

緊急時対応技術マニュアル

第1版

令和5年10月

原子力規制庁

緊急事案対策室

改訂履歴

版	改定日・文書番号	改訂内容
第1版	令和5年10月20日 原規総発第2310204号	初版発行

目次

はじめに	1
1章 原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価	7
1. 1 概要	7
1. 2 ステップ1-1 最小の必要注水量の評価	7
1. 3 ステップ1-2 サブクール度の余裕評価	9
1. 4 ステップ1-3 一度露出した炉心の評価	10
1. 5 ステップ1-4（参考手法）放射線モニタ指示値を用いた炉心損傷の評価	11
1. 6 ステップ1-5 放射性物質濃度又は水素濃度を用いた炉心損傷の評価	14
1. 7 評価シート様式集	26
2章 原子炉（軽水炉）の炉心状態に基づく事故の影響の評価	32
2. 1 概要	32
2. 2 ステップ2-1 放出経路の選定	33
2. 3 ステップ2-2 イベントツリーの選定	35
2. 4 ステップ2-3 実効線量の選定	36
2. 5 ステップ2-4 電気出力による補正	36
2. 6 ステップ2-5 放出継続時間による補正	37
2. 7 ステップ2-6 原子炉停止後の時間による補正	37
2. 8 ステップ2-7 距離、放出高さ及び降雨条件を考慮した補正	37
2. 9 ステップ2-8 めやす線量を超えるおそれのある範囲の評価	39
2. 10 評価シート様式集	70
付属書1 緊急時対応技術マニュアルの限界	74
付属書2 用語集	78
付属書3 適用例	80
付属書4 技術的知見やバックデータなど	106
付属書5 経路別の寄与割合	119
付属書6 参考情報	169

はじめに

概説

実用発電用原子炉において事故が発生した際の原子力規制庁における緊急時対応のうち、オンサイト側における活動を技術的に支援するため、主に緊急時対応センター（以下「ERC」という。）のプラント班が事業者からの報告内容や緊急時対策支援システム（以下「ERSS」という。）の表示データなどを基に、原子炉の状態や放射性物質の放出時の影響を簡便に評価するための手法を整備した。この手法は米国の RTM-96 Response Technical Manual（概要は後述を参照。以下「RTM-96」という。）を基に、主に RTM-96 の A 章及び C 章の内容を「緊急時対応技術マニュアル」（以下「本マニュアル」という。）とし、具体的な利用者は ERC で活動するプラント班を想定して整備した。

本マニュアルでは、第 1 章において RTM-96 の A 章に相当する実用発電用原子炉の炉心状態の評価手法を、第 2 章において RTM-96 の C 章及び線量評価とその補正に必要な F 章の一部の内容を含む事故の影響の評価手順をそれぞれ説明している。

RTM-96 からの主な変更点は以下のとおり。

- ・ 評価対象の線量（骨髄線量と甲状腺線量）を実効線量に変更
（予測線量の算出に用いるイベントツリー等を変更）
- ・ 大気拡散計算を気象指針¹のモデルに変更
（停止時間による補正並びに距離、放出高さ及び降雨の影響による補正に用いるデータを変更）

なお、RTM-96 の B 章（事故の分類の検証）については、日本における緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）に相当するものであり、日本においては、原子力事業者も規制当局も当該施設の原子力事業者防災業務計画に記載された EAL の判断の考え方にに基づき判断されていることから対象外とした。D 章（使用済燃料プールの損傷と影響の評価）、E 章（六フッ化ウラン放出評価）及び F 章（初期における予測線量の評価）については、必要性を検討し、適宜本マニュアルの拡充を図る。G 章（初期防護措置の評価）以降の防護に関する内容については、中長期的課題として原子力規制庁における緊急時対応のうち、オフサイト側のニーズ等を踏まえて必要に応じて検討することとする。

本マニュアルの利用にあたっての注意事項

本マニュアルは、実用発電用原子炉における事故発生時に、原子炉の状態や事故による公衆被ばくの簡便な評価手法を示しているが、この評価は正確な予測を行うことを目的とし

¹ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会）

たものではなく、特に公衆被ばくについては基本的に保守的な評価結果となることに十分留意する必要がある。また、本マニュアルでは緊急時における幅広いシナリオを対象としており、それらをイベントツリーに記載している。早期かつ大量の放射性物質の環境への放出等のシナリオを迅速に評価するために仮定した非現実的な評価シナリオもイベントツリーに含まれている。したがって、本マニュアルによる評価結果は、事故時の原子炉の状態や事故による公衆被ばくの規模をおおまかに把握するための参考情報として用いるものであり、公衆に対する防護措置の検討において直接の判断材料として用いてはならない。

また、本マニュアルによる評価には、以下に示す限界と課題があるため、利用にあたり事前に理解しておく必要がある。以下に示す各項目の詳細については付属書1において解説している。

本マニュアルの限界

- (1) 現実的に想定され難いシナリオが代表シナリオに含まれている
- (2) 格納容器破損に伴う放出タイミングの予測を行うことはできない
- (3) 方角ごとの特定の位置における風向を考慮した線量予測に用いることはできない
- (4) 放出継続時間が長い場合、放出中に変動する風向の影響を考慮できない
- (5) 評価過程で算出される線量は実際に住民が受ける線量として解釈できない
- (6) 放出率は代表的な値のみである
- (7) 経口摂取を考慮していない
- (8) 地形の影響による詳細な拡散をモデル化していない

本マニュアルの課題

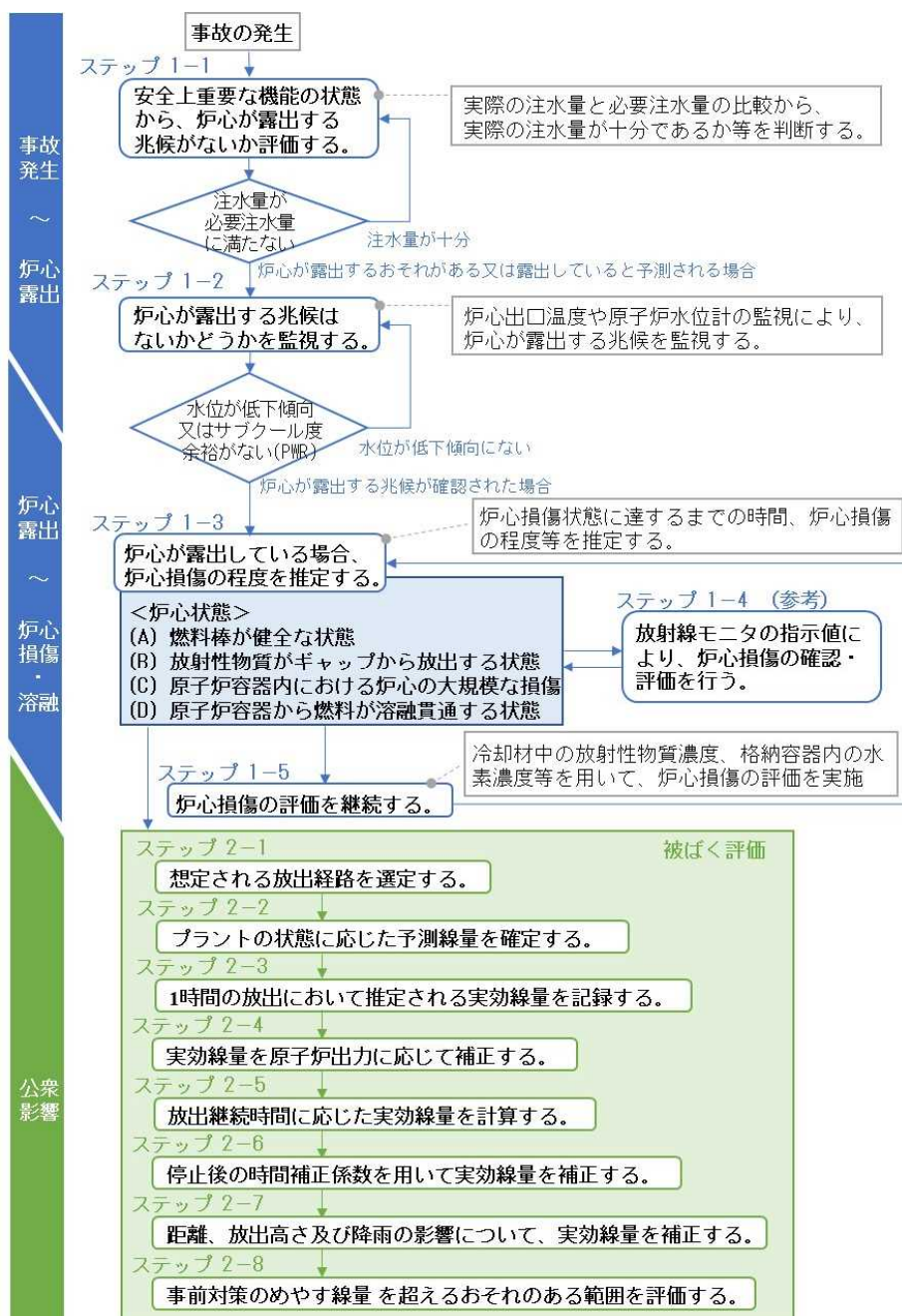
- (1) 放出タイミングの違いに伴う減衰の影響を精緻に評価することができない
- (2) 放出するプルームが複数ある場合、過大な被ばく評価となる可能性がある
- (3) 建屋及びアニュラス浄化系による低減割合を考慮していない
- (4) 建屋及び低風速補正について最新のものを考慮できていない
- (5) 線量換算係数は代表的な大人を対象としている

評価結果の持つ意味を理解せず、誤った認識のもと本マニュアルを利用した場合、緊急時対応に混乱を与えることが考えられる。このため、この手法を用いるのは、本マニュアルによる評価結果の持つ意味を理解でき、かつ、本マニュアルの計算や図表の意味を解釈できる者に限定されるべきである。当然のことながら、利用者は各手法の内容（特に説明中に記載されている注意事項）や手順について事前に習熟しておくことが必要となる。また、事業者防災訓練を通じて本マニュアルの評価を実施することは習熟度を高めるために効果的である。

本マニュアルの使い方

本マニュアルは事故の発生から炉心露出、炉心損傷等に至る炉心の状態をステップ1-1からステップ1-5までで評価し、炉心が露出した可能性のある場合には公衆の被ばくについてステップ2-1からステップ2-8までで評価する。評価のフローを以下に示す。

本マニュアルの評価フロー



RTM-96 の概要

RTM-96 Response Technical Manual (NUREG/BR-0150, Vol.1, Rev.4.) とは、米国の原子力規制委員会(NRC)が作成した緊急時対応を技術的に支援するためのマニュアルであり、原子力施設における事故発生時に、公衆に対する防護措置の判断の際に参考となる事故による事故影響等の評価を実施するための各種手法が示されている。

RTM-96 は、A 章から S 章で構成されており、主要な章 (A 章から J 章) の概要は以下のとおり。

A 章：原子炉の炉心状態の評価

目的：事故の分類の検証(B 章)、影響の予測(C 章)及び初期防護措置の決定(G 章)に用いる原子炉の炉心状態を評価する。

主な内容：事故時の原子炉の炉心状態を評価する手法をとりまとめたものであり、具体的には、以下の各ステップにより構成されている。炉心状態の評価は、事象進展に応じて、適宜実施する必要がある。

- ①安全上重要な設備等の状態から、炉心が既に露出しているか評価
 - ②①において、露出のおそれがない場合、炉心が露出する兆候を監視
 - ③炉心の露出のおそれがある場合、炉心損傷（燃料損傷及び炉心溶融）に達する時間を予測
 - ④格納容器内放射線モニタの指示値に基づいて、炉心損傷に至っているか評価
 - ⑤炉心損傷に至っている場合、冷却材中の放射性物質濃度のサンプル測定結果、格納容器内の水素濃度の測定結果を用いて、炉心損傷の程度を評価
- なお、本章により評価された炉心状態は、C 章（炉心状態に基づく原子炉（軽水炉）事故の影響の評価）のイベントツリーを用いた原子炉事故の影響評価において使用される。

B 章：事故の分類の検証

目的：事業者が評価した事故の分類（EAL に相当）を検証する。

主な内容：規制当局として、事故時のプラント状態に応じた分類（EAL に相当）を検証するための手法として、①NUREG-0654 簡易査定流れ図、②NUREG-0654(指針)全体を用いた査定、③NUMARC/NESP-007 緊急時活動レベル指針及び④核燃料サイクル及び核物質関連施設の分類の手引により構成されている。

なお、事故の分類は、日本における EAL に相当するものであり、日本においては、事業者も規制当局も当該施設の原子力事業者防災業務計画に記載された EAL の判断の考え方に基づき、分類している。

C 章：炉心状態に基づく原子炉（軽水炉）事故の影響評価

目 的：炉心状態及び放射性物質放出経路に基づいて敷地外の影響を評価する。

主要内容：イベントツリーを用いた原子炉事故の影響評価をとりまとめたものであり、具体的には、以下の各ステップにより構成されている。

- ①評価の前提条件を踏まえた放出経路の選定
- ②放出経路に対応したイベントツリーの選定と予測線量の確定
- ③②の予測線量について、原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正並びに距離、放出高さ及び降雨に応じた補正を行い、推定線量を算出
- ④影響を受けると考えられる距離の確定
- ⑤評価結果のとりまとめ

原子炉（軽水炉）の事故の場合、F 章（初期における予測線量の評価）によらず、本章において、イベントツリーに記載された予測線量（RASCAL2.1 により算出）を基に影響を評価している。

D 章：使用済燃料プールの損傷と影響の評価

目 的：使用済燃料プールにおける冷却水喪失に伴う事故を評価する。

主要内容：イベントツリーを用いた原子炉事故の影響評価をとりまとめたものであり、具体的には、以下の各ステップにより構成されている。

- ①イベントツリーの選定と予測線量の確定
- ②①の予測線量について、バッチ数に応じた補正、放出継続時間に応じた補正並びに距離、放出高さ及び降雨に応じて補正を行い、推定線量を算出
- ③影響を受けると考えられる距離の確定
- ④評価結果と説明用資料のとりまとめ

なお、イベントツリーに記載された 1 マイルにおける予測線量は、RASCAL2.1 を用いて計算したもの。

E 章：六フッ化ウラン放出評価

目 的：六フッ化ウランの放出による影響を評価し、防護措置の必要性を決定する。

主要内容：高温の六フッ化ウランのシリンダ容器が再転換工場で扱われる場合、大規模な放出事故のおそれがあること、六フッ化ウランの加水分解により生成されるフッ化水素の化学的毒性が極めて高いこと等を踏まえ、化学的毒性を考慮した防護措置の必要性を考慮し、整理されたもの。

F 章：初期における予測線量の評価

目 的：事故の初期に線量を予測し、初期防護措置の必要性を評価する。

主要内容：事故の初期の線量に関して、重量（質量）に基づく放射能強度、事故（火災等）

による放出量、点線源からの線量及び同位元素放出による線量といった単純な同位元素混合物の放出を伴う事故又は放射線源による被ばくについて、予測線量を評価する手法をとりまとめている。

初期防護措置の必要性に関して、上述の手法、C章（炉心状態に基づく原子炉（軽水炉）事故の影響の評価）又はE章（六フッ化ウラン放出評価）により得られる予測線量を基に、早期健康影響の可能性と防護措置指針（PAG）を越す線量予測の可能性について、G章（初期防護措置の評価）を用いて評価するとしている。

G章：初期防護措置の評価

目的：公衆（施設外）の防護措置を評価する。

主な内容：米国では、EPA（環境保護局）の防護措置指針（PAG）に従い、初期の防護措置（避難又は退避、安定ヨウ素剤の管理）を講じることを求めており、重大な懸念がある場合や州が連邦に支援を要請した場合であって、勧告を出すようなときに、防護措置の評価、評価した防護措置が事業者の勧告や州や地方自治体の措置と異なる場合の対応について、まとめている。

H章：中期防護措置の評価

目的：中期防護措置の評価に関する手引を提示する。

主な内容：中期の防護措置に関して、沈着した核種による被ばくを避けるため防護措置（一般住民を移転や簡易な除染）に係る手引きをまとめたもの。

I章：摂取経路防護措置の評価

目的：摂取経路の防護措置を評価する。

主な内容：事故で汚染された食物、ミルク、水等の摂取に対する公衆の防護措置が実施されていることを確認する際に用いる摂取経路の防護措置を評価についてまとめたもの。

J章：ヨウ化カリウムの使用と甲状腺モニタリング

目的：放射性ヨウ素の摂取から甲状腺を防護するための、ヨウ化カリウム（KI）の使用に関する情報を提示する。

主な内容：ヨウ化カリウムの使用に関する情報を評価についてまとめたもの。

以降は、K章（異常原子力事象）、L章（RASCALの使用）、M章（放射能半減期と崩壊のデータ）、N章（指数、SI単位及び変換）、O章（公衆向けの放射線の解説）、Q章（用語の説明）、R章（頭字語、略語）及びS章（参考文献）といった関連する基礎的な情報や、P章（仮定）において、A～K章の各手法で使用した仮定をまとめたものが記載されている。

1 章 原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価

1. 1 概要

目的

2章「原子炉（軽水炉）の炉心状態に基づく事故の影響の評価」に用いる軽水炉の炉心状態（主に炉心損傷の状態）を評価する。

概要

炉心状態を評価するには、全体の状況を見て判断する必要がある。一つの計器だけを頼りに評価するようなことがあってはならない。

炉心状態の評価は繰返し行う必要がある。炉心状態の評価プロセスのステップを以下に示すが、必ずしもこの順序にこだわる必要はない。評価を行う者は、本章に記載した手法の一つを終了した後も、炉心状態に変化がないか監視を続け、また、関連した評価を行う者のために炉心状態の評価を更新しなければならない。

炉心状態の評価ステップは次のとおり。

- ステップ 1-1：安全上重要な機能の状態から、炉心が露出する兆候がないか評価する。
- ステップ 1-2：炉心が露出する兆候はないかどうかを監視する。
- ステップ 1-3：炉心が露出している場合、炉心損傷の程度を推定する。
- ステップ 1-4：放射線モニタの指示値により、炉心損傷の確認・評価を行う。
- ステップ 1-5：炉心損傷の評価を継続する。

1. 2 ステップ 1-1 最小の必要注水量の評価

安全上重要な機能の状態から、炉心が露出する兆候がないか評価する。

評価の概要

以下に示す安全上重要な機能について、その状態を確認する。

- ・プラントは未臨界(停止)状態にあるか。どのようにしてそれが確認できるか。
- ・現状、炉心が露出していないか。それは長期間続きそうか。どのようにしてそれが確認できるか。
- ・1次系又は2次系の注水量は崩壊熱除去に十分か。この確認は、実際の注水量と必要注水量（以下の「最小の必要注水量の評価」により算出）の比較から、実際の注水量が十分であるか判断する。
- ・崩壊熱は除去されて環境に放出されているか。どのようにしてそれが確認できるか。

・重要なサポート系の状態はどうか。直流電源は使えるか。交流電源は使えるか。
など

これら安全上重要な機能が維持されていない場合、炉心の露出に至るおそれがある時刻を推定する。炉心が露出するおそれがある又は露出していると予測される場合、ステップ1-2及びステップ1-3に移る。

手法1-①:「最小の必要注水量の評価」について

崩壊熱により蒸発した冷却材を補うために必要な炉心への注水量を、図(図1-1及び図1-2)から読み取った数値に熱出力による補正を行い算出する。算出に用いる図は、定格出力3000[MWt]のプラントの停止後に必要な注水量を示したものであり、評価の前提条件となる崩壊熱の値はANSI/ANS 5.1に基づいている。注水の温度が約27[°C]であれば、圧力は0.1~17.2[MPa]の範囲で、注水量の誤差は5[%]以下であり、注水の温度が100[°C]以下であれば、その誤差は20[%]以下である。

配管が破断している場合、炉心を冠水させて冷却するために必要な注水量は、図から読み取り算出した注水量よりも多くなる。

炉心が長時間(例えば15~30分間以上)露出した場合、燃料の温度はかなり高くなっており、金属-水反応が発生しているおそれがある。

①熱出力3000[MWt]のプラントにおける崩壊熱の冷却に必要な最小の注水量について、横軸に停止後の経過時間、縦軸に崩壊熱が蒸発させる水量を示した図1-1又は図1-2を用いて求める。

- ・原子炉停止後の時間 () [h]又は() [d]
- ・最小の必要注水量 () [m³/h] (図1-1又は図1-2から読み取る)

②プラントの出力に応じて崩壊熱の冷却に必要な最小注水量を補正する。

評価プラントにおける必要注水量 () [m³/h]

=①で読み取った注水量 () [m³/h]

×評価プラントの停止直前の熱出力 () [MWt] / 3000[MWt]

なお、付属書6に各プラントの熱出力を収録しているので、適宜参照のこと。

炉心が15~30分間以上露出していた場合、炉心冷却に必要な注水量を2~3倍にする必要がある。

1. 3 ステップ 1-2 サブクール度の余裕評価

炉心が露出する兆候はないかどうかを監視する。

評価の概要

炉心出口温度や原子炉水位計の監視により、炉心が露出する兆候を監視する。この際、事故条件下での表示や計器の指示値の信頼性を考慮する必要がある。

監視により、炉心がまもなく露出する兆候が確認された場合、ステップ 1-3 に進む。そのような兆候がない場合、ステップ 1-1 及びステップ 1-2 による監視を継続する。

○PWR の場合

炉心出口温度（熱電対の指示温度）及び 1 次冷却系圧力によって、炉心の露出の可能性を評価する。サブクール度の余裕（以下の「サブクール度の余裕評価」による算出）がないことが確認された場合は、炉心の露出を防ぐために十分な水が注入されていない可能性があることを示している。炉心が露出すれば、炉心出口温度の指示温度は上昇を続けるが、実際の炉心の平均温度及び最大温度はそれより高いものとなる。また、炉心の損傷後において、炉心出口温度の指示値は正確ではない。

原子炉水位計によっても、炉心の露出の可能性を評価できる。水位が低下していれば、炉心の露出を防ぐだけの十分な水が注入されていないことを示している。ただし、原子炉水位計は、事故条件下で誤差はかなり大きい(最大 30[%])ことから、傾向の把握にとどめる。また、炉心の損傷後において、原子炉水位計の指示値は正確ではない（信用できない）。

○BWR の場合

事故条件下において、水位計が使用できる場合、注水量が炉心冷却に十分であるか、炉心が露出するまでの時間を推定することができる。ただし、以下のような制約があることを考慮する必要がある。

- ・水位計の使用下限は、炉心温度が急上昇し始める水位 (20%露出) 程度までであること。
- ・ドライウェルが高温となった場合 (例えば LOCA 時) には、BWR の原子炉水位計の指示は不正確となり、実際の水位より高い値を示すことがある。
- ・原子炉が低圧となった場合、BWR の原子炉水位計の指示は不正確となり、実際の水位より高い値を示すことがある。
- ・水位計は、その測定原理によって、実水位が計器測定範囲の下限以下となった時に、水位が炉心より上にあるかのように指示をすることがある。

手法 1-②: 「サブクール度の余裕評価」について (PWR のみ)

1 次系の圧力及び温度が測定できる PWR において、サブクール度の余裕を 1 次系圧力に応じた飽和温度と冷却材温度との差として算出する。サブクール度の余裕がマイナスの値

(炉心出口温度が飽和温度を上回る)であれば、原子炉容器内で沸騰が生じ、炉心が露出する可能性があることを示している。

①1次系圧力を記録する。

() [MPa]

ERSSに画面表示される圧力がゲージ圧である場合、③で飽和温度を求める際には大気圧0.1 [MPa]を加える必要がある。

②炉心出口熱電対による1次冷却材の温度(温度PWR)を記録する。

() [°C]

③表1-1を用いて、①の1次系圧力に対する飽和温度(温度sat)を求める。

() [°C]

飽和温度を求める際に、表1-1の蒸気表は絶対圧であることに留意すること。

④サブクール度余裕を求める。

(サブクール度余裕) = (温度sat) - (温度PWR)

1.4 ステップ1-3 一度露出した炉心の評価

炉心が露出している場合、炉心損傷の程度を推定する。

評価の概要

ステップ1-1において炉心が露出すると予測される場合又はステップ1-2において炉心が露出する兆候がある場合、手法1-③「一度露出した炉心の評価」により炉心損傷状態に達するまでの時間を予測する。

燃料のギャップ放出までの時間 _____ 時間

原子炉容器内炉心溶融までの時間 _____ 時間

本ステップにより、炉心状態は以下の(A)から(D)のいずれかと評価される。評価された炉心状態は、2章(原子炉(軽水炉)の炉心状態に基づく事故の影響の評価)で放射性物質の放出量を評価する際のインプット(炉心状態)となる。

<炉心状態>

- (A) 燃料棒が健全な状態
- (B) 放射性物質がギャップから放出する状態
- (C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態

(D) 原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態

手法 1-③ : 「一度露出した炉心の評価」について

一度炉心が露出した場合の軽水炉について、炉心の温度と炉心損傷の進展状況を推定する。

PWR の場合は有効炉心の上端が露出した直後から、BWR の場合は有効炉心の上端が露出して 5～10 分後から、0.5～1.0[°C/秒] (1～2[°F/秒]) の割合で炉心温度が上昇すると考えられる。この燃料温度上昇率の推定値は、炉心への注水がなく、プラント停止（スクラム失敗を含む）後、2～3 時間で炉心が露出する場合にあっても、2 倍以上相違することはない。炉心への注水がある場合、蒸気冷却によって炉心温度の上昇は緩和される。しかし、事故時においては、蒸気冷却によって炉心の損傷を防ぐことができないこともある。

なお、大規模に損傷した炉心は、再冠水状態に戻っても冷却可能な状態ではないことがある。炉心出口温度（炉心出口熱電対）と冷却材温度（ ΔT ）からは、炉心が冷却可能かどうかは確認できない。

- ① 炉心が露出している時間を基に、炉心が一度露出して以降は、炉心の平均温度が 0.5～1.0[°C/秒] (1～2[°F/秒]) の割合で上昇するものと仮定し、炉心の平均温度を推定する。その後、表 1-2 を用いて、炉心の平均温度から炉心損傷の程度を推定する。

1. 5 ステップ 1-4（参考手法）放射線モニタ指示値を用いた炉心損傷の評価

放射線モニタの指示値により、炉心損傷の確認・評価を行う。なお、本ステップでは、放射線モニタの数値から四つの段階（通常時の冷却材放出、スパイク時の冷却材放出、ギャップ放出又は炉心溶融）に分けて評価を行うこととしているが、日本の実用発電用原子炉においては、運転手順上炉心損傷の判断しか行っておらず本ステップは適用できないため、参考として米国における考え方を提示するものである。

評価の概要

炉心損傷を確認する試みとして、まず放射線モニタの数値を監視する。放射線モニタ（例えば格納容器内）の指示が大きく（何桁も）上昇していることが分かれば、実際に炉心が損傷したことが確認できたことになる。放出された放射性物質が格納容器内に留まっていれば、手法 1-④「格納容器内の放射線モニタの指示値を用いた炉心損傷の評価」を用いて損傷の程度を評価できる。ステップ 1-3 での炉心損傷予測と比較する。なお、次のような可能性があることを考慮に入れる必要がある。

- ・放射線モニタをバイパスして放出されるおそれがあること。

- ・放射線モニタが監視対象以外の線源からの影響を受けるおそれがあること。
- ・放射線モニタで監視している区域が格納容器全体を代表していないおそれがあること。
- ・計器を較正した際の前提条件が事故時の条件と相違しているおそれがあること。
- ・遮蔽その他の設計上の要素に対する考慮が間違っているおそれがあること。
- ・放射線モニタの故障時に、測定範囲の高、低又は中央の値を指示するおそれがあること。
- ・放射線モニタの読取りを誤るおそれがあること。

手法 1-④：「格納容器内の放射線モニタの指示値を用いた炉心損傷の評価」について

格納容器内放射線モニタの指示値に基づき、炉心損傷を評価する手法を示す。

この手法は、全ての場合で炉心損傷を評価できるものではない点に留意する必要がある。放射性物質が格納容器をバイパスして放出される場合、冷却系に保持される場合、放出が長期にわたる場合、あるいは一様に混合されないで放出される場合では、本評価が適用できないときがある。格納容器内の放射線モニタの指示値が低いからといって、炉心が損傷していないとは限らない。

本手法は、以下の仮定に基づき、想定される状態における最大の推定値を算出する。

- (1) 通常時の冷却材放出、スパイク時の冷却材放出、ギャップ放出又は原子炉容器内炉心溶融による放射性物質は、全て瞬時に格納容器内に放出される。
- (2) 格納容器内では一様に混合されている。
- (3) PWR においては大半の区域を監視することができる放射線モニタが使用されている。

放射性物質の混合比は放射線モニタを較正した際のものとはおそらく相違しているので、高放射線の測定に遮蔽付検出器を使用した場合、測定範囲の上限での実際の指示値は 1～2 桁異なっている可能性がある。

図 1-3～図 1-7 に示した損傷程度は、放射線のモニタの指示値が整合していれば、最小値と見なすべきである。格納容器内の混合が不均一な場合（例えば、蒸気がドームの頂上に上昇し、一様混合が完了していない場合）指示値に不整合が生じ得る。

これらの図の値は CONDOS II (NUREG/CR-2068) を用いて算出している。

ステップ 1-3 で評価された炉心状態において、本マニュアルで想定している放射性物質の放出は以下の四つの放出ケースである。

(A) 燃料棒が健全な状態

○放出ケース (1) 通常時の冷却材放出

冷却材中に通常存在する放射性物質(表 1-3 及び表 1-4 参照)が格納容器内に放出されるものとする。

○放出ケース (2) スパイク時の冷却材放出

冷却材中に通常存在する希ガス以外の放射性物質の100倍が格納容器内に放出されるものとする。

(B) 放射性物質がギャップから放出する状態

○放出ケース(3) ギャップ放出

15分以上露出した燃料被覆管が損傷し、ギャップ内の放射性物質(表2-2又は表2-3参照)が全て格納容器内に放出されるものとする。

(C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態

○放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出

30分間又はそれ以上の露出によって、部分的に溶融した炉心から放出される放射性物質(表2-2又は表2-3参照)の全てが格納容器内に放出されるものとする。

評価の手順は次のとおり。

① 放射線モニタの指示値を記録する。

通常運転時の放射線モニタの指示値 () [mSv/h]

事故時の放射線モニタの指示値 () [mSv/h]

格納容器への放出後、読取りまでの時間 () [h]

格納容器スプレイ作動又は不作動

② 通常運転時の放射線モニタの指示値を、事故後のモニタの指示値から差引いて格納容器内放射線レベルの絶対値を求める。

(放射線レベル絶対値)

= (事故時の放射線モニタの指示値) - (通常時放射線モニタの指示値)

() [mSv/h] = () [mSv/h] - () [mSv/h]

③ 算出した格納容器内放射線の絶対値に基づき、以下のリストに示した該当図を用いて炉心損傷を評価する。

これらの図には、炉心損傷の程度が1~100[%]の場合に相当する放射性物質を想定したときの、格納容器内の放射線モニタ指示値の範囲を示している。なお、炉心からの放出物質が一様に混合され、かつ放射線モニタは遮蔽されていないと仮定しており、また、格納容器スプレイが作動していれば、希ガス以外は除去されて、放射線モニタで検出されないことを想定している。

PWR(スプレイ作動時) 図1-3

PWR(スプレイ不作動時) 図1-4

BWRドライウエル(スプレイ作動時) 図1-5

BWRドライウエル(スプレイ不作動時) 図1-6

出典：RTM-96 によれば炉心溶融本数の確認には NUREG/CR-5157 を用いたとしている。

1. 6 ステップ 1-5 放射性物質濃度又は水素濃度を用いた炉心損傷の評価
炉心損傷の評価を継続する。

評価の概要

炉心が露出した後は、入手できる情報を用いて炉心損傷程度の評価を継続する。手法 1-③「一度露出した炉心の評価」や次の手法が使用できる。これらの手法により、炉心損傷の評価を継続する。

手法 1-⑤：「冷却材中の放射性物質濃度の測定結果を用いた炉心損傷の評価」

手法 1-⑥：「格納容器内の水素濃度の測定濃度を用いた炉心損傷の評価」

炉心の損傷程度を推定するこれらの手法は時間が掛かること、かつあまり信頼できないことに留意する必要がある。

手法 1-⑤：「冷却材中の放射性物質濃度の測定結果を用いた炉心損傷の評価」について

冷却材サンプルの放射性物質濃度の測定結果に基づき軽水炉の炉心損傷を評価する。

冷却材中の放射性物質濃度を調べるには、サンプルを採取、分析するため時間が掛かると考えられ、また、(サンプル管内に流れがない等のため)冷却材中濃度の代表値ではないかもしれないことから、炉心損傷を確認するためには、必ずしも冷却材中濃度を調べる必要はない。

この手法で炉心損傷を確認するには、炉心からの放出される放射性物質が冷却材中に一様に混合し、かつ注入水による希釈がないと想定しなければならない。冷却材中濃度の基準値は、炉心が少なくとも 1 サイクルを経ており、プラントが停止してから 0.5 時間の時点での冷却材中の放射性物質濃度とする。サンプルを分析する際には、放射性物質の半減期を考慮する必要がある。冷却材の体積はプラントによって相違しているが、冷却材中濃度に対する影響は比較的小さい。

BWR の場合には、炉心からの放出される放射性物質が原子炉冷却系とサプレッションプールで一様に混合されるものと仮定する。炉心から放出される放射性物質の大半が原子炉冷却材に閉じ込められた場合には、冷却材中の放射性物質濃度は 10 倍程度まで上昇する可能性がある。

- ①PWR 及び BWR について、冷却材サンプルの放射性物質濃度の測定結果を、表 1-5 又は表 1-6 に示した冷却材中濃度基準値と比較する。サイクル初期の場合、これらの表に示された長寿命の放射性物質(セシウム：Cs 及びストロンチウム：Sr)の濃度は、実態よりも大き

な数値となっている。

冷却材保有量が表 1-5 で仮定した値 (2.5×10^5 [kg]) と大きく相違している PWR の場合は、表 1-5 の濃度基準値に次の値を乗じて、その炉の濃度基準値を求める²。

$$2.5 \times 10^5 \text{ [kg]} \div \text{原子炉冷却材保有量 [kg]}$$

手法 1-⑥：「格納容器内の水素濃度の測定濃度を用いた炉心損傷の評価」について

格納容器内サンプル中の水素濃度の測定結果に基づいて炉心損傷を評価する。

水素濃度は、全ての場合の炉心損傷の確認に適用できるものではない。格納容器サンプルを採取して分析するには時間を要し、また格納容器内の混合が十分でない場合や格納容器をバイパスする場合もあるため、炉心損傷時に発生する水素量を代表していないおそれがある。

本手法で使用する水素濃度は湿ったサンプルに対するものである。しかし、ほとんどの水素のサンプルは乾燥している（水蒸気が除去されている）。乾燥したサンプルの濃度を使用すると、炉心損傷をかなり過大評価する可能性がある。本手法では、全ての水素が格納容器内に放出され、かつ格納容器内で一様に混合されるものと仮定している。図 1-8 のカーブは、格納容器の体積によって異なる。これはシビアアクシデントに関する研究 (NUREG-1150 のバックデータ含む) を吟味して、各炉心損傷状態に対する金属-水反応の割合 [%] の最小値を明らかにしたものである。

ただし、事故シーケンスによっては、スリーマイルアイランド (TMI) 事故の例のように金属-水反応の割合 [%] がより高くなることもあり得る。

- ①原子力事業者から、格納容器内のサンプルの平均水素濃度の測定値を入手する。測定値が乾燥状態のものであれば、湿った状態の値を推定する³。

水素割合 : _____ [%]

- ②この水素濃度と図 1-8 を用いて、該当する格納容器型式に対する金属-水反応の割合及び炉心損傷の可能性の程度を推定する。この割合に応じて、y 軸上に記入した炉心状態が生じている可能性がある。

² PWR における補正の方法を記載した。なお、BWR においては同様にここで想定する BWR プラントの原子炉冷却系の冷却材保有水量 1.7×10^5 kg (出典：NUREG-1228) に対して、濃度基準値の補正を行うことができる。ただし、BWR においてはサプレッションプールを用いた再循環運転を行う場合があるため、再循環運転時には再循環の状態を踏まえて補正を行う必要がある又は補正を行うことができない場合があることに注意すること。

³ 乾燥状態 (ドライ条件) から湿った状態 (ウェット条件) への換算は、格納容器が飽和の場合にはおおむねの値を推定できるが、過熱蒸気の場合には換算が困難となる点に注意すること。

金属－水反応の割合 : _____ [%]

予想される炉心損傷の程度 : _____

なお、PWR においては格納容器内に水素を処理するためのイグナイタ及び静的触媒式水素再結合装置 (PAR) が設置されているため、格納容器内の水素濃度は水素処理をされたのちの値となることに留意すること。

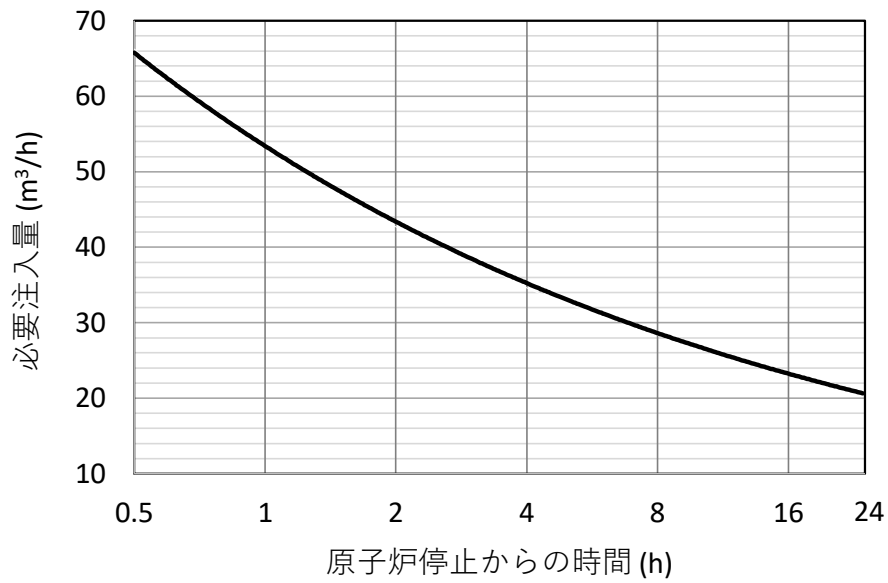


図 1-1 崩壊熱により蒸発した冷却材を補うために必要な炉心への注水量
(3000[MWt] プラントの停止後 0.5 時間～24 時間)

出典：RTM-96 Fig. A-1⁴

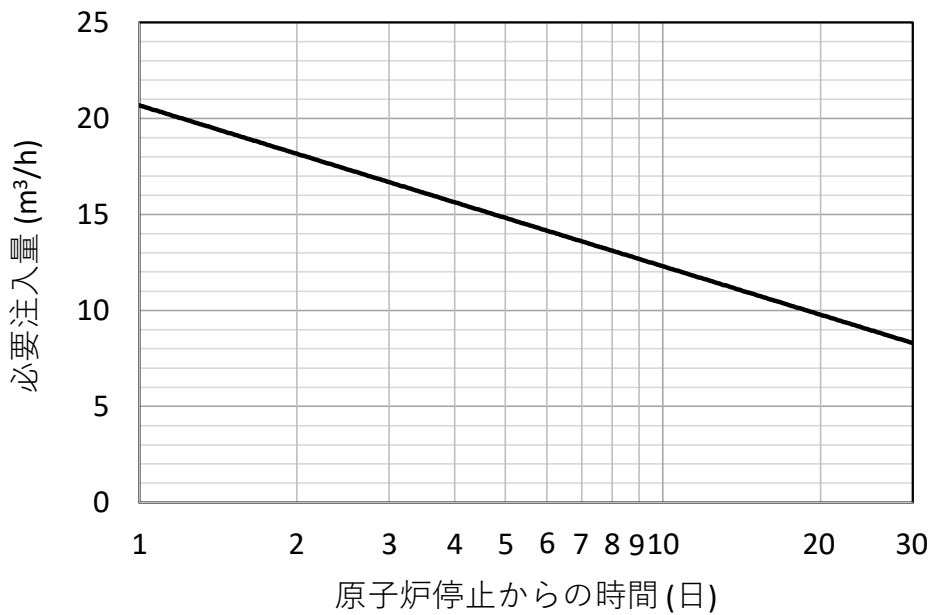


図 1-2 崩壊熱により蒸発した冷却材を補うために必要な炉心への注水量
(3000[MWt] プラントの停止後 1 日～30 日)

出典：RTM-96 Fig. A-2⁵

⁴ 本図は RTM-96 の Fig. A-1 を単位換算した。

⁵ 本図は RTM-96 の Fig. A-2 を単位換算した。

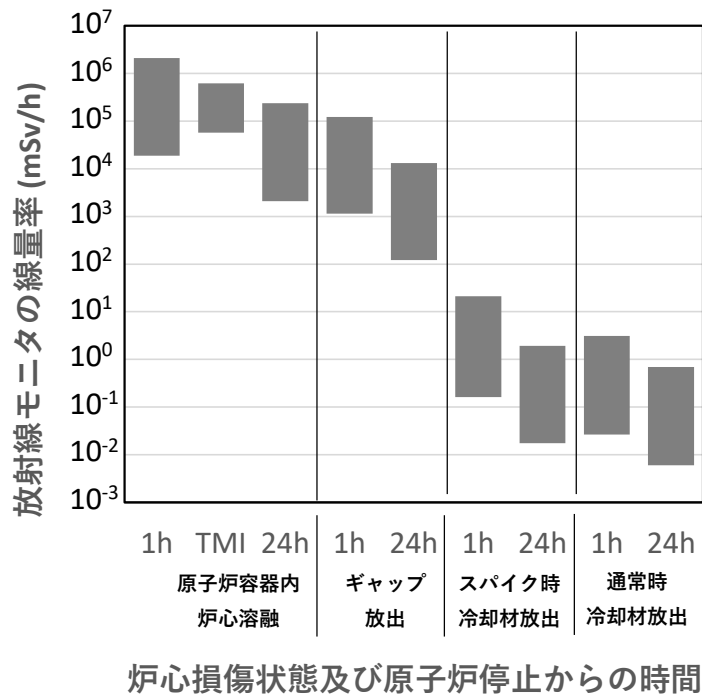


図 1-3 PWR 格納容器内の放射線モニタの応答(スプレイ作動時)

出典：RTM-96 Fig. A-5⁶

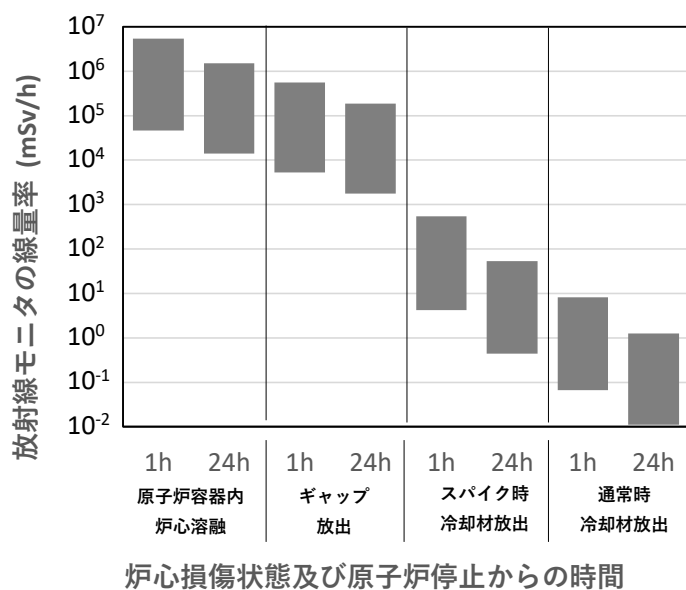


図 1-4 PWR 格納容器内の放射線モニタの応答(スプレイ不作動時)

出典：RTM-96 Fig. A-6⁷

⁶ 本図はRTM-96のFig. A-5を単位換算した。なお、1[R/h] = 8.76 [mSv/h]とする。線量当量HはH=DQNで表され、H:線量当量[Sv]、D:吸収線量[Gy=J/kg]、Q:線質係数(=1:γ線)、N:外部放射線源(=1)と仮定する。また、R(レントゲン)は照射線量の単位であり、1[R]=2.58×10⁻⁴[C/kg]と定義され、空気の吸収線量W[J/C]を用いて、1[R]=2.58×10⁻⁴W[Gy]であり、空気の吸収線量は乾燥空気の条件で33.97 J/C(=33.97 [eV/e])である。これらの仮定に基づき、1[R/h] = 8.76[mSv/h]とした。

⁷ 本図はRTM-96のFig. A-6を単位換算した。なお、1[R/h] = 8.76 [mSv/h]とする⁶⁶。

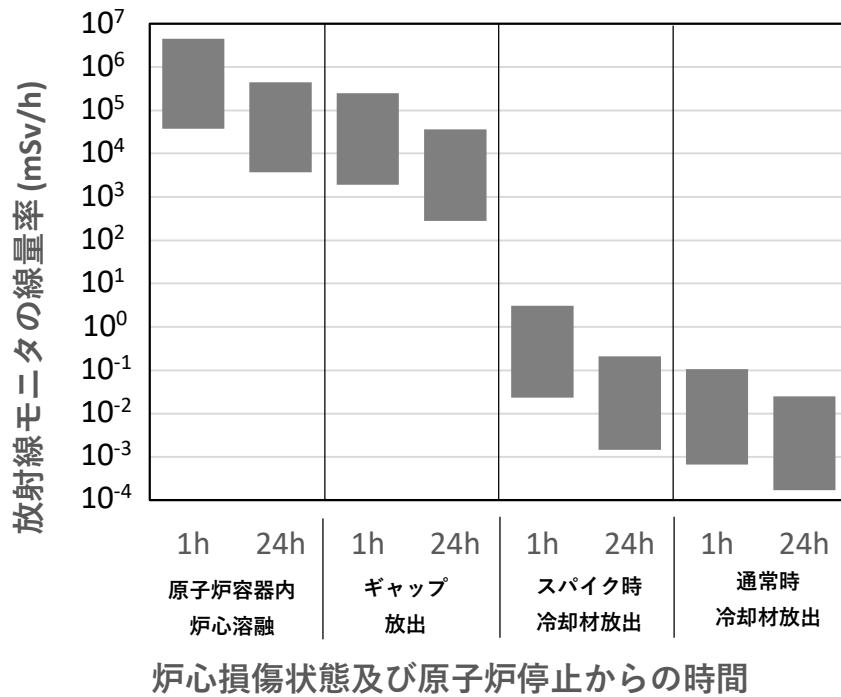


図 1-5 BWR ドライウェル内の放射線モニタの応答(スプレー作動時)
出典：RTM-96 Fig. A-7⁸

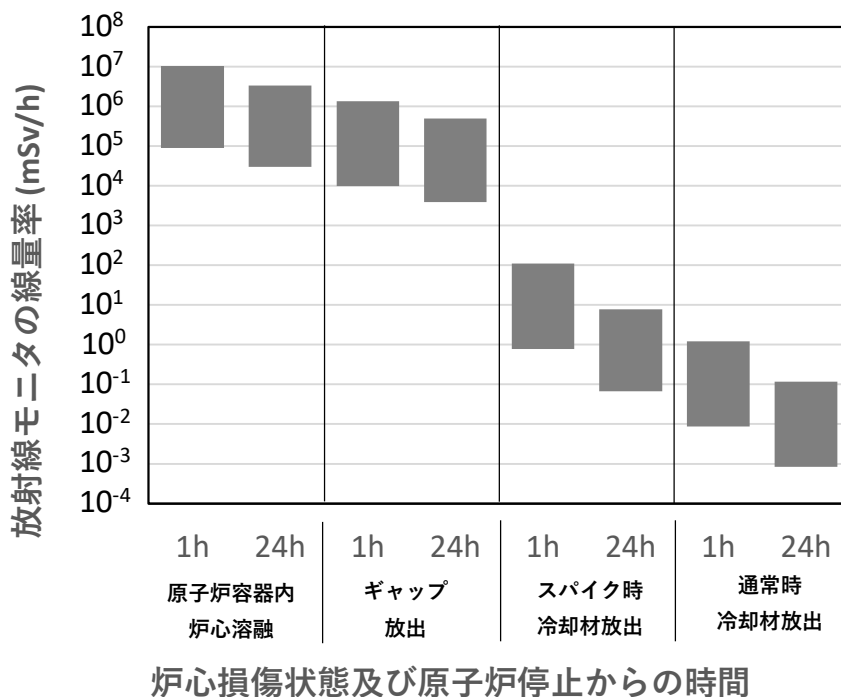


図 1-6 BWR ドライウェル内の放射線モニタの応答(スプレー不作動時)
出典：RTM-96 Fig. A-8⁹

⁸ 本図はRTM-96のFig. A-7を単位換算した。なお、1[R/h] = 8.76[mSv/h]とする⁶⁶。

⁹ 本図はRTM-96のFig. A-8を単位換算した。なお、1[R/h] = 8.76[mSv/h]とする⁶⁶。

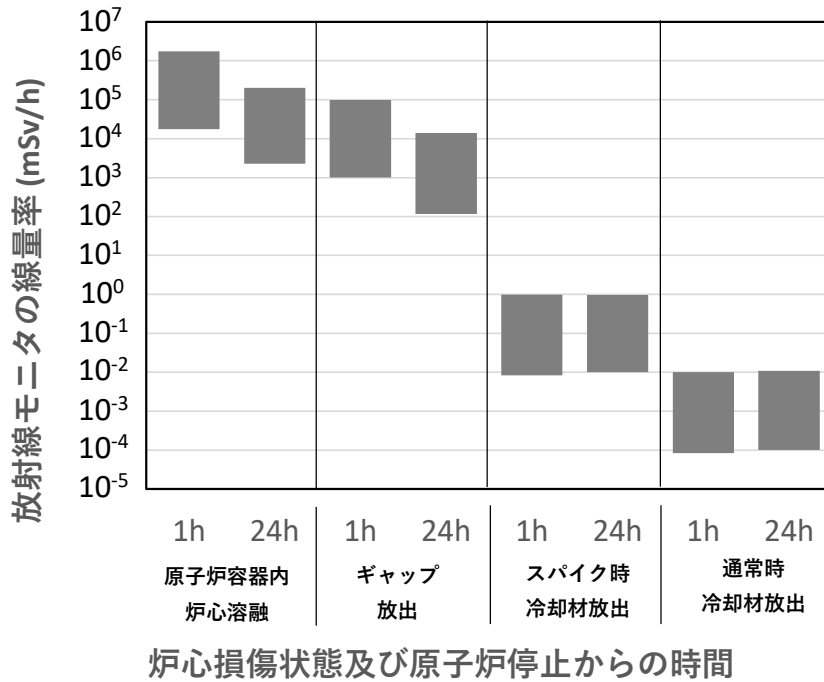
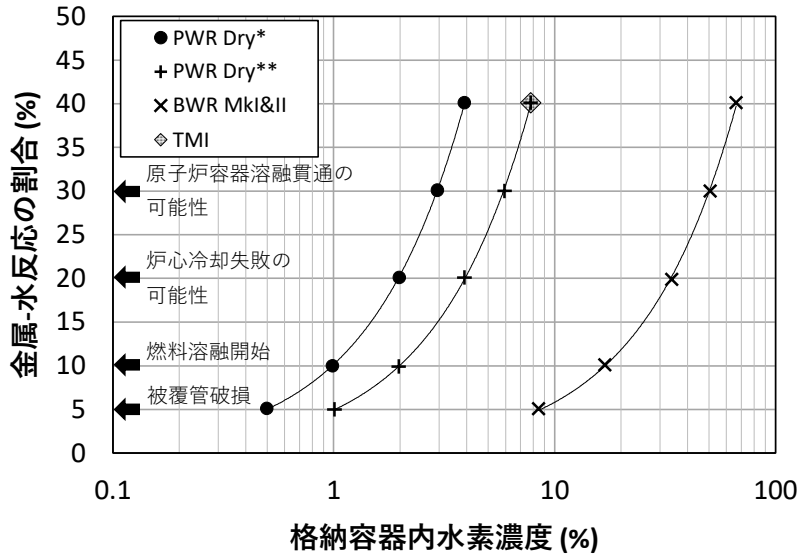


