

JAERI-Tech

JP0450242

2003-088



NSRRにおけるICRP Publication 60を取り入れた
事故時の線量評価（平成15年）

2003年12月

加島 洋一・滝 光成・菊地 正光・笹島 栄夫・中村 武彦

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 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, Tokaimura, Nakagun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

N S R R における ICRP Publication 60 を採り入れた
事故時の線量評価（平成 15 年）

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター原子炉安全工学部
加島 洋一・滝 光成⁺・菊地 正光⁺・笛島 栄夫・中村 武彦

(2003 年 10 月 24 日受理)

現在 N S R R では、発電炉で照射した燃料を、発電炉の温度及び圧力条件の下で、パルス照射実験を行うこと等を計画し、準備を進めている。本報告書は、準備の一環として実施した事故時の周辺公衆の線量評価（安全設計評価及び立地評価）への ICRP Publication 60 を採り入れた評価結果について述べたものである。

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

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

⁺ 保健物理部

**Dose Evaluation with ICRP Publication 60
at Postulated Accidents of NSRR (2003)**

**Yoichi KASHIMA, Mitsunari TAKI⁺, Masamitsu KIKUCHI⁺
Hideo SASAJIMA and Takehiko NAKAMURA**

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

(Received October 24, 2003)

A new experiment plan is in progress to perform pulse-irradiation experiments at the NSRR with irradiated fuel rods in the high temperature and high pressure capsules. This report describes the results of the public dose evaluation for the design basis accident and postulated accidents with the models that follow the ICRP Publication 60.

It was confirmed that the results met the criteria for safety design and siting with ample margins.

Keywords : NSRR, Design Basis Accident, Postulated Accident, ICRP Publication 60, Dose Evaluation

⁺ Department of Health Physics

目 次

1. N S R R の概要-----	1
2. N S R R の新実験計画の概要及び事故時の線量評価について-----	6
3. 原子炉施設線量評価（原子炉設置許可申請書添付書類十関係）-----	7
3. 1 線量評価対象事象-----	7
3. 1. 1 カプセルシール部等破損事故の概要-----	7
3. 1. 2 重大事故の概要-----	8
3. 1. 3 仮想事故の概要-----	8
3. 2 核分裂生成物の炉内蓄積量-----	10
3. 2. 1 評価核種-----	10
3. 2. 2 試験燃料内のように素及び希ガスの蓄積量-----	10
3. 2. 3 炉心内燃料要素全数分のよう素及び希ガスの 炉内蓄積量-----	11
3. 3 相対濃度・相対線量-----	13
3. 3. 1 実効放出継続時間-----	13
3. 3. 2 相対濃度・相対線量-----	13
3. 4 カプセルシール部等破損事故-----	22
3. 4. 1 線量評価方法-----	22
3. 4. 2 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価-----	22
3. 4. 3 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物からの線量の評価-----	25
3. 4. 4 線量評価結果と判断基準との比較-----	27
3. 5 重大事故-----	33
3. 5. 1 線量評価方法-----	33
3. 5. 2 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価-----	33
3. 5. 3 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物からの線量の評価-----	36
3. 5. 4 線量評価結果と判断基準との比較-----	37
3. 6 仮想事故-----	42
3. 6. 1 線量評価方法-----	42
3. 6. 2 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価-----	42
3. 6. 3 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物からの線量の評価-----	45
3. 6. 4 線量評価結果と判断基準との比較-----	45

4. 使用施設線量評価（使用許可申請書安全対策書関係）-----	53
4. 1 最大想定事故の選定と内容-----	53
4. 2 評価核種-----	53
4. 3 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価-----	53
4. 3. 1 核分裂生成物の放出量-----	53
4. 3. 2 相対濃度及び相対線量-----	54
4. 3. 3 線量評価式-----	56
4. 3. 4 線量評価結果-----	57
4. 4 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物による線量の評価-----	57
4. 5 線量評価結果と判断基準との比較-----	58
5. まとめ-----	64
謝 辞-----	64
参考文献-----	65
付録A 核分裂生成物の炉内蓄積量評価方法、評価核種及び 系統内移行率を変更又は追加した場合の線量評価-----	67
付録B 使用済燃料の機械的破損を想定した場合の線量評価-----	95
付録C 従来の使用許可申請書における想定破損燃料数及び 線量評価方法-----	100

Contents

1.	General Description of NSRR-----	1
2.	Outline of NSRR New Experiment Plan and Dose Evaluation for Accidents-----	6
3.	Dose Evaluation as Nuclear Reactor ----- (On Safety Analysis Report "Appendix 10" for Nuclear Reactor Facility)	7
3. 1	Events for Dose Evaluation-----	7
3. 1. 1	Outline of Failure of Capsule Sealing Accident-----	7
3. 1. 2	Outline of Major Accident-----	8
3. 1. 3	Outline of Hypothetical Accident-----	8
3. 2	Core Inventory of Fission Products-----	10
3. 2. 1	Radionuclides for Evaluation-----	10
3. 2. 2	Inventory of Iodine and Rare Gasses in Fuel Rod for Experiment in Capsule-----	10
3. 2. 3	Inventory of Iodine and Rare Gasses in All Fuel Rods for NSRR Operation -----	11
3. 3	Relative Air Concentration and Dose Rate-----	13
3. 3. 1	Released Time of Radioactivity-----	13
3. 3. 2	Evaluation of Relative Air Concentration and Dose Rate-----	13
3. 4	Failure of Capsule Sealing Accident-----	22
3. 4. 1	Method for Dose Evaluation-----	22
3. 4. 2	Evaluation of Doses from Fission Products Released to Atmosphere-----	22
3. 4. 3	Evaluation of Doses from Fission Products Floating in Reactor Building -----	25
3. 4. 4	Comparison between Results and Safety Criteria-----	27
3. 5	Major Accident-----	33
3. 5. 1	Method for Dose Evaluation-----	33
3. 5. 2	Evaluation of Doses from Fission Products Released to Atmosphere-----	33
3. 5. 3	Evaluation of Doses from Fission Products Floating in Reactor Building -----	36
3. 5. 4	Comparison between Results and Safety Criteria-----	37

3. 6 Hypothetical Accident-----	42
3. 6. 1 Method for Dose Evaluation-----	42
3. 6. 2 Evaluation of Doses from Fission Products	
Released to Atmosphere-----	42
Floating in Reactor Building -----	45
3. 6. 4 Comparison between Results and Safety Criteria-----	45
4. Dose Evaluation as Nuclear Fuel Handling Facility-----	53
(On Safety Analysis Report for Nuclear Fuel Handling Facility)	
4. 1 Selection and Outline of Maximum Credible Accident-----	53
4. 2 Radionuclides for Evaluation-----	53
4. 3 Evaluation of Doses from Fission Products	
Released to Atmosphere-----	53
4. 3. 1 Amount of Fission Products Released to Atmosphere----	53
4. 3. 2 Evaluation of Relative Air Concentration	
and Dose Rate-----	54
4. 3. 3 Equations for Dose Evaluation-----	56
4. 3. 4 Results of Dose Evaluation-----	57
4. 4 Evaluation of Doses from Fission Products	
Floating in Reactor Building-----	57
4. 5 Comparison between Results and Safety Criteria-----	58
5. Summary-----	64
Acknowledgement-----	64
References-----	65
Appendix A Sensitivity Calculations on Evaluation Model for	
Inventory of Fission Products, Radionuclides to be Evaluated,	
Release Paths and Release Conditions in Dose Evaluation--	67
Appendix B Dose Evaluation for Mechanical Failure of Spent Fuel-----	95
Appendix C Number of Failed Fuel Rods Assumed and Model Applied	
for Dose Evaluation Described in Previous Safety Analysis	
Report for Nuclear Fuel Handling Facility -----	100

1. NSRRの概要

NSRR は、低濃縮（20%未満）のウラン水素化ジルコニウム金属燃料ステンレス被覆管の棒状燃料を使用する、自然対流のプール水冷却の、熱出力300kWまでの定出力運転又は最大積算熱出力 130MW・sまでの反応度パルス運転を行う、研究用原子炉である⁽¹⁾。炉心は、水平の円環状に構成され、円環の中央には鉛直方向に空気冷却の六角形状の実験孔が設備されている。実験孔には、実験物であるカプセルが装荷される。カプセルには、実験に供する燃料(試験燃料)が実験に先立ち封入される。Fig.1-1 に NSRR の炉心及び周辺の概要図を、Fig.1-2 及び Fig.1-3 に大気圧水カプセル及び高圧水カプセルの概要図を示す。

原子炉本体とは別に、NSRR 原子炉建家内に、試験燃料のうち発電炉又は研究炉で照射した燃料（照射済燃料）を取扱う設備として、セミホット・セル及びセミホット・ケーブが設けられている⁽¹⁾。Fig.1-4 に、NSRR における照射済燃料実験の流れを示す。

実験用の設備に関して規制を受ける観点からは、カプセルが原子炉施設及び核燃料物質の使用施設の二重の規制を受け、セミホット・セル及びセミホット・ケーブなど試験燃料を取扱う設備が核燃料物質の使用施設の規制を受けている、と述べることができる。

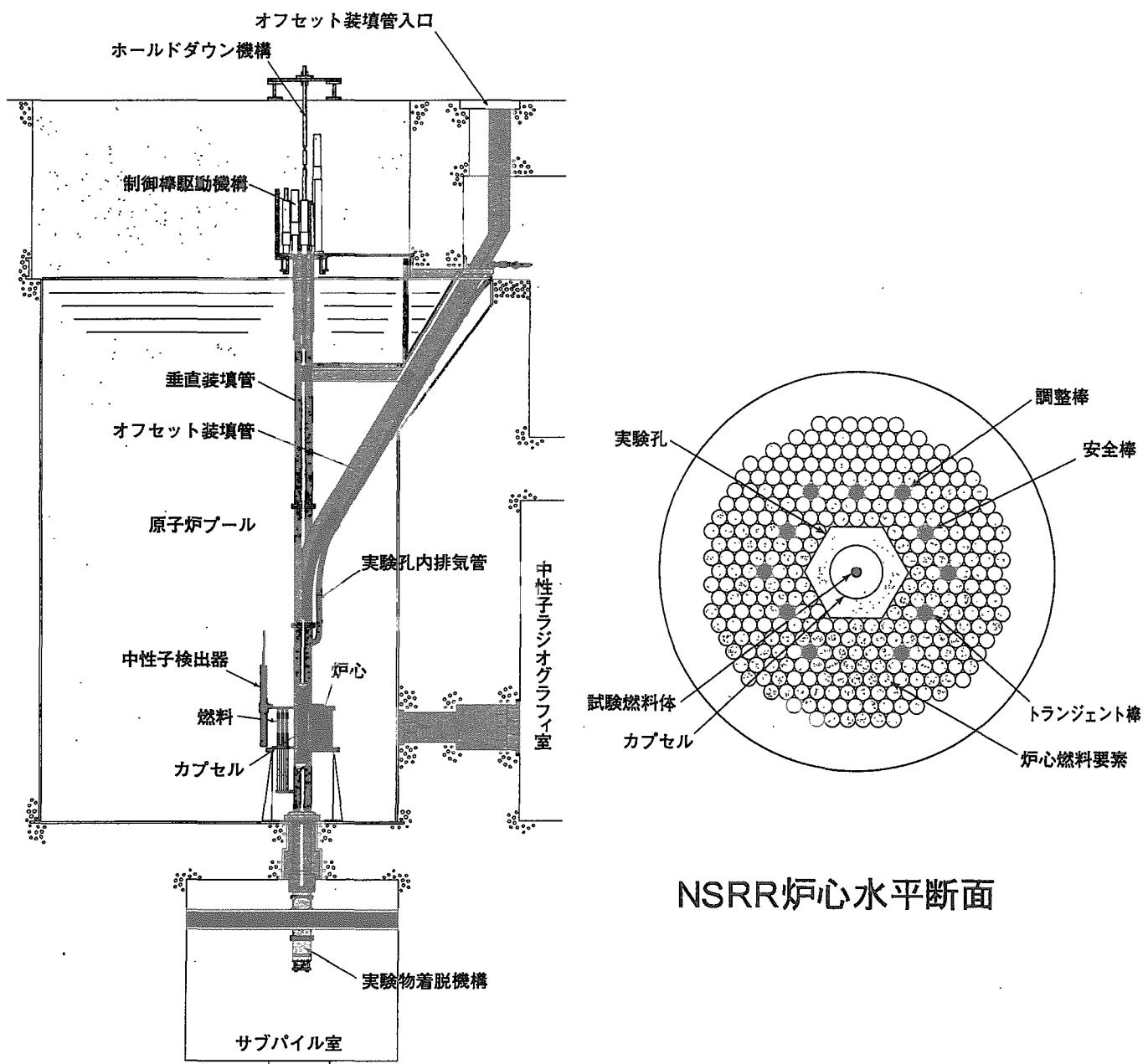


Fig.1-1 NSRRの炉心及び周辺の概要図

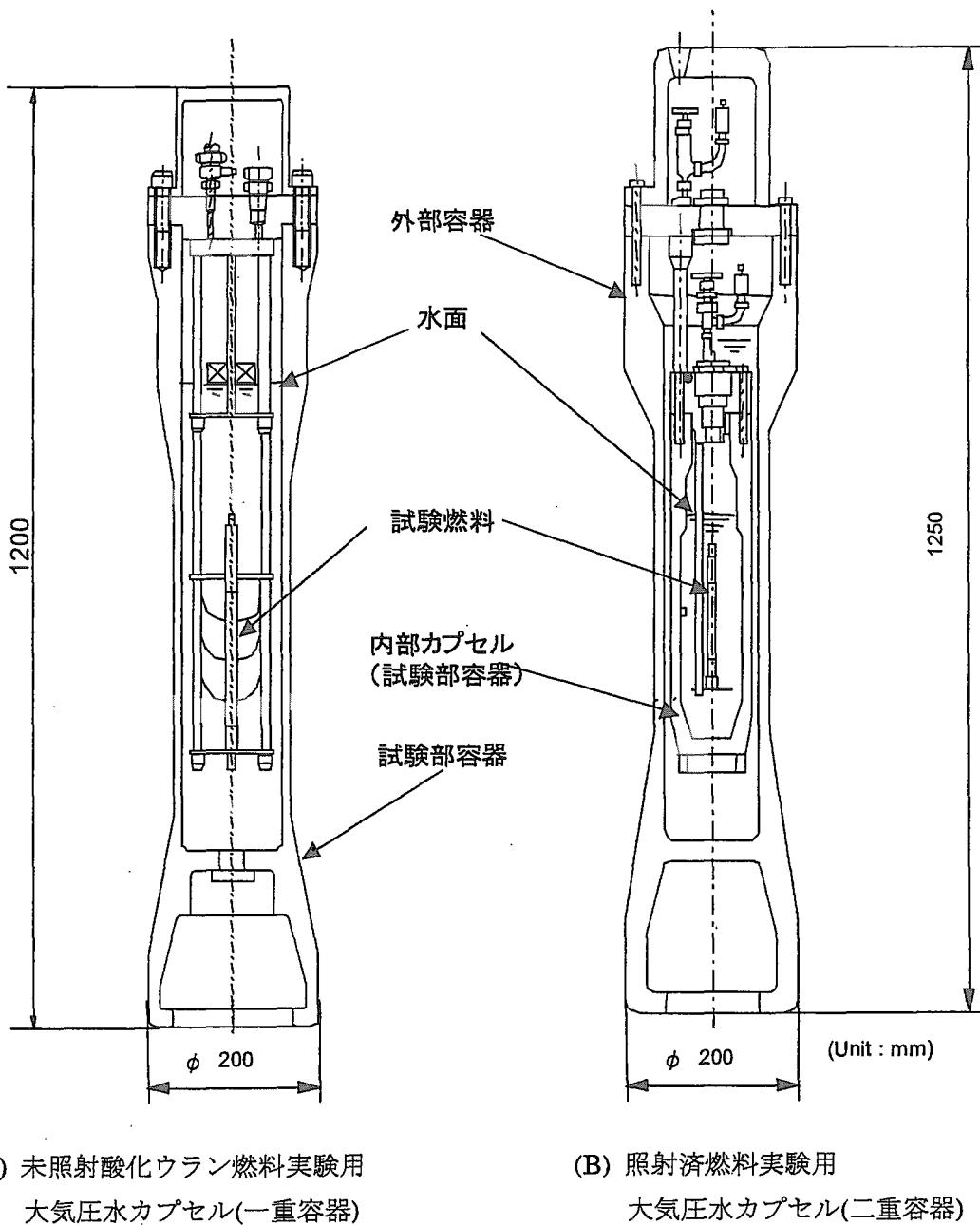


Fig.1-2 大気圧水カプセルの概要図

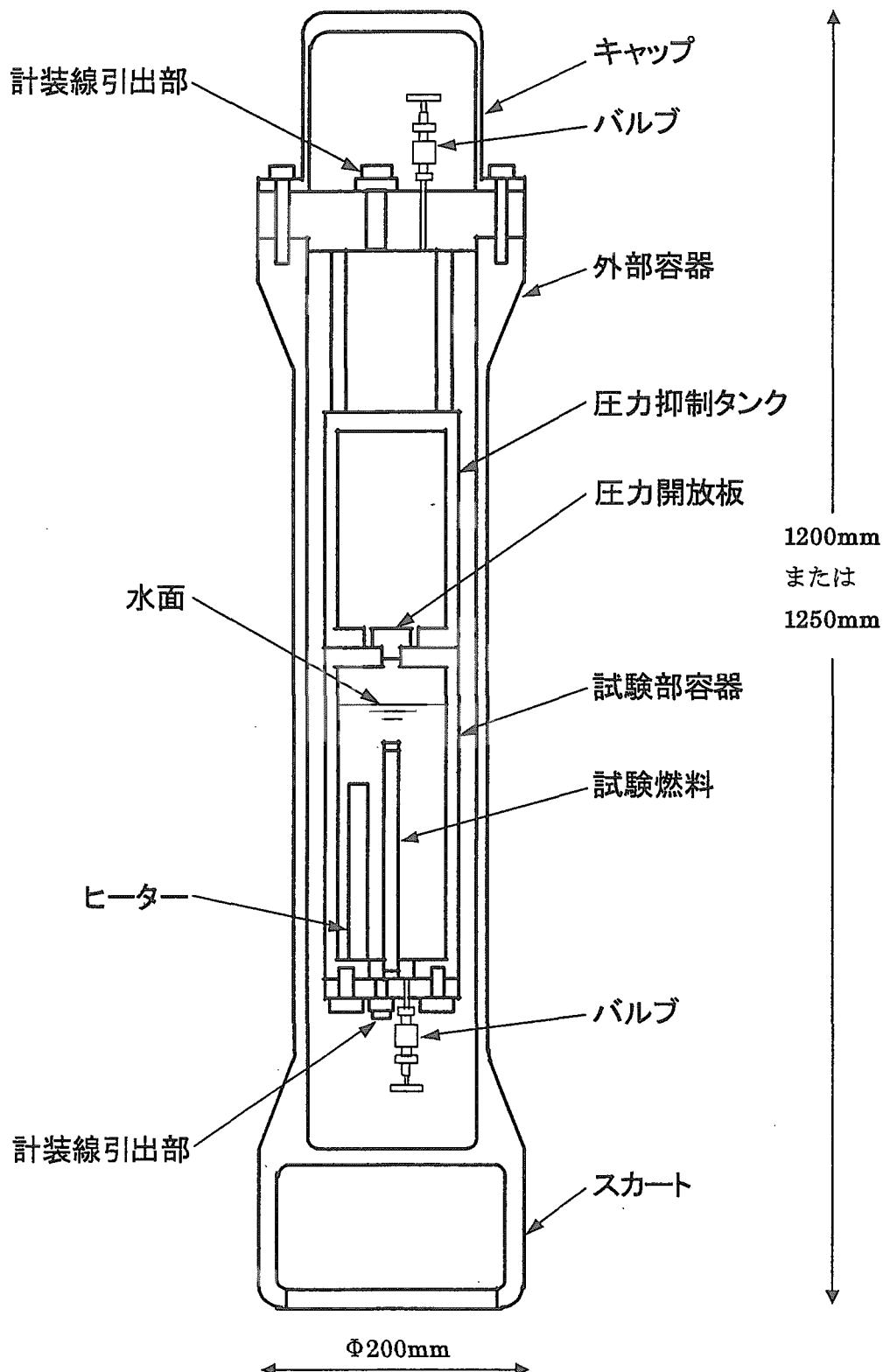


Fig.1-3 高圧水カプセルの概要図

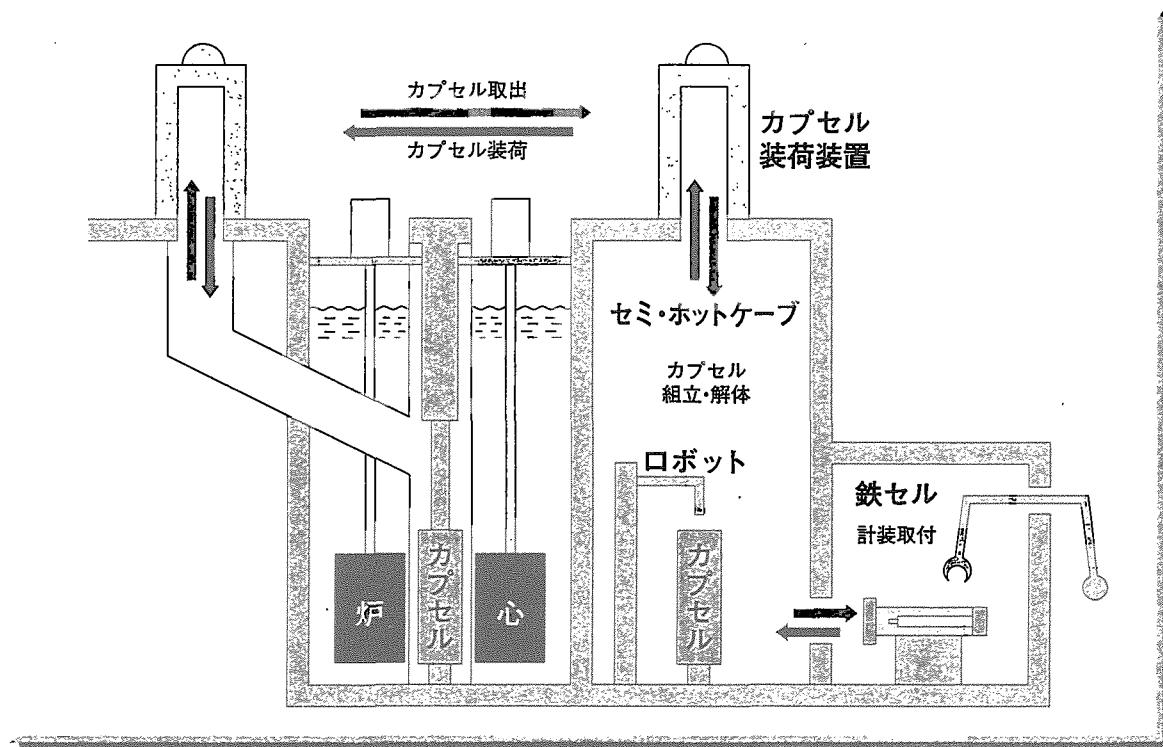


Fig.1-4 N S R R施設における照射済燃料実験の流れ

2. NSRR の新実験計画の概要及び事故時の線量評価について

現在 NSRR では、以下の 3 種類の燃料破損実験の実施を計画し、準備を進めている。

- ① 試験燃料のうち照射済燃料に対して、発電炉の温度及び圧力条件の下でパルス照射実験を行うこと
 - ② 試験燃料のうちプルトニウム－ウラン混合酸化物燃料に対して、プルトニウムの燃料中の重量割合（富化度）の制限を 12.8%までとし、その富化度範囲内の燃料について、パルス照射実験を行うこと
 - ③ 試験燃料のうち照射済燃料に対して、燃焼度の制限を $110\text{GWD}/t$ までとし、その燃焼度範囲内の燃料について、パルス照射実験を行うこと
- の 3 種類である。なお試験燃料によっては、上の条件が 2 ないし 3 種類重複することもある。

そのため、上の内容の変更を目的とした原子炉設置変更⁽²⁾及び核燃料物質の使用変更⁽³⁾を国に対し申請し、それぞれ許可を受けた^{(4),(5)}。これにより計画実現の必要条件の一つが整ったこととなる。

今回の原子炉設置変更⁽²⁾では、事故時の安全評価のうち線量を算出している事項について、ICRP Publication 60 を採り入れた線量評価法を用い線量の再評価を行い、それにあわせた記載の変更を行った。上の 3 種類の内容の原子炉設置変更では、安全評価上の放出放射性物質の種類及び量に変更なく、従って線量を再評価する必要はない。理由は、上の 3 種類の実験では試験燃料を封入するカプセルのシール部分が二重にされた通称二重カプセルを用いられることがより、シール部分に单一故障を想定しても放射性物質の漏えいがないためである。しかし原研は、諸般の事情を考慮しこの機会に ICRP Publication 60 を採り入れた法令改正に対応すべきと判断し、自主的に線量の再評価を行い申請し許可を得た。この点は、東海研究所の他の原子炉施設で線量を再評価した事例⁽⁶⁾と異なっている。

使用変更⁽³⁾では、今回の変更が評価上事故時の放出放射性物質の量の変更をもたらす。事故想定が取扱設備内での燃料破損であるため、上の②、③の場合のように燃料の仕様が変わり取扱う放射性物質量が変更されれば、連動して放出放射性物質が変更されるためである。これより、使用変更申請書の安全対策書の線量評価記載箇所の変更を行った。その際に ICRP Publication 60 を採り入れた線量評価を行った。

3. 原子炉施設線量評価（原子炉設置許可申請書添付書類十関係）

3. 1 線量評価対象事象

NSRR の原子炉設置許可申請書(以下、「申請書」という。)添付書類十では、カプセルシール部等破損事故、重大事故及び仮想事故において線量評価が行なわれている。カプセルシール部等破損事故は、高圧水カプセル、流動水カプセル及び弾塑性設計カプセルが追加された昭和 51 年 11 月 9 日付け許可の申請書から記載され、重大事故及び仮想事故は、NSRR が設置された昭和 48 年 3 月 27 日付け許可の申請書(以下、「新設時の申請書」という。)から記載されていた。その後、昭和 62 年 5 月 27 日付け許可の申請書(以下、「改造時の申請書」という。)における添付書類十の記載変更により、線量評価の方法並びにスカイシャインγ線及び直接γ線による線量評価の記載が追加され、現行の様式となった。

3. 1. 1 カプセルシール部等破損事故の概要

カプセルのシール部分が一重である通称一重カプセルのシール部に気密不全が生じ、カプセルに封入されている試験燃料に起因する放射性物質が瞬時に原子炉建家内に放出され、最初の 3 分間は原子炉建家から環境へ、3 分以降は排気筒から環境へ放出される事故が想定されている。最初に記載された申請書から現行の申請書までこの想定に変更はない。

