：7.5x10⁻¹⁹Gy/(MeV・Bq)

付録 C 重水冷却材中のトリチウム濃度について

重水漏えい事故評価の重水中のトリチウム濃度は、 $3.7 \times 10^8 \text{Bq/cm}^3$ という値を用いた。これは本原子炉の管理目標値の 2 倍の値であるが、その値と実際の値とを比較することにより安全余裕の確認を以下の方法で実施した。

(1) 方法

重水中のトリチウム濃度を計算により求め、その値の妥当性を確認するために実測値と比較する。計算値と実測値がほぼ一致することを確認した後、重水漏えい事故時の評価に用いた値の安全余裕を確認する。

重水中のトリチウム濃度の計算は、次式⁽¹⁾により行う。

$$A_k = \frac{\lambda N_0 \phi \sigma \{1 - \exp[-(\phi \sigma + \lambda)t']\} \cdot \{1 - \exp[-(k+1)(\phi \sigma + \lambda T)]\}}{(\phi \sigma + \lambda) \{1 - \exp[-(\phi \sigma + \lambda T)]\}} + A_0$$

ここで、

A_k : 重水冷却系を k 循環した後のトリチウム濃度(Bq/cm^3)

λ : トリチウムの崩壊定数($=1.79 \times 10^{-9} \text{s}^{-1}$)

N_0 : ^2H の個数($=6.60 \times 10^{22} \text{コ/cm}^3$)

$$N_0 = \text{重水密度} \times \frac{1 \text{分子当たりの} ^2\text{H原子数}}{\text{分子量}} \times \text{アボガドロ数} \times \text{重水純度}$$

$$= 1.1 \times \frac{2}{20.03} \times 6.02 \times 10^{23} \times 0.998 = 6.60 \times 10^{22}$$

ϕ : 熱中性子束($=2.1 \times 10^{13} \text{コ/cm}^2 \cdot \text{s}$)

σ : ^2H の吸収断面積($=5.5 \times 10^{-28} \text{cm}^2$)

T : 重水冷却系が一回循環するのに要する時間($=246.8 \text{s}$)

t' : 照射時間($=124 \text{s}$)

A_0 : JRR-3 重水中に含まれていたトリチウムの初期濃度値($=3.3 \times 10^7 \text{Bq/cm}^3$)

(2) 計算結果

下図に示すように計算値と測定値はほぼ一致する。

原子炉の運転を現在のように年間 7 サイクルを実施するものとして、運転開始から 30 年後までの重水中におけるトリチウム濃度の計算を下表に示す。

以上から、原子炉運転開始から 30 年後においても、重水漏えい事故評価に用いたトリチウム濃度値を超えることはなく、本稿の安全設計評価は十分な安全余裕を有していることが分かる。

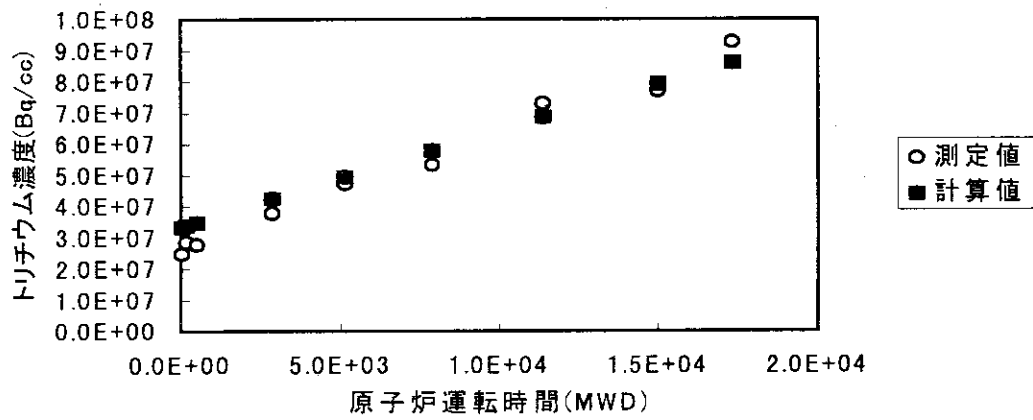


Fig.C-1 JRR-3 重水冷却系中のトリチウム濃度の測定値と計算値の比較

Table C-1 JRR-3 運転時間とトリチウム濃度の関係

運転時間(y)	トリチウム濃度(Bq/cc)	運転時間(y)	トリチウム濃度(Bq/cc)	運転時間(y)	トリチウム濃度(Bq/cc)
1	4.66E7	11	1.59E8	21	2.42E8
2	5.95E7	12	1.69E8	22	2.49E8
3	7.21E7	13	1.78E8	23	2.56E8
4	8.42E7	14	1.87E8	24	2.62E8
5	9.60E7	15	1.96E8	25	2.69E8
6	1.07E8	16	2.04E8	26	2.75E8
7	1.18E8	17	2.12E8	27	2.81E8
8	1.29E8	18	2.20E8	28	2.86E8
9	1.40E8	19	2.28E8	29	2.92E8
10	1.50E8	20	2.35E8	30	2.97E8

