

JAERI - M  
91-158

高温工学試験研究炉の立地評価

1991年10月

沢 和弘・塩沢 周策・新藤 雅美・田沢勇次郎  
伊与久達夫・山口幸四郎\*・見上 寿\*\*・北野匡四郎

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

JAERI-M 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、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1991  
編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷株

## 高温工学試験研究炉の立地評価

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

沢 和弘・塩沢 周策・新藤 雅美<sup>+</sup>・田沢勇次郎  
伊与久達夫・山口幸四郎<sup>\*</sup>・見上 寿<sup>\*\*</sup>・北野匡四郎<sup>++</sup>

(1991年9月5日受理)

高温工学試験研究炉(HTTR)の立地評価のため重大事故及び仮想事故の評価を行った。これらの事故を評価する目的は、対象となる原子炉施設と周辺の公衆との隔離が適切に確保されていることを示すことである。

HTTRは、燃料として被覆燃料粒子、減速材及び炉心構造材として黒鉛を用いた高温ガス炉であり、事故条件下においても急激な温度の上昇が無く、燃料粒子被覆層の瞬時大量破損は生じない。従って、立地評価事故の事象選定及び線量評価は、軽水型原子炉と異なる方法で行っている。

HTTRの重大、仮想事故としては、1次冷却設備二重管破断事故を選定した。線量の評価にあたっては、HTTRの特徴を考慮して、炉心内に蓄積している核分裂生成物の時間遅れ(時間依存)放出を仮定した。

本報は、HTTRの立地評価事故の事象選定の考え方、線量評価方法、評価結果について述べたものである。

---

大洗研究所：〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町字新堀3607

+ 東海研究所燃料・材料工学部

++ 管理部

\* 三菱原子力工業株式会社

\*\* 富士電機株式会社

Siting Evaluation of the High Temperature Engineering Test Reactor

Kazuhiro SAWA, Shusaku SHIOZAWA, Masami SHINDO<sup>+</sup>  
Yujiro TAZAWA, Tatsuo IYOKU, Koshiro YAMAGUCHI<sup>\*</sup>  
Hisashi MIKAMI<sup>\*\*</sup> and Kyoshiro KITANO<sup>++</sup>

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

(Received September 5, 1991)

Major and hypothetical accidents for siting evaluation of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) are evaluated. The purpose of the evaluation is to show the property of site location, i.e. a distance between the facilities and the public is kept enough so as to ensure the safety of the public even under the major and hypothetical accidents.

The HTTR is a high temperature gas-cooled reactor adopting of coated fuel particles as fuel and graphite as moderator and core internal structures. Then the core temperature changes slowly and the instantaneous failure of coated fuel particles does not occur in accident conditions. Therefore, selection and analysis of siting evaluation events have been performed by methods different from LWRs'.

A double-ended rupture of coaxial double pipe of the primary cooling system is selected as the major and hypothetical accident for siting evaluation of the HTTR. In order to evaluate radiation exposure during

---

+ Department of Fuels and Materials Research, Tokai Research Establishment

++ Department of Administrative Services

\* Mitsubishi Power Industries, INC.

\*\* Fuji Electric Co., Ltd.

the accidents, time-dependent release of fission products which are contained in the core is assumed considering the above mentioned characteristics of the HTTR.

This paper describes the selection of the events, analytical method and results of radiation exposure in the major and hypothetical accidents of the HTTR.

Keywords: Siting Evaluation, Major Accident, Hypothetical Accident, HTTR, Radiation Exposure, Time-dependent Release, Fission Products

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. HTTRにおける立地評価事象の選定 .....	2
2.1 代表事象の選定 .....	2
2.2 判断基準 .....	2
3. 線量の評価方法 .....	5
3.1 評価の基本的な考え方 .....	5
3.2 評価方法 .....	6
4. 評 価 .....	16
4.1 放出に寄与する核分裂生成物量の評価方法及び結果 .....	16
4.1.1 重大事故 .....	17
4.1.2 仮想事故 .....	18
4.2 線量の評価結果 .....	20
4.2.1 重大事故 .....	20
4.2.2 仮想事故 .....	22
5. まとめ .....	38
謝 辞 .....	38
参考文献 .....	39
付録1 原子炉格納容器外放出に係る仮想的事故の評価について .....	40
付録2 線量評価方法の考え方の詳細 .....	44
付録3 沈着核分裂生成物の離脱割合評価 .....	51
付録4 有機よう素割合の評価 .....	58
付録5 原子炉格納容器内における無機よう素の付着評価 .....	61
付録6 原子炉格納容器からの漏洩率評価 .....	65
付録7 サービスエリア内圧力挙動評価 .....	68

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Selection Events for Siting Evaluation .....	2
2.1 Selection of Events .....	2
2.2 Criteria .....	2
3. Evaluation Method of Radiation Exposure .....	5
3.1 Philosophy for Evaluation .....	5
3.2 Evaluation Method .....	6
4. Evaluation .....	16
4.1 Evaluation Method and Result of Fission Products Release ...	16
4.1.1 Major Accident .....	17
4.1.2 Hypothetical Accident .....	18
4.2 Results of Radiation Exposure .....	20
4.2.1 Major Accident .....	20
4.2.2 Hypothetical Accident .....	22
5. Conclusion .....	38
Acknowledgement .....	38
Reference .....	39
Appendix 1 Evaluation of Hypothetical Accident Initiated at the Out of Reactor Containment Vessel .....	40
Appendix 2 Detail of Evaluation Method of Radiation Exposure .....	44
Appendix 3 Evaluation of Lift-off Fraction of Plated-out Fission Products .....	51
Appendix 4 Evaluation of Organic Iodine Fraction .....	58
Appendix 5 Evaluation of Inorganic Iodine Sorption in the Containment Vessel .....	61
Appendix 6 Evaluation of Leakage Rate from the Containmnent Vessel .....	65
Appendix 7 Evaluation of Pressure Transient in the Service Area ..	68

## 1. まえがき

高温工学試験研究炉（以下「HTTR」という。）の安全評価の一環として、原子炉の特性、工学的安全施設等の信頼性、周辺の事象等を考慮して、立地評価のための重大事故及び仮想事故の評価を行った。重大事故及び仮想事故の評価の目的は、対象となる原子炉施設と周辺の公衆との隔離が適切に確保されていることを示すことであり、最小限度必要とされる隔離距離は、HTTRの基本的構造、出力、その他の特性並びに安全系を含む様々な安全上の対策等を考慮して想定している。

HTTRは、燃料として低濃縮二酸化ウラン被覆燃料粒子、減速材として黒鉛、冷却材としてヘリウムを用いた高温ガス炉であり、以下のように軽水型原子炉と異なる特徴を有している。

- ① 炉心構成要素として大量の黒鉛を用いており、出力密度に比べて炉心の熱容量が大きく、異常時の炉心温度の上昇が他の炉型に比べて極めて緩慢である。
- ② 燃料粒子被覆層は、高温まで破損しない（通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の判断基準として1600°C、実際は短時間であれば約2200°Cまで核分裂生成物の閉じ込め能力の急激な劣化は生じない）。
- ③ 炉心の主要な構成材料である黒鉛は、2500°C程度までは強度の低下はない。
- ④ 炉心の主要な構成材料である黒鉛は、酸素と反応して酸化する場合がある。

従って、HTTRの重大事故及び仮想事故の評価に当たっては、上記の特徴を考慮して事故事象の選定並びに安全評価を行った。

HTTRの立地条件の適合性は、重大事故及び仮想事故の評価結果が、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」<sup>(1)</sup>（以下、「原子炉立地審査指針」という）に示された判断のめやすに適合することにより示した。

本報は、HTTRの立地評価事故の評価結果について述べたもので、以下、2章では事象選定について、3章では、線量評価方法について、4章では重大事故及び仮想事故の評価結果について示す。

## 2. HTTRにおける立地評価事象の選定

### 2.1 代表事象の選定

万一の事故時にも、公衆の安全を確保するため、HTTRと周辺公衆との隔離が大切に確保されていることを示すため、「原子炉立地審査指針」の考え方に基づき重大事故及び仮想事故を選定し、評価した。

HTTRの重大事故及び仮想事故の事象選定に当たっては、高温ガス炉としての特性及び設計上の特徴を考慮して選定した事故の中から、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故として、次の事故を考慮した<sup>(2)</sup>、<sup>(3)</sup>。

- (1) 1次冷却設備二重管破断事故
- (2) 1次ヘリウム純化設備破損事故
- (3) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (4) スィープガス配管破損事故

これらの事故のうち、放射性物質の放出の拡大の可能性のある原子炉格納容器内放出に係わる事故は、Table 2.1 に示すとおり「1次冷却設備二重管破断事故」である。また、原子炉格納容器外放出に係わる事故では、「1次ヘリウム純化設備破損事故」と「照射試験装置スィープガス配管破損事故」が挙げられるが、何れも放出に寄与しうる核分裂生成物量は、「1次冷却設備二重管破断事故」よりはるかに少なく、立地評価事象として取り上げるまでもない。なお、HTTRの設置許可申請書添付書類十においては、上記の代表事象以外に反応度制御設備の異常事象である「スタンドパイプ破損事故」においても被ばく評価を記載しているが、放射性物質の大気中への移行経路の観点からは、原子炉格納容器内への放射性物質の漏えい事象に分類されるため、「1次冷却設備二重管破断事故」に包絡される。

以上のことより、HTTRにおける重大事故及び仮想事故として、「1次冷却設備二重管破断事故」を選定した。

なお、発電用軽水型原子炉施設では、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(1)</sup>に基づき、原子炉格納容器内外放出の二種類について評価を行っているが、研究炉において原子炉格納容器内外放出を区分して重大事故仮想事故を評価した例はない。参考までに、原子炉格納容器外放出に係わる仮想的事故シーケンスを想定した場合の被ばく評価例を付録1に示す。

### 2.2 判断基準

HTTRの立地条件の適合性は、重大事故及び仮想事故の評価結果が、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」<sup>(1)</sup>に示された判断のめやすに適合していることにより示し

た。具体的には、以下の数値を用いた。

(1) 重大事故

全身に対する線量 0.25 Sv

小児の甲状腺に対する線量 1.5 Sv

(2) 仮想事故

全身に対する線量 0.25 Sv

成人の甲状腺に対する線量 3.0 Sv

全身線量の積算値 2 万人 Sv

Table 2.1 Fission products source and released amounts  
in Design Basis Events (DBEs).

事象	放出に寄与しうる核分裂生成物の量	放出量
1次冷却設備二重管 破断事故 (減圧事故)	$\gamma$ 線換算： 約 $8.8 \times 10^{17}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $4.6 \times 10^{16}$ Bq (原子炉格納容器内)	$\gamma$ 線換算： 約 $8.5 \times 10^{14}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $1.5 \times 10^{14}$ Bq (原子炉格納容器内)
1次ヘリウム純化設備 破損事故	$\gamma$ 線換算： 約 $7.3 \times 10^{13}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $1.4 \times 10^{11}$ Bq (サービスエリア内)	$\gamma$ 線換算： 約 $7.3 \times 10^{13}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $9.5 \times 10^{10}$ Bq (サービスエリア内)
気体廃棄物処理設備 破損事故	$\gamma$ 線換算： 約 $2.9 \times 10^{11}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $2.8 \times 10^9$ Bq (原子炉建家内サービスエリア外)	同左
照射試験装置スイープ ガス配管破損事故	$\gamma$ 線換算： 約 $6.7 \times 10^{12}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $1.1 \times 10^{11}$ Bq (グローブボックス内)	$\gamma$ 線換算： 約 $6.7 \times 10^{12}$ MeV·Bq $^{131}\text{I}$ 等価： 約 $9.2 \times 10^{10}$ Bq (グローブボックス内)

### 3. 線量の評価方法

#### 3.1 評価の基本的な考え方

2.2節に示した判断基準と比較するために、重大事故及び仮想事故時の敷地境界外における公衆の被ばく線量は、次のように分けて計算する。

##### (a) 大気中に放出された核分裂生成物による線量

- ① 希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばくによる全身線量
- ② よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量（重大事故）
- ③ よう素の吸入による成人の甲状腺に対する線量（仮想事故）
- ④ 希ガス及びよう素の $\beta$ 線による皮膚への線量

##### (b) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物からの $\gamma$ 線の外部被ばくによる線量

- ① 原子炉格納容器から原子炉建家の屋根を透過した $\gamma$ 線が空気により散乱された結果生ずるスカイシャイン $\gamma$ 線の外部被ばくによる全身線量
- ② 原子炉格納容器から原子炉建家の壁を透過した直接 $\gamma$ 線の外部被ばくによる全身線量

仮想事故については、上記の線量の評価に加え、集団線量の見地から、大気中に放出された希ガスとよう素による全身線量の積算値の評価も行う。なお、(a)④の皮膚への線量については、判断すべき基準値はないが、先行炉に習い参考として算定するものである。

また線量評価は、International Commission on Radiological Protection(ICRP) の新勧告(1977年採択 Publication 26)に伴い改正された法令等に基づき行うが、新法令に基づく評価方法は前例がなく確立していない部分があるため、それらについては以下の考え方へ従うものとした。

- (1) 全身に対する線量は、外部放射線被ばくによる全身線量 ((a)の①及び(b)の①、②の線量の合計) で評価する。
- (2) よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、乳児、幼児に対する線量を評価し、高い方の値をとる。
- (3) 血液中よう素が甲状腺に取り込まれる割合は0.3として評価する。
- (4) よう素の吸入による甲状腺に対する線量は、ICRP Publ. 30<sup>(4)</sup> に示される組織線量当量換算係数を用いて算出する。甲状腺の線量の算定に当たっては、個々の核種に対するそれぞれの換算係数を用いる。
- (5) よう素の吸入に係わる呼吸率は、実効放出継続時間に応じてICRP Publ. 25<sup>(5)</sup> に基づく値を使用する。幼児に対する値は内挿して求める。

実効放出継続時間	呼 吸 率
1日以内	標準人の活動中の呼吸率
1日から2日	事故シナリオに応じて活動中または非活動中の呼吸率
2日以上	標準人の1日間の平均呼吸率

- (6) よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、成人の甲状腺に対する線量を求め、「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当量評価について」<sup>(1)</sup>と同様に、ISH-Heft<sup>(6)</sup>の文献に基づき求めた1才児、5才児に対する年齢補正係数を乗じて算出する。
- (7)  $\gamma$ 線の外部被ばくの評価においては、線量換算係数1 Sv/Gyを用いる。  
スカイシャイン $\gamma$ 線、直接 $\gamma$ 線による外部被ばくの評価においても同様とする。  
尚、新法令に基づく被ばく評価方法について、最近の軽水炉との比較を付録2に示す。

### 3.2 評価方法

#### 3.2.1 評価に使用する気象条件

HTTRで想定する事故時に放出される核分裂生成物による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態（気象条件）を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における1982年1月から1986年12月の5年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」<sup>(1)</sup>に示された方法に従って、相対濃度( $\chi/Q$ )、相対線量(D/Q)を求ることにより行う。

線量計算に用いる相対濃度は、次の条件で求める。

- 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界で最大となる着目地点について求める。
- 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。
- 地上放出の場合には建家等の影響を考慮して求め、排気管放出の場合には建家の影響はないとして求める。
- 線量計算に用いる相対濃度は、上記b.で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

放射線雲からのガンマ線量については、( $\chi/Q$ )の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を( $\chi/Q$ )と同様な方法で求めて使用する。

重大事故及び仮想事故について求めた方位別の敷地境界で最大となる地点における( $\chi/Q$ )及び(D/Q)の値をTable 3.1からTable 3.3に示す。

### 3.2.2 重大事故の線量評価方法

#### (1) 全身に対する線量

##### (i) 希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく

大気中に放出された希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばくによる全身線量は、次式により求める。

$$H_{\gamma} = K_1 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/Q) \quad (3.1)$$

ここで、

$H_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の外部被ばくによる全身線量 (Sv)

$K_1$  : 空気吸収線量から全身線量への換算係数 (=1Sv/Gy)

$Q_{\gamma}$  : 希ガス及びよう素の $\gamma$ 線換算放出量 (MeV · Bq)

[ 放出量(Bq) ×  $\gamma$ 線実効エネルギー(MeV) ]

( $\gamma$ 線実効エネルギーは「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」<sup>(1)</sup> のデータを使用する)

$(D/Q)$  : 相対線量 (Gy/MeV · Bq)

である。

##### (ii) スカイシャイン $\gamma$ 線の外部被ばく

原子炉格納容器内では、空気との散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に均一に充満した $\gamma$ 線源のうち、原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体及び2次上部遮蔽体の上方の空間に存在する $\gamma$ 線源を原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体上方の空間の中央に置いた等方性点状線源で近似し、そこからの第1散乱束を計算し、それに適切なビルドアップ係数を乗じて、計算点（炉心から敷地境界までの最短距離280m）におけるスカイシャイン $\gamma$ 線による線量をG33-CGコード<sup>(7)</sup>により求める。

計算の基本式は次のとおりである。

$$H_s = K_1 \sum_E \sum_{E'} \int_{r \in v} \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_i \sum_j \mu_i \cdot r \cdot X_m} dV \quad (3.2)$$

但し、

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-\sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j} \quad (3.3)$$

ここで、

$H_s$  : 評価点におけるスカイシャイン $\gamma$ 線による線量 (Sv)

$K_1$  : 空気吸収線量から線量への換算係数 (=1Sv/Gy)

- $\phi(E, X)$  : 散乱点における  $\gamma$  線エネルギー強度 ( $\text{MeV}/\text{m}^2$ )  
 $S(E)$  : 線源エネルギー  $E$  の積算線源強度 ( $\text{MeV}$ )  
 $K_2(E')$  : 散乱エネルギー  $E'$  の空気吸収線量換算係数 ( $\text{Gy}/(\text{MeV}/\text{m}^2)$ )  
 $\mu_i$  : 線源エネルギー  $E$  における物質  $i$  の線吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )  
 $\mu'_{\ell}$  : 散乱エネルギー  $E'$  における物質  $\ell$  の線吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )  
 $X_j$  : 領域  $j$  の通過距離 (m)  
 $X_m$  : 領域  $m$  の通過距離 (m)  
 $\rho$  : 線源点から散乱点までの距離 (m)  
 $r$  : 散乱点から評価点までの距離 (m)  
 $V$  : 散乱領域の体積 ( $\text{m}^3$ )  
 $N$  : 空気中の電子数密度 ( $\text{electrons}/\text{m}^3$ )  
 $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$  : Klein-Nishina の微分散乱断面積 ( $\text{m}^2$ )  
 $\theta$  : 散乱角 (steradian)  
 $B(E', b)$  : 散乱エネルギー  $E'$  の  $\gamma$  線の減衰距離  $b$  ( $= \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot X_m$ ) に対するビルドアップ係数で、次式で表わす。

$$B(E', b) = 1 + \left( 0.8 - 0.214 \ell n \frac{E'}{1.801} \right) \left( \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot X_m \right)^a \quad (3.4)$$

( $E' > 1.801 \text{ MeV}$ )

$$B(E', b) = 1 + 0.8 \left( \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot X_m \right)^a \quad (E' \leq 1.801 \text{ MeV}) \quad (3.5)$$

ここで、

$$a = 1.44 + 0.0239 E' + 0.625 \ell n \left( 0.19 + \frac{1.0005}{E'} \right) \quad (3.6)$$

である。

### (iii) 直接 $\gamma$ 線の外部被ばく

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による  $\gamma$  線が、原子炉建家の壁を透過して評価点に至る直接  $\gamma$  線による線量の計算は、QAD-CG コード<sup>(8)</sup> により原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体上方の空間を円筒状線源とみなして行う。計算点はスカイシャイン  $\gamma$  線による線量の計算点と同一とする。

計算の基本式は次のとおりである。

$$H_d = K_1 \cdot K_3(E) \int_v \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) \cdot dV \quad (3.7)$$

ここで、

$H_d$  : 直接  $\gamma$  線による線量 (Sv)

$K_3(E)$  : エネルギ  $E$  の  $\gamma$  線に対する空気吸収線量への換算係数 (Gy  $\cdot$  m $^2$ /MeV)

$S_v$  : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m $^3$ )

$r$  : 線源点から評価点までの距離 (m)

$F(b)$  :  $\gamma$  線の減衰率で、次式で表す。

$$F(b) = B_E(b) \cdot e^{-b} \quad (3.8)$$

$b$  : 減衰距離  $\left( = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i \right)$

$\mu_i$  :  $i$  番目の物質の全吸収係数 (m $^{-1}$ )

$t_i$  :  $i$  番目の物質中の通過距離 (m)

$B_E(b)$  : エネルギ  $E$  の  $\gamma$  線のビルドアップ係数

である。

## (2) 小児の甲状腺に対する線量

よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、次式により計算する。

$$H_I^T = \sum_i H_{50,T,i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdot f_i \quad (3.9)$$

ここで、

$H_I^T$  : よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量 (Sv)

$H_{50,T,i}$  : よう素の核種  $i$  を吸入した場合の成人甲状腺の組織線量当量換算係数 (Sv/Bq)

なお、各よう素を吸入した場合の成人甲状腺の組織線量当量換算係数 ( $H_{50,T,i}$ ) をTable 3.4 に示す。

$M_A$  : 成人呼吸率 (m $^3$ /h)

ICRP<sup>(5)</sup> によれば、標準人の呼吸率は23m $^3$ /dであり、評価期間が比較的長時間である排気管放出の場合、呼吸率  $M_A$  としては、1日間の平均値 0.96m $^3$ /hを用いる。また、評価期間が比較的短時間である地上放出の場合、呼吸率  $M_A$  としては、1.2m $^3$ /hを用いる。

$Q_i$  : 事故期間中のような素の核種  $i$  の大気中への放出量 (Bq)

$(\chi/Q)$  : 相対濃度 (h/m $^3$ )

$f_i$  : よう素の核種  $i$  の小児の年令補正係数で次式により計算する。

$$f_i = (H_{Ci}^T / H_{Ai}^T) \cdot (M_C / M_A) \quad (3.10)$$

である。

ここで、

$(H_{Ci}^T / H_{Ai}^T)$  : よう素の核種  $i$  の吸入による小児甲状腺の組織線量当量換算係数<sup>(6)</sup> と

成人甲状腺の組織線量当量換算係数<sup>(6)</sup> の比。

なお、各よう素の吸入による小児甲状腺の組織線量当量換算係数と成人甲状腺の組織線量当量換算係数の比( $H_{C_i}^T/H_{A_i}^T$ )をTable 3.4に示す。

$(M_C/M_A)$  : 小児呼吸率と成人呼吸率の比  
 $(=0.42\text{ (地上放出)}, =0.35\text{ (排気管放出)})$

である。

### (3) $\beta$ 線による皮膚への線量

参考として評価する $\beta$ 線による皮膚への線量は、 $\beta$ 線の空气中での飛程が極めて短いことを考慮して、サブマージョンモデルに基づく次式で計算する。

$$H_\beta = \sum_i k_i \cdot E_{\beta i} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \quad (3.11)$$

ここで、

$H_\beta$  :  $\beta$ 線による皮膚への線量 (Sv)

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

ここで、 $k_{\beta i}$  は空気吸収線量から皮膚への線量換算係数 (Sv/Gy)である。

$E_{\beta i}$  : 核種  $i$  の $\beta$ 線の実効エネルギー (MeV/dis)  
 $(\beta$ 線の実効エネルギーは「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」<sup>(1)</sup> のデータを使用する)

$Q_i$  : 核種  $i$  の放出量 (Bq)

である。

### 3.2.3 仮想事故の線量評価方法

#### (1) 全身に対する線量

重大事故と同様に(3.1)式から(3.8)式で計算する。

#### (2) 成人の甲状腺に対する線量

よう素の吸入による成人の甲状腺に対する線量は、次式により計算する。

$$H_1^T = \sum_i H_{50,T,i} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \quad (3.12)$$

ここで、

$H_1^T$  : よう素の吸入による成人の甲状腺に対する線量 (Sv)

である。

#### (3) $\beta$ 線による皮膚への線量

重大事故と同様に(3.11)式で計算する。

#### (4) 全身線量の積算値

(a) 人口密集地帯からの離隔のめやすを得るために、仮想事故時に放出される放射性雲中の希

ガスとよう素からの $\gamma$ 線及びよう素の吸入による全身線量の積算値を計算する。 $\gamma$ 線の外部被ばくによる全身線量の計算は、近距離については放射性雲からの照射モデルで計算するが、遠距離については、放射性雲が半無限空間に一様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計算する。

- (b) 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度一定と仮定するが、対象地点が遠方に及ぶため、平均風速は1.5m/s、放出点は地上高 80mと仮定して計算する。
- (c) 対象とする方位は、敷地からみて最も全身線量の大きいほぼ西南西方向30度扇形とし、敷地からの距離10kmまでは1, 2, 3, 5, 7 km, 10~100 kmまでは10, 20, 30, 50, 70 km, 100~1000kmについては100, 200, 300, 500, 700km, 1000 km以降については、1000km間隔に区分し、各地域内の人口を求める。
- (d) 現時点での人口集計は、「昭和60年国勢調査報告」<sup>(9)</sup>により行い、全身線量の積算値を計算する。

また、参考として、運転開始後に将来の人口が増加することを仮定して、厚生省人口問題研究所で行った推計法<sup>(10)</sup>に基づき、2035年での人口推計を行い、将来の全身線量の積算値を推定する。

Table 3.1  $\chi/Q$  and  $D/Q$  (97% value) in each direction  
(Major and Hypothetical accident)

	$\chi/Q$ ( $\text{h}/\text{m}^3$ )		$D/Q$ ( $\text{Gy}/\text{MeV}\cdot\text{Bq}$ )	
実効放出 継続時間	1 時間		1 時間	
有効高さ	0 m		0 m	
建家投影面積	990 m <sup>2</sup>		990 m <sup>2</sup>	
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)	97%値
S	430	$9.2 \times 10^{-8}$	430	$3.2 \times 10^{-18}$
SSW	410	$7.2 \times 10^{-8}$	410	$2.8 \times 10^{-18}$
SW	310	<u><math>1.2 \times 10^{-7}</math></u>	310	<u><math>3.7 \times 10^{-18}</math></u>
WSW	280	$1.0 \times 10^{-7}$	280	$3.2 \times 10^{-18}$
W	310	$5.8 \times 10^{-8}$	310	$2.3 \times 10^{-18}$
WNW	360	$2.6 \times 10^{-8}$	360	$1.5 \times 10^{-18}$
NW	380	$2.2 \times 10^{-8}$	380	$1.2 \times 10^{-18}$
NNW	440	$1.7 \times 10^{-8}$	440	$9.8 \times 10^{-19}$
N	470	—	470	$4.8 \times 10^{-19}$
NNE	950	$2.5 \times 10^{-9}$	950	$3.0 \times 10^{-19}$
NE	930	$5.7 \times 10^{-9}$	930	$4.9 \times 10^{-19}$
ENE	810	$8.4 \times 10^{-9}$	810	$6.8 \times 10^{-19}$
E	800	$4.1 \times 10^{-8}$	800	$2.3 \times 10^{-18}$
ESE	810	$6.2 \times 10^{-8}$	810	$2.7 \times 10^{-18}$
SE	840	$8.4 \times 10^{-8}$	840	$3.3 \times 10^{-18}$
SSE	670	$8.8 \times 10^{-8}$	670	$3.2 \times 10^{-18}$

気象データ：1982年1月～1986年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

Table 3.2  $\chi/Q$  and  $D/Q$  (97% value) in each direction  
(Major accident)

	$\chi/Q$ (よう素) <sup>*1</sup> (h/m <sup>3</sup> )	$\chi/Q$ (希ガス) <sup>*2</sup> (h/m <sup>3</sup> )	$D/Q$ (Gy/MeV·Bq)			
実効放出 継続時間	350 時間	380 時間	160 時間			
有効 高さ	80 m	80 m	80 m			
建家投影 面積	0 m <sup>2</sup>	0 m <sup>2</sup>	0 m <sup>2</sup>			
着目位 方	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
S	520	$7.1 \times 10^{-11}$	480	$7.0 \times 10^{-11}$	480	$8.4 \times 10^{-20}$
SSW	630	$7.2 \times 10^{-11}$	630	$7.3 \times 10^{-11}$	430	$8.1 \times 10^{-20}$
SW	580	$1.2 \times 10^{-10}$	560	$1.2 \times 10^{-10}$	340	$1.2 \times 10^{-19}$
WSW	540	$1.9 \times 10^{-10}$	580	$1.9 \times 10^{-10}$	320	$1.3 \times 10^{-19}$
W	580	$1.3 \times 10^{-10}$	620	$1.3 \times 10^{-10}$	340	$9.4 \times 10^{-20}$
WNW	620	$1.3 \times 10^{-10}$	620	$1.2 \times 10^{-10}$	360	$8.4 \times 10^{-20}$
NW	580	$1.5 \times 10^{-10}$	580	$1.5 \times 10^{-10}$	360	$8.0 \times 10^{-20}$
NNW	510	$1.3 \times 10^{-10}$	530	$1.2 \times 10^{-10}$	410	$7.1 \times 10^{-20}$
N	650	$4.7 \times 10^{-11}$	660	$4.4 \times 10^{-11}$	440	$6.4 \times 10^{-20}$
NNE	910	$6.5 \times 10^{-11}$	1,000	$6.3 \times 10^{-11}$	910	$6.5 \times 10^{-20}$
NE	910	$6.3 \times 10^{-11}$	910	$6.1 \times 10^{-11}$	910	$5.4 \times 10^{-20}$
ENE	790	$9.9 \times 10^{-11}$	790	$9.9 \times 10^{-11}$	790	$5.9 \times 10^{-20}$
E	780	$8.5 \times 10^{-11}$	780	$7.9 \times 10^{-11}$	780	$5.4 \times 10^{-20}$
ESE	800	$7.3 \times 10^{-11}$	800	$6.9 \times 10^{-11}$	800	$4.8 \times 10^{-20}$
SE	840	$8.3 \times 10^{-11}$	840	$8.1 \times 10^{-11}$	840	$5.6 \times 10^{-20}$
SSE	700	$7.0 \times 10^{-11}$	700	$6.8 \times 10^{-11}$	700	$6.0 \times 10^{-20}$

気象データ：1982年1月～1986年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

\*1) 小児の甲状腺に対する線量の評価に使用

\*2)  $\beta$  線の皮膚への線量の評価に使用

Table 3.3  $\chi/Q$  and  $D/Q$  (97% value) in each direction  
(Hypothetical accident)

	$\chi/Q$ (よう素) <sup>*1</sup> (h/m <sup>3</sup> )	$\chi/Q$ (希ガス) <sup>*2</sup> (h/m <sup>3</sup> )	$D/Q$ (Gy/MeV·Bq)			
実効放出 継続時間	260 時間	260 時間	160 時間			
有効 高さ	80m	80m	80m			
建家投影 面積	0 m <sup>2</sup>	0 m <sup>2</sup>	0 m <sup>2</sup>			
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)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
S	500	$7.8 \times 10^{-11}$	500	$7.8 \times 10^{-11}$	480	$8.4 \times 10^{-20}$
SSW	570	$8.3 \times 10^{-11}$	570	$8.3 \times 10^{-11}$	430	$8.1 \times 10^{-20}$
SW	580	$1.2 \times 10^{-10}$	580	$1.2 \times 10^{-10}$	340	$1.2 \times 10^{-19}$
WSW	570	<u><math>1.9 \times 10^{-10}</math></u>	570	<u><math>1.9 \times 10^{-10}</math></u>	320	<u><math>1.3 \times 10^{-19}</math></u>
W	560	$1.4 \times 10^{-10}$	560	$1.4 \times 10^{-10}$	340	$9.4 \times 10^{-20}$
WNW	530	$1.4 \times 10^{-10}$	530	$1.4 \times 10^{-10}$	360	$8.4 \times 10^{-20}$
NW	510	$1.6 \times 10^{-10}$	510	$1.6 \times 10^{-10}$	360	$8.0 \times 10^{-20}$
NNW	570	$1.3 \times 10^{-10}$	570	$1.3 \times 10^{-10}$	410	$7.1 \times 10^{-20}$
N	600	$5.3 \times 10^{-11}$	600	$5.3 \times 10^{-11}$	440	$6.4 \times 10^{-20}$
NNE	930	$7.7 \times 10^{-11}$	930	$7.7 \times 10^{-11}$	910	$6.5 \times 10^{-20}$
NE	910	$7.2 \times 10^{-11}$	910	$7.2 \times 10^{-11}$	910	$5.4 \times 10^{-20}$
ENE	790	$1.1 \times 10^{-10}$	790	$1.1 \times 10^{-10}$	790	$5.9 \times 10^{-20}$
E	780	$9.5 \times 10^{-11}$	780	$9.5 \times 10^{-11}$	780	$5.4 \times 10^{-20}$
ESE	800	$8.6 \times 10^{-11}$	800	$8.6 \times 10^{-11}$	800	$4.8 \times 10^{-20}$
SE	840	$9.6 \times 10^{-11}$	840	$9.6 \times 10^{-11}$	840	$5.6 \times 10^{-20}$
SSE	700	$7.3 \times 10^{-11}$	700	$7.3 \times 10^{-11}$	700	$6.0 \times 10^{-20}$

気象データ：1982年1月～1986年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

\*1) 成人の甲状腺に対する線量の評価に使用

\*2)  $\beta$ 線の皮膚への線量の評価に使用

Table 3.4 Conversion coefficient of tissue dose equivalent for adult's thyroid by inhalation of iodines ( $H_{50,T,i}$ ), and the ratio of coefficient for child ( $H_{Ci}^T$ ) to coefficient for adult ( $H_{Ai}^T$ )

核種	$H_{50,T,i}$ (Sv/Bq)	$H_{Ci}^T / H_{Ai}^T$
$^{131}\text{I}$	$2.9 \times 10^{-7}$	4.4
$^{132}\text{I}$	$1.7 \times 10^{-9}$	4.7
$^{133}\text{I}$	$4.9 \times 10^{-8}$	5.0
$^{134}\text{I}$	$2.9 \times 10^{-10}$	4.6
$^{135}\text{I}$	$8.5 \times 10^{-9}$	4.7

## 4. 評 價

被ばく評価においては、以下の項目を考慮する。

- ① 事故時に燃料から放出される核分裂生成物量評価
- ② 核分裂生成物の原子炉施設から環境への放出経路評価
- ③ 周辺住民への線量評価

### 4.1 放出に寄与する核分裂生成物量の評価方法及び結果

本節では、重大事故及び仮想事故時に燃料から原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量及び環境への放出経路の評価方法を示す<sup>(11)</sup>。

重大事故及び仮想事故時の放出経路は、事故として評価している1次冷却設備二重管破断事故時と同じである。1次冷却設備二重管破断事故の事故シーケンスをFig. 4.1に、核分裂生成物の放出経路図をFig. 4.2に示す。減圧事故が生じると、核分裂生成物は、1次冷却材であるヘリウムガスと共に、二重管の破断部から原子炉格納容器内に放出される。原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物の一部は、原子炉格納容器の圧力上昇に伴い外側のサービスエリアに漏洩する。被ばく評価においては、事故発生後5分間は、サービスエリアを負圧にできないものとして、サービスエリアに漏洩した核分裂生成物の1%が地上から放出されると仮定している。その後サービスエリアに漏洩した核分裂生成物は、非常用空気浄化設備により排気管から放出される。

1次冷却設備二重管破断事故時の被ばく評価において、ソースタームを以下のように分類している。

- (1) 通常運転時に燃料体から放出され、1次冷却材と共に1次冷却設備を循環している核分裂生成物（以下、「循環FP」という）
- (2) 通常運転時に燃料体から放出され、1次冷却設備の内壁面に沈着している核分裂生成物（以下、「沈着FP」という）
- (3) 炉心内に蓄積された核分裂生成物（以下、「炉心蓄積FP」という）

このうち、循環FPは、事故発生以前に燃料から放出され、1次冷却材とともに1次冷却設備内を循環している核分裂生成物で、1次冷却設備二重管の破断と同時にその全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出される。この量は、燃料体からの放出速度をもとに、崩壊、1次ヘリウム純化設備による除去及び沈着性の核分裂生成物については1次冷却設備への沈着による除去を考慮して求める。詳細な評価方法については、参考文献(12), (13)を参照されたい。

沈着FP及び炉心蓄積FPについては、放射性物質の放出の拡大として考えられるシーケンスを考慮して、事故の結果を基に重大事故及び仮想事故それぞれについて異なる考え方に基づき原子炉格納容器内への核分裂生成物放出量を設定している。

沈着FPは、事故発生以前に燃料から放出され、1次冷却設備内面に沈着している核分裂生成物で、1次冷却設備二重管の破断と同時に瞬時に原子炉格納容器内に放出される。沈着量は、燃料体からの放出速度をもとに、沈着性の核分裂生成物について、1次冷却設備への全量沈着を仮定して求める。これらの核分裂生成物は、1次冷却設備二重管破断後に生じる流速の急激な上昇に伴い離脱し、瞬時に原子炉格納容器内に放出される<sup>(14)</sup>。放出される割合は、事故を模擬して行った炉外実験結果に基づき定めている。重大事故時においては、物理的要因で離脱し得る核分裂生成物の割合を定めるために行つた、拭き取り試験で得られた値を放出される割合としている。具体的には、甲状腺被ばくに主に寄与するよう素について60%，3章に述べたスカイシャイン及び直接ガンマ線による外部被ばくに主に寄与するセシウムについて55%としている。その他の核種については、被ばく上特に大きな寄与をしないことから100%の離脱を仮定している。沈着核分裂生成物の離脱割合評価について付録3に示す。

炉心蓄積FPは、その潜在的な核分裂生成物蓄積量が最も大きく、いわゆる軽水炉等の立地評価事故においても主たるソースタームとなっているもので、事故時の燃料破損シーケンスと密接な関係がある。HTTRは、燃料として被覆燃料粒子を用いており、セラミックスから成る被覆層が核分裂生成物閉じ込め機能を有している。従って、炉心蓄積FPの放出量の評価においてもHTTRの特徴を考慮してその放出割合を定めている。以下、重大事故及び仮想事故時に原子炉格納容器内に放出される炉心蓄積FP量の定め方を示す。

#### 4.1.1 重大事故

HTTRでは、1次冷却設備二重管破断事故時において、燃料最高温度は初期値を超えることはなく、1500°C以下である。従って、これまでの実験結果から判断して、燃料温度が高くなることによる被覆層の破損は生じない<sup>(15)</sup>。さらに、事故後炉心内に侵入する空気による酸化を考慮しても、空気の総量が原子炉格納容器により制限されているため燃料が激しく酸化されることはない、被覆層が破損に至ることはない<sup>(16)</sup>。

しかしながら、核分裂生成物放出の観点から十分厳しい評価を行うために、軽水炉等の重大事故の評価に用いている放出割合、すなわち炉心蓄積量に対して希ガス2%，よう素1%が原子炉格納容器内に放出されるものとする。

炉心からの核分裂生成物の放出過程の仮定をFig. 4.3に示す。即ち、被覆燃料粒子被覆層の追加破損は、事故発生により何らかの原因で生じ、100時間後に1%に達するとする。ここで、100時間は、二重管破断事故において想定される最大の酸化反応が継続したと仮定したときの原子炉格納容器内の全空気が黒鉛の酸化反応によって完全に消費されるまでの時間を保守的に定めたものである。これは、燃料粒子の破損は、酸化反応が継続している間に生じ、酸化反応が終了した後は新たに被覆層が破損することはないと言う考え方に基づいている。また、追加破損率1%の値は、実際には追加破損が生じることがないが、工学的判断で保守的に、運転中に仮定している最大破損率1%と同じとした。この時の核分裂生成物の放出量を算出するとFig. 4.3のA1及びA2に示すとおりであり、評価で使用している値(Fig. 4.3の直線B1及びB2)は十分保守的になっていること

が分かる。

一方、HTTRは事故後の温度変化が緩慢であること及び酸化反応が時間依存で生じることから、燃料粒子被覆層の破損及び核分裂生成物の放出は時間遅れを伴って生じる。Fig. 4. 4 は、二重管破断事故時における原子炉格納容器内の酸素濃度の時間変化を示したもので、黒鉛の酸化が進むにつれて、原子炉格納容器内の酸素濃度減少率（単位時間あたりの消費酸素量）は小さくなる。しかし、重大事故においては、結果を厳しくするため、原子炉格納容器内の酸素濃度減少率は、初期値（最大値）一定のままと仮定する。この場合、酸化反応の継続時間は、Fig. 4. 4 に示したように約 130 時間となる。これに余裕を考慮して、酸化継続時間、即ち核分裂生成物の放出継続時間を 100 時間とした。

#### 4.1.2 仮想事故

HTTRでは、燃料要素の構成材として金属材料を用いず、黒鉛及びセラミックを使用しているので燃料は耐熱性に優れ、また、本原子炉の特性から炉心温度が急激に上昇することもないため、大規模な燃料破損は考え難い。しかし、仮想事故の評価に当たっては、技術的見地からは起こるとは考えられないが、次の仮定にしたがって事故を想定する。

- (1) 炉心へ侵入した空気は、炉心部燃料とのみ選択的、かつ、集中的に核分裂生成物蓄積量の大きい燃料から順次に反応する。
- (2) 侵入した空気は、黒鉛スリーブ及び燃料コンパクトとのみ反応し、燃料体の黒鉛ブロックとは反応しない。
- (3) 黒鉛スリーブ及び燃料コンパクトが全量酸化した燃料は破損する。
- (4) 反応は、原子炉格納容器内の全酸素量が消費されるまで継続する。

このような仮定を用いて評価を行っても燃料粒子は全量酸化されることはなく、炉心内の出力分布を考慮しても最大30%の核分裂生成物が酸化により放出されるにとどまる。

しかしながら、現在の立地評価の観点からは、このような機械的なシーケンスに基づく仮想事故の評価方法は必ずしも認められておらず、またHTTRがわが国初の高温ガス炉であることを考慮して、周辺公衆への被ばく評価は先行炉等と同じく、炉心蓄積量のうち希ガス 100%，よう素50%が原子炉格納容器内に放出されるものとした。一方、こうした仮定を取ったとしても、酸化反応は事故後瞬時に起こることはなく、被覆層の破損または核分裂生成物の放出は、時間遅れを伴って生じる。炉心からの核分裂生成物放出継続時間の評価の考え方を以下に示す。

酸化の継続時間を重大事故よりも厳しく評価するため、炉心に侵入した空気（酸素）は、すべて瞬時に燃料の黒鉛スリーブ及び燃料コンパクトによって消費されると仮定する。すなわち、酸化反応は、供給酸化量によって定まるとしている。従って、酸化の継続時間は、原子炉格納容器内の酸素量を炉心に侵入する酸素の自然循環流量で除した値により定める。

この自然循環流量を大きめに（酸化の継続時間を短めに）評価するため、次の仮定に基づいて評価を行う。

- (a) 事故発生時、炉心内はヘリウムで、原子炉格納容器内はヘリウムと空気の混合ガスで満たさ

れ、事故発生と同時に自然循環流れが生じるものとする。

- (b) 自然循環流路における圧力損失は、流路それぞれで生じるが、流路における圧力損失を小さく評価するため、炉心部のみで生じるものとする。
- (c) 自然循環流れの駆動力は、原子炉格納容器内の低温部（炉心側部流路）と高温部（炉心内流路）における混合ガスの密度差である。また、密度は温度に反比例し、動粘性係数は温度と共に大きくなるので、温度を低く、かつ、温度差を大きく設定する方が自然循環流量を大きめに見積もることになる。従って、この場合の混合ガス温度は、低温部及び高温部とも低めに設定することとし、低温部の混合ガス温度を50°C、高温部の混合ガス温度を700°Cとする。

評価モデルをFig. 4.5に、また、以下に示す記号の意味及び数値等をTable 4.1に示す。上記の考え方に基づくと、燃料部の1次冷却材流路での流速（u）は次の式で表せる。

$$u^2 = \frac{2gh(\rho_o - \rho)}{(\lambda \frac{h}{d} + K_1 + K_2)\rho} \quad (4-1)$$

ここで、原子炉内での熱伝達を考慮すると、密度差（ $\rho_o - \rho$ ）が小さくなり、流速を小さめに評価することになるので、高温側及び低温側の冷却材温度として一定値を用いて、流速を大きめに評価することとしている。

燃料部の1次冷却材流路での管摩擦係数（λ）は、二重円筒の場合、次の式で表すことができる<sup>(17)</sup>。

$$\lambda = \frac{64}{Re} \cdot \frac{(r_o - r_i)^2}{r_o^2 + r_i^2 - \frac{(r_o^2 - r_i^2)}{\ln(r_o/r_i)}} \quad (4-2)$$

(4-2)式に $Re = ud/\nu$ 及びTable 4.1の値を代入すると、λは次のようになる。

$$\lambda = \frac{96\nu}{ud} \quad (4-3)$$

全質量流量（G）は、次の式で表せる。

$$G = A\rho u \times 3600 \quad (4-4)$$

原子炉格納容器内の酸素量（M）が全て炉心を通過するまでの時間（T）は、混合ガス中の酸素の質量割合（k）を用いて次の式で表される。

$$T = \frac{M}{GK} \quad (4-5)$$

また、 $K_1 + K_2 = 1.45$ 、 $Re \leq 60$ では $\lambda > 1$ <sup>(15)</sup>であり、 $(\lambda h/d) > 400$ であるから、次の関係が成り立つので(4-1)式は近似的に次の式に置き換えられる。

$$K_1 + K_2 \ll \lambda \frac{h}{d}$$

$$u^2 = \frac{2gd(\rho_o - \rho)}{\lambda\rho} \quad (4-6)$$

(4-3), (4-4), (4-5) 及び (4-6) 式より, 燃料部の 1 次冷却材流路での全流量 (u), 全質量流量 (G) 及び時間 (T) は, 次のようになる。

$$u = \frac{gd^2(\rho_o - \rho)}{48\nu\rho} \quad (4-7)$$

$$G = \frac{75Agd^2(\rho_o - \rho)}{\nu} \quad (4-8)$$

$$T = \frac{M\nu}{75Agd^2(\rho_o - \rho)K} \quad (4-9)$$

(4-8) 及び (4-9) 式にTable 4.1 の値を代入すると, それぞれ次の値となる。

$$G = 120 \text{ (kg/h)}$$

$$T = 36 \text{ (h)}$$

全質量流量 (G) は, 事故評価時の最大値 (約50kg/h) の約 2 倍で十分大きめの値である。酸素全量 (M) が炉心を通過するまでの時間として求めた T=36(h) に対し, 核分裂生成物の崩壊による量の減少を少なめに評価することから, 余裕を観て追加放出継続時間を30時間と定めた。

以上の結果をまとめ, 軽水炉における評価条件と比較したものをTable 4.2 に示す。

## 4.2 線量の評価結果

### 4.2.1 重大事故

#### (1) 核分裂生成物の大気中への放出量

放出量を評価するための放出過程における評価条件は以下のとおりである。

(i) 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち, 有機よう素の占める割合は, 軽水炉等で用いている値と同様に10%とし, 残りの90%は無機よう素とする。無機よう素については, 50%が原子炉格納容器や同容器内機器に付着し, 原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては, この効果を期待しない。尚, 有機よう素の割合については付録4に, 無機よう素の付着率については付録5に根拠をまとめた。

(ii) 原子炉格納容器からの漏えい率は, 設計では0.1%/d (常温空気, 最高使用圧力の0.9倍の圧力) であるが, 評価上は事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇等を考慮した漏え

い率を上回る値として、付録 6 に示すとおり  $0.25\%/\text{d}$  とする。

(iii) 原子炉格納容器からサービスエリアへ漏えいした核分裂生成物は、非常用空気浄化設備（よう素除去フィルタの除去効率：90%）を経て排気管より放出される。このとき、サービスエリア内での核分裂生成物の付着の効果はないものとする。

但し事故後、サービスエリアは、付録 7 に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい、機器の放熱等により正圧となるため、サービスエリアへ漏えいした核分裂生成物の一部は地上放出される。

(iv) 大気中に放出される核分裂生成物の量を評価する期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とすれば十分であるが、ここでは保守的に無限期間とする。

核分裂生成物の大気中への放出過程の概要を希ガスについて Fig. 4. 6 に、よう素について Fig. 4. 7 に示す。

以上の条件に従って評価した重大事故時に大気中へ放出される核分裂生成物の量及び実効放出継続時間を Table 4. 3 に示す。また、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物による積算線源強度を Table 4. 4 に示す。

## (2) 線量評価結果

前項(1)の結果から 3 章で述べた線量の評価方法に基づき評価した、敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

### 全身線量

希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $1.9 \times 10^{-7}$ Sv
スカイシャイン $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $2.8 \times 10^{-3}$ Sv
直接 $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $1.5 \times 10^{-5}$ Sv

### 甲状腺及び皮膚への線量

よう素の吸入による小児甲状腺の被ばく	約 $5.2 \times 10^{-5}$ Sv
$\beta$ 線による皮膚の被ばく	約 $2.1 \times 10^{-7}$ Sv

以上の結果をまとめると、次のとおりである。

- (a) 大気中に放出された核分裂生成物からの  $\gamma$  線、スカイシャイン  $\gamma$  線及び直接  $\gamma$  線の外部被ばくによる全身線量の合計は、約  $2.9 \times 10^{-3}$  Sv である。この値は「原子炉立地審査指針」の重大事故に対する判断のめやす値である全身に対する  $0.25\text{Sv}$  を十分下回るものである。
- (b) よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、約  $5.2 \times 10^{-5}$  Sv である。この値は「原子炉立地審査指針」の重大事故に対する判断のめやす値である甲状腺（小児）に対する  $1.5\text{Sv}$  を十分下回るものである。
- (c)  $\beta$  線による皮膚への線量は、約  $2.1 \times 10^{-7}$  Sv である。

#### 4.2.2 仮想事故

##### (1) 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物の大気中への放出過程の概要を希ガスについてFig. 4.8に、よう素についてFig. 4.9に示す。原子炉格納容器内へ放出された後の核分裂生成物の放出経路は評価モデルの上では重大事故と同一である。

仮想事故時に大気中へ放出される核分裂生成物の量及び実効放出継続時間をTable 4.5に示す。また、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物による積算線源強度をTable 4.6に示す。

##### (2) 線量評価結果

前項(1)の結果から3章で述べた線量の評価方法に基づき評価した、敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

###### 全身線量

希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $9.1 \times 10^{-6}$ Sv
スカイシャイン $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $6.2 \times 10^{-3}$ Sv
直接 $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $3.4 \times 10^{-5}$ Sv

###### 甲状腺及び皮膚への線量

よう素の吸入による成人甲状腺の被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$ Sv
$\beta$ 線による皮膚の被ばく	約 $1.1 \times 10^{-5}$ Sv

###### 全身線量の積算値

現在人口による積算値	約 0.038万人・Sv
将来人口(推定)による積算値	約 0.042万人・Sv

(Table 4.7, Table 4.8)

以上の結果をまとめると、次のとおりである。

- (a) 大気中に放出された核分裂生成物からの $\gamma$ 線、スカイシャイン $\gamma$ 線及び直接 $\gamma$ 線の被ばくによる全身線量の合計は、約  $6.3 \times 10^{-3}$  Svである。この値は「原子炉立地審査指針」の仮想事故に対する判断のめやす値である全身に対する0.25Svを十分下回るものである。
- (b) よう素の吸入による成人の甲状腺に対する線量は、約  $1.3 \times 10^{-3}$  Svである。この値は「原子炉立地審査指針」の仮想事故に対する判断のめやす値である甲状腺(成人)に対する3 Svを十分下回るものである。
- (c) 1985年の人口データより求めた全身線量の積算値は、約0.038万人・Svであり、50年後(2035年)の予測される人口分布をもとに計算した全身線量の積算値は、約0.042万人・Svである。いずれも「原子炉立地審査指針」の人口密集地帯からの離隔のめやすとして示されている参考値2万人・Svを十分に下回るものである。
- (d)  $\beta$ 線による皮膚への線量は、約  $1.1 \times 10^{-5}$  Svである。

Table 4.1 Parameters to calculate delay time of FP release  
in the hypothetical accident

記号	名 称	単位	値
u	燃料部の1冷却材流路での流速	m/s	
g	重力加速度	m/s <sup>2</sup>	9.8
h	燃料部の1冷却材流路の長さ	m	2.9
$\rho_{\text{t}}$	高温プレナムへの流入混合ガスの密度	kg/m <sup>3</sup>	1.33
$\rho$	燃料部の冷却材流路での混合ガスの密度	kg/m <sup>3</sup>	0.44
$\lambda$	燃料部の1冷却材流路の管摩擦係数	—	
d	燃料部の1冷却材流路の等価直径	m	0.007
$K_1$	圧力損失の形状係数（炉心入口）	—	0.45
$K_2$	圧力損失の形状係数（炉心出口）	—	1
$r_o$	燃料部の1冷却材流路の外半径	m	0.0205
$r_i$	燃料部の1冷却材流路の内半径	m	0.017
$R_e$	レイノルズ数	—	
$\nu$	燃料部の冷却材流路での混合ガスの動粘性係数	m <sup>2</sup> /s	$1.05 \times 10^{-4}$
G	全質量流量	kg/h	
A	炉心部流路断面積 $(\pi(r_o^2 - r_i^2) \times 954\text{流路})$	m <sup>2</sup>	0.39
T	原子炉格納容器内の酸素全量が炉心を通過するまでの時間	h	
M	原子炉格納容器内の酸素量	kg	826
k	混合ガス中の酸素の質量割合	—	0.19

Table 4.2 Calculation conditions for site evaluation (HTTR and LWR)

項目			重大事故		仮想事故	
			HTTR	LWR	HTTR	LWR
原子炉格納 容器内に放 出される核 分裂生成物	炉心からの 放出	希ガス	2 %	2 %	100 %	100 %
		よう素	1 %	1 %	50 %	50 %
		その他	1 %	0.02 %	2 %	1 %
追加放出	放出形態	一定の割合で100時 間燃焼	一定の割合で30時間 燃焼	一定の割合で30時間 燃焼	瞬時放出	瞬時放出
		1次冷却設備内を 循環するもの	100%瞬時放出	想定していない	100%瞬時放出	想定していない
		1次冷却設備壁面に 沈着したもの	60%瞬時放出	想定していない	100%瞬時放出	想定していない
炉心以外 からの放出	燃料限界照射試料内に 蓄積されたもの	希ガス100%、よう 素50%瞬時放出	想定していない	希ガス100%、よう素 50%瞬時放出	想定していない	
		評価期間中一定	事故後24時間を境にふたと おりの値(PWR) 評価期間中一定(BWR)	評価期間中一定	事故後24時間を境にふたと おりの値(PWR) 評価期間中一定(BWR)	
		事故後5分間想定	想定していない	事故後5分間想定	想定していない	
地上放出される核分裂生成物	事故後5分間想定	想定していない	事故後5分間想定	想定していない		
大気中に放出される核分裂生成物の量の評価期間	無限時間	30日間(PWR) 無限時間(BWR)	無限時間	30日間(PWR) 無限時間(BWR)		
スカイシャインア線 及び直線ア線による 外部被ばく評価上の 考慮	積算線源強度の評価期間	無限時間	30日間(PWR) 評価していない(BWR)	無限時間	30日間(PWR) 評価していない(BWR)	
	積算線源強度の評価線源	原子炉格納容器内に放出 される核分裂生成物全量	希ガス2%、ハロゲン1%、 その他0.02%(PWR)	原子炉格納容器内に放出 される核分裂生成物全量	希ガス100%、ハロゲン50%、 その他1%(PWR)	

Table 4.3 Effective release time (Major accident)

		大気放出量	最大放出率	実効放出継続時間 <sup>*1</sup>
地上放出	γ線換算放出	約 $1.3 \times 10^8$ MeV・Bq	約 $1.3 \times 10^8$ MeV・Bq/h	1 時間
	β線換算放出	約 $7.9 \times 10^7$ MeV・Bq	約 $7.9 \times 10^7$ MeV・Bq/h	1 時間
	$^{131}\text{I}$ 換算放出	約 $9.0 \times 10^6$ Bq <sup>*2</sup>	約 $2.6 \times 10^7$ Bq/h <sup>*2</sup>	1 時間
排気管 放出	γ線換算放出	約 $1.5 \times 10^{12}$ MeV・Bq	約 $4.3 \times 10^{11}$ MeV・Bq/h	160 時間
	β線換算放出	約 $5.0 \times 10^{12}$ MeV・Bq	約 $9.2 \times 10^{11}$ MeV・Bq/h	380 時間
	$^{131}\text{I}$ 換算放出	約 $6.4 \times 10^{11}$ Bq <sup>*2</sup>	約 $8.5 \times 10^{10}$ Bq/h <sup>*2</sup>	350 時間

\* 1) 実効放出継続時間 = [大気放出量] / [最大放出率]

\* 2) 小児甲状腺線量換算

Table 4.4 Integral source intensity in the containment vessel (CV)  
(Major accident)

	エネルギー範囲(MeV/dis)		代表エネルギー (MeV/dis)	線源強度 (MeV)
	下限	上限		
1	0.0	$\sim 2.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-19}$
2	$2.0 \times 10^{-2}$	$\sim 3.0 \times 10^{-2}$	$3.0 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-20}$
3	$3.0 \times 10^{-2}$	$\sim 4.5 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-2}$	$2.8 \times 10^{-20}$
4	$4.5 \times 10^{-2}$	$\sim 7.0 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-18}$
5	$7.0 \times 10^{-2}$	$\sim 1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-19}$
6	$1.0 \times 10^{-1}$	$\sim 1.5 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$9.2 \times 10^{-19}$
7	$1.5 \times 10^{-1}$	$\sim 3.0 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^{-1}$	$3.7 \times 10^{-19}$
8	$3.0 \times 10^{-1}$	$\sim 4.5 \times 10^{-1}$	$4.5 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{-20}$
9	$4.5 \times 10^{-1}$	$\sim 7.0 \times 10^{-1}$	$7.0 \times 10^{-1}$	$5.2 \times 10^{-22}$
10	$7.0 \times 10^{-1}$	$\sim 1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^0$	$3.4 \times 10^{-21}$
11	$1.0 \times 10^0$	$\sim 1.5 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$	$2.2 \times 10^{-20}$
12	$1.5 \times 10^0$	$\sim 2.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^0$	$3.7 \times 10^{-20}$
13	$2.0 \times 10^0$	$\sim 2.5 \times 10^0$	$2.5 \times 10^0$	$6.2 \times 10^{-19}$
14	$2.5 \times 10^0$	$\sim 3.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$	$1.9 \times 10^{-19}$
15	$3.0 \times 10^0$	$\sim 4.0 \times 10^0$	$4.0 \times 10^0$	$2.3 \times 10^{-17}$
16	$4.0 \times 10^0$	$\sim 6.0 \times 10^0$	$6.0 \times 10^0$	$6.6 \times 10^{-15}$
17	$6.0 \times 10^0$	$\sim 8.0 \times 10^0$	$8.0 \times 10^0$	0.0
18	$8.0 \times 10^0$	$\sim 1.0 \times 10^1$	$1.4 \times 10^1$	0.0

Table 4.5 Effective release time (Hypothetical accident)

		大気放出量	最大放出率	実効放出継続時間 <sup>*1</sup>
地上放出	γ線換算放出	約 $5.5 \times 10^8$ MeV · Bq	約 $5.5 \times 10^8$ MeV · Bq/h	1 時間
	β線換算放出	約 $3.8 \times 10^8$ MeV · Bq	約 $3.8 \times 10^8$ MeV · Bq/h	1 時間
	$^{131}\text{I}$ 換算放出	約 $2.6 \times 10^7$ Bq <sup>*2</sup>	約 $2.6 \times 10^7$ Bq/h <sup>*2</sup>	1 時間
排気管 放出	γ線換算放出	約 $7.2 \times 10^{13}$ MeV · Bq	約 $4.3 \times 10^{11}$ MeV · Bq/h	160 時間
	β線換算放出	約 $2.4 \times 10^{14}$ MeV · Bq	約 $9.2 \times 10^{11}$ MeV · Bq/h	260 時間
	$^{131}\text{I}$ 換算放出	約 $2.4 \times 10^{13}$ Bq <sup>*2</sup>	約 $8.5 \times 10^{10}$ Bq/h <sup>*2</sup>	280 時間

\* 1) 実効放出継続時間 = [大気放出量] / [最大放出率]

\* 2) 成人甲状腺線量換算

Table 4.6 Integral source intensity in the CV  
(Hypothetical accident)

	エネルギー範囲(MeV/dis)		代表エネルギー (MeV/dis)	線源強度 (MeV)
	下限	上限		
1	0.0	$\sim 2.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{19}$
2	$2.0 \times 10^{-2}$	$\sim 3.0 \times 10^{-2}$	$3.0 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{21}$
3	$3.0 \times 10^{-2}$	$\sim 4.5 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^{21}$
4	$4.5 \times 10^{-2}$	$\sim 7.0 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{18}$
5	$7.0 \times 10^{-2}$	$\sim 1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^{20}$
6	$1.0 \times 10^{-1}$	$\sim 1.5 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.9 \times 10^{20}$
7	$1.5 \times 10^{-1}$	$\sim 3.0 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{20}$
8	$3.0 \times 10^{-1}$	$\sim 4.5 \times 10^{-1}$	$4.5 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{21}$
9	$4.5 \times 10^{-1}$	$\sim 7.0 \times 10^{-1}$	$7.0 \times 10^{-1}$	$9.6 \times 10^{22}$
10	$7.0 \times 10^{-1}$	$\sim 1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^0$	$6.7 \times 10^{21}$
11	$1.0 \times 10^0$	$\sim 1.5 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$	$4.5 \times 10^{20}$
12	$1.5 \times 10^0$	$\sim 2.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^0$	$8.1 \times 10^{20}$
13	$2.0 \times 10^0$	$\sim 2.5 \times 10^0$	$2.5 \times 10^0$	$1.6 \times 10^{20}$
14	$2.5 \times 10^0$	$\sim 3.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$	$4.4 \times 10^{19}$
15	$3.0 \times 10^0$	$\sim 4.0 \times 10^0$	$4.0 \times 10^0$	$8.9 \times 10^{17}$
16	$4.0 \times 10^0$	$\sim 6.0 \times 10^0$	$6.0 \times 10^0$	$1.5 \times 10^{17}$
17	$6.0 \times 10^0$	$\sim 8.0 \times 10^0$	$8.0 \times 10^0$	0.0
18	$8.0 \times 10^0$	$\sim 1.0 \times 10^1$	$1.4 \times 10^1$	0.0

Table 4.7 The sum of whole body dose at hypothetical accident  
(based on the population statistics in 1985)

距離 (km)	主な市町村名	人口 (人)	積算値 (人・Sv)
0 ~ 1	大洗町	$2.923 \times 10^1$	$1.5 \times 10^{-3}$
1 ~ 2	旭村、大洗町	$8.766 \times 10^1$	$2.9 \times 10^{-3}$
2 ~ 3	旭村	$1.169 \times 10^2$	$2.8 \times 10^{-3}$
3 ~ 5	旭村	$6.752 \times 10^2$	$2.2 \times 10^{-2}$
5 ~ 7	茨城町、旭村	$1.729 \times 10^3$	$1.0 \times 10^{-1}$
7 ~ 10	茨城町、旭村、鉢田町	$5.017 \times 10^3$	$3.4 \times 10^{-1}$
10 ~ 20	茨城町、鉢田町、美野里町	$2.133 \times 10^4$	1.4
20 ~ 30	石岡市、美野里町	$5.983 \times 10^4$	2.7
30 ~ 50	土浦市、石岡市、牛久町	$2.946 \times 10^5$	9.4
50 ~ 70	柏市、岩井市、我孫子市	$6.415 \times 10^5$	$1.2 \times 10^1$
70 ~ 100	東京都、浦和市、市川市	$8.123 \times 10^6$	$1.1 \times 10^2$
100 ~ 200	横浜市、川越市、相模原市	$1.466 \times 10^7$	$1.4 \times 10^2$
200 ~ 300	静岡市、沼津市、清水市	$2.705 \times 10^6$	$1.3 \times 10^1$
300 ~ 500	名古屋市、京都市、東大阪市	$2.160 \times 10^7$	$6.6 \times 10^1$
500 ~ 700	神戸市、和歌山市、徳島市	$6.597 \times 10^6$	$1.2 \times 10^1$
700 ~ 1,000	高知市、延岡市、宮崎市	$7.115 \times 10^6$	9.3
1,000 ~ 2,000	鹿児島市、大隅諸島、奄美諸島	$5.290 \times 10^6$	4.9
2,000 ~ 2,200	先島諸島	$4.670 \times 10^4$	$2.2 \times 10^{-2}$
合 計		$6.716 \times 10^7$	$3.8 \times 10^2$

Table 4.8 The sum of whole body dose at hypothetical accident  
(based on estimated population in 2035)

距 離 (km)	主 な 市 町 村 名	人 口 (人)	積 算 値 (人・Sv)
0 ~ 1	大洗町	$1.957 \times 10^1$	$1.0 \times 10^{-3}$
1 ~ 2	旭村、大洗町	$7.666 \times 10^1$	$2.6 \times 10^{-3}$
2 ~ 3	旭村	$1.142 \times 10^2$	$2.7 \times 10^{-3}$
3 ~ 5	旭村	$6.597 \times 10^2$	$2.1 \times 10^{-2}$
5 ~ 7	茨城町、旭村	$1.840 \times 10^3$	$1.1 \times 10^{-1}$
7 ~ 10	茨城町、旭村、鉾田町	$5.039 \times 10^3$	$3.5 \times 10^{-1}$
10 ~ 20	茨城町、鉾田町、美野里町	$1.921 \times 10^4$	1.3
20 ~ 30	石岡市、美野里町	$5.834 \times 10^4$	2.6
30 ~ 50	土浦市、石岡市、牛久町	$4.633 \times 10^5$	$1.5 \times 10^1$
50 ~ 70	柏市、岩井市、我孫子市	$9.098 \times 10^5$	$1.8 \times 10^1$
70 ~ 100	東京都、浦和市、市川市	$8.062 \times 10^6$	$1.1 \times 10^2$
100 ~ 200	横浜市、川越市、相模原市	$1.661 \times 10^7$	$1.6 \times 10^2$
200 ~ 300	静岡市、沼津市、清水市	$2.603 \times 10^6$	$1.2 \times 10^1$
300 ~ 500	名古屋市、京都市、東大阪市	$2.327 \times 10^7$	$7.1 \times 10^1$
500 ~ 700	神戸市、和歌山市、徳島市	$6.642 \times 10^6$	$1.2 \times 10^1$
700 ~ 1,000	高知市、延岡市、宮崎市	$7.056 \times 10^6$	9.2
1,000 ~ 2,000	鹿児島市、大隅諸島、奄美諸島	$5.299 \times 10^6$	4.9
2,000 ~ 2,200	先島諸島	$6.505 \times 10^4$	$3.1 \times 10^{-2}$
合 計		$7.106 \times 10^7$	$4.2 \times 10^2$

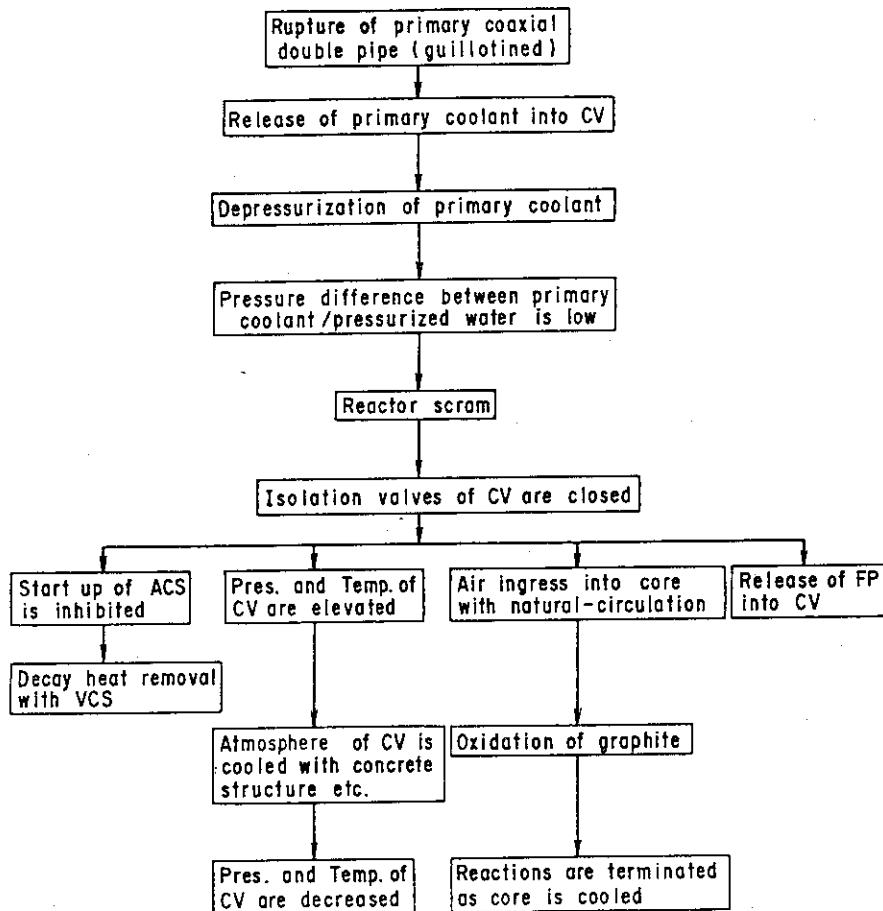


Fig. 4.1 Sequence of depressurization accident.

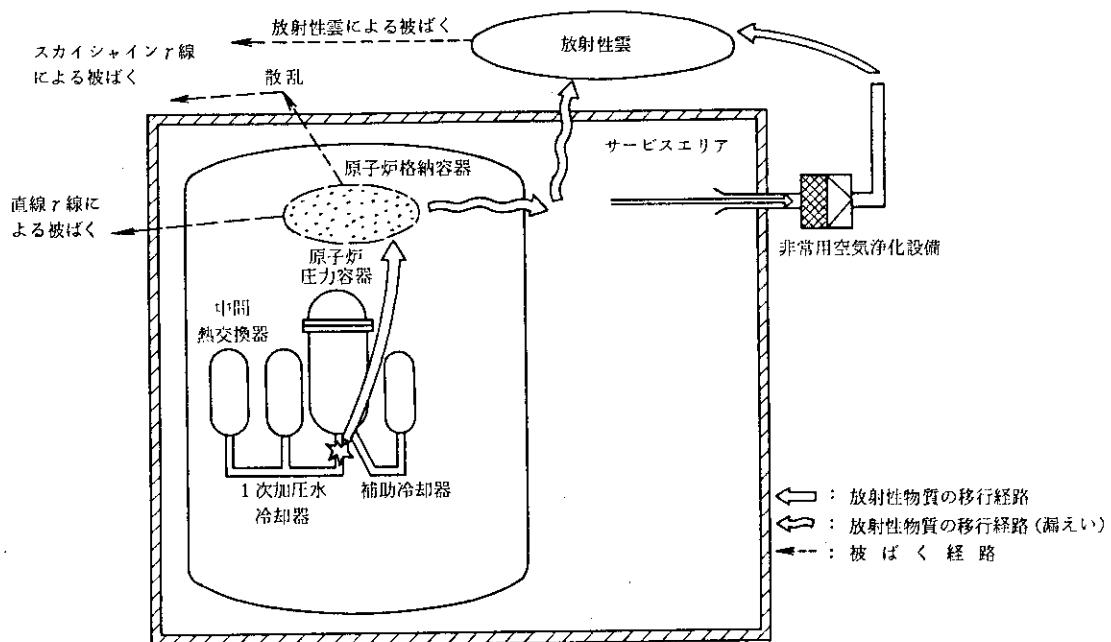


Fig. 4.2 Release and irradiation paths during depressurization accident.

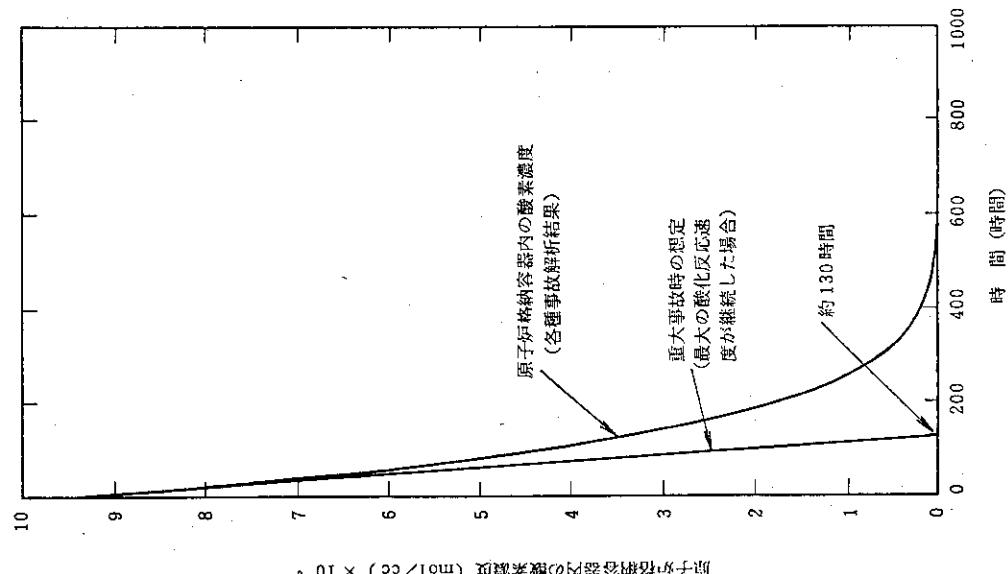


Fig. 4.4 Transient of oxygen concentration in CV during depressurization accident.

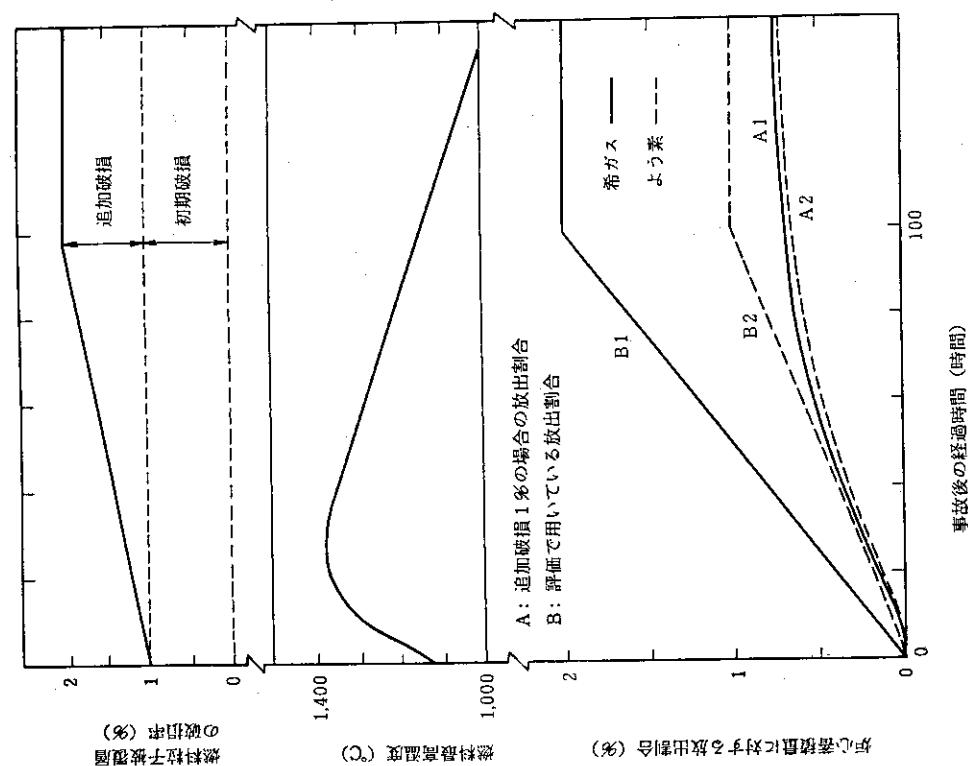


Fig. 4.3 Fuel failure fraction and FP release during major accident.

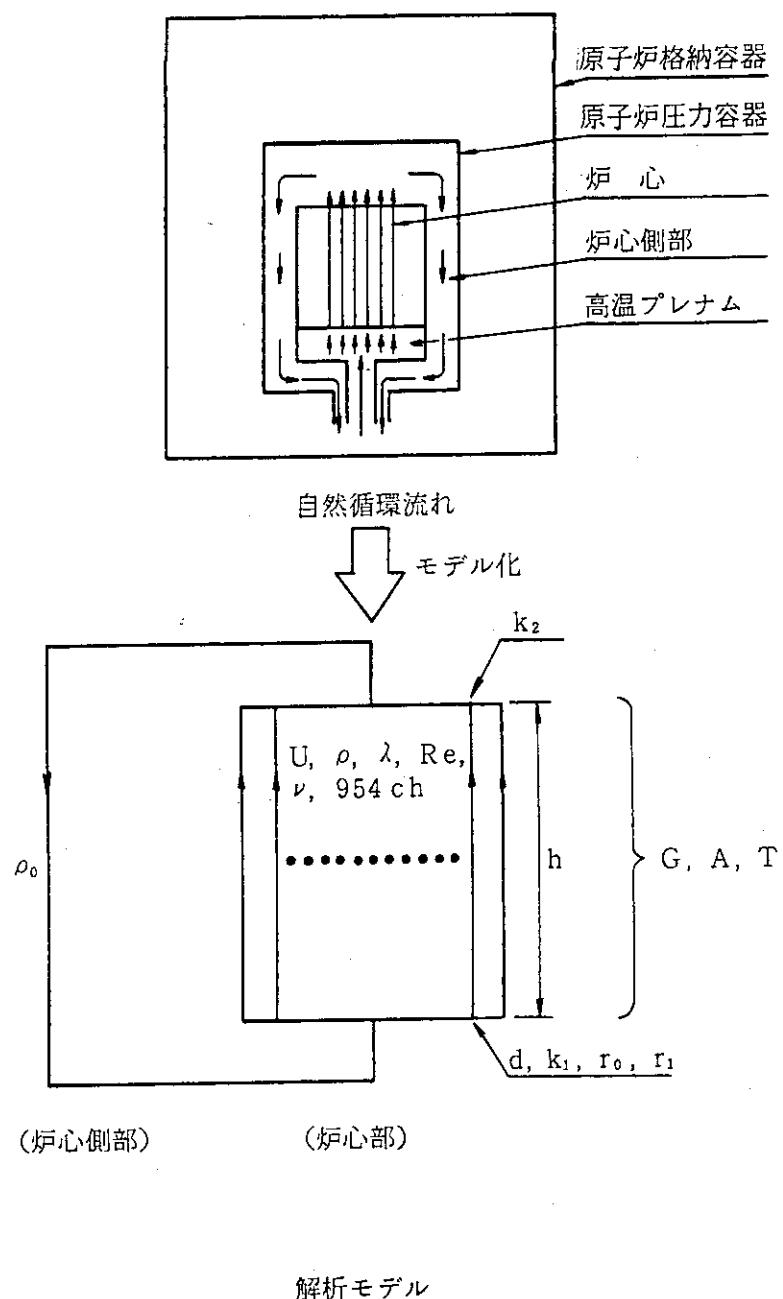


Fig. 4.5 Calculation model of natural circulation during hypothetical accident.

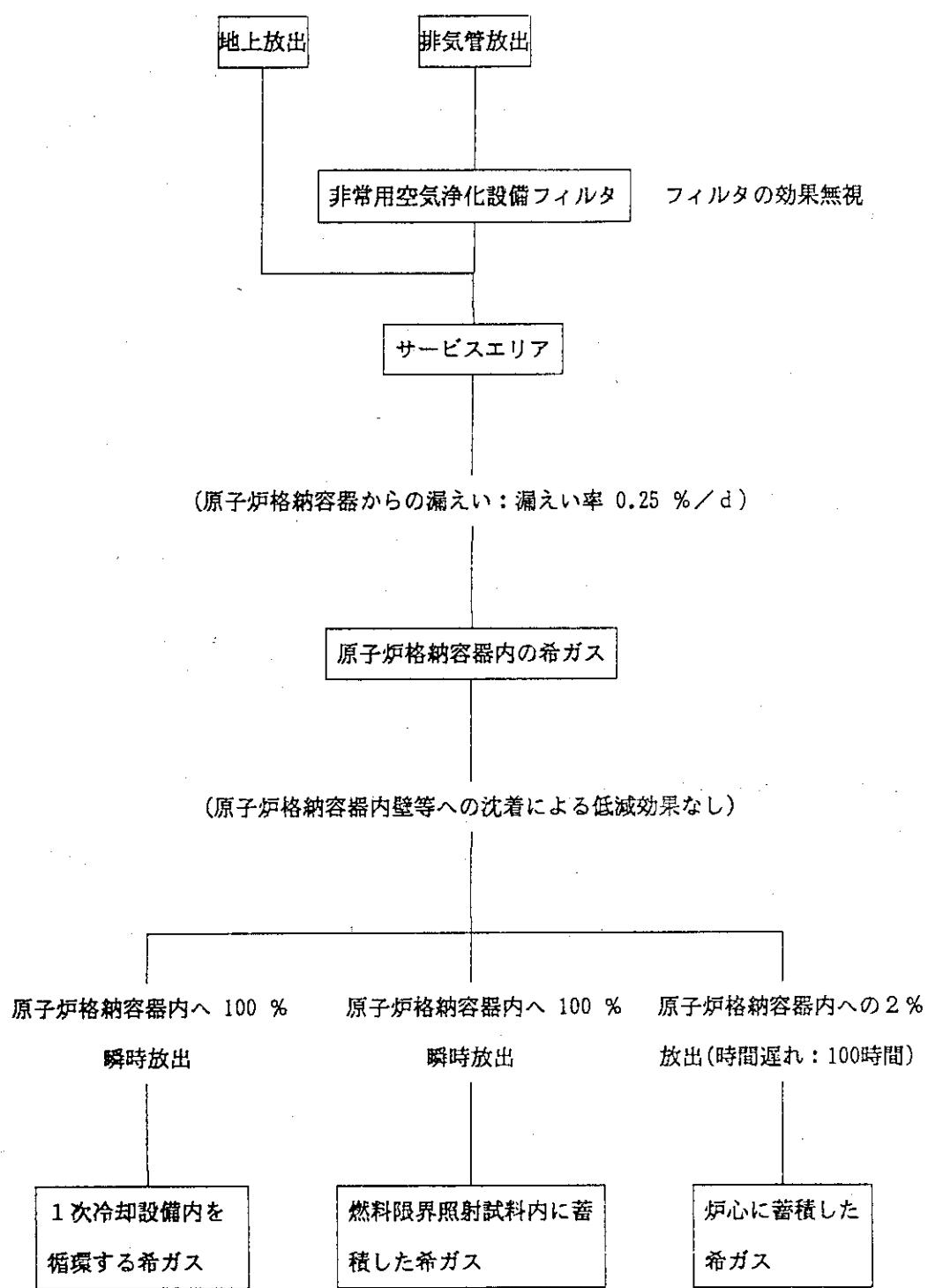


Fig. 4.6 Release flow of noble gases (Major accident).

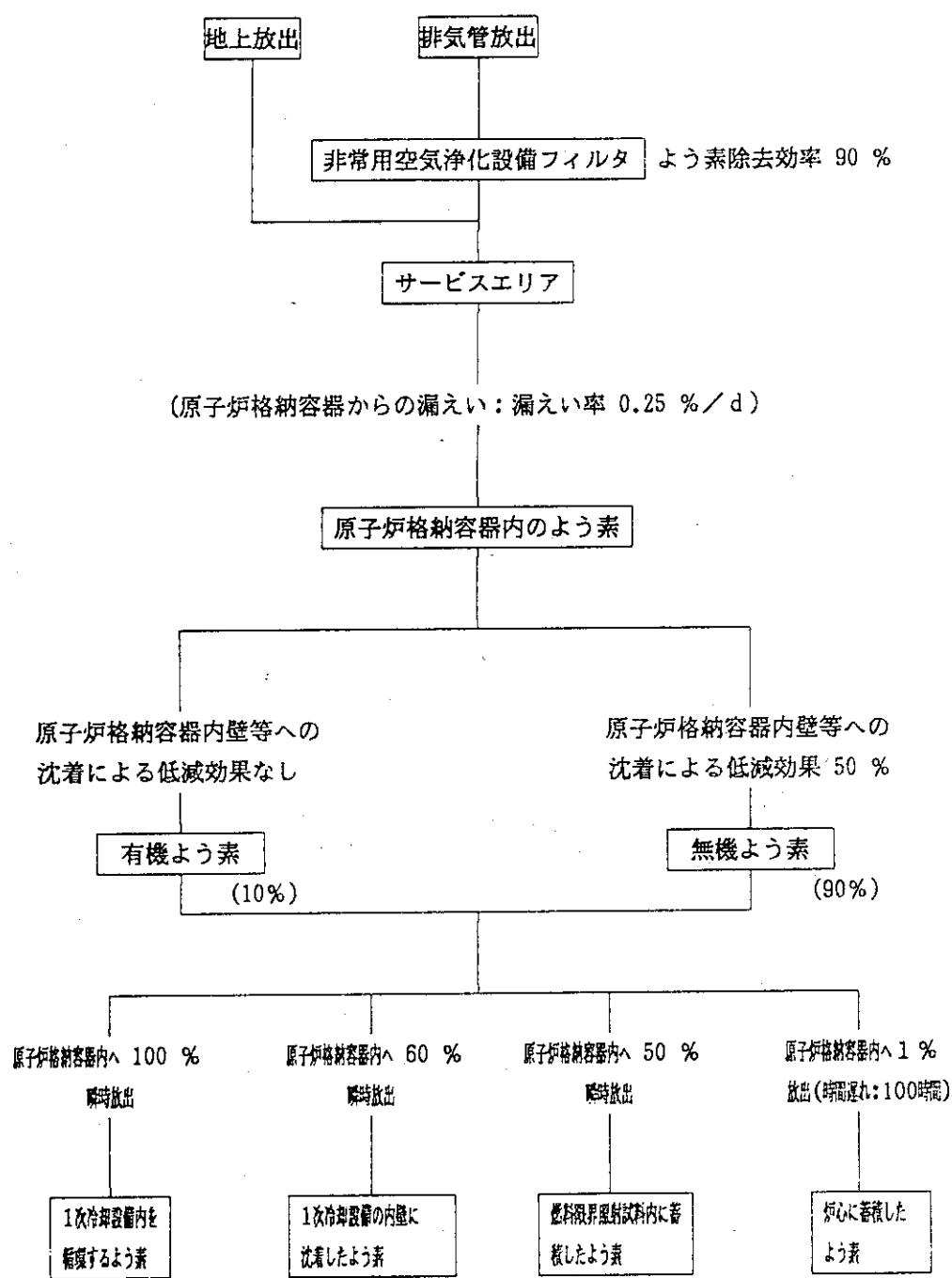


Fig. 4.7 Release flow of iodines (Major accident).

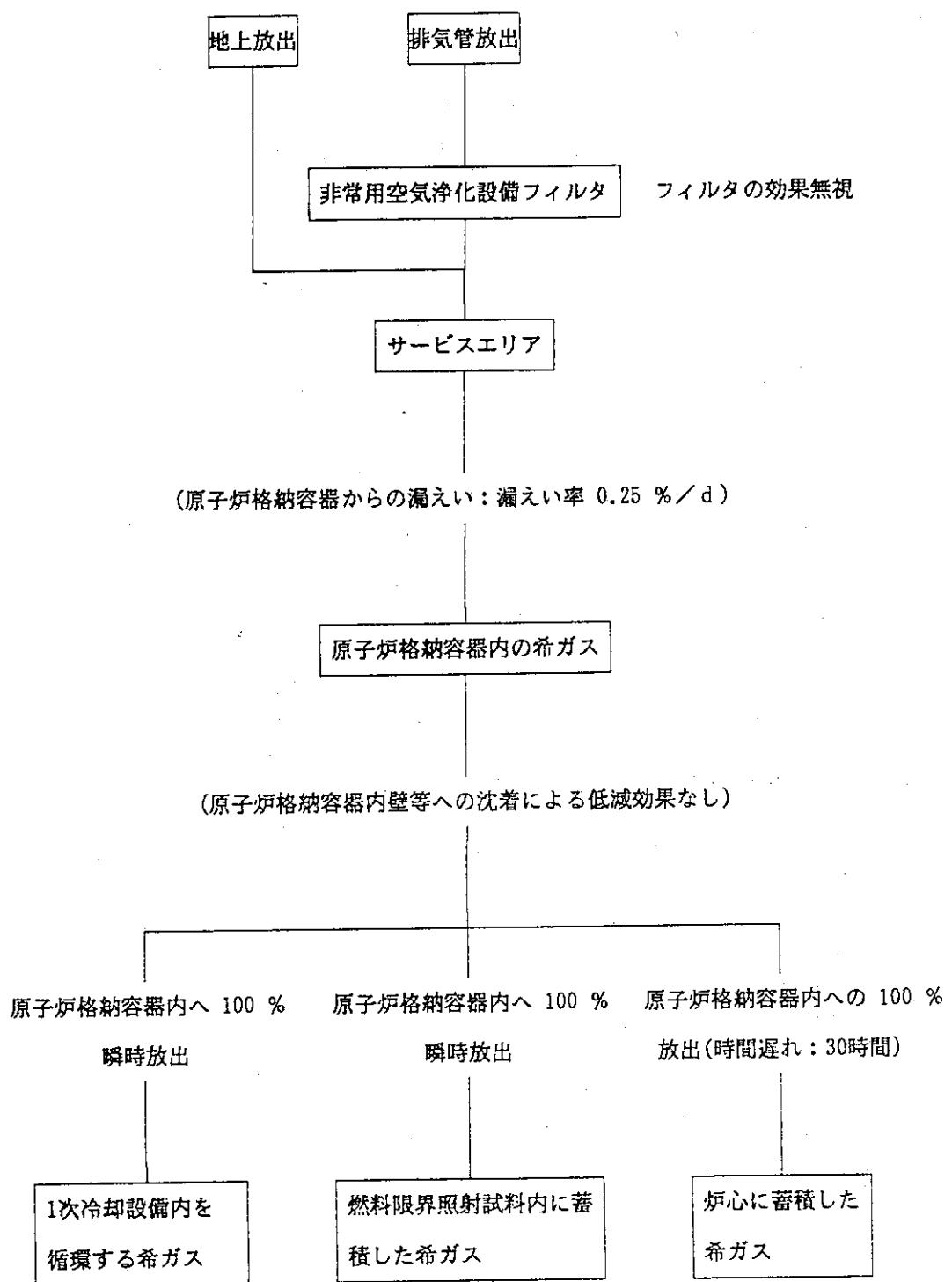


Fig. 4.8 Release flow of noble gases (Hypothetical accident).

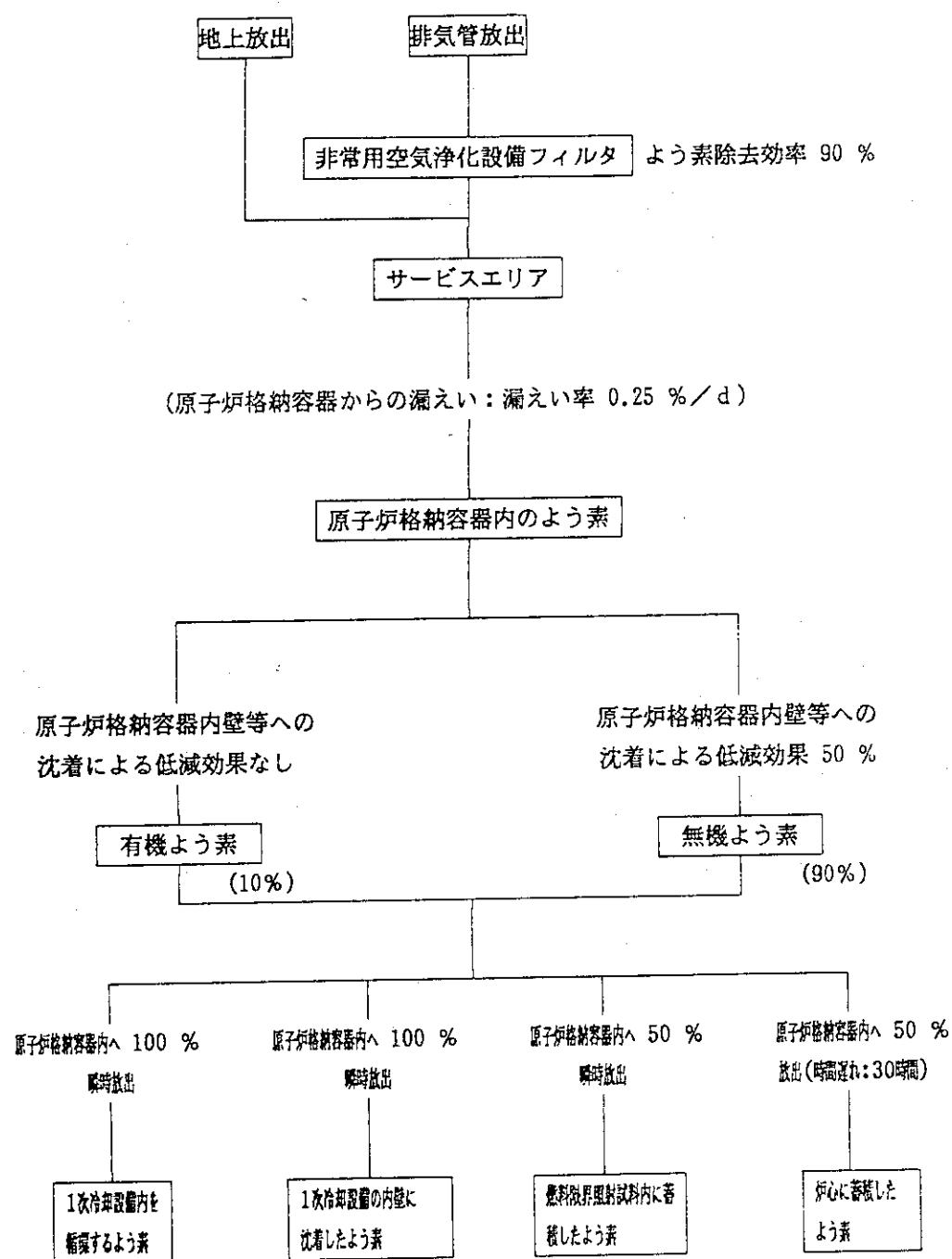


Fig. 4.9 Release flow of iodines (Hypothetical accident).

## 5. ま と め

HTTRの立地評価事故事象の選定及びその評価方法並びに結果についてまとめた。事象としては、1次冷却設備二重管破断事故を選定した。重大事故及び仮想事故の評価に当たっては、HTTRの特徴を考慮して、炉心内蓄積している核分裂生成物の時間遅れ（時間依存）放出を仮定した。

これに基づき、事故によって放出される核分裂生成物の量を求め、線量を計算した。その結果、線量の評価値は重大事故及び仮想事故について、「原子炉立地審査指針」に示された判断のめやすに適合しており、HTTR立地の妥当性が示された。

## 謝 辞

本検討は、高温工学試験研究炉の安全審査を通して行ってきたもので、斎藤伸三HTTR開発部次長及び田中利幸HTTR原子炉開発室長には多大な御指導を頂いた。また、数土幸夫HTTR計画室長には安全審査の過程で多くの貴重な助言を頂き、竹口省三HTTR計画室長代理及び瀬谷東光氏には、資料作成のための助言及び協力を頂いた。本報告書の作成にあたっては、新藤隆一HTTR原子炉開発室グループリーダーに御指導頂いた。さらに、解析を行うにあたっては、旧HTTR建設安全評価グループの方々をはじめとするHTTR開発部の皆様に、被ばく評価計算については保健物理部放射線管理第1課の山本峯澄課長、小林秀雄氏及び清水勇氏に協力を頂いた。以上の方々に深く感謝します。

## 5. まとめ

HTTRの立地評価事故事象の選定及びその評価方法並びに結果についてまとめた。事象としては、1次冷却設備二重管破断事故を選定した。重大事故及び仮想事故の評価に当たっては、HTTRの特徴を考慮して、炉心内蓄積している核分裂生成物の時間遅れ（時間依存）放出を仮定した。

これに基づき、事故によって放出される核分裂生成物の量を求め、線量を計算した。その結果、線量の評価値は重大事故及び仮想事故について、「原子炉立地審査指針」に示された判断のめやすに適合しており、HTTR立地の妥当性が示された。

## 謝　　辞

本検討は、高温工学試験研究炉の安全審査を通して行ってきたもので、斎藤伸三HTTR開発部次長及び田中利幸HTTR原子炉開発室長には多大な御指導を頂いた。また、数土幸夫HTTR計画室長には安全審査の過程で多くの貴重な助言を頂き、竹口省三HTTR計画室長代理及び瀬谷東光氏には、資料作成のための助言及び協力を頂いた。本報告書の作成にあたっては、新藤隆一HTTR原子炉開発室グループリーダーに御指導頂いた。さらに、解析を行うにあたっては、旧HTTR建設安全評価グループの方々をはじめとするHTTR開発部の皆様に、被ばく評価計算については保健物理部放射線管理第1課の山本峯澄課長、小林秀雄氏及び清水勇氏に協力を頂いた。以上の方々に深く感謝します。

## 参考文献

- (1) 科学技術庁原子力安全調査室監修、「原子力安全委員会安全審査指針集」、大成出版社(1991)。
- (2) 日本原子力研究所、「日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書[HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置]」、平成元年2月(平成2年10月一部補正)。
- (3) 新藤, 沢, 他, 「HTTRの安全評価(I)事象選定と判断基準」, 日本原子力学会 1991年春の年会(B-38), 近畿大学工学部(1991)。
- (4) "Report of Limits for Intakes of Radionuclides by Workers", ICRP Publication 30 (1978).
- (5) "Report of the Tas Group on Reference Man", ICRP Publication 23 (1974).
- (6) Henrichs, K., et. al., "Dosisfaktoren fur Inhalation oder Ingestion von Radionuklidverbindungen", ISH-Heft 63, 78, 79 (1985).
- (7) Couchman, M. L. and Anno, C. H., "G33 Code", NUS-TM-NA-42 (1968).
- (8) Cain, V. R., "A Users Manual for QAD-CG, The Combination Geometric Version of the QAD-P5A Point Kernel Shielding Code", RSIC CCC-307 (1977).
- (9) 総理府統計局, 「昭和60年国勢調査報告」(1985)。
- (10) 厚生省人口問題研究所, 「日本の将来推計人口」(1982)。
- (11) Sawa, K., Shiozawa, S., et. al., "Analytical Method and Result of Radiation Exposure for Depressurization Accident of HTTR", Proceedings of ANS International Topical Meeting, Boise, Idaho, USA (1990).
- (12) Sawa, K., et. al., "Analytical Method and Result of Off-site Exposure during Normal Operation of HTTR", Energy Vol. 16, No. 1/2 (1991).
- (13) 沢, 塩沢, 他, 「高温工学試験研究炉における被覆燃料粒子の破損及びFP放出率の評価法」, JAERI-M 88-258 (1988)。
- (14) Hanson, D. L., GA-A 13140 (1976).
- (15) 林, 沢, 塩沢, 他, 「高温工学試験研究炉用燃料体の健全性の評価と許容設計限界」, JAERI-M 89-162 (1989)。
- (16) 林, 他, 「高温工学試験研究炉の異常状態時における燃料及び炉心の安全評価上の判断基準の検討」, JAERI-M, 投稿中
- (17) 日本機械学会, 「管路・ダクトの流体抵抗」(1979)。

## 付録1 原子炉格納容器外放出に係る仮想的事故の評価について

原子炉格納容器外放出に係わる仮想的事故として、以下の2事象について評価を行った。

- 1次ヘリウム純化設備配管破損事故
- 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故

それぞれの事象に対するシーケンスをそれぞれFig. A1.1 及びFig. A1.2 に示す。

仮想的事故時において、より多くの放射性物質の放出量を見積るよう、解析に当たっては、Fig. A1.1, Fig. A1.2 の(\*)に示す項目に対し、それぞれ以下に示す条件で評価している。

- 1次ヘリウム純化設備配管破損事故

1次冷却設備を循環する核分裂生成物の一部の放出 (\*1)

燃料限界照射試験時の最大値を解析条件としており、事故時の条件が最大となっている。

原子炉格納容器外の1次ヘリウム純化設備配管に沈着している放射性よう素の一部の放出 (\*2)

事故時においては離脱割合を60%としているが、仮想的事故時においては全量離脱するものとした。

原子炉格納容器隔離弁閉止までの時間遅れ (\*3)

仮想的に、事故評価で用いている値の2倍とする。

- 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故

1次冷却設備を循環する核分裂生成物の一部の放出 (\*1)

燃料限界照射試験時の最大値を解析条件としており、事故時の条件が最大となっている。

排気ライン遮蔽閉止までの時間遅れ (\*2)

仮想的に、事故評価で用いている値の2倍とする。

解析条件及び被ばく評価結果をTable A1.1 及びTable A1.2 にまとめて示す。同表には、参考として、仮想事故（1次冷却設備二重管破断事故）の被ばく評価結果も記載している。評価結果より、1次ヘリウム純化設備配管破損事故及び1次加圧水冷却器伝熱管破損事故の仮想的事故時の被ばく線量は、それぞれ約  $8.0 \times 10^{-5}$  Sv, 約  $7.6 \times 10^{-7}$  Svとなり、1次冷却設備二重管破断事故の仮想事故時の被ばく線量である約  $6.3 \times 10^{-3}$  Svに比べて十分小さい値となる。

Table A1.1 仮想的事故の解析条件及び被ばく評価結果

(1次ヘリウム純化設備配管破損事故)

解析条件及び解析結果	事故	仮想的事故
隔離弁閉止までの時間	5秒	10秒
よう素の離脱割合	60%	100%
実効線量当量	約 $3.7 \times 10^{-5}$ Sv	約 $8.0 \times 10^{-5}$ Sv (約 $6.3 \times 10^{-3}$ Sv) *

\*仮想事故（1次冷却設備二重管破断事故）の結果

Table A1.2 仮想的事故の解析条件及び被ばく評価結果

(1次加圧水冷却器伝熱管破損事故)

解析条件及び解析結果	事故	仮想的事故
排気ライン遮断弁閉止までの時間	10秒	20秒
実効線量当量	約 $3.8 \times 10^{-7}$ Sv	約 $7.6 \times 10^{-7}$ Sv (約 $6.3 \times 10^{-3}$ Sv) *

\*仮想事故（1次冷却設備二重管破断事故）の結果

Fig. A1.1 1次ヘリウム純化設備配管破損事故の被ばく評価のシーケンス

原子炉格納容器外の隔離弁直後の1次ヘリウム純化設備の配管破断



核分裂生成物のサービスエリアへの放出

- ・ 1次冷却設備を循環する核分裂生成物の一部(\*1)
- ・ 原子炉格納容器外の1次ヘリウム純化設備配管に沈着している放射性よう素の一部(\*2)



1次ヘリウム純化設備流量の増大



「1次ヘリウム純化設備流量高」信号設定点に到達



原子炉格納容器隔離弁閉(\*3)

「1次加圧水冷却器加圧水流量低」

スクラム設定点に到達



非常用空気浄化設備起動

原子炉スクラム



商用電源喪失 → 非常用電源の確立



非常用空気浄化設備再起動



サービスエリア負圧達成



排気管からの放出

Fig. A1.2 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故の被ばく評価のシーケンス

1次加圧水冷却器伝熱管1本の破損



核分裂生成物の1次加圧水への放出

- 1次冷却設備を循環する核分裂生成物の一部(\*1)



1次加圧水放射能の上昇



「1次加圧水放射能高」

信号設定点に到達



1次加圧水冷却器排気ライン遮断弁閥(\*2)

注) 1次加圧水冷却器の伝熱管の完全破断では、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により原子炉はスクラムするが、この場合には1次冷却材が加圧水に大量に移行することはないので、被ばく評価上は原子炉がスクラムしない、小漏えいを想定している。従って、1次冷却材流速の上昇はほとんどなく、沈着している核分裂生成物の離脱を考慮する必要はない。

## 付録2 線量評価方法の考え方の詳細

ICRPの新勧告取入れに伴う法令等の改正により、事故時の線量の評価は、以下の考え方により行う。

### 1. 各種事故

#### (1) 線量当量の判断基準

従 来	改 訂 後
全身被曝線量 0.5rem	実効線量当量 5 mSv
甲状腺被曝線量 1.5rem	

#### (2) 線量当量の評価方法

- ①  $\gamma$ 線の外部被ばく及びよう素の吸入による内部被ばくに係る線量当量は、実効線量当量で評価する。
- ② よう素の吸入による小児の内部被ばくの実効線量当量は、乳児、幼児に対する実効線量当量を評価し、高い方の値をとる。
- ③ よう素の吸入に係る線量は、血液中よう素が甲状腺に取り込まれる割合を0.3として評価する。
- ④ よう素の吸入による内部被ばくの実効線量当量は、ICRP publ. 30に示す実効線量当量換算係数を用いて算出する。実効線量当量の算定に当たっては、個々の核種に対するそれぞれの換算係数を用いる。

すなわち、放射性よう素の内部被ばくに係る実効線量当量及び甲状腺に対する線量の算定には、以下の3つの考え方がある。

- (a) 実効線量当量及び甲状腺に対する線量は、従来使用してきた $^{131}\text{I}$ 等価量を用いずに算定する。線量の算定に当たっては、個々の核種に対する実効線量当量換算係数及び甲状腺線量当量換算係数を用いて行う。
- (b) 実効線量当量及び甲状腺に対する線量は、 $^{131}\text{I}$ 等価量を用いて算定する。この場合、 $^{131}\text{I}$ 等価量の計算は $^{131}\text{I}$ の実効線量当量換算係数に対する比率及び $^{131}\text{I}$ の甲状腺線量当量換算係数に対する比率を用いて行う。
- (c) 実効線量当量は、実効線量当量としての $^{131}\text{I}$ 等価量から算定し、甲状腺に対する線量は、その実効線量当量を甲状腺の荷重係数(0.03)で除して算定する。

日本原子力研究所は、上記の方法のうち、(a)の方法を採用する。

- ⑤ よう素の吸入に係る呼吸率は、実効放出継続時間に応じてICRP publ. 23に基づく値を使用する。幼児に対する値は内挿して求める。

実効放出継続時間	呼 吸 率
1日以内	標準人の活動中の呼吸率
1日から2日	事故シナリオに応じて、活動中または非活動中の呼吸率
2日以上	標準人の1日間の平均呼吸率

- ⑥ よう素の吸入による小児の内部被ばくの実効線量当量は、成人に対する実効線量当量を求め、「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当量評価について（平成元年3月27日）」と同様に、ISH-Heftの文献に基づき求めた1才児、5才児に対する年令補正係数を乗じて算出する。
- ⑦  $\gamma$ 線の外部被ばくの評価においては、ICRP publ. 51を参考にして実効線量当量換算係数1 Sv/Gyを用いる。  
スカイシャイン  $\gamma$ 線、直接  $\gamma$ 線による外部被ばくの評価においても同様とする。

## 2. 重大事故及び仮想事故

### (1) めやす線量

従 来	改 訂 後
重大事故	重大事故
全身被曝線量 25 rem	全身に対する線量 0.25 Sv
小児甲状腺被曝線量 150 rem	小児の甲状腺に対する線量 1.5 Sv
仮想事故	仮想事故
全身被曝線量 25 rem	全身に対する線量 0.25 Sv
成人甲状腺被曝線量 300 rem	成人の甲状腺に対する線量 3.0 Sv
全身被曝線量の人口積算量 200万人rem	全身線量の積算値 2 万人Sv

### (2) 線量の評価方法

- ① 全身に対する線量は、外部放射線被ばくによる全身線量で評価する。
- ② よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、乳児、幼児に対する線量を評価し、高い方の値をとる。
- ③ 血液中よう素が甲状腺に取り込まれる割合は、1. (2) ③と同じとする。
- ④ よう素の吸入による甲状腺に対する線量は、ICRP publ. 30に示す組織線量当量換算係数を用いて算出する。甲状腺の線量の算定に当たっては、個々の核種に対するそれぞれの換算係

数を用いる（④参照）。

⑤ よう素の吸入に係る呼吸率は1. (2) ⑤と同じとする。

⑥ よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、成人の甲状腺に対する線量を求め、「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当量評価について（平成元年3月27日）」と同様に、ISH-Heftの文献に基づき求めた1才児、5才児に対する年令補正係数を乗じて算出する。

⑦  $\gamma$ 線の外部被ばくの評価においては、線量換算係数1 Sv/Gyを用いる。

スカイシャイン $\gamma$ 線、直接 $\gamma$ 線による外部被ばくの評価においても同様とする。

なお、被ばく評価手法について最近の軽水炉との比較をTable A2. 1に示す。

Table A2.1 ICRP新勧告に基づく被ばく評価手法の比較 (1/4)

項目	最近の軽水炉	原 砲 (HTTR)	備 考
1. 各種事故 (1)線量当量の判断基準 各種事故	実効線量当量 5 mSv	同 左 同 左 同 左	ただし、平常時は $f_w = 0.2$ である。
(2)線量当量の評価手法	①線量当量は、実効線量当量で評価 ②小児線量は、乳児、幼児の線量のいざれか高い 値をとる。 ③よう素吸収の評価モデルは、ICRP publ.30に基づく ④よう素の内部被ばくに係る実効線量当量は、 <sup>131</sup> I以外のよう素を <sup>131</sup> I等価量に換算して、甲状腺の粗線量当量を求め、甲状腺の荷重係数(0.03)を乗じて算定 ⑤呼吸率 1日の平均呼吸率 (m <sup>3</sup> /d) * 成人 23 乳児 4 幼児 8 活動時の呼吸率 (m <sup>3</sup> /h) * 成人 1.2 乳児 0.25 幼児 0.48 **	同 左 同 左 同 左	④よう素の内部被ばくに係る実効線量当量は、 <sup>131</sup> I以外のよう素を <sup>131</sup> I等価量に換算して算定 個々の核種の換算係数を用いて算定 ⑥呼吸率 1日の平均呼吸率 (m <sup>3</sup> /d) * 成人 23 乳児 4 幼児 8 活動時の呼吸率 (m <sup>3</sup> /h) * 成人 1.2 乳児 0.25 幼児 0.5 ** *評価指針による。 **ICRP publ.23による。 **1才児10才児から内抑

Table A2.1 ICRP新勧告に基づく被ばく評価手法の比較 (2/4)

項目	最近の軽水炉	原研 (HTTR)	備考
	<p>⑥よう素吸入に係る呼吸率の適用 適用基準の記載はないが、実効放出燃焼時間によって、活動時又は非活動時の呼吸率を用いていると推察される。</p> <p>⑦よう素の小児線量の算出方法 成人線量に、小児線量換算係数 <math>n = 4</math> を乗じて算出</p> <p>⑧<math>\gamma</math>線の外部被ばく評価は、実効線量当量換算係数 <math>1 \text{ Sv/Gy}</math> を用いる。 スカイシャイン<math>\gamma</math>線、直線<math>\gamma</math>線も同じ。</p>	<p>⑥よう素吸入に係る呼吸率の適用 実効放出燃焼時間 1日以内 標準人の活動時の呼吸率 1~2日 活動時又は非活動時の呼吸率。 2日以上 標準人の1日平均呼吸率</p> <p>⑦よう素の小児線量の算出方法 成人線量に、1才児、5才児に対する年令補正係数*を乗じて算出 同 左</p>	<p>「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当量評価について（平成元年3月27日）」による。</p>

Table A2.1 ICRP新勧告に基づく被ばく評価手法の比較 (3/4)

項目	最近の軽水炉	原 砲 (HTTR)	備 考
<b>1.重大事故及び仮想事故</b>			
(1)めやす線量			
1) 重大事故	①全身に対する線量 ②小児の甲状腺に対する線量 ③全身線量の換算値	0.25 Sv 1.5 Sv 2 万人Sv	同 左
2) 仮想事故	①全身に対する線量 ②成人の甲状腺に対する線量 ③全身線量の換算値	0.25 Sv 3.0 Sv 2 万人Sv	同 左
(2)線量の評価手法			
	①全身に対する線量で評価		
	②小児の甲状腺に対する線量は、乳児、幼児の線量のいずれか高い値をとる。		
	③よう素吸入の評価モデルは、ICRP publ.30に基づく		
	④よう素の甲状腺に対する線量は、 <sup>131</sup> I以外のよう素を <sup>131</sup> I等価量に換算して、算定		④よう素の甲状腺に対する線量は、個々の核種の換算係数を用いて算定
⑤呼吸率	1 日の平均呼吸率 (m <sup>3</sup> /d) *		⑤呼吸率による。
	成人 23 乳児 4 幼児 8		成 人 23 乳 児 4 幼 児 8
			活動時の呼吸率 (m <sup>3</sup> /h) *
			成 人 1.2 乳 児 0.25 幼 児 0.48 **
			*ICRP publ.23による。 **1才児10才児から内插

Table A2.1 ICRP新勧告に基づく被ばく評価手法の比較 (4/4)

項目	最近の軽水炉	原 研 (HTTR)	備 考
	<p>⑥ よう素吸収入に係る呼吸率の適用 適用基準の記載はないが、実効放出燃焼時間によって、活動時又は非活動時の呼吸率を用いていると推察される。</p> <p>⑦ よう素の小児甲状腺線量の算出方法 成人甲状腺線量に、小児線量換算係数 <math>n = 4</math> を乗じて算出</p> <p>⑧ <math>\gamma</math> 線の外部被ばく評価は、生殖腺及び赤色骨髓の線量換算係数1 Sv/Gy を用いる。 スカイシャイン <math>\gamma</math> 線、直線 <math>\gamma</math> 線も同じ。</p>	<p>⑥ よう素吸収入に係る呼吸率の適用 実効放出燃焼時間 1 日以内 標準人の活動時の呼吸率 1 ~ 2 日 活動時又は非活動時の呼吸率。 2 日以上 標準人の 1 日平均呼吸率</p> <p>⑦ よう素の小児甲状腺線量の算出方法 成人甲状腺線量に、1 才児、5 才児に対する年令補正係数*を乗じて算出</p> <p>⑧ <math>\gamma</math> 線の外部被ばく評価は、線量換算係数 1 Sv/Gy を用いる。 スカイシャイン <math>\gamma</math> 線、直線 <math>\gamma</math> 線も同じ。</p>	<p>*「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当量評価について（平成元年 3 月 27 日）」による。</p> <p>•事故シナリオに応じて適用</p>

## 付録3 沈着核分裂生成物の離脱割合評価

### 1. 概 要

配管破断事故では、冷却材が破断口から急速に放出されるので、機器、配管等に沈着している核分裂生成物の離脱を考慮して被ばく評価を行う必要がある。この離脱割合は、核分裂生成物沈着条件及び事故条件を模擬した実験データに基づき、せん断力比の関数として評価を行っている。

HTTRの事故評価において、核分裂生成物の離脱を考慮している事象は、以下に示すとおりである。

- ① スタンドパイプ破損事故
- ② 1次冷却設備二重管破断事故
- ③ 1次ヘリウム純化設備破損事故
- ④ 照射試験装置スイープガス配管破損事故
- ⑤ 重大事故
- ⑥ 仮想事故

### 2. 離脱機構

これまでの沈着に関する研究から、沈着した核分裂生成物は、以下の2種類に分類できる<sup>(A3.3)</sup>、  
<sup>(A3.2)</sup>、<sup>(A3.3)</sup>。

- (1) 内壁表面に吸着又は付着した核分裂生成物
- (2) 壁面から母材中に拡散、侵入した核分裂生成物

このうち(2)は、沈着試験片の拭取り試験結果等によっても除去されないものであり、物理的には壁面から母材中に拡散、侵入した核分裂生成物と解釈できる。この核分裂生成物は、流速の上昇によって離脱しないと考えられる。

他方、(1)については以下の2つの離脱機構が考えられる。

- (a) 物理的要因による離脱

機器、配管等の表面に沈着している核分裂生成物が、流速等の急激な増大に伴い離脱する機構。

- (b) 化学的要因による離脱

機器、配管等の表面に沈着している核分裂生成物が、温度の上昇、冷却材中の核分裂生成物濃度の変化等に伴いはく離する機構。

通常運転時は、流速等の変化が緩慢であるので、(b)の機構による核分裂生成物の離脱が考えられるが、配管破断事故では、流速等の変化が急激であるので、核分裂生成物の離脱は、主に(a)の機構による。

なお、OGL-1における核分裂生成物の沈着分布測定結果より、運転停止に伴う温度、流速、圧力等の低下による核分裂生成物の離脱はほとんど生じない<sup>(A3. 4)</sup>。

### 3. 離脱割合評価の考え方

HTTRにおいて、核分裂生成物の沈着量が多くなる部位は、ヘリウムガス中の核分裂生成物濃度が高く、かつ、温度が低い1次加圧水冷却器伝熱管部及び表面積が大きいガス循環機部分等である。計算結果によると、これらの部位の核分裂生成物の沈着割合は、全沈着量の約90%になる。前述のように、物理的要因による核分裂生成物の離脱は、主に流速の変化によって記述できると考えられるので、事故時における離脱割合は、これらの部位への核分裂生成物沈着時の流速（通常運転時20m/s～40m/s）を模擬して作成した離脱試験片を用いた実験から定める。離脱実験は事故時の流速をパラメータとして行い、米国における評価法<sup>(A3. 1), (A3. 2)</sup>と同様に、流速をせん断力比として、離脱量を離脱割合として整理する。

せん断力比は、通常運転時に壁面に作用しているせん断力と、配管破断により流れの状態が変化することによる事故時のせん断力の比とて定義する。せん断力は、以下の式で定義される<sup>(A3. 2)</sup>。

$$\tau = \frac{\Delta P \cdot D}{4L} \quad (A5.1)$$

ここで、

$\tau$  : 壁面のせん断力 (dyne/cm<sup>2</sup>)

$\Delta P$  : 評価区間の圧力差 (dyne/cm<sup>2</sup>)

D : 流路の等価直径 (cm)

L : 評価区間の長さ (cm)

である。

従って、通常運転時及び事故時の値をそれぞれ添え字n及びaで表すと、せん断力比SRは次式になる。

$$SR = \frac{\tau_a}{\tau_n} = \frac{\Delta P_a}{\Delta P_n} \quad (A5.2)$$

実験結果は、4.に後述するような条件についてのみ適用されるが、1次冷却設備の主冷却系のその他の部位については、沈着条件が1次加圧水冷却器伝熱管部やガス循環機と近いこと及び沈着量が少なく全離脱量に対する影響が小さいことから、1次冷却設備二重管破断事故、スタンドパイプ破損事故、重大事故及び仮想事故時の離脱割合の評価においては、後述の評価式を適用する。

また、1次冷却設備二重管破断事故又はそれを超えるような大きな流速（せん断力）を模擬することは、実験上困難であるため、沈着試験片等の拭取り試験結果及び温水洗浄試験結果<sup>(A3. 2), (A3. 5)</sup>から、離脱割合の上限値を定める。

評価式は、せん断力が 1、即ち通常の運転から状態の変化がない場合には、離脱割合は零であることを考慮し、せん断力比の小さい領域については米国及び原研の実験結果に基づき作成する。但し、代表事象の被ばく評価におけるよう素の離脱割合は、実験のデータ数が少ないと考慮し、離脱割合の上限値とする。更に、重大事故時には、せん断力比に係わらず離脱割合を上限値とする。また、仮想事故時には、沈着している核分裂生成物が全て離脱するものとしている。

#### 4. 実験方法及び結果

離脱実験用の試験片は、OGL-1 に設置して核分裂生成物を沈着させることにより作成する。せん断力比は、沈着時と事故時の流速等の比から求める。離脱割合は、試験前後の沈着量を測定し、その比から求める。離脱割合に影響を与えると考えられる流速（せん断力比）以外のその他のパラメータについては、Table A3.1 に示すように、HTTR の 1 次冷却設備二重管破断事故等の条件を模擬するか、あるいは保守的になるように実験条件を定めている。

拭取り試験は、離脱試験を行った後、試料表面に残存する核分裂生成物を除去する目的でモスリン布で試料を拭取るものであり、物理的な要因で離脱しうる核分裂生成物を除去していると考えられる。温水洗浄試験は、同じく試料表面に存在する核分裂生成物を除去する目的で試料を温水で洗浄するものである。温水洗浄後の試料表面の観察結果から、表面に存在している核分裂生成物は十分除去されている。それぞれの試験を行った試料数は、13 及び 8 である。試験結果を Table A3.2 に示す。

原研及び米国の実験結果から定めた離脱割合の評価式を Cs について Fig. A3.1 に、I について Fig. A3.2 に示す。

#### 5. 評価結果

セシウムの離脱量は、事故後に核分裂生成物を原子炉格納容器内に保持する、スタンドパイプ破損事故、1 次冷却設備二重管破断事故、重大事故及び仮想事故について評価している。なお、1 次ヘリウム純化設備破損事故及び照射試験装置スイープガス配管破損事故時においては、セシウムは、サービスエリアに放出され、これは除染、フィルタ等により除去されるので、スカイシャイン及び直接  $\gamma$  線による外部被ばくは評価しない。

##### ① スタンドパイプ破損事故

スタンドパイプの破断口の面積は小さく、破損によってせん断力比が大きく上昇することはなく、せん断力比は 2 度となり、1 次冷却設備内に沈着しているよう素及びセシウムの離脱割合は、それぞれ約 20%，約 10% となるが、被ばく評価上は、よう素の離脱割合を上限値（60%）としている。

##### ② 1 次冷却設備二重管破断事故

せん断力比は、約 27 から約 210 の範囲となり、1 次冷却設備に沈着しているよう素及びセシウム

ムの離脱割合は、それぞれ約60%，約30%となる。

### ③ 1次ヘリウム純化設備破損事故

1次ヘリウム純化設備の配管破損時には、ヘリウムの流速は、配管径で決まる臨界流速に達し、せん断力比は約2,300となるので、よう素の離脱割合は上限値(60%)となる。

### ④ 照射試験装置スイープガス配管破損事故

照射試験装置スイープガス配管内のヘリウムガスは、ほとんど加圧されていないため、配管破損によってせん断力比が大きく上昇することではなく、せん断力比は高々2程度であるが、被ばく評価上は、よう素の離脱割合を上限値(60%)としている。

### ⑤ 重大事故

離脱割合の上限値として評価している。1次冷却設備内に沈着しているよう素及びセシウムの離脱割合は、それぞれ60%及び55%としている。

### ⑥ 仮想事故

1次冷却設備内に沈着している核分裂生成物の全量離脱を仮定する。

## 6. 被ばく評価における離脱量の保守性について

HTTRの被ばく評価では、燃料体からの核分裂生成物の放出割合の計算に際して系統的及び統計的要因による工学的安全係数を考慮した温度を用いていること、放出割合計算のモデル、データベース等に保守性を含めていることから、沈着核分裂生成物量は、約約1桁から2桁の保守性を有している。また、被ばく評価のために使用する離脱割合は、Fig.A3.1及びFig.A3.2に示すように、保守的に定めている。

## 参考文献

- (A 3. 1) Fprt St. Vrain Nuclear Generating Station Final Safety Analysis Report, June 1970, Public Service Company of Colorado
- (A 3. 2) D. L. Hanson:Results of the General Atomic Deposition Loop Program, April 1976, GA-A13140
- (A 3. 3) 馬場 治, 他, 高温ガス炉におけるFP沈着解析コード-PLAIN-, JAERI-M 88-266, 1989年1月
- (A 3. 4) 露崎 典平, 他, OGL-1における<sup>137</sup>CSの沈着分布, JAERI-M 88-255, 1988年11月
- (A 3. 5) 遠藤 泰一, 他, 高温ガス炉用FPフィルタ照射後試験結果の検討, JAERI-memo 60-105, 1985年5月

Table A3.1 離脱割合に影響を及ぼす主要なパラメータと実験条件

パラメータ		実験条件(*1)	備考
沈着条件	使用材料	ステンレス鋼 ハステロイ-X R (1/2Cr-1/2Mo鋼)	H T T R の 1 次冷却設備構成材料と同じ材質。表面粗さは、△△程度。材質の違いにより離脱割合に有意な差はないことが確認されている。
	配管温度	C s 約 650 °C I 室温 (C s 約 300 °C ~ 650 °C I 約 200 °C)	C s は約 300 °C ~ 700 °C の配管に多く沈着する。I は約 300 °C 以下の配管に多く沈着する。
	ヘリウム圧力	約 30 kg/cm <sup>2</sup> (約 20 kg/cm <sup>2</sup> )	H T T R は約 40 kg/cm <sup>2</sup> であるが、圧力変動による沈着への影響は小さい。
	沈着時間 沈着密度	約 100 ~ 150 日 約 10 <sup>7</sup> Bq/m <sup>2</sup> (約 5 日)	H T T R は 20 × 0.6 年及び 10 <sup>7</sup> ~ 10 <sup>10</sup> Bq/m <sup>2</sup> 。(*2) 沈着密度が高い、即ち沈着時間が長いと配管表面から内部に侵入する離脱しない核分裂生成物の割合が多くなる。(*3)
	流速	C s 約 30 m/s ~ 60 m/s I 約 10 m/s (約 14 m/s ~ 30 m/s)	H T T R で沈着量の多い 1 次加圧水冷却器伝熱管及び 1 次ヘリウム循環機における流速は、約 20 m/s ~ 40 m/s である。
離脱条件	配管温度	室温 (室温)	H T T R では室温 ~ 400 °C。温度が低くなることによる離脱割合への影響は小さい。
	継続時間	約 1 分 (約 1 分)	1 次冷却設備二重管破断事故では数秒。その他、せん断力比が大きくなる配管破断事故では 1 分以下。
	流速	最大 550 m/s (最大 130 m/s)	1 次冷却設備二重管破断事故では約 800 m/s となる。

(\*1) ( ) 内は、米国における実験条件。<sup>(4)</sup>

(\*2) H T T R における最大沈着密度 10<sup>10</sup> Bq/m<sup>2</sup> は、約 10<sup>16</sup> 原子/m<sup>2</sup> に相当する。一方、吸着サイトは、母材の格子間定数（約数A）から定まり、約 10<sup>19</sup> サイト/m<sup>2</sup> となる。一般に、核分裂生成物が吸着する場合には吸着サイトがある限り、エネルギー的に安定である単層吸着となる。従って、他の条件が同じであれば、離脱割合は沈着密度によらない。

(\*3) H T T R における内部侵入核分裂生成物の割合は数十%になる。

Table A3.2 内壁表面に付着している核分裂生成物の割合

核 種	よう素	セシウム
試験方法	拭取り	拭取り 温水洗浄
試 料	GAIL試験片	GAIL試験片 OGL-1試験片
試験結果	平均 45 % (20~60 %)	平均 30 % (5~50 %)

GAIL : GA Inpile Loop の略。

( ) : 実験データの範囲を示す。

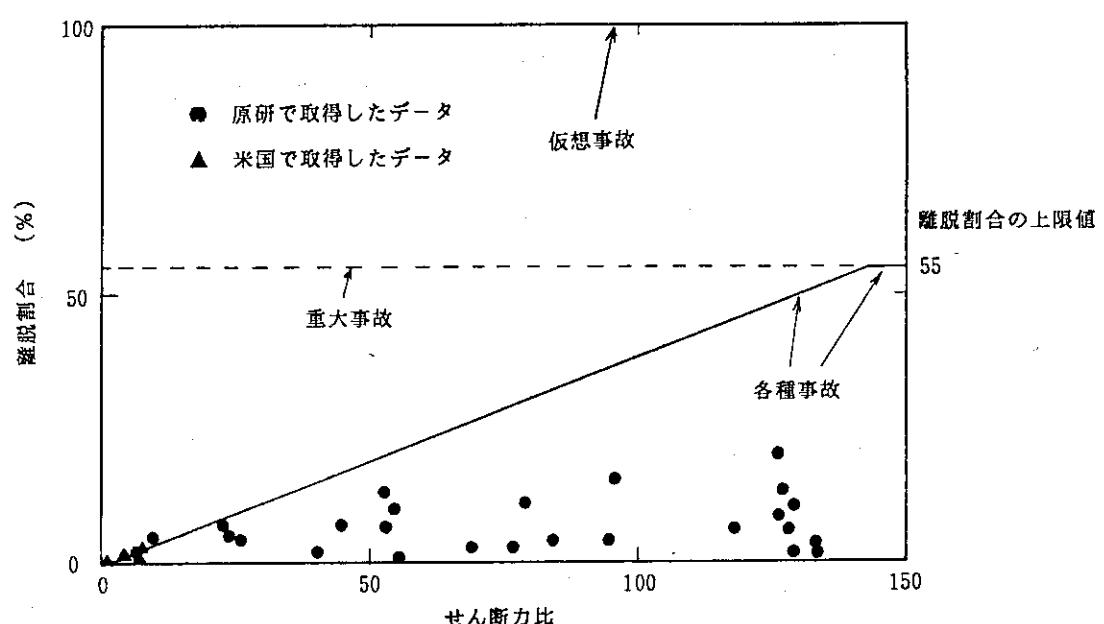


Fig. A3.1 離脱割合 (セシウム)

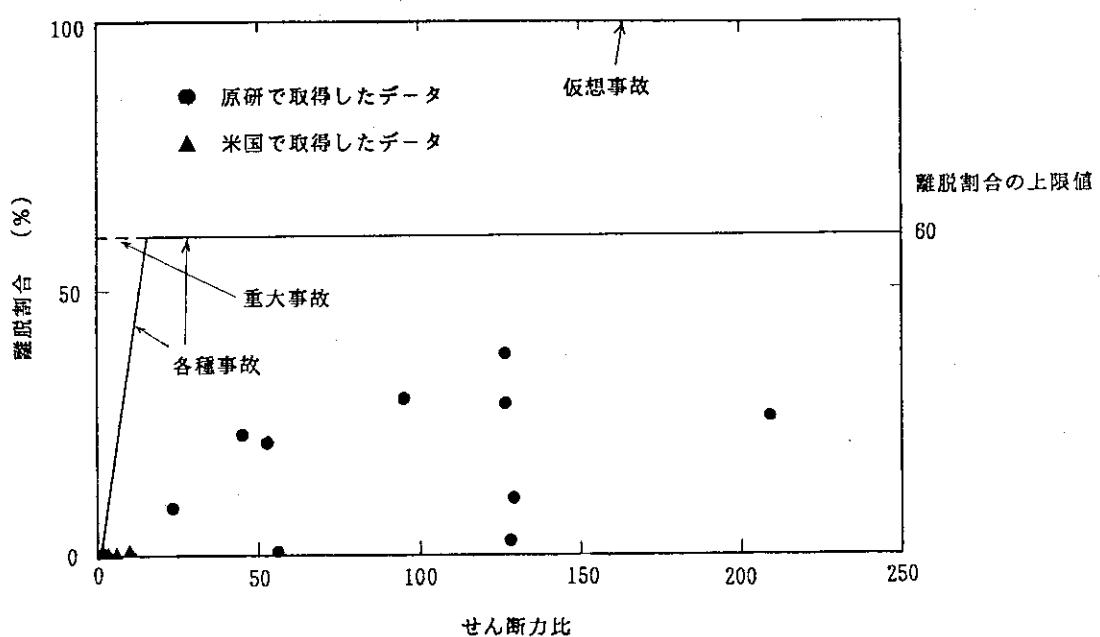


Fig. A3.2 離脱割合 (よう素)

## 付録4 有機よう素割合の評価

HTTRの安全評価では、事故時に原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち、有機よう素が占める割合（有機よう素割合）は、基本的に軽水炉等と同程度であるとして、各種事故時4%，重大・仮想事故時10%<sup>(A4. 1)</sup>を用いている。軽水炉等の安全評価の考え方を参考に、HTTRの事故時においても軽水炉等で用いている値で被ばく評価を行うことが妥当である理由を以下に示す。

### 1. 炉心及び1次冷却設備から放出されるよう素の形態について

#### (1) 1次冷却材中の有機よう素

通常運転時の冷却材中には有機物はほとんど存在しないので、燃料から放出されたよう素から化学反応によって有機よう素が形成されることはない。また、1次冷却設備二重管破断事故（減圧事故）時には、炉心に侵入した酸素や水と黒鉛が反応するが、この反応で有機物が生成されることはないので、有機物源としては空気中のメタンや機器表面のオイルなどしか考えられらず、その量は極めて限られている。従って、事故時に原子炉格納容器に放出される1次冷却材中には有機物はほとんど存在しない。

なお、有機よう素は熱的に不安定な物質であり、150 °C以上では約30分で99%が分解され、90 °Cでも約3時間で90%以上が分解される<sup>(A4. 2)</sup>。また、事故時に炉心から放出されるよう素がすべて有機よう素であると仮定してもその濃度は極めて低く、酸素や窒素等の濃度に比べて約10<sup>-4</sup>以下であるので、有機よう素は一旦分解されると再結合して有機よう素になる確率は十分小さい<sup>(A4. 3)</sup>。従って、万一なんらかの理由で炉心及び1次冷却設備内に有機よう素が形成されたとしてもすぐに分解され、温度が下がっても有機よう素に戻ることはない。

#### (2) 離脱よう素中の有機よう素

有機よう素は、無機よう素に比べて沈着速度が10<sup>-4</sup>～10<sup>-5</sup>程度であるので<sup>(A4. 4)</sup>、沈着量は無視できる。従って、離脱するよう素の中には有機よう素はほとんど存在しない。

### 2. 原子炉格納容器の有機よう素

HTTRでは1次冷却材としてヘリウムを使用しているため、事故時の原子炉格納容器内雰囲気は軽水炉と比べて水蒸気量が少ないという違いがある。しかし、原子炉格納容器内に放出されたよう素から化学反応により生成される有機よう素の割合を示したFig. A4. 1<sup>(A4. 5)</sup>によれば、乾燥雰囲気でも水蒸気雰囲気でも有機よう素割合はほとんど変わらない。従って、すべての雰囲気を包絡する値として定められている有機よう素割合の値を用いることは妥当である。

3. 原研における実験<sup>(A4. 6)</sup>

上述のように、HTTRでは1次冷却材としてヘリウムガスを用いており、かつ、その温度が高いため、有機よう素は生成し難く、仮に生成したとしても容易に分解してしまう。しかしながら一方では、炉心に大量の黒鉛を使用しているため、有機よう素を構成する炭素の量が多い。従って、黒鉛と無機よう素の反応によりどの程度有機よう素に変換されるか、また、生成した有機よう素はどのように挙動するかについて実験的な検証を行った。結果を以下に示す。

- (1) 有機よう素は黒鉛から放出される炭化水素を炭素源として生成する。
- (2) 生成した有機よう素は 400°C の黒鉛を通過することにより完全に分解される。90°C の黒鉛を1回通過するだけでも70%以上の有機よう素が分解され、再び有機よう素に変換されることはない。
- (3) 有機よう素の生成率は、酸素濃度と共に減少する。
- (4) 黒鉛と水蒸気が混在すると有機よう素の生成率は減少する。

## 参考文献

- (A 4. 1) 科学技術庁原子力安全調査室監修、「原子力安全委員会安全審査指針集」、大成出版社(1989)
- (A 4. 2) 原安協、「軽水型動力炉における有機よう素の生成機構に関する研究」、昭和45年3月
- (A 4. 3) Gordon M. Barrow, Physical Chemistry, 3rd Edition, McGraw-Hill, New York, 1973
- (A 4. 4) 原安協、「有機よう素問題のあらまし」、昭和48年3月
- (A 4. 5) Posma, A. K. and Zavadosky, R. W., Review of Organic Iodine Formation under Accident Conditions in Water-cooled Reactors, WASH-1233, Oct. 1981
- (A 4. 6) 佐伯 正克, 他, 「高温工学試験研究炉(HTTR) 雰囲気における放射性有機ヨウ素の挙動」, JAERI-M 90-084 (1990)

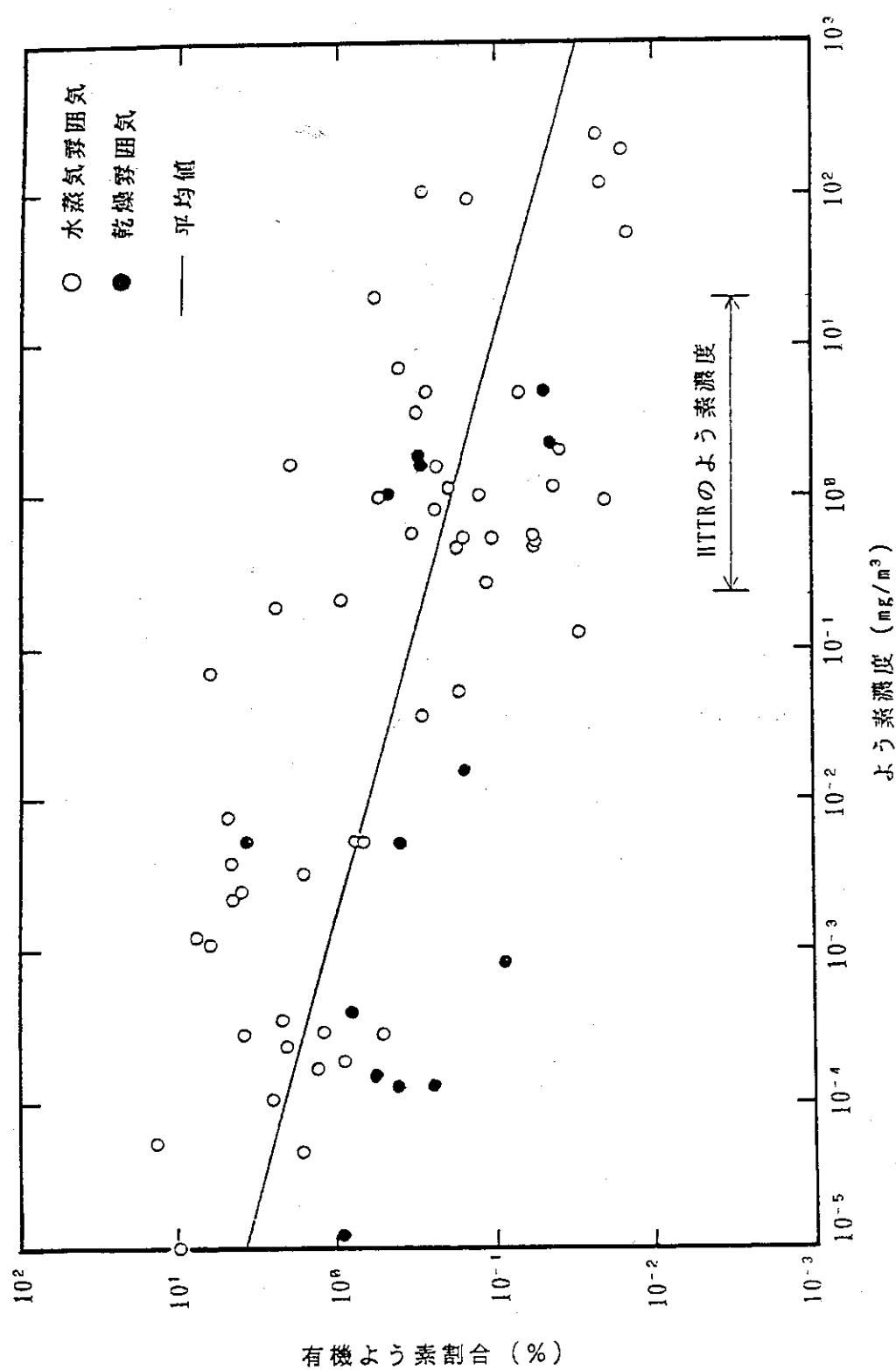


Fig. A4.1 化学反応による有機ようやく素割合 (A4.5)

## 付録 5 原子炉格納容器内における無機よう素の付着評価

### 1. はじめに

1次冷却設備二重管破断事故時の被ばく評価は、原子炉格納容器内に放出された無機よう素のうち50%が大気中への漏えいに寄与しないものとして行っている。

軽水炉では、原子炉格納容器内に放出された無機よう素は、原子炉格納容器内の付着等による50%の低減効果及び格納容器スプレイ水による低減効果を考慮している。格納容器スプレイ水による低減効果については、実験を行い確認されている。HTTRには、格納容器スプレイ系等の工学的安全施設が設けられていないため、この効果は期待できない。

原子炉格納容器内での付着による無機よう素の低減効果については、軽水炉では実験データ等に基づき凝集、沈着等を考慮して50%としている<sup>(A5, 11)</sup>。一方、HTTRにおいても凝集、沈着等については軽水炉と大きく異なると考えられず、1次冷却設備二重管破断事故時における原子炉格納容器内の無機よう素の低減効果として50%を期待している。

ここではさらに1次冷却設備二重管破断事故時の原子炉格納容器内における無機よう素の低減割合を、原子炉格納容器内の鋼製壁面への沈着モデル化することにより計算する。1次冷却設備から原子炉格納容器内に放出されたよう素は、濃度拡散及び事故後に原子炉格納容器内で生じる自然対流によって原子炉格納容器内のコンクリート構造物、鋼製壁面等に移動し、それらに付着すると考えられるが、ここでは保守的に鋼製壁面のみへ付着するとしている。

### 2. 解析方法

#### 2.1 解析式

解析に当たっての主な仮定は、以下のとおりである。

- ① 事故直後には、原子炉格納容器内のような素が空間的に一様に分布している。
- ② 原子炉格納容器内のコンパートメント等の内部構造物の表面は考慮せず、吸着に寄与する壁面としては、保守的に、原子炉格納容器の鋼製壁面のみを考慮する。
- ③ 体積当たりの表面積を最も小さく評価するため、原子炉格納容器の形状は、保守的に球とする。
- ④ 事故後の原子炉格納容器内のような素の移動機構としては、事故後の自然対流による物質移動が与えられるが、保守的に、ほとんど流れのない場合の気体の熱伝達係数を基に定めた物質伝達係数を用いる。

計算の基礎は以下のとおりとしている。

$$\frac{4}{3}\pi \cdot R_0^3 \frac{dN}{dt} = -4\pi R_0^2 \cdot h \cdot (N - N_w) \quad (A 5. 1)$$

$$h(N - N_w) = \alpha^* N_w - \theta M \quad (A 5. 2)$$

$$\frac{dM}{dt} = \alpha^* N_w - \theta M \quad (A 5. 3)$$

ここで,  $N$  : 原子炉格納容器内の気相中のよう素の原子数密度 ( $n/cm^3$ )

$h$  : 物質伝達係数 ( $cm/s$ )

$R_0$  : 原子炉格納容器の半径 ( $cm$ )

$N_w$  : 原子炉格納容器壁面近傍におけるよう素の原子数密度 ( $n/cm^3$ )

$\alpha^*$  : よう素の吸着速度 ( $cm/s$ )

$\theta$  : よう素のはく離率 ( $s^{-1}$ )

$M$  : 原子炉格納容器壁面のよう素の沈着密度 ( $n/cm^3$ )

(A 5. 1), (A 5. 2) 及び (A 5. 3) 式のモデルを, Fig. A5. 1に示す。これを解くと, 事故発生後の時刻  $t$  における気相中のよう素の原子数密度  $N(t)$  は, 以下のようになる。

$$\frac{N(t)}{N_0} = 1 - \frac{3H}{R_0} \frac{\alpha^*}{h + \alpha^*} \frac{1}{L} (1 - e^{-Lt}) \quad (A 5. 4)$$

ここでは,  $N_0$  : 事故直後の原子炉格納容器内の気相中のよう素の原子数密度 ( $n/cm^3$ )

$L$  : 下式で表される計算パラメータ

$$L = \frac{h}{h + \alpha^*} \left( \theta + \frac{3\alpha^*}{R_0} \right) \quad (A 5. 5)$$

である。

## 2. 2 解析に用いた数値

### ① 物質伝達係数 ( $h$ )

静止している空気中のよう素の物質伝達は, 静止空気中のわずかな温度差で生じる自然対流と同等の対流が生じていると仮定して求めている。即ち, このような場合の熱伝達係数  $5 \text{ kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$  <sup>(A 5. 2)</sup> を用いて, 物質伝達と熱伝達のアナロジー <sup>(A 5. 3)</sup> から,  $h = 0.1 \text{ cm/s}$  としている。

### ② 原子炉格納容器の半径 ( $R_0$ )

原子炉格納容器内の自由体積が等しくなるように,  $R_0 = 900 \text{ cm}$  としている。

### ③ よう素の吸着速度 ( $\alpha^*$ )

マックスウェルの速度分布を仮定した気体運動論から求められる分子の壁面への衝突率に基づく下式により,  $\alpha^* = 4.1 \times 10^3 \text{ cm/s}$  している。

$$\alpha^* = \alpha \left( \frac{R \cdot Tg}{2\pi M_1} \right)^{1/2} \quad (A 5.6)$$

ここで、  
 $\alpha$  : 順応係数 1.0  
 $R$  : 気体定数  $8.314 \times 10^7$  (erg/mol・K)  
 $Tg$  : ガス温度 330 (K)  
 $M_1$  : よう素の分子量 262(g/mol)

#### ④ よう素のはく離率 ( $\theta$ )

$\theta = 2.5 \times 10^{-4} s^{-1}$  としている<sup>(A 5. 4)</sup>。

### 3. 解析結果

原子炉格納容器内の気相中の無機よう素の原子数密度の時間変化は、Fig.A5.2の曲線aに示すとおりである。HTTRの被ばく評価では、図中の直線bに示すように事故直後から50%の付着を考慮して計算を行っている。直線bに基づくよう素吸入による実効線量当量は約  $5.7 \times 10^{-7}$  Sv、曲線aに基づくよう素吸入による実効線量当量は約  $3.8 \times 10^{-7}$  Svとなり、HTTRの被ばく評価に用いている直線bに基づく結果は保守的となっている。

なお、仮によう素の吸着速度 ( $\alpha^*$ ) が4桁小さいとして評価した結果Fig.A5.2中の曲線c)に基づいて評価を行った場合、よう素吸入による実効線量当量は約  $5.0 \times 10^{-7}$  Svであり、直線bに基づくHTTRの被ばく評価結果は、この値よりも保守的となっている。

### 参考文献

- (A 5.1) 炉心損傷事故調査解析タスクフォース、炉心損傷事故解析及び研究の現状、1984年3月、JAERI-M 84-055
- (A 5.2) 空気調和・衛生工学便覧、空気調和・衛生工学学会・昭和62年
- (A 5.3) 伝熱工学資料(第4版)、p114、日本機械学会、1986
- (A 5.4) D. L. Morrison, An Evaluation of the Applicability of Existing Data to the Analytical Description of a Nuclear-Reactor Accident, 1966, BMI-1779

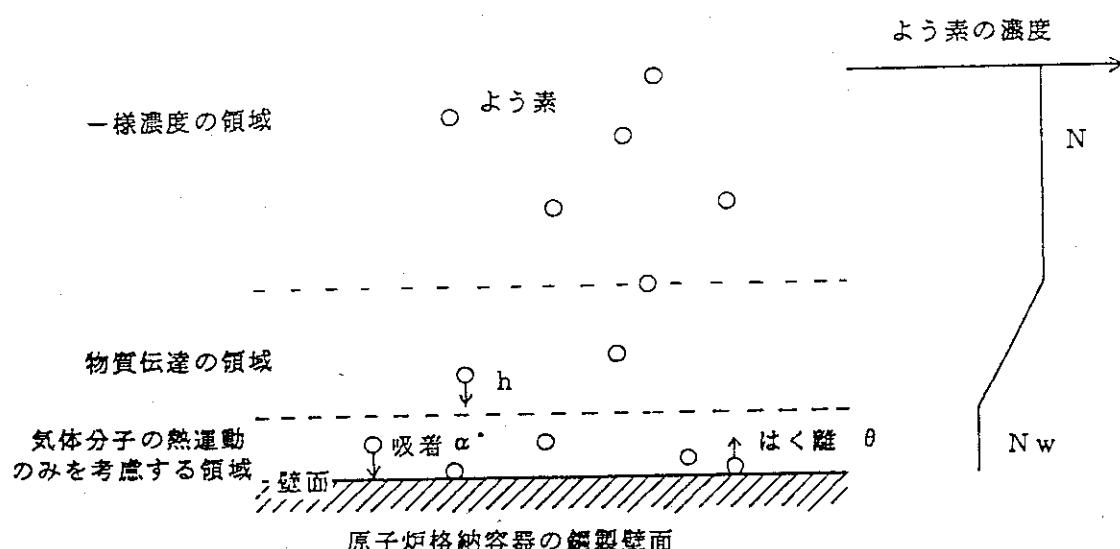


Fig. A5.1 計算のモデル図

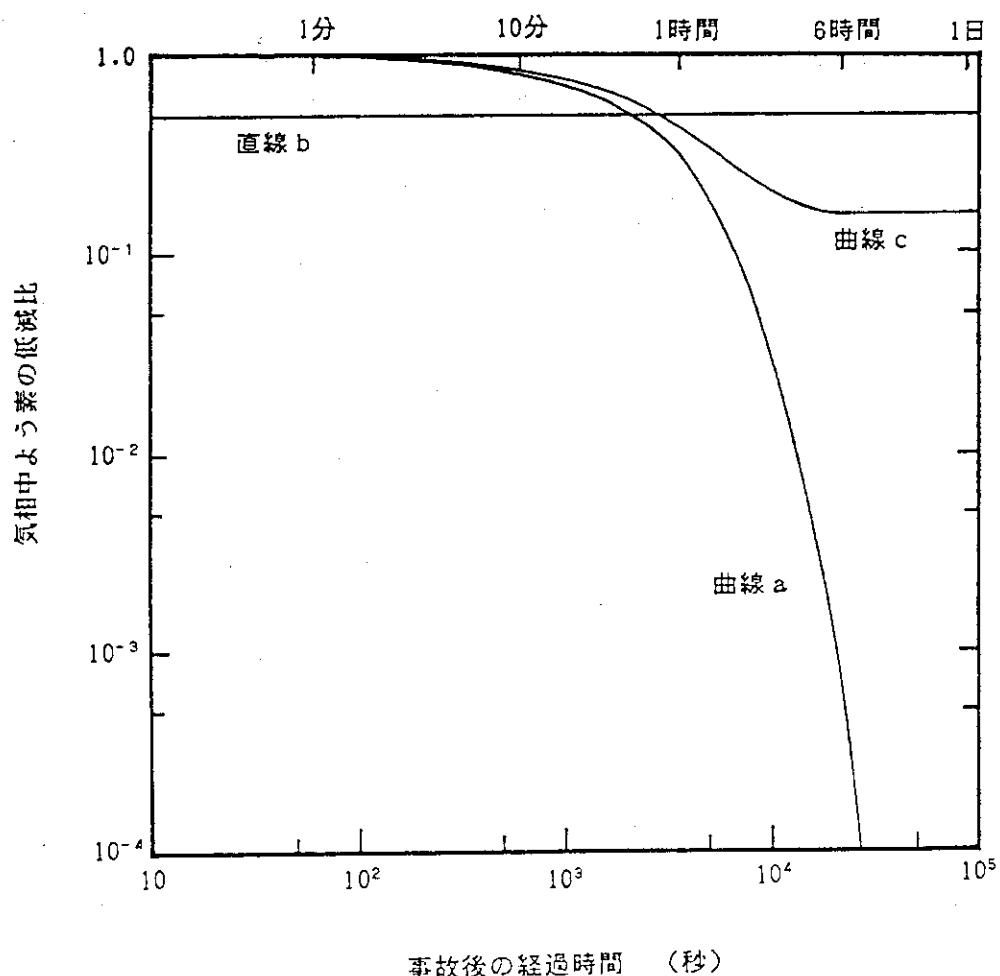


Fig. A5.2 原子炉格納容器内の気相中のよう素の原子数密度の時間変化

## 付録 6 原子炉格納容器からの漏洩率評価

### 1. はじめに

HTTRの原子炉格納容器は、常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率となるように設計されている。

一方、1次冷却設備二重管破断事故の被ばく評価では事故時の原子炉格納容器内雰囲気を考慮して、事故時の原子炉格納容器の漏えい率を設定している。

以下に、事故時の原子炉格納容器の漏えい率の計算方法及び結果について示す。

### 2. 事故時の原子炉格納容器からの漏えい率の計算

#### (1) 計算式

事故時の原子炉格納容器からの漏えい率は、次式により計算している<sup>(A6. 1)</sup>。

$$L = L_d \cdot \sqrt{\frac{\Delta P}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho}} \quad (A6.1)$$

ここに、

$L$  : 事故時の原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)

$L_d$  : 原子炉格納容器の設計漏えい率 (%/d)

$\Delta P$  : 事故時の原子炉格納容器内圧力 (kg/cm<sup>2</sup>G)

$\Delta P_d$  : 原子炉格納容器の最高使用圧力の0.9倍の圧力 (kg/cm<sup>2</sup>G)

$\rho$  : 事故時の原子炉格納容器内雰囲気の平均密度 (kg/m<sup>3</sup>)

で次式により計算する。

$$\begin{aligned} \rho &= \frac{P_{He}}{R_{He} \cdot T} + \frac{P_{air}}{R_{air} \cdot T} \\ &= \frac{P}{T} \cdot \left( \frac{1}{R_{He}} \cdot \frac{n_{He}}{n_{He} + n_{air}} + \frac{1}{R_{air}} \cdot \frac{n_{air}}{n_{He} + n_{air}} \right) \\ &= \frac{P}{T \cdot (n_{He} + n_{air})} \cdot \left( \frac{n_{He}}{R_{He}} + \frac{n_{air}}{R_{air}} \right) \end{aligned} \quad (A6.2)$$

ここに、

$P_{He}, P_{air}$  : 事故時の原子炉格納容器内のヘリウム及び空気の分圧 (kg/cm<sup>2</sup>A)

$R_{He}, R_{air}$  : ヘリウム及び空気のガス定数 (kg·m/kg·K)

T : 事故時の原子炉格納容器内の平均温度 (K)  
 P : 事故時の原子炉格納容器内圧力 (kg/cm<sup>2</sup>A)  
 n<sub>He</sub>, n<sub>air</sub> : 事故時の原子炉格納容器内のヘリウム、空気のモル数で各々次式で求め  
 る。

$$n_{He} = \frac{W_m \times 10^3}{M_{He}} \quad (A 6. 3)$$

$$n_{air} = \frac{V_{Cv} \cdot P_{Cv} \cdot 10^4 \cdot 10^3}{R_{air} \cdot T_{Cv} \cdot M_{air}} \quad (A 6. 4)$$

ここに、

W<sub>m</sub> : 1次ヘリウムのインベントリ (kg)  
 V<sub>Cv</sub> : 原子炉格納容器の自由体積 (m<sup>3</sup>)  
 P<sub>Cv</sub> : 事故発生時の原子炉格納容器内の圧力 (kg/cm<sup>2</sup>A)  
 T<sub>Cv</sub> : 事故発生時の原子炉格納容器内の温度 (K)  
 M<sub>He</sub>, M<sub>air</sub> : ヘリウム、空気の分子量 (g)  
 ρ<sub>d</sub> : 常温、最高使用圧力の 0.9倍の圧力の時の空気の密度で次式により計算  
 する。 (kg/m<sup>3</sup>)

$$\rho_d = \frac{P_d}{R_{air} \cdot T_d} \quad (A 6. 5)$$

ここに、

P<sub>d</sub> : 原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.9倍の圧力 (kg/cm<sup>2</sup>A)  
 T<sub>d</sub> : 常温 (K)

## (2) 計算条件

Tabl A6. 1 に計算条件を示す。

## 3. 計算結果

以上より、事故時の原子炉格納容器の漏えい率は、約0.22%/dとなる。  
 評価上は、これに余裕をとり、0.25%/dに設定している。

## 参考文献

(A 6. 1) 「原子炉格納容器の漏えい試験」 JEAC 4203-1974

Table A6.1 計算条件

項目	記号	単位	数値	根拠
原子炉格納容器の設計漏えい率	L_d	%/d	0.1	
事故時の原子炉格納容器内の圧力	Δ P	kg/cm <sup>2</sup> G	3.667	$4.7 - 1.033 = 3.667$
原子炉格納容器の最高使用圧力の0.9倍の圧力	Δ P_d	kg/cm <sup>2</sup> G	3.6	$4.0 \times 0.9 = 3.6$
ヘリウムのガス定数	R <sub>He</sub>	kg·m/kg·K	211.8	機械工学便覧
空気のガス定数	R <sub>Air</sub>	kg·m/kg·K	29.27	"
事故時の原子炉格納容器内の平均温度	T	K (°C)	663 390	
原子炉格納容器の最高使用圧力の0.9倍の圧力	P_d	kg/cm <sup>2</sup> A	4.633	$4.0 \times 0.9 + 1.033 = 4.633$
常温	T_d	K (°C)	293 20	原子炉格納容器の設計条件
1次ヘリウムのインベントリ	W <sub>m</sub>	kg	670	
原子炉格納容器の自由体積	V <sup>4</sup> v	m <sup>3</sup>	2,800	
通常運転時の原子炉格納容器内の圧力	P <sup>4</sup> v	kg/cm <sup>2</sup> A	1.033	
通常運転時の原子炉格納容器内の温度	T <sup>4</sup> v	K (°C)	293 20	
ヘリウムの分子量	M <sub>He</sub>	g	4	
空気の分子量	M <sub>Air</sub>	g	28.96	
事故時の原子炉格納容器内の圧力	P	kg/cm <sup>2</sup> A	4.7	

## 付録7 サービスエリア内圧力挙動評価

### 1. はじめに

1次冷却設備二重管破断事故において、大気中への核分裂生成物の移行条件として、非常用空気浄化設備のフィルタ機能が期待できるまでの時間と地上放出割合を仮定している。この仮定の根拠を以下に示す。

### 2. 根拠の説明

1次冷却設備二重管破断事故におけるサービスエリアの圧力変化、非常用空気浄化設備の排気フィルタユニットを通過す気体が所定の相対湿度（約80%）に達した時点等についてFig. A7.1に示す。

商用電源喪失の発生時点は、結果を最も厳しく評価するとの観点から、排気フィルタユニットを通過する気体の相対湿度が所定値に達した時点（事故発生より約5分後）としている。

商用電源喪失発生より60秒以内には、非常用発電機の電圧が確立し、また、排風機は再起動し全速になる。この時点よりサービスエリアの再排気が行われるとし、サービスエリアの圧力は事故発生より約10分後に負圧（-6mmAq）に達するが、排気フィルタユニットを通過する気体の相対湿度は所定値に達していない。この相対湿度が所定値に達するのは、事故発生より約11分後であるが、安全評価では余裕を考慮して、フィルタのよう素除去率（90%）が期待できる時間を事故発生より13分後としている。

また、事故発生より約1分後までと商用電源喪失発生より約4分後までは、サービスエリア内は最大で約25mmAqまで正圧となる。評価上、この間のサービスエリア内の雰囲気は地上放出されるものと仮定し、その地上放出割合は、正圧分と大気圧との比である約0.3%となる。安全評価では余裕を考慮して、地上放出割合を1%としている。

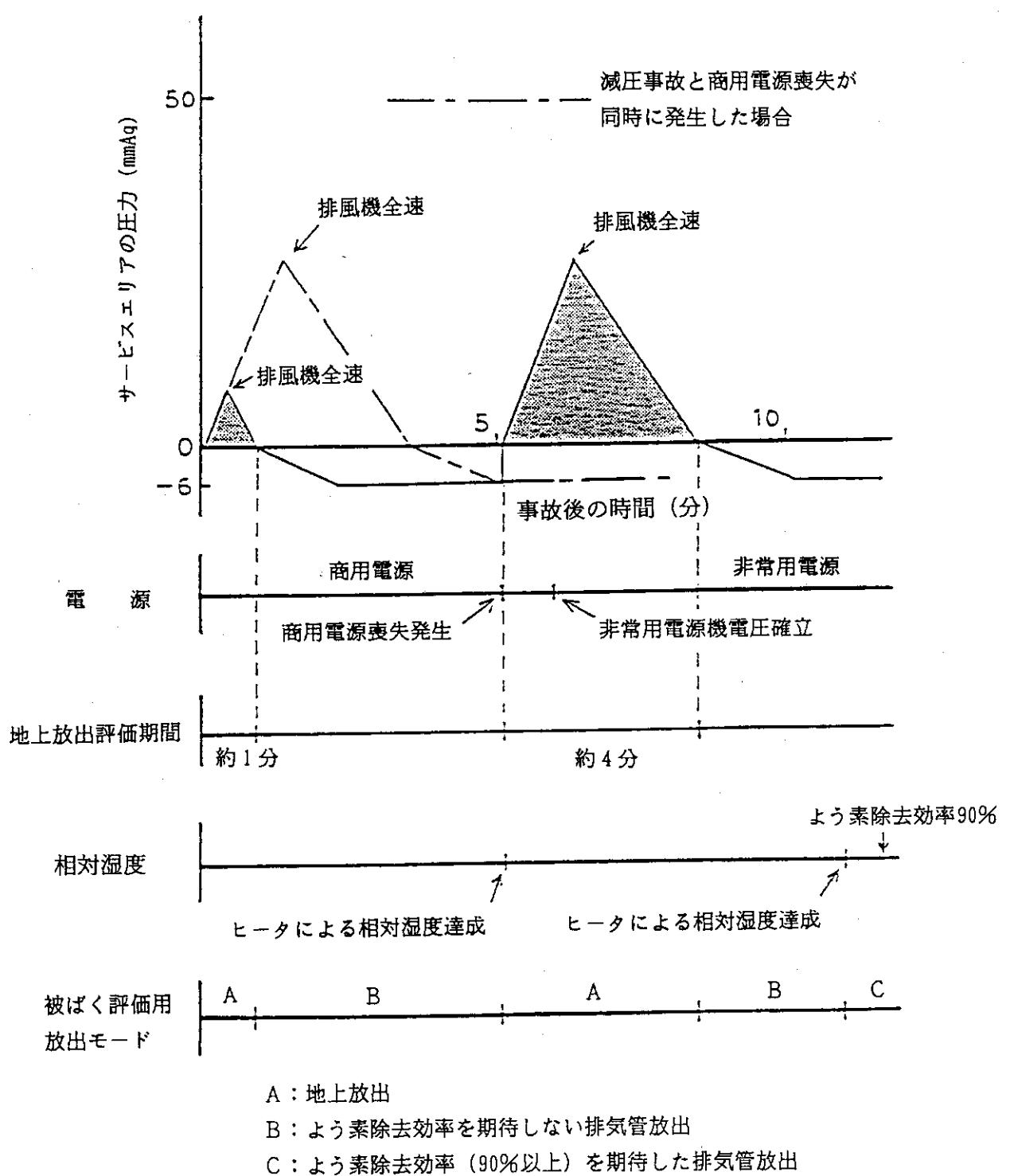


Fig. A7.1 サービスエリアの圧力挙動（1次冷却設備二重管破断事故）