対象が一重カプセルに限定されているのは、二重カプセルに気密不全の単一故障の仮定をしても、独立した二重のシール部のどちらか一方は健全であり、カプセル内の放射性物質はカプセル外へ放出されない、という考えによる。

カプセル内の放射性物質が直接原子炉建家内に放出される想定をしているのは、事故と同時に商用電源喪失を仮定し、換気系統に 3 分間の停止期間が設定されていることによる。通常状態でのカプセル周囲の雰囲気は、実験孔排気系からセミホットケーブ排気系を経由して排気筒から環境へ放出されるため、カプセル内の放射性物質が直接原子炉建家内に放出されることはない。なお、今回の変更で廃止された流動水カプセルでは、炉外部配管の破損の仮定により、カプセル内の放射性物質が直接原子炉建家内に放出される事故が想定されていた。

事故の表題が、「シール部等」と表記されているのは、今回の変更前まで一重構造であった高圧水カプセル及び今回の変更で廃止された流動水カプセルについては、カプセルシール部以外に、安全弁の作動、配管、タンク、ポンプ等の破損を想定されていたことによる。

3. 1. 2 重大事故の概要

原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後に、出力密度が最高であった燃料要素 1 本が破損する事故が想定されている。破損後は、破損した燃料要素内の核分裂生成物がプール水中へ放出し、さらに原子炉建家内に移行する。以上が瞬時に起こり、以降核分裂生成物が、最初の 3 分間は原子炉建家から環境へ、3 分以降は排気筒から環境へ放出される想定である。新設時の申請書から現行の申請書までこの想定に変更はない。なお、申請書添付書類十では、原子炉運転用の燃料が燃料要素と表記され、カプセルに封入し実験に供される燃料(試験燃料)と区別されている。また、300kW での 1 年間運転は、定出力運転に対する許可上の運転時間 5.2MWD (申請書添付書類二) の約 20 倍の運転時間の想定である。

申請書添付書類十では明記されていないが、炉心に装荷されている燃料要素数は、165 本とされている。この本数は、申請書添付書類八 第 11.2.5 表 炉心主要核特性値 の運転時装荷量の値である。

また、やはり申請書に明記されていないが、出力密度が最高であった燃料要素の出力を算出するための出力ピーピング係数は、1.608 が用いられている。この値は、NSRR の設計者である GULF ENERGY & ENVIRONMENTAL SYSTEMS COMPANY が原研に提出した、通称 Phase I Report⁽⁷⁾ の TABLE 7.1-33 AVERAGE POWER IN HIGHEST POWER CELLS IN JAERI-NSRR 中のピーピング係数が最も高い値の引用である。参考のため、引用元となった表(TABLE 7.1-33)を Table 3.1-1 に示す。この表は、原子炉安全専門審査会第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 4-1 NSRR の核特性 (A-17,47/11/7) に、TABLE 9 として示され、NSRR の新設時の国の審査に供されている。申請書添付書類八 第 11.2.1 表 出力ピーピング係数 にもピーピング係数が記載されているが、同表のピーピング係数は、燃料要素表面のある一点の最高値を記したものであり燃料要素 1 本を平均した値の最高値ではないため、ここで用いるのは適当でない。NSRR のピーピング係数については、前述の Phase I Report⁽⁷⁾ 7.1.3.2 Core Design の 3. Cell Power Peaking 及び第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 4-1 NSRR の核特性に説明がなされている。

3. 1. 3 仮想事故の概要

原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後に、炉心中の全燃料要素が破損する事故が想定され、同時に、3.1.1 と同じカプセルシール部等破損事故の発生が想定されている。新設時の申請書から現行の申請書までこの想定に変更はない。

Table 3.1-1 NSRR の最高出力セルにおけるピーキング係数(Phase I Report⁽⁷⁾の TABLE 7.1-33 の転記)

TABLE 7.1-33

AVERAGE POWER IN HIGHEST POWER CELLS IN JAERI-NSRR

157 Fuel Elements	6 Bank Rods with Fuel Followers	165-Element Core
2 Safety Rods with Fuel Followers		
3 Pulse Rods with Air Followers		
Pulse Rods Out		

Prob No.	Temp (°C)	Capsule	Bank	Safety	Rod Position		$(\bar{P}_{cell}/\bar{P}_{core})_{radial}$ Where $\bar{P}_{core} = 1.0$
					Max Standard Cell(a)	Max Next to Pulse Rod	
434	700	in	out	out	1.155 (50, 51) (b)	1.155 (152, 153)	0.956 (146)
437	700	out	out	out	1.170 (50, 51)	1.170 (152, 153)	0.944 (146)
430	700	in	in	out	1.325 (50, 51)	1.308 (72)	1.074 (146)
431 (c)	700	out	in	out	1.340 (50, 51)	1.320 (72)	1.060 (146)
433	23	out	in	out	1.328 (50, 51)	1.320 (72)	1.067 (146)
444	23	out	out	in	1.394 (12)	1.316 (72)	1.155 (22)
459A	23	out	in	in	1.608 (12)	1.512 (72)	1.314 (22)
458	23	out	out	4 in	1.272 (72)	1.272 (72)	1.069 (57)
459	23	out	in	4 in	1.443 (50, 51)	1.438 (72)	1.182 (57)
466	23	out	3,5 in	out	1.341 (50, 51)	1.321 (72)	1.113 (57)
467	23	out	2,3 in	out	1.343 (72)	1.343 (72)	1.145 (57)
468	23	out	2,3,5 in	out	1.443 (49)	1.435 (72)	1.242 (57)
438	23	out	out	out	1.346 (12)	(Pulse rods in)	1.174 (146)
448	23	out	in	out	1.594 (4)	(Pulse rods in)	1.396 (146)
472	23	water-filled central cavity	out	out	1.120 (12)	1.130 (162, 163)	1.006 (146)

(a) Cell surrounded by other fuel cells.

(b) The figures in parentheses give the region number where the maximum power occurs (Fig. 7.1-14).

(c) From 431-433 <1% difference due to temperature.

3. 2 核分裂生成物の炉内蓄積量

カプセルシール部等破損事故で放出される核分裂生成物は、カプセルに封入し実験に供される燃料(試験燃料)に由来するものである。

重大事故で放出される核分裂生成物は、炉心内の原子炉運転用燃料(燃料要素)1本に由来するものである。

仮想事故で放出される核分裂生成物は、カプセル内の試験燃料及び炉心内の燃料要素(全数)の両方に由来するものである。

従って、申請書添付書類十には、カプセル内の試験燃料及び炉心内の燃料要素のそれぞれの、核分裂生成物の炉内蓄積量が記載されている。

3. 2. 1 評価核種

申請書添付書類十では、NSRR の新設時の申請書から現行の申請書まで、希ガス及びよう素が線量評価に用いられている。これは、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⁽⁹⁾解説の3.2事故に記載の、評価に当たって着目する放射性核種に同じである。

希ガスのうち評価に用いられている同位体は、被ばく評価に用いる放射線エネルギー等について⁽¹⁰⁾に記載の希ガスの同位体に同じである。

よう素のうち評価に用いられている同位体は、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針付録II(平成13年3月29日)⁽¹¹⁾に記載のよう素の同位体に同じである。

なお、よう素の同位体のうち、放射線エネルギー等について⁽¹⁰⁾に記載があり発電炉安全評価指針付録II⁽¹¹⁾(及びNSRRの申請書)に記載のない核種は、¹²⁹I、^{134m}I、¹³⁶I及び^{136m}Iである。理由としては、¹²⁹I及び^{134m}Iは核分裂収率が1%以下であり実効エネルギーも低いことから、また¹³⁶I及び^{136m}Iは半減期がそれぞれ83秒及び46秒と短半減期であることからある、と解釈できる。半減期の観点からは、NSRRの申請書で対象としている希ガスの⁹⁰Kr及び¹³⁹Xeも、1分以内の短半減期の同位体であるため評価対象から除外し得るが除外されていない。この点については、以下の解釈が可能である。すなわち、希ガスは放射性雲からの外部被ばくを主な被ばく経路とし、一方よう素は吸入による内部被ばくを主な被ばく経路とする。両者を比較すれば、希ガスの方が被ばくまでに要する時間が短い。このため希ガスの短半減期同位体は評価対象とされている、というものである。

3. 2. 2 試験燃料内のような素及び希ガスの蓄積量

評価に用いている試験燃料中に生成されるよう素及び希ガスの量を、Table 3.2-1の試験燃料内蓄積量の欄に示す。(申請書添付書類十の第4.2.1(1)表及び

第 4.2.1(2)表に対応。) この量は、許可されている試験燃料の最大総発熱量 $1.3 \times 10^7 \text{ J}$ に相当するものである。記載の数値は、変更申請前の申請書の記載値を、SI 単位に換算したものである。記載の数値は同時に、前出の第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 7-9 実験物解体時における放射性物質の放出量と放射線管理 (B-3,47/10/13) の第 2 表 試験燃料中の FP 量 (希ガス, 沃素) 中の生成量の欄に示されている数値を 13 倍し、単位換算したものとなっている。ここで引用する表の数値を 13 倍した理由は、引用する表が「試験燃料中での発熱量を 1 MW・sec とし、これに対応する FP 量」を記載していることによる。

なお、申請書に試験燃料中に生成されるよう素及び希ガスの数値が記載されたのは、改造時の申請書における添付書類十の記載の変更時からである。

3. 2. 3 炉心内燃料要素全数分のよう素及び希ガスの炉内蓄積量

評価に用いている炉心内燃料要素全数中に生成されるよう素及び希ガスの量を、Table 3.2-1 の炉心内燃料要素全数分蓄積量の欄に示す。(申請書添付書類十の第 4.1.1(1)表及び第 4.1.1(2)表に対応。) この量は、原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の量である。記載の数値は、今回の変更申請前の申請書の記載値を、SI 単位に換算したものである。記載の数値は同時に、前出の第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 7-18 重大事故時および仮想事故時放射線被曝線量計算書 (AB-4,47/11/2) の第 1 表 核分裂生成物生成量 中の生成量の欄に示されている数値を、単位換算したものとなっている。

なお、申請書に炉心内燃料要素全数中に生成されるよう素及び希ガスの数値が記載されたのは、改造時の申請書における添付書類十の記載の変更時からである。

Table 3.2-1 よう素及び希ガスの試験燃料内蓄積量
並びに炉心内燃料要素全数分蓄積量

核 種	半減期 ⁽¹⁰⁾	試験燃料内蓄積量 (Bq)	炉心内燃料要素全数分 蓄 積 量 (Bq)
I-131	8.06 日	-----	2.9600×10^{14}
I-132	2.28 時間	3.5742×10^{10}	3.7000×10^{14}
I-133	20.8 時間	1.8759×10^{10}	5.1800×10^{14}
I-134	52.6 分	1.5540×10^{12}	6.1050×10^{14}
I-135	6.61 時間	3.2449×10^{11}	6.2160×10^{14}
Kr-83m	1.83 時間	-----	1.0508×10^{13}
Kr-85m	4.48 時間	-----	1.1914×10^{14}
Kr-85	10.73 年	-----	1.7242×10^{12}
Kr-87	76.3 分	1.3616×10^{11}	2.5382×10^{14}
Kr-88	2.80 時間	2.5049×10^{11}	2.9526×10^{14}
Kr-89	3.18 分	3.4521×10^{13}	4.3290×10^{14}
Kr-90	32.32 秒	2.8009×10^{14}	4.1810×10^{14}
Xe-131m	11.9 日	-----	1.7760×10^{12}
Xe-133m	2.25 日	-----	1.5984×10^{13}
Xe-133	5.29 日	-----	5.1800×10^{14}
Xe-135m	15.65 分	-----	1.4393×10^{14}
Xe-135	9.083 時間	1.8574×10^{10}	6.4010×10^{14}
Xe-137	3.83 分	2.5012×10^{13}	5.1800×10^{14}
Xe-138	14.17 分	8.8430×10^{12}	4.8840×10^{14}
Xe-139	39.5 秒	2.3791×10^{14}	4.1810×10^{14}

3. 3 相対濃度・相対線量

想定事故時の線量計算に用いる放射性物質の地表空気中濃度は、単位放出率あたりの風下濃度（以下、「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。線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q) は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹²⁾を参照し、以下の方法で求めた。

- (1) 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。
- (2) 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。
- (3) 線量計算に用いる相対濃度は、上の方法により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、地表空気中濃度を用いずに、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。

3. 3. 1 実効放出継続時間

申請書添付書類十では、新設時の申請書から現在に至るまで、実効放出継続時間を 1 時間として線量評価を行っている。

3. 3. 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 1991 年 1 月から 1995 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度を用いた。計算時には 2001 年 12 月までの気象データは整理されていたが、申請書添付書類十において気象データとともに用いる社会環境データ（そのうち特に人口に関係するデータ）で公刊され利用可能であったものが平成 7 年までのデータであったため、データ採取時期を整合させるため、上述の期間の気象データを用いることとした。

上述の期間の気象データ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⁽¹²⁾に示されている後述の方法に従って、相対濃度、相対線量を求めた。

事故時の方位別 χ/Q 及び D/Q の 97% 値の計算結果を Table 3.3-1 及び Table 3.3-2 に示す。（申請書添付書類六 2-IV 気象（平成 7 年までのデータによる）の 第 2.5-7 表(1)、(2)に同じ。）また累積出現頻度を Fig.3.3-1～Fig.3.3-4 に示す。（申請書添付書類六 2-IV 気象（平成 7 年までのデータによる）の 第

2.5-1 図(1)～(4)に同じ。)

(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 における短時間放出時の相対濃度 (h/m^3)

(a) 排気筒からの放出の場合 (方位内の風向が一定と仮定)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right)$$

σ_{yi} : 時刻 i における濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

(b) 地上からの放出の場合 (方位内の風向が一定と仮定)

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

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + c A / \pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + c A / \pi)^{1/2}$$

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m^2)

c : 形状係数 0.5

${}_d \delta_i$: 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 $0.5 \text{ m}/\text{s}$ 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たりの空気カーマ率を求める。

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

ここで、

D : 評価地点における空気カーマ率 (Gy/h)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

- E : γ 線実効エネルギー (MeV/dis)
 μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})
 μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (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 (m)

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

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

($\alpha = 1.000$ 、 $\beta = 0.4492$ 、 $\gamma = 0.0038$)

$\chi(x',y',z')$: 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)

Table 3.3-1 事故時の方位別 χ/Q (h/m³)、 D/Q (Gy/(MeV · Bq)) の 97% 値
(建家放出)

放出源：N S R R

事象名		カプセルシール部等破損事故、重大事故、仮想事故		
評価核種		希ガス(β)、よう素	希ガス(γ)	
χ/Q 又は D/Q		χ/Q	D/Q	
実効放出継続時間		1 時間	1 時間	
放出高		0 m	0 m	
建屋投影面積		506 m ²	506 m ²	
着目方位		計算地点までの距離(m)	97%値	計算地点までの距離(m)
陸側方位	S	1780	6.2×10^{-10}	1780
	SSW	1150	1.8×10^{-8}	1150
	SW	1040	1.6×10^{-8}	1040
	WSW	860	<u>2.2×10^{-8}</u>	860
	W	850	5.1×10^{-9}	850
	WNW	750	3.8×10^{-9}	750
	NW	770	4.2×10^{-9}	770
	NNW	1050	1.6×10^{-9}	1050
	N	1370	1.7×10^{-9}	1370
海側参考方位	NNE	800	—	800
	NE	350	2.4×10^{-8}	350
	ENE	250	3.2×10^{-8}	250
	E	220	3.3×10^{-7}	220
	ESE	230	6.9×10^{-7}	230
	SE	300	6.4×10^{-7}	300
	SSE	460	2.4×10^{-7}	460

気象データ：1991年1月～1995年12月までのデータ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

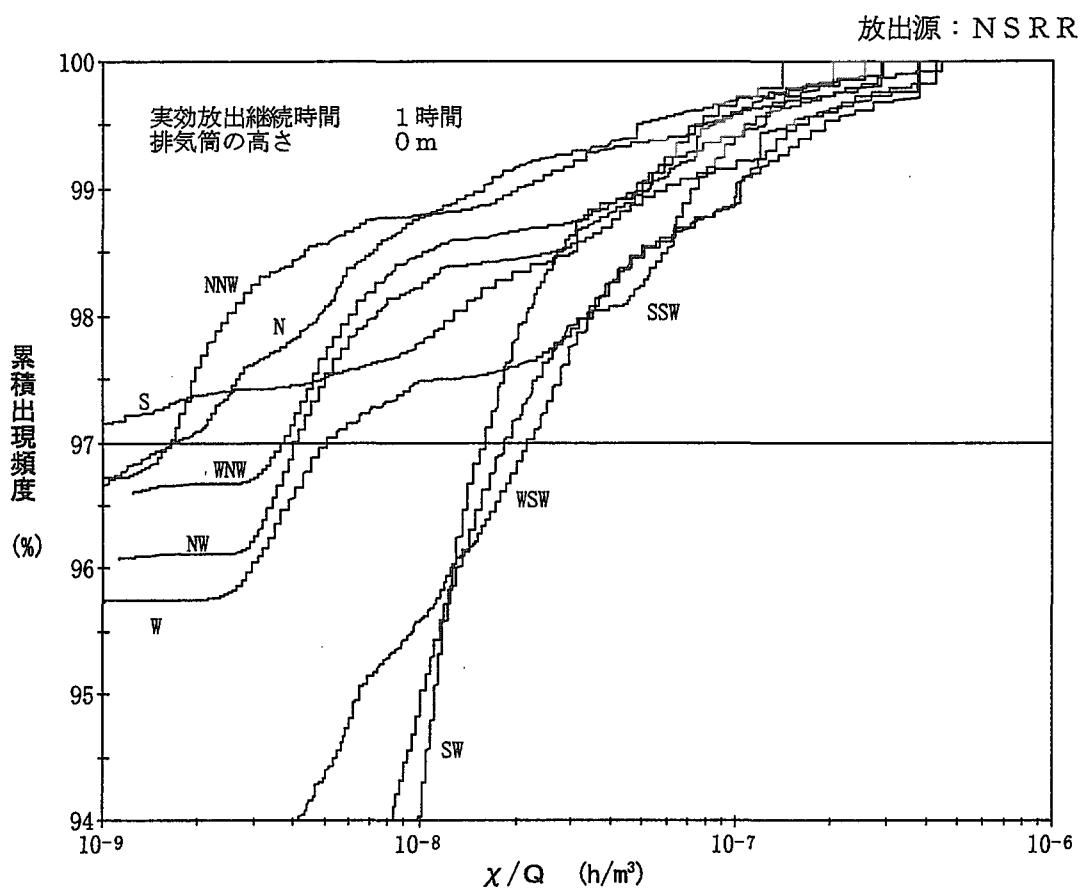
Table 3.3-2 事故時の方位別 χ/Q (h/m³)、 D/Q (Gy/(MeV · Bq)) の 97% 値
(排気筒放出)

放出源：NSRR

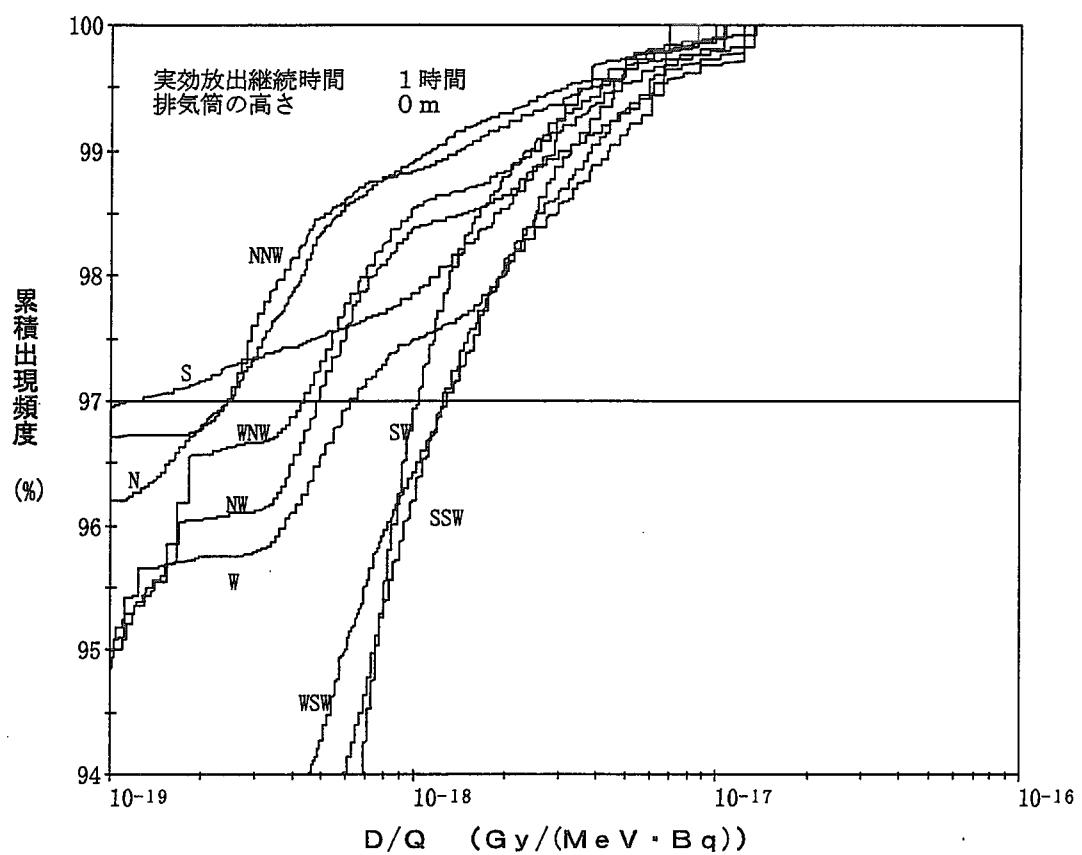
事象名		カプセルシール部等破損事故、重大事故、仮想事故		
評価核種		希ガス(β)、よう素	希ガス(γ)	
χ/Q 又は D/Q		χ/Q	D/Q	
実効放出継続時間		1 時間	1 時間	
放出高		50 m	50 m	
建屋投影面積		0 m ²	0 m ²	
着目方位		計算地点までの距離(m)	97%値	計算地点までの距離(m)
陸側方位	S	2880	1.2×10^{-9}	1780
	SSW	1150	<u>5.5×10^{-9}</u>	1150
	SW	1040	4.9×10^{-9}	1040
	WSW	860	3.4×10^{-9}	860
	W	850	1.7×10^{-9}	850
	WNW	1060	8.8×10^{-10}	750
	NW	930	1.2×10^{-9}	770
	NNW	1050	1.3×10^{-9}	1050
	N	1370	—	1370
海側参考方位	NNE	800	—	800
	NE	350	3.0×10^{-23}	350
	ENE	250	2.7×10^{-34}	250
	E	220	3.3×10^{-40}	220
	ESE	230	4.7×10^{-15}	230
	SE	300	3.6×10^{-12}	300
	SSE	460	1.7×10^{-10}	460

気象データ：1991年1月～1995年12月までのデータ

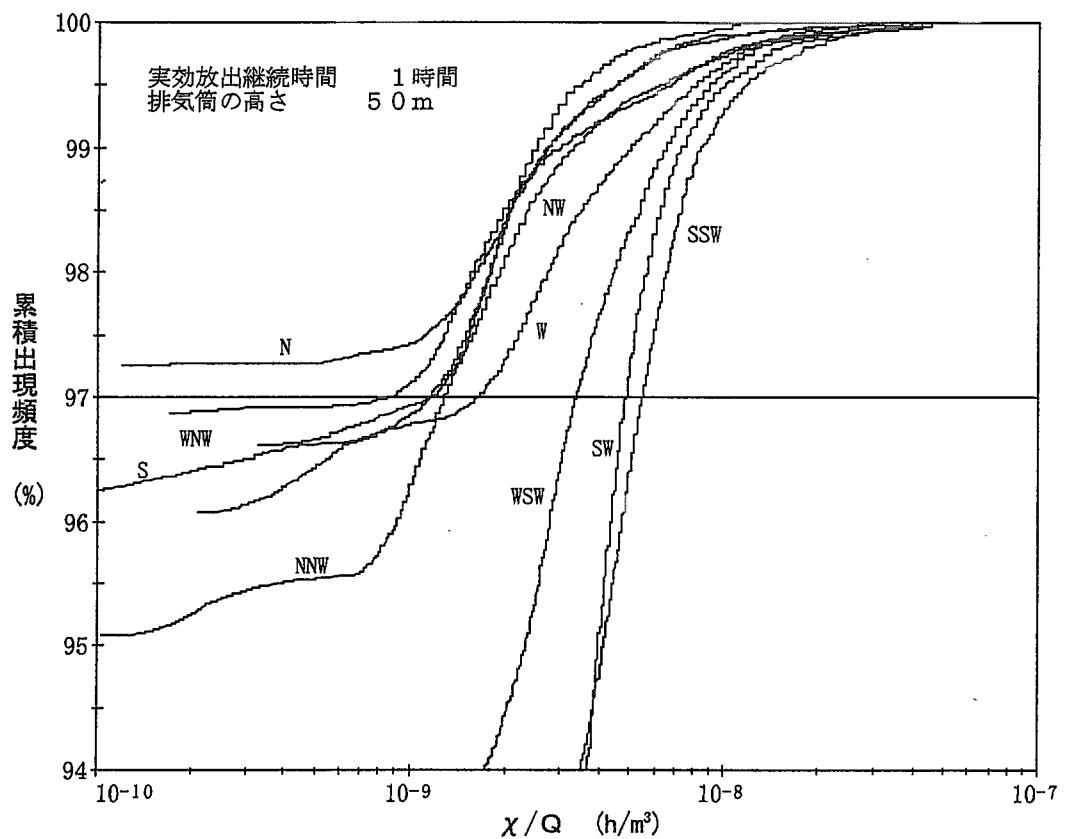
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