(1) Theode Rockwell III, "Reactor Shielding Design Manual", McGRAW-HILL BOOK COMPANY(1956)

付録 D ヘリウムガス漏えい事故について

JRR-3 は重水劣化防止のために、重水冷却系のカバーガスとしてヘリウムガスを使用している。ヘリウムガスには重水が照射されて生成したトリチウムを含んでいるので、何らかの原因によりヘリウム系配管が破損した場合、トリチウムによる周辺公衆の被ばくを生じが、重水冷却系のカバーガス(He)の漏えい事故は重水漏えい事故に包含されるものとして JRR-3 の評価事象として選定しなかった。以下にヘリウムガス漏えい事故が重水漏えい事故に包含されるということを定量的に示す。

(1) 想定事故

何らかの原因により、ヘリウム系配管が破損し、その中のヘリウムガス全量が大気中に放出されるものとする。なお、ヘリウムガス中には湿度 100%で重水が含まれているものとする。

(2) 放出条件

トリチウムは、ヘリウム系の破損と同時に放出され、原子炉建家の換気設備により瞬時に排気筒から放出されるものとする。

(3) 計算方法

次式により大気中に放出されるトリチウム量を計算する。

$$Q' = C_0 \cdot W / D_d$$

ここで、

Q' : 大気中に放出されるトリチウム量(Bq)

C_0 : 重水中のトリチウム濃度(=3.7x10⁸Bq/cm³)

W : ヘリウムガス中の水分量(g)

$$W = \frac{X_s}{V_s} \cdot V$$

X_s : 絶対湿度(Kg/Kg*)

V_s : 湿り空気の比体積(m³/Kg*)

ヘリウムガスの温度は保守的に熱源となる重水の最高温度 50°Cとすると、

X_s 、 V_s はそれぞれ 0.08625Kg/Kg*、1.042m³/Kg*である。

V : 漏えいするヘリウムガス量(=10m³)

D_d : 重水密度(=1.1g/cm³)

(4) 計算結果

大気中に放出されるトリチウム量は、2.7x10¹¹Bq となる。また、トリチウムの放出量及び相対濃度 : 6.8x10⁻⁹h/m³ を考慮すると、ヘリウムガス漏えい事故時の実効線量当量は 5.8x10⁻⁵mSv となる。この値と重水漏えい事故時の実効線量当量 (7.0x10⁻³mSv) を比較すると、ヘリウムガス漏えい事故が重水漏えい事故に包含されることが分かる。

付録 E 炉心流路閉塞事故、重大事故及び仮想事故解析における評価期間 30 日の妥当性について

炉心流路閉塞事故、重大事故及び仮想事故時の評価期間は、被ばく評価上問題となる希ガス及びよう素の大気中への放出量が、下図に示すように 30 日以内で飽和に達し、放出量に変化しないということから、評価期間 30 日は妥当である。