図 1-7 BWR ウェットウェル内の放射線モニタの応答(スプレー不動作時)
出典：RTM-96 Fig. A-9¹⁰



PWR Dry*: 9.9×10^4 [m³] PWR Dry**: 5.7×10^4 [m³] BWR MkI&II : 8.5×10^3 [m³]

図 1-8 格納容器内の水素濃度と炉心損傷との関係

出典：RTM-96 Fig. A-13¹¹

¹⁰ 本図はRTM-96のFig. A-9を単位換算した。なお、1[R/h] = 8.76[mSv/h]とする⁶⁶。

¹¹ 本図はRTM-96のFig. A-13を単位換算した。なお、PWR 出典元：NUREG/CR-2726 4-3 頁、損傷状態、NUREG-4524 Vol. 5、TMI パーセント NUREG-1370、NUREG/CR-4041、NUREG/CR-5567、表 4.9 71 頁により「乾燥」容積を確認

表 1-1 飽和温度表

絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)
0.10	100.0	2.07	214.1	10.34	313.4
0.14	108.9	2.41	222.1	10.69	315.9
0.21	121.3	2.76	229.2	11.03	318.3
0.28	130.7	3.1	235.7	11.38	320.6
0.34	138.3	3.45	241.7	11.72	322.9
0.41	144.8	3.79	247.2	12.07	325.1
0.48	150.5	4.14	252.3	12.41	327.2
0.55	155.6	4.48	257.2	12.76	329.4
0.62	160.2	4.83	261.7	13.1	331.4
0.69	164.3	5.17	266.0	13.44	333.5
0.76	168.2	5.52	270.1	13.79	335.4
0.83	171.8	5.86	274.0	14.48	339.3
0.9	175.2	6.21	277.8	15.17	343.0
0.97	178.4	6.55	281.3	15.86	346.6
1.03	181.4	6.89	284.8	16.55	350.1
1.1	184.2	7.24	288.1	17.24	353.4
1.17	186.9	7.58	291.3	17.93	356.6
1.24	189.5	7.93	294.3	18.62	359.7
1.31	192.0	8.27	297.3	19.31	362.8
1.38	194.3	8.62	300.2	19.99	365.7
1.45	196.6	8.96	303.0	20.68	368.5
1.52	198.8	9.31	305.7	21.37	371.3
1.59	200.9	9.65	308.4	22.06	373.9
1.65	203.0	10.0	310.9	22.12	374.2 ^a
1.72	205.0				
1.79	206.9				
1.86	208.8				
1.93	210.6				
2.0	212.4				

a : 臨界温度

出典 : RTM-96 Tab. A-1 から抜粋
ASME 1993 年版 表 2 187-193 頁

表 1-2 炉心の露出時間と炉心の損傷の程度について

PWR 有効炉心又は BWR 有効炉心の 20%露出(時間)	炉心温度 (°C)	炉心損傷の可能性
0	>315	・ なし
0.5 ~ 0.75	980~ 1300	・ 局部的燃料溶融
		・ 発生蒸気による燃料被覆管の酸化 (金属-水発熱反応による急激な水素の発生)
		・ 急激な燃料被覆管の損傷(炉心からのギャップ放出) ^a
0.5 ~ 1.5	1300~ 2300	・ 急激な揮発性放射性物質の放出 (原子炉容器内の過酷な炉心損傷に伴う炉心からの放出) ^a
		・ 溶融炉心の移動(スランプ)の可能性
		・ 炉心冷却不能の可能性
1 ~ 3 以上	>2300	・ 原子炉容器溶融貫通により、格納容器が損傷し、揮発性の低い放射性物質が追加放出される可能性

a : 表 2-2 及び表 2-3 にこの場合の炉心からの放出割合推定値が記載されている。

出典 : RTM-96 Tab. A-2 ¹²

¹² 出典元 : NUREG/CR-4245, NUREG/CR-4624, NUREG/CR-4629, NUREG/CR-5374, NUREG-0900, NUREG-0956, NUREG-1150, NUREG-1465

表 1-3 PWR 通常時の冷却材中の放射性物質の濃度

核種	通常濃度(Bq/g)	核種	通常濃度(Bq/g)
³ H	3.70E+04	¹²⁷ Sb	0.00E+00
⁵⁴ Mn	5.92E+01	¹²⁹ Sb	0.00E+00
⁵⁸ Co	1.70E+02	¹³¹ I	1.67E+03
⁶⁰ Co	1.96E+01	¹³² I	7.77E+03
⁸⁵ Kr	1.59E+04	¹³³ I	5.18E+03
^{85m} Kr	3.55E+01	¹³⁴ I	1.26E+04
⁸⁷ Kr	1.92E-01	¹³⁵ I	9.62E+03
⁸⁸ Kr	2.37E+02	^{131m} Xe	2.70E+04
⁸⁹ Sr	1.74E+02	¹³³ Xe	9.62E+04
⁹⁰ Sr	2.78E+02	^{133m} Xe	2.59E+03
⁹¹ Sr	5.92E+03	¹³⁵ Xe	3.15E+04
⁹¹ Y	5.55E+03	¹³⁸ Xe	4.44E+03
⁹⁹ Mo	1.04E+04	¹³⁴ Cs	2.63E+02
⁹⁹ Tc	5.18E+00	¹³⁶ Cs	3.22E+01
¹⁰³ Ru	4.44E-01	¹³⁷ Cs	3.48E+02
¹⁰⁶ Ru	3.55E+03	¹⁴⁰ Ba	4.81E+02
^{129m} Te	7.03E+00	¹⁴⁰ La	9.25E+02
^{131m} Te	5.55E+01	¹⁴⁴ Ce	1.48E+02
¹³² Te	6.29E+01	²³⁹ Np	8.14E+01

出典 : RTM-96 Tab. C-2 / ANSI/ANS 18.1 (1984)

表 1-4 BWR 通常時の冷却材中の放射性物質の濃度

核種	通常濃度(Bq/g)	核種	通常濃度(Bq/g)
^3H	3.70E+02	^{127}Sb	0.00E+00
^{54}Mn	2.59E+00	^{129}Sb	0.00E+00
^{58}Co	7.40E+00	^{131}I	8.14E+01
^{60}Co	1.48E+01	^{132}I	8.14E+02
^{85}Kr	0.00E+00	^{133}I	5.55E+02
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	0.00E+00	^{134}I	1.59E+03
^{87}Kr	0.00E+00	^{135}I	8.14E+02
^{88}Kr	0.00E+00	$^{131\text{m}}\text{Xe}$	0.00E+00
^{89}Sr	3.70E+00	^{133}Xe	0.00E+00
^{90}Sr	2.59E-01	$^{133\text{m}}\text{Xe}$	0.00E+00
^{91}Sr	1.48E+02	^{135}Xe	0.00E+00
^{91}Y	1.48E+00	^{138}Xe	0.00E+00
^{99}Mo	7.40E+01	^{134}Cs	1.11E+00
^{99}Tc	7.40E+01	^{136}Cs	7.40E-01
^{103}Ru	7.40E-01	^{137}Cs	2.96E+00
^{106}Ru	1.11E-01	^{140}Ba	1.48E+00
$^{129\text{m}}\text{Te}$	1.48E+00	^{140}La	1.48E+01
$^{131\text{m}}\text{Te}$	3.70E+00	^{144}Ce	1.44E-01
^{132}Te	3.70E-01	^{239}Np	2.96E+02

出典 : RTM-96 Tab. C-3 / ANSI/ANS 18.1 (1984)

表 1-5 PWR 冷却材中の放射性物質濃度の基準値

核種	通常時濃度 (Bq/g)	ギャップ放出後 濃度 (Bq/g)	原子炉容器内 炉心溶融後濃度 (Bq/g)	TMI 濃度 (48 時間後) (Bq/g) ^a
¹³¹ I	1.5×10^3	7.4×10^8	3.7×10^9	4.8×10^8
¹³³ I	3.7×10^3	1.1×10^9	7.4×10^9	2.4×10^8
¹³⁵ I	7.4×10^3	1.1×10^9	7.4×10^9	-
¹³⁴ Cs	2.6×10^2	7.4×10^7	3.0×10^8	2.3×10^6
¹³⁷ Cs	3.3×10^2	3.3×10^7	1.9×10^8	1.0×10^7
¹⁴⁰ Ba	NC ^b	NC	1.1×10^9	-
⁹⁰ Sr	3.7×10^{-1}	NC	3.7×10^8	2.0×10^5

a : TMI 事故後 48 時間の冷却材中濃度

b : NC=計算していない(データ入手できず)

出典 : RTM-96 Tab. A-3¹³

表 1-6 BWR 冷却材中の放射性物質濃度の基準値

核種	通常時濃度 (Bq/g)	ギャップ放出後 濃度 (Bq/g) ^a	原子炉容器内 炉心溶融後濃度 (Bq/g) ^a
¹³¹ I	7.4×10^1	3.7×10^7	3.7×10^8
¹³³ I	3.7×10^2	1.1×10^8	7.4×10^8
¹³⁵ I	7.4×10^2	7.4×10^7	7.4×10^8
¹³⁴ Cs	1.1×10^0	3.7×10^6	2.2×10^7
¹³⁷ Cs	3.0×10^0	3.0×10^6	1.5×10^7
¹⁴⁰ Ba	NC ^b	NC	7.4×10^7
⁹⁰ Sr	2.6×10^{-1}	NC	3.7×10^7

a : 原子炉冷却系及びサプレッションプール内

b : NC=計算していない(データ入手できず)

出典 : RTM-96 Tab. A-3¹⁴

¹³ 出典元: (通常時の冷却材)ANSI/ANSI 18.1, 1984 年版 NUREG/CR-4397 表 2.1、(TMI)NUREG-600 なお、Ci を Bq に換算

¹⁴ 出典元: (通常時の冷却材)ANSI/ANSI 18.1, 1984 年版 NUREG/CR-4245 表 3.2 なお、Ci を Bq に換算

1. 7 評価シート様式集

ここでは、本章の評価ステップに応じた評価を行う際に活用できるよう、各評価ステップについて、以下に示す内容の評価シート様式を掲載している。

様式 1-1 最小の必要注水量の評価シート

様式 1-2 サブクール度の余裕評価シート

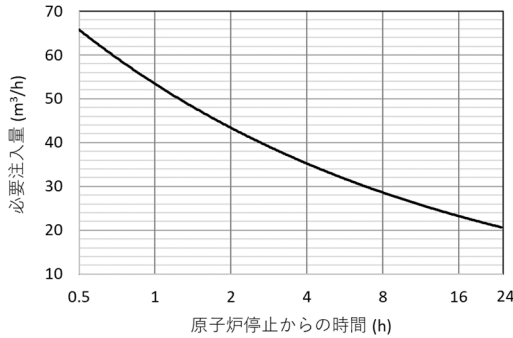

様式 1-3 一度露出した炉心の評価シート

様式 1-5 冷却材中の放射性物質濃度の測定結果を用いた炉心損傷の評価シート

様式 1-6 格納容器内の水素濃度の測定濃度を用いた炉心損傷の評価シート

様式 1-1

記入日時 (____月 ____日 ____ : ____)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価
ステップ 1-1 安全上重要な機能の状態から、炉心が露出した兆候がないか評価
手法 1-① 最小の必要注水量の評価
<p>① 崩壊熱の冷却に必要な最小の注水量を計算する。</p> <p>原子炉停止後の時間 (____) [h] 又は (____) [日]</p> <p>最小の必要注水量 (____) [m³/h] (図 1-1 又は図 1-2 から読み取る)</p> <p>② 崩壊熱の冷却に必要な最小注水量を補正する。</p> <p>評価プラントにおける注水量 (____) [m³/h]</p> <p>=①で読み取った注水量 (____) [m³/h]</p> <p>× 評価プラントの停止直前の熱出力 (____) [MWt] / 3000 [MWt]</p> <p>炉心が 15 ~ 30 分間以上露出していた場合、炉心冷却に必要な注水量を 2 ~ 3 倍にする必要がある。</p> <p><small>* ERSS 等から読み取った注水量と①で読み取った注水量を出力補正したうえで比較し、現在の注水流量が十分か評価する。</small></p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <p>(____月 ____日 ____ : ____) 時点の注水量 (ERSS 読取値) (____) [m³/h]</p> <p>は、②の必要注水流量を (確保できている・確保できていない) * 何れかを○で囲う</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>図 1-1</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図 1-2</p> </div> </div>

様式 1-2

記入日時 (____月 ____日 ____ : ____)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価																																																																																																																																																																																				
ステップ 1-2 炉心が露出する兆候はないかどうかを監視																																																																																																																																																																																				
手法 1-② サブクール度の余裕評価																																																																																																																																																																																				
<p>① 1次系圧力を記録する。</p> <p style="padding-left: 20px;">(_____) [MPa]</p> <p>ERSS に画面表示される 1 次系圧力はゲージ圧であることから、③で飽和温度を求める際には大気圧 0.1 [MPa] を加える必要がある。</p> <p>② 炉心出口熱電対による 1 次冷却材の温度（温度 PWR）を記録する。</p> <p style="padding-left: 20px;">(_____) [°C]</p> <p>③ 表 1-1 を用いて、①の 1 次系圧力に対する飽和温度（温度 sat）を求める。</p> <p style="padding-left: 20px;">(_____) [°C]</p> <p>④ サブクール度余裕を求める。（サブクール度余裕）＝（温度 sat）－（温度 PWR）</p> <p style="padding-left: 20px;">(____月 ____日 ____ : ____) 時点のサブクール度余裕 (_____) [°C]</p> <p style="padding-left: 20px;">＝ (_____) [°C]－ (_____) [°C]</p>																																																																																																																																																																																				
<p>表 1-1</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>絶対圧力 (MPa)</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>絶対圧力 (MPa)</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>絶対圧力 (MPa)</th> <th>飽和温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.10</td><td>100.0</td><td>2.07</td><td>214.1</td><td>10.34</td><td>313.4</td></tr> <tr><td>0.14</td><td>108.9</td><td>2.41</td><td>222.1</td><td>10.69</td><td>315.9</td></tr> <tr><td>0.21</td><td>121.3</td><td>2.76</td><td>229.2</td><td>11.03</td><td>318.3</td></tr> <tr><td>0.28</td><td>130.7</td><td>3.1</td><td>235.7</td><td>11.38</td><td>320.6</td></tr> <tr><td>0.34</td><td>138.3</td><td>3.45</td><td>241.7</td><td>11.72</td><td>322.9</td></tr> <tr><td>0.41</td><td>144.8</td><td>3.79</td><td>247.2</td><td>12.07</td><td>325.1</td></tr> <tr><td>0.48</td><td>150.5</td><td>4.14</td><td>252.3</td><td>12.41</td><td>327.2</td></tr> <tr><td>0.55</td><td>155.6</td><td>4.48</td><td>257.2</td><td>12.76</td><td>329.4</td></tr> <tr><td>0.62</td><td>160.2</td><td>4.83</td><td>261.7</td><td>13.1</td><td>331.4</td></tr> <tr><td>0.69</td><td>164.3</td><td>5.17</td><td>266.0</td><td>13.44</td><td>333.5</td></tr> <tr><td>0.76</td><td>168.2</td><td>5.52</td><td>270.1</td><td>13.79</td><td>335.4</td></tr> <tr><td>0.83</td><td>171.8</td><td>5.86</td><td>274.0</td><td>14.48</td><td>339.3</td></tr> <tr><td>0.9</td><td>175.2</td><td>6.21</td><td>277.8</td><td>15.17</td><td>343.0</td></tr> <tr><td>0.97</td><td>178.4</td><td>6.55</td><td>281.3</td><td>15.86</td><td>346.6</td></tr> <tr><td>1.03</td><td>181.4</td><td>6.89</td><td>284.8</td><td>16.55</td><td>350.1</td></tr> <tr><td>1.1</td><td>184.2</td><td>7.24</td><td>288.1</td><td>17.24</td><td>353.4</td></tr> <tr><td>1.17</td><td>186.9</td><td>7.58</td><td>291.3</td><td>17.93</td><td>356.6</td></tr> <tr><td>1.24</td><td>189.5</td><td>7.93</td><td>294.3</td><td>18.62</td><td>359.7</td></tr> <tr><td>1.31</td><td>192.0</td><td>8.27</td><td>297.3</td><td>19.31</td><td>362.8</td></tr> <tr><td>1.38</td><td>194.3</td><td>8.62</td><td>300.2</td><td>19.99</td><td>365.7</td></tr> <tr><td>1.45</td><td>196.6</td><td>8.96</td><td>303.0</td><td>20.68</td><td>368.5</td></tr> <tr><td>1.52</td><td>198.8</td><td>9.31</td><td>305.7</td><td>21.37</td><td>371.3</td></tr> <tr><td>1.59</td><td>200.9</td><td>9.65</td><td>308.4</td><td>22.06</td><td>373.9</td></tr> <tr><td>1.65</td><td>203.0</td><td>10.0</td><td>310.9</td><td>22.12</td><td>374.2^a</td></tr> <tr><td>1.72</td><td>205.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>1.79</td><td>206.9</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>1.86</td><td>208.8</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>1.93</td><td>210.6</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2.0</td><td>212.4</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p style="margin-left: 20px;">a : 臨界温度</p> <p style="margin-left: 20px; font-size: small;">出典 : RTM-96 Tab. A-1 から抜粋 ASME 1993 年版 表 2 187-193 頁</p>	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	0.10	100.0	2.07	214.1	10.34	313.4	0.14	108.9	2.41	222.1	10.69	315.9	0.21	121.3	2.76	229.2	11.03	318.3	0.28	130.7	3.1	235.7	11.38	320.6	0.34	138.3	3.45	241.7	11.72	322.9	0.41	144.8	3.79	247.2	12.07	325.1	0.48	150.5	4.14	252.3	12.41	327.2	0.55	155.6	4.48	257.2	12.76	329.4	0.62	160.2	4.83	261.7	13.1	331.4	0.69	164.3	5.17	266.0	13.44	333.5	0.76	168.2	5.52	270.1	13.79	335.4	0.83	171.8	5.86	274.0	14.48	339.3	0.9	175.2	6.21	277.8	15.17	343.0	0.97	178.4	6.55	281.3	15.86	346.6	1.03	181.4	6.89	284.8	16.55	350.1	1.1	184.2	7.24	288.1	17.24	353.4	1.17	186.9	7.58	291.3	17.93	356.6	1.24	189.5	7.93	294.3	18.62	359.7	1.31	192.0	8.27	297.3	19.31	362.8	1.38	194.3	8.62	300.2	19.99	365.7	1.45	196.6	8.96	303.0	20.68	368.5	1.52	198.8	9.31	305.7	21.37	371.3	1.59	200.9	9.65	308.4	22.06	373.9	1.65	203.0	10.0	310.9	22.12	374.2 ^a	1.72	205.0					1.79	206.9					1.86	208.8					1.93	210.6					2.0	212.4				
絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)																																																																																																																																																																															
0.10	100.0	2.07	214.1	10.34	313.4																																																																																																																																																																															
0.14	108.9	2.41	222.1	10.69	315.9																																																																																																																																																																															
0.21	121.3	2.76	229.2	11.03	318.3																																																																																																																																																																															
0.28	130.7	3.1	235.7	11.38	320.6																																																																																																																																																																															
0.34	138.3	3.45	241.7	11.72	322.9																																																																																																																																																																															
0.41	144.8	3.79	247.2	12.07	325.1																																																																																																																																																																															
0.48	150.5	4.14	252.3	12.41	327.2																																																																																																																																																																															
0.55	155.6	4.48	257.2	12.76	329.4																																																																																																																																																																															
0.62	160.2	4.83	261.7	13.1	331.4																																																																																																																																																																															
0.69	164.3	5.17	266.0	13.44	333.5																																																																																																																																																																															
0.76	168.2	5.52	270.1	13.79	335.4																																																																																																																																																																															
0.83	171.8	5.86	274.0	14.48	339.3																																																																																																																																																																															
0.9	175.2	6.21	277.8	15.17	343.0																																																																																																																																																																															
0.97	178.4	6.55	281.3	15.86	346.6																																																																																																																																																																															
1.03	181.4	6.89	284.8	16.55	350.1																																																																																																																																																																															
1.1	184.2	7.24	288.1	17.24	353.4																																																																																																																																																																															
1.17	186.9	7.58	291.3	17.93	356.6																																																																																																																																																																															
1.24	189.5	7.93	294.3	18.62	359.7																																																																																																																																																																															
1.31	192.0	8.27	297.3	19.31	362.8																																																																																																																																																																															
1.38	194.3	8.62	300.2	19.99	365.7																																																																																																																																																																															
1.45	196.6	8.96	303.0	20.68	368.5																																																																																																																																																																															
1.52	198.8	9.31	305.7	21.37	371.3																																																																																																																																																																															
1.59	200.9	9.65	308.4	22.06	373.9																																																																																																																																																																															
1.65	203.0	10.0	310.9	22.12	374.2 ^a																																																																																																																																																																															
1.72	205.0																																																																																																																																																																																			
1.79	206.9																																																																																																																																																																																			
1.86	208.8																																																																																																																																																																																			
1.93	210.6																																																																																																																																																																																			
2.0	212.4																																																																																																																																																																																			

記入日時 (____月 ____日 ____ : ____)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価															
ステップ 1—3 炉心が露出している場合、炉心損傷の程度を推定															
手法 1—③ 一度露出した炉心の評価															
<p>① 炉心が露出している時間を基に、炉心が一度露出して以降は、炉心の平均温度が 0.5～1.0[°C/秒] (1～2[°F/秒]) の割合で上昇するものと仮定し、炉心の平均温度を推定する。その後、表 1-2 を用いて、炉心の平均温度から炉心損傷の程度を推定する。</p> <p>* PWR の場合は有効炉心の上端が露出した直後から、また、BWR の場合は有効炉心の上端が露出して 5～10 分後から炉心温度が上昇すると考えられる。</p> <p>(____月 ____日 ____ : ____) 時点の炉心出口温度 [°C] (____) [°C] 【A】 温度上昇率の仮定 (0.5～1[°C/秒]=30～60[°C/分]) (____) [°C/分] 【B】</p> <p>② 炉心損傷状態に達するまでの時間を予測する。</p> <p>燃料のギャップ放出までの時間 (____分) = ((980[°C] - (【A】 ____) [°C]) / (【B】 ____) [°C/分])</p> <p>原子炉容器内炉心溶融までの時間 (____分) = ((1300[°C] - (【A】 ____) [°C]) / (【B】 ____) [°C/分])</p> <p>・ 炉心溶融に至る時間を算出し、その情報を元に記入。(A) から (D) までの炉心状態を評価する。</p> <p>* 既に露出している場合は、露出してから現在までの時間をもとに、表 1—2 から現在の炉心状態を推定できる。</p>															
表 1—2															
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">PWR 有効炉心又は BWR 有効炉心の 20%露出(時間)</th> <th style="width: 15%;">炉心温度 (°C)</th> <th style="width: 65%;">炉心損傷の可能性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">>315</td> <td>・ なし</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">0.5 ~ 0.75</td> <td style="text-align: center;">980～ 1300</td> <td> ・ 局部的燃料溶融 ・ 発生蒸気による燃料被覆管の酸化 (金属-水発熱反応による急激な水素の発生) ・ 急激な燃料被覆管の損傷(炉心からのギャップ放出)^a </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">0.5 ~ 1.5</td> <td style="text-align: center;">1300～ 2300</td> <td> ・ 急激な揮発性放射性物質の放出 (原子炉容器内の過酷な炉心損傷に伴う炉心からの放出)^a ・ 溶融炉心の移動(スランプ)の可能性 ・ 炉心冷却不能の可能性 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1 ~ 3 以上</td> <td style="text-align: center;">>2300</td> <td>・ 原子炉容器溶融貫通により、格納容器が損傷し、揮発性の低い放射性物質が追加放出される可能性</td> </tr> </tbody> </table>	PWR 有効炉心又は BWR 有効炉心の 20%露出(時間)	炉心温度 (°C)	炉心損傷の可能性	0	>315	・ なし	0.5 ~ 0.75	980～ 1300	・ 局部的燃料溶融 ・ 発生蒸気による燃料被覆管の酸化 (金属-水発熱反応による急激な水素の発生) ・ 急激な燃料被覆管の損傷(炉心からのギャップ放出) ^a	0.5 ~ 1.5	1300～ 2300	・ 急激な揮発性放射性物質の放出 (原子炉容器内の過酷な炉心損傷に伴う炉心からの放出) ^a ・ 溶融炉心の移動(スランプ)の可能性 ・ 炉心冷却不能の可能性	1 ~ 3 以上	>2300	・ 原子炉容器溶融貫通により、格納容器が損傷し、揮発性の低い放射性物質が追加放出される可能性
PWR 有効炉心又は BWR 有効炉心の 20%露出(時間)	炉心温度 (°C)	炉心損傷の可能性													
0	>315	・ なし													
0.5 ~ 0.75	980～ 1300	・ 局部的燃料溶融 ・ 発生蒸気による燃料被覆管の酸化 (金属-水発熱反応による急激な水素の発生) ・ 急激な燃料被覆管の損傷(炉心からのギャップ放出) ^a													
0.5 ~ 1.5	1300～ 2300	・ 急激な揮発性放射性物質の放出 (原子炉容器内の過酷な炉心損傷に伴う炉心からの放出) ^a ・ 溶融炉心の移動(スランプ)の可能性 ・ 炉心冷却不能の可能性													
1 ~ 3 以上	>2300	・ 原子炉容器溶融貫通により、格納容器が損傷し、揮発性の低い放射性物質が追加放出される可能性													
<p><炉心状態></p> <p>(A) 燃料棒が健全な状態</p> <p>(B) 放射性物質がギャップから放出する状態</p> <p>(C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態</p> <p>(D) 原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態</p>															

様式 1—5

記入日時 (____月 ____日 ____ : ____)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価

ステップ 1—5 炉心損傷の評価

手法 1—⑤ 冷却材中の放射性物質濃度の測定結果を用いた炉心損傷の評価

①冷却材中の放射性物質濃度の測定結果を用いた炉心損傷の評価

PWR 及び BWR について、冷却材サンプルの放射性物質濃度の測定結果を、表 1-5 又は表 1-6 に示した冷却材中濃度基準値と比較する。

冷却材保有量が表 1-5 で仮定した値 (2.5×10^5 [kg]) と大きく相違している、他の軽水炉の場合は、表 1-5 の濃度基準値に次の値を乗じて、その炉の濃度基準値を求める。

$$\text{濃度基準値} = (\quad) \times (2.5 \times 10^5 \text{ [kg]} / \text{原子炉冷却材保有量} (\quad) \text{ [kg]})$$

表 1—5

核種	通常時濃度 (Bq/g)	ギャップ放出後 濃度 (Bq/g)	原子炉容器内 炉心溶融後濃度 (Bq/g)	TMI 濃度 (4 8 時間後) (Bq/g) ^a
¹³¹ I	1.5×10^3	7.4×10^8	3.7×10^9	4.8×10^8
¹³³ I	3.7×10^3	1.1×10^9	7.4×10^9	2.4×10^8
¹³⁵ I	7.4×10^3	1.1×10^9	7.4×10^9	-
¹³⁴ Cs	2.6×10^2	7.4×10^7	3.0×10^8	2.3×10^6
¹³⁷ Cs	3.3×10^2	3.3×10^7	1.9×10^8	1.0×10^7
¹⁴⁰ Ba	NC ^b	NC	1.1×10^9	-
⁹⁰ Sr	3.7×10^{-1}	NC	3.7×10^8	2.0×10^5

a : TMI 事故後 48 時間の冷却材中濃度
b : NC=計算していない(データ入手できず)

表 1—6

核種	通常時濃度 (Bq/g)	ギャップ放出後 濃度 (Bq/g) ^a	原子炉容器内 炉心溶融後濃度 (Bq/g) ^a
¹³¹ I	7.4×10^1	3.7×10^7	3.7×10^8
¹³³ I	3.7×10^2	1.1×10^8	7.4×10^8
¹³⁵ I	7.4×10^2	7.4×10^7	7.4×10^8
¹³⁴ Cs	1.1×10^0	3.7×10^6	2.2×10^7
¹³⁷ Cs	3.0×10^0	3.0×10^6	1.5×10^7
¹⁴⁰ Ba	NC ^b	NC	7.4×10^7
⁹⁰ Sr	2.6×10^{-1}	NC	3.7×10^7

a : 原子炉冷却系及びサブプレッションプール内
b : NC=計算していない(データ入手できず)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価
ステップ 1—5 炉心損傷の評価
手法 1—⑥ 格納容器内の水素濃度の測定濃度を用いた炉心損傷の評価
<p>①施設側から、格納容器内の湿ったサンプルの平均水素濃度の推定値を入手する。</p> <p style="padding-left: 40px;">水素割合 : _____ [%]</p> <p>②この水素濃度と図 1-8 を用いて、該当する格納容器型式に対する金属—水反応の割合及び炉心損傷の可能性の程度を推定する。この割合に応じて、y 軸上に記入した炉心状態が生じている可能性がある。</p> <p style="padding-left: 40px;">金属—水反応の割合 : _____ [%]</p> <p>予想される炉心損傷の程度 : _____</p>
<p style="text-align: center;">格納容器内水素濃度 (%)</p> <p style="text-align: center;">PWR Dry*: 9.9×10^4 [m³] PWR Dry**: 5.7×10^4 [m³] BWR Mki&II : 8.5×10^3 [m³]</p> <p style="text-align: center;">図 1—8</p>

2章 原子炉（軽水炉）の炉心状態に基づく事故の影響の評価

2.1 概要

目的

炉心状態及び放射性物質放出経路に基づき、事故の影響（放射性物質の放出時の影響）を評価する。

概要

本章は、予め計算された予測線量が記載されたイベントツリーを用いて、原子炉（軽水炉）の炉心状態に基づく事故の影響を評価するための手法をまとめたものである。本章の手法を適用することで、ソースタームが不明な場合（放出前又は管理下でない経路外から放出が発生した場合）においても、放射性物質の放出時の影響を推定する。

この評価では、結果（実効線量）の数値のオーダーに影響を与えるプラント条件、放出条件及び気象条件のみを考慮しており、平均的気象条件、1時間放出、防護措置がない（避難、屋内退避などが無い）こと等を仮定し、緊急事態応急対策に影響を与える実効線量について、保守的な仮定のもと簡易的に評価することを目的としている。

実効線量の評価には、通過中の放射性プルームからの外部被ばく線量（クラウドシャイン）、吸入による内部被ばく線量及びグランドシャイン（汚染された地表面からの7日間の積算）からの外部被ばく線量が含まれる。ソースタームについては、実効線量に大きな影響を及ぼすプラント条件と放出条件を考慮して定める。RTM-96によれば、このようにして推定した実効線量は、プラント状態、放出高さ及び降雨状況が正しく考慮されることを条件とすれば、10～100倍程度の保守的な評価になるとしている。

原子炉（軽水炉）の状態に基づく事故の影響の評価ステップは次のとおり。

ステップ2-1：施設の状態に応じた放射性物質の放出経路を選定する。

ステップ2-2：放出経路や放出ケースに応じたイベントツリーを選定し、予測される実効線量（予測線量）を評価する。

ステップ2-3：予測線量を記録する。

ステップ2-4：予測線量を原子炉出力に応じて補正する。

ステップ2-5：予測線量を放出継続時間に応じて補正する。

ステップ2-6：予測線量を原子炉停止時間に応じて補正する。

ステップ2-7：予測線量を距離、放出高さ及び降雨の影響により補正する。

ステップ2-8：事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲を評価する。

2. 2 ステップ 2-1 放出経路の選定

原子炉（軽水炉）の状態に応じて想定される放出経路を、「原子炉事故影響イベントツリーでの仮定」を踏まえ、以下の図を用いて選定する。

PWR 乾式格納容器	図 2-1
BWR MARK-I 型格納容器（MARK-I 改良型を含む）	図 2-2
BWR MARK-II 型格納容器（MARK-II 改良型を含む）	図 2-3
ABWR	図 2-4

原子炉事故影響イベントツリーでの仮定

炉心状態

第 1 章（原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価）における炉心状態の分類にあるよう、本マニュアルでは炉心状態を次の四つに分類している。考えられる炉心損傷の形態は、この四つの状態のいずれかで説明できると仮定した。RTM-96 によれば、評価に用いるパラメータ（炉心放出割合等）は、放射性物質の放出量が、それぞれの状態ごとにおおよそ平均的な値となるよう仮定している。

<炉心状態>

- (A) 燃料棒が健全な状態
- (B) 放射性物質がギャップから放出する状態
- (C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態
- (D) 原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態

(A) 燃料棒が健全な状態における放射性物質の放出は、放出ケース(1) 通常時の冷却材の放出及び放出ケース(2) スパイク時の冷却材放出が該当する。放出ケース(1) 通常時の冷却材の放出の評価では、通常冷却材の放射能濃度（表 1-3 及び表 1-4）で放出すると仮定し、その濃度は ANSI 標準¹⁵に基づき設定している。ケース(2) スパイク時の冷却材放出（炉心損傷を伴わない蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）事故）では、プラントの急速停止や 1 次系減圧の際に見られる値の最大予測として、希ガス以外の濃度が通常冷却材の 100 倍にまで増加すると仮定している。

(B) 放射性物質がギャップから放出する状態における放射性物質の放出（放出ケース(3) ギャップ放出）の評価では、全ての燃料棒が損傷し、ギャップに溜った放射性物質が放出すると仮定している。また、(C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷及び(D) 原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態における放射性物質の放出（放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出）の評価では、炉心全体が溶融し、炉心溶融事故の際の代表的な核種が

¹⁵ ANSI/ANS 18.1(1984)

混合物として放出すると仮定している¹⁶。

炉心放出割合を表 2-2 及び表 2-3 に示す。

放出経路と状態

図 2-1 から図 2-4 に、PWR、BWR MARK-I 型及び MARK-I 改良型、BWR MARK-II 型及び MARK-II 改良型並びに ABWR のそれぞれの格納容器からの放出経路の概略を示す。それぞれの放出経路について、放射性物質の放出を実質的に低減するメカニズム（例えば格納容器スプレイ）を考慮する。考慮する各低減メカニズムについて、評価に用いる低減割合を表 2-4 に示す。

PWR 乾式格納容器や BWR ドライウェル格納容器からの放射性物質の放出では、いったん格納容器へ放出した後、大気へ放出すると仮定している。スプレイや重力沈降の効果を考慮することができる。BWR ドライウェル格納容器からの放射性物質の放出では、その大部分がサブプレッションプールをバイパスすると仮定している。これら格納容器からの放出量は、ガス処理設備のフィルタを通過することで減少する。

BWR ウェットウェル格納容器からの放射性物質の放出では、サブプレッションプールを経由しての放出を仮定している。サブプレッションプールがバイパスされる場合、BWR ドライウェル格納容器からの放出経路を使用する。非常用ガス処理系統フィルタの効果を考慮してもよい。

PWR における SGTR 放出では、汚染された冷却材が破断口から放出すると仮定している。蒸気発生器について、低減効果を考慮してもよい。また、復水器についても、空気抽出器からの放出に対し低減効果を考慮してもよい。1 次系が空になった場合は、格納容器バイパス放出経路を用いるべきである。

PWR 及び BWR の格納容器バイパス放出では、1 次系の水が空になった配管などを経由して、格納容器から放出されるとしている。ただし、配管内面への沈着と、放出経路にフィルタがある場合のフィルタの効果だけは考慮に入れてよい。

また、全てのプラントにおいてフィルタ付き格納容器ベントシステム（FCVS）を考慮してもよい（バイパス及び SGTR のシナリオを除く）。

放出率

起こり得る全ての放出について評価ができるよう、それぞれの場合で放出率を時間単位の放出（放出割合）として設定している。想定する放出と評価に用いる放出割合を表 2-5 に示す。

¹⁶ 米国 RTM-96 には過去に、「原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態」を第 5 の放出ケースとして含んでいた。「原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態」を考慮すると、放射性物質の追加放出が予測され、推定線量も増大する。しかしながら、米国の防護措置ガイド（PAG）の内容は原子炉容器内炉心溶融の場合と同一であったとのこと。（これは最も被ばく評価に影響を与える炉心損傷状態が原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態のためであると考えられる。）

格納容器の損傷時の放出として、三つ場合を想定している。

- 設計圧力による設計漏えい率での放出の場合（設計漏えい率を想定）
- 格納容器の隔離失敗時の放出の場合（100[%/日]漏えい）
- 大規模破損により、放射性物質の大半が開口部（オーダー：0.1[m²]）から急速に放出する場合（100[%/時]漏えい）

また、SGTR 時の放出として、二つの場合を想定している。

- 最大圧力で1本の伝熱管が破損した場合（オーダー：100[m³/h]）
- 低圧で1本の伝熱管が破損し、充填ポンプ1台分の流量が破断口から押し出される場合（オーダー：10[m³/h]）

線量計算

1[km]における実効線量は、1時間の地表面放出及び平均的気象条件（風速1.8[m/s]、降雨なし、大気安定度D）を仮定し、気象指針に基づき計算する。実効線量は、防護措置を行わず屋外に7日間居続けた場合のものである。実効線量には、クラウドシャイン、吸入線量及びグランドシャインが含まれる。ここでは飲食物を経由した経口摂取等による内部被ばくは勘案しない。

2. 3 ステップ2-2 イベントツリーの選定

ステップ2-1において選定した放出経路及び放出形式に対応するイベントツリーを選定し、プラントの状態に応じた予測線量を確定する。

○PWR 格納容器からの放出

- 放出ケース(3) ギャップ放出…………… 図 2-5
- 放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出…………… 図 2-6

○PWR 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）による放出

1次系から2次系への放出経路がドライで、水がない場合は、この事象を「PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出」として扱う。

- 放出ケース(1) 通常時の冷却材放出…………… 図 2-7
- 放出ケース(2) スパイク時の冷却材放出…………… 図 2-8
- 放出ケース(3) ギャップ放出…………… 図 2-9
- 放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出…………… 図 2-10

○BWR 格納容器ドライウェルからの放出

- 放出ケース(3) ギャップ放出…………… 図 2-11

放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 図 2-12

○BWR 格納容器ウェットウェルからの放出

サプレッションプールをバイパスするか、崩壊熱以上の熱がプールに放出されるか、サプレッションプールが沸騰している場合は、この事象を BWR 格納容器ドライウェル放出として扱う。

放出ケース(3) ギャップ放出 …………… 図 2-13

放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 図 2-14

○PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出

放出ケース(3) ギャップ放出 …………… 図 2-15

放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 図 2-16

2. 4 ステップ 2-3 実効線量の選定

適切なイベントツリーから 1000[MWe]の原子炉からの 1 時間の放出において推定される実効線量を記録する。

(推定される実効線量@1km) $_{1000[MWe]}$: _____ [mSv]

2. 5 ステップ 2-4 電気出力による補正

推定された実効線量を原子炉出力に応じて補正する。

原子炉電気出力 : _____ [MWe]

(推定された実効線量@1km) $_{\text{電気出力補正}} = (\text{実効線量@1km})_{1000[MWe]} \times (\text{原子炉電気出力 [MWe]}) / 1000 [MWe]$

(_____) [mSv] = (_____) [mSv] \times (_____) [MWe] / 1000 [MWe]

2. 6 ステップ2-5 放出継続時間による補正

異なる放出継続時間に対しては、実効線量に放出継続時間¹⁷を掛けて補正する。

(100[%/h]の放出の場合、1時間以上の放出は考えない。その場合の最大放出時間は1時間である)

$$\begin{aligned} & (\text{推定された実効線量@1km})_{\text{放出継続時間補正}} \\ & = (\text{1時間放出に対する実効線量@1km})_{\text{電気出力補正}} \times (\text{放出継続時間[h]}) / 1[\text{h}] \\ & (\text{_____}) [\text{mSv}] = (\text{_____}) [\text{mSv}] \times (\text{_____}) [\text{h}] / 1[\text{h}] \end{aligned}$$

2. 7 ステップ2-6 原子炉停止後の時間による補正

原子炉が1日以上停止していた場合、停止後の時間補正係数を用いて実効線量を補正する。原子炉停止から1日未満である場合は補正係数を1とする。図2-17から図2-20を用いて、停止後の時間補正係数を読み取る。

○時間補正係数

ギャップ放出・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ	図2-17
ギャップ放出・フィルタベントに至るシナリオ	図2-18
炉心溶融・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ	図2-19
炉心溶融・フィルタベントに至るシナリオ	図2-20

ギャップ放出における実効線量の停止補正係数 : _____

原子炉容器内炉心溶融時の放出における実効線量の停止補正係数 : _____

$$\begin{aligned} & (\text{推定された実効線量@1km})_{\text{停止補正}} = (\text{実効線量@1km})_{\text{放出継続時間補正}} \times \text{停止補正係数} \\ & (\text{_____}) [\text{mSv}] = (\text{_____}) [\text{mSv}] \times (\text{_____}) [-] \end{aligned}$$

2. 8 ステップ2-7 距離、放出高さ及び降雨条件を考慮した補正

距離、放出高さ及び降雨の影響について、実効線量を補正する。手法3-①:「実効線量の距離、放出高さ及び降雨を考慮した補正」を用いて、各条件での1、5、10及び30[km]における実効線量を推定する。

手法3-①:「実効線量の距離、放出高さ及び降雨を考慮した補正」について

¹⁷ イベントツリーに記載の予測線量は1時間あたりの放出に対する線量であることから、放出継続時間を乗ずることで、1時間以上の放出継続時間に対応する実効線量を計算する。放出継続時間の単位は[h]とする。1時間あたりの放出に対する予測線量[mSv]と放出継続時間[h]の積は、放出継続時間を考慮した実効線量[mSv]となる。

推定した実効線量について、距離、放出高さ及び降雨の影響による補正を行う。

本手法には、平均的な気象条件（大気安定度 D、風速 1.8 [m/s]、降雨なし等）における地表面放出の場合における対象プラントから 1[km]の地点での実効線量の推定値が必要である。

RTM-96 によると、推定値は一定方向の風向きを仮定しており、大気安定度及び風速に対しては、最大線量は 1 桁以内となることが予想される。また、近くの建造物の 2.5 倍以上高い孤立した排気筒から放出する場合、あるいは観測によって 200[m]以上の実効放出高さとなるときは、放出の高さは 200[m]と仮定するが、それ以外は地表面放出と仮定としている。また、米国海洋大気庁（NOAA）は、放射性プルームの最大実効放出高さを混合層高さの半分と仮定するよう推奨しているが、ここで仮定した 200[m]は標準的な夜間混合層高さの半分であるとしている。

放射性物質の放出経路等を踏まえ、評価における放出高さ（地表面放出又は高所放出）を選定することとなるが、高所放出のうち放出高さ 200[m]を適用する場合は、注意が必要である。例えば、排気筒から放出されることが想定される場合は、高所放出を適用できるかもしれない。一方、PWR においては排気筒の構造から、高所放出の要件にあらず、その適用はできないと考えられる。フィルタベントに関しては、原子炉建屋の高さ（50m 程度）からの放出が一般的であり、吹上が生じない設計となる場合があること、放出高さは近距離の評価に影響が大きいこと等の状況を考慮して放出高さを定めるべきであり、ここでは保守的な 0[m]（地表面放出）を用いることを推奨する。

①適切な放出条件を選定する。

- ・ 地表面放出で降雨なし
- ・ 地表面放出で降雨あり
- ・ 地上高放出で降雨なし
- ・ 地上高放出で降雨あり

②異なる放出条件に対する実効線量の換算係数を示した図 2-21 又は図 2-22 を用いて、風下距離 1、2、5、10、15、20、30[km]の実効線量を推定する。

補正に用いる気象条件： _____

（参考）

- ・ 予防的防護措置を準備する区域（PAZ：Precautionary Action Zone）：
原子力施設からおおむね半径 5[km]
- ・ 緊急防護措置を準備する区域（UPZ：Urgent Protective Action Planning Zone）：
原子力施設からおおむね半径 30[km]

○距離、放出高さ及び降雨の影響による補正係数

降雨なしの場合／フィルタベントで降雨ありの場合¹⁸ …………… 図 2-21

降雨ありの場合 …………… 図 2-22

距離、放出高さ及び降雨の影響による補正係数： _____

2. 9 ステップ 2-8 めやす線量を超えるおそれのある範囲の評価

ステップ 2-7 の結果を用い、事前対策のめやす線量¹⁹を超えるおそれのある範囲を評価する。なお、実効線量の推定値には大きな不確かさがあり、ここで評価された事前対策のめやす線量を超えるおそれのある範囲も大きな不確かさがあることに留意する必要がある。

事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲

(実効線量 > 100 [mSv]) : _____ [km] 以内

¹⁸ フィルタベントの場合には、放出される放射性物質に含まれるエアロゾルの含有量が著しく小さいことが予想されるため、拡散中の降雨による影響を受けづらいため降雨なしの条件を用いるべきである。

¹⁹ 平成 30 年度 第 36 回原子力規制委員会（平成 30 年 10 月 17 日）資料 2「原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやすについて」より引用

表 2-1 軽水炉の停止後約 30 分^aにおける放射性生成物量

核種	初期炉内 インベントリ	初期炉内 インベントリ	核種	初期炉内 インベントリ	初期炉内 インベントリ
	(Bq/MWe)	(Bq/1000MWe)		(Bq/MWe)	(Bq/1000MWe)
⁸⁵ Kr ^b	2.07E+13	2.07E+16	¹³¹ I ^b	3.15E+15	3.15E+18
^{85m} Kr ^b	8.88E+14	8.88E+17	¹³² I ^b	4.44E+15	4.44E+18
⁸⁷ Kr ^b	1.74E+15	1.74E+18	¹³³ I ^b	6.29E+15	6.29E+18
⁸⁸ Kr ^b	2.52E+15	2.52E+18	¹³⁴ I ^b	7.03E+15	7.03E+18
⁸⁶ Rb	9.62E+11	9.62E+14	¹³⁵ I ^b	5.55E+15	5.55E+18
⁸⁹ Sr ^b	3.48E+15	3.48E+18	^{131m} Xe ^b	3.70E+13	3.70E+16
⁹⁰ Sr ^b	1.37E+14	1.37E+17	¹³³ Xe ^b	6.29E+15	6.29E+18
⁹¹ Sr ^b	4.07E+15	4.07E+18	^{133m} Xe ^b	2.22E+14	2.22E+17
⁹⁰ Y	1.44E+14	1.44E+17	¹³⁵ Xe ^b	1.26E+15	1.26E+18
⁹¹ Y ^b	4.44E+15	4.44E+18	¹³⁸ Xe ^b	6.29E+15	6.29E+18
⁹⁵ Zr	5.55E+15	5.55E+18	¹³⁴ Cs ^b	2.78E+14	2.78E+17
⁹⁷ Zr	5.55E+15	5.55E+18	¹³⁶ Cs ^b	1.11E+14	1.11E+17
⁹⁵ Nb	5.55E+15	5.55E+18	¹³⁷ Cs ^b	1.74E+14	1.74E+17
⁹⁹ Mo ^b	5.92E+15	5.92E+18	¹⁴⁰ Ba ^b	5.92E+15	5.92E+18
^{99m} Tc	5.18E+15	5.18E+18	¹⁴⁰ La ^b	5.92E+15	5.92E+18
¹⁰³ Ru ^b	4.07E+15	4.07E+18	¹⁴¹ Ce	5.55E+15	5.55E+18
¹⁰⁵ Ru	2.66E+15	2.66E+18	¹⁴³ Ce	4.81E+15	4.81E+18
¹⁰⁶ Ru	9.25E+14	9.25E+17	¹⁴⁴ Ce ^b	3.15E+15	3.15E+18
¹⁰⁵ Rh	1.81E+15	1.81E+18	¹⁴³ Pr	4.81E+15	4.81E+18
¹²⁷ Te	2.18E+14	2.18E+17	¹³⁷ Nd	2.22E+15	2.22E+18
^{127m} Te	4.07E+13	4.07E+16	²³⁹ Np ^b	5.92E+16	5.92E+19
¹²⁹ Te	1.15E+15	1.15E+18	²³⁸ Pu	2.11E+12	2.11E+15
^{129m} Te ^b	1.96E+14	1.96E+17	²³⁹ Pu	7.77E+11	7.77E+14
^{131m} Te ^b	4.81E+14	4.81E+17	²⁴⁰ Pu	7.77E+11	7.77E+14
¹³² Te ^b	4.44E+15	4.44E+18	²⁴¹ Pu	1.26E+14	1.26E+17
¹²⁷ Sb ^b	2.26E+14	2.26E+17	²⁴¹ Am	6.29E+10	6.29E+13
¹²⁹ Sb ^b	1.22E+15	1.22E+18	²⁴² Cm	1.85E+13	1.85E+16
			²⁴⁴ Cm	8.51E+11	8.51E+14