Fig.3.3-1 方位別相対濃度 (χ / Q) の累積出現頻度

放出源：NSRR

Fig.3.3-2 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度

放出源：NSRR

Fig.3.3-3 方位別相対濃度 (χ / Q) の累積出現頻度

放出源：NSRR

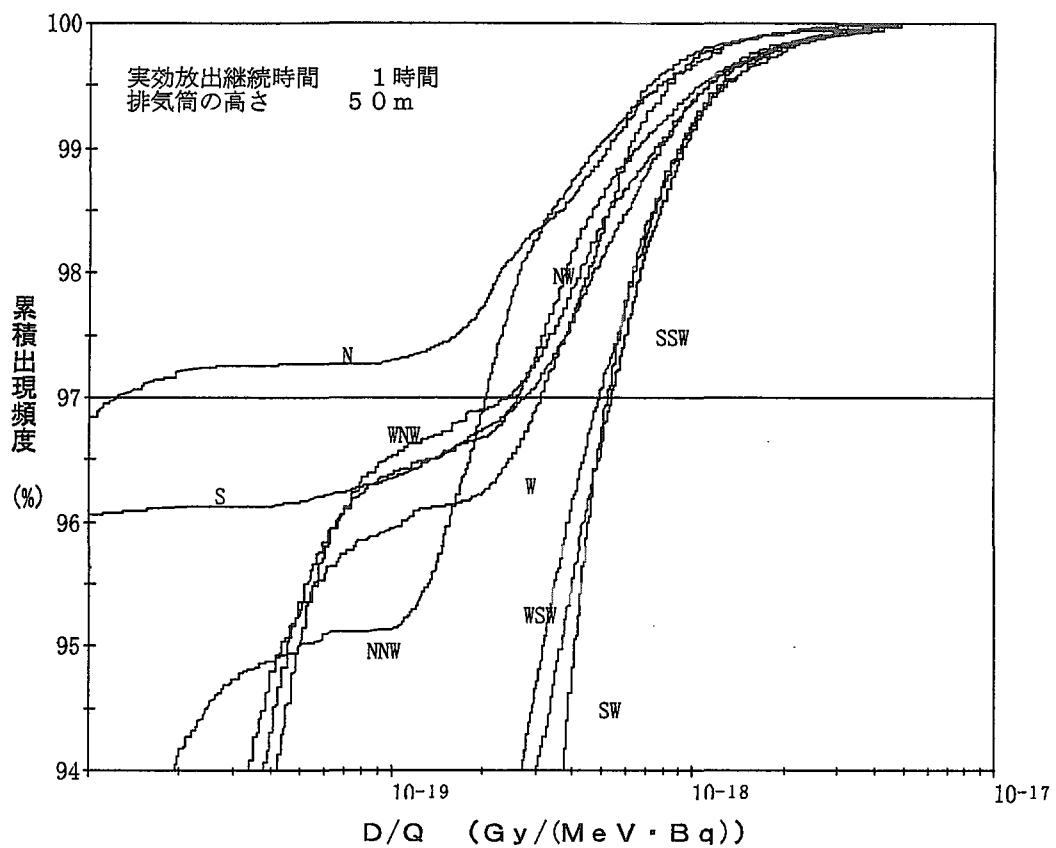


Fig.3.3-4 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度

3. 4 カプセルシール部等破損事故

3. 4. 1 線量評価方法

(1) 大気中に放出された核分裂生成物による線量評価

a. よう素の吸入摂取による小児の実効線量

b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量

について人が居住する方向に対して評価を行う。

なお、b.については、申請書添付書類十 3.4 カプセルシール部等破損事故では、単に、 γ 線の外部被ばくによる実効線量、と記述している。

(2) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量評価

スカイシャイン γ 線及び直接 γ 線について人が居住する方向に対して評価を行う。

3. 4. 2 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価

(1) 核分裂生成物の大気中放出量

3.2.2 で述べた試験燃料内のような素及び希ガスが、以下の条件で大気中に放出されるとする。(改造時の申請書から変更なし)

1) 試験燃料内から照射カプセル中の水中に放出される割合は、希ガスについては 100%、よう素については 50% とする。

申請書では、よう素の放出割合を、希ガスの半分の値に設定している。

(前出の第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 7-18 重大事故時および仮想事故時放射線被曝線量計算書 (AB-4,47/11/2)) これは、TRIGA 型燃料からの放出割合測定の実験^(13,14,15)で、約 1000~1300°Cにおける被覆なしの燃料からの I-131 の放出割合が Xe-133 の放出率のほぼ 10%程度であること等を考慮し工学的に設定したものと解釈できる。(前出の第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 7-3 の Fig.2) そして、その放出割合の設定の考え方を試験燃料についても適用したと解釈できる。

2) 照射カプセル中の水中のよう素及び希ガスの全量が、原子炉建家内へ放出される。

3) 原子炉建家内の沈着の効果は考えない。

4) よう素及び希ガスの原子炉建家からの放出については、事故時の商用電源喪失を想定し、最初の 3 分間は 100%/d の割合で原子炉建家から地上放出され、その後は原子炉建家の排気設備により排気筒から放出される。

5) 排気設備の原子炉建家換気率は、500%/h とする。

6) 排気筒からの放出においては、排気設備の活性炭フィルターの捕集効

率を、よう素について 90%とする。(希ガスについては考慮しない。)

なお、申請書添付書類十 3.4 カプセルシール部等破損事故 では、上の 1)、2)をまとめて、「原子炉建家内に放出される核分裂生成物の割合は、希ガスについては 100%、よう素については 50%とする。」と記述されている。

上の条件の大気放出経路を Fig.3.4-1 に示し、また以下のとおり式に表す。

① 試験燃料内から照射カプセル中の水中に放出されたよう素及び希ガスのうち、原子炉建家内へ放出される量は、次式により求める。なお、よう素及び希ガスが原子炉建家内へ放出されるまでの崩壊による減衰は考えない。

$$Q_{Di} = K_D \cdot Q_{oi}$$

ここで、

Q_{Di} : 原子炉建家内に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

K_D : 試験燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉建家内への放出に寄与する割合で、次式により求める。

$$\text{よう素} : K_D = F_f \cdot F_L$$

$$\text{希ガス} : K_D = F_f \cdot F_L$$

F_f : 試験燃料内から照射カプセル中の水中への放出割合

$$\text{よう素} : F_f = 0.5$$

$$\text{希ガス} : F_f = 1.0$$

F_L : 照射カプセル中の水中から空気中への移行割合

$$\text{よう素} : F_L = 1.0$$

$$\text{希ガス} : F_L = 1.0$$

Q_{oi} : 試験燃料中に蓄積されたよう素及び希ガスの量 (Bq)

添字 i : 核種 i

② 原子炉建家内に放出された核分裂生成物のうち、最初の τ ($\tau = 180$) 秒間に原子炉建家からの漏洩によって地上放出された量、及びその後に排気設備によって排気筒から放出される量は、それぞれ次式により求める。

$$Q_{Gi} = F_P \cdot Q_D \cdot \frac{L_1}{\beta_{1i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{1i} \cdot \tau})$$

$$Q_{Si} = F_P \cdot Q_{Di} \cdot \frac{L_2}{\beta_{2i}} \cdot e^{-\beta_{2i} \cdot \tau} \cdot (1 - E_f)$$

ここで、

Q_{Gi} ：原子炉建家から地上放出されるよう素及び希ガスの量(Bq)

Q_{Si} ：排気筒から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

F_P ：原子炉建家内での沈着を逃れる割合=1.0

β_{1i} ：原子炉建家からの漏洩と崩壊によるよう素及び希ガスの低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{1i} = L_1 + \lambda_i \quad (\text{s}^{-1})$$

$$L_1 = R_1/V$$

β_{2i} ：原子炉建家からの排気と崩壊によるよう素及び希ガスの低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{2i} = L_2 + \lambda_i \quad (\text{s}^{-1})$$

$$L_2 = R_2/V$$

R_1 ：原子炉建家の漏洩率 ($=V/(24 \times 3,600\text{s})$)

R_2 ：原子炉建家の換気率 ($=5V/3,600\text{s}$)

V ：原子炉建家の有効空間体積 (m^3)

λ_i ：よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 (s^{-1})

τ ：事故後、よう素及び希ガスが原子炉建家から漏洩率 R_1 で地上放出される時間 ($=180\text{s}$)

E_f ：排気設備フィルタの捕集効率

　　よう素： $E_f = 0.9$

　　希ガス： $E_f = 0.0$

以上より、カプセルシール部等破損事故のよう素及び希ガスの大気中放出量を評価した結果を Table 3.4-1 に示す。(申請書添付書類十 の 第3.4.1 表に対応。) なお、Table 3.4-1 には、各同位体の実効エネルギー (MeV) 及び放出量×実効エネルギー (MeV・Bq) もあわせて記載した。

(2) 線量評価式

以下を用いる。

a. よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量

$$H_I = \sum_i K_{II} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (x/Q)$$

ここで、

H_I ：よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (Sv)

K_{II} ：よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (Sv/Bq)

前出の発電炉安全評価指針 付録II⁽¹¹⁾ より次表を用いる。

核種	K_{Ii} (Sv/Bq)
I-131	1.6×10^{-7}
I-132	2.3×10^{-9}
I-133	4.1×10^{-8}
I-134	6.9×10^{-10}
I-135	8.5×10^{-9}

M_a : 小児の活動時における呼吸率 ($0.31\text{m}^3/\text{h}$)⁽¹¹⁾

Q_i : 核種 i の放出率 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量

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

ここで、

H_γ : γ 線による実効線量又は全身に対しての線量 (Sv)

K_γ : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)⁽¹¹⁾

Q_γ : γ 線換算放出量 (MeV · Bq)

核種毎の[放出量(Bq) × γ 線実効エネルギー(MeV/dis)]の総和

(D/Q) : 相対線量 (Gy/(MeV · Bq))

(3) 線量評価結果

(1)、(2) より線量を評価した結果を、Table 3.4-2 に示す。合計欄より、

- a. よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量は、 4.108×10^{-7} Sv
- b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 1.066×10^{-5} Sv
である。

なお、申請書添付書類十 3.4 カプセルシール部等破損事故 (3) 解析結果では、有効数字を2桁にするため、3桁目が切り上げて表記されている。

3. 4. 3 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物からの線量の評価

(1) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物の線源強度

3.2.2 で述べた試験燃料内のような素及び希ガスが、以下の条件で原子炉建家内に浮遊するとする。(改造時の申請書から変更なく、1)から 4)までは、3.4.2 (1)と同じため省略)

5) 排気設備の原子炉建家換気率は、400%/h とする。

上の条件より、原子炉建家内に浮遊するよう素及び希ガスによる事故後 t 分間の積算線源強度を次式に表す。

$$S_E = \sum_{i=a}^n Q_{Di} \cdot R_{Ei} \cdot \left[\frac{1}{\beta_{1i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{1i} \cdot \tau}) + \frac{e^{-\beta_{3i} \cdot (t-\tau)}}{\beta_{3i}} \cdot (1 - e^{-\beta_{3i} \cdot (t-\tau)}) \right]$$

ここで、

S_E : 事故後 t 分間の積算線源強度 (Photons)

Q_{Di} : 原子炉建家内に放出される i 核種の量 (Bq)

(3.4.2 (1) ①) による)

R_{Ei} : i 核種に対し、エネルギー E (MeV) の γ 線を放出する割合
(Photons/dis)

β_{1i} : 原子炉建家からの漏洩と崩壊によるよう素及び希ガスの
低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{1i} = L_1 + \lambda_i \quad (\text{s}^{-1})$$

$$L_1 = R_1/V$$

β_{3i} : 原子炉建家からの排気と崩壊によるよう素及び希ガスの
低減効果で、次式により求める。

$$\beta_{3i} = L_3 + \lambda_i \quad (\text{s}^{-1})$$

$$L_3 = R_3/V$$

R_1 : 原子炉建家の漏洩率 ($= V / (24 \times 3,600 \text{s})$)

R_3 : 原子炉建家の換気率 ($= 4V / 3,600 \text{s}$)

V : 原子炉建家の有効空間体積(m^3)

λ_i : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数(s^{-1})

τ : 事故後、よう素及び希ガスが原子炉建家から漏洩率 R_1 で
地上放出される時間($= 180 \text{s}$)

(2) 計算モデル及び計算コード

a. スカイシャイン線量

計算モデルを Fig.3.4-2 の a に示す。

計算モデルは、以下のように設定した。

原子炉建家の空間を内径 20 m 、高さ 20 m の円柱とする。その空間
の中心に等方性点状線源を置き、第1回散乱束を計算しビルドアップ係
数を乗じ、評価点におけるスカイシャイン γ 線による線量を求める。評
価点は、原子炉建家中心から水平距離 610 m の地点の高さ 20 m の点と
した。水平距離 610 m は、陸側方位の周辺監視区域の最短距離から設定
した。評価点の高さ 20 m は、原子炉建家と評価場所との標高差を考慮し
設定した。なお、原子炉建家天井はないものとした。

計算コードは、G33-GP2⁽¹⁶⁾ の ICRP Publication 60 対応版を用いた。

計算に用いた密度及び換算係数の値を、Table 3.4-3 に示す。

b. 直接線量

計算モデルを Fig.3.4-2 の b に示す。

計算モデルは、以下のように設定した。

原子炉建家内の空間を内径 20 m、高さ 20 m の円柱とする。その空間内に一様に分布した体積線源を置き、厚さ 0.3 m、外径 20.6 m のコンクリート壁を透過して評価点に至る直接 γ 線による線量を求める。評価点は、スカイシャイン γ 線による線量の評価点と同じとした。コンクリート密度は、 2.1 g/cm^3 ⁽¹⁷⁾とした。

計算コードは、QAD-CGGP2⁽¹⁶⁾ の ICRP Publication 60 対応版を用いた。

計算に用いた密度及び換算係数の値を、Table 3.4-3 に示す。

(3) 線量評価結果

(1)、(2) より線量を評価した結果、

a. スカイシャイン線量は、 $6.936 \times 10^{-8} \text{ Sv}$

b. 直接線量は、 $5.854 \times 10^{-7} \text{ Sv}$

である。

なお、NSRR の申請書添付書類十 3.4 カプセルシール部等破損事故

(3) 解析結果では、有効数字を 2 衔にするため、3 衔目が切り上げて表記されている。

3. 4. 4 線量評価結果と判断基準との比較

3.4.2 (3)、3.4.3 (3) に記したカプセルシール部等破損事故の線量評価結果は、判断基準を前出の研究炉安全評価指針⁽⁹⁾ 解説 の 3.2 事故 に記載されている発生事故当り 5 mSv とすると、次表に示すように、その判断基準に比較して十分に低い。

カプセルシール部等破損事故の線量評価結果と判断基準との比較

	線量評価結果
大気中に放出された核分裂生成物による線量 よう素の吸入摂取による小児の実効線量 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる 実効線量	$4.108 \times 10^{-4} \text{ mSv}$ $1.066 \times 10^{-2} \text{ mSv}$
原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物による線量 スカイシャイン γ 線による線量 直接 γ 線による線量	$6.936 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ $5.854 \times 10^{-4} \text{ mSv}$
判断基準	5 mSv

Table 3.4-1(その1) カプセルシール部等破損事故の大気中放出量 建家放出量

核種 i	建家放出量 (Bq)	γ 線実効エネルギー放出量 (MeV/dis) (MeV·Bq)	γ 線実効エネルギー放出量 (MeV·Bq)	β 線実効エネルギー放出量 (MeV/dis) (MeV·Bq)	β 線実効エネルギー放出量 (MeV·Bq)
I - 132	3.691E+07	2.253	8.316E+07	0.498	1.838E+07
I - 133	1.950E+07	0.608	1.186E+07	0.416	8.114E+06
I - 134	1.585E+09	2.750	4.360E+09	0.599	9.497E+08
I - 135	3.368E+08	1.645	5.540E+08	0.382	1.286E+08
Kr - 87	2.796E+08	0.793	2.217E+08	1.323	3.699E+08
Kr - 88	5.181E+08	1.950	1.010E+09	0.377	1.953E+08
Kr - 89	5.275E+10	2.067	1.090E+11	1.225	6.462E+10
Kr - 90	1.482E+11	1.325	1.964E+11	1.289	1.910E+11
Xe - 135	3.858E+07	0.250	9.645E+06	0.316	1.219E+07
Xe - 137	4.016E+10	0.181	7.269E+09	1.766	7.092E+10
Xe - 138	1.712E+10	1.183	2.025E+10	0.611	1.046E+10
Xe - 139	1.505E+11	0.850	1.279E+11	1.750	2.634E+11
		γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		β 線換算放出量 (MeV·Bq)	
		4.671E+11		6.021E+11	

Table 3.4-1(その2) カプセルシール部等破損事故の大気中放出量 排気筒放出量

核種 i	排気筒放出量 (Bq)	γ 線実効エネルギー放出量 (MeV/dis) (MeV·Bq)	γ 線実効エネルギー放出量 (MeV·Bq)	β 線実効エネルギー放出量 (MeV/dis) (MeV·Bq)	β 線実効エネルギー放出量 (MeV·Bq)
I - 132	1.656E+09	2.253	3.731E+09	0.498	8.246E+08
I - 133	9.283E+08	0.608	5.644E+08	0.416	3.862E+08
I - 134	6.434E+10	2.750	1.769E+11	0.599	3.854E+10
I - 135	1.578E+10	1.645	2.595E+10	0.382	6.026E+09
Kr - 87	1.193E+11	0.793	9.458E+10	1.323	1.578E+11
Kr - 88	2.352E+11	1.950	4.587E+11	0.377	8.869E+10
Kr - 89	4.960E+12	2.067	1.025E+13	1.225	6.076E+12
Kr - 90	3.618E+11	1.325	4.793E+11	1.289	4.663E+11
Xe - 135	1.819E+10	0.250	4.547E+09	0.316	5.747E+09
Xe - 137	4.566E+12	0.181	8.264E+11	1.766	8.063E+12
Xe - 138	4.802E+12	1.183	5.681E+12	0.611	2.934E+12
Xe - 139	7.481E+11	0.850	6.359E+11	1.750	1.309E+12
		γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		β 線換算放出量 (MeV·Bq)	
		1.864E+13		1.915E+13	

Table 3.4-2 大気中に放出された核分裂生成物による線量評価結果
カプセルシール部等破損事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素の吸入摂取による小児 (1歳児) の実効線量	3.264×10^{-8}	3.782×10^{-7}	4.108×10^{-7}
希ガス、よう素からのγ線の 外部被ばくによる実効線量	6.015×10^{-7}	1.006×10^{-5}	1.066×10^{-5}

Table 3.4-3 スカイシャインンγ線及び直接γ線による線量計算に用いた数値

(1) 遮へい材の組成密度

No.	元素	原子番号	原子量	組成密度(g/cc)
1	N	7	14.007	空気*2 ゴッケルート*3
2	O	8	16.000	2.80E-04
3	Al	13	26.982	1.145
4	Si	14	28.086	0.097
5	Ca	20	40.078	0.659
6	Fe	26	55.847	0.174
			密度(g/cc)	*4
			1.19E-03	2.100

(2) 線量換算係数

No.	ガンマ線エネルギー 上限値(MeV)	線量換算係数*4 (μ Sv/hr/photon/cm ² /s)
1	11.000	8.64E-02
2	3.000	3.59E-02
3	0.500	8.57E-03
4	0.080	1.11E-03
5	0.035	1.94E-03

*4：計算コード組み込みの表の値(No. 1, No. 2について)
又は値を比例配分した値(No. 3～No. 5について)を用いた

*1：理科年表（東京天文台編纂）

*2：密度；理化学辞典(岩波書店)記載値1.293(g/dm³)を
22°Cの理想気体として換算

組成；理化学辞典(岩波書店)

*3：密度；放射線施設のしやへい計算実務マニュアル(2000)
((財)原子力安全技術センター)

組成：アイソotope便覧((財)日本アイソotope協会)

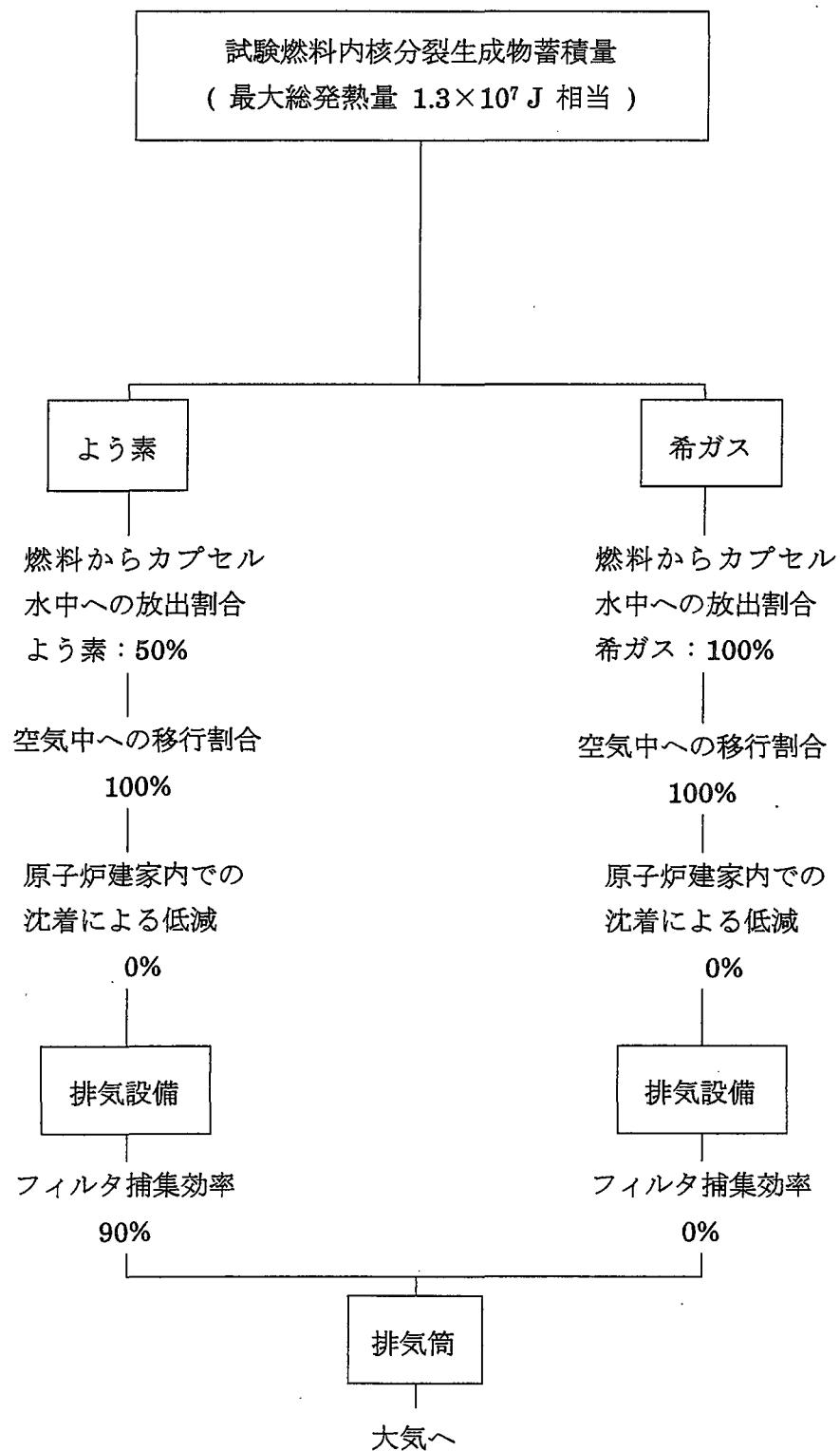
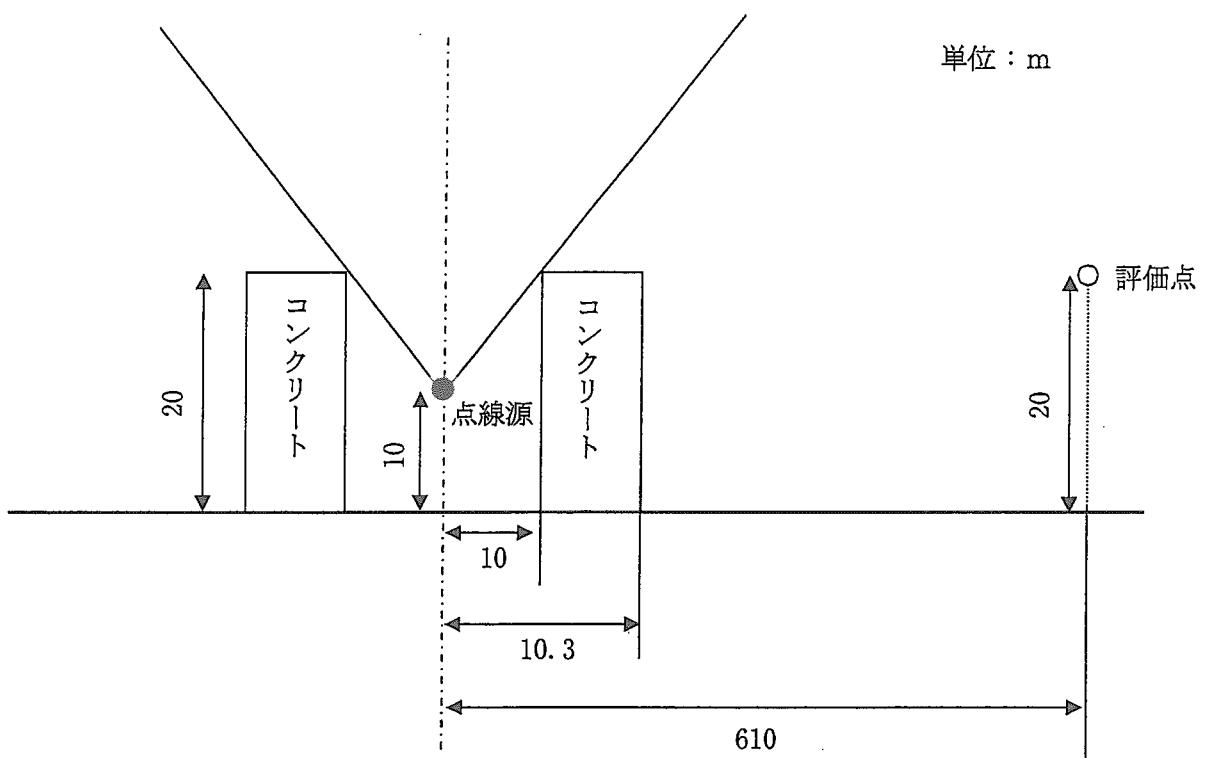
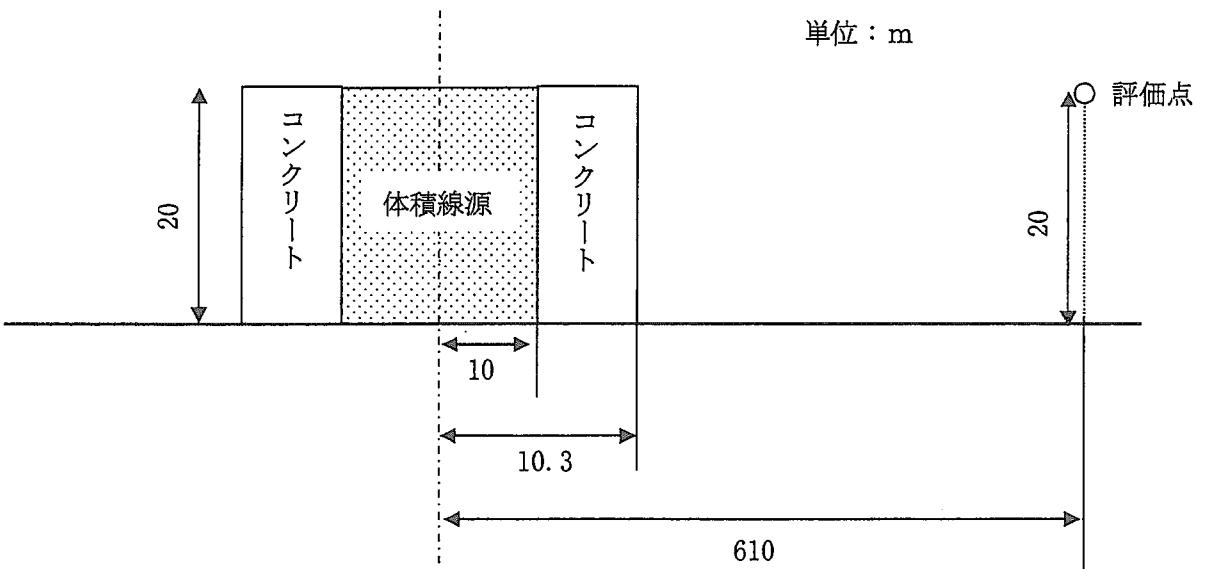