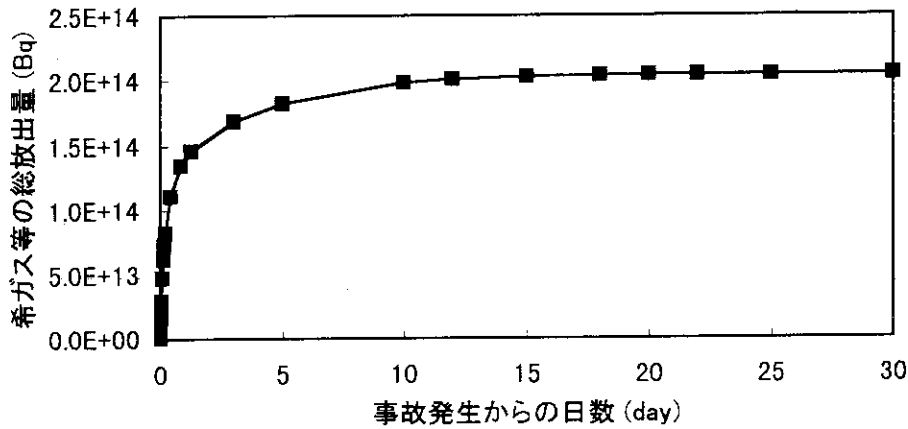


Fig.E-1 JRR-3 重大事故時における希ガス等の総放出量の経時変化図

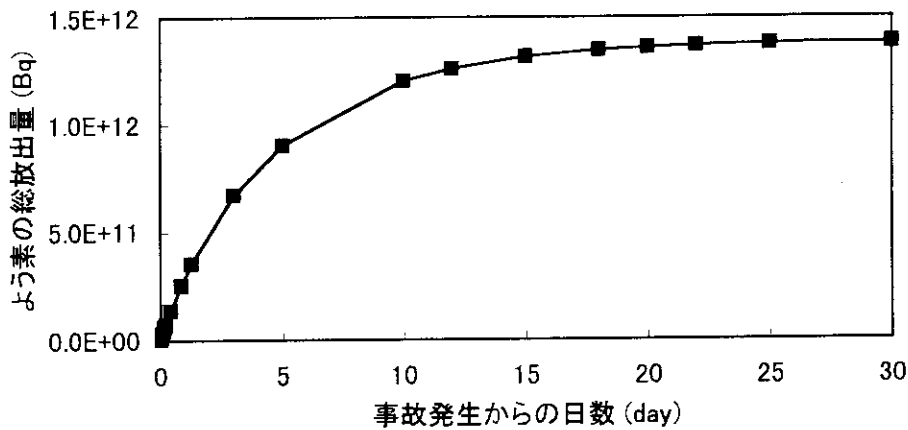


Fig.E-2 JRR-3 重大事故時におけるよう素の総放出量の経時変化図

付録 F 重水漏えい事故の評価を成人の実効線量当量にした理由について

下表のようにトリチウムの呼吸摂取による実効線量当量への換算係数と呼吸率の積を成人・小児で比較した場合、成人の方が大きくなるために、成人の実効線量当量を採用した。

Table F-1 トリチウムの呼吸摂取による実効線量当量への換算係数と呼吸率の成人・小児の比較

	トリチウムに対する実効線量当量 への換算係数(mSv/Bq) : (1)	活動時の呼吸率 (m ³ /h) : (2)	(1) x (2)
成人	1.7x10 ⁻⁸	1.2	2.0x10 ⁻⁸
小児	2.6x10 ⁻⁸	0.5	1.3x10 ⁻⁸

付録 G JRR-3 シリサイド燃料とアルミナイド燃料の安全設計評価及び立地評価に対する評価結果の比較

注) 本項は原子炉設置変更許可申請書に準拠しているので、アルミナイド燃料時に評価されていない「使用済燃料の機械的破損」については、除外する。

Table G-1 トリチウムの吸入による内部被ばく実効線量当量評価 (重水漏えい事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価式</p> $D = DF \cdot M_A \cdot Q \cdot (x/Q) \cdot k$ <p>ここで、</p> <p>D : 内部被ばく全身線量 4 mrem > 3.2 mrem = 3.2×10^{-2} mSv</p> <p>DF : 線量換算係数 2.06×10^5 mrem/Ci = 5.6×10^{-8} mSv/Bq</p> <p>M_A : 呼吸率 1.25 m³/h</p> <p>Q : トリチウムの放出量 910 Ci = 3.4×10^{13} Bq</p> <p>(x/Q) : 相対濃度 6.8×10^{-9} h/m³</p> <p>k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数 2.0 ・ ・ ICRP Publ.2</p>	$H_H = K_H \cdot M_A \cdot Q \cdot (x/Q) \cdot k$ <p>ここで、</p> <p>H_H : 内部被ばく実効線量当量 7.1×10^{-3} mSv</p> <p>K_H : 実効線量当量への換算係数 1.7×10^{-8} mSv/Bq</p> <p>M_A : 成人の呼吸率 1.2 m³/h</p> <p>Q : トリチウムの放出量 3.4×10^{13} Bq</p> <p>(x/Q) : 相対濃度 6.8×10^{-9} h/m³</p> <p>k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数 1.5 ・ ・ ICRP Publ.30</p>	<p>$7.1 \times 10^{-3} / 3.2 \times 10^{-2} = 0.22$</p> <p>$1.7 \times 10^{-8} / 5.6 \times 10^{-8} = 0.3$</p> <p>1.2 / 1.25 = 0.96</p> <p>$3.4 \times 10^{13} / 3.4 \times 10^{13} = 1.0$</p> <p>$6.8 \times 10^{-9} / 6.8 \times 10^{-9} = 1.0$</p> <p>1.5 / 2.0 = 0.75</p> <p>合計 = 0.22</p>
<p>・新評価/旧評価 = 0.22 は、ICRP Publ.2 と ICRP Publ.30に基づく線量当量換算係数、呼吸率及び皮膚浸透による増加係数の差となる。</p>		