^a 炉心は平衡状態にある（即ち、少なくとも 1 燃料サイクル（18 ヶ月間）運転されていた）と仮定している。この仮定では、新燃料装荷炉心に対しては長寿命の放射性物質の量を過大評価することになる。半減期が 30 分以上の放射性物質のみを考慮している。

b 初期線量に大きく寄与するか、放出される可能性があるか(希ガス)の何れかの理由で、評価の際に考慮すべき放射性物質

出典：RTM-96 Tab. C-7/WASH-1400, 表VI-3-1

表 2-2 PWR における炉心放出割合 (CRF) ^a

炉心の状態	被覆管温度 (°C)	元素	炉心からの放出割合
燃料棒健全 (通常の漏えい)	315	-	通常時の冷却材内 ^b
急速停止や減圧によるスパイク (炉心冠水状態)	315	-	通常時の冷却材内 ×100 ^c
ギャップ放出 (被覆管損傷、炉心露出時間 15-30 分)	700-1150	Xe, Kr	0.05
		I	0.05
		Cs	0.05
原子炉容器内 炉心溶融時の放出 (炉心露出時間 > 30 分)	>1650	Xe, Kr	0.95
		I, Br	0.35
		Cs	0.25
		Te, Sb, Se	0.05
		Ba	0.02
		Sr	0.02
		Ce, Np, Pu	0.0005
		Ru, Mo, Tc, Rh, Pd La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.0025 0.0002
原子炉容器 溶融貫通 ^d	>1650	Xe, Kr	0.95
		I, Br	0.6
		Cs	0.6
		Te, Sb, Se	0.3
		Ba	0.12
		Sr	0.12
		Ce, Np, Pu	0.0055
		Ru, Mo, Tc, Rh, Pd La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.005 0.0052

a 炉心放出割合とは、種々の炉心損傷状態に対応して放出される各元素の割合で [炉心放出割合 = (炉心から放出される放射能) / (炉心中の放射能)] を表したものである。炉心全体が一つの状態にあると仮定している。割合の数値は一連の炉心損傷事故の平均推定値である。

b 冷却材中濃度は、炉心が水没状態と仮定してのものである。通常時の濃度に関しては

表 1-3 を参照のこと。この通常時の濃度は ANSI/ANS-18:1 (1984) に基づいたものである。

- c スパイクについては、希ガス以外の濃度は全て通常時の 100 倍であると仮定している。炉心が水没している場合、100 倍は適正な上限値である。
- d 炉心が溶融し、原子炉容器を貫通してから放出が開始すると仮定している。

出典：RTM-96 Tab. C-4/NUREG-1465, 表 3.13

表 2-3 BWR における炉心放出割合 (CRF) ^a

炉心の状態	被覆管温度 (°C)	元素	炉心からの放出割合
燃料棒健全 (通常の漏えい)	315	-	通常時の冷却材内 ^b
急速停止や減圧によるスパイク (炉心冠水状態)	315	-	通常時の冷却材内 ×100 ^c
ギャップ放出 (被覆管損傷、炉心露出時間 15-30 分)	700-1150	Xe, Kr	0.05
		I	0.05
		Cs	0.05
原子炉容器内 炉心溶融時の放出 (炉心露出時間 > 30 分)	>1650	Xe, Kr	0.95
		I, Br	0.25
		Cs	0.2
		Te, Sb, Se	0.05
		Ba	0.02
		Sr	0.02
		Ce, Np, Pu	0.0005
		Ru, Mo, Tc, Rh, Pd La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.0025 0.0002
原子炉压力容器 溶融貫通時の放出 ^d	>1650	Xe, Kr	0.95
		I, Br	0.55
		Cs	0.55
		Te, Sb, Se	0.3
		Ba	0.12
		Sr	0.12
		Ce, Np, Pu	0.0055
		Ru, Mo, Tc, Rh, Pd La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.005 0.0052

a 炉心放出割合とは、種々の炉心損傷状態に対応して放出される各元素の割合で [炉心放出割合 = (炉心から放出される放射能) / (炉心中の放射能)] を表したものである。炉心全体が一つの状態にあると仮定している。割合の数値は一連の炉心損傷事故の平均推定値である。

b 冷却材中濃度は、炉心が水没状態と仮定してのものである。通常時の濃度に関しては

表 1-4 を参照のこと。この通常時の濃度は ANSI/ANS-18:1 (1984) に基づいたものである。

- c スパイクについては、希ガス以外の濃度は全て通常時の 100 倍であると仮定している。炉心が水没している場合、100 倍は適正な上限値である。
- d 炉心が溶融し、原子炉圧力容器を貫通してから放出が開始すると仮定している。

出典：RTM-96 Tab. C-4/NUREG-1465, 表 3.12

表 2-4 低減割合 (RDF)

低減メカニズム		低減割合 ^a	
格納容器内 浮遊エアロゾル 及び 粒子の除去	自然な過程 (スプレイなし)	ホールドアップ<1h	0.75 ^b
		ホールドアップ 2~12h	0.36 ^b
		ホールドアップ>12h	0.03 ^b
	スプレイ作動	ホールドアップ<1h	0.03
		ホールドアップ 2~12h	0.02
		ホールドアップ>12h	0.01 ^b
サブプレッションプールのスクラビング効果 緩慢な定常流 (崩壊熱)		サブクール状態のプール水	0.01
		飽和温度のプール水	0.05
		プールバイパス	1.0
フィルタベント ^c		エアロゾルに対して	0.001
		無機ヨウ素に対して	0.01
		有機ヨウ素に対して	0.02
その他のフィルタ		乾燥した-低圧流	0.01
		湿った-高圧流 (破裂)	1.0
1次系による保持		(バイパスのみ)	0.2 ^b
蒸気発生器における隔離 (1次系からの流出)		隔離成功	0.02
		隔離失敗	0.5
		空気抽出器	0.02

a 本表は、炉心から放出され環境に至る放射性物質に対し大きな効果のある低減メカニズムの代表的な低減割合 [RDF = (放出に有効な低減メカニズム通過後の放射能) / (放出に有効な低減メカニズム通過前の放射能)] を示したものである。この RDF は、SGTR の場合の隔壁効果を除き、乾燥した気流 (ガス又は蒸気) によって運ばれた放射性物質に対するものである。また、低減メカニズムは希ガス・有機ヨウ素以外のみ適用される。全体としての低減率は、各低減率を掛け合わせることで算出するが、フィルタ以外の RDF を掛け合わせた最小値は 0.001 とする。ただし、フィルタの RDF に関しては最小値 0.001 のルールは適用されず、別で扱う。

b これらの値は NUREG-1150 に従って調整した値である。

c NEA/CSNI/R(2014) を参考に設定。有機ヨウ素はフィルタベント以外の低減メカニズムを考えない (フィルタベント以外の RDF=1)

出典 : RTM-96 Tab. C-5 / NUREG-1228, ただし b 及び c を付した値を除く。

なお、国内プラントに則して表を変更している。

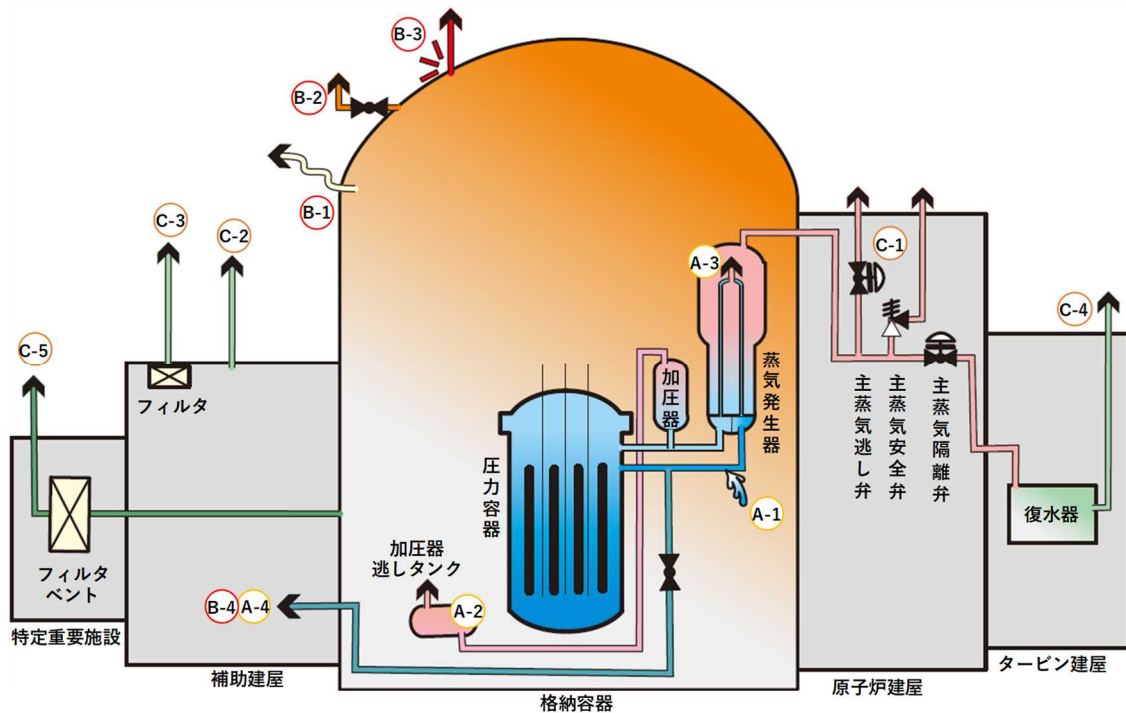
表 2-5 放出割合 (EF)

	放出経路	放出割合 ^a
設計圧力における 代表的設計放出	PWR : 大形乾式 (0.1 %/day)	4.E-05
	BWR : (0.5 %/ day)	2.E-04
隔離失敗	隔離弁閉失敗 (100 %/ day)	4.E-02
格納容器大規模 破損	1 時間の放出	1.0
蒸気発生器 伝熱管破損 ^b	最大圧力で伝熱管 1 本破損 (冷却材放出 100 m ³ /h)	0.35
	低圧で伝熱管 1 本破損、充填ポンプ 1 台の流量 (冷却材放出 10 m ³ /h)	0.03

a 格納容器の容積又は原子炉冷却材保有量に対する 1 時間の放出割合

b 冷却材流量は gal/min を単位換算し、同等のオーダーの値とした。

出典 : RTM-96 Tab. C-6 / NUREG-1228, p. 4-37



記号説明

A 1次冷却系統

- A-1 破断又は漏えい
- A-2 加圧器逃がし弁 (PORV)
- A-3 蒸気発生器伝熱管破損
- A-4 バイパス (故障による低圧蒸気系統への流出)

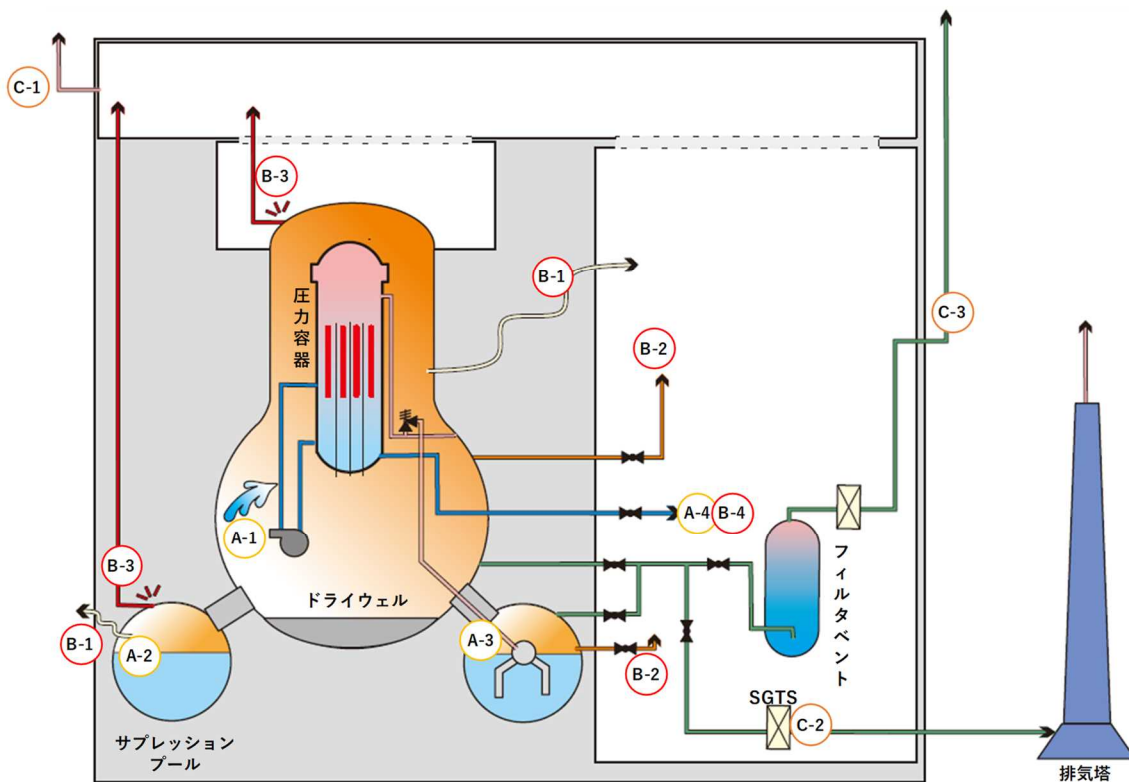
B 格納容器

- B-1 設計漏えい
- B-2 小型隔離弁の隔離失敗
- B-3 大規模破損
- B-4 バイパス

C その他

- C-1 主蒸気逃がし弁、安全弁又はタービン動補助給水ポンプタービン排気
- C-2 建屋放出—フィルタ処理なし
- C-3 建屋放出—フィルタ処理あり
- C-4 復水器空気抽出器排気
- C-5 フィルタベント

図 2-1 PWR 乾式格納容器放出経路の略図



記号説明

A 原子炉冷却系統

- A-1 破断又は漏えい（ドライウエルへの放出）
- A-2 破断又は漏えい（サプレッションプール経由）
- A-3 自動減圧系（ADS）又は逃がし安全弁（SRV）
- A-4 バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

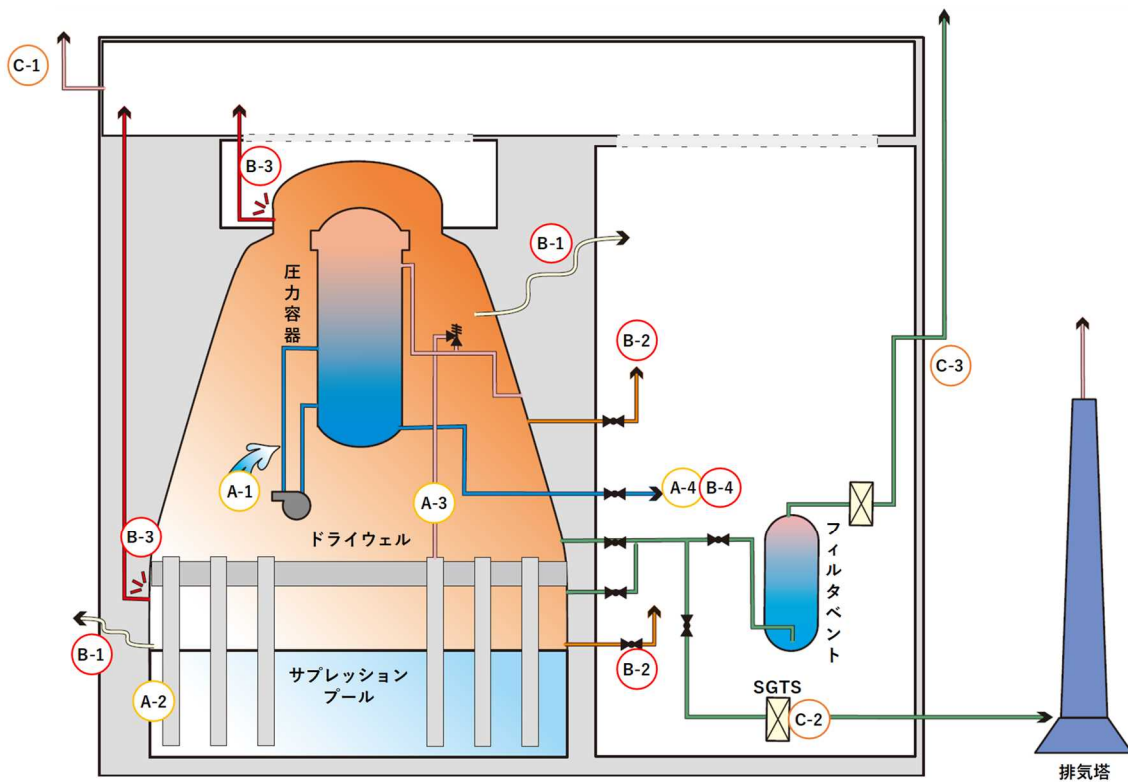
B 格納容器

- B-1 設計漏えい
- B-2 小型隔離弁の隔離失敗
- B-3 大規模破損
- B-4 バイパス

C その他

- C-1 建屋放出—フィルタ処理なし
- C-2 非常用ガス処理系統（SGTS）
- C-3 フィルタベント

図 2-2 BWR MARK-I 型格納容器放出経路の略図



記号説明

A 原子炉冷却系統

- A-1 破断又は漏えい（ドライウェルへの放出）
- A-2 破断又は漏えい（サプレッションプール経由）
- A-3 自動減圧系(ADS) 又は逃がし安全弁(SRV)
- A-4 バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

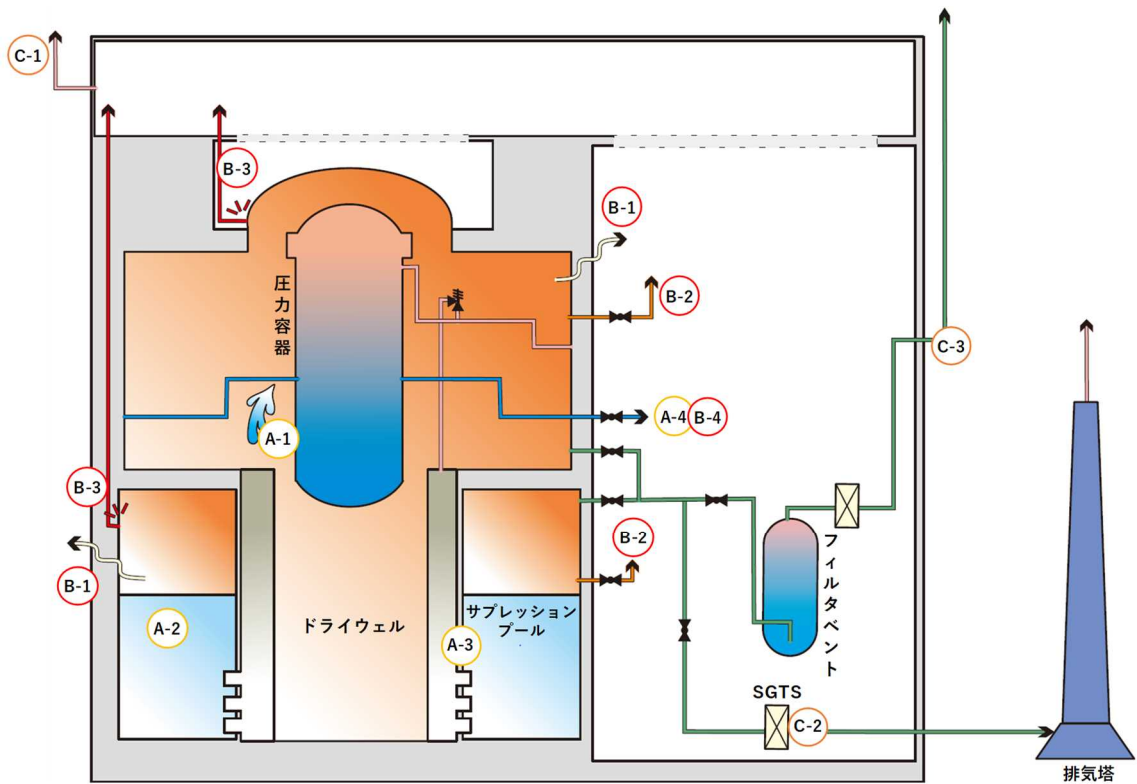
B 格納容器

- B-1 設計放出
- B-2 小型隔離弁の隔離失敗
- B-3 大規模破損
- B-4 バイパス

C その他

- C-1 建屋放出—フィルタ処理なし
- C-2 非常用ガス処理系統(SGTS)
- C-3 フィルタベント

図 2-3 BWR MARK-II 型格納容器放出経路の略図



記号説明

A 原子炉冷却系統

- A-1 破断又は漏えい（ドライウエルへの放出）
- A-2 破断又は漏えい（サプレッションプール経由）
- A-3 自動減圧系（ADS）又は逃がし安全弁（SRV）
- A-4 バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

B 格納容器

- B-1 設計放出
- B-2 小型隔離弁の隔離失敗
- B-3 大規模破損
- B-4 バイパス

C その他

- C-1 建屋放出—フィルタ処理なし
- C-2 非常用ガス処理系統（SGTS）
- C-3 フィルタベント

図 2-4 BWR ABWR 型格納容器放出経路の略図

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)		
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	9.3×10^3	2.1×10^2	
			100%/h	3.9×10^3	6.5×10^1	
		2-12h	100%/d	1.6×10^2	2.6×10^0	
			design leak	1.6×10^{-1}	—	
			100%/h	2.8×10^2	8.4×10^0	
		>12h	100%/d	1.1×10^1	3.4×10^{-1}	
			design leak	ϵ	—	
			100%/h	5.8×10^2	2.0×10^2	
		Spray あり	≦1h	100%/h	2.9×10^2	5.9×10^1
				100%/h	1.2×10^1	2.4×10^0
			2-12h	100%/d	1.2×10^1	2.4×10^0
				design leak	ϵ	—
				100%/h	1.1×10^2	8.1×10^0
			>12h	100%/d	4.4×10^0	3.2×10^{-1}
design leak	ϵ			—		

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-5 PWR 格納容器からの放出
(放出ケース(3) ギャップ放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)	
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	7.9×10^4	3.9×10^3
			100%/h	3.3×10^4	1.2×10^3
		2-12h	100%/d	1.3×10^3	4.6×10^1
			design leak	1.3×10^0	—
			100%/h	2.5×10^3	1.5×10^2
		>12h	100%/d	1.0×10^2	6.0×10^0
			design leak	1.0×10^{-1}	—
	100%/h		6.9×10^3	3.8×10^3	
	Spray あり	≦1h	100%/h	3.0×10^3	1.1×10^3
			100%/h	1.2×10^2	4.4×10^1
		2-12h	100%/d	1.2×10^2	4.4×10^1
			design leak	1.2×10^{-1}	—
			100%/h	1.0×10^3	1.5×10^2
		>12h	100%/d	4.0×10^1	5.9×10^0
design leak			ε	—	
100%/h	4.0×10^1		5.9×10^0		

ε : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-6 PWR 格納容器からの放出
(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)
	伝熱管破損形態	漏えい箇所	隔離の状態	
燃料棒健全	高圧・1チューブ破損	安全弁	隔離失敗	1.2×10^{-1}
			隔壁成功	ϵ
		空気抽出機等	隔離失敗	ϵ
			隔壁成功	ϵ
	低圧・充填ポンプ分流出	安全弁	隔離失敗	ϵ
			隔壁成功	ϵ
		空気抽出機等	隔離失敗	ϵ
			隔壁成功	ϵ

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-7 PWR 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) による放出
(放出ケース (1) 通常時の冷却材放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)
	伝熱管破損形態	漏えい箇所	隔離の状態	
急速停止や減圧による スパイク	高圧・1チューブ破損	安全弁	隔離失敗	1.2×10^{-1}
			隔壁成功	5.0×10^{-1}
		空気抽出機等	隔離失敗	2.5×10^{-1}
			隔壁成功	ϵ
	低圧・充填ポンプ分流出	安全弁	隔離失敗	1.0×10^0
			隔壁成功	ϵ
		空気抽出機等	隔離失敗	ϵ
			隔壁成功	ϵ

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-8 PWR 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) による放出
(放出ケース(2) スパイク時の冷却材放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)
	伝熱管破損形態	漏洩箇所	隔離の状態	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	高圧・1チューブ破損	安全弁	隔離失敗	2.2×10^3
			隔壁成功	1.6×10^2
		空気抽出機	隔離失敗	1.2×10^2
			隔壁成功	8.1×10^1
	低圧・充填ポンプ分流出	安全弁	隔離失敗	1.6×10^2
			隔壁成功	8.7×10^0
		空気抽出機	隔離失敗	5.5×10^0
			隔壁成功	2.6×10^0

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-9 PWR 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) による放出
(放出ケース(3) ギャップ放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)
	伝熱管破損形態	漏洩箇所	隔離の状態	
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	高圧・1チューブ破損	安全弁	隔離失敗	1.9×10^4
			隔壁成功	2.1×10^3
		空気抽出機	隔離失敗	1.7×10^3
			隔壁成功	1.4×10^3
	低圧・充填ポンプ分流出	安全弁	隔離失敗	1.4×10^3
			隔壁成功	9.1×10^1
		空気抽出機	隔離失敗	6.4×10^1
			隔壁成功	4.0×10^1

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-10 PWR 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) による放出
(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)		
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	9.3×10^3	2.1×10^2	
			100%/h	3.9×10^3	6.5×10^1	
		2-12h	100%/d	1.6×10^2	2.6×10^0	
			design leak	7.8×10^{-1}	—	
			100%/h	2.8×10^2	8.4×10^0	
		>12h	100%/d	1.1×10^1	3.4×10^{-1}	
			design leak	ϵ	—	
			100%/h	5.8×10^2	2.0×10^2	
		Spray あり	≦1h	100%/h	2.9×10^2	5.9×10^1
				100%/d	1.2×10^1	2.4×10^0
			2-12h	design leak	ϵ	—
				100%/h	1.1×10^2	8.1×10^0
				100%/d	4.4×10^0	3.2×10^{-1}
			>12h	design leak	ϵ	—

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-11 BWR 格納容器ドライウエルからの放出
(放出ケース (3) ギャップ放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)	
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	6.2×10^4	3.8×10^3
			100%/h	2.6×10^4	1.1×10^3
		2-12h	100%/d	1.1×10^3	4.6×10^1
			design leak	5.3×10^0	—
			100%/h	2.0×10^3	1.5×10^2
		>12h	100%/d	8.0×10^1	6.0×10^0
			design leak	4.0×10^{-1}	—
	≦1h		100%/h	6.2×10^3	3.8×10^3
			100%/h	2.6×10^3	1.1×10^3
	Spray あり	2-12h	100%/d	1.0×10^2	4.4×10^1
			design leak	5.2×10^{-1}	—
			100%/h	8.1×10^2	1.5×10^2
		>12h	100%/d	3.3×10^1	5.9×10^0
			design leak	1.6×10^{-1}	—

—：想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-12 BWR 格納容器ドライウエルからの放出
(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)	
	ウェットウェル状態	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	飽和状態	≦1h	100%/h	6.7×10^2	2.0×10^2
			100%/h	2.7×10^2	5.9×10^1
		2-12h	100%/d	1.1×10^1	2.4×10^0
			design leak	ϵ	—
			100%/h	3.6×10^1	8.0×10^0
		>12h	100%/d	1.4×10^0	3.2×10^{-1}
			design leak	ϵ	—
	サブクール	≦1h	100%/h	3.1×10^2	2.0×10^2
			100%/h	1.2×10^2	5.9×10^1
		2-12h	100%/d	4.6×10^0	2.3×10^0
			design leak	ϵ	—
			100%/h	3.2×10^1	7.9×10^0
		>12h	100%/d	1.3×10^0	3.2×10^{-1}
			design leak	ϵ	—

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-13 BWR 格納容器ウェットウェルからの放出
(放出ケース(3) ギャップ放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)	
	ウェットウェル状態	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	飽和状態	≦1h	100%/h	6.7×10^3	3.8×10^3
			100%/h	2.5×10^3	1.1×10^3
		2-12h	100%/d	9.8×10^1	4.4×10^1
			design leak	4.9×10^{-1}	—
		>12h	100%/h	3.1×10^2	1.5×10^2
			100%/d	1.2×10^1	5.9×10^0
			design leak	ϵ	—
	サブクール	≦1h	100%/h	4.4×10^3	3.8×10^3
			100%/h	1.5×10^3	1.1×10^3
		2-12h	100%/d	5.8×10^1	4.4×10^1
			design leak	2.9×10^{-1}	—
		>12h	100%/h	2.8×10^2	1.5×10^2
			100%/d	1.1×10^1	5.9×10^0
				design leak	ϵ

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-14 BWR 格納容器ウェットウェルからの放出
(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態		1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)
	緩和	漏洩率	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	フィルタ なし	100%/h	2.6×10^{-3}
		100%/d	8.8×10^{-1}
		0.1%/d	ε
		100%/h	—
	フィルタ あり	100%/d	3.9×10^0
		0.1%/d	ε

ε : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-15 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出
(放出ケース(3) ギャップ放出) に伴う実効線量

炉心の状態	格納容器の状態		1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)
	緩和	漏洩率	
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	フィルタ なし	100%/h	2.4×10^{-4}
		100%/d	7.7×10^{-2}
		0.1%/d	7.7×10^{-1}
	フィルタ あり	100%/h	—
		100%/d	5.7×10^{-1}
		0.1%/d	ε

ε : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-16 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出
(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

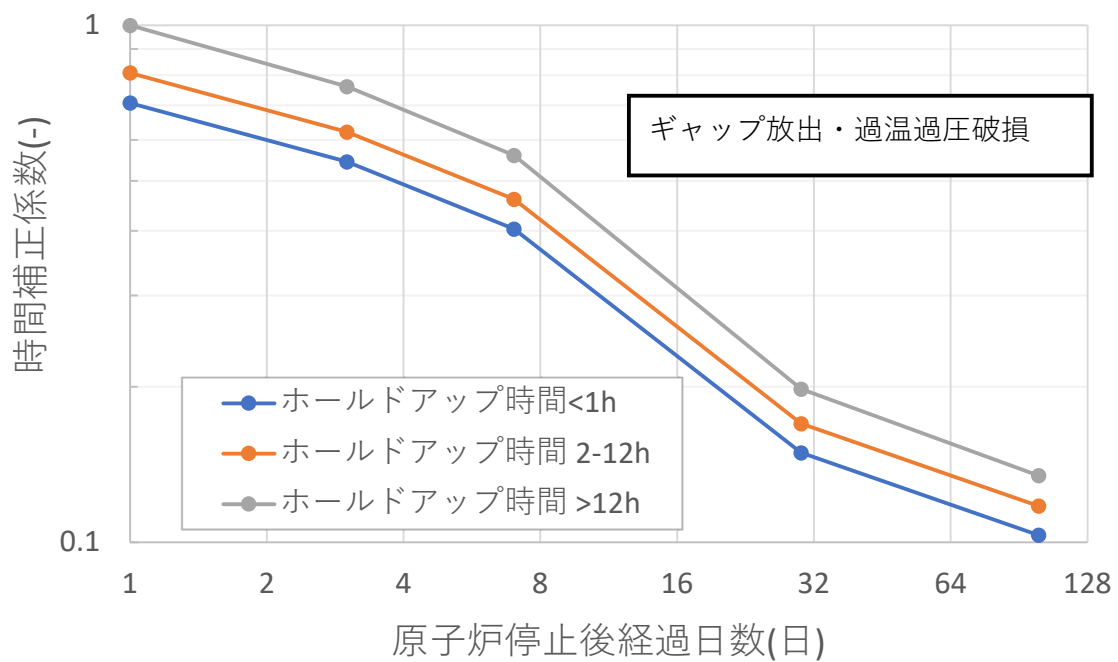


図 2-17 停止時間による補正係数
(ギャップ放出・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ)²⁰

(※図 2-17 の停止時間による補正係数値)

	ホールドアップ時間<1h	ホールドアップ時間 2~12h	ホールドアップ時間 >12h
1 日未満	1.00	1.00	1.00
1 日	0.71	0.81	1.00
3 日	0.54	0.62	0.76
7 日	0.40	0.46	0.56
30 日	0.15	0.17	0.20
100 日	0.10	0.12	0.13

²⁰ 過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオとは、図 2-5、図 2-6 及び図 2-11～図 2-14 に記載されている格納容器經由での放出シナリオである。これらは、放出開始時間がスクラムから 1 日以降になる可能性が考えられることから、時間補正係数の対象としている。

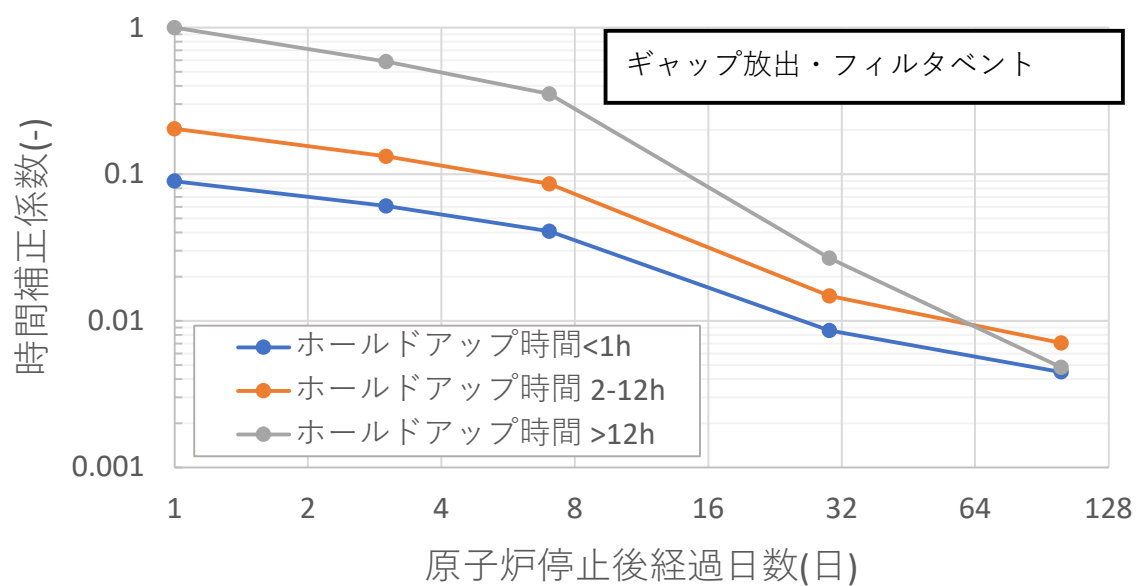


図 2-18 停止時間による補正係数
(ギャップ放出・フィルタベントに至るシナリオ)

(※図 2-18 の停止時間による補正係数値)

	ホールドアップ時間<1h	ホールドアップ時間 2~12h	ホールドアップ時間 >12h
1日未満	1.00	1.00	1.00
1日	0.090	0.20	1.00
3日	0.061	0.13	0.59
7日	0.041	0.086	0.35
30日	0.0086	0.015	0.027
100日	0.0045	0.0071	0.0048

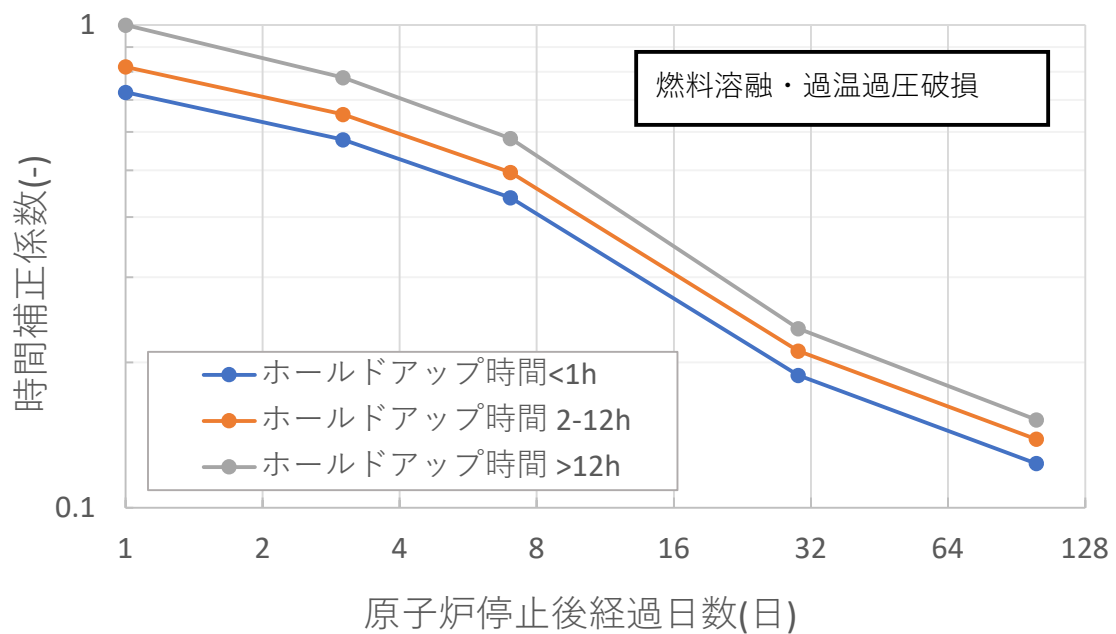


図 2-19 停止時間による補正係数
(炉心溶融・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ)

(※図 2-19 の停止時間による補正係数値)

	ホールドアップ時間<1h	ホールドアップ時間 2~12h	ホールドアップ時間 >12h
1 日未満	1.00	1.00	1.00
1 日	0.73	0.82	1.00
3 日	0.58	0.65	0.78
7 日	0.44	0.50	0.58
30 日	0.19	0.21	0.24
100 日	0.12	0.14	0.15

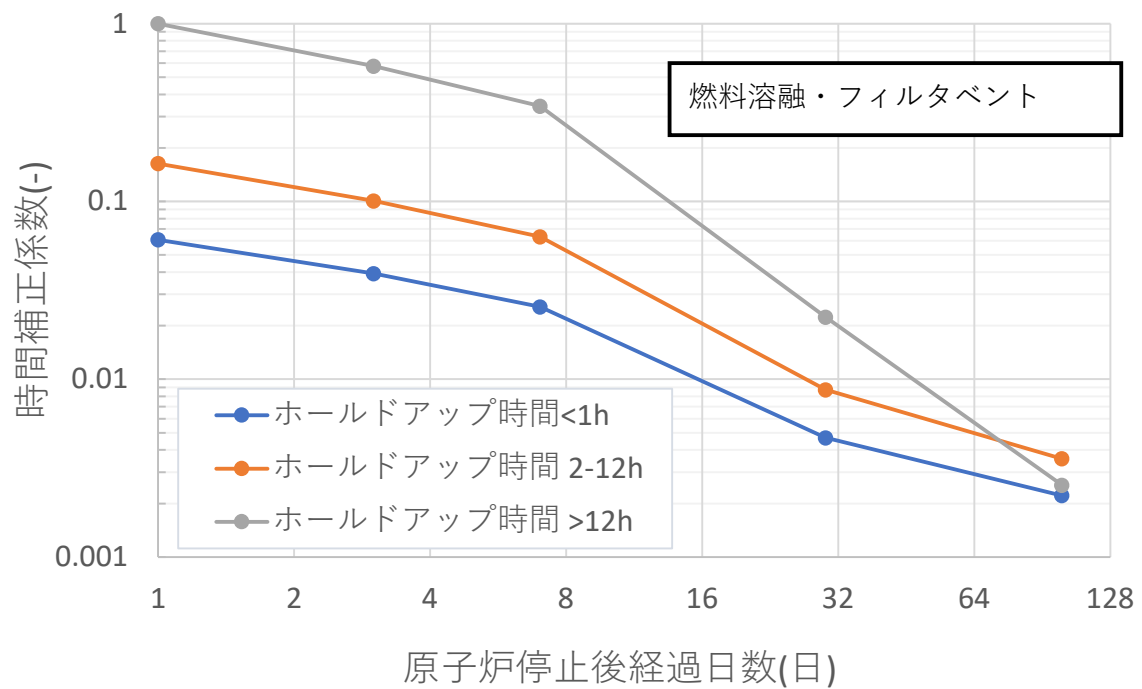


図 2-20 停止時間による補正係数
(炉心溶融・フィルタベントに至るシナリオ)

(※図 2-20 の停止時間による補正係数値)

	ホールドアップ時間<1h	ホールドアップ時間 2-12h	ホールドアップ時間 >12h
1 日未満	1.00	1.00	1.00
1 日	0.061	0.16	1.00
3 日	0.039	0.10	0.58
7 日	0.026	0.063	0.34
30 日	0.0047	0.0088	0.022
100 日	0.0022	0.0036	0.0025

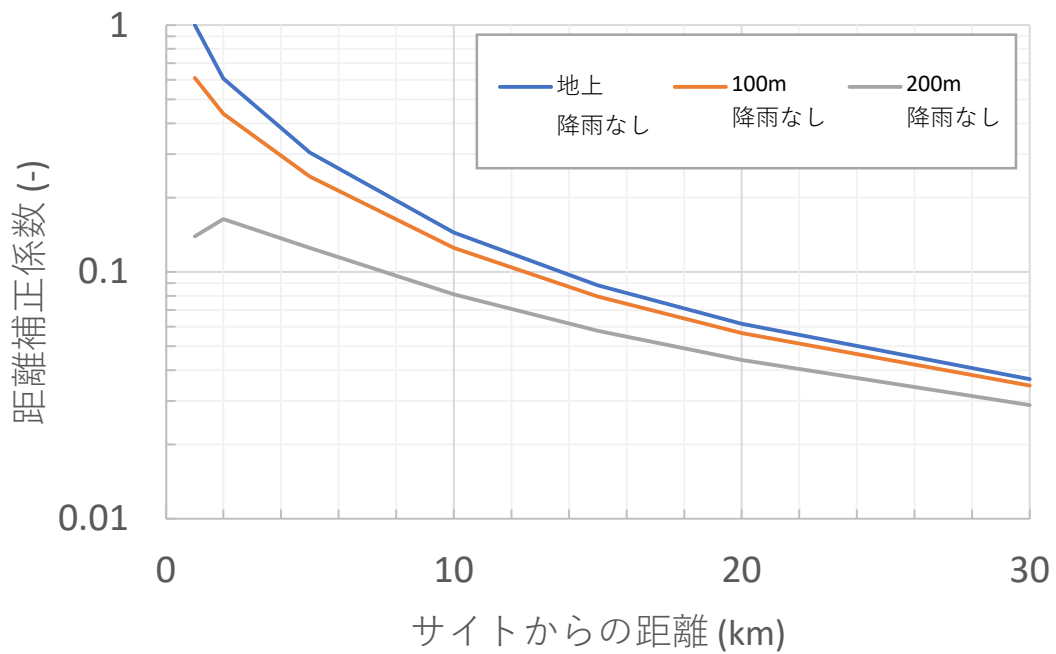


図 2-21 距離、放出高さ、降雨の影響による補正係数
(降雨なしの場合/フィルタベントの場合)

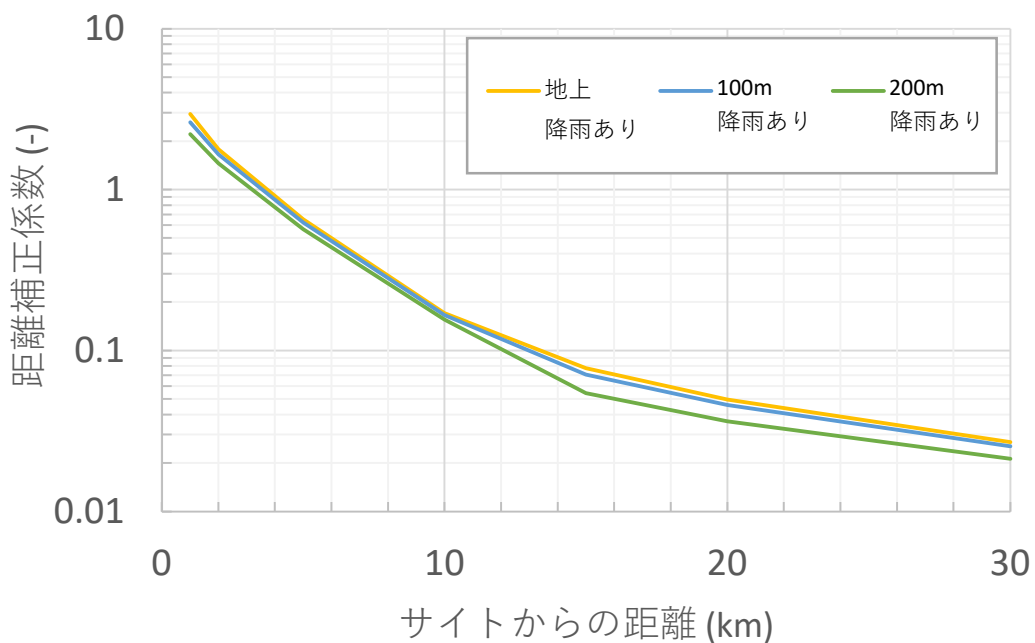


図 2-22 距離、放出高さ、降雨の影響による補正係数
(降雨ありの場合)

(※図 2-21 及び図 2-22 の距離、放出高さ、降雨の影響による補正係数値)^a

距離(km)	地上 降雨なし	100m 降雨なし	200m 降雨なし	地上 降雨あり	100m 降雨あり	200m 降雨あり
1	1.00	0.61	0.14	2.95	2.62	2.21
2	0.61	0.44	0.16	1.78	1.66	1.45
5	0.30	0.24	0.13	0.65	0.62	0.57
10	0.14	0.12	0.08	0.17	0.17	0.16
15	0.088	0.079	0.058	0.078	0.071	0.054
20	0.062	0.057	0.044	0.049	0.046	0.036
30	0.037	0.035	0.029	0.027	0.025	0.021

- a フィルタベントシナリオは希ガスの寄与が支配的であるため、雨による沈着の影響を受けにくい。そのため、フィルタベントシナリオでは降雨がある場合でも、降雨なしの場合と同様の距離補正係数を用いる。

2. 10 評価シート様式集

ここでは、本章の評価ステップ2-1から評価ステップ2-8の評価を行う際に活用できるように、評価内容を①プラントの状態に応じたイベントツリーの選定、②イベントツリーから選定された実効線量のプラント状況に応じた各種補正及び③気象条件や放出条件を考慮した実効線量の算出の三段階に分けた評価シート様式を掲載している。

様式2（1／2） 炉心状態に基づく事故の影響の評価シート（イベントツリー選定）

様式2（2／3） 炉心状態に基づく事故の影響の評価シート（各種補正）

様式2（3／3） 炉心状態に基づく事故の影響の評価シート（実効線量算出）

炉心状態に基づく事故の影響の評価	
ステップ 2-1 放出経路の選定	
PWR 乾式格納容器	図 2-1
BWR MARK-I 型格納容器	図 2-2
BWR MARK-II 型格納容器	図 2-3
ABWR	図 2-4
ステップ 2-1 プラントの状態に応じたイベントツリーの選定	
プラントの状態に応じた予測線量を確定する。	
○PWR 乾式格納容器からの放出	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-5
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-6
○PWR 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) による放出	
1 次系から 2 次系への放出経路がドライで、水がない場合は、この事象を「PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出」として扱う。	
放出ケース (1) 通常時の冷却材放出	図 2-7
放出ケース (2) スパイク時の冷却材放出	図 2-8
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-9
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-10
○BWR 格納容器ドライウエルからの放出	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-11
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-12
○BWR 格納容器ウェットウエルからの放出	
サプレッションプールをバイパスするか、崩壊熱以上の熱がプールに放出されるか、サプレッションプールが沸騰している場合は、この事象を BWR 格納容器ドライウエル放出として扱う。	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-13
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-14
○PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-15
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-16

様式 2 (2/3)

記入日時 (____月 ____日 ____ : ____)

炉心状態に基づく事故の影響の評価
ステップ 2-3 推定される実効線量の選定
適切なイベントツリーから 1 時間の放出において推定される実効線量を記録する。 (推定される実効線量@1km) 1000 [MWe] : _____ [mSv] 【A】
ステップ 2-4 出力補正
原子炉出力に応じて補正する。原子炉電気出力 : _____ [MWe] 【B】 (推定された実効線量@1km) 電気出力補正 = (実効線量@1km) 1000 [MWe] × (原子炉電気出力 [MWe]) / 1000 [MWe] (_____) [mSv] 【C】 = (【A】 _____) [mSv] × (【B】 _____) [MWe] / 1000 [MWe]
ステップ 2-5 放出継続時間補正
異なる放出継続時間に対しては、実効線量に放出継続時間を掛けて補正する。(100[%/h] の放出の場合、1 時間以上の放出は考えない。その場合の最大放出時間は 1 時間である) (推定された実効線量@1km) 放出継続時間補正 = (1 時間放出に対する実効線量@1km) 電気出力補正 × (放出継続時間 [h]) / 1 [h] (_____) [mSv] 【D】 = (【C】 _____) [mSv] × (_____) [h] / 1 [h] ²¹
ステップ 2-6 停止後時間補正
原子炉が 1 日以上停止していた場合、停止後の時間補正係数を用いて実効線量を補正する。原子炉停止から 1 日未満である場合は補正係数を 1 とする。図 2-17~図 2-20 を用いて、停止後の時間補正係数を読み取る。 ギャップ放出における実効線量の停止補正係数 : _____ 原子炉容器内炉心溶融時の放出における実効線量の停止補正係数 : _____ (推定された実効線量@1km) 停止補正 = (実効線量@1km) 放出継続時間補正 × 停止補正係数 (_____) [mSv] 【E】 = (【D】 _____) [mSv] × (_____) [-]
○時間補正係数
ギャップ放出・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ …………… 図 2-17
ギャップ放出・フィルタベントに至るシナリオ …………… 図 2-18
炉心溶融・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ …………… 図 2-19
炉心溶融・フィルタベントに至るシナリオ …………… 図 2-20

²¹ 単位系の考え方については本文 2.6 における脚注 17 を参照

炉心状態に基づく事故の影響の評価																																																								
ステップ 2-7 気象条件及び放出条件による補正																																																								
<p>推定した実効線量について、距離、放出高さ及び降雨の影響による補正を行う。</p> <p>① 適切な放出条件を選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地表面放出で降雨なし ・ 地表面放出で降雨あり ・ 地上高放出で降雨なし (_____) [m] ・ 地上高放出で降雨あり (_____) [m] <p>② 異なる放出条件に対する実効線量の換算係数を示した図 2-21 又は図 2-22 を用いて、補正係数を確定し、風下距離 1、2、5、10、15、20、30[km] の実効線量を推定する。</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @1km</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @2km</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @5km</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @10km</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @15km</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @20km</p> <p>(_____) [mSv] = (【E】 _____) [mSv] × (_____) @30km</p>																																																								
<p>図 2-21 及び図 2-22 の距離、放出高さ、降雨の影響による補正係数値</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>距離(km)</th> <th>地上 降雨なし</th> <th>100m 降雨なし</th> <th>200m 降雨なし</th> <th>地上 降雨あり</th> <th>100m 降雨あり</th> <th>200m 降雨あり</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>1.00</td> <td>0.61</td> <td>0.14</td> <td>2.95</td> <td>2.62</td> <td>2.21</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.61</td> <td>0.44</td> <td>0.16</td> <td>1.78</td> <td>1.66</td> <td>1.45</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>0.30</td> <td>0.24</td> <td>0.13</td> <td>0.65</td> <td>0.62</td> <td>0.57</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>0.14</td> <td>0.12</td> <td>0.08</td> <td>0.17</td> <td>0.17</td> <td>0.16</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>0.088</td> <td>0.079</td> <td>0.058</td> <td>0.078</td> <td>0.071</td> <td>0.054</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>0.062</td> <td>0.057</td> <td>0.044</td> <td>0.049</td> <td>0.046</td> <td>0.036</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>0.037</td> <td>0.035</td> <td>0.029</td> <td>0.027</td> <td>0.025</td> <td>0.021</td> </tr> </tbody> </table>	距離(km)	地上 降雨なし	100m 降雨なし	200m 降雨なし	地上 降雨あり	100m 降雨あり	200m 降雨あり	1	1.00	0.61	0.14	2.95	2.62	2.21	2	0.61	0.44	0.16	1.78	1.66	1.45	5	0.30	0.24	0.13	0.65	0.62	0.57	10	0.14	0.12	0.08	0.17	0.17	0.16	15	0.088	0.079	0.058	0.078	0.071	0.054	20	0.062	0.057	0.044	0.049	0.046	0.036	30	0.037	0.035	0.029	0.027	0.025	0.021
距離(km)	地上 降雨なし	100m 降雨なし	200m 降雨なし	地上 降雨あり	100m 降雨あり	200m 降雨あり																																																		
1	1.00	0.61	0.14	2.95	2.62	2.21																																																		
2	0.61	0.44	0.16	1.78	1.66	1.45																																																		
5	0.30	0.24	0.13	0.65	0.62	0.57																																																		
10	0.14	0.12	0.08	0.17	0.17	0.16																																																		
15	0.088	0.079	0.058	0.078	0.071	0.054																																																		
20	0.062	0.057	0.044	0.049	0.046	0.036																																																		
30	0.037	0.035	0.029	0.027	0.025	0.021																																																		
ステップ 2-8 事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲の推定																																																								
<p>ステップ 2-7 の結果を用い、事前対策のめやす線量を超えるおそれのある範囲を評価する。</p> <p>*実効線量の推定値には大きな不確かさがあり、ここで評価された事前対策のめやす線量を超えるおそれのある範囲も大きな不確かさがあることに留意する必要がある。</p> <p style="text-align: center;">事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲</p> <p>(実効線量 > 100[mSv]) : _____ [km] 以内</p>																																																								

付属書 1 緊急時対応技術マニュアルの限界

本マニュアルは、原子炉の炉心状態や事故の影響の評価の方法は米国の RTM-96[1] をベースとし、主に ERC プラント班が緊急時対応に使用することを目的に整備したものである。本マニュアルの 2 章は、事故の規模感を簡易的に把握するという目的のために用いるものである。そのため、目的に沿わない詳細な評価等に用いることはできない。本付属書では本マニュアルを緊急時対応に活用する上での限界及び課題についてまとめる。

「1. 緊急時対応技術マニュアルの限界」においては、緊急時に得られる情報の範囲を踏まえて計算の簡略化を行ったことによる限界や、本マニュアルが評価できる範囲を超えている使用方法について記載した。「2. 緊急時対応技術マニュアルの課題」については、現状考慮できていない事項かつ今後更新される可能性がある事項について記載した。

1. 緊急時対応技術マニュアルの限界

(1) 現実的に想定され難いシナリオが代表シナリオに含まれている

緊急時における幅広いシナリオを対象として、イベントツリーに記載している。例えば、過温過圧破損に至るシナリオにおいて、放出開始時間が原子炉停止から 6 時間等の有効性評価に示される範囲を大きく逸脱したものや、放出開始時間が原子炉停止から 1 時間という発生頻度が著しく低いと想定される希有なシナリオが含まれている。さらに、このシナリオに放出率 100[%/h] での格納容器破損といった現実的に想定が困難かつ発生確率が非常に低いと想定される条件も含まれている。このようなシナリオは、早期かつ大量の放射性物質の環境への放出等のシナリオを迅速に評価するために幅広いシナリオを事前計算するという趣旨のもと、極端な例として仮定したシナリオを掲載したものであり、非現実的な仮定を含んでいることを十分に理解する必要がある。

(2) 格納容器破損に伴う放出タイミングの予測を行うことはできない

本マニュアルは、RTM-96[1] を参考にプラントの状態に応じた被ばく線量を評価することが可能であり、さらに 1 章にて炉心損傷のタイミングの予測を行うことができるが、格納容器破損といった大規模な放出が起こるタイミングを事前に正確に予測する機能は有していない。格納容器破損に伴う放出タイミングの予測は不確実さが大きいため、正確に予測することは困難である[2]。

(3) 方角ごとの特定の位置における風向を考慮した線量予測に用いることはできない

本マニュアルは、固定気象での風下中心軸上での評価であるため、風向の変化を考慮していない。そのため、プラントから北側、東側等の方角ごとの特定の住民が受ける被ばく線量を予測する目的で用いることはできない。これは、方角ごとに被ばく線量予測を行おうとすると放出タイミングの予測及び風向の予測を正確に行う必要があり、

RTM-96 の著者も方角ごとに線量を予測しようとするると不確かさが極めて大きくなる [2] ことを指摘している。本マニュアルは RTM-96 [1] を参考にあくまでプラント状態に応じて保守的な仮定における被ばく線量（最も厳しい地点である風下中心軸上の線量）を予測する。原子力規制委員会においても、原子力災害発生時において、プルームの放出時期を事前に予測することが不可能であり、特定のプルームの方角を示すことは避難行動を混乱させ、被ばくの危険性を増大させる可能性があることを指摘している [3]。よって、原子力災害発生時におけるプルームの放出時期、特定の方角、住民の位置等を考慮した意思決定のための正確な被ばく線量予測を期待して本マニュアルを用いてはならない。

(4) 放出継続時間が長い場合、放出中に変動する風向の影響を考慮できない

本マニュアルは、固定気象での風下中心軸上の評価であり、放出率 100[%/day] の状態が継続するシナリオのように放出継続時間が長い場合において、放出中に変動する風向の影響を考慮できない。そのため、風向が変動した場合と比較して被ばく線量が過大評価となる可能性がある。具体的には、本マニュアルのステップ 2 - 5 にて放出継続時間をステップ 2 - 4 で計算した予測線量に乗算して実効線量を算出するが、設定した放出継続時間の間一定の風向の条件であり、常に同じ方角における風下中心軸上での公衆の被ばく線量を放出継続時間で積算する。実際は放出が継続している期間において風向が変化しないということは考えにくく、実際の状況と比べて被ばく線量を過大に評価する場合がある。

(5) 評価過程で算出される線量は実際に住民が受ける線量として解釈できない

本マニュアルは RTM-96 を参考としており、評価において被ばく線量を用いるが、これは防護措置を考慮しない予測線量 (Projected Dose) であり、屋内退避、避難等の防護措置を考慮した残存線量 (Residual Dose) ではない [1]。つまり本マニュアルで評価された被ばく線量を実際の住民が受ける被ばく線量として解釈してしまうと、過大評価となる可能性がある。事故後に住民の実際の被ばく線量評価を行う場合は住民の行動履歴やモニタリングの結果などを総合的に踏まえながら慎重に行うべきである。

(6) 放出率は代表的な値のみである

本マニュアルでは放出割合 (EF) を 100[%/h], 100[%/day] 等の代表的な値を用いて評価している。本来は破損口径や格納容器圧力に応じて放出割合は変化するが、本マニュアルでは簡易的にこのような放出割合の区分のみでの評価となる。ただし、事故時に放出割合を正確に把握しようとするは極めて困難 [4] とされており、事故時に分かりうる情報の範囲で簡易的な評価を行うことが重要である。

(7) 経口摂取を考慮していない

本マニュアルについては経口摂取による内部被ばくを考慮していない。例えば Chernobyl 発電所における事故においては多くの人々が甲状腺へ大きな（かつ避けられない）線量を受けたことが報告されている[5]。一方で、本マニュアルは RTM-96[1]を参考に早期被ばく評価で一般的に用いられるクラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく並びに吸入による内部被ばくのみを考慮しており、飲食物を經由した経口摂取による内部被ばくを考慮していない。

(8) 地形の影響による詳細な拡散をモデル化していない

本マニュアルは RTM-96 を参考にガウスプルームモデルにより風向、風速、大気安定度等の気象条件は一定の仮定[1]で評価をおこなっており、拡散における地形の影響を考慮していない。

2. 緊急時対応技術マニュアルの課題

(1) 放出タイミングの違いに伴う減衰の影響を精緻に評価することができない

放出タイミングが1日以内の場合、一部の事故シナリオにおいて線量が過大評価となる場合がある。具体的には、フィルタベントシナリオについては被ばく線量に対して短半減期の希ガスの寄与が大きい、これにより環境への放出タイミングが数時間変わると被ばく線量に変化し得る。このような早期のフィルタベントのシナリオについて、本マニュアルでは原子炉停止から1時間、6時間及び24時間経過後に放出される場合を代表シナリオとしており、放出タイミングが1日以内の場合における短半減期核種の減衰による影響を精緻に考慮できていない。この課題の解決策は時間補正係数を拡張して1日以内に放出があった場合の線量をより精緻に評価できるようにすること又は環境影響評価コード FARCON コードを用いて、放出タイミングが1日以内のシナリオに対する減衰を考慮した計算を行うことが挙げられる。

(2) 放出するプルームが複数ある場合、過大な被ばく評価となる可能性がある

設計漏えいが非常に長期間継続したのちに格納容器破損する場合、稀有な事象であるが管理放出後に格納容器破損に至った場合等、放出するプルームが複数回に渡って生じる事故シナリオにおいては、被ばく線量は実際より大きめに評価される可能性がある。具体的には、管理放出後に格納容器破損に至る事故シナリオでは、管理放出で放出された放出量を勘案して格納容器破損による放射性物質の放出量が定まるはずであるが、本マニュアルでは管理放出による被ばく量と格納容器破損による被ばく量は格納容器に放出されるインベントリ全量に対する放出量を用いて、独立に計算しているため、両者の被ばく量を加算すると二重に被ばく量を評価してしまう場合がある。この課題を考慮するためには、FARCON コードを用いて、複数のプルームの条件を考

慮した計算を行うことができる。

(3) 建屋及びアニュラス浄化系による低減割合を考慮していない

東京電力福島第一原子力発電所事故においては建屋にセシウムなどが沈着していることが報告されているが、本マニュアルでは保守的にこのような建屋における放射性物質の沈着を考慮していない。PWRにおいてもアニュラス浄化系が作動した場合はエアロゾルの低減が予想されるが、保守的にこのような現象を考慮していない。

(4) 建屋及び低風速補正について最新のことを考慮できていない

本マニュアルでは、気象指針を踏まえて拡散係数を決定し、それを低風速補正の手法により補正している。ただし、建屋及び低風速補正に関する研究はその後に進んでおり、この知見は反映されていない。必要に応じて最新知見の反映を検討する。

(5) 線量換算係数は代表的な大人を対象としている

緊急時の判断においては子供だけを対象に防護措置をとるような場合も考えられるが、本マニュアルでは代表的な大人のみでの線量換算係数を用いて評価している。子供を対象とした場合、吸入の線量換算係数が変わる場合がある。

これらの課題について、技術的知見の整備状況を踏まえつつ、適宜、対応していく必要がある。

(参考文献)

- [1] T. McKenna, J. Trefethen, K. Gant, J. Jolicoeur, G. Kuzo and G. Athey, “Response Technical Manual: RTM-96, Volume 1, Revision 4” NUREG/BR-0150, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1996)
- [2] T. McKenna, “Protective action recommendations based upon plant conditions” J. Hazard. Mater., Vol.75, Issue 2-3, pp.145-164 (2000)
- [3] 原子力規制委員会, “原子力災害発生時の防護措置の考え方” 原子力規制委員会, 平成28年3月16日
- [4] U.S. Environmental Protection Agency (EPA), “Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents” EPA-400/R-17/001, U.S. Environmental Protection Agency (2017)
- [5] UNSCEAR, “Levels and effects of radiation exposure due to the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: implications of information published since the UNSCEAR 2013 Report” UNSCEAR 2020/2021 Report, Vol. II, ANNEX B, United Nations (2021)

付属書 2 用語集

ガウスプルームモデル	Gaussian plume model	拡散による濃度分布がガウス分布又は正規分布であると仮定したプルームのモデル。ガウスプルームモデルには、いくつかの重要な制約がある。複雑な地形、弱い風や無風状態等はこのモデルでは十分に取り扱えない。
格納容器バイパス	Containment bypass release	原子炉冷却系(BWR)又は1次系(PWR)から格納容器外に接続する配管の破損、隔離失敗等により格納容器の空間を経由せず直接放射性物質が環境に放出されるシナリオ。
隔離失敗	Isolation failure	格納容器の隔離機能が喪失し、その結果、放射性物質が環境へ漏えいする。
ギャップ放出	Gap release	燃料棒ギャップ内の放射性物質が原子炉容器への放出。
吸入線量	Inhalation dose	放射性物質の吸入及びそれに続く、身体への取り込みによる預託線量又は預託線量当量。
クラウドシャイン	Cloudshine	空中プルーム中の放射性物質からのガンマ放射線。本書では、クラウドシャインからの被ばく線量は、半無限の雲と仮定して、そのプルームから受ける線量である。
グラウンドシャイン	Groundshine	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線。
原子炉容器内炉心溶融	In-vessel core melt	原子炉事故時に、燃料の過熱によって被覆管や燃料の一部が溶融し、原子炉容器内に留まっている状態
骨髄線量	Total acute bone dose (TABD)	放出後初期に受ける骨髄への線量。TABD は、通過中のプルームからのクラウドシャインによる外部線量、沈着した核種からのグラウンドシャインによる成人の外部線量及びプルームの吸入による預託実効線量当量を含む。
混合層高さ	Mixing level	地表の影響により大気鉛直混合が活発な層の高さ。
時間補正係数	Shutdown time correction-factors	原子炉停止から1日以降に放出があった場合の補正係数。
スパイク時冷却材放出	Spiked coolant release	冷却材中にある希ガス以外の放射性物質の100倍の量の格納容器への放出。

線量換算係数	Dose conversion factor (DCF)	特定の仮定条件下で、ある核種からの線量当量又は線量当量率を、環境中の測定値(空気中の同位元素の濃度又は地表面に沈着する同位元素の量)と関係付ける数値。
大規模破損	Catastrophic failure	格納容器内の放射性物質の大部分が短時間で環境へ放出されるような原子炉格納容器の破損。
地上高放出	Elevated release	地表面レベルより十分高い煙突又は開口部からの大気中への物質の放出。
地表面放出	Ground level release	地表面レベルの線源又は開口部から大気への物質の放出。
中心線	Centerline (plume)	ガウスプルームモデルで、プルーム中心の風下への移動を示す仮想的な線。プルームの濃度及び沈着量は、この中心線に沿って最大になると仮定する。
低減割合	Reduction factor (RDF)	低減メカニズムを考慮する前に放出し得る放射能に対する、低減メカニズムを考慮した場合に放出し得る放射能の比。
放出経路	Release pathway	放射性物質が環境へ放出されるメカニズム又は経路。
放出割合	Escape fraction (EF)	1時間に環境放出される放射性物質の割合。
ホールドアップ時間	Hold-up time	放射性物質が環境へ放出される前に、原子炉格納容器内に滞留する時間。
予測線量	Projected dose	推定又は測定した放射性核種の濃度をベースにした、かつ防護措置は講じないものとした場合の、ある時間間隔に対する将来の線量の計算値。
RASCAL	Radiological Assessment System for Consequence Analysis (RASCAL)	ソースタームに関する情報や仮定条件又は野外測定結果に基づいて、原子炉又は燃料サイクル施設の事故による放射線量の推定を支援するための計算モデルを含むNRCのソフトウェア。
炉心放出割合	Core release fraction (CRF)	炉心内保有量のうち、ある炉心状態の下で炉心から放出されると想定される各放射性同位元素の割合。

付属書 3 適用例

1. はじめに

本付属書では、本マニュアルの利用者を対象として、緊急時における本マニュアルの利用方法について、過去に実施された事業者防災訓練シナリオ想定を例として、1章に基づく炉心状態の評価及び2章に基づく炉心状態及び放射性物質放出経路に基づく事故の影響評価について具体的な適用例を解説する。

2. 前提条件

(1) 施設の基本情報

PWR (4ループ)

熱出力 約3400MW_t (3423MW_t)

電気出力 約1200MW_e (1180MW_e)

(2) 事故シナリオの概要

(発災時の運転状態) 定格出力一定運転

13:30 地震発生。鉛直地震加速度高により原子炉自動停止。

電源は、外部電源喪失。DG(A) 起動失敗。DG(B) 起動成功。

1次系は、小漏えい発生。加圧器圧力低下によりECCS起動。

(高圧注入ポンプ(B)、余熱除去ポンプ(B)のみ起動、他の炉心注水は起動せず)

2次系は、補助給水ポンプ(タービン動1台、電動1台)により給水。

13:50 蓄圧タンク起動。

14:15 高圧注入ポンプ(B) 停止。

1次系急速減圧開始。

14:45 DG(B) 停止により余熱除去ポンプ(B) も停止。

15:30 原子炉への注水不能が継続した場合の進展予測として以下の報告。

炉心露出(17:00)、炉心損傷(18:05)、

圧力容器損傷(20:10)、格納容器2Pd(翌日22:46)

16:00 恒設代替低圧ポンプによる炉心注水開始。原子炉水位が回復傾向。

3. 適用例

ここでは、14:30(炉心注水がない状態が15分継続)及び15:30(炉心注水がない状態が1時間15分継続)において、本マニュアルを適用した事例を示す。

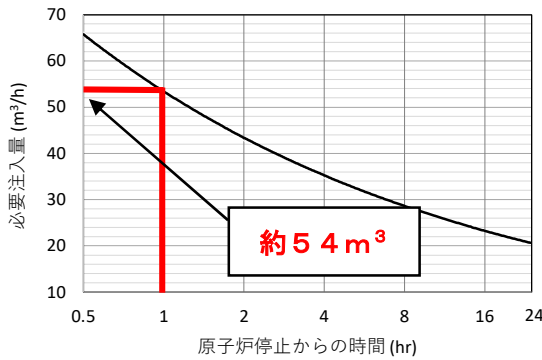
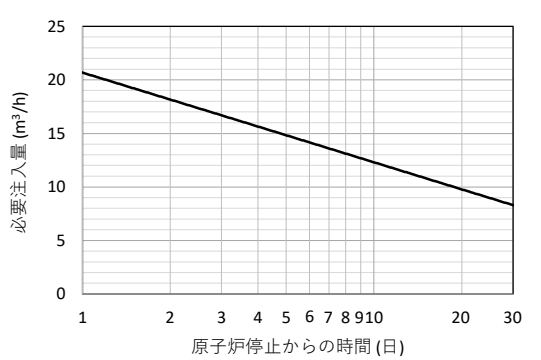
(1) 14:30(ECCSによる炉心注水が15分ない状態)における適用

① 1章の適用

○ステップ1-1(設備の運転状態に基づく炉心露出の兆候の確認)

- ・原子炉は、制御棒が「全挿入」と表示され、中性子束は出力領域で「0[%]」であることから、未臨界が維持されていると判断できる。
- ・格納容器の温度と圧力が通常時よりも高く、1次系で漏えいがあると推定できる。
- ・1次系については、高圧注入ポンプ（B）は停止、蓄圧タンクの水位は「0[%]」、余熱除去ポンプは起動しているものの、原子炉圧力が「2.24[MPa]」のため流量は「0[m³/h]」であり、炉心への注水はできていない。
ただし、圧力は低下傾向にあり、いずれ余熱除去ポンプによる炉心への注水が期待できる。
- ・2次系については、補助給水ポンプによる蒸気発生器への補助給水流量は約90[m³/h]（「22.5 [m³/h]」×4基）で蒸気発生器水位（広域）は約「72[%]」である。
本マニュアルにある「手法1-①」を用いると、停止後1時間における最小の必要注水量は約62[m³/h]と評価される。
蒸気発生器への給水量（約90[m³/h]）は、最小の必要注水量（約62[m³/h]）を上回っており、崩壊熱の除熱に必要な流量が確保されていると判断できる。
- ・以上を踏まえると、設備の運転状態から、原子炉水位が確保されている限り炉心露出に至るおそれはないと判断できる。

記入日時 (月 日 14 : 35)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価
ステップ 1-1 安全上重要な機能の状態から、炉心が露出した兆候がないか評価
手法 1-① 最小の必要注水量の評価
<p>①崩壊熱の冷却に必要な最小の注水量を計算する。</p> <p>原子炉停止後の時間 (<u> </u> <u>1</u>) [時間] 又は (<u> </u>) [日]</p> <p>最小の必要注水量 (<u> </u> <u>54</u>) [m³/h] (図 1-1 又は図 1-2 から読み取る)</p> <p>②崩壊熱の冷却に必要な最小注水量を調整する。</p> <p>評価プラントにおける注水量 (<u> </u> <u>約62</u>) [m³/h]</p> <p>=①で読み取った注水量 (<u> </u> <u>54</u>) [m³/h]</p> <p>×評価プラントの停止直前の熱出力 (<u> </u> <u>3400</u>) [MWt] / 3000 [MWt]</p> <p>③炉心が 15～30分間以上露出していた場合、炉心冷却に必要な注水量を 2～3 倍にする必要がある。</p> <p>* ERSS 等から読み取った注水量と①で読み取った注水量を出力補正したうえで比較し、現在の注水流量が十分か評価する。</p> <hr/> <p>④ (<u> </u> 月 <u> </u> 日 <u>14</u> : <u>30</u>) 時点の注水量 (ERSS 読取値) (<u> </u> <u>90</u>) [m³/h]</p> <p>は、②の必要注水流量を (<u> </u> <u>確保できている</u>) * 確保できていない) * 何れかを○で囲う</p> <hr/> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>図 1-1</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図 1-2</p> </div> </div>

○ステップ1-2（原子炉や蒸気発生器に関連するパラメータに基づく炉心露出の兆候の確認）

- ・1次系については、サブクール度はない状態ではあるが、原子炉水位は「100[%]」を維持しており、十分な水量を保有できている。
- ・2次系については、蒸気発生器に崩壊熱の除熱に必要な流量以上が給水されており、主蒸気圧力が（約「1.4[MPa]」であることから、除熱はできていると判断できる。
- ・以上を踏まえると、原子炉や蒸気発生器に関連するパラメータからも、原子炉水位が確保されている限り炉心露出に至るおそれはないと判断できる。
- ・今後、原子炉水位が低下し、炉心が露出する前に、1次系の圧力低下により余熱除去ポンプ（B）からの炉心注水がなされるか監視する。

記入日時 (____ 〇月 ____ 〇日 14 : 35)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価

ステップ 1—2 炉心が露出する兆候はないかどうかを監視

手法 1—② サブクール度の余裕評価

① 1次系圧力を記録する。

(2.24) [MPa]

ERSS に画面表示される圧力がゲージ圧である場合、③で飽和温度を求める際には大気圧 0.1 [MPa] を加える必要がある。

② 炉心出口熱電対による 1 次冷却材の温度（温度 PWR）を記録する。

(220) [°C]

③ 表 1-1 を用いて、①の 1 次系圧力に対する飽和温度（温度 sat）を求める。

(219) [°C]

③ サブクール度余裕を求める。（サブクール度余裕） = （温度 sat） - （温度 PWR）

(〇月 〇日 14 : 30) 時点のサブクール度余裕 (-1) [°C]

= (219) [°C] - (220) [°C]

表 1—1

絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)
0.10	100.0	2.07	214.1	10.34	313.4
0.14	108.9	2.41	222.1	10.69	315.9
0.21	121.3	2.76	229.2	11.03	318.3
0.28	130.7	3.1	235.7	11.38	320.6
0.34	138.3	3.45	241.7	11.72	322.9
0.41	144.8	3.79	247.2	12.07	325.1
0.48	150.5	4.14	252.3	12.41	327.2
0.55	155.6	4.48	257.1	12.75	329.2
0.62	160.2	4.83	261.7	13.09	331.1
0.69	164.3	5.17	266.0	13.44	333.5
0.76	168.2	5.52	270.1	13.79	335.4
0.83	171.8	5.86	274.0	14.14	337.3
0.9	175.2	6.21	277.8	14.48	339.3
0.97	178.4	6.55	281.3	14.83	341.1
1.03	181.4	6.89	284.8	15.17	343.0
1.1	184.2	7.24	288.1	15.52	344.6
1.17	186.9	7.58	291.3	15.86	346.6
1.24	189.5	7.93	294.3	16.21	348.1

219°C @ 2.34 MPa

【補足説明】

ERSS 画面表示の 1 次冷却材圧力はゲージ圧なので、③では $2.24 + 0.1 = 2.34$ [MPa]（絶対圧力）として飽和温度を求める。

a: 臨界温度

出典: RTM-96 Table A-1 から抜粋
ASME 1993 年版 表 2 187-193 頁

1.31	
1.38	
1.45	
1.52	
1.59	
1.65	
1.72	203.0
1.79	206.9
1.86	208.8
1.93	210.6
2.0	212.4

○ステップ1-3（炉心損傷の程度の推定）以降

- ・余熱除去ポンプ（B）による炉心注水がなされれば、炉心露出のおそれはないと推定できることから、評価対象外とする。

②2章の適用

1章において、原子炉水位が確保されている限り炉心露出に至るおそれはないと判断されたことから、実施は必要ない。

(2) 15:30（ECCSによる炉心注水が1時間15分ない状態）における適用

①1章の適用

○ステップ1-1（設備の運転状態に基づく炉心露出の兆候の確認）

- ・1次系については、全てのECCSが停止し、炉心への注水はできていない。事業者からは、炉心注水の対策について、直ちに炉心に注水できる設備はないと説明があった。
- ・2次系については、補助給水ポンプによる蒸気発生器への補助給水流量は約100[m³/h]（「25.5 [m³/h]」×4基）で蒸気発生器水位（広域）は約「74[%]」である。

本マニュアルにある「手法1-①」を用いると、停止後2時間における最小の必要注水量は約50[m³/h]と評価される。

蒸気発生器への給水量（約100[m³/h]）は、最小の必要注水量（約50[m³/h]）を上回っており、崩壊熱の除熱に必要な流量が確保されていると判断できる。

- ・以上を踏まえると、設備の運転状態から、炉心露出に至るおそれがあると判断できる。

記入日時 (〇月 〇日 15 : 35)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価
ステップ 1-1 安全上重要な機能の状態から、炉心が露出した兆候がないか評価
手法 1-① 最小の必要注水量の評価
<p>①崩壊熱の冷却に必要な最小の注水量を計算する。</p> <p>原子炉停止後の時間 (2) [時間]又は() [日]</p> <p>最小の必要注水量 (44) [m³/h] (図 1-1 又は図 1-2 から読み取る)</p> <p>②崩壊熱の冷却に必要な最小注水量を調整する。</p> <p>評価プラントにおける注水量 (約50) [m³/h]</p> <p>=①で読み取った注水量 (44) [m³/h]</p> <p>×評価プラントの停止直前の熱出力 (3400) [MWt] / 3000 [MWt]</p> <p>③炉心が 15～30分間以上露出していた場合、炉心冷却に必要な注水量を 2～3 倍にする必要がある。</p> <p>*ERSS 等から読み取った注水量と①で読み取った注水量を出力補正したうえで比較し、現在の注水流量が十分か評価する。</p> <hr/> <p>④ (〇月 〇日 15 : 30) 時点の注水量 (ERSS 読取値) (100) [m³/h]</p> <p>は、②の必要注水流量を (確保できている) 確保できていない) *何れかを○で囲う</p> <hr/> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>図 1-1</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>図 1-2</p> </div> </div>

○ステップ 1-2 (原子炉や蒸気発生器に関連するパラメータに基づく炉心露出の兆候の確認)

- ・ 1次系圧力は 0.70[MPa]、炉心出口温度は 174[°C]であり、サブクール度はなく、漏えいにより原子炉水位は約「74 [%]」まで低下している。ERSS のトレンド表示から、原子炉水位の低下を一次近似で直線外挿すると、原子炉水位は 17時過ぎに燃料発熱有効長 (TAF, 原子炉水位約 60[%]) に到達するおそれがあると推定できる。

原子炉が沸騰状態にあること、水位計の誤差などを考慮する必要があるものの、原子炉水位が TAF まで低下する状況においては、炉心露出のおそれが高いと判断できる。

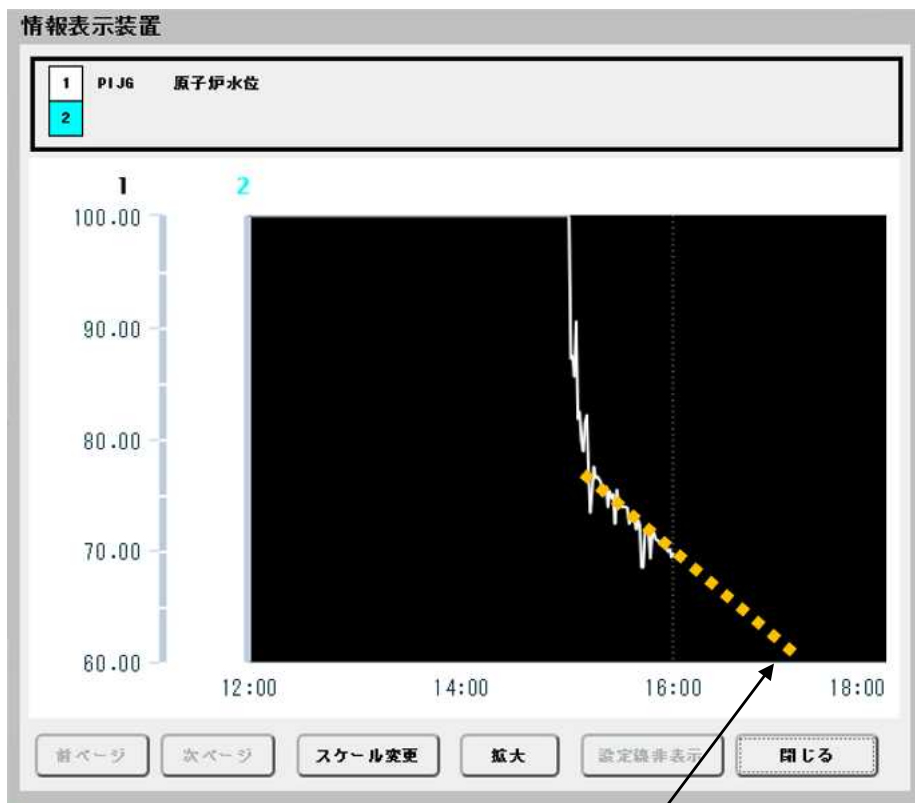
なお、RTM-96 には、炉心露出の時期の推定方法の具体が示されておらず、原子炉水位を用いた炉心露出の時期の推定については技術的検討が必要。

- ・ 2次系については、蒸気発生器に崩壊熱の除熱に必要な流量以上が給水されており、主蒸気圧力が (約「0.6 [MPa]」) であることから、一定程度の除熱はできていると判断できる。今後、1次系配管内が蒸気に置き換わることで、崩壊熱を蒸気発生器で除熱することが困難になることが想定される。
- ・ 以上を踏まえると、原子炉水位の傾向から、17時過ぎに炉心露出に至るおそれがあると推定される。
- ・ 今後、原子炉水位が推移 (低下傾向) を監視する。なお、15:03 から原子炉水位の低下が確認された。

記入日時 (〇月 〇日 15 : 35)

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価																																																																																																																																																																																				
ステップ 1-2 炉心が露出する兆候はないかどうかを監視																																																																																																																																																																																				
手法 1-② サブクール度の余裕評価																																																																																																																																																																																				
<p>① 1次系圧力を記録する。</p> <p style="margin-left: 20px;">(<u> 0.70 </u>) [MPa]</p> <p style="margin-left: 20px;">ERSS に画面表示される圧力がゲージ圧である場合、③で飽和温度を求める際には大気圧 0.1 [MPa] を加える必要がある。</p> <p>② 炉心出口熱電対による 1 次冷却材の温度（温度 PWR）を記録する。</p> <p style="margin-left: 20px;">(<u> 174 </u>) [°C]</p> <p>③ 表 1-1 を用いて、①の 1 次系圧力に対する飽和温度（温度 sat）を求める。</p> <p style="margin-left: 20px;">(<u> 170 </u>) [°C]</p> <p>④ サブクール度余裕を求める。（サブクール度余裕） = （温度 sat） - （温度 PWR）</p> <p style="margin-left: 20px;">(<u> 〇月 〇日 15 : 30 </u>) 時点のサブクール度余裕 (<u> -4 </u>) [°C]</p> <p style="margin-left: 20px;">= (<u> 170 </u>) [°C] - (<u> 174 </u>) [°C]</p>																																																																																																																																																																																				
<p>表 1-1</p> <table border="1" style="margin: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>絶対圧力 (MPa)</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>絶対圧力 (MPa)</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>絶対圧力 (MPa)</th> <th>飽和温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.10</td><td>100.0</td><td>2.07</td><td>214.1</td><td>10.34</td><td>313.4</td></tr> <tr><td>0.14</td><td>108.9</td><td>2.41</td><td>222.1</td><td>10.69</td><td>315.9</td></tr> <tr><td>0.21</td><td>121.3</td><td>2.76</td><td>229.2</td><td>11.03</td><td>318.3</td></tr> <tr><td>0.28</td><td>130.7</td><td>3.1</td><td>235.7</td><td>11.38</td><td>320.6</td></tr> <tr><td>0.34</td><td>138.3</td><td>3.45</td><td>241.7</td><td>11.72</td><td>322.9</td></tr> <tr><td>0.41</td><td>144.8</td><td>3.79</td><td>247.2</td><td>12.07</td><td>325.1</td></tr> <tr><td>0.48</td><td>150.5</td><td>4.14</td><td>252.3</td><td>12.41</td><td>327.2</td></tr> <tr><td>0.55</td><td>155.6</td><td>4.48</td><td>257.2</td><td>12.76</td><td>329.4</td></tr> <tr><td>0.62</td><td>160.2</td><td>4.83</td><td>261.7</td><td>13.1</td><td>331.4</td></tr> <tr><td>0.69</td><td>164.3</td><td>5.17</td><td>266.0</td><td>13.44</td><td>333.5</td></tr> <tr style="border: 2px solid red;"><td>0.76</td><td>168.2</td><td>5.52</td><td>270.1</td><td>13.79</td><td>335.4</td></tr> <tr style="border: 2px solid red;"><td>0.83</td><td>171.8</td><td>5.86</td><td>274.0</td><td>14.48</td><td>339.3</td></tr> <tr><td>0.9</td><td>175.2</td><td>6.21</td><td>277.8</td><td>15.17</td><td>343.0</td></tr> <tr><td>0.97</td><td>178.4</td><td>6.55</td><td>281.3</td><td>15.86</td><td>346.6</td></tr> <tr><td>1.03</td><td>181.4</td><td>6.89</td><td>284.8</td><td>16.55</td><td>350.1</td></tr> <tr><td>1.1</td><td>184.2</td><td>7.24</td><td>288.1</td><td>17.24</td><td>353.4</td></tr> <tr><td>1.17</td><td>186.9</td><td>7.58</td><td>291.3</td><td>17.93</td><td>356.6</td></tr> <tr><td>1.24</td><td>189.5</td><td>7.92</td><td>294.4</td><td>18.62</td><td>359.7</td></tr> <tr><td>1.31</td><td>192.0</td><td>8.26</td><td>297.4</td><td>19.31</td><td>362.7</td></tr> <tr><td>1.38</td><td>194.3</td><td>8.62</td><td>300.2</td><td>19.99</td><td>365.7</td></tr> <tr><td>1.4</td><td>195.2</td><td>8.75</td><td>301.2</td><td>20.17</td><td>366.6</td></tr> <tr><td>1.5</td><td>198.0</td><td>9.14</td><td>304.1</td><td>20.86</td><td>369.6</td></tr> <tr><td>1.5</td><td>198.5</td><td>9.19</td><td>304.4</td><td>20.91</td><td>369.9</td></tr> <tr><td>1.6</td><td>200.8</td><td>9.58</td><td>307.0</td><td>21.60</td><td>372.6</td></tr> <tr><td>1.7</td><td>203.0</td><td>9.97</td><td>309.5</td><td>22.29</td><td>375.2</td></tr> <tr><td>1.7</td><td>203.5</td><td>10.02</td><td>309.8</td><td>22.34</td><td>375.5</td></tr> <tr><td>1.86</td><td>208.8</td><td>10.74</td><td>314.1</td><td>23.37</td><td>380.1</td></tr> <tr><td>1.93</td><td>210.6</td><td>11.03</td><td>315.7</td><td>23.66</td><td>381.7</td></tr> <tr><td>2.0</td><td>212.4</td><td>11.32</td><td>317.2</td><td>23.95</td><td>383.2</td></tr> </tbody> </table> <div style="margin-top: 10px; text-align: center;"> <p style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; color: red; font-weight: bold;">170°C@0.80MPa</p> </div> <div style="margin-top: 10px; border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【補足説明】 ERSS 画面表示の 1 時冷却材圧力はゲージ圧なので③では 0.70+0.1=0.80 [MPa]（絶対圧力）として飽和温度を求める。</p> </div>	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	0.10	100.0	2.07	214.1	10.34	313.4	0.14	108.9	2.41	222.1	10.69	315.9	0.21	121.3	2.76	229.2	11.03	318.3	0.28	130.7	3.1	235.7	11.38	320.6	0.34	138.3	3.45	241.7	11.72	322.9	0.41	144.8	3.79	247.2	12.07	325.1	0.48	150.5	4.14	252.3	12.41	327.2	0.55	155.6	4.48	257.2	12.76	329.4	0.62	160.2	4.83	261.7	13.1	331.4	0.69	164.3	5.17	266.0	13.44	333.5	0.76	168.2	5.52	270.1	13.79	335.4	0.83	171.8	5.86	274.0	14.48	339.3	0.9	175.2	6.21	277.8	15.17	343.0	0.97	178.4	6.55	281.3	15.86	346.6	1.03	181.4	6.89	284.8	16.55	350.1	1.1	184.2	7.24	288.1	17.24	353.4	1.17	186.9	7.58	291.3	17.93	356.6	1.24	189.5	7.92	294.4	18.62	359.7	1.31	192.0	8.26	297.4	19.31	362.7	1.38	194.3	8.62	300.2	19.99	365.7	1.4	195.2	8.75	301.2	20.17	366.6	1.5	198.0	9.14	304.1	20.86	369.6	1.5	198.5	9.19	304.4	20.91	369.9	1.6	200.8	9.58	307.0	21.60	372.6	1.7	203.0	9.97	309.5	22.29	375.2	1.7	203.5	10.02	309.8	22.34	375.5	1.86	208.8	10.74	314.1	23.37	380.1	1.93	210.6	11.03	315.7	23.66	381.7	2.0	212.4	11.32	317.2	23.95	383.2
絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)	絶対圧力 (MPa)	飽和温度 (°C)																																																																																																																																																																															
0.10	100.0	2.07	214.1	10.34	313.4																																																																																																																																																																															
0.14	108.9	2.41	222.1	10.69	315.9																																																																																																																																																																															
0.21	121.3	2.76	229.2	11.03	318.3																																																																																																																																																																															
0.28	130.7	3.1	235.7	11.38	320.6																																																																																																																																																																															
0.34	138.3	3.45	241.7	11.72	322.9																																																																																																																																																																															
0.41	144.8	3.79	247.2	12.07	325.1																																																																																																																																																																															
0.48	150.5	4.14	252.3	12.41	327.2																																																																																																																																																																															
0.55	155.6	4.48	257.2	12.76	329.4																																																																																																																																																																															
0.62	160.2	4.83	261.7	13.1	331.4																																																																																																																																																																															
0.69	164.3	5.17	266.0	13.44	333.5																																																																																																																																																																															
0.76	168.2	5.52	270.1	13.79	335.4																																																																																																																																																																															
0.83	171.8	5.86	274.0	14.48	339.3																																																																																																																																																																															
0.9	175.2	6.21	277.8	15.17	343.0																																																																																																																																																																															
0.97	178.4	6.55	281.3	15.86	346.6																																																																																																																																																																															
1.03	181.4	6.89	284.8	16.55	350.1																																																																																																																																																																															
1.1	184.2	7.24	288.1	17.24	353.4																																																																																																																																																																															
1.17	186.9	7.58	291.3	17.93	356.6																																																																																																																																																																															
1.24	189.5	7.92	294.4	18.62	359.7																																																																																																																																																																															
1.31	192.0	8.26	297.4	19.31	362.7																																																																																																																																																																															
1.38	194.3	8.62	300.2	19.99	365.7																																																																																																																																																																															
1.4	195.2	8.75	301.2	20.17	366.6																																																																																																																																																																															
1.5	198.0	9.14	304.1	20.86	369.6																																																																																																																																																																															
1.5	198.5	9.19	304.4	20.91	369.9																																																																																																																																																																															
1.6	200.8	9.58	307.0	21.60	372.6																																																																																																																																																																															
1.7	203.0	9.97	309.5	22.29	375.2																																																																																																																																																																															
1.7	203.5	10.02	309.8	22.34	375.5																																																																																																																																																																															
1.86	208.8	10.74	314.1	23.37	380.1																																																																																																																																																																															
1.93	210.6	11.03	315.7	23.66	381.7																																																																																																																																																																															
2.0	212.4	11.32	317.2	23.95	383.2																																																																																																																																																																															
<small>出典：RTM-96 Table A-1 から抜粋 ASME 1993 年版 表 2 187-193 頁</small>																																																																																																																																																																																				

ERSS トレンド表示による炉心露出時期の推定



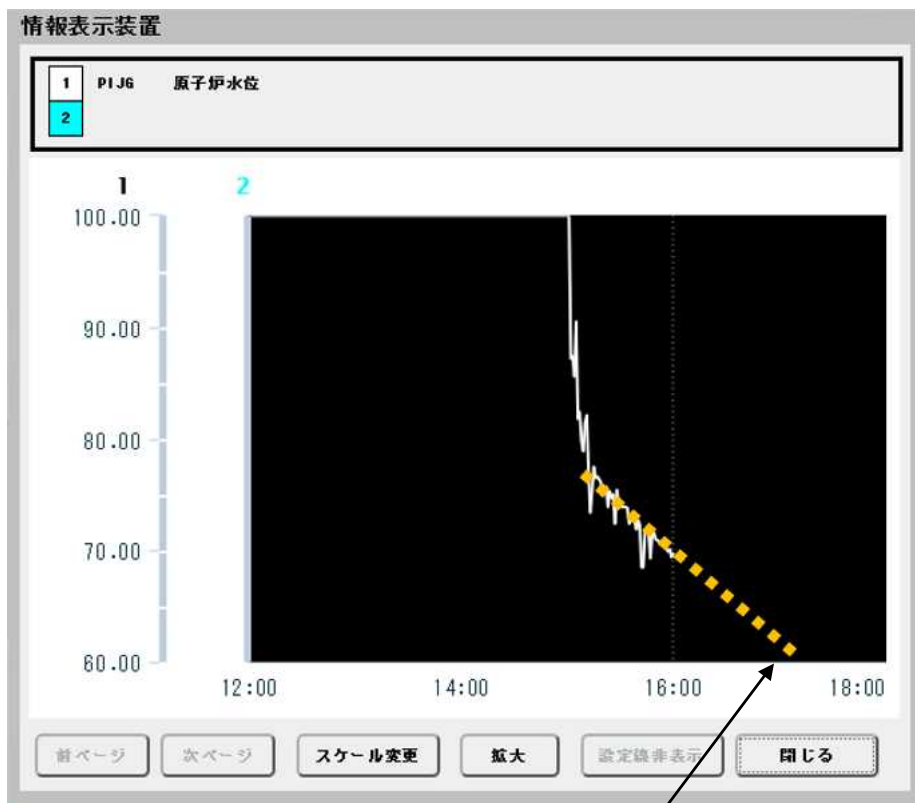
ERSS トレンド画面から17:00過ぎに、概ね TAF に到達するものと推定

○ステップ1-3（炉心損傷の程度の推定）

- ・炉心が露出するおそれがあることから、炉心露出後の経過時間と燃料温度の推定値をもとに、炉心状態が以下のどれに該当するか、評価する。
 - （A）燃料棒が健全な状態
 - （B）放射性物質がギャップから放出する状態
 - （C）原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態
 - （D）原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態
- ・本マニュアルにある「手法1-③」では、燃料露出後の燃料温度の上昇について、 $0.5[^\circ\text{C}/\text{秒}] \sim 1.0[^\circ\text{C}/\text{秒}]$ （1分あたり約 $30[^\circ\text{C}] \sim 60[^\circ\text{C}]$ の上昇）の変化率で上昇している。
- ・本マニュアルにある表1-2では、炉心温度が $980[^\circ\text{C}]$ に至ると、炉心状態が「（B）放射性物質がギャップから放出する状態」に至ると推定されるとしている。このため、温度上昇を1分あたり約 $30[^\circ\text{C}]$ と見込むと炉心露出の約30分後（ $[980-170]/30=27$ ）、17:30ころに「（B）放射性物質がギャップから放出する状態」に至ると推定できる。
- ・また、炉心温度が $1300[^\circ\text{C}]$ に至ると、炉心状態が「（C）原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態」に至ると推定されるとしている。このため、温度上昇を1分あたり約 $30[^\circ\text{C}]$ と見込むと炉心露出の約40分後（ $[1300-170]/30=37$ ）、17:40ころに「（C）原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態」に至ると推定できる。
- ・なお、炉心状態（C）と事業者による炉心損傷判断は炉心損傷を燃料露出の約65分後、18:05としており、ERSSトレンド画面の読取誤差を踏まえれば、概ね両者の予測は一致している。
- ・本事例において、1次系の注水ができない状態が継続したと仮定し、2章において原子炉（軽水炉）の炉心状態に基づく事故の影響を評価する際には、放出ケース（4）原子炉容器内炉心溶融時の放出のイベントツリーを用いる。

原子炉（軽水炉）の炉心状態の評価		
ステップ 1—3 炉心が露出している場合、炉心損傷の程度を推定		
手法 1—③ 一度露出した炉心の評価		
① 炉心が露出している時間を 2[°F/秒] (0.5~1.0[°C/秒]) る。その後、表 1-2 を用い * PWR の場合は有効炉心の上端が露出 ら炉心温度が上昇すると考えられる	<p style="color: red; margin: 0;">【適用例における炉心露出時の仮定】</p> <p style="margin: 0;">ステップ 1—2 の評価時に ERSS 画面のトレンドから 17 時頃に水位が TAF に到達すると評価している。また、この後、崩壊熱を蒸気発生器で除熱することが困難になることが想定されるが、TAF 到達まで炉心出口温度はこのままの飽和温度で推移するものと想定し 170°C とした。</p>	
(____ 〇月 ____ 〇日 <u>17</u> : <u>00</u>) 時点の炉心出口温度 [°C] (____ <u>170</u>) [°C] 【A】 温度上昇率の仮定 (0.5~1[°C/秒]=30~60[°C/分]) (____ <u>30</u>) [°C/分] 【B】		
② 炉心損傷状態に達するまでの時間を予測する。 燃料のギャップ放出までの時間 (<u>約 30 (27)</u> 分) = ((980[°C] - (【A】 ____ <u>170</u>) [°C]) / (【B】 ____ <u>30</u>) [°C/分]) 原子炉容器内炉心溶融までの時間 (<u>約 40 (37)</u> 分) = ((1300[°C] - (【A】 ____ <u>170</u>) [°C]) / (【B】 ____ <u>30</u>) [°C/分])		
<p style="color: red; margin: 0;">* 炉心露出 (17 : 00 頃) から約 40 分後の 17 : 40 頃に炉心損傷の恐れ</p> <p style="margin: 0;">・ 炉心溶融に至る時間を算出し、その情報を元に記入。(A) から (D) までの炉心状態を評価する。* このままの状態が継続すると (C) 又は (D) の炉心状態となる</p> <p style="margin: 0;">* 既に露出している場合は、露出してから現在までの時間をもとに、表 1—2 から現在の炉心状態を推定できる。</p>		
表 1—2		
PWR 有効炉心又は BWR 有効炉心の 20%露出(時間)	炉心温度 (°C)	炉心損傷の可能性
0	>315	<ul style="list-style-type: none"> ・ なし
0.5 ~ 0.75	980~ 1300	<ul style="list-style-type: none"> ・ 局部的燃料溶融 ・ 発生蒸気による燃料被覆管の酸化 (金属-水発熱反応による急激な水素の発生) ・ 急激な燃料被覆管の損傷(炉心からのギャップ放出)^a
0.5 ~ 1.5	1300~ 2300	<ul style="list-style-type: none"> ・ 急激な揮発性放射性物質の放出 (原子炉容器内の過酷な炉心損傷に伴う炉心からの放出)^a ・ 溶融炉心の移動(スランプ)の可能性 ・ 炉心冷却不能の可能性
1 ~ 3 以上	>2300	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器溶融貫通により、格納容器が損傷し、揮発性の低い放射性物質が追加放出される可能性
<p style="text-align: center; margin: 0;"><炉心状態></p> <p style="margin: 0;">(A) 燃料棒が健全な状態</p> <p style="margin: 0;">(B) 放射性物質がギャップから放出する状態</p> <p style="margin: 0; color: red;">(C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態</p> <p style="margin: 0; color: red;">(D) 原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態</p>		

ERSS トレンド表示による炉心露出時期の推定（再掲）



ERSS トレンド画面から17:00過ぎに、概ね TAF に到達するものと推定

○ステップ1-4（測定値に基づく炉心損傷の程度の推定）以降

- ・炉心損傷に至っておらず、測定値に基づく炉心損傷の程度を推定はできないことから、評価対象外とする。

現状が継続した場合、炉心損傷のおそれがあることから、引き続き、2章による評価を行う。

②2章の適用

1章を適用したところ、現状が継続した場合、炉心露出のおそれ、さらには炉心損傷に至るおそれがあると推定されたことから、引き続き、2章による評価を行う。

1章で推定された炉心状態と15:30時点の事業者からの原子炉への注水不能が継続した場合の進展予測（炉心露出 17:00、炉心損傷 18:05、圧力容器損傷 20:10、格納容器2Pd 翌日22:46）、に基づき、予測線量を推定する。

本事例では、格納容器破損による放出、ベントによる放出及び格納容器からの設計漏えいによる公衆被ばくの評価を行う。なお、格納容器破損による放出及びベントによる放出については、放出継続時間の推定が困難なことから、より厳しい想定として格納容器内の放射性物質が1時間で全量放出されるものと仮定する。

○ステップ2-1からステップ2-2

炉心状態、放出経路に対応するイベントツリーを用いて、予測線量を推定する。

- ・1章で推定された炉心状態、放出経路に対応するイベントツリーを選定し、ホールドアップ時間などを考慮し、電気出力1000[MWe]あたりの予測線量を推定する。予測線量の推定にあたり考慮する事項に関して、緩和は格納容器スプレイの影響を、ホールドアップ時間は格納容器内における沈着の影響を、漏えい量は格納容器からの放出の程度を、それぞれ考慮するものとなっている。
- ・1章を適用したところ、炉心状態としては、「(C) 原子炉容器内における炉心の大規模な損傷状態」又は「(D) 原子炉容器から燃料が溶融貫通する状態」と推定されている。この場合の放射性物質の放出は、放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出が該当する。
- ・本マニュアルには放出経路に応じたイベントツリーが示されている。本事例における放射性物質の放出としては、格納容器圧力が2Pdに至るまでの格納容器が健全な状態における設計漏えい及びベントによる放出又は格納容器圧力が2Pdに至った後の格納容器破損による放出が想定され、予測線量の評価に用いるイベントツリーは図2-6となる。

炉心状態に基づく事故の影響の評価	
ステップ 2-1 放出経路の選定	
PWR 乾式格納容器	図 2-1
BWR MARK-I 型格納容器	図 2-2
BWR MARK-II 型格納容器	図 2-3
ABWR	図 2-4
ステップ 2-1 プラントの状態に応じたイベントツリーの選定	
プラントの状態に応じた予測線量を確定する。	
○PWR 乾式格納容器からの放出	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-5
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-6
○PWR 蒸気発生器何	これまでの状況から図 2-6 のイベントツリーを選択
1 次系から 2 次系への放出経路が「PWR」で、それが何れの場合も、この事象を「PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出」として扱う。	
放出ケース (1) 通常時の冷却材放出	図 2-7
放出ケース (2) スパイク時の冷却材放出	図 2-8
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-9
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-10
○BWR 格納容器ドライウエルからの放出	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-11
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-12
○BWR 格納容器ウェットウエルからの放出	
サプレッションプールをバイパスするか、崩壊熱以上の熱がプールに放出されるか、サプレッションプールが沸騰している場合は、この事象を BWR 格納容器ドライウエル放出として扱う。	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-13
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-14
○PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出	
放出ケース (3) ギャップ放出	図 2-15
放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出	図 2-16

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)		
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり	
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	Spray なし	≤1h	100%/h	7.9×10^4	3.9×10^3	
			100%/h	3.3×10^4	1.2×10^3	
		2-12h	100%/d	1.3×10^3	4.6×10^1	
			design leak	1.3×10^0	—	
		>12h	100%/h	2.5×10^3	1.5×10^2	
			100%/d	1.0×10^2	6.0×10^0	
			design leak	1.0×10^{-1}	—	
			design leak	1.0×10^{-1}	—	
		Spray あり	≤1h	100%/h	6.9×10^3	3.8×10^3
				100%/h	3.0×10^3	1.1×10^3
			2-12h	100%/d	1.2×10^2	4.4×10^1
				design leak	1.2×10^{-1}	—
			>12h	100%/h	1.0×10^3	1.5×10^2
				100%/d	4.0×10^1	5.9×10^0
design leak	ϵ			—		
design leak	ϵ			—		

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

図 2-6 PWR 格納容器からの放出
(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

○ステップ 2-3

- ・格納容器圧力が 2 P d に至るまでの格納容器が健全な状態における放出の評価条件として、緩和策の有無については「Spray なし」、ホールドアップ時間については炉心損傷後まもない期間で「2-12h」、それ以降は「>12h」、漏えい量については「design leak」を選定でき、結果として、1[km]地点における電気出力 1000[MWe]あたりの予測線量は、炉心損傷の 12 時間後までは 1.3×10^0 [mSv] それ以降は 1.0×10^{-1} [mSv] と推定される。
- ・格納容器圧力が 2 P d に至った後の格納容器損傷による放出の評価条件として、緩和策の有無については「Spray なし」、ホールドアップ時間については炉心損傷の約 29 時間後であることから「>12h」、格納容器破損における放出を保守的に 1 時間で全量が放出されるものとして、電気出力 1000[MWe] あたりの予測線量は 2.5×10^3 [mSv] と推定される。
- ・電気出力 1000[MWe] あたりの推定結果をまとめると以下のとおり。

炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで	:	1.3	[mSv] @1km 地点
炉心損傷の 12 時間後から格納容器 2 P d まで	:	0.1	[mSv] @1km 地点
格納容器 2 P d (過圧破損による放出)	:	2.5×10^3	[mSv] @1km 地点
格納容器 2 P d (ベントによる放出)	:	1.5×10^2	[mSv] @1km 地点

○ステップ 2-4

イベントツリー用いて推定した電気出力 1000[MWe] あたりの予測線量に対し、電気出力に応じた補正を行う。

- ・本事例では、熱出力約 3400[MWt]、電気出力約 1200[MWe] の 4 ループの PWR を想定している。このため、電気出力補正として、上記の推定値を 1.2 倍する。
- ・電気出力 1200[MWe] に応じた補正後の推定結果は以下のとおり。

炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで	:	1.6	[mSv] @1km 地点
炉心損傷の 12 時間後から格納容器 2 P d まで	:	0.12	[mSv] @1km 地点
格納容器 2 P d (過圧破損による放出)	:	3.0×10^3	[mSv] @1km 地点
格納容器 2 P d (ベントによる放出)	:	1.8×10^2	[mSv] @1km 地点

○ステップ 2-5

放出継続時間を考慮して補正する。

- ・事業者からの進展予測から、炉心損傷を 18:00 頃、格納容器破損を翌 23:00 頃と整理し、約 29 時間の設計漏えいの後、格納容器破損に至ると仮定する。
- ・炉心損傷後 12 時間までの設計漏えいは 12 時間、格納容器破損迄の設計漏えいは 17 時間継続するものとする。

・格納容器破損による放出は、100[%/h]による放出を想定するので放出継続時間は1時間とする。(ベントも同様に保守的に1時間で放出が完了すると想定。)

・放出継続時間を考慮した補正後の推定結果は以下のとおり。

炉心損傷まもない時刻から12時間後まで	:	1.9×10^1 [mSv]	@1km 地点
炉心損傷の12時間後から格納容器2Pdまで	:	2.0 [mSv]	@1km 地点
格納容器2Pd (過圧破損による放出)	:	3.0×10^3 [mSv]	@1km 地点
格納容器2Pd (ベントによる放出)	:	1.8×10^2 [mSv]	@1km 地点

○ステップ2-6

原子炉の停止後の時間に応じた補正を行う。ホールドアップ時間「2-12h」については停止補正係数を1.0、2Pd到達前までのホールドアップ時間「>12h」については停止補正係数を1.0とし、格納容器破損となる2Pd到達は原子炉の停止から1.5日弱の経過(33時間後)であることから図2-19から読み取り0.9とした。また、ベントによる放出については図2-20から読み取り0.8とした。

・原子炉の停止後の時間を考慮した補正後の推定結果は以下のとおり。

炉心損傷まもない時刻から12時間後まで	:	1.9×10^1 [mSv]	@1km 地点
炉心損傷の12時間後から格納容器2Pdまで	:	2.0 [mSv]	@1km 地点
格納容器2Pd (過圧破損による放出)	:	2.7×10^3 [mSv]	@1km 地点
格納容器2Pd (ベントによる放出)	:	1.5×10^2 [mSv]	@1km 地点

炉心の状態	格納容器の状態			1km地点に居続けた時の実効線量(mSv)	
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	7.9	1.2 × 10 ⁻¹
		2-12h	100%/h	3.3 × 10 ⁰	4.6 × 10 ⁻¹
			100%/d	1.3 × 10 ³	4.6 × 10 ¹
		>12h	design leak	1.3 × 10 ⁰	—
			100%/h	2.5 × 10 ³	1.5 × 10 ²
		>12h	100%/d	1.0 × 10 ²	6.0 × 10 ⁰
	design leak		1.0 × 10 ⁻¹	—	
	Spray あり	≦1h	100%/h	7.9 × 10 ³	3.8 × 10 ³
		2-12h	100%/h	1.1 × 10 ³	1.1 × 10 ³
			100%/d	4.4 × 10 ¹	4.4 × 10 ¹
		>12h	design leak	—	—
			100%/h	1.0 × 10 ³	1.0 × 10 ²
design leak		—	—		

緩和
格納容器スプレイの
の有無

ホールドアップ
炉心損傷から放出までの
時間

漏えい量
格納容器からの放出の
程度

炉心損傷後 12 時間後までの
設計漏えい

過圧破損は保守的に 1 時間で全量放出を仮定し、格納容器破損ケースの場合は 2.5×10^3 を選択。ベントケースの場合は 1.5×10^2 を選択。

緩和措置が採られていないので Spray なしを選択

炉心損傷後 12 時間後 ~ 2 P d の設計漏えい

ϵ : 0.1 mSv 以下の場合

— : 想定しない放出経路

注) 表示されている線量は、防護なしの条件で 1km 地点に 7 日間滞在した場合の風下中心軸上の値

図 2-6 PWR 格納容器からの放出

(放出ケース(4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出) に伴う実効線量

炉心状態に基づく事故の影響の評価	
ステップ 2-3 推定される実効線量の選定	
適切なイベントツリーから 1 時間の放出において推定される実効線量 @1km) 1000 [MWe] :	①1.3 ②0.1 ③2.5×10 ³ [mSv] 【A】
ステップ 2-4 出力補正	
原子炉出力に応じて補正する。原子炉出力 :	1200 [MWe] 【B】
(推定された実効線量 @1km) 電気出力補正 = (①1.6 ②0.12 ③3.0×10 ³) [mSv] 【C】 = (【A】 ①1.3 ②0.1 ③2.5×10 ³) [mSv] × (【B】 1200) [MWe] / 1000 [MWe]	
ステップ 2-5 放出継続時間補正	
異なる放出継続時間に対しては、実効線量に放出継続時間を掛けて補正する。(100[%/h] の放出の場合、1 時間以上の放出は考えない。その場合の最大放出時間は 1 時間である)	
(推定された実効線量 @1km) 放出継続時間補正 (①19 ②2.0 ③3.0×10 ³) [mSv] 【D】 = (【C】 ①1.6 ②0.1 ③3.0×10 ³) [mSv] × (①12 ②17 ③1) [h] / 1 [h] ²²	
ステップ 2-6 停止後時間補正	
原子炉が 1 日以上停止していた場合、停止後の時間補正係数を用いて実効線量を補正する。原子炉停止から 1 日未満である場合は補正係数を 1 とする。図 2-17~図 2-20 を用いて、停止後の時間補正係数を読み取る。	
ギャップ放出における実効線量の停止補正係数 :	①1 ②1 ③0.9
原子炉容器内炉心溶融時の放出における実効線量の停止補正係数 :	①1 ②1 ③0.9
(推定された実効線量 @1km) 停止補正 = (①19 ②2.0 ③2.7×10 ³) [mSv] 【E】 = (【D】 ①19 ②2.0 ③3.0×10 ³) [mSv] × (①1 ②1 ③0.9) [-]	
○時間補正係数	
ギャップ放出・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ ……………	図 2-17
ギャップ放出・フィルタベントに至るシナリオ ……………	図 2-18
炉心溶融・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ ……………	図 2-19
炉心溶融・フィルタベント ……………	図 2-20

【補足説明】
 ①炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで
 ②炉心損傷後 12 時間以降から格納容器 2 P d まで
 ③格納容器 2 P d 以降

²² 単位系の考え方については本文 2.6 における脚注 17 を参照

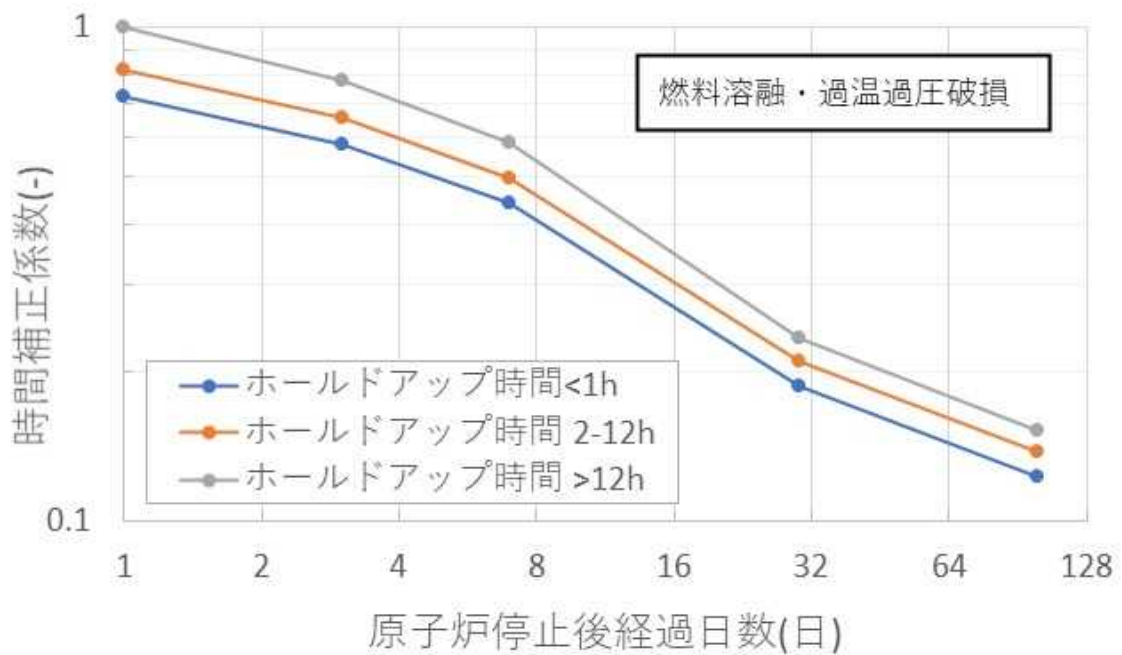


図 2-19 停止時間による補正係数
(炉心溶融・過温過圧破損に至る可能性のあるシナリオ)

(※図 2-19 の停止時間による補正係数値)

	ホールドアップ時間<1h	ホールドアップ時間 2-12h	ホールドアップ時間 >12h
1 日未満	1.00	1.00	1.00
1 日	0.73	0.82	1.00
3 日	0.58	0.65	0.78
7 日	0.44	0.50	0.58
30 日	0.19	0.21	0.24
100 日	0.12	0.14	0.15

○ステップ2-7

距離、放出高さ、降雨の影響について、実効線量を補正する。本事例においては、地上放出、降雨なしにおいて、1, 5, 15, 30[km]地点における実効線量を推定する。

- ・地上放出、降雨なしにおいて、1, 5, 15, 30[km]地点における補正係数は、図 2-21 及び図 2-22 の附表よりそれぞれ 1.00, 0.30, 0.088, 0.037 となる。
- ・距離、放出高さ及び降雨の影響を考慮した補正後の推定結果は以下のとおり。ここで、「炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで」と「炉心損傷の 12 時間後から 2 P d まで」の線量の合算は、2 P d（格納容器破損）までの設計漏えいによる影響、「格納容器 2 P d（過圧破損による放出）」の線量は格納容器破損後の放出による影響、「格納容器 2 P d（ベントによる放出）」の線量はベントによる影響をそれぞれ示す。但し、この評価結果は屋内退避等の防護措置を考慮せず、屋外に 1 週間同一地点に留まった場合の被ばく線量であることに留意する必要がある。

@1km 地点

炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで	: 1.9 × 10 ¹ [mSv]
炉心損傷の 12 時間後から格納容器 2 P d まで	: 2.0 [mSv]
<u>2 P d までの設計漏えい（合計）</u>	<u>: 2.1 × 10¹ [mSv]</u>
格納容器 2 P d（過圧破損による放出）	: 2.7 × 10 ³ [mSv]
格納容器 2 P d（ベントによる放出）	: 1.5 × 10 ² [mSv]

@5km 地点

炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで	: 5.7 [mSv]
炉心損傷の 12 時間後から格納容器 2 P d まで	: 0.6 [mSv]
<u>2 P d までの設計漏えい（合計）</u>	<u>: 6.3 [mSv]</u>
格納容器 2 P d（過圧破損による放出）	: 8.1 × 10 ² [mSv]
格納容器 2 P d（ベントによる放出）	: 4.6 × 10 ¹ [mSv]

@15km 地点

炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで	: 1.7 [mSv]
炉心損傷の 12 時間後から格納容器 2 P d まで	: 0.2 [mSv]
<u>2 P d までの設計漏えい（合計）</u>	<u>: 1.9 [mSv]</u>
格納容器 2 P d（過圧破損による放出）	: 2.4 × 10 ² [mSv]
格納容器 2 P d（ベントによる放出）	: 1.3 × 10 ¹ [mSv]

@30km 地点

炉心損傷まもない時刻から 12 時間後まで	: 0.7 [mSv]
炉心損傷の 12 時間後から格納容器 2 P d まで	: 0.1 [mSv]
<u>2 P d までの設計漏えい（合計）</u>	<u>: 0.8 [mSv]</u>
格納容器 2 P d（過圧破損による放出）	: 1.0 × 10 ² [mSv]
格納容器 2 P d（ベントによる放出）	: 5.6 [mSv]

○ステップ 2-8

敷地境界の外で事前対策のめやす線量(実効線量 100[mSv])を超えるおそれがある場合、その範囲を評価する。

- ・本事例において、格納容器 2 P dにおいて1時間で全量放出されるという保守的な条件で放出されたと仮定した場合、格納容器破損による放出の場合に推定される実効線量の積算値はステップ 2-7による評価結果から、30[km]圏内がめやす線量を超える恐れがある。また、ベント放出の場合に推定される実効線量の積算値はステップ 2-7による評価結果は2[km]において93[mSv]であり、約2[km]圏内がめやす線量を超える可能性がある。(注：ステップ 2-7と同様に、屋内退避等の防護措置を考慮せず、屋外に1週間同一地点に留まった場合の評価結果に基づく。)

炉心状態に基づく事故の影響の評価																																																									
ステップ 2-7 気象条件及び放出条件による補正																																																									
<p>推定した実効線量について、距離、放出高さ及び降雨の影響による補正を行う。</p> <p>⑤ 適切な放出条件を選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地表面放出で降雨なし ・ 地表面放出で降雨あり ・ 地上高放出で降雨なし (_____) [m] ・ 地上高放出で降雨あり (_____) [m] <p>⑥ 異なる放出条件に対する実効線量の換算係数を示した図 2-21 又は図 2-22 を用いて、補正係数を確定し、風下距離 1、2、5、10、15、20、30[km] の実効線量を推定する。</p>																																																									
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①19 ②2.0 ③$2.7 \times 10^3$ </div> (_____) [mSv] = ([E]	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①19 ②2.0 ③$2.7 \times 10^3$ </div>) [mSv] × (<u>1.00</u>) @1km																																																								
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①5.7 ②0.6 ③$8.1 \times 10^2$ </div> (_____) [mSv] = ([E]	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①19 ②2.0 ③$2.7 \times 10^3$ </div>) [mSv] × (<u>0.30</u>) @5km																																																								
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①1.7 ②0.2 ③$2.4 \times 10^2$ </div> (_____) [mSv] = ([E]	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①19 ②2.0 ③$2.7 \times 10^3$ </div>) [mSv] × (<u>0.088</u>) @15km																																																								
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①0.7 ②0.1 ③$1.0 \times 10^2$ </div> (_____) [mSv] = ([E]	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> ①19 ②2.0 ③$2.7 \times 10^3$ </div>) [mSv] × (<u>0.037</u>) @30km																																																								
図 2-21 及び図 2-22 の _____、降雨の影響による補正係数値																																																									
<table border="1" style="border-collapse: collapse; margin: auto;"> <thead> <tr> <th>距離(km)</th> <th>地上 降雨なし</th> <th>100m 降雨なし</th> <th>200m 降雨なし</th> <th>地上 降雨あり</th> <th>100m 降雨あり</th> <th>200m 降雨あり</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>1.00</td> <td>0.61</td> <td>0.14</td> <td>2.95</td> <td>2.62</td> <td>2.21</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.61</td> <td>0.44</td> <td>0.16</td> <td>1.78</td> <td>1.66</td> <td>1.45</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>0.30</td> <td>0.24</td> <td>0.13</td> <td>0.65</td> <td>0.62</td> <td>0.57</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>0.14</td> <td>0.12</td> <td>0.08</td> <td>0.17</td> <td>0.17</td> <td>0.16</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>0.088</td> <td>0.079</td> <td>0.058</td> <td>0.078</td> <td>0.071</td> <td>0.054</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>0.062</td> <td>0.057</td> <td>0.044</td> <td>0.049</td> <td>0.046</td> <td>0.036</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>0.037</td> <td>0.035</td> <td>0.029</td> <td>0.027</td> <td>0.025</td> <td>0.021</td> </tr> </tbody> </table>		距離(km)	地上 降雨なし	100m 降雨なし	200m 降雨なし	地上 降雨あり	100m 降雨あり	200m 降雨あり	1	1.00	0.61	0.14	2.95	2.62	2.21	2	0.61	0.44	0.16	1.78	1.66	1.45	5	0.30	0.24	0.13	0.65	0.62	0.57	10	0.14	0.12	0.08	0.17	0.17	0.16	15	0.088	0.079	0.058	0.078	0.071	0.054	20	0.062	0.057	0.044	0.049	0.046	0.036	30	0.037	0.035	0.029	0.027	0.025	0.021
距離(km)	地上 降雨なし	100m 降雨なし	200m 降雨なし	地上 降雨あり	100m 降雨あり	200m 降雨あり																																																			
1	1.00	0.61	0.14	2.95	2.62	2.21																																																			
2	0.61	0.44	0.16	1.78	1.66	1.45																																																			
5	0.30	0.24	0.13	0.65	0.62	0.57																																																			
10	0.14	0.12	0.08	0.17	0.17	0.16																																																			
15	0.088	0.079	0.058	0.078	0.071	0.054																																																			
20	0.062	0.057	0.044	0.049	0.046	0.036																																																			
30	0.037	0.035	0.029	0.027	0.025	0.021																																																			
ステップ 2-8 事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲の推定																																																									
<p>ステップ 2-7 の結果を用い、事前対策のめやす線量を超えるおそれのある範囲を評価する。</p> <p>* 実効線量の推定値には大きな不確かさがあり、ここで評価された事前対策のめやす線量を超えるおそれのある範囲も大きな不確かさがあることに留意する必要がある。</p> <p style="text-align: center;">事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲</p> <p>(実効線量 > 100[mSv]) : <u>30</u> [km] 以内</p>																																																									

4. 評価結果に関する考察

本適用事例における格納容器破損による大規模放出の評価結果を、原子力災害事前対策の検討チームで議論された資料「レベル3 PSA 手法を用いた被ばく低減効果の分析」（出典：第2回原子力災害事前対策等に関する検討チーム、平成24年11月30日、配付資料（1）。以下「検討チーム資料」という。）と比較し、本適用事例の評価結果の保守性について、考察する。

検討チーム資料は、事故進展解析コードで評価されたソースタームを入力条件として、レベル3 PSA 手法で環境影響解析コード OSCAAR を用いて距離ごとの被ばく線量を出力して評価している。検討チーム資料のうち、本適用事例との比較に用いる解析の条件は以下のとおりである。

- 検討チーム資料の環境影響解析における解析条件
 - 評価プラント：1100[MWe]モデルプラント
 - 気象条件：年間における1時間ごとの気象データ8760通りから248通りをサンプリング
 - 被ばく経路：クラウドシャイン、グランドシャイン及び吸入被ばく
 - 被ばく期間：7日間（屋外で過ごす防護措置なしの場合を仮定）

- 検討チーム資料の解析に用いられたソースターム
 - 格納容器過圧破損を対象
 - 主たる放出開始までの時間：27時間
 - 放出継続時間：7時間
 - 放出高さ：0[m]及び40[m]
 - 各核種の環境への放出量：付表3-1のとおり。

付表 3-1 各核種の環境への放出量（原子炉停止時の炉内内蔵量に対する比）

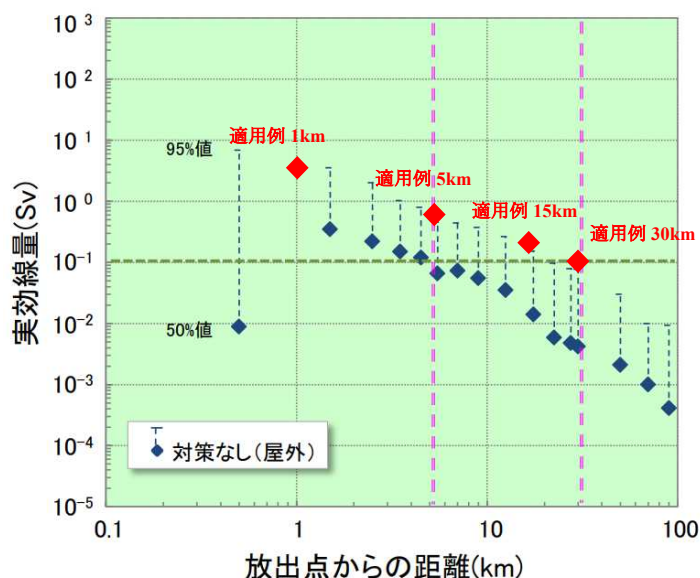
希ガス	有機 ヨウ素	無機 ヨウ素	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	La 類
9.5E-01	1.6E-03	3.1E-02	2.8E-02	2.8E-04	1.2E-08	2.4E-11	5.2E-12

検討チーム資料で対象とされている「大規模放出」の事故シナリオは格納容器過圧破損に伴う放出を仮定しており、この点は本適用事例と同様である²³。また、評価プラントの出力、被ばく経路及び被ばく期間の条件も比較的本適用事例に近い。さらに、年間の様々な気象条件を考慮して解析が行われていることから、本適用事例の保守性を評価するという目的に

²³ 本適用事例の各核種の環境への放出量（炉内内蔵量に対する比）を付属書4に示す方法で算出したところ、被ばくに影響が大きい高揮発性核種の放出量については付表3-1に示す放出量とオーダーでは変わらない結果となった。

において、適切な比較事例であると考えられる。

付図 3-1 に、本適用事例の評価結果（過圧破損による放出）と、検討チーム資料の評価結果（大規模放出）の比較結果を示す。



付図 3-1 検討チーム資料中の防護措置なしの場合の 7 日間実効線量と本適用事例の評価結果の比較

出典：第2回原子力災害事前対策に関する検討チーム「レベル 3PSA 手法による防護措置の被ばく低減効果の分析」

（日本原子力研究開発機構提供資料に一部追記）

付図 3-1 より本適用事例の結果は、検討チーム資料の 95% 値（風向の変化がなく、大気が安定であるなど厳しい気象での評価結果）と近く、保守的であるといえる。本適用事例が厳しい評価結果となるのは、緊急時対応技術マニュアルにおいて格納容器 2 P d 以降に 1 時間で全量放出されるという保守的な条件の放出を仮定し、かつ風向の変化を考慮せずに常に風下中心線上で評価した影響が大きいと考えられる。

参考までに、検討チーム資料中においては、同じ「大規模放出」の事故シナリオを対象に、追加で防護措置を仮定した OSCAAR による解析を行ったところ、95% 値の厳しい被ばく線量であっても全距離において 100[mSv] を下回るという評価結果も別途記載されている。追加で仮定した防護措置は以下のとおり。

- 5[km] 以内：予防的避難
- 5~10[km] 以内：コンクリート屋内退避を 2 日間継続した後に避難
- 10~30[km]：屋内退避

付属書 4 技術的知見やバックデータなど

1. 概要

本マニュアルの2章における各計算ステップの補足説明及び計算根拠をまとめる。本マニュアルは、RTM-96 [1]の計算フローを基本的には踏襲しつつも日本特有の基準や設備を考慮するため、RTM-96と計算の考え方が異なる部分がある。このため、それらについてはパラメータの変更や計算方法の再定義を行った。ここでは、その理由と根拠を説明する。

2. 計算のステップ

2章の評価手順（計算ステップ）は下記のとおりである。

- ステップ2-1：施設の状態に応じた放射性物質の放出経路を選定する。
- ステップ2-2：放出経路や放出ケースに応じたイベントツリーを選定し、予測される実効線量（予測線量）を評価する。
- ステップ2-3：予測線量を記録する。
- ステップ2-4：予測線量を原子炉出力に応じて補正する。
- ステップ2-5：予測線量を放出継続時間に応じて補正する。
- ステップ2-6：予測線量を原子炉停止時間に応じて補正する。
- ステップ2-7：予測線量を距離、放出高さ及び降雨の影響により補正する。
- ステップ2-8：事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲を評価する。

3. ステップにおける変更点

本文2章における各ステップの計算の考え方について計算ステップの変更点とその根拠をまとめる。大きく4点の変更を行う。

① 最新知見の反映

RTM-96が作成された時期以降に明らかになった知見を反映する。

② 国内プラント及び設備の考慮

RTM-96では日本にないプラントについての記載があるため、本マニュアルにおいては削除し、RTM-96で考慮されていないが日本には存在するプラント及び設備については追加する。

③ 評価体系

RTM-96は骨髄線量及び甲状腺線量で評価がなされるが、日本では7日間の実効線量100 [mSv]を緊急時のめやす線量として評価を行う [2]ため、本マニュアルに

おける評価対象の被ばく線量は実効線量とする。実効線量の算出に用いる拡散計算においては、日本で一般的な評価方法である気象指針 [3] を参考とした。

④ 補正係数の再定義

①、②及び③に伴い、予測線量の補正に用いる係数も変更を要する。ただし、RTM-96には補正係数の導出方法の記載がないことから、本変更において補正係数導出理論を構築して再定義した。

この結果、付表4-1に示す計算ステップについて本マニュアルではRTM-96の計算ステップからの変更がある。

付表 4-1 各計算ステップにおける RTM-96 との変更の有無

計算ステップ	変更の有無
ステップ 2-1	<u>変更あり</u>
ステップ 2-2	<u>変更あり</u>
ステップ 2-3	変更なし
ステップ 2-4	変更なし
ステップ 2-5	変更なし
ステップ 2-6	<u>変更あり</u>
ステップ 2-7	<u>変更あり</u>
ステップ 2-8	<u>変更あり</u>

以下、変更を行った各ステップに関して具体的な変更点を記載する。

3. 1 ステップ 2-1 の変更点と根拠

プラントの型式

国内の稼働プラント及び稼働予定のプラントを勘案して以下のとおり変更する。

- ✓ PWRのアイスコンデンサ型の格納容器は対象外とする。
- ✓ BWRのMark-IIIをABWRに変更する。

炉心放出割合

炉心放出割合（CRF）に関して、NUREGで公開されている最新知見に基づき以下のとおり変更し、本マニュアルの表2-2及び表2-3の値に変更した。

- ✓ 「ギャップ放出」、「原子炉容器内炉心溶融時の放出」及び「原子炉容器溶融貫通」に記載された「炉心放出割合」について、最新版のNUREG-1465 [4]に記載されている値を参考とする。

- ✓ 最新版のNUREG-1465の仮定に基づき、格納容器に放出されたヨウ素は95[%]がエアロゾル、4.85[%]が無機ヨウ素及び0.15[%]が有機ヨウ素であるものとする [4]。

放出経路と状態

考慮する低減メカニズムに関わる低減割合（RDF）について、国内プラントの設備及び最新知見を踏まえて以下のとおり変更し、本マニュアルの表2-4の値に変更する。

- ✓ RTM-96はヨウ素の化学形態を考慮していないが、本マニュアルではヨウ素の化学形態を考慮した炉心放出割合とするため、低減割合についてもヨウ素の化学形態を考慮する。具体的にはエアロゾルに関してはRTM-96と同様の低減割合を仮定するが、有機ヨウ素に関しては希ガス同様低減割合の効果はないものと仮定する。無機ヨウ素に関してはRTM-96と同様の低減割合を仮定する。なお、日本独自の設備については、別途定義する。
- ✓ 国内プラントに設置されているフィルタベントを考慮する。フィルタベントの除染係数（DF）については感度解析を行い、エアロゾル1000、無機ヨウ素100及び有機ヨウ素50とする [5]。これを踏まえ、フィルタベントの低減割合を除染係数の逆数となる値に決定する。
- ✓ 国内で使用される予定のないアイスコンデンサに関する記載を削除する。

放出割合

RTM-96と同様であり、放出割合（EF）に関する変更点はない。なお、アイスコンデンサに関する記載は削除する。

線量計算

線量の計算については、RTM-96を参考とするが、計算条件や結果については、日本の評価体系に沿ったものに変更する。具体的な変更は以下のとおり。

- ✓ 評価対象の線量（骨髄線量(TABD)と甲状腺線量)を実効線量に変更する。
- ✓ 拡散計算を気象指針 [3]のモデルに変更する。
- ✓ 評価地点を1 [km]とする。

3. 2 ステップ2-2の変更点と根拠

事故進展に応じたイベントツリーの計算結果値を変更する。なお、計算の根拠については付属書4の4. に示す。また、国内のプラントではフィルタベントが設置されているため、フィルタベントの効果を検討したシナリオを追加する。

3. 3 ステップ2-6の変更点と根拠

ステップ2-5まで計算した線量は、放出が1日以内であることを前提としている。仮に放出がスクラムから1日以上経過した場合においては、核種の減衰の影響で線量が低減すると想定される。したがって、放出がスクラムから1日以上経過した場合においては原子炉停止時間に応じた補正を行う。

なお、本マニュアルにおいては最新知見の反映並びに国内のプラント及び設備を考慮したシナリオを対象としており、核種の環境への放出量がRTM-96とは異なる。さらに、評価体系を実効線量としている。このため、時間経過に伴う線量の低減効果がRTM-96とは異なる。したがって、停止後の時間補正係数について以下のとおり修正し、本マニュアルの図2-17～図2-20を定める。

- ✓ 原子炉停止時間に応じた補正の方法そのものを再定義した。計算方法は4.2に示す。
- ✓ フィルタベントを考慮したシナリオを追加する。

3.4 ステップ2-7の変更点と根拠

ステップ2-6まで計算した線量は、1[km]地点における地上放出かつ降雨なしの場合の線量である。仮に1[km]以遠の実効線量を計算する場合や、降雨を考慮する場合については線量が増加するものと想定される。したがって、1[km]以遠の線量や高所放出の場合、降雨がある場合等の線量については距離、放出高さ及び降雨に応じた補正を行う。

なお、本マニュアルにおいては3.3と同様、放出量及び評価体系がRTM-96とは異なるため、距離、放出高さ及び降雨に伴う線量の変化がRTM-96とは異なる場合がある。実効線量の距離、放出高さ及び降雨を考慮した補正について以下のとおり変更し、本マニュアルの図2-21及び図2-22を定める。

- ✓ 距離補正の考え方を再定義した。計算方法は4.3に示す。
- ✓ 降雨時のフィルタベントを考慮したシナリオを追加する。
- ✓ 放出高さについては、0[m]、100[m]及び200[m]の場合を考慮する。

3.5 ステップ2-8の変更点と根拠

めやす線量について以下のとおり変更する。

- ✓ RTM-96は米国PAGマニュアル[6]に記載されている数値を参考としているが、本マニュアルでは実効線量100[mSv]の事前対策めやす線量[2]を基準とする。これはIAEAのGSR part7[7]を参考とする。

4. 計算根拠

予測線量の計算に関する計算方法と根拠を以下にまとめる。

4. 1 ステップ2-2で用いた計算方法と根拠

イベントツリーの線量の算出は以下の①から③までの順に計算を行う。

- ① 放出量の算出
- ② 大気拡散と沈着の計算
- ③ 被ばく線量の計算

① 放出量の算出

プラントから放出されるソースタームは、インベントリに炉心状態に応じた炉心放出割合 (CRF)、核種ごとの低減割合 (RDF) 及び放出割合 (EF) を乗じて計算される。すなわち、

$$\dot{Q}_i = Q_i * F_i^{CRF} * F_i^{RDF} * F^{EF} \quad \text{式(1)}$$

と表される。ここで、

\dot{Q}_i : 核種*i*の1時間あたりの放出量 [Bq/h]

Q_i : 核種*i*のインベントリ [Bq]

F_i^{CRF} : 核種*i*の炉心放出割合 (CRF) [-]

F_i^{RDF} : 核種*i*の低減割合²⁴ (RDF) [-]

F^{EF} : 放出割合²⁵ (EF) [1/h]

式(1)は RTM-96 に記載されている式をそのまま踏襲している。但し、式(1)中のパラメータである炉心放出割合 (CRF)と低減割合 (RDF) については、3. 1に記載した理由により RTM-96 から一部差し替えている。なお、炉内インベントリは減衰を考慮しており、一部の核種²⁶については娘核種の生成を考慮する。

なお、フィルタベントの RDF の定義については感度解析の結果を参考に決定する。

② 大気拡散と沈着の計算

大気拡散の計算には気象指針 [3]を参考として式(2)に示すガウスプルームモデルで評価を行う。拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を*x*軸、水平方向を*y*軸、鉛直方向を*z*軸とする直交座標とする。

$$\chi_i(x, y, z) = \frac{\dot{Q}_i}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \text{式(2)}$$

χ_i : 点(*x, y, z*)における濃度 [Bq/m³]

\dot{Q}_i : 放出量 [Bq/s]

u : 風速 [m/s]

²⁴ シナリオに応じた低減割合を設定する。

²⁵ EFについては1時間あたりの放出割合を表している。

²⁶ I-133からXe-133、I-135からXe-135、Te-132からI-132、Ba-140からLa-140等の重要核種を考慮する。

σ_y : y方向の濃度分布の拡散パラメータ [m]

σ_z : z方向の濃度分布の拡散パラメータ [m]

h : 放出高さ [m]

また、沈着の計算についてはRTM-96を参考として下記の式(3)で計算する。

$$\dot{\chi}_{i,D} = (V_d + V_R)\chi_i \quad \text{式(3)}$$

$\dot{\chi}_{i,D}$: 核種*i*に関する地表面沈着フラックス [Bq/m²s]

V_d : 乾性沈着速度 [m/s]

なお、評価式(3)における V_R [m/s]については湿性沈着を表す項であり、降水強度に依存するウォッシュアウト係数と拡散パラメータ σ_z の関数として下記の式(4)のとおり計算する²⁷。

$$V_R = \Lambda \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sigma_z \exp\left[-\frac{h^2}{2\sigma_z^2}\right] \quad \text{式(4)}$$

Λ : ウォッシュアウト係数 [s⁻¹]

式(2)の拡散計算については、RTM-96でもガウスプルームモデルが使用されていることが分かっている。しかしながら、拡散パラメータ σ_y 及び σ_z の具体的な値はRTM-96に記載がない。そのため、RTM-96の計算に用いられているRASCAL2.1 [8]の計算手順を参考に国内の情報を加味して計算を行う。具体的には、拡散パラメータを国内で使用実績のある気象指針に沿って定める。つぎにこれをRASCAL3に記載されている低風速モデル [9][10]によって補正する²⁸。この計算方法によりRTM-96のイベントツリーに記載されている線量をほぼ再現できる²⁹。

式(3)の沈着計算についてはRTM-96の式をそのまま踏襲している。ただし、本評価で追加された放射性物質については、式(3)中のパラメータに関してもRTM-96から追加する。具体的には、本マニュアルでは新たにヨウ素の化学形態を考慮しているために沈着の計算でもこれを区別する必要がある。このため、沈着がほぼ無視できるとされている有機ヨウ素は沈着速度を0 [11]とし、無機ヨウ素は簡易的にエアロゾルと同様の沈着を仮定する。乾性沈着に関しては、有機ヨウ素の仮定以外はRTM-96で定められている計算と同様である。湿性沈着についてはRTM-96における計算方法が公開されていないために、本マニュアルではNUREG-1150 [12]に記載されている方法を用いて式(4)における V_R の計算を行う。

²⁷ イベントツリーの計算に関しては、降雨なしを仮定していることから V_R は0として計算している。

²⁸ RTM-96の計算元であるRASCAL2.1に低風速モデルの具体的な計算式が公開されていないため、RASCAL2.1に近い計算を行っているRASCAL3の低風速モデルを用いる。

²⁹ RTM-96の評価条件及び評価体系で甲状腺線量及び骨髄線量の計算での再現性を確認した。

③ 被ばく線量の計算

②で算出した空間濃度及び沈着量からクラウドシャイン、グランドシャイン及び吸入被ばくの評価を行う。実効線量 H は以下の式で計算する。

$$H = H_{CS} + H_{GS} + H_{IH} \quad \text{式(5)}$$

$$H_{CS} = \sum_i K_i^{CS} \chi_i \quad \text{式(6)}$$

$$H_{GS} = \sum_i K_i^{GS} \dot{\chi}_{i,D} \quad \text{式(7)}$$

$$H_{IH} = \sum_i K_i^{IH} \chi_i \quad \text{式(8)}$$

H : 実効線量 [Sv]

H_{CS} : クラウドシャインによる実効線量 [Sv]

H_{GS} : グランドシャインによる実効線量 [Sv]

H_{IH} : 吸入被ばくによる実効線量 [Sv]

K_i^{CS} : 核種 i に関するクラウドシャインによる線量換算係数 [$\text{Sv m}^3/\text{Bq}$]

K_i^{GS} : 核種 i に関するグランドシャインによる線量換算係数 [$\text{Sv m}^2\text{s}/\text{Bq}$]

K_i^{IH} : 核種 i に関する吸入被ばくによる線量換算係数 [$\text{Sv m}^3/\text{Bq}$]

式(5)～式(8)は RTM-96 の式をそのまま踏襲する。ただし、日本の評価体系では 3.1 に記載したとおり実効線量にて計算を行う必要があるために RTM-96 から式(5)～(8)中の線量換算係数を差し替えている。具体的には、EPA-402-R-93-08[13]、FGR11[14]及び NUREG/CR-5247 の App. K [8] を参考に実効線量を計算できるように線量換算係数を変更する³⁰。

また、全実効線量は、1時間のクラウドシャイン、1時間に吸入した核種による50年預託線量及び7日間のグランドシャイン(沈着した放射性物質による外部被ばく)を評価する。プルーム通過中の被ばく経路であるクラウドシャインと吸入については被ばく継続時間は RTM-96 と本マニュアルに変更がないが、グランドシャインの被ばく継続時間については日本のめやす線量(7日間の全実効線量 100 [mSv])の評価期間[2]を考慮して RTM-96 から変更を行う。

4. 2 「原子炉停止時間に応じた補正」で用いた計算方法と根拠

原子炉停止時間に応じた補正に用いる時間補正係数は、イベントツリーに記載されている被ばく線量と、スクラムから t 日後に放出された場合の被ばく線量の比率の計算に

³⁰ 主に NUREG/CR-5247 の App. K を用いた。IAEA により OIL を決める際に考慮すべきとされている [19]Te-132→I-132 の壊変、Ba-140→La-140 の壊変のほか、フィルタベントで影響が大きいと報告とされている I-133→Xe-133 の壊変等を追加する。

より算出する。なお、この値は厳密には事故シナリオごとに異なるため、特徴的な事故シナリオをグループ化し、代表的な事故シナリオで式(9)に基づいた計算を行い、各日数におけるシナリオごとの最大の F_t^{TIME} を包含するように定める。

$$F_t^{TIME} = \frac{H(t)}{H_o} \quad \text{式(9)}$$

ここで、

F_t^{TIME} : t 日経過後に放出された場合の線量とイベントツリー記載の線量の比率 [-]

$H(t)$: 炉停止から t 日経過後の減衰を考慮した線量 [Sv]

H_o : イベントツリーに記載された予測線量 [Sv]

時間補正係数の算出方法は、RTM-96 に明瞭な記載が見られない。そのため、RTM-96 の計算元である RASCAL2.1 の workbook の記載をもとにして計算方法を再定義する [15][16]。フィルタベントシナリオについては他のシナリオと比較して半減期が短い核種の影響が大きいことから、別途考慮できるようにする。

4. 3 「距離、放出高さ及び降雨の影響による補正」で用いた計算方法と根拠

距離、放出高さ及び降雨の影響による補正に関しては、地上放出かつ降雨なしの場合の 1[km]における線量と任意の距離における放出高さ及び降雨の条件を考慮した線量の比率で計算する。ただし、この比率は厳密には事故シナリオごとに値は異なる。そのため、本マニュアルで扱うシナリオを保守的に計算できるように距離補正係数を定義する。具体的にはこの比率を全てのシナリオで任意の距離にて計算し、その距離における全シナリオを比較した最大の F_x^{DIST} を包含するように距離補正係数を定義する。

$$F_x^{DIST} = \frac{H(x)}{H_o} \quad \text{式(10)}$$

ここで、

F_x^{DIST} : 任意の距離 x における放出高さ及び降雨の条件を考慮した場合の線量とイベントツリー記載の線量の比率 [-]

$H(x)$: 距離、放出高さ及び降雨の条件を考慮した線量 [Sv]

H_{base} : イベントツリーに記載された地上放出かつ降雨なしの場合の 1[km]の予測線量 [Sv]

距離補正係数の算出方法は、RTM-96 に明瞭な記載が見られない。そのため、計算方法を再定義する。この際、フィルタベントシナリオについても考慮できるようにする。

降雨の場合の降水量については 3.8 [mm/h]とした。これは RASCAL4 に記載されている通常の降雨 [11]であり、日本の気象庁の降水量の位置づけ [17]においても「弱い雨」と

「やや強い雨」の間に位置づけられる通常の降雨の範囲にある。

5. まとめ

以上のとおり、緊急時対応技術マニュアルに記載した計算の根拠をまとめた。RTM-96との対応を以下の付表 4-2 に示す。

付表 4-2 RTM-96 と緊急時対応技術マニュアルの比較のまとめ (1 / 2)

ステップ	参考箇所	RTM-96	緊急時対応技術マニュアル	設定根拠
2-1	プラントの型式	PWRのアイスコンデンサ型の格納容器を考慮している。	PWRのアイスコンデンサ型の格納容器を考慮しない。	
		BWRのMark-IIIを考慮する。	BWRのMark-IIIを考慮せず、ABWRに変更する。	
炉心放出割合	炉心放出割合	炉心放出割合 (CRF) については「ギャップ放出」、「原子炉容器内炉心溶融時の放出」及び「原子炉容器溶融貫通」に記載された「炉心からの放出割合」について、改訂前のNUREG-1465 [18]に記載されている値が参考とされている。	「ギャップ放出」、「原子炉容器内炉心溶融時の放出」及び「原子炉容器溶融貫通」に記載された「炉心からの放出割合」について、最新版のNUREG-1465 [4]に記載されている値を参考とする。	NUREG-1465 [4]
	無機ヨウ素及び有機ヨウ素は考慮しない。	最新版のNUREG-1465の仮定に基づき、格納容器に放出されたヨウ素は95[%]がエアロゾル、4.85[%]が無機ヨウ素及び0.15[%]が有機ヨウ素であるものとする。	NUREG-1465 [4]	
放出経路と状態	アイスコンデンサのRDFを考慮する。		国内で使用される予定がないため、アイスコンデンサを削除する。	
	フィルタベントは考慮しない。		フィルタベントを考慮する。フィルタベントの除染係数については感度解析を行い、エアロゾル1000、無機ヨウ素100、有機ヨウ素50 [5]とする。	NEA Status report [5]
線量計算	評価対象の線量は骨髄線量 (TABD) と甲状腺線量とされている。		評価対象の線量を実効線量に変更する。	
	拡散パラメータはRASCAL2.1で考慮されている。		拡散パラメータは気象指針 [3]を参考にする。	気象指針 [3]
	評価地点は1[mile]とされている。		評価地点を1[km]とする。	

付表 4-2 RTM-96 と緊急時対応技術マニュアルの比較のまとめ (2 / 2)

ステップ	参考箇所	RTM-96	緊急時対応技術マニュアル	設定根拠
2-2	イベントツリーの計算	拡散計算における低風速補正モデルは RASCAL2.1 による計算となっている。	拡散計算における低風速補正モデルは RASCAL3 に記載されている計算式に沿う。	・ RASCAL3 [9] ・ 日本原子力学会 (2023) [10]
		グランドシャインは 1 日間分の累積を評価する。	グランドシャインは 7 日間分の累積を評価する。	・ GSR Part 7 [7]
		拡散期間中の減衰や沈着後の減衰を評価しない。	拡散期間中の減衰や沈着後の減衰を評価する。	
		RASCAL2.1 に沿って娘核種は考慮されている。	考慮する娘核種は RASCAL2.1 の App. K を参考に定めるが、これに追加して I-133 から Xe-133 の壊変、I-135 から Xe-135 の壊変、Ba-140 から La-140 の壊変及び Te-132 から I-132 の壊変等を考慮する。	・ NUREG-1940 [11] ・ IAEA (2017) [19]
		フィルタベントのイベントツリーはない。	フィルタベントのイベントツリーを追加する。	
		放出開始までの減衰に関する記載はない。	放出開始時間は RTM-96 の参考文献である NUREG-1228 を参考に 1[h]、6[h] 及び 24[h] に分けて計算する。	・ NUREG-1228 [20]
2-6	時間補正	明瞭な算出方法の記載がない。	原子炉停止時間に応じた補正の方法そのものを再定義する。この際、フィルタベントを考慮したシナリオを別個に考慮できるようにする。	・ 日本原子力学会 (2023) [15]
2-7	距離補正	明瞭な算出方法の記載がない。	距離補正の考え方そのものを再定義する。この際、降雨時のフィルタベントを考慮したシナリオは別個に考慮できるようにする。	
2-8	めやす線量	PAG マニュアルに記載されている数値を参考としている。	日本では実効線量 100[mSv] の事前対策めやす線量 [2] を基準とする。これは IAEA の GSR part7 [7] を参考としたものである。	・ 事前対策めやす線量について [2] ・ IAEA GSR part7 [7]

(参考文献)

- [1] T. McKenna, J. Trefethen, K. Gant, J. Jolicoeur, G. Kuzo and G. Athey, “Response Technical Manual: RTM-96, Volume 1, Revision 4” NUREG/BR-0150, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1996)
- [2] 原子力規制委員会, “原子力災害事前対策の策定において参照すべき 線量のめやすについて” 2018年10月17日 [オンライン]. Available: <https://www.nsr.go.jp/data/000249587.pdf>. [アクセス日: 2022年3月28日].
- [3] 原子力安全委員会, “発電量原子炉施設の安全解析に関する気象指針” 原子力安全委員会, 昭和57年(平成13年改訂).
- [4] L. Soffer, S.B. Burson, C.M. Ferrell, R.Y. Lee, and J.N. Ridgely, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” NUREG-1465, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1995)
- [5] D. Jacquemain, S. Guentay, et al., “Status Report on Filtered Containment Venting” NEA/CSNI/R(2014)7, OECD/NEA/CSNI (2014)
- [6] U.S. Environmental Protection Agency (EPA), “Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents” EPA-400/R-17/001, U.S. Environmental Protection Agency (2017)
- [7] IAEA, “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency” IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. GSR Part 7, IAEA (2015)
- [8] A.L. Sjoreen, G.F. Athey, J.V. Ramsdell, and T.J. McKenna, “RASCAL Version 2.1 User’s Guide” NUREG/CR-5247 Volume 1, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1994)
- [9] S.A. McGuire, J.V. Ramsdell, and G.F. Athey, “RASCAL 3.0.5: Description of Models and Methods” NUREG-1887, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2007)
- [10] 和田山 晃大, 小城 烈, “緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (2) 簡易被ばく評価手法に用いる拡散計算手法の検討” 日本原子力学会 2023年秋の大会 (2023)
- [11] J.V. Ramsdell, Jr., G.F. Athey, S.A. McGuire, and L.K. Brandon, “RASCAL 4: Description of Models and Methods” NUREG-1940, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2012)
- [12] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants” NUREG-1150, vol. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1990)
- [13] K.F. Eckerman, and J.C. Ryman, “External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil” EPA-402-R-93-081, U.S. Environmental Protection Agency (1993)
- [14] K.F. Eckerman, A.B. Wolbarst, and ACB Richardson, “Limiting Values of Radionuclide Intake and Air Concentration and Dose Conversion Factors for Inhalation, Submersion, and Ingestion” EPA-520/1-88-020, U.S. Environmental Protection Agency (1988)
- [15] 小城 烈, 和田山 晃大, “緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (1) シナリオの違いを考慮した簡易被ばく評価の停止時間補正” 日本原子力学会 2023年秋の大会 (2023)

- [16] G.F. Athey, A.L. Sjoreen, and T.J. McKenna, “RASCAL Version 2.1 Workbook” NUREG/CR-5247 Volume 2, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1994)
- [17] 気象庁, “降水 雨に関する用語,” [オンライン]. Available: https://www.jma.go.jp/jma/kishou/known/yougo_hp/kousui.html. [アクセス日: 2022年3月30日].
- [18] L. Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” NUREG-1465, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1992)
- [19] IAEA, “Operational Intervention Levels for Reactor Emergencies” EPR-NPP-OILs, International Atomic Energy Agency (2017)
- [20] T.J. McKenna, and J.G. Giitter, “Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents” NUREG-1228, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1988)

付属書 5 経路別の寄与割合

図 2-5～図 2-16 のイベントツリーに記載されている被ばく線量 (1[km]地点における降雨なしの場合の実効線量) の結果の分析を行うための詳細な情報をまとめる。これらの被ばく線量について被ばく経路別の寄与割合と、各被ばく経路で寄与が大きい上位 5 核種を抽出した。経路別の寄与割合を示す表においては、クラウドシャインを“CS”、グランドシャインを“GS”、吸入を“IH”の記号で記載した。核種別の寄与割合を示す表においては、ヨウ素を化学形態別に考慮し、I-131 (有機) 又は I-131 (無機) などと但し書きをする。特に断りがない場合は粒子状ヨウ素と考えてよい。

なお、被ばく経路別の寄与割合及び各被ばく経路で寄与が大きい上位 5 核種は、あくまでイベントツリーで対象とする事故のスクラムから放出までの経過時間をベースに計算した値である。時間の補正を行った際や、降雨を考慮した際には、寄与割合は変化する点に注意すること。

○PWR 乾式格納容器からの放出

- 放出ケース (3) ギャップ放出 …………… 付図 5-1
- 放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 付図 5-2

○PWR 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) による放出

1 次系から 2 次系への放出経路がドライの場合は、この事象を「PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出」として扱う。

- 放出ケース (1) 通常時の冷却材放出 …………… 付図 5-3
- 放出ケース (2) スパイク時の冷却材放出 …………… 付図 5-4
- 放出ケース (3) ギャップ放出 …………… 付図 5-5
- 放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 付図 5-6

○BWR 格納容器ドライウエルからの放出

- 放出ケース (3) ギャップ放出 …………… 付図 5-7
- 放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 付図 5-8

○BWR 格納容器ウェットウエルからの放出

サプレッションプールをバイパスするか、崩壊熱以上の熱がプールに放出されるか、サプレッションプールが沸騰している場合は、この事象を BWR 格納容器ドライウエル放出として扱う。

- 放出ケース (3) ギャップ放出 …………… 付図 5-9
- 放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 付図 5-10

○PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出

- 放出ケース (3) ギャップ放出 …………… 付図 5-11
- 放出ケース (4) 原子炉容器内炉心溶融時の放出 …………… 付図 5-12

○表番号の解説

(1)被ばく経路別の寄与割合

シナリオごとの被ばく経路の違いによる寄与割合をまとめる。

- ・被ばく経路別の寄与割合： 付表 5-*-1. a/b

(2)核種ごとの寄与割合

シナリオごとの全実効線量又はある被ばく経路の線量において、寄与の大きい核種をまとめる。

- ・全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合： 付表 5-*-2. a/b
- ・クラウドシャイン(CS)に対する影響の大きな核種寄与割合： 付表 5-*-3. a/b
- ・グランドシャイン(GS)に対する影響の大きな核種寄与割合： 付表 5-*-4. a/b
- ・吸入(IH)に対する影響の大きな核種寄与割合： 付表 5-*-5. a/b

なお、*は、イベントツリーの番号を示す。また、a/bはフィルタベントの有無を示す。

(a:フィルタベントなし / b:フィルタベントあり)

付表 5-1 イベントツリー番号及び2章のイベントツリーとの対応

ET 番号	本文2章の 図番号	説明	表との対応 (上記の*)
①	図 2-5	PWR 乾式格納容器からの放出／放出ケース(3)	1
②	図 2-6	PWR 乾式格納容器からの放出／放出ケース(4)	2
③	図 2-7	PWR 蒸気発生器伝熱管破損／放出ケース(1)	3
④	図 2-8	PWR 蒸気発生器伝熱管破損／放出ケース(2)	4
⑤	図 2-9	PWR 蒸気発生器伝熱管破損／放出ケース(3)	5
⑥	図 2-10	PWR 蒸気発生器伝熱管破損／放出ケース(4)	6
⑦	図 2-11	BWR ドライウエルからの放出／放出ケース(3)	7
⑧	図 2-12	BWR ドライウエルからの放出／放出ケース(4)	8
⑨	図 2-13	BWR ウェットウエルからの放出／放出ケース(3)	9
⑩	図 2-14	BWR ウェットウエルからの放出／放出ケース(4)	10
⑪	図 2-15	PWR 及び BWR 格納容器バイパス／放出ケース(3)	11
⑫	図 2-16	PWR 及び BWR 格納容器バイパス／放出ケース(4)	12

表の検索方法の例：

- ・ 図 2-5 の被ばく経路の違いによる寄与割合：ET 番号① ⇒ 付表 5-1-1. a/b
- ・ 図 2-16 の全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合：ET 番号は⑫ ⇒ 付表 5-12-2. a/b

1. PWR 乾式格納容器からの放出／ギャップ放出

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号		
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	δ1-1	φ1-1	
			2-12h	100%/h	δ1-2	φ1-2
				100%/d	δ1-3	φ1-3
		design leak		δ1-4	φ1-4	
		>12h	100%/h	δ1-5	φ1-5	
			100%/d	δ1-6	φ1-6	
			design leak	δ1-7	φ1-7	
	design leak		δ1-7	φ1-7		
	Spray あり	≦1h	100%/h	δ1-8	φ1-8	
			2-12h	100%/h	δ1-9	φ1-9
				100%/d	δ1-10	φ1-10
		design leak		δ1-11	φ1-11	
		>12h	100%/h	δ1-12	φ1-12	
			100%/d	δ1-13	φ1-13	
design leak			δ1-14	φ1-14		
design leak	δ1-14		φ1-14			

付図 5-1 PWR 格納容器からの放出(ギャップ放出)のシナリオ

特徴：

- ・フィルタベントなしの場合は吸入が支配的となる。主要な核種グループとしては、ヨウ素類である。なお、イベントツリーに記載している被ばく線量は降雨を考慮していないため、グランドシャインの寄与は吸入と比べると小さい。
- ・フィルタベントありの場合に関してはクラウドシャインが支配的である。主要な核種グループは希ガス類である。

付表 5-1-1. a PWR 格納容器からの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
δ1-1	8.1E+02	1.6E+03	6.9E+03	9.3E+03	8.7%	17.1%	74.2%
δ1-2	1.8E+02	6.4E+02	3.1E+03	3.9E+03	4.6%	16.4%	79.0%
δ1-3	7.2E+00	2.6E+01	1.2E+02	1.6E+02	4.6%	16.4%	79.0%
δ1-4	7.2E-03	2.6E-02	1.2E-01	1.6E-01	4.6%	16.4%	79.0%
δ1-5	1.1E+01	4.1E+01	2.3E+02	2.8E+02	3.9%	14.4%	81.6%
δ1-6	4.5E-01	1.6E+00	9.3E+00	1.1E+01	3.9%	14.4%	81.6%
δ1-7	4.5E-04	1.6E-03	9.3E-03	1.1E-02	3.9%	14.4%	81.6%
δ1-8	2.2E+02	6.3E+01	3.0E+02	5.8E+02	38.2%	10.9%	50.9%
δ1-9	6.5E+01	3.6E+01	1.9E+02	2.9E+02	22.3%	12.3%	65.4%
δ1-10	2.6E+00	1.4E+00	7.6E+00	1.2E+01	22.3%	12.3%	65.4%
δ1-11	2.6E-03	1.4E-03	7.6E-03	1.2E-02	22.3%	12.3%	65.4%
δ1-12	8.6E+00	1.4E+01	8.8E+01	1.1E+02	7.8%	12.4%	79.8%
δ1-13	3.4E-01	5.5E-01	3.5E+00	4.4E+00	7.8%	12.4%	79.8%
δ1-14	3.4E-04	5.5E-04	3.5E-03	4.4E-03	7.8%	12.4%	79.8%

付表 5-1-1. b PWR 格納容器からの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
φ1-1	2.0E+02	2.1E+00	1.4E+01	2.1E+02	92.4%	1.0%	6.6%
φ1-2	5.8E+01	8.4E-01	6.7E+00	6.5E+01	88.4%	1.3%	10.3%
φ1-3	2.3E+00	3.3E-02	2.7E-01	2.6E+00	88.4%	1.3%	10.3%
φ1-4	-	-	-	-	-	-	-
φ1-5	7.1E+00	5.2E-02	1.2E+00	8.4E+00	85.3%	0.6%	14.1%
φ1-6	2.9E-01	2.1E-03	4.7E-02	3.4E-01	85.3%	0.6%	14.1%
φ1-7	-	-	-	-	-	-	-
φ1-8	2.0E+02	8.4E-02	2.0E+00	2.0E+02	99.0%	0.0%	1.0%
φ1-9	5.8E+01	4.7E-02	1.4E+00	5.9E+01	97.6%	0.1%	2.3%
φ1-10	2.3E+00	1.9E-03	5.5E-02	2.4E+00	97.6%	0.1%	2.3%
φ1-11	-	-	-	-	-	-	-
φ1-12	7.1E+00	1.7E-02	9.2E-01	8.1E+00	88.4%	0.2%	11.4%
φ1-13	2.9E-01	7.0E-04	3.7E-02	3.2E-01	88.4%	0.2%	11.4%
φ1-14	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-5 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-1-2. a PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS なし）の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ1-1	9.3E+03	I-131	46.7%	I-133	18.7%	Cs-134	8.1%	I-135	6.7%	I-131(無機)	5.0%
δ1-2	3.9E+03	I-131	52.2%	I-133	18.1%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.6%	I-135	4.5%
δ1-3	1.6E+02	I-131	52.2%	I-133	18.1%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.6%	I-135	4.5%
δ1-4	1.6E-01	I-131	52.2%	I-133	18.1%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.6%	I-135	4.5%
δ1-5	2.8E+02	I-131	56.0%	I-133	11.4%	Cs-134	10.5%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.4%
δ1-6	1.1E+01	I-131	56.0%	I-133	11.4%	Cs-134	10.5%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.4%
δ1-7	1.1E-02	I-131	56.0%	I-133	11.4%	Cs-134	10.5%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.4%
δ1-8	5.8E+02	I-131	29.8%	Kr-88	25.8%	I-133	12.0%	Cs-134	5.1%	I-135	4.3%
δ1-9	2.9E+02	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
δ1-10	1.2E+01	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
δ1-11	1.2E-02	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
δ1-12	1.1E+02	I-131	48.2%	I-131(有機)	11.4%	I-133	9.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.2%
δ1-13	4.4E+00	I-131	48.2%	I-131(有機)	11.4%	I-133	9.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.2%
δ1-14	4.4E-03	I-131	48.2%	I-131(有機)	11.4%	I-133	9.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.2%

付表 5-1-2. b PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS あり）の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ1-1	2.1E+02	Kr-88	70.0%	Kr-87	10.6%	Xe-135	3.8%	Xe-138	3.5%	Xe-133	2.9%
φ1-2	6.5E+01	Kr-88	66.5%	Xe-133	9.2%	Xe-135	8.5%	I-131(無機)	3.4%	I-131	3.1%
φ1-3	2.6E+00	Kr-88	66.5%	Xe-133	9.2%	Xe-135	8.5%	I-131(無機)	3.4%	I-131	3.1%
φ1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-5	8.4E+00	Xe-133	65.4%	Xe-135	16.8%	Kr-88	6.0%	I-131(有機)	3.0%	I-131(無機)	2.0%
φ1-6	3.4E-01	Xe-133	65.4%	Xe-135	16.8%	Kr-88	6.0%	I-131(有機)	3.0%	I-131(無機)	2.0%
φ1-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-8	2.0E+02	Kr-88	73.3%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ1-9	5.9E+01	Kr-88	73.6%	Xe-133	10.2%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
φ1-10	2.4E+00	Kr-88	73.6%	Xe-133	10.2%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
φ1-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-12	8.1E+00	Xe-133	67.8%	Xe-135	17.4%	Kr-88	6.2%	I-131(有機)	3.1%	Xe-133m	1.6%
φ1-13	3.2E-01	Xe-133	67.8%	Xe-135	17.4%	Kr-88	6.2%	I-131(有機)	3.1%	Xe-133m	1.6%
φ1-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-1-3. a PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS なし）の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ1-1	8.1E+02	I-135	20.8%	I-134	18.9%	Kr-88	18.5%	I-132	18.0%	I-133	9.1%
δ1-2	1.8E+02	I-135	26.4%	Kr-88	24.0%	I-133	16.6%	I-132	8.6%	I-131	6.2%
δ1-3	7.2E+00	I-135	26.4%	Kr-88	24.0%	I-133	16.6%	I-132	8.6%	I-131	6.2%
δ1-4	7.2E-03	I-135	26.4%	Kr-88	24.0%	I-133	16.6%	I-132	8.6%	I-131	6.2%
δ1-5	1.1E+01	Xe-133	45.0%	Xe-135	14.4%	I-133	12.4%	I-131	7.8%	I-135	5.4%
δ1-6	4.5E-01	Xe-133	45.0%	Xe-135	14.4%	I-133	12.4%	I-131	7.8%	I-135	5.4%
δ1-7	4.5E-04	Xe-133	45.0%	Xe-135	14.4%	I-133	12.4%	I-131	7.8%	I-135	5.4%
δ1-8	2.2E+02	Kr-88	67.2%	Kr-87	10.2%	Xe-135	3.6%	Xe-138	3.4%	I-135	3.0%
δ1-9	6.5E+01	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
δ1-10	2.6E+00	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
δ1-11	2.6E-03	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
δ1-12	8.6E+00	Xe-133	58.5%	Xe-135	17.0%	Kr-88	5.9%	I-133	5.4%	I-131	3.4%
δ1-13	3.4E-01	Xe-133	58.5%	Xe-135	17.0%	Kr-88	5.9%	I-133	5.4%	I-131	3.4%
δ1-14	3.4E-04	Xe-133	58.5%	Xe-135	17.0%	Kr-88	5.9%	I-133	5.4%	I-131	3.4%

付表 5-1-3. b PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS あり）の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ1-1	2.0E+02	Kr-88	75.6%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ1-2	5.8E+01	Kr-88	75.0%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ1-3	2.3E+00	Kr-88	75.0%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-5	7.1E+00	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ1-6	2.9E-01	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ1-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-8	2.0E+02	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ1-9	5.8E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ1-10	2.3E+00	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ1-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-12	7.1E+00	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ1-13	2.9E-01	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ1-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-1-4. a PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS なし）の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ1-1	1.6E+03	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
δ1-2	6.4E+02	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ1-3	2.6E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ1-4	2.6E-02	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ1-5	4.1E+01	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ1-6	1.6E+00	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ1-7	1.6E-03	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ1-8	6.3E+01	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
δ1-9	3.6E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ1-10	1.4E+00	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ1-11	1.4E-03	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ1-12	1.4E+01	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ1-13	5.5E-01	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ1-14	5.5E-04	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%

付表 5-1-4. b PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS あり）の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ1-1	2.1E+00	I-131	22.0%	I-133	16.2%	I-131(無機)	11.2%	Cs-134	11.1%	I-135	10.7%
φ1-2	8.4E-01	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ1-3	3.3E-02	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-5	5.2E-02	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ1-6	2.1E-03	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ1-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-8	8.4E-02	I-131	22.0%	I-133	16.2%	I-131(無機)	11.2%	Cs-134	11.1%	I-135	10.7%
φ1-9	4.7E-02	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ1-10	1.9E-03	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ1-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-12	1.7E-02	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ1-13	7.0E-04	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ1-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-1-5. a PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS なし）の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ1-1	6.9E+03	I-131	55.9%	I-133	19.2%	Cs-134	7.3%	I-131(無機)	6.4%	I-135	3.3%
δ1-2	3.1E+03	I-131	58.7%	I-133	17.4%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
δ1-3	1.2E+02	I-131	58.7%	I-133	17.4%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
δ1-4	1.2E-01	I-131	58.7%	I-133	17.4%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
δ1-5	2.3E+02	I-131	60.9%	I-133	10.6%	Cs-134	8.7%	I-131(無機)	7.0%	I-131(有機)	5.4%
δ1-6	9.3E+00	I-131	60.9%	I-133	10.6%	Cs-134	8.7%	I-131(無機)	7.0%	I-131(有機)	5.4%
δ1-7	9.3E-03	I-131	60.9%	I-133	10.6%	Cs-134	8.7%	I-131(無機)	7.0%	I-131(有機)	5.4%
δ1-8	3.0E+02	I-131	52.0%	I-133	17.9%	Cs-134	6.8%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.6%
δ1-9	1.9E+02	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
δ1-10	7.6E+00	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
δ1-11	7.6E-03	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
δ1-12	8.8E+01	I-131	53.6%	I-131(有機)	14.3%	I-133	9.4%	Cs-134	7.7%	I-131(無機)	6.2%
δ1-13	3.5E+00	I-131	53.6%	I-131(有機)	14.3%	I-133	9.4%	Cs-134	7.7%	I-131(無機)	6.2%
δ1-14	3.5E-03	I-131	53.6%	I-131(有機)	14.3%	I-133	9.4%	Cs-134	7.7%	I-131(無機)	6.2%

付表 5-1-5. b PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出/ FCVS あり）の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ1-1	1.4E+01	I-131(無機)	31.1%	I-131	27.1%	I-133(無機)	12.0%	I-133	9.3%	Xe-133	3.7%
φ1-2	6.7E+00	I-131(無機)	30.9%	I-131	26.9%	I-133(無機)	10.3%	I-133	8.0%	Xe-133	7.6%
φ1-3	2.7E-01	I-131(無機)	30.9%	I-131	26.9%	I-133(無機)	10.3%	I-133	8.0%	Xe-133	7.6%
φ1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-5	1.2E+00	Xe-133	39.1%	I-131(有機)	21.2%	I-131(無機)	13.7%	I-131	11.9%	I-133(有機)	4.3%
φ1-6	4.7E-02	Xe-133	39.1%	I-131(有機)	21.2%	I-131(無機)	13.7%	I-131	11.9%	I-133(有機)	4.3%
φ1-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-8	2.0E+00	Xe-133	26.8%	Kr-88	15.7%	I-131(有機)	14.0%	I-131(無機)	9.0%	I-131	7.9%
φ1-9	1.4E+00	Xe-133	36.8%	I-131(有機)	19.4%	I-131(無機)	8.3%	I-131	7.3%	I-133(有機)	6.7%
φ1-10	5.5E-02	Xe-133	36.8%	I-131(有機)	19.4%	I-131(無機)	8.3%	I-131	7.3%	I-133(有機)	6.7%
φ1-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ1-12	9.2E-01	Xe-133	50.2%	I-131(有機)	27.2%	I-131(無機)	5.9%	I-133(有機)	5.5%	I-131	5.1%
φ1-13	3.7E-02	Xe-133	50.2%	I-131(有機)	27.2%	I-131(無機)	5.9%	I-133(有機)	5.5%	I-131	5.1%
φ1-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

2. PWR 乾式格納容器からの放出／燃料溶融

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	δ2-1	φ2-1
			100%/h	δ2-2	φ2-2
		2-12h	100%/d	δ2-3	φ2-3
			design leak	δ2-4	φ2-4
			100%/h	δ2-5	φ2-5
		>12h	100%/d	δ2-6	φ2-6
			design leak	δ2-7	φ2-7
	Spray あり	≦1h	100%/h	δ2-8	φ2-8
			100%/h	δ2-9	φ2-9
		2-12h	100%/d	δ2-10	φ2-10
			design leak	δ2-11	φ2-11
			100%/h	δ2-12	φ2-12
		>12h	100%/d	δ2-13	φ2-13
			design leak	δ2-14	φ2-14

付図 5-2 PWR 格納容器からの放出(燃料溶融)

特徴：

- ・フィルタベントなしの場合は吸入が支配的となる。主要な核種グループとしては、ヨウ素類である。なお、イベントツリーに記載している被ばく線量は降雨を考慮していないため、グランドシャインの寄与は吸入と比べると小さい。
- ・燃料溶融の場合には放出される核種が増加し、グランドシャインにおいてはヨウ素類だけではなくテルル類の影響が大きい。
- ・フィルタベントありの場合に関してはクラウドシャインが支配的である。主要な核種グループは希ガス類である。

付表 5-2-1. a PWR 格納容器からの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
δ2-1	8.1E+03	1.6E+04	5.5E+04	7.9E+04	10.4%	19.8%	69.8%
δ2-2	2.1E+03	6.6E+03	2.5E+04	3.3E+04	6.2%	19.7%	74.1%
δ2-3	8.2E+01	2.6E+02	9.9E+02	1.3E+03	6.2%	19.7%	74.1%
δ2-4	8.2E-02	2.6E-01	9.9E-01	1.3E+00	6.2%	19.7%	74.1%
δ2-5	1.7E+02	4.5E+02	1.9E+03	2.5E+03	6.9%	17.9%	75.2%
δ2-6	6.9E+00	1.8E+01	7.5E+01	1.0E+02	6.9%	17.9%	75.2%
δ2-7	6.9E-03	1.8E-02	7.5E-02	1.0E-01	6.9%	17.9%	75.2%
δ2-8	3.9E+03	6.2E+02	2.3E+03	6.9E+03	56.9%	9.0%	34.1%
δ2-9	1.1E+03	3.7E+02	1.5E+03	3.0E+03	38.0%	12.1%	49.9%
δ2-10	4.6E+01	1.5E+01	6.0E+01	1.2E+02	38.0%	12.1%	49.9%
δ2-11	4.6E-02	1.5E-02	6.0E-02	1.2E-01	38.0%	12.1%	49.9%
δ2-12	1.5E+02	1.5E+02	7.0E+02	1.0E+03	14.8%	14.9%	70.2%
δ2-13	5.9E+00	6.0E+00	2.8E+01	4.0E+01	14.8%	14.9%	70.2%
δ2-14	5.9E-03	6.0E-03	2.8E-02	4.0E-02	14.8%	14.9%	70.2%

付表 5-2-1. b PWR 格納容器からの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
φ2-1	3.7E+03	1.9E+01	1.2E+02	3.9E+03	96.5%	0.5%	3.1%
φ2-2	1.1E+03	8.0E+00	5.9E+01	1.2E+03	94.3%	0.7%	5.0%
φ2-3	4.4E+01	3.2E-01	2.3E+00	4.6E+01	94.3%	0.7%	5.0%
φ2-4	-	-	-	-	-	-	-
φ2-5	1.4E+02	5.3E-01	1.4E+01	1.5E+02	90.1%	0.4%	9.6%
φ2-6	5.4E+00	2.1E-02	5.8E-01	6.0E+00	90.1%	0.4%	9.6%
φ2-7	-	-	-	-	-	-	-
φ2-8	3.7E+03	7.7E-01	2.6E+01	3.8E+03	99.3%	0.0%	0.7%
φ2-9	1.1E+03	4.4E-01	1.8E+01	1.1E+03	98.3%	0.0%	1.6%
φ2-10	4.4E+01	1.8E-02	7.3E-01	4.4E+01	98.3%	0.0%	1.6%
φ2-11	-	-	-	-	-	-	-
φ2-12	1.4E+02	1.8E-01	1.2E+01	1.5E+02	91.5%	0.1%	8.4%
φ2-13	5.4E+00	7.0E-03	5.0E-01	5.9E+00	91.5%	0.1%	8.4%
φ2-14	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-6 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-2-2. a PWR 格納容器からの放出（燃料溶融/ FCVS なし）の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ2-1	7.9E+04	I-131	38.6%	I-133	15.5%	Te-132	6.0%	I-135	5.5%	Cs-134	4.8%
δ2-2	3.3E+04	I-131	42.7%	I-133	14.8%	Te-132	6.5%	Cs-134	5.4%	I-131(無機)	4.6%
δ2-3	1.3E+03	I-131	42.7%	I-133	14.8%	Te-132	6.5%	Cs-134	5.4%	I-131(無機)	4.6%
δ2-4	1.3E+00	I-131	42.7%	I-133	14.8%	Te-132	6.5%	Cs-134	5.4%	I-131(無機)	4.6%
δ2-5	2.5E+03	I-131	44.4%	I-133	9.1%	Te-132	6.1%	Cs-134	6.0%	I-131(無機)	4.8%
δ2-6	1.0E+02	I-131	44.4%	I-133	9.1%	Te-132	6.1%	Cs-134	6.0%	I-131(無機)	4.8%
δ2-7	1.0E-01	I-131	44.4%	I-133	9.1%	Te-132	6.1%	Cs-134	6.0%	I-131(無機)	4.8%
δ2-8	6.9E+03	Kr-88	41.3%	I-131	17.6%	I-133	7.1%	Kr-87	6.2%	Te-132	2.7%
δ2-9	3.0E+03	Kr-88	27.2%	I-131	26.2%	I-133	9.1%	Te-132	4.0%	Xe-133	3.8%
δ2-10	1.2E+02	Kr-88	27.2%	I-131	26.2%	I-133	9.1%	Te-132	4.0%	Xe-133	3.8%
δ2-11	1.2E-01	Kr-88	27.2%	I-131	26.2%	I-133	9.1%	Te-132	4.0%	Xe-133	3.8%
δ2-12	1.0E+03	I-131	37.0%	Xe-133	10.4%	I-131(有機)	8.8%	I-133	7.6%	Te-132	5.1%
δ2-13	4.0E+01	I-131	37.0%	Xe-133	10.4%	I-131(有機)	8.8%	I-133	7.6%	Te-132	5.1%
δ2-14	4.0E-02	I-131	37.0%	Xe-133	10.4%	I-131(有機)	8.8%	I-133	7.6%	Te-132	5.1%

付表 5-2-2. b PWR 格納容器からの放出（燃料溶融/ FCVS あり）の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ2-1	3.9E+03	Kr-88	73.3%	Kr-87	11.1%	Xe-135	4.0%	Xe-138	3.7%	Xe-133	3.0%
φ2-2	1.2E+03	Kr-88	71.0%	Xe-133	9.9%	Xe-135	9.1%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
φ2-3	4.6E+01	Kr-88	71.0%	Xe-133	9.9%	Xe-135	9.1%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
φ2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-5	1.5E+02	Xe-133	69.1%	Xe-135	17.8%	Kr-88	6.4%	Xe-133m	1.6%	Kr-85m	1.2%
φ2-6	6.0E+00	Xe-133	69.1%	Xe-135	17.8%	Kr-88	6.4%	Xe-133m	1.6%	Kr-85m	1.2%
φ2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-8	3.8E+03	Kr-88	75.6%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ2-9	1.1E+03	Kr-88	74.2%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ2-10	4.4E+01	Kr-88	74.2%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ2-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-12	1.5E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	18.0%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ2-13	5.9E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	18.0%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ2-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-2-3. a PWR 格納容器からの放出（燃料溶融/ FCVS なし）の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ2-1	8.1E+03	Kr-88	34.8%	I-135	14.5%	I-132	13.1%	I-134	13.1%	I-133	6.3%
δ2-2	2.1E+03	Kr-88	39.9%	I-135	16.2%	I-133	10.2%	I-132	9.1%	Xe-135	6.2%
δ2-3	8.2E+01	Kr-88	39.9%	I-135	16.2%	I-133	10.2%	I-132	9.1%	Xe-135	6.2%
δ2-4	8.2E-02	Kr-88	39.9%	I-135	16.2%	I-133	10.2%	I-132	9.1%	Xe-135	6.2%
δ2-5	1.7E+02	Xe-133	55.2%	Xe-135	16.2%	I-133	5.6%	Kr-88	5.5%	I-132	4.0%
δ2-6	6.9E+00	Xe-133	55.2%	Xe-135	16.2%	I-133	5.6%	Kr-88	5.5%	I-132	4.0%
δ2-7	6.9E-03	Xe-133	55.2%	Xe-135	16.2%	I-133	5.6%	Kr-88	5.5%	I-132	4.0%
δ2-8	3.9E+03	Kr-88	72.4%	Kr-87	10.9%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.7%	Xe-133	2.8%
δ2-9	1.1E+03	Kr-88	71.5%	Xe-135	9.1%	Xe-133	9.1%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ2-10	4.6E+01	Kr-88	71.5%	Xe-135	9.1%	Xe-133	9.1%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ2-11	4.6E-02	Kr-88	71.5%	Xe-135	9.1%	Xe-133	9.1%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ2-12	1.5E+02	Xe-133	64.1%	Xe-135	18.1%	Kr-88	6.4%	I-133	2.2%	Xe-133m	1.7%
δ2-13	5.9E+00	Xe-133	64.1%	Xe-135	18.1%	Kr-88	6.4%	I-133	2.2%	Xe-133m	1.7%
δ2-14	5.9E-03	Xe-133	64.1%	Xe-135	18.1%	Kr-88	6.4%	I-133	2.2%	Xe-133m	1.7%

付表 5-2-3. b PWR 格納容器からの放出（燃料溶融/ FCVS あり）の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ2-1	3.7E+03	Kr-88	75.9%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ2-2	1.1E+03	Kr-88	75.2%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ2-3	4.4E+01	Kr-88	75.2%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-5	1.4E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ2-6	5.4E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-8	3.7E+03	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ2-9	1.1E+03	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ2-10	4.4E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ2-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-12	1.4E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ2-13	5.4E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ2-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-2-4. a PWR 格納容器からの放出（燃料溶融/ FCVS なし）の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ2-1	1.6E+04	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
δ2-2	6.6E+03	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
δ2-3	2.6E+02	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
δ2-4	2.6E-01	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
δ2-5	4.5E+02	I-131	26.4%	Te-132	22.2%	Ba-140	15.6%	Cs-134	10.4%	I-133	10.0%
δ2-6	1.8E+01	I-131	26.4%	Te-132	22.2%	Ba-140	15.6%	Cs-134	10.4%	I-133	10.0%
δ2-7	1.8E-02	I-131	26.4%	Te-132	22.2%	Ba-140	15.6%	Cs-134	10.4%	I-133	10.0%
δ2-8	6.2E+02	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
δ2-9	3.7E+02	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
δ2-10	1.5E+01	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
δ2-11	1.5E-02	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
δ2-12	1.5E+02	I-131	26.4%	Te-132	22.2%	Ba-140	15.6%	Cs-134	10.4%	I-133	10.0%
δ2-13	6.0E+00	I-131	26.4%	Te-132	22.2%	Ba-140	15.6%	Cs-134	10.4%	I-133	10.0%
δ2-14	6.0E-03	I-131	26.4%	Te-132	22.2%	Ba-140	15.6%	Cs-134	10.4%	I-133	10.0%

付表 5-2-4. b PWR 格納容器からの放出（燃料溶融/ FCVS あり）の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ2-1	1.9E+01	I-131	16.8%	Te-132	15.9%	I-133	12.5%	Ba-140	9.6%	I-131(無機)	8.6%
φ2-2	8.0E+00	I-131	19.1%	Te-132	17.6%	I-133	12.2%	Ba-140	11.0%	I-131(無機)	9.7%
φ2-3	3.2E-01	I-131	19.1%	Te-132	17.6%	I-133	12.2%	Ba-140	11.0%	I-131(無機)	9.7%
φ2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-5	5.3E-01	I-131	22.5%	Te-132	18.9%	Ba-140	13.3%	I-131(無機)	11.5%	Cs-134	8.8%
φ2-6	2.1E-02	I-131	22.5%	Te-132	18.9%	Ba-140	13.3%	I-131(無機)	11.5%	Cs-134	8.8%
φ2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-8	7.7E-01	I-131	16.8%	Te-132	15.9%	I-133	12.5%	Ba-140	9.6%	I-131(無機)	8.6%
φ2-9	4.4E-01	I-131	19.1%	Te-132	17.6%	I-133	12.2%	Ba-140	11.0%	I-131(無機)	9.7%
φ2-10	1.8E-02	I-131	19.1%	Te-132	17.6%	I-133	12.2%	Ba-140	11.0%	I-131(無機)	9.7%
φ2-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-12	1.8E-01	I-131	22.5%	Te-132	18.9%	Ba-140	13.3%	I-131(無機)	11.5%	Cs-134	8.8%
φ2-13	7.0E-03	I-131	22.5%	Te-132	18.9%	Ba-140	13.3%	I-131(無機)	11.5%	Cs-134	8.8%
φ2-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-2-5. a PWR 格納容器からの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

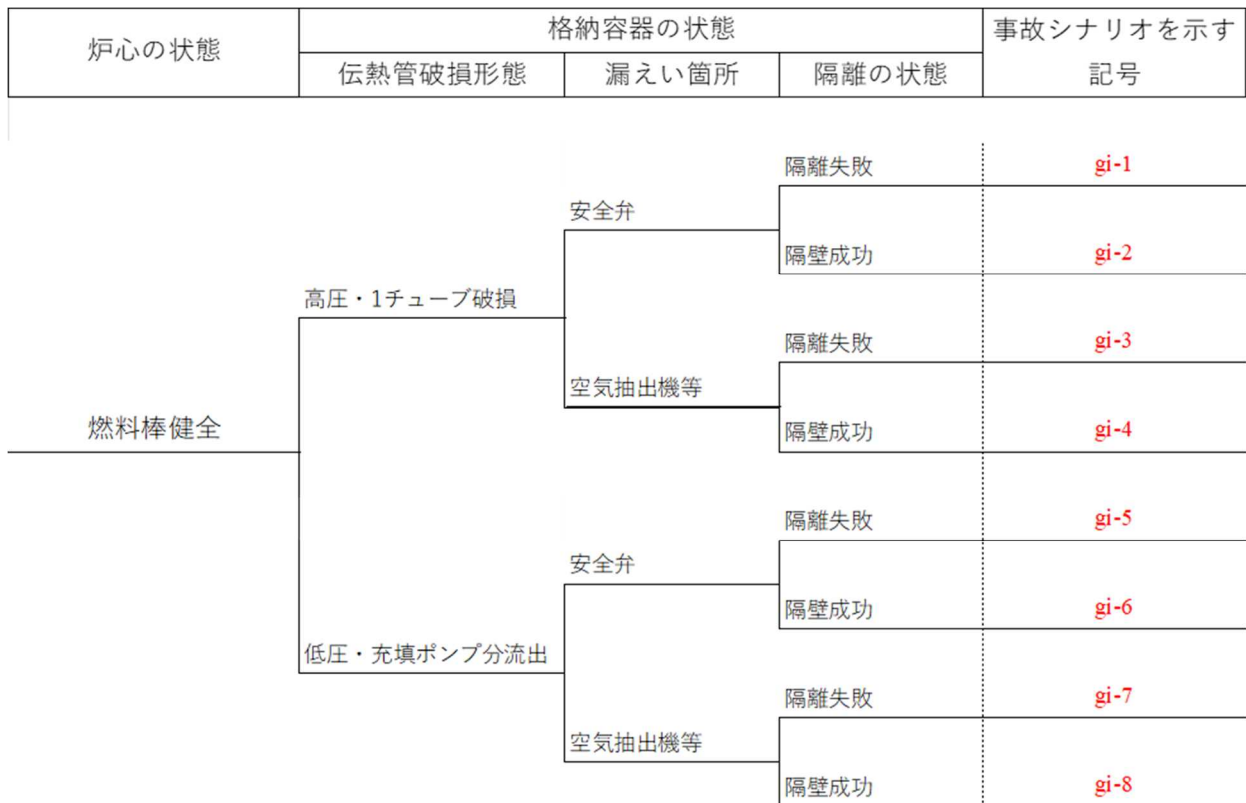
シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ2-1	5.5E+04	I-131	49.0%	I-133	16.9%	I-131(無機)	5.6%	Sr-90	5.1%	Cs-134	4.6%
δ2-2	2.5E+04	I-131	51.1%	I-133	15.2%	I-131(無機)	5.9%	Sr-90	5.4%	Cs-134	4.9%
δ2-3	9.9E+02	I-131	51.1%	I-133	15.2%	I-131(無機)	5.9%	Sr-90	5.4%	Cs-134	4.9%
δ2-4	9.9E-01	I-131	51.1%	I-133	15.2%	I-131(無機)	5.9%	Sr-90	5.4%	Cs-134	4.9%
δ2-5	1.9E+03	I-131	52.5%	I-133	9.2%	I-131(無機)	6.0%	Sr-90	5.9%	Cs-134	5.3%
δ2-6	7.5E+01	I-131	52.5%	I-133	9.2%	I-131(無機)	6.0%	Sr-90	5.9%	Cs-134	5.3%
δ2-7	7.5E-02	I-131	52.5%	I-133	9.2%	I-131(無機)	6.0%	Sr-90	5.9%	Cs-134	5.3%
δ2-8	2.3E+03	I-131	45.8%	I-133	15.7%	I-131(無機)	5.3%	Sr-90	4.8%	Cs-134	4.3%
δ2-9	1.5E+03	I-131	46.6%	I-133	13.8%	I-131(有機)	6.2%	I-131(無機)	5.3%	Sr-90	4.9%
δ2-10	6.0E+01	I-131	46.6%	I-133	13.8%	I-131(有機)	6.2%	I-131(無機)	5.3%	Sr-90	4.9%
δ2-11	6.0E-02	I-131	46.6%	I-133	13.8%	I-131(有機)	6.2%	I-131(無機)	5.3%	Sr-90	4.9%
δ2-12	7.0E+02	I-131	46.8%	I-131(有機)	12.5%	I-133	8.2%	I-131(無機)	5.4%	Sr-90	5.3%
δ2-13	2.8E+01	I-131	46.8%	I-131(有機)	12.5%	I-133	8.2%	I-131(無機)	5.4%	Sr-90	5.3%
δ2-14	2.8E-02	I-131	46.8%	I-131(有機)	12.5%	I-133	8.2%	I-131(無機)	5.4%	Sr-90	5.3%

付表 5-2-5. b PWR 格納容器からの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ2-1	1.2E+02	I-131(無機)	26.1%	I-131	22.7%	I-133(無機)	10.1%	Xe-133	8.4%	I-133	7.8%
φ2-2	5.9E+01	I-131(無機)	24.8%	I-131	21.6%	Xe-133	16.5%	I-133(無機)	8.3%	I-133	6.4%
φ2-3	2.3E+00	I-131(無機)	24.8%	I-131	21.6%	Xe-133	16.5%	I-133(無機)	8.3%	I-133	6.4%
φ2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-5	1.4E+01	Xe-133	61.2%	I-131(有機)	12.2%	I-131(無機)	7.9%	I-131	6.9%	Xe-135	2.9%
φ2-6	5.8E-01	Xe-133	61.2%	I-131(有機)	12.2%	I-131(無機)	7.9%	I-131	6.9%	Xe-135	2.9%
φ2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-8	2.6E+01	Xe-133	37.7%	Kr-88	22.1%	Xe-135	9.1%	I-131(有機)	7.2%	I-131(無機)	4.7%
φ2-9	1.8E+01	Xe-133	53.1%	I-131(有機)	10.3%	Kr-88	9.3%	Xe-135	9.0%	I-131(無機)	4.4%
φ2-10	7.3E-01	Xe-133	53.1%	I-131(有機)	10.3%	Kr-88	9.3%	Xe-135	9.0%	I-131(無機)	4.4%
φ2-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ2-12	1.2E+01	Xe-133	71.1%	I-131(有機)	14.2%	Xe-135	3.4%	I-131(無機)	3.1%	I-133(有機)	2.9%
φ2-13	5.0E-01	Xe-133	71.1%	I-131(有機)	14.2%	Xe-135	3.4%	I-131(無機)	3.1%	I-133(有機)	2.9%
φ2-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

—: 想定しない放出経路

3. PWR 蒸気発生器伝熱管破損／燃料棒健全



付図 5-3 PWR SGTR による放出 (燃料棒健全)

特徴 ;

- ・ SGTR (燃料棒健全) はルテニウムを中心とした吸入の寄与が大きい。

付表 5-3-1 PWR SGTR (燃料棒健全) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
gi-1	1.9E-03	4.4E-03	1.2E-01	1.2E-01	1.5%	3.5%	94.9%
gi-2	6.1E-04	1.8E-04	4.7E-03	5.5E-03	11.0%	3.2%	85.8%
gi-3	5.8E-04	8.8E-05	2.4E-03	3.0E-03	19.0%	2.9%	78.1%
gi-4	5.5E-04	8.8E-06	2.6E-04	8.2E-04	67.6%	1.1%	31.3%
gi-5	8.8E-05	3.3E-04	1.0E-02	1.0E-02	0.8%	3.1%	96.0%
gi-6	3.7E-05	1.3E-05	4.0E-04	4.5E-04	8.2%	2.9%	88.9%
gi-7	3.6E-05	6.6E-06	2.0E-04	2.5E-04	14.8%	2.7%	82.6%
gi-8	3.5E-05	6.6E-07	2.2E-05	5.8E-05	61.2%	1.1%	37.6%

* 合計の被ばく線量が図 2-7 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-3-2 PWR SGTR (燃料棒健全) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gi-1	1.2E-01	Ru-106	62.8%	Sr-90	13.3%	Y-91	10.0%	I-131	2.3%	Mo-99	2.2%
gi-2	5.5E-03	Ru-106	56.6%	Sr-90	12.0%	Y-91	9.0%	Xe-135	6.4%	Xe-133	3.0%
gi-3	3.0E-03	Ru-106	51.2%	Xe-135	11.7%	Sr-90	10.8%	Y-91	8.1%	Xe-133	5.4%
gi-4	8.2E-04	Xe-135	43.3%	Xe-133	20.2%	Ru-106	19.1%	Sr-90	4.0%	Y-91	3.0%
gi-5	1.0E-02	Ru-106	64.0%	Sr-90	13.5%	Y-91	10.1%	I-131	2.3%	Mo-99	2.1%
gi-6	4.5E-04	Ru-106	59.0%	Sr-90	12.5%	Y-91	9.4%	Xe-135	4.6%	Xe-133	3.1%
gi-7	2.5E-04	Ru-106	54.6%	Sr-90	11.6%	Y-91	8.7%	Xe-135	8.5%	Xe-133	5.6%
gi-8	5.8E-05	Xe-135	36.2%	Xe-133	24.1%	Ru-106	23.3%	Sr-90	4.9%	Y-91	3.7%

付表 5-3-3 PWR SGTR (燃料棒健全) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gi-1	1.9E-03	I-135	18.7%	Xe-135	18.4%	I-134	17.5%	I-132	16.3%	Xe-133	7.9%
gi-2	6.1E-04	Xe-135	57.7%	Xe-133	25.0%	Kr-88	4.1%	I-135	2.4%	I-134	2.2%
gi-3	5.8E-04	Xe-135	60.4%	Xe-133	26.2%	Kr-88	4.2%	Xe-131m	1.8%	Xe-138	1.6%
gi-4	5.5E-04	Xe-135	63.1%	Xe-133	27.4%	Kr-88	4.4%	Xe-131m	1.9%	Xe-138	1.7%
gi-5	8.8E-05	Xe-135	24.8%	I-135	20.7%	Xe-133	14.4%	I-132	7.0%	Sr-91	6.4%
gi-6	3.7E-05	Xe-135	55.1%	Xe-133	34.0%	Xe-131m	2.4%	I-135	1.9%	Kr-88	1.6%
gi-7	3.6E-05	Xe-135	56.7%	Xe-133	35.0%	Xe-131m	2.5%	Kr-88	1.7%	I-135	1.0%
gi-8	3.5E-05	Xe-135	58.1%	Xe-133	36.0%	Xe-131m	2.6%	Kr-88	1.7%	Xe-133m	0.8%

付表 5-3-4 PWR SGTR (燃料棒健全) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gi-1	4.4E-03	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gi-2	1.8E-04	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gi-3	8.8E-05	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gi-4	8.8E-06	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gi-5	3.3E-04	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%
gi-6	1.3E-05	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%
gi-7	6.6E-06	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%
gi-8	6.6E-07	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%

付表 5-3-5 PWR SGTR (燃料棒健全) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gi-1	1.2E-01	Ru-106	65.7%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gi-2	4.7E-03	Ru-106	65.5%	Sr-90	13.9%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gi-3	2.4E-03	Ru-106	65.2%	Sr-90	13.9%	Y-91	10.4%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gi-4	2.6E-04	Ru-106	60.5%	Sr-90	12.9%	Y-91	9.7%	Xe-133	5.5%	Xe-135	2.2%
gi-5	1.0E-02	Ru-106	66.2%	Sr-90	14.1%	Y-91	10.6%	Ce-144	2.2%	I-131	2.1%
gi-6	4.0E-04	Ru-106	65.9%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.2%	I-131	2.1%
gi-7	2.0E-04	Ru-106	65.7%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gi-8	2.2E-05	Ru-106	61.4%	Sr-90	13.1%	Y-91	9.8%	Xe-133	5.4%	Ce-144	2.0%

4. PWR 蒸気発生器伝熱管破損／急速停止や減圧によるスパイク



付図 5-4 PWR SGTR による放出(スパイク)

特徴 ;

- ・ SGTR(スパイク)はルテニウムを中心とした吸入の寄与が大きい。

付表 5-4-1 PWR SGTR (スパイク) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
gii-1	1.4E-01	4.4E-01	1.2E+01	1.2E+01	1.1%	3.5%	95.3%
gii-2	6.0E-03	1.8E-02	4.7E-01	5.0E-01	1.2%	3.5%	95.2%
gii-3	3.3E-03	8.8E-03	2.4E-01	2.5E-01	1.3%	3.5%	95.1%
gii-4	8.2E-04	8.8E-04	2.4E-02	2.5E-02	3.3%	3.5%	93.3%
gii-5	5.3E-03	3.3E-02	1.0E+00	1.0E+00	0.5%	3.1%	96.3%
gii-6	2.5E-04	1.3E-03	4.0E-02	4.2E-02	0.6%	3.1%	96.3%
gii-7	1.4E-04	6.6E-04	2.0E-02	2.1E-02	0.7%	3.1%	96.2%
gii-8	4.6E-05	6.6E-05	2.0E-03	2.1E-03	2.2%	3.1%	94.8%