Fig.3.4-1 カプセルシール部等破損事故時の核分裂生成物の大気放出経路



a. スカイシャイン線量計算モデル (G33-GP2 計算コード)



b. 直接線量計算モデル (QAD-CGGP2 計算コード)

Fig.3.4-2 スカイシャイン線量及び直接線量計算モデル

3. 5 重大事故

3. 5. 1 線量評価方法

(1) 大気中に放出された核分裂生成物による線量評価

- a. よう素の吸入摂取による小児の甲状腺等価線量
- b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量
- c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量

について人が居住する方向に対して評価を行う。

なお、b. については、申請書添付書類十 4.1 重大事故 では、「実効線量」と表記せず、発電炉安全評価指針 付録II⁽¹¹⁾の用語と同じ「全身に対しての線量」と表記している。

c. については、従来から原研が参考として計算し申請書に記載しているものである。

(2) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量評価

スカイシャイン γ 線及び直接 γ 線について人が居住する方向に対して評価を行う。

3. 5. 2 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価

(1) 核分裂生成物の大気中放出量

3.2.3 に記載した原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の、炉心内燃料要素全数分のよう素及び希ガスを、出力密度が最高となる燃料要素 1 本分に換算する。換算には 3.1.2 に記載したとおり、炉心に装荷されている燃料要素数を 165 本及びピーフィング係数を 1.608 とし、Table 3.2-1 の炉心内燃料要素全数分の欄の各同位体の生成量に $(1.608 / 165)$ を乗ずることにより行う。それにより求めた、出力密度が最高となる燃料要素 1 本分のよう素及び希ガスが、以下の条件で大気中に放出されるとする。

(改造時の申請書から変更なし)

- 1) 燃料要素からの放出率は、過大に見積るため、燃料温度 1150°Cに対応するものとする。
- 2) 燃料温度 1150°Cにおける燃料要素からの希ガスの放出率は、GEES 社における実験結果^(13,14,15)をもとにし、過大に見積って 40%とする。また、よう素については 20%とする。この 2 つの放出率を燃料から水中への放出割合とする。これは、研究炉安全評価指針⁽⁹⁾ 付録に記載の「技術的にみて過大なもの」に結果として対応している。なおこの各放出率は、前出の第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 7-18 重大事故時および仮想事故時放射線被曝線量計算書 (AB-4,47/11/2) の 2. 重大事故時における

る放射線被曝線量 の (4) 燃料温度 1,150°Cに対する FP 放出率を用いた場合 に記載の値である。また、よう素と希ガスの放出率の関係は、3.4.2(1)に述べた。

- 3) プール水中へ放出されたよう素中、10%は有機よう素と考え、残りは無機よう素とする。これは、研究炉安全評価指針⁽⁹⁾ 付録の記載値と同じ値である。
- 4) プール水から原子炉建家内へ放出される割合は、希ガス及び有機よう素については、100%、無機よう素については1 %とする。これは、研究炉安全評価指針⁽⁹⁾ 付録の記載値と同じ値である。
- 5) 原子炉建家内の沈着の効果は考えない。
- 6) よう素及び希ガスの原子炉建家からの放出については、事故時の商用電源喪失を想定し、最初の3分間は 100% / d の割合で原子炉建家から地上放出され、その後は原子炉建家の排気設備により排気筒から放出される。
- 7) 排気設備の原子炉建家換気率は、500% / h とする。
- 8) 排気筒からの放出においては、排気設備の活性炭フィルターの捕集効率を、よう素について 90% とする。(希ガスについては考慮しない。)

上の条件の大気放出経路を Fig.3.5-1 に示し、また以下のとおり式に表す。

- ① 破損した燃料要素からプール水中に放出されたよう素及び希ガスのうち、原子炉建家内へ放出される量は、次式により求める。なお、よう素及び希ガスが原子炉建家内へ放出されるまでの崩壊による減衰は考えない。

$$Q_{Di} = K_D \cdot Q_{oi}$$

ここで、

Q_{Di} : 原子炉建家内に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

K_D : 燃料要素から放出されたよう素及び希ガスが原子炉建家内への放出に寄与する割合で、次式により求める。

$$\text{よう素} : K_D = F_f \cdot F_9 \cdot F_L$$

$$\text{希ガス} : K_D = F_f \cdot F_L$$

F_f : 燃料要素からプール水中への放出割合

$$\text{よう素} : F_f = 0.2$$

$$\text{希ガス} : F_f = 0.4$$

F_9 : プール水中へ放出されたよう素の組成

$$\text{無機よう素} : F_9 = 0.9$$

$$\text{有機よう素} : F_9 = 0.1$$

F_L : プール水中から空気中への移行割合

$$\text{無機よう素} : F_L = 0.01$$

有機よう素 : $F_L = 1.0$

希ガス : $F_L = 1.0$

Q_{oi} : 燃料要素中に蓄積されたよう素及び希ガスの量 (Bq)

添字 i : 核種 i

② 原子炉建家内に放出された核分裂生成物のうち、最初の τ ($\tau = 180$) 秒間に原子炉建家からの漏洩によって地上放出された量、及びその後に排気設備によって排気筒から放出される量の算出方法は、3.4.1(1)②に同じである。

以上より、重大事故のよう素及び希ガスの大気中放出量を評価した結果を Table 3.5-1 に示す。(申請書添付書類十 の 第 4.1.3 表に対応。) なお、Table 3.5-1 には、各同位体の実効エネルギー (MeV) 及び放出量 × 実効エネルギー (MeV · Bq) もあわせて記載した。

(2) 線量評価式

以下を用いる。

a. よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の甲状腺等価線量

$$H_T = \sum_i K_{Ti} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

ここで、

H_T : よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する等価線量 (Sv)

K_{Ti} : よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数 (Sv/Bq)

前出の発電炉安全評価指針 付録II⁽¹¹⁾ より次表を用いる。

核種	K_{Ti} (Sv/Bq)
I-131	3.2×10^{-6}
I-132	3.8×10^{-8}
I-133	8.0×10^{-7}
I-134	7.3×10^{-9}
I-135	1.6×10^{-7}

Ma : 小児の活動時における呼吸率 ($0.31\text{m}^3/\text{h}$)⁽¹¹⁾

Q_i : 核種 i の放出率 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量

算出方法は、3.4.2(2)b.に同じである。

c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量

β 線による皮膚への線量は、 β 線の空气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き次式により計算する。

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

ここで、

H_{β} : β 線からの皮膚等価線量 (Sv)

k : 線量換算係数 $(2.226 \times 10^{-10} \cdot k_{\beta}) \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)^{(18)}$

k_{β} : 空気カーマから皮膚等価線量への換算係数 $(1.25 \text{Sv/Gy})^{(18)}$

Q_{β} : β 線換算放出量 ($\text{MeV} \cdot \text{Bq}/\text{dis}$)

核種毎の[放出量(Bq) \times β 線実効エネルギー(MeV/dis)]の総和

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

(3) 線量評価結果

(1)、(2) より線量を評価した結果を、Table 3.5-2 に示す。合計欄より、

- a. よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の甲状腺等価線量は、 $5.789 \times 10^{-5} \text{ Sv}$
- b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 $3.039 \times 10^{-6} \text{ Sv}$
- c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量は、 $6.845 \times 10^{-6} \text{ Sv}$

である。

なお、申請書添付書類十 4.1 重大事故 の 4.1.5 評価結果では、有効数字を 2 桁にするため、3 桁目が切り上げて表記されている。

3. 5. 3 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物からの線量の評価

(1) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物の線源強度

3.5.2 (1) の冒頭に記載したとおり、Table 3.2-1 の炉心内燃料要素全数分の欄の各同位体の生成量に $(1.608/165)$ を乗ずることにより求めた、出力密度が最高となる燃料要素 1 本分のよう素及び希ガスが、以下の条件下原子炉建家内に浮遊するとする。(改造時の申請書から変更なく、1)から 6)までは、3.5.2 (1) と同じため省略)

7) 排気設備の原子炉建家換気率は、400%/h とする。

上の条件より、原子炉建家内に浮遊するよう素及び希ガスによる事故後 t 分間の積算線源強度を算出する。方法は、3.4.3 (1)に同じである。

ただし、

Q_{Di} : 原子炉建家内に放出される i 核種の量 (Bq)

は、3.5.2 (1) ① により求める。

(2) 計算モデル及び計算コード

3.4.3 (2) と同じである。

(3) 線量評価結果

- (1)、(2)より線量を評価した結果、
- スカイシャイン線量は、 1.397×10^{-9} Sv
 - 直接線量は、 1.283×10^{-8} Sv
- である。

なお、申請書添付書類十 4.1 重大事故 の 4.1.5 評価結果では、有効数字を 2 桁にするため、3 桁目が切り上げて表記されている。

3. 5. 4 線量評価結果と判断基準との比較

3.5.2 (3)、3.5.3 (3) に記した重大事故の線量評価結果は、判断基準を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 別紙 2 原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす⁽¹⁹⁾ に記載されている、甲状腺（小児）に対して 1.5 Sv、全身に対して 0.25 Sv とすると、下表に示すように、その判断基準に比較して十分に低い。

重大事故の線量評価結果と判断基準との比較

	線量評価結果
大気中に放出された核分裂生成物による線量 よう素の吸入摂取による小児甲状腺等価線量	5.789×10^{-5} Sv
判 断 基 準	1.5 Sv
大気中に放出された核分裂生成物による線量 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる 実効線量	3.039×10^{-6} Sv
原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物による線量 スカイシャイン γ 線による線量 直接 γ 線による線量	1.397×10^{-9} Sv 1.283×10^{-8} Sv
判 断 基 準	0.25 Sv

Table 3.5-1 (その1) 重大事故の大気中放出量 建家放出量

核種 :	建家放出量 (Bq)	γ 線実効工ネルギー (MeV/dis)	放出量 × γ 線実効工ネルギー (MeV · Bq)	β 線実効工ネルギー (MeV/dis)	放出量 × β 線実効工ネルギー (MeV · Bq)
I - 131	1.309E+08	0.3810	4.986E+07	0.195	2.552E+07
I - 132	1.624E+08	2.2530	3.658E+08	0.498	8.085E+07
I - 133	2.288E+08	0.6080	1.391E+08	0.416	9.520E+07
I - 134	2.647E+08	2.7500	7.278E+08	0.599	1.585E+08
I - 135	2.741E+08	1.6450	4.509E+08	0.382	1.047E+08
Kr - 83m	8.445E+07	0.0025	2.111E+05	0.037	3.125E+06
Kr - 85m	9.628E+08	0.1590	1.531E+08	0.253	2.436E+08
Kr - 85	1.399E+07	0.0022	3.077E+04	0.251	3.511E+06
Kr - 87	2.031E+09	0.7930	1.611E+09	1.323	2.688E+09
Kr - 88	2.381E+09	1.9500	4.642E+09	0.377	8.975E+08
Kr - 89	2.579E+09	2.0670	5.330E+09	1.225	3.159E+09
Kr - 90	8.623E+08	1.3250	1.143E+09	1.289	1.112E+09
Xe - 131m	1.441E+07	0.0200	2.881E+05	0.143	2.060E+06
Xe - 133m	1.296E+08	0.0420	5.445E+06	0.190	2.463E+07
Xe - 133	4.202E+09	0.0450	1.891E+08	0.135	5.672E+08
Xe - 135m	1.093E+09	0.4320	4.724E+08	0.095	1.039E+08
Xe - 135	5.183E+09	0.2500	1.296E+09	0.316	1.638E+09
Xe - 137	3.242E+09	0.1810	5.868E+08	1.766	5.726E+09
Xe - 138	3.685E+09	1.1830	4.360E+09	0.611	2.252E+09
Xe - 139	1.031E+09	0.8500	8.765E+08	1.750	1.805E+09
γ 線換算放出量 (MeV · Bq)				β 線換算放出量 (MeV · Bq)	2.069E+10
2.240E+10					

Table 3.5-1 (その2) 重大事故の大気中放出量 排気筒放出量

核種 i	排気筒放出量 (Bq)	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	放出量 $\times \gamma$ 線実効エネルギー (MeV·Bq)	β 線実効エネルギー (MeV/dis)	放出量 $\times \beta$ 線実効エネルギー (MeV·Bq)
I - 131	6.270E+09	0.3810	2.389E+09	0.195	1.223E+09
I - 132	7.283E+09	2.2530	1.641E+10	0.498	3.627E+09
I - 133	1.089E+10	0.6080	6.622E+09	0.416	4.531E+09
I - 134	1.074E+10	2.7500	2.953E+10	0.599	6.433E+09
I - 135	1.284E+10	1.6450	2.112E+10	0.382	4.905E+09
Kr - 83m	3.729E+10	0.0025	9.323E+07	0.037	1.380E+09
Kr - 85m	4.461E+11	0.1590	7.093E+10	0.253	1.129E+11
Kr - 85	6.707E+09	0.0022	1.476E+07	0.251	1.684E+09
Kr - 87	8.667E+11	0.7930	6.873E+11	1.323	1.147E+12
Kr - 88	1.081E+12	1.9500	2.108E+12	0.377	4.075E+11
Kr - 89	2.425E+11	2.0670	5.012E+11	1.225	2.970E+11
Kr - 90	2.105E+09	1.3250	2.789E+09	1.289	2.714E+09
Xe - 131m	6.905E+09	0.0200	1.381E+08	0.143	9.874E+08
Xe - 133m	6.198E+10	0.0420	2.603E+09	0.190	1.178E+10
Xe - 133	2.012E+12	0.0450	9.055E+10	0.135	2.717E+11
Xe - 135m	3.201E+11	0.4320	1.383E+11	0.095	3.041E+10
Xe - 135	2.443E+12	0.2500	6.108E+11	0.316	7.721E+11
Xe - 137	3.686E+11	0.1810	6.671E+10	1.766	6.509E+11
Xe - 138	1.034E+12	1.1830	1.223E+12	0.611	6.317E+11
Xe - 139	5.125E+09	0.8500	4.356E+09	1.750	8.968E+09
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		5.583E+12	β 線換算放出量 (MeV·Bq)	4.369E+12	

Table 3.5-2 大気中に放出された核分裂生成物による線量評価結果
重大事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素の吸入摂取による小児 (1歳児) の甲状腺等価線量	4.408×10^{-6}	5.348×10^{-5}	5.789×10^{-5}
希ガス、よう素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量	2.883×10^{-6}	3.010×10^{-6}	3.039×10^{-6}
希ガス、よう素からの β 線に による皮膚等価線量	1.251×10^{-7}	6.720×10^{-6}	6.845×10^{-6}

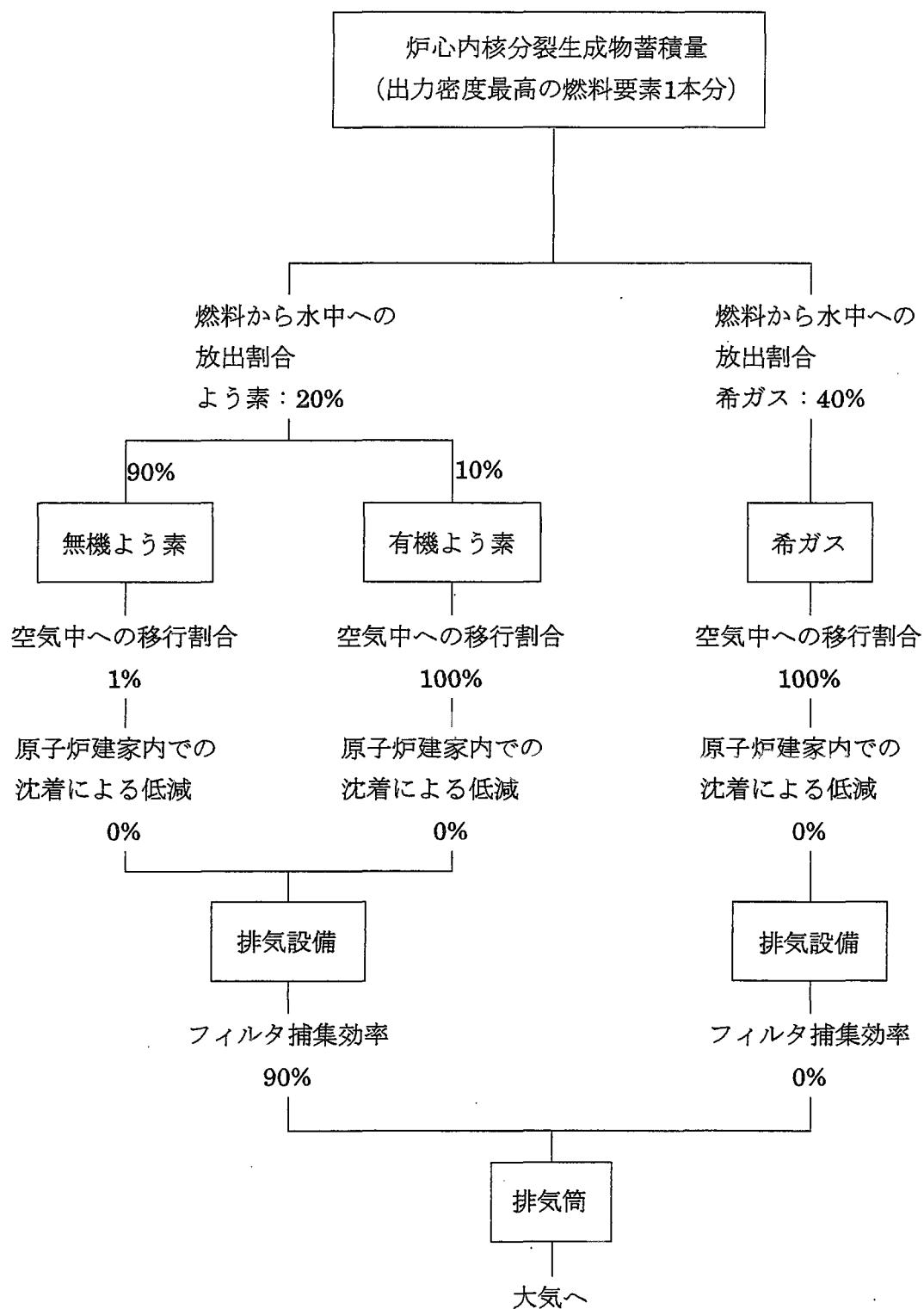


Fig.3.5-1 重大事故時核分裂生成物の大気放出経路

3. 6 仮想事故

3. 6. 1 線量評価方法

(1) 大気中に放出された核分裂生成物による線量評価

- a. よう素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量
- b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量
- c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量
- d. よう素の吸入摂取による実効線量と、希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量とを加算した、実効線量の人口積算値について人が居住する方向に対して評価を行う。

なお、b. については、申請書添付書類十 4.2 仮想事故 では、「実効線量」と表記せず、発電炉安全評価指針 付録II⁽¹¹⁾の用語と同じ「全身に対しての線量」と表記している。同様に d. については、「実効線量」と表記せず、「全身線量」と表記している。

c. については、従来から原研が参考として計算し申請書に記載しているものである。

(2) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量評価

スカイシャイン γ 線及び直接 γ 線について人が居住する方向に対して評価を行う。

3. 6. 2 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価

(1) 核分裂生成物の大気中放出量

次のイ) 及びロ) を合算したものが、核分裂生成物の大気中放出量となる。(改造時の申請書から変更なし)

イ) カプセルシール部等破損事故によるよう素及び希ガスの大気中放出量
条件が 3.4.2 (1) と同じであるため、そのよう素及び希ガスの大気中放出量は、Table 3.4-1 と同じ。

ロ) 炉心内燃料要素全数破損によるよう素及び希ガスの大気中放出量

3.2.3 に記載した原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の、炉心内燃料要素全数分のよう素及び希ガスが、以下の条件で大気中に放出されるとする。(改造時の申請書から変更なし)

1) 燃料要素からの放出率は、希ガスを 100%、よう素を 50% とする。

この放出率は、前述の第 91 部会 参考資料⁽⁸⁾ 7-18 重大事故時および仮想事故時放射線被曝線量計算書 (AB-4,47/11/2) に記載の値と同じである。また、よう素と希ガスの放出率の関係は、3.4.2(1)に述べた。

2) 以降は、3.5.2(1)3)以降と同じである。

上の条件の大気放出経路を Fig.3.6-1 に示し、以下により放出量を求める。

- ① 破損した燃料要素からプール水中に放出されたよう素及び希ガスのうち、原子炉建家内へ放出される量は、3.5.2(1)①と同様に求める。

ただし、

F_f : 燃料要素からプール水中への放出割合

には、よう素: $F_f = 0.5$ 及び希ガス: $F_f = 1.0$ を用いる。

- ② 原子炉建家内に放出された核分裂生成物のうち、最初の τ ($\tau = 180$) 秒間に原子炉建家からの漏洩によって地上放出された量、及びその後に排気設備によって排気筒から放出される量の算出方法は、3.4.1(1)②と同じである。

以上のイ) 及びロ) を合算し、仮想事故のよう素及び希ガスの大気中放出量を評価した結果を Table 3.6-1 に示す。(申請書添付書類十 の 第 4.2.2 表に対応。) なお、Table 3.6-1 には、各同位体の実効エネルギー (MeV) 及び放出量×実効エネルギー (MeV・Bq) もあわせて記載した。

(2) 線量評価式

以下を用いる。

a. よう素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量

$$H_T = \sum_i K_{Ti} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

ここで、

H_T : よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する等価線量 (Sv)

K_{Ti} : よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数 (Sv/Bq)

前出の発電炉安全評価指針 付録 II⁽¹¹⁾ より次表を用いる

核種	K_{Ti} (Sv/Bq)
I-131	3.9×10^{-7}
I-132	3.6×10^{-9}
I-133	7.6×10^{-8}
I-134	7.0×10^{-10}
I-135	1.5×10^{-8}

Ma : 成人の活動時における呼吸率 ($1.2\text{m}^3/\text{h}$)⁽¹¹⁾

Q_i : 核種 i の放出率 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量

算出方法は、3.4.2(2)b.に同じである。

c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量

算出方法は、3.5.3(2)c.に同じである。

d. よう素の吸入摂取による実効線量と、希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量とを加算した、実効線量の人口積算値

人口積算値解析に用いる主要な条件を以下に示す。

- (ア) 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、よう素の吸入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。
- (イ) 大気中での拡散条件は、縦の拡がりは英國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50mと仮定して計算する。
- (ウ) 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。
- (エ) 現時点での人口集計は、「平成7年国勢調査報告」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の推計法に基づき西暦2045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。

(3) 線量評価結果

(1)、(2)より線量を評価した結果を、Table 3.6-2 に示す。合計欄より、

- a. よう素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量は、 6.451×10^{-3} Sv
- b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 7.912×10^{-4} Sv
- c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量は、 1.790×10^{-3} Sv
- d. よう素の吸入摂取による実効線量と、希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量とを加算した、実効線量の人口積算値では、

1995年の人口データより求めた値は、 6.502×10^2 人 Sv

2045年の人口データより求めた値は、 5.406×10^2 人 Sv

である。

なお、申請書添付書類十 4.2 仮想事故 の 4.2.5 評価結果では、有効数字を2桁にするため、3桁目が切り上げて表記されている。

3. 6. 3 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物からの線量の評価

(1) 原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物の線源強度

3.6.2 (1) と同様に、次のイ) 及びロ) を合算したものが、以下の条件で原子炉建家内に浮遊するとする。(改造時の申請書から変更なし)

イ) カプセルシール部等破損事故によるよう素及び希ガスの線源強度

条件が 3.4.3 (1) と同じであるため、そのよう素及び希ガスの線源強度も 3.4.3 (1) と同じ。

ロ) 炉心内燃料要素全数破損によるよう素及び希ガスの線源強度

3.2.3 に記載した原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の、炉心内燃料要素全数分のよう素及び希ガスが、排気設備の原子炉建家換気率を 400%/h とする以外は 3.6.2 (1) と同じ条件で、原子炉建家内に浮遊するとする。(改造時の申請書から変更なし)

ただし、

Q_{Di} : 原子炉建家内に放出される i 核種の量 (Bq)

は、3.6.2 (1) ロ) ① により求める。

(2) 計算モデル及び計算コード

3.4.3 (2) と同じである。

(3) 線量評価結果

(1)、(2) より線量を評価した結果、

a. スカイシャイン線量は、 $4.276 \times 10^{-7} \text{ Sv}$

b. 直接線量は、 $3.861 \times 10^{-6} \text{ Sv}$

である。

なお、申請書添付書類十 4.2 仮想事故 の 4.2.5 評価結果では、有効数字を 2 桁にするため、3 桁目が切り上げて表記されている。

3. 6. 4 線量評価結果と判断基準との比較

3.6.2 (3)、3.6.3 (3) に記した仮想事故の線量評価結果は、判断基準を前出の暫定的な判断のめやす⁽¹⁹⁾ に記載されている、甲状腺(成人)に対して 3 Sv、全身に対して 0.25 Sv、集団線量に対して 2 万人 Sv とすると、下表に示すように、その判断基準に比較して十分に低い。

仮想事故の線量評価結果と判断基準との比較

	線量評価結果
大気中に放出された核分裂生成物による線量 よう素の吸入摂取による成人甲状腺等価線量	6.451×10^{-3} Sv
判 断 基 準	3 Sv
大気中に放出された核分裂生成物による線量 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる 実効線量	7.912×10^{-4} Sv
原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物による線量 スカイシャイン γ 線による線量 直接 γ 線による線量	4.276×10^{-7} Sv 3.861×10^{-6} Sv
判 断 基 準	0.25 Sv
実効線量の人口積算値 1995 年の人口データより求めた値 2045 年の人口データより求めた値	0.06502 万人 Sv 0.05406 万人 Sv
判 断 基 準	2 万人 Sv

