

JAERI-Research

2000-060



軽水炉モデルプラントの広範な
事故シナリオに対する環境影響評価

2000年12月

本間 俊充・石川 淳・富田 寧一・村松 健

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、お申し越し下さい。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行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価

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

本間 俊充・石川 淳・富田 賢一・村松 健

(2000年10月31日受理)

日本原子力研究所(原研)で実施した軽水炉モデルプラントの内的事象に関するレベル2 PSAから得られたソースタームを用いて、モデルサイトの周辺公衆に対する健康影響を評価した。本評価では、炉心損傷事故シーケンスの相違及び格納容器破損に至るまでのシナリオの相違が、放射性物質の環境放出量及び放出のタイミングに大きな影響を及ぼすことを考慮して、代表的な5つの炉心損傷事故シーケンスを選定し、それぞれについてドライウェル過圧破損、ウエットウェル過圧破損、格納容器ベントによる管理放出、格納容器スプレーによる事故終息という4つのシナリオを対象として、個人線量、集団線量、早期及び晩発性の健康影響を評価した。この評価には、原研で開発した確率論的環境影響評価コードOSCAARを用いた。主要な結論として、ここで用いたソースタームを前提とすれば、過圧破損シナリオでは防護対策の実施により、早期の健康影響の発生は避けられること、晩発性の健康影響の確率は小さいこと、格納容器ベントによる管理放出あるいは格納容器スプレーによる事故終息のシナリオでは、ヨウ素やセシウムといった揮発性物質の環境放出量の低減により、防護対策を考慮しなくとも周辺公衆の個人線量及び集団線量の十分な低減が図られることが示された。

Radiological Consequence Assessments of Degraded Core Accident Scenarios
Derived from a Generic Level 2 PSA of a BWR

Toshimitsu HOMMA, Jun ISHIKAWA, Kenichi TOMITA and Ken MURAMATSU

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 31, 2000)

The radiological consequence assessments have been made of postulated core damage accidents with source terms derived from a generic Level 2 PSA of a BWR carried out by the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). The source terms used were for the five core damage accident sequences with the drywell and wetwell failure cases, the release control case by venting of the containment and the accident termination case by the containment spray. The radiological consequences have been assessed for individual dose, collective dose, individual risk of early health effects and individual risk of late health effects by a probabilistic accident consequence assessment code, OSCAAR developed in JAERI. Following conclusions were obtained for the assumed source terms. In case of the over pressure failures of the primary containment vessel, the early fatalities can be mitigated through the implementation of early countermeasures, and the late cancer fatalities remains small. For the release control and accident termination cases, the individual and collective doses to the public can be reduced without any countermeasures due to the release reduction of the volatile radionuclides such as iodine and cesium.

Keywords: Accident Consequence Assessment, Nuclear Reactor Accident, Level 3 PSA,
Early Health Effects, Late Somatic Health Effects

目 次

1.はじめに	1
2.環境影響評価手法の概要	2
2.1 大気拡散・沈着	3
2.2 気象サンプリング	4
2.3 被曝線量算定	5
2.4 防護対策	6
2.5 健康影響	7
2.5.1 早期影響	7
2.5.2 晩発性身体的影響	8
2.5.3 遺伝的影響	9
3.解析条件	16
3.1 ソースターム	16
3.2 サイト条件	16
3.3 防護対策シナリオ	17
4.解析結果と考察	30
4.1 個人線量	30
4.1.1 距離別早期骨髄線量	30
4.1.2 個人線量レベル別平均被曝者数	31
4.2 集団線量	32
4.2.1 超過出現頻度分布	32
4.2.2 被曝経路及び核種グループ寄与	33
4.3 健康影響	33
4.3.1 早期死亡確率	34
4.3.2 晩発性がん死亡確率	34
5.まとめ	61
参考文献	63
付録 レベル 2PSA の概要	66

Contents

1. Introduction	1
2. Methodology of Accident Consequence Assessments	2
2.1 Atmospheric Dispersion and Deposition	3
2.2 Meteorological Sampling Method	4
2.3 Dosimetric Calculations	5
2.4 Countermeasures	6
2.5 Health Effects	7
2.5.1 Early Effects	7
2.5.2 Late Somatic Effects	8
2.5.3 Genetic Effects	9
3. Source Terms Used in the Analysis	16
3.1 Source Term	16
3.2 Site Characteristics	16
3.3 Countermeasures Scenario	17
4. Results and Discussions	30
4.1 Individual Doses	30
4.1.1 Acute Bone Marrow Dose as a Function of Distance	30
4.1.2 Mean Number of People in Bands of Individual Dose	31
4.2 Collective Doses	32
4.2.1 Complementary Cumulative Frequency Distribution	32
4.2.2 Contributions of Exposure Pathways and Nuclide Groups	33
4.3 Health Effects	33
4.3.1 Individual Risk of Early Fatalities	34
4.3.2 Individual Risk of Late Cancer Fatalities	34
5. Summary	61
References	63
Appendix Summary of Level 2 PSA	66

1. はじめに

日本原子力研究所(以下、原研)では、確率論的安全評価(PSA)に関する研究の一環として、原子炉事故時の公衆の放射線影響を確率論的に評価(レベル3PSA)する環境影響評価手法の確立を目指して、計算コードの開発及びデータベースの整備等を進めてきた。原研で開発された確率論的環境影響評価コードOSCAARは、米国の代表的な5つのプラントのシビアアクシデントリスク評価(USNRC, 1990)に使用されたMACCSコードや欧州委員会(EC)の委託で開発されたCOSYMAコードと共に、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)と欧州共同体委員会(CEC)共催で実施された確率論的環境影響評価コードの国際比較計算に参加し、計算コードの機能を検証して環境影響評価手法の現状と課題をまとめた(OECD, 1994; CEC, 1994)。その後、OSCAARコードはシビアアクシデント時に被曝評価上重要な¹³¹Iや¹³⁷Csの食物連鎖を含む生態圏における移行モデルを、チェルノブイル事故等で得られた環境中の実測データを基に検証を進め、その適用性能を確認した(Homma et. al, 2000; Homma and Matsunaga, 2000)。また、レベル3PSAに係わる不確実さを評価するため、モンテ・カルロ法に基づく入力パラメータの不確実さ伝播解析・感度解析手法をOSCAARに導入し、特定シナリオに対する不確実さ評価を行い、その機能を検証した(Homma, 1998)。

一方、原研では国内軽水炉モデルプラントのPSA研究で、既に内的事象全般に対するレベル2PSAが実施され、リスク評価上重要な事故シーケンスを同定すると共に、炉心損傷事故の進展やソースタームの特徴、ソースタームに強く影響を及ぼす因子等についての知見を得ている。レベル2PSAの結果では、炉心損傷事故シーケンスの事故進展解析に基づき、格納容器破損に至るまでの時間及び環境への放射性物質の放出量というソースタームの観点から5つの事故シナリオにグループ化できる。この評価では、さらにソースタームに著しく大きな影響を及ぼす格納容器過圧破損の破損場所(ドライウェルあるいはウェットウェル)、格納容器ベントの実施による管理放出、格納容器スプレーによる事故終息という4つのシナリオを対象として、原研で開発したソースターム評価コードTHALES-2によって解析された全15のソースタームを用いたOSCAARによる環境影響評価を実施した。

本研究は、軽水炉モデルプラントのPSAを更に進め、原研で開発した環境影響評価手法を用い、国内のモデルサイトの気象、人口分布、防災対策の状況等を反映させてレベル3PSAを実施することにより、格納容器の破損を伴わない炉心損傷事故等を含めて軽水炉で発生する広い事故スペクトラムに対する発生頻度、影響の評価を行って軽水炉のリスクプロファイルを把握することを目的としている。最終的に現在の知見を反映したレベル3PSAの不確実さ評価までを実施する予定であるが、公衆のリスクに支配的な因子の見通しや考慮すべきソースタームを検討することを目的とした第1次評価の結果を本報告書にまとめた。

以下、第2章では環境影響評価手法の概要について記し、第3章には評価に用いたソースターム等、主要な解析条件についてまとめた。第4章には解析結果とその考察を、第5章には、まとめと今後の課題について記した。付録には、レベル2PSAの概要をまとめた。

2. 環境影響評価手法の概要

原研で開発し、本評価に用いた確率論的環境影響評価コードOSCAARの構成をFig. 2.1に示す。この図に示すように、OSCAARは事故時に大気中に放出された放射性物質の環境中移行とそれに続く人への被曝、被曝集団の健康影響及び経済影響を推定するための一連の計算モジュールとデータファイルから構成されている。また、計算に用いる気象シーケンス、線量(率)換算係数、人口及び農畜産物生産分布、避難のための集合に要する時間、被曝集団の生涯リスク等、OSCAARに必要な入力データファイルをあらかじめ用意しておくため、数種の独立した前処理(プリプロセッサー)コードがOSCAARを支援している(Homma et al., 1990)。

大気拡散・沈着モジュールADDは、放出源情報と気象データを用いて、大気中における放射性物質の移流・拡散、地表面への沈着を解析する。評価に用いる気象条件を決めるため、独立な計算コードMSでは、対象サイトで起こり得る広範な気象条件の中から、季節的な違いあるいは日変動を考慮して、できるだけ事故による影響の全体像が把握できるように複数の代表的な気象条件を抽出する。個人及び集団の被曝線量を推定するために、2つの計算モジュールが用いられる。早期被曝算定モジュールEARLYは、放射性雲の通過中あるいは通過後の短期間に与える早期の被曝線量を、長期被曝算定モジュールCHRONICは、長期にわたって環境中に残留する長半減期の放射性核種に起因する被曝線量を計算する。この2つの計算モジュールで使用される外部被曝及び内部被曝に関する線量(率)換算係数は、独立の線量換算係数算出システムDOSDACであらかじめ計算し準備しておく。また、集団線量の算定や食物摂取経路による被曝線量の推定に必要な人口分布及び農畜産物生産量分布のデータは、計算コードCURRENTを用い、OSCAARの標準的な評価メッシュである距離別方位別の同心円メッシュに変換しておく。防護対策モジュールPMは、事故時の被曝線量をより現実的に評価するため、屋内退避、避難、食物摂取制限、移転といった緊急時の防護対策による被曝低減効果を推定する。計算コードHINANは、事故時に自宅から集合場所まで徒歩で避難する群集を模擬し、集合に要する時間などの情報を与える。健康影響モジュールHEは、放射線被曝によってもたらされる早期の身体的影響、晩発性の身体的影響及び遺伝的影響という3つの健康影響を推定する。HEを支援する計算コードHEINPUT(外川 他, 1999)は晩発性の身体的影響及び遺伝的影響について、1Gy当たりの生涯リスク、被曝後における影響の発生率の時間変化などHEモジュールで必要なデータをあらかじめ計算する機能を持っている。経済影響モジュールECONOは、屋内退避や避難にかかる費用、農畜産物の廃棄や立入制限による損失などの事故による経済的影響を推定する。

また、OSCAARはレベル3PSAに付随する不確実さを評価するために、モンテ・カルロ法に基づく不確実さ伝播・感度解析コードPREP/SPOP(Homma and Saltelli, 1992; Saltelli and Homma, 1992)を結合し、入力パラメータの不確実さ伝播解析及び不確実さに寄与するパラメータを同定するための感度解析が容易に実行できる構造になっている(Homma, 1998)。

以下では、本評価に用いたOSCAARの計算モデルのうち、大気拡散・沈着、気象サンプリング、被曝線量算定、防護対策、健康影響について記し、Table 2.1にその概要と主たるパラメータをまとめた。

2.1 大気拡散・沈着

原子炉事故時には、放射性物質は原子炉建屋から直接あるいは排気筒を通じて大気中に放出される。大気中に放出された放射性物質の輸送、拡散及び地表面への沈着を予測し、時間的、空間的な分布を求めることがこの計算モジュールの役割であり、その後の被曝線量評価、人への健康影響評価の出発点となる。大気拡散モデルは多様に存在するが、確率論的な事故影響評価では、従来から簡便さの点及び拡散パラメータに関する実験データの豊富さからガウスブルームモデルが用いられてきた。複数のソースタームを対象として、かなりの数の気象条件について事故影響の計算を繰り返さなければならないため、計算費用の観点から現在でもサイトの気象データだけを使用するガウス型の直線ブルームモデルが大気拡散の評価に依然として広く用いられている。

しかしながら、放射性物質の長時間にわたる放出や放出量の時間変化を伴う場合には特に、サイトの気象データだけに依存した直線ブルームモデルでは限界があるので、OSCAARの大気拡散・沈着評価モジュールADDでは気象場の時間的空間的変動を考慮して放出物の輸送・拡散を解析するガウス型の変動流跡線パフモデルを採用している。Fig. 2.2にその概念図を示す。パフモデルは、連続した放射性物質の放出ブルームを適当な時間間隔で分割し、それぞれ独立の放出パフとして、入力となる風速あるいは大気安定度に関する気象場を基に大気中における移流・拡散を解析する。最後に、評価地点における放射性物質の大気中濃度あるいは地表沈着濃度を各パフからの寄与の合計として求める方法である。評価地点(x, y, z)における時刻 t の濃度 $\chi(x, y, z)$ は、位置(x_i, y_i, z_i)にあって放射性物質の全量が $Q_i(t)$ であるパフ*i*の水平方向及び鉛直方向の拡散がガウス分布であると仮定し、以下の式で求められる。

$$\begin{aligned}\chi(x, y, z, t) &= \sum_{i=1}^N \chi_i(x, y, z, t) \\ &= \sum_{i=1}^N \frac{Q_i(t)}{(2\pi)^{3/2} \sigma_{h,i}^2 \sigma_{z,i}^2} \exp\left[-\frac{(x_i - x)^2 + (y_i - y)^2}{2\sigma_{h,i}^2}\right] \exp\left[-\frac{(z_i - z)^2}{2\sigma_{z,i}^2}\right]\end{aligned}\quad (2-1)$$

ここで、 $\sigma_h(t)$ 、 $\sigma_z(t)$ は、各々水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータを表す。

OSCAARでは大気拡散モデルの入力情報となる気象データを、気象庁の日本域の数値予報データ(GPV)から作成し、3つのスケールの異なる格子網で所有している。広域の風速場では、日本全土を含み水平格子間隔約150km、3つの気圧面(925、850、700hPa)での高度と上層風の現況解析値(9時と21時)及び予報値(3時間毎)のデータがある(Fig. 2.3参照)。サイトを含む約400km四方の狭域の気象場は、格子間隔約20kmで、地上風と大気安定度の現況解析値(9時と21時)及び予報値(1時間毎)を持っている(Fig. 2.4参照)。また、降水量の予報値(1時間毎)を基に、OSCAARの評価点を構成する距離別方位別同心円メッシュにおける平均降水量(1時間毎)が準備されている。放出パフの移流には、その位置における地上風と3レベルの上層風の風ベクトルをパフの鉛直濃度分布で荷重平均した平均風ベクトルを用いる。また、鉛直方向の拡散は、大気安定度の関数として予め与えた混合層高度によって上部への拡散は阻止されるとする。

事故影響の評価においては、これに放出点近傍の建屋が拡散に及ぼす影響、熱エネルギーを伴った放出物質の浮力による上昇の効果等が考慮される。また、降雨の洗浄効果による湿性沈着は、同心円メッシュで与えられた降雨強度によって変化する洗浄係数(Washout coefficient)を用いたモデルで評価する。したがって、これまでのPSAで使用されたサイトの気象データのみを用いた直線プルームモデルと異なり、サイトから離れた領域における降雨の影響を的確に評価することができる。また、地表面への乾性沈着は沈着速度の概念を用いて評価し、沈着によるパフ中の放出物の減少は、地表面への沈着によってもパフ中の放出物の鉛直ガウス分布は変わらないとして、式(2-1)中の $Q_i(t)$ の変化として取り扱う放出源減少モデル(Source depletion model)で算定した。

2.2 気象サンプリング

放出物質の時間空間的な分布は、放出時の気象条件に大きく左右される。確率論的環境影響評価では、事故発生時における対象サイトのあらゆる可能な気象条件に対してその影響を計算し、その気象条件の出現確率を考慮して事故影響の頻度分布を与えるなければならない。しかし、出現する全ての気象条件について計算を行うことは原理的に不可能なだけでなく、計算費用の点からも現実的でない。そこで、解析のためには放出から評価対象領域の影響がなくなるまでの気象条件の時間変化(気象シーケンス)をいくつか選択する必要がある。この場合、気象シーケンスは、出現可能な気象シーケンスの全範囲を代表し、事故影響のできるだけ正確な頻度分布を与えることができるように選択されなければならない。

最も単純な方法には、ランダムに気象シーケンスの出発点(事故開始時刻)を選択するランダムサンプリング法、あるいは一定の時間間隔毎に事故開始時刻を選択するサイクリックサンプリング法がある。OSCAARの気象サンプリングコードMSでは、この両方法を使うことができるが、これらの方法はしばしば、通常のよく出現する条件は選択するが、出現する頻度は小さいが大きな事故影響を生じるような気象シーケンスが抜け落ちる可能性があるため、使用する場合には、かなり数多くの気象シーケンスを選択してそれを避ける必要がある。また、より洗練された層別サンプリングあるいはインポータンスサンプリングと呼ばれる方法も使用できる。これは、ある放出条件に対して、同程度の事故影響が計算される気象条件を予めグループ化する方法である。例えば、1時間毎で考えると1年8760の気象シーケンスを気象ビンと呼ばれるいくつかの気象パラメータの値で定義されたカテゴリに分類し、分類された気象ビンの中の気象シーケンスからランダムに数個選択するという方法で、気象ビンサンプリング法とも言われている。米国の代表的な5プラントのPSAであるシビアアクシデントリスク研究(NUREG-1150, 1990)でも用いられた。

この層別サンプリングの方法に基づいて、OSCAARの変動流跡線パフモデルに適した気象サンプリング法を開発した(Homma et al., 2000)。これは、予め数10kmまで放出パフの流跡を分析し、

- 降雨遭遇の有無(10kmまでの移流間)
- 平均大気安定度(10kmまでの移流間)

- 滞留時間(20kmまでの移流間)
- 初期移流方向

の4つの気象パラメータで気象条件を分類する方法である。Table 2.2に示すように全部で99の気象グループに、それぞれの流跡を分類し、その中から数に応じてランダムに気象シーケンスを選択するものである。全部で144の気象シーケンスを選択し、全8760の気象シーケンスから作られる早期健康影響の頻度分布と比較した結果、大きな早期の健康影響が出現する領域(累積頻度99%)でもファクタ3程度の違いに収まっていることが確認されている。本評価では、この気象サンプリング法で選択された144の気象シーケンスを用いた。

2.3 被曝線量算定

事故時に環境へ放出された放射性物質から人への被曝経路として、OSCAARコードでは以下の5つの経路が考慮されている。

- (1) 放射性雲中の放射性物質からの γ 線外部被曝
- (2) 通過中の放射性雲の直接の吸入による内部被曝
- (3) 地表沈着物質からの外部被曝
- (4) 地表沈着物質の再浮遊に伴う吸入による内部被曝
- (5) 汚染された食物の摂取による内部被曝

早期被曝算定モジュールEARLYでは、上記の(1)、(2)、(3)の被曝経路からの線量を1日、1-7日、7-14日、14-21日、21-30日、30-200日、200-365日の7期間の期間別に評価する。また、長期被曝算定モジュールCHRONICでは10年毎に(3)、(4)、(5)の被曝経路からの線量を評価する。

放射性雲及び地表沈着物質からの外部被曝の算定には、いわゆるイマージョンモデル(放射性雲の場合は半無限空間に放射性物質が一様に分布、地表沈着物質の場合は無限平面に一様に分布していると仮定する)(Kocher, 1980)が用いられ、放射性物質の空間濃度あるいは地表濃度と、OSCAARとは独立の線量換算係数算出システムDOSDACで計算され準備された線量換算係数を用いて評価する。放射性雲からの外部被曝の評価には、放出点近傍ではイマージョンモデルではなく有限雲として取り扱うために、放出バフの拡散形状を等方に近似して放射性雲からの寄与を積算する有限雲モデルを用いている(Imai et al., 1985)。また、地表沈着からの外部被曝では、土壤中への放射性核種の浸透及び降雨等による地表面流亡による減衰の効果を考慮している。この被曝経路で最も重要な ^{137}Cs については、2つの指數関数の和で減衰するGale et al. (1964)のモデルを用いている。このモデルの妥当性及び主要なパラメータの検討は、 Chernobyl事故による実環境の汚染データを用いて実施されている(高橋, 本間, 1999; Homma et al., 2000)。

吸入及び経口摂取による内部被曝の評価においても、体内代謝モデル等から得られる放射性核種の単位摂取当たりの線量を予めDOSDACで計算してデータベースとして備え、それを計算に用いている。現在のところ、DOSDACでは内部被曝に用いる線量換算係数は、国際放

射線防護委員会(ICRP)のPublication 30(ICRP, 1979)のモデルを使用し、14臓器に関して評価を行っている。

汚染食物の摂取による内部被曝に関しては、食物連鎖中における放射性核種の移行を解析するため、米国の原子炉安全性研究(USNRC, 1975)で用いられた準平衡モデルを日本の環境下に適用できるように拡張し、事故の発生時期による農作物の栽培状況、畜産物の飼育状況等の季節による食物汚染の違いを考慮したモデルがCHRONIC計算モジュールに組み込まれている。これらのモデルについては、国際原子力機関(IAEA)等が主催する生態圈移行モデルの妥当性検証計画に参加し、最も重要な経路の一つである¹³¹Iの大気－牧草－牛乳の移行経路に関しては米国ハンフォード施設の事故放出を対象としたシナリオ(Homma et al, 2000)で、また¹³⁷Csの長期的な食物汚染に関してはチェルノブイル事故によるロシア高汚染地域のデータを用いて、モデルの性能が確認されている(Homma and Matsunaga, 2000)。評価対象の農畜産物としては、葉菜、根菜、穀類、牛乳、乳製品、肉の6分類が考慮され、農畜産物生産量分布は農業センサス等の統計データをOSCAARの距離別方位別同心円メッシュに変換して使用している。

2.4 防護対策

原子炉事故時には、周辺住民の健康影響を低減するために、様々な防護対策がとられる。周辺住民の被曝線量を現実的に推定するため、防護対策モジュールPMでは計算された潜在的予測線量に防護対策による線量の低減効果を反映させる。OSCAARで考慮している防護対策のモデルは、導入される期間によって早期対策と長期対策に大別できる。

環境への放出以前あるいは直後に導入される屋内退避、コンクリート屋内退避及び避難といった早期対策により、放射性雲及び地表沈着物質からの外部被曝及び吸入による内部被曝が制限され、早期の健康影響が低減される。長期対策では移転、食物摂取制限が考慮され、主に地表沈着物質からの外部被曝及び汚染食物の摂取による内部被曝が制限され、晩発性の健康影響が低減される。

これらの防護対策による被曝低減効果を反映させるために、OSCAARの防護対策モジュールPMで用いているモデルは比較的単純である。屋内退避による被曝低減は、退避した建造物による γ 線の遮蔽効果を低減係数として外部被曝線量の算定に導入する。また、吸入による内部被曝の評価には、家屋のフィルター効果による低減係数を導入する。Table 2.3に本評価で用いた被曝低減係数を示す。屋内退避の対策範囲については、入力で与える放出点からの距離範囲と対策介入レベルで設定する。早期被曝算定モジュールEARLYで計算された予測線量に基づいて、距離範囲内で介入レベルを超える領域が決定され、その領域の住民に対しては屋内退避の実施期間中、被曝線量の低減が図られる。一方、避難については、同様に入力で定められた距離範囲内で介入レベルを超えた領域の住民が、避難実施前及び避難行動中はその位置で被曝し、避難完了後は避難対象領域毎に入力で指定した避難場所において通常の被曝をするというモデルで評価している。

長期的な対策としてOSCAARでは、移転及び食物摂取制限を考慮している。移転に関して

は、長期被曝算定モジュールCHRONICで計算された事故後1年間に受ける地表沈着からの外部被曝と再浮遊物質の吸入による内部被曝の予測線量が、あらかじめ入力された対策介入レベルを超える領域の住民に対して課され、翌年からの1年毎に同じ経路からの予測線量をこれも入力で指定された対策解除レベルと比較して、解除レベルを下回るまで移転か実施されるとしている。移転実施期間中はその領域の住民は長期の被曝を受けないと仮定されている。農畜産物の摂取制限については、2つの方法がある。1年間の摂取による預託実効線量が入力で指定された介入線量レベル超えた領域の農畜産物の摂取が禁止される場合と、放射性核種別、作物別に濃度に関する介入レベルを設定する方法である。

2.5 健康影響

放射線被曝による有害な人の健康影響には、被曝した個人に現れる身体的影響と子孫に現れる遺伝的影響がある。身体的影響は、さらに被曝後短期間にその影響が現れる早期影響と、被曝後長時間を経てから発現する晩発性影響に区別される。OSCAARでは、防護対策モジュールで再構成された各評価地点における予測線量を基に、これらが人の健康影響として計算される。現在、OSCAARで用いられている健康影響のモデルは、米国原子力規制委員会(USNRC)の報告書(USNRC, 1985, 1989)を基礎とし、日本人への適用を考慮して作成された(外川他, 1991; 本間他, 2000)。

2.5.1 早期影響

被曝後短期間に現れる早期の確定的影響(deterministic effect)の評価には、「ハザード関数」を用いている。このハザード関数を用いると、個人に影響が発生する確率 r は、

$$r = 1 - \exp(-H) \quad (2-2)$$

で与えられる。累積ハザード H は、被曝集団の50%が影響を受ける線量レベル D_{50} と線量-リスク関数の傾きをあらわす形状因子 S の2つのパラメータによって決まるワイブル関数

$$H = \ln 2 \cdot \left(\frac{D}{D_{50}} \right)^S \quad (2-3)$$

で与えられる。ここで、 D は確定的影響の対象となる臓器の吸収線量である。早期死亡は、造血臓器障害、肺障害及び胃腸管障害に起因し、骨髄、肺及び胃腸管に対する累積ハザードの和を用いて式(2-2)で確率を求める。比較的長い時間にもたらされる遷延被曝は、非常に短時間の被曝に比べ影響の効果は低いので、NUREG/CR-4214では D_{50} を事故後の期間の関数として与えて、この線量率依存性を考慮している。OSCAARの健康影響モジュールHEでもこのモデルを採用している。したがって、上式は以下の式で置き換えられる。

$$H = \ln 2 \cdot \left(\sum_i \frac{D^i}{D_{50}^i} \right)^S \quad (2-4)$$

また、治療の効果を反映させるため、治療の程度により D_{50}^i 及び S の値を変えている。Table 2.4 にOSCAARで用いている、治療の程度及び考慮する期間 i に依存した各障害の D_{50}^i 及び S を示す。

その他、OSCAARでは甲状腺障害、皮膚損傷等の非致死性の早期疾患に対しても、ハザード関数法によって評価を行っている。

2.5.2 晩発性身体的影響

一方、晩発性の確率的(stochastic)身体影響としては、被曝集団に現れる致死性及び非致死性のがんリスクが計算される。

被曝後生涯の間に生じるがん死亡確率(生涯リスク)を予測するための方法としては、相対(相乗)リスクモデルと絶対(相加)リスクモデルが用いられている。絶対リスクモデルではFig. 2.5に示すように、被曝後 l 年の潜伏期間後、 p 年の発現期間(プラトー)中に放射線誘発のがん死亡(罹患)の絶対的な増加があるとする。一定の発現期間あるいは生涯にわたる発現期間中における死亡(罹患)率は一定であると仮定し、1万人・年当たり・1Gy当たりの死亡(罹患)数として与えられる。OSCAARでは、白血病、骨がん、甲状腺がん、皮膚がん、子宮内被曝による白血病及び他の全てのがん、良性甲状腺結節の7つの晩発性身体影響に対するリスクの予測に絶対リスクモデルを用い、線量に関しては線形二次の線量反応関係を用い、がんの種類により性あるいは被曝時年齢等の要因も考慮している。これに対し、相対リスクモデルはFig. 2.6に示すように、被曝後 l 年の潜伏期間後に放射線誘発のがん死亡(罹患)が自然のがん死亡(罹患)の一定の割合で増加するという発現パターンを持ち、死亡(罹患)率は自然のがん死亡(罹患)率に対する1Gy当たりの増加百分率として与えられる。その増加率は絶対リスクモデルと同様、線量に関しては線量反応関係で示される線形二次に依存し、性あるいは被曝時年齢等の要因も考慮している。OSCAARでは、胃腸管がん、肺がん、乳がん、その他のがんの4つの晩発性身体影響に対するリスクの予測に相対リスクモデルを用いている。

事故の結果として生じる晩発性健康影響のリスク計算は非常に複雑である。被曝集団は年齢の異なる個人から構成されている。晩発性影響は被曝後、長期間経ってから現れるかもしれない、それ以前に自然死する場合には集団のリスクとして顕在化しない可能性がある。多くの被曝経路は、長期間の被曝をもたらす。放射性雲通過中の吸入あるいは沈着後の再浮遊物質の吸入によって体内に取り込まれた放射性核種からの内部被曝は、体内に残留している期間にわたって被曝し続ける。このような個人の長期にわたる被曝の時間変化を考慮しなくてはならない。また、汚染した食物からの内部被曝、地表沈着した放射性物質からの外部被曝等は、事故後に生まれた人々にもそれらが環境中に残留している間、被曝をもたらし晩発性影響のリスクをもたらす可能性がある。線量の時間変化、被曝集団の年齢構造、影響発生の時間遅れ等、このような複雑な計算仮定は、OSCAARの支援コードであるHEINPUT(外川 他, 1999)で予め生涯リスクの時間発現分布として計算され、OSCAARの入力データとして与えられている。本評価で用いたがん部位別の生涯がん死亡確率値をTable 2.5に与える。

2.5.3 遺伝的影響

子孫に現れる晩発性の確率的影响である遺伝的影响には、被曝した集団の子供の出生異常が増加する直接的なリスクと潜在的な突然変異を通して孫以降の子孫に現れる間接的なリスクがある。原爆被曝者の子供についての研究という限られた人のデータからは遺伝的影响の過剰発生は認められていないが、遺伝的リスクの説を否定するほど強力な結果ではない。そこで、遺伝的リスクの推定は動物モデルからの外挿に基づいている。OSCAARではUSNRCの報告書NUREG/CR-4214(USNRC, 1985)に基づき、遺伝的影响を単一遺伝子障害、染色体異常、多因子性疾患に分け、基本的に晩発性身体的影响と同じ表式のモデルを用い、それに各世代に現れる累積リスクの項を付加して評価を行っている。