Table G-2 よう素等の吸入による内部被ばく実効線量当量の評価 (炉心流路閉塞事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価式</p> $D_1 = D_{50} \cdot f_c \cdot (X/Q) \cdot Q_1 \cdot R$ <p>ここで、</p> <p>D_1 : 小児の甲状腺被ばく線量 40mrem > 35.4mrem = 0.354 mSv</p> <p>D_{50} : 線量換算係数 1.5×10^9 mrem/Ci = 4.1×10^{-4} mSv/Bq</p> <p>R : 呼吸率 1.25 m³/h</p> <p>Q_1 : よう素の放出量 3.95 Ci = 1.46×10^{11} Bq</p> <p>(X/Q) : 相対濃度 1.2×10^{-9} h/m³</p> <p>f_c : 成人の線量から小児への換算係数 4.0</p>	<p>$H_{IE} = \sum_i H_{50, E, i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (X/Q) \cdot f_i$</p> <p>ここで、</p> <p>$H_{IE}$: 小児の実効線量当量 2.1×10^{-3} mSv</p> <p>$H_{50, E, i}$: 成人の実効線量当量への換算係数 8.8×10^{-6} mSv/Bq (I-131の場合)</p> <p>M_A : 呼吸率 0.96 m³/h</p> <p>Q_i : よう素等の核種 i の放出量 1.38×10^{11} Bq (I-131等価、参考値)</p> <p>(X/Q) : 相対濃度 1.2×10^{-9} h/m³</p> <p>f_i : 成人の線量から小児への年齢補正係数 1.48 (I-131の場合)</p>	<p>$2.1 \times 10^{-3} / 0.354 = 5.9 \times 10^{-3}$</p> <p>$8.8 \times 10^{-6} / 4.1 \times 10^{-4} = 0.0214$</p> <p>$0.96 / 1.25 = 0.768$</p> <p>$1.38 \times 10^{11} / 1.46 \times 10^{11} = 0.95$</p> <p>$1.2 \times 10^{-9} / 1.2 \times 10^{-9} = 1.0$</p> <p>$1.48 / 4.0 = 0.37$</p> <p>合計 = 5.8×10^{-3}</p>
<p>・新評価/旧評価 = 5.9×10^{-3} は、甲状腺線量と実効線量当量の違いがある。</p> <p>・新評価での呼吸率 0.96 は、放出継続時間が長時間であるため、ICRP Publ.26に基づき成人の平常時の値を用いた。</p>		

Table G-3 よう素の吸入による小児の甲状腺線量当量の評価 (重大事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価式</p> $D_1 = D_{50} \cdot f_c \cdot (\chi/Q) \cdot Q_1 \cdot R$ <p>ここで、</p> <p>D_1 : 小児の甲状腺被ばく線量 $0.4 \text{ rem} > 0.354 \text{ rem} = 3.54 \times 10^{-3} \text{ Sv}$</p> <p>$D_{50}$: 線量換算係数 $1.5 \times 10^9 \text{ mrem/Ci} = 4.1 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$</p> <p>$R$: 呼吸率 $1.25 \text{ m}^3/\text{h}$</p> <p>$Q_1$: よう素の放出量 $39.5 \text{ Ci} = 1.46 \times 10^{12} \text{ Bq}$</p> <p>$(\chi/Q)$: 相対濃度 $1.2 \times 10^{-9} \text{ h/m}^3$</p> <p>$f_c$: 成人の線量から小児への換算係数 4.0</p>	$H_{IT} = \sum_i H_{50, T, i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdot f_i$ <p>ここで、</p> <p>H_{IT} : 小児の甲状腺線量当量 $7.0 \times 10^{-4} \text{ Sv}$</p> <p>$H_{50, T, i}$: 成人の甲状腺線量当量への換算係数 $2.9 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$ (I-131の場合)</p> <p>M_A : 呼吸率 $0.96 \text{ m}^3/\text{h}$</p> <p>$Q_i$: よう素等の核種 i の放出量 $1.38 \times 10^{12} \text{ Bq}$ (I-131等価、参考値)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 $1.2 \times 10^{-9} \text{ h/m}^3$</p> <p>$f_i$: 成人の線量から小児への年齢補正係数 1.51 (I-131の場合)</p>	<p>$7.0 \times 10^{-4} / 3.54 \times 10^{-3} = 0.2$</p> <p>$2.9 \times 10^{-7} / 4.1 \times 10^{-7} = 0.71$</p> <p>$0.96 / 1.25 = 0.768$</p> <p>$1.38 \times 10^{12} / 1.46 \times 10^{12} = 0.95$</p> <p>$1.2 \times 10^{-9} / 1.2 \times 10^{-9} = 1.0$</p> <p>$1.51 / 4.0 = 0.38$</p> <p>合計 = 0.2</p>
<p>・新評価での呼吸率 0.96 は、放出継続時間が長時間であるため、ICRP Publ. 26に基づく成人の平常時の値を用いた。</p>		

Table G-4 よう素の吸入による成人の甲状腺線量当量の評価 (仮想事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価式</p> $D_i = D_{50} \cdot f_c \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \cdot R$	$H_{IT} = \sum_i H_{50, T, i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdot f_i$	
<p>ここで、</p> <p>D_i : 成人の甲状腺被ばく線量</p> <p>D_{50} : 線量換算係数</p> <p>R : 呼吸率</p> <p>Q_i : よう素の放出量 (Ci)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度</p>	<p>ここで、</p> <p>H_{IT} : 成人の甲状腺線量当量</p> <p>$H_{50, T, i}$: 成人の甲状腺線量当量への換算係数</p> <p>M_A : 呼吸率</p> <p>Q_i : よう素等の核種 i の放出量</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度</p>	<p>$1.2 \times 10^{-2} / 2.21 \times 10^{-2} = 0.54$</p> <p>$2.9 \times 10^{-7} / 4.1 \times 10^{-7} = 0.71$</p> <p>$0.33 / 1.25 = 0.768$</p> <p>$3.45 \times 10^{13} / 3.66 \times 10^{13} = 0.94$</p> <p>$1.2 \times 10^{-9} / 1.2 \times 10^{-9} = 1.0$</p> <p>合計 = 0.51</p>
<p>$2.21 \text{ rem} > 2.21 \text{ rem} = 2.21 \times 10^{-2} \text{ Sv}$</p> <p>$1.5 \times 10^9 \text{ mrem/Ci} = 4.1 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$</p> <p>$1.25 \text{ m}^3/\text{h}$</p> <p>$990 \text{ Ci} = 3.66 \times 10^{13} \text{ Bq}$</p> <p>$1.2 \times 10^{-9} \text{ h/m}^3$</p>	<p>$1.2 \times 10^{-2} \text{ Sv}$</p> <p>$2.9 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$ (I-131の場合)</p> <p>$0.96 \text{ m}^3/\text{h}$</p> <p>$3.45 \times 10^{13} \text{ Bq}$ (I-131等価、参考値)</p> <p>$1.2 \times 10^{-9} \text{ h/m}^3$</p>	
<p>・新評価での呼吸率 0.96 は、放出継続時間が長時間であるため、ICRP Publ. 26に基づき成人の平常時の値を用いた。</p>		