Table 3.6-1 (その1) 仮想事故の大気中放出量 建家放出量

核種 i	試験燃料分 (Bq)	炉心燃料分 (Bq)	建家放出量 (Bq)	γ 線実効エネルギー (MeV·Bq)	放出量× γ 線実効エネルギー (MeV·dis)	β 線実効エネルギー (MeV·dis)	放出量× β 線実効 エネルギー(MeV·Bq)
i - 131		3.357E+10	3.357E+10	0.3810	1.279E+10	0.195	6.546E+09
i - 132	3.691E+07	4.165E+10	2.2530	9.392E+10	0.498		2.076E+10
i - 133	1.950E+07	5.870E+10	0.6080	3.570E+10	0.416		2.443E+10
i - 134	1.585E+09	6.789E+10	2.7500	1.911E+11	0.599		4.162E+10
i - 135	3.368E+08	7.032E+10	1.6450	1.162E+11	0.382		2.699E+10
Kr - 83m		2.166E+10	0.0025	5.416E+07	0.037		8.016E+08
Kr - 85m		2.470E+11	0.1590	3.927E+10	0.253		6.249E+10
Kr - 85		3.588E+09	0.0022	7.894E+06	0.251		9.007E+08
Kr - 87	2.796E+08	5.211E+11	0.7930	4.135E+11	1.323		6.898E+11
Kr - 88	5.181E+08	6.107E+11	6.112E+11	1.9500	1.192E+12	0.377	2.304E+11
Kr - 89	5.275E+10	6.615E+11	7.143E+11	2.0670	1.476E+12	1.225	8.750E+11
Kr - 90	1.482E+11	2.212E+11	3.694E+11	1.3250	4.895E+11	1.289	4.762E+11
Xe - 131m		3.696E+09	3.696E+09	0.0200	7.392E+07	0.143	5.285E+08
Xe - 133m		3.325E+10	3.325E+10	0.0420	1.397E+09	0.190	6.318E+09
Xe - 133		1.078E+12	1.078E+12	0.0450	4.851E+10	0.135	1.455E+11
Xe - 135m		2.805E+11	2.805E+11	0.4320	1.212E+11	0.095	2.665E+10
Xe - 135	3.858E+07	1.330E+12	1.330E+12	0.2500	3.324E+11	0.316	4.202E+11
Xe - 137	4.016E+10	8.317E+11	8.719E+11	0.1810	1.578E+11	1.766	1.540E+12
Xe - 138	1.712E+10	9.454E+11	9.625E+11	1.1830	1.139E+12	0.611	5.881E+11
Xe - 139	1.505E+11	2.645E+11	4.150E+11	0.8500	3.528E+11	1.750	7.263E+11
				γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		β 線換算放出量 (MeV·Bq)	
				6.213E+12		5.909E+12	

Table 3.6-1 (その2) 仮想事故の大気中放出量 排気筒放出量

核種 i	試験燃料分 (Bq)	炉心燃料分 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	放出量 × γ 線実効 エネルギー(MeV·Bq)	β 線実効エネルギー (MeV/dis)	放出量 × β 線実効 エネルギー(MeV·Bq)
I - 131		1.608E+12	1.608E+12	0.3810	6.128E+11	0.195	3.136E+11
I - 132	1.656E+09	1.868E+12	1.870E+12	2.2530	4.213E+12	0.498	9.313E+11
I - 133	9.283E+08	2.794E+12	2.795E+12	0.6080	1.699E+12	0.416	1.163E+12
I - 134	6.434E+10	2.755E+12	2.819E+12	2.7500	7.753E+12	0.599	1.689E+12
I - 135	1.578E+10	3.294E+12	3.310E+12	1.6450	5.445E+12	0.382	1.264E+12
Kr - 83m		9.567E+12	9.567E+12	0.0025	2.392E+10	0.037	3.540E+11
Kr - 85m		1.144E+14	1.144E+14	0.1590	1.819E+13	0.253	2.895E+13
Kr - 85		1.721E+12	1.721E+12	0.0022	3.785E+09	0.251	4.319E+11
Kr - 87	1.193E+11	2.223E+14	2.224E+14	0.7930	1.764E+14	1.323	2.943E+14
Kr - 88	2.352E+11	2.773E+14	2.775E+14	1.9500	5.412E+14	0.377	1.046E+14
Kr - 89	4.960E+12	6.220E+13	6.716E+13	2.0670	1.388E+14	1.225	8.227E+13
Kr - 90	3.618E+11	5.400E+11	9.018E+11	1.3250	1.195E+12	1.289	1.162E+12
Xe - 131m		1.771E+12	1.771E+12	0.0200	3.542E+10	0.143	2.533E+11
Xe - 133m		1.590E+13	1.590E+13	0.0420	6.678E+11	0.190	3.021E+12
Xe - 133		5.162E+14	5.162E+14	0.0450	2.323E+13	0.135	6.969E+13
Xe - 135m		8.213E+13	8.213E+13	0.4320	3.548E+13	0.095	7.802E+12
Xe - 135	1.819E+10	6.268E+14	6.268E+14	0.2500	1.567E+14	0.316	1.981E+14
Xe - 137	4.566E+12	9.455E+13	9.912E+13	0.1810	1.794E+13	1.766	1.750E+14
Xe - 138	4.802E+12	2.652E+14	2.700E+14	1.1830	3.195E+14	0.611	1.650E+14
Xe - 139	7.481E+11	1.315E+12	2.063E+12	0.8500	1.753E+12	1.750	3.610E+12
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)				β 線換算放出量 (MeV·Bq)	1.451E+15	1.140E+15	

Table 3.6-2 大気中に放出された核分裂生成物による線量評価結果
仮想事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量	4.906×10^{-4}	5.961×10^{-3}	6.451×10^{-3}
希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量	7.996×10^{-6}	7.832×10^{-4}	7.912×10^{-4}
希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量	3.573×10^{-5}	1.755×10^{-3}	1.790×10^{-3}
実効線量の人口積算値 1995年の人口データ	6.502×10^2 (人 Sv)		
実効線量の人口積算値 2045年の人口データ	5.406×10^2 (人 Sv)		

Table 3.6-2 のつづき 1 全身被ばく線量の人口積算値（1995 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	6.000×10^1	9.630×10^{-2}
1～ 2	東海村	1.920×10^2	1.780×10^{-1}
2～ 3	東海村	4.242×10^2	2.590×10^{-1}
3～ 5	東海村、ひたちなか市	2.449×10^3	1.150
5～ 7	東海村、ひたちなか市	1.192×10^4	4.34
7～ 10	ひたちなか市、那珂町	3.583×10^4	1.050×10^1
10～ 20	水戸市、ひたちなか市、那珂町	2.147×10^5	4.630×10^1
20～ 30	水戸市、内原町、茨城町	7.310×10^4	7.600
30～ 50	岩間町、石岡市、八郷町	1.756×10^5	1.150×10^1
50～ 70	土浦市、つくば市、下妻市	4.401×10^5	1.610×10^1
70～100	岩井市、柏市、春日部市	2.917×10^6	7.254×10^1
100～200	東京都、浦和市、横浜市	2.274×10^7	3.782×10^2
200～300	静岡市、沼津市、清水市	3.066×10^6	2.386×10^1
300～500	浜松市、名古屋市、津市	1.010×10^7	5.130×10^1
500～700	堺市、和歌山市、徳島市	5.258×10^6	1.590×10^1
700～1000	高知市、延岡市、宮崎市	2.044×10^6	4.430
1000～2000	鹿児島市、大隅諸島、奄美諸島	3.871×10^6	5.970
2000～2200	先島諸島	4.850×10^4	3.970×10^{-2}
合 計		5.100×10^7	6.502×10^2

Table 3.6-2 のつづき 2 全身被ばく線量の人口積算値（2045 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	5.300×10^1	8.510×10^{-2}
1～ 2	東海村	1.670×10^2	1.550×10^{-1}
2～ 3	東海村	3.680×10^2	2.250×10^{-1}
3～ 5	東海村、ひたちなか市	2.127×10^3	9.970×10^{-1}
5～ 7	東海村、ひたちなか市	1.018×10^4	3.710
7～ 10	ひたちなか市、那珂町	2.857×10^4	8.400
10～ 20	水戸市、ひたちなか市、那珂町	1.391×10^5	3.000×10^1
20～ 30	水戸市、内原町、茨城町	6.629×10^4	6.890
30～ 50	岩間町、石岡市、八郷町	1.764×10^5	1.160×10^1
50～ 70	土浦市、つくば市、下妻市	4.652×10^5	1.700×10^1
70～100	岩井市、柏市、春日部市	2.832×10^6	7.040×10^1
100～200	東京都、浦和市、横浜市	1.840×10^7	3.060×10^2
200～300	静岡市、沼津市、清水市	2.544×10^6	1.980×10^1
300～500	浜松市、名古屋市、津市	8.943×10^6	4.540×10^1
500～700	堺市、和歌山市、徳島市	3.855×10^6	1.160×10^1
700～1000	高知市、延岡市、宮崎市	1.545×10^6	3.350
1000～2000	鹿児島市、大隅諸島、奄美諸島	3.224×10^6	4.970
2000～2200	先島諸島	4.046×10^4	3.310×10^{-2}
合 計		4.228×10^7	5.406×10^2

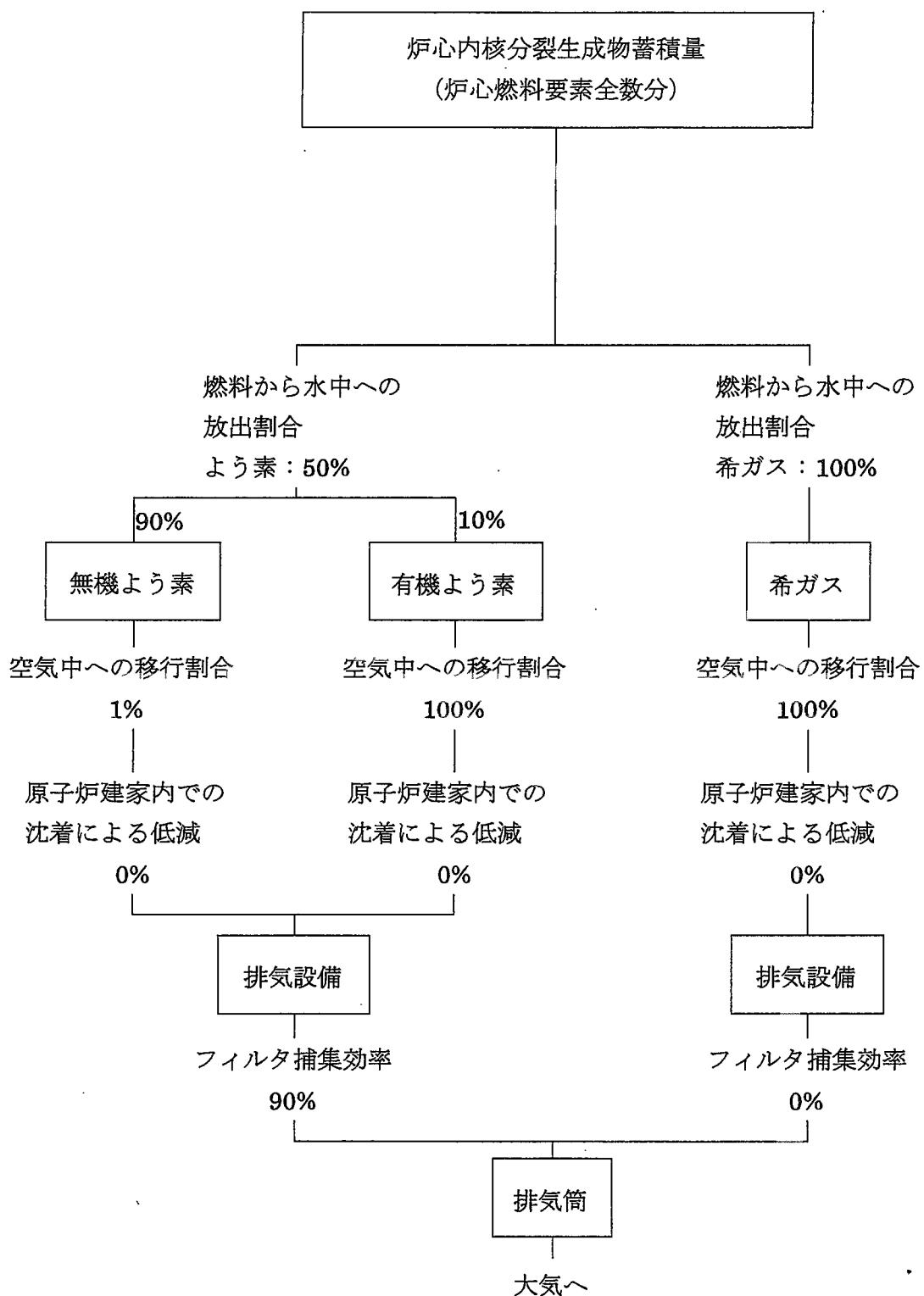


Fig.3.6-1 仮想事故のうち炉心燃料要素全数分の核分裂生成物の大気放出経路

4. 使用施設線量評価（使用許可申請書安全対策書関係）

NSRRの使用許可申請書安全対策書の最大想定事故時における線量評価は、以下のとおりである。

施設から放出された放射性物質は、気象条件にしたがって拡散するものとし、拡散の結果、周辺監視区域境界外で最大となる地点での空気中放射能濃度、空気カーマ率を求め、それをもとに周辺公衆の線量を評価する。

外部被ばくに関する線量は、放射性雲からの γ 線による実効線量を評価する。

内部被ばくに関する線量は、吸入摂取による実効線量及び小児甲状腺の等価線量を評価する。

また、建家内に浮遊した放射性物質による線量を評価する。

4. 1 最大想定事故の選定と内容

NSRR使用施設で想定される事故のうち周辺公衆の受ける線量が大きい最大想定事故の候補として、安全対策書には、セミホットケーブ内又はセミホットセル内で最大取扱量 (3.7×10^{14} Bq) の燃料棒を破損させるとした、以下の2つのケースが、記載されている。

- (1) セミホットケーブ内又はセミホットセル内で照射済酸化ウラン燃料棒の取扱作業中に燃料棒を破損させるケース。
- (2) セミホットケーブ内又はセミホットセル内で照射済プルトニウムーウラン混合酸化物燃料棒の取扱作業中に燃料棒を破損させるケース。

4. 2 評価核種

評価対象とする核種は、 ^3H 、 ^{85}Kr 、 ^{129}I 、 ^{131}I 及び ^{131m}Xe とした。

理由は、取り扱う燃料棒が 180 日間冷却したものであることから、前出の放射線エネルギー等について⁽¹⁰⁾、に記載の核種のうち半減期が 7 日以上の核種を選定し、それに半減期が 12.3 年のトリチウムの追加をしたことによる。

4. 3 大気中に放出された核分裂生成物からの線量の評価

4. 3. 1 核分裂生成物の放出量

ORIGEN-2 コード⁽²⁰⁾により、4.1 の 2 つのケースの燃料棒中の評価対象核種の量を求めた。

計算条件は、以下のとおりである。

濃縮度 : 5 % (ケース(1) 酸化ウラン燃料棒)

富化度 : 12.8 % (ケース(2) プルトニウムーウラン混合酸化物燃料棒)

スペクトル: BWR MOX

線出力 : 29 kW/m
 燃焼度 : 110 GWD/t (4,180 日間連続の燃焼)
 冷却期間 : 180 日
 取扱量 : 3.7×10^{14} Bq (冷却期間終了時)

計算結果を、Table 4-1 の燃料棒内の放射能量=原子炉建家内及び排気系移行量の欄に示す。

両ケースの比較では、ケース(1)の照射済酸化ウラン燃料棒の方が評価対象核種の量が多い。その理由は、取扱量(3.7×10¹⁴Bqの放射能)に寄与する、核分裂生成物(評価対象核種が含まれている。)、放射化物及び超ウラン元素の放射能の割合が、下表に示すように異なるためである。

各ケースにおける取扱量に寄与する放射能の割合

	ケース(1) UO ₂ 燃料棒	ケース(2) PuO ₂ -UO ₂ 燃料棒
核分裂生成物	91.2 %	74.0 %
放射化物	0.6 %	0.3 %
超ウラン元素	8.2 %	25.7 %
合計	100 %	100 %

このため以降の線量の評価は、核分裂生成物の割合が多いため評価対象核種の量が多く結果を厳しく評価するケース(1)について行う。

放射性物質の排気筒からの放出量は、燃料棒から原子炉建家内及び排気系へ評価対象核種が100%移行するものとし、排気系ではよう素のみに活性炭フィルタの捕集効率0.9を適用し、求める。

結果を、Table 4-1 の排気筒からの放出量の欄に示す。

4. 3. 2 相対濃度及び相対線量

(1) 計算条件

1) 放射性物質の放出量

Table 4-1 の排気筒からの放出量の欄のとおり。

2) 気象条件

気象条件は、地表面での放射性物質の空気中放射能濃度及び空気カーマ率が結果として最大となった、次の条件とする。

イ. 平均風速 1.5 m/s

ロ. 風向出現頻度 100 %

ハ. 大気安定度 最悪拡散条件 C (空気中放射能濃度の計算の場合)
 最悪拡散条件 F (空気カーマ率を計算の場合)

3) 排気筒の高さ

排気筒からの放出は、吹き上げ効果はないものとし、有効高さ 50m とする。

4) 評価地点

排気筒から人の居住に着目した周辺監視区域境界外（陸側方位）の空气中放射能濃度、空気カーマ率が最大となる地点で評価する。

(2) 相対濃度(χ/Q)の計算

評価地点における相対濃度(χ/Q)は、次式により計算する。⁽¹²⁾

$$(\chi/Q) = \frac{1}{\pi \cdot 3600 \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdot f$$

ここに、

(χ/Q) : 評価地点の相対濃度 (h/m^3)

σ_y : 濃度分布の y 方向の広がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z 方向の広がりのパラメータ (m)

U : 風速 1.5 (m/s)

H : 放出源の高さ 50 (m)

f : 風向出現頻度 100 (%)

なお、実効放出時間は1時間とする。

(3) 相対線量 ($D/(Q \cdot E)$)の計算

χ/Q の代わりに空气中放射能濃度分布と γ 線量計算モデルを組み合わせた相対線量 $D/(Q \cdot E)$ は、次式により計算する。⁽¹²⁾

$$(D/(Q \cdot E)) = K_1 \cdot \mu_{en} \cdot f \cdot \int_{0}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{\exp(-\mu r)}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここに、

$(D/(Q \cdot E))$: 評価地点における相対線量 ($\text{Gy}/\text{MeV} \cdot \text{Bq}$)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 (m^{-1})

f : 風向出現頻度 100 (%)

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (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(m)

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

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

$\chi(x', y', z')$: 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)
 $\chi(x', y', z')$ は次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{1}{2\pi \cdot 3600 \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left(-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right]$$

計算に必要なパラメータとその数値⁽²¹⁾をTable 4-2に示す。

以上の方法により、相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 ($D/(Q \cdot E)$) を計算した。
 これらの値の最大値は、以下のとおりである。

種類	最大値	備考
相対濃度 (χ/Q)	$1.0 \times 10^{-8} \text{ h/m}^3$	
相対線量 ($D/(Q \cdot E)$)	$1.2 \times 10^{-18} \text{ Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$	排気筒北西約 610m

4. 3. 3 線量評価式

(1) 外部被ばくに係る実効線量

放射性物質からの γ 線による外部被ばくに係る実効線量は、次式により計算する。

$$H_{\gamma} = K_2 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/(Q \cdot E))$$

ここに、

H_{γ} : γ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.0 Sv/Gy)⁽¹¹⁾

Q_{γ} : γ 線換算放出量 (MeV · Bq)

[放出量 (Bq) × γ 線実効エネルギー (MeV)]

$(D/(Q \cdot E))$: 相対線量 (Gy/(MeV · Bq))

(2) 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量

吸入摂取による実効線量は、次式により計算する。

$$H_{ii} = \sum K_{ii} \cdot M_a \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

ここに、

H_{ii} : 吸入摂取による実効線量 (Sv)

K_{ii} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (Sv/Gy)⁽¹¹⁾

核種別の吸入摂取による線量係数⁽²²⁾を Table 4-3 に示す。

M_a : 呼吸率 (1.2 m³/h)⁽¹¹⁾

Q_i : 事故期間中の核種*i*の大気中の放出量 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

ただし、 ${}^3\text{H}$ の場合は、ICRP Publication 30⁽²³⁾の記載を参考に、皮膚浸透による摂取量の増加係数(1.5)を考慮する。

(3) 吸入摂取による内部被ばくに係る等価線量

吸入摂取による等価線量は、よう素による小児の甲状腺に対する等価線量を次式により計算する。

$$H_{Th} = \sum K_{Ti} \cdot M \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

ここに、

H_{Th} : 小児甲状腺の等価線量 (Sv)

K_{Ti} : 核種*i*の吸入摂取による小児甲状腺等価線量に係る係数 ($\mu \text{ Sv/Gy}$)⁽¹¹⁾

核種別の吸入摂取による甲状腺の等価線量係数⁽²³⁾を Table 4-3 に示す。

M : 小児の呼吸率 ($0.31 \text{ m}^3/\text{h}$)⁽¹¹⁾

Q_i : 核種*i*の大気中への放出量 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

4. 3. 4 線量評価結果

評価地点における実効線量及び小児甲状腺等価線量の計算結果を Table 4-4 に示す。

実効線量は、合計値で、 $4.1 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ となった。

小児甲状腺等価線量は、 $1.8 \times 10^{-8} \text{ Sv}$ となった。

4. 4 原子炉建家内に浮遊した核分裂生成物による線量の評価

想定事故が発生し試験燃料棒が破損したとしても、実際にはセミホットケーブ内又はセミホットセル内に放射性物質の大部分は留まる。僅かに希ガス、よう素及びトリチウムが原子炉建家排気系統内に浮遊するのみである。しかし、評価では Table 4-1 の燃料棒内の放射能量=原子炉建家内及び排気系移行量の欄に示した量のガスが原子炉建家内に充満すると仮定した。さらに電源系統の全停電を重畳し、事故後 3 分間換気設備停止のため原子炉建家内に放射性ガスが排気されることなく浮遊し続けるとした。計算はこの 3 分について行った。

なお、セミホットケーブ内又はセミホットセル内に留まっている放射性物質からの直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による周辺環境への影響は平常時と同じであり、東海研究所の使用許可申請書では共通編内にて評価済であり、ここでは考慮しない。

(1) 直接 γ 線による被ばく線量

線源については、原子炉建家内で1階以上の空間に均一に分布しているとする。建家壁のコンクリートによるしゃへい効果は考慮するが、天井部のドームのしゃへい効果は無視する。計算モデルをFig.4-1の(1)に示す。計算に際してはQAD-CGGP2⁽¹⁶⁾コードのICRP Publication 60対応版を用い、ビルドアップファクタは水の値を用いる。しゃへい材の組成及び密度は、Table 3.4-3 (1)の値を用い、線量換算係数⁽¹⁶⁾は、Table 4-5に示す値を用いる。

原子炉建家から周辺監視区域境界までの最も短い距離は、海側方向で200m、居住方向で610m（北西方向）である。計算結果をTable 4-6に示す。

評価地点（Table 4-6の距離610mの値）における直接 γ 線による線量は、 $1.1 \times 10^{-6} \mu\text{Sv}$ となった。

(2) スカイシャイン γ 線による被ばく線量

線源については、原子炉建家内中心位置に点線源として計算する。計算モデルをFig.4-1の(2)に示す。計算に際してはG33-GP2コード⁽¹⁶⁾のICRP Publication 60対応版を用いる。線量換算係数⁽¹⁶⁾は、Table 4-5に示す値を用いる。

計算結果をTable 4-6に示す。

評価地点（Table 4-6の距離610mの値）におけるスカイシャイン γ 線による線量は、 $3.1 \times 10^{-7} \mu\text{Sv}$ となった。

4. 5 線量評価結果と判断基準との比較

原子炉建家内に浮遊する放射性物質からの直接 γ 線やスカイシャイン γ 線による被ばく線量は、施設外に放出された放射性物質による被ばく線量に比べて十分小さい値である。

想定事故時の場合の周辺監視区域境界外の評価地点における一般公衆の被ばく線量は約 $4.1 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ であり、前出の研究炉安全評価指針⁽⁹⁾解説の3.2事故に記載されている発生事故当たり 5 mSv を十分下回っている。

また、小児甲状腺の等価線量は約 $1.8 \times 10^{-8} \text{ Sv}$ となり、前出の暫定的な判断のめやす⁽¹⁹⁾に記載されている、事故時の甲状腺（小児）被ばく線量 1.5 Sv を十分下回っている。

以上より、核燃料施設安全審査基本指針⁽²⁴⁾に示されている最大想定事故が発生したとしても、一般公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼさない。

Table 4-1 想定事故時における放射性物質量

核種	燃料棒内の放射能量=原子炉建家内及び排気系移行量 (Bq)		排気筒からの放出量(Bq)* (ケース 1 による放出) (ケース 2 照射済プルトニウムーヴラン 混合酸化物燃料最大取扱量破損 (3.7×10 ¹⁴ Bq)
	ケース 1 照射済酸化ウラン燃料 最大取扱量破損 (3.7×10 ¹⁴ Bq)	ケース 2 照射済プルトニウムーヴラン (線量計算にはこちらを用いた)	
H-3	1.1×10 ¹¹		9.7×10 ¹⁰
Kr-85	1.3×10 ¹²		6.9×10 ¹¹
I-129	7.0×10 ⁶		6.8×10 ⁶
I-131	9.9×10 ⁶		7.5×10 ⁶
Xe-131m	5.2×10 ⁷		3.9×10 ⁷

その他の核種による被ばく線量への寄与は無視できる。

* よう素については、90%が排気フィルタ装置に捕集されるとして計算。

* 燃料棒は、次の条件を想定した。

- イ. 破損する照射済酸化ウラン燃料は、燃焼度 110GWd/t で 180 日間冷却した燃料
- ロ. 破損する照射済プルトニウムーヴラン混合酸化物燃料は、燃焼度 110GWd/t で 180 日間冷却した燃料

Table 4-2 気体廃棄物中の放射性物質からの γ 線による実効線量の計算に使用するパラメータ及びその数値

パラメータ	記号	単位	数値
空気カーマ率への換算係数	K_1	$\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$	4.46×10^{-10}
空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数	μ_{en}	m^{-1}	3.84×10^{-3} (0.5 MeV)
空気に対する γ 線の線減衰係数	μ	m^{-1}	1.05×10^{-2} (0.5 MeV)
再生係数の定数	α β γ	— — —	1.00 0.4492 0.0038

Table 4-3 吸入摂取による線量係数等

核種	実効線量係数* (Sv/Bq)	小児甲状腺等価 線量係数*(Sv/Bq)	γ 線実効エネルギー (MeV)
H-3	4.5×10^{-11}	---	---
Kr-85	---	---	2.20×10^{-3}
I-129	9.6×10^{-8}	3.9×10^{-6}	2.40×10^{-2}
I-131	2.0×10^{-8}	3.2×10^{-6}	3.81×10^{-1}
Xe-131m	---	---	2.00×10^{-2}

* : 濃度限度の一番厳しい化学形の値

Table 4-4 最大想定事故時の被ばく線量

核 種	実効線量 (mSv)		小児甲状腺 等価線量 (Sv)
	外部被ばく (mSv)	内部被ばく (mSv)	
H-3	---	3.6×10^{-5}	---
Kr-85	3.5×10^{-6}	---	---
I-129	2.0×10^{-11}	8.1×10^{-7}	8.5×10^{-9}
I-131	4.5×10^{-10}	2.4×10^{-7}	9.8×10^{-9}
Xe-131m	1.2×10^{-9}	---	---
小 計	3.5×10^{-6}	3.7×10^{-5}	1.8×10^{-8}
合 計	4.1×10^{-5}		
判断基準	5.0		1.5