Table 2.1 OSCAAR コードのモデルとパラメータの概要

大気拡散モデル	変動流跡線ガウス型パフモデル
時間依存の気象データ	サイトデータ(風ベクトル、大気安定度、降水量) 狭域気象場(地上風速場、大気安定度場) 広域風速場(高層風ベクトル) 降水量分布
地面粗度	0.3 m
鉛直風速べき乗則	A:0.12, B:0.12, c:0.15, D:0.22, E:0.33, F:0.56, (Irwin, 1979)
垂直方向の拡散パラメータ σ_z	(Eimutis and Konicek, 1972), (Heffer and Ferber, 1975)
水平方向の拡散パラメータ σ_y	(Eimutis and Konicek, 1972), (Heffer and Ferber, 1975)
混合層高さ(m)	A:1600, B:1200, C:800, D:560, E:320, F:200
湿性沈着の洗浄係数(1/sec)	$\Lambda = \alpha \times I^\beta$, I: 降雨強度 希ガス: 0 有機ヨウ素: $\alpha = 1 \times 10^6$, $\beta = 0.8$ その他: $\alpha = 1 \times 10^4$, $\beta = 0.8$
乾性沈着速度(cm/sec)	希ガス: 0 有機ヨウ素: 0.05 cm/sec その他: 0.1 cm/sec
気象サンプリング法	気象ビンサンプリング
気象データ分類	99 気象ビン(Table 2.2 参照)
サンプリング	各気象ビンから 100 気象シーケンス毎に 1 シーケンス(最低 1 シーケンス)をランダムに選択(計 144 気象シーケンス)
線量算定モデル	
被ばく経路	放射性雲からの外部被曝(早期) 地表沈着からの外部被曝(早期) 放射性雲の吸入による内部被曝(早期) 地表面からの直接線による外部被曝(長期) 再浮遊物質の吸入による内部被曝(長期) 食物摂取による内部被曝(長期)
放射性雲からの γ 線量	等方性パフ有限雲モデル及びサブマージョンモデル
地表沈着からの γ 線量	一様無限平面モデル
被曝低減係数	Table 2.3 参照
吸入による内部被曝	ICRP Publication 30 の方法、 $1\mu\text{m}$ の AMAD
経口摂取による内部被曝	ICRP Publication 30 の方法
防護対策モデル	
通常生活における滞在時間割合	屋外: 10% 一般木造建屋内: 70% コンクリート建屋内: 20%
考慮する防護対策の種類	屋内退避、コンクリート屋内退避、避難、移転、食物摂取制限
防護対策実施条件	Table 3.4 参照

食物連鎖モデル	準平衡モデル
考慮する核種	I-131, I-133, Sr-89, Sr-90, Cs-134, Cs-136, Cs-137, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, AM-241, CM-242,244
線量を評価する食物	葉菜、根菜、穀類、牛乳、乳製品、肉
人口および農畜産物データ	
人口分布	平成2年国勢調査の地域メッシュデータから同心円メッシュデータに変換
農畜産物生産量分布	平成2年農業センサス及び平成4年作物統計に基づく市区町村別農畜産物データから同心円メッシュデータに変換
早期健康影響モデル	早期死亡(ハザード関数)、Table 2.4 参照
晚発性健康影響モデル	晚発性がん死亡(線形二次線量反応関係)Table 2.5 参照

Table 2.2 気象サンプリング法

風向 (人口分布を考慮)		9分割 (NNE, NE, ENE-E, ESE-SE, SSE-S, SSW-W, WNW, NW, NNW-N)		
降雨有り (10kmまで)	5mm以下	G1		
	5mm以上	G2		
降雨無し (10kmまで)	滞留時間 (20kmまで)	不安定	中立	安定
	150分以内	G3	G6	G9
	300分以内	G4	G7	G10
	300分以上	G5	G8	G11

Table 2.3 被曝低減係数

被曝経路	屋外	一般木造 建屋内	コンクリート 建屋内
放射性雲からの外部被曝	1.0	0.8	0.4
地表沈着からの外部被曝	0.7	0.4	0.3
吸入による内部被曝	1.0	0.5	0.2
再浮遊物質の吸入による内部被曝	1.0	0.5	0.2

Table 2.4 早期死亡モデルのパラメータ

障害	治療 レベル	β	$\alpha_i(\text{Gy, 日別})$						
			0-1	1-7	7-14	14-21	21-30	30-200	200-365
骨髄	最低限	10	3.4	7	7	14	14	-	-
	支持的	6.6	4.5	9	9	18	18	-	-
	集中	6.6	5.5	-	-	-	-	-	-
肺	最低限	3	8.5	80	80	185	185	185	450
	支持的	3	16	160	160	370	370	370	900
胃腸管	最低限	10	15	35	-	-	-	-	-
	支持的	10	45	105	-	-	-	-	-

Table 2.5 晩発性がん死亡モデルのパラメータ

影響	リスクモ デル	潜伏 期(年)	発現期間 (年)	リスク係数	生涯死亡確率 ($/10^4$ 人-Gy)
白血病	絶対	2	39	性・年齢別	35
骨がん	絶対	2	25		0.67
乳がん	相対	10	生涯	女・年齢別	31
肺がん	相対	10	生涯	性・年齢別	68
胃腸管がん	相対	10	生涯	性・年齢別	140
甲状腺がん	絶対	5	生涯	性・年齢別	4.6
皮膚がん	絶対	10	生涯		0.74
その他	相対	10	生涯		33
合計					313

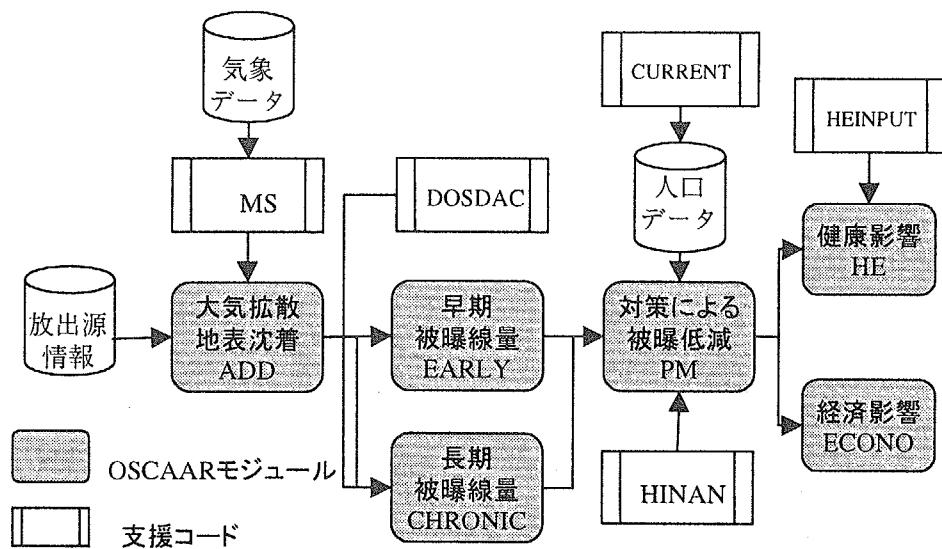


Fig. 2.1 OSCAARコードシステムの構成

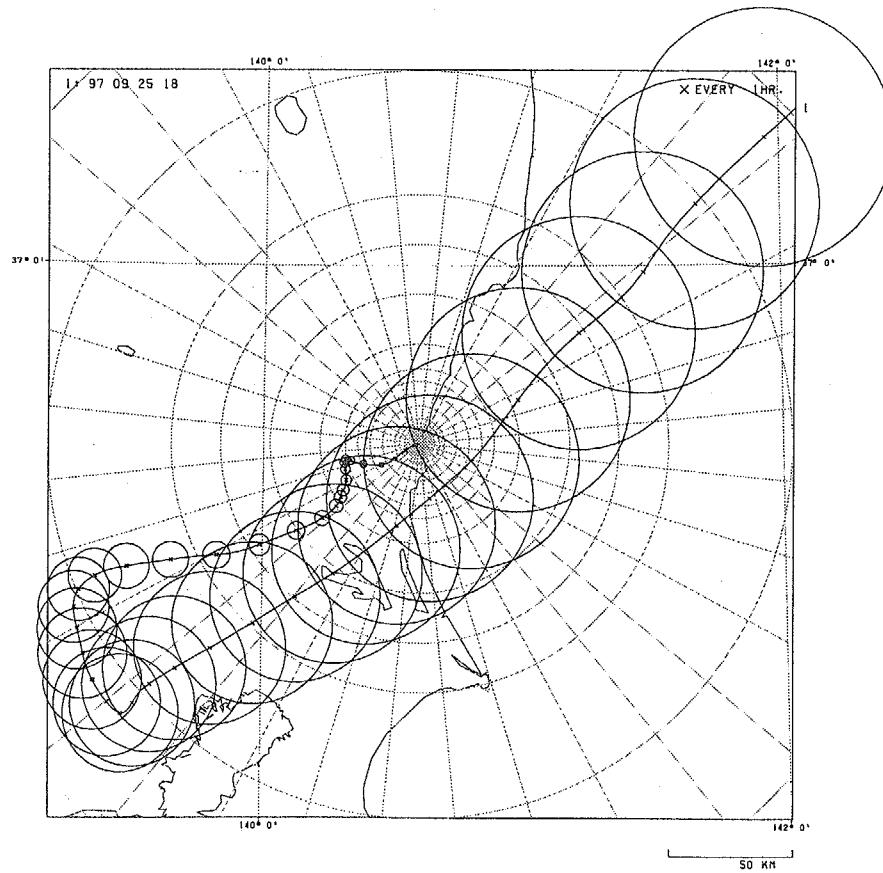


Fig. 2.2 変動流跡線パフモデルの概念図

DATE 970925 TIME 18 Z (925 HPA)

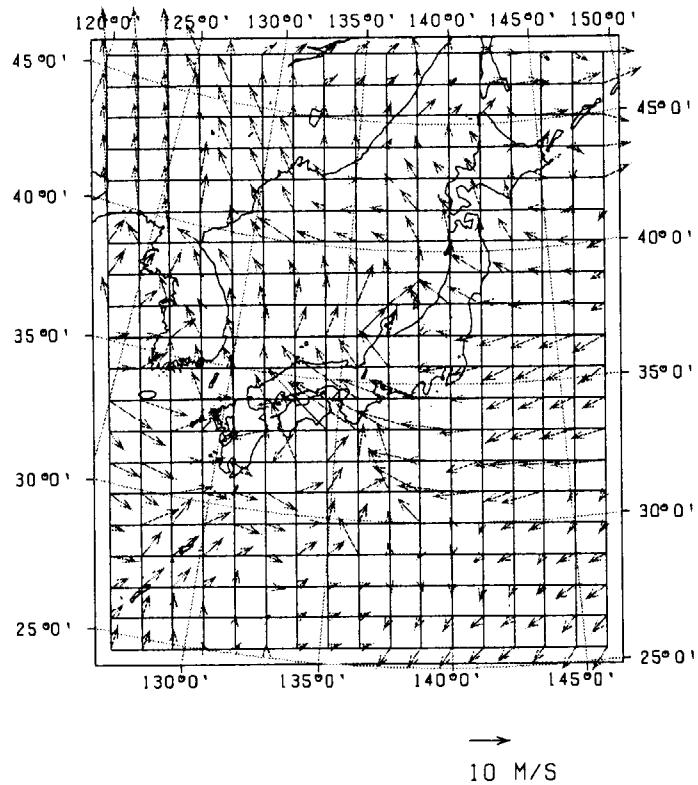


Fig. 2.3 広域風速場の格子網

DATE 970925 TIME 18 Z (SURFACE)

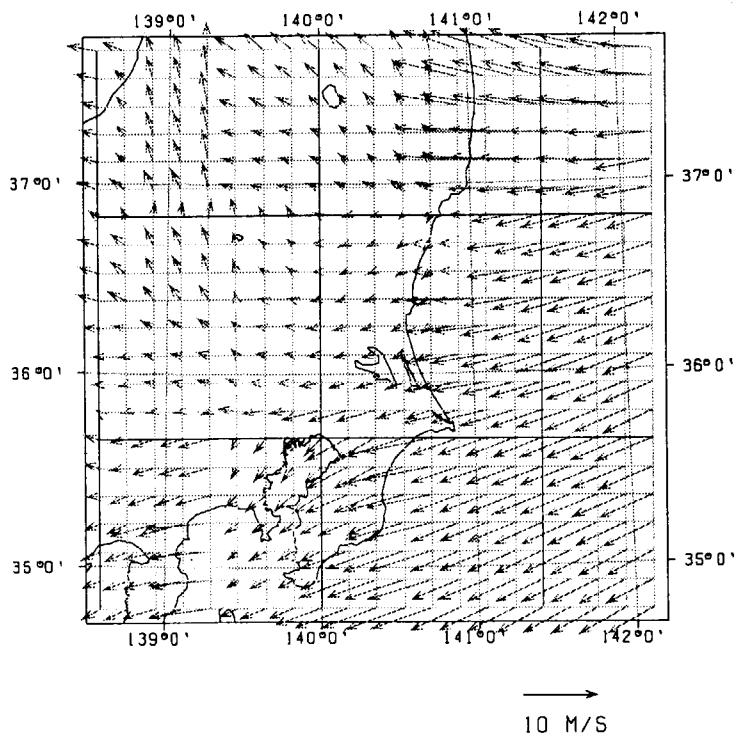


Fig. 2.4 狹域風速場の格子網

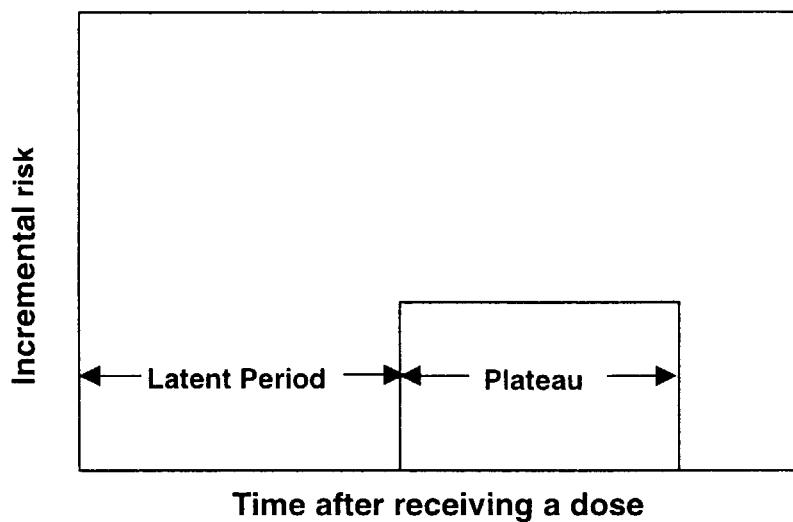


Fig. 2.5 絶対リスク予測モデルによる被曝後の時間の関数としての死亡確率

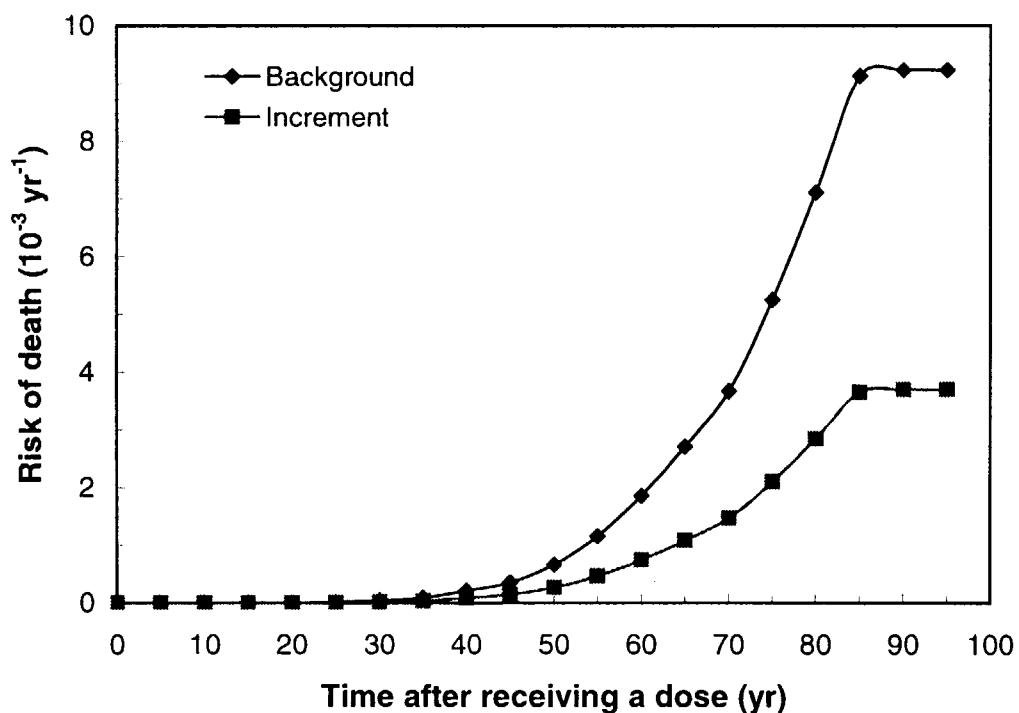


Fig. 2.6 相対リスク予測モデルによる時間の関数としての死亡確率

3. 解析条件

3.1 ソースターム

本評価に用いた15のソースターム情報をTable 3.1に示す。Table 3.1には放出元素グループ別に炉心インベントリに対する放出割合、事故発生から主たる放出までの経過時間、放出継続時間、放出高さを与えた。これらのソースタームは、原研で既に実施された軽水炉モデルプラントのレベル2PSAの結果から、数多くの炉心損傷事故シーケンスを事故進展の時間経過の類似性の観点から分類した(Kajimoto et al., 1994)以下の5つの事故シーケンスグループをそれぞれ代表する事故シーケンス(記号の意味は、付録のTable A.1を参照)について、原研で開発されたソースターム評価コードTHALES-2(Kajimoto et al., 1991)によって解析されたものである(付録参照)。

- (1) 高圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループ: TWシーケンス
- (2) 低圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループ: TQUV1Wシーケンス
- (3) 注水失敗シーケンスグループ: TQUVシーケンス
- (4) 全交流電源喪失シーケンスグループ: TBシーケンス
- (5) 原子炉スクラム失敗シーケンスグループ: TCシーケンス

ソースタームは、各事故シーケンスに対して、格納容器過圧破損については破損場所がドライウェル内であるかウエットウェル内であるかに強く依存することが示されているので、ドライウェル破損(以下では記号DWFで示す)とウエットウェル破損(WWF)の2つを考慮した。さらに、事故影響緩和のためになされるアクシデントマネジメントとして、ウエットウェルからスタックを経て格納容器内の気体を放出することにより、格納容器の過圧破損を防止しようとする「管理放出」(格納容器ベントとも呼ばれる)及び格納容器スプレー系の回復による事故終息という計4つのシナリオ(格納容器破損に至らないものも含むが、以後、格納容器破損シナリオと呼ぶ)を想定している。管理放出のシナリオでは、圧力抑制プールにおける放射性物質の除去効果(プールスクラビング効果)を考慮し、事故終息のシナリオでは、格納容器スプレーによる除去効果を考慮している。また、事故終息のシナリオでは、格納容器は破損しないが、炉心損傷により燃料から放出される放射性物質の一部は仮想事故と同程度の漏洩率で格納容器から漏洩するものと仮定している。なお、水蒸気爆発等のエナジエックな事象のソースタームは今回の評価では対象としていない。

Fig. 3.1からFig. 3.5には、それぞれの事故シーケンス毎に、格納容器破損シナリオ別に、各放出元素グループの累積放出割合(炉内インベントリに対する割合)の時間変化を示した。考慮した放射性核種の炉内インベントリ及び放出元素グループをTable 3.2に示す。

3.2 サイト条件

本評価では、軽水炉モデルプラントが原研東海研究所にあるとし、原研東海を中心に半径

約2000 kmの日本全土を含む対象領域に対して、評価に必要な自然・社会環境データを作成した。放出物質の大気中濃度、地表沈着量、線量、健康影響等の評価項目は、すべてTable 3.3に示すような放出点から25点の距離の同心円上を32の方位で分割した評価点で計算している。この方位別距離別の同心円評価メッシュの値として与えられている人口分布は、総務庁の平成2年国勢調査に基づく地域メッシュデータの3次メッシュ(約1km四方)及び3次メッシュ(約10km四方)を基礎に、計算コードCURRENT2を用いて上記の同心円メッシュに変換した。また、農畜産物生産量データは同じく平成2年の農業センサス及び平成4年の各種作物統計等を基礎データとし、市区町村別のデータとしてまとめたデータベースからCURRENT2を用いて同心円評価メッシュに変換した。評価対象の農畜産物としては、葉菜、根菜、穀類、牛乳、乳製品、肉の6分類が考慮され、OSCAARの長期被曝算定モジュールCHRONICで、食物摂取経路の内部被曝線量の推定に用いられている。

放出点のサイト気象データは、原研東海研究所気象観測塔の1997年データを用いた。また、広域風速場、狭域の大気安定度及び地上風及び降雨に関するデータは、気象庁の数値予報データ(GPV)の1997年における1年分のデータから作成した。また、気象条件としては、2.2節で述べた気象サンプリング法によって選択された144の気象シーケンスを評価に用いた。

3.3 防護対策シナリオ

本評価では、ドライウェル破損及びウェットウェル破損の過圧破損シナリオでは、Table 3.4に示す防護対策シナリオを課したが、格納容器ベントによる管理放出及び格納容器スプレーによる事故終息のシナリオに対しては、防護対策を課さず通常の生活様態で被曝するとした。通常生活では、一日の70%の時間を木造家屋内で過ごし、20%はコンクリート建物内で、残りの10%は戸外に居ると仮定している。

過圧破損のシナリオでは、Table 3.1に示すようにTCシーケンスを除き、事故発生から主たる放出までに1日以上の時間があり、屋内退避及び避難の防護対策は、それぞれ10kmから30km範囲の領域で、1週間の予測線量が10mSvを超える場合屋内退避、10km以内で1週間の予測線量が50mSvを超える場合、コンクリート屋内退避に続く避難の措置が、放射性物質の放出前に完了したと仮定している。

一方、TCシーケンスについてはFig. 3.6に示すような防護対策のシナリオを適用した。まず、事故発生から主たる放出開始までの3時間の間に、放出点から半径10km以内で1週間の予測線量が50mSvを超える住民はコンクリート屋内退避が完了し、2時間のコンクリート屋内退避実施後、避難が開始され、避難は2時間で完了しその後7日間にわたって避難が実施されたとした。コンクリート屋内退避の場所は居住地と同じと仮定し、避難は各評価点と同方位の30kmを超える地点で実施するとしている。また、避難した領域の住民は、元の居住地が移転の実施領域に当る場合は避難後、移転の措置が取られる。また、放出点から10km以遠、30km以内の領域で1週間の予測線量が10mSvを超える住民は、放出開始2時間前の警告時間に屋内退避の指示が出され、1時間後に屋内退避が完了し24時間実施される。その後、10km以内の住民と同様、その場所が移転の実施領域に当る場合は7日後から移転の措置が取られる。なお、退避及び避難の予測線量は、放射

性雲の通過中の外部被曝と吸入による内部被曝及び1週間の地表沈着からの外部被曝及び再浮遊物質の吸入による内部被曝の経路を考慮している。また、移転の介入レベル(140mSv)及び解除レベル(120mSv)は、放出開始1週間後から1年までの地表沈着からの外部被曝及び再浮遊物質の吸入による内部被曝の予測線量と比較して、移転の実施及び解除の措置が取られている。

食物摂取制限については、国内の防災対策指針に準じて、Table 3.5の介入レベルを設定し、このレベルを超える作物は摂取禁止とした。

Table 3.1 評価に用いたソーススター μ

事故シーケンス	主たる放出までの時間(h)	放出継続時間(h)	放出高(m)	放出分類別の全放出割合(%)						La
				希ガス	有機ヨウ素	無機ヨウ素	Cs-Rb	Tc-Sb	Sr-Ba	
TW-DWF	42	25	40	9.7E-01	2.2E-03	4.2E-02	5.5E-02	2.2E-02	3.5E-04	3.7E-06
TW-WWF	42	25	40	9.7E-01	1.1E-05	2.2E-04	2.1E-04	4.3E-05	5.4E-08	4.6E-10
TQUV1W-DWF	25	9	40	9.4E-01	8.8E-04	1.7E-02	1.3E-02	1.3E-03	4.6E-06	4.7E-08
TQUV1W-WWF	25	9	40	9.2E-01	7.4E-04	1.4E-02	1.0E-02	1.2E-03	4.4E-06	4.5E-08
TQUV1W-CV	17	14	100	8.2E-01	1.3E-04	2.5E-03	2.0E-03	3.1E-04	7.5E-07	7.6E-09
TQUV1W-SPR	9	25	100	2.5E-03	3.7E-07	7.0E-06	6.7E-06	7.8E-07	3.1E-08	3.2E-10
TQUV-DWF	27	7	40	9.5E-01	1.6E-03	3.1E-02	2.8E-02	2.9E-04	1.6E-08	3.8E-11
TQUV-WWF	27	7	40	9.2E-01	9.1E-04	1.7E-02	1.4E-02	1.8E-04	1.4E-08	3.4E-11
TQUV-CV	12	22	100	8.7E-01	4.5E-05	8.6E-04	7.5E-04	3.2E-04	2.3E-08	4.1E-11
TQUV-SPR	1	33	100	1.2E-03	5.9E-07	1.1E-05	1.0E-05	3.1E-06	4.6E-09	1.5E-11
TB-DWF	31	11	40	9.5E-01	1.7E-03	3.3E-02	2.9E-02	6.4E-04	3.1E-07	2.7E-09
TB-WWF	31	11	40	9.5E-01	1.1E-03	2.0E-02	1.7E-02	3.5E-04	2.6E-07	2.2E-09
TB-CV	14	24	100	9.3E-01	6.8E-05	1.3E-03	1.2E-03	1.6E-04	7.3E-08	5.9E-10
TB-SPR	12	30	100	2.2E-03	3.5E-07	6.6E-06	7.0E-06	5.8E-06	3.6E-08	3.3E-10
TC-DWF	3	23	40	9.5E-01	1.5E-03	2.9E-02	2.8E-02	6.8E-03	7.0E-05	4.8E-07

Table 3.2 炉内インベントリ

核種	インベントリ (Bq)	放出核種 グループ	核種	インベントリ (Bq)	放出核種 グループ
CO-58	2.80E+13	7	TE-131M	2.54E+17	5
CO-60	2.16E+14	7	TE-132	2.47E+18	5
KR-85	1.87E+16	1	I-131	1.74E+18	2, 3
KR-85M	4.56E+17	1	I-132	2.51E+18	2, 3
KR-87	8.73E+17	1	I-133	3.55E+18	2, 3
KR-88	1.23E+18	1	I-134	3.89E+18	2, 3
RB-86	2.68E+15	4	I-135	3.32E+18	2, 3
SR-89	1.69E+18	6	XE-133	3.56E+18	1
SR-90	1.47E+17	6	XE-135	1.01E+18	1
SR-91	2.08E+18	6	CS-134	2.36E+17	4
Y-90	1.52E+17	8	CS-136	8.13E+16	4
Y-91	2.18E+18	8	CS-137	2.01E+17	4
ZR-95	2.97E+18	8	BA-140	3.05E+18	6
ZR-97	2.91E+18	8	LA-140	3.13E+18	8
NB-95	3.02E+18	8	CE-141	2.94E+18	8
MO-99	3.22E+18	7	CE-143	2.68E+18	8
TC-99M	2.82E+18	7	CE-144	2.27E+18	8
RU-103	2.71E+18	7	PR-143	2.67E+18	8
RU-105	1.83E+18	7	ND-147	1.15E+18	8
RU-106	9.31E+17	7	NP-239	3.63E+19	8
RH-105	1.72E+18	7	PU-238	3.28E+15	8
SB-127	1.85E+17	5	PU-239	7.48E+14	8
SB-129	5.60E+17	5	PU-240	1.05E+15	8
TE-127	1.84E+17	5	PU-241	2.40E+17	8
TE-127M	2.47E+16	5	AM-241	2.43E+14	8
TE-129	5.52E+17	5	CM-242	6.58E+16	8
TE-129M	8.30E+16	5	CM-244	2.42E+15	8

1：希ガス、2：有機ヨウ素、3：無機ヨウ素、4：Cs-Rb 類

5：Te-Sb 類、6：Sr-Ba 類、7：Ru 類、8：La 類

Table 3.3 放出点から評価点までの距離

No.	距離(km)	No.	距離(km)	No.	距離(km)
1	1.0	10	17.5	19	250.0
2	1.5	11	22.5	20	350.0
3	2.5	12	27.5	21	500.0
4	3.5	13	30.0	22	700.0
5	4.5	14	50.0	23	900.0
6	5.5	15	70.0	24	1250.0
7	7.0	16	90.0	25	1750.0
8	9.0	17	125.0		
9	12.5	18	175.0		

Table 3.4 防護対策シナリオ (TC シーケンス)

防護対策	実施条件 (範囲と介入レベル)	対策開始時間	対策実施期間
屋内退避	半径 30km 以内 10mSv/週以上	主たる放出開始 1 時間前	24 時間
コンクリート 屋内退避	半径 10km 以内 50mSv/週以上	主たる放出開始時	2 時間
避難	半径 10km 以内 50mSv/週以上	主たる放出開始 2 時間後 (コンクリート屋内退避終了後)	7 日間
移転	140mSv/年以上 解除レベル(120mSv/年)	避難終了後	年単位

Table 3.5 食物摂取制限の濃度介入レベル

核種	濃度介入レベル (Bq/kg)	
	牛乳・乳製品	その他の食物
SR-89	200.0	500.0
SR-90	200.0	500.0
I-131	300.0	2000.0
I-133	300.0	2000.0
CS-134	200.0	500.0
CS-136	200.0	500.0
CS-137	200.0	500.0
PU-238	1.0	10.0
PU-239	1.0	10.0
PU-240	1.0	10.0
PU-241	1.0	10.0
AM-241	1.0	10.0
CM-242	1.0	10.0
CM-244	1.0	10.0