Table G-5 希ガス等からのγ線による外部被ばく実効線量当量 (炉心流路閉塞事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価式</p> $D\gamma = Q\gamma \cdot (D/Q)$ <p>ここで、</p> <p>$D\gamma$: γ線による全身被ばく線量 $0.8 \text{ mrem} > 0.778 \text{ mrem}$ $= 7.78 \times 10^{-3} \text{ mSv}$</p> <p>$Q\gamma$: γ線換算放出量 (γ線0.5MeV換算) $540 \text{ Ci} = 270 \text{ MeV} \cdot \text{Ci}$ $= 9.99 \times 10^{12} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$</p> <p>(D/Q) : 相対線量 $2.9 \mu\text{rem}/(\text{MeV} \cdot \text{Ci}) =$ $7.84 \times 10^{-10} \text{ Sv}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$</p>	<p>$H\gamma = K_1 \cdot Q\gamma \cdot (D/Q)$</p> <p>ここで、</p> <p>$H\gamma$: γ線による外部被ばく実効線量当量 $5.6 \times 10^{-3} \text{ mSv}$</p> <p>$K_1$: 実効線量当量への換算係数 $1 \text{ Sv}/\text{Gy}$</p> <p>$Q\gamma$: γ線換算放出量 (γ線0.5MeV換算) $2.04 \times 10^{13} \text{ Bq} = 1.02 \times 10^{13} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$</p> <p>(D/Q) : 相対線量 $5.5 \times 10^{-10} \text{ Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$</p>	<p>$5.6 \times 10^{-3} / 7.78 \times 10^{-3} = 0.72$</p> <p>$1.02 \times 10^{13} / 9.99 \times 10^{12} = 1.02$</p> <p>$5.5 \times 10^{-10} / 7.84 \times 10^{-10} = 0.7$</p> <p>合計 = 0.714</p>
<p>・新評価/旧評価 = 0.72 は、相対線量の差が主であり、詳細は以下のとおりである。</p> <p>①単位変更による換算係数の違い 新指針の空気吸収線量率(Gy/h)は、旧指針の照射線量率(R/h)から $8.7 \times 10^{-3} \text{ (Gy/R)}$ で換算している。これらの線量率から $1\text{Sv}/\text{Gy}$、$1\text{rem}/\text{R}$、$0.01\text{Sv}/\text{rem}$を用いて実効線量当量を比較すると、0.87となる。</p> <p>②気象条件の変更 旧気象データ(1976-1980)を用いて計算したD/Qは、$5.7 \times 10^{-10} \text{ Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$ となり、新気象/旧気象=0.96となる。</p> <p>③計算コードの変更 線量率計算部をSTD05EからGAMPULに改良したため、その差が0.84となる。</p>		

Table G-6 希ガス等からのγ線による外部全身被ばく (重大事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備 考
<p>●評価式</p> $D \gamma = Q \gamma \cdot (D/Q)$ <p>ここで、</p> $D \gamma : \gamma \text{線による全身被ばく線量}$ $0.008 \text{ rem} > 0.00787 \text{ rem}$ $= 7.78 \times 10^{-5} \text{ Sv}$ $Q \gamma : \gamma \text{線換算放出量 (}\gamma \text{線0.5MeV換算)}$ $5400 \text{ Ci} = 2700 \text{ MeV} \cdot \text{Ci}$ $= 9.99 \times 10^{13} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$ $(D/Q) : \text{相対線量}$ $2.9 \mu\text{rem/MeV} \cdot \text{Ci} =$ $7.84 \times 10^{-19} \text{ Sv/(MeV} \cdot \text{Bq)}$	$H \gamma = K_1 \cdot Q \gamma \cdot (D/Q)$ <p>ここで、</p> $H \gamma : \gamma \text{線による外部被ばく実効線量当量}$ $5.6 \times 10^{-5} \text{ Sv}$ $K_1 : \text{実効線量当量への換算係数}$ 1 Sv/Gy $Q \gamma : \gamma \text{線換算放出量 (}\gamma \text{線0.5MeV換算)}$ $2.04 \times 10^{14} \text{ Bq} = 1.02 \times 10^{14} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$ $(D/Q) : \text{相対線量}$ $5.5 \times 10^{-19} \text{ Gy/(MeV} \cdot \text{Bq)}$	$5.6 \times 10^{-5} / 7.78 \times 10^{-5} = 0.72$ $1.02 \times 10^{14} / 9.99 \times 10^{13} = 1.02$ $5.5 \times 10^{-19} / 7.84 \times 10^{-19} = 0.7$ <p style="text-align: right;">合計 = 0.714</p>
<p>・新評価/旧評価 = 0.72 は、相対線量の差が主であり、詳細は以下のとおりである。</p> <p>①単位変更による換算係数の違い 新指針の空気吸収線量率(Gy/h)は、旧指針の換算照射線量率(R/h)から $8.7 \times 10^{-3} \text{ (Gy/R)}$ で換算している。これらの線量率から1Sv/Gy、1rem/R、0.01Sv/remを用いて実効線量当量を比較すると、新評価/旧評価=0.87となる。</p> <p>②気象条件の変更 旧気象データ(1976-1980)を用いて計算したD/Qは $5.7 \times 10^{-19} \text{ Gy/(MeV} \cdot \text{Bq)}$ となり、新気象/旧気象=0.96となる。</p> <p>③計算コードの変更 線量率計算部をSTDDOSEからGAMPULに改良したため、その差が0.84となる。</p>		

Table G-7 希ガス等からのγ線による外部全身被ばく (仮想事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>● 評価式</p> $D_{\gamma} = Q_{\gamma} \cdot (D/Q)$ <p>ここで、</p> $D_{\gamma} : \gamma \text{線による全身被ばく線量}$ $0.2 \text{ rem} > 0.195 \text{ rem} = 1.95 \times 10^{-3} \text{ Sv}$ $Q_{\gamma} : \gamma \text{線換算放出量 (}\gamma \text{線} 0.5 \text{MeV換算)}$ $1.35 \times 10^5 \text{ Ci} = 6.75 \times 10^4 \text{ MeV} \cdot \text{Ci}$ $= 2.5 \times 10^{15} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$ <p>(D/Q) : 相対線量</p> $2.9 \mu\text{rem/MeV} \cdot \text{Ci} = 7.84 \times 10^{-19} \text{ Sv/(MeV} \cdot \text{Bq)}$	<p>$H_{\gamma} = K_1 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/Q)$</p> <p>ここで、</p> $H_{\gamma} : \gamma \text{線による外部被ばく実効線量当量}$ $1.4 \times 10^{-3} \text{ Sv}$ <p>K_1 : 実効線量当量への換算係数</p> 1 Sv/Gy <p>Q_{γ} : γ線換算放出量 (γ線0.5MeV換算)</p> $5.11 \times 10^{15} \text{ Bq} = 2.56 \times 10^{15} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$ <p>(D/Q) : 相対線量</p> $5.5 \times 10^{-19} \text{ Gy/(MeV} \cdot \text{Bq)}$	$1.4 \times 10^{-3} / 1.95 \times 10^{-3} = 0.72$ $2.56 \times 10^{15} / 2.5 \times 10^{15} = 1.024$ $5.5 \times 10^{-19} / 7.84 \times 10^{-19} = 0.7$ <p>合計 = 0.72</p>
<p>・新評価/旧評価 = 0.72 は、相対線量の差が主であり、詳細は以下のとおりである。</p> <p>① 単位変更による換算係数の違い 新指針の空気吸収線量率 (Gy/h) は、旧指針の換算照射線量率 (R/h) から 8.7×10^{-3} (Gy/R) で換算している。これらの線量率から 1Sv/Gy、1rem/R、0.01Sv/rem を用いて実効線量当量を比較すると、新評価/旧評価 = 0.87 となる。</p> <p>② 気象条件の変更 旧気象データ (1976-1980) を用いて計算した D/Q は 5.7×10^{-19} Gy/(MeV · Bq) となり、新気象/旧気象 = 0.96 となる。</p> <p>③ 計算コードの変更 線量率計算部を STDOSE から GAMPUL に改良したため、その差が 0.84 となる。</p>		

Table G-8 希ガス等からのβ線による皮膚への線量当量 (重大事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備 考
<p>● 評価式</p> $D\beta = K\beta \cdot E\beta \cdot Q\beta \cdot (x/Q)$ <p>ここで、</p> <p>$D\beta$: β線による外部被ばく線量 $0.007 \text{ rem} > 0.00732 \text{ rem} = 7.32 \times 10^{-5} \text{ Sv}$</p> <p>$K\beta$: 線量換算係数 $8.26 \times 10^2 \text{ (rem/MeV} \cdot \text{dis/Ci} \cdot \text{m}^3/\text{h)}$ $= 2.23 \times 10^{-10} \text{ (Sv/MeV} \cdot \text{dis/Bq} \cdot \text{m}^3/\text{h)}$ (1.0rem/radを使用)</p> <p>$E\beta$: β線実効エネルギー 0.5 MeV/dis</p> <p>$Q\beta$: 放出量 $8400 \text{ Ci} = 4200 \text{ MeV} \cdot \text{Ci/dis}$ $= 1.55 \times 10^{14} \text{ MeV} \cdot \text{Bq/dis}$</p> <p>($x/Q$) : 相対濃度 $2.1 \times 10^{-9} \text{ h/m}^3$</p>	$H\beta = k \cdot Q\beta \cdot (x/Q)$ <p>ここで、</p> <p>$H\beta$: β線による皮膚への線量当量 $9.7 \times 10^{-5} \text{ Sv}$</p> <p>$k$: 線量換算係数 ($= 2.226 \times 10^{-10} \cdot k\beta$) $k\beta$ は空気吸収線量から皮膚線量当量への換算係数 ($= 1.25 \text{ Sv/Gy}$) 2.78×10^{-10}</p> <p>$Q\beta$: β線換算放出量 $1.58 \times 10^{14} \text{ MeV} \cdot \text{Bq/dis}$</p> <p>($x/Q$) : 相対濃度 $2.2 \times 10^{-9} \text{ h/m}^3$</p>	$9.7 \times 10^{-5} / 7.32 \times 10^{-5} = 1.33$ $2.78 \times 10^{-10} / 2.23 \times 10^{-10} = 1.25$ $1.58 \times 10^{14} / 1.55 \times 10^{14} = 1.02$ $2.2 \times 10^{-9} / 2.1 \times 10^{-9} = 1.05$ <p style="text-align: right;">合計 = 1.34</p>
<p>・新評価/旧評価 = 1.33 は、線量換算係数の差が主であり、空気吸収線量率から皮膚線量への換算係数について、新旧の「一般公衆の被ばく線量評価について」に示された最大の値(1.0rem/rad、1.25Sv/Gy)をそれぞれ用いた。</p>		

Table G-9 希ガス等からのβ線による皮膚への線量当量 (仮想事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価式</p> $D\beta = K\beta \cdot E\beta \cdot Q\beta \cdot (x/Q)$ <p>ここで、</p> <p>$D\beta$: β線による外部被ばく線量 0.2 rem > 0.18 rem = 1.8×10^{-3} Sv</p> <p>$K\beta$: 線量換算係数 8.26×10^2 (rem/MeV · dis/Ci · m³/h) = 2.23×10^{-10} (Sv / MeV · dis/Bq · m³/h) (1.0rem/radを使用)</p> <p>$E\beta$: β線実効エネルギー 0.5 MeV/ dis</p> <p>$Q\beta$: 放出量 2.11×10^5 Ci = 1.06×10^5 MeV · Ci/dis = 3.92×10^{15} MeV · Bq/dis</p> <p>(x/Q) : 相対濃度 2.1×10^{-9} h/m³</p>	<p>$H\beta = k \cdot Q\beta \cdot (x/Q)$</p> <p>ここで、</p> <p>$H\beta$: β線による皮膚への線量当量 2.4×10^{-3} Sv</p> <p>k : 線量換算係数 (= $2.226 \times 10^{-10} \cdot k\beta$) $k\beta$ は空気吸収線量から皮膚線量当量への換算係数 (= 1.25 Sv/Gy) 2.78×10^{-10}</p> <p>$Q\beta$: β線換算放出量 3.96×10^{15} MeV · Bq/dis</p> <p>(x/Q) : 相対濃度 2.2×10^{-9} h/m³</p>	<p>$2.4 \times 10^{-3} / 1.8 \times 10^{-3} = 1.33$</p> <p>$2.78 \times 10^{-10} / 2.23 \times 10^{-10} = 1.25$</p> <p>$3.96 \times 10^{15} / 3.92 \times 10^{15} = 1.01$</p> <p>$2.2 \times 10^{-9} / 2.1 \times 10^{-9} = 1.05$</p> <p>合計 = 1.33</p>
<p>・新評価/旧評価 = 1.33 は、線量換算係数の差が主であり、空気吸収線量率から皮膚線量への換算係数について、新旧の「一般公衆の被ばく線量評価について」に示された最大の値(1.0rem/rad、1.25Sv/Gy)をそれぞれ用いた。</p>		

Table G-10 全身線量の人口積算値 (仮想事故)

アルミナイド燃料 (旧評価)	シリサイド燃料 (新評価)	備考
<p>●評価方法 近距離は放射性雲からの照射モデル、遠距離はサブマージョンからの照射モデルで計算。</p> <p>●大気拡散条件 ・大気安定度F型 ・横の広がり30度一定 ・風速1.5m/s ・放出高40m</p> <p>●対象方位 敷地からみて最も人口の多い西南西方向30度扇形とし、10kmまでは1km、100kmまでは10km、100km以遠は100km間隔毎の人口を求める。</p> <p>●人口集計データ ・現在：昭和55年国勢調査報告 ・将来：厚生省人口問題研究所の人口推計に基づく2030年の推計</p> <p>●評価結果 ・現在：6.39×10^7 (人) 2.92×10^4 (人・rem) = 2.92×10^2 (人・Sv) ・将来：6.49×10^7 (人) 3.21×10^4 (人・rem) = 3.21×10^2 (人・Sv)</p>	<p>近距離は放射性雲からの照射モデル、遠距離はサブマージョンからの照射モデルで計算。</p> <p>・大気安定度F型 ・横の広がり30度一定 ・風速1.5m/s ・放出高40m</p> <p>敷地からみて最も人口積算値の多いほぼ南西方向30度扇形とし、10kmまでは1.2, 3.5, 7km 毎、100kmまでは10, 20, 30, 50, 70km毎、1000kmまでは100, 200, 300, 500, 700km 毎、1000km以遠は1000km間隔毎の人口を求める。</p> <p>・現在：平成2年国勢調査報告 ・将来：厚生省人口問題研究所の人口推計に基づく2040年の推計</p> <p>・現在：4.68×10^7 (人) 1.57×10^3 (人・Sv) ・将来：4.61×10^7 (人) 1.56×10^3 (人・Sv)</p>	<p>・変更なし</p> <p>・変更なし</p> <p>・計算コードを改良し、人口積算値が最大となる方向を計算可能とした。また、遠方ほど線量低減がなからかであるためセクターの分割距離をログ目盛りに対応させ人口集計を合理化した。</p> <p>・最新のデータに変更</p> <p>・着目方向の違いにより総人口は減少するが、首都圏の人口密集地域の人口が増加し積算線量が増加した。また、計算コードを改良し、セクター内の線量計算をセクター外側から内側に変更したため線量が増加。</p>

シリサイド燃料とアルミナイド燃料時におけるスカイシャイン線量及び直接線量の比較について

下表にシリサイド燃料とアルミナイド燃料時におけるスカイシャイン線量及び直接線量の比較を示す。

Table G-11 シリサイド燃料とアルミナイド燃料時におけるスカイシャイン線量及び直接線量の比較

	アルミナイド燃料		シリサイド燃料	
	重大事故	仮想事故	重大事故	仮想事故
スカイシャイン線量	0.14rem (約 14mSv)	3.4rem (約 34mSv)	0.66mSv	17mSv
直接線量	0.012rem (約 0.12mSv)	0.3rem (約 3mSv)	0.18mSv	4.5mSv

上表のようになった原因について、スカイシャイン線量及び直接線量ごとに以下に述べる。

(1) スカイシャイン線量

スカイシャイン線量評価に用いた G33-GP2 コードでは、線源から放出される光子が空气中で散乱し、散乱した光子にビルドアップ係数を掛けて評価点における光子フルエンスを求める。その後、散乱エネルギーに対応した線量率換算係数を乗じることにより、光子フルエンスから線量率を求める。アルミナイド燃料時ではこの換算係数が一般に使用されている値より大きいものを使用していたために、シリサイド燃料時のスカイシャイン線量と比べて大きくなった。

Table G-12 アルミナイド燃料時とシリサイド燃料時の換算係数の比較

代表エネルギー(eV)	換算係数(mR/h/(photons/(cm ² ·sec)))	
	更新前	更新後
1.0x10 ⁷		9.55E-3
8.0x10 ⁶	9.55E-3	8.04E-3
6.5x10 ⁶	8.04E-3	6.90E-3
5.0x10 ⁶	6.90E-3	5.74E-3
4.0x10 ⁶	5.74E-3	4.93E-3
:	:	:

以上のようにアルミナイド燃料時では散乱後の線量率換算係数を代表エネルギーの一段

上を用いる手法で計算した。

また、アルミナイド燃料時のように換算係数を用いてシリサイド燃料時のスカイシャイン線量を計算すると、仮想事故時で約 30mSv となり、アルミナイド燃料時の値とほぼ等しくなる。

(2) 直接線量

直接線量評価に用いた QADCG-GP2 コードは、光子のエネルギー、線源からの光子数等を入力し評価点での線量を計算する。この光子のエネルギー（代表エネルギー）を入力する際にシリサイド燃料時とアルミナイド燃料時で異なった決定手法のために、シリサイド燃料時の評価値の方が多少大きくなった。

Table G-13 シリサイド燃料時とアルミナイド燃料時の直接線量評価時に
入力する代表エネルギーの相違

群番号	エネルギー範囲 (MeV)	代表エネルギー(MeV)		積算線源強度 (photons)
		アルミナイド燃料時	シリサイド燃料時	
1	0.00~0.02	0.01	0.02	1.97E19
2	0.02~0.03	0.025	0.03	9.83E18
:	:	:	:	:

アルミナイド燃料時の代表エネルギーは1群目の場合 0.01MeV を採用していたが、シリサイド燃料では、評価を保守的にするために 0.02MeV を採用した。この影響により、直接線量が多少変化した。

また、アルミナイド燃料時のように代表エネルギーを決定し、シリサイド燃料時の直接線量を計算すると、仮想事故で 3.6mSv となり、アルミナイド燃料時の値とほぼ等しくなる。