「---」は、影響が小さいため記載しない。

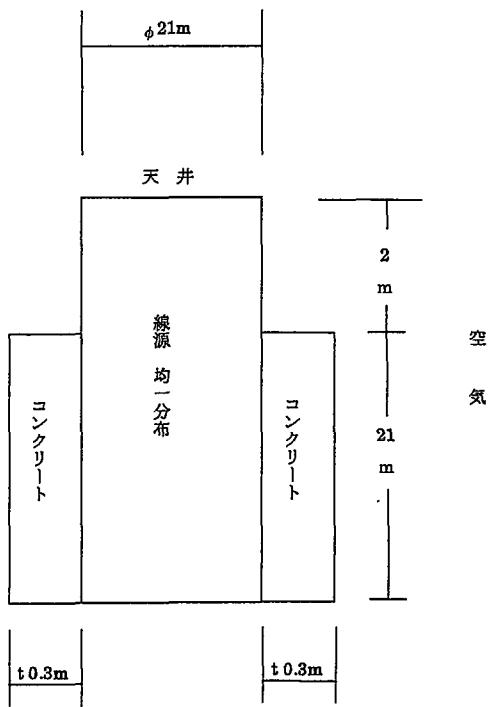
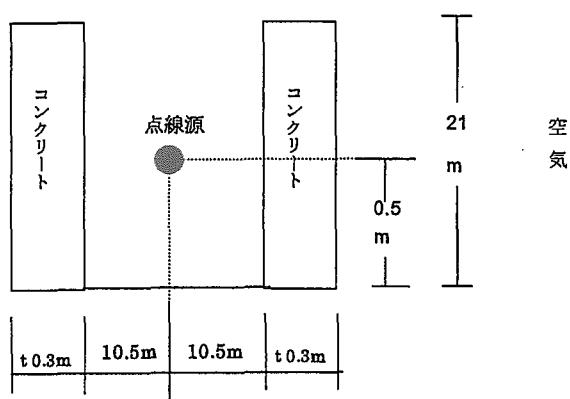
Table 4-5 線量換算係数*（使用施設線量評価）

No.	ガンマ線エネルギー上限値	線量換算係数 ($\mu\text{Sv}/\text{hr}/\text{photon}/\text{cm}^2/\text{s}$)
1	11.00	8.64E-02
2	8.00	7.24E-02
3	6.00	5.80E-02
4	4.00	4.36E-02
5	3.00	3.59E-02
6	2.50	3.17E-02
7	2.00	2.72E-02
8	1.50	2.21E-02
9	1.00	1.61E-02
10	0.70	1.18E-02
11	0.45	7.70E-03
12	0.30	4.97E-03
13	0.15	2.16E-03
14	0.10	1.34E-03
15	0.07	1.05E-03
16	0.05	1.31E-03
17	0.03	2.60E-03
18	0.02	6.05E-03

*計算コードに組み込みのエネルギー上限値及び換算係数

Table 4-6 建家内に浮遊する放射性物質による被ばく線量の評価結果

距離 (m)	被ばく線量 (μSv)		
	直接 γ 線	スカイシャイン γ 線	合計
200	2.7×10^{-4}	1.2×10^{-4}	3.9×10^{-4}
610	1.1×10^{-6}	3.1×10^{-7}	1.4×10^{-6}

(1) 直接 γ 線計算モデル(2) スカイシャイン γ 線計算モデルFig.4-1 直接 γ 線、スカイシャイン γ 線による
被ばく線量計算モデル

5.まとめ

発電炉又は研究炉で照射した燃料を発電炉の温度及び圧力条件の下でパルス照射実験を行うこと等の実験計画のため、原子炉設置許可申請書及び核燃料物質の使用許可申請書の事故時の安全評価のうち線量を算出している事項について、ICRP Publication 60 を採り入れた線量評価法を用いて線量の計算を行った。その結果、NSRRの事故時の線量は、判断基準に比較して十分に低いことを確認した。

謝　　辞

原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量の計算及び使用施設評価に用いる核分裂生成物の生成量の計算は、原子炉安全工学部燃料安全研究室細山田龍二氏にご協力いただきました。

また、本稿全般にわたり原子炉安全工学部 NSRR 管理室寺門義文室長にご教示いただきました。

ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 日本原子力研究所 原子炉安全工学部, N S R R 計画, 2003 年 2 月, 2003.
- (2) 日本原子力研究所, 日本原子力研究所東海研究所原子炉設置変更許可申請書 (N S R R 原子炉施設の変更), 平成 14 年 10 月 18 日, 14 原研 05 第 149 号, 2002.
- (3) 日本原子力研究所, 核燃料物質の使用の変更の許可申請書, 平成 15 年 5 月 8 日, 15 原研 05 第 71 号, 2003.
- (4) 文部科学省, 日本原子力研究所東海研究所の原子炉の設置変更 [N S R R 原子炉施設の変更] の許可について, 平成 15 年 5 月 12 日, 14 諸文科科第 3396 号, 2003.
- (5) 文部科学省, 核燃料物質の使用の変更について(許可), 平成 15 年 6 月 26 日, 15 諸文科科第 991 号, 2003.
- (6) 木名瀬政美ほか, JRR-3 シリサイド燃料炉心の線量評価. JAERI-Tech 97-058, 1997.
- (7) GULF ENERGY & ENVIRONMENTAL SYSTEMS COMPANY, "TRIGA ANNULAR CORE PULSE REACTOR Safety Analyses and Preliminary Design for the Nuclear Safety Research Reactor Report of the Work Performed Under Phase I of Contract GELP 21-074 for the Japanese Atomic Energy Research Institute" July 31, 1972, 1972.
- (8) 日本原子力研究所, N S R R 安全審査 参考資料 昭和 48 年 1 月, 1973.
- (9) 原子力安全委員会, 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, 平成 3 年 7 月 18 日, 1991.
- (10) 原子力安全委員会, 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について, 平成元年 3 月 27 日, 1989.
- (11) 原子力安全委員会, 発電用原子炉施設の安全評価に関する審査指針 付録 II (平成 13 年 3 月 29 日), 2001.
- (12) 原子力安全委員会, 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針, 昭和 57 年 1 月 28 日, 1982.
- (13) F.C. Foushee and R.H. Peters, "Summary of TRIGA Fuel Fission Product Release Experiments", Gulf ESS-A10801, Vol. II, General Atomic, 1971.
- (14) S. Langer and N.L. Baldwin, "Fission Product Release Experiments on Uranium-Zirconium Hydride Fuels", Gulf-GA-A10781, Vol. I, General Atomic, 1971.

- (15) M.T. Simnad, F.C. Foushee, and G.B. West, "Fuel Elements for Pulsed TRIGA Research Reactors", Nuclear Technology, vol.28, January 1976, 1976.
- (16) Y. Sakamoto and S. Tanaka, "QAD-CGGP2 AND G33GP2", JAERI-M 90-110, 1990.
- (17) (財)原子力安全技術センター, 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2000, pp.5, 2000.
- (18) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について, 平成元年3月27日, 1992.
- (19) 原子力安全委員会, 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 別紙2 原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす, 昭和39年5月27日, 1964.
- (20) A.G. Croff, "ORIGEN-2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code", ORNL-5621, 1980.
- (21) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の線量目標値に対する評価指針, 昭和51年9月28日, 1976.
- (22) International Commission on Radiological Protection, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part5-Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 72, 1996.
- (23) International Commission on Radiological Protection, "Limits for the Intake of Radionuclides by Workers;Part 1", ICRP Publication 30, 1979.
- (24) 原子力安全委員会, 核燃料施設安全審査基本指針, 昭和55年2月7日, 1980.

付録A 核分裂生成物の炉内蓄積量評価方法、評価核種及び系統内 移行率を変更又は追加した場合の線量評価

A. 1 核分裂生成物の評価方法を変更した場合の炉内蓄積量

NSRRの原子炉設置許可申請書添付書類十では、昭和47年の原子炉安全専門審査会第91部会において審査を受けた炉内蓄積量を用いて、線量評価を行っている。

ここでは参考のため、仮想事故の評価に用いている原子炉出力300kWで1年間運転した直後の炉内蓄積量を、燃焼計算コードORIGEN-2⁽²⁰⁾により求めた場合及び計算式により求めた場合を算出し、申請書記載値との比較を行った。

計算式は、次式を用いた^(A1)。なお、この計算式による炉内蓄積量の評価は、JRR-2、JRR-3、JMTR、HTTR、STACY・TRACYで行われている⁽⁵⁾。式の導出は、文献(A1)に示されている。

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

ここで、

A_i : 核種*i*の炉内蓄積量 (Bq=(崩壊)原子個数/s)

P_0 : 原子炉熱出力 (MW)

Y_i : 核種*i*の核分裂収率 ((発生)原子個数/fission)

λ_i : 核種*i*の崩壊定数 (s⁻¹)

T_0 : 原子炉の運転時間 (s)

3.20×10^{16} : 単位換算係数(fission/MJ)であり、以下により導出する。

$$3.20 \times 10^{16} (\text{fission}/\text{MJ})$$

$$= \{1.60210 \times 10^{-19} (\text{MJ}/\text{MeV})\}^{-1} / 195 (\text{MeV}/\text{fission})$$

それぞれの計算結果を申請書記載値とともに、Table A1に示す。

また、Table A1には、 γ 線換算蓄積量及び β 線換算蓄積量を、申請書から求めた値の比とともに示した。ここで、 γ 線換算蓄積量又は β 線換算蓄積量とは、各核種の蓄積量に各核種の γ 線実効エネルギー⁽¹⁰⁾又は β 線実効エネルギー⁽¹⁰⁾を乗じた値を合計したものとする。さらに、Table A2には、よう素の蓄積量をI-131等価量で表したものを、申請書から求めた値の比とともに示した。ここで、I-131等価量とは、各核種の蓄積量に各核種の線量係数⁽¹¹⁾のI-131の線量係数の比を乗じた値を合計したものとする。

蓄積量を γ 線換算蓄積量及び β 線換算蓄積量で表した場合、申請書記載値に対してORIGEN-2計算値は約7%、計算式による値では約11%の範囲内で一

致した。実効エネルギーの比較的高い、I-132,134、Kr-88,89,90、Xe-137,138,139 が、申請書記載値よりも ORIGEN-2 計算値及び計算式による値の方が多くなっており、換算蓄積量に影響を与えていた。

よう素の蓄積量を I-131 等価量で表した場合、申請書記載値に対して ORIGEN-2 計算値及び計算式による値のいずれも約 3% の範囲内で、結果として良く一致した。

なお、申請書における線量評価では、核分裂生成物の移行を過大に評価した上に瞬時に原子炉建家内に放出する想定や、排気塔出口までの移行時間を考慮せず瞬時に放射性物質が環境へ放出される想定をしており、全体として厳しい想定をしている。

また、原子炉出力 300kW での 1 年間の運転は、本文 3.2.3 に記したとおり、許可されている運転時間の約 20 倍の想定である。参考に資するため、定出力運転に対する最大年間運転時間 (5.2 MWD・申請書添付書類二) を基に原子炉出力 300kW での許可される運転時間を 17.3 日間 ($5.2\text{MWD}/300\text{kW}=17.3\text{D}$) とし、300kW で 17.3 日間運転時の炉内蓄積量を上の計算式により求めた。

Table A3 に、原子炉出力 300kW で 1 年間運転時と 17.3 日間運転時の核分裂生成物の炉内蓄積量を換算蓄積量及び半減期⁽¹⁰⁾とともに示す。半減期が 1 日未満の核種は、17.3 日間の運転で既に放射平衡状態にあり、1 年間運転時の蓄積量と差はない。結果として、原子炉出力 300kW で 1 年間運転時と 17.3 日間運転時の核分裂生成物の炉内蓄積量を換算蓄積量で表した場合には、ほとんど差はない。運転時間に約 20 倍の差があるものの、線量評価上の差はない。

Table A1 核分裂生成物の評価方法を変更した場合の炉内蓄積量(300kW 1年間運転時の炉心内燃料要素全数分)

核種 i	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	β 線実効エネルギー (MeV/dis)	申請書 (Bq)	ORIGEN-2計算値 (Bq)	計算式による (Bq)
I - 131	0.3810	0.195	2.9600E+14	2.6681E+14	2.7264E+14
I - 132	2.2530	0.498	3.7000E+14	4.0108E+14	4.0416E+14
I - 133	0.6080	0.416	5.1800E+14	6.2567E+14	6.4992E+14
I - 134	2.7500	0.599	6.1050E+14	7.0744E+14	7.3056E+14
I - 135	1.6450	0.382	6.2160E+14	5.8349E+14	6.1536E+14
Kr - 83m	0.0025	0.037	1.0508E+13	4.9876E+13	5.0880E+13
Kr - 85m	0.1590	0.253	1.1914E+14	1.1751E+14	1.2576E+14
Kr - 85	0.0022	0.251	1.7242E+12	1.5662E+12	1.7429E+12
Kr - 87	0.7930	1.323	2.5382E+14	2.3750E+14	2.4384E+14
Kr - 88	1.9500	0.377	2.9526E+14	3.3566E+14	3.4368E+14
Kr - 89	2.0670	1.225	4.3290E+14	4.2661E+14	4.4928E+14
Kr - 90	1.3250	1.289	4.1810E+14	4.2402E+14	4.5024E+14
Xe - 131m	0.0200	0.143	1.7760E+12	2.9833E+12	3.8400E+12
Xe - 133m	0.0420	0.190	1.5984E+13	1.6865E+13	1.8240E+13
Xe - 133	0.0450	0.135	5.1800E+14	5.9570E+14	6.4992E+14
Xe - 135m	0.4320	0.095	1.4393E+14	1.0567E+14	1.0176E+14
Xe - 135	0.2500	0.316	6.4010E+14	5.6129E+14	6.3648E+14
Xe - 137	0.1810	1.766	5.1800E+14	5.5574E+14	5.8848E+14
Xe - 138	1.1830	0.611	4.8840E+14	5.7868E+14	6.0288E+14
Xe - 139	0.8500	1.750	4.1810E+14	4.7064E+14	4.9536E+14

γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	7.4807E+15	7.9951E+15	8.3138E+15
比	1	1.069	1.111

Table A2 核分裂生成物の評価方法を変更した場合の I-131等価量で表した炉内蓄積量(300kW 1年間運転時の炉心内燃料要素全数分)

核種 i		吸入小児 実効線量係数	吸入小児 等価線量係数	吸入成人甲状腺 等価線量係数	申請書 (Bq)	ORIGEN-2計算値 (Bq)	計算式による (Bq)
I - 131	1.6E-04	3.2E-06	3.9E-07	2.9600E+14	2.6681E+14	2.7264E+14	
I - 132	2.3E-06	3.8E-08	3.6E-09	3.7000E+14	4.0108E+14	4.0416E+14	
I - 133	4.1E-05	8.0E-07	7.6E-08	5.1800E+14	6.2567E+14	6.4992E+14	
I - 134	6.9E-07	7.3E-09	7.0E-10	6.1050E+14	7.0744E+14	7.3056E+14	
I - 135	8.5E-06	1.6E-07	1.5E-08	6.2160E+14	5.8349E+14	6.1536E+14	
小児実効線量による I-131 等価量 (Bq)		4.6971E+14		4.6695E+14		4.8083E+14	
比		1		0.994		1.024	
小児甲状腺等価線量による I-131 等価量 (Bq)		4.6237E+14		4.5878E+14		4.5878E+14	
比		1		0.992		0.992	
成人甲状腺等価線量による I-131 等価量 (Bq)		4.2536E+14		4.1615E+14		4.2800E+14	
比		1		0.978		1.006	

Table A3 300kW 1年間運転時と300kW 17.3日間運転時の核分裂生成物の炉内蓄積量(炉心内燃料要素全数分)

核種 i	γ 線夷効工タルギ - β 線夷効工タルギ - (MeV/dis)	申請書 (Bq)	計算式による 300kW 運転時蓄積量			半減期
			1年間運転(Bq)	17.3日間運転(Bq)	17.3日間運転(Bq)	
I - 131	0.3810	0.195	2.9600E+14	2.7264E+14	2.1120E+14	8.06日
I - 132	2.2530	0.498	3.7000E+14	4.0416E+14	4.0416E+14	2.28時間
I - 133	0.6080	0.416	5.1800E+14	6.4992E+14	6.4992E+14	20.8時間
I - 134	2.7500	0.599	6.1050E+14	7.3056E+14	7.3056E+14	52.6分
I - 135	1.6450	0.382	6.2160E+14	6.1536E+14	6.1536E+14	6.61時間
Kr - 83m	0.0025	0.037	1.0508E+13	5.0880E+13	5.0880E+13	1.83時間
Kr - 85m	0.1590	0.253	1.1914E+14	1.2576E+14	1.2576E+14	4.48時間
Kr - 85	0.0022	0.251	1.7242E+12	1.7429E+12	8.5340E+10	10.73年
Kr - 87	0.7930	1.323	2.5382E+14	2.4384E+14	2.4384E+14	76.3分
Kr - 88	1.9500	0.377	2.9526E+14	3.4368E+14	3.4368E+14	2.80時間
Kr - 89	2.0670	1.225	4.3290E+14	4.4928E+14	4.4928E+14	3.18時間
Kr - 90	1.3250	1.289	4.1810E+14	4.5024E+14	4.5024E+14	32.32秒
Xe - 131m	0.0200	0.143	1.7760E+12	3.8400E+12	2.4405E+12	11.9日
Xe - 133m	0.0420	0.190	1.5984E+13	1.8240E+13	1.8153E+13	2.25日
Xe - 133	0.0450	0.135	5.1800E+14	6.4992E+14	5.8320E+14	5.29日
Xe - 135m	0.4320	0.095	1.4393E+14	1.0176E+14	1.0176E+14	15.65分
Xe - 135	0.2500	0.316	6.4010E+14	6.3648E+14	6.3648E+14	9.083時間
Xe - 137	0.1810	1.766	5.1800E+14	5.8848E+14	5.8848E+14	3.83分
Xe - 138	1.1830	0.611	4.8840E+14	6.0288E+14	6.0288E+14	14.17分
Xe - 139	0.8500	1.750	4.1810E+14	4.9536E+14	4.9536E+14	39.5秒

γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	7.4807E+15	8.3138E+15	8.2873E+15
比	1	1.111	1.108

β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	4.8420E+15	5.3916E+15	5.3699E+15
比	1	1.114	1.109

A. 2 核分裂生成物評価核種に、よう素同位体及び臭素を追加した場合の炉内蓄積量

申請書添付書類十における核分裂生成物評価核種の選定については、3.2.1に記した。ここでは参考のため、放射線エネルギー等について⁽¹⁰⁾に記載の同位体のうち、よう素の同位体をすべて追加した場合(A.2.1)、臭素の同位体をすべて追加した場合(A.2.2)及びすべて評価対象核種とした場合(A.2.3)の、仮想事故の評価に用いている原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の炉内蓄積量を求めた。

A. 2. 1 評価核種に、I-129,I-134m,I-136,I-136m を追加した場合の炉内蓄積量

原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の、I-129,I-134m,I-136,I-136m の炉内蓄積量を、燃焼計算コード ORIGEN-2⁽²⁰⁾ 及び A.1 の計算式^(A1)により求めた。Table A4 に、換算蓄積量、申請書記載核種の換算蓄積量、合計、合計後の比及び合計を 100%とした場合の内訳を示す。結果として、

- ・ I-129 は、生成量が他より 6 枝以上小さいため無視しうる。
 - ・ I-136 及び I-136m は、実効エネルギーが大きく生成量も多いため、換算蓄積量に大きく寄与している。
 - ・ よう素追加核種分の換算蓄積量は、 γ 線の場合 10%程度及び β 線の場合 15% 程度である。
- ということがわかった。

A. 2. 2 評価核種に、臭素を追加した場合の炉内蓄積量

原子炉出力 300kW で 1 年間運転した直後の、Br-83,Br-84m,Br-84,Br-85, Br-86,Br-87 の炉内蓄積量を、燃焼計算コード ORIGEN-2⁽²⁰⁾ 及び A.1 の計算式^(A1)により求めた。Table A5 に、換算蓄積量、申請書記載核種の換算蓄積量、合計、合計後の比及び合計を 100%とした場合の内訳を示す。結果として、

- ・ Br-84、Br-86 及び Br-87 は、実効エネルギーが大きく生成量も多いため、換算蓄積量に大きく寄与している。
 - ・ 臭素追加核種分の換算蓄積量は、 γ 線の場合 10%程度及び β 線の場合 16% 程度である。
- ということがわかった。

A. 2. 3 評価核種に、よう素同位体及び臭素を追加した場合の炉内蓄積量

① A.2.1のよう素同位体追加分の換算蓄積量及びA.2.2の臭素追加分の換算蓄積量を、申請書記載核種の換算蓄積量、合計、合計後の比及び合計を 100%と

した場合の内訳とともに、Table A6 に示す。

換算蓄積量に対しては、よう素同位体追加分及び臭素追加分の寄与がほぼ同程度 (γ 線の場合 9%程度及び β 線の場合 14%程度) であるという結果が得られた。

② A.1 に記した I-131 等価量を用い、よう素同位体及び臭素の追加分の炉内蓄積量を I-131 等価量で表したもの Table A7 に示す。なお入手できた線量係数⁽²³⁾が、I-129、Br-83、Br-84 であったので、その 3 核種を対象とした。他の核種は、半減期の一番長い Br-84m でも 6 分の半減期であり、吸入による内部被ばく線量の評価において、被ばく発生に要する時間を考慮すれば寄与を無視しうるため、ここで対象外として問題ない。

炉内蓄積量を I-131 等価量で表した場合、結果としてよう素同位体及び臭素の追加分の影響はなかった。

Table A4 核分裂生成物評価核種に、I-129,I-134m,I-136,I-136m を追加した場合の炉内蓄積量(300kW 1年間運転時の炉心内燃料要素全数分)

核種 i	γ 線実効エネルギー - (MeV/dis)	β 線実効エネルギー - (MeV/dis)	申請書 (Bq)	ORIGEN-2計算値 (Bq)	計算式による (Bq)
I - 129	0.0240	0.059	-	2.9071E+06	2.7974E+06
I - 134m	0.2280	0.062	-	4.1921E+13	4.1280E+13
I - 136	2.1680	2.104	-	2.8520E+14	2.8128E+14
I - 136m	1.9010	2.268	-	1.8012E+14	2.0256E+14

よう素追加核種分の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	申請書記載核種の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	7.4807E+15	9.7026E+14	11%	1.0043E+15	10%
合 計		7.4807E+15	7.9951E+15	89%	9.1451E+15	90%
合計後の比		1	1.198	内訳(%)	1.0149E+16	100%
					1.357	内訳(%)

よう素追加核種分の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	申請書記載核種の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	4.8420E+15	5.1307E+15	16%	1.0538E+15	15%
合 計		4.8420E+15	5.1307E+15	84%	5.9307E+15	85%
合計後の比		1	1.268	内訳(%)	6.9845E+15	100%
					1.442	内訳(%)

Table A5 核分裂生成物評価核種に、Br を追加した場合の炉内蓄積量(300kW 1年間運転時の炉心内燃料要素全数分)

核種 i	γ 線実効エネルギー - (MeV/dis)	β 線実効エネルギー - (MeV/dis)	申請書 (Bq)	ORIGEN-2計算値 (Bq)	計算式による (Bq)
Br - 83	0.0075	0.331	-	4.9876E+13	5.0880E+13
Br - 84m	2.7690	0.877	-	1.7553E+12	1.8240E+12
Br - 84	1.7420	1.208	-	9.3684E+13	9.3120E+13
Br - 85	0.0650	0.984	-	1.1625E+14	1.2480E+14
Br - 86	3.3790	1.992	-	8.7986E+13	1.4976E+14
Br - 87	1.5280	2.871	-	2.0017E+14	2.1120E+14

Br 追加分の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	申請書記載核種の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	7.4807E+15	7.9951E+15	91%	9.1451E+15	90%
合 計		7.4807E+15	8.7742E+15	100%	1.0150E+16	100%
合計後の比		1	1.173	内訳(%)	1.357	内訳(%)

Br 追加分の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	申請書記載核種の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	4.8420E+15	5.1307E+15	84%	5.9307E+15	84%
合 計		4.8420E+15	6.1262E+15	100%	7.0891E+15	100%
合計後の比		1	1.265	内訳(%)	1.464	内訳(%)

Table A6 核分裂生成物評価核種に、I-129,I-134m,I-136,I-136m,Brを追加した場合の換算蓄積量(300kW 1年間運転時の炉心内燃料要素全数分)

	申請書	ORIGEN-2計算値	計算式による 値
よう素追加核種分の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	-	9.7026E+14	10%
Br追加分の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	-	7.7915E+14	8%
申請書記載核種の γ 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	7.4807E+15	7.9951E+15	82%
合計	7.4807E+15	9.7445E+15	100%
合計後の比	1	1.303	内訳(%)
		1.491	内訳(%)

	申請書	ORIGEN-2計算値	計算式による 値
よう素追加核種分の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	-	1.0112E+15	14%
Br追加分の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	-	9.9557E+14	14%
申請書記載核種の β 線換算蓄積量 (MeV·Bq)	4.8420E+15	5.1307E+15	72%
合計	4.8420E+15	7.1374E+15	100%
合計後の比	1	1.474	内訳(%)
		1.682	内訳(%)

Table A7 核分裂生成物評価核種に、I-129,Br-83,Br-84を追加した場合のI-131等価量で表した炉内蓄積量(300kW 1年間運転時の炉心内燃料要素全数分)

核種 :	吸入小児甲状腺 実効線量係数	吸入小児甲状腺 等価線量係数	吸込成人甲状腺 等価線量係数	申請書 (Bq)	ORIGEN-2計算値 (Bq)	計算式による 値 (Bq)
I - 131 (参考)	1.6E-04	3.2E-06	3.9E-07	2.9600E+14	2.6681E+14	2.7264E+14
I - 129	2.0E-04	3.9E-06	1.9E-06	-	2.9071E+06	2.7974E+06
Br - 83	2.3E-07	2.4E-11	2.9E-12	-	4.9876E+13	5.0880E+13
Br - 84	2.4E-07	2.2E-11	3.5E-12	-	9.3684E+13	9.3120E+13

	申請書記載核種の小児実効線量による I - 131等価量(Bq)	合計	合計後の比
申請書記載核種の小児実効線量による I - 131等価量(Bq)	4.6971E+14	4.6695E+14	100%
合計	4.6971E+14	4.6716E+14	100%
合計後の比	1	0.995	内訳(%)
		1.126	内訳(%)

	申請書記載核種によるI-131等価量(Bq)	合計	合計後の比
申請書記載核種によるI-131等価量(Bq)	-	1.0217E+09	0%
合計	4.6237E+14	4.5878E+14	100%
合計後の比	1	0.992	内訳(%)
		1.124	内訳(%)