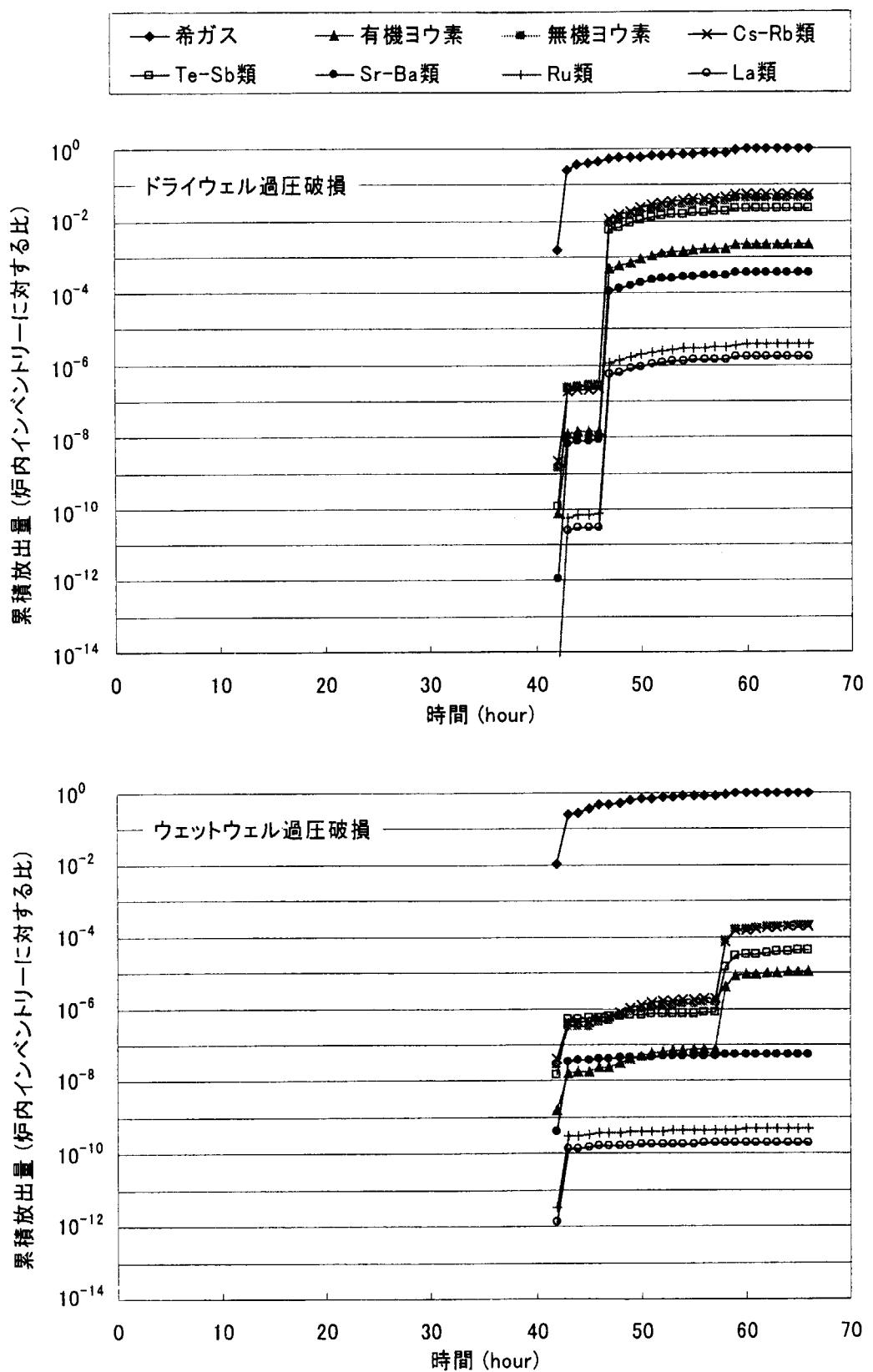


Fig. 3.1 TW シーケンスにおける放出量の時間変化

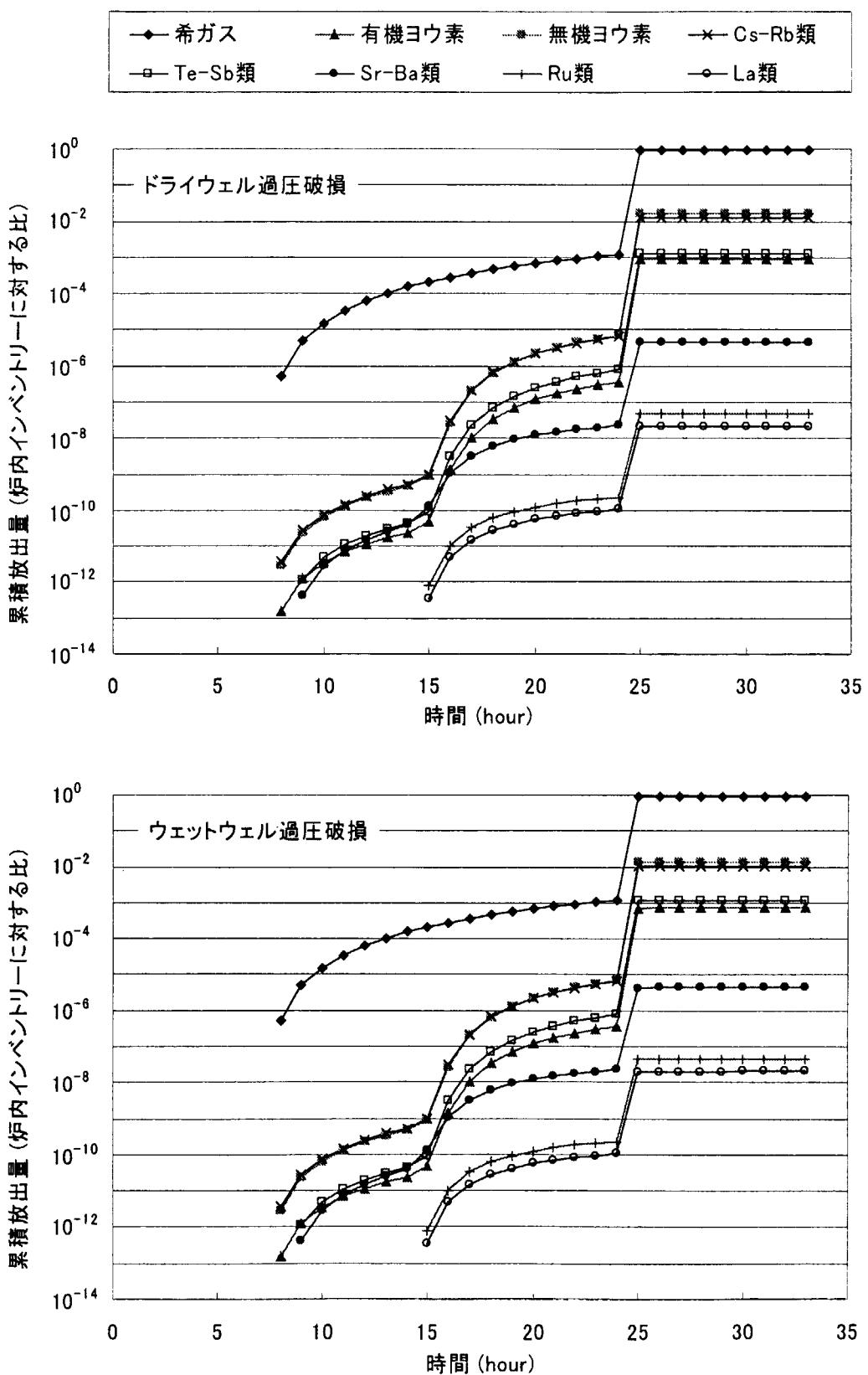


Fig. 3.2 TQUV1W シーケンスにおける放出量の時間変化(1)

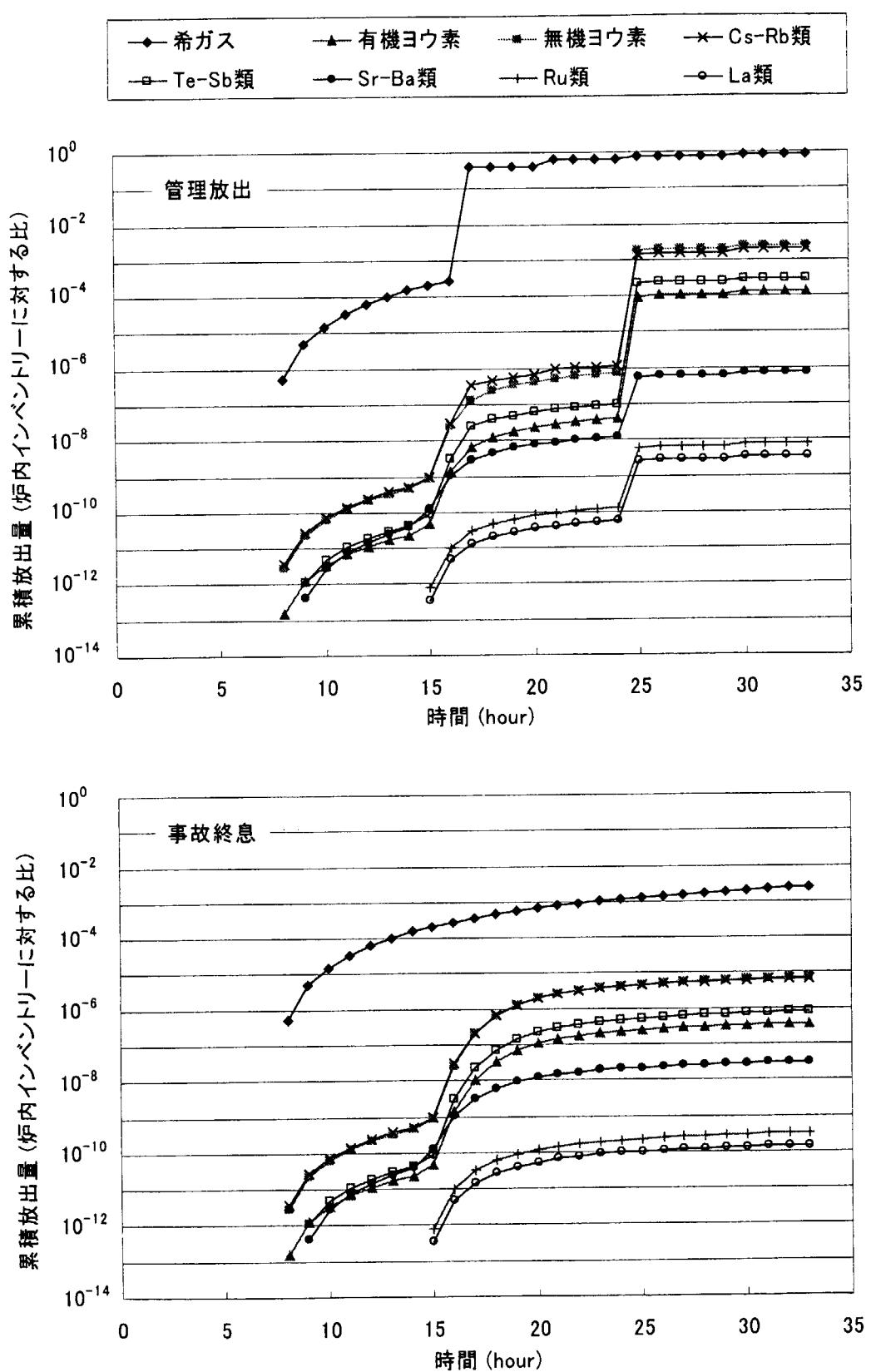


Fig. 3.2 TQUV1W シーケンスにおける放出量の時間変化(2)

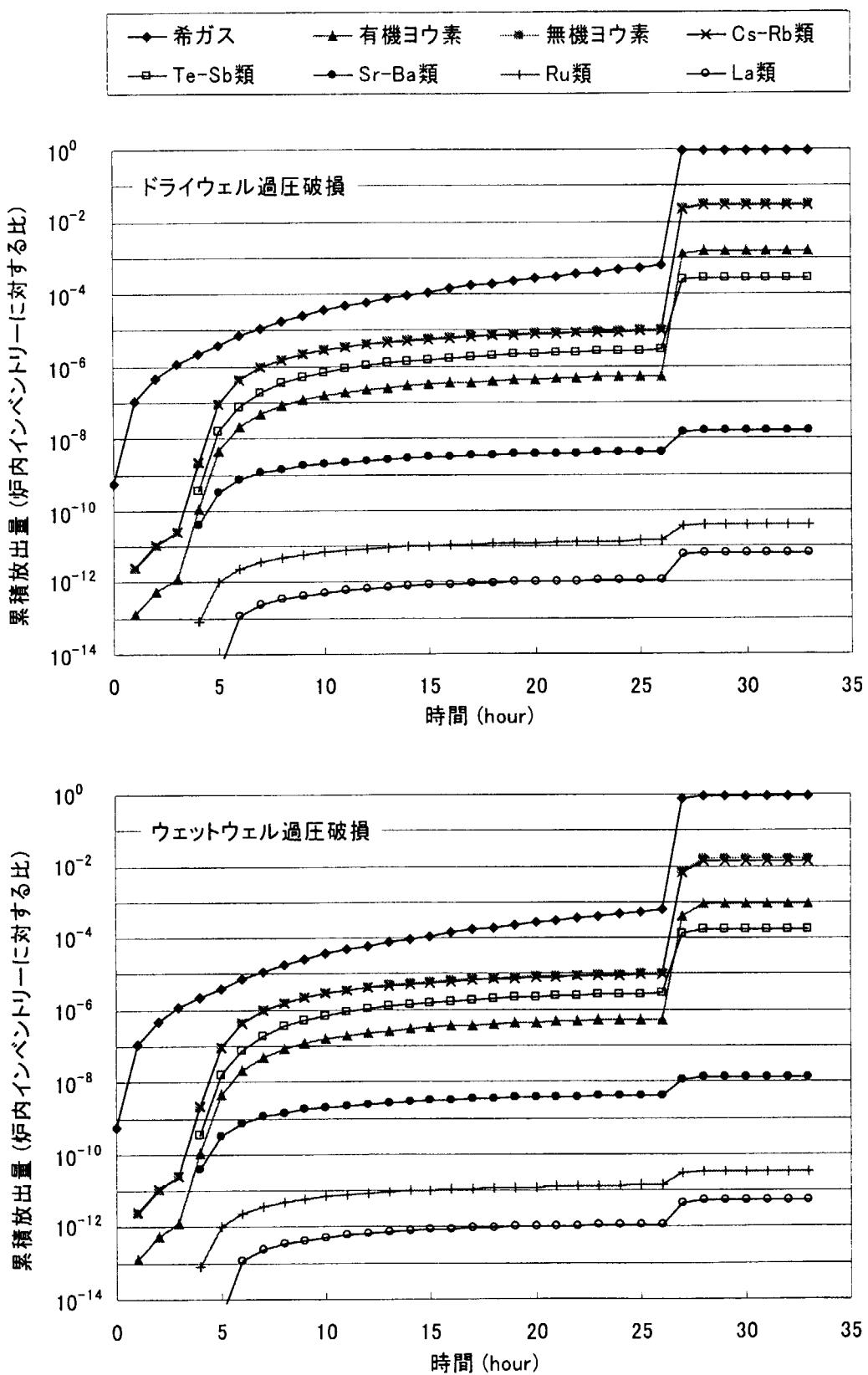


Fig. 3.3 TQUV シーケンスにおける放出量の時間変化(1)

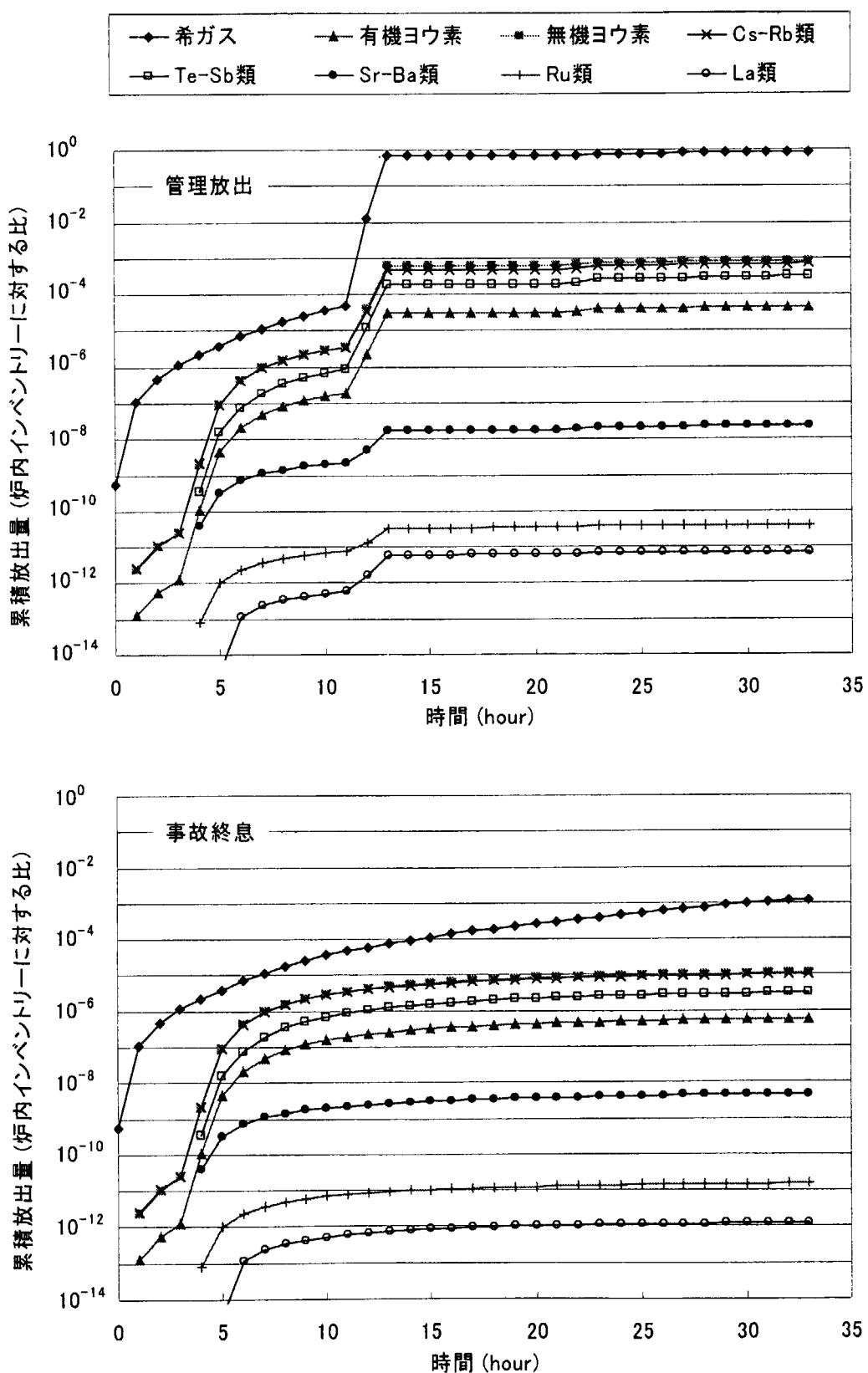


Fig. 3.3 TQUV シーケンスにおける放出量の時間変化(2)

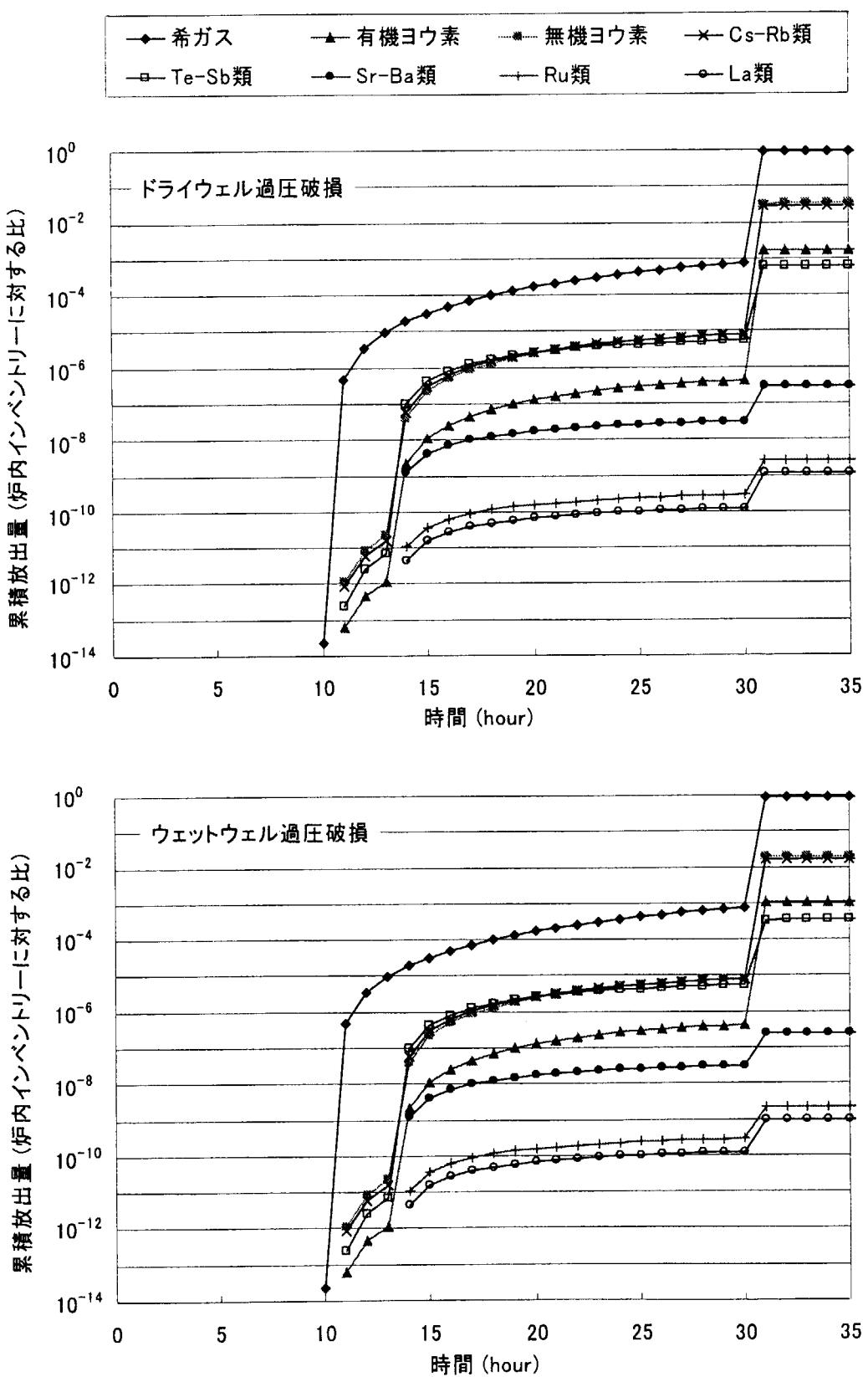


Fig. 3.4 TB シーケンスにおける放出量の時間変化(1)

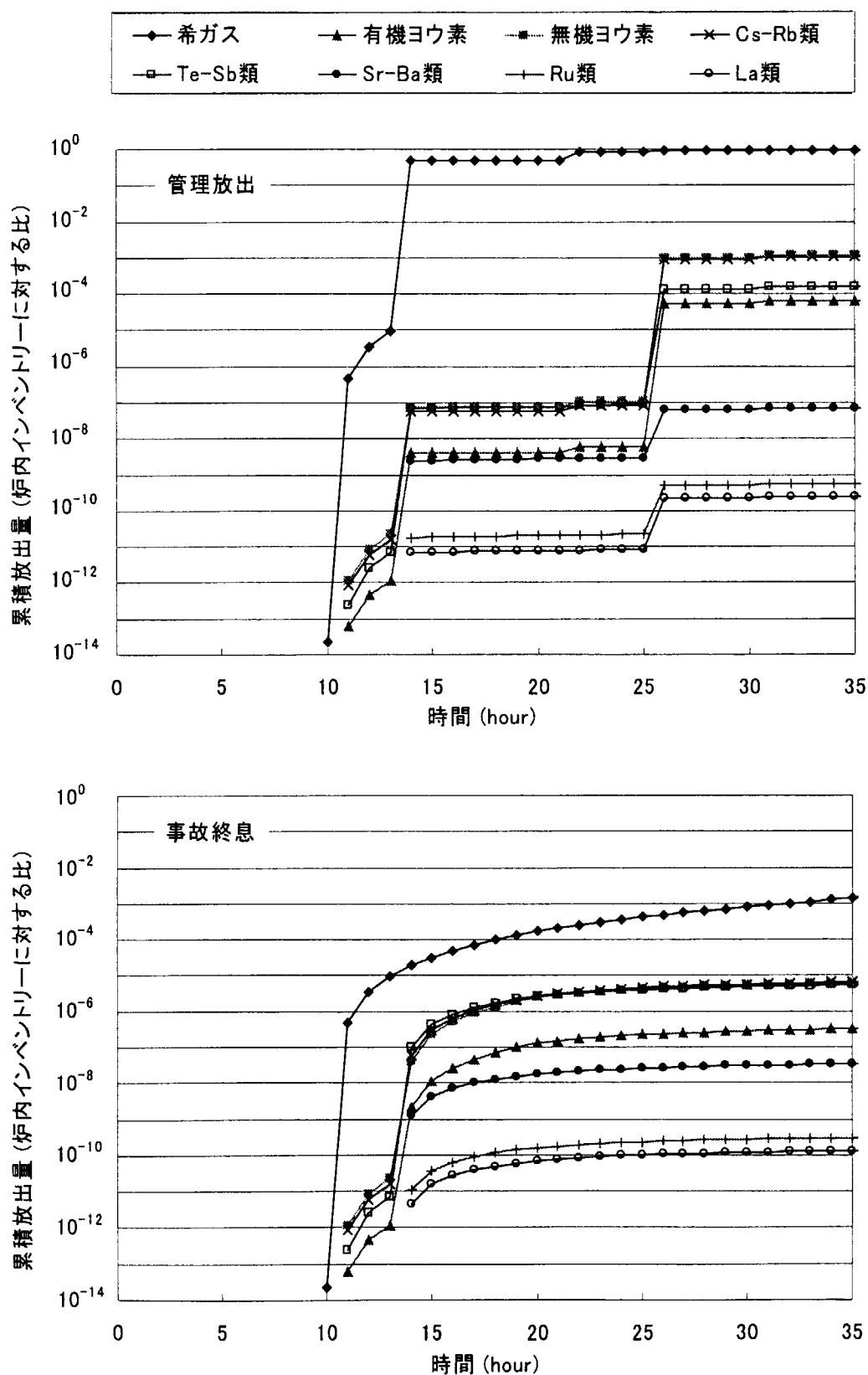


Fig. 3.4 TB シーケンスにおける放出量の時間変化(2)

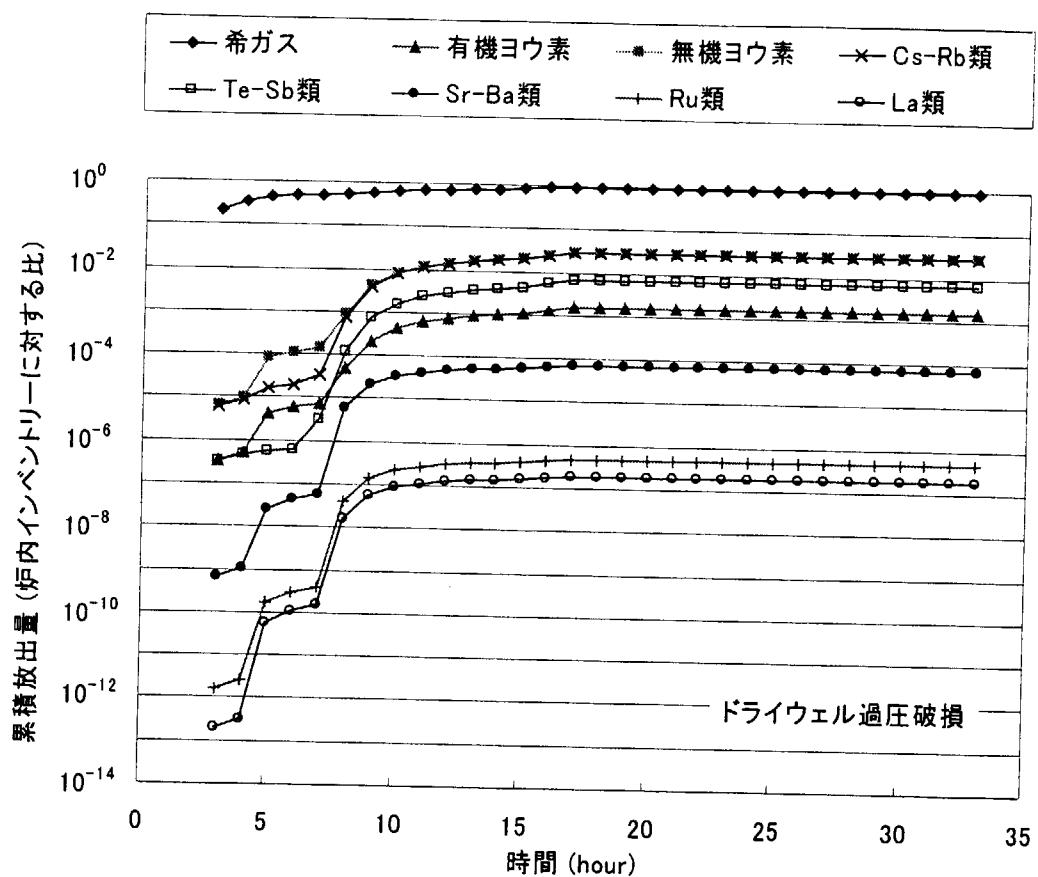


Fig. 3.5 TC シーケンスにおける放出量の時間変化

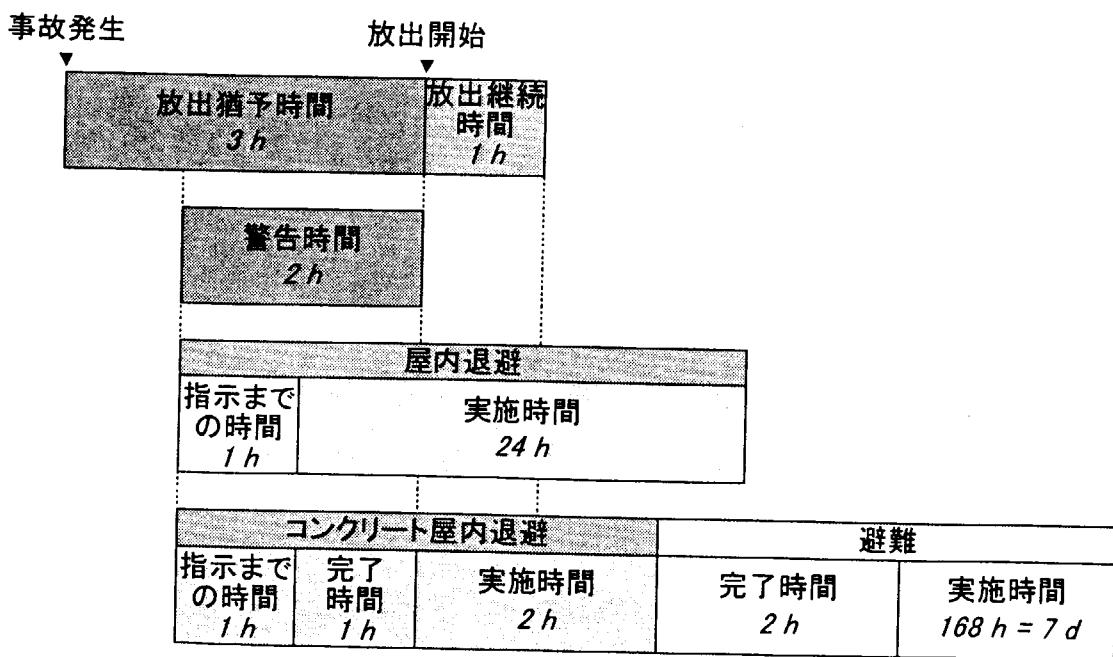


Fig. 3.6 仮定した防護対策シナリオ

4. 解析結果と考察

本評価は広範な事故シナリオのソースタームに基づいて、周辺公衆に対する原子炉事故のリスクの様相を把握することが目的である。したがって、最終的な評価項目として、公衆の個人に対する早期健康影響と晩発性健康影響に着目したが、この2つの評価項目の基礎となる個人線量と集団線量についても、被曝経路寄与及び放出核種寄与の観点から分析を行った。