* 合計の被ばく線量が図 2-8 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-4-2 PWR SGTR (スパイク) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gii-1	1.2E+01	Ru-106	63.1%	Sr-90	13.3%	Y-91	10.0%	I-131	2.3%	Mo-99	2.2%
gii-2	5.0E-01	Ru-106	63.0%	Sr-90	13.3%	Y-91	10.0%	I-131	2.3%	Mo-99	2.2%
gii-3	2.5E-01	Ru-106	62.9%	Sr-90	13.3%	Y-91	10.0%	I-131	2.3%	Mo-99	2.2%
gii-4	2.5E-02	Ru-106	61.7%	Sr-90	13.0%	Y-91	9.8%	I-131	2.2%	Mo-99	2.2%
gii-5	1.0E+00	Ru-106	64.2%	Sr-90	13.6%	Y-91	10.2%	I-131	2.3%	Mo-99	2.2%
gii-6	4.2E-02	Ru-106	64.1%	Sr-90	13.6%	Y-91	10.2%	I-131	2.3%	Mo-99	2.1%
gii-7	2.1E-02	Ru-106	64.1%	Sr-90	13.6%	Y-91	10.2%	I-131	2.3%	Mo-99	2.1%
gii-8	2.1E-03	Ru-106	63.1%	Sr-90	13.4%	Y-91	10.0%	I-131	2.2%	Mo-99	2.1%

付表 5-4-3 PWR SGTR (スパイク) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gii-1	1.4E-01	I-135	26.1%	I-134	24.4%	I-132	22.8%	Sr-91	6.9%	I-133	5.4%
gii-2	6.0E-03	I-135	23.8%	I-134	22.3%	I-132	20.8%	Sr-91	6.3%	Xe-135	6.1%
gii-3	3.3E-03	I-135	21.8%	I-134	20.4%	I-132	19.1%	Xe-135	10.9%	Sr-91	5.8%
gii-4	8.2E-04	Xe-135	42.5%	Xe-133	18.4%	I-135	8.7%	I-134	8.1%	I-132	7.6%
gii-5	5.3E-03	I-135	34.2%	I-132	11.6%	Sr-91	10.7%	Mo-99	10.5%	I-133	10.2%
gii-6	2.5E-04	I-135	29.5%	Xe-135	10.5%	I-132	10.0%	Sr-91	9.2%	Mo-99	9.0%
gii-7	1.4E-04	I-135	25.8%	Xe-135	16.4%	Xe-133	9.0%	I-132	8.8%	Sr-91	8.1%
gii-8	4.6E-05	Xe-135	45.4%	Xe-133	27.8%	I-135	7.9%	I-132	2.7%	Sr-91	2.5%

付表 5-4-4 PWR SGTR (スパイク) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gii-1	4.4E-01	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gii-2	1.8E-02	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gii-3	8.8E-03	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gii-4	8.8E-04	Mo-99	19.0%	Ru-106	11.0%	I-135	10.9%	Ba-140	10.0%	La-140	9.4%
gii-5	3.3E-02	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%
gii-6	1.3E-03	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%
gii-7	6.6E-04	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%
gii-8	6.6E-05	Mo-99	20.6%	Ru-106	12.7%	Ba-140	11.3%	La-140	10.4%	I-131	7.7%

付表 5-4-5 PWR SGTR (スパイク) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gii-1	1.2E+01	Ru-106	65.7%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gii-2	4.7E-01	Ru-106	65.7%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gii-3	2.4E-01	Ru-106	65.7%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gii-4	2.4E-02	Ru-106	65.7%	Sr-90	14.0%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.1%	I-131	2.1%
gii-5	1.0E+00	Ru-106	66.2%	Sr-90	14.1%	Y-91	10.6%	Ce-144	2.2%	I-131	2.1%
gii-6	4.0E-02	Ru-106	66.2%	Sr-90	14.1%	Y-91	10.6%	Ce-144	2.2%	I-131	2.1%
gii-7	2.0E-02	Ru-106	66.2%	Sr-90	14.1%	Y-91	10.6%	Ce-144	2.2%	I-131	2.1%
gii-8	2.0E-03	Ru-106	66.1%	Sr-90	14.1%	Y-91	10.5%	Ce-144	2.2%	I-131	2.1%

5. PWR 蒸気発生器伝熱管破損／ギャップ放出

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す 記号
	伝熱管破損形態	漏洩箇所	隔離の状態	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	高圧・1チューブ破損	安全弁	隔離失敗	g1-1
			隔壁成功	g1-2
		空気抽出機	隔離失敗	g1-3
			隔壁成功	g1-4
	低圧・充填ポンプ分流出	安全弁	隔離失敗	g1-5
			隔壁成功	g1-6
		空気抽出機	隔離失敗	g1-7
			隔壁成功	g1-8

付図 5-5 PWR SGTR による放出(ギャップ放出)

特徴：

- ・ SGTR は原子炉停止から早期の放出が想定されるため、短半減期の希ガスを中心としたクラウドシャインと、ヨウ素を中心とした吸入の寄与が大きい。

付表 5-5-1 PWR SGTR (ギャップ放出) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (Sv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
g1-1	2.1E+02	3.7E+02	1.6E+03	2.2E+03	9.7%	16.9%	73.4%
g1-2	7.5E+01	1.5E+01	7.1E+01	1.6E+02	46.5%	9.2%	44.3%
g1-3	7.2E+01	7.4E+00	3.9E+01	1.2E+02	60.6%	6.2%	33.2%
g1-4	6.9E+01	7.4E-01	1.1E+01	8.1E+01	85.9%	0.9%	13.2%
g1-5	6.8E+00	2.7E+01	1.3E+02	1.6E+02	4.2%	16.5%	79.3%
g1-6	1.9E+00	1.1E+00	5.7E+00	8.7E+00	22.3%	12.3%	65.4%
g1-7	1.8E+00	5.3E-01	3.1E+00	5.5E+00	33.4%	9.7%	56.9%
g1-8	1.7E+00	5.3E-02	8.4E-01	2.6E+00	66.3%	2.0%	31.7%

* 合計の被ばく線量が図 2-9 のイベントツリーの線量（風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量）に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-5-2 PWR SGTR (ギャップ放出) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gl-1	2.2E+03	I-131	46.2%	I-133	18.5%	Cs-134	8.0%	I-135	6.6%	I-131(無機)	5.0%
gl-2	1.6E+02	Kr-88	32.5%	I-131	25.1%	I-133	10.1%	Kr-87	4.9%	Cs-134	4.3%
gl-3	1.2E+02	Kr-88	44.0%	I-131	17.0%	I-133	6.8%	Kr-87	6.7%	I-131(有機)	4.0%
gl-4	8.1E+01	Kr-88	64.8%	Kr-87	9.8%	I-131(有機)	5.9%	Xe-135	3.5%	Xe-138	3.3%
gl-5	1.6E+02	I-131	52.5%	I-133	18.2%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.7%	I-135	4.5%
gl-6	8.7E+00	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
gl-7	5.5E+00	I-131	30.8%	Kr-88	23.6%	I-133	10.7%	I-131(有機)	7.3%	Cs-134	5.4%
gl-8	2.6E+00	Kr-88	49.3%	I-131(有機)	15.3%	Xe-133	6.9%	I-131	6.4%	Xe-135	6.3%

付表 5-5-3 PWR SGTR (ギャップ放出) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gl-1	2.1E+02	Kr-88	24.7%	I-135	18.5%	I-134	16.8%	I-132	16.0%	I-133	8.1%
gl-2	7.5E+01	Kr-88	69.8%	Kr-87	10.5%	Xe-135	3.8%	Xe-138	3.5%	Xe-133	2.7%
gl-3	7.2E+01	Kr-88	72.5%	Kr-87	11.0%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.7%	Xe-133	2.8%
gl-4	6.9E+01	Kr-88	75.2%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.0%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
gl-5	6.8E+00	I-135	29.0%	Kr-88	19.0%	I-133	18.3%	I-132	9.4%	I-131	6.8%
gl-6	1.9E+00	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
gl-7	1.8E+00	Kr-88	70.5%	Xe-135	9.1%	Xe-133	9.0%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.4%
gl-8	1.7E+00	Kr-88	74.2%	Xe-133	9.5%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%

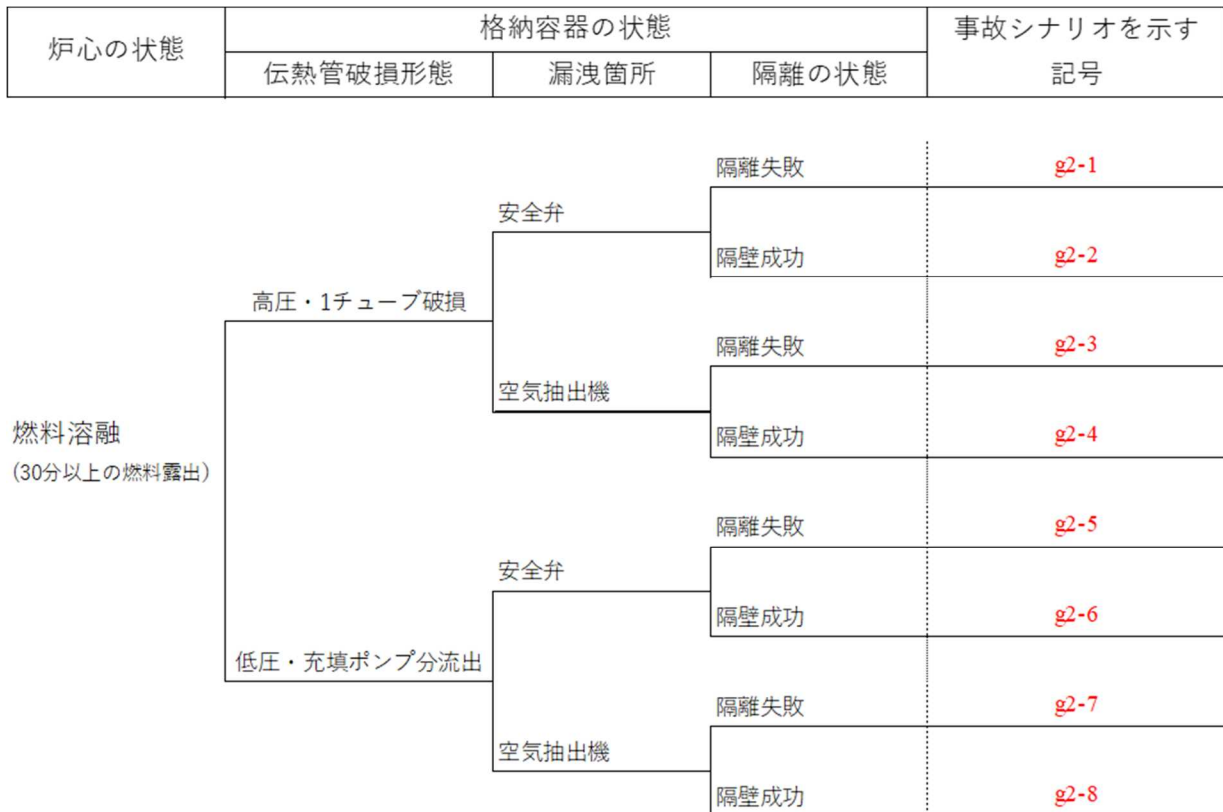
付表 5-5-4 PWR SGTR (ギャップ放出) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gl-1	3.7E+02	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
gl-2	1.5E+01	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
gl-3	7.4E+00	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
gl-4	7.4E-01	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
gl-5	2.7E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
gl-6	1.1E+00	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
gl-7	5.3E-01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
gl-8	5.3E-02	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%

付表 5-5-5 PWR SGTR (ギャップ放出) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
gl-1	1.6E+03	I-131	55.8%	I-133	19.2%	Cs-134	7.3%	I-131(無機)	6.4%	I-135	3.3%
gl-2	7.1E+01	I-131	50.2%	I-133	17.2%	I-131(有機)	6.7%	Cs-134	6.6%	I-131(無機)	5.8%
gl-3	3.9E+01	I-131	45.5%	I-133	15.6%	I-131(有機)	12.1%	Cs-134	6.0%	I-131(無機)	5.2%
gl-4	1.1E+01	I-131(有機)	44.8%	I-133(有機)	17.9%	I-131	16.8%	I-133	5.8%	I-135(有機)	3.2%
gl-5	1.3E+02	I-131	58.8%	I-133	17.4%	Cs-134	7.9%	I-131(無機)	6.8%	Cs-137	3.4%
gl-6	5.7E+00	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
gl-7	3.1E+00	I-131	48.1%	I-133	14.3%	I-131(有機)	12.8%	Cs-134	6.4%	I-131(無機)	5.5%
gl-8	8.4E-01	I-131(有機)	48.1%	I-131	18.1%	I-133(有機)	16.6%	I-133	5.4%	Cs-134	2.4%

6. PWR 蒸気発生器伝熱管破損／燃料溶融



付図 5-6 PWR SGTR による放出(燃料溶融)

特徴：

- ・ SGTR は原子炉停止から早期の放出が想定されるため、短半減期の希ガスを中心としたクラウドシャインと、ヨウ素を中心とした吸入の寄与が大きい。

付表 5-6-1 PWR SGTR (燃料溶融) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
g2-1	2.3E+03	3.6E+03	1.3E+04	1.9E+04	12.4%	19.3%	68.2%
g2-2	1.3E+03	1.5E+02	5.7E+02	2.1E+03	65.5%	7.0%	27.5%
g2-3	1.3E+03	7.3E+01	3.1E+02	1.7E+03	77.6%	4.2%	18.2%
g2-4	1.3E+03	7.3E+00	8.2E+01	1.4E+03	93.6%	0.5%	5.9%
g2-5	7.3E+01	2.8E+02	1.0E+03	1.4E+03	5.3%	20.0%	74.7%
g2-6	3.4E+01	1.1E+01	4.5E+01	9.1E+01	38.0%	12.1%	49.9%
g2-7	3.4E+01	5.5E+00	2.5E+01	6.4E+01	52.6%	8.6%	38.8%
g2-8	3.3E+01	5.5E-01	6.4E+00	4.0E+01	82.7%	1.4%	16.0%

* 合計の被ばく線量が図 2-10 のイベントツリーの線量（風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量）に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-6-2 PWR SGTR (燃料溶融) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
g2-1	1.9E+04	I-131	37.6%	I-133	15.1%	Te-132	5.8%	I-135	5.4%	Kr-88	5.3%
g2-2	2.1E+03	Kr-88	48.2%	I-131	13.7%	Kr-87	7.3%	I-133	5.5%	Xe-135	2.6%
g2-3	1.7E+03	Kr-88	58.0%	Kr-87	8.8%	I-131	8.2%	I-133	3.3%	Xe-135	3.2%
g2-4	1.4E+03	Kr-88	71.0%	Kr-87	10.7%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.6%	Xe-133	2.9%
g2-5	1.4E+03	I-131	43.1%	I-133	14.9%	Te-132	6.5%	Cs-134	5.4%	I-131(無機)	4.6%
g2-6	9.1E+01	Kr-88	27.2%	I-131	26.2%	I-133	9.1%	Te-132	4.0%	Xe-133	3.8%
g2-7	6.4E+01	Kr-88	38.6%	I-131	18.6%	I-133	6.4%	Xe-133	5.4%	Xe-135	5.0%
g2-8	4.0E+01	Kr-88	62.0%	Xe-133	8.6%	Xe-135	7.9%	I-131(有機)	7.1%	I-131	3.0%

付表 5-6-3 PWR SGTR (燃料溶融) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
g2-1	2.3E+03	Kr-88	42.5%	I-135	11.8%	I-132	10.7%	I-134	10.6%	Kr-87	6.4%
g2-2	1.3E+03	Kr-88	73.5%	Kr-87	11.1%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.7%	Xe-133	2.8%
g2-3	1.3E+03	Kr-88	74.7%	Kr-87	11.3%	Xe-135	4.0%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.8%
g2-4	1.3E+03	Kr-88	75.7%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
g2-5	7.3E+01	Kr-88	33.7%	I-135	19.0%	I-133	12.0%	I-132	10.7%	Xe-135	5.6%
g2-6	3.4E+01	Kr-88	71.5%	Xe-135	9.1%	Xe-133	9.1%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
g2-7	3.4E+01	Kr-88	73.3%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.3%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
g2-8	3.3E+01	Kr-88	74.9%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%

付表 5-6-4 PWR SGTR (燃料溶融) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
g2-1	3.6E+03	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
g2-2	1.5E+02	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
g2-3	7.3E+01	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
g2-4	7.3E+00	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
g2-5	2.8E+02	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
g2-6	1.1E+01	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
g2-7	5.5E+00	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
g2-8	5.5E-01	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%

付表 5-6-5 PWR SGTR (燃料溶融) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
g2-1	1.3E+04	I-131	49.0%	I-133	16.8%	I-131(無機)	5.6%	Sr-90	5.1%	Cs-134	4.6%
g2-2	5.7E+02	I-131	44.3%	I-133	15.2%	I-131(有機)	5.9%	I-131(無機)	5.1%	Sr-90	4.6%
g2-3	3.1E+02	I-131	40.3%	I-133	13.8%	I-131(有機)	10.7%	I-131(無機)	4.6%	I-133(有機)	4.3%
g2-4	8.2E+01	I-131(有機)	40.7%	I-133(有機)	16.3%	I-131	15.3%	I-133	5.3%	Xe-133	4.2%
g2-5	1.0E+03	I-131	51.2%	I-133	15.2%	I-131(無機)	5.9%	Sr-90	5.4%	Cs-134	4.9%
g2-6	4.5E+01	I-131	46.6%	I-133	13.8%	I-131(有機)	6.2%	I-131(無機)	5.3%	Sr-90	4.9%
g2-7	2.5E+01	I-131	42.5%	I-133	12.6%	I-131(有機)	11.3%	I-131(無機)	4.9%	Sr-90	4.5%
g2-8	6.4E+00	I-131(有機)	44.2%	I-131	16.6%	I-133(有機)	15.3%	I-133	4.9%	Xe-133	4.6%

7. BWR ドライウエルからの放出／ギャップ放出

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	δ3-1	φ3-1
			100%/h	δ3-2	φ3-2
		2-12h	100%/d	δ3-3	φ3-3
			design leak	δ3-4	φ3-4
			100%/h	δ3-5	φ3-5
		>12h	100%/d	δ3-6	φ3-6
			design leak	δ3-7	φ3-7
	≦1h		100%/h	δ3-8	φ3-8
			100%/h	δ3-9	φ3-9
	Spray あり	2-12h	100%/d	δ3-10	φ3-10
			design leak	δ3-11	φ3-11
			100%/h	δ3-12	φ3-12
		>12h	100%/d	δ3-13	φ3-13
			design leak	δ3-14	φ3-14

付図 5-7 BWR ドライウエルからの放出(ギャップ放出)

特徴：

- ・フィルタベントなしの場合は吸入が支配的となる。主要な核種としてはヨウ素である。なお、イベントツリーに記載している被ばく線量は降雨を考えていないため、グランドシャインの寄与は吸入と比べると小さい。
- ・フィルタベントありの場合に関してはクラウドシャインが支配的である。主要な核種は希ガスである。

付図 5-7-1. a BWR ドライウェルからの放出（ギャップ放出/ FCVS なし）の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
δ3-1	8.1E+02	1.6E+03	6.9E+03	9.3E+03	8.7%	17.1%	74.2%
δ3-2	1.8E+02	6.4E+02	3.1E+03	3.9E+03	4.6%	16.4%	79.0%
δ3-3	7.2E+00	2.6E+01	1.2E+02	1.6E+02	4.6%	16.4%	79.0%
δ3-4	3.6E-02	1.3E-01	6.2E-01	7.8E-01	4.6%	16.4%	79.0%
δ3-5	1.1E+01	4.1E+01	2.3E+02	2.8E+02	3.9%	14.4%	81.6%
δ3-6	4.5E-01	1.6E+00	9.3E+00	1.1E+01	3.9%	14.4%	81.6%
δ3-7	2.2E-03	8.2E-03	4.6E-02	5.7E-02	3.9%	14.4%	81.6%
δ3-8	2.2E+02	6.3E+01	3.0E+02	5.8E+02	38.2%	10.9%	50.9%
δ3-9	6.5E+01	3.6E+01	1.9E+02	2.9E+02	22.3%	12.3%	65.4%
δ3-10	2.6E+00	1.4E+00	7.6E+00	1.2E+01	22.3%	12.3%	65.4%
δ3-11	1.3E-02	7.1E-03	3.8E-02	5.8E-02	22.3%	12.3%	65.4%
δ3-12	8.6E+00	1.4E+01	8.8E+01	1.1E+02	7.8%	12.4%	79.8%
δ3-13	3.4E-01	5.5E-01	3.5E+00	4.4E+00	7.8%	12.4%	79.8%
δ3-14	1.7E-03	2.7E-03	1.8E-02	2.2E-02	7.8%	12.4%	79.8%

付図 5-7-1. b BWR ドライウェルからの放出（ギャップ放出/ FCVS あり）の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
φ3-1	2.0E+02	2.1E+00	1.4E+01	2.1E+02	92.4%	1.0%	6.6%
φ3-2	5.8E+01	8.4E-01	6.7E+00	6.5E+01	88.4%	1.3%	10.3%
φ3-3	2.3E+00	3.3E-02	2.7E-01	2.6E+00	88.4%	1.3%	10.3%
φ3-4	-	-	-	-	-	-	-
φ3-5	7.1E+00	5.2E-02	1.2E+00	8.4E+00	85.3%	0.6%	14.1%
φ3-6	2.9E-01	2.1E-03	4.7E-02	3.4E-01	85.3%	0.6%	14.1%
φ3-7	-	-	-	-	-	-	-
φ3-8	2.0E+02	8.4E-02	2.0E+00	2.0E+02	99.0%	0.0%	1.0%
φ3-9	5.8E+01	4.7E-02	1.4E+00	5.9E+01	97.6%	0.1%	2.3%
φ3-10	2.3E+00	1.9E-03	5.5E-02	2.4E+00	97.6%	0.1%	2.3%
φ3-11	-	-	-	-	-	-	-
φ3-12	7.1E+00	1.7E-02	9.2E-01	8.1E+00	88.4%	0.2%	11.4%
φ3-13	2.9E-01	7.0E-04	3.7E-02	3.2E-01	88.4%	0.2%	11.4%
φ3-14	-	-	-	-	-	-	-

—：想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-11 のイベントツリーの線量（風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量）に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付図 5-7-2. a BWR ドライウエルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ3-1	9.3E+03	I-131	46.7%	I-133	18.7%	Cs-134	8.1%	I-135	6.7%	I-131(無機)	5.0%
δ3-2	3.9E+03	I-131	52.2%	I-133	18.1%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.6%	I-135	4.5%
δ3-3	1.6E+02	I-131	52.2%	I-133	18.1%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.6%	I-135	4.5%
δ3-4	7.8E-01	I-131	52.2%	I-133	18.1%	Cs-134	9.2%	I-131(無機)	5.6%	I-135	4.5%
δ3-5	2.8E+02	I-131	56.0%	I-133	11.4%	Cs-134	10.5%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.4%
δ3-6	1.1E+01	I-131	56.0%	I-133	11.4%	Cs-134	10.5%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.4%
δ3-7	5.7E-02	I-131	56.0%	I-133	11.4%	Cs-134	10.5%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.4%
δ3-8	5.8E+02	I-131	29.8%	Kr-88	25.8%	I-133	12.0%	Cs-134	5.1%	I-135	4.3%
δ3-9	2.9E+02	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
δ3-10	1.2E+01	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
δ3-11	5.8E-02	I-131	39.1%	Kr-88	15.0%	I-133	13.5%	Cs-134	6.9%	I-131(有機)	4.6%
δ3-12	1.1E+02	I-131	48.2%	I-131(有機)	11.4%	I-133	9.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.2%
δ3-13	4.4E+00	I-131	48.2%	I-131(有機)	11.4%	I-133	9.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.2%
δ3-14	2.2E-02	I-131	48.2%	I-131(有機)	11.4%	I-133	9.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.2%

付図 5-7-2. b BWR ドライウエルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ3-1	2.1E+02	Kr-88	70.0%	Kr-87	10.6%	Xe-135	3.8%	Xe-138	3.5%	Xe-133	2.9%
φ3-2	6.5E+01	Kr-88	66.5%	Xe-133	9.2%	Xe-135	8.5%	I-131(無機)	3.4%	I-131	3.1%
φ3-3	2.6E+00	Kr-88	66.5%	Xe-133	9.2%	Xe-135	8.5%	I-131(無機)	3.4%	I-131	3.1%
φ3-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-5	8.4E+00	Xe-133	65.4%	Xe-135	16.8%	Kr-88	6.0%	I-131(有機)	3.0%	I-131(無機)	2.0%
φ3-6	3.4E-01	Xe-133	65.4%	Xe-135	16.8%	Kr-88	6.0%	I-131(有機)	3.0%	I-131(無機)	2.0%
φ3-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-8	2.0E+02	Kr-88	75.3%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ3-9	5.9E+01	Kr-88	73.6%	Xe-133	10.2%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
φ3-10	2.4E+00	Kr-88	73.6%	Xe-133	10.2%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
φ3-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-12	8.1E+00	Xe-133	67.8%	Xe-135	17.4%	Kr-88	6.2%	I-131(有機)	3.1%	Xe-133m	1.6%
φ3-13	3.2E-01	Xe-133	67.8%	Xe-135	17.4%	Kr-88	6.2%	I-131(有機)	3.1%	Xe-133m	1.6%
φ3-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-7-3. a BWR ドライウエルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ3-1	8.1E+02	I-135	20.8%	I-134	18.9%	Kr-88	18.5%	I-132	18.0%	I-133	9.1%
δ3-2	1.8E+02	I-135	26.4%	Kr-88	24.0%	I-133	16.6%	I-132	8.6%	I-131	6.2%
δ3-3	7.2E+00	I-135	26.4%	Kr-88	24.0%	I-133	16.6%	I-132	8.6%	I-131	6.2%
δ3-4	3.6E-02	I-135	26.4%	Kr-88	24.0%	I-133	16.6%	I-132	8.6%	I-131	6.2%
δ3-5	1.1E+01	Xe-133	45.0%	Xe-135	14.4%	I-133	12.4%	I-131	7.8%	I-135	5.4%
δ3-6	4.5E-01	Xe-133	45.0%	Xe-135	14.4%	I-133	12.4%	I-131	7.8%	I-135	5.4%
δ3-7	2.2E-03	Xe-133	45.0%	Xe-135	14.4%	I-133	12.4%	I-131	7.8%	I-135	5.4%
δ3-8	2.2E+02	Kr-88	67.2%	Kr-87	10.2%	Xe-135	3.6%	Xe-138	3.4%	I-135	3.0%
δ3-9	6.5E+01	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
δ3-10	2.6E+00	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
δ3-11	1.3E-02	Kr-88	66.8%	Xe-135	8.7%	Xe-133	8.5%	I-135	4.1%	I-133	2.6%
δ3-12	8.6E+00	Xe-133	58.5%	Xe-135	17.0%	Kr-88	5.9%	I-133	5.4%	I-131	3.4%
δ3-13	3.4E-01	Xe-133	58.5%	Xe-135	17.0%	Kr-88	5.9%	I-133	5.4%	I-131	3.4%
δ3-14	1.7E-03	Xe-133	58.5%	Xe-135	17.0%	Kr-88	5.9%	I-133	5.4%	I-131	3.4%

付表 5-7-3. b BWR ドライウエルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ3-1	2.0E+02	Kr-88	75.6%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ3-2	5.8E+01	Kr-88	75.0%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ3-3	2.3E+00	Kr-88	75.0%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ3-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-5	7.1E+00	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ3-6	2.9E-01	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ3-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-8	2.0E+02	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ3-9	5.8E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ3-10	2.3E+00	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ3-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-12	7.1E+00	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ3-13	2.9E-01	Xe-133	70.2%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ3-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-7-4. a BWR ドライウエルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ3-1	1.6E+03	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
δ3-2	6.4E+02	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ3-3	2.6E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ3-4	1.3E-01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ3-5	4.1E+01	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ3-6	1.6E+00	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ3-7	8.2E-03	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ3-8	6.3E+01	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
δ3-9	3.6E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ3-10	1.4E+00	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ3-11	7.1E-01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ3-12	1.4E+01	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ3-13	5.5E-01	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ3-14	2.7E-03	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%

付表 5-7-4. b BWR ドライウエルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ3-1	2.1E+00	I-131	22.0%	I-133	16.2%	I-131(無機)	11.2%	Cs-134	11.1%	I-135	10.7%
φ3-2	8.4E-01	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ3-3	3.3E-02	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ3-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-5	5.2E-02	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ3-6	2.1E-03	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ3-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-8	8.4E-02	I-131	22.0%	I-133	16.2%	I-131(無機)	11.2%	Cs-134	11.1%	I-135	10.7%
φ3-9	4.7E-02	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ3-10	1.9E-03	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ3-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-12	1.7E-02	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ3-13	7.0E-04	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ3-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-7-5. a BWR ドライウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ3-1	6.9E+03	I-131	55.9%	I-133	19.2%	Cs-134	7.3%	I-131(無機)	6.4%	I-135	3.3%
δ3-2	3.1E+03	I-131	58.7%	I-133	17.4%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
δ3-3	1.2E+02	I-131	58.7%	I-133	17.4%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
δ3-4	6.2E-01	I-131	58.7%	I-133	17.4%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
δ3-5	2.3E+02	I-131	60.9%	I-133	10.6%	Cs-134	8.7%	I-131(無機)	7.0%	I-131(有機)	5.4%
δ3-6	9.3E+00	I-131	60.9%	I-133	10.6%	Cs-134	8.7%	I-131(無機)	7.0%	I-131(有機)	5.4%
δ3-7	4.6E-02	I-131	60.9%	I-133	10.6%	Cs-134	8.7%	I-131(無機)	7.0%	I-131(有機)	5.4%
δ3-8	3.0E+02	I-131	52.0%	I-133	17.9%	Cs-134	6.8%	I-131(無機)	6.0%	I-131(有機)	4.6%
δ3-9	1.9E+02	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
δ3-10	7.6E+00	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
δ3-11	3.8E-02	I-131	53.0%	I-133	15.7%	Cs-134	7.1%	I-131(有機)	7.1%	I-131(無機)	6.1%
δ3-12	8.8E+01	I-131	53.6%	I-131(有機)	14.3%	I-133	9.4%	Cs-134	7.7%	I-131(無機)	6.2%
δ3-13	3.5E+00	I-131	53.6%	I-131(有機)	14.3%	I-133	9.4%	Cs-134	7.7%	I-131(無機)	6.2%
δ3-14	1.8E-02	I-131	53.6%	I-131(有機)	14.3%	I-133	9.4%	Cs-134	7.7%	I-131(無機)	6.2%

付表 5-7-5. b BWR ドライウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ3-1	1.4E+01	I-131(無機)	31.1%	I-131	27.1%	I-133(無機)	12.0%	I-133	9.3%	Xe-133	3.7%
φ3-2	6.7E+00	I-131(無機)	30.9%	I-131	26.9%	I-133(無機)	10.3%	I-133	8.0%	Xe-133	7.6%
φ3-3	2.7E-01	I-131(無機)	30.9%	I-131	26.9%	I-133(無機)	10.3%	I-133	8.0%	Xe-133	7.6%
φ3-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-5	1.2E+00	Xe-133	39.1%	I-131(有機)	21.2%	I-131(無機)	13.7%	I-131	11.9%	I-133(有機)	4.3%
φ3-6	4.7E-02	Xe-133	39.1%	I-131(有機)	21.2%	I-131(無機)	13.7%	I-131	11.9%	I-133(有機)	4.3%
φ3-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-8	2.0E+00	Xe-133	26.8%	Kr-88	15.7%	I-131(有機)	14.0%	I-131(無機)	9.0%	I-131	7.9%
φ3-9	1.4E+00	Xe-133	36.8%	I-131(有機)	19.4%	I-131(無機)	8.3%	I-131	7.3%	I-133(有機)	6.7%
φ3-10	5.5E-02	Xe-133	36.8%	I-131(有機)	19.4%	I-131(無機)	8.3%	I-131	7.3%	I-133(有機)	6.7%
φ3-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ3-12	9.2E-01	Xe-133	50.2%	I-131(有機)	27.2%	I-131(無機)	5.9%	I-133(有機)	5.5%	I-131	5.1%
φ3-13	3.7E-02	Xe-133	50.2%	I-131(有機)	27.2%	I-131(無機)	5.9%	I-133(有機)	5.5%	I-131	5.1%
φ3-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

—: 想定しない放出経路

8. BWR ドライウエルからの放出／燃料溶融

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	Spray なし	≦1h	100%/h	δ4-1	φ4-1
			100%/h	δ4-2	φ4-2
		2-12h	100%/d	δ4-3	φ4-3
			design leak	δ4-4	φ4-4
			100%/h	δ4-5	φ4-5
		>12h	100%/d	δ4-6	φ4-6
			design leak	δ4-7	φ4-7
	≦1h		100%/h	δ4-8	φ4-8
			100%/h	δ4-9	φ4-9
	Spray あり	2-12h	100%/d	δ4-10	φ4-10
			design leak	δ4-11	φ4-11
			100%/h	δ4-12	φ4-12
		>12h	100%/d	δ4-13	φ4-13
			design leak	δ4-14	φ4-14

付図 5-8 BWR ドライウエルからの放出(燃料溶融)

特徴：

- ・フィルタベントなしの場合は吸入が支配的となる。主要な核種としてはヨウ素である。なお、イベントツリーに記載している被ばく線量は降雨を考慮していないため、グランドシャインの寄与は吸入と比べると小さい。
- ・燃料溶融の場合には放出される核種が増加し、グランドシャインにおいては I-131 だけではなく Te-132 の影響が大きい。
- ・フィルタベントありの場合にはクラウドシャインが支配的である。主要な核種は希ガスである。

付表 5-8-1. a BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
δ4-1	6.9E+03	1.3E+04	4.2E+04	6.2E+04	11.3%	20.8%	67.9%
δ4-2	1.8E+03	5.5E+03	1.9E+04	2.6E+04	6.9%	21.0%	72.1%
δ4-3	7.3E+01	2.2E+02	7.6E+02	1.1E+03	6.9%	21.0%	72.1%
δ4-4	3.6E-01	1.1E+00	3.8E+00	5.3E+00	6.9%	21.0%	72.1%
δ4-5	1.7E+02	3.8E+02	1.5E+03	2.0E+03	8.3%	19.2%	72.6%
δ4-6	6.6E+00	1.5E+01	5.8E+01	8.0E+01	8.3%	19.2%	72.6%
δ4-7	3.3E-02	7.7E-02	2.9E-01	4.0E-01	8.3%	19.2%	72.6%
δ4-8	3.9E+03	5.1E+02	1.8E+03	6.2E+03	62.7%	8.3%	29.0%
δ4-9	1.1E+03	3.1E+02	1.2E+03	2.6E+03	43.7%	11.8%	44.5%
δ4-10	4.5E+01	1.2E+01	4.6E+01	1.0E+02	43.7%	11.8%	44.5%
δ4-11	2.3E-01	6.1E-02	2.3E-01	5.2E-01	43.7%	11.8%	44.5%
δ4-12	1.5E+02	1.3E+02	5.4E+02	8.1E+02	17.9%	15.7%	66.4%
δ4-13	5.8E+00	5.1E+00	2.2E+01	3.3E+01	17.9%	15.7%	66.4%
δ4-14	2.9E-02	2.6E-02	1.1E-01	1.6E-01	17.9%	15.7%	66.4%

付表 5-8-1. b BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
φ4-1	3.7E+03	1.5E+01	9.3E+01	3.8E+03	97.2%	0.4%	2.4%
φ4-2	1.1E+03	6.5E+00	4.7E+01	1.1E+03	95.3%	0.6%	4.1%
φ4-3	4.4E+01	2.6E-01	1.9E+00	4.6E+01	95.3%	0.6%	4.1%
φ4-4	-	-	-	-	-	-	-
φ4-5	1.4E+02	4.4E-01	1.3E+01	1.5E+02	91.0%	0.3%	8.7%
φ4-6	5.4E+00	1.8E-02	5.2E-01	6.0E+00	91.0%	0.3%	8.7%
φ4-7	-	-	-	-	-	-	-
φ4-8	3.7E+03	6.2E-01	2.5E+01	3.8E+03	99.3%	0.0%	0.7%
φ4-9	1.1E+03	3.6E-01	1.7E+01	1.1E+03	98.4%	0.0%	1.5%
φ4-10	4.4E+01	1.4E-02	6.8E-01	4.4E+01	98.4%	0.0%	1.5%
φ4-11	-	-	-	-	-	-	-
φ4-12	1.4E+02	1.5E-01	1.2E+01	1.5E+02	92.1%	0.1%	7.8%
φ4-13	5.4E+00	5.9E-03	4.6E-01	5.9E+00	92.1%	0.1%	7.8%
φ4-14	-	-	-	-	-	-	-

—: 想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-12 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-8-2. a BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ4-1	6.2E+04	I-131	35.1%	I-133	14.1%	Te-132	7.6%	I-135	5.0%	Cs-134	4.9%
δ4-2	2.6E+04	I-131	38.8%	I-133	13.4%	Te-132	8.2%	Cs-134	5.4%	Sr-90	5.1%
δ4-3	1.1E+03	I-131	38.8%	I-133	13.4%	Te-132	8.2%	Cs-134	5.4%	Sr-90	5.1%
δ4-4	5.3E+00	I-131	38.8%	I-133	13.4%	Te-132	8.2%	Cs-134	5.4%	Sr-90	5.1%
δ4-5	2.0E+03	I-131	39.8%	I-133	8.1%	Te-132	7.7%	Cs-134	6.0%	Sr-90	5.6%
δ4-6	8.0E+01	I-131	39.8%	I-133	8.1%	Te-132	7.7%	Cs-134	6.0%	Sr-90	5.6%
δ4-7	4.0E-01	I-131	39.8%	I-133	8.1%	Te-132	7.7%	Cs-134	6.0%	Sr-90	5.6%
δ4-8	6.2E+03	Kr-88	46.1%	I-131	14.0%	Kr-87	7.0%	I-133	5.6%	Te-132	3.1%
δ4-9	2.6E+03	Kr-88	31.7%	I-131	21.8%	I-133	7.6%	Te-132	4.6%	Xe-133	4.4%
δ4-10	1.0E+02	Kr-88	31.7%	I-131	21.8%	I-133	7.6%	Te-132	4.6%	Xe-133	4.4%
δ4-11	5.2E-01	Kr-88	31.7%	I-131	21.8%	I-133	7.6%	Te-132	4.6%	Xe-133	4.4%
δ4-12	8.1E+02	I-131	32.6%	Xe-133	12.8%	I-131(有機)	7.7%	I-133	6.7%	Te-132	6.3%
δ4-13	3.3E+01	I-131	32.6%	Xe-133	12.8%	I-131(有機)	7.7%	I-133	6.7%	Te-132	6.3%
δ4-14	1.6E-01	I-131	32.6%	Xe-133	12.8%	I-131(有機)	7.7%	I-133	6.7%	Te-132	6.3%

付表 5-8-2. b BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ4-1	3.8E+03	Kr-88	73.9%	Kr-87	11.2%	Xe-135	4.0%	Xe-138	3.7%	Xe-133	3.1%
φ4-2	1.1E+03	Kr-88	71.9%	Xe-133	10.0%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
φ4-3	4.6E+01	Kr-88	71.9%	Xe-133	10.0%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
φ4-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-5	1.5E+02	Xe-133	69.8%	Xe-135	17.9%	Kr-88	6.4%	Xe-133m	1.6%	Kr-85m	1.2%
φ4-6	6.0E+00	Xe-133	69.8%	Xe-135	17.9%	Kr-88	6.4%	Xe-133m	1.6%	Kr-85m	1.2%
φ4-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-8	3.8E+03	Kr-88	75.6%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ4-9	1.1E+03	Kr-88	74.3%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ4-10	4.4E+01	Kr-88	74.3%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ4-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-12	1.5E+02	Xe-133	70.7%	Xe-135	18.2%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ4-13	5.9E+00	Xe-133	70.7%	Xe-135	18.2%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ4-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

—: 想定しない放出経路

付表 5-8-3. a BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ4-1	6.9E+03	Kr-88	40.9%	I-135	12.1%	I-132	11.2%	I-134	11.0%	Kr-87	6.2%
δ4-2	1.8E+03	Kr-88	45.1%	I-135	13.1%	I-132	8.6%	I-133	8.2%	Xe-135	6.6%
δ4-3	7.3E+01	Kr-88	45.1%	I-135	13.1%	I-132	8.6%	I-133	8.2%	Xe-135	6.6%
δ4-4	3.6E-01	Kr-88	45.1%	I-135	13.1%	I-132	8.6%	I-133	8.2%	Xe-135	6.6%
δ4-5	1.7E+02	Xe-133	57.6%	Xe-135	16.6%	Kr-88	5.8%	I-133	4.2%	I-132	4.2%
δ4-6	6.6E+00	Xe-133	57.6%	Xe-135	16.6%	Kr-88	5.8%	I-133	4.2%	I-132	4.2%
δ4-7	3.3E-02	Xe-133	57.6%	Xe-135	16.6%	Kr-88	5.8%	I-133	4.2%	I-132	4.2%
δ4-8	3.9E+03	Kr-88	73.4%	Kr-87	11.1%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.7%	Xe-133	2.8%
δ4-9	1.1E+03	Kr-88	72.4%	Xe-133	9.2%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ4-10	4.5E+01	Kr-88	72.4%	Xe-133	9.2%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ4-11	2.3E-01	Kr-88	72.4%	Xe-133	9.2%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ4-12	1.5E+02	Xe-133	65.3%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	I-133	1.6%
δ4-13	5.8E+00	Xe-133	65.3%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	I-133	1.6%
δ4-14	2.9E-02	Xe-133	65.3%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	I-133	1.6%

付表 5-8-3. b BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ4-1	3.7E+03	Kr-88	75.9%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ4-2	1.1E+03	Kr-88	75.2%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ4-3	4.4E+01	Kr-88	75.2%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ4-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-5	1.4E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ4-6	5.4E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ4-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-8	3.7E+03	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ4-9	1.1E+03	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ4-10	4.4E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ4-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-12	1.4E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ4-13	5.4E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ4-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-8-4. a BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ4-1	1.3E+04	Te-132	23.9%	I-131	18.0%	Ba-140	14.4%	I-133	13.3%	I-135	8.8%
δ4-2	5.5E+03	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ4-3	2.2E+02	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ4-4	1.1E+00	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ4-5	3.8E+02	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ4-6	1.5E+01	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ4-7	7.7E-02	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ4-8	5.1E+02	Te-132	23.9%	I-131	18.0%	Ba-140	14.4%	I-133	13.3%	I-135	8.8%
δ4-9	3.1E+02	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ4-10	1.2E+01	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ4-11	6.1E-02	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ4-12	1.3E+02	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ4-13	5.1E+00	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ4-14	2.6E-02	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%

付表 5-8-4. b BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ4-1	1.5E+01	Te-132	19.9%	I-131	15.0%	Ba-140	12.0%	I-133	11.1%	I-131(無機)	7.7%
φ4-2	6.5E+00	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ4-3	2.6E-01	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ4-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-5	4.4E-01	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ4-6	1.8E-02	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ4-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-8	6.2E-01	Te-132	19.9%	I-131	15.0%	Ba-140	12.0%	I-133	11.1%	I-131(無機)	7.7%
φ4-9	3.6E-01	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ4-10	1.4E-02	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ4-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-12	1.5E-01	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ4-13	5.9E-03	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ4-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-8-5. a BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ4-1	4.2E+04	I-131	45.9%	I-133	15.8%	Sr-90	6.7%	Sr-89	5.4%	I-131(無機)	5.3%
δ4-2	1.9E+04	I-131	47.7%	I-133	14.2%	Sr-90	7.1%	Sr-89	5.7%	I-131(無機)	5.5%
δ4-3	7.6E+02	I-131	47.7%	I-133	14.2%	Sr-90	7.1%	Sr-89	5.7%	I-131(無機)	5.5%
δ4-4	3.8E+00	I-131	47.7%	I-133	14.2%	Sr-90	7.1%	Sr-89	5.7%	I-131(無機)	5.5%
δ4-5	1.5E+03	I-131	48.7%	I-133	8.5%	Sr-90	7.7%	Sr-89	6.1%	I-131(無機)	5.6%
δ4-6	5.8E+01	I-131	48.7%	I-133	8.5%	Sr-90	7.7%	Sr-89	6.1%	I-131(無機)	5.6%
δ4-7	2.9E-01	I-131	48.7%	I-133	8.5%	Sr-90	7.7%	Sr-89	6.1%	I-131(無機)	5.6%
δ4-8	1.8E+03	I-131	42.9%	I-133	14.8%	Sr-90	6.2%	Sr-89	5.0%	I-131(無機)	4.9%
δ4-9	1.2E+03	I-131	43.6%	I-133	12.9%	Sr-90	6.5%	I-131(有機)	5.8%	Sr-89	5.2%
δ4-10	4.6E+01	I-131	43.6%	I-133	12.9%	Sr-90	6.5%	I-131(有機)	5.8%	Sr-89	5.2%
δ4-11	2.3E-01	I-131	43.6%	I-133	12.9%	Sr-90	6.5%	I-131(有機)	5.8%	Sr-89	5.2%
δ4-12	5.4E+02	I-131	43.6%	I-131(有機)	11.6%	I-133	7.6%	Sr-90	6.9%	Sr-89	5.5%
δ4-13	2.2E+01	I-131	43.6%	I-131(有機)	11.6%	I-133	7.6%	Sr-90	6.9%	Sr-89	5.5%
δ4-14	1.1E-01	I-131	43.6%	I-131(有機)	11.6%	I-133	7.6%	Sr-90	6.9%	Sr-89	5.5%

付表 5-8-5. b BWR ドライウエルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ4-1	9.3E+01	I-131(無機)	23.8%	I-131	20.7%	Xe-133	10.7%	I-133(無機)	9.2%	I-133	7.1%
φ4-2	4.7E+01	I-131(無機)	22.2%	Xe-133	20.6%	I-131	19.3%	I-133(無機)	7.4%	I-133	5.7%
φ4-3	1.9E+00	I-131(無機)	22.2%	Xe-133	20.6%	I-131	19.3%	I-133(無機)	7.4%	I-133	5.7%
φ4-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-5	1.3E+01	Xe-133	67.6%	I-131(有機)	9.6%	I-131(無機)	6.2%	I-131	5.4%	Xe-135	3.2%
φ4-6	5.2E-01	Xe-133	67.6%	I-131(有機)	9.6%	I-131(無機)	6.2%	I-131	5.4%	Xe-135	3.2%
φ4-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-8	2.5E+01	Xe-133	40.5%	Kr-88	23.7%	Xe-135	9.8%	I-131(有機)	5.6%	Kr-87	4.9%
φ4-9	1.7E+01	Xe-133	57.4%	Kr-88	10.0%	Xe-135	9.7%	I-131(有機)	7.9%	I-131(無機)	3.4%
φ4-10	6.8E-01	Xe-133	57.4%	Kr-88	10.0%	Xe-135	9.7%	I-131(有機)	7.9%	I-131(無機)	3.4%
φ4-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ4-12	1.2E+01	Xe-133	76.4%	I-131(有機)	10.9%	Xe-135	3.6%	I-131(無機)	2.3%	I-131(有機)	2.2%
φ4-13	4.6E-01	Xe-133	76.4%	I-131(有機)	10.9%	Xe-135	3.6%	I-131(無機)	2.3%	I-131(有機)	2.2%
φ4-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

9. BWR ウェットウェルからの放出／ギャップ放出

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	ウェットウェル状態	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	飽和状態	≤1h	100%/h	δ5-1	φ5-1
			100%/h	δ5-2	φ5-2
		2-12h	100%/d	δ5-3	φ5-3
			design leak	δ5-4	φ5-4
			100%/h	δ5-5	φ5-5
		>12h	100%/d	δ5-6	φ5-6
			design leak	δ5-7	φ5-7
	サブクール	≤1h	100%/h	δ5-8	φ5-8
			100%/h	δ5-9	φ5-9
		2-12h	100%/d	δ5-10	φ5-10
			design leak	δ5-11	φ5-11
			100%/h	δ5-12	φ5-12
		>12h	100%/d	δ5-13	φ5-13
			design leak	δ5-14	φ5-14

付図 5-9 BWR ウェットウェルからの放出(ギャップ放出)

特徴：

- ・フィルタベントなしの場合は吸入とクラウドシャインの寄与が拮抗する。吸入で寄与が大きい核種はヨウ素、クラウドシャインで寄与が大きい核種は希ガスである。なお、イベントツリーに記載している被ばく線量は降雨を考えていないため、グランドシャインの寄与は小さい。
- ・フィルタベントありの場合はクラウドシャインが支配的である。主要な核種は希ガスである。

付表 5-9-1.a BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
δ5-1	2.3E+02	7.9E+01	3.6E+02	6.7E+02	34.0%	11.8%	54.2%
δ5-2	6.4E+01	3.2E+01	1.7E+02	2.7E+02	23.9%	11.9%	64.2%
δ5-3	2.6E+00	1.3E+00	6.9E+00	1.1E+01	23.9%	11.9%	64.2%
δ5-4	1.3E-02	6.4E-03	3.5E-02	5.4E-02	23.9%	11.9%	64.2%
δ5-5	7.5E+00	2.1E+00	2.6E+01	3.6E+01	20.8%	5.7%	73.5%
δ5-6	3.0E-01	8.2E-02	1.1E+00	1.4E+00	20.8%	5.7%	73.5%
δ5-7	1.5E-03	4.1E-04	5.3E-03	7.2E-03	20.8%	5.7%	73.5%
δ5-8	2.0E+02	1.6E+01	9.0E+01	3.1E+02	65.8%	5.1%	29.0%
δ5-9	5.9E+01	6.4E+00	5.0E+01	1.2E+02	51.2%	5.5%	43.2%
δ5-10	2.4E+00	2.6E-01	2.0E+00	4.6E+00	51.2%	5.5%	43.2%
δ5-11	1.2E-02	1.3E-03	1.0E-02	2.3E-02	51.2%	5.5%	43.2%
δ5-12	7.4E+00	1.4E+00	2.3E+01	3.2E+01	23.4%	4.3%	72.3%
δ5-13	3.0E-01	5.5E-02	9.2E-01	1.3E+00	23.4%	4.3%	72.3%
δ5-14	1.5E-03	2.7E-04	4.6E-03	6.3E-03	23.4%	4.3%	72.3%

付表 5-9-1.b BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
φ5-1	2.0E+02	1.1E-01	2.1E+00	2.0E+02	98.9%	0.1%	1.0%
φ5-2	5.8E+01	4.2E-02	1.4E+00	5.9E+01	97.6%	0.1%	2.3%
φ5-3	2.3E+00	1.7E-03	5.4E-02	2.4E+00	97.6%	0.1%	2.3%
φ5-4	-	-	-	-	-	-	-
φ5-5	7.1E+00	2.6E-03	8.1E-01	8.0E+00	89.8%	0.0%	10.2%
φ5-6	2.9E-01	1.0E-04	3.2E-02	3.2E-01	89.8%	0.0%	10.2%
φ5-7	-	-	-	-	-	-	-
φ5-8	2.0E+02	2.1E-02	1.6E+00	2.0E+02	99.2%	0.0%	0.8%
φ5-9	5.8E+01	8.4E-03	1.1E+00	5.9E+01	98.1%	0.0%	1.9%
φ5-10	2.3E+00	3.3E-04	4.5E-02	2.3E+00	98.1%	0.0%	1.9%
φ5-11	-	-	-	-	-	-	-
φ5-12	7.1E+00	1.7E-03	8.0E-01	7.9E+00	89.9%	0.0%	10.1%
φ5-13	2.9E-01	7.0E-05	3.2E-02	3.2E-01	89.9%	0.0%	10.1%
φ5-14	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-13 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-9-2. a BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ5-1	6.7E+02	I-131	32.2%	Kr-88	22.3%	I-133	12.9%	Cs-134	5.6%	I-135	4.6%
δ5-2	2.7E+02	I-131	37.9%	Kr-88	16.1%	I-133	13.1%	Cs-134	6.7%	I-131(有機)	5.0%
δ5-3	1.1E+01	I-131	37.9%	Kr-88	16.1%	I-133	13.1%	Cs-134	6.7%	I-131(有機)	5.0%
δ5-4	5.4E-02	I-131	37.9%	Kr-88	16.1%	I-133	13.1%	Cs-134	6.7%	I-131(有機)	5.0%
δ5-5	3.6E+01	I-131(有機)	35.0%	I-131	22.1%	Xe-133	15.2%	I-133(有機)	7.3%	I-133	4.5%
δ5-6	1.4E+00	I-131(有機)	35.0%	I-131	22.1%	Xe-133	15.2%	I-133(有機)	7.3%	I-133	4.5%
δ5-7	7.2E-03	I-131(有機)	35.0%	I-131	22.1%	Xe-133	15.2%	I-133(有機)	7.3%	I-133	4.5%
δ5-8	3.1E+02	Kr-88	48.3%	I-131	14.0%	Kr-87	7.3%	I-133	5.6%	I-131(有機)	4.4%
δ5-9	1.2E+02	Kr-88	37.5%	I-131	17.6%	I-131(有機)	11.6%	I-133	6.1%	Xe-133	5.2%
δ5-10	4.6E+00	Kr-88	37.5%	I-131	17.6%	I-131(有機)	11.6%	I-133	6.1%	Xe-133	5.2%
δ5-11	2.3E-02	Kr-88	37.5%	I-131	17.6%	I-131(有機)	11.6%	I-133	6.1%	Xe-133	5.2%
δ5-12	3.2E+01	I-131(有機)	39.8%	Xe-133	17.3%	I-131	16.7%	I-133(有機)	8.3%	Xe-135	4.5%
δ5-13	1.3E+00	I-131(有機)	39.8%	Xe-133	17.3%	I-131	16.7%	I-133(有機)	8.3%	Xe-135	4.5%
δ5-14	6.3E-03	I-131(有機)	39.8%	Xe-133	17.3%	I-131	16.7%	I-133(有機)	8.3%	Xe-135	4.5%

付表 5-9-2. b BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ5-1	2.0E+02	Kr-88	75.3%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ5-2	5.9E+01	Kr-88	73.6%	Xe-133	10.2%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
φ5-3	2.4E+00	Kr-88	73.6%	Xe-133	10.2%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
φ5-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-5	8.0E+00	Xe-133	68.9%	Xe-135	17.7%	Kr-88	6.3%	I-131(有機)	3.2%	Xe-133m	1.6%
φ5-6	3.2E-01	Xe-133	68.9%	Xe-135	17.7%	Kr-88	6.3%	I-131(有機)	3.2%	Xe-133m	1.6%
φ5-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-8	2.0E+02	Kr-88	75.5%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ5-9	5.9E+01	Kr-88	74.0%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ5-10	2.3E+00	Kr-88	74.0%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ5-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-12	7.9E+00	Xe-133	69.0%	Xe-135	17.7%	Kr-88	6.3%	I-131(有機)	3.2%	Xe-133m	1.6%
φ5-13	3.2E-01	Xe-133	69.0%	Xe-135	17.7%	Kr-88	6.3%	I-131(有機)	3.2%	Xe-133m	1.6%
φ5-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-9-3.a BWR ウェットウェルからの放出（ギャップ放出/ FCVS なし）の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ5-1	2.3E+02	Kr-88	65.4%	Kr-87	9.9%	I-135	3.7%	Xe-135	3.5%	I-134	3.3%
δ5-2	6.4E+01	Kr-88	67.5%	Xe-135	8.8%	Xe-133	8.6%	I-135	3.7%	Kr-87	2.4%
δ5-3	2.6E+00	Kr-88	67.5%	Xe-135	8.8%	Xe-133	8.6%	I-135	3.7%	Kr-87	2.4%
δ5-4	1.3E-02	Kr-88	67.5%	Xe-135	8.8%	Xe-133	8.6%	I-135	3.7%	Kr-87	2.4%
δ5-5	7.5E+00	Xe-133	67.1%	Xe-135	18.7%	Kr-88	6.7%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
δ5-6	3.0E-01	Xe-133	67.1%	Xe-135	18.7%	Kr-88	6.7%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
δ5-7	1.5E-03	Xe-133	67.1%	Xe-135	18.7%	Kr-88	6.7%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
δ5-8	2.0E+02	Kr-88	73.3%	Kr-87	11.1%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.7%	Xe-133	2.8%
δ5-9	5.9E+01	Kr-88	73.1%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.3%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ5-10	2.4E+00	Kr-88	73.1%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.3%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ5-11	1.2E-02	Kr-88	73.1%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.3%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ5-12	7.4E+00	Xe-133	67.6%	Xe-135	18.8%	Kr-88	6.8%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.3%
δ5-13	3.0E-01	Xe-133	67.6%	Xe-135	18.8%	Kr-88	6.8%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.3%
δ5-14	1.5E-03	Xe-133	67.6%	Xe-135	18.8%	Kr-88	6.8%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.3%

付表 5-9-3.b BWR ウェットウェルからの放出（ギャップ放出/ FCVS あり）の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ5-1	2.0E+02	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ5-2	5.8E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ5-3	2.3E+00	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ5-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-5	7.1E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ5-6	2.9E-01	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ5-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-8	2.0E+02	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ5-9	5.8E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ5-10	2.3E+00	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ5-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-12	7.1E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ5-13	2.9E-01	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ5-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

—：想定しない放出経路

付表 5-9-4. a BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ5-1	7.9E+01	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
δ5-2	3.2E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ5-3	1.3E+00	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ5-4	6.4E-03	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ5-5	2.1E+00	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ5-6	8.2E-02	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ5-7	4.1E-04	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ5-8	1.6E+01	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
δ5-9	6.4E+00	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ5-10	2.6E-01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ5-11	1.3E-03	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
δ5-12	1.4E+00	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ5-13	5.5E-02	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%
δ5-14	2.7E-04	I-131	41.4%	Cs-134	22.7%	I-133	15.6%	Cs-136	9.9%	Cs-137	5.5%

付表 5-9-4. b BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ5-1	1.1E-01	I-131	22.0%	I-133	16.2%	I-131(無機)	11.2%	Cs-134	11.1%	I-135	10.7%
φ5-2	4.2E-02	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ5-3	1.7E-03	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ5-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-5	2.6E-03	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ5-6	1.0E-04	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ5-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-8	2.1E-02	I-131	22.0%	I-133	16.2%	I-131(無機)	11.2%	Cs-134	11.1%	I-135	10.7%
φ5-9	8.4E-03	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ5-10	3.3E-04	I-131	26.0%	I-133	16.6%	Cs-134	13.4%	I-131(無機)	13.3%	I-133(無機)	8.5%
φ5-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-12	1.7E-03	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ5-13	7.0E-05	I-131	32.6%	Cs-134	17.9%	I-131(無機)	16.6%	I-133	12.3%	Cs-136	7.8%
φ5-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

—: 想定しない放出経路

付表 5-9-5. a BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS なし) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ5-1	3.6E+02	I-131	52.8%	I-133	18.1%	Cs-134	6.9%	I-131(無機)	6.1%	I-131(有機)	3.7%
δ5-2	1.7E+02	I-131	52.4%	I-133	15.6%	I-131(有機)	7.8%	Cs-134	7.0%	I-131(無機)	6.0%
δ5-3	6.9E+00	I-131	52.4%	I-133	15.6%	I-131(有機)	7.8%	Cs-134	7.0%	I-131(無機)	6.0%
δ5-4	3.5E-02	I-131	52.4%	I-133	15.6%	I-131(有機)	7.8%	Cs-134	7.0%	I-131(無機)	6.0%
δ5-5	2.6E+01	I-131(有機)	47.4%	I-131	26.7%	I-133(有機)	9.6%	I-133	4.7%	Cs-134	3.8%
δ5-6	1.1E+00	I-131(有機)	47.4%	I-131	26.7%	I-133(有機)	9.6%	I-133	4.7%	Cs-134	3.8%
δ5-7	5.3E-03	I-131(有機)	47.4%	I-131	26.7%	I-133(有機)	9.6%	I-133	4.7%	Cs-134	3.8%
δ5-8	9.0E+01	I-131	42.8%	I-131(有機)	15.2%	I-133	14.7%	I-133(有機)	6.1%	Cs-134	5.6%
δ5-9	5.0E+01	I-131	36.2%	I-131(有機)	26.8%	I-133	10.7%	I-133(有機)	9.2%	Cs-134	4.8%
δ5-10	2.0E+00	I-131	36.2%	I-131(有機)	26.8%	I-133	10.7%	I-133(有機)	9.2%	Cs-134	4.8%
δ5-11	1.0E-02	I-131	36.2%	I-131(有機)	26.8%	I-133	10.7%	I-133(有機)	9.2%	Cs-134	4.8%
δ5-12	2.3E+01	I-131(有機)	54.8%	I-131	20.6%	I-133(有機)	11.1%	I-133	3.6%	Cs-134	2.9%
δ5-13	9.2E-01	I-131(有機)	54.8%	I-131	20.6%	I-133(有機)	11.1%	I-133	3.6%	Cs-134	2.9%
δ5-14	4.6E-03	I-131(有機)	54.8%	I-131	20.6%	I-133(有機)	11.1%	I-133	3.6%	Cs-134	2.9%

付表 5-9-5. b BWR ウェットウェルからの放出 (ギャップ放出/ FCVS あり) の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ5-1	2.1E+00	Xe-133	25.2%	Kr-88	14.8%	I-131(有機)	13.1%	I-131(無機)	10.6%	I-131	9.2%
φ5-2	1.4E+00	Xe-133	37.7%	I-131(有機)	19.8%	I-131(無機)	7.7%	I-133(有機)	6.8%	I-131	6.7%
φ5-3	5.4E-02	Xe-133	37.7%	I-131(有機)	19.8%	I-131(無機)	7.7%	I-133(有機)	6.8%	I-131	6.7%
φ5-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-5	8.1E-01	Xe-133	57.1%	I-131(有機)	31.0%	I-133(有機)	6.3%	Xe-135	2.7%	I-131(無機)	1.0%
φ5-6	3.2E-02	Xe-133	57.1%	I-131(有機)	31.0%	I-133(有機)	6.3%	Xe-135	2.7%	I-131(無機)	1.0%
φ5-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-8	1.6E+00	Xe-133	33.4%	Kr-88	19.5%	I-131(有機)	17.4%	Xe-135	8.1%	I-133(有機)	6.9%
φ5-9	1.1E+00	Xe-133	45.2%	I-131(有機)	23.8%	I-133(有機)	8.2%	Kr-88	7.9%	Xe-135	7.7%
φ5-10	4.5E-02	Xe-133	45.2%	I-131(有機)	23.8%	I-133(有機)	8.2%	Kr-88	7.9%	Xe-135	7.7%
φ5-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ5-12	8.0E-01	Xe-133	57.6%	I-131(有機)	31.2%	I-133(有機)	6.3%	Xe-135	2.7%	I-131(無機)	0.7%
φ5-13	3.2E-02	Xe-133	57.6%	I-131(有機)	31.2%	I-133(有機)	6.3%	Xe-135	2.7%	I-131(無機)	0.7%
φ5-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

10. BWR ウェットウェルからの放出/燃料溶融

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	ウェットウェル 状態	ホールドアップ	漏えい量	ベント無し	ベントあり
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	飽和状態	≦1h	100%/h	δ6-1	φ6-1
			100%/h	δ6-2	φ6-2
		2-12h	100%/d	δ6-3	φ6-3
			design leak	δ6-4	φ6-4
			100%/h	δ6-5	φ6-5
		>12h	100%/d	δ6-6	φ6-6
			design leak	δ6-7	φ6-7
	サブクール	≦1h	100%/h	δ6-8	φ6-8
			100%/h	δ6-9	φ6-9
		2-12h	100%/d	δ6-10	φ6-10
			design leak	δ6-11	φ6-11
			100%/h	δ6-12	φ6-12
		>12h	100%/d	δ6-13	φ6-13
			design leak	δ6-14	φ6-14

付図 5-10 BWR ウェットウェルからの放出(燃料溶融)

特徴 ;

- ・ フィルタベントなしの場合は吸入とクラウドシャインの寄与が拮抗する。吸入で寄与が大きい核種はヨウ素、クラウドシャインで寄与が大きい核種は希ガスである。なお、イベントツリーに記載している被ばく線量は降雨を考えていないため、グランドシャインの寄与は小さい。
- ・ フィルタベントありの場合はクラウドシャインが支配的である。主要な核種は希ガスである。

付表 5-10-1. a BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
δ6-1	3.9E+03	6.4E+02	2.2E+03	6.7E+03	57.8%	9.5%	32.7%
δ6-2	1.1E+03	2.8E+02	1.0E+03	2.5E+03	46.1%	11.2%	42.7%
δ6-3	4.5E+01	1.1E+01	4.2E+01	9.8E+01	46.1%	11.2%	42.7%
δ6-4	2.3E-01	5.5E-02	2.1E-01	4.9E-01	46.1%	11.2%	42.7%
δ6-5	1.4E+02	1.9E+01	1.5E+02	3.1E+02	44.4%	6.2%	49.4%
δ6-6	5.5E+00	7.7E-01	6.1E+00	1.2E+01	44.4%	6.2%	49.4%
δ6-7	2.8E-02	3.8E-03	3.1E-02	6.2E-02	44.4%	6.2%	49.4%
δ6-8	3.8E+03	1.3E+02	5.4E+02	4.4E+03	85.0%	2.9%	12.1%
δ6-9	1.1E+03	5.5E+01	3.0E+02	1.5E+03	75.9%	3.8%	20.3%
δ6-10	4.4E+01	2.2E+00	1.2E+01	5.8E+01	75.9%	3.8%	20.3%
δ6-11	2.2E-01	1.1E-02	5.9E-02	2.9E-01	75.9%	3.8%	20.3%
δ6-12	1.4E+02	1.3E+01	1.3E+02	2.8E+02	48.9%	4.6%	46.5%
δ6-13	5.5E+00	5.1E-01	5.2E+00	1.1E+01	48.9%	4.6%	46.5%
δ6-14	2.7E-02	2.6E-03	2.6E-02	5.6E-02	48.9%	4.6%	46.5%

付表 5-10-1. b BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
φ6-1	3.7E+03	7.7E-01	2.5E+01	3.8E+03	99.3%	0.0%	0.7%
φ6-2	1.1E+03	3.2E-01	1.7E+01	1.1E+03	98.5%	0.0%	1.5%
φ6-3	4.4E+01	1.3E-02	6.7E-01	4.4E+01	98.5%	0.0%	1.5%
φ6-4	-	-	-	-	-	-	-
φ6-5	1.4E+02	2.2E-02	1.1E+01	1.5E+02	92.6%	0.0%	7.4%
φ6-6	5.4E+00	8.8E-04	4.4E-01	5.9E+00	92.6%	0.0%	7.4%
φ6-7	-	-	-	-	-	-	-
φ6-8	3.7E+03	1.5E-01	2.2E+01	3.8E+03	99.4%	0.0%	0.6%
φ6-9	1.1E+03	6.5E-02	1.5E+01	1.1E+03	98.6%	0.0%	1.4%
φ6-10	4.4E+01	2.6E-03	6.2E-01	4.4E+01	98.6%	0.0%	1.4%
φ6-11	-	-	-	-	-	-	-
φ6-12	1.4E+02	1.5E-02	1.1E+01	1.5E+02	92.6%	0.0%	7.4%
φ6-13	5.4E+00	5.9E-04	4.3E-01	5.9E+00	92.6%	0.0%	7.4%
φ6-14	-	-	-	-	-	-	-

—: 想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-14 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-10-2. a BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ6-1	6.7E+03	Kr-88	42.1%	I-131	16.0%	I-133	6.4%	Kr-87	6.4%	Te-132	3.5%
δ6-2	2.5E+03	Kr-88	33.5%	I-131	20.8%	I-133	7.2%	Xe-133	4.7%	Te-132	4.4%
δ6-3	9.8E+01	Kr-88	33.6%	I-131	20.8%	I-133	7.2%	Xe-133	4.7%	Te-132	4.4%
δ6-4	4.9E-01	Kr-88	33.6%	I-131	20.8%	I-133	7.2%	Xe-133	4.7%	Te-132	4.4%
δ6-5	3.1E+02	Xe-133	33.5%	I-131(有機)	20.3%	I-131	12.8%	Xe-135	8.6%	I-133(有機)	4.2%
δ6-6	1.2E+01	Xe-133	33.5%	I-131(有機)	20.3%	I-131	12.8%	Xe-135	8.6%	I-133(有機)	4.2%
δ6-7	6.2E-02	Xe-133	33.5%	I-131(有機)	20.3%	I-131	12.8%	Xe-135	8.6%	I-133(有機)	4.2%
δ6-8	4.4E+03	Kr-88	64.1%	Kr-87	9.7%	I-131	4.9%	Xe-135	3.5%	Xe-138	3.2%
δ6-9	1.5E+03	Kr-88	56.7%	Xe-133	7.9%	Xe-135	7.3%	I-131	7.0%	I-131(有機)	4.6%
δ6-10	5.8E+01	Kr-88	56.7%	Xe-133	7.9%	Xe-135	7.3%	I-131	7.0%	I-131(有機)	4.6%
δ6-11	2.9E-01	Kr-88	56.7%	Xe-133	7.9%	Xe-135	7.3%	I-131	7.0%	I-131(有機)	4.6%
δ6-12	2.8E+02	Xe-133	37.1%	I-131(有機)	22.4%	Xe-135	9.5%	I-131	9.4%	I-133(有機)	4.7%
δ6-13	1.1E+01	Xe-133	37.1%	I-131(有機)	22.4%	Xe-135	9.5%	I-131	9.4%	I-133(有機)	4.7%
δ6-14	5.6E-02	Xe-133	37.1%	I-131(有機)	22.4%	Xe-135	9.5%	I-131	9.4%	I-133(有機)	4.7%

付表 5-10-2. b BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ6-1	3.8E+03	Kr-88	75.6%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ6-2	1.1E+03	Kr-88	74.3%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-3	4.4E+01	Kr-88	74.3%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-5	1.5E+02	Xe-133	71.1%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ6-6	5.9E+00	Xe-133	71.1%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ6-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-8	3.8E+03	Kr-88	75.7%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	3.1%
φ6-9	1.1E+03	Kr-88	74.4%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-10	4.4E+01	Kr-88	74.4%	Xe-133	10.3%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-12	1.5E+02	Xe-133	71.1%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ6-13	5.9E+00	Xe-133	71.1%	Xe-135	18.3%	Kr-88	6.5%	Xe-133m	1.7%	Kr-85m	1.2%
φ6-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-10-3. a BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ6-1	3.9E+03	Kr-88	72.8%	Kr-87	11.0%	Xe-135	3.9%	Xe-138	3.7%	Xe-133	2.8%
δ6-2	1.1E+03	Kr-88	72.7%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ6-3	4.5E+01	Kr-88	72.7%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ6-4	2.3E-01	Kr-88	72.7%	Xe-133	9.3%	Xe-135	9.2%	Kr-87	2.6%	Kr-85m	2.5%
δ6-5	1.4E+02	Xe-133	69.2%	Xe-135	19.1%	Kr-88	6.9%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
δ6-6	5.5E+00	Xe-133	69.2%	Xe-135	19.1%	Kr-88	6.9%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
δ6-7	2.8E-02	Xe-133	69.2%	Xe-135	19.1%	Kr-88	6.9%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
δ6-8	3.8E+03	Kr-88	75.2%	Kr-87	11.4%	Xe-135	4.0%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
δ6-9	1.1E+03	Kr-88	74.6%	Xe-133	9.5%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
δ6-10	4.4E+01	Kr-88	74.6%	Xe-133	9.5%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
δ6-11	2.2E-01	Kr-88	74.6%	Xe-133	9.5%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
δ6-12	1.4E+02	Xe-133	69.4%	Xe-135	19.2%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
δ6-13	5.5E+00	Xe-133	69.4%	Xe-135	19.2%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
δ6-14	2.7E-02	Xe-133	69.4%	Xe-135	19.2%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%

付表 5-10-3. b BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ6-1	3.7E+03	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ6-2	1.1E+03	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-3	4.4E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-5	1.4E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ6-6	5.4E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ6-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-8	3.7E+03	Kr-88	76.0%	Kr-87	11.5%	Xe-135	4.1%	Xe-138	3.8%	Xe-133	2.9%
φ6-9	1.1E+03	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-10	4.4E+01	Kr-88	75.3%	Xe-133	9.6%	Xe-135	9.5%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
φ6-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-12	1.4E+02	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ6-13	5.4E+00	Xe-133	70.3%	Xe-135	19.4%	Kr-88	7.0%	Xe-133m	1.8%	Kr-85m	1.3%
φ6-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-10-4. a BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS なし) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ6-1	6.4E+02	Te-132	23.9%	I-131	18.0%	Ba-140	14.4%	I-133	13.3%	I-135	8.8%
δ6-2	2.8E+02	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ6-3	1.1E+01	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ6-4	5.5E-02	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ6-5	1.9E+01	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ6-6	7.7E-01	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ6-7	3.8E-03	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ6-8	1.3E+02	Te-132	23.9%	I-131	18.0%	Ba-140	14.4%	I-133	13.3%	I-135	8.8%
δ6-9	5.5E+01	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ6-10	2.2E+00	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ6-11	1.1E-02	Te-132	25.5%	I-131	19.8%	Ba-140	15.9%	I-133	12.6%	Cs-134	8.1%
δ6-12	1.3E+01	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ6-13	5.1E-01	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%
δ6-14	2.6E-03	Te-132	26.0%	I-131	22.2%	Ba-140	18.3%	Cs-134	9.7%	I-133	8.3%

付表 5-10-4. b BWR ウェットウェルからの放出 (燃料溶融/ FCVS あり) の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ6-1	7.7E-01	Te-132	19.9%	I-131	15.0%	Ba-140	12.0%	I-133	11.1%	I-131(無機)	7.7%
φ6-2	3.2E-01	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ6-3	1.3E-02	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ6-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-5	2.2E-02	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ6-6	8.8E-04	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ6-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-8	1.5E-01	Te-132	19.9%	I-131	15.0%	Ba-140	12.0%	I-133	11.1%	I-131(無機)	7.7%
φ6-9	6.5E-02	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ6-10	2.6E-03	Te-132	21.6%	I-131	16.8%	Ba-140	13.5%	I-133	10.7%	I-131(無機)	8.6%
φ6-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-12	1.5E-02	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ6-13	5.9E-04	Te-132	22.7%	I-131	19.4%	Ba-140	16.0%	I-131(無機)	9.9%	Cs-134	8.5%
φ6-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

— : 想定しない放出経路

付表 5-10-5. a BWR ウェットウェルからの放出（燃料溶融/ FCVS なし）の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
δ6-1	2.2E+03	I-131	43.5%	I-133	15.0%	Sr-90	6.3%	Sr-89	5.1%	I-131(無機)	5.0%
δ6-2	1.0E+03	I-131	43.1%	I-133	12.8%	Sr-90	6.4%	I-131(有機)	6.4%	Sr-89	5.2%
δ6-3	4.2E+01	I-131	43.1%	I-133	12.8%	Sr-90	6.4%	I-131(有機)	6.4%	Sr-89	5.2%
δ6-4	2.1E-01	I-131	43.1%	I-133	12.8%	Sr-90	6.4%	I-131(有機)	6.4%	Sr-89	5.2%
δ6-5	1.5E+02	I-131(有機)	40.9%	I-131	23.0%	I-133(有機)	8.3%	Xe-133	5.7%	I-133	4.0%
δ6-6	6.1E+00	I-131(有機)	40.9%	I-131	23.0%	I-133(有機)	8.3%	Xe-133	5.7%	I-133	4.0%
δ6-7	3.1E-02	I-131(有機)	40.9%	I-131	23.0%	I-133(有機)	8.3%	Xe-133	5.7%	I-133	4.0%
δ6-8	5.4E+02	I-131	35.7%	I-131(有機)	12.7%	I-133	12.3%	Sr-90	5.2%	I-133(有機)	5.1%
δ6-9	3.0E+02	I-131	30.7%	I-131(有機)	22.7%	I-133	9.1%	I-133(有機)	7.8%	Sr-90	4.5%
δ6-10	1.2E+01	I-131	30.7%	I-131(有機)	22.7%	I-133	9.1%	I-133(有機)	7.8%	Sr-90	4.5%
δ6-11	5.9E-02	I-131	30.7%	I-131(有機)	22.7%	I-133	9.1%	I-133(有機)	7.8%	Sr-90	4.5%
δ6-12	1.3E+02	I-131(有機)	48.0%	I-131	18.0%	I-133(有機)	9.8%	Xe-133	6.7%	I-133	3.2%
δ6-13	5.2E+00	I-131(有機)	48.0%	I-131	18.0%	I-133(有機)	9.8%	Xe-133	6.7%	I-133	3.2%
δ6-14	2.6E-02	I-131(有機)	48.0%	I-131	18.0%	I-133(有機)	9.8%	Xe-133	6.7%	I-133	3.2%

付表 5-10-5. b BWR ウェットウェルからの放出（燃料溶融/ FCVS あり）の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
φ6-1	2.5E+01	Xe-133	39.3%	Kr-88	23.1%	Xe-135	9.5%	I-131(有機)	5.4%	Kr-87	4.8%
φ6-2	1.7E+01	Xe-133	58.0%	Kr-88	10.1%	Xe-135	9.8%	I-131(有機)	8.0%	I-131(無機)	3.1%
φ6-3	6.7E-01	Xe-133	58.0%	Kr-88	10.1%	Xe-135	9.8%	I-131(有機)	8.0%	I-131(無機)	3.1%
φ6-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-5	1.1E+01	Xe-133	80.8%	I-131(有機)	11.5%	Xe-135	3.8%	I-133(有機)	2.3%	I-131(無機)	0.4%
φ6-6	4.4E-01	Xe-133	80.8%	I-131(有機)	11.5%	Xe-135	3.8%	I-133(有機)	2.3%	I-131(無機)	0.4%
φ6-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-8	2.2E+01	Xe-133	44.3%	Kr-88	26.0%	Xe-135	10.7%	I-131(有機)	6.1%	Kr-87	5.4%
φ6-9	1.5E+01	Xe-133	62.8%	Kr-88	11.0%	Xe-135	10.7%	I-131(有機)	8.7%	I-133(有機)	3.0%
φ6-10	6.2E-01	Xe-133	62.8%	Kr-88	11.0%	Xe-135	10.7%	I-131(有機)	8.7%	I-133(有機)	3.0%
φ6-11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
φ6-12	1.1E+01	Xe-133	81.1%	I-131(有機)	11.6%	Xe-135	3.8%	I-133(有機)	2.4%	I-131(無機)	0.2%
φ6-13	4.3E-01	Xe-133	81.1%	I-131(有機)	11.6%	Xe-135	3.8%	I-133(有機)	2.4%	I-131(無機)	0.2%
φ6-14	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

—：想定しない放出経路

1 1. PWR 及び BWR 格納容器バイパス／ギャップ放出

炉心の状態	格納容器の状態		事故シナリオを示す 記号
	緩和	漏洩率	
ギャップ放出 (15-30分の燃料露出)	フィルタ なし	100%/h	v1-1
		100%/d	v1-2
		0.1%/d	v1-3
	フィルタ あり	100%/h	v1-4
		100%/d	v1-5
		0.1%/d	v1-6

付図 5-11 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(ギャップ放出)

特徴 :

- ・フィルタを考慮していないシナリオは、ヨウ素の吸入の寄与が大きい。
- ・フィルタを考慮したシナリオは、ヨウ素による吸入と希ガスによるクラウドシャインの寄与が拮抗している

付表 5-11-1 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(ギャップ放出)の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
v1-1	3.6E+02	4.2E+02	1.8E+03	2.6E+03	13.7%	16.1%	70.3%
v1-2	5.0E+00	1.4E+01	6.9E+01	8.8E+01	5.7%	16.1%	78.1%
v1-3	5.0E-03	1.4E-02	6.9E-02	8.8E-02	5.7%	16.1%	78.1%
v1-4	-	-	-	-	-	-	-
v1-5	2.3E+00	1.4E-01	1.5E+00	3.9E+00	59.5%	3.6%	36.9%
v1-6	2.3E-03	1.4E-04	1.5E-03	3.9E-03	59.5%	3.6%	36.9%

— : 想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-15 のイベントツリーの線量 (風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量) に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-11-2 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(ギャップ放出)の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v1-1	2.6E+03	I-131	43.9%	I-133	17.6%	Cs-134	7.6%	I-135	6.3%	Kr-88	5.7%
v1-2	8.8E+01	I-131	51.4%	I-133	17.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.5%	I-135	4.4%
v1-3	8.8E-02	I-131	51.4%	I-133	17.8%	Cs-134	9.0%	I-131(無機)	5.5%	I-135	4.4%
v1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v1-5	3.9E+00	Kr-88	44.0%	I-131(有機)	13.6%	I-131	11.5%	Xe-133	6.1%	Xe-135	5.6%
v1-6	3.9E-03	Kr-88	44.0%	I-131(有機)	13.6%	I-131	11.5%	Xe-133	6.1%	Xe-135	5.6%

—: 想定しない放出経路

付表 5-11-3 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(ギャップ放出)の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v1-1	3.6E+02	Kr-88	41.4%	I-135	12.4%	I-134	11.3%	I-132	10.7%	Kr-87	6.3%
v1-2	5.0E+00	Kr-88	34.3%	I-135	21.0%	I-133	13.2%	I-132	6.8%	Xe-135	5.9%
v1-3	5.0E-03	Kr-88	34.3%	I-135	21.0%	I-133	13.2%	I-132	6.8%	Xe-135	5.9%
v1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v1-5	2.3E+00	Kr-88	73.8%	Xe-133	9.4%	Xe-135	9.3%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%
v1-6	2.3E-03	Kr-88	73.8%	Xe-133	9.4%	Xe-135	9.3%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.5%

—: 想定しない放出経路

付表 5-11-4 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(ギャップ放出)の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v1-1	4.2E+02	I-131	29.2%	I-133	21.6%	Cs-134	14.7%	I-135	14.2%	Cs-136	6.8%
v1-2	1.4E+01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
v1-3	1.4E-02	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
v1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v1-5	1.4E-01	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%
v1-6	1.4E-04	I-131	34.0%	I-133	21.7%	Cs-134	17.5%	I-135	10.0%	Cs-136	7.9%

—: 想定しない放出経路

付表 5-11-5 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(ギャップ放出)の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v1-1	1.8E+03	I-131	55.4%	I-133	19.0%	Cs-134	7.3%	I-131(無機)	6.4%	I-135	3.2%
v1-2	6.9E+01	I-131	58.4%	I-133	17.3%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
v1-3	6.9E-02	I-131	58.4%	I-133	17.3%	Cs-134	7.8%	I-131(無機)	6.7%	Cs-137	3.4%
v1-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v1-5	1.5E+00	I-131(有機)	36.8%	I-131	27.7%	I-133(有機)	12.7%	I-133	8.2%	Cs-134	3.7%
v1-6	1.5E-03	I-131(有機)	36.8%	I-131	27.7%	I-133(有機)	12.7%	I-133	8.2%	Cs-134	3.7%

—: 想定しない放出経路

1 2. PWR 及び BWR 格納容器バイパス／燃料溶融

炉心の状態	格納容器の状態		事故シナリオを示す 記号
	緩和	漏洩率	
燃料溶融 (30分以上の燃料露出)	フィルタ なし	100%/h	v2-1
		100%/d	v2-2
		0.1%/d	v2-3
	フィルタ あり	100%/h	v2-4
		100%/d	v2-5
		0.1%/d	v2-6

付図 5-12 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(燃料溶融)

特徴：

- ・フィルタを考慮していないシナリオは、ヨウ素の吸入の寄与が大きい。
- ・フィルタを考慮したシナリオは、ヨウ素による吸入と希ガスによるクラウドシャインの寄与が支配的である。

付表 5-12-1 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(燃料溶融)の経路別寄与割合

シナリオ	CS (mSv)	GS (mSv)	IH (mSv)	合計 (mSv)	CS の寄与	GS の寄与	IH の寄与
v2-1	4.9E+03	4.2E+03	1.5E+04	2.4E+04	20.6%	17.4%	61.9%
v2-2	6.5E+01	1.5E+02	5.5E+02	7.7E+02	8.5%	19.2%	72.3%
v2-3	6.5E-02	1.5E-01	5.5E-01	7.7E-01	8.5%	19.2%	72.3%
v2-4	-	-	-	-	-	-	-
v2-5	4.4E+01	1.5E+00	1.1E+01	5.7E+01	77.6%	2.6%	19.8%
v2-6	4.4E-02	1.5E-03	1.1E-02	5.7E-02	77.6%	2.6%	19.8%

—：想定しない放出経路

* 合計の被ばく線量が図 2-16 のイベントツリーの線量（風下中心軸上の 1 km 地点に防護なしで居続けた時の実効線量）に対応する。原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止時間に応じた補正、並びに距離・放出高さ及び降雨の影響に応じた補正は考慮していない。

付表 5-12-2 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(燃料溶融)の
全実効線量に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	合計(mSv)	全実効線量に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v2-1	2.4E+04	I-131	33.9%	I-133	13.6%	Kr-88	11.9%	Te-132	5.3%	I-135	4.9%
v2-2	7.7E+02	I-131	41.5%	I-133	14.4%	Te-132	6.3%	Cs-134	5.2%	I-131(無機)	4.5%
v2-3	7.7E-01	I-131	41.5%	I-133	14.4%	Te-132	6.3%	Cs-134	5.2%	I-131(無機)	4.5%
v2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v2-5	5.7E+01	Kr-88	58.1%	Xe-133	8.1%	Xe-135	7.4%	I-131(有機)	6.6%	I-131	5.6%
v2-6	5.7E-02	Kr-88	58.1%	Xe-133	8.1%	Xe-135	7.4%	I-131(有機)	6.6%	I-131	5.6%

—：想定しない放出経路

付表 5-12-3 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(燃料溶融)の
クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	CS(mSv)	クラウドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v2-1	4.9E+03	Kr-88	57.7%	Kr-87	8.7%	I-135	6.4%	I-132	5.8%	I-134	5.8%
v2-2	6.5E+01	Kr-88	50.4%	I-135	11.4%	Xe-135	7.2%	I-133	7.2%	Xe-133	6.4%
v2-3	6.5E-02	Kr-88	50.4%	I-135	11.4%	Xe-135	7.2%	I-133	7.2%	Xe-133	6.4%
v2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v2-5	4.4E+01	Kr-88	74.7%	Xe-133	9.5%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%
v2-6	4.4E-02	Kr-88	74.7%	Xe-133	9.5%	Xe-135	9.4%	Kr-87	2.7%	Kr-85m	2.6%

—：想定しない放出経路

付表 5-12-4 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(燃料溶融)の
グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	GS(mSv)	グランドシャインに対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v2-1	4.2E+03	I-131	20.8%	Te-132	19.6%	I-133	15.4%	Ba-140	11.9%	I-135	10.1%
v2-2	1.5E+02	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
v2-3	1.5E-01	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
v2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v2-5	1.5E+00	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%
v2-6	1.5E-03	I-131	23.1%	Te-132	21.3%	I-133	14.7%	Ba-140	13.3%	Cs-134	8.5%

—：想定しない放出経路

付表 5-12-5 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出(燃料溶融)の
吸入に対する影響の大きな核種寄与割合

シナリオ	IH(mSv)	吸入に対する影響の大きな核種寄与									
		1位		2位		3位		4位		5位	
v2-1	1.5E+04	I-131	48.7%	I-133	16.7%	I-131(無機)	5.6%	Sr-90	5.1%	Cs-134	4.6%
v2-2	5.5E+02	I-131	50.9%	I-133	15.1%	I-131(無機)	5.8%	Sr-90	5.4%	Cs-134	4.9%
v2-3	5.5E-01	I-131	50.9%	I-133	15.1%	I-131(無機)	5.8%	Sr-90	5.4%	Cs-134	4.9%
v2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
v2-5	1.1E+01	I-131(有機)	33.4%	I-131	25.1%	I-133(有機)	11.5%	I-133	7.4%	Xe-133	3.5%
v2-6	1.1E-02	I-131(有機)	33.4%	I-131	25.1%	I-133(有機)	11.5%	I-133	7.4%	Xe-133	3.5%

—：想定しない放出経路

付属書 6 参考情報

1. はじめに

本付属書では、本マニュアルを利用する際に参考として活用できる情報を評価ステップごとに収録している。

2. 各ステップに活用できる参考情報

2. 1 ステップ 1-1 (ステップ 2-4) の参考情報

ステップ 1-1 における手法 1-①の熱出力による補正のための参考データを以下に示す。2章におけるステップ 2-4 の電気出力による補正にも活用できるよう電気出力も併記している。(なお、補正において厳密な数値を用いて補正する必要はない。)

付表 6-1 国内プラントの型式と出力

PWR					BWR				
発電所	号機	ループ数	熱出力 [MWt]	電気出力 [MWe]	発電所	号機	タイプ	熱出力 [MWt]	電気出力 [MWe]
泊	1	2ループ	1650	579	東通	1	BWR5	3293	1100
	2	2ループ	1650	579	女川	2	BWR5	2436	825
	3	3ループ	2660	912		3	BWR5	2436	825
敦賀	2	4ループ	3411	1160	東海第二		BWR5	3293	1100
美浜	3	3ループ	2440	826	柏崎刈羽	1	BWR5	3293	1100
高浜	1	3ループ	2440	826		2	BWR5	3293	1100
	2	3ループ	2440	826		3	BWR5	3293	1100
	3	3ループ	2660	870		4	BWR5	3293	1100
	4	3ループ	2660	870		5	BWR5	3293	1100
大飯	3	4ループ	3423	1180		6	ABWR	3926	1356
	4	4ループ	3423	1180		7	ABWR	3926	1356
伊方	3	3ループ	2660	890	浜岡	3	BWR5	3293	1100
玄海	3	4ループ	3423	1180		4	BWR5	3293	1137
	4	4ループ	3423	1180		5	ABWR	3926	1325
川内	1	3ループ	2660	890	志賀	1	BWR5	1593	540
	2	3ループ	2660	890		2	ABWR	3926	1206
	2	BWR5	2436	820	島根	2	BWR5	2436	820
	3	ABWR	3926	1373		3	ABWR	3926	1373

2. 2 ステップ2-1の参考情報

格納容器の型式の選定に関して、国内の各プラントの原子炉及び格納容器の型式についてまとめる。

付表 6-2 国内プラントの原子炉及び格納容器の型式

発電所	号機	原子炉	格納容器
泊	1	2 ループ	鋼製型
	2	2 ループ	鋼製型
	3	3 ループ	鋼製型
敦賀	2	4 ループ	PCCV
美浜	3	3 ループ	鋼製型
高浜	1	3 ループ	鋼製型
	2	3 ループ	鋼製型
	3	3 ループ	鋼製型
	4	3 ループ	鋼製型
大飯	3	4 ループ	PCCV
	4	4 ループ	PCCV
伊方	3	2 ループ	鋼製型
玄海	3	4 ループ	PCCV
	4	4 ループ	PCCV
川内	3	3 ループ	鋼製型
	4	3 ループ	鋼製型
東通	1	BWR5	MARK-I 改
	2	BWR5	MARK-I 改
女川	2	BWR5	MARK-I 改
	3	BWR5	MARK-I 改
東海第二		BWR5	MARK-II
柏崎刈羽	1	BWR5	MARK-II
	2	BWR5	MARK-II 改
	3	BWR5	MARK-II 改
	4	BWR5	MARK-II 改
	5	BWR5	MARK-II 改
	6	ABWR	RCCV
	7	ABWR	RCCV
浜岡	3	BWR5	MARK-I 改
	4	BWR5	MARK-I 改
	5	ABWR	RCCV
志賀	1	BWR5	MARK-I 改
	2	ABWR	RCCV
島根	2	BWR5	MARK-I 改
	3	ABWR	RCCV

PCCV : プレストレストコンクリート製格納容器

RCCV : 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器

2.3 ステップ2-8の参考情報

被ばく評価の結果について、より詳細な分析を行う際の参考情報として、核種の半減期をまとめる。なお、各シナリオの寄与の大きな核種については付属書5にまとめている。半減期の情報と併せて利用するとより詳細な分析が可能となる。

付表6-3 代表核種の半減期と減衰係数

核種	半減期 ³¹		減衰係数 λ	核種	半減期 ³¹		減衰係数 λ
	(h)	-	(s ⁻¹)		(h)	-	(s ⁻¹)
Kr-85	9.4E+04	10.7 年	2.0E-09	Sr-91	9.5E+00	9.5 時間	2.0E-05
Kr-85m	4.5E+00	4.5 時間	4.3E-05	Y-91	1.4E+03	58.3 日	1.4E-07
Kr-87	1.3E+00	78 分	1.5E-04	Mo-99	6.6E+01	2.8 日	2.9E-06
Kr-88	2.8E+00	2.8 時間	6.9E-05	Ru-103	9.4E+02	39.2 日	2.1E-07
Xe-131m	2.9E+02	12.1 日	6.6E-07	Te-129m	8.1E+02	33.8 日	2.4E-07
Xe-133	1.3E+02	5.4 日	1.5E-06	Te-131m	3.0E+01	30 時間	6.4E-06
Xe-133m	5.3E+01	2.2 日	3.6E-06	Te-132	7.8E+01	3.3 日	2.5E-06
Xe-135	9.1E+00	9.1 時間	2.1E-05	Sb-127	9.2E+01	3.8 日	2.1E-06
Xe-138	2.4E-01	14.4 分	8.0E-04	Sb-129	4.3E+00	4.3 時間	4.5E-05
I-131	1.9E+02	7.9 日	1.0E-06	Ba-140	3.1E+02	12.9 日	6.2E-07
I-132	2.3E+00	2.3 時間	8.4E-05	La-140	4.0E+01	1.7 日	4.8E-06
I-133	2.1E+01	21 時間	9.2E-06	Ce-144	6.8E+03	283.3 日	2.8E-08
I-134	8.8E-01	52.8 分	2.2E-04	Np-239	5.7E+01	2.4 日	3.4E-06
I-135	6.6E+00	6.6 時間	2.9E-05	H-3	1.1E+05	12.6 年	1.8E-09
Cs-134	1.8E+04	2.1 年	1.1E-08	Mn-54	7.5E+03	312.5 日	2.6E-08
Cs-136	3.1E+02	12.9 日	6.2E-07	Co-58	1.7E+03	70.8 日	1.1E-07
Cs-137	2.6E+05	29.7 年	7.4E-10	Co-60	4.6E+04	5.3 年	4.2E-09
Sr-89	1.2E+03	50 日	1.6E-07	Tc-99	1.9E+09	21.7 万年	1.0E-13
Sr-90	2.6E+05	29.7 年	7.4E-10	Ru-106	8.8E+03	366.7 日	2.2E-08

半減期の計算式は以下の式(11)である。娘核種の生成の計算を行う核種は式(12)に従う。

$$A_{1t} = A_{10} \exp(-\lambda_1 t) \cdot \dots \cdot \text{式(11)}$$

$$A_{2t} = \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} A_{10} (\exp(-\lambda_1 t) - \exp(-\lambda_2 t)) + A_{20} \exp(-\lambda_2 t) \cdot \dots \cdot \text{式(12)}$$

A_{1t} : t 時間経過後の放射能 A_{10} : $t = 0$ の放射能 λ_1 : 減衰係数

A_{2t} : t 時間経過後の娘核種の放射能 A_{20} : $t = 0$ の娘核種の放射能

λ_2 : 娘核種の減衰係数

³¹ RTM-96のF章 Table F-1 Specific activities を参考に定めた。

3. 全般

3. 1 記号

記号	読み方	補足
δ	デルタ	【イベントツリー／事故シナリオ】 事故シナリオのグループに関する記号。過圧過温破損に至る可能性のあるシナリオグループ（隔離失敗、設計漏えい等を含む。）
ϕ	ファイ	【イベントツリー／事故シナリオ】 事故シナリオのグループに関する記号。過圧過温破損に至る可能性のあるシナリオグループのうちフィルタベントに至るシナリオグループ
g	ジー	【イベントツリー／事故シナリオ】 事故シナリオのグループに関する記号。PWR プラントのうち SGTR に至る可能性のあるシナリオグループ
ν	ニュー	【イベントツリー／事故シナリオ】 事故シナリオのグループに関する記号。PWR 及び BWR のうちインターフェイスシステム LOCA に至る可能性のあるシナリオグループ
ε	イプシロン	【イベントツリー】 事故シナリオの結果に関する記号。一定の数値以下の値を表す。
λ	ラムダ	【ソースターム】 壊変の計算を行う際の減衰係数を表す記号
χ	カイ	【拡散計算】 被ばく計算に関する記号。放射性物質の濃度の記号
σ, Σ	シグマ	【拡散計算】 被ばく計算に関する記号。拡散係数を表す記号

3. 2 単位の説明

単位	読み方	物理量	同類の単位/備考
Sv	シーベルト	実効線量、線量当量、等価線量等	rem
Gy	グレイ	吸収線量	rad
R	レントゲン	照射線量	C/kg
Bq	ベクレル	放射能	Ci
Sv/h	シーベルト毎時	線量率	-
MWe	-	電気出力	-
MWt	-	熱出力	-
P d	ピィディー	設計圧力	※Pd(パラジウム)は 半角で表記

3. 3 単位換算

換算元	換算先	換算係数
gal (ガロン米国)	m ³	1 gal = 0.00378 m ³
gpm	m ³ /h	1 gpm = 0.227 m ³ /h
in(インチ)	m	1 in = 0.0254 m
in ²	m ²	1 in ² = 0.000645 m ²
mile	km	1 mile = 1.609 m
ft ²	m ²	1 ft ² = 0.0929 m ²
psia	MPa	1 psia = 0.00689 MPa
°F	°C	1 °C = (°F - 32)/1.8
Ci	Bq	1 Ci = 3.7×10 ¹⁰ Bq
rem	Sv	1 rem = 0.01 Sv
rad	Gy	1 rad = 0.01 Gy
R(レントゲン)	C/kg	1R = 2.58 × 10 ⁻⁴ C/kg

3. 4 推薦図書

- RTM-96
 - 文書名： Response Technical Manual: RTM-96, Volume 1, Revision 4
(NUREG/BR-0150)
 - 概要： 緊急時対応技術マニュアルの原典となる文書であり、本マニュアルの設定根拠となっている文書である。本マニュアルの利用者には、原典となる米国のマニュアルを理解することを推奨する。
 - 発行元： U. S. Nuclear Regulatory Commission (1996)

- 気象指針
 - 文書名： 発電量原子炉施設の安全解析に関する気象指針
 - 概要： 被ばく評価に用いる拡散計算について、気象指針を用いた計算を行っている。ガウスプルームモデル、拡散係数等の設定について理解するために一読することを推奨する。
 - 発行元： 原子力安全委員会, 昭和 57 年(平成 13 年改訂)

- 原子力災害対策指針
 - 文書名： 原子力災害対策指針
 - 概要： 原子力災害時における緊急事態区分、原子力施設からの距離に応じた緊急時区域 (PAZ 及び UPZ) 等について定義され、防護措置について定められている。緊急時の枠組みについて理解するために熟読を推奨する。
 - 発行元： 原子力規制委員会 (令和 4 年)

- 線量のめやすについて
 - 文書名： 原子力災害事前対策において参照すべき線量のめやすについて
 - 概要： 原子力災害事前対策における参照すべき線量のめやすについて定められている。めやすの水準である 100[mSv]の考え方について理解するために、一読することを推奨する。
 - 発行元： 原子力規制委員会 (平成 30 年 10 月 17 日)

- NUREG-1228
 - 文書名： Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accident
 - 概要： RTM-96 の根拠となる技術文書である。本マニュアルの改訂を行う場合には、技術的根拠となる本文書の熟読を推奨する。
 - 発行元： U. S. Nuclear Regulatory Commission (1988)

- NUREG-1465

文書名： Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants
(NUREG-1465)

概要： 緊急時対応技術マニュアルにおける線量評価に用いるソースタームの設定を定めた文書である。事故シナリオとソースタームの関係について理解を深めるために、一読することを推奨する。

発行元： U. S. Nuclear Regulatory Commission (1995)