	申請書記載核種によるI-131等価量(Bq)	合計	合計後の比
申請書記載核種によるI-131等価量(Bq)	-	1.2258E+09	0%
合計	4.2536E+14	4.1615E+14	100%
合計後の比	1	0.978	内訳(%)
		1.107	内訳(%)

A. 3 計算式による炉内蓄積量を用い、評価核種に I-129、I-134m、I-136 を追加した場合の線量評価

A.1 の計算式(A1)により炉内蓄積量を求め、その際核分裂生成物評価核種に I-129、I-134m、I-136 を追加し、線量評価を行った。カプセルシール部等破損事故、重大事故及び仮想事故のそれぞれについて、炉内蓄積量、建家放出量及び排気筒放出量を、Table A8～A10 に、線量評価結果を Table A11 に示す。なお、炉内蓄積量を過大に評価するため、重大事故及び仮想事故における原子炉出力は、研究炉安全評価指針⁽⁹⁾付録 I . 3.2.1(2) の記述を参考に、定格出力の 300kW に 10%の余裕（出力設定誤差）を与えるとした。

Table A11 の合計欄より、線量評価結果をまとめて以下に記す。参考にそれぞれの判断基準値も併せて記す。

① カプセルシール部等破損事故

- ・よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量は、 2.420×10^{-3} mSv
- ・希ガス、よう素からのγ線の外部被ばくによる実効線量は、 2.513×10^{-2} mSv
判断基準値 5 mSv⁽⁹⁾

② 重大事故

- ・よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の甲状腺等価線量は、 6.502×10^{-5} Sv
判断基準値 1.5 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素からのγ線の外部被ばくによる実効線量は、 3.723×10^{-6} Sv
判断基準値 0.25 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素からのβ線による皮膚等価線量は、 8.134×10^{-6} Sv

③ 仮想事故

- ・よう素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量は、 7.150×10^{-3} Sv
判断基準値 3 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素からのγ線の外部被ばくによる実効線量は、 9.803×10^{-4} Sv
判断基準値 0.25 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素からのβ線による皮膚等価線量は、 2.171×10^{-3} Sv
- ・よう素の吸入摂取による実効線量と、希ガス、よう素からのγ線の外部被ばくによる実効線量とを加算した、実効線量の人口積算値では、
1995 年の人口データより求めた値は、0.07948 万人 Sv
2045 年の人口データより求めた値は、0.06609 万人 Sv
判断基準値 2 万人 Sv⁽¹⁹⁾

いずれも、それぞれの判断基準に対して十分に低い値となっている。

なお、ここでは原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量評価は行っていない。その理由は、原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量は、希ガス、よう素からのγ線の外部被ばくによる実効線量の数%以下の寄与に過ぎ

ぎず、仮に合算しても判断基準に対する評価に影響を与えることはないため、無視したことによる。

Table A8 計算式による蓄積量を用いたカプセルシール部等破損事故時の放出量
(申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136 を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (試験燃料内) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
I - 131	1.176E+10	1.223E+07	5.860E+08
I - 132	1.478E+12	1.527E+09	6.848E+10
I - 133	2.608E+11	2.711E+08	1.290E+10
I - 134m	5.581E+12	4.444E+09	4.892E+10
I - 134	6.965E+12	7.106E+09	2.883E+11
I - 135	7.760E+11	8.053E+08	3.773E+10
I - 136	1.018E+14	5.480E+10	1.611E+11
Kr - 83m	2.315E+11	4.773E+08	2.108E+11
Kr - 85m	2.343E+11	4.858E+08	2.251E+11
Kr - 85	2.473E+06	5.147E+03	2.468E+06
Kr - 87	1.596E+12	3.276E+09	1.398E+12
Kr - 88	1.025E+12	2.119E+09	9.622E+11
Kr - 89	7.067E+13	1.080E+11	1.015E+13
Kr - 90	4.175E+14	2.209E+11	5.393E+11
Xe - 131m	1.122E+08	2.334E+05	1.119E+08
Xe - 133m	2.822E+09	5.871E+06	2.807E+09
Xe - 133	4.281E+10	8.908E+07	4.266E+10
Xe - 135m	3.254E+12	6.342E+09	1.857E+12
Xe - 135	5.847E+11	1.215E+09	5.725E+11
Xe - 137	7.701E+13	1.237E+11	1.406E+13
Xe - 138	2.129E+13	4.122E+10	1.156E+13
Xe - 139	3.756E+14	2.377E+11	1.181E+12
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		9.432E+11	4.428E+13
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		1.204E+12	5.030E+13

Table A9 計算式による蓄積量を用いた重大事故時の放出量
 (330kW 1年間運転直後)
 (申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136 を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (最高出力炉心燃料1本) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	2.999E+04	1.361E+00	6.524E+01
I - 131	2.923E+12	1.326E+08	6.353E+09
I - 132	4.333E+12	1.951E+08	8.751E+09
I - 133	6.967E+12	3.158E+08	1.503E+10
I - 134m	4.425E+11	1.536E+07	1.691E+08
I - 134	7.832E+12	3.484E+08	1.414E+10
I - 135	6.597E+12	2.985E+08	1.398E+10
I - 136	3.015E+12	7.079E+07	2.081E+08
Kr - 83m	5.454E+11	4.498E+08	1.986E+11
Kr - 85m	1.348E+12	1.118E+09	5.180E+11
Kr - 85	1.868E+10	1.555E+07	7.458E+09
Kr - 87	2.614E+12	2.147E+09	9.159E+11
Kr - 88	3.684E+12	3.048E+09	1.384E+12
Kr - 89	4.816E+12	2.944E+09	2.768E+11
Kr - 90	4.827E+12	1.021E+09	2.494E+09
Xe - 131m	4.116E+10	3.427E+07	1.642E+10
Xe - 133m	1.955E+11	1.627E+08	7.780E+10
Xe - 133	6.967E+12	5.799E+09	2.777E+12
Xe - 135m	1.091E+12	8.504E+08	2.490E+11
Xe - 135	6.823E+12	5.669E+09	2.672E+12
Xe - 137	6.809E+12	4.052E+09	4.606E+11
Xe - 138	6.463E+12	5.004E+09	1.404E+12
Xe - 139	5.310E+12	1.344E+09	6.679E+09
	γ 線換算放出量 (MeV·Bq)	2.740E+10	6.831E+12
	β 線換算放出量 (MeV·Bq)	2.520E+10	5.185E+12

Table A10 計算式による蓄積量を用いた仮想事故時の放出量
 (炉心燃料については、330kW 1年間運転直後)
 (申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136 を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (試験燃料分) (Bq)	計算式による蓄積量 (炉心燃料分) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	0.000E+00	3.077E+06	3.490E+02	1.674E+04
I - 131	1.176E+10	2.999E+14	3.403E+10	1.630E+12
I - 132	1.478E+12	4.446E+14	5.157E+10	2.313E+12
I - 133	2.608E+11	7.149E+14	8.129E+10	3.869E+12
I - 134m	5.581E+12	4.541E+13	8.385E+09	9.230E+10
I - 134	6.965E+12	8.036E+14	9.647E+10	3.915E+12
I - 135	7.760E+11	6.769E+14	7.738E+10	3.625E+12
I - 136	1.018E+14	3.094E+14	7.296E+10	2.145E+11
Kr - 83m	2.315E+11	5.597E+13	1.159E+11	5.116E+13
Kr - 85m	2.343E+11	1.383E+14	2.873E+11	1.331E+14
Kr - 85	2.473E+06	1.917E+12	3.990E+09	1.913E+12
Kr - 87	1.596E+12	2.682E+14	5.540E+11	2.363E+14
Kr - 88	1.025E+12	3.780E+14	7.840E+11	3.560E+14
Kr - 89	7.067E+13	4.942E+14	8.632E+11	8.116E+13
Kr - 90	4.175E+14	4.953E+14	4.829E+11	1.179E+12
Xe - 131m	1.122E+08	4.224E+12	8.791E+09	4.213E+12
Xe - 133m	2.822E+09	2.006E+13	4.175E+10	1.996E+13
Xe - 133	4.281E+10	7.149E+14	1.488E+12	7.125E+14
Xe - 135m	3.254E+12	1.119E+14	2.245E+11	6.573E+13
Xe - 135	5.847E+11	7.001E+14	1.456E+12	6.861E+14
Xe - 137	7.701E+13	6.473E+14	1.163E+12	1.322E+14
Xe - 138	2.129E+13	6.632E+14	1.325E+12	3.717E+14
Xe - 139	3.756E+14	5.449E+14	5.824E+11	2.894E+12
	γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		7.972E+12	1.797E+15
	β 線換算放出量 (MeV·Bq)		7.668E+12	1.380E+15

Table A11 計算式による蓄積量を用いた場合の、大気中に放出された核分裂生成物による線量評価結果
(申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136 を追加した)

(その 1) カプセルシール部等破損事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素の吸入摂取による小児 (1歳児) の実効線量	1.909×10^{-7}	2.229×10^{-6}	2.420×10^{-6}
希ガス、よう素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量	1.214×10^{-6}	2.392×10^{-5}	2.513×10^{-5}

(その 2) 重大事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素の吸入摂取による小児 (1歳児) の甲状腺等価線量	4.949×10^{-6}	6.007×10^{-5}	6.502×10^{-5}
希ガス、よう素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量	3.526×10^{-8}	3.688×10^{-6}	3.723×10^{-6}
希ガス、よう素からの β 線に による皮膚等価線量	1.524×10^{-7}	7.981×10^{-6}	8.134×10^{-6}

(その 3) 仮想事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素の吸入摂取による成人 の甲状腺等価線量	5.440×10^{-4}	6.606×10^{-3}	7.150×10^{-3}
希ガス、よう素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量	1.026×10^{-5}	9.700×10^{-4}	9.803×10^{-4}
希ガス、よう素からの β 線に による皮膚等価線量	4.636×10^{-5}	2.125×10^{-3}	2.171×10^{-3}
実効線量の人口積算値 1995 年の人口データ	7.948×10^2 (人 Sv)		
実効線量の人口積算値 2045 年の人口データ	6.609×10^2 (人 Sv)		

Table A11 のつづき 1 全身被ばく線量の人口積算値（1995 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	6.000×10^1	1.192×10^{-1}
1～ 2	東海村	1.920×10^2	2.200×10^{-1}
2～ 3	東海村	4.242×10^2	3.194×10^{-1}
3～ 5	東海村、ひたちなか市	2.449×10^3	1.407
5～ 7	東海村、ひたちなか市	1.192×10^4	5.309
7～ 10	ひたちなか市、那珂町	3.583×10^4	1.288×10^1
10～ 20	水戸市、ひたちなか市、 那珂町	2.147×10^5	5.656×10^1
20～ 30	水戸市、内原町、茨城 町	7.310×10^4	9.294
30～ 50	岩間町、石岡市、八郷 町	1.756×10^5	1.410×10^1
50～ 70	土浦市、つくば市、下 妻市	4.401×10^5	1.965×10^1
70～100	岩井市、柏市、春日部 市	2.917×10^6	8.867×10^1
100～200	東京都、浦和市、横浜 市	2.274×10^7	4.623×10^2
200～300	静岡市、沼津市、清水 市	3.066×10^6	2.916×10^1
300～500	浜松市、名古屋市、津 市	1.010×10^7	6.266×10^1
500～700	堺市、和歌山市、徳島 市	5.258×10^6	1.939×10^1
700～1000	高知市、延岡市、宮崎 市	2.044×10^6	5.415
1000～2000	鹿児島市、大隅諸島、 奄美諸島	3.871×10^6	7.294
2000～2200	先島諸島	4.850×10^4	4.848×10^{-2}
合 計		5.100×10^7	7.948×10^2

Table A11 のつづき 2 全身被ばく線量の人口積算値（2045 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	5.300×10^1	1.053×10^{-1}
1～ 2	東海村	1.670×10^2	1.914×10^{-1}
2～ 3	東海村	3.680×10^2	2.772×10^{-1}
3～ 5	東海村、ひたちなか市	2.127×10^3	1.222
5～ 7	東海村、ひたちなか市	1.018×10^4	4.532
7～ 10	ひたちなか市、那珂町	2.857×10^4	1.027×10^1
10～ 20	水戸市、ひたちなか市、 那珂町	1.391×10^5	3.665×10^1
20～ 30	水戸市、内原町、茨城 町	6.629×10^4	8.428
30～ 50	岩間町、石岡市、八郷 町	1.764×10^5	1.417×10^1
50～ 70	土浦市、つくば市、下 妻市	4.652×10^5	2.077×10^1
70～100	岩井市、柏市、春日部 市	2.832×10^6	8.610×10^1
100～200	東京都、浦和市、横浜 市	1.840×10^7	3.741×10^2
200～300	静岡市、沼津市、清水 市	2.544×10^6	2.420×10^1
300～500	浜松市、名古屋市、津 市	8.943×10^6	5.546×10^1
500～700	堺市、和歌山市、徳島 市	3.855×10^6	1.422×10^1
700～1000	高知市、延岡市、宮崎 市	1.545×10^6	4.093
1000～2000	鹿児島市、大隅諸島、 奄美諸島	3.224×10^6	6.076
2000～2200	先島諸島	4.046×10^4	4.044×10^{-2}
合 計		4.228×10^7	6.609×10^2

A. 4 計算式による炉内蓄積量を用い、系統内の核種移行率を変更し、評価核種に I-129、I-134m、I-136 及び臭素を追加した場合の線量評価

A.1 の計算式(A1)により炉内蓄積量を求め、系統内の核種移行率をより保守的(放出量を多くするよう)に変更し、また核分裂生成物評価核種に I-129、I-134m、I-136 及び臭素を追加し、線量評価を行った。

ここで、核種移行率の申請書記載値との変更点は、以下のとおりである。

① カプセルシール部等破損事故(大気放出経路を Fig.A1 に示す。)

- a) 燃料からカプセル水中へのよう素の放出割合を、申請書の 40%から 100%にした。

(理由) ここでは、より保守的な評価を行うため、よう素の放出割合を、希ガスと同じ 100%とした。

- b) 無機よう素の原子炉建家内での沈着による低減を申請書の 0%から 50%にした。

(理由) 申請書では、原子炉建家内での沈着による低減はどの核種も一切考慮していないが、ここでは、研究炉安全評価指針⁽⁹⁾付録 II. 2.1.1 (5) を参考に、無機よう素について 50%の低減を仮定した。

- c) 臭素の移行では、フィルターによる捕集効率について、90%を設定した。

(理由) よう素と同じハロゲン族であることから、有機よう素と全く同じ移行を示すとし、活性炭フィルターによる捕集効果があるものとした。なお、申請書では、臭素を評価対象としていない。

② 重大事故(大気放出経路を Fig.A2 に示す。)

- a) 燃料から水中へのよう素の放出割合を、申請書の 20%から 40%にした。

(理由) 申請書では、よう素の放出割合を、希ガスの半分の値に設定しており、重大事故では、20%である。ここでは、より保守的な評価を行うため、よう素の放出割合を、希ガスと同じ 40%とした。

- b) 無機よう素の原子炉建家内での沈着による低減を申請書の 0%から 50%にした。

(理由) ① b)と同様に、仮定した。

- c) 臭素の移行では、フィルターによる捕集効率について、90%を設定した。

(理由) ① c)と同様に、仮定した。

③ 仮想事故(炉心燃料要素全数分についての大気放出経路を Fig.A3 に示す。)

仮想事故のうち、炉心燃料要素全数分の移行については、以下のとおりである。

- a) 燃料から水中へのよう素の放出割合を、申請書の 50%から 100%にした。

(理由) 申請書では、よう素の放出割合を、希ガスの半分の値に設定しており、仮想事故では、50%である。ここでは、より保守的な評価を行うため、よう素の放出割合を、希ガスと同じ100%とした。

- b) 無機よう素の原子炉建家内での沈着による低減を申請書の0%から50%にした。

(理由) ① b)と同様に、仮定した。

- c) 臭素の移行では、フィルターによる捕集効率について、90%を設定した。

(理由) ① c)と同様に、仮定した。

なお、仮想事故のうち、カプセルシール部等破損事故の移行については、①と同じである。

カプセルシール部等破損事故、重大事故及び仮想事故のそれぞれについて、炉内蓄積量、建家放出量及び排気筒放出量を、Table A12～A14に、線量評価結果をTable A15に示す。ここでも重大事故及び仮想事故における原子炉出力は、定格出力の10%増しの330kWとした。

Table A15の合計欄より、線量評価結果をまとめて以下に記す。

① カプセルシール部等破損事故

- ・よう素、臭素の吸入摂取による小児(1歳児)の実効線量は、 2.663×10^{-3} mSv
- ・希ガス、よう素、臭素の γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 2.609×10^{-2} mSv
判断基準値 5 mSv⁽⁹⁾

② 重大事故

- ・よう素、臭素の吸入摂取での小児(1歳児)の甲状腺等価線量は、 1.247×10^{-4} Sv
判断基準値 1.5 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素、臭素の γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 3.809×10^{-6} Sv
判断基準値 0.25 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素、臭素からの β 線による皮膚等価線量は、 8.289×10^{-6} Sv

③ 仮想事故

- ・よう素、臭素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量は、 1.370×10^{-2} Sv
判断基準値 3 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素、臭素の γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 1.003×10^{-3} Sv
判断基準値 0.25 Sv⁽¹⁹⁾
- ・希ガス、よう素、臭素からの β 線による皮膚等価線量は、 2.215×10^{-3} Sv

・ よう素、臭素の吸入摂取による実効線量と、希ガス、よう素、臭素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量とを加算した、実効線量の人口積算値では、

1995 年の人口データより求めた値は、0.08900 万人 Sv

2045 年の人口データより求めた値は、0.07400 万人 Sv

判断基準値 2 万人 Sv⁽¹⁹⁾

いずれも、それぞれの判断基準に対して十分に低い値となっている。

なお、ここでは A.3 と同様に、原子炉建家内に浮遊する核分裂生成物による線量評価は行っていない。

参考文献

- (A1) 土田昇ほか, 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, pp.3-4, 1992.

Table A12 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の
カプセルシール部等破損事故時の放出量
(申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136、Br を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (試験燃料内) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
I - 131	1.176E+10	1.345E+07	6.446E+08
I - 132	1.478E+12	1.679E+09	7.533E+10
I - 133	2.608E+11	2.983E+08	1.420E+10
I - 134m	5.581E+12	4.888E+09	5.381E+10
I - 134	6.965E+12	7.816E+09	3.172E+11
I - 135	7.760E+11	8.859E+08	4.150E+10
I - 136	1.018E+14	6.028E+10	1.772E+11
Kr - 83m	2.315E+11	4.773E+08	2.108E+11
Kr - 85m	2.343E+11	4.858E+08	2.251E+11
Kr - 85	2.473E+06	5.147E+03	2.468E+06
Kr - 87	1.596E+12	3.276E+09	1.398E+12
Kr - 88	1.025E+12	2.119E+09	9.622E+11
Kr - 89	7.067E+13	1.080E+11	1.015E+13
Kr - 90	4.175E+14	2.209E+11	5.393E+11
Xe - 131m	1.122E+08	2.334E+05	1.119E+08
Xe - 133m	2.822E+09	5.871E+06	2.807E+09
Xe - 133	4.281E+10	8.908E+07	4.266E+10
Xe - 135m	3.254E+12	6.342E+09	1.857E+12
Xe - 135	5.847E+11	1.215E+09	5.725E+11
Xe - 137	7.701E+13	1.237E+11	1.406E+13
Xe - 138	2.129E+13	4.122E+10	1.156E+13
Xe - 139	3.756E+14	2.377E+11	1.181E+12
Br - 83	1.777E+11	3.672E+08	1.652E+10
Br - 84m	1.525E+11	2.682E+08	4.501E+09
Br - 84	1.465E+12	2.951E+09	1.086E+11
Br - 85	2.179E+13	3.226E+10	2.699E+11
Br - 86	7.593E+13	6.592E+10	9.787E+10
Br - 87	1.135E+14	9.449E+10	1.224E+11
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		1.333E+12	4.515E+13
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		1.654E+12	5.131E+13

Table A13 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の重大事故時の放出量
 (330kW 1年間運転直後)
 (申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136、Br を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (最高出力炉心燃料1本) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	2.999E+04	2.609E+00	1.251E+02
I - 131	2.923E+12	2.542E+08	1.218E+10
I - 132	4.333E+12	3.741E+08	1.678E+10
I - 133	6.967E+12	6.056E+08	2.882E+10
I - 134m	4.425E+11	2.946E+07	3.243E+08
I - 134	7.832E+12	6.680E+08	2.711E+10
I - 135	6.597E+12	5.724E+08	2.681E+10
I - 136	3.015E+12	1.357E+08	3.990E+08
Kr - 83m	5.454E+11	4.498E+08	1.986E+11
Kr - 85m	1.348E+12	1.118E+09	5.180E+11
Kr - 85	1.868E+10	1.555E+07	7.458E+09
Kr - 87	2.614E+12	2.147E+09	9.159E+11
Kr - 88	3.684E+12	3.048E+09	1.384E+12
Kr - 89	4.816E+12	2.944E+09	2.768E+11
Kr - 90	4.827E+12	1.021E+09	2.494E+09
Xe - 131m	4.116E+10	3.427E+07	1.642E+10
Xe - 133m	1.955E+11	1.627E+08	7.780E+10
Xe - 133	6.967E+12	5.799E+09	2.777E+12
Xe - 135m	1.091E+12	8.504E+08	2.490E+11
Xe - 135	6.823E+12	5.669E+09	2.672E+12
Xe - 137	6.309E+12	4.052E+09	4.606E+11
Xe - 138	6.463E+12	5.004E+09	1.404E+12
Xe - 139	5.310E+12	1.344E+09	6.679E+09
Br - 83	5.454E+11	4.508E+08	2.028E+10
Br - 84m	1.955E+10	1.375E+07	2.308E+08
Br - 84	9.982E+11	8.044E+08	2.959E+10
Br - 85	1.338E+12	7.921E+08	6.627E+09
Br - 86	1.605E+12	5.575E+08	8.277E+08
Br - 87	2.264E+12	7.541E+08	9.769E+08
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		2.092E+11	6.974E+12
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		7.972E+10	5.263E+12

Table A14 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の仮想事故時の放出量
 (炉心燃料については、330kW 1年間運転直後)
 (申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136、Br を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (試験燃料分) (Bq)	計算式による蓄積量 (炉心燃料分) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	0.000E+00	3.077E+06	6.692E+02	3.209E+04
I - 131	1.176E+10	2.999E+14	6.523E+10	3.125E+12
I - 132	1.478E+12	4.446E+14	9.764E+10	4.380E+12
I - 133	2.608E+11	7.149E+14	1.556E+11	7.408E+12
I - 134m	5.581E+12	4.541E+13	1.245E+10	1.370E+11
I - 134	6.965E+12	8.036E+14	1.792E+11	7.271E+12
I - 135	7.760E+11	6.769E+14	1.477E+11	6.919E+12
I - 136	1.018E+14	3.094E+14	9.510E+10	2.796E+11
Kr - 83m	2.315E+11	5.597E+13	1.159E+11	5.116E+13
Kr - 85m	2.343E+11	1.383E+14	2.873E+11	1.331E+14
Kr - 85	2.473E+06	1.917E+12	3.990E+09	1.913E+12
Kr - 87	1.596E+12	2.682E+14	5.540E+11	2.363E+14
Kr - 88	1.025E+12	3.780E+14	7.840E+11	3.560E+14
Kr - 89	7.067E+13	4.942E+14	8.632E+11	8.116E+13
Kr - 90	4.175E+14	4.953E+14	4.829E+11	1.179E+12
Xe - 131m	1.122E+08	4.224E+12	8.791E+09	4.213E+12
Xe - 133m	2.822E+09	2.006E+13	4.175E+10	1.996E+13
Xe - 133	4.281E+10	7.149E+14	1.488E+12	7.125E+14
Xe - 135m	3.254E+12	1.119E+14	2.245E+11	6.573E+13
Xe - 135	5.847E+11	7.001E+14	1.456E+12	6.861E+14
Xe - 137	7.701E+13	6.473E+14	1.163E+12	1.322E+14
Xe - 138	2.129E+13	6.632E+14	1.325E+12	3.717E+14
Xe - 139	3.756E+14	5.449E+14	5.824E+11	2.894E+12
Br - 83	1.777E+11	5.597E+13	1.160E+11	5.219E+12
Br - 84m	1.525E+11	2.006E+12	3.796E+09	6.370E+10
Br - 84	1.465E+12	1.024E+14	2.093E+11	7.700E+12
Br - 85	2.179E+13	1.373E+14	2.355E+11	1.970E+12
Br - 86	7.593E+13	1.647E+14	2.089E+11	3.102E+11
Br - 87	1.135E+14	2.323E+14	2.879E+11	3.730E+11
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		1.006E+13	1.834E+15	
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		9.620E+12	1.401E+15	

**Table A15 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の、
大気中に放出された核分裂生成物による線量評価結果
(申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136、Br を追加した)**

(その 1) カプセルシール部等破損事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素、臭素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量	2.100×10^{-7}	2.453×10^{-6}	2.663×10^{-6}
希ガス、よう素、臭素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量	1.715×10^{-6}	2.437×10^{-5}	2.609×10^{-5}

(その 2) 重大事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素、臭素の吸入摂取による小児（1歳児）の甲状腺等価線量	9.489×10^{-6}	1.152×10^{-4}	1.247×10^{-4}
希ガス、よう素、臭素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量	4.380×10^{-8}	3.765×10^{-6}	3.809×10^{-6}
希ガス、よう素、臭素からの β 線による皮膚等価線量	1.878×10^{-7}	8.101×10^{-6}	8.289×10^{-6}

(その 3) 仮想事故

	建家放出時 (Sv)	排気筒放出時 (Sv)	合 計 (Sv)
よう素、臭素の吸入摂取による成人の甲状腺等価線量	1.042×10^{-3}	1.266×10^{-2}	1.370×10^{-2}
希ガス、よう素、臭素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量	1.295×10^{-5}	9.903×10^{-4}	1.003×10^{-3}
希ガス、よう素、臭素からの β 線による皮膚等価線量	5.817×10^{-5}	2.157×10^{-3}	2.215×10^{-3}
実効線量の人口積算値 1995 年の人口データ	8.900×10^2 (人 Sv)		
実効線量の人口積算値 2045 年の人口データ	7.400×10^2 (人 Sv)		