4.1 個人線量

個人線量は各気象シーケンスに対して、時間及び空間の関数として計算される。放出された全ての核種からの寄与を大気拡散・沈着モジュールから出力される大気中濃度、地表沈着濃度を基に被曝経路別に算定し、さらに健康影響の対象となる臓器別の線量が出力される。以下では、個人の早期健康影響に着目するという観点から、放射性雲の通過による外部被曝線量、放射性雲の通過中の吸入による50年預託線量及び地表沈着した核種からの7日間にわたる外部被曝線量を早期線量として考察した。

4.1.1 距離別早期骨髓線量

Fig. 4.1からFig. 4.4には、格納容器破損シナリオ毎に平均線量と放出点からの距離との関係を示した。ここで、平均線量とは、一つの気象シーケンスで出現する線量を距離毎に方位で平均したもので、図に示される平均線量は対象とした気象シーケンスの出現頻度を考慮した線量の期待値である。線量としては、早期影響の対象となる骨髓線量について示す。

過圧破損の場合、ドライウェル破損(Fig. 4.1参照)のケース及びウェットウェル破損(Fig. 4.2参照)のケースとも、TQUV1W、TQUV、TBの3シーケンスの距離依存平均骨髓線量に大きな差はない。10km以内でのコンクリート屋内退避とそれに続く避難、10kmから30km範囲における屋内退避の早期防護対策の効果が反映され、10km内で0.4mSv以下、最も高い12.5kmでも約0.6mSvで以後距離と共に減少し、100kmで約1/30に低減する。Fig. 4.5にはTQUVシーケンスのドライウェル破損ケースについて、被曝経路別に線量を示した。50km付近までは放射性雲の通過中の吸入による50年預託線量が支配的であるが、それ以遠では地表沈着核種からの外部被曝の寄与が大きくなる。これは、放射性雲からの外部被曝及び吸入による内部被曝が、大気中の放射性核種の濃度に依存するため、濃度の距離による減衰と同様の傾向を示すのに対し、地表沈着濃度は大気中濃度に依存した乾性沈着の成分の他に、距離に依らない降雨による湿性沈着の寄与が反映したと考えられる。

TWシーケンスではドライウェル破損の場合、ヨウ素やCs-Rb類という揮発性物質及び他の非揮発性物質の環境への放出量が、他の事故シーケンスに比べ大きいので、Fig. 4.1に示すように平均骨髓線量も約3~7倍大きいが、距離依存性は同様の傾向を示す。ウェットウェル破損の場合には、逆に揮発性物質であるヨウ素及びCs-Rb類の放出量がTQUVシーケンスに比べ約1/70から1/80に低減するため、Fig. 4.2に示すように放出点のごく近傍を除いては他の3つの事故シーケンスに比べ平均骨髓線量は小さく、距離と共に急激に減少する。これは、被曝

線量のほとんどが希ガスの放射性雲からの外部被曝に起因しているからである(Fig. 4.6参照)。

一方、TCシーケンスは格納容器破損までの時間が早く、3.3節で仮定した防護対策シナリオでは、主たる放出後に避難を実施するため、10km以内での平均骨髄線量が他の事故シーケンスに比べ大きく、サイト近傍では約10mSvとなっている(Fig. 4.1参照)。Fig. 4.7に被曝経路別の線量を示したが、10km以内では避難実施前の放射性雲からの外部被曝が主たる寄与をしていることがわかる。

格納容器ベントによる管理放出の場合、Fig. 4.3に示すように、TQUV1W、TQUV、TBの3シーケンスの距離依存平均骨髄線量に大きな差はなく、放出点近傍の1km地点で約1mSv、10km程度までは放出点からの距離を r とすると逆数 $1/r$ に比例して、100km程度までは $1/r^{**}(1.3)$ で、距離と共に減少する。なお、管理放出のケースではいかなる防護対策も考慮していない。Fig. 4.8にはTQUVの管理放出ケースについて、被曝経路別に線量を示した。格納容器ベントによりヨウ素やCs-Rb類の揮発性物質の放出量が、過圧破損(ドライウェル破損)に比べ約1/40に低減したため、地表沈着からの外部被曝及び吸入による内部被曝の線量の低減が図れ、希ガスの放射性雲からの外部被曝が主たる被曝経路となっている。

格納容器スプレーによる事故終息の場合の平均骨髄線量の距離依存性をFig. 4.4に示す。管理放出の場合と同様、TQUV1W、TQUV、TBの3シーケンスの平均骨髄線量に大きな差はなく、また距離について同様の減少傾向を示す。平均骨髄線量の値は、管理放出の約1/300で、放出点近傍の1kmの評価地点でも 10^{-3} mSvのオーダーである。これは、管理放出に比べ、希ガスの放出が約1/300～1/700に大幅に低減され、また揮発性及び非揮発性の粒子状物質の放出も低減されたためである。Fig. 4.9にはTQUVの事故終息ケースについて、被曝経路別に線量を示した。管理放出に比べ、希ガスの放出が大幅に低減したため、相対的にヨウ素やCs-Rb類の揮発性物質に起因する地表沈着からの外部被曝が主たる被曝経路となっている。

4.1.2 個人線量レベル別平均被曝者数

前節で議論した方位平均早期骨髄線量の距離依存性により、早期線量の平均的な空間分布の傾向が明らかになった。しかしながら、放射性物質の環境への放出によって引き起こされる人の健康影響の発生数は、放出時の気象条件によって決まる放出物の移流拡散方向とサイト周辺の人口分布に依存する。この節では前節と同様、早期線量として放射性雲の通過による外部被曝、放射性雲の通過中の吸入による内部被曝(吸入後50年の預託線量)及び地表沈着した核種からの7日間にわたる外部被曝の3つの被曝経路からの線量について、各個人線量レベルに該当する被曝者数を、対象とする気象シーケンス毎に算定した。Table 4.1からTable 4.5には、各事故シーケンス毎に、格納容器破損シナリオ別に各線量レベルに該当する被曝者数を示した。ここで、過圧破損では防護対策が実施されているが、管理放出及び事故終息では防護対策は実施されていない。

Fig.4.10には、TQUVシーケンスについて、格納容器破損シナリオ別に各線量レベルに該当する被曝者数(気象シーケンスに関する期待値)を示した。ICRPがPublication 63で勧告した避難(1週間以内)が常に正当とされる介入レベル(全身に対する回避線量)は、500mSvであり、また最適値範囲の下限として勧告した介入レベルは50mSvである(ICRP, 1993)。この50mSvは、

IAEAの「電離放射線の防護と放射線源の安全に関する国際基本安全基準」(安全シリーズNo.115)においても、避難に関する一般的最適介入レベルとして示されている(IAEA, 1996)。ここで特徴的なことは、管理放出のケースでは避難が常に正当とされる介入レベル500mSvを超える線量レベルに該当する被曝者数の期待値が0ということである。実際、Table 4.1からも分かるように、考慮した気象条件では住民が500mSv以上の被曝を受けるケースは全くなく、また50mSvを超える期待数も11人で、約99%の累積頻度で50mSvを超えることはない結果となった。このように、格納容器ベントによる管理放出では、主にヨウ素及びCs-Rb類の放出の低減により、避難の介入レベルに到達する可能性が極めて低いことが分かる。

格納容器スプレーによって事故終息に至るケースでは、1mSvを超える被曝を受ける人数の期待値は0であった(Fig. 4.10参照)。考慮した気象条件の全てにおいても、Table 4.3にあるように、住民が1mSv以上の被曝を受けるケースは全くなく、また気象条件の15%は放出物質が海上に移流拡散し、住民への被曝は全くないことがわかる。

4.2 集団線量

集団線量は各気象シーケンスに対して、全ての被曝経路からの実効線量預託として計算される。考慮されている被曝経路は、早期被曝として、放射性雲の通過による外部被曝線量、放射性雲の通過中の吸入による生涯預託線量及び地表沈着した核種からの1年以内の外部被曝線量、長期被曝としては、地表沈着した核種からの1年以降の外部被曝線量、地表沈着した核種の大気中への再浮遊の吸入による生涯預託線量、事故時の直接沈着あるいはその後の経根吸収によって汚染された食物の摂取による生涯預託線量である。

4.2.1 超過出現頻度分布

Fig. 4.11～Fig. 4.14に格納容器破損シナリオ毎に、集団線量の条件付き超過出現頻度分布を示す。これは、与えられたソースタームに対して気象条件の出現頻度を考慮し、横軸で示される集団線量を超える値が出現する頻度を縦軸に示したもので、捕捉累積分布関数(CCDF: Complementary Cumulative Distribution Function)あるいは、捕捉累積頻度分布(CCFD: Complementary Cumulative Frequency Distribution)とも呼ばれレベル3PSAの結果の表示としては最も典型的なものである。Table 4.6～Table 4.9には、格納容器破損シナリオ毎にこの分布から得られる期待値、各パーセント値を示した。

Fig. 4.11～Fig. 4.14からわかるように、格納容器破損シナリオ毎の事故シーケンス間の集団線量の相違はそれ程大きくなく、ウェットウェル過圧破損時を除き期待値、90%値及び99%値で、最大ファクター4程度の相違に過ぎない。ウェットウェル過圧破損時のTWシーケンスでは、他の事故シーケンスの集団線量の約1/60～1/40になっている。これは、揮発性物質であるヨウ素及びCs-Rb類の放出量が他の事故シーケンス比べ非常に小さいためである。次節で見るように、集団線量では主に¹³⁷Csの地表沈着からの外部被曝の寄与が大きく、Cs-Rb類の放出割合に比例して集団線量の大きさが支配されることによる。

一方、格納容器破損シナリオによる集団線量の相違を期待値で比較すると、その違いは非

常に大きく、過圧破損では約 1×10^5 人Svから 3×10^5 人Svで、管理放出では過圧破損の約1/30(7×10^3 人Svから 2×10^4 人Sv)、事故終息では過圧破損の約1/2000～1/3000(1×10^2 人Sv)と小さくなっている。管理放出は過圧破損と比べ、希ガス及び非揮発性物質の放出割合に大きな相違はないが、揮発性のヨウ素及びCs-Rb類の放出割合が低減され、それが集団線量の大幅な減少の理由となっている。

本評価で計算された集団線量は日本全土を対象としている。Fig. 4.15にはTQUVシーケンスの過圧破損(ドライウェル破損)を例に、距離毎の累積集団線量と平均個人線量を示した。対象としたサイトでは、放出点から200km程度で全集団線量の90%になり、数mSvのオーダーの個人線量レベルが主として集団線量に寄与していることがわかった。集団線量評価では、しばしば遠方の非常に小さな個人線量を構成する大集団の寄与が問題となるが、本評価で対象としたサイトでは、集団線量で考慮すべき範囲は数100kmで、そのような問題が生じないことが明らかとなった。

4.2.2 被曝経路及び核種グループ寄与

Fig. 4.16にTQUVシーケンスを例に、各格納容器破損シナリオ毎に、全集団線量の期待値について、その被曝経路別の寄与を示した。ドライウェル及びウェットウェル過圧破損のケースでは、地表沈着からの外部被曝が早期及び長期被曝合わせて約95%とほとんどの寄与を占め、食物摂取寄与がこれに続く。これは、主にヨウ素及びCs-Rb類の揮発性物質の放出が、非揮発性物質の放出に比べて相対的に大きいためで、早期では ^{131}I が、長期的には ^{134}Cs 及び ^{137}Cs がその主たる寄与核種である。格納容器ベントによる管理放出では、地表沈着からの外部被曝の寄与は約57%に減少し、食物摂取寄与、放射性雲からの外部被曝等が続く。管理放出では、ヨウ素やCs-Rb類の揮発性物質の放出量が、過圧破損(ドライウェル破損)に比べ約1/40に低減し地表沈着からの外部被曝の寄与が減少した分、放出量の変わらないストロンチウム等の非揮発性物質の食物摂取経路及び希ガスの放射性雲からの外部被曝の寄与が相対的に上昇した。また、格納容器スプレーによる事故終息のケースは、この傾向がさらに顕著となり、セシウムの地表沈着からの外部被曝に比べ、ストロンチウム等の非揮発性物質の食物摂取経路の寄与が増大している。

さらに、放出核種グループ別に集団線量への寄与を見るため、TQUVシーケンスのドライウェル過圧破損のソースタームを用いて、最も大きな集団線量をもたらす1気象シーケンスを対象に計算を行った。Fig. 4.17に示すように、各放出核種グループの主たる被曝経路は、希ガスは放射性雲からの外部被曝、Cs-Rb類は地表沈着からの外部被曝、ヨウ素類、Te-Sb類、Ru類及びLa類は地表沈着からの外部被曝と吸入による内部被曝、Ba-Sr類は食物摂取経路が主たる被曝経路である。全集団線量に対する寄与の約98%はCs-Rb類の寄与で、 ^{137}Cs の地表沈着からの長期的な外部被曝が集団線量に最も寄与することが明らかである。

4.3 健康影響

健康影響が個人に発生する確率は、各気象シーケンスに対して場所の関数として計算され

る。与えられたソースタームに対する潜在的な早期及び長期線量の時間空間分布を基に、防護対策シナリオにしたがって再構成された線量分布から、早期死亡、早期疾患、晩発性がん死亡あるいは晩発性疾患の発生確率が場所の関数として計算される。個人の健康影響の発生確率を放出点からの距離の関数として示すため、サイトの人口分布特性を反映させ、着目した距離の各方位メッシュにおける人口で荷重した方位平均の発生確率を各気象シーケンス毎に算出した。

4.3.1 早期死亡確率

Table 4.10に示すように、評価したソースタームでは、TCシーケンスの場合に放出点近傍に約 10^{-6} のわずかな個人の早期死亡確率が存在する。TQUV1W、TQUV、TBの事故シーケンスでは、事故発生から炉心溶融まで、あるいはTWのシーケンスでは事故発生から格納容器破損までに十分な時間的余裕があり、10km以内で介入レベル50mSvを超える領域の住民は避難が完了していると仮定されているため、この4つの事故グループでは個人の早期死亡確率は存在しない。

そこで、過圧破損時のソースタームがどの程度の潜在的影響を有しているかを検討するため、防護対策を全く仮定しない場合の早期死亡確率(気象条件に関する期待値)を、放出点からの距離の関数としてFig 4.18及びTable 4.11に示した。与えられたソースタームに対して、放出点近傍で最大約 6×10^{-4} の平均早期死亡確率(期待値)が出現するが、死亡確率は放出点から3km程度まで、しかも距離と共に急激に減少する。早期死亡確率は線量に対して、しきい値が存在するため、Table 4.11に示されるように、気象条件の中央値(50%値)でも影響の確率は出現せず、特定の厳しい気象条件の場合にだけ出現することがわかる。

原研のレベル2PSA(付録参照)では、モデルプラントでの格納容器破損頻度は $1.7 \times 10^{-7}/\text{炉年}$ と評価していること、国内の原子力発電施設のPSA結果については、炉心損傷頻度はいずれも約 $10^{-6}/\text{炉年}$ 程度であるとされており(傍島 他, 1995)、格納容器の破損頻度はそれより低いことを合わせて考慮すれば、本評価で対象としたソースタームのうち、TCシーケンスの場合にだけ現れた 10^{-6} レベルの条件付き平均個人早期死亡確率と、国内において $10^{-6}/\text{炉年}$ 以下のレベルと評価されている格納容器破損の発生頻度を乗じて早期死亡のリスクを考えると、例えば米国における早期死亡のリスクに対する定量的安全目標「原子炉事故によって生じるかもしれないサイト近傍(敷地境界から1mile以内)の平均的個人の早期死亡に対するリスクは、一般的な事故による早期死亡リスクの0.1%(約 $5 \times 10^{-7}/\text{年}$)を超えてはならない」に比べ十分小さいことが理解できる。

4.3.2 晩発性がん死亡確率

Fig. 4.19～Fig. 4.22に格納容器破損シナリオ毎に、個人の晩発性がん死亡確率(気象条件に関する期待値)を、放出点からの距離の関数として示した。晩発性がん死亡確率は早期死亡と異なり、線量に対してしきい値を持たないので遠方でも死亡確率が存在するが、被曝線量と同様、凡そ距離に逆比例して減少している。過圧破損のケースでは、30km程度まで屋内退避、避難等の早期防護対策の効果が現れ、また気象条件によっては移転の長期防護対策が

実施される領域があるので、サイト近傍での減少は必ずしも顕著ではない。しかしながら、遠方に行くに従いその減少はより顕著になる。また、距離と共にスムーズに減少しない場所が存在するが、これは死亡確率を人口による重み付けで算定している点及び大気拡散・沈着モデルの特徴が現れた点と考えられる。OSCAARの大気拡散モデルは変動流跡線に基づくため、放出物の移流が放出点方向に戻るケースが考えられること、降雨の時間空間変動を考慮しているため、必ずしも地表沈着量の分布が距離と共に減少しないことに因る。

Fig. 4.20に示すように、TWシーケンスのドライウェル過圧破損時のソースタームが最も晚発性がん死亡確率が大きく、サイト近傍で約 1×10^{-2} 、10km付近で約 5×10^{-3} である。格納容器破損シナリオ別に見ると、事故シーケンス間の死亡確率の相違はそれ程大きくななく、4.2の集団線量の節で見たように長期的には主に ^{137}Cs の地表沈着からの外部被曝の寄与が大きいので、Cs-Rb類の放出量に比例して個人の晩発性がん死亡確率の大きさが決まっている。それが顕著に見られるのは、Fig. 4.21に示すウェットウェル過圧破損時のTW事故シーケンスのケースで、他の事故シーケンスに比べ約2桁低い死亡確率となっている。他の事故シーケンスにおいても、過圧破損時では放出点から10km程度で約 10^{-3} 、管理放出では約 10^{-4} のレベルであった。

この $10^{-2} \sim 10^{-3}$ レベルの条件付き平均個人晩発性がん死亡確率と、前に記した国内における $10^{-6}/\text{炉年以下}$ のレベルと評価されている格納容器破損の発生頻度を乗じてがん死亡のリスクを考えると、例えば米国におけるがん死亡のリスクに対する定量的安全目標「原子力発電施設の運転によって被るかもしれない周辺公衆(敷地境界から10mile以内)のがん死亡に対する平均個人リスクは、他の全ての原因によるがん死亡リスクの0.1%(約 $2 \times 10^{-6}/\text{年}$)を超えてはならない」に比べ十分小さい。

Table 4.1 各線量レベルの被曝数の分布特性(TW シーケンス)

ドライウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	7.6E+07	8.3E+05	9.5E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.3E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	9.2E+05	3.0E+03	3.2E+05	2.5E+06	5.8E+06	1.7E+07	2.3E-01
0.005 < Dose ≤ 0.01	1.4E+05	6.8E+01	8.0E+04	4.4E+05	5.7E+05	1.4E+06	2.3E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	1.1E+05	1.2E+02	7.7E+04	2.7E+05	3.4E+05	7.7E+05	2.3E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	1.5E+03	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	1.2E+04	4.7E+04	8.8E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	4.0E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.5E+04	9.7E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	5.7E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.7E+04	9.7E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	4.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.5E+00	1.0E+00
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

ウェットウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	7.7E+07	1.1E+06	9.6E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.3E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	1.9E+04	1.5E+02	1.2E+04	4.2E+04	7.9E+04	0.0E+00	8.4E-03
0.005 < Dose ≤ 0.01	6.6E+02	7.0E+00	3.7E+02	1.4E+03	2.8E+03	6.1E+03	1.2E-02
0.01 < Dose ≤ 0.05	2.5E+02	0.0E+00	1.1E+02	7.9E+02	9.6E+02	2.1E+03	7.9E-02
0.05 < Dose ≤ 0.08	8.0E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	9.6E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.1 < Dose ≤ 0.2	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.2 < Dose ≤ 0.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

Table 4.2 各線量レベルの被曝数の分布特性(TQUV1W シーケンス)

ドライウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	5.7E+07	6.6E+04	5.1E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	3.5E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	3.7E+05	0.0E+00	6.6E+04	8.9E+05	2.4E+06	5.8E+06	1.0E-01
0.005 < Dose ≤ 0.01	3.0E+04	0.0E+00	4.1E+03	8.0E+04	1.0E+05	5.4E+05	2.6E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	3.9E+04	0.0E+00	7.0E+03	1.2E+05	1.5E+05	0.0E+00	1.5E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	9.9E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	6.0E+04	9.4E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	4.4E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+04	9.6E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	3.9E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	2.0E+04	9.6E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	7.2E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+04	9.9E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

ウェットウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	5.7E+07	6.6E+04	5.1E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	3.4E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	3.3E+05	9.0E-01	6.6E+04	6.3E+05	1.9E+06	5.8E+06	3.6E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	2.9E+04	0.0E+00	4.9E+03	7.9E+04	1.3E+05	4.8E+05	1.6E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	3.5E+04	0.0E+00	2.9E+03	1.0E+05	1.5E+05	0.0E+00	1.1E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	1.2E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.1E+03	4.8E+04	9.2E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	2.0E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.9E+04	9.8E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	1.9E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+04	9.6E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	7.2E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+04	9.9E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

管理放出

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	6.3E+07	5.3E+05	6.5E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.8E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	7.3E+04	3.3E+01	4.0E+04	2.0E+05	2.7E+05	5.1E+05	2.2E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	9.8E+03	0.0E+00	7.8E+02	1.8E+04	2.6E+04	7.1E+05	1.4E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	1.4E+03	0.0E+00	1.2E+02	5.2E+03	9.0E+03	1.9E+04	1.8E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	1.1E+01	0.0E+00	0.0E+00	1.5E+01	4.5E+01	6.2E+02	8.7E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	4.7E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.4E+01	9.8E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	7.2E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.3E+01	9.7E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	1.1E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E-01	9.9E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

事故終息

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	7.6E+07	1.3E+06	9.5E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.1E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.005 < Dose ≤ 0.01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.01 < Dose ≤ 0.05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.05 < Dose ≤ 0.08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.08 < Dose ≤ 0.1	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.1 < Dose ≤ 0.2	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.2 < Dose ≤ 0.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

Table 4.3 各線量レベルの被曝数の分布特性(TQUV シーケンス)

ドライウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	5.4E+07	6.6E+04	4.4E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	3.8E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	1.0E+06	2.8E+00	1.0E+05	2.0E+06	5.8E+06	2.1E+07	4.5E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	1.2E+05	0.0E+00	1.9E+04	2.1E+05	4.1E+05	0.0E+00	1.7E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	6.0E+04	0.0E+00	1.3E+04	1.7E+05	2.2E+05	0.0E+00	9.2E-02
0.05 < Dose ≤ 0.08	2.4E+03	0.0E+00	0.0E+00	6.0E+03	2.1E+04	7.4E+04	8.7E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	9.2E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.6E+04	9.6E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	1.1E+03	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	6.0E+03	4.7E+04	8.9E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	9.8E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.3E+03	9.7E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

ウェットウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	5.4E+07	6.6E+04	4.5E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	3.7E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	3.9E+05	1.7E+01	9.7E+04	8.8E+05	2.7E+06	7.4E+06	2.0E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	5.3E+04	0.0E+00	7.5E+03	1.4E+05	3.2E+05	0.0E+00	1.1E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	3.3E+04	0.0E+00	8.8E+03	1.2E+05	1.5E+05	0.0E+00	9.8E-02
0.05 < Dose ≤ 0.08	7.9E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.6E+03	3.9E+04	9.3E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	1.7E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.6E+02	9.9E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	1.6E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+04	9.7E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	1.4E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+02	9.9E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

管理放出

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	7.0E+07	1.0E+06	7.5E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.4E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	3.8E+04	3.2E+01	1.5E+04	1.3E+05	1.4E+05	2.4E+05	1.9E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	2.5E+03	0.0E+00	1.7E+02	7.5E+03	1.8E+04	6.1E+04	2.3E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	9.4E+02	0.0E+00	2.5E+01	2.9E+03	8.1E+03	1.7E+04	3.5E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	1.7E+01	0.0E+00	0.0E+00	5.4E+01	1.2E+02	3.6E+02	7.9E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	2.8E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.1E+00	1.6E+02	9.5E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	1.1E+01	0.0E+00	0.0E+00	8.1E+00	3.3E+01	3.7E+02	9.0E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	8.9E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.8E+01	9.9E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

事故終息

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	8.3E+07	5.1E+06	1.0E+08	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	1.5E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.005 < Dose ≤ 0.01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.01 < Dose ≤ 0.05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.05 < Dose ≤ 0.08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.08 < Dose ≤ 0.1	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.1 < Dose ≤ 0.2	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.2 < Dose ≤ 0.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

Table 4.4 各線量レベルの被曝数の分布特性(TB シーケンス)

ドライウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	6.1E+07	2.2E+05	5.4E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	3.3E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	9.4E+05	6.0E+00	8.5E+04	1.3E+06	5.8E+06	2.1E+07	3.3E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	1.1E+05	0.0E+00	8.6E+03	1.4E+05	3.1E+05	0.0E+00	2.1E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	5.5E+04	0.0E+00	9.9E+03	1.4E+05	1.9E+05	0.0E+00	1.3E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	4.6E+03	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+04	3.5E+04	1.0E+05	8.0E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	5.8E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.7E+04	9.7E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	1.3E+03	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	1.2E+04	4.8E+04	8.9E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	4.1E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.9E+04	9.6E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	1.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.5E+00	9.9E-01
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

ウェットウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	6.1E+07	2.3E+05	5.4E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	3.3E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	3.8E+05	9.0E-01	6.5E+04	8.1E+05	2.4E+06	5.8E+06	4.5E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	4.1E+04	0.0E+00	6.6E+03	1.2E+05	2.0E+05	5.3E+05	1.6E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	4.1E+04	0.0E+00	7.1E+03	1.1E+05	1.6E+05	0.0E+00	1.3E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	1.1E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	6.0E+04	9.5E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	5.6E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	3.5E+04	9.5E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	5.0E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+03	2.0E+04	9.4E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	9.0E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.3E+03	9.8E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

管理放出

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	7.4E+07	1.2E+06	9.5E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.2E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	4.8E+04	6.5E+01	3.1E+04	1.5E+05	1.7E+05	2.7E+05	1.1E-02
0.005 < Dose ≤ 0.01	2.2E+03	0.0E+00	2.3E+02	7.5E+03	1.0E+04	3.7E+04	1.9E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	6.3E+02	0.0E+00	5.2E+01	1.4E+03	5.1E+03	1.2E+04	2.6E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	3.1E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+01	1.6E+02	9.1E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	2.9E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.9E+01	9.8E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	4.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	9.8E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

事故終息

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	8.0E+07	4.3E+06	9.9E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	1.7E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.005 < Dose ≤ 0.01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.01 < Dose ≤ 0.05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.05 < Dose ≤ 0.08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.08 < Dose ≤ 0.1	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.1 < Dose ≤ 0.2	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.2 < Dose ≤ 0.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
0.5 < Dose ≤ 1.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

Table 4.5 各線量レベルの被曝数の分布特性(TC シーケンス)

ドライウェル過圧破損

Doseband (Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
0.0 < Dose ≤ 0.001	7.1E+07	6.0E+05	7.4E+07	1.2E+08	1.2E+08	1.2E+08	2.5E-01
0.001 < Dose ≤ 0.005	7.8E+05	1.8E+03	2.9E+05	1.4E+06	4.3E+06	1.8E+07	2.5E-01
0.005 < Dose ≤ 0.01	9.8E+04	7.2E+01	7.1E+04	2.3E+05	3.1E+05	5.8E+05	2.5E-01
0.01 < Dose ≤ 0.05	1.1E+05	4.0E+01	7.3E+04	2.7E+05	3.2E+05	8.5E+05	2.5E-01
0.05 < Dose ≤ 0.08	1.4E+03	0.0E+00	3.3E+01	2.4E+03	1.7E+04	0.0E+00	2.9E-01
0.08 < Dose ≤ 0.1	1.5E+02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+02	4.2E+02	1.2E+04	6.0E-01
0.1 < Dose ≤ 0.2	8.0E+01	0.0E+00	6.1E+00	2.1E+02	3.8E+02	2.9E+03	4.5E-01
0.2 < Dose ≤ 0.5	2.1E+01	0.0E+00	0.0E+00	6.6E+01	1.0E+02	0.0E+00	5.8E-01
0.5 < Dose ≤ 1.0	1.6E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6E+01	7.0E+01	9.4E-01
1.0 < Dose	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+00

Table 4.6 ドライウェル過圧破損時の被曝経路別集団線量の分布特性

TW シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	3.4E+05	3.6E+03	1.7E+05	8.9E+05	1.2E+06	2.7E+06	2.3E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.6E+02	1.6E+01	2.4E+02	9.2E+02	1.2E+03	1.4E+03	2.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	4.8E+04	2.2E+02	2.3E+04	1.3E+05	2.5E+05	4.7E+05	2.3E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	5.4E+03	7.6E+01	3.5E+03	1.4E+04	1.9E+04	3.6E+04	2.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	2.8E+05	3.0E+03	1.3E+05	7.3E+05	1.1E+06	2.1E+06	2.3E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	3.3E+00	1.9E-02	1.7E+00	9.6E+00	1.7E+01	3.1E+01	2.3E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	1.3E+04	5.5E+01	6.1E+03	3.6E+04	5.5E+04	6.7E+04	2.3E-01

TQUV1W シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	1.1E+05	1.4E+01	3.0E+04	2.8E+05	7.5E+05	0.0E+00	3.5E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.4E+02	8.1E-02	1.1E+02	1.2E+03	1.6E+03	2.8E+03	3.5E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	1.6E+04	5.6E-01	3.2E+03	3.4E+04	1.3E+05	0.0E+00	3.5E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	1.9E+03	6.8E-02	6.4E+02	6.2E+03	9.1E+03	2.0E+04	3.5E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	8.6E+04	1.2E+01	2.3E+04	2.1E+05	5.9E+05	0.0E+00	3.5E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	6.1E-02	3.3E-06	1.3E-02	1.5E-01	4.9E-01	0.0E+00	3.5E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	2.8E+03	4.4E-02	5.1E+02	9.0E+03	1.3E+04	0.0E+00	3.5E-01

TQUV シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	2.3E+05	5.2E+01	5.8E+04	4.6E+05	1.6E+06	0.0E+00	3.8E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.6E+02	7.5E-02	1.3E+02	1.3E+03	1.7E+03	3.1E+03	3.8E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	3.2E+04	4.3E-01	6.4E+03	7.2E+04	2.8E+05	0.0E+00	3.8E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	3.4E+03	3.0E-01	1.2E+03	1.1E+04	1.4E+04	3.7E+04	3.8E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	1.8E+05	4.0E+01	4.6E+04	4.5E+05	1.3E+06	0.0E+00	3.8E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	1.2E-04	7.5E-09	2.5E-05	2.5E-04	1.0E-03	0.0E+00	3.8E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	4.6E+03	9.2E-02	7.8E+02	1.4E+04	2.3E+04	0.0E+00	3.8E-01

TB シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	2.3E+05	6.5E+01	5.8E+04	4.6E+05	1.7E+06	0.0E+00	3.3E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.5E+02	2.6E-01	1.2E+02	1.2E+03	1.6E+03	3.0E+03	3.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	3.3E+04	1.5E+00	5.2E+03	6.7E+04	2.9E+05	0.0E+00	3.3E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	3.5E+03	2.9E-01	1.2E+03	1.1E+04	1.5E+04	3.9E+04	3.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	1.9E+05	4.6E+01	5.0E+04	4.2E+05	1.4E+06	0.0E+00	3.3E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	3.3E-03	1.6E-07	6.2E-04	7.3E-03	2.8E-02	0.0E+00	3.3E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	4.0E+03	1.0E-01	7.1E+02	1.2E+04	2.3E+04	0.0E+00	3.3E-01

TC シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	1.9E+05	9.5E+02	8.1E+04	5.2E+05	7.7E+05	2.2E+06	2.6E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	1.0E+03	1.7E+01	7.4E+02	2.5E+03	3.1E+03	3.5E+03	2.6E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	2.7E+04	2.9E+01	1.2E+04	8.3E+04	1.3E+05	3.8E+05	2.6E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	3.8E+03	1.3E+01	2.5E+03	9.8E+03	1.3E+04	2.0E+04	2.6E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	1.5E+05	2.5E+02	5.9E+04	4.0E+05	6.0E+05	1.7E+06	2.6E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	7.0E-01	4.1E-03	3.4E-01	1.9E+00	3.5E+00	1.0E+01	2.6E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	4.5E+03	6.2E+00	1.9E+03	1.5E+04	2.0E+04	3.1E+04	2.6E-01

Table 4.7 ウエットウェル過圧破損時の被曝経路別集団線量の分布特性

TW シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	2.3E+03	5.7E+01	1.1E+03	6.3E+03	9.8E+03	2.4E+04	2.3E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	2.4E+02	9.9E+00	1.5E+02	5.6E+02	8.1E+02	1.1E+03	2.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	2.6E+02	8.3E-01	1.2E+02	7.1E+02	9.4E+02	3.5E+03	2.3E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	2.6E+01	3.2E-01	1.7E+01	6.8E+01	7.7E+01	2.6E+02	2.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	1.2E+03	3.8E+00	5.2E+02	3.2E+03	4.3E+03	1.6E+04	2.3E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	7.8E-04	8.4E-06	3.0E-04	2.1E-03	3.8E-03	5.7E-03	2.3E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	5.1E+02	4.4E-01	1.4E+02	1.5E+03	3.2E+03	8.6E+03	2.3E-01

TQUV1W シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	9.3E+04	2.6E+01	2.6E+04	2.4E+05	6.2E+05	0.0E+00	3.4E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.3E+02	1.1E-01	1.1E+02	1.1E+03	1.5E+03	2.6E+03	3.4E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	1.4E+04	9.5E-01	2.9E+03	3.6E+04	1.1E+05	0.0E+00	3.4E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	1.6E+03	1.9E-01	5.4E+02	5.3E+03	7.7E+03	1.7E+04	3.4E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	7.2E+04	2.0E+01	1.9E+04	1.8E+05	4.8E+05	0.0E+00	3.4E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	6.3E-02	1.4E-05	1.5E-02	1.6E-01	4.7E-01	0.0E+00	3.4E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	2.7E+03	7.7E-02	5.4E+02	9.8E+03	1.2E+04	3.1E+04	3.4E-01

TQUV シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	1.2E+05	6.9E+01	3.4E+04	3.5E+05	8.2E+05	0.0E+00	3.7E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.3E+02	8.7E-02	1.2E+02	1.1E+03	1.4E+03	2.6E+03	3.7E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	1.8E+04	7.5E-01	5.0E+03	5.2E+04	1.4E+05	0.0E+00	3.7E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	1.9E+03	4.3E-01	8.3E+02	5.6E+03	7.7E+03	2.0E+04	3.7E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	9.5E+04	5.7E+01	2.5E+04	2.6E+05	6.4E+05	0.0E+00	3.7E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	1.1E-04	2.2E-08	3.1E-05	3.0E-04	8.2E-04	0.0E+00	3.7E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	3.5E+03	1.2E-01	6.8E+02	1.1E+04	1.6E+04	0.0E+00	3.7E-01

TB シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	1.4E+05	2.2E+01	3.9E+04	3.7E+05	1.0E+06	0.0E+00	3.3E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.1E+02	2.3E-01	1.1E+02	1.1E+03	1.5E+03	2.6E+03	3.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	2.1E+04	1.8E+00	3.7E+03	4.5E+04	1.8E+05	0.0E+00	3.3E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	2.2E+03	1.8E-01	7.5E+02	7.2E+03	1.1E+04	2.4E+04	3.3E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	1.1E+05	1.6E+01	3.0E+04	2.7E+05	7.9E+05	0.0E+00	3.3E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	2.9E-03	6.0E-07	5.9E-04	7.0E-03	2.3E-02	0.0E+00	3.3E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	3.2E+03	1.7E-01	5.2E+02	8.5E+03	1.5E+04	0.0E+00	3.3E-01

Table 4.8 管理放出時の被曝経路別集団線量の分布特性

TQUV1W シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	2.7E+04	1.1E+01	8.0E+03	7.2E+04	1.1E+05	7.5E+05	2.8E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	2.4E+02	1.4E+00	1.3E+02	6.8E+02	9.8E+02	1.2E+03	2.8E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	2.6E+03	1.4E-01	6.7E+02	7.9E+03	1.0E+04	5.7E+04	2.8E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	2.6E+02	4.9E-02	1.4E+02	6.2E+02	9.0E+02	4.6E+03	2.8E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	1.2E+04	6.1E-01	3.0E+03	3.5E+04	4.7E+04	2.5E+05	2.8E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	1.0E-02	5.4E-06	2.5E-03	3.1E-02	4.1E-02	2.2E-01	2.8E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	1.3E+04	1.2E-01	2.8E+03	3.2E+04	6.3E+04	4.4E+05	2.8E-01

TQUV シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	9.9E+03	5.1E+01	4.2E+03	2.8E+04	4.6E+04	7.6E+04	2.4E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	2.9E+02	2.6E+00	1.6E+02	9.2E+02	1.1E+03	2.2E+03	2.4E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	1.0E+03	7.1E+00	4.1E+02	2.4E+03	4.6E+03	0.0E+00	2.4E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	9.4E+01	2.2E+00	6.1E+01	2.7E+02	3.4E+02	8.7E+02	2.4E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	4.6E+03	3.2E+01	1.8E+03	1.1E+04	2.0E+04	0.0E+00	2.4E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	2.4E-04	1.5E-06	8.4E-05	5.5E-04	1.1E-03	0.0E+00	2.4E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	3.9E+03	5.9E+00	9.1E+02	1.3E+04	1.8E+04	3.7E+04	2.4E-01

TB シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	1.4E+04	6.5E+01	4.6E+03	3.8E+04	6.8E+04	1.0E+05	2.2E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	3.0E+02	3.0E+00	1.5E+02	8.0E+02	1.1E+03	1.4E+03	2.2E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	1.3E+03	8.1E-01	4.2E+02	4.2E+03	5.5E+03	1.3E+04	2.2E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	1.2E+02	3.1E-01	6.3E+01	3.1E+02	3.8E+02	8.7E+02	2.2E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	6.0E+03	3.6E+00	1.9E+03	1.9E+04	2.5E+04	5.9E+04	2.2E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	8.1E-04	2.5E-06	2.3E-04	3.0E-03	3.6E-03	8.6E-03	2.2E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	5.9E+03	1.5E+00	1.1E+03	1.8E+04	3.7E+04	8.3E+04	2.2E-01

Table 4.9 事故終息時の被曝経路別集団線量の分布特性

TQUV1W シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	8.2E+01	3.8E-01	3.3E+01	2.6E+02	3.5E+02	6.5E+02	2.1E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	6.7E-01	2.1E-02	4.7E-01	1.8E+00	2.2E+00	2.9E+00	2.1E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	8.1E+00	4.5E-02	3.8E+00	2.5E+01	3.3E+01	5.4E+01	2.1E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	7.3E-01	2.1E-02	4.6E-01	1.8E+00	2.8E+00	3.6E+00	2.1E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	3.6E+01	2.0E-01	1.7E+01	1.1E+02	1.5E+02	2.4E+02	2.1E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	3.8E-04	2.6E-06	1.8E-04	1.1E-03	1.8E-03	2.5E-03	2.1E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	3.4E+01	4.4E-02	6.3E+00	1.2E+02	1.7E+02	3.5E+02	2.1E-01

TQUV シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	1.3E+02	1.4E+00	5.6E+01	3.6E+02	5.5E+02	9.0E+02	1.5E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	4.1E-01	2.8E-02	2.7E-01	1.1E+00	1.4E+00	1.8E+00	1.5E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	1.3E+01	2.0E-01	5.9E+00	3.7E+01	5.6E+01	8.2E+01	1.5E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	1.3E+00	1.0E-01	9.3E-01	3.3E+00	4.3E+00	6.0E+00	1.5E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	5.8E+01	8.9E-01	2.6E+01	1.6E+02	2.5E+02	3.6E+02	1.5E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	4.9E-05	7.2E-07	2.7E-05	1.4E-04	1.9E-04	3.0E-04	1.5E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	5.5E+01	1.4E-01	1.3E+01	1.8E+02	2.9E+02	4.9E+02	1.5E-01

TB シーケンス

計算項目 (人*Sv)	期待値	5%値	50%値	90%値	95%値	99%値	影響0の確率
全経路、全集団に対する集団線量	8.6E+01	8.5E-01	3.6E+01	2.6E+02	3.5E+02	5.6E+02	1.7E-01
放射性雲からの外部被曝線量(早期)	5.6E-01	3.7E-02	3.6E-01	1.3E+00	1.8E+00	2.7E+00	1.7E-01
地表沈着からの外部被曝線量(早期)	8.8E+00	1.2E-01	4.6E+00	2.5E+01	3.5E+01	5.4E+01	1.7E-01
放射性雲の吸入による内部被曝線量(早期)	8.8E-01	5.2E-02	6.4E-01	1.9E+00	2.9E+00	5.6E+00	1.7E-01
地表沈着からの外部被曝線量(長期)	3.9E+01	5.3E-01	2.0E+01	1.1E+02	1.5E+02	2.4E+02	1.7E-01
再浮遊の吸入による内部被曝線量(長期)	4.5E-04	6.1E-06	2.4E-04	1.3E-03	2.0E-03	2.5E-03	1.7E-01
食物摂取による内部被曝線量(長期)	3.5E+01	9.9E-02	9.2E+00	1.3E+02	1.8E+02	3.0E+02	1.7E-01

Table 4.10 防護対策を考慮した場合の距離別平均個人早期死亡確率(TC シーケンス)

距離(km)	期待値	5% 値	50% 値	95% 値
1.0	1.2E-06	0.0E+00	0.0E+00	6.8E-06
1.5	1.9E-07	0.0E+00	0.0E+00	5.3E-07
2.5	2.2E-11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
3.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
4.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
7.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

Table 4.11 防護対策を考慮しない場合の距離別平均個人早期死亡確率(1)

TW シーケンス

距離(km)	期待値	5% 値	50% 値	95% 値
1.0	5.8E-04	0.0E+00	0.0E+00	1.6E-04
1.5	3.2E-06	0.0E+00	0.0E+00	6.1E-06
2.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
3.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
4.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
7.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

TQUV1W シーケンス

距離(km)	期待値	5% 値	50% 値	95% 値
1.0	2.1E-04	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-04
1.5	1.4E-05	0.0E+00	0.0E+00	7.1E-07
2.5	6.9E-10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
3.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
4.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
7.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

Table 4.11 防護対策を考慮しない場合の距離別平均個人早期死亡確率(2)

TQUV シーケンス

距離(km)	期待値	5% 値	50% 値	95% 値
1.0	2.6E-04	0.0E+00	0.0E+00	4.0E-04
1.5	3.5E-05	0.0E+00	0.0E+00	1.2E-05
2.5	1.3E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
3.5	9.1E-09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
4.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
7.0	2.6E-09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

TB シーケンス

距離(km)	期待値	5% 値	50% 値	95% 値
1.0	4.1E-04	0.0E+00	0.0E+00	1.3E-03
1.5	4.1E-05	0.0E+00	0.0E+00	2.7E-05
2.5	1.8E-07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
3.5	1.3E-08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
4.5	4.4E-09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
7.0	5.8E-09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

TC シーケンス

距離(km)	期待値	5% 値	50% 値	95% 値
1.0	1.7E-05	0.0E+00	7.5E-07	7.7E-05
1.5	1.3E-06	0.0E+00	0.0E+00	4.1E-06
2.5	1.5E-08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
3.5	1.9E-11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
4.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.5	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
7.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

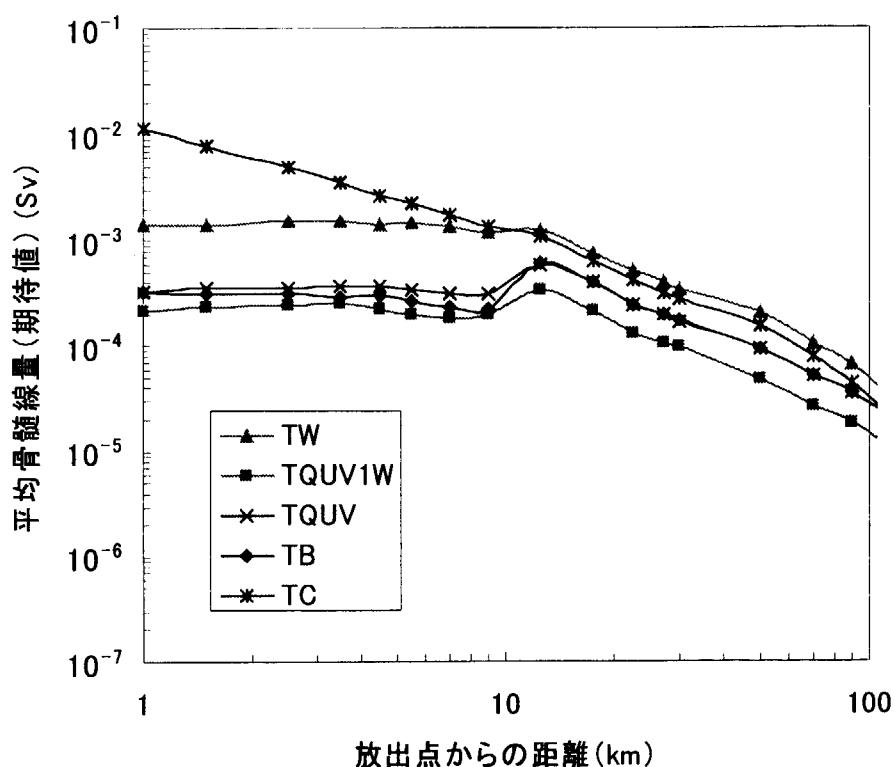


Fig. 4.1 ドライウェル過圧破損時の距離別平均骨髓線量

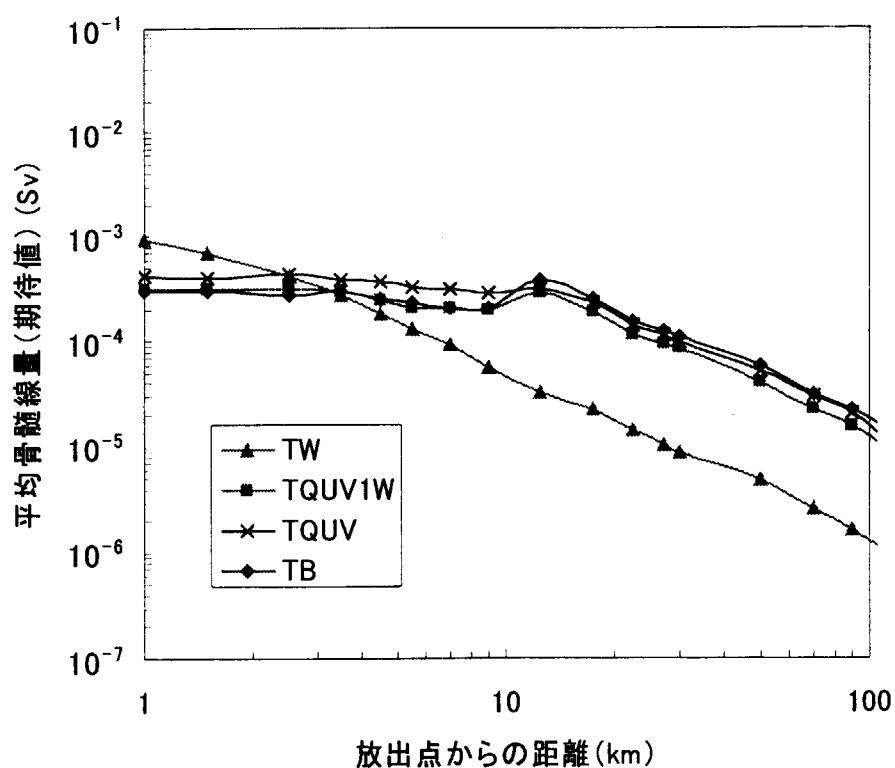


Fig. 4.2 ウエットウェル過圧破損時の距離別平均骨髓線量

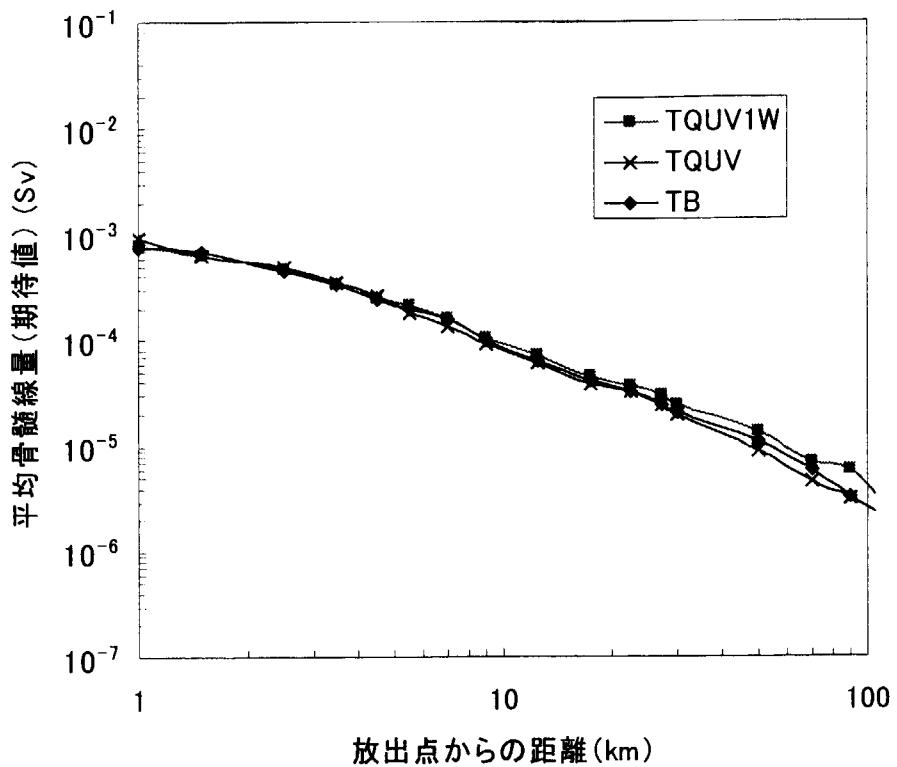


Fig. 4.3 管理放出時の距離別平均骨髓線量

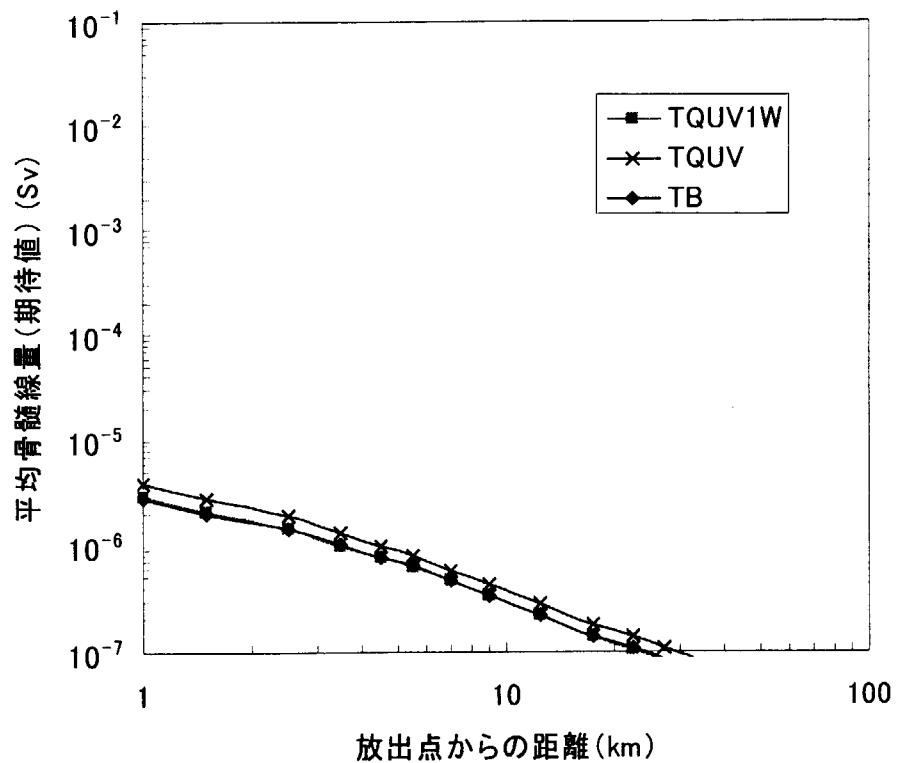


Fig. 4.4 事故終息時の距離別平均骨髓線量

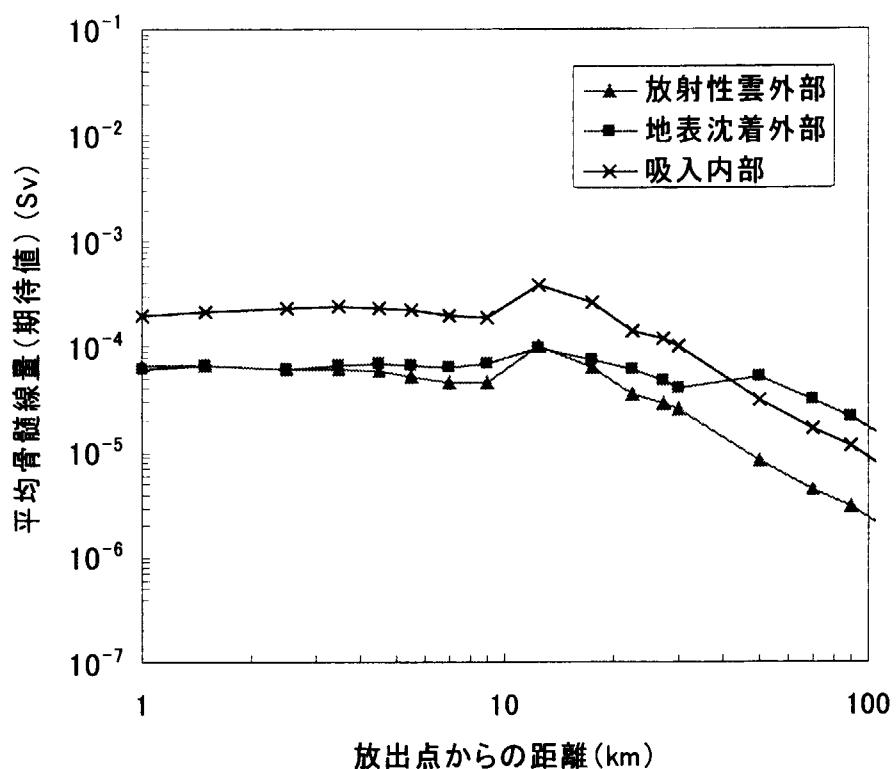


Fig. 4.5 ドライウェル過圧破損時の経路別の距離別平均骨髄線量(TQUV シーケンス)

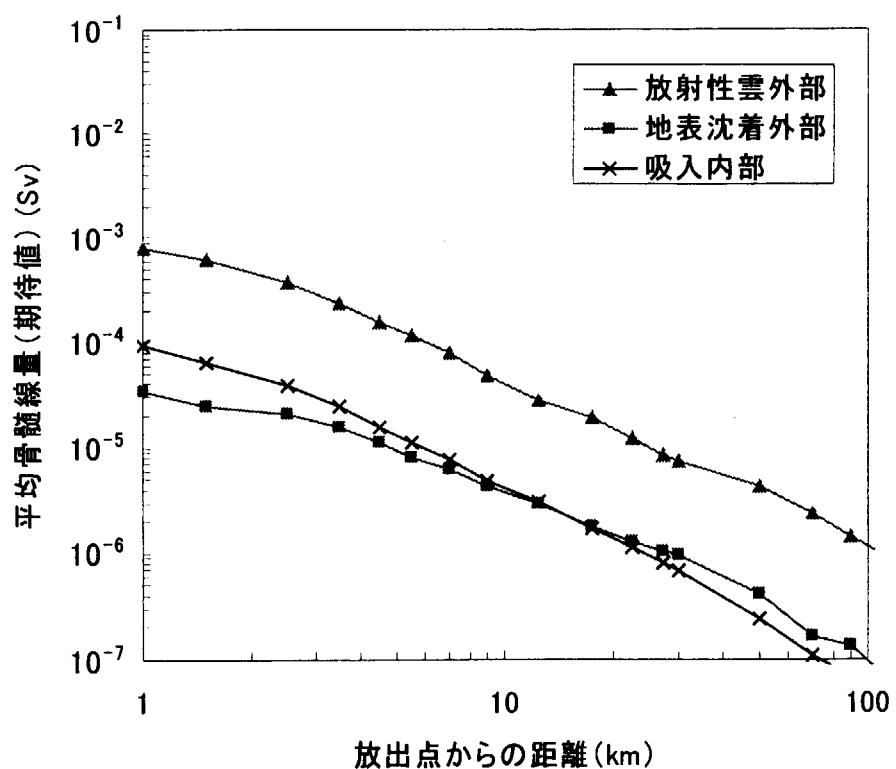


Fig. 4.6 ウエットウェル過圧破損時の経路別の距離別平均骨髄線量(TW シーケンス)

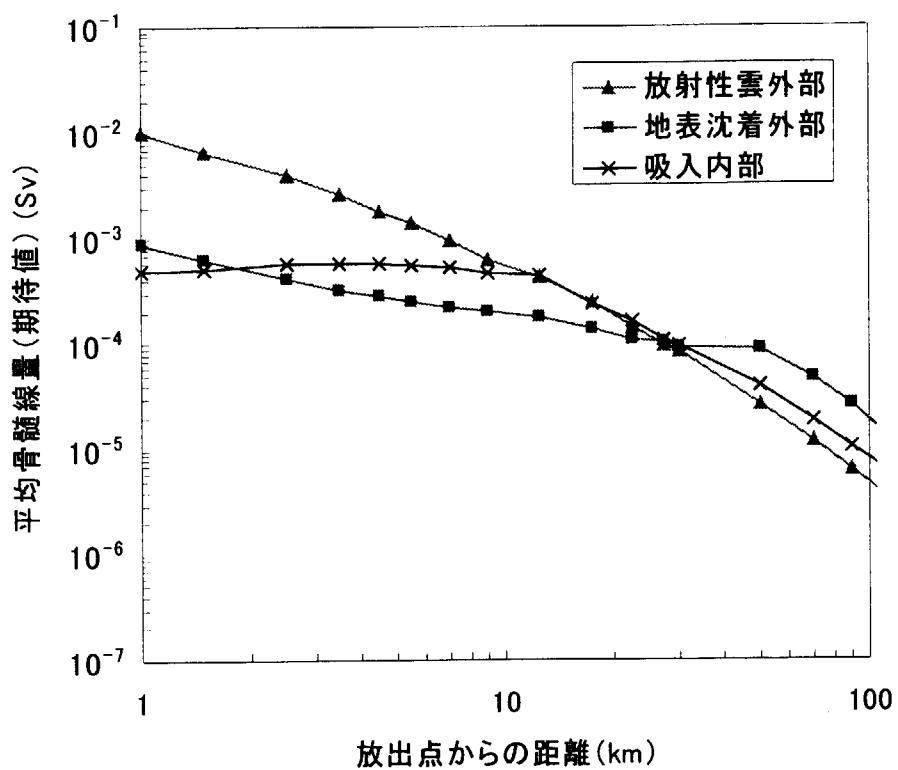


Fig. 4.7 ドライウェル過圧破損時の経路別の距離別平均骨髓線量(TC シーケンス)

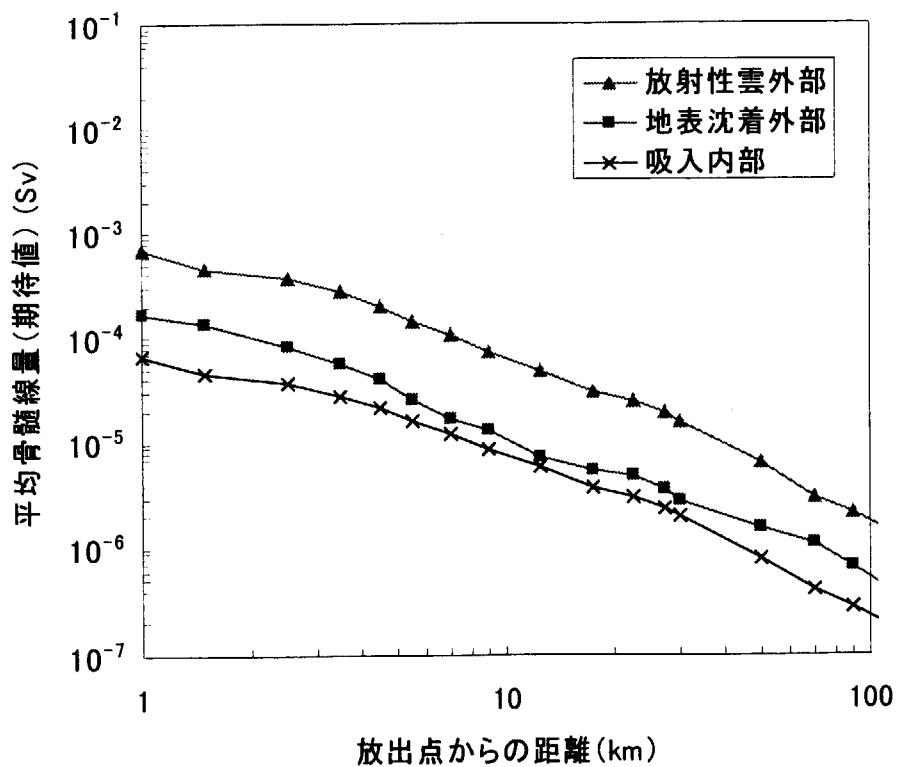


Fig. 4.8 管理放出時の経路別の距離別平均骨髓線量(TQUV シーケンス)

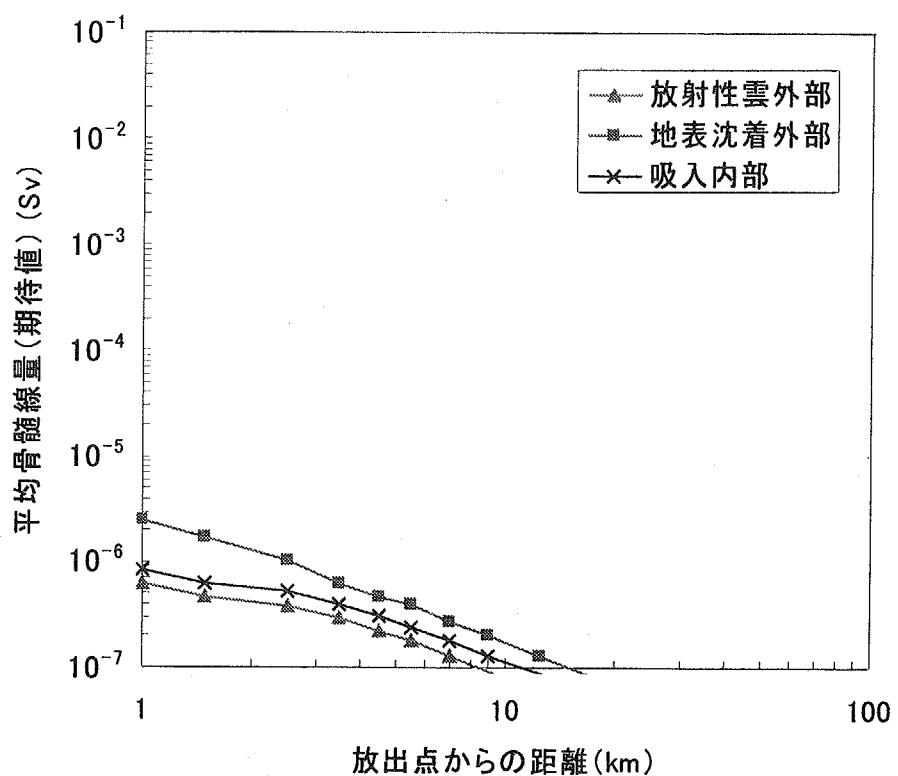


Fig. 4.9 事故終息時の経路別の距離別平均骨髓線量(TQUV シーケンス)

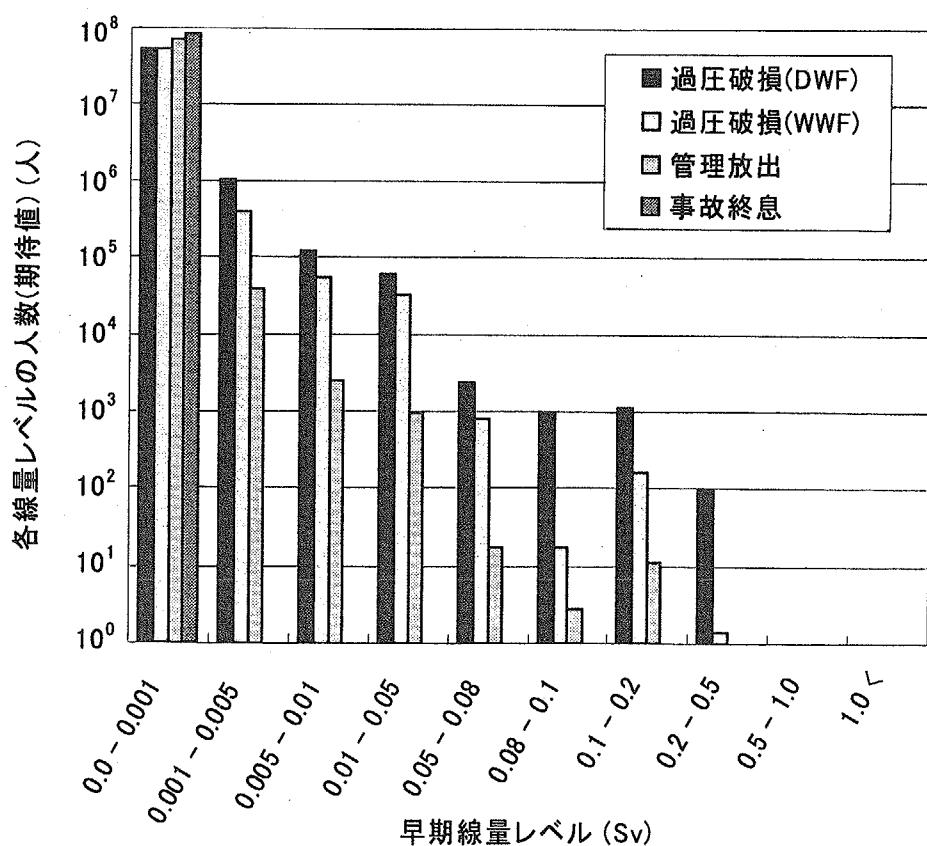


Fig. 4.10 格納容器破損シナリオ別の線量レベル被曝者数(TQUV シーケンス)

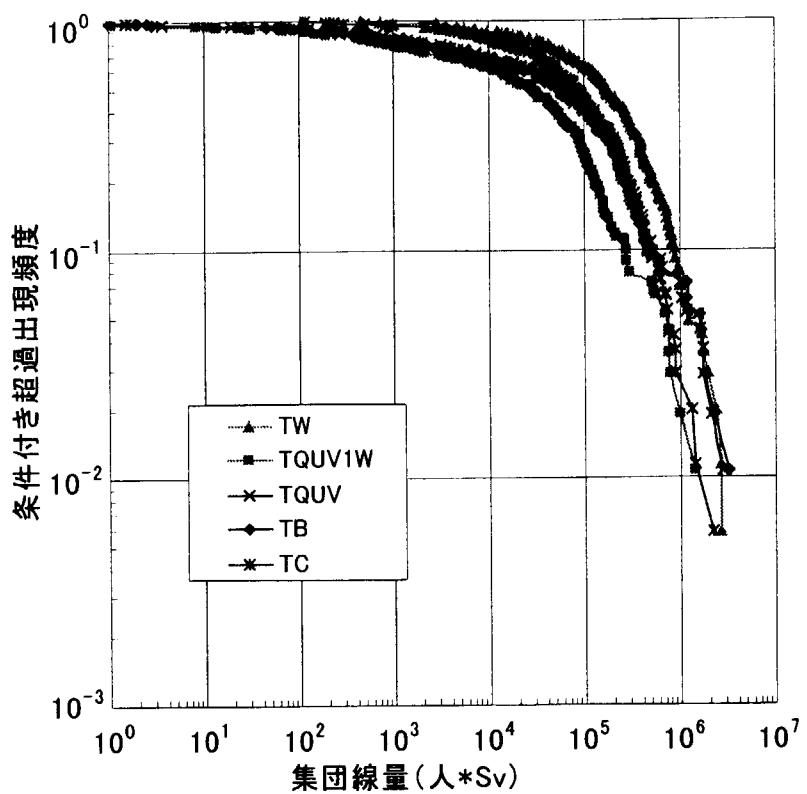


Fig. 4.11 ドライウェル過圧破損時における集団線量の超過出現頻度分布

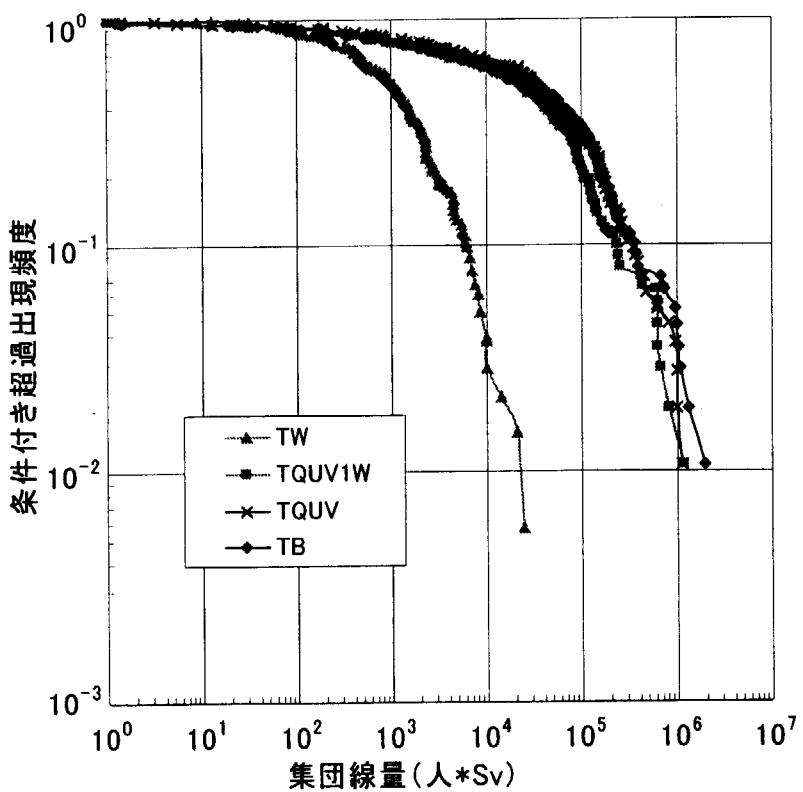


Fig. 4.12 ウエットウェル過圧破損時における集団線量の超過出現頻度分布

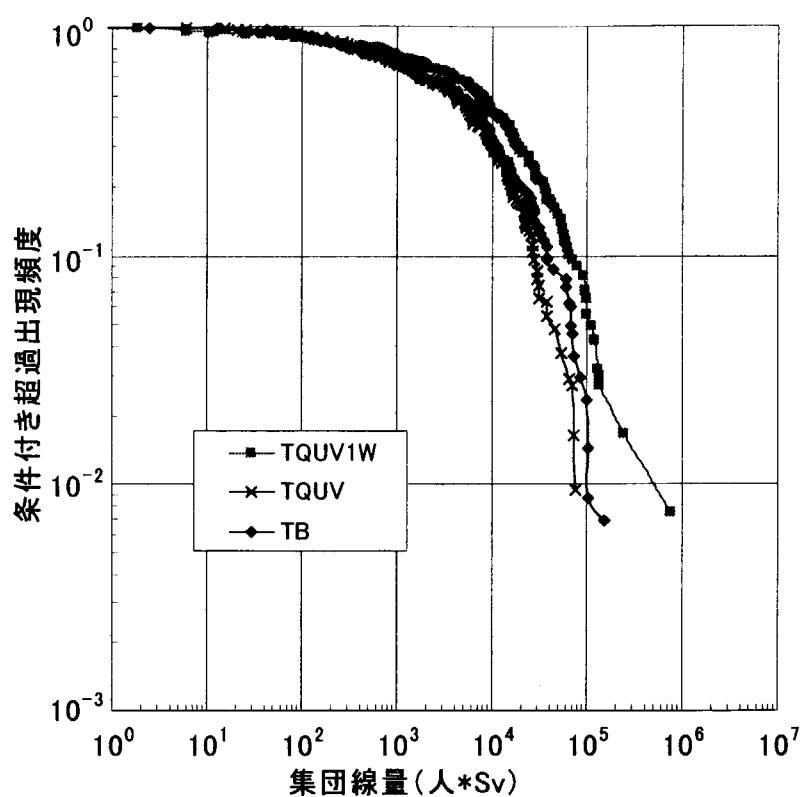


Fig. 4.13 管理放出時における集団線量の超過出現頻度分布

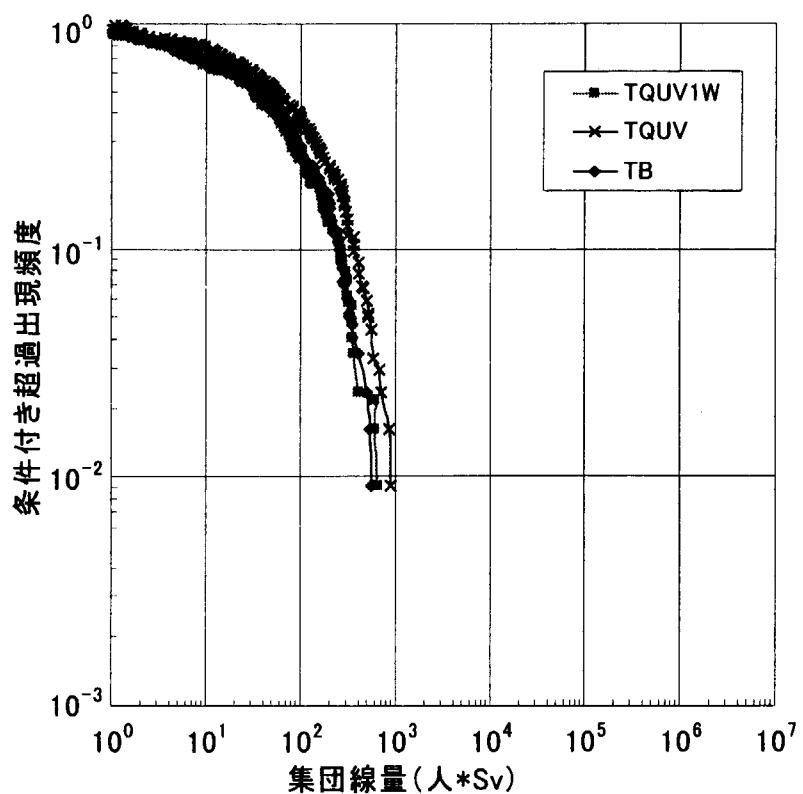


Fig. 4.14 事故終息時における集団線量の超過出現頻度分布

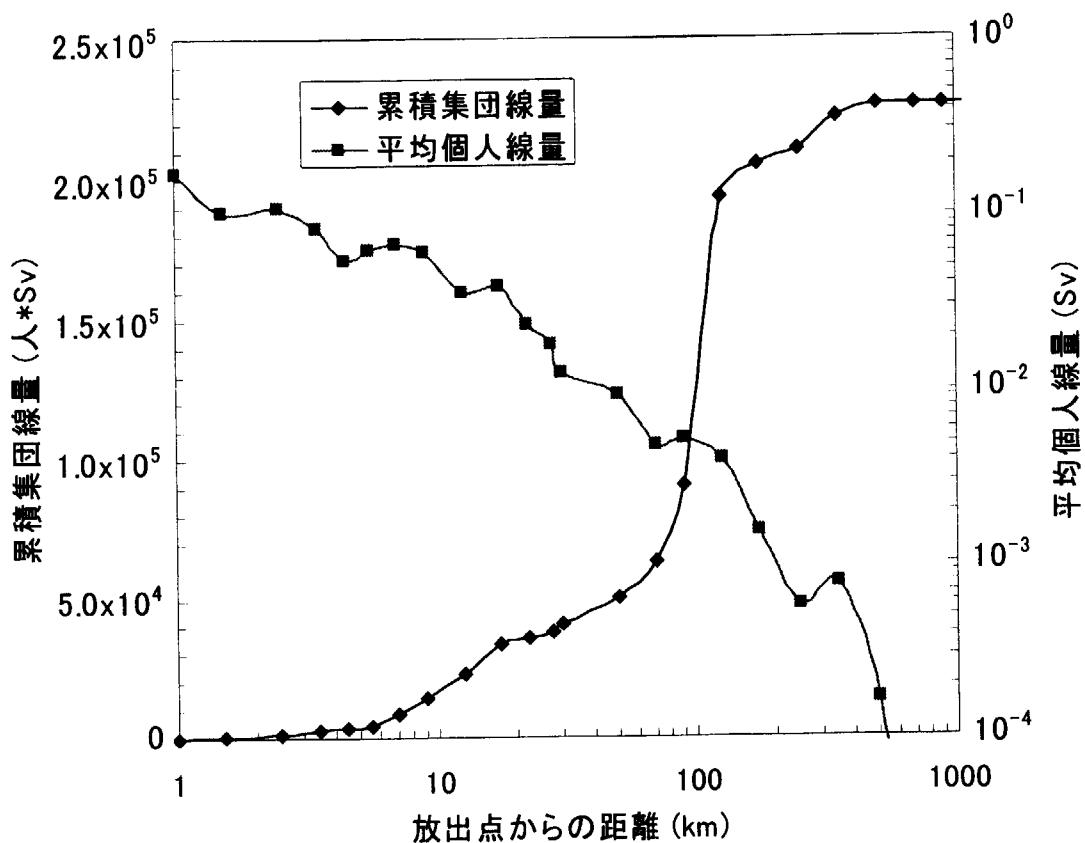


Fig. 4.15 累積集団線量及び平均個人線量の距離との関係
(TQUV シーケンス ドライウェル過圧破損)

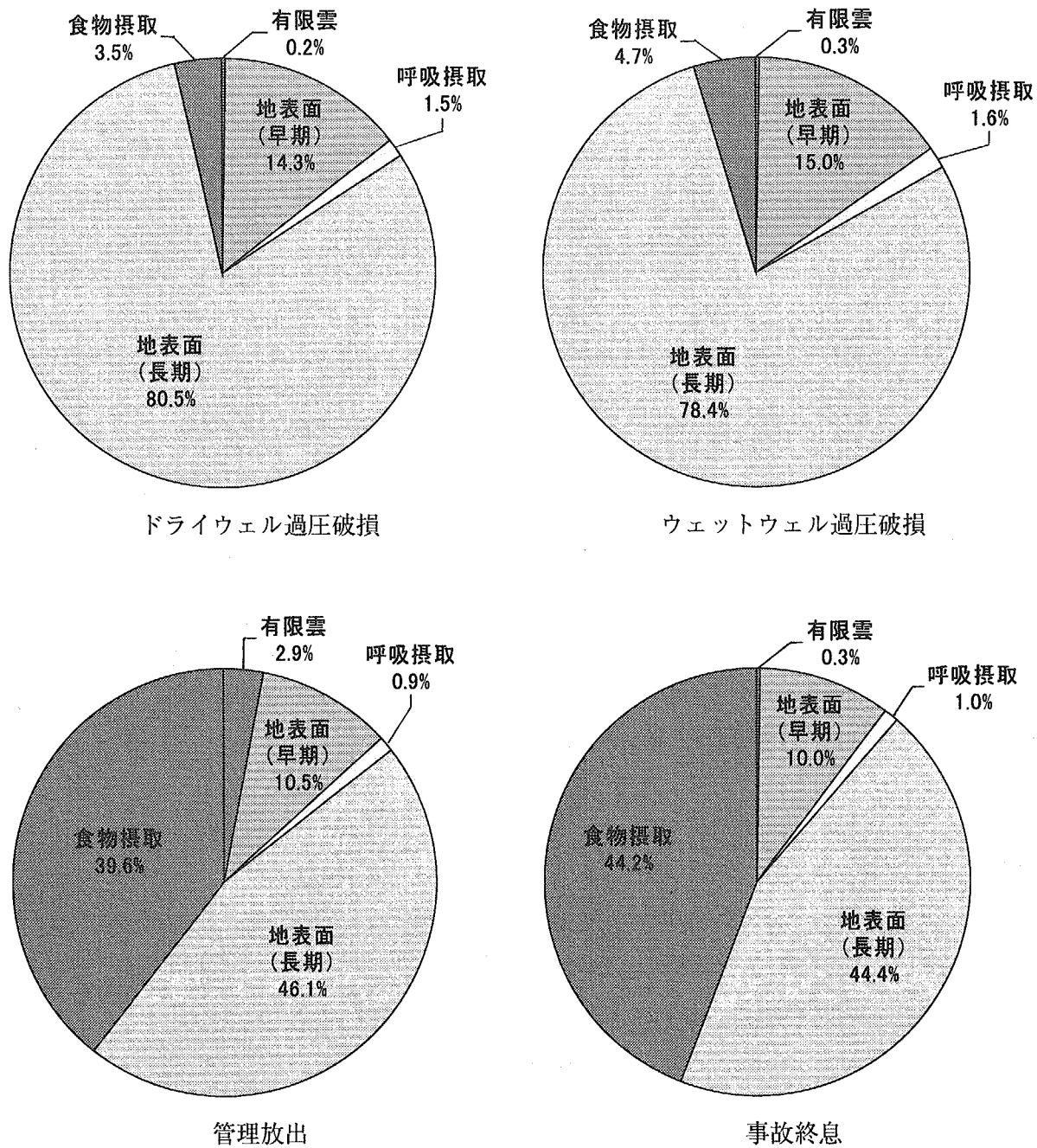


Fig. 4.16 TQUV シーケンスにおける全集団線量に対する被曝経路寄与割合

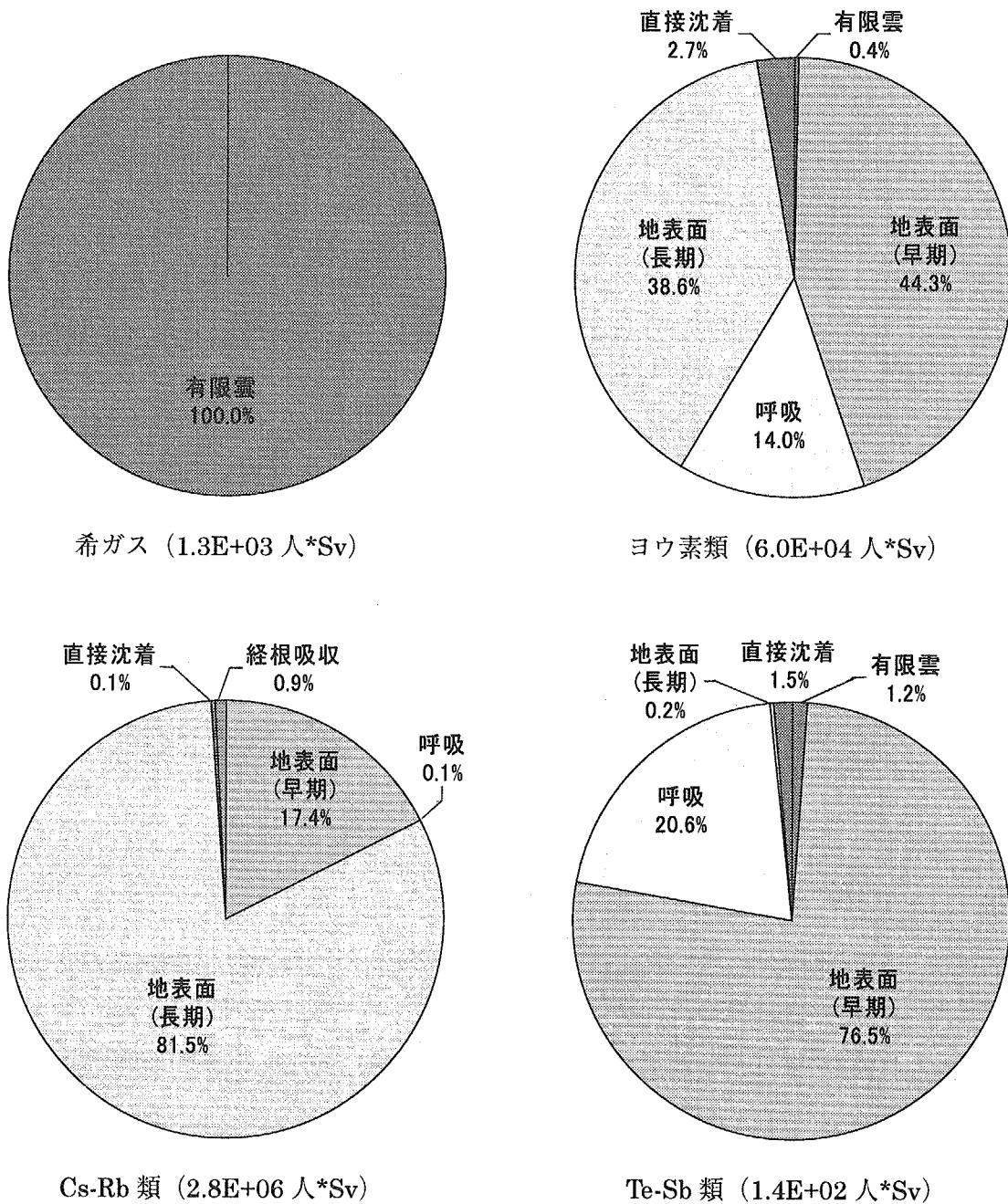


Fig. 4.17 全集団線量に対する放出核種グループ別の被曝経路寄与割合(1)
(TQUV シーケンス ドライウェル過圧破損)

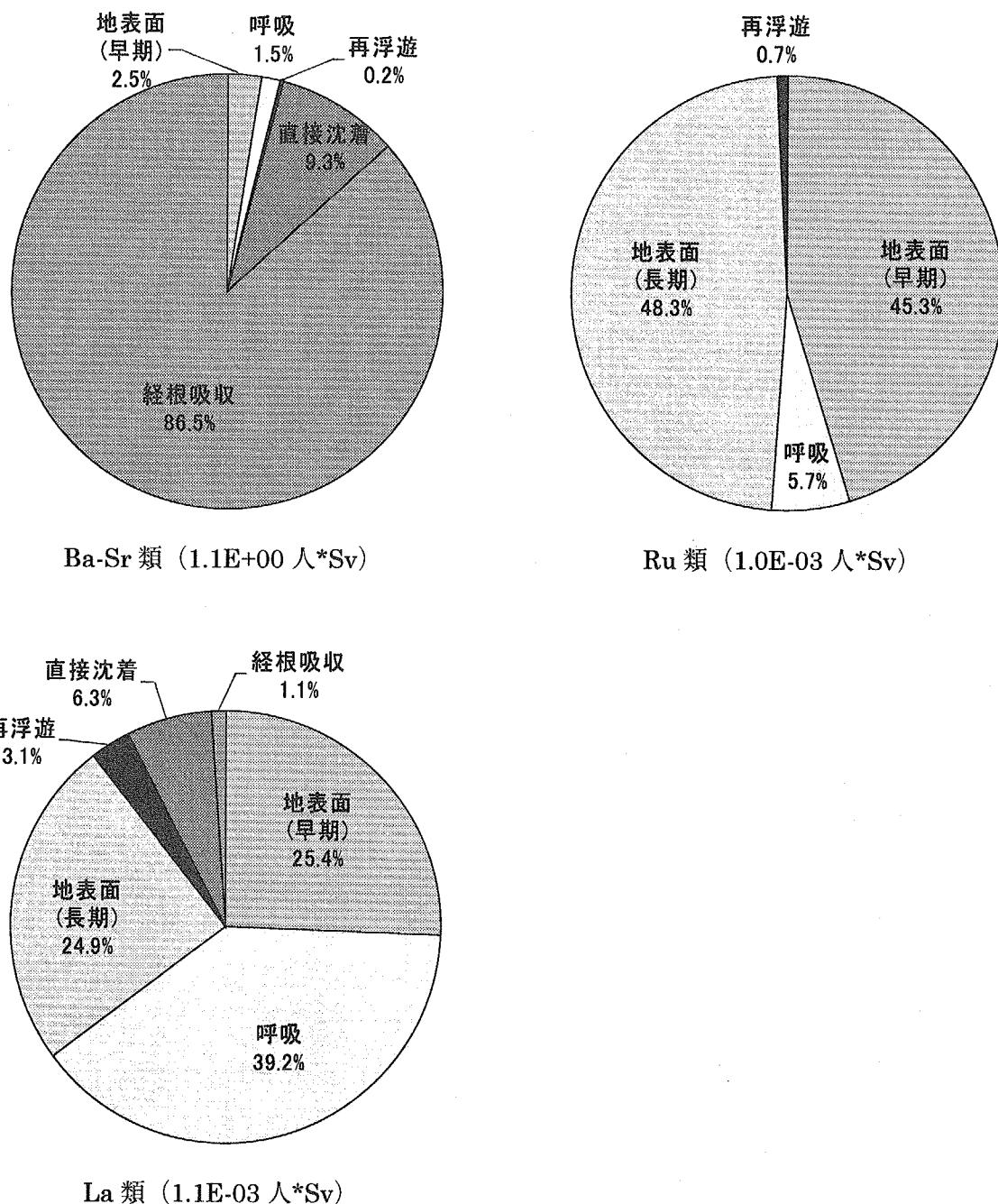


Fig. 4.17 全集団線量に対する放出核種グループ別の被曝経路寄与割合(2)
(TQUV シーケンス ドライウェル過圧破損)

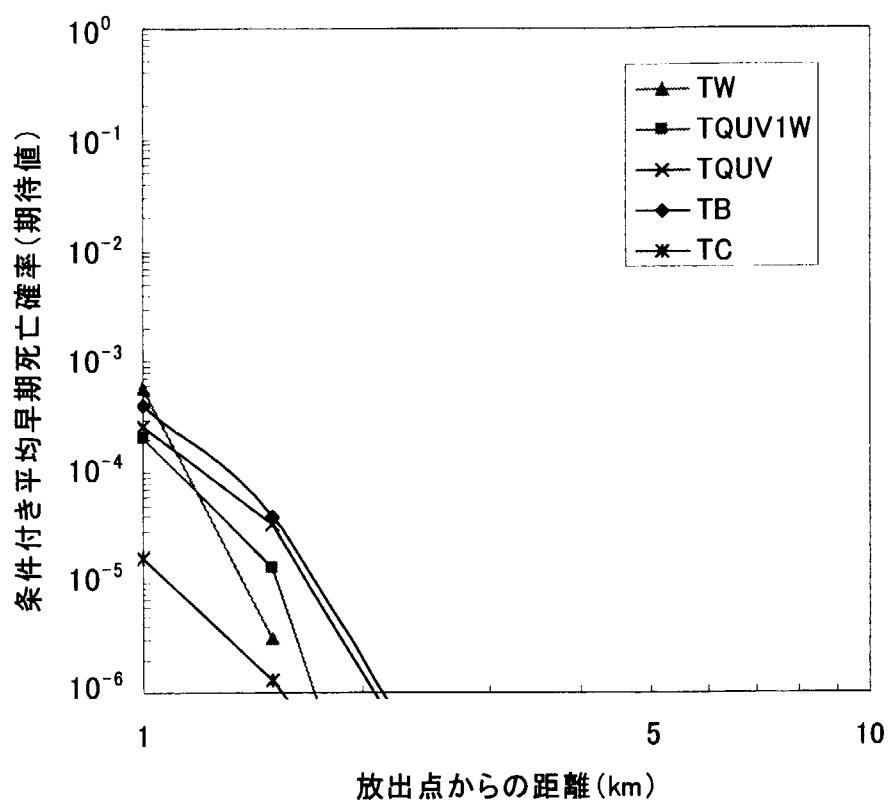


Fig. 4.18 ドライウェル過圧破損時の距離別個人早期死亡確率(防護対策なし)

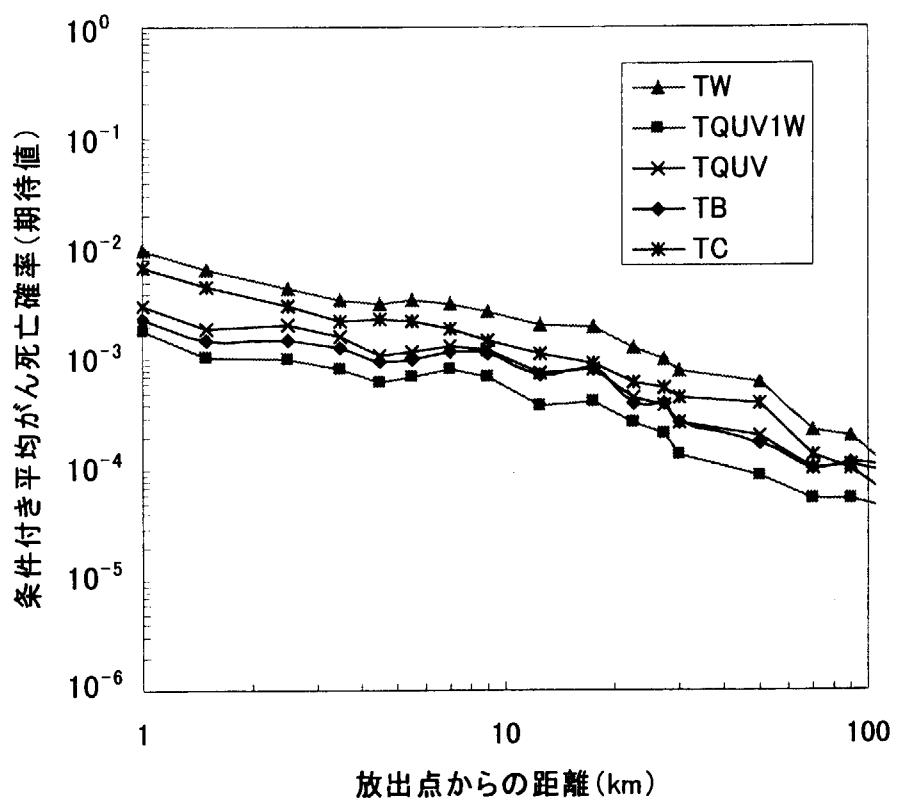


Fig. 4.19 ドライウェル過圧破損時の距離別個人晩発性がん死亡確率

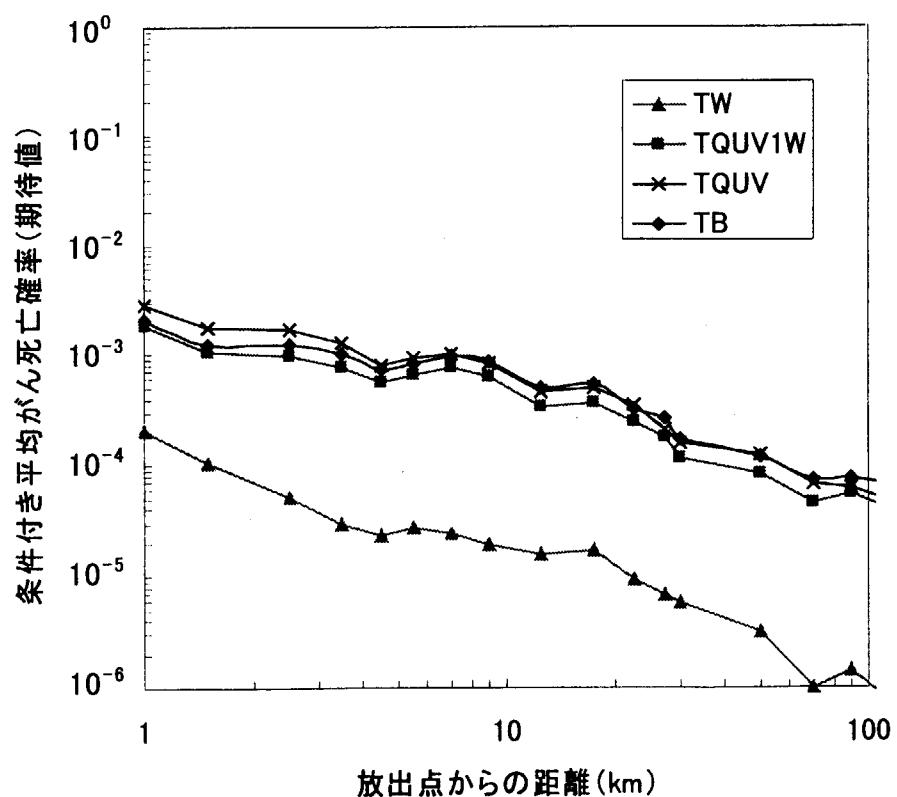


Fig. 4.20 ウエットウェル過圧破損時の距離別個人晩発性がん死亡確率

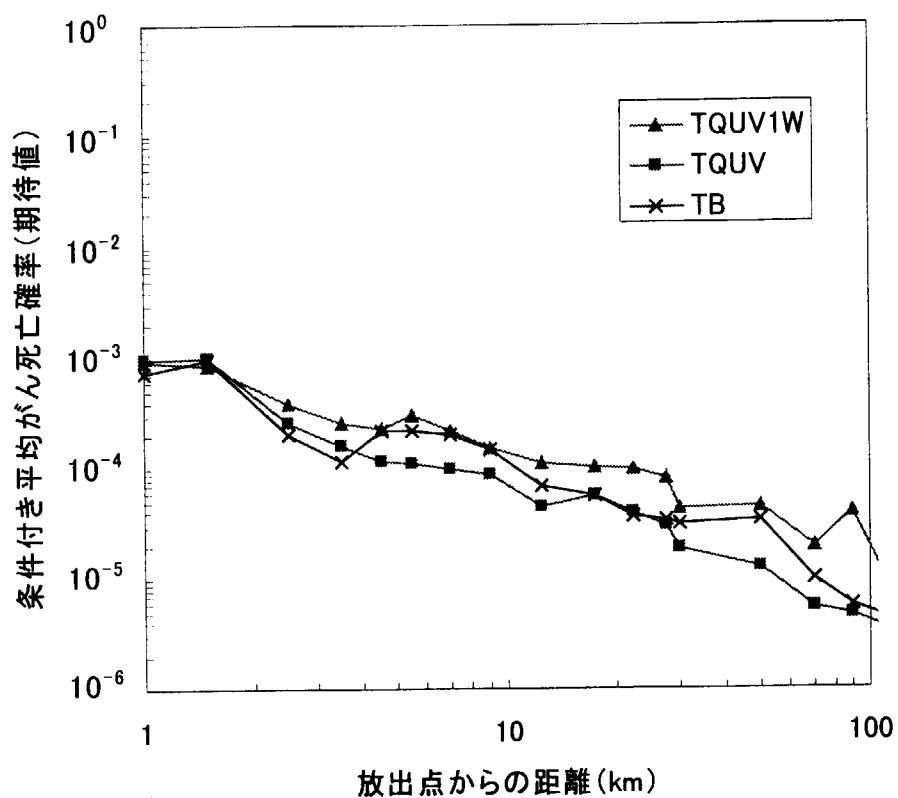


Fig. 4.21 管理放出時の距離別個人晩発性がん死亡確率

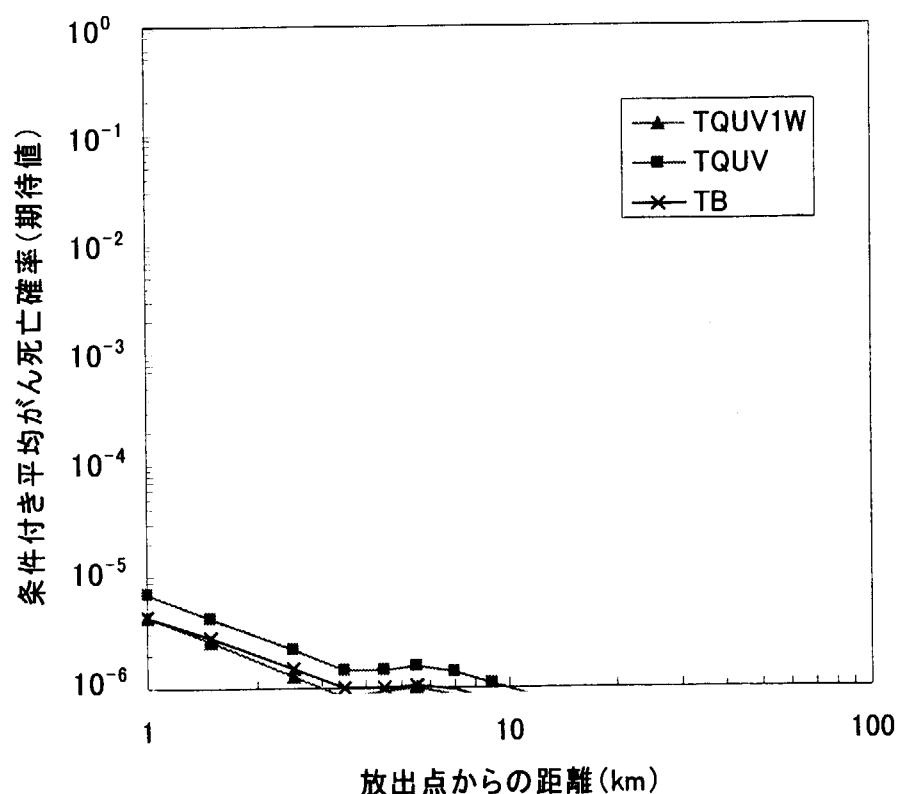


Fig. 4.22 事故終息時の距離別個人晩発性がん死亡確率

5. まとめ

原研で実施した軽水炉モデルプラントの内的事象に関するレベル2PSAから得られた代表的な5つの炉心損傷事故シーケンスを選定し、それぞれについてドライウェル過圧破損、ウエットウェル過圧破損、格納容器ベントによる管理放出、格納容器スプレーによる事故終息という4つのシナリオを考慮し、計15のソースタームに対して環境影響評価を実施した。評価に当っては、原研東海のサイト条件を用い、原研で開発した確率論的環境影響評価コードOSCAARにより、個人線量、集団線量、早期及び晩発性の健康影響を対象に評価を行った。

その結果、ここで用いたソースタームを前提とすれば、個人の健康影響の観点からは、

- 評価した5つの過圧破損シナリオでは、原子炉スクラム失敗シーケンスグループのTCシーケンスを除き、事故発生から環境への放射性物質の放出まで1日以上あり、避難等の防護対策の実施により周辺公衆の個人の早期死亡は避けることができ、また、放出までの時間的余裕の少ないTCシーケンスでは、格納容器破損が起きた時の条件付き個人早期死亡確率は、サイト近傍でも 10^{-6} レベルの値であること
- 5つの過圧破損シナリオで、防護対策を全く考慮しない場合の評価を行った結果、格納容器破損が起きた時の条件付き個人早期死亡確率は、サイト近傍で最大約 5×10^{-4} 程度であり、死亡確率は距離と共に急激に減少し、放出点から3km以遠ではほとんどゼロとなること
- 晩発性健康影響は、主に ^{137}Cs の地表沈着からの外部被曝の寄与が大きいので、セシウム類の放出割合が大きい高圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループのTWシーケンスのドライウェル過圧破損時に影響が最も大きく、格納容器破損が起きた時の条件付き個人晩発性がん死亡確率は、サイト近傍で約 10^{-2} 、放出点から10km程度で約 10^{-3} であること
- 国内のPSA結果による格納容器破損の発生頻度(10^{-6} /炉年レベル以下)を考慮すると、サイト周辺の個人の早期死亡及び晩発性がん死亡リスクは、例えば米国における安全目標と比べ十分小さいこと

が明らかとなった。

また、個人線量、集団線量に着目すると、

- 格納容器ベントによる管理放出のケースでは、避難を常に正当とするような介入レベル(500mSv)を超える可能性はほとんどないこと、格納容器スプレーによる事故終息では、事故影響はほとんど無視できるレベルであること
- 集団線量は、地表沈着核種のガンマ線外部被曝と食物摂取の内部被曝が支配的な被曝経路であるため、その大きさは主にソースタームにおけるよう素とセシウムの放出割合に依存すること

等の知見が得られた。

今後は、本評価で対象としなかった水蒸気爆発等のエナジエティック事象を含む格納容器破損シナリオ等も考慮し、レベル3PSAを完結する。その際には、より広範なソースターム

条件や防護対策条件、また環境評価に係わるパラメータについての感度解析を行い、最終的にはレベル3PSAに係わる不確実さ評価を実施し、不確実さに寄与する因子を明らかにする予定である。

参考文献

傍島眞, 田中信夫, 広瀬正雄, 井上修二, 矢作公利, 重宗克彦 (1995). アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状, 日本原子力学会誌 37(5), 398-408.

高橋知之, 本間俊充 (1999). チェルノブイル原子力発電所近傍の表層土壤中 ^{137}Cs 濃度に関するモニタリングデータを用いた外部被ばく線量評価モデルの妥当性の検証, 保健物理 34(4), 365-374.

外川織彦, 本間俊充, 松鶴秀夫, 小林定喜(編) (1991). 原子炉事故時放射線影響解析で用いるための健康影響モデル, 日本原子力研究所報告書 JAERI-M 91-005.

外川織彦, 本間俊充, 益村明美 (1999). 放射線による晩発性身体的影響と遺伝的影響を推定するための計算コード HEINPUT, 日本原子力研究所報告書 JAERI-Data/Code 99-002.

本間俊充, 高橋知之, 米原英典(編) (2000). 原子炉事故時放射線影響解析で用いるための健康影響モデル(II), 日本原子力研究所報告書 JAERI-Review 2000-029.

CEC (1994). Probabilistic accident consequence assessment codes, Second international comparison, Technical report, A joint report by the European Commission and the OECD Nuclear Energy Agency. W. Nixon, P.J. Cooper, T. Homma et al., EC Radiation Protection Report EUR 15109 EN.

Eimutis, E.C. and M.G. Konicek (1972). Derivations of Continuous Functions for the Lateral and Vertical Atmospheric Dispersion Coefficients, *Atm. Environ.*, 6, 859-863.

Heffter, J.L. and G.J. Ferber (1975). A regional-Continental Scale Transport, Diffusion, and Deposition Model - Part II: Diffusion-Deposition Models, NOAA Technical Memorandum ERL ARL-50, Air Resources Laboratories, Silver Springs, MD, 17-28.

Homma, T. (1998). Accident Consequence Assessments and their uncertainty, *Comparative Evaluation of Environmental Toxicants -Health Effects of Environmental Toxicants Derived from Advanced Technologies-*, Edited by J. Inaba and Y. Nakamura, Kodansha Scientific LTD., Tokyo.

Homma, T., Y. Inoue and K. Tomita (2000). OSCAAR Calculations for the Hanford Dose Reconstruction Scenario of BIOMASS Theme 2, JAERI-Research 2000-049.

Homma, T., X. Liu and K. Tomita (2000). Uncertainty and Sensitivity of Meteorological Sampling

Scheme on Accident Consequence Assessments, in *Proceedings of the 5th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management*, November 27–December 1, 2000, Osaka.

Homma, T. and T. Matsunaga (2000). OSCAAR Calculations for the Input Dose Reconstruction Scenario of BIOMASS Theme 2, JAERI-Research 2000-059.

Homma, T. and A. Saltelli (1992). LISA package user guide. Part I PREP (Statistical PRE Processor). Preparation of input sample for Monte Carlo simulation; Program description and user guide, CEC/JRC Nuclear Science and Technology Report EUR 13922 EN.

Homma, T., O. Togawa and T. Iijima (1990) Development of accident consequence assessment code at JAERI, Proceedings of the Seminar on Methods and Codes for Assessing the Off-Site Consequences of Nuclear Accidents, Athens, May, EUR 13013/2 1049-1063.

IAEA (1996) International Atomic Energy Agency, *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, Safety Series No. 115, STI/PUB/996, IAEA, Vienna.

ICRP (1979) International Commission on Radiological Protection, *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers: Part 1*, ICRP Publication 30, Pergamon Press, Oxford, UK.

ICRP (1993) International Commission on Radiological Protection, *Principles for Intervention for Protection of the Public in a Radiological Emergency*, ICRP Publication 63, Pergamon Press, Oxford, UK.

Imai, K., M. Chino, H. Ishikawa, M. Kai, K. Asai, T. Homma, A. Hidaka, Y. Nakamura, T. Iijima, S. Moriuchi (1985) SPEEDI: A computer code system for the real-time prediction of radiation dose to the public due to an accidental release, JAERI-1297.

Irwin, J.S. (1979). A Theoretical Variation of the Wind Profile Power-Law Exponent as a Function of Surface Roughness and Stability, *Atm. Environ.*, 13, 191-194.

Kajimoto, M., K. Muramatsu, N. Watanabe, M. Funasako, T. Noguchi (1991). Development of THALES-2, A Computer Code for Coupled Thermal-Hydraulics and Fission Product Transport Analyses for Severe Accident at LWRs and Its Application to Analysis of Fission Product Revaporization Phenomena, *Proc. of Int. Mtg. on Safety of Thermal Reactors*, Portland. 584.

Kajimoto, M., K. Muramatsu, N. Watanabe (1994). Analysis of Source Term Uncertainty Issues for

LWRs, *Second Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management(PSAM-II)*, San Diego, 44-9~44-14.

Kocher, D.C. (1980). Dose-rate conversion factors for external exposure to photons and electron radiation from radionuclides occurring in routine releases from nuclear fuel cycle facilities. *Health Physics*, 38, 543-621.

OECD (1994). Probabilistic Accident Consequence Assessment Codes, Second International Comparison, Overview Report, A joint report by the OECD Nuclear Energy Agency and the Commission of the European Communities. Nuclear Energy Agency OECD, Paris, France.

Saltelli, A. and T.Homma (1992). LISA package user guide. Part III SPOP (Statistical PPost Processor). Uncertainty and sensitivity analysis for model output, Program description and user guide, CEC/JRC Nuclear Science and Technology Report EUR 13924 EN.

USNRC (1975) Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in the U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix VI, Calculation of Reactor Accident Consequences, WASH-1400, NUREG-75/014, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.

USNRC (1985) Health Effects Model for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, NUREG/CR-4214, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.

USNRC (1989) Health Effects Modes for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, Low LET Radiation, Part I: Introduction, Integration, and Summary, NUREG/CR-4214 Rev1, Part I, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.

USNRC (1990) Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plamts, Final Summary, NUREG-1150 Vol.1, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.

付録. レベル2 PSAの概要

1. モデルプラントの構成

原研で進めている軽水炉モデルプラントのPSAでは、Mark-II型格納容器をもつ110万kWe級BWRを想定し、出力運転時の内的起因事象に関するレベル2 PSAが既になされている(村松他, 1989)。このプラントのシステム構成をFig. A.1に示す。このPSAのプロセスと結果の詳細については、今後、レベル3PSAまでの全体をまとめた報告書として公開する予定である。以下ではその概要を記す。

安全設備のうち非常用炉心冷却設備(ECCS)は、高圧炉心スプレイ系(HPCS)、低圧炉心スプレイ系(LPCS)、低圧注入系(LPCI)、自動減圧系(ADS)で構成されている。また、炉心冷却に利用できるその他の設備としては、原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び給復水系がある。原子炉停止時の崩壊熱を除去するための残留熱除去系(RHR)は、3ループで構成され、このうち2ループが、熱交換器を有している。また、非常用ディーゼル発電設備は、非常用ディーゼル発電機2基とHPCS専用のディーゼル発電機1基とで構成される。原子炉停止のための設備としては、制御棒系とほう酸水注入系がある。

原子炉内の過度の圧力上昇を防止するため主蒸気管には逃がし安全弁があり、一定の設定圧を超えると蒸気を格納容器内の圧力抑制プールへ放出する。

格納容器はいわゆるMark-IIタイプであり、上部のドライウェルと下部のウエットウェルに区分され、ウエットウェルには圧力抑制プールがある。ドライウェルとウエットウェルは鉛直のベント管で連結され、配管破断等によりドライウェルに蒸気が放出されるような事故時には、蒸気はベント管を通って圧力抑制プールで凝縮される仕組みとなっている。

格納容器は、全体が原子炉建家で囲まれており、事故時には原子炉建家内の空気は非常用ガス処理系のフィルターを経てスタックから放出される。

2. レベル2PSAの概要

ここでは、起因事象を過渡事象(トランジエント)7種、冷却材喪失事故(LOCA)3種、合計10種に分類し、各起因事象に対して、その影響を緩和する安全設備や運転操作の成功/失敗を考慮してイベントツリーを作成し、炉心損傷に至る事故シーケンス(以下、炉心損傷事故シーケンスまたは略してシーケンスという)を51種に分類した。ここで考慮している起因事象と安全設備をTable A.1に示す。

次いで、炉心損傷事故シーケンスの各々について、炉心損傷事故時の物理現象や回復操作の可能性等を考慮して、格納容器破損に至る事故のシナリオ(以下、格納容器破損シナリオと呼ぶ)を同定する格納容器イベントツリー解析(Watanabe et al, 1994)を実施した。原研で作成した格納容器イベントツリーでは、炉心損傷事故の進展段階を、炉心溶融前段階、炉心溶融段階、原子炉圧力容器破損によるデブリ放出段階、長期進展段階の4段階に区分すると共に、各段階で起き得る格納容器破損のシナリオとして、格納容器隔離失敗、水蒸気または非

凝縮性ガスの蓄積による過圧破損、格納容器壁貫通、溶融物からの伝熱による過温破損、水素燃焼、水蒸気爆発、格納容器直接加熱等を考慮した。格納容器破損シナリオの数は、合計では約1700種となる。炉心損傷及び格納容器破損の発生頻度は、それぞれ約 5×10^{-7} /炉年及び約 1.7×10^{-7} /炉年となり、事故シーケンス別の寄与度は、Fig. A.2に示すとおりである。

こうして同定された格納容器破損シナリオに対して事故解析を行うに当たっては、各炉心損傷事故シーケンス毎に、最も確率が高いと考えられる格納容器の過圧破損を代表シナリオとし、炉心損傷事故解析コードシステムTHALES/ART(阿部 他, 1984; Abe et al, 1986; Ishigami et al, 1988; Kajimoto et al, 1990a, 1990b)による解析を行なった。

なお、格納容器過圧破損以外の格納容器破損シナリオについては、発生確率が相対的に小さいと考えられることや、水蒸気爆発等の現象に係わるソースタームについては、機構論的に解析できるようなモデルが存在しないこと、さらに格納容器過圧破損シナリオについての解析を行なっておけば、そうした現象の起きうる時間などについてもある程度の推定が可能であること(例えば水蒸気爆発は、炉心下部支持板破損時、圧力容器破損時、ペデスタル床貫通時に発生する可能性がある)等から、詳細な解析は行なわず、格納容器過圧破損シナリオについてのTHALES/ARTによる解析を基にして簡略なモデルで評価することとしている。

THALES/ARTによる解析の結果、51種の炉心損傷事故シーケンスに関する事故進展の時間経過は、比較的類似の少数のグループに区分され、それらは、原子炉停止、炉心冷却、崩壊熱除去の3つの安全機能に係わる安全設備の作動状況と対応付けられることが判った(村松他, 1990)。特にFig. A.3 に示されたトランジエントに起因するシーケンスでの時間経過とFig. A.4 に示すLOCA起因のシーケンスの時間経過は、極めて類似していることがわかる。本評価に用いたソースタームの解析では、炉心損傷事故シーケンスを5つのグループに分けて取り扱っている。その特徴は以下のとおりである。ただし、この解析では、アクシデントマネジメントによる事故終息は考慮していない。

(1) 高圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループ

高圧で炉心に注水する系は作動するが、格納容器からの崩壊熱除去に失敗する事故シーケンスであり、TW、AW、S1W、S2Wがある。格納容器内からの熱除去ができないために、格納容器の過圧破損にいたる。その場合、格納容器破損時に炉心への注水機能は失われ、結果として炉心損傷に至るものと仮定した。

(2) 低圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループ

低圧の注水系(LPCIまたはLPCS)が作動するが、格納容器からの崩壊熱除去に失敗する事故シーケンスである。これらの注水系の水源となる格納容器内の圧力抑制プールのプール水温の上昇のためポンプのキャビテーションにより注水機能が失われ炉心損傷に至る。例として、TQUV1W、AUW、S1QUW、S2QUW等がある。格納容器冷却のための格納容器スプレー系は、低圧注水系と水源及びポンプを共有しているので、これらと同時に機能を喪失し、最終的に格納容器の過圧破損に至る。

(3) 注水失敗シーケンスグループ

ECCSが全く作動しない事故シーケンス(全交流電源喪失により短期で炉心損傷に至る

シーケンスを含む)であり、TQUV、AUV、S1UV、S2UV、TBU等がある。格納容器冷却のための格納容器スプレー系は、低圧注水系と水源及びポンプを共有しているので、その機能は喪失しているので、最終的に格納容器の過圧破損に至る。

(4) 全交流電源喪失シーケンスグループ

全ての交流電源が喪失するが、DCバッテリが有効な時間(8時間程度)、高圧系で炉心水位が維持できる事故シーケンスであり、TB, S1B, S2B等がある。この事故シーケンスでは、バッテリの有効期間以後、炉心への注水が不能となり炉心損傷に至るものと仮定した。格納容器冷却には交流電源を必要とするので、最終的に格納容器過圧破損に至る。

(5) 原子炉スクラム失敗シーケンスグループ

原子炉スクラムに失敗する事故シーケンスであり、TC, AC, S1C, S2C等がある。事象発生時に主蒸気隔離弁が閉止しするが、原子炉の出力は残留熱除去系の容量を上回るレベルで推移するため、格納容器過圧破損に至り、その時点で炉心への注水機能は全て失われるものと仮定した。

3. ソースターム評価

上述の事故シーケンスグループに関するソースターム評価は、当初THALES/ARTコードシステムの構成コードであるART(Ishigami et al., 1988)を用いてなされたが、その後、ARTでは考慮できない原子炉冷却系内のヨウ素の再蒸発現象がソースタームに大きい影響を当たることがわかり(Kondo et al, 1990)、これを考慮できるように改良されたTHALES-2コード(Kajimoto et al, 1991, 1994; Hidaka et al, 1992)が開発されたため、本評価ではTHALES-2の結果を用いている。また、既になされているTHALES/ARTコード体系による解析結果から、5つの事故シーケンスグループの中では、事故シーケンスの違いによる事故進展の時間経過や放射性物質の環境への放出量はの相違は比較的小さいことが判っているので、上述の5つの事故シーケンスグループの各々から、以下のように1つの事故シーケンスを選んでTHALES-2によりソースタームを評価し、それで各グループを代表することとした。

- (1) 高圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループ: TW
- (2) 低圧系作動崩壊熱除去失敗シーケンスグループ: TQUV1W
- (3) 注水失敗シーケンスグループ: TQUV
- (4) 全交流電源喪失シーケンスグループ: TB
- (5) 原子炉スクラム失敗シーケンスグループ: TC

なお、起因事象としては、トランジェントの他にLOCAも考慮しているが、前述のように時間経過が類似していることから、ここではトランジェントシーケンスのみを扱う。

さらに、THALES/ARTによる評価結果から、ソースタームは格納容器の破損場所がドライウェル内であるかウエットウェル内であるかに強く依存することが示されているので、ドラ

イウェル破損(以下では記号DWFで示す)とウエットウェル破損(WWF)の2種類のソースタームを用いた。

また、事故影響緩和のためになされるアクシデントマネジメントとして、ウエットウェルからスタックを経て格納容器内の気体を放出することにより、格納容器の過圧破損を防止しようとする「管理放出」(格納容器ベントとも呼ばれる)及び格納容器スプレー系の回復による事故の終息を想定し、THALES-2による解析を行った。前者では、圧力抑制プールにおける放射性物質の除去効果(プールスクラビング効果)を考慮し、後者では、格納容器スプレーによる除去効果を考慮している。事故終息のシナリオでは、格納容器は破損しないが、炉心損傷により燃料から放出される放射性物質の一部は仮想事故と同程度の漏洩率で格納容器から漏洩するものと仮定した。

Fig. A.5及びFig. A.6にTHALES-2コードでのボリューム区分とそこで考慮される放射性物質の移動現象を示す。またソースターム評価で用いた主要な解析条件をTable A.2に示す。Fig. A.7は、各事故シーケンスについて、炉心溶融、炉心支持板破損、原子炉容器破損、ペデスタル貫通、格納容器破損等の事象の発生時間の計算結果及び各放射性物質の格納容器からの放出割合をまとめたものである。なお、この解析ではヨウ素は全てヨウ化セシウムCsIの形態であると仮定している。

参考文献

阿部清治 他 (1984). THALESの開発(その5)～(その7), 日本原子力学会昭和59年秋の分科会 D11～D13.

村松健 他 (1989). 国内軽水炉モデルプラントPSAの実施状況(III), 第4回PSAに関する国内シンポジウム論文集, IAE-R8903.

村松健 他 (1990). 炉心損傷事故の特徴に関する検討, 第5回PSAに関する国内シンポジウム論文集, IAE-R9006.

Abe, K. et al. (1986). Overview of Development and Application of THALES Code System for Analyzing Progression of Core Meltdown Accident of LWRs, Proc. of 2nd Int. Symp. on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo. 6.49K.

Hidaka, A. et al. (1992). Comparative Study of Source Terms of a BWR Severe Accident by THALES-2, STCP and MELCOR, ANS Proceedings, HTC-Vol.6, San Diego.

Ishigami, T. et al. (1988). User's Manual of ART Code for Analyzing Fission Product Transport Behavior during Core Meltdown Accident, JAERI-M 88-093.

Kondo, S. et al. (1990). Comparison of Analytical Models and Calculated Results of Source Term Evaluation Codes, Proc. of CSNI Workshop on PSA Applications and Limitations, NUREG/CP-0115, Santa Fe.

Kajimoto, M. et al. (1990a). The Validation of the Art Code Through Comparison with NSPP Experiments in the STEAM-AIR Atmosphere, Workshop on thermal hydraulics and aerosol behavior in containment, Phontna-aux-Roses, France, CSNI Report No.176.

Kajimoto, M. et al. (1990b). Analysis of Aerosol Behavior in Containment Overpressure Failure Scenarios in BWR Mark-II Plant, Workshop on Thermal Hydraulics and Aerosol Behavior in Containment, Fontenay-aux-Roses, CSNI Report No.176, pp.525-540.

Kajimoto, M. et al. (1991). Development of THALES-2, A Computer Code for Coupled Thermal-Hydraulics and Fission Product Transport Analyses for Severe Accident at LWRs and Its Application to Analysis of Fission Product Revaporization Phenomena, Proc. of Int. Mtg. on Safety of Thermal Reactors, Portland. 584.

Kajimoto, M. et al (1994). Analysis of Source Term Uncertainty Issues for LWRs, Second Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management(PSAM-II), San Diego, pp.44-9~44-14.

N. Watanabe et al. (1994). Categorization on of Core Damage Sequences by Containment Event Tree Analysis for Boiling Water Reactor with Mark-II Containment, The Third Int. Conf. on Containment Design and Operation, Toronto.

Table A.1 対象とする起因事象及び安全設備で用いられる記号一覧

記号	略 称	名 称
T _T T _M T _P T _F T _U T _I T _O A S ₁ S ₂		タービントリップ（起因事象） 主蒸気隔離弁閉（起因事象） 外部電源喪失（起因事象） 給水喪失（起因事象） 復水器真空度喪失（起因事象） 逃し安全弁誤開放（起因事象） その他のトランジエント（起因事象） 大破断 LOCA（起因事象） 中破断 LOCA（起因事象） 小破断 LOCA（起因事象）
B	EPS	所内交流電源（非常用ディーゼル発電機を含む）
C	RS	反応度停止機能（原子炉スクラム系及びほう法酸水注入系）
N	MSI	主蒸気隔離機能
M P	SRV-O SRV-R	逃し安全弁（閉） 逃し安全弁（再閉）
Q U ₁ U ₂	FW RCIC HPCS	給水系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉スプレー系
X V ₁ V ₂	ADS/DEP LPCS LPCI	原子炉減圧（自動減圧系あるいは手動減圧） 低圧炉心スプレー系 低圧注入系
W ₁ W ₂	PCS RHR	主復水器による熱除去 残留熱除去系

(ただし、本資料に示す図中では、トランジエント事象のうち LOCA と同様の結果となる逃し弁誤開放 TI 以外はまとめて T と表示している。)

Table A.2 対象プラントの主要解析条件

区分	項目	THALES-2 解析上の仮定
プラント 条件	プラント形式	BWR(type-5、MARK-II)
	炉出力	110 万 kW _e 級
	DC バッテリー 容量	8 時間(全交流電源喪失シーケンス) (D/G タンク燃料は、8 時間分)
事故進展 解析	燃料棒破損	2300°Cで溶融破損し、炉心最下端まで落下する。
	格納容器破損 モード	<ul style="list-style-type: none"> ・ DRYW 及び WETW における過圧破損 ・ CV ベントを用いた管理放出 ・ ドライウェルスプレイ復旧による事故終息
	格納容器漏洩	原子炉建屋のガス処理系を介して環境へ放出。 漏洩率 0.5%/day
	格納容器破損	<p>破損圧力 9.708 kgf/cm^2(設計圧の 2.5 倍)</p> <p>放出高さ 40 m</p> <p>破損口断面積 (NUREG/CR4624 の評価値) 0.65 m^2 (7 ft^2)</p>
	ECCS	格納容器破損による減圧沸騰で S/P は飽和となるため S/P を水源とする ECCS 系は機能停止。
	格納容器 ベント	<p>フィルターなしで直接放出とする。</p> <p>作動圧 $5.825 \times 10^4 \text{ kgf/m}^2$ (設計圧の 1.5 倍)</p> <p>停止圧 $3.883 \times 10^4 \text{ kgf/m}^2$ (設計圧)</p> <p>放出高さ 16 m</p> <p>放出口 0.164 m^2</p>
放射性物質 移行挙動 解析	放射性物質 の形態	Xe, CsI, CsOH, Te, Sr, Ru, Ce, Mo, La, 炉心構造物質及びコンクリートの分解成分からなる その他のエアロゾル
	放射性物質 挙動	考慮する現象は、Fig. 2.6 を参照のこと。 ただし、化学反応及び核崩壊による化学種の変化 は考慮しない。

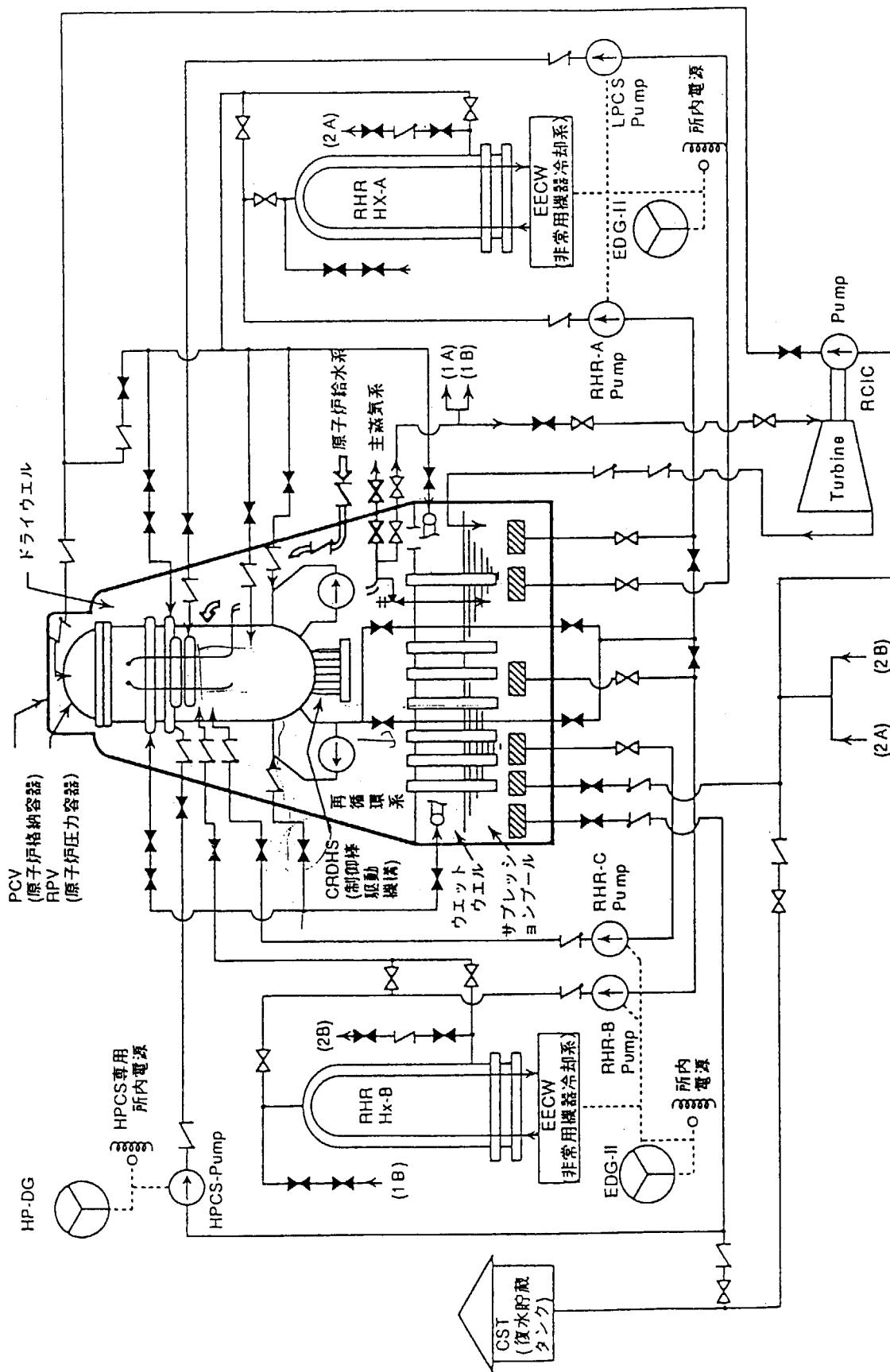
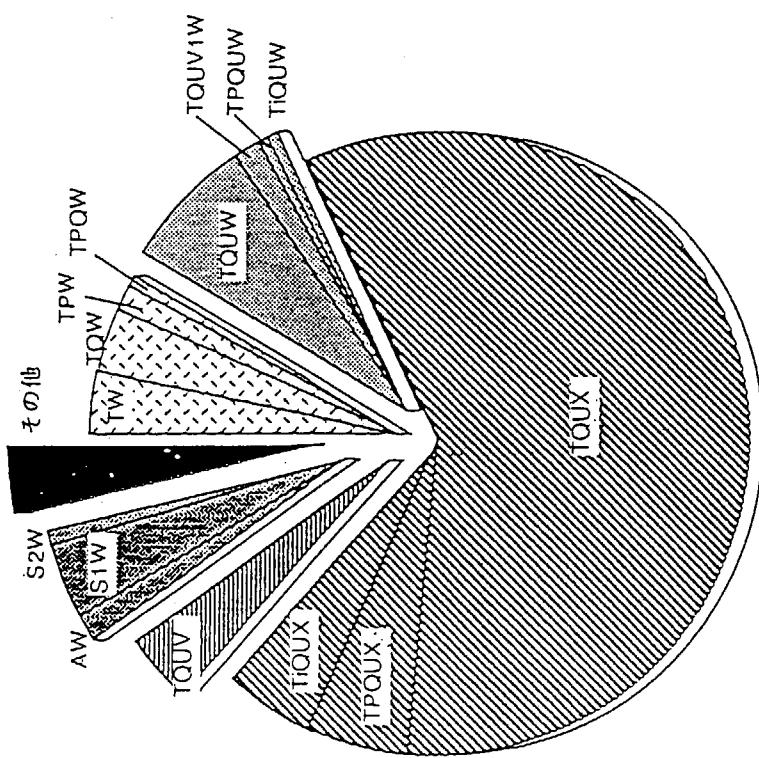
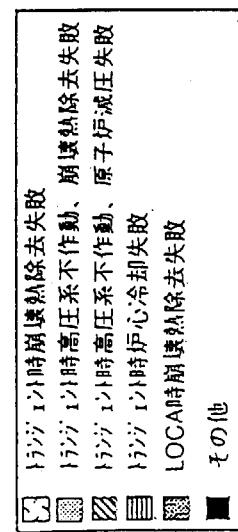


Fig. A.1 BWR (Mark-I型) モルプラントの概略図



炉心損傷事故発生頻度に対する寄与割合



格納容器破損頻度に対する寄与割合

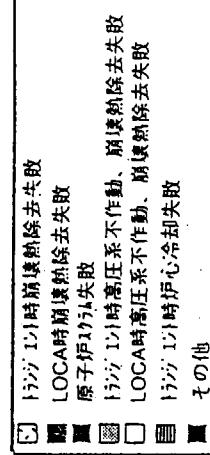
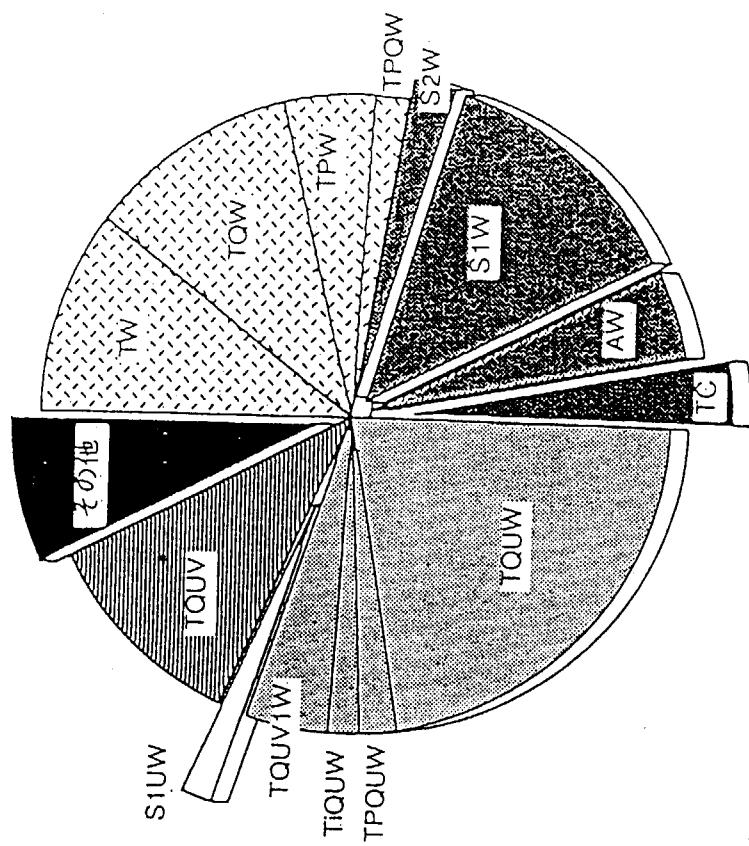


Fig.A.2 炉心損傷事故発生及び格納容器破損頻度への事故シーケンス毎の寄与割合

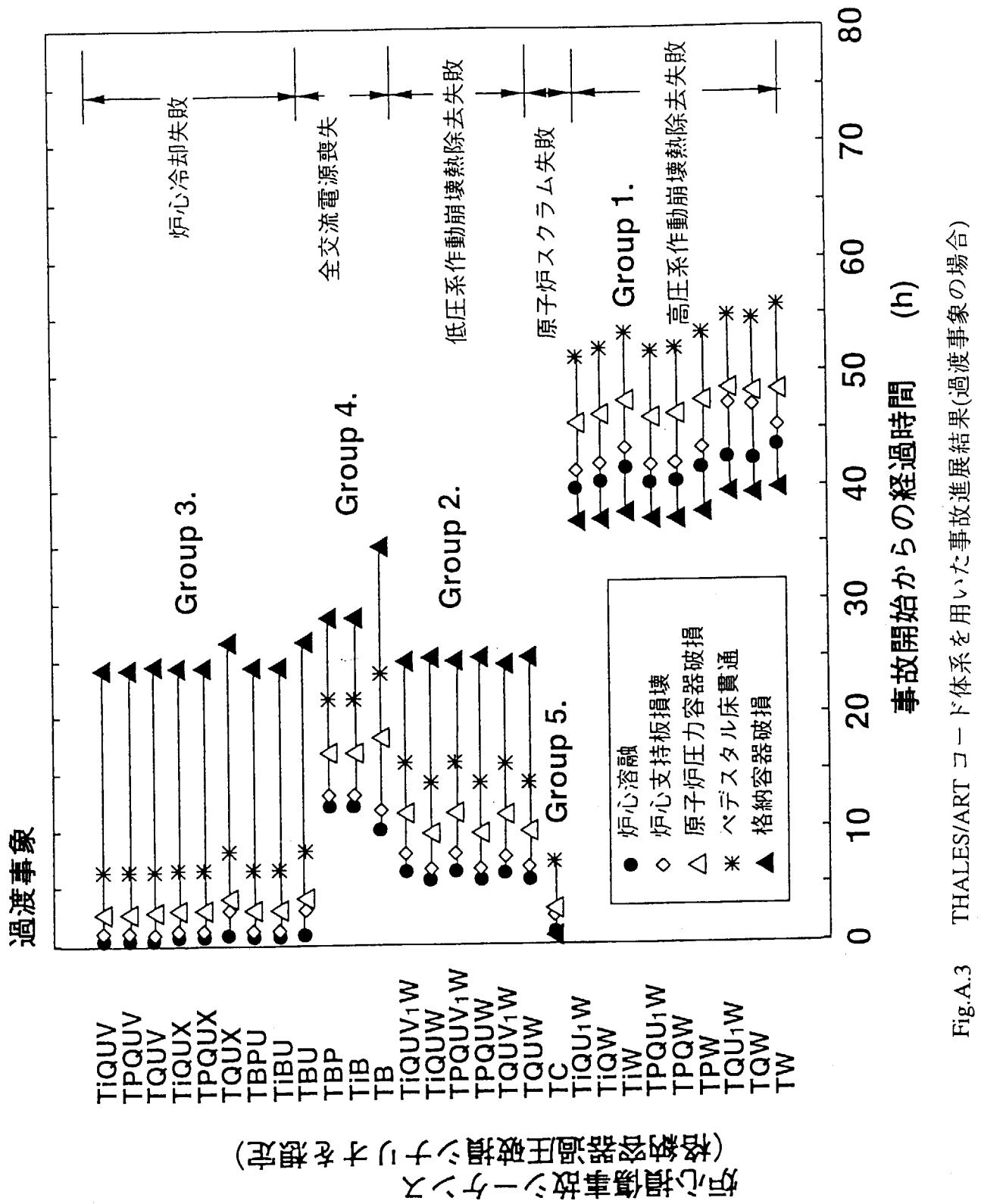


Fig.A.3 THALES/ART コード体系を用いた事故進展結果(過渡事象の場合)

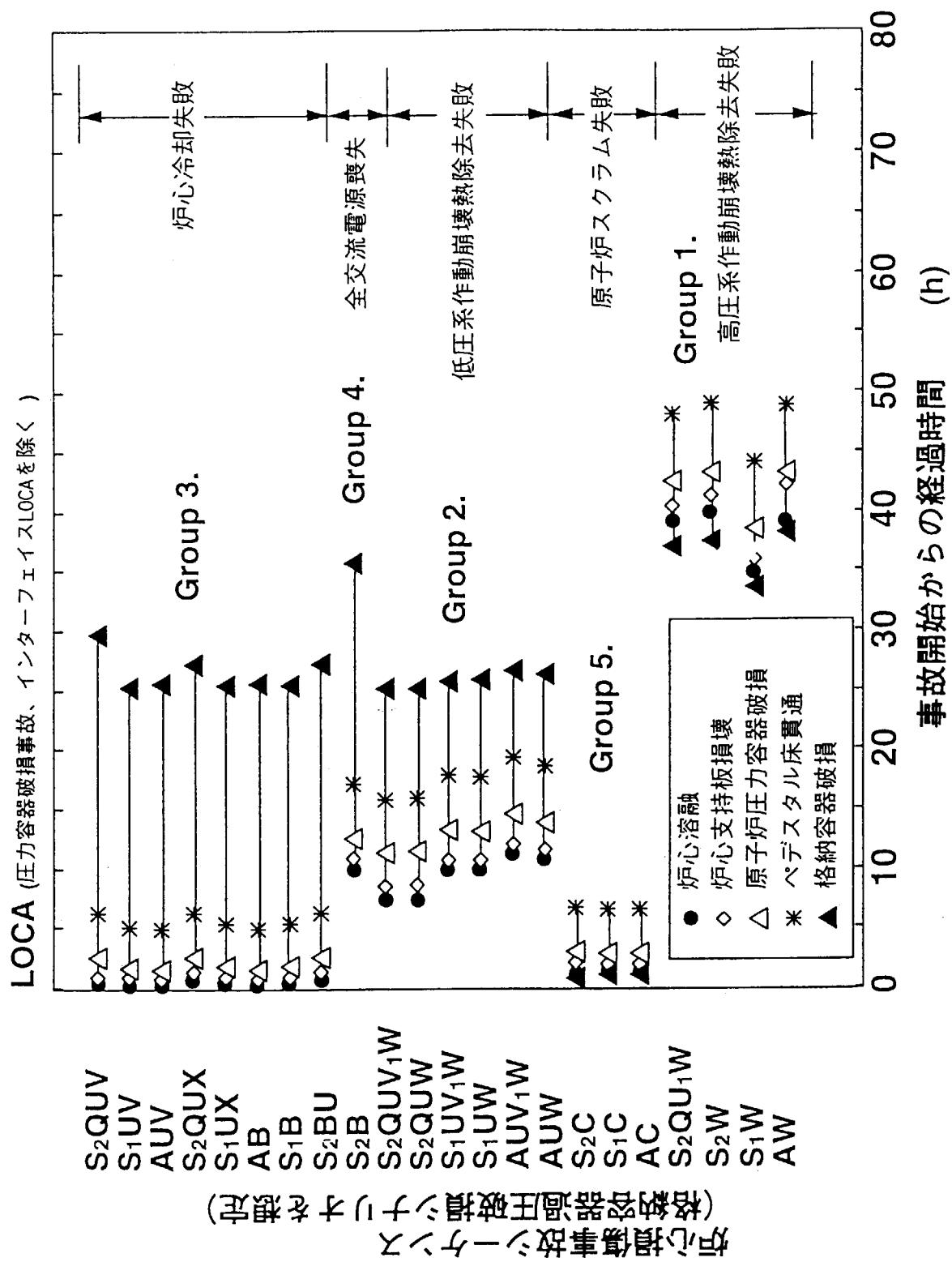


Fig.A.4 THALES/ART コード体系を用いた事故進展結果(LOCA の場合)

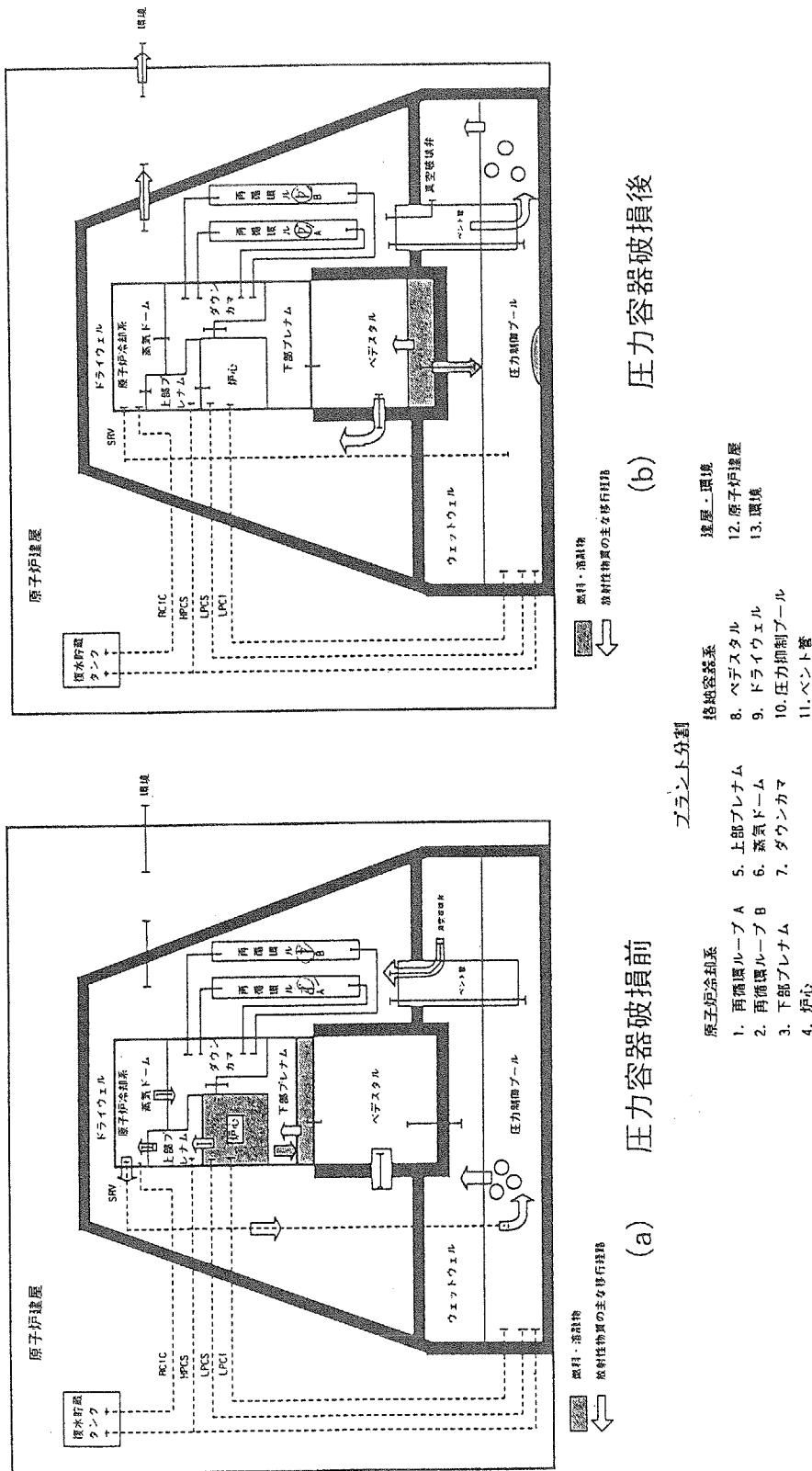


Fig.A.5 THALES-2コード体系のプラント分割と放射性物質移行経路

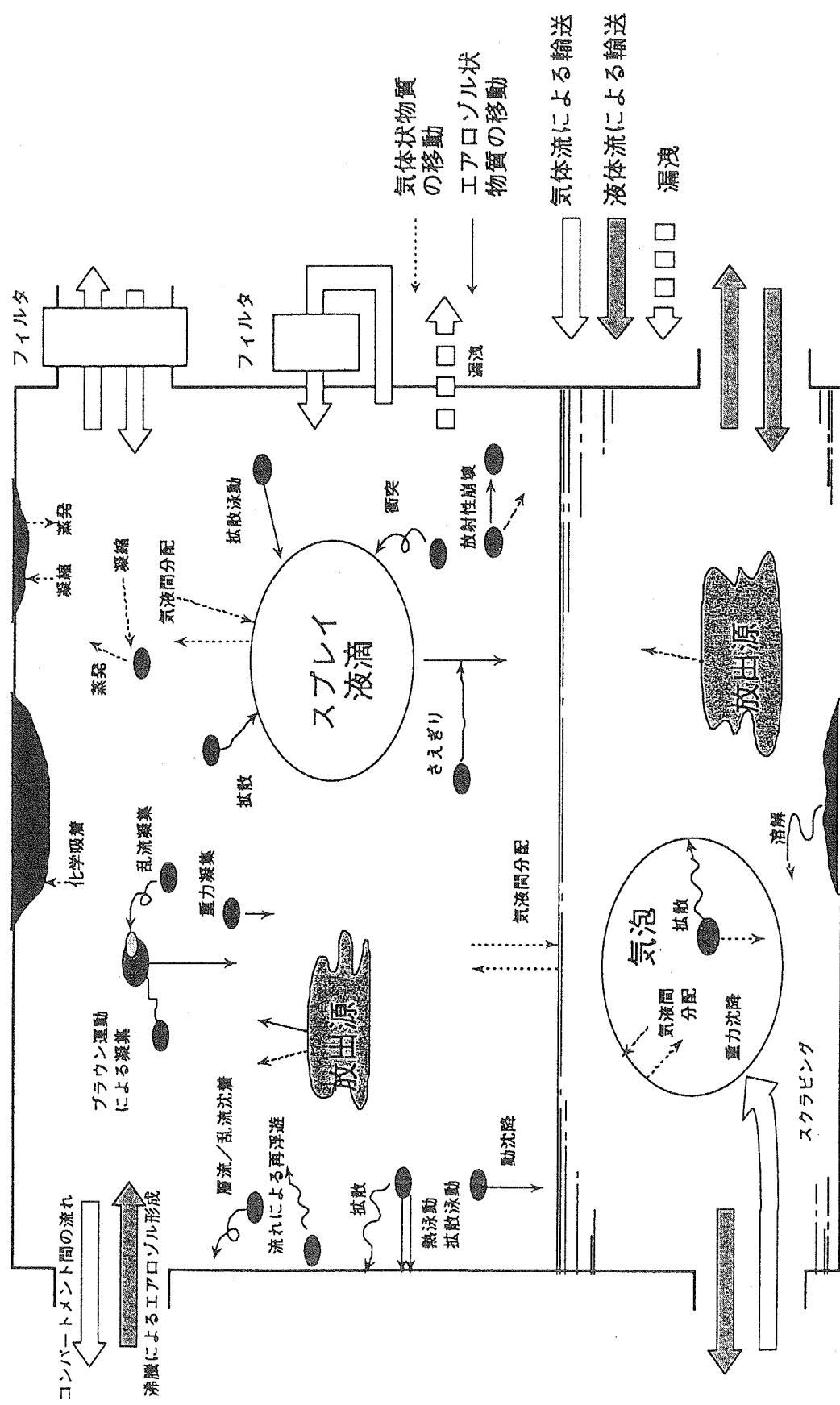


Fig.A.6 THALES-2 コードで考慮可能な放射性物質の移行挙動

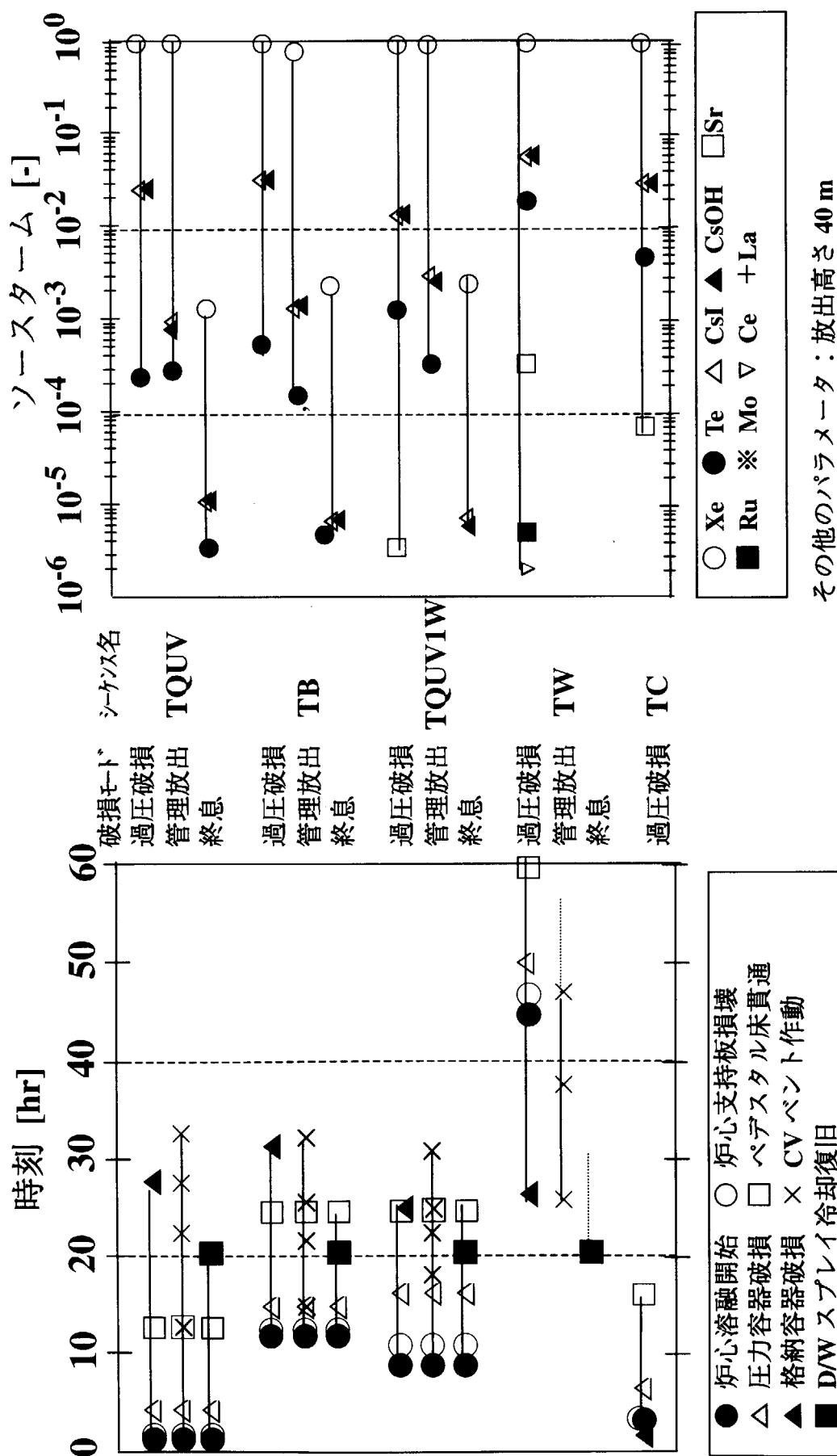


Fig.A.7 THALES-2 コード体系における事故進展及びソーススター・ム

その他のパラメータ：放出高さ 40 m

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
光强度	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·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·m
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·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
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·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·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	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

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

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

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

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

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

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

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

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

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。

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

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

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

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 cal = 4.18605 J (計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J (熱化学)
9.80665		1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J (15 °C)
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵		1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶		1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	仕事率 1 PS (仏馬力)
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴		252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷		0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	= 735.499 W
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	

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

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価