Table A15 のつづき 1 全身被ばく線量の人口積算値（1995 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	6.000×10^1	1.213×10^{-1}
1～ 2	東海村	1.920×10^2	2.245×10^{-1}
2～ 3	東海村	4.242×10^2	3.390×10^{-1}
3～ 5	東海村、ひたちなか市	2.449×10^3	1.548
5～ 7	東海村、ひたちなか市	1.192×10^4	5.945
7～ 10	ひたちなか市、那珂町	3.583×10^4	1.442×10^1
10～ 20	水戸市、ひたちなか市、 那珂町	2.147×10^5	6.334×10^1
20～ 30	水戸市、内原町、茨城 町	7.310×10^4	1.041×10^1
30～ 50	岩間町、石岡市、八郷 町	1.756×10^5	1.579×10^1
50～ 70	土浦市、つくば市、下 妻市	4.401×10^5	2.201×10^1
70～100	岩井市、柏市、春日部 市	2.917×10^6	9.930×10^1
100～200	東京都、浦和市、横浜 市	2.274×10^7	5.177×10^2
200～300	静岡市、沼津市、清水 市	3.066×10^6	3.266×10^1
300～500	浜松市、名古屋市、津 市	1.010×10^7	7.016×10^1
500～700	堺市、和歌山市、徳島 市	5.258×10^6	2.171×10^1
700～1000	高知市、延岡市、宮崎 市	2.044×10^6	6.064
1000～2000	鹿児島市、大隅諸島、 奄美諸島	3.871×10^6	8.168
2000～2200	先島諸島	4.850×10^4	5.429×10^{-2}
合 計		5.100×10^7	8.900×10^2

Table A15 のつづき 2 全身被ばく線量の人口積算値（2045 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	5.300×10^1	1.072×10^{-1}
1～ 2	東海村	1.670×10^2	1.952×10^{-1}
2～ 3	東海村	3.680×10^2	2.942×10^{-1}
3～ 5	東海村、ひたちなか市	2.127×10^3	1.345
5～ 7	東海村、ひたちなか市	1.018×10^4	5.075
7～ 10	ひたちなか市、那珂町	2.857×10^4	1.150×10^1
10～ 20	水戸市、ひたちなか市、 那珂町	1.391×10^5	4.104×10^1
20～ 30	水戸市、内原町、茨城 町	6.629×10^4	9.438
30～ 50	岩間町、石岡市、八郷 町	1.764×10^5	1.586×10^1
50～ 70	土浦市、つくば市、下 妻市	4.652×10^5	2.326×10^1
70～100	岩井市、柏市、春日部 市	2.832×10^6	9.642×10^1
100～200	東京都、浦和市、横浜 市	1.840×10^7	4.189×10^2
200～300	静岡市、沼津市、清水 市	2.544×10^6	2.710×10^1
300～500	浜松市、名古屋市、津 市	8.943×10^6	6.211×10^1
500～700	堺市、和歌山市、徳島 市	3.855×10^6	1.592×10^1
700～1000	高知市、延岡市、宮崎 市	1.545×10^6	4.583
1000～2000	鹿児島市、大隅諸島、 奄美諸島	3.224×10^6	6.804
2000～2200	先島諸島	4.046×10^4	4.529×10^{-2}
合 計		4.228×10^7	7.400×10^2

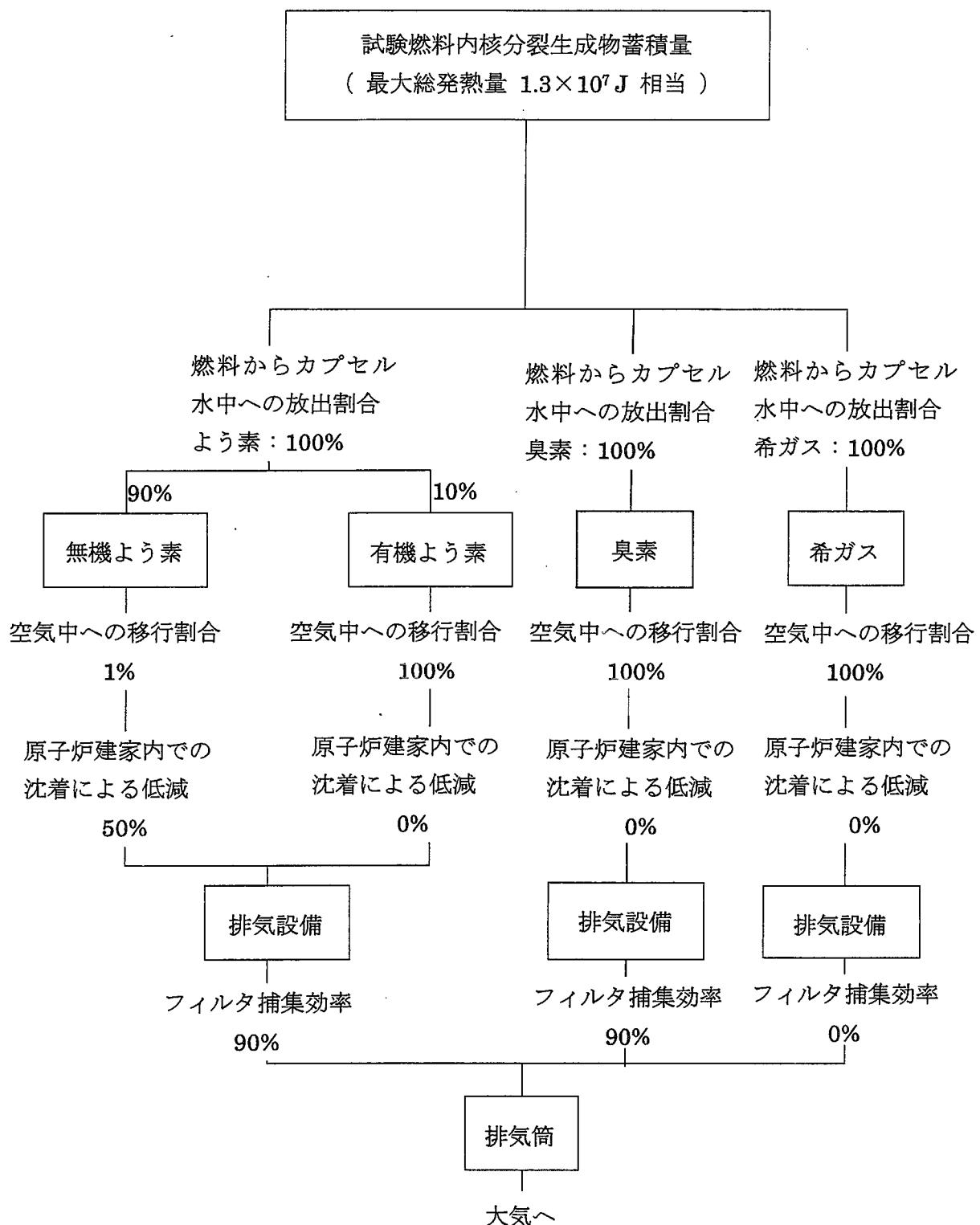


Fig.A1 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の、
カプセルシール部破損事故時の核分裂生成物の大気放出経路

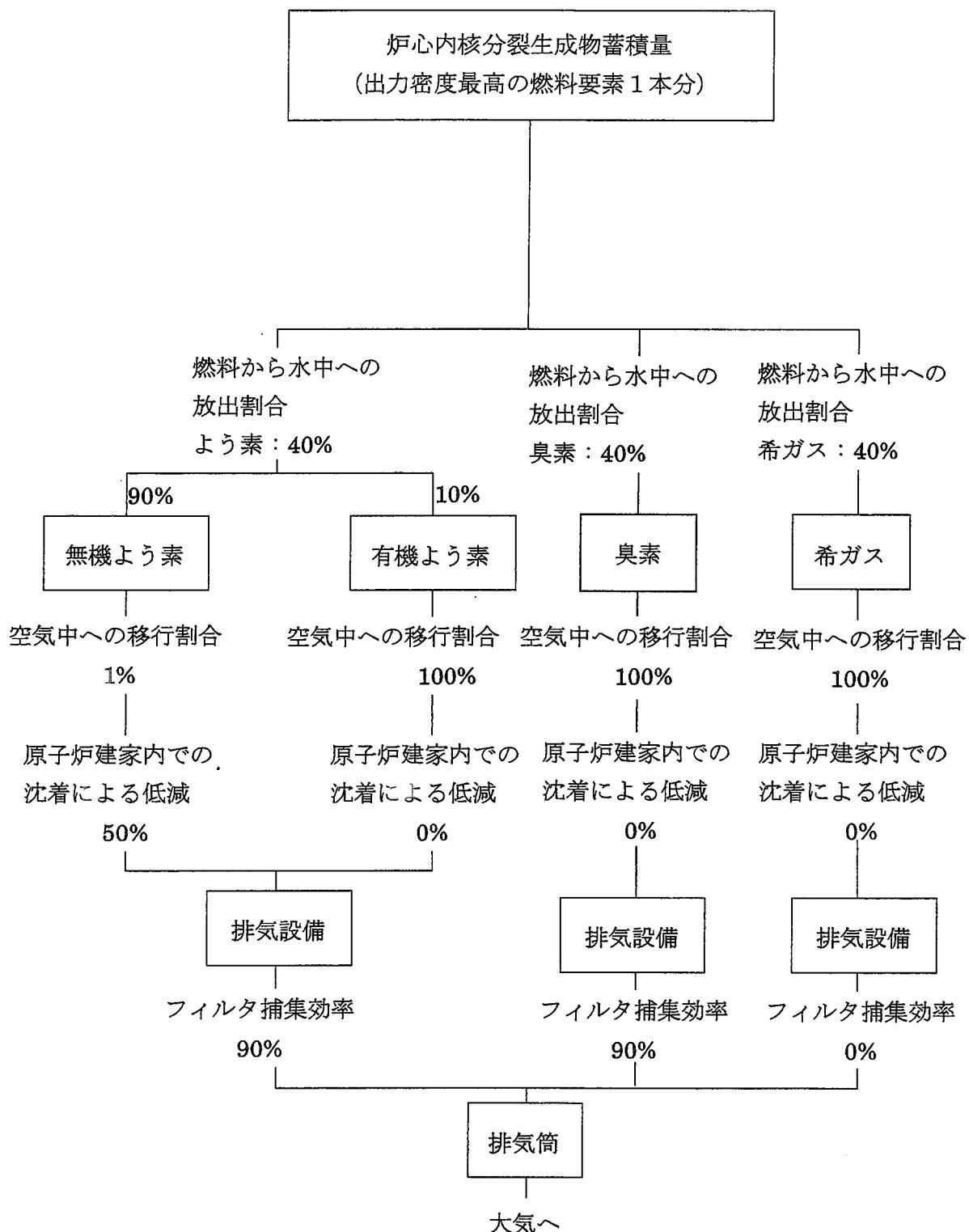


Fig.A2 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の、重大事故時の核分裂生成物の大気放出経路

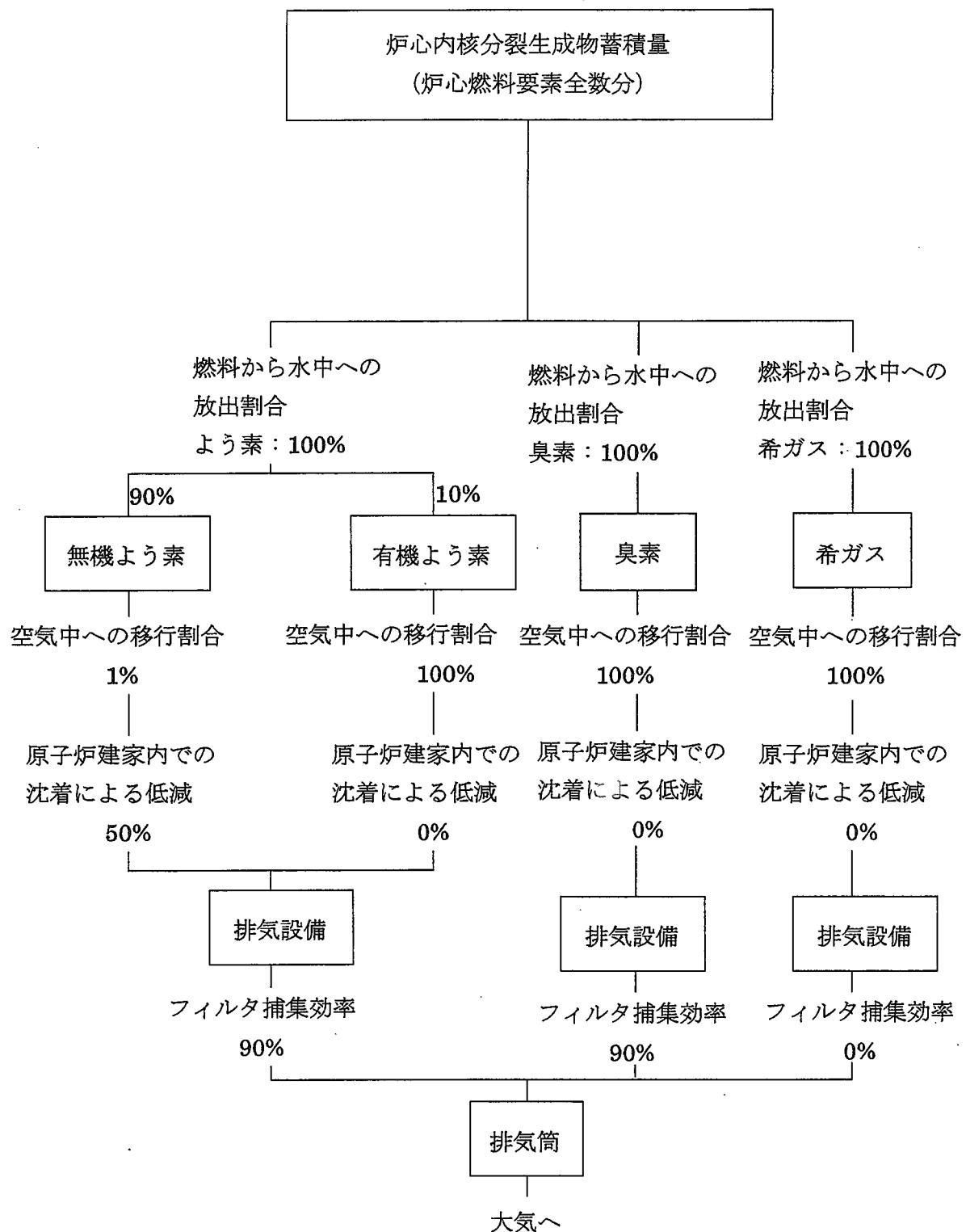


Fig.A3 計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合の、
仮想事故のうち炉心燃料要素全数分の核分裂生成物の大気放出経路

付録B 使用済燃料の機械的破損を想定した場合の線量評価

NSRRの炉心燃料要素は、模擬落下試験を行っている(B1)。その結果、プール水中において、炉心燃料取替作業中の燃料要素の落下を仮定しても、被覆材の破損が生じることなく、従って放射性物質の放出はないことが、評価済である(B1,B2)。

ここでは、NSRRの炉心燃料要素に対して、何らかの原因による使用済燃料の機械的破損の発生を想定し、その線量評価を行った。使用済燃料の機械的破損は、研究炉安全評価指針⁽⁹⁾付録 I. 安全設計評価 の 1.2.3 環境への放射性物質の異常な放出に記載されている事故である。

以下の3つの場合の評価を行った。

いずれも運転終了後、15時間経過時に使用済燃料取扱作業を行い機械的破損を発生させたとして、15時間の冷却時間を設定した。15時間の設定は、前日18時に運転を終了し、当日9時より使用済燃料取扱作業を開始し、直後に破損を発生させた、という想定による。

また、破損は重大事故と同様に出力密度が最高となる燃料要素1本に発生するとした。

- 1) ・放出源 : 申請書記載蓄積量(300kWで1年間運転時)を 14.25 kW で1年間運転時に換算 (15時間冷却時)
 - ・対象核種 : 申請書記載核種
 - ・核種移行 : 申請書の重大事故と同じ (Fig.3.5-1と同じ)
 の場合

ここで、蓄積量の換算は、定出力運転での最大年間運転時間(5.2 MWD 申請書添付書類二)を基に1年間連続運転の可能な出力を 14.25kW(5.2 MWD/365D=14.25kW)として、出力比を申請書記載蓄積量に乗じることにより行った。

- 2) ・放出源 : 付録AのA.1の計算式(A1)による、330kWで1年間運転時 (15時間冷却時)
 - ・対象核種 : 申請書記載核種に I-129,I-134m,I-136 を追加
 - ・核種移行 : 申請書の重大事故と同じ (Fig.3.5-1と同じ)
 の場合
- 3) ・放出源 : 付録AのA.1の計算式による、330kWで1年間運転時 (15時間冷却時)
 - ・対象核種 : 申請書記載核種に I-129,I-134m,I-136、臭素を追加
 - ・核種移行 : 付録AのA.4の重大事故と同じ (Fig.A2と同じ)
 の場合

それぞれの場合の、蓄積量、放出量、換算放出量、線量評価結果を、判断基準値とともに Table B1～B3 に示す。線量評価結果をまとめて以下に記す。

1) の場合

- ・よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量は、 1.096×10^{-4} mSv
- ・希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 9.020×10^{-6} mSv

2) の場合

- ・よう素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量は、 2.390×10^{-4} mSv
- ・希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 9.183×10^{-5} mSv

3) の場合

- ・よう素、臭素の吸入摂取による小児（1歳児）の実効線量は、 4.579×10^{-4} mSv
- ・希ガス、よう素、臭素の γ 線の外部被ばくによる実効線量は、 9.432×10^{-5} mSv

判断基準値は、事故であるので、5 mSv⁽⁹⁾である。

いずれも、判断基準に対して十分に低い値となっている。

参考文献

- (B1) 斎藤伸三ほか, NSRR 炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験, JAERI-M 6021, 1975.
- (B2) 日本原子力研究所, 燃料棒の水中落下時燃料棒の破損はあるか 昭和 61 年 12 月, 安全審査資料 (制御系改造 照射済燃料実験設備) 昭和 62 年 12 月 QA408, 1987.

Table B1 使用済燃料の機械的破損時の評価 1)
 (申請書記載蓄積量を換算し用いた場合)
 (14.25kW 1年間運転後、15時間冷却時)
 (申請書における評価核種)

核種 i	申請書より換算した蓄積量 (最高出力炉心燃料1本) (14.25kW 1年運転後、 15時間冷却時) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 131	1.299E+11	5.891E+06	2.822E+08
I - 132	1.796E+09	8.088E+04	3.628E+06
I - 133	1.454E+11	6.593E+06	3.138E+08
I - 134	1.958E+06	8.709E+01	3.534E+03
I - 135	5.978E+10	2.705E+06	1.267E+08
Kr - 83m	1.677E+07	1.383E+04	6.107E+06
Kr - 85m	5.409E+09	4.485E+06	2.078E+09
Kr - 85	7.981E+08	6.644E+05	3.186E+08
Kr - 87	3.379E+07	2.775E+04	1.184E+07
Kr - 88	3.328E+09	2.754E+06	1.250E+09
Kr - 89	0	0	0
Kr - 90	0	0	0
Xe - 131m	7.927E+08	6.599E+05	3.162E+08
Xe - 133m	6.102E+09	5.078E+06	2.428E+09
Xe - 133	2.209E+11	1.839E+08	8.805E+10
Xe - 135m	0	0	0
Xe - 135	9.431E+10	7.836E+07	3.694E+10
Xe - 137	0	0	0
Xe - 138	0	0	0
Xe - 139	0	0	0
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		5.491E+08	1.660E+10
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		2.888E+08	2.539E+10

よう素の吸入摂取による 小児(1歳児)の実効線量 (mSv)	8.324E-06 (合計)	1.013E-04 1.096E-04
希ガス、よう素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量 (mSv)	5.804E-08 (合計)	8.962E-06 9.020E-06

判断基準値 (mSv)	5
----------------	---

Table B2 使用済燃料の機械的破損時の放出量 2)
 (計算式による蓄積量を用いた場合)
 (330kW 1年間運転後、15時間冷却時)
 (申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136 を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (最高出力炉心燃料1本) (330kW 1年運転後、 15時間冷却時) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	2.739E+01	1.242E-03	5.958E-02
I - 131	7.825E+10	3.550E+06	1.701E+08
I - 132	4.144E+10	1.866E+06	8.370E+07
I - 133	9.892E+11	4.484E+07	2.134E+09
I - 134m	0	0	0
I - 134	5.416E+07	2.409E+03	9.776E+04
I - 135	7.777E+11	3.519E+07	1.648E+09
I - 136	0	0	0
Kr - 83m	1.789E+09	1.475E+06	6.516E+08
Kr - 85m	9.390E+10	7.787E+07	3.608E+10
Kr - 85	1.762E+07	1.467E+04	7.032E+06
Kr - 87	7.420E+08	6.094E+05	2.600E+08
Kr - 88	7.734E+10	6.399E+07	2.905E+10
Kr - 89	0	0	0
Kr - 90	0	0	0
Xe - 131m	7.631E+08	6.352E+05	3.044E+08
Xe - 133m	1.576E+10	1.311E+07	6.269E+09
Xe - 133	2.749E+11	2.288E+08	1.096E+11
Xe - 135m	0	0	0
Xe - 135	9.924E+11	8.245E+08	3.887E+11
Xe - 137	0	0	0
Xe - 138	0	0	0
Xe - 139	0	0	0
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		4.618E+09	1.692E+11
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		1.931E+09	1.609E+11

よう素の吸入摂取による 小児(1歳児)の実効線量 (mSv)	1.825E-05	2.207E-04
	(合計)	2.390E-04
希ガス、よう素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量 (mSv)	5.790E-07	9.124E-05
	(合計)	9.183E-05

判断基準値 (mSv)	5
-------------	---

Table B3 使用済燃料の機械的破損時の放出量 3)
 (計算式による蓄積量を用い、移行率を変更した場合)
 (330kW 1年間運転後、15時間冷却時)
 (申請書における評価核種に、I-129、I-134m、I-136、Br を追加した)

核種 i	計算式による蓄積量 (最高出力炉心燃料1本) (330kW 1年運転後、 15時間冷却時) (Bq)	建家放出量 (Bq)	排気筒放出量 (Bq)
I - 129	2.739E+01	2.382E-03	1.142E-01
I - 131	7.825E+10	6.806E+06	3.261E+08
I - 132	4.144E+10	3.578E+06	1.605E+08
I - 133	9.892E+11	8.598E+07	4.092E+09
I - 134m	0	0	0
I - 134	5.416E+07	4.619E+03	1.874E+05
I - 135	7.777E+11	6.748E+07	3.161E+09
I - 136	0	0	0
Kr - 83m	1.789E+09	1.475E+06	6.516E+08
Kr - 85m	9.390E+10	7.787E+07	3.608E+10
Kr - 85	1.762E+07	1.467E+04	7.032E+06
Kr - 87	7.420E+08	6.094E+05	2.600E+08
Kr - 88	7.734E+10	6.399E+07	2.905E+10
Kr - 89	0	0	0
Kr - 90	0	0	0
Xe - 131m	7.631E+08	6.352E+05	3.044E+08
Xe - 133m	1.576E+10	1.311E+07	6.269E+09
Xe - 133	2.749E+11	2.288E+08	1.096E+11
Xe - 135m	0	0	0
Xe - 135	9.924E+11	8.245E+08	3.887E+11
Xe - 137	0	0	0
Xe - 138	0	0	0
Xe - 139	0	0	0
Br - 83	6.334E+09	5.234E+06	2.355E+08
Br - 84m	0	0	0
Br - 84	3.063E+03	2.469E+00	9.081E+01
Br - 85	0	0	0
Br - 86	0	0	0
Br - 87	0	0	0
γ 線換算放出量 (MeV·Bq)		8.529E+09	1.731E+11
β 線換算放出量 (MeV·Bq)		3.394E+09	1.624E+11

よう素、臭素の吸入摂取による 小兒(1歳児)の実効線量 (mSv)	3.540E-05 (合計) 4.579E-04	4.225E-04
希ガス、よう素、臭素からの γ 線の 外部被ばくによる実効線量 (mSv)	6.851E-07 (合計) 9.432E-05	9.363E-05
判断基準値 (mSv)		5

付録C 従来の使用許可申請書における想定破損燃料数及び 線量評価方法

C. 1 想定事故における破損燃料数について

従来のNSRR使用許可申請書(平成15年5月8日以前の申請書をいう。)の安全対策書の想定事故における破損燃料数は、

- ① 照射済プルトニウムーウラン混合酸化物燃料棒の貯蔵ピットへの搬出入作業時では、最大取扱量の本数
- を想定していたが、
- ② 照射済酸化ウラン燃料棒の貯蔵ピットへの搬出入作業時では、1バスケットに装荷する最大量($2.13 \times 10^{14} \text{Bq}$)の本数

を想定しており、最大取扱量($3.7 \times 10^{14} \text{Bq}$)の本数を想定していなかった。

上の想定は、発生しうる事故の最大を想定しており合理的である。

今回の使用許可申請書(平成15年5月8日付け申請書をいう。)では、厳しい結果を与え、かつ設定の説明が簡便なことから、

- ②改 照射済酸化ウラン燃料棒の貯蔵ピットへの搬出入作業時においても、
最大取扱量($3.7 \times 10^{14} \text{Bq}$)の本数の破損
- を想定し評価を行った。

C. 2 線量評価方法について

従来のNSRR使用許可申請書の安全対策書の想定事故における線量評価は、実際に観測した気象データを用いて、気象指針に従って相対濃度及び相対線量を求める方法により行っていた。原子炉施設の評価と同じ方法にしていたことによる。

今回の使用許可申請書では、相対濃度及び相対線量が結果として最大になる気象条件を探して、その最大の相対濃度及び相対線量を用いて評価するという方法とした。この方法は、東海研究所の他の使用施設において線量評価に用いられている方法である。

これにより、東海研究所の使用施設における線量評価は、同一の方法となつた。

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m^2
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	$N \cdot m$
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
放熱能	ペクレル	Bq	s^{-1}
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10^{18}	エクサ	E
10^{15}	ペタ	P
10^{12}	テラ	T
10^9	ギガ	G
10^6	メガ	M
10^3	キロ	k
10^2	ヘクト	h
10^1	デカ	da
10^{-1}	デシ	d
10^{-2}	センチ	c
10^{-3}	ミリ	m
10^{-6}	マイクロ	μ
10^{-9}	ナノ	n
10^{-12}	ピコ	p
10^{-15}	フェムト	f
10^{-18}	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{18}
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}
	3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}
	4.18605	0.426858	1.16279×10^{-6}	1	3.96759×10^{-3}	3.08747	2.61272×10^{19}
	1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}
	1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}
	1.60218×10^{-19}	1.63377×10^{-20}	4.45050×10^{-26}	3.82743×10^{-20}	1.51857×10^{-22}	1.18171×10^{-19}	1

$$1 \text{ cal} = 4.18605 \text{ J(計量法)}$$

$$= 4.184 \text{ J(熱化学)}$$

$$= 4.1855 \text{ J(15 °C)}$$

$$= 4.1868 \text{ J(国際蒸気表)}$$

$$\text{仕事率 } 1 \text{ PS(仏馬力)}$$

$$= 75 \text{ kgf} \cdot \text{m/s}$$

$$= 735.499 \text{ W}$$

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10^{-11}		1	100
	3.7×10^{10}	1		0.01	1

照 射 線 量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線 量 當 量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

ZSERRELICHTIGCRP Publication 60を採り入れた事故時の線量評価（平成15年）



古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています