JAEA-Research
2025-008
DOI:10.11484/jaea-research-2025-008

JAEA-Research

軽水炉炉心損傷事故を対象とした簡易ソースターム計算手法の構築

Construction of Simplified Source Term Calculation Method for Core Damage Accidents of Light Water Reactor

石川 淳
Jun ISHIKAWA

原子力安全・防災研究所
原子力緊急時支援・研修センター
Nuclear Emergency Assistance and Training Center
Nuclear Safety and Emergency Preparedness Institute

October 2025
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。
本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の
条件で利用してください。（https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（https://www.jaea.go.jp）
より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　研究開発推進部　科学技術情報課
〒 319-1112　茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License
(https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under
the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section,
Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2025

JAEA-Research 2025-008

軽水炉炉心損傷事故を対象とした簡易ソースターム計算手法の構築

日本原子力研究開発機構　原子力安全・防災研究所　原子力緊急時支援・研修センター

石川　淳

(2025 年 6 月 23 日受理)

日本原子力研究開発機構(原子力機構)では、炉心損傷に至るような原子力事故時において、オフサイトセンター機能班の意思決定を支援するためのツールとして、短時間でソースターム及び環境影響評価の計算が可能であり、かつ防護対策の検討に役立つ緊急時意思決定支援ツールの整備を実施している。ソースタームは、一般的に事故進展とプラント内の放射性物質の移行挙動を一括して計算可能な総合的なシビアアクシデント解析コードを用いて評価されるが、計算には時間を要する。本報告書では、短時間で評価可能な簡易ソースターム評価手法として、代替ソースターム NUREG-1465 をベースとした評価手法を構築し、それに基づき、国内プラントの広範な事故シナリオに適用可能な簡易ソースターム計算コード SSTCAL を開発した。NUREG-1465 は、米国において新型炉の設計基準を評価するために代替ソースタームとして提案されたものだが、その使用法については明記されていない。構築した簡易ソースターム手法は、NUREG-1465 の放射性物質の炉内から炉外への移行割合を起点とし、炉外における自然沈着やスプレイによる除去等を考慮して環境までの移行割合を計算する。その際、格納容器内など移行経路での放射性物質の自然沈着やスプレイ等による除去率などは、シビアアクシデント研究の知見やシビアアクシデント解析コード結果に基づき、推奨値(一定値)を検討し、計算に利用することで計算時間の短縮を図っている。また、本コードで取り扱い可能な事故シナリオは、格納容器漏洩、格納容器先行破損(過圧破損)、格納容器後期破損(過圧破損)、格納容器後期破損(過温破損)、格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA 及び蒸気発生器細管破断)、格納容器ベント作動、地震及び仮想事故など、広範な事故シナリオに対するソースターム計算が可能となっている。取り扱いが可能な放射性物質としては、Xe、有機ヨウ素、元素状ヨウ素 I_2、粒子状ヨウ素、Cs、Te、Sr、Ru、Ce、La の代表核種 10 個の考慮が可能である。なお、本コードでは、事故進展など熱水力挙動は考慮していないので、ソースターム計算に必要な格納容器破損時刻などは文献調査から構築したデータベースを参照して実施される。

原子力緊急時支援・研修センター：〒311-1206　茨城県ひたちなか市西十三奉行 11601-13

JAEA-Research 2025-008

Construction of Simplified Source Term Calculation Method for Core Damage Accidents of Light Water Reactor

Jun ISHIKAWA

Nuclear Emergency Assistance and Training Center
Nuclear Safety and Emergency Preparedness Institute
Japan Atomic Energy Agency
Hitachinaka-shi, Ibaraki-ken

(Received June 23, 2025)

In order to support the decision making of off-site center engineer groups for emergency protective actions, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has developed a supporting tool in emergency nuclear accident, which can calculate source terms and consequence analysis in a short time. As for source term calculation, the construction of simplified source term calculation method which based on the alternative source terms of NUREG-1465 to be applied to the design of future Light Water Reactors (LWRs) in USA, and development of simplified source term calculation code (SSTCAL) that can be applied to Japanese LWRs were performed. This code can calculate the behavior of radionuclides in the plant based on NUREG-1465 data of radionuclides release to ex-vessel. And reduction factors of radionuclides for the national deposition in the containment and containment spray were discussed recommendation values necessary for the mass transfer calculation referring to the insights of severe accident research and the results of severe accident analysis code THALES-2. SSTCAL can calculate source term for extensive scenarios, such as containment leakage, preceding containment overpressure failure, late containment overpressure failure, containment bypass and earthquake etc. This code can consider radionuclides behavior in the plant for ten representative radionuclides including organic iodine, elemental iodine and particulate iodine. Because this code can't consider thermal hydraulic behaviors, the data of accident progression such as containment failure time are given from the database that constructed from the bibliographical survey.

Keywords: Nuclear Emergency Prevention, Expert Support Tool, Source Term
Light Water Reactor, Simplified Source Term Calculation Code

目　次

1.　はじめに ---------- 1
2.　簡易ソースターム計算手法 ---------- 2
2.1　基本式 ---------- 2
2.1.1　格納容器への放射性物質の放出 ---------- 2
2.1.2　プールスクラビングによる放射性物質除去 ---------- 4
2.1.3　放射性物質の格納容器内挙動及び外部への移行 ---------- 4
2.1.4　格納容器ベント作動時の放射性物質の移行 ---------- 6
2.1.5　格納容器スプレイによる放射性物質除去 ---------- 7
2.2　放射性物質の除去率及び移行率の検討 ---------- 8
2.2.1　格納容器内での自然沈着 ---------- 8
2.2.2　粒子状放射性物質のスプレイによる除去 ---------- 10
2.2.3　ガス状ヨウ素のスプレイによる除去 ---------- 11
2.2.4　格納容器及び建屋の漏洩率 ---------- 12
2.2.5　格納容器の漏洩率に関する検討 ---------- 13
3.　簡易ソースターム計算コード SSTCAL ---------- 21
3.1　コードの概要 ---------- 21
3.2　コードの入力情報 ---------- 22
3.2.1　評価プラントの選択 ---------- 22
3.2.2　事故シナリオの設定 ---------- 23
3.2.3　ソースターム計算に係わる基本情報設定 ---------- 28
3.2.4　工学的安全設備の作動条件の設定 ---------- 32
3.2.5　PWR 移行経路の設定(PWR のみ) ---------- 34
3.2.6　出力データ制御 ---------- 34
3.3　環境影響解析へのインターフェース部 ---------- 34
3.4　入出力情報及び実行方法 ---------- 37
4.　試解析 ---------- 71
4.1　解析プラント及び解析条件 ---------- 71
4.2　試解析結果 ---------- 71
4.2.1　設計漏洩 4 ケース ---------- 71
4.2.2　格納容器先行破損ケース ---------- 73
4.2.3　格納容器過圧破損 1 ケース ---------- 73
4.2.4　格納容器ベント作動ケース ---------- 74
4.2.5　インターフェースシステム LOCA ケース ---------- 75

4.2.6　簡易ソースタームコード SSTCAL と THALES-2 結果比較 ---------- 75
5.　まとめ ---------- 92
参考文献 ---------- 93
付録　国内代表的な軽水炉プラントの発生頻度情報(A：BWR、B：PWR) ---------- 95

Contents

1. Introduction 1
2. Simplified Source Term Calculation Method 2
2.1 Basic Equation 2
2.1.1 Radionuclides Release to Ex-Vessel 2
2.1.2 Radionuclides Removal by Pool Scrubbing 4
2.1.3 Radionuclides Behavior in Containment and Transport from Containment 4
2.1.4 Radionuclides Transport occurred by Containment Venting Actuation 6
2.1.5 Radionuclides Removal by Containment Spray 7
2.2 Discussion of Radionuclides Removal Rate and Leak Rate 8
2.2.1 Natural Deposition of Radionuclides in Containment 8
2.2.2 Removal of particulate Radionuclides by Containment Spray 10
2.2.3 Removal of Gaseous Radionuclides by Containment Spray 11
2.2.4 Leak Rate of Containment and Reactor Building 12
2.2.5 Discussion of Containment Leak Rate 13
3. Simplified Source Term Calculation Code SSTCAL 21
3.1 Description of Code 21
3.2 Input Information of Code 22
3.2.1 Selection of Calculated Plant 22
3.2.2 Setting of Accident Scenarios 23
3.2.3 Setting of Basic Information of Source Terms Calculation 28
3.2.4 Setting of Calculation Condition of Engineering Safety System 32
3.2.5 Setting of Leak Path from Containment (PWR plant only) 34
3.2.6 Output Data Control 34
3.3 Interface between Source Terms Calculation and Consequence Calculation 34
3.4 Example of Input and Output data and Executive Control 37
4. Test Analyses 71
4.1 Calculated Plants and Calculated Conditions 71
4.2 Results of Test Analyses 71
4.2.1 Design Leakage 4 Case 71
4.2.2 Early Containment Failure Case 73
4.2.3 Containment Overpressure Failure 1 Case 73
4.2.4 Containment Venting Case 74
4.2.5 Interfacing System LOCA Case 75

4.2.6 Comparison of SSTCAL Results with THALES-2 Code ---------- 75
5. Conclusion ---------- 92
Reference ---------- 93
Appendix Information of Containment Failure Frequency for LWRs (A: BWR, B: PWR) - 95

図表一覧

表 2.2-1　国内代表プラントの格納容器雰囲気と液相体積の比（平均値） 15
表 2.2-2　放射性物質の除去率及び移行率の検討結果 16
表 2.2-3　格納容器及び建屋の漏洩率 18
表 3.1-1　簡易ソースターム計算コードの概要 38
表 3.2-1　BWR 及び PWR の炉型並びに格納容器タイプの特徴 39
表 3.2-2　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR3/Mark-I） 40
表 3.2-3　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR4/Mark-I） 42
表 3.2-4　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-II） 44
表 3.2-5　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-I 改良型） 46
表 3.2-6　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-II 改良型） 47
表 3.2-7　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（ABWR） 49
表 3.2-8　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（50 万 kWe 級ドライ型 2 ループ PWR） 51
表 3.2-9　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（80 万 kWe 級ドライ型 3 ループ PWR） 52
表 3.2-10　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（110 万 kWe 級 4 ループドライ型 PWR） 53
表 3.2-11　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（110 万 kWe 級 4 ループ IC 型 PWR） 54
表 3.2-12　放射性物質の格納容器への放出割合（NUREG-1465） 55
表 3.2-13　NUREG-1465 と NUREG-1465 修正版の放出特性の比較 56
表 3.3-1　放射性物質の核種グループから核種への変換に必要なデータ 57
表 3.3-2　原子力発電所の主な施設データ 59
表 3.3-3　参照プラントの初期炉内内蔵量 61
表 3.3-4　放射性物質の放出高さ 61
表 3.3-5　プルームの排出流量 61
表 3.4-1　簡易ソースターム計算コードの入力情報 62
表 3.4-2　簡易ソースターム計算コードの出力情報 65
表 4.1-1　BWR 解析対象シナリオ（BWR5/Mark-II） 76
表 4.1-2　BWR 計算条件（BWR5/Mark-II） 76
表 4.1-3　PWR 解析対象シナリオ（4 ループ PWR PCCV） 77
表 4.1-4　PWR 計算条件（4 ループ PWR PCCV） 77
表 4.2-1　BWR 解析結果（BWR5/Mark-II） 78
表 4.2-2　PWR 解析結果（4 ループ PWR PCCV） 79
表 4.2-3　簡易ソースタームコード SSTCAL と THALES-2 結果の比較（BWR5/Mark-II） 79

図 2.2-1　自然沈着による放射性物質の除去率 19
図 2.2-2　スプレイ作動による放射性物質の除去率 19
図 2.2-3　格納容器圧力及び格納容器の漏洩率 20
図 3.2-1　簡易ソースターム計算コードの全体の流れ 66
図 3.4-1　簡易ソースターム計算コードの入力例 67
図 3.4-2　簡易ソースターム計算コードの出力例 67
図 4.2-1　BWR5/Mark-II プラントの解析結果 80
図 4.2-2　Xe の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II） 81
図 4.2-3　粒子状ヨウ素の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II） 81
図 4.2-4　有機ヨウ素の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II） 82
図 4.2-5　元素状ヨウ素の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II） 82
図 4.2-6　Xe の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II） 83
図 4.2-7　粒子状ヨウ素の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II） 83
図 4.2-8　有機ヨウ素の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II） 84
図 4.2-9　元素状ヨウ素の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II） 84
図 4.2-10　Xe の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II） 85
図 4.2-11　粒子状ヨウ素の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II） 85
図 4.2-12　有機ヨウ素の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II） 86
図 4.2-13　元素状ヨウ素の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II） 86
図 4.2-14　Xe の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II） 87
図 4.2-15　粒子状ヨウ素の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II） 87
図 4.2-16　有機ヨウ素の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II） 88
図 4.2-17　元素状ヨウ素の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II） 88
図 4.2-18　Xe の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II） 89
図 4.2-19　粒子状ヨウ素の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II） 89
図 4.2-20　有機ヨウ素の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II） 90
図 4.2-21　元素状ヨウ素の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II） 90
図 4.2-22　SSTCAL と THALES-2 結果比較（BWR5/Mark-II） 91

1. はじめに

日本において原子力災害が発生した場合、国及び地方公共団体の対応要員は、原子力災害対策本部やオフサイトセンターなどに参集し、原子力防護対策の検討を行う。本対策の意志決定は、総括班、住民安全班、放射線班、医療班、広報班、運営支援班、プラント班等から構成される機能班が行う。このうちプラント班では、事業者からの情報に加え緊急時対策支援システム ERSS[1-1]を活用しプラント状況の把握を行い、放射線班及び住民安全班では、放射線モニタリング情報共有・公表システム RAMIS[1-2] によるモニタリング情報を活用し、住民に対する屋内退避や避難計画など原子力防護対策の検討を実施する。軽水炉シビアアクシデント(SA)時の事故進展及びソースタームの計算は、一般的に MELCOR[1-3]、MAAP[1-4]、THALES-2[1-5]などの総合的な SA 解析コードを用いており、防護対策検討における事故進展及びソースタームの予測計算を行う。これら解析コードは、解析条件に影響するが数時間から数日程度など計算時間を多く要するので、仮に事故進展が早い事故シナリオに対しては防護対策検討時の意思決定が遅れる可能性がある。

既存の解析結果を集約したデータベースの活用に加え、ユーザが容易に計算条件を変更し、比較的簡単に感度解析を実施できる簡易計算コードがあれば、短時間で効率的に防護対策を検討することが可能となり、原子力災害時に有効である。原子力機構では、オフサイトセンター機能班の防護対策検討時の意思決定を支援するためのツール整備を目的に、短時間でソースターム及び環境影響評価の計算が可能な緊急時意思決定支援ツールを整備している。米国では、新型炉の設計基準を評価するために NUREG-1150[1-6]以降の知見を取り入れた新たなソースターム評価手法として、NUREG-1465[1-7]が提案されているが、その使用法については明記されていない。それ故、NUREG-1465 手法及び SA 解析コードの評価結果に基づく簡易ソースターム計算手法について検討し、本検討に基づき国内軽水炉プラントの広範な事故シナリオに対応可能な簡易ソースターム計算コード SSTCAL(Simplified Source Terms Calculation Code for LWRs)を開発した。

本コードは、前述した緊急時意思決定支援ツールの一部として機能する。本コードで取り扱い可能な事故シナリオは、局所的な物質や温度の分布計算が必要な水蒸気爆発等のエナジェティックな現象は考慮できないが、格納容器漏洩、格納容器先行破損(過圧破損)、格納容器後期破損(過圧破損)、格納容器後期破損(過温破損)、格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA(ISLOCA)及び蒸気発生器細管破断)、格納容器ベント作動、地震及び仮想事故と様々な事故シナリオに対応可能である。本コードは、計算時間を短縮するために、炉外における自然沈着やスプレイ等による放射性物質の移行率などは、THALES-2 の結果に基づき検討した推奨値を利用しての計算を基本とするが、ユーザ入力も可能である。

本報告書は、2 章に簡易ソースターム計算手法の基本式、除去率及び移行率の検討、3 章に SSTCAL のユーザマニュアル、4 章に本コードを用いた試解析について述べる。また、簡易ソースターム計算コードの入力となる事故シーケンスや格納容器破損モードの選定時に有用な国内代表プラント(BWR 及び PWR)の格納容器破損に至る代表的な事故シナリオの概要及び発生頻度(炉心損傷頻度、格納容器破損頻度)に関する情報を付録に整理した。

2. 簡易ソースターム計算手法

本章では、簡易的ソースターム計算手法について述べる。基本式を 2.1 節、本式を利用する際に必要な工学的安全設備等による放射性物質の除去率や格納容器の漏洩率等の検討を 2.2 節に述べる。

2.1 基本式

本手法では、計算時間の短縮を図るため熱水力挙動は考慮しないので、放射性物質の移行挙動の計算は、格納容器、建屋そして環境の 3 つを単一ボリュームで模擬し、放射性物質は各ボリューム内で完全混合と仮定する。炉心から格納容器など炉外への放射性物質の移行は、NUREG-1465[1-7]で検討された放出割合より与え、格納容器及び建屋内の自然沈着及び工学的安全設備による放射性物質の低減を考慮している。工学的安全設備による放射性物質の低減は、格納容器スプレイ、フィルタ及びプールスクラビングを想定している。ここで、格納容器スプレイは、残留熱除去系の 1 つの運転モードとして機能し、冷却水中の崩壊熱を除去するとともにスプレイ水の格納容器への散布により、格納容器内の蒸気凝縮に伴う圧力制御及び雰囲気中の浮遊する放射性物質の低減を行う。フィルタは、BWR プラントの原子炉建屋内の非常用ガス処理系又は PWR プラントのアニュラス空気浄化設備に備わるフィルタを想定する。プールスクラビングによる放射性物質の除去は、放射性物質が BWR の圧力抑制プールなど冷却水を経由することで、主に粒子状の放射性物質が除去されるメカニズムを表す。格納容器から環境までの放射性物質の移行は、格納容器及び建屋での漏洩率に基づき計算する。各ボリューム内の放射性物質は、雰囲気中の「ガス」及び「粒子」、「床又は液相中」の 3 つの存在形態で取り扱い、放射性物質の移行・沈着挙動について連立微分方程式を解いて計算する。ソースタームの計算は、放射性物質の格納容器への放出、プールスクラビング除去、格納容器内挙動及び外部への移行、格納容器ベント作動時の移行より計算する。基本式を以下に示す。

2.1.1 格納容器への放射性物質の放出

格納容器(格納容器バイパス事象では建屋)への放射性物質の放出は、NUREG-1465 の放出特性に基づき、ギャップ放出、早期炉内放出、炉外放出、晩期炉内放出の 4 段階放出を想定する。各段階においてタイムステップ Δt 間に放出される放出割合は、以下の式で計算する。ガス状と粒子状の放射性物質では移行挙動が異なるので 2 つに分けて計算される。また、各段階における放射性物質の放出率は一定と仮定した。放射性物質の放出先は、一般的には格納容器であるが、ISLOCA 及び蒸気発生器細管破断など格納容器バイパス事象では建屋放出となるので、評価シナリオに応じて設定する。

$$S_G^k = \frac{ST_{G,GAP}^k}{\Delta t_{GAP}}\Delta t \text{、} S_A^k = \frac{ST_{A,GAP}^k}{\Delta t_{GAP}}\Delta t \quad (\text{ギャップ放出段階: } 0 < t < \Delta t_{GAP}) \tag{2-1}$$

$$S_G^k = \frac{ST_{G,CMT}^k}{\Delta t_{CMT}}\Delta t \text{、} S_A^k = \frac{ST_{A,CMT}^k}{\Delta t_{CMT}}\Delta t \quad (\text{早期炉内放出段階: } \Delta t_{GAP} < t < \Delta t_{GAP} + \Delta t_{CMT}) \tag{2-2}$$

$$S_G^k = \frac{ST_{G,EXV}^k}{\Delta t_{EXV}}\Delta t \text{、} S_A^k = \frac{ST_{A,EXV}^k}{\Delta t_{EXV}}\Delta t \quad (\text{炉外放出段階: } \Delta t_{GAP} + \Delta t_{CMT} < t < \Delta t_{GAP} + \Delta t_{CMT} + \Delta t_{EXV}) \tag{2-3}$$

$$S_G^k = \frac{ST_{G,LT}^k}{\Delta t_{LT}}\Delta t \text{、} S_A^k = \frac{ST_{A,LT}^k}{\Delta t_{LT}}\Delta t \quad (\text{晩期炉内放出段階: } t_{LT} < t < t_{LT} + \Delta t_{LT}) \tag{2-4}$$

ここで

S_G^k	：	雰囲気中へのガス状放射性物質 k の放出割合 [-](対初期炉内内蔵量)
S_A^k	：	雰囲気中への粒子状放射性物質 k の放出割合 [-](対初期炉内内蔵量)
$ST_{G,GAP}^k$	：	ギャップ放出段階でのガス状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{A,GAP}^k$	：	ギャップ放出段階での粒子状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{G,CMT}^k$	：	早期炉内放出段階でのガス状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{A,CMT}^k$	：	早期炉内放出段階での粒子状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{G,EXV}^k$	：	炉外放出段階でのガス状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{A,EXV}^k$	：	炉外放出段階での粒子状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{G,LT}^k$	：	晩期炉内放出段階でのガス状放射性物質 k の総放出割合 [-]
$ST_{A,LT}^k$	：	晩期炉内放出段階での粒子状放射性物質 k の総放出割合 [-]
Δt_{GAP}	：	ギャップ放出段階における放出継続時間
Δt_{CMT}	：	早期炉内放出段階における放出継続時間
Δt_{EXV}	：	炉外放出段階における放出継続時間
Δt_{LT}	：	晩期炉内放出段階における放出継続時間
t_{LT}	：	晩期炉内放出開始時刻
t	：	時刻 [sec]
Δt	：	タイムステップ=1.0 [sec]

NUREG-1465 で定義された 4 段階の放出において、事故晩期における放射性物質の炉内放出(晩期炉内放出)は、NUREG-1465 では圧力容器破損後の炉外放出後に生じるとしているが、シビアアクシデント解析コードの知見から格納容器大規模破損、格納容器ベント作動など格納容器に急激な減圧が生じる場合は短時間で放出される傾向がある。それ故、THALES-2 等の結果に基づき、晩期炉内放出はその減圧時間に応じて放出するとした。減圧時間は、過圧破損及び格納容器ベント作動時では 1 時間、過温破損では 10 時間（NUREG-1465 と同じ値)とした。なお、格納容器バイパス事象では、炉外放出及び晩期炉内放出の影響は小さいと考え想定していない。

2.1.2　プールスクラビングによる放射性物質除去

BWR プラントにおいては、燃料から放出された放射性物質は、大半は逃がし弁及び圧力抑制プール経由で格納容器へ放出される。圧力抑制プールを経由することで、主に粒子状の放射性物質がプールスクラビング効果により低減される。また、圧力容器破損後の炉外放出において、溶融炉心が冠水している場合にも、放射性物質はスクラビング除去を受ける。スクラビング除去後の放射性物質の格納容器への放出は、除染係数 DF[1]を用いて次式で計算される。

$$S^{k}_{A,surub} = S^{k}_{A} / DF_{scrub} \tag{2-5}$$

ここで、

$S^{k}_{A,surub}$　：　スクラビング除去を考慮した雰囲気中への粒子状放射性物質 k の放出割合 [-]（対初期炉内内蔵量）

S^{k}_{A}　：　雰囲気中への粒子状放射性物質 k の放出割合 [-](対初期炉内内蔵量)

DF_{scrub}　：　プールスクラビングによる粒子状放射性物質の除染係数 [-]

プールスクラビングによる放射性物質の低減効果は、スクラビング深さに大きく影響する。スクラビング深さは、BWR プラントでは、ある基準水位を超えると冷却材はベント管経由で圧力抑制プールに移行することを考慮し 0.5m 程度、PWR ではキャビティ冠水時の 3m 程度を想定した。これより、除染係数 DF は、BWR で DF=5 及び PWR で DF=100 を採用した。ただし、スクラビング除去は、BWR における逃がし弁経由での格納容器への移行時と BWR 及び PWR 双方での圧力容器破損後の炉外放出時の 2 つを想定とした。また、スクラビング効果による放射性物質の除去は粒子状のみとし、除去された放射性物質は、格納容器内に沈着するとした。

2.1.3　放射性物質の格納容器内挙動及び外部への移行

格納容器雰囲気に移行した放射性物質の時間変化は、放射性物質の発生率、自然沈着やスプレイによる除去率、格納容器の漏洩率等を用いて以下の式で計算される。

<u>格納容器</u>

雰囲気中のガス状放射性物質：発生、自然沈着、スプレイ除去、漏洩

$$\frac{dM^{k}_{G,CV}(t)}{dt} = S^{k}_{G} - (\lambda^{k}_{G,dep,CV} + \lambda^{k}_{G,spray} + \lambda_{leak,CV\text{-}RB})M^{k}_{G,CV}(t) \tag{2-6}$$

[1] 除染係数は、汚染の原因となっている放射性物質が除染処理によって除去される程度を示す指標であり、DF (Decontamination Factor)という略語で表される。通常、除染処理前の放射能濃度を処理後の放射能濃度で割った値で表す。したがって、除染係数が大きいほど、放射性物質などの汚染物質が取り除かれたことを意味する。

雰囲気中の粒子状放射性物質：発生、自然沈着、スプレイ除去、漏洩

$$\frac{dM^k_{A,CV}(t)}{dt} = S^k_A - (\lambda^k_{A,dep,CV} + \lambda^k_{A,spray} + \lambda_{leak,CV\text{-}RB})M^k_{A,CV}(t) \tag{2-7}$$

床又は液相中の放射性物質：上記のうち漏洩以外のもの

$$\frac{dM^k_{WL,CV}(t)}{dt} = (\lambda^k_{G,dep,CV} + \lambda^k_{G,spray})M^k_{G,CV}(t) + (\lambda^k_{A,dep,CV} + \lambda^k_{A,spray})M^k_{A,CV}(t) \tag{2-8}$$

<u>建屋</u>

雰囲気中のガス状放射性物質：発生、格納容器漏洩、ガス処理系(SGTS)フィルタ除去、自然沈着、建屋漏洩

$$\frac{dM^k_{G,RB}(t)}{dt} = S^k_G + \lambda_{leak,CV\text{-}RB}M^k_{G,CV}(t) - (\lambda_{SGTS} + \lambda^k_{G,dep,RB} + \lambda_{leak,RB\text{-}ENV})M^k_{G,RB}(t) \tag{2-9}$$

雰囲気中の粒子状放射性物質：発生、格納容器漏洩、SGTS 除去、自然沈着、建屋漏洩

$$\frac{dM^k_{A,RB}(t)}{dt} = S^k_A + \lambda_{leak,CV\text{-}RB}M^k_{A,CV}(t) - (\lambda_{SGTS} + \lambda^k_{A,dep,RB} + \lambda_{leak,RB\text{-}ENV})M^k_{A,RB}(t) \tag{2-10}$$

床又は液相中の放射性物質：自然沈着

$$\frac{dM^k_{WL,RB}(t)}{dt} = \lambda^k_{G,dep,RB}M^k_{G,RB}(t) + \lambda^k_{A,dep,RB}M^k_{A,RB}(t) \tag{2-11}$$

ここで、建屋での発生S^k_G、S^k_Aは、格納容器バイパス事象を想定したものである。

<u>環境</u>

雰囲気中のガス状放射性物質：フィルタ経由での放出、建屋漏洩

$$\frac{dM^k_{G,ENV}(t)}{dt} = \{(1 - E^k_{G,SGTS})\lambda_{SGTS} + \lambda_{leak,RB\text{-}ENV}\}M^k_{G,RB}(t) \tag{2-12}$$

雰囲気中の粒子状放射性物質：フィルタ経由での放出、建屋漏洩

$$\frac{dM^k_{A,ENV}(t)}{dt} = \{(1 - E^k_{A,SGTS})\lambda_{SGTS} + \lambda_{leak,RB\text{-}ENV}\}M^k_{A,RB}(t) \tag{2-13}$$

ここで、

S^k_G	：	雰囲気中へのガス状放射性物質 k の放出割合 [-](対初期炉内内蔵量)
$M^k_G(t)$	：	ガス状放射性物質 k の雰囲気中の浮遊割合 [-] (対初期炉内内蔵量)
$M^k_A(t)$	：	粒子状放射性物質 k の雰囲気中の浮遊割合 [-] (対初期炉内内蔵量)
$\lambda^k_{G,dep}$	：	ガス状放射性物質 k の自然沈着による除去率 [1/s]
$\lambda^k_{A,dep}$	：	粒子状放射性物質 k の自然沈着による除去率 [1/s]
$\lambda^k_{G,spray}$	：	ガス状放射性物質 k のスプレイによる除去率 [1/s]
$\lambda^k_{A,spray}$	：	粒子状放射性物質 k のスプレイによる除去率 [1/s]

$\lambda_{leak,CV-RB}$ ： 格納容器の漏洩率［1/s］
$\lambda_{leak,RB-ENV}$ ： 建屋の漏洩率［1/s］
λ_{SGTS} ： 非常用 SGTS による換気率［1/s］
$E^{k}_{G,SGTS}$ ： ガス状放射性物質 k の SGTS フィルタによる除去効率［-］
$E^{k}_{A,SGTS}$ ： 粒子状放射性物質 k の SGTS フィルタによる除去効率［-］
添字 ： G:ガス、A: 粒子、WL: 壁や床又は液相中、CV: 格納容器、RB:建屋、ENV: 環境

2.1.4 格納容器ベント作動時の放射性物質の移行

格納容器が過圧破損に至ると大量の放射性物質が環境へ放出される可能性がある。格納容器ベントは、格納容器の過圧破損を避けるために運転員による制御下で格納容器内の雰囲気をウェットウェル気相部から非常用ガス処理系のラインを利用し、排気筒経由で環境へ放出させる BWR プラント特有のアクシデントマネジメント(AM)策の 1 つである。環境に放出される格納容器雰囲気は、圧力抑制プールを経由するので、プールスクラビング効果が期待できることから、格納容器が過圧破損する場合よりも環境への放射性物質の放出量を低減することが可能である。格納容器ベント作動時の格納容器及び環境の放射性物質の時間変化は、以下の式で計算する。なお、プールスクラビングによる放射性物質の低減は、保守的に粒子状のみとした。また、格納容器ベントは、格納容器の内外差圧に基づき放出されるので、THALES-2 結果に基づき、放出率は 100 容積%/hr で 1 時間のみ作動するとした。また、格納容器ベントは、非常用ガス処理系ラインの一部を切り替えて実施されることから、格納容器ベント作動時には、フィルタによる放射性物質の除去及び格納容器からの漏洩は考慮しないものとした。

<u>格納容器（格納容器ベント作動時）</u>

雰囲気中のガス状放射性物質：発生、自然沈着、スプレイ除去、格納容器ベント

$$\frac{dM^{k}_{G,CV}(t)}{dt} = S^{k}_{G} - (\lambda^{k}_{G,dep} + \lambda^{k}_{G,spray} + \lambda_{vent,CV\text{-}ENV})M^{k}_{G,CV}(t) \tag{2-14}$$

雰囲気中の粒子状放射性物質：発生、自然沈着、スプレイ除去、格納容器ベント

$$\frac{dM^{k}_{A,CV}(t)}{dt} = S^{k}_{A} - (\lambda^{k}_{A,dep} + \lambda^{k}_{A,spray} + \lambda_{vent,CV\text{-}ENV})M^{k}_{A,CV}(t) \tag{2-15}$$

床又は液相中の放射性物質：ガス状放射性物質の沈着（自然沈着及びスプレイ除去）、粒子状放射性物質の沈着（自然沈着、スプレイ除去、格納容器ベント）

$$\frac{dM^{k}_{WL,CV}(t)}{dt} = (\lambda^{k}_{G,dep} + \lambda^{k}_{G,spray})M^{k}_{G,CV}(t) + \{\lambda^{k}_{A,dep} + \lambda^{k}_{A,spray} + \lambda_{vent,CV\text{-}ENV}(1 - 1/DF_{vent})\}M^{k}_{A,CV}(t) \tag{2-16}$$

<u>環境(格納容器ベント作動時)</u>

雰囲気中の粒子状放射性物質： 建屋からの漏洩、格納容器ベント放出

$$\frac{dM^k_{A,ENV}(t)}{dt} = \lambda_{SGTS} M^k_{A,RB}(t) + \lambda_{vent,CV\text{-}ENV} M^k_{A,CV}(t)/DF_{vent} \tag{2-17}$$

$$\frac{dM^k_{A,ENV}(t)}{dt} = \lambda_{leak,RB\text{-}ENV} M^k_{A,RB}(t) + \lambda_{vent,CV\text{-}ENV} M^k_{A,CV}(t)/DF_{vent} \tag{2-18}$$

ここで、

DF_{vent} ： プールスクラビングによる雰囲気中粒子の除染係数 [-]

$\lambda_{vent,CV\text{-}ENV}$ ： 格納容器ベントによる環境への移行率=100 [容積%/hr](1hr のみ)

2.1.5 格納容器スプレイによる放射性物質除去

格納容器スプレイ作動によって雰囲気中に浮遊する粒子状放射性物質は低減されるが、スプレイ継続によって、粒径がスプレイ除去の困難な 1μm 以下になると低減効果は期待できない。本手法のようにスプレイによる除去率を固定値で与える場合には、スプレイの長期継続時には浮遊量を過小評価する可能性がある。それ故、本手法におけるスプレイによる粒子除去は、スプレイが継続中であっても 1 時間のみとした。ただし、ガス状放射性物質のスプレイ除去については、気液分配係数に基づき決定されるので、この制限は設けていない。

ガス状放射性物質のスプレイ液滴と雰囲気間の移行は、気液分配係数 H(気液界面での液相濃度/気相濃度)を用いて、次式で計算する。

$H > C^k_{L,i}/C^k_{g,i}$ ：ガス状放射性物質の雰囲気からスプレイ液滴への移行 (2-19)

$H < C^k_{L,i}/C^k_{g,i}$ ：ガス状放射性物質のスプレイ液滴から雰囲気への移行 (2-20)

本手法では、熱水力挙動を考慮していないので、液相中のガス状放射性物質の濃度は、液滴の気液境界層における濃度比$C^k_{L,i}/C^k_{g,i}$を単純化し、次式で計算する。液相中の放射性物質濃度は、床に沈着している放射性物質が液相中に全て溶解していると仮定し計算する。

$$C^k_{L,i}/C^k_{g,i} \approx \frac{M^k_L}{M^k_g}\frac{V_G}{V_L} \tag{2-21}$$

ここで、

$C^k_{g,i}$ ： 気液境界層における雰囲気側の放射性物質濃度

$C^k_{L,i}$ ： 気液境界層における液相側の放射性物質濃度

M^k_g ： 格納容器雰囲気中の放射性物質存在量

M^k_L ： 格納容器に沈着した放射性物質存在量

V_G ： 格納容器雰囲気体積
V_L ： 格納容器液相体積

また、スプレイ作動時の格納容器内の雰囲気と液相体積の比 V_G/V_L は、PWR では、事故発生時において格納容器内に冷却材は存在していないなど、評価プラントや外部水源の利用状況など AM 策等の実施状況に応じて異なる。本手法では、BWR では復水貯蔵タンク、PWR では非常用炉心冷却装置(ECCS)水源である燃料取替え用タンクの全量が格納容器内に注水されたものとして、設置許可申請書の情報を参考に国内代表プラントの格納容器雰囲気と液相体積の比 V_G/V_L を算出した。本検討に基づき決定した国内代表プラントの V_G/V_L 平均を**表 2.2-1** に示す。

2.2 放射性物質の除去率及び移行率の検討

計算で利用する自然沈着による除去率、スプレイやフィルタ等の工学的安全設備の除去率、格納容器又は建屋での漏洩率などの情報は、THALES-2 結果に基づき検討し推奨値を決定した。以下に、推奨値の算出法及び決定根拠を記載する。

2.2.1 格納容器内での自然沈着

格納容器内は、原子炉冷却系内に比べて雰囲気温度が低いので、炉外へ放出されたヨウ素の大部分は粒子状となる。粒子の挙動では、重力沈降、熱泳動、拡散泳動、拡散など多くの沈着機構が存在するが、格納容器のような大規模ボリュームでは重力沈降が支配的となる。重力沈降における沈着速度は粒径に依存し、時刻 t 後の雰囲気中の粒子質量 m(t)は、初期質量 m(0)と除去率 $\lambda^k_{A,dep}$ [1/s]を用いて次式で計算できる。粒子の沈着速度 v_d の計算には、Stokes の重力沈降式[2-1]を用いた。

$$m(t) = m(0)\exp(-\lambda^k_{A,dep}t) \tag{2-22}$$

$$\lambda^k_{A,dep} = v_d \frac{A_{floor}}{V_g} \tag{2-23}$$

$$v_d(r) = \frac{2r^2 g(\rho_p - \rho_g)}{9\mu_g} \approx \frac{2r^2 g\rho_p}{9\mu_g} \tag{2-24}$$

ここで、

$m(t)$ ： 時刻 t での粒子浮遊量 [kg]
V_g ： 格納容器気相体積 [m^3](参考：自由空間体積、BWR4/Mark-I: 7,400 程度、BWR5/Mark-II: 9,800 程度、BWR4/Mark-I 改及び BWR5/Mark-II 改: 14,000 程度、PWR2 ループ: 42,000 程度、3 ループ: 68,000 程度、4 ループ: 73,000 程度)
A_{floor} ： 格納容器床面積 [m^2]
v_d ： 沈着速度 [m/s]

g ： 重力加速度 [m/s^2]= 9.8
ρ_P ： 粒子密度 [kg/m^3] =3,000 程度(THALES-2 結果)
ρ_g ： 雰囲気密度 [kg/m^3]
μ_g ： 気体の粘性係数 [Pas]
空気：2.1E-5(80℃)、2.2E-5(100℃)、2.4E-5(140℃)
蒸気：1.3E-5(80℃)、1.3E-5(100℃)、1.4E-5(140℃)
r ： 粒子半径 [m] =1×10^{-6}

自然沈着による除去率 [1/s]を検討するため、粒径 1、3、4、5μm の重力沈降による沈着速度及び除去率を試算した。なお、粒子密度については、THALES-2 の計算結果から与えた。

各粒径の沈着速度は、雰囲気条件を 100℃の空気と仮定すると以下の通り。

粒径 1μm ： $v_d(r) = \frac{2r^2 g\rho_p}{9\mu_g} = \frac{2\times(1\times10^{-6}/2)^2\times9.8\times3000}{9\times2.2\times10^{-5}} = 7.42\times10^{-5}$ [m/s]

粒径 3μm ： $v_d(r) = \frac{2r^2 g\rho_p}{9\mu_g} = \frac{2\times(3\times10^{-6}/2)^2\times9.8\times3000}{9\times2.2\times10^{-5}} = 6.68\times10^{-4}$ [m/s]

粒径 4μm ： $v_d(r) = \frac{2r^2 g\rho_p}{9\mu_g} = \frac{2\times(4\times10^{-6}/2)^2\times9.8\times3000}{9\times2.2\times10^{-5}} = 1.19\times10^{-3}$ [m/s]

粒径 5μm ： $v_d(r) = \frac{2r^2 g\rho_p}{9\mu_g} = \frac{2\times(5\times10^{-6}/2)^2\times9.8\times3000}{9\times2.2\times10^{-5}} = 1.86\times10^{-3}$ [m/s]

また、除去率 $\lambda_{A,dep}$ [1/s]の算出には、格納容器の体積 V_g 及び沈着面積 A_{floor} の情報が必要であるが、ここでは、簡易的に A_{floor}/Vg≒1/格納容器高さ(BWR で 30m 程度)を用いて除去率を算出した。以下に、粒径に応じた自然沈着による除去率 [1/s]と減少の目安を示す。

1μm 相当の粒子の除去率：$\lambda_{A,dep} = v_d \frac{A_{floor}}{V_g} = 7.42\times10^{-5}\times1/30 = 2.47\times10^{-6}$
(減少の目安 [-]:1hr、10hr、24hr 後の減少率は 0.99, 0.91, 0.81)
3μm 相当の粒子の除去率：$\lambda_{A,dep} = 6.68\times10^{-4}\times1/30 = 2.23\times10^{-5}$
(減少の目安 [-]:1hr、10hr、24hr 後の減少率は 0.92, 0.45, 0.15)
4μm 相当の粒子の除去率：$\lambda_{A,dep} = 1.19\times10^{-3}\times1/30 = 4.00\times10^{-5}$
(減少の目安 [-]:1hr、10hr、24hr 後の減少率は 0.87, 0.24, 0.03)
5μm 相当の粒子の除去率：$\lambda_{A,dep} = 1.86\times10^{-3}\times1/30 = 6.20\times10^{-5}$
(減少の目安 [-]:1hr、10hr、24hr 後の減少率は 0.80, 0.11, 0.005)

THALES-2 結果[1-5]から得られたドライウェル(D/W)内の CsI の浮遊及び沈着割合を**図 2.2-1** に示す。本結果は、BWR5/Mark-II プラントの全炉心注入系が機能喪失する TQUV シーケンス、格納容器破損モードは過圧破損を想定したものである。炉心から炉外へ放出された CsI は、逃がし弁ラインを経由し、圧力抑制プールへ放出されるが、炉外へ移行した CsI の大部分はプールスクラビング効果によりプールで低減されるので、ドライウェルへの移行は少ない。それ故、ドライウェル雰囲気中の CsI は、圧力容器破損後における炉外放出開始後が支配的となる。同図には、THALES-2 結果と上で算出した粒径毎の除去率（粒径 1、3、4、5μm の除去率）を記載した。上記の理由により、図に示した各粒径の除去率は、炉外放出開始直後における同一の時間起点から 10 時間程度の除去率を示したものである。炉外放出直後の格納容器内での自然沈着による除去率は、THALES-2 結果との比較により、その減少の傾きは 4～5μm 粒子程度の除去率に相当している。本検討では、結果の保守性を考え、4μm 粒子相当の除去率を推奨値として採用した。また、建屋の自然沈着による除去率については、格納容器破損前では漏洩は微少であるので粒子粒径は小さいと考え、1μm 粒子相当の除去率を推奨値とした。また、格納容器破損後は、格納容器内と同様に 4μm 粒子相当の除去率を推奨値とした。

上記検討より、格納容器及び建屋での自然沈着による除去率として、以下の値を推奨値とする。

<u>格納容器内</u>

- ガス状放射性物質

  0.0 [1/s](保守的に考慮しない)

- 粒子状放射性物質

  スプレイ不作動時：　　4.00×10^{-5} [1/s]（4μm 粒子相当の除去率)

  スプレイ作動 1hr 以降：2.47×10^{-6} [1/s]（1μm 粒子相当の除去率)

<u>建屋内</u>

- ガス状放射性物質

  0.0 [1/s](保守的に考慮しない)

- 粒子状放射性物質

  大規模漏洩：4.00×10^{-5} [1/s]　(4μm 粒子相当の除去率)

  微少漏洩時：2.47×10^{-6} [1/s]　(1μm 粒子相当の除去率)

2.2.2　粒子状放射性物質のスプレイによる除去

NUREG-1465 では、スプレイによる粒子の除去率を次式で定義している。

$$\lambda_{A,spray} = \frac{3hF}{2V}\frac{E}{D} \tag{2-25}$$

時刻 t(hr)後の粒子の質量 m(t)は、初期値を m(0)とすると除去率$\lambda_{A,spray}$を用いて次式で計算できる。

時刻 t(hr)後の粒子の質量 m(t)は、初期値を m(0)とすると除去率$\lambda_{A,spray}$を用いて次式で計算できる。

$$m(t) = m(0)\exp(-\lambda_{A,spray}t) \tag{2-26}$$

ここで、

$\lambda_{A,spray}$	：スプレイによる粒子の除去率 [1/hr]
h	：スプレイ落下長さ [m]
V	：格納容器体積 [m^3]
F	：スプレイ流量 [m^3/hr]
E/D	：= 1 [1/m]

また、捕集効率と液滴直径の比 E/D の値は、NUREG-1465 では推奨値として E/D=1 が提案されている。THALES-2 によるスプレイ作動時の影響を**図 2.2-2** に示す。本結果より、格納容器内の浮遊粒子は、1 時間で 2 桁減少している。ただし、スプレイ作動後 1 時間以降は、粒径がスプレイで除去できない 1μm 程度まで低下するので、スプレイ作動による粒子状放射性物質の除去は、スプレイが作動中であっても 1 時間のみとした。また、AM 条件下での低流量スプレイ時においては、スプレイ除去効果が異なる可能性がある。感度解析用の参考情報として、低流量スプレイ作動時の除去率について記載する。FP エアロゾル除去試験[2-2]によると AM 条件下において、E/D=5 で試験結果が再現できることが確認されている。仮にある BWR 条件 h=10m、F=1,700 m^3/hr、V=5,000m^3 を用いて、除去率を算出すると$\lambda_{A,spray}$=5.10 [1/hr]=1.42×10^{-3} [1/s]となり、この値は、1 時間で浮遊粒子が 0.006 [-]に低減される除去率となり、通常の格納容器スプレイ作動よりも低減効果が高くなる。本コードでは、保守的に AM 策の実施を想定せず、1 時間で 2 桁減少する値(1.30×10^{-3} [1/s])を採用した。

上記検討より、本コードでは、格納容器スプレイ作動時の粒子状放射性物質の除去率として、以下の値を推奨値に採用した。

<u>粒子状放射性物質（粒子状ヨウ素を含む）</u>

- 1.30×10^{-3} [1/s]　　（スプレイによる除去は 1hr のみで、1 時間で 2 桁減少する率）

2.2.3　ガス状ヨウ素のスプレイによる除去

格納容器スプレイ作動によるガス状放射性物質の除去は、元素状ヨウ素 I_2 のみを考慮し、希ガス及び有機ヨウ素はスプレイ除去され難いことから考慮しないものとする。スプレイによる元素状ヨウ素の除去は、気液分配係数で決定され、気液平衡に達するまでの元素状ヨウ素のスプレイによる除去率$\lambda^{k}_{G,spray}$は、次式で計算できる。

$$\lambda^{k}_{G,spray} = E^{k}_{G,spray} H^{k} \frac{F_{sp}}{V_g} \tag{2-27}$$

ここで、

$\lambda^{k}_{G,spray}$	：	雰囲気中のガス状放射性物質 k のスプレイによる除去率 [1/hr]
$E^{k}_{G,spray}$	：	雰囲気中のガス状放射性物質 k のスプレイによる除去効率 [-]
H^{k}	：	放射性物質 k の気液分配係数 [-]
F_{sp}	：	スプレイ流量 [m^3/hr]
V_g	：	格納容器体積 [m^3]

元素状ヨウ素I_2の除去率 [1/s]は、THALES-2結果に基づき、12時間で1桁低減する値5.20×10^{-5}を推奨値とした。

上記検討より、本コードでは、格納容器スプレイ作動時のガス状放射性物質の除去率は、以下の値を採用した。

<u>希ガス及び有機ヨウ素</u>

- 0.0 [1/s](スプレイによる希ガス及び有機ヨウ素の除去は考慮しない)

<u>元素状ヨウ素 I_2</u>

- 5.20×10^{-5} [1/s](THALES-2 結果)

検討した放射性物質の除去率及び移行率を**表 2.2-2** に整理する。また、米国原子力規制委員会(NRC)職員用の緊急時防災ハンドブック RTM-96[2-3]で採用された低減ファクタ(RDF)[2]を参考情報として記載した。これら RTM-96 の RDF は、NUREG-1150[1-6]の結果に基づき決定されたものであり、これらの値は、本検討結果よりも若干保守的であるが、ほぼ同等の値となっている。

2.2.4 格納容器及び建屋の漏洩率

格納容器及び建屋の漏洩率は、微少漏洩や格納容器過圧破損など格納容器破損モードに依存する。これらの情報は、米国の防護対策決定のための評価手順 TECDOC-955[2-4]及び THALES-2 結果[1-5],[2-5]を参考に決定した。検討した格納容器破損モードと漏洩率の関係を**表 2.2-3** に示す。格納容器及び建屋の漏洩率として、漏洩率が異なる格納容器破損前の微少漏洩、破損時の減圧による大規模放出、減圧後の放出を考慮できるように 3 段階放出を想定する。格納容器破損モードに応じた漏洩率の設定を以下に示す。実機評価に利用される漏洩率の設定例については、4 章の試

[2] 低減ファクタは、放射性物質の放出が特定の低減工程によって低減される程度を示す指標であり、RDF（Reduction Factor）という略語で表される。特定の低減工程を経た後の放射性物質の放出量をその工程前の放射性物質量で割った値で表す。したがって、低減ファクタが小さいほど、放射性物質の放出が低減されたことを意味する。

解析の**表 4.1-1** 及び**表 4.1-3** を参照のこと。

格納容器の漏洩率

大規模放出前における格納容器の漏洩率は、格納容器隔離失敗及び地震による格納容器直接破損時には 100 容積%/day を用いるが、上記以外の建屋経由で環境放出となる事故シナリオについては設計による漏洩率を用いる。大規模放出時については、格納容器過圧破損及び格納容器ベント作動は、漏洩率として減圧が完了する 1 時間のみ 100 容積%/hr を用いる。格納容器先行破損、格納容器隔離失敗など格納容器に急激な減圧が生じないものについては、100 容積%/day を用いる。そして、大規模放出以降は、100 容積%/day の漏洩率を用いるが、格納容器ベント作動については、減圧完了後のベントラインの閉止を想定し、その後は設計漏洩を用いる。また、3 段階放出を想定した漏洩は考慮できないが、ユーザ入力による設定も可能である。

建屋の漏洩率

建屋の漏洩率については、非常用ガス処理系の作動を想定し、建屋の漏洩率と SGTS の換気率の 2 つを考慮した。大規模放出前における微少漏洩時の建屋の漏洩率は、非常用ガス処理系の作動状況によって異なる。ガス処理系不作動時の建屋漏洩率は、建屋内の二次格納施設の気密性(設置許可)より 50 容積%/day を用いた。また、ガス処理系作動時には、建屋に漏洩したガスが全てガス処理系で処理可能であると考え 0 容積%/day を用いる。ただし、格納容器後期過圧破損、ISLOCA(原子炉が低圧状態で炉心損傷)及び蒸気発生器細管破断(原子炉が高圧状態で炉心損傷)などの大規模放出時には、格納容器破損モードの放出特性から 100 容積%/hr の建屋漏洩率を用いる。格納容器後期過圧破損時には、格納容器の漏洩率と同様、100 容積%/hr での建屋漏洩は 1 時間のみとし、それ以降は 100 容積%/day での放出を想定した。格納容器先行破損、後期過温破損、ISLOCA(原子炉が低圧状態で炉心損傷)及び蒸気発生器細管破断(原子炉が低圧状態で炉心損傷)については、100 容積%/day を用いる。非常用ガス処理系によるフィルタ除去が可能な場合の建屋換気率は、設計より 100 容積%/day を用いる。また、PWR プラントでは、格納容器からの環境への移行経路として、建屋(アニュラス部)経由と環境への直接放出の 2 つが考えられる。建屋経由の場合、仮想事故条件に基づき、建屋経由を 97%、環境直接放出を 3%として計算する。

2.2.5 格納容器の漏洩率に関する検討

格納容器隔離失敗や格納容器先行破損では、炉心損傷前に格納容器は既に破損しているので、その際の格納容器の漏洩率は、事故進展に従った 100 容積%/day での放出となる[2-5]。格納容器後期破損における格納容器の漏洩率は、格納容器の破損面積及び漏洩時の圧力に影響する。NUREG-1150 では、格納容器破損のサイズとして、漏洩と破損の 2 つの破損形態における破損サイズが検討されており、漏洩では、静的な圧力上昇を防止できるサイズとして 0.1ft^2(0.01m^2 程度、口径

故、本報告書には、THALES-2 コードを用いて BWR5/Mark-II プラントに対する感度解析より、格納容器漏洩率の設定に参考となる情報を記載した。感度解析パラメータとしては、格納容器破損圧力及び破損口径を選定し、格納容器内に浮遊する放射性物質の漏洩率について検討した。格納容器破損口径は、上記評価値を網羅する 0.025、0.05、0.1、0.2、0.4、0.8 [m]の 6 つ、格納容器は、最高使用圧の 1.5 倍、2 倍、2.5 倍、3 倍の 4 つの破損圧を想定した。本検討には、揮発性が高くガスとして存在する Xe に着目して実施した。それぞれの破損圧に対する格納容器圧力及び Xe の格納容器外への移行割合を**図 2.2-3** に示す。本結果より、破損口径が 0.2m 程度以上ならば格納容器の減圧が可能である。また、破損口径が 0.1m 程度であれば、Xe は格納容器破損後、数時間で 9 割以上が放出されるので、この場合の漏洩率は 100 容積%/hr に相当する。破損口径が 0.05m 程度であれば、12 時間程度で Xe の 9 割程度が放出されるので、50 容積%/day の漏洩率に相当する。破損口径が 0.05m 程度以下であれば、100 容積%/day 程度となる。ただし、格納容器の漏洩率については、前述したように不確実さが大きいことから、上記、結果及びユーザの工学的判断に基づき与えることが望ましい。

表 2.2-1　国内代表プラントの格納容器雰囲気と液相体積の比（平均値）

タイプ	炉型	雰囲気と液相体積の比 V_G/V_L
BWR	BWR3/Mk-I	3.5
	BWR4/Mk-I 及び BWR4/Mk-I 改	4.6
	BWR5/Mk-II	3.0
	BWR5/Mk-II 改	5.0
	ABWR	3.7
PWR	2 ループ PWR	37
	3 ループ PWR	43
	4 ループ PWR	37
	アイスコンデンサ型 4 ループ PWR	19

表 2.2-2　放射性物質の除去率及び移行率の検討結果（1/2）

			Xe	ヨウ素*			Cs	Te	Sr	Ru	Ce	La
				有機ヨウ素	元素状 I_2	粒子状 I						
物理形態			ガス	ガス	ガス	粒子	同左	同左	同左	同左	同左	同左
格納容器経由での移行	自然沈着	スプレイ不作動時	×	×	保守的に考慮しない。(ユーザ入力では考慮可能)	4.00×10^{-5} [1/s](4μm 粒子の沈着速度相当)。 沈着の目安：1hr、10hr、24hr 後の減少率は 0.87, 0.24, 0.03 (RTM-96 では、1hr 以内で 0.75、2～12hr で 0.36 、24hr 以上で 0.03 程度の低減ファクタ(RDF)を用いており、これとほぼ同等の値である)					
		スプレイ作動後	×	×	×	2.47×10^{-6} [1/s](1μm 粒子の沈着速度相当) 沈着の目安：1hr、10hr、24hr 後の減少率は 0.99, 0.91, 0.81 (RTM-96 では、スプレイ作動時の自然沈着はスプレイ除去に含まれる)					
	スプレイ除去		×	×	5.2×10^{-5} [1/s] 気液分配 100	1.30×10^{-3} [1/s](スプレイによる除去は 1hr のみ、それ以降はスプレイで除去できない 1μm 程度の粒径に低下することを想定し、ゼロ) 沈着の目安：1hr 後の減少率は 0.03 (RTM-96 の RDF は、1hr 以内：0.03、2～12hr：0.02、24hr 以上：0.01 を想定)					
	プールスクラビング除去		×	×	保守的に考慮しない	NUREG-1465 推奨値(除染係数 DF=80)を使用。 ・BWR プラントにおける SRV 経由での格納容器への移行時に考慮する。 ・PWR プラント及び格納容器バイパス事象では考慮しない。 ・スプレイ作動時は、スクラビング除去後の炉外放出を考慮する。 (炉外放出時の DF として、BWR では 0.5m 程度のスクラビング深さ、PWR では 3m 程度のスクラビング深さを想定し、BWR で DF=5 及び PWR で DF=100 での除去を想定) (RTM-96 では、プール未飽和時：0.01、プール飽和時：0.05 の RDF を使用)					
	アイスコンデンサによる除去		考慮していない(RTM-96 では、アイス層 1 回循環：0.50、1hr 以上循環：0.25、炉心損傷前にアイス層消費：1.0 を想定)									
	建屋へ漏洩	漏洩	微小漏洩では、設計漏洩（例：0.5 容積%/day)、その他は事故シナリオに依存(表 2.2-3 参照)。									

*RTM-96 では有機ヨウ素及び元素状ヨウ素 I_2 は考慮していない。

表 2.2-2　放射性物質の除去率及び移行率の検討結果（2/2）

			Xe	ヨウ素			Cs	Te	Sr	Ru	Ce	La
				有機ヨウ素	元素状 I_2	粒子状 I						
物理形態			ガス	ガス	ガス	粒子	同左	同左	同左	同左	同左	同左
建屋	自然沈着	CV 微小漏洩時	×	×	×	2.47×10^{-6} [1/s](1μm 粒子の沈着速度相当) (RTM-96 の RDF は、フィルタ利用可の場合：0.01、フィルタ利用不可の場合：1.0 であり、フィルタ除去不可時の建屋での除去は想定していない)						
		CV 大規模破損時	×	×	×	4.00×10^{-5} [1/s](4μm 粒子の沈着速度相当) (RTM-96 では、RDF=1.0 であり、大規模放出時の建屋での沈着は考慮しない)						
		CV バイパス事象	×	×	×	4.00×10^{-5} [1/s](4μm 粒子の沈着速度相当) (RTM-96 では、RDF=0.2 であり、建屋移行の 8 割の沈着を想定)						
		仮想事故	建屋内沈着は保守的に考慮しない。									
	SGTS フィルタ除去		×	99%(フィルタ除去なしでは 0.0%、 RTM-96 も同様)								
			建屋換気率(フィルタへの移行)：100 容積%/day(非常用ガス処理系、設計)、0.0 容積%/day (フィルタ除去なし)									
	漏洩(環境への移行)	CV 微小漏洩	50 容積%/day での漏洩(フィルタ除去なし時、二次格納施設から原子炉棟への設計漏洩) 0 容積%/day での漏洩(フィルタ除去あり時、全てガス処理系へ移行すると仮定)									
		CV 大規模漏洩	事故シナリオ依存(表 2.2-3 参照)									

表 2.2-3　格納容器及び建屋の漏洩率

放出率		対応する事故シナリオ
(1) 格納容器の漏洩率(建屋経由での放出時) 格納容器及び建屋の漏洩率は、大規模放出前の微小漏洩、大規模放出開始～減圧完了の 1 時間後まで、その後の放出からなる 3 段階の放出特性を想定。		
大規模放出前	100 容積%/day	格納容器隔離失敗、地震による格納容器直接破損
	設計漏洩	上記以外の建屋経由で環境放出となる事故シナリオ
大規模放出時	100 容積%/hr (1 時間のみ)	格納容器過圧破損、格納容器ベントによる環境への直接放出
	100 容積%/day	格納容器先行破損、格納容器過温破損、格納容器隔離失敗、地震による格納容器破損
大規模放出以降	100 容積%/day	格納容器先行破損、格納容器過圧破損、格納容器過温破損、格納容器隔離失敗、地震による格納容器破損
	設計漏洩	格納容器ベント(ベント停止を想定)
それ以外		ユーザ入力による漏洩率(3 段階放出は想定しない)
(2) 建屋の漏洩率 環境への漏洩率は、建屋の漏洩率とガス処理系の換気率の 2 つを想定。		
大規模放出前	50 容積%/day	フィルタ除去なし(建屋内の二次格納施設の気密性、設置許可)
	0 容積%/day	フィルタ除去あり(ガス処理系で処理可能な微小漏洩の場合)
大規模放出時又はそれ以降	100 容積%/hr (大規模放出時)	格納容器過圧破損(減圧完了 1 時間のみ、それ以降は 100 容積%/day)、インターフェース LOCA(原子炉が高圧状態で炉心損傷)、蒸気発生器細管破断(原子炉が高圧状態で炉心損傷)
	100 容積%/day (大規模放出時及びそれ以降)	格納容器隔離失敗、格納容器先行破損、格納容器過温破損、インターフェース LOCA(原子炉が低圧状態で炉心損傷)、蒸気発生器細管破断(原子炉が低圧状態で炉心損傷)、地震による格納容器破損
大規模放出前の設定と同じ		ユーザ入力による漏洩率(3 段階放出は想定しない)
(3) ガス処理系の換気率		
0 容積%/day		フィルタ除去なし
100 容積%/day		フィルタ除去あり

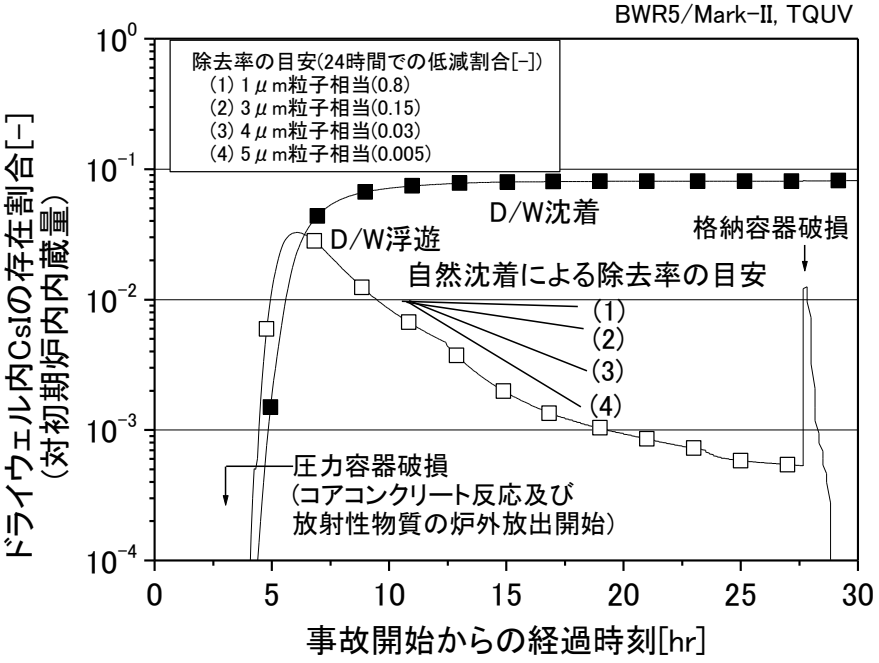


図 2.2-1　自然沈着による放射性物質の除去率

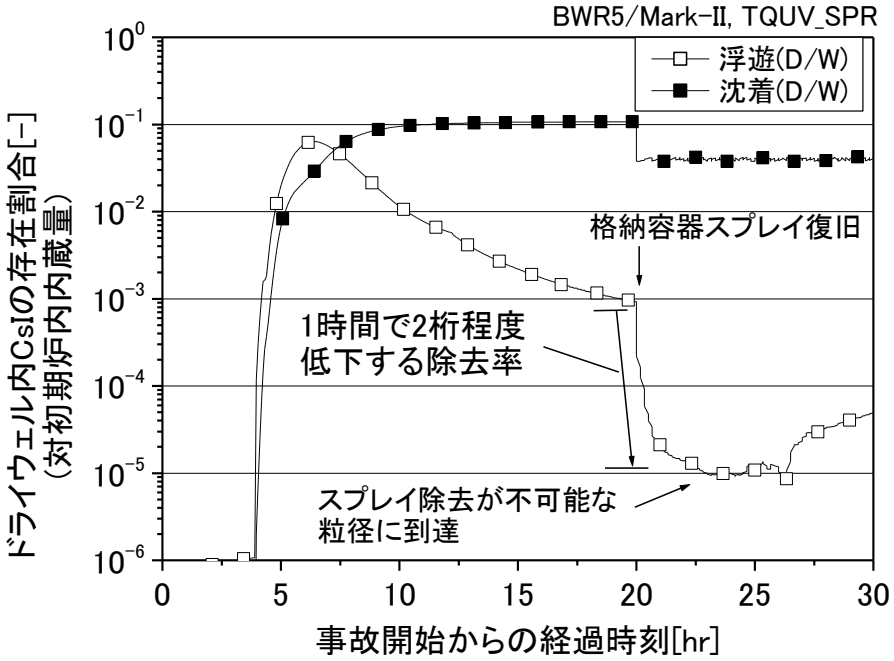


図 2.2-2　スプレイ作動による放射性物質の除去率

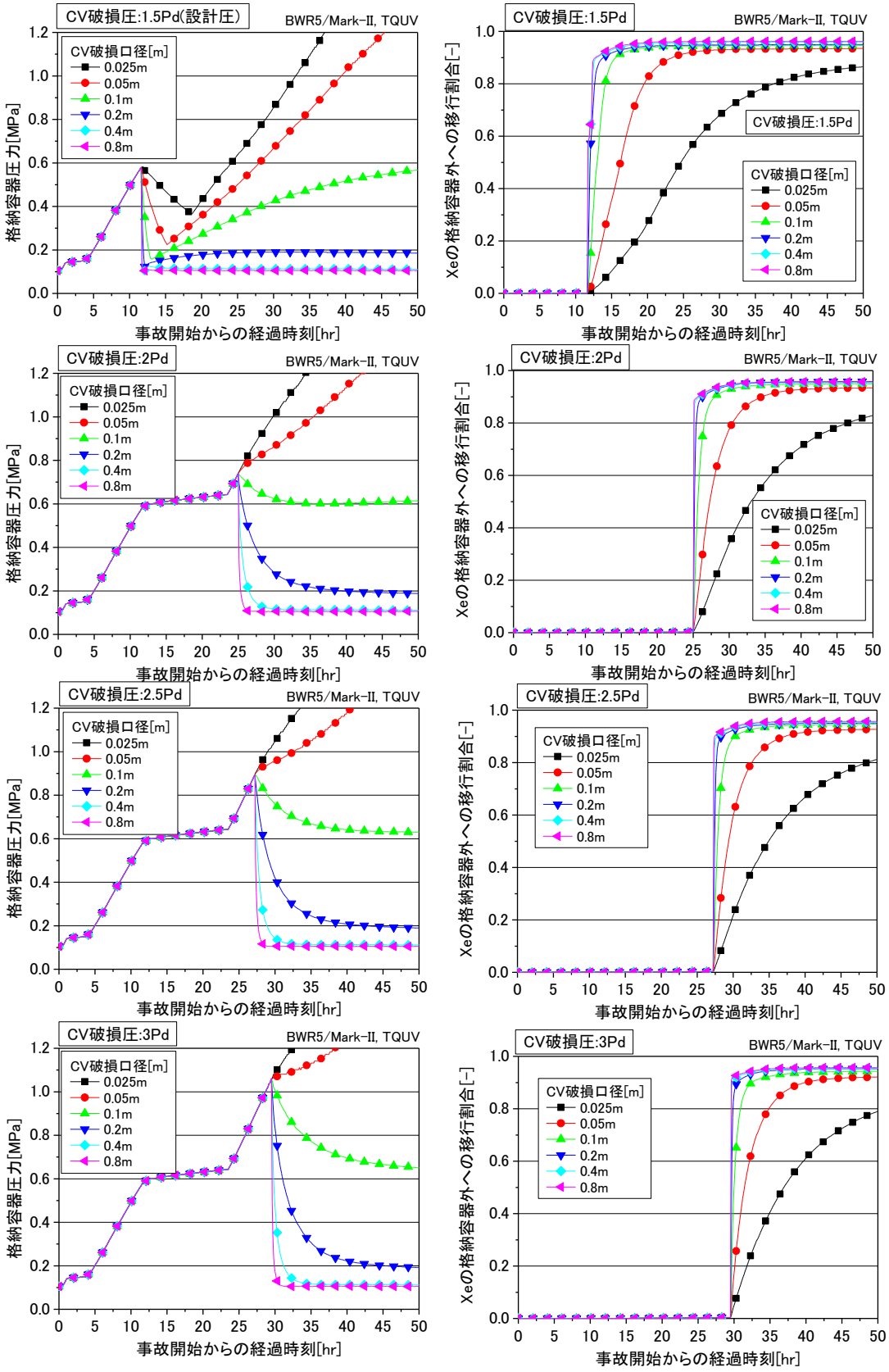


図 2.2-3　格納容器圧力及び格納容器の漏洩率

3. 簡易ソースターム計算コード SSTCAL

2 章に示した簡易ソースタームの評価手法に基づき、軽水炉プラントの全炉心損傷事故を想定した簡易ソースターム計算コード SSTCAL を作成した。本章では、SSTCAL の概要及び入出力情報について記載する。

3.1 コードの概要

本コードは、スプレイ及びフィルタなど工学的安全設備の作動状況など基本的なプラント条件を入力で与えることにより、ソースタームを短時間(数秒程度)で計算可能な簡易ソースターム計算コードである。簡易ソースターム計算コードの概要を**表 3.1-1** に示す。本コードには、国内 53 プラントの炉出力、燃焼度、格納容器の漏洩率などソースターム計算に必要な設計情報がデータベース化されており、初期炉内内蔵量や格納容器漏洩の計算時に参照される。取り扱い可能な事故シナリオとしては、炉心の部分的な損傷及び水蒸気爆発等のエナジェティック事象については考慮できないが、シビアアクシデント時の全炉心損傷事故を対象とする。また、本コードの適用範囲は、NUREG-1465 の適用範囲に基づき、燃焼度 62GWD/MTU 未満の軽水炉プラントを対象とする。取り扱い可能な格納容器破損モードは、格納容器漏洩、格納容器先行破損(過圧破損)、格納容器後期破損(過圧破損)、格納容器後期破損(過温破損)、格納容器バイパス(ISLOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損事故(SGTR))、仮想事故、格納容器ベント作動ケース、地震など様々な事故シナリオに対応可能である。なお、本コードでは、熱水力挙動及び事故進展は考慮できないので、ギャップ放出開始、圧力容器破損、格納容器破損等の事故進展時刻は、シビアアクシデント解析コードの結果を参照する。

本コードには、国内代表プラント毎に 15 個程度の代表的な事故シーケンスの事故進展時刻がデータベース化されており、これを用いてソースタームの計算が実施される。また、ソースタームは、格納容器や建屋での漏洩率の値に大きく影響するが、これらは、格納容器の微小漏洩や大規模破損といった事故シナリオに依存するものである。計算で利用される格納容器や建屋での漏洩率は、格納容器及び建屋の漏洩率も同様に、総合的なシビアアクシデント解析コード結果及び既存知見に基づき、格納容器破損モードに対応した漏洩率が利用される。事故シーケンス及び格納容器破損モードなど解析の対象とする事故シナリオは、事故時のプラント情報又は発生頻度の情報を参考にユーザが決定する。取り扱い可能な放射性物質は、Xe、有機ヨウ素、元素状ヨウ素 I_2、粒子状 I、Cs、Te、Sr、Ru、Ce、La の代表核種 10 個である。本コードでは、熱水力挙動を考慮できないので、格納容器、建屋そして環境の 3 つを単一ボリューム、放射性物質は各ボリューム内で完全混合と仮定する。そして、NUREG-1465 などの格納容器への放射性物質の移行割合をベースに格納容器及び建屋内の自然沈着、スプレイ、フィルタ、スクラビングによる除去を考慮し、格納容器及び建屋での漏洩率に基づき環境までの移行を計算する。各ボリューム内の放射性物質は、雰囲気中の「ガス」及び「粒子」、「床又は液相中」の 3 つの存在形態で取り扱い、

ボリューム内及びボリューム間の放射性物質の移行・沈着挙動に想定した連立微分方程式を解いて計算する。自然沈着及びスプレイによる除去率並びにスクラビング除染係数など放射性物質の沈着挙動の計算に必要な情報は、THALES-2 の結果や既存の SA 研究の知見に基づき決定した推奨値を用いるが、ユーザ入力も可能である。本コードは、評価プラント、事故シナリオ、スプレイやフィルタの作動の有無など基本的なプラント条件をオプションで選択することでソースタームの計算が可能だが、これらは、軽水炉プラント及び放射性物質の挙動に関する専門的な知識が必要ないユーザでも取り扱いが可能なように、代表プラント毎に代表的な事故シーケンスを決定している。

3.2　コードの入力情報

簡易ソースターム計算コードの全体の流れを**図 3.2-1** に示す。本コードは、大きく分けると評価プラントの選択、事故シナリオの設定、格納容器への移行割合の設定、移行経路の設定、出力データ制御からなる。各入出力情報を以下に示す。

3.2.1　評価プラントの選択

国内における軽水炉の代表プラントは、以下に示すように炉型及び格納容器のタイプに応じて異なり、BWR で 7 種類、PWR で 4 種類が存在する。BWR 及び PWR の炉型並びに格納容器タイプの特徴を**表 3.2-1** に示す。評価可能な国内プラントの炉型、格納容器タイプの対応及び基本設計情報は**表 3.3-2** を参照のこと。

番号	炉型(BWR)	番号	炉型(PWR)
1	BWR3/Mark-I	8	2 ループ PWR
2	BWR4/Mark-I	9	3 ループ PWR
3	BWR4/Mark-I 改良型	10	4 ループ PWR
4	BWR5/Mark-II	11	4 ループアイスコンデンサ型 PWR
5	BWR5/Mark-I 改良型		
6	BWR5/Mark-II 改良型		
7	ABWR		

事業者番号(ICO)及びプラント識別番号(INO)の入力情報を以下に示す。評価プラントの選定により、放射性物質の初期炉内内蔵量計算に必要な燃焼度及び炉出力、そして格納容器の空間体積や設計圧及び漏洩率の情報が読み込まれる。

ICO	事業者名	ICO	事業者名
1	日本原子力発電	6	北陸電力
2	北海道電力	7	関西電力
3	東北電力	8	中国電力
4	東京電力	9	四国電力
5	中部電力	10	九州電力

ICO	プラント識別番号(INO)
1	=1: 東海第二, =2: 敦賀 1 号, =3: 敦賀 2 号
2	=1: 泊 1 号, =2: 泊 2 号
3	=1: 女川 1 号, =2: 女川 2 号, =3: 女川 3 号, =4: 東通 1 号
4	=1: 福島第一 1 号, =2: 福島第一 2 号, =3: 福島第一 3 号, =4: 福島第一 4 号, =5: 福島第一 5 号, =6: 福島第一 6 号, =7: 福島第二 1 号, =8: 福島第二 2 号, =9: 福島第二 3 号, =10: 福島第二 4 号, =11: 柏崎刈羽 1 号, =12: 柏崎刈羽 2 号, =13: 柏崎刈羽 3 号, =14: 柏崎刈羽 4 号, =15: 柏崎刈羽 5 号, =16: 柏崎刈羽 6 号, =17: 柏崎刈羽 7 号
5	=1: 浜岡 1 号, =2: 浜岡 2 号, =3: 浜岡 3 号, =4: 浜岡 4 号, =5: 浜岡 5 号
6	=1: 志賀 1 号, =2: 志賀 2 号
7	=1: 美浜 1 号, =2: 美浜 2 号, =3: 美浜 3 号, =4: 高浜 1 号, =5: 高浜 2 号, =6: 高浜 3 号, =7: 高浜 4 号, =8: 大飯 1 号, =9: 大飯 2 号, =10: 大飯 3 号, =11: 大飯 4 号
8	=1: 島根 1 号, =2: 島根 2 号
9	=1: 伊方 1 号, =2: 伊方 2 号, =3: 伊方 3 号
10	=1: 玄海 1 号, =2: 玄海 2 号, =3: 玄海 3 号, =4: 玄海 4 号, =5: 川内 1 号, =6: 川内 2 号

3.2.2 事故シナリオの設定

本設定は、1) 基本となる事故タイプの選択、2)事故シーケンスの選択及び 3)格納容器破損モードの設定の 3 項目より構成される。それぞれについて、以下に述べる。

1) 事故タイプの選択(IACCI1)

事故タイプの選択では、格納容器先行破損、格納容器後期破損、格納容器バイパス、地震、格納容器ベントなど格納容器破損モードの 5 つの分類と仮想事故及び代表シナリオの合計 7 つから事故タイプを選定する。上記、5 つの分類を選択した場合には 2)において事故シーケンスを選択する必要がある。仮想事故又は代表シナリオを選択した場合には、2)の入力情報は参照されない。代表シナリオとしては、一般的に、全 ECCS 不作動(AM なし)で格納容器後期破損(破損時刻が 20 時間程度)の事故シナリオを選定している。国内代表プラント毎に決定した代表シナリオを 2)の表に記載した。例えば、BWR5/Mark-II では、代表シナリオとして TQUV の過圧破損が選定されている。表に記載の TQUV(圧, 0.68hr, 27.7hr)とは、炉心損傷事故シーケンスが TQUV、破損モードは格納容器過圧破損(圧は過圧破損、温は過温破損を表す)、被覆管破損開始時間 0.68 時間及び

格納容器破損開始時間 27.7 時間を表す。

2) 事故シーケンスの選択(IACCI2)

1)で格納容器破損モードの 5 つの分類を選択した場合、評価する事故シーケンスを選択する必要がある。評価可能な事故シーケンスは、国内代表プラント毎に代表的な 10 個程度の事故シーケンスを抽出しているので、評価シナリオに事故進展が最も近い事故シーケンスを選定する。事故シーケンスの概要及び事故進展時刻は、文献調査に基づきデータベース化されており、本コードで取扱い可能な事故シナリオの情報を**表 3.2-2～表 3.2-11** に整理する[2-6]~[2-17]。また、事故シナリオの選択時に参考となる発生頻度に関する情報を付録に整理した。本入力で事故シーケンスの識別番号 IACCI2 を選択するが、各国内代表プラントで評価可能な事故のタイプ(IACCI1)との対応を以下に示す。IACCI2 は、表示順に識別番号が割り振られており、例えば、BWR5/mark-II プラントで格納容器後期破損の S2UV(圧)は、IACC1=2, IACC2=2 に対応する。なお、本入力は、1)で代表シナリオ又は仮想事故を選定した場合には無関係である。

a) BWR5/Mk-II プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 1)	TQUV(圧, 0.68hr, 27.7hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 1)	TW(圧)、S2W(圧)、AW(圧)、TC(圧)2)
2	格納容器後期破損 1) (過圧又は過温破損)	TQUV(圧)、S2UV(圧)、S1UV(圧)、AUV(圧)、TQUV1W(圧)、S2QUV1W(圧)、S1UV1W(圧)、AUV1W(圧)、TB(圧)、S2B(圧)、TQUV(温)2)、AE(温)2)
3	CV バイパス 2)	ISLOCA(RCS 低圧)、ISLOCA(RCS 高圧)
4	地震 2)	PCVR+TBU
5	仮想事故	-
6	CV ベント 2)	TQUV_V、TB_V

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損、温:CV 過温破損

b) BWR3/Mk-I プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	TQUV(温, 2.2hr, 18.7hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	TC(圧)、TW(圧)
2	格納容器後期破損 2) (過圧又は過温破損)	TQUV(温)、TB(圧)、TQUX(温)、TQUV(圧)、AE(圧)、TBU(圧)
3	CV バイパス 2)	ISLOCA(RCS 低圧)、ISLOCA(RCS 高圧)
4	地震 2)	PCVR+TB、RBR+TB
5	仮想事故	-
6	CV ベント 2)	TQUV_V、SE_V

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損、温:CV 過温破損

c) BWR4/Mk-I 及び BWR4/Mk-I 改 プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	TQUV(温,1.6hr,14.1hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	TC(圧)、S2C(圧)、AC(圧)、TW(圧)、S2W(圧)、AW(圧)
2	格納容器後期破損 2) (過圧又は過温破損)	TQUV(温)、S2E(温)、TB(圧)、S2B(圧)、TQUX(温)、AE(圧)、TBU(圧)、TQUV(圧)
3	CV バイパス 2)	ISLOCA(RCS 低圧)、ISLOCA(RCS 高圧)
4	地震 2)	PCVR+TC、PCVR+TB、PCVR+TQUV、PCVR+S2C、PCVR+TCQU、RBR+TC(圧)、RBR+TB(圧)、RBR+TQUV(温)、RBR+S2C(圧)、RBR+TCQU(圧)
5	仮想事故	-
6	CV ベント 2)	TQUV_V、TB_V

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損、温:CV 過温破損

d) BWR5/Mk-I 改プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	TQUV(温,1.4hr, 17.3hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	TC(圧)、S2C(圧)、AC(圧)、TW(圧)
2	格納容器後期破損 2) (過圧又は過温破損)	TB(圧)、S2B(圧)、TQUV(温)、S2E(温)、AE(温)
3	CV バイパス 2)	ISLOCA(RCS 低圧)、ISLOCA(RCS 高圧)
4	地震 2)	PCVR+TC
5	仮想事故	-
6	CV ベント 2)	TQUV_V、TB_V

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損、温:CV 過温破損

e) BWR5/Mk-II 改プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	TQUX(温, 1.4hr, 7.5hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	TC(圧)、TW(圧)
2	格納容器後期破損 2) (過圧又は過温破損)	TQUV(温)、AE(温)、TB(圧)、TQUX(温)、TBU(温)
3	CV バイパス 2)	ISLOCA(RCS 低圧)、ISLOCA(RCS 高圧)
4	地震 2)	PCVR+TB、PCVR+TW、PCVR+TBU、PCVR+TQUV、PCVR+TC、RBR+TB(圧)、RBR+TW(圧)、RBR+TBU(圧)、RBR+TQUV(圧)、PCVR+RBR+TB、RBR+TC(圧)
5	仮想事故	-
6	CV ベント 2)	TQUV_V、TB_V

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損、温:CV 過温破損

f) ABWR プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	TB(圧,13.6hr, 22.5hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	TC(圧)、S2C(圧)、TW(圧)
2	格納容器後期破損 2) (過圧又は過温破損)	TB(圧)、S2B(圧)、TBU(圧)、TQUV(温)
3	CV バイパス 2)	ISLOCA(RCS 低圧)、ISLOCA(RCS 高圧)
4	地震 2)	PCVR+TC、RBR+TC(圧)
5	仮想事故	-
6	CV ベント 2)	TQUV_V、TB_V

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損、温:CV 過温破損

g) 2 ループ PWR プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	SL(圧,7.2hr, 50hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	P(圧)
2	格納容器後期過圧破損 2)	AE(圧)、AL(圧)、SE (圧)、SL(圧)、TE(圧)
3	CV バイパス 2)	TE'-g、V-ν、 バイパス 1(RCS 低圧)、バイパス 2 (RCS 高圧)
4	地震 2)	AE-β、TE-β
5	仮想事故	-

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損

h) 3 ループ PWR プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	SL(圧,13.8hr, 50hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	P(圧)
2	格納容器後期過圧破損 2)	AE(圧)、AL(圧)、SE (圧)、SL(圧)、TE'(圧)
3	CV バイパス 2)	TEC-g、V-ν、 バイパス 1(RCS 低圧)、バイパス 2 (RCS 高圧)
4	地震 2)	AE-β、SE-β
5	仮想事故	-

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損

i) 4 ループ PWR プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	SE(圧,1.0hr, 51hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	P(圧)
2	格納容器後期過圧破損 2)	AE(圧)、AL(圧)、SE (圧)、SL(圧)、TE(圧)
3	CV バイパス 2)	TEC-g、V-ν、 バイパス 1(RCS 低圧)、バイパス 2 (RCS 高圧)
4	地震 2)	AE-β、SE-β
5	仮想事故	-

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損

j) 4 ループアイスコンデンサ型 PWR プラントで想定可能な事故シーケンス(AM なし)

事故タイプ(IACCI1)		事故シーケンス(IACCI2)
0	代表シナリオ 2)	SE'(圧,1.0hr, 23hr)
1	格納容器先行破損(過圧破損) 2)	P(圧)
2	格納容器後期過圧破損 2)	AE(圧)、AL(圧)、SE' (圧)、SL(圧)、TE'(圧)
3	CV バイパス 2)	G-g、V-v、 バイパス 1(RCS 低圧)、バイパス 2 (RCS 高圧)
4	地震 2)	なし
5	仮想事故	-

1) JAEA 結果、2)JNES 結果、圧:CV 過圧破損

国内代表プラントの事故シーケンスに関する情報

BWR 及び PWR の国内代表プラントの格納容器破損に至る代表的な炉心損傷事故シーケンスの概要及び発生頻度(炉心損傷頻度、格納容器破損頻度)に関する情報を付録に整理した。これらの情報は、解析の対象とする事故シーケンスを選択する上での判断材料として利用できる。本情報には、内的事象におけるプラント損傷状態別及び格納容器破損モード別の発生頻度、事故進展に関する情報として事故進展の概要と事故進展時刻が整理されている。また、外的事象(地震)の発生頻度情報を有するものについては、参考情報として記載した。なお、**表 3.2-2～表 3.2-11** に整理した事故進展時刻については、運転員により検討される事故緩和策及び事故復旧策に応じて異なるが、一般的に AM 策の実施により、事故進展時刻は遅れることから、本コードで参照される事故シナリオとして、AM 策なしの結果を採用している。AM 策ありの結果を採用する場合には、格納容器破損時刻などのイベント発生時刻についてユーザ入力機能を用いて与える必要がある。

3) 格納容器破損モードの選択（IEVENT）

1)及び 2)で選定した条件に基づきデータベースに登録された事故シナリオの情報が読み込まれる。ここでは、読み込んだ事故情報に対し、格納容器破損モードに関する計算条件を修正するか否かの設定を行う。本設定では、格納容器の微小漏洩及び格納容器後期破損シナリオのみに対応し、微小漏洩、格納容器過圧破損、格納容器過温破損、格納容器ベント作動など格納容器破損モードの変更が可能である。入力 IEVENT と格納容器破損モードの変更に関する対応を以下に示す。格納容器破損モードを変更する場合には、関連情報のユーザ入力が必要である。

IEVENT	格納容器破損モードに関する情報
0	代表シナリオの情報を修正なしに採用
1	格納容器微小漏洩(設計漏洩)
2	格納容器微小漏洩(漏洩率はユーザ入力)
3	格納容器過圧破損(CV 破損時刻はユーザ入力)
4	格納容器過温破損(CV 破損時刻はユーザ入力)
5	格納容器ベント作動(作動時刻 24 時間)
6	格納容器ベント作動(作動時刻ユーザ入力)

3.2.3　ソースターム計算に係わる基本情報設定

格納容器への放射性物質の移行割合に係わる計算条件の設定を行う。ここでは、炉外への放射性物質の移行割合、想定する放出特性、プラント内放出継続時間、CV へ移行するヨウ素内訳(化学形)の設定を行う。以下にその概要を述べる。

1) 炉外への移行割合の設定(ISTDATA)

格納容器への放射性物質の移行割合のデータベースを選定する。本コードでは、NUREG-1465 修正版、NUREG-1465、仮想事故、ユーザ入力の 4 つが選定可能であり、ここでは、シビアアクシデント解析コード THALES-2 結果に基づき NUREG-1465 データを調整した NUREG-1465 修正版の使用を推奨する。

ISTDATA	炉外への移行割合を計算するデータベース
1	NUREG-1465 修正版(推奨)
2	NUREG-1465
3	仮想事故
4	ユーザ入力(ギャップ放出、早期炉内放出、炉外放出、晩期炉内放出の 4 段階の対初期炉内内蔵量に対する放出割合を 8 核種(Xe, I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)それぞれに対し入力する。) ギャップ放出: QGXE, QGI, QGCS, QGTE, QGSR, QGRU, QGCE, QGLA 早期炉内放出: QCXE, QCI, QCCS, QCTE, QCSR, QCRU, QCCE, QCLA 炉外放出: QEXE, QEI, QECS, QETE, QESR, QERU, QECE, QELA 晩期炉内放出: QLXE, QLI, QLCS, QLTE, QLSR, QLRU, QLCE, QLLA

本コードは、NUREG-1465 の放出に従い「ギャップ放出段階」、「早期炉内放出段階」、「炉外放出段階」、「晩期炉内放出段階」の 4 段階の放出を想定している。なお、晩期の炉内放出段階は急激な減圧が起きた場合に放出が顕著となるので、格納容器の過圧破損、過温破損、格納容器ベント作動時にのみ放出するとした。そして、その際の放出は晩期放出全量が 1 時間で放出するとした。格納容器破損モードとして格納容器バイパスを選定した場合、建屋へは「ギャップ放出段階」、「早期炉内放出段階」の 2 段階の放出のみを想定した。格納容器への移行割合をユーザ入力で与える場合には、代表的な放射性物質 8 種類 (Xe, I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)のそれぞれに対し、各

段階の放出割合(対初期炉内内蔵量)及び放出継続時間を入力する必要がある。また、ERSS など他の解析コード等の結果を利用する際には、ユーザ入力機能を用いて入力する。

以下にデータベースとして備わる NUREG-1465、NUREG-1465 修正版、仮想事故の情報を述べる。

NUREG-1465 の概要[1-7]

NUREG-1465 では、シビアアクシデント時の事故進展に基づく、格納容器への段階的な放出を考慮し、各段階における放出継続時間と放出割合を与えている。NUREG-1465 で提案された格納容器への放出割合及び放出継続時間を**表 3.2-12** に示す。格納容器への放射性物質の放出は、「ギャップ放出段階」、「早期炉内放出段階」、「炉外放出段階」、「晩期炉内放出段階」の 4 段階の放出を想定している。放射性物質は、Xe、I、Cs、Te、Ba、Ru、Ce、La を代表核種とした 8 グループを対象とし、初期炉内内蔵量に対する格納容器への移行割合を与えている。放射性物質の放出は、被覆管破損時のギャップ放出、炉心溶融段階における早期炉内放出、コアコンクリート反応段階の炉外放出、炉内に沈着した放射性物質が再蒸発し、事故晩期に炉外へ徐々に放出される晩期炉内放出における格納容器への放出に分類される。放出段階毎に放出継続時間及び放出割合が与えられているが、格納容器への未放出分が炉内や移行配管での沈着又は燃料内残存量に該当する。本放出割合は、NUREG-1150 結果において、一部の評価結果が MELCOR コードを用いて再評価され、代表的な 3 つの BWR プラントに対する計 15 事故シーケンスの結果及び 4 つの PWR プラントに対する計 21 事故シーケンスに対する計算結果から決定されたものである。本放出割合は、原子炉が高圧で炉心溶融に至る高圧シーケンスと比べ、原子炉冷却系内での沈着が少なく、格納容器への放射性物質の移行割合が多い低圧シーケンスの結果に基づき決定されたものである。なお、本放出割合は、不確実さを考慮し決定されており、揮発性が高い放射性物質については、不確実さが少ないと考え、NUREG-1150 における平均値、難揮発性放射性物質については、不確実さが大きいので 75%値より与えている。NUREG-1465 には、本ソースタームは、軽水炉プラントの燃焼度 40GWD/MTU 未満に適用可能と記載されているが、米国 Reg. Guide 1.183 で 62GWD/MTU までと適用範囲が拡張された。日本の軽水炉プラントは、現状では 30～45GWD/MTU 程度で運転され、燃料の燃焼度を安全に管理するため、55GWD/MTU 程度の制限燃焼度を設けている。このため、NUREG-1465 は日本の軽水炉プラントへも適用可能である。放出継続時間は、BWR については、米国 3 プラントの 11 事故シーケンス、PWR については米国 4 プラントの 13 事故シーケンスの平均値より算出されたものである。

NUREG-1465 修正版

NUREG-1465 の放出特性は、シビアアクシデント解析コード THALES-2 結果と比べて、BWR の早期炉内放出段階での I 及び Cs の炉外放出割合、BWR 及び PWR の早期炉内放出段階での Te 炉外放出が少なく、炉外放出段階での難揮発性核種 Ce、La の放出が多い傾向がある。それ故、

NUREG-1465 修正版のデータは、NUREG-1465 における早期炉内放出、炉外放出量、晩期炉内放出の 3 段階の放出を THALES-2 結果(BWR5/Mark-II、TQUV)[1-5]に参考に調整したものである。NUREG-1465 と NUREG-1465 修正版の放射性物質の放出特性の比較を**表 3.2-13** に示す。早期炉内放出については、BWR の I 及び Cs の総放出割合が 0.6 から 0.7 に増加、Te は BWR 及び PWR ともに 0.3 から 0.5 に増加させた。また、炉外放出では、Ce 及び La を 1 桁程度低減させた。晩期炉内放出では、PWR の 10%に対し BWR では 1%放出と少ないので 7%放出に変更した。本コードでは、この NUREG-1465 修正版を推奨値として与えている。

仮想事故

日本の仮想事故条件を以下に示す。仮想事故では、格納容器への放射性物質の移行割合として、希ガス100%、ヨウ素50%(5%有機ヨウ素、45%無機ヨウ素)、その他の固形物1%の放出を仮定している。格納容器内での沈着は、格納容器に放出された無機ヨウ素の50%(45%/2=22.5%)が瞬時に沈着、再放出はないとし、残りは気液分配係数100でスプレイ除去を受けるとする。また、格納容器からは、設計漏洩で建屋に漏洩し、フィルタ除去後に環境へ放出されるとする。

- 格納容器への移行割合及び化学形
  希ガス100%、ヨウ素50%(5%有機ヨウ素、45%無機ヨウ素)、その他の固形物1%
- 格納容器内沈着
  納容器に放出された無機ヨウ素の50%(45%/2=22.5%)が瞬時に沈着、再放出なし。
  残りは気液分配係数100でスプレイ除去を受ける。
- 格納容器の漏洩率及びフィルタ除去
  設計漏洩、フィルタ除去あり

2) 想定する放出特性の設定(IREL)

炉外への放出は、4 段階放出を想定しているが、どの段階までの放出を想定するかの指定を行う。ここでは、4 段階放出(ギャップ放出+早期炉内放出+炉外放出+晩期炉内放出)を考慮した「炉内+炉外」と最初の 2 段階放出(ギャップ放出+早期炉内放出)のみの 2 つが選択可能である。本入力は、感度解析用であり、通常は「炉内+炉外」放出の使用を推奨する。圧力容器が破損せず事故終息に至る事故を評価対象とする場合には、「炉内のみ」を選定する。

IREL	想定する放出特性の設定
1	炉内+炉外(推奨)　(ギャップ放出+早期炉内放出+炉外放出+晩期炉内放出)
2	炉内のみ　(ギャップ放出+早期炉内放出)

3) プラント内放出継続時間の設定(IRTIME)

4 段階放出の継続時間の設定を行う。ここでは、NUREG-1465、仮想事故、ユーザ入力の 3 つが選定可能であり、通常は NUREG-1465 を使用する。仮想事故を評価する場合には、格納容器への瞬時放出に対応した「仮想事故」を選定する。シビアアクシデント解析コードの結果を利用したい場合には、ユーザ入力機能を用いて設定する。その際は、ギャップ放出、早期炉内放出、炉外放出、晩期炉内放出、それぞれの放出継続時間 [hr]の入力が必要である。

IRTIME	プラント内放出継続時間の設定
1	NUREG-1465(推奨)
2	仮想事故(瞬時放出)
3	ユーザ入力(ギャップ放出、早期炉内放出、炉外放出、晩期炉内放出の放出継続時間 [hr]を入力する)

4) 炉外へ移行したヨウ素内訳設定(IPH)

炉外へ移行したヨウ素の内訳(化学形)を設定する。炉外へ移行したヨウ素は、液相内でのヨウ素化学反応により元素状ヨウ素 I_2 や有機ヨウ素にその一部が変化し、格納容器雰囲気に再放出される。ヨウ素の内訳は、格納容器内の液相の pH が 7 以上に制御可能か否かによって、元素状ヨウ素及び有機ヨウ素のプールからの再放出割合が異なり、NUREG-1465 では、pH>7 以上の条件下で、格納容器へ移行したヨウ素の 95%が粒子状ヨウ素(CsI)、5%が無機ヨウ素(元素状ヨウ素 I_2 及び HI)としている。このうち、水冷却炉の事故条件における有機ヨウ素の生成をレビューした WASH-1233 に基づき、格納容器へ移行する無機ヨウ素の 3%が有機ヨウ素に転換され、有機ヨウ素 CH_3I が 5%×0.03=0.15%、元素状ヨウ素 I_2 が 4.85%の値が与えられている。また、プールの pH 制御ができない場合には、事故晩期においてヨウ素の有機ヨウ素への転換が促進される可能性がある。本コードでは、pH 制御ができない場合の格納容器へ移行する無機ヨウ素 5%の内訳として有機ヨウ素 4%、元素状ヨウ素 1%を想定したが、本内訳には、不確実さが大きいことから使用には注意を要する。

本入力では、pH 制御の有無とユーザ入力の 3 つが選定可能である。通常は、pH 制御ありの使用を推奨する。シビアアクシデント解析コード結果等を利用したい場合には、ユーザ入力機能を用いる。その際は、格納容器へ移行するヨウ素の内訳として有機ヨウ素 CH_3I、元素状ヨウ素 I_2、粒子状ヨウ素 I の割合 [%]の入力が必要である。本入力によって、1)で設定した炉外へのヨウ素の移行割合は、この内訳に従い分配される。

IPH	炉外へ移行するヨウ素内訳設定
1	pH 制御あり(pH>7)(推奨) (pH=7 以上、内訳: 95%:粒子状ヨウ素、4.85%:元素状ヨウ素 I_2、0.15%:有機ヨウ素)
2	pH 制御なし(pH<7) (pH<7、　内訳: 95%:粒子状ヨウ素、1%:元素状ヨウ素 I_2、4%:有機ヨウ素)
3	ユーザ入力 (有機ヨウ素、元素状ヨウ素 I_2、粒子状ヨウ素の内訳 [%]を入力)
4	仮想事故評価用

3.2.4　工学的安全設備の作動条件の設定

本入力では、スプレイ、フィルタ、プールスクラビングによる除去など工学的安全設備の作動条件及び自然沈着やスプレイによる放射性物質の除去率に関する設定を行う。それぞれを以下に示す。

1) スプレイ作動条件の設定(ISP)

格納容器スプレイの作動に関する情報を入力する。以下の 4 つが選定可能である。

ISP	スプレイ作動条件の設定
0	スプレイ不作動(推奨)
1	事故開始後 24hr で作動
2	作動(作動時刻 [hr]はユーザ入力)
3	事故開始から作動(仮想事故)

2) フィルタ作動条件の設定(IFTR)

フィルタによる放射性物質の除去に関する情報を入力する。以下の 3 つが選定可能であり、本コードでは、希ガス除き 99%除去の使用を推奨する。なお、希ガスはフィルタで除去できないとしている。ユーザ入力で与える場合には、有機ヨウ素、元素状ヨウ素 I_2、粒子状ヨウ素 I、その他の粒子(Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La 全部に適用)に対し、フィルタ除去効率 [%]を入力する。

IFTR	フィルタ作動条件の設定
0	フィルタ除去なし
1	希ガス除き 99%除去(推奨)
2	ユーザ入力 [-](有機ヨウ素、元素状ヨウ素 I_2、粒子状 I、その他の粒子)

3) スクラビング除染係数の設定(ISCRUB)

炉内から放出された放射性物質は、プールスクラビングによる除去後に格納容器へ放出されると仮定する。スクラビングによる除染係数 DF は、NUREG-1465 の値及びユーザ入力の 2 つから選定する。通常は、保守的な NUREG-1465 の値を使用する。スクラビングによる除去は、粒子

状の放射性物質のみを取扱い、希ガス、有機ヨウ素、元素状ヨウ素 I_2 の除去は保守的に考慮しないものとする。

ISCRUB	スクラビング除染係数の設定
1	DF=80(推奨,NUREG-1465,保守的)
2	DF ユーザ入力 [-]

4) 自然沈着及びスプレイ除去の除去率設定(IDEP)

自然沈着やスプレイによる放射性物質の除去率は、THALES-2の結果や既存のシビアアクシデント研究の知見に基づき決定している。ここでは、推奨値を使用とユーザ入力で与える場合の2つより選択する。通常計算では推奨値を用いるが、他の解析コードの結果を利用したい場合には、ユーザ入力機能を利用する。その際は、格納容器内自然沈着、建屋内自然沈着、CV内スプレイ除去のそれぞれに対し、「元素状ヨウ素I_2」 、「粒子状I」、「その他の粒子」の除去率 [1/s]の入力が必要である。また、推奨値に関する情報を以下に示す。

IDEP	自然沈着及びスプレイ除去の除去率設定
1	推奨値を使用
2	ユーザ入力 (格納容器内自然沈着、建屋内自然沈着、CV 内スプレイ除去の 3 つに対し、「元素状ヨウ素 I_2」、「粒子状 I」、「その他の粒子」の除去率 [1/s]を入力する。なお希ガス及び有機ヨウ素は除去できないと仮定した)

<u>推奨値に関する情報</u>

a) 自然沈着による除去率

- ガス状(希ガス、有機ヨウ素、元素状ヨウ素I_2)の自然沈着は考慮しない。
- 自然沈着による除去率は、場所(格納容器又は建屋)によって粒子径が異なるので、事故シナリオに応じた除去率を用いる。
- 格納容器内における粒子状放射性物質の自然沈着による除去率は、THALES-2の知見に基づき粒径4μm相当の除去率(RTM-96使用値と同等)を用いる。
- CVバイパス事象における建屋内自然沈着による除去率は4μm粒子の除去率を用いる。
- CV微小漏洩時の建屋内自然沈着による除去率は1μm粒子の除去率を用いる。
- 自然沈着による除去率は、4μm粒子の場合4.0×10^{-5} [1/s]、1μm粒子の場合2.47×10^{-6} [1/s]を用いる。なお、4μm粒子の沈着の目安は、24時間で2桁低減する程度(1hr、10hr、24hr後の減少率は0.87, 0.24, 0.03)であり、1μm粒子の沈着の目安は、24時間で2割低減する程度(1hr、10hr、24hr後の減少率は0.99, 0.91, 0.81)である。
- スプレイ作動後は、除去できない1μmの粒径になると考え、粒子状放射性物質の自然沈着による除去率として、スプレイ作動1時間以降は1μm粒子の除去率に切り替わる。

b) スプレイによる除去率

- 希ガス及び有機ヨウ素のスプレイ除去は考慮しない。
- スプレイ作動後は、除去できない1μmの粒径になると考え、粒子状放射性物質のスプレイ除去は1時間のみとした。元素状ヨウ素I_2のスプレイ除去は気液分配に基づき決定される。
- スプレイ作動による放射性物質の除去率は、粒子状放射性物質の場合1.3×10^{-3} [1/s]、元素状ヨウ素の場合5.2×10^{-5} [1/s]を用いる。粒子状FPのスプレイ除去の目安は、1時間で2桁低減する値(1hrのみ)を採用した。また、元素状ヨウ素のスプレイ除去は、12時間で1桁低減する値を採用し、沈着の目安：1hr、10hr、24hr後の減少率は0.83, 0.15, 0.01程度である。

3.2.5 PWR 移行経路の設定(PWR のみ)

PWR プラントの評価においては、格納容器の構造上、格納容器から環境への直接放出と建屋経由での放出の 2 つが考えられることから、格納容器から環境への放出経路の選択(IOTPWR)が必要である。通常は、ソースタームが保守的となる環境への直接放出を選定する。なお、本入力は、BWR プラントでは無関係である。

IOTPWR	PWR 移行経路の設定
1	環境へ直接放出(PWR のみ、推奨)
2	建屋経由での環境放出(仮想事故条件より 97%が建屋経由、3%が環境直接放出を想定) (CV バイパス、SGTR、仮想事故選定時は自動的に本オプションが採用される)

3.2.6 出力データ制御

計算終了時刻及び時系列データの出力間隔に関する条件(IOUT)を選定する。ここでは、5 日、10 日、30 日の 3 つが選択可能である。通常は 5 日を選定するが、事故タイプに CV 微少漏洩や仮想事故を選択した場合には、環境への放出率が小さいので 30 日の利用を推奨する。

IOUT	計算終了時刻の設定
1	5 日(推奨、時系列データ出力間隔 30min)
2	10 日(時系列データ出力間隔 1hr)
3	30 日(時系列データ出力間隔 3hr)

3.3 環境影響解析へのインターフェース部

シビアアクシデント解析コードでは、計算時間を短縮させるために、放射性物質を代表的な 10 個程度の核種グループに分類し、プラント内の移行・沈着挙動を考慮し、環境への放出量を計算する。それ故、核種崩壊は考慮できない。核種崩壊の考慮には、核種グループから核種への変換が必要である。これは、簡易ソースターム計算コードにおいても同様である。ここでは、環境影

響評価の計算に必要な初期炉内内蔵量、放出高さ、プルームの排出温度及び排出流量について述べる。これらの情報から核種崩壊を考慮し、環境影響解析側へデータが受け渡される。

1) 放射性物質の初期炉内内蔵量

核種グループから核種への変換には初期炉内内蔵量が必要である。参照プラントの燃焼度(NUREG-1228)は、18,000MWD/MTU を想定しており、評価対象プラントに対する放射性物質の初期炉内内蔵量 I_i の算出には、参照プラントの炉出力で補正して算出する。放射性物質の核種グループから核種への変換に必要な所期炉内内蔵量のデータを**表 3.3-1** に示す。また、SSTCAL で評価可能な国内プラントの炉出力などの情報を**表 3.3-2** に示す。

$$I_i = INV_i \cdot Power \tag{3-1}$$

ここで、

I_i	:	放射性核種 i の初期炉内内蔵量 [Bq]
INV_i	:	単位炉出力当たりの初期炉内内蔵量 [Bq/MWt]
Power	:	炉出力 [MWt]

NUREG-1465 を用いたソースターム評価手法では、炉内から放射性物質の移行が開始されるギャップ放出開始基準(時刻 0)で放射性物質の移行挙動を計算する。核種崩壊の考慮には、炉停止時刻(事故開始時刻)を基準する必要があることから、事故開始時刻からギャップ放出開始時刻までの時間については、シビアアクシデント解析コード結果から構築したデータベースに基づき計算される。

また、質量換算の初期炉内内蔵量は、参照プラント(BWR は Peach Bottom プラント、PWR は Surry プラント)の評価値[3-1]を用いて次式で計算される。参照プラントの炉出力及び初期炉内内蔵量を**表 3.3-3** に示す。

$$I_i = M^k_{INV,ref} \cdot \frac{P}{P_{ref}} \tag{3-2}$$

ここで、

I_i	:	放射性核種 i の初期炉内内蔵量 [g]
$M^i_{INV,ref}$	:	参照プラントの放射性核種 i の初期炉内内蔵量 [g]
P	:	評価対象プラントの炉出力 [MWt]
P_{ref}	:	参照プラントの炉出力 [MWt]

2) 放出高さ情報

放射性物質が環境へ放出される際の放出高さは、事故シーケンスにより推定が可能であり、これらの情報を**表 3.3-4** に示す。格納容器の微小漏洩、仮想事故、格納容器ベント作動の事故シーケンスでは、環境までの移行経路は健全であるので、建屋排気系経由での放出とする。この際の放出高さは、排気塔高さであり、BWR で 100 [m]、PWR では 60 [m]を採用した。格納容器が大規模破損に至る格納容器先行破損や格納容器後期破損、そして格納容器バイパス事象においては、BWR のブローアウトパネル高さ程度である地上 10 [m]での放出を想定する。

3) プルームの排出温度及び排出流量

本データは、放射性物質を含むプルームが環境に放出された際の温度差による環境中での放射性物質の浮力効果を考慮するために必要な排出ガスに関する情報である。排出温度については、漏洩又は仮想事故のような漏洩が微小の事故シナリオでは 40℃、その他、大規模放出については、100℃と仮定した。想定したプルームの放出流量を**表 3.3-5** に示す。排出流量は、事故進展に依存し、例えば、格納容器過圧破損では、格納容器から漏洩する際の格納容器圧力によってガスの排出流量が異なるので、格納容器破損前、格納容器破損直後の減圧段階、減圧終了後と 3 段階での放出を想定する。排出流量は、格納容器の最高使用圧及び自由空間体積を用いて次式で計算する。漏洩又は仮想事故のような格納容器からの漏洩が微小の場合には、格納容器最高使用圧での格納容器からの漏洩に相当する流量を想定する。格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象では、減圧後の大気圧での格納容器からの放出を想定し 100 容積%/day 相当の流量とした。格納容器後期破損及び格納容器ベント作動では、大規模放出までが最高使用圧での微小漏洩、それ以降は最高使用圧での 100 容積%/day に相当する流量とした。なお、格納容器バイパスは、格納容器の設計情報とは無関係であるが、同程度の放出を想定した。

$$Q_{rel} = P_{CV}/P_{atom} \times V_{CV,Des} \times \lambda_{CV,leak} \times g_c \tag{3-3}$$

ここで、

Q_{rel}	:	プルームの排出流量 [m^3/s]
P_{CV}	:	漏洩時に想定する格納容器圧力 [kg/cm^2g](事故シーケンス及び破損モードに依存)
P_{atom}	:	大気圧
$V_{CV,Des}$	:	格納容器自由空間体積(設計) [m^3]
$\lambda_{CV,leak}$	:	格納容器の漏洩率 [容積%/day](事故シーケンス及び破損モードに依存)
g_c	:	単位換算係数

4) 放出口の流路断面積

流路断面積は、排気塔経由で放出する事故シナリオ(漏洩、仮想事故、格納容器ベント)では、1 [m²]程度、その他、大規模放出のシナリオについては、9 [m²]程度での放出を仮定した。

3.4　入出力情報及び実行方法

入力フォーマット及び入力例を**表 3.4-1** 及び**図 3.4-1** に示す。全ての入力は固定長形式であり、11 カラム目が入力開始位置となる。本コードは、緊急時支援ツールとしての利用を目的に作成したので、基本的な入力情報は、ユーザの手入力を極力少なくするためオプションで選択するように構築されているが、感度解析用のユーザ入力オプションを選択した場合には、関連データの入力が必要となる。簡易ソースターム計算コードの実行ファイルを sstcal.exe、入力データ(input.txt、ファイル名固定)とすると、計算は入力データが存在するディレクトリにおいて以下で実施される。

sstcal.exe > 出力ファイル名

本実行により、**図 3.4-2** に示すような情報が出力される。選択した入力オプションに応じて、それに対応した入力説明及び結果が出力される。出力結果は、以下に示す核種別、存在場所、存在形態別の初期炉内内蔵量に対する存在割合の情報が出力される。また、その情報は、計算終了時の結果と時系列データの 2 つが出力され、時系列情報をグラフ化することで移行挙動や潜在的な放射性物質の放出可能性に関する検討が可能である(**表 3.4-2** 参照)。

- 格納容器(CV)内の浮遊ガス、浮遊粒子、沈着の核種別存在割合 [-]
- 建屋(RB)内の浮遊ガス、浮遊粒子、沈着の核種別存在割合 [-]
- 環境(ENV)へ放出された浮遊ガス、浮遊粒子の核種別存在割合 [-]
- フィルタで捕集された核種別存在割合 [-]
- 核種別の炉外への放出積算値 [-](4 段階放出の積算割合)

表 3.1-1　簡易ソースターム計算コードの概要

項　目		概　要
評価対象プラント (炉型及び格納容器タイプ)		国内 53 プラント（BWR3/Mk-I, BWR4/Mk-I, BWR4/Mk-I 改, BWR5/Mk-II, BWR5/Mk-I 改, BWR5/Mk-II 改, ABWR, 2 ループ PWR, 3 ループ PWR, 4 ループ PWR, 4 ループアイスコンデンサ型 PWR）
取扱い可能な事故シナリオ	対象	シビアアクシデント時の炉心全体が損傷する事故を対象
	格納容器破損モード	格納容器漏洩、格納容器先行破損(過圧)、格納容器後期破損(過圧)、格納容器後期破損(過温)、格納容器バイパス(インターフェース LOCA、SGTR)、仮想事故、格納容器ベント作動(AM 策)、地震
	事故シーケンス	プラント毎に、代表的な 15 程度の事故シーケンスの事故進展情報がデータベース化されており、本データを用いた評価が可能。(ユーザ入力も可能)
取扱い可能な放射性物質		Xe、有機ヨウ素、元素状 I_2 、粒子状 I、Cs、Te、Sr、Ru、Ce、La
計算のベースとなる炉外への放射性物質の移行割合		NUREG-1465 修正版(THALES-2 結果により調整)、NUREG-1465、仮想事故、ユーザ入力
プラント内での放射性物質の沈着機構		格納容器内自然沈着、格納容器スプレイ、フィルタ、プールスクラビング(逃がし弁経由、炉外放出)による放射性物質の除去
適用範囲(NUREG-1465)		軽水炉プラント、燃焼度 62GWD/MTU 未満(米国 Reg. Guide 1.183)

表 3.2-1　BWR 及び PWR の炉型並びに格納容器タイプの特徴

型名 / 仕様	BWR-1	BWR-2	BWR-3	BWR-4	BWR-5		BWR-6	ABWR
					GE 型	日本改良型		
燃料型式 (初装荷燃料)	6×6	7×7	7×7	7×7	8×8	8×8	8×8	8×8
炉心出力密度 [kW/L]	31	34	41	51	51	51	～54	44～51
炉心冷却水	外部ループ(3～5 ループ)		外部ループ(2 ループ)					圧力容器
強制循環方式	ポンプ		ポンプ+ジェットポンプ		ポンプ+ 5 ノズル付ジェットポンプ			内蔵ポンプ
冷却水量制御	電動発電方式				制御弁	電動発電 方式	制御弁	サイリスタ
非常用 炉心冷却系	2-炉心 スプレイ	高圧炉心注系 (HPCI)追加	低圧炉心注系(LPCI)追加		高圧炉心スプレイ系(HPCS)追加			2-HPCS、 2-HPCI
格納容器	球形ドライ	Mark-I		Mark-I/II	Mark-II	改良標準型 Mark-I/II	Mark-III	ABWR 型
	鋼製				コンクリート製	鋼製	コンクリート製	鋼/コンクリート製

タイプ / 仕様	300MW 級 PWR	600MW 級 PWR	900MW 級 PWR		1100MW 級 PWR	
			W 社製	日本改良型	W 社製	日本改良型
ループ数	2	2	3	3	4	4
燃料型式 (初装荷燃料)	14×14	14×14	15×15	17×17	17×17	17×17
炉心出力密度 [kW/L]	71	83～95	92	100	105	105
蒸気発生器	CE 型	44,51,51M 型	51 型	51M、51F 型	51 型	51F 型
冷却ポンプ	63 型	93A 型	93A 型	93A 型、93A-1 型	93A 型	93A-1 型
原子炉格納容器	鋼製セミダブル型	鋼製セミダブル型、 鋼製ダブル型	鋼製セミダブル型、 鋼製ダブル型	鋼製ダブル型	アイスコンデンサ 型	PCCV（半球型）
タービン発電機	TC2F44	TC4F40、 TC4F44	TC6F40	TC6F40	TC6F44	TC6F44

PCCV：プレストレスト・コンクリート製格納容器
出典：(財)原子力安全研協会,軽水炉発電所のあらまし, 1984.

表 3.2-2　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ (BWR3/Mark-I) (1/2)

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シナリオ	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	2.2	2.6	18.7	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	[2-6]
CV 先行破損	1	TC(過圧破損、AM なし)	スクラム失敗	1.7	2.5	0.8	スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損(2.5 倍)→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	TW(過圧破損、AM なし)	崩壊熱除去失敗	79.5	79.9	64.2	崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
CV 後期破損	1	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	2.2	2.6	18.7	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	同上
	2	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	10.8	14.3	31.0	過渡事象+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
	3	TQUX(過温破損、AM なし)	高圧系失敗+RCS 減圧失敗	3.3	5.7	16.9	過渡事象→高圧注水・減圧失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	同上
	4	TQUV(過圧破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	2.2	2.6	115	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	[2-10]
	5	AE(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.6	1.3	82	大破断 LOCA→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	6	TBU(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失+全 ECCS 機能喪失	2.2	2.6	74	全交流電源喪失+高圧注水系不作動(RCIC)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
CV バイパス	1	IS-LOCA(RCS 低圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 低圧)	0.6	1.3	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は低圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
	2	IS-LOCA(RCS 高圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 高圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は高圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-

識別番号は、SSTCAL の入力である事故シーケンスの選択(IACCI2)の番号を表す。

表 3.2-2　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR3/Mark-I）(2/2)

事故シーケンス名（CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号）			事故シナリオ	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
地震	1	PCVR+TB（地震、AM なし）	CV 破損(地震)+全交流電源喪失	14.6	14.9	0.0	CV 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損	[2-6]
	2	RBR+TB（地震、AM なし）	RB 破損(地震) +全交流電源喪失	14.2	14.9	14.9	RB 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
PCVベント	1	TQUV_V(CV ベント、AM あり)	ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	1.0	3.75	20.0*	低圧炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束（ベント放出、最高使用圧の 1.5 倍で作動)	[2-10]
	2	SE_V(CV ベント、AM あり)	小 LOCA+ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	0.66	2.98	15.4*	小破断 LOCA→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束（ベント放出、最高使用圧の 1.5 倍で作動)	同上

* 格納容器ベント作動時刻

表 3.2-3　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ (BWR4/Mark-I) (1/2)

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シナリオ	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.6	2.3	14.1	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	[2-7]
CV 先行破損	1	TC(過圧破損、AM なし)	スクラム失敗	1.0	2.7	0.9	スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損(設計の 2.5 倍)→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	S2C(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+スクラム失敗	1.0	2.5	1.9	小破断 LOCA+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	AC(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+スクラム失敗	4.2	4.8	2.8	大破断 LOCA+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	4	TW(過圧破損、AM なし)	崩壊熱除去失敗	54.8	55.6	46.2	崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	5	S2W(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗	40.4	42.4	37.6	小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	6	AW(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+崩壊熱除去失敗	43.4	45.4	40.2	大破断 LOCA+崩壊熱除去失敗→高圧又は低圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→注入系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
CV 後期破損	1	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.6	2.3	14.1	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	同上
	2	S2E(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	1.0	1.6	11.4	小破断 LOCA→高圧注水失敗→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	3	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	13.4	14.9	20.2	過渡事象+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
	4	S2B(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+全交流電源喪失	9.7	11.2	16.4	小破断 LOCA+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器破損	同上
	5	TQUX(過圧破損、AM なし)	高圧系失敗+RCS 減圧失敗	1.6	2.9	10.9	過渡事象→高圧注水・減圧失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	6	AE(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.6	1.3	9.0	大破断 LOCA→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	[2-10]
	7	TBU(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	1.6	2.3	27	全交流電源喪失+高圧注水系不作動(RCIC)+炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
	8	TQUV(過圧破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.6	2.3	23	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上

表 3.2-3　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR4/Mark-I) (2/2)

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シナリオ	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
CV バイパス	1	IS-LOCA(RCS 低圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 低圧)	0.6	1.3	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は低圧状態で炉心損傷→RPV 破損	[2-7]
	2	IS-LOCA(RCS 高圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 高圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は高圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
地震	1	PCVR+TC (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+スクラム失敗	0.8	3.2	0.0	CV 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	[2-7]
	2	PCVR+TB (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+全交流電源喪失	13.6	15.0	0.0	CV 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇) →炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	PCVR+TQUV (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+全 ECCS 機能喪失	1.6	2.3	0.0	CV 破損(地震)→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損	同上
	4	PCVR+S2C (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+小 LOCA+スクラム失敗	1.7	2.8	0.0	CV 破損(地震)+小 LOCA+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	5	PCVR+TCQU (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+スクラム失敗+全 ECCS 機能喪失	0.3	1.6	0.0	CV 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系不作動→原子炉減圧失敗→低圧系不作動→炉心損傷→RPV 破損	同上
	6	RBR+TC (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+スクラム失敗	1.0	2.9	0.9	RB 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	7	RBR+TB (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+全交流電源喪失	13.4	14.9	18.6	RB 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間後 DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
	8	RBR+TQUV (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+全 ECCS 機能喪失	1.6	2.3	14.0	RB 破損(地震)→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→PCV 注水失敗→格納容器破損	同上
	9	RBR+TC (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+小 LOCA+スクラム失敗	2.6	3.5	1.9	RB 破損(地震)+小 LOCA+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	10	RBR+TCQU (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+全 ECCS 機能喪失+スクラム失敗	0.4	2.1	11.5	RB 破損(地震)+全 ECCS 機能喪失→炉心損傷→RPV 破損→格納容器過温破損	同上
PCV ベント	1	TQUV_V(CV ベント、AM あり)	ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	0.83	2.29	11.5*	低圧炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束	[2-10]
	2	TB_V(CV ベント、AM あり)	全交流電源喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	13.4	14.9	18.0*	電源喪失後炉心損傷→減圧（D/W 圧力高）→RPV 破損→PCV 注水(MUWC、間欠スプレイ)→PCV 除熱失敗→PCV ベント→事象収束	同上

* 格納容器ベント作動時刻

表 3.2-4　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-II）(1/2)

事故シーケンス名（CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号）			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	TQUV(過圧破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	0.68	3.98	27.7	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損(2.5 倍)	[2-9]
CV 先行破損	1	TW(過圧破損、AM なし)	崩壊熱除去失敗	42.3	47.3	38.9	崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	S2W(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗	37.3	39.2	34.7	小破断 LOCA(2 インチ)+崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	AW(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+崩壊熱除去失敗	47.8	49.5	46.2	大破断 LOCA(6 インチ)+崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	4	TC(過圧破損、AM なし)	スクラム失敗	1.9	5.9	1.6	スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	[2-6]
CV 後期破損	1	TQUV(過圧破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	0.68	3.98	27.7	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	[2-9]
	2	S2UV(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.64	2.48	27.5	小破断 LCOA(2 インチ)→高圧注水失敗→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	3	S1UV(過圧破損、AM なし)	中破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.38	1.7	29.7	中破断 LCOA(4 インチ)→高圧注水失敗→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	4	AUV(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.31	1.49	30.0	大破断 LCOA→高圧注水失敗→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	[2-6]
	5	TQUV1W(過圧破損、AM なし)	高圧系不作動+崩壊熱除去失敗	8.1	14.8	25.3	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水作動→S/P 飽和(ポンプキャビテーション)→低圧注水停止→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	[2-9]
	6	S2UV1W(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+高圧系不作動+崩壊熱除去失敗	8.2	12.8	21.5	小破断 LOCA(2 インチ)→高圧注水失敗→低圧注水作動→S/P 飽和(ポンプキャビテーション)→低圧注水停止→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	7	S1UV1W(過圧破損、AM なし)	中破断 LOCA+高圧系不作動+崩壊熱除去失敗	8.4	12.3	25.3	中破断 LOCA(4 インチ)→高圧注水失敗→低圧注水作動→S/P 飽和(ポンプキャビテーション)→低圧注水停止→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上
	8	AUV1W(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+高圧系不作動+崩壊熱除去失敗	8.2	12.0	27.8	大破断 LCOA(6 インチ)→高圧注水失敗→低圧注水作動→S/P 飽和(ポンプキャビテーション)→低圧注水停止→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損	同上

表 3.2-4　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-II）(2/2)

シーケンス名（CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号）			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
CV 後期破損	9	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	10.8	14.3	31.0	過渡事象+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇)+炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	[2-9]
	10	S2B(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+全交流電源喪失	9.9	12.3	20.3	小 LOCA(2 インチ)+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇)+炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
	11	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.4	2.8	7.9	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	[2-6]
	12	AE(過温破損、AM なし)	大破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.7	2.3	3.7	大破断 LOCA(6 インチ)→高圧注水失敗→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	同上
CV バイパス	1	IS-LOCA(RCS 低圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 低圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は低圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
	2	IS-LOCA(RCS 高圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 高圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は高圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
地震	1	PCVR+TBU (地震、AM なし)	CV 直接破損+電源喪失+ECCS 失敗	1.4	4.3	0.0	CV 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+高圧注水系不作動(RCIC) →炉心損傷→RPV 破損	[2-6]
CV ベント	1	TQUV_V(CV ベント、AM あり)	ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	0.83	2.29	11.5*	低圧炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束（ベント放出）	[2-10]
	2	TB_V(CV ベント、AM あり)	全交流電源喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	13.4	14.9	18.0*	過渡事象+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,DC 枯渇)+炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束（ベント放出）	同上

* 格納容器ベント作動時刻

表 3.2-5　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-I 改良型）

事故シーケンス名（CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号）			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.4	2.0	17.3	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	[2-8]
CV 先行破損	1	TC(過圧破損、AM なし)	スクラム失敗	2.2	4.8	2.0	スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損(設計の 2.5 倍)→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	S2C(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+スクラム失敗	2.7	3.5	2.0	小破断 LOCA(2 インチ)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	AC(過圧破損、AM なし)	大破断 LOCA+スクラム失敗	5.3	7.5	4.2	大破断 LOCA(6 インチ)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	4	TW(過圧破損)(AM なし)	崩壊熱除去失敗	53.3	54.3	46.7	崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
CV 後期破損	1	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	12.7	14.0	26.0	過渡事象+全交流電源喪失→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器破損	同上
	2	S2B(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+全交流電源喪失	9.7	11.5	19.7	小 LOCA+全交流電源喪失→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器破損	同上
	3	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.4	2.8	17.3	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
	4	S2E(過温破損、AM なし)	小破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	1.0	2.0	13.2	小破断 LOCA→高圧注水失敗→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
	5	AE(過温破損、AM なし)	大 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.7	1.7	13.2	大破断 LOCA→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
CV バイパス	1	IS-LOCA(RCS 低圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 低圧)	0.6	1.3	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は低圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
	2	IS-LOCA(RCS 高圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 高圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は高圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
地震	1	PCVR+TC(地震、AM なし)	CV 破損(地震)+スクラム失敗	2.1	4.6	0.0	CV 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	[2-8]
CV ベント	1	TQUV_V(CV ベント、AM あり)	ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、ベント	0.83	2.29	11.5*	低圧炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束（ベント放出）	[2-10]
	2	TB_V(CV ベント、AM あり)	全交流電源喪失、代替注水、ベント	13.4	14.9	18.0*	電源喪失後炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント作動(事象収束)	同上

* 格納容器ベント作動時刻

表 3.2-6　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-II 改良型）(1/2)

事故シーケンス名（CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号）			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	TQUX(過温破損、AM なし)	高圧系不作動+RCS 減圧失敗	1.4	2.9	7.5	過渡事象→高圧注水・減圧失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	[2-7]
CV 先行破損	1	TC(過圧破損、AM なし)	スクラム失敗	2.0	2.1	4.4	スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損(設計の 2.5 倍)→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	TW(過圧破損、AM なし)	崩壊熱除去失敗	43.9	51.3	52.3	崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
CV 後期破損	1	TQUV(過温破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.4	2.8	4.9	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
	2	AE(過温破損、AM なし)	大破断 LOCA+全 ECCS 機能喪失	0.7	1.7	4.1	大破断 LOCA→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
	3	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	13.0	14.3	15.2	過渡事象+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)+炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器破損	同上
	4	TQUX(過温破損、AM なし)	高圧系失敗+RCS 減圧失敗	1.4	2.9	7.5	過渡事象→高圧注水・減圧失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
	5	TBU(過温破損、AM なし)	全交流電源喪失+全 ECCS 機能喪失	1.4	3.1	8.5	全交流電源喪失+高圧注水系不作動(RCIC)+炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過温破損	同上
CV バイパス	1	IS-LOCA(RCS 低圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 低圧)	0.6	1.7	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は低圧状態で炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	IS-LOCA(RCS 高圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 高圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は高圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-

表 3.2-6　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（BWR5/Mark-II 改良型）(2/2)

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
地震	1	PCVR+TB(地震、AM なし)	CV 破損(地震)+全交流電源喪失	13.6	15.0	0.0	CV 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間後 DC 枯渇) →炉心損傷→RPV 破損	[2-7]
	2	PCVR+TW (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+崩壊熱除去失敗	20.8	21.6	0.0	CV 破損(地震)+小 LOCA+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	PCVR+TBU (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+全交流電源喪失+高圧系失敗	1.4	2.7	0.0	CV 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+高圧系不作動→炉心損傷→RPV 破損	同上
	4	PCVR+TQUV (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+全 ECCS 機能喪失	1.4	2.8	0.0	CV 破損(地震)→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損	同上
	5	PCVR+TC(地震、AM なし)	CV 破損(地震)+スクラム失敗	0.8	2.8	0.0	CV 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	6	RBR+TB(地震、AM なし)	RB 破損(地震) +全交流電源喪失	13.3	14.7	15.8	RB 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間後 DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損	同上
	7	RBR+TW(地震、AM なし)	CV 破損(地震)+崩壊熱除去失敗	51.2	52.6	0.0	RB 破損(地震)+崩壊熱除去失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	8	RBR+TBU (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+全交流電源喪失高圧系不作動	1.5	3.0	9.4	RB 破損+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+高圧注水系不作動(RCIC)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過温破損)	同上
	9	RBR+TQUV (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+全 ECCS 機能喪失	1.4	2.7	9.4	RB 破損(地震)→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過温破損	同上
	10	RBR+PCVR+TB (地震、AM なし)	RB 及び CV 破損(地震)+全交流電源喪失	13.2	14.3	0.0	CV 及び RB 破損(地震)+外部電源喪失+非常用 DG 起動失敗+RCIC 作動→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間後 DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損	同上
	11	RBR+TC(地震、AM なし)	RB 破損(地震) +小破断 LOCA+スクラム失敗	2.1	4.5	2.0	RB 破損(地震)+小破断 LOCA+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
CV ベント	1	TQUV_V(CV ベント、AM あり)	ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	0.66	2.18	8.86*	低圧炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束(ベント放出、最高使用圧の 1.5 倍)	[2-10]
	2	TB_V(CV ベント、AM あり)	全交流電源喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	12.65	15.16	21.41*	電源喪失後炉心損傷→減圧（DW 圧力高）→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束(ベント放出、最高使用圧の 1.5 倍)	同上

* 格納容器ベント作動時刻

表 3.2-7　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ (ABWR) (1/2)

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	13.6	15.3	22.5	過渡事象+全交流電源喪失→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過圧破損(設計の 2.5 倍)	[2-8]
CV 先行破損	1	TC(過圧破損、AM なし)	スクラム失敗	3.9	5.5	3.0	スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	2	S2C(過圧破損、AM なし)	小破断 LOCA+スクラム失敗	3.6	5.4	2.9	小破断 LOCA(2 インチ)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	TW(過圧破損、AM なし)	崩壊熱除去失敗	33	40	31	崩壊熱除去失敗→高圧系 HPCS 作動→プール水温上昇→格納容器破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	[2-11]
CV 後期破損	1	TB(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	13.6	15.3	22.5	過渡事象+全交流電源喪失→高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器破損	[2-8]
	2	S2B(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失	12.2	14.2	19.1	過渡事象+全交流電源喪失+高圧注水系作動後停止(RCIC,8 時間で DC 枯渇)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器破損	同上
	3	TBU(過圧破損、AM なし)	全交流電源喪失+全 ECCS 機能喪失	1.7	3.1	27.3	全交流電源喪失+高圧注水系不作動(RCIC)→炉心損傷→RPV 破損→格納容器除熱失敗→格納容器過温破損	同上
	4	TQUV(過圧破損、AM なし)	全 ECCS 機能喪失	1.5	2.7	33.9	過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器破損	同上
CV バイパス	1	IS-LOCA(RCS 低圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 低圧)	0.6	1.7	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は低圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-
	2	IS-LOCA(RCS 高圧、AM なし)	IS-LOCA(RCS 高圧)	1.0	3.0	-	低圧系配管破断によるインターフェース LOCA→全 ECCS 機能喪失→原子炉は高圧状態で炉心損傷→RPV 破損	-

表 3.2-7　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ (ABWR) (2/2)

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]			備考	
				ギャップ放出開始	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
地震	1	PCVR+TC (地震、AM なし)	CV 破損(地震)+スクラム失敗	1.7	3.7	0.0	CV 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	[2-8]
	2	RBR+TC (地震、AM なし)	RB 破損(地震)+スクラム失敗	2.0	4.5	2.0	RB 破損(地震)+スクラム失敗→高圧系作動→プール水温上昇→格納容器過圧破損→高圧系停止→炉心損傷→RPV 破損	同上
PCVベント	1	TQUV_V(CV ベント、AM あり)	ECCS 機能喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	0.95	2.54	17.76*	低圧炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束(ベント放出)(最高使用圧の 1.5 倍)	[2-10]
	2	TB_V(CV ベント、AM あり)	全交流電源喪失、代替 PCV 注水、PCV ベント	6.2	8.9	23.7*	電源喪失後炉心損傷→減圧 (DW 圧力高) →RPV 破損→格納容器注水(MUWC、間欠スプレイ)→格納容器除熱失敗→格納容器ベント→事象収束(ベント放出)(最高使用圧の 1.5 倍)	同上

* 格納容器ベント作動時刻

表 3.2-8　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（50 万 kWe 級ドライ型 2 ループ PWR）

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]				備考	
				ギャップ放出開始	炉心損傷	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	SL-δ (AM なし)	小破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	7.2	9.7	10.0	50	小破断 LOCA→高圧/低圧/格納容器スプレイ再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	[2-13]
先行破損	1	P-θ (AM なし)	格納容器先行破損	40	41	43	37.2	2 次系破断(主蒸気管 1 本 16 インチ破断)→2 次系冷却失敗→高圧・低圧注入作動→フィード&ブリード運転→ECCS 再循環失敗→CV 過圧破損(2 倍)→炉心損傷→RPV 破損	[2-12]
後期破損	1	AE-δ (AM なし)	中破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.58	0.6	2.5	96	中破断 LOCA(6 インチ)→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→原子炉容器(RPV)破損→CV 過圧破損(2 倍)	同上
	2	AL-δ (AM なし)	中破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	1.4	1.7	3.0	63.7	中 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(2 倍)	同上
	3	SE-δ (AM なし)	小破断LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.5	2.7	4.1	95.7	小破断 LOCA(2 インチ)→高圧/低圧注入/CV スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(2 倍)	同上
	4	SL-δ (AM なし)	小破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	7.2	9.7	10.0	50	小破断 LOCA→高圧/低圧/格納容器スプレイ再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	[2-13]
	5	TE-δ (AM なし)	全交流電源喪失+長期電源回復失敗	5.4	5.7	6.5	92.4	過渡事象→高圧/低圧/CV スプレイ注入及び再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(2 倍)	[2-12]
CV バイパス	1	TE'-g (AM なし)	外電喪失+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動+温度誘因 SGTR	3.9	4.4	15.7	-	外部電源喪失+2 次系の冷却失敗+フィード&ブリード失敗+格納容器スプレイ注入失敗→炉心損傷+温度誘因 SGTR→RPV 破損	[2-14]
	2	V-ν (AM なし)	IS-LOCA	0.5	1 .0	7.5	-	余熱除去系逃がし弁開固着による 1 次系冷却材の流出→ECCS 失敗→炉心損傷→RPV 破損	同上
	3	バイパス 1 (AM なし)	建屋漏洩率(100 容積%/day)	0.6		1.7		感度解析用データ	-
	4	バイパス 2 (AM なし)	建屋漏洩率(100 容積%/hr)	1.0		3.0		感度解析用データ	-
地震	1	AE-β (AM なし)	格納容器隔離失敗	0.55	0.72	2.4	0.0	格納容器隔離失敗(4 インチ)+中破断 LOCA(6 インチ)→高圧/低圧/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損	[2-14]
	2	TE-β (AM なし)	格納容器隔離失敗	4.2	4.5	9.8	0.0	格納容器隔離失敗(4インチ)+2 次系破断(主蒸気管 1 本)→高圧/低圧/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損	[2-14]

識別番号は、SSTCAL の入力である事故シーケンスの選択(IACCI2)の番号を表す。
格納容器破損モードの識別子(δ 及び θ：過圧破損、g：SGTR、ν：インターフェースシステム LOCA、β：格納容器隔離失敗)

表 3.2-9　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（80 万 kWe 級ドライ型 3 ループ PWR）

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]				備考	
				ギャップ放出開始	炉心損傷	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	SL-δ (AM なし)	小破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	13.5	13.8	14.6	50 (推定)	小破断 LOCA(2 インチ)→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→CV スプレイ注入失敗→CV 過圧破損(2 倍)	[2-12]
先行破損		P-θ (AM なし)	2 次系管破断+2 次系冷却失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	41	42	44	31.2	2 次系破断(主蒸気管 1 本 16 インチ)→2 次系冷却失敗→高圧･低圧注入作動→フィード&ブリード運転→ECCS 再循環失敗→CV 破損→炉心損傷→RPV 破損	-
後期破損	1	AE-δ (AM なし)	中破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.6	0.8	2.5	104	中破断 LOCA(6 インチ)→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→原子炉容器(RPV)破損→格納容器(CV)過圧破損(最高使用圧の 3 倍)	[2-17]
	2	AL-δ (AM なし)	中破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	11	11.1	12.9	35 (推定)	中破断 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(2 倍)	[2-12]
	3	SE-δ (AM なし)	小破断LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.7	0.93	10.5	74.1	RCP シール LOCA→高圧/低圧注入/CV スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	[2-17]
	4	SL-δ (AM なし)	小破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	13.5	13.8	14.6	50 (推定)	小破断 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→CV スプレイ注入失敗→CV 過圧破損(2 倍)	[2-12]
	5	TE'-δ (AM なし)	全交流電源喪失+長期電源回復失敗	2.6	2.9	4.0	58	過渡事象→高圧/低圧/CV スプレイ注入及び再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(2 倍)	同上
CV バイパス	1	TEC-g (AM なし)	2 次系破断+主蒸気隔離失敗+フィード&ブリード失敗+温度誘因 SGTR	2.8	3.5	8.5	-	2 次系破断+主蒸気隔離失敗+フィード&ブリード失敗→炉心損傷+温度誘因 SGTR→RPV 破損	[2-17]
	2	V-ν (AM なし)	IS-LOCA	0.5	1 .0	7.5	-	余熱除去系逃がし弁開固着による 1 次系冷却材の流出+ECCS 失敗→炉心損傷→RPV 破損	-
	3	バイパス 1	建屋漏洩率(100 容積%/day)	0.6	-	1.7	-	感度解析用データ	-
	4	バイパス 2	建屋漏洩率(100 容積%/hr)	1.0	-	3.0	-	感度解析用データ	-
地震	1	AE-β (AM なし)	格納容器隔離失敗	0.38	0.48	2.1	0.0	格納容器隔離失敗+中破断 LOCA(6 インチ)→ECCS 失敗→炉心損傷→RPV 破損	[2-16]
	2	SE-β (AM なし)	格納容器隔離失敗	0.71	0.93	10.5	0.0	格納容器隔離失敗+小破断 LOCA(2 インチ)→ECCS 失敗→炉心損傷→RPV 破損	[2-16]

推定：類似結果を参考に格納容器圧力履歴に基づき推定
格納容器破損モードの識別子(δ 及び θ：過圧破損、g：SGTR、ν：インターフェースシステム LOCA、β：格納容器隔離失敗)

表 3.2-10　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（110 万 kWe 級 4 ループドライ型 PWR）

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]				備考	
				ギャップ放出開始	炉心損傷	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	SE-δ (AM なし)	小破断LOCA+早期炉心損傷 + 格納容器スプレイ失敗	1.0	1.2	7.4	51	小破断 LOCA→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	[2-13]
先行破損	1	P-θ (AM なし)	2 次系管破断+2 次系冷却失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	41	42	44	31.2	2 次系破断(主蒸気管 1 本 16 インチ破断)→2 次系冷却失敗→高圧･低圧注入作動→フィード&ブリード運転→ECCS 再循環失敗→CV 破損→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損	-
後期破損	1	AE-δ (AM なし)	大破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.5	0.8	2.0	156	大破断 LOCA(12 インチ)→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→原子炉容器(RPV)破損→格納容器(CV)過圧破損(最高使用圧の 3 倍)	[2-13]
	2	AL-δ (AM なし)	大破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	2.3	2.6	8.6	65	大破断 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	同上
	3	SE-δ (AM なし)	小破断LOCA+早期炉心損傷 + 格納容器スプレイ失敗	1.0	1.2	7.4	51	小破断 LOCA→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	同上
	4	SL-δ (AM なし)	小破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	9.2	9.6	19.2	75	小破断 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→CV スプレイ注入失敗→CV 過圧破損(3 倍)	同上
	5	TE-δ (AM なし)	2 次系破断+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	2.8	3.0	13.1	42	2 次系破断→高圧/低圧/CV スプレイ注入失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(3 倍)	[2-12]
CV バイパス	1	TEC-g (AM なし)	2 次系破断+早期炉心損傷+温度誘因 SGTR	4.1	7.5	12	-	2 次系破断+高圧/低圧/CV スプレイ注入失敗→炉心損傷+温度誘因 SGTR→RPV 破損	[2-15]
	2	V-ν (AM なし)	IS-LOCA	0.5	1 .0	7.5	-	余熱除去系逃がし弁開固着による 1 次系冷却材の流出→ECCS 失敗→炉心損傷→RPV 破損	-
	3	バイパス 1 (AM なし)	建屋漏洩率(100 容積%/day)	0.6	-	1.7	-	感度解析用データ	-
	4	バイパス 2 (AM なし)	建屋漏洩率(100 容積%/hr)	1.0	-	3.0	-	感度解析用データ	-
地震	1	AE-β (AM なし)	格納容器隔離失敗+大破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.5	0.8	2.0	0.0	格納容器隔離失敗+大破断 LOCA(12 インチ)→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損	[2-13]
	2	SE-β (AM なし)	格納容器隔離失敗+小破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ失敗	1.0	1.2	7.4	0.0	格納容器隔離失敗+小破断 LOCA→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損	-

格納容器破損モードの識別子(δ 及び θ：過圧破損、g：SGTR、ν：インターフェースシステム LOCA、β：格納容器隔離失敗)

表 3.2-11　SSTCAL で取扱い可能な事故シナリオ（110 万 kWe 級 4 ループ IC 型 PWR）

事故シーケンス名 (CV 破損タイプ、識別番号、シーケンス記号)			事故シーケンスの概要	事故進展時刻 [hr]				備考	
				ギャップ放出開始	炉心損傷	圧力容器破損	格納容器破損	事故進展の概要	参考文献
代表	-	SE'-δ (AM なし)	小LOCA+早期炉心損傷+スプレイ失敗	1.0	1.2	10.0	23	小 LOCA→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(最高使用圧の 2 倍)	[2-13]
先行破損	1	P-θ (AM なし)	格納容器先行破損	25 (仮定)	26 (仮定)	28 (仮定)	24 (仮定)	格納容器先行破損(データなしより仮定)	-
後期破損	1	AE-δ (AM なし)	中破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	0.5	0.7	1.3	24 (仮定)	中破断 LOCA(6 インチ)→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→原子炉容器(RPV)破損→格納容器(CV)過圧破損(2 倍)	[2-12]
	2	AL-δ (AM なし)	中破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作動	1.1	1.3	2.2	24 (仮定)	中破断 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損	同上
	3	SE'-δ (AM なし)	小破断LOCA+早期炉心損傷+スプレイ失敗	1.0	1.2	10.0	23	小破断LOCA→高圧/低圧注入/格納容器スプレイ失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損(最高使用圧の 2 倍)	[2-13]
	4	SL-δ (AM なし)	小破断 LOCA+後期炉心損傷+スプレイ失敗	7.2	9.5	10.0	24 (仮定)	小破断 LOCA→高圧/低圧再循環失敗→炉心損傷→CV スプレイ注入失敗→CV 過圧破損	同上
	5	TE'-δ (AM なし)	全交流電源喪失+過圧器逃がし弁開固着	5.9	6.1	6.4	22	過渡事象→高圧/低圧/CV スプレイ注入及び再循環失敗→炉心損傷→RPV 破損→CV 過圧破損	同上
CV バイパス	1	G-g (AM なし)	SGTR+ECCS 再循環失敗	30	41	41	>50	SGTR+ECCS 再循環失敗	同上
	2	V-ν (AM なし)	IS-LOCA	7.9	8.1	8.4	-	余熱除去系逃がし弁開固着による 1 次系冷却材の流出、ECCS 失敗、炉心損傷	同上
	3	バイパス 1 (AM なし)	建屋漏洩率(100 容積%/day)	0.6	-	1.7	-	感度解析用データ	-
	4	バイパス 2 (AM なし)	建屋漏洩率(100 容積%/hr)	1.0	-	3.0	-	感度解析用データ	-

格納容器破損モードの識別子(δ 及び θ：過圧破損、g：SGTR、ν：インターフェースシステム LOCA、β：格納容器隔離失敗)

表 3.2-12　放射性物質の格納容器への放出割合（NUREG-1465）

炉型	放出時間又は核種	NUREG-1465 の放出特性 a) (対初期炉内内蔵量)				
		ギャップ放出	早期炉内放出	炉外放出	晩期炉内放出	炉内沈着又は溶融燃料中
BWR	放出開始時刻(hr) (被覆管破損を基準)	0.0	0.5	2.0	5.0	-
	放出継続時間(hr)b)	0.5	1.5	3.0	10.0	-
	Xe, Kr	0.05	0.95	0	0	0.00
	I, Br	0.05	0.25	0.30	0.01	0.39
	Cs	0.05	0.20	0.35	0.01	0.39
	Te, Sb, Se	0	0.05	0.25	0	0.70
	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.88
	Ru, Mo, Tc, Rh, Pd	0	0.0025	0.0025	0	0.995
	Ce, Np, Pu	0	0.0002	0.005	0	0.9945
	La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0	0.0002	0.005	0	0.9948
PWR	放出開始時刻(hr) (被覆管破損を基準)	0.0	0.5	1.8	3.8	-
	放出継続時間(hr) b)	0.5	1.3	2.0	10.0	-
	Xe, Kr	0.05	0.95	0	0	0.00
	I, Br	0.05	0.35	0.25	0.1	0.25
	Cs	0.05	0.25	0.35	0.1	0.25
	Te, Sb, Se	0	0.05	0.25	0	0.70
	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.88
	Ru, Mo, Tc, Rh, Pd	0	0.0025	0.0025	0	0.995
	Ce, Np, Pu	0	0.0005	0.005	0	0.9945
	La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0	0.0002	0.005	0	0.9948

a) :　NUREG-1465推奨値(早期炉内放出のIとCsはMELCOR結果、Te、Ba、Srは低揮発性放射性物質の放出に関するレポートc)及びドラフト版コメントより決定)

b) :　放出継続時刻は、BWR については、米国 3 プラントの 11 事故シーケンスの平均値、PWR については米国 4 プラントの 13 事故シーケンスの平均値を採用した。

c) :　D. J. Osetek, “Low Volatile Fission Product Releases During Severe Reactor Accident,” DOE/ID-13177-2, prepared for U.S. Department of Energy BY Los Alamos Technical Associates, 1992.

表 3.2-13　NUREG-1465 と NUREG-1465 修正版の放出特性の比較

		NUREG-1465		NUREG-1465 修正版	
		BWR	PWR	BWR	PWR
ギャップ放出	Xe	0.05	0.05	NUREG-1465 と同一	
	I	0.05	0.05		
	Cs	0.05	0.05		
	Te	0.0	0.0		
	Sr	0.0	0.0		
	Ru	0.0	0.0		
	Ce	0.0	0.0		
	La	0.0	0.0		
早期炉内放出	Xe	0.95	0.95	NUREG-1465 と同一	
	I	0.25	0.35	0.375(1.5 倍)	NUREG-1465 と同一
	Cs	0.20	0.25	0.30(1.5 倍)	NUREG-1465 と同一
	Te	0.05	0.05	0.25(5 倍)	0.25(5 倍)
	Sr	0.02	0.02	NUREG-1465 と同一	
	Ru	0.0025	0.0025		
	Ce	0.0002	0.0005		
	La	0.0002	0.0002		
炉外放出	Xe	0	0	NUREG-1465 と同一	
	I	0.30	0.25		
	Cs	0.35	0.35		
	Te	0.25	0.25		
	Sr	0.1	0.1		
	Ru	0.0025	0.0025		
	Ce	0.005	0.005	0.0005(0.1 倍)	0.0005(0.1 倍)
	La	0.005	0.005	0.0005(0.1 倍)	0.0005(0.1 倍)
晩期炉内放出	Xe	0	0	NUREG-1465 と同一	
	I	0.01	0.1	0.07	NUREG-1465 と同一
	Cs	0.01	0.1		
	Te	0	0	NUREG-1465 と同一	
	Sr	0	0		
	Ru	0	0		
	Ce	0	0		
	La	0	0		
全放出段階積算値	Xe	1.00	1.00	1.00	1.00
	I	0.61	0.75	0.795*	0.75
	Cs	0.61	0.75	0.760*	0.75
	Te	0.30	0.30	0.50	0.50
	Sr	0.12	0.12	0.12	0.12
	Ru	0.0050	0.0050	0.0050	0.0050
	Ce	0.0052	0.0055	0.0007	0.0010
	La	0.0052	0.0052	0.0007	0.0007

* 揮発性が高い I 及び Cs で未放出分は原子炉冷却系や移行配管内に沈着する。

表 3.3-1　放射性物質の核種グループから核種への変換に必要なデータ（1/2）

核種	初期炉内内蔵量 [Ci/MWt]	初期炉内内蔵量 [Bq/MWt]	文献
^{85}Kr	1.90E+02	7.03E+12	(a)
^{85m}Kr	8.00E+03	2.96E+14	(a)
^{87}Kr	1.60E+04	5.92E+14	(a)
^{88}Kr	2.30E+04	8.51E+14	(a)
^{131m}Xe	3.30E+02	1.22E+13	(a)
^{133}Xe	5.70E+04	2.11E+15	(a)
^{133m}Xe	2.00E+03	7.40E+13	(a)
^{135}Xe	1.10E+04	4.07E+14	(a)
^{138}Xe	5.70E+04	2.11E+15	(a)
^{131}I	2.80E+04	1.04E+15	(a)
^{132}I	4.00E+04	1.48E+15	(a)
^{133}I	5.70E+04	2.11E+15	(a)
^{134}I	6.30E+04	2.33E+15	(a)
^{135}I	5.00E+04	1.85E+15	(a)
^{134}Cs	2.50E+03	9.25E+13	(a)
^{136}Cs	1.00E+03	3.70E+13	(a)
^{137}Cs	1.60E+03	5.92E+13	(a)
^{86}Rb	1.50E+01	5.53E+11	(b)
^{127}Te	2.13E+03	7.89E+13	(b)
^{127m}Te	2.82E+02	1.04E+13	(b)
^{129}Te	7.34E+03	2.72E+14	(b)
^{129m}Te	1.80E+03	6.66E+13	(a)
^{131m}Te	4.00E+03	1.48E+14	(a)
^{132}Te	4.00E+04	1.48E+15	(a)
^{127}Sb	2.00E+03	7.40E+13	(a)
^{129}Sb	1.10E+04	4.07E+14	(a)
^{89}Sr	3.10E+04	1.15E+15	(a)
^{90}Sr	1.20E+03	4.44E+13	(a)
^{91}Sr	3.70E+04	1.37E+15	(a)
^{92}Sr	3.80E+04	1.41E+15	(b)
^{139}Ba	4.98E+04	1.84E+15	(b)
^{140}Ba	5.30E+04	1.96E+15	(a)

(a) NUREG-1228 の Table2.2

(b)Chanin, D., et al.; Code Manual for MACCS2, vol. I, User's Guide, NUREG/CR-6613, SAND97-0594, vol. I, (1998).

表3.3-1　放射性物質の核種グループから核種への変換に必要なデータ（2/2）

核種	初期炉内内蔵量 [Ci/MWt]	初期炉内内蔵量 [Bq/MWt]	文献
^{58}Co	2.55E+02	9.45E+12	(b)
^{60}Co	1.95E+02	7.22E+12	(b)
^{99}Mo	5.30E+04	1.96E+15	(a)
^{99m}Tc	4.17E+04	1.54E+15	(b)
^{103}Ru	3.70E+04	1.37E+15	(a)
^{105}Ru	2.34E+04	8.66E+14	(b)
^{106}Ru	8.00E+03	2.96E+14	(a)
^{105}Rh	1.62E+04	6.00E+14	(b)
^{141}Ce	4.48E+04	1.66E+15	(b)
^{143}Ce	4.35E+04	1.61E+15	(b)
^{144}Ce	2.80E+04	1.04E+15	(a)
^{239}Np	5.50E+05	2.04E+16	(a)
^{238}Pu	2.90E+01	1.07E+12	(b)
^{239}Pu	6.55E+00	2.42E+11	(b)
^{240}Pu	8.25E+00	3.05E+11	(b)
^{241}Pu	1.39E+03	5.14E+13	(b)
^{90}Y	1.65E+03	6.09E+13	(b)
^{91}Y	4.00E+04	1.48E+15	(a)
^{92}Y	3.82E+04	1.41E+15	(b)
^{93}Y	4.32E+04	1.60E+15	(b)
^{95}Zr	4.38E+04	1.62E+15	(b)
^{97}Zr	4.56E+04	1.69E+15	(b)
^{95}Nb	4.14E+04	1.53E+15	(b)
^{140}La	5.30E+04	1.96E+15	(a)
^{141}La	4.61E+04	1.71E+15	(b)
^{142}La	4.45E+04	1.65E+15	(b)
^{143}Pr	4.27E+04	1.58E+15	(b)
^{147}Nd	1.91E+04	7.07E+14	(b)
^{241}Am	9.18E-01	3.40E+10	(b)
^{242}Cm	3.51E+02	1.30E+13	(b)
^{244}Cm	2.06E+01	7.61E+11	(b)

(a) NUREG-1228 の Table2.2

(b)Chanin, D., et al.; Code Manual for MACCS2, vol. I, User's Guide, NUREG/CR-6613, SAND97-0594, vol. I, (1998).

表 3.3-2　原子力発電所の主な施設データ（1/2）

No	設置者	発電所名	炉型	燃焼度(平衡)	許認可出力		格納容器(CV)自由空間体積	CV 最高使用圧	CV 設計漏洩率
				[GWD/MTU]	[MWt]	[MWe]	1000 [m³]	[kg/cm²g]	[%/day]
1	日本原子力発電	東海第二	BWR5/Mark-II	39.5	3,293	1,100	9.8	2.85	0.5
2		敦賀 1 号	BWR2/Mark-I	38.0	1,064	357	8.5	4.36	0.5
3		敦賀 2 号	4 ループ PWR/PCCV	43.0	3,423	1,160	73.7	4.00	0.1
4	北海道電力	泊 1 号	2 ループ PWR/ドライ型	31.5	1,650	579	42.4	2.60	0.1
5		泊 2 号	2 ループ PWR/ドライ型	31.5	1,650	579	42.4	2.60	0.1
6	東北電力	女川 1 号	BWR4/Mark-I	37.5	1,593	524	6.6	3.92	0.5
7		女川 2 号	BWR4/Mark-I 改	39.5	2,436	825	12.6	4.35	0.5
8		女川 3 号	BWR5/Mark-I 改	39.5	2,436	825	7.9	4.35	0.5
9		東通 1 号	BWR5/Mark-I 改	32.0	3,293	1,100	8.8	4.35	0.5
10	東京電力	福島第一 1 号	BWR3/Mark-I	45.0	1,380	460	6.0	4.35	0.5
11		福島第一 2 号	BWR4/Mark-I	45.0	2,381	784	7.4	3.92	0.5
12		福島第一 3 号	BWR4/Mark-I	45.0	2,381	784	7.4	3.92	0.5
13		福島第一 4 号	BWR4/Mark-I	45.0	2,381	784	7.4	3.92	0.5
14		福島第一 5 号	BWR4/Mark-I	45.0	2,381	784	7.4	3.92	0.5
15		福島第一 6 号	BWR5/Mark-II	45.0	3,293	1,100	9.8	2.85	0.5
16		福島第二 1 号	BWR5/Mark-II	45.0	3,293	1,100	9.8	2.85	0.5
17		福島第二 2 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	2.85	0.5
18		福島第二 3 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	2.85	0.5
19		福島第二 4 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	2.85	0.5
20		柏崎刈羽 1 号	BWR5/Mark-II	45.0	3,293	1,100	9.8	2.85	0.5
21		柏崎刈羽 2 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	3.16	0.5
22		柏崎刈羽 3 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	3.16	0.5
23		柏崎刈羽 4 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	3.16	0.5
24		柏崎刈羽 5 号	BWR5/Mark-II 改	45.0	3,293	1,100	14.4	3.16	0.5
25		柏崎刈羽 6 号	ABWR	45.0	3,926	1,356	13.4	3.16	0.4
26		柏崎刈羽 7 号	ABWR	45.0	3,926	1,356	13.4	3.16	0.4

出典：資源エネルギー庁原子力発電便覧 ‘99年版、設置許可申請書

表 3.3-2　原子力発電所の主な施設データ（2/2）

No	設置者	発電所名	炉型	燃焼度(平衡)	許認可出力		格納容器(CV)自由空間体積	CV 最高使用圧	CV 設計漏洩率
				[GWD/MTU]	[MWt]	[MWe]	1000 [m³]	[kg/cm²g]	[%/day]
27	中部電力	浜岡 1 号	BWR4/Mark-I	39.5	1,593	540	6.5	3.92	0.5
28		浜岡 2 号	BWR4/Mark-I	39.5	2,436	840	7.6	3.92	0.5
29		浜岡 3 号	BWR5/Mark-I 改	39.5	3,293	1,100	14.1	4.35	0.5
30		浜岡 4 号	BWR5/Mark-I 改	39.5	3,293	1,137	14.1	4.35	0.5
31		浜岡 5 号	ABWR	45.0	3,926	1,380	13.4*	3.16*	0.4
32	北陸電力	志賀 1 号	BWR5/Mark-I 改	39.5	1,593	540	9.0	4.35	0.5
33		志賀 2 号	ABWR	45.0*	3,926	1,358	13.4*	3.16*	0.4
34	関西電力	美浜 1 号	2 ループ PWR/ドライ型	31.5	1,031	340	41.0	2.40	0.1
35		美浜 2 号	2 ループ PWR/ドライ型	33.3	1,456	500	41.0	2.45	0.1
36		美浜 3 号	3 ループ PWR/ドライ型	32.0	2,440	826	68.0	2.40	0.1
37		高浜 1 号	3 ループ PWR/ドライ型	32.0	2,440	826	68.0	2.40	0.1
38		高浜 2 号	3 ループ PWR/ドライ型	32.0	2,440	826	68.0	2.40	0.1
39		高浜 3 号	3 ループ PWR/ドライ型	40.0	2,660	870	67.4	2.60	0.1
40		高浜 4 号	3 ループ PWR/ドライ型	40.0	2,660	870	67.4	2.60	0.1
41		大飯 1 号	4 ループ PWR/IC 型	31.0	3,423	1,175	37.7	4.00	0.5
42		大飯 2 号	4 ループ PWR/IC 型	31.0	3,423	1,175	37.7	4.00	0.5
43		大飯 3 号	4 ループ PWR/PCCV	44.0	3,423	1,180	73.7	4.00	0.1
44		大飯 4 号	4 ループ PWR/PCCV	44.0	3,423	1,180	73.7	4.00	0.1
45	中国電力	島根 1 号	BWR4/Mark-I	45.0	1,380	460	6.1	3.94	0.5
46		島根 2 号	BWR5/Mark-I 改	45.0	2,436	820	12.6	4.35	0.5
47	四国電力	伊方 1 号	2 ループ PWR/ドライ型	41-30	1,650	566	47.5	2.45	0.1
48		伊方 2 号	2 ループ PWR/ドライ型	41-30	1,650	566	40.2	2.45	0.1
49		伊方 3 号	3 ループ PWR/ドライ型	40.0	2,660	890	67.9	2.89	0.1
50	九州電力	玄海 1 号	2 ループ PWR/ドライ型	41.0-30.0	1,650	599	40.2	2.45	0.1
51		玄海 2 号	2 ループ PWR/ドライ型	41.0-30.0	1,650	599	40.2	2.45	0.1
52		玄海 3 号	4 ループ PWR/PCCV	44.0-31.0	3,423	1,180	73.7	4.00	0.1
53		玄海 4 号	4 ループ PWR/PCCV	44.0-31.0	3,423	1,180	73.7	4.00	0.1
54		川内 1 号	3 ループ PWR/ドライ型	40.0-31.0	2,660	890	80.1	2.25	0.1
55		川内 2 号	3 ループ PWR/ドライ型	40.0-31.0	2,660	890	80.1	2.25	0.1

出典：資源エネルギー庁原子力発電便覧 ‘99年版、設置許可申請書、*他プラントから推定

表 3.3-3　参照プラントの初期炉内内蔵量

		BWR プラント(Peach Bottom)	PWR プラント(Surry)
炉出力 [MWt]		3,293	2,441
初期炉内内蔵量 [g]	Xe	3.87E+05	2.60E+05
	I	1.66E+04	1.24E+04
	Cs	2.07E+05	1.31E+05
	Te	3.49E+04	2.54E+04
	Sr	6.27E+04	4.76E+04
	Ru	1.72E+05	1.04E+05
	Ce	2.08E+05	1.54E+05
	La	9.83E+04	6.23E+04

表 3.3-4　放射性物質の放出高さ

事故シーケンス	BWR プラント [m]	PWR プラント [m]
漏洩、仮想事故、格納容器ベント	100(排気塔)	60(排気塔)
CV 先行破損、CV 後期破損、格納容器バイパス	10(ブローアウトパネル)	10

表 3.3-5　プルームの排出流量

	時刻 [hr] < TIMEA (例:CV 破損前まで)	TIMEA ≦ 時刻 [hr] ≦ TIMEB (例:CV 破損による減圧段階)	時刻 [hr] > TIMEB (例:減圧終了後)
漏洩、仮想事故	最高使用圧での CV 設計漏洩に相当する流量	同左	同左
CV 先行破損、CV バイパス	大気圧における 100 容積%/day での CV 漏洩に相当する流量	同左	同左
CV 後期過圧、CV 過温破損、ベント作動	最高使用圧での CV 設計漏洩に相当する流量	CV 最高使用圧における 100 容積%/day での CV 漏洩に相当する流量	同左

排出温度は、微小漏洩時は 40℃、大規模漏洩時は 100℃と仮定
TIMEA 及び TIMEB：排出率の切替え時刻 [hr]

表 3.4-1　簡易ソースターム計算コードの入力情報（1/3）

<table>
<tr><th colspan="2">項目</th><th>変数名</th><th>format</th><th colspan="2">内容</th></tr>
<tr><td rowspan="2">評価プラントの選定</td><td>1-1</td><td>ICO</td><td>整数</td><td colspan="2">事業社名の選択（=1:日本原子力発電,
=2:北海道電力, =3:東北電力, =4:東京電力,
=5:中部電力, =6: 北陸電力, =7:関西電力,
=8:中国電力, =9:四国電力, =10:九州電力）</td></tr>
<tr><td>1-2</td><td>INO</td><td>整数</td><td colspan="2">プラント識別番号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>ICO</td><td>識別番号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1</td><td>=1:東海第二, =2:敦賀 1 号, =3:敦賀 2 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>2</td><td>=1:泊 1 号, =2:泊 2 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>3</td><td>=1:女川 1 号, =2:女川 2 号, =3:女川 3 号,
=4:東通 1 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>4</td><td>=1:福島第一 1 号, =2:福島第一 2 号, =3:福島第一 3 号,
=4:福島第一 4 号, =5:福島第一 5 号, =6:福島第一 6 号,
=7:福島第二 1 号, =8:福島第二 2 号, =9:福島第二 3 号,
=10:福島第二 4 号, =11:柏崎刈羽 1 号,
=12:柏崎刈羽 2 号, =13:柏崎刈羽 3 号,
=14:柏崎刈羽 4 号, =15:柏崎刈羽 5 号,
=16:柏崎刈羽 6 号, =17:柏崎刈羽 7 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>5</td><td>=1:浜岡 1 号, =2:浜岡 2 号, =3:浜岡 3 号,
=4:浜岡 4 号, =5:浜岡 5 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>6</td><td>=1:志賀 1 号, =2:志賀 2 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>7</td><td>=1:美浜 1 号, =2:美浜 2 号, =3:美浜 3 号, =4:高浜 1 号,
=5:高浜 2 号, =6:高浜 3 号, =7:高浜 4 号, =8:大飯 1 号,
=9:大飯 2 号, =10:大飯 3 号, =11:大飯 4 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>8</td><td>=1:島根 1 号, =2:島根 2 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>9</td><td>=1:伊方 1 号, =2:伊方 2 号, =3:伊方 3 号</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>10</td><td>=1:玄海 1 号, =2:玄海 2 号, =3:玄海 3 号,
=4:玄海 4 号, =5:川内 1 号, =6:川内 2 号</td></tr>
<tr><td rowspan="5">事故シナリオの選択</td><td>2-1</td><td>IACCI1</td><td>整数</td><td colspan="2">基本となる事故タイプの選択
(=0:代表シナリオ, =1:格納容器先行破損, =2:格納容器後期破損, =3:格納容器バイパス, =4:地震, =5:仮想事故, =6:格納容器ベント作動)</td></tr>
<tr><td>2-2</td><td>IACCI2</td><td>整数</td><td colspan="2">事故シーケンスの選択(評価プラントで異なる、表 3.2-3～3.2-11 参照)</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2-3</td><td>IEVENT</td><td>整数</td><td colspan="2">格納容器破損モードの選択
(=0:データベースに従う, =1:微小漏洩(設計漏洩)のみに変更, =2:微小漏洩(ユーザ入力)のみに変更, =3:CV 過圧破損(CV 破損時刻はユーザ入力)に変更, =4:CV 過温破損(CV 破損時刻はユーザ入力)に変更, =5:CV ベント作動(作動時刻 24 時間), =6:CV ベント作動(作動時刻ユーザ入力)</td></tr>
<tr><td>CVLEAK</td><td>実数
(E10.0)</td><td colspan="2">格納容器漏洩率 [容積%/day]
(IEVENT=2 の場合に必要)</td></tr>
<tr><td>TCVFAIL</td><td>実数
(E10.0)</td><td colspan="2">格納容器破損時刻 [hr](事故開始時刻基準)
(IEVENT=3 及び 4 の場合に必要)</td></tr>
<tr><td></td><td>TVENT</td><td>実数
(E10.0)</td><td colspan="2">格納容器ベント作動 [hr](事故開始時刻基準)
(IEVENT=6 の場合に必要)</td></tr>
</table>

表 3.4-1　簡易ソースターム計算コードの入力情報 (2/3)

項目		変数名	format	内容
ソースターム計算の基本情報設定	3-1	ISTDATA	整数	炉外への移行割合の設定 (=1:NUREG-1465 修正版, =2:NUREG-1465, =3:仮想事故,=4:ユーザ入力)
		QGXE, QGI, QGCS, QGTE, QGSR, QGRU, QGCE, QGLA	実数 (E10.0×8)	ギャップ放出段階の対初期炉内内蔵量に対する放出割合 [-]を 8 核種(Xe, I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)に対して入力する。(ISTDATA=4 の場合に必要)
		QCXE, QCI, QCCS, QCTE, QCSR, QCRU, QCCE, QCLA	実数 (E10.0×8)	早期炉内放出段階の対初期炉内内蔵量に対する放出割合 [-]を 8 核種(Xe, I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)に対して入力する。(ISTDATA=4 の場合に必要)
		QEXE, QEI, QECS, QETE, QESR, QERU, QECE, QELA	実数 (E10.0×8)	炉外放出段階の対初期炉内内蔵量に対する放出割合 [-]を 8 核種(Xe, I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)に対して入力する。(ISTDATA=4 の場合に必要)
		QLXE, QLI, QLCS, QLTE, QLSR, QLRU, QLCE, QLLA	実数 (E10.0×8)	晩期炉内放出段階の対初期炉内内蔵量に対する放出割合 [-]を 8 核種(Xe, I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)に対して入力する。(ISTDATA=4 の場合に必要)
	3-2	IREL	整数	放出特性の設定(=1:炉内+炉外(推奨), =2:炉内のみ)
	3-3	IRTIME	整数	放出継続時刻の設定 (=1: NUREG-1465(推奨),=2:仮想事故,=3:ユーザ入力)
		RTIMEGB, RTIMECB, RTIMEEB, RTIMELB	実数 (E10.0×4)	各放出段階の放出継続時刻 [hr]のユーザ入力 (ギャップ放出、早期炉内放出、炉外放出、晩期炉内放出) (ITRIME=3 の場合に必要)
	3-4	IPH	整数	炉外へ移行したヨウ素内訳設定 (=1: pH 制御あり(推奨), =2:pH 制御なし, =3:ユーザ入力 [%], =4:仮想事故)
		XCH3I, XI2, XI	実数 (E10.0×3)	有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素の内訳 [%]のユーザ入力(IPH=3 の場合に必要)

表 3.4-1　簡易ソースターム計算コードの入力情報 (3/3)

項目		変数名	format	内容
工学的安全設備の作動条件等の設定	4-1	ISP	整数	スプレイ作動条件の設定 (=0: 不作動(推奨),=1: 24hr で作動,=2:作動(作動時刻はユーザ入力),=3:事故開始から作動(仮想事故))
		SPDATA	実数 (E10.0)	スプレイ作動時刻(事故開始時刻基準) [hr]のユーザ入力 (ISP=2 の場合に必要)
	4-2	IFTR	整数	フィルタ作動条件の設定 (=0: なし, =1: 希ガス除き 99%除去(推奨), =2:ユーザ入力)
		FTCH3I, FTI2, FTI, FTOTHER	実数 (E10.0×4)	フィルタ除去効率 [-]のユーザ入力 (有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素、その他の粒子) (IFTR=2 の場合に必要)
	4-3	ISCRUB	整数	スクラビング除染係数の設定 (=1:DF=80(推奨,NUREG-1465,保守的), =2:ユーザ入力)
		DFSCRUB	実数 (E10.0)	スクラビング除染係数 [-]のユーザ入力 (ISCRUB=2 の場合に必要)
	4-4	IDEP	整数	自然沈着及びスプレイ除去の除去率設定 (=1:推奨値を使用, =2: ユーザ入力)
		VNDCVI2, VNDCVI, VNDCVOT	実数 (E10.0×3)	CV 内自然沈着による I_2,粒子状 I,その他の粒子の除去率 [1/s]のユーザ入力(IDEP=2 の場合に必要)
		VNDRBI2, VNDRBI, VNDRBOT	実数 (E10.0×3)	建屋内自然沈着による I_2,粒子状 I,その他の粒子の除去率 [1/s]のユーザ入力(IDEP=2 の場合に必要)
		VSPI2, VSPI, VSPOT	実数 (E10.0×3)	スプレイ除去による I_2,粒子状 I,その他の粒子の除去率 [1/s]のユーザ入力(IDEP=2 の場合に必要)
PWR 移行経路の設定	5-1	IOTPWR	整数	PWR 移行経路の設定 (=1: 環境へ直接放出(PWR のみ、推奨), =2:建屋経由での環境放出(仮想事故条件：97%建屋経由、3%環境直接放出)
出力制御	6-1	IOUT	整数	計算終了時刻の設定(=1: 5 日, =2:10 日, =3:30 日)

表 3.4-2　簡易ソースターム計算コードの出力情報

出力情報	概　要
OPTTIME(I), I=1,最大値 1000	事故開始時刻を基準とした時刻 TIME [min]
OPTCV(I,IFP,1), IFP=1,10	時刻 TIME における放射性物質 IFP の格納容器内ガス浮遊割合 [-] (IFP: Xe, 有機ヨウ素 CH_3I, 元素状ヨウ素 I_2, 粒子状ヨウ素 I, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La)
OPTCV(I,IFP,2)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の格納容器内粒子浮遊割合 [-]
OPTCV(I,IFP,3)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の格納容器内沈着割合 [-]
OPTRB(I,IFP,1)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の建屋内ガス浮遊割合 [-]
OPTRB(I,IFP,2)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の建屋内粒子浮遊割合 [-]
OPTRB(I,IFP,3)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の建屋内沈着割合 [-]
OPTENV(I,IFP,1)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の環境内ガス浮遊割合 [-]
OPTENV(I,IFP,2)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の環境内粒子浮遊割合 [-]
OPTFTR (I,IFP)	時刻 TIME における放射性物質 IFP のフィルタ捕集割合 [-]
OPTINV (I,IFP)	時刻 TIME における放射性物質 IFP の炉外へ移行した積算割合 [-]

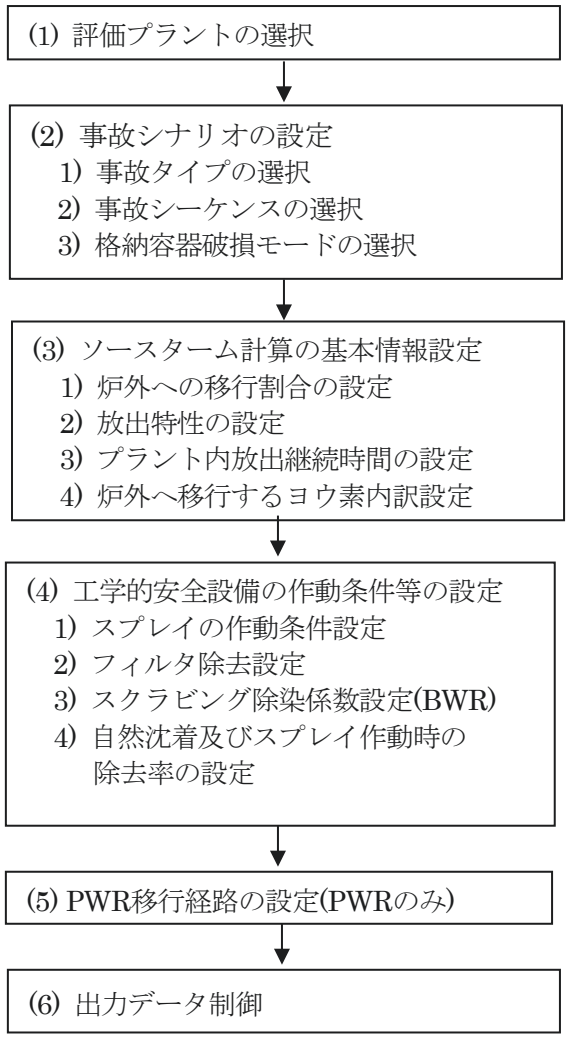


図 3.2-1　簡易ソースターム計算コードの全体の流れ

```
ICO        4    # 事業者名の選択
INO        7    # プラント識別番号の選択
IACCI1     1    # 事故タイプの選択
IACCI2     1    # 事故シーケンスの選択
IEVENT     0    # 格納容器破損モードの選択
ISTDATA    1    # 炉外への移行割合の設定
IREL       1    # 放出特性の設定
IRTIME     1    # 放出継続時間の設定
IPH        1    # 炉外へ移行したヨウ素内訳設定
ISP        0    # スプレイ作動条件の設定
IFTR       1    # フィルタ作動条件の設定
ISCRUB     1    # スクラビング除染係数の設定
IDEP       1    # 自然沈着及びスプレイ除去の除去率設定
IOTPWR     2    # PWR 移行経路の設定
IOUT       1    # 出力データ制御
```

図 3.4-1　簡易ソースターム計算コードの入力例

```
--------------------------  事故進展時刻計算部の概要 ----------------------------
                                概要省略
-------------------------------------------------------------------------------
*** 評価対象プラント及び事故シナリオの選定 ***
- 評価プラント: BWR5/Mark-II型プラントを選定
- 推奨シーケンス(TQUV_AMなし:全ECCS機能喪失,後期CV過圧破損)を選定
- 過圧による格納容器破損(設計圧2.5倍)
- 参考文献(参考4),使用コードTHALES-2
- 過渡事象→高圧注水失敗→原子炉減圧(ADS,L1)→低圧注水失敗→炉心損傷→RPV 破損→格納容器注水失敗→格納容器過圧破損
*** 事故タイプ変更の設定　***
- 事故タイプ変更の有無:データベースに従う
*** 選定シーケンスの事故進展時刻の出力 ***
- ギャップ放出開始時刻[hr](事故開始基準): 0.680000007
- RPV破損時刻[hr](事故開始基準)          : 3.98000002
- RPV破損時刻[hr](GAP放出開始基準)       : 3.29999995
- CV破損時刻[hr] (事故開始基準)          : 27.7000008
- CV破損時刻[hr] (GAP放出開始基準)       : 27.0200005
*** 放射性物質の初期炉内内蔵量[g] ***
                Xe          I          Cs          Te          Sr          Ru          Ce          La
          0.387e+06 0.166e+05 0.207e+06 0.349e+05 0.627e+05 0.172e+06 0.208e+06 0.983e+05
--------------------------------- 簡易ソースターム計算コードの概要 ----------------------------------------
概要省略
-----------------------------------------------------------------------------------------------------

(1)評価プラントの選択
- 事業者名:東京電力        ,  評価プラント:福島第二1号 , 炉型: 4
(炉型 =1:BWR3/Mk1,=2:BWR4/Mk1  ,=3:BWR4/Mk1改,=4:BWR5/Mk2,=5:BWR5/Mk1改,=6:BWR5/Mk2改,=7:ABWR)
- 燃焼度[GWD]= 45.0000000 , 炉出力[MWt]= 3293.00000 , CV自由空間体積[m3]= 9800.00000
CV最高使用圧[kg/cm2g]= 2.84999990  CV設計漏洩[容積%/day]= 0.500000000
```

図 3.4-2　簡易ソースターム計算コードの出力例 (1/4)

(2)事故タイプの選択
- 選定された事故タイプ: 4
- 格納容器(CV)後期過圧破損(炉心溶融後にCV過圧破損)
- CV漏洩率:設計漏洩(CV破損前)、100[容積%/hr](CV破損～1時間まで)、100[容積%/day](CV破損後1時間以降)

** 選定されたCV破損時刻[hr] **
- CV後期破損時刻「hr]: 27.0200005

(3)ソースターム基本情報の設定

a)炉外への移行割合
- NUREG-1465修正版(THALES2結果より調整)(推奨)を使用

b)考慮する放出特性の設定
- 炉内+炉外(推奨)を利用 (ギャップ放出+早期炉内放出+炉外放出+晩期炉内放出)

c)プラント内放出継続時刻の設定
- NUREG-1465(推奨)を利用

d)CVへ移行するヨウ素の内訳設定
- pH制御可能(pH>7)(推奨)を利用
- 格納容器へ移行するヨウ素内訳:95%:粒子状,4.85%:I2,0.15%:有機ヨウ素
- 晩期炉内放出を考慮
- FPの放出先(CV_or_RB)=CV

***** 格納容器へのFP放出テーブル[-]:(BWR) *****

(対初期炉内内蔵量) 高揮発性核種の未放出分は炉内又はRCS配管内への沈着に該当。

	Xe	CH3I	I2	I	Cs	Te	Sr	Ru	Ce	La
ギャップ放出(ガス)_:	0.500e-01	0.750e-04	0.243e-02	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00
ギャップ放出(粒子)_:	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.475e-01	0.500e-01	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00
早期炉内放出(ガス)_:	0.950e+00	0.563e-03	0.182e-01	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00
早期炉内放出(粒子)_:	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.356e+00	0.300e+00	0.250e+00	0.200e-01	0.250e-02	0.500e-03	0.200e-03
炉外放出(ガス)_____:	0.000e+00	0.450e-03	0.146e-01	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00
炉外放出(粒子)_____:	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.285e+00	0.350e+00	0.250e+00	0.100e+00	0.250e-02	0.500e-03	0.500e-03
晩期炉内放出(ガス)_:	0.000e+00	0.150e-04	0.485e-03	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00
晩期炉内放出(粒子)_:	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.950e-02	0.100e-01	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00	0.000e+00
全放出合計_________:	0.100e+01	0.110e-02	0.356e-01	0.698e+00	0.710e+00	0.500e+00	0.120e+00	0.500e-02	0.100e-02	0.700e-03

放出継続時間[hr]___: ギャップ放出段階= 0.500e+00 炉心溶融段階= 0.150e+01 炉外放出段階= 0.300e+01 晩期放出段階= 0.100e+01 晩期放出フラグ[=1:放出,=0:未放出]= 1 晩期放出開始時刻[hr]= 0.270e+02

(4)工学的安全設備の作動条件等の設定

a) スプレイ作動条件設定

スプレイ作動状況: 不作動

** CV内自然沈着による除去率設定情報 **
- 除去率は推奨値を使用
- ガス状(希ガス,CH3I,I2)の自然沈着は考慮しない
- 粒子状FPは、粒径4μm相当の除去率(THALES2結果)
- 4μm粒子の沈着の目安： 1hr、10hr、24hr後の減少率は0.92, 0.45, 0.15
- スプレイ作動後1hrで、粒径1μmの粒子になると仮定

** スプレイによる除去率設定 **
- 除去率は推奨値を使用
- 元素状I2のスプレイ除去:12時間で1ケタ低減する値
- 元素状I2の沈着目安：0.83/1hr,0.15/10hr,0.01/24hr
- 粒子状FPのスプレイ除去:1時間で2ケタ低減する値
- スプレイ作動により除去できない1マイクロンの粒径になると仮定し、粒子状FPのスプレイ除去は1hrのみ考慮
- 元素状I2のスプレイ除去は気液分配で決定
- 炉外放出とスプレイ作動が同時の場合,BWRではDF=5(スクラビング深さ0.5m),PWRではDF=100(スクラビング深さ3m)を想定

** 建屋での自然沈着による除去率設定 **
- 建屋でのガス状FPの沈着なし
- 建屋での除去率は事故シナリオに応じた推奨値を使用
- 大規模放出より粒径大(4μm相当の除去率)
- 4μm粒子の沈着の目安: 1hr、10hr、24hr後の減少率は0.92, 0.45, 0.15

b) SGTSフィルタ除去設定
- フィルタ作動状況: フィルタ除去なし

c) BWRスクラビング除染係数DF[-]の設定(SRVライン及びベント管経由共通)
- スクラビング除去は粒子のみ考慮

図 3.4-2 簡易ソースターム計算コードの出力例 (2/4)

```
(5) CV漏洩率及びRB漏洩率の設定情報
 ** CV漏洩率[容積%/day]の設定 **
  - CV漏洩率は事故シナリオに依存
  - CV後期過圧破損：CV破損までは設計漏洩
  - CV後期過圧破損から1hrは100[容積%/hr]
  - 1hrで減圧、それ以降は100容積%/dayで建屋へ漏洩
 ** 建屋から環境への漏洩 **
  - 建屋漏洩は事故シナリオ依存(過圧による大規模破損)
  - 建屋換気率は0[容積%/day](フィルタ除去なし)
  - CV破損前の建屋漏洩は50(設計換気率)[容積%/hr]
  - CV破損から破損後1時間までの建屋漏洩は100[容積%/hr]
  - CV破損後1時間以降の建屋漏洩は100[容積%/day]

 (6)PWRでのCVから環境への移行経路の設定
  - BWRプラントでは環境への直接放出は無関係

 (7)出力データ設定(時系列データ240個)
  - 計算終了時刻5日、時系列データの出力間隔30分
***** FP除去率設定[1/s] *****
                                Xe        CH3I        I2        I          Cs          Te          Sr        Ru          Ce          La
CV自然沈着(ガス)    [1/s]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00
CV自然沈着(粒子)    [1/s]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04
スプレイ除去(ガス) [1/s]: 0.000e+00 0.000e+00 0.520e-04 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00
スプレイ除去(粒子)[1/s]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.130e-02 0.130e-02 0.130e-02 0.130e-02 0.130e-02 0.130e-02 0.130e-02
RB自然沈着(ガス)    [1/s]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00
RB自然沈着(粒子)    [1/s]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04 0.400e-04
フィルタ効率(ガス)    [-]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00
フィルタ効率(粒子)    [-]: 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00 0.000e+00

 ****工学的安全設備及び漏洩率の計算条件設定****
   - 交流電源喪失事象では、スプレイ及びフィルタ除去は使用不可であることに注意。
 ********(注意:データ999はダミーデータ) *******
 スプレイ作動フラグ[=0:不作動,=1:作動]=            0
 SGTSフィルタ除去作動フラグ[=0:不作動,=1:作動]=    0

 **** CV漏洩率の条件設定(確認用)****
 CV漏洩率1[容積%/day](0<TIME<TCNGLK1)=        0.500e+00      CV漏洩率2[容積%/day](TCNGLK1<TIME<TCNGLK2)= 0.240e+04
 CV漏洩率3[容積%/day](TIME>TCNGLK2)          = 0.100e+03
 CV漏洩率1切替え時刻TCNGLK1[hr]= 0.270e+02      CV漏洩率2切替え時刻TCNGLK2[hr]= 0.280e+02

 RB漏洩率1(ガス処理系不作動時50容積%/dayと仮定)[容積%/day](0<TIME<TCNGLK1)=        0.500e+02
 RB漏洩率2[容積%/day](TCNGLK1<TIME<TCNGLK2)= 0.240e+04
 RB漏洩率3[容積%/day](TIME>TCNGLK2)          = 0.100e+03
 RB漏洩率1切替え時刻TCNGLK1[hr]= 0.270e+02
 RB漏洩率2切替え時刻TCNGLK2[hr]= 0.280e+02
 SGTS流率[容積%/day](ガス処理系作動時)=  0.000e+00
 スプレイ作動時刻[hr]=  0.999e+03
 CV気液体積比VG/VL[-](I2スプレイ除去の気液分配に利用)=  0.300e+01
 BWRスクラビング除染係数(粒子,SRVライン)[-]=  0.800e+02
 CVベントフラグ(=0:不作動,=1:作動)=  0
 CVベント作動時刻[hr](作動継続時間:1hrのみ)    =  0.999e+03
 BWRスクラビング除染係数(粒子、CVベント作動時)=  0.800e+02
 計算終了時刻[day] = 0.500e+01    結果出力間隔[min] = 0.300e+02
```

図 3.4-2　簡易ソースターム計算コードの出力例 (3/4)

```
#################################
###  計算終了時刻における結果  ###
#################################
   (CV:格納容器, RB:建屋, ENV:環境, CH3I:有機ヨウ素)
 - ## 放射性物質の移行計算は、ガス状と粒子状で区別 ##
   →環境への放出割合は、ENV浮遊ガスとENV浮遊粒子の合計値から算出することに注意。
 - CV内で自然沈着、スプレイ除去、スクラビング除去(SRVライン経由,炉外)されたものは全てCV沈着で表す。
 - 炉外への放出積算値は、炉心から格納容器又は建屋に放出された積算割合を表す。
 --- 初期炉内内蔵量に対する存在割合[-] ---
**** << 代表核種: Xe    >> ****
時刻[分]   CV浮遊ガス CV浮遊粒子  CV沈着    RB浮遊ガス    RB浮遊粒子    RB沈着     ENV浮遊ガス  ENV浮遊粒子  ﾌｨﾙﾀ捕集  炉外への放出積算
0.723e+04  0.798e-02   0.000e+00   0.000e+00   0.386e-01   0.000e+00   0.000e+00   0.954e+00   0.000e+00   0.000e+00   0.100e+01

 **** << 代表核種: CH3I >> ****
時刻[分]   CV浮遊ガス CV浮遊粒子  CV沈着    RB浮遊ガス    RB浮遊粒子    RB沈着     ENV浮遊ガス  ENV浮遊粒子  ﾌｨﾙﾀ捕集  炉外への放出積算
0.717e+04  0.105e-04  0.000e+00  0.000e+00  0.495e-04   0.000e+00   0.000e+00   0.113e-02   0.000e+00   0.000e+00   0.119e-02
以下同様

**** 時系列データ ****
   ギャップ放出開始時刻から放射性物質の炉内放出が開始するので、それまでの放出は0.0である。
   ギャップ放出開始時刻[分]: 40.7999992
**** << 代表核種: Xe    >> ****
 時刻[分]   CV浮遊ガス   CV浮遊粒子   CV沈着    RB浮遊ガス    RB浮遊粒子    RB沈着     ENV浮遊ガス  ENV浮遊粒子  ﾌｨﾙﾀ捕集   炉外への放出積算値
0.600e+02  0.320e-01   0.000e+00   0.000e+00   0.106e-05   0.000e+00   0.000e+00   0.236e-08   0.000e+00   0.000e+00   0.320e-01
0.900e+02  0.253e+00   0.000e+00   0.000e+00   0.126e-04   0.000e+00   0.000e+00   0.523e-07   0.000e+00   0.000e+00   0.253e+00
0.120e+03  0.569e+00   0.000e+00   0.000e+00   0.551e-04   0.000e+00   0.000e+00   0.377e-06   0.000e+00   0.000e+00   0.569e+00
以下同様
```

図 3.4-2　簡易ソースターム計算コードの出力例 (4/4)

4. 試解析

本章では、本コードの動作確認とユーザの理解促進を目的に、3 章で述べた簡易ソースターム評価コードを用いて、BWR5/Mark-II 及び 4 ループ PWR プレストレスト(PCCV)プラントの代表的な事故シナリオに対する試解析を実施した。4.1 節に解析対象プラント及び解析条件、4.2 節に解析結果について述べる。

4.1 解析プラント及び解析条件

解析ケースは、BWR プラント(BWR5/Mark-II)については、炉心損傷事故シーケンス、格納容器破損モード、そして工学的安全設備の作動条件などが異なる 11 ケース、PWR プラント(4 ループ PWR PCCV)については、8 ケースを実施した。BWR 及び PWR プラントの解析対象シナリオ及び計算条件を**表 4.1-1**～**表 4.1-4** に示す。BWR で解析対象とした格納容器破損モードは、設計漏洩、格納容器先行破損、格納容器過温破損、格納容器過圧破損、格納容器ベント、格納容器バイパス事象の 1 つである ISLOCA の 6 つ破損モードである。PWR では、設計漏洩、格納容器先行破損、格納容器過圧破損、ISLOCA の 4 つ破損モードである。このうち、簡易ソースタームコードの計算結果の比較のため、設計漏洩についは、フィルタ除去及びスプレイ作動の条件が異なる 4 ケース、ISLOCA については、建屋漏洩率が異なる 2 ケースの解析を実施した。また、BWR の格納容器過圧破損については、格納容器破損時刻が異なるケースを実施した。ただし、本報告書には、結果の一例として BWR の代表的な 5 ケースについて詳細に記載し、その他のケースについては結果のみを示す。SSTCAL では、格納容器及び建屋の漏洩率は、格納容器過圧破損における大規模放出前、大規模放出時、大規模放出後の 3 段階の漏洩率を考慮した計算が可能である。本解析で使用した放射性物質の自然沈着や工学的安全設備による除去率、そして格納容器及び建屋の漏洩率については、2 章で検討した推奨値を用いた(**表 2.2-2** 及び**表 2.2-3** 参照)。また、本計算では、炉外への放射性核種放出を計算するデータベースに NUREG-1465 修正版を用いた。

4.2 試解析結果

本報告書では、代表的な 5 ケース（設計漏洩 4、格納容器先行破損、格納容器過圧破損 1、格納容器ベント作動、ISLOCA1）の結果について以下に述べる。また、BWR プラントの全解析結果を**表 4.2-1** 及び**図 4.2-1**、PWR プラントについては**表 4.2-2** に整理した。

4.2.1 設計漏洩 4 ケース

本ケースは、事故シーケンスはECCSが全く作動しないTQUVシーケンス、格納容器破損モードは、格納容器からの設計漏洩を想定したものである。工学的安全設備の作動として、事故開始後24時間での格納容器スプレイ作動及びフィルタ除去を想定した。事故進展時刻は、データベースより、ギャップ放出開始0.68時間、圧力容器破損時刻4時間程度が参照された(**表3.2-4**参照)。本ケースは、代表シナ

リオであるTQUV過圧破損で事故進展時刻をデータベースから読み込み、格納容器破損モードの条件を設計漏洩に変更したものである。計算結果を以下に示す。本ケースのXe、粒子状ヨウ素、有機ヨウ素、元素状ヨウ素の挙動を**図4.2-2**～**図4.2-5**に示す。出力情報として、初期炉内内蔵量に対する格納容器(CV) 内、建屋(RB)内、環境(ENV)に放出された浮遊ガス、浮遊粒子、沈着割合及びフィルタ捕集の存在割合と原子炉冷却系から炉外へ放出された積算割合が計算される。本報告書では、放射性物質の移行挙動として、Xe、粒子状ヨウ素、元素状ヨウ素、有機ヨウ素の結果について述べる。Csや難揮発性のSr等の挙動については、格納容器への放出特性は異なるが、粒子としてプラント内を挙動し、自然沈着等の除去率の計算条件は粒子状ヨウ素と同じ値を用いているので同様な挙動を示すと考えて良い。なお、本コードでは、放射性物質は、化学的性質に基づき、Xeや有機ヨウ素などガスとして存在するものは、ガス状の値のみ、粒子として存在するものは粒子状として計算される。

Xe については（**図 4.2-2**）、本ケースでは CV 漏洩率が小さいので Xe の大部分は、格納容器内に残っており、環境への放出は、事故開始後 5 日での環境への Xe の放出割合は初期炉内内蔵量に対し、0.02 [-]程度と少ない。また、Xe はスプレイ及びフィルタで除去できないので図には表れていない。

粒子状ヨウ素の挙動について説明する（**図 4.2-3**）。原子炉冷却系から炉外へ放出された粒子状ヨウ素は、BWR プラントでは主に逃がし弁経由で格納容器へ移行する。この際、圧力抑制プールでプールスクラビングによる除去後に格納容器雰囲気へ移行するので、事故初期段階において、粒子状ヨウ素の格納容器内沈着割合が増加する。圧力容器破損後は、炉外放出により格納容器雰囲気中の粒子状ヨウ素が増加する。ここで、炉外放出時のスクラビング除去については、炉外放出時にはスプレイは不作動であるので、格納容器雰囲気への直接放出となる。仮に炉外放出時にスプレイが作動していれば、BWR では 0.5m 程度のスクラビング深さ、PWR では 3m 程度のスクラビング深さを想定し、除染係数として BWR で DF=5 及び PWR で DF=100 での低減後の放出となる。格納容器内に浮遊する粒子状放射性物質は、検討結果に基づき 4μm 粒子程度の沈着率で沈着する。また、建屋に漏洩した粒子は、CV が微少漏洩の場合は、粒径は小さくなると考え、1μm 粒子程度の沈着率で沈着量が計算される。格納容器スプレイの作動によって、格納容器内に浮遊する粒子状ヨウ素は、1 時間で 2 桁程度低下し、格納容器沈着が増加する。また、スプレイ作動後は、スプレイでは除去され難い 1μm 以下の粒径になると考え、粒子状放射性物質のスプレイによる除去は仮にスプレイが継続中であっても 1 時間のみとしている。この粒子の粒径低下に伴い、格納容器内の除去率も 1μm 粒子相当の除去率に変更される。また、本ケースでは、フィルタによる放射性物質の除去を想定しているので、フィルタ捕集量が増加する。建屋から環境への移行は、非常用ガス処理系の建屋換気率と建屋から環境への漏洩の 2 つから計算されるが、格納容器の微小漏洩時には、建屋漏洩率 50 容積%/day よりも建屋換気率 100 容積%/day が大きいので、建屋へ漏洩した放射性物質は全てガス処理系経由での環境放出として計算される。

有機ヨウ素の挙動については（**図 4.2-4**）、格納容器内の自然沈着及びスプレイ除去は想定していないので、大部分は格納容器内に浮遊している。建屋に漏洩した有機ヨウ素は一部フィルタで除去され、環境に放出される。

元素状ヨウ素I_2の挙動については（**図4.2-5**）、格納容器内の自然沈着は保守的に考慮していないが、気液分配係数100に基づくスプレイ除去が可能である。元素状ヨウ素のスプレイ除去は12時間で1桁低減する値で計算される。スプレイ作動時の格納容器内の雰囲気と液相体積の比は、評価プラントや外部水源を利用状況など事故シナリオにより異なるので、代表プラント毎に検討した気相及び液相体積の比(平均値)に基づき、気相及びスプレイ液滴間の移行が計算される。本ケースでは、1.6日程度で気液分配100となり、それ以降はスプレイによる元素状ヨウ素の除去はできない結果となった。事故開始後5日でのXe、有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素の環境への放出割合は、0.02 [-]、2.1E-07 [-]、2.0E-06 [-]、3.3E-6 [-]となった。

設計漏洩 1～4 ケースの結果(**表 4.2-1** 参照)より、工学的安全設備の作動状況の違いによる低減効果の検討が可能である。環境への放出割合は、フィルタ除去により、希ガスを除き 2 桁程度の低減が可能である。また、スプレイの作動の有無では、スプレイ作動開始時刻に影響するが、事故開始後 24 時間でスプレイをさせた場合、希ガス及び有機ヨウ素を除き、1 桁程度の低減が可能である。

4.2.2　格納容器先行破損ケース

本ケースは、事故シーケンスは崩壊熱除去失敗のTWシーケンス、格納容器破損モードは、格納容器先行破損を想定したものである。工学的安全設備の作動条件は、格納容器スプレイ作動及びフィルタ除去なしを想定している。事故進展時刻は、データベースより、格納容器破損1.6日、ギャップ放出開始時刻1.8日が参照された。格納容器先行破損ケースのXe、粒子状ヨウ素、有機ヨウ素、元素状ヨウ素の挙動を**図4.2-6**～**図4.2-9**に示す。格納容器先行破損では格納容器及び建屋の漏洩率として100容積%/dayを用いて環境への放出が計算される。本ケースでは、フィルタ除去を想定していないので、ガス処理系の換気率はゼロであり、建屋の漏洩率100容積%/dayで環境への放射性物質の放出が計算される。また、本ケースでは、格納容器は既に破損しているので、格納容器及び建屋内の自然沈着による除去率は、4μm粒子相当の除去率を用いて沈着計算が実施される。事故開始後5日でのXe、有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素の環境への放出割合は、0.96 [-]、1.0E-03 [-]、3.4E-02 [-]、1.5E-02 [-]となった。

4.2.3　格納容器過圧破損 1 ケース

本ケースは、事故シーケンスはECCSが全く作動しないTQUVシーケンス、格納容器破損モードは、格納容器後期過圧破損を想定したものである。また、工学的安全設備の作動は想定していない。事故進展時刻は、データベースより、ギャップ放出開始時刻が事故開始後0.68時間、圧力容器破損時刻が4時間程度、そして格納容器過圧破損として27.7時間が参照された。格納容器後期過圧破損ケースのXe、粒子状ヨウ素、有機ヨウ素、元素状ヨウ素の挙動を**図4.2-10**～**図4.2-13**に示す。

希ガスであるXe(**図4.2-10**)は、プラント内をガスとして挙動し、また炉心から放出後、プールスクラビングによる除去(SRV経由)はできないので、格納用雰囲気に直接放出される。格納容器の漏洩は、格納容器破損までは設計漏洩、格納容器破損から破損後1時間までは100容積%/hr、それ以降は100容

積%/dayの3段階の漏洩率で計算される。また、格納容器破損によって格納容器に急激な減圧が生じるような本ケースの場合には、晩期炉内放出の全量が格納容器破損後1時間で放出されるとして計算される。なお、急激な減圧が生じない事故シナリオでは、晩期炉内放出は考慮されない。

粒子状ヨウ素(**図 4.2-11**)は、プールスクラビング(SRV 経由)で除去された後に格納容器へ放出される。格納容器へ移行した粒子状ヨウ素は、自然沈着により徐々に減少する。格納容器内及び建屋に浮遊する粒子は、検討結果に基づき 4μm 粒子の除去率で沈着計算が実施される。格納容器破損に至ると一部が建屋で沈着するが、100 容積%/hr の放出であるので大半は環境へ放出される。また、本ケースでは、フィルタ除去を想定していないので、フィルタ捕集量はゼロである。

元素状ヨウ素 I_2(**図 4.2-13**)は、ヨウ素が格納容器に移行した後の液相中でのヨウ素化学反応により、化学変化が生じて気相へ再放出される。元素状ヨウ素は、格納容器壁に吸着する傾向があるが、ヨウ素化学反応は不確実さが大きいことから、本コードでは、壁への沈着は保守的に考慮していない。仮に壁への沈着を考慮する場合には、ユーザ入力を用いる必要がある。

事故開始後 5 日での Xe、有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素の環境への放出割合は、初期炉内内蔵量に対し、0.95 [-]、1.1E-03 [-]、3.7E-02 [-]、1.5E-02 [-]となった。本ケースでは、データベースより格納容器破損時刻として 27.7 時間が採用されている。格納容器破損時刻を 7.9 時間とした過圧破損 2 のケースでは、過圧破損 1 ケースよりも格納容器雰囲気中に浮遊する量が多い時点で格納容器が過圧破損するので環境への粒子状ヨウ素の放出割合は 6.8E-02 [-]と増加する。

4.2.4　格納容器ベント作動ケース

本ケースは、事故シーケンスは ECCS が全く作動しない TQUV シーケンス、格納容器破損モードは、AM 策の 1 つである格納容器ベント作動を想定したものである。格納容器ベントは事故開始後 24 時間での作動を想定した。また、その他の工学的安全設備の作動は想定していない。事故進展時刻は、データベースより、ギャップ放出開始時刻 0.68 時間、圧力容器破損時刻 4 時間程度が参照された。

格納容器ベント作動ケースの Xe、粒子状ヨウ素、有機ヨウ素、元素状ヨウ素の挙動を**図 4.2-14**～**図 4.2-17** に示す。格納容器内に浮遊する放射性物質は、格納容器ベント作動までは設計漏洩で格納容器から漏洩する。格納容器ベント作動による放射性物質の格納容器から環境への放出は、THALES-2 の結果に基づき、100 容積%/hr で減圧段階である 1 時間のみ作動し、格納容器内に浮遊する放射性物質は、圧力抑制プールを経由し、プールスクラビング除去後に環境に直接放出される。ただし、プールスクラビング効果を考慮するのは、粒子状のみであり、希ガス、元素状ヨウ素 I_2 及び有機ヨウ素の除去は保守的に考慮していない。格納容器内に浮遊する粒子状ヨウ素は、格納容器ベント作動により DF=80 のスクラビング除去を受け、2 桁程度低減された後、環境へ放出される。また、ベント作動による格納容器の減圧により、晩期炉内放出を考慮し、減圧後は、設計漏洩で格納容器から建屋への漏洩が計算される。事故開始後 5 日での Xe、有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素の環境への放出割合は、初期炉内内蔵量に対し、ほぼ全量放出、1.2E-03 [-]、3.8E-02 [-]、1.1E-03 [-]程度となった。

4.2.5　インターフェースシステム LOCA ケース

本ケースは、事故シーケンス及び格納容器破損モードは格納容器バイパス事象の 1 つである ISLOCA を想定したものである。本ケースの Xe、粒子状ヨウ素、有機ヨウ素、元素状ヨウ素の挙動を**図 4.2-18**～**図 4.2-21** に示す。事故進展時刻は、データベースより、ギャップ放出開始時刻 1 時間が参照された。格納容器バイパス事象では、放射性物質が格納容器を経由せず、建屋へ直接放出されるので、建屋での粒子の除去率として 4μm 粒子相当の値を用いて計算される。また、建屋の漏洩率は 100 容積%/day を用いた。希ガスはガスとして挙動するので、環境へはほぼ全量放出される。粒子状ヨウ素は、建屋内でその大部分が沈着されるが、それでも初期炉内内蔵量の 9%程度が環境へ放出される。事故開始後 5 日での希ガス、有機ヨウ素、元素状ヨウ素、粒子状ヨウ素の環境への放出割合は、初期炉内内蔵量に対し、ほぼ全量放出、6.4E-04 [-]、2.1E-02 [-]、9.1E-02 [-]程度となった。ISLOCA ケースでは、建屋に放出される放射性物質は、ギャップ放出及び早期炉内放出のみを想定しているので、有機ヨウ素及び元素状ヨウ素の環境への放出割合は、格納容器過圧破損などの破損モードと比べると若干、少なくなる傾向がある。

4.2.6　簡易ソースタームコード SSTCAL と THALES-2 結果比較

簡易ソースタームコード SSTCAL と THALES-2 結果の比較について述べる。簡易ソースタームコードと THALES-2 結果[1-5]との比較を**表 4.2-3** 及び**図 4.2-22** に示す。希ガスについては両者ともほぼ全量放出となっている。ヨウ素については、THALES-2 計算では有機ヨウ素及び元素状ヨウ素を考慮していないので、粒子状ヨウ素で比較すると、SSTCAL と THALES-2 はほぼ同等の結果が得られる。難揮発性核種については、SSTCAL の結果は、ソースターム計算の起点となる炉外放出割合に NUREG-1465 に対し、1 桁下げた値を採用した修正版 NUREG-1465 を用いているが、それでも THALES-2 の結果よりも過大評価する傾向がある。SSTCAL は、原子力災害発生時において短時間でソースターム及び環境影響評価の計算が可能な緊急時意思決定支援ツールにおいて、簡易ソースターム計算コードとして使用される予定である。このため、SSTCAL による過大評価の傾向は本コードの開発目的を達成しているものと考えられる。

以上より、簡易ソースターム計算コードは、炉外への放射性物質の放出特性として NUREG-1465 修正版を使用すれば、シビアアクシデント解析コード THALES-2 よりも保守的な結果となり、また、THALES-2 で 2 時間程度の計算時間を要する解析を数秒で計算可能であるので、本簡易ソースターム計算コードは、緊急時の支援ツールとして有効であると考えられる。

表 4.1-1　BWR 解析対象シナリオ（BWR5/Mark-II）

<table>
<tr><th rowspan="2"></th><th rowspan="2">解析シナリオ</th><th rowspan="2">FP
放出場所</th><th colspan="3">格納容器漏洩率</th><th>建屋換気率</th><th colspan="3">建屋漏洩率</th><th rowspan="2">格納容器
スプレイ</th></tr>
<tr><th>大規模
放出前</th><th>大規模
放出時</th><th>大規模放出
以降</th><th>フィルタ
除去</th><th>大規模
放出前</th><th>大規模
放出時</th><th>大規模放出
以降</th></tr>
<tr><td rowspan="12">BWR</td><td>設計漏洩 1</td><td rowspan="4">格納容器</td><td colspan="3" rowspan="4">設計漏洩 0.5V（容積）%/day</td><td>なし
0V%/day</td><td colspan="3">50V%/day
(二次格納施設の気密性、設計)</td><td rowspan="2">不作動</td></tr>
<tr><td>設計漏洩 2</td><td>あり
100V%/day(設計)</td><td colspan="3">0V%/day
(建屋換気率＞50V%/day より)</td></tr>
<tr><td>設計漏洩 3</td><td>なし</td><td colspan="3">50V%/day
(二次格納施設の気密性、設計)</td><td rowspan="2">作動</td></tr>
<tr><td>設計漏洩 4</td><td>あり</td><td colspan="3">0V%/day
(建屋換気率＞50V%/day より)</td></tr>
<tr><td>格納容器先行破損</td><td>同上</td><td colspan="3">100V%/day</td><td>なし</td><td>50V%/day</td><td colspan="2">100V%/day</td><td>不作動</td></tr>
<tr><td>格納容器過温破損
(破損時刻 7.9hr)</td><td>同上</td><td>設計漏洩
0.5V%/day</td><td colspan="2">100V%/day</td><td>同上</td><td>50V%/day</td><td colspan="2">100V%/day</td><td>同上</td></tr>
<tr><td>格納容器過圧破損 1
(破損時刻 27.7hr)</td><td rowspan="2">同上</td><td rowspan="2">同上</td><td rowspan="2">100
V%/hr*</td><td rowspan="2">100V%/day</td><td rowspan="2">同上</td><td rowspan="2">50V%/day</td><td rowspan="2">100V%/hr*</td><td rowspan="2">100V%/day</td><td rowspan="2">同上</td></tr>
<tr><td>格納容器過圧破損 2
(破損時刻 7.9hr)</td></tr>
<tr><td>格納容器ベント
(作動時刻 24hr)</td><td>同上</td><td>同上</td><td>100
V%/hr*</td><td>設計漏洩</td><td>同上</td><td colspan="3">50V%/day
(ベント放出は、環境へ直接放出)</td><td>同上</td></tr>
<tr><td>ISLOCA1
(RCS 低圧**)</td><td rowspan="2">建屋</td><td colspan="3" rowspan="2">-</td><td rowspan="2">同上</td><td colspan="3">100V%/day</td><td>-</td></tr>
<tr><td>ISLOCA2
(RCS 高圧**)</td><td colspan="3">100V%/hr</td><td>-</td></tr>
</table>

格納容器漏洩率、建屋換気率、建屋漏洩率はシナリオにより自動設定される。
*放出は減圧時の 1 時間のみ、** RCS 又は一次系が低圧状態で炉心損傷

表 4.1-2　BWR 計算条件（BWR5/Mark-II）

入力情報	設定値
炉外への移行割合	NUREG-1465 修正版
炉外への放出特性	炉内+炉外(ギャップ放出+早期炉内放出+炉外放出+晩期炉内放出)
プラント内放出継続時間	NUREG-1465
炉外へ移行したヨウ素内訳	pH 制御あり(pH>7)(内訳:粒子状ヨウ素 95%、元素状ヨウ素 $I_2$4.85%、有機ヨウ素 0.15%)
プールスクラビング除染係数 [-]	DF=80
自然沈着及びスプレイ除去の除去率	推奨値を使用

表 4.1-3　PWR 解析対象シナリオ（4 ループ PWR PCCV）

<table>
<tr><th rowspan="2"></th><th rowspan="2">解析シナリオ</th><th rowspan="2">FP
放出場所</th><th colspan="3">格納容器漏洩率</th><th rowspan="2">建屋換気率</th><th colspan="3">建屋漏洩率</th><th rowspan="2">格納容器
スプレイ</th></tr>
<tr><th>大規模
放出前</th><th>大規模
放出時</th><th>大規模放出
以降</th><th>フィルタ
除去</th><th>大規模
放出前</th><th>大規模
放出時</th><th>大規模放出
以降</th></tr>
<tr><td rowspan="8">PWR</td><td>設計漏洩 1
(SE-ψ)</td><td rowspan="4">格納容器</td><td colspan="3" rowspan="4">設計漏洩 0.5V（容積）%/day</td><td>なし
0V%/day</td><td colspan="3">50V%/day
(二次格納施設の気密性、設計)</td><td rowspan="2">不作動</td></tr>
<tr><td>設計漏洩 2
(SE-ψ)</td><td>あり
100V%/day(設計)</td><td colspan="3">0V%/day
(建屋換気率＞50V%/day より)</td></tr>
<tr><td>設計漏洩 3
(SE-ψ)</td><td>なし</td><td colspan="3">50V%/day
(二次格納施設の気密性、設計)</td><td rowspan="2">作動</td></tr>
<tr><td>設計漏洩 4
(SE-ψ)</td><td>あり</td><td colspan="3">0V%/day
(建屋換気率＞50V%/day より)</td></tr>
<tr><td>格納容器先行破損
(P-θ)</td><td>同上</td><td colspan="3">100V%/day</td><td>なし</td><td>50V%/day</td><td colspan="2">100V%/day</td><td>不作動</td></tr>
<tr><td>格納容器過圧破損
(SE-δ)</td><td>同上</td><td>設計漏洩
0.5V%/day</td><td>100 V%/hr*</td><td>100V%/day</td><td>同上</td><td>50V%/day</td><td>100V%/hr*</td><td>100V%/day</td><td>同上</td></tr>
<tr><td>ISLOCA1
(V-v, RCS 低圧**)</td><td rowspan="2">建屋</td><td colspan="3" rowspan="2">-</td><td rowspan="2">同上</td><td colspan="3">100V%/day</td><td>-</td></tr>
<tr><td>ISLOCA2
(V-v,RCS 高圧**)</td><td colspan="3">100V%/hr</td><td>-</td></tr>
</table>

格納容器漏洩率、建屋換気率、建屋漏洩率はシナリオにより自動設定される。
*放出は減圧時の 1 時間のみ、** RCS 又は一次系が低圧状態で炉心損傷

表 4.1-4　PWR 計算条件（4 ループ PWR PCCV）

入力情報	設定値
炉外への移行割合	NUREG-1465 修正版
炉外への放出特性	炉内+炉外(ギャップ放出+早期炉内放出+炉外放出+晩期炉内放出)
プラント内放出継続時間	NUREG-1465
炉外へ移行したヨウ素内訳	pH 制御あり(pH>7)(内訳:粒子状ヨウ素 95%、元素状ヨウ素 I_2 4.85%、有機ヨウ素 0.15%)
環境への移行経路	格納容器から環境へ直接放出(ただし、漏洩ケースは 97%がアニュラス経由、3%が環境へ直接放出)
自然沈着及びスプレイ除去の除去率	推奨値を使用

表 4.2-1　BWR 解析結果（BWR5/Mark-II）

	Xe	有機ヨウ素	元素状ヨウ素	粒子状ヨウ素	Cs	Te	Sr	Ru	Ce	La
設計漏洩 1 (SPR なし、FRT なし)	1.54E-02	1.64E-05	5.32E-04	2.82E-04	3.45E-04	2.46E-04	9.75E-05	2.46E-06	4.92E-07	4.88E-07
設計漏洩 2 (SPR なし、FRT あり)	1.95E-02	2.08E-07	6.76E-06	3.44E-06	4.20E-06	3.00E-06	1.19E-06	3.00E-08	6.00E-09	5.96E-09
設計漏洩 3 (SPR あり、FRT なし)	1.54E-02	1.64E-05	1.78E-04	2.68E-04	3.27E-04	2.34E-04	9.25E-05	2.34E-06	4.67E-07	4.64E-07
設計漏洩 4 (SPR あり、FRT あり)	1.95E-02	2.08E-07	2.01E-06	3.26E-06	3.99E-06	2.84E-06	1.13E-06	2.84E-08	5.69E-09	5.65E-09
CV 先行破損	9.58E-01	1.04E-03	3.36E-02	1.46E-02	1.78E-02	1.27E-02	5.05E-03	1.27E-04	2.55E-05	2.53E-05
CV 過温破損 (CV 破損時刻 7.9hr)	9.47E-01	1.13E-03	3.65E-02	1.29E-02	1.52E-02	8.31E-03	3.30E-03	8.31E-05	1.66E-05	1.65E-05
CV 過圧破損 1 (CV 破損時刻 27.7hr)	9.52E-01	1.13E-03	3.66E-02	1.53E-02	1.67E-02	2.83E-03	1.12E-03	2.83E-05	5.67E-06	5.67E-06
CV 過圧破損 2 (CV 破損時刻 7.9hr)	9.76E-01	1.16E-03	3.76E-02	6.81E-02	8.13E-02	4.90E-02	1.95E-02	4.90E-04	9.81E-05	9.76E-05
CV ベント作動 (ベント作動時刻 24hr)	9.96E-01	1.18E-03	3.83E-02	1.08E-03	1.18E-03	2.25E-03	8.95E-05	2.25E-06	4.51E-07	4.48E-06
ISLOCA1(RCS 低圧)	9.93E-01	6.42E-04	2.07E-02	9.07E-02	7.86E-02	5.62E-02	4.52E-03	5.61E-04	1.12E-04	4.50E-05
ISLOCA2(RCS 高圧)	1.00E+00	6.38E-04	2.06E-02	3.53E-01	3.06E-01	2.19E-01	1.76E-02	2.19E-03	4.37E-04	1.75E-04

SPR: 格納容器スプレイ(24hr 後作動)、FTR: フィルタ除去(希ガスを除き 99%除去) を想定

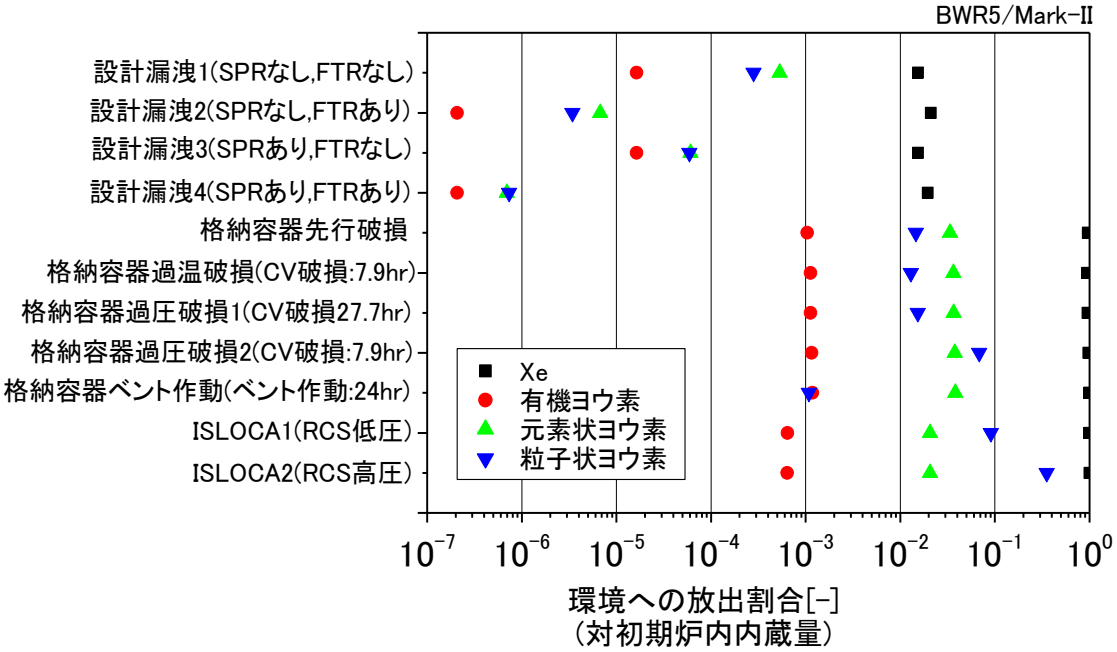
表 4.2-2　PWR 解析結果（4 ループ PWR PCCV）

	Xe	有機ヨウ素	元素状ヨウ素	粒子状ヨウ素	Cs	Te	Sr	Ru	Ce	La
設計漏洩 1(SE-ψ) (SPR なし、FRT なし)	1.57E-02	1.52E-05	4.97E-04	6.10E-04	6.43E-04	4.94E-04	1.19E-04	4.94E-06	9.89E-07	6.92E-07
設計漏洩 2(SE-ψ) * (SPR なし、FRT あり)	1.97E-02	8.91E-07	2.93E-05	3.38E-05	3.56E-05	2.74E-05	6.58E-06	2.74E-07	5.48E-08	3.83E-08
設計漏洩 3(SE-ψ) (SPR あり、FRT なし)	1.57E-02	1.52E-05	2.37E-04	5.85E-04	6.15E-04	4.73E-04	1.13E-04	4.73E-06	9.46E-07	6.61E-07
設計漏洩 4(SE-ψ) (SPR あり、FRT あり)	1.97E-02	8.91E-07	1.25E-05	3.24E-05	3.40E-05	2.62E-05	6.27E-06	2.62E-07	5.24E-08	3.66E-08
CV 先行破損(P-θ、CV 破損時刻:31.2hr)	9.93E-01	9.68E-04	3.13E-02	1.38E-01	1.46E-01	1.12E-01	2.69E-02	1.12E-03	2.24E-04	1.57E-04
CV 過圧破損(SE-δ) (CV 破損時刻 51hr)	9.79E-01	1.10E-03	3.59E-02	4.75E-02	5.01E-02	1.05E-03	2.59E-04	1.05E-05	2.10E-06	1.50E-06
ISLOCA1(RCS 低圧)	9.93E-01	6.03E-04	1.95E-02	8.53E-02	6.74E-02	5.62E-02	4.52E-03	5.61E-04	1.12E-04	4.50E-05
ISLOCA2(RCS 高圧)	1.00E+00	6.01E-04	1.94E-02	3.32E-01	2.62E-01	2.19E-01	1.76E-02	2.19E-03	4.37E-04	1.75E-04

SPR: 格納容器スプレイ(24hr 後作動)、FTR: フィルタ除去(希ガスを除き 99%除去) を想定
* 環境への放出経路(アニュラス放出 97%,環境放出 3%)の影響によりフィルタ除去の効果が BWR よりも低い

表 4.2-3　簡易ソースタームコード SSTCAL と THALES-2 結果の比較（BWR5/Mark-II）

		Xe	有機ヨウ素	元素状ヨウ素	粒子状ヨウ素	Cs	Te	Sr	Ru	Ce	La
CV 先行破損	SSTCAL	9.58E-01	1.04E-03	3.36E-02	1.46E-02	1.78E-02	1.27E-02	5.05E-03	1.27E-04	2.55E-05	2.53E-05
	THALES-2	9.66E-01	未考慮	未考慮	4.38E-02	5.52E-02	2.24E-02	3.55E-04	3.66E-06	1.68E-06	1.68E-06
CV 過圧破損 1 (CV 破損時刻 27.7hr)	SSTCAL	9.52E-01	1.13E-03	3.66E-02	1.53E-02	1.67E-02	2.83E-03	1.12E-03	2.83E-05	5.67E-06	5.67E-06
	THALES-2	9.52E-01	未考慮	未考慮	3.25E-02	2.79E-02	2.84E-04	1.59E-08	3.82E-11	6.40E-12	6.40E-12
CV ベント作動	SSTCAL	9.96E-01	1.18E-03	3.83E-02	1.08E-03	1.18E-03	2.25E-03	8.95E-05	2.25E-06	4.51E-07	4.48E-06
	THALES-2	8.67E-01	未考慮	未考慮	9.04E-04	7.52E-04	3.22E-04	2.27E-08	4.15E-11	7.05E-11	7.05E-11
ISLOCA1(RCS 低圧)	SSTCAL	9.93E-01	6.42E-04	2.07E-02	9.07E-02	7.86E-02	5.62E-02	4.52E-03	5.61E-04	1.12E-04	4.50E-05
	THALES-2	7.81E-01	未考慮	未考慮	6.16E-02	4.88E-02	4.67E-03	1.28E-05	1.09E-07	4.85E-08	4.85E-08



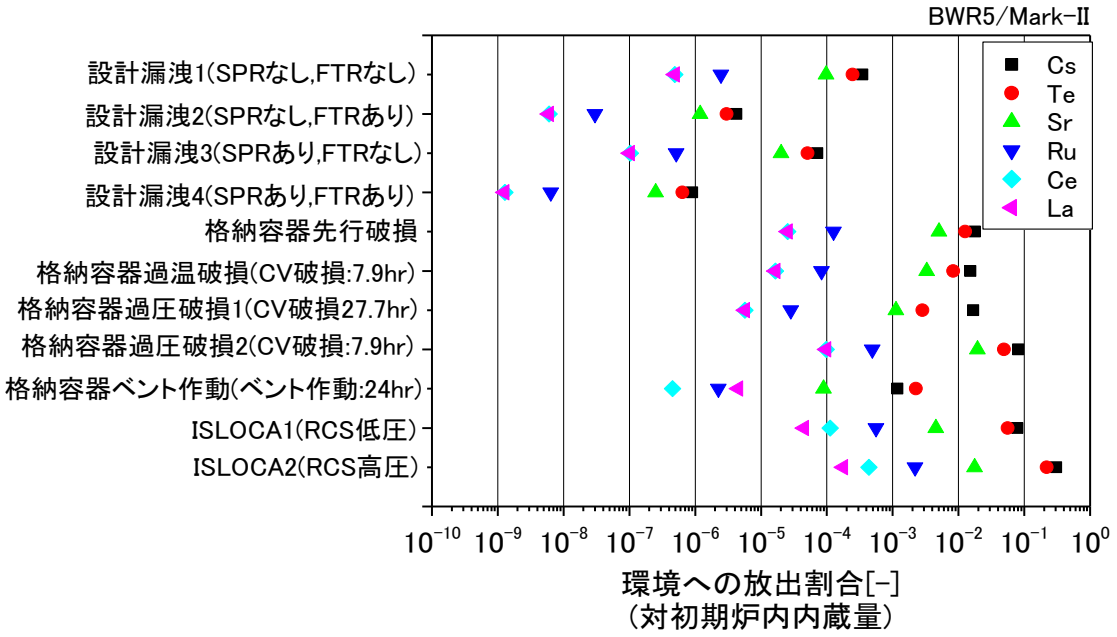


図 4.2-1　BWR5/Mark-II プラントの解析結果

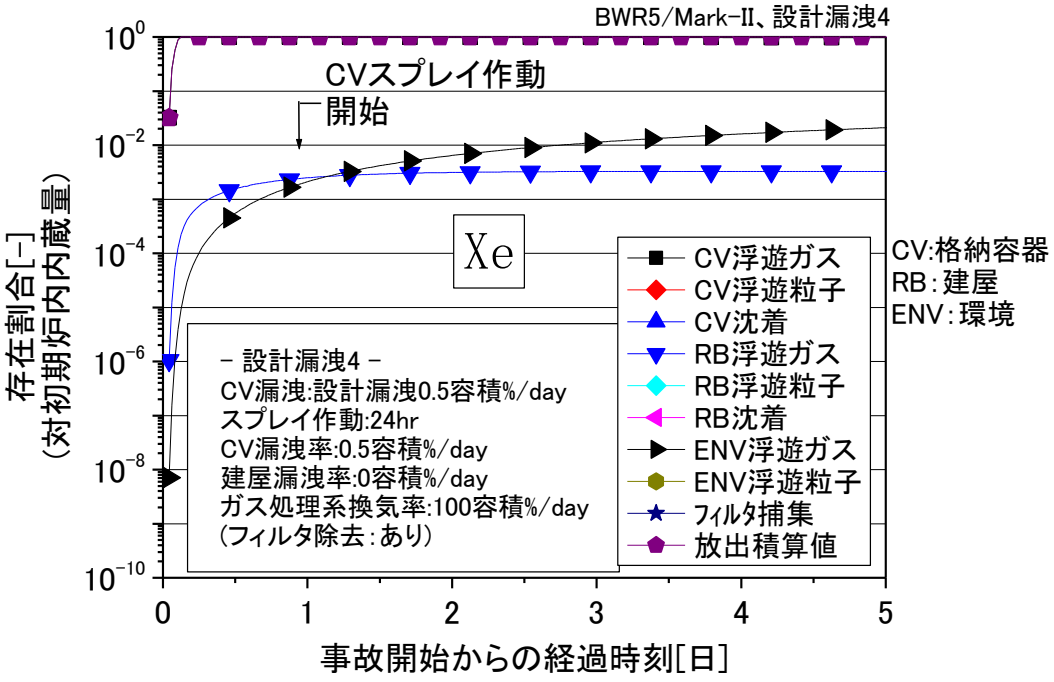


図 4.2-2　Xe の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II）

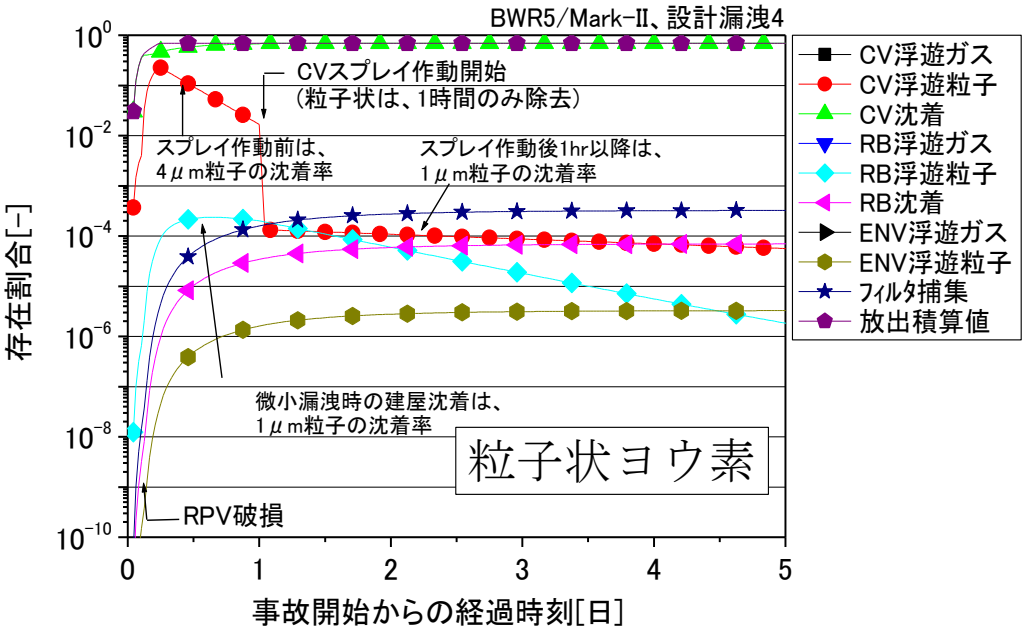


図 4.2-3　粒子状ヨウ素の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II）

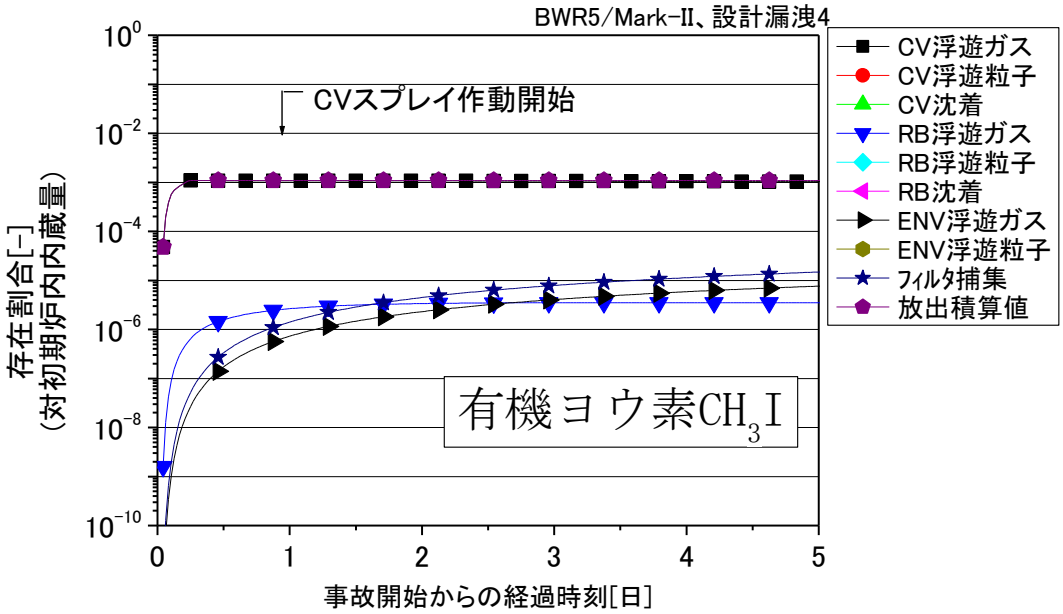


図 4.2-4　有機ヨウ素の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II）

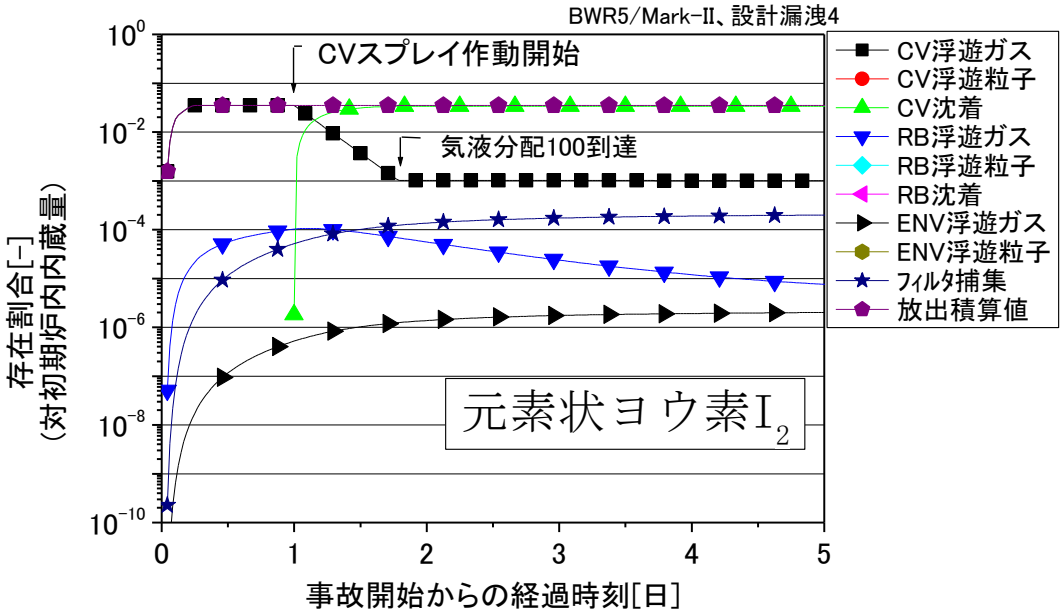


図 4.2-5　元素状ヨウ素の挙動（設計漏洩 4、BWR5/Mark-II）

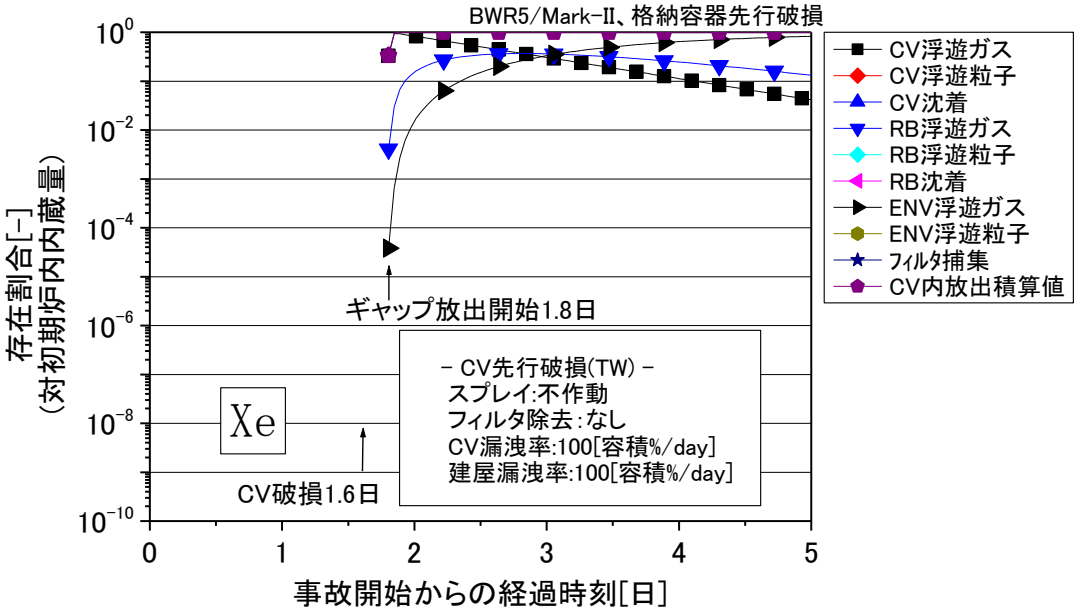


図 4.2-6　Xe の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II）

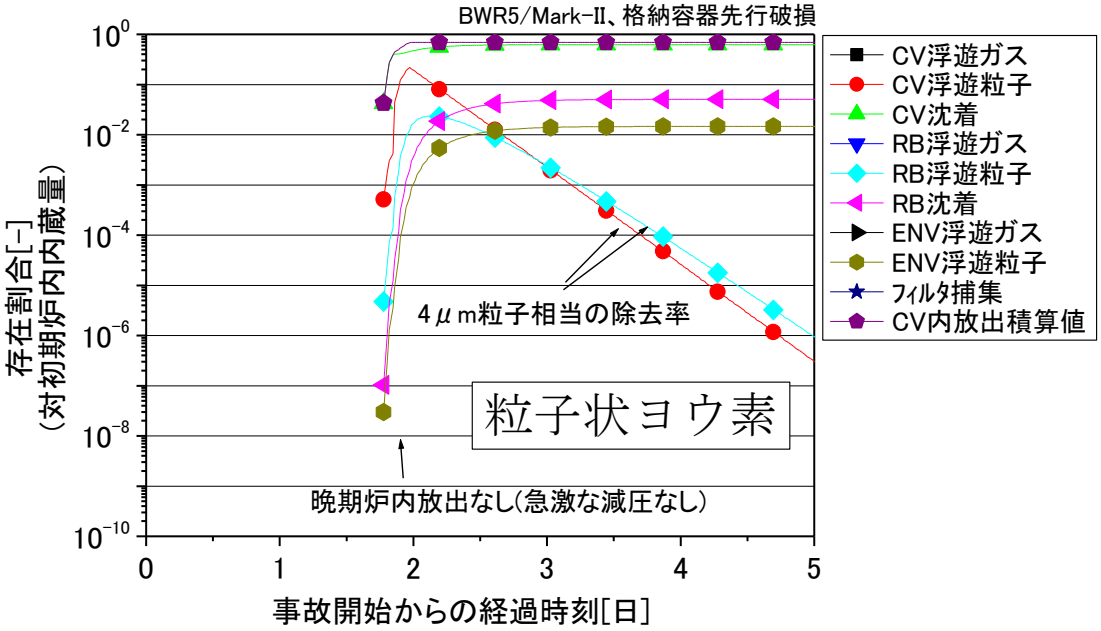


図 4.2-7　粒子状ヨウ素の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II）

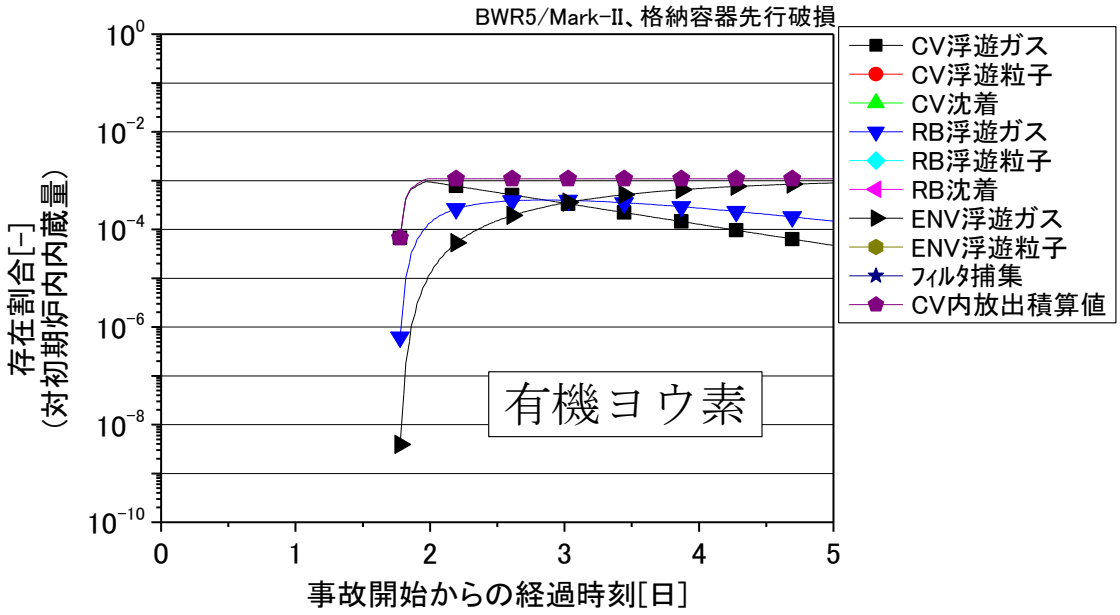


図 4.2-8　有機ヨウ素の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II）

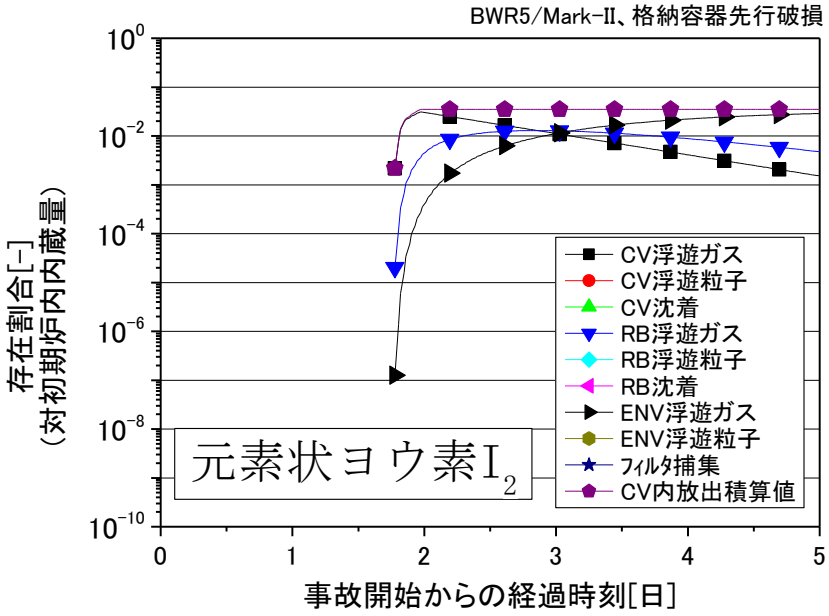


図 4.2-9　元素状ヨウ素の挙動（格納容器先行破損、BWR5/Mark-II）

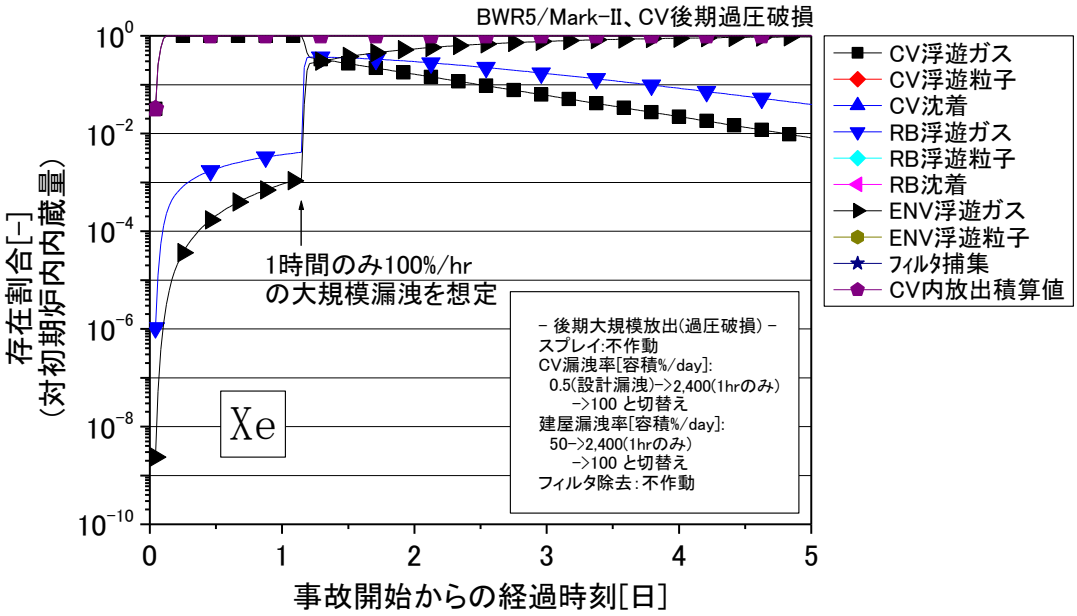


図 4.2-10　Xe の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II）

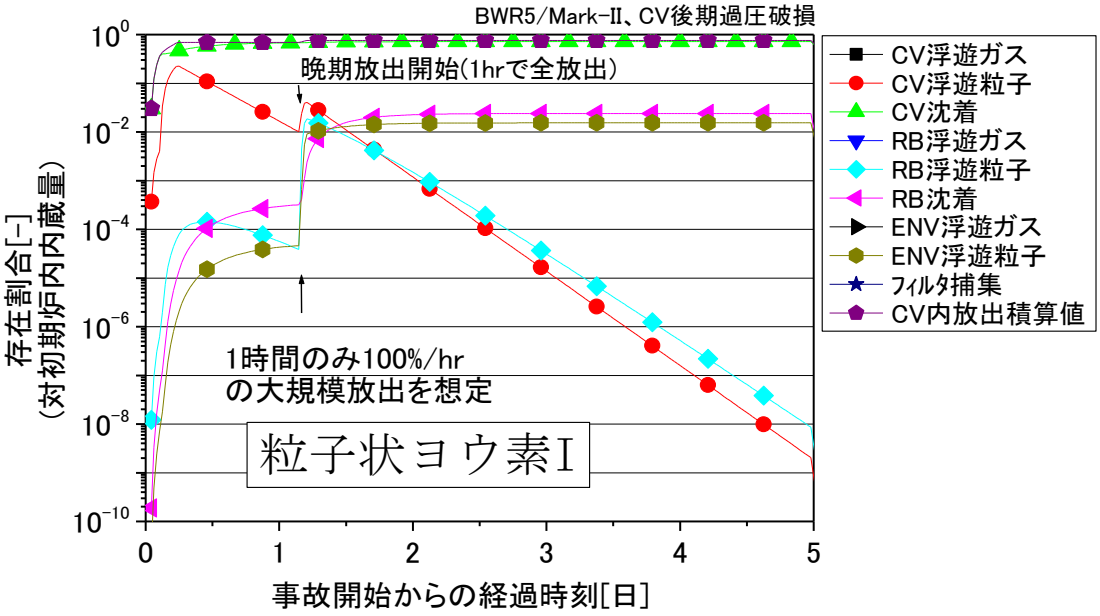


図 4.2-11　粒子状ヨウ素の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II）

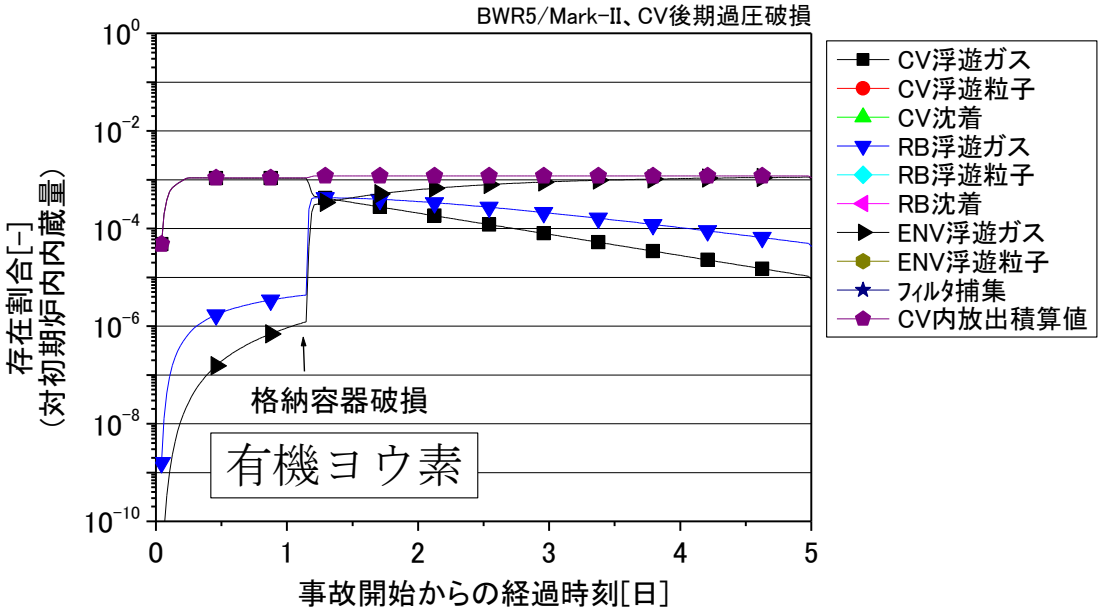


図 4.2-12　有機ヨウ素の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II）

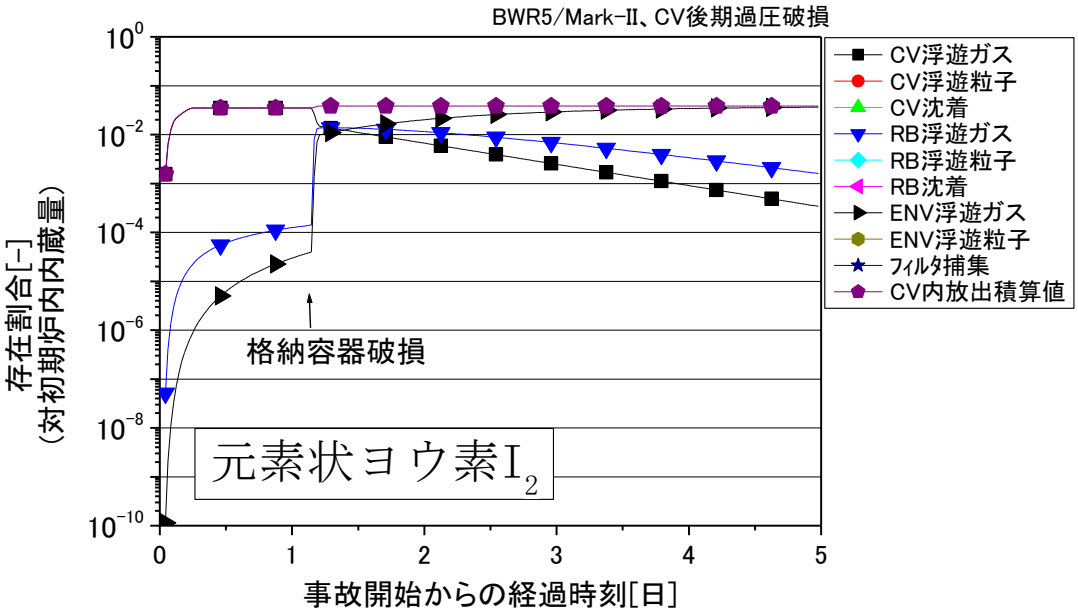


図 4.2-13　元素状ヨウ素の挙動（格納容器後期過圧破損、BWR5/Mark-II）

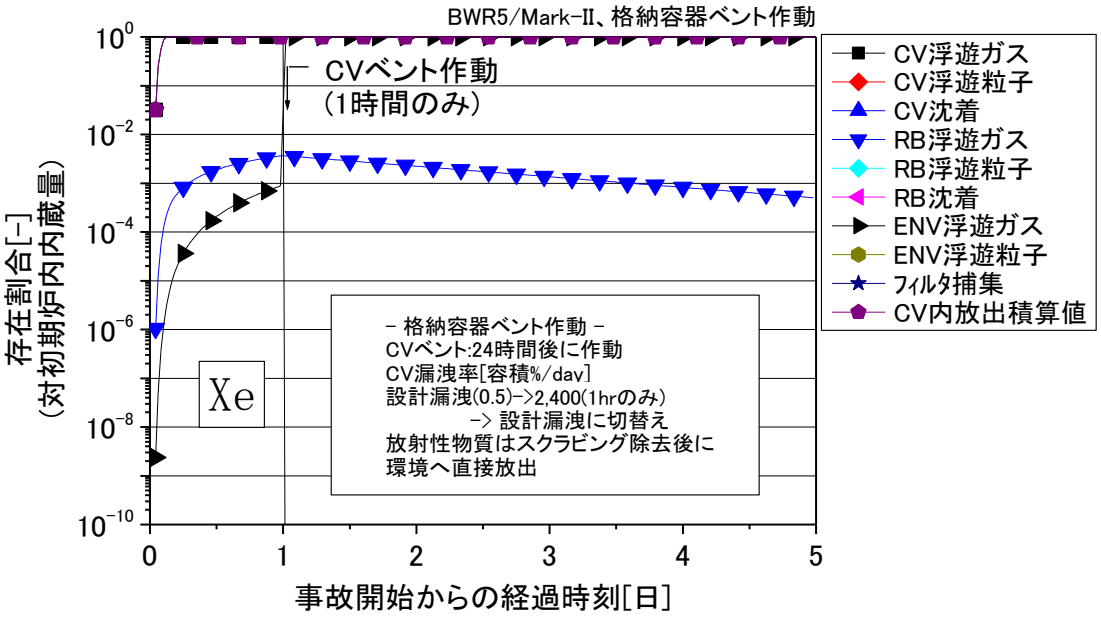


図 4.2-14　Xe の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II）

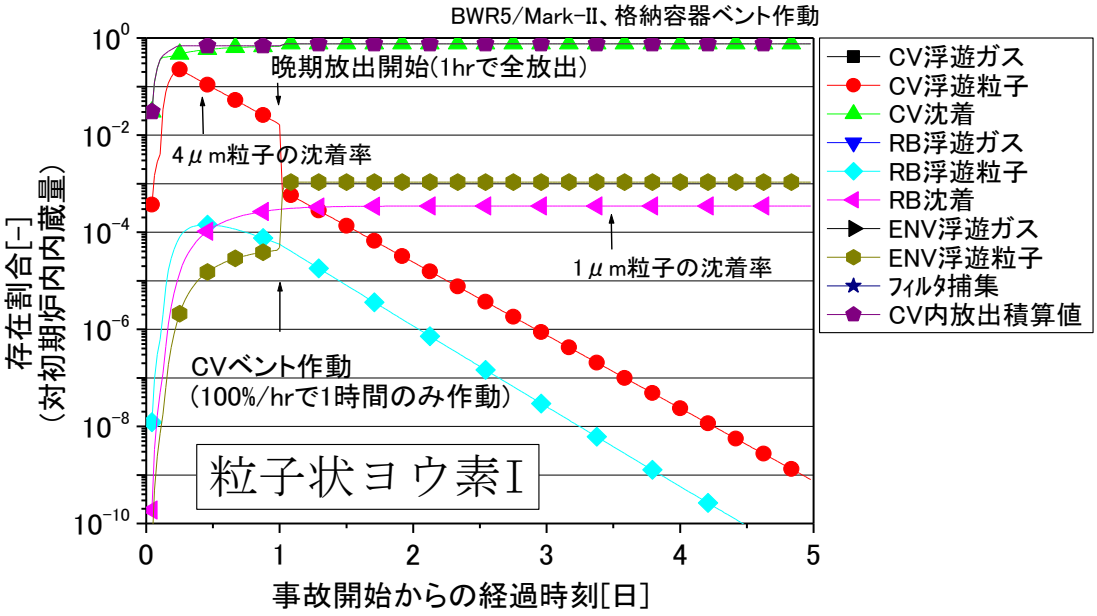


図 4.2-15　粒子状ヨウ素の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II）

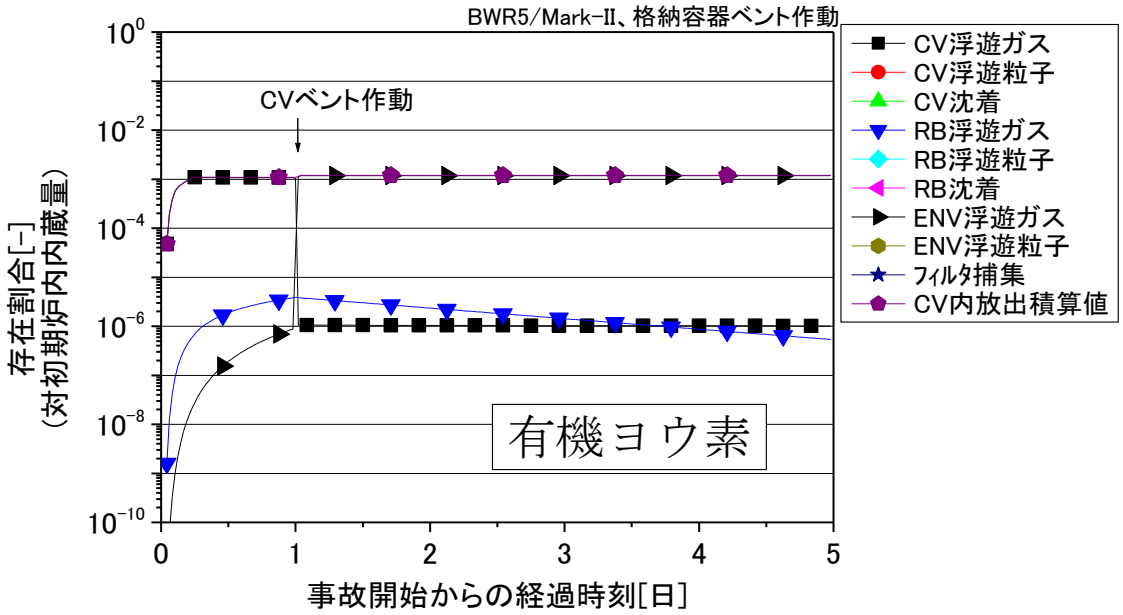


図 4.2-16　有機ヨウ素の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II）

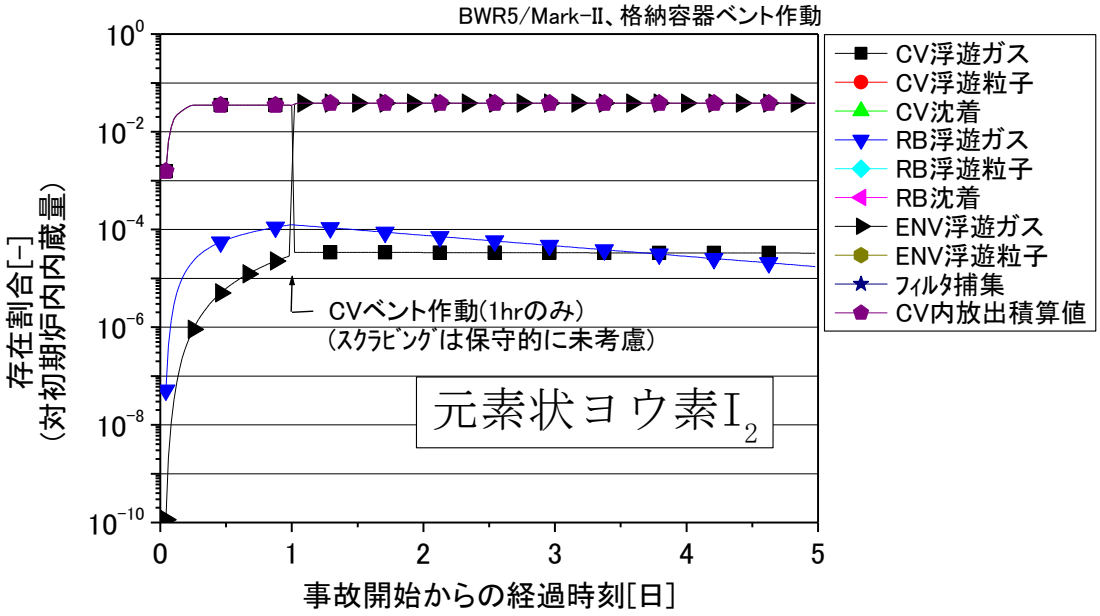


図 4.2-17　元素状ヨウ素の挙動（格納容器ベント作動、BWR5/Mark-II）

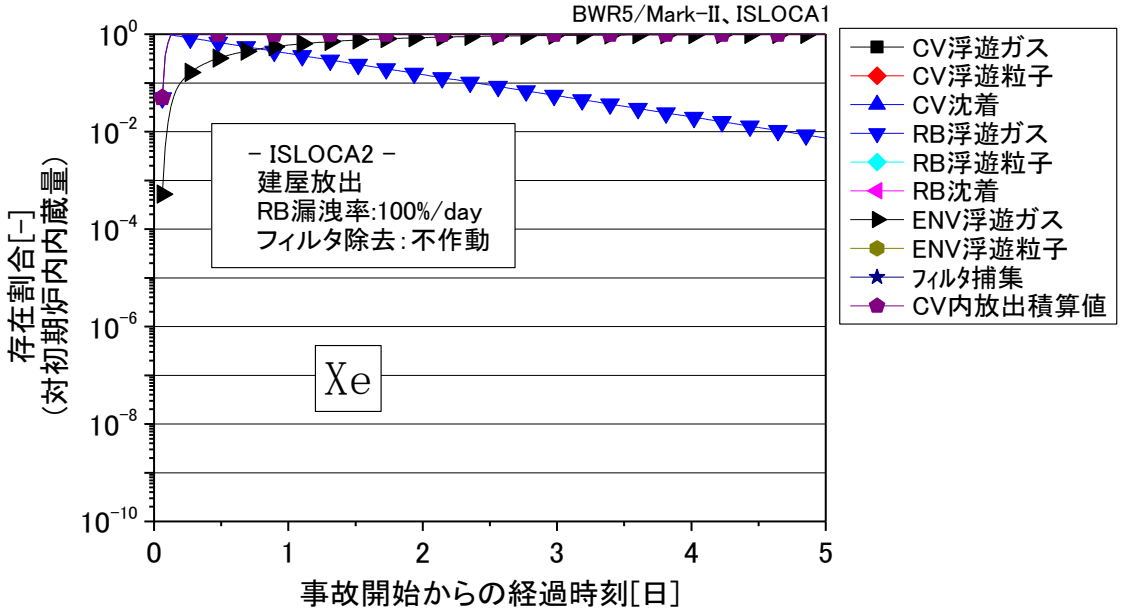


図 4.2-18　Xe の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II）

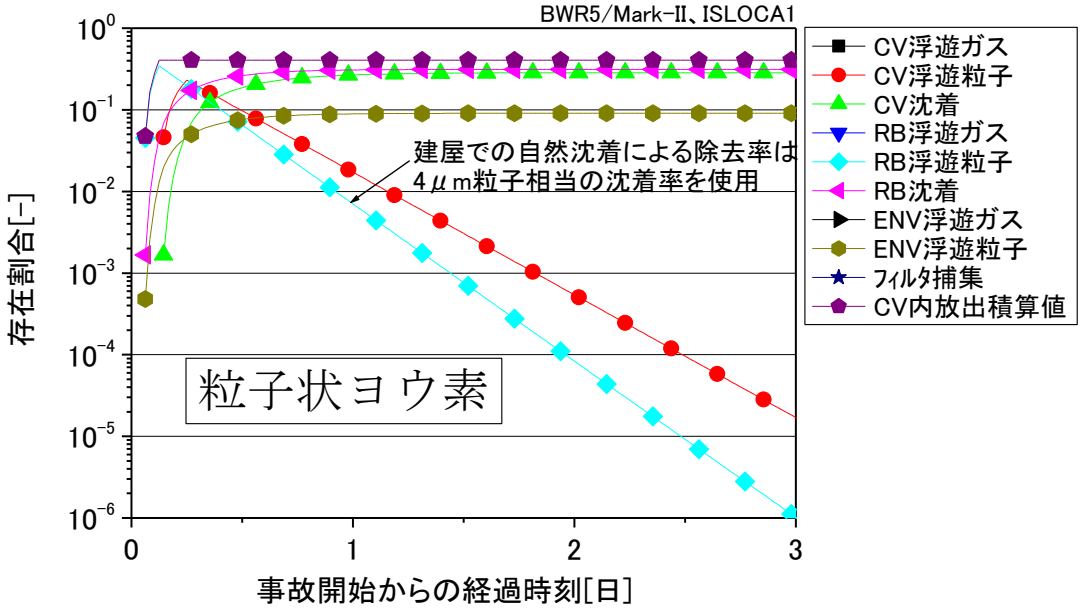


図 4.2-19　粒子状ヨウ素の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II）

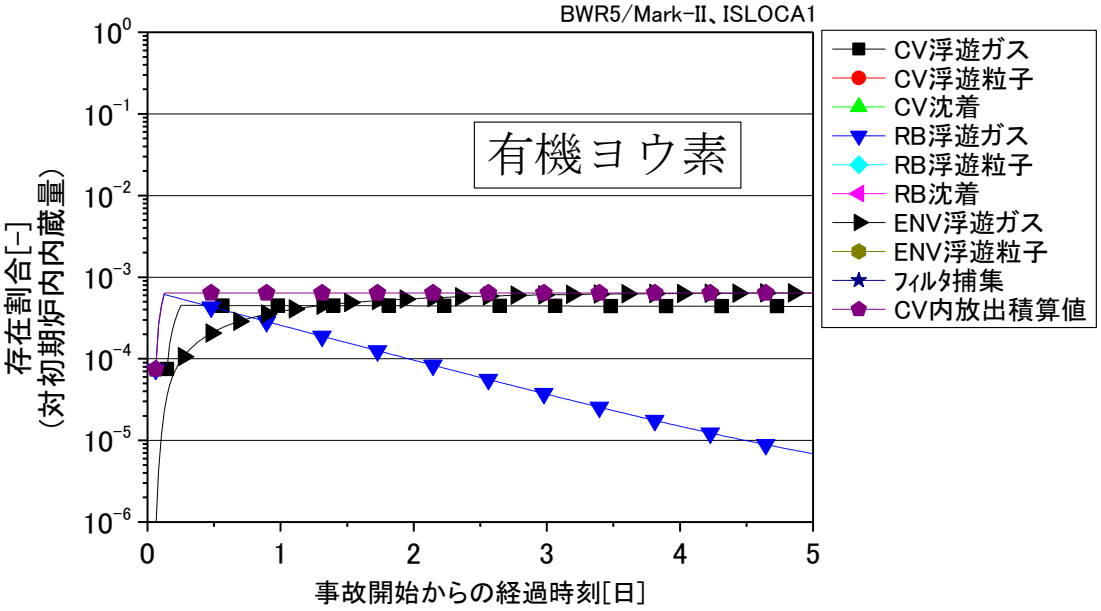


図 4.2-20　有機ヨウ素の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II）

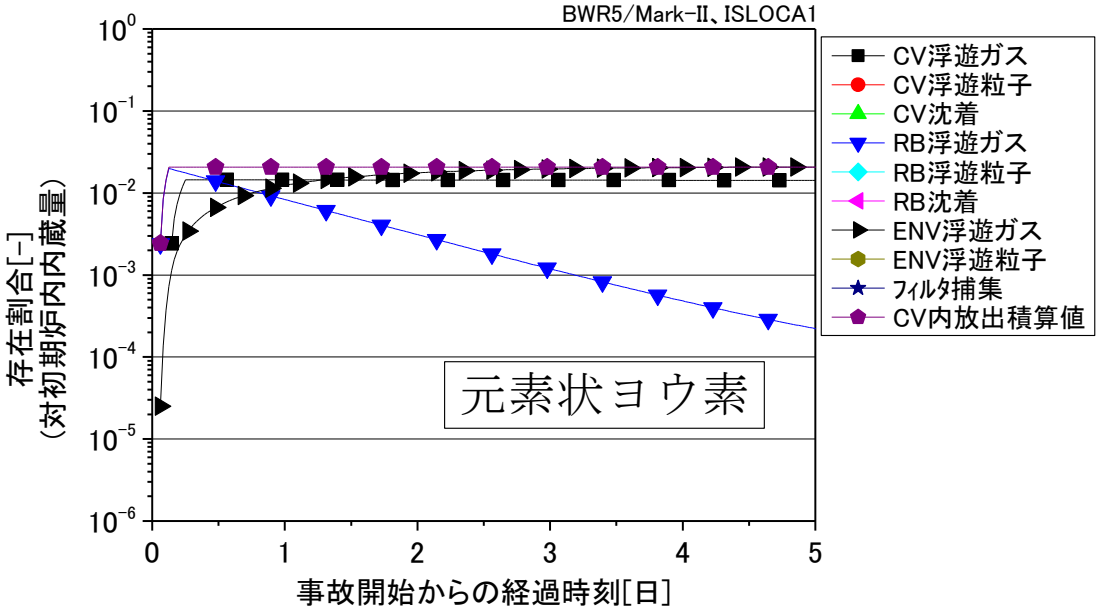


図 4.2-21　元素状ヨウ素の挙動（ISLOCA1、BWR5/Mark-II）

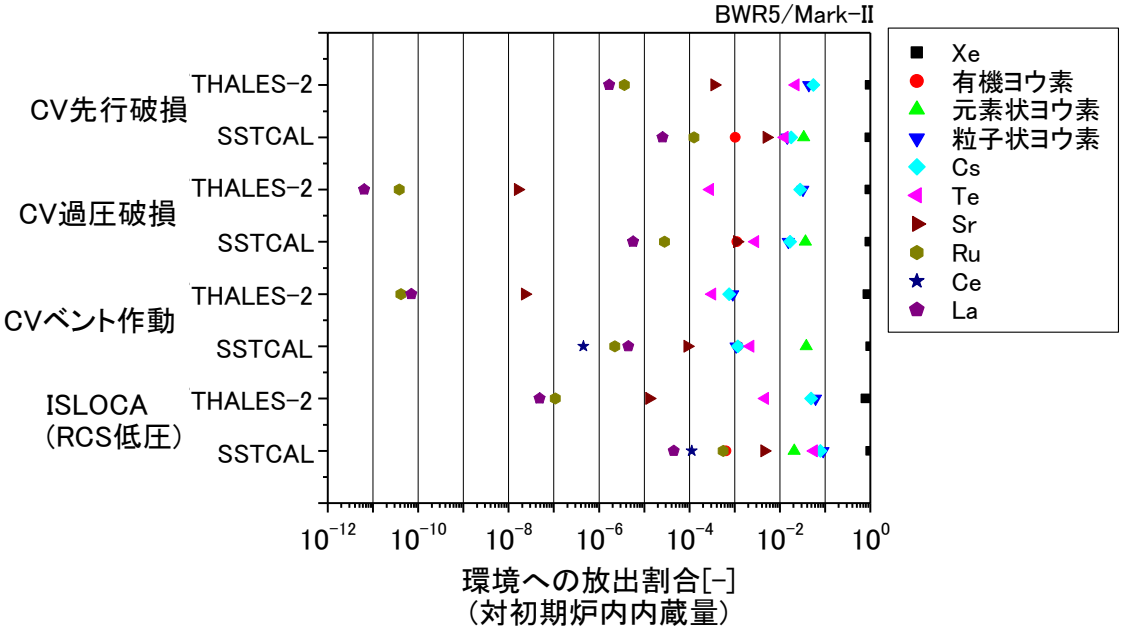


図 4.2-22　SSTCAL と THALES-2 結果比較（BWR5/Mark-II）

5. まとめ

原子力機構では、軽水炉プラントの炉心損傷に至るようなシビアアクシデントに対するオフサイトセンター機能班の意思決定支援を目的に、短時間でソースターム及び環境影響評価の計算が可能な緊急時意思決定支援ツールの整備を実施している。その一環として、NUREG-1465 の代替ソースタームをベースに広範な事故シナリオのソースターム計算が可能な簡易ソースターム計算手法の構築及びコード開発を実施した。本コードは、国内 55 基プラントの基本的な設計情報及びシビアアクシデント解析コード結果から得られた事故進展時刻などソースターム計算に必要な基本情報は全てコード内にデータベース化されており、ユーザは入力オプションの選択のみでソースタームの計算が可能である。本コードと環境影響評価コードを緊急時意思決定支援ツールとして連携させることにより、数秒で原子力防護対策の検討が可能となる。本支援ツールは、緊急時対策支援システム ERSS 及び放射線モニタリング情報共有・公表システム RAMIS システムでは対応できないような事故進展が早い原子力事故時の意思決定支援ツールとして有効であると考えられる。

参考文献

[1-1] 原子力規制員会, “緊急時対策支援システム(ERSS)”, https://www.nra.go.jp/activity/bousai/trouble/ERSS/index.html (参照 : 2025 年 2 月 18 日).

[1-2] 原子力規制委員会, “放射線モニタリング情報共有・公表システム(Radiation Monitoring Information Sharing System: RAMIS)” , https://www.erms.nsr.go.jp/nra-ramis-webg/ (参照 : 2025 年 2 月 18 日).

[1-3] Gauntt, R.O., Cole, R.K., Erickson, C.M., Gido, R.G., Gasser, R.D., Rodriguez, S.B., Young, M.F., “MELCOR computer code manuals: vol.2 Reference manuals, version 1.8.5”, NUREG/CR-6119 vol.2, SAND2000-2417/2, Sandia National Laboratories, (2000).

[1-4] Fauske & Associates Inc., “MAAP (3.0) Modular Accident Analysis Program Users Manual”, (1987).

[1-5] 石川淳他, “THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系統的なソースターム解析” , JAERI-Research 2005-021,(2005), 133p.

[1-6] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Severe Accident Risk: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, (1990).

[1-7] Soffer, L., S.B. Burson, C.M. Ferrell, R.Y. Lee, J.N. Ridgely, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants “, NUREG-1465, (1995).

[2-1] 高橋幹二, “改著 基礎エロゾル工学”, 養賢堂, (1982).

[2-2] 長坂秀雄, “IV シビアアクシデントに関する実証試験,” 原子力安全研究セミナー及び原子炉安全研究ワークショップ講演集“, JAERI-Conf 2001-008, (2001), pp.353-370.

[2-3] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “RTM-96, Response Technical Manual”, NUREG/BR-0150, Vol.1, Rev.4, (1996).

[2-4] IAEA, “Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions during a Reactor Accident”, IAEA-TECDOC-955, International Atomic Energy Agency, Vienna, (1997).

[2-5] 石川淳他, “軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確実さ評価,”日本原子力学会和文誌” , Vol.5, No.4, (2006), pp.305-315.

[2-6] 原子力安全基盤機構, “地震時レベル 2PSA の解析(BWR)”, JNES/SAE08-017,(2008).

[2-7] 原子力安全基盤機構, “地震時レベル 2PSA の解析(BWR)”, JNES/SAE06-046,(2006).

[2-8] 原子力安全基盤機構, “地震時レベル 2PSA の解析(BWR)”, JNES/SAE06-043,(2006).

[2-9] 石川淳他, “THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系統的なスースターム解析”, JAERI-Research 2005-021, (2005), 133p.

[2-10] 原子力安全基盤機構, ”アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書=データベース(BWR)=“, JNES/SAE06-043, (2006).

[2-11] 原子力発電技術機構, “平成 13 年度レベル 2 手法の整備に関する報告書=BWR プラントのソースターム=”, INS/M01-14, (2002).

[2-12] 原子力発電技術機構, “平成 12 年度レベル 2PSA 手法の整備に関する報告書=PWR プラント=”, INS/M00-13, (2001).

[2-13] 原子力安全基盤機構, “アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書=データベース(PWR)=”, JNES/SAE07-050,(2007).

[2-14] 原子力安全基盤機構, “地震時レベル 2 PSA 手法の整備(2 ループ PWR)”, JNES/SAE05-057, (2005).

[2-15] 原子力安全基盤機構, “地震時レベル 2 PSA 手法の整備(4&2 ループ PWR)”, JNES/SAE07-055, (2007).
[2-16] 原子力安全基盤機構, “地震時レベル 2 PSA 手法の整備(PWR)”, JNES/SAE08-015, (2008).
[2-17] 原子力安全基盤機構, “アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書=データベース(PWR)=”, JNES/SAE06-050,(2007).
[3-1] BMI-2104 Vol.I-Ⅶ Draft, “Radionuclide Release Under Specific LWR Accident Conditions” , Battelle Columbus Laboratory, (1983).

付録　国内代表的な軽水炉プラントの発生頻度情報(A：BWR、B：PWR)

付録に国内代表プラントに対する格納容器が破損に至る事故シーケンスの発生頻度及び代表シーケンスの事故進展情報において、公開情報を有するものを以下の表及び図に整理した。BWR プラントの情報を付録 A、PWR プラントについては付録 B に示す。本情報は、簡易ソースターム計算コードにおける解析対象シナリオを決定する際の参考情報として利用する。

BWR プラントの発生頻度に関する情報

	プラント損傷 状態別発生頻度	格納容器破損 モード別発生頻度	地震時の 発生頻度
BWR3/Mark-I	表 A-1, 図 A-1	表 A-2, 図 A-2	表 A-3
BWR4/Mark-I	表 A-4, 図 A-3	表 A-5, 図 A-4	表 A-6
BWR5/Mark-II	表 A-7, 図 A-5	表 A-8, 図 A-6	表 A-9
BWR5/Mark-I 改	-	-	-
BWR5/Mark-II 改	-	-	-
ABWR	表 A-10, 図 A-7	表 A-11, 図 A-8	表 A-12

PWR プラントの発生頻度に関する情報

	プラント損傷 状態別発生頻度	格納容器破損 モード別発生頻度	発生頻度に支配的な事故シナリオ	
			AM なし	AM あり
2 ループ PWR	表 B-1, 図 B-1	表 B-2, 図 B-2	表 B-3, 図 B-3	表 B-4, 図 B-3
3 ループ PWR	表 B-5, 図 B-4	表 B-6, 図 B-5	表 B-7, 図 B-6	表 B-8, 図 B-6
4 ループ PWR	表 B-9, 図 B-7	表 B-10, 図 B-8	表 B-11, 図 B-9	表 B-12, 図 B-9
4 ループ IC 型 PWR	表 B-13, 図 B-10	表 B-14, 図 B-11	表 B-15,図 B-12	表 B-16,図 B-12

表 A-1 プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、BWR3/Mark-I)[2-11]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
TQUV	21	9.0	24	3.0
TQUX	14	22	0.8	2.9
TB	2.5	3.9	3.0	42
TBU	0.7	1.0	0.8	8.1
TW	1.6	1.3	1.9	16
TC	20	0.3	23	1.6
AE	39	61	46	9.9
V	0.9	1.3	1.0	17
頻度合計［/炉年］	4.3E-07	2.8E-07	3.7E-07	2.2E-08

表 A-2 格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、BWR3/Mark-I) [2-11]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
In-Vessel での水蒸気爆発(α)	0.01%以下	0.01%以下
格納容器隔離失敗(β)	0.4	0.5
RPV 破損時の高圧溶融物放出(μ)	0.01%以下	0.01%以下
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.01%以下	0.01%以下
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧(δ)	51	2.2
ドライウェルメルトスルー(φ)	13	2.6
晩期炉心損傷前破損(TW-θ)	1.6	1.3
早期炉心損傷前破損(TC-θ)	20	0.1
格納容器バイパス(ν)	0.9	1.3
早期格納容器ベント(υ-e)	0.0	0.6
後期格納容器ベント(υ-l)	0.0	2.6
漏洩、原子炉冷却系内での事故終息(ψ-e)	13	86
漏洩、格納容器内での事故終息(ψ-e)	0.2	2.3
頻度合計［/炉年］	4.3E-07	2.8E-07

表 A-3　低中地震動レベル域で炉心損傷に至る場合の発生頻度内訳
(プラント損傷状態別、BWR3/Mark-I) [2-6]

プラント損傷状態	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1,100Gal	1,300Gal
TQUV	51.4%	45.4%	37.4%	25.4%	13.6%	7.3%	5.2%
S2QUV	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TQUX	29.4%	26.7%	22.5%	15.8%	8.6%	4.5%	3.0%
TB	3.5%	12.4%	20.8%	20.9%	18.7%	23.4%	28.4%
S2B	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TBU	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%	0.0%	0.0%	0.0%
TW	13.5%	13.1%	12.0%	8.5%	4.6%	2.4%	1.6%
S2W	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TC	2.2%	2.0%	2.0%	2.7%	3.4%	3.9%	4.1%
S2C	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
AE	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
AC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
AW	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
V	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
VC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
RVR	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%
PCVR	0.0%	0.4%	5.2%	26.7%	51.0%	58.4%	57.0%
RBR	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.5%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 A-4　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、BWR4/Mark-I）[2-11]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
TQUV	6.3	6.2	7.8	0.6
TQUX	20	5.7	1.1	0.3
TB	3.7	8.1	4.6	22
TBU	0.9	1.8	1.1	4.0
TW	13	9.3	16	27
TC	25	0.3	30	0.4
AE	32	68	39	44
V	0.2	0.5	0.3	1.3
頻度合計［/炉年］	3.5E-07	1.6E-07	2.8E-07	5.5E-08

表 A-5　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、BWR4/Mark-I）[2-11]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
In-Vessel での水蒸気爆発(α)	0.01%以下	0.01%以下
格納容器隔離失敗(β)	0.3	0.5
RPV 破損時の高圧溶融物放出(μ)	0.02	0.04
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.01%以下	0.01%以下
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧(δ)	22	14
ドライウェルメルトスルー(φ)	22	8.7
晩期炉心損傷前破損(TW-θ)	13	9.4
早期炉心損傷前破損(TC-θ)	25	0.1
格納容器バイパス(ν)	0.2	0.5
早期格納容器ベント(υ-e)	0.0	0.3
後期格納容器ベント(υ-l)	0.0	40
漏洩、原子炉冷却系内での事故終息(ψr-e)	18	11
漏洩、格納容器内での事故終息(ψr-e)	0.2	16
頻度合計［/炉年］	3.5E-07	1.6E-07

表 A-6　低中地震動レベル域で炉心損傷に至る場合の発生頻度内訳
(プラント損傷状態別、BWR4/Mark-I) [2-6]

プラント損傷状態	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1,100Gal	1,300Gal
TQUV	29.8%	20.1%	15.4%	15.5%	15.4%	14.1%	12.7%
S2QUV	0.0%	0.0%	0.1%	0.4%	1.1%	2.5%	2.7%
TQUX	0.9%	1.3%	1.4%	1.1%	0.8%	0.6%	0.5%
TB	16.6%	36.2%	41.2%	34.3%	28.4%	24.5%	22.4%
S2B	0.0%	0.1%	0.3%	0.8%	1.7%	3.8%	4.8%
TBU	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TW	38.1%	29.3%	18.9%	10.8%	6.8%	4.9%	4.2%
S2W	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%	0.1%	0.3%	0.2%
TC	14.6%	12.8%	21.6%	32.9%	36.8%	32.6%	29.5%
S2C	0.0%	0.0%	0.2%	1.1%	2.5%	4.7%	6.0%
AE	0.0%	0.1%	0.3%	1.0%	2.2%	4.7%	5.9%
AC	0.0%	0.0%	0.1%	0.8%	1.9%	3.4%	4.8%
AW	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%	0.2%	0.2%
V	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.4%
VC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%
RVR	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.3%	0.9%	1.5%
PCVR	0.0%	0.0%	0.3%	0.9%	1.1%	1.6%	2.1%
RBR	0.0%	0.0%	0.0%	0.3%	0.8%	1.2%	1.7%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

表 A-7　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、BWR5/Mark-II）[2-11]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
TQUV	4.0	2.1	4.6	0.09
TQUX	13	2.1	0.5	0.03
TB	0.6	0.2	0.7	0.2
TBU	0.2	1.0	0.3	0.2
TW	50	67.0	57	91
TC	26	0.6	30	0.4
AE	5.9	25	6.7	5.9
V	0.5	2.0	0.5	2.7
頻度合計［/炉年］	3.2E-07	7.6E-08	2.8E-07	5.6E-08

表 A-8　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、BWR5/Mark-II）[2-11]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
In-Vessel での水蒸気爆発(α)	0.01%以下	0.01%以下
格納容器隔離失敗(β)	0.1	0.2
RPV 破損時の高圧溶融物放出(μ)	0.2	0.06
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.01	0.01%以下
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧(δ)	11	4.5
ドライウェルメルトスルー(φ)	0.0	0.0
晩期炉心損傷前破損(TW-θ)	50	67
早期炉心損傷前破損(TC-θ)	26	0.3
格納容器バイパス(ν)	0.5	2.0
早期格納容器ベント(υ-e)	0.0	0.2
後期格納容器ベント(υ-l)	0.0	16
漏洩、原子炉冷却系内での事故終息(ψ-e)	12	3.8
漏洩、格納容器内での事故終息(ψ-e)	0.4	6.2
頻度合計［/炉年］	3.2E-07	7.6E-08

表 A-9　低中地震動レベル域で炉心損傷に至る場合の発生頻度内訳
(プラント損傷状態別、BWR5/Mark-II) [2-6]

プラント損傷状態	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1,100Gal	1,300Gal
TQUV	62.3%	41.6%	25.7%	19.1%	14.6%	10.4%	8.7%
S2QUV	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.8%	1.1%
TQUX	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TB	0.4%	0.5%	0.8%	1.5%	2.7%	3.1%	2.6%
S2B	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.6%	3.0%	3.3%
TBU	3.9%	10.7%	14.2%	18.1%	21.8%	24.3%	23.6%
TW	23.5%	17.0%	13.7%	13.9%	15.7%	13.2%	11.0%
S2W	0.0%	0.0%	0.1%	0.5%	2.3%	5.6%	5.1%
TC	9.9%	30.0%	43.7%	41.1%	32.5%	22.7%	19.0%
S2C	0.0%	0.1%	1.0%	2.4%	3.1%	2.8%	2.7%
AE	0.0%	0.0%	0.1%	0.2%	0.9%	5.1%	9.6%
AC	0.0%	0.0%	0.2%	0.5%	0.7%	0.7%	1.0%
AW	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.4%	1.1%	1.0%
V	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.7%	2.4%
VC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%
RVR	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%	0.2%	0.3%	0.4%
PCVR	0.0%	0.0%	0.4%	1.8%	3.0%	4.2%	5.5%
RBR	0.0%	0.0%	0.0%	0.4%	1.3%	2.1%	3.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%

参考: 新潟県中越沖地震(2007 年 7 月)での柏崎刈羽 1 号機の最大地震動レベル： 680GAL

表 A-10　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、ABWR）[2-11]

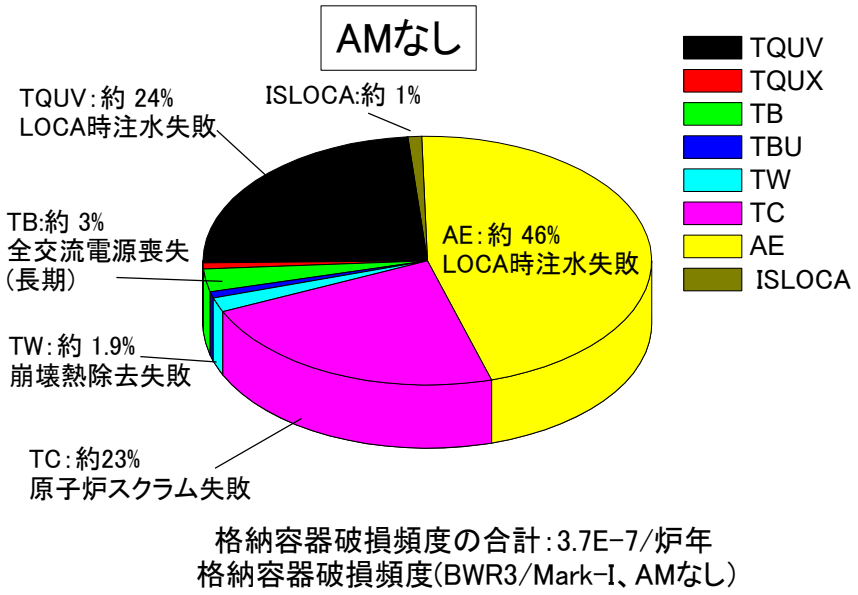
	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
TQUV	57	6.1	57	0.3
TQUX	0.4	2.4	0.01%以下	0.02
TB	17	16	17	25
TBU	7.4	38	7.4	11
TW	16	23	16	45
TC	0.01	0.08	0.01	0.07
AE	0.6	3.7	0.6	0.05
V	1.6	9.9	1.6	19
頻度合計［/炉年］	1.3E-07	2.1E-08	1.3E-07	1.1E-08

表 A-11　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、ABWR）[2-11]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
In-Vessel での水蒸気爆発(α)	0.01%以下	0.01%以下
格納容器隔離失敗(β)	0.4	0.3
RPV 破損時の高圧溶融物放出(μ)	0.02	0.02
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.2	0.2
水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧(δ)	81	19
ドライウェルメルトスルー(φ)	0.0	0.0
晩期炉心損傷前破損(TW-θ)	16	24
早期炉心損傷前破損(TC-θ)	0.01	0.04
格納容器バイパス(ν)	1.6	9.9
早期格納容器ベント(υ-e)	0.0	0.09
後期格納容器ベント(υ-l)	0.0	17
漏洩、原子炉冷却系内での事故終息(ψ-e)	0.4	11
漏洩、格納容器内での事故終息(ψ-e)	0.0	19
頻度合計［/炉年］	1.3E-07	2.1E-08

表 A-12　低中地震動レベル域で炉心損傷に至る場合の発生頻度内訳
(プラント損傷状態別、ABWR) [2-8]

プラント損傷状態	300Gal	450Gal	600Gal	750Gal	900Gal	1,100Gal	1,300Gal
TQUV	17.2%	9.1%	4.0%	2.1%	1.8%	2.3%	2.1%
S2QUV	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.9%	1.6%
TQUX	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
TB	35.0%	53.7%	44.5%	32.9%	27.4%	23.6%	20.2%
S2B	0.0%	0.0%	0.1%	0.4%	1.1%	4.7%	7.7%
TBU	1.6%	2.5%	2.1%	1.6%	1.7%	2.8%	2.9%
TW	45.1%	21.1%	9.0%	4.2%	2.5%	1.7%	1.4%
S2W	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%
TC	1.1%	13.5%	39.8%	56.0%	58.9%	49.4%	42.1%
S2C	0.0%	0.0%	0.2%	1.2%	3.3%	7.9%	10.8%
AE	0.0%	0.1%	0.1%	0.2%	0.3%	0.8%	1.4%
AC	0.0%	0.0%	0.2%	0.5%	0.8%	1.2%	1.6%
AW	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
V	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.4%	1.1%
VC	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.2%	0.8%
RVR	0.0%	0.0%	0.1%	0.2%	0.6%	1.8%	2.9%
PCVR	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
RBR	0.0%	0.0%	0.0%	0.7%	1.5%	2.2%	3.1%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%



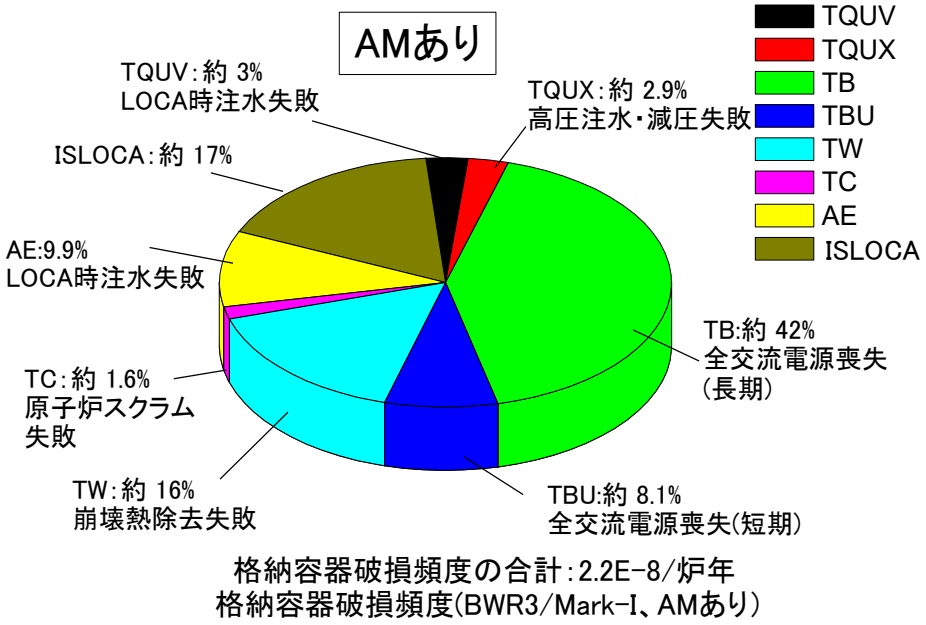
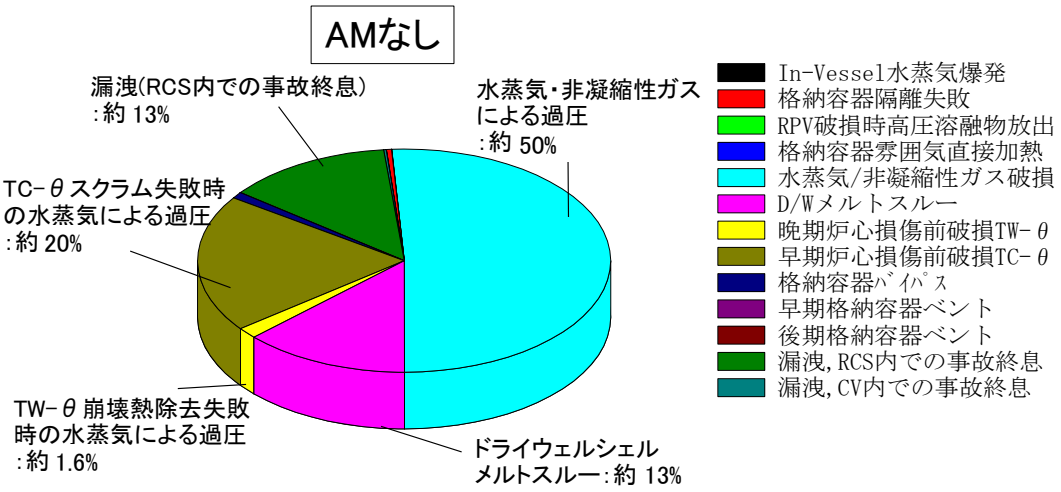
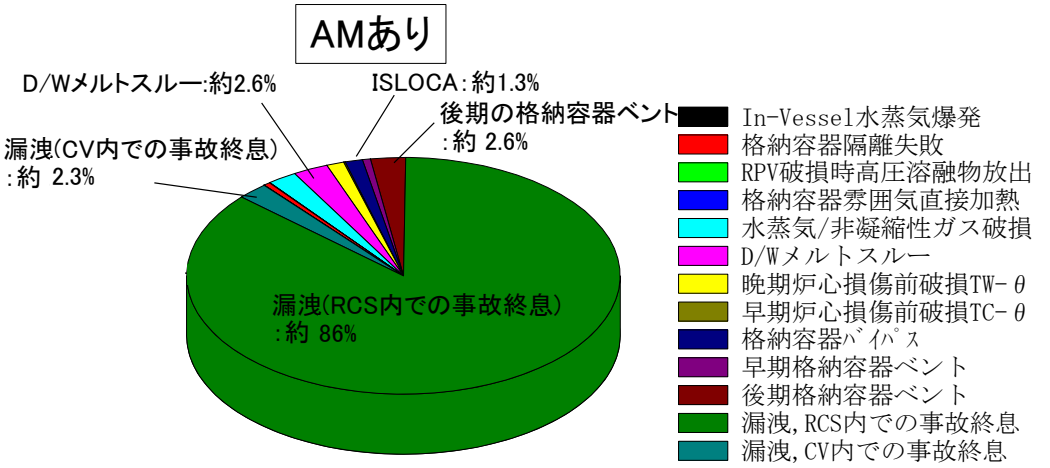


図 A-1 プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、BWR3/Mark-I）

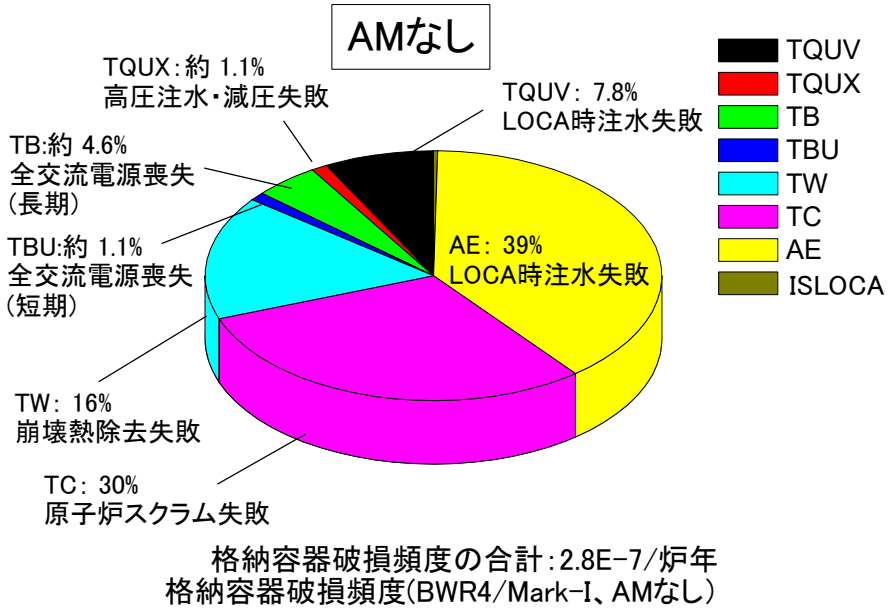


炉心損傷頻度:4.3E-7/炉年
破損モード別発生頻度(BWR3/Mark-I、AMなし)



炉心損傷頻度:2.8E-7/炉年
破損モード別発生頻度(BWR3/Mark-I、AMあり)

図 A-2　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、BWR3/Mark-I）



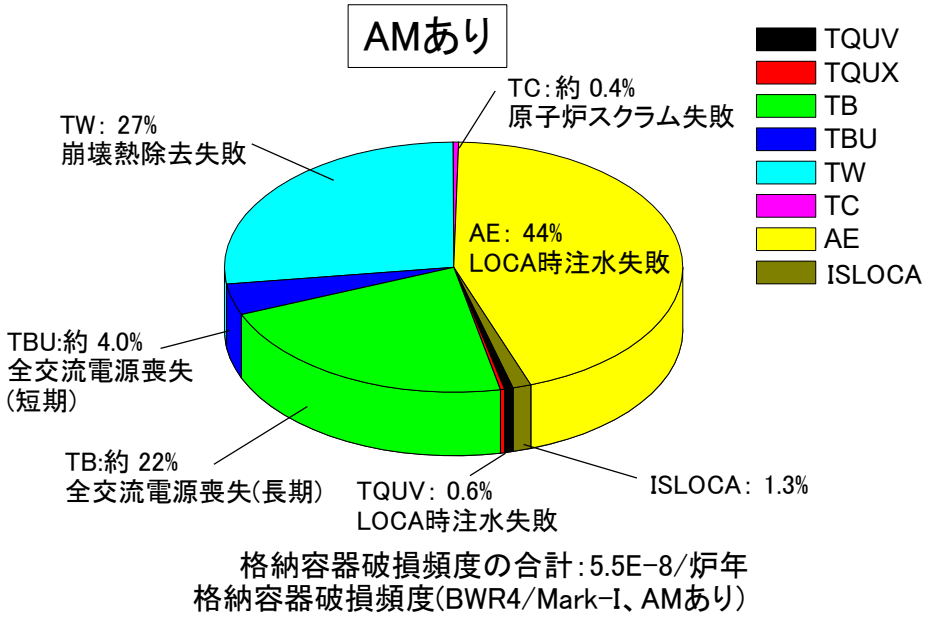
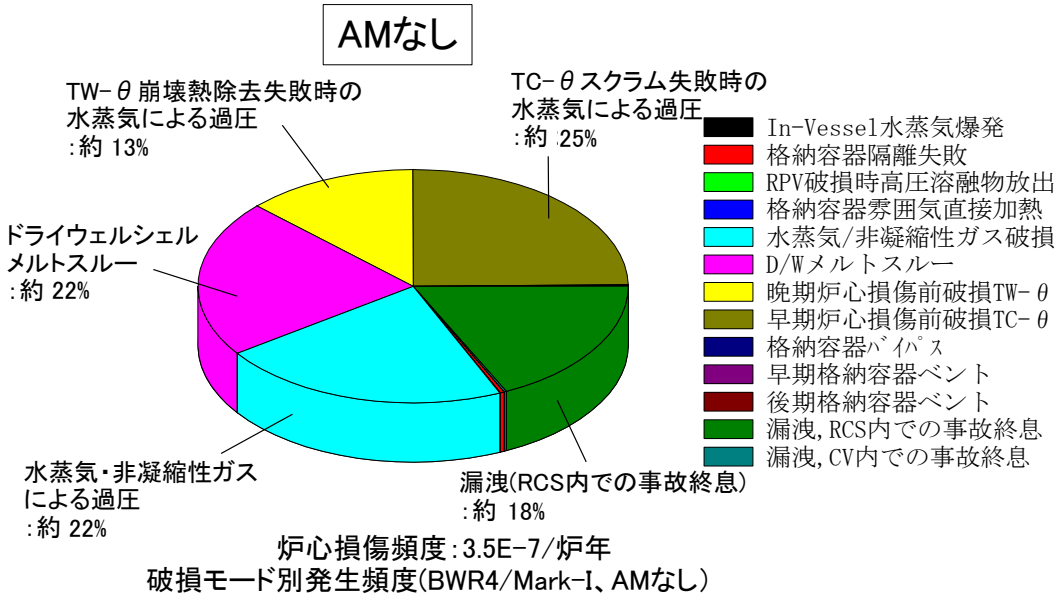


図 A-3　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、BWR4/Mark-I）



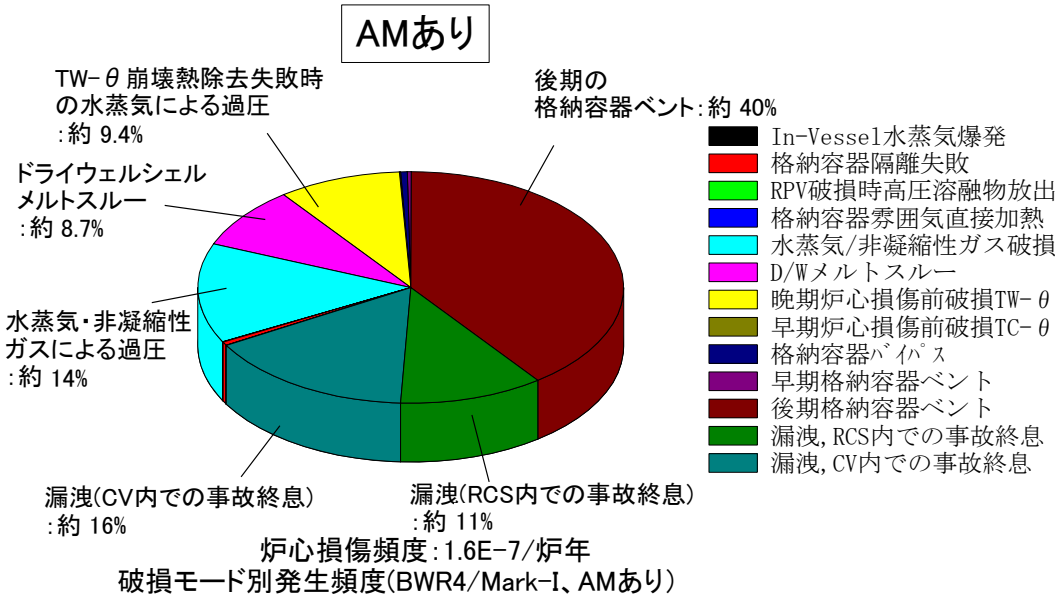
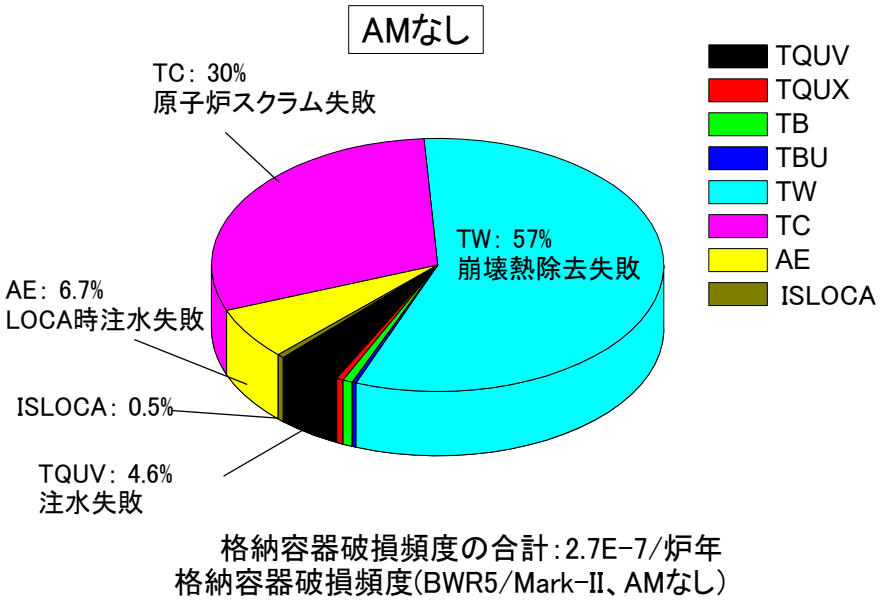


図 A-4　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、BWR4/Mark-I）



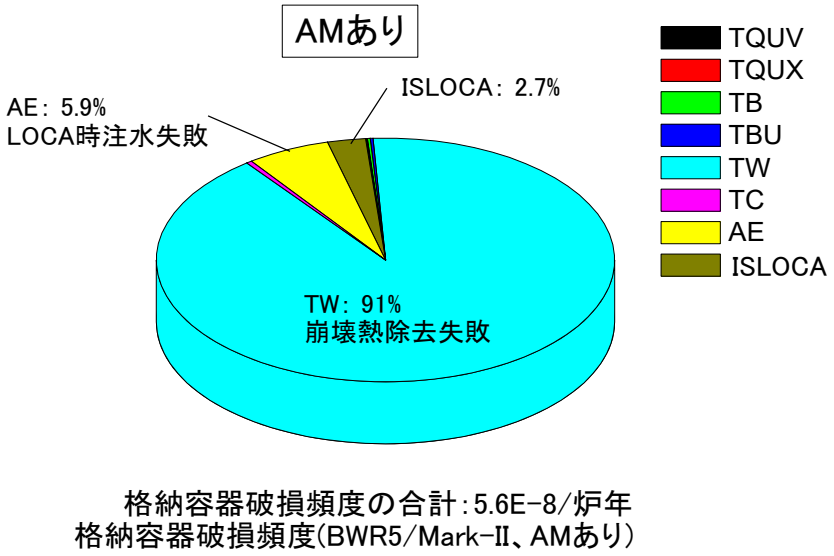
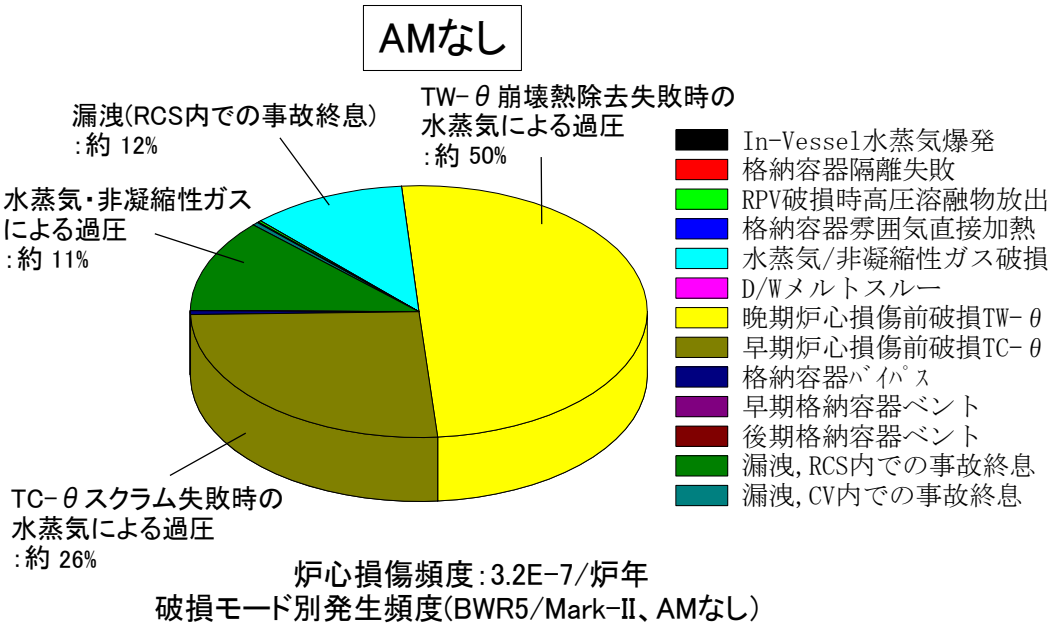


図 A-5　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、BWR5/Mark-II）



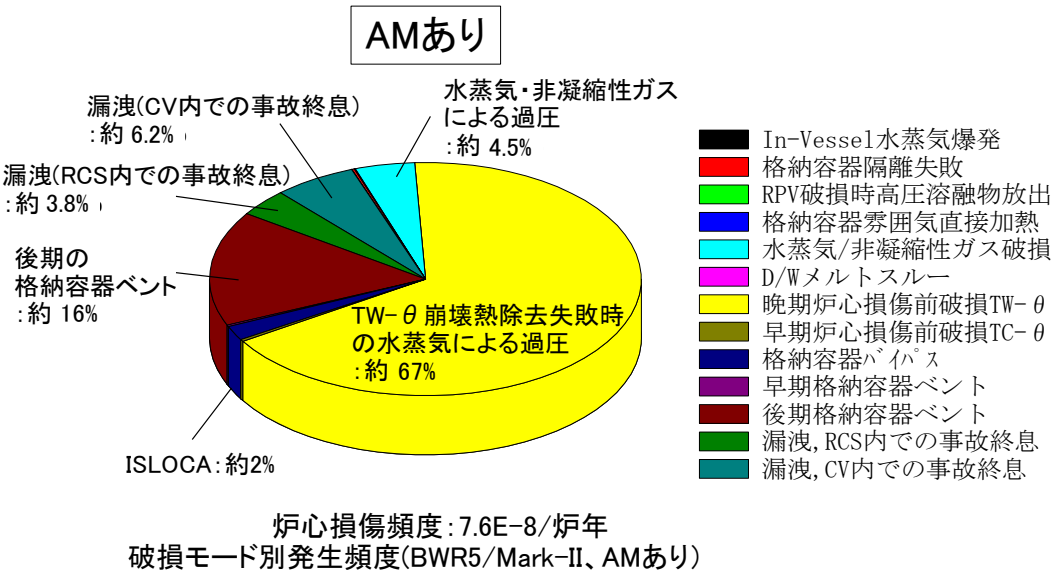
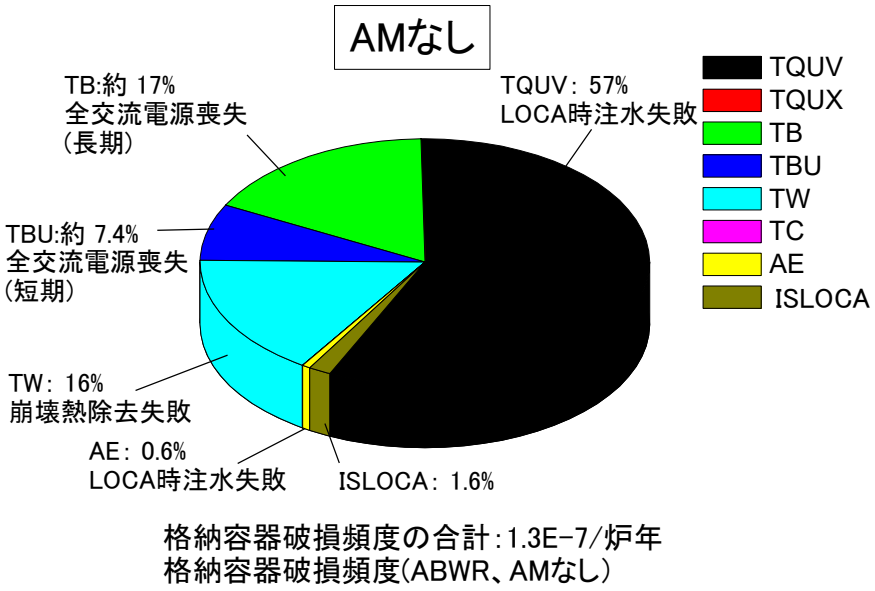


図 A-6　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、BWR5/Mark-II）



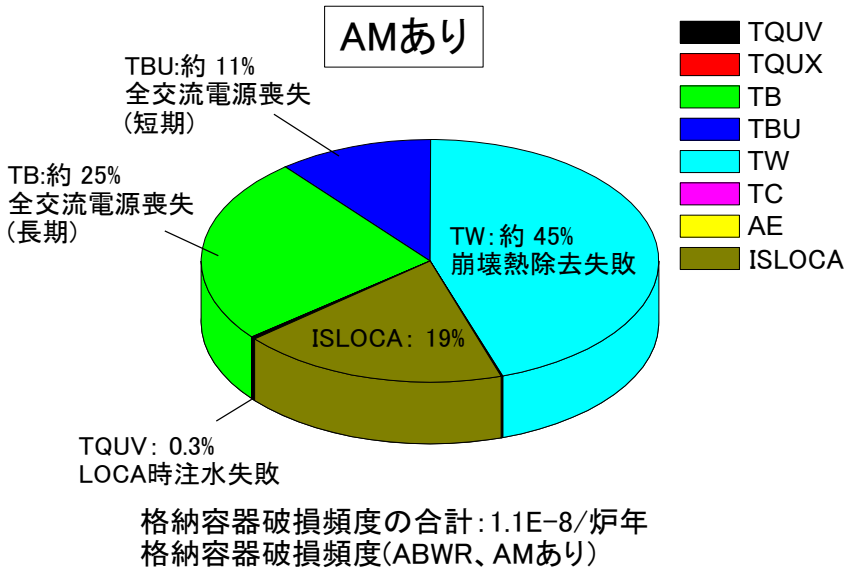
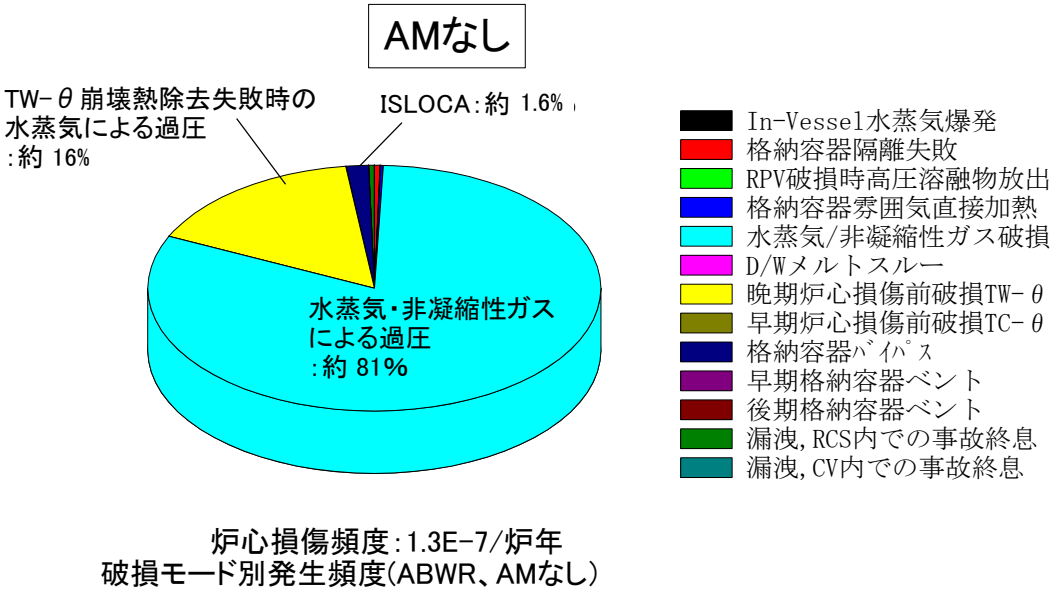


図 A-7　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、ABWR）



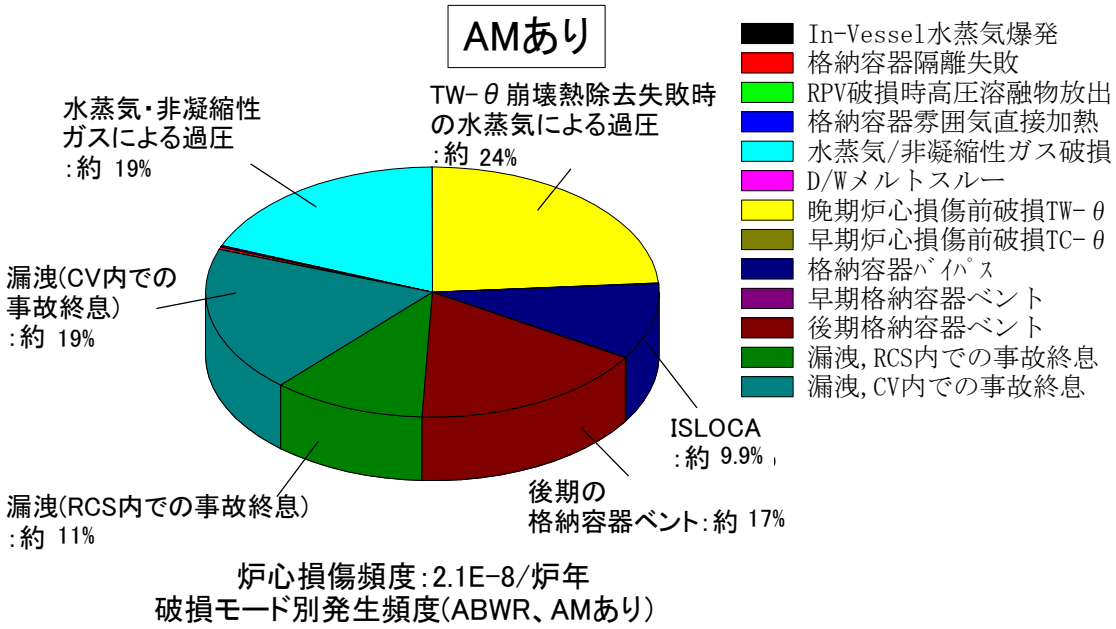


図 A-8　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、ABWR）

表 B-1　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、2 ループ PWR）[2-12]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
AEC	2.4	6.7	2.2	0.22
AE	0.16	0.44	0.29	0.10
ALC	14	10	13	0.33
AL	14.2	18	27	3.8
SEC	0.25	0.69	0.01	0.02
SE	0.27	0.75	0.45	0.17
SE'	0.43	1.2	0.74	0.69
SE"	0.01	0.03	0.02	0.10
SLC	34	27	0.98	0.9
SL	22	7.5	38	1.5
TEC	4.4	12	3.8	0.44
TE	0.06	0.18	0.12	0.04
TE"	0.14	0.40	0.3	0.14
P	0.97	0.79	1.8	4.9
G	1.1	0.52	2.1	3.2
V	5.1	14	9.1	83
頻度合計[/炉年]	1.3E-06	4.8E-07	7.1E-07	7.8E-08

表 B-2　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、2 ループ PWR）[2-12]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
格納容器隔離失敗(β)	0.47	0.42
水蒸気蓄積による先行破損(θ)	0.90	0.77
RPV 破損前の水素燃焼(γ)	0.01 以下	0.01 以下
炉内水蒸気爆発(α)	0.01	0.01
SGTR(g)	1.1	0.52
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.01 以下	0.01 以下
炉外水蒸気爆発(η)	0.01 以下	0.01 以下
RPV 破損時の水素燃焼(γ')	0.01 以下	0.01 以下
RPV 破損時の水素燃焼+格納容器雰囲気直接加熱(σγ')	0.01 以下	0.01 以下
長期可燃性ガス蓄積による水素燃焼(γ")	0.01 以下	0.01 以下
ベースマット溶融貫通(ε)	12	0.17
水蒸気及び非凝縮性ガス蓄積(δ)	33	0.79
格納容器バイパス(ν)	4.9	14
漏洩、事故終息(ψ)	48	84
炉心損傷頻度合計［/炉年］	1.3E-06	4.8E-07

表 B-3　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（2 ループ PWR、AM なし）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
SL	δ	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	2.6E-07	37.2
AL	δ	大破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	1.7E-07	23.9
ALC	ε	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ベースマット溶融貫通	9.5E-08	13.5
V	ν	インターフェース LOCA(ISLOCA)	6.5E-08	9.2
TEC	ε	2 次系破断+フィード&ブリード失敗+ベースマット溶融貫通	2.7E-08	3.8
AL	ε	大破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	1.7E-08	2.4
AEC	ε	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+ベースマット溶融貫通	1.6E-08	2.3
G	g	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	1.5E-08	2.1
P	θ	格納容器先行破損	1.3E-08	1.8
SE’	δ	外部電源喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	5.2E-09	0.7
合計			6.83E-07	96.9

表 B-4　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（2 ループ PWR、AM あり）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
V	ν	インターフェース LOCA(ISLOCA)	6.5E-08	83.5
P	θ	格納容器先行破損	3.7E-09	4.8
G	g	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	2.5E-09	3.2
AL	δ	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	2.2E-09	2.8
SL	δ	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	9.2E-10	1.2
SLC	β	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器隔離失敗	6.4E-10	0.8
AL	β	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+格納容器隔離失敗	4.3E-10	0.5
AL	ε	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	3.1E-10	0.4
TEC	β	過渡事象+ECCS 注入失敗+格納容器隔離失敗	3.0E-10	0.4
SE’	ε	外部電源喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+ベースマット溶融貫通	2.8E-10	0.4
合計			7.63E-08	98.0

表 B-5　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、3 ループ PWR）[2-12]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
AEC	1.8	3.1	0.03	0.19
AE	0.39	0.75	1.2	1.6
ALC	15	5.8	0.24	0.34
AL	5.5	11	16	3.6
SEC	1.8	3.1	0.03	0.18
SE	7.0	13	21	28
SE'	1.2	0.5	3.4	1.0
SE"	1.1	0.1	3.3	0.60
SLC	41	18	0.64	1.0
SL	15	29	41	9.8
TEC	5	10	0.10	0.60
TE	0.28	0.53	0.75	0.93
TE"	0.43	0.08	1.2	0.05
P	0.70	0.92	2.1	9.8
G	2.1	2.0	6.4	21
V	1.0	1.9	3.0	21
頻度合計[/炉年]	8.0E-07	4.1E-07	2.7E-07	3.9E-08

表 B-6　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、3 ループ PWR）[2-12]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
格納容器隔離失敗(β)	0.48	0.48
水蒸気蓄積による先行破損(θ)	0.69	0.92
RPV 破損前の水素燃焼(γ)	0.01%以下	0.01%以下
炉内水蒸気爆発(α)	0.01	0.01
SGTR(g)	2.3	2.0
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.01%以下	0.01%以下
炉外水蒸気爆発(η)	0.01%以下	0.01%以下
RPV 破損時の水素燃焼(γ')	0.01%以下	0.01%以下
RPV 破損時の水素燃焼+格納容器雰囲気直接加熱(σγ')	0.01%以下	0.01%以下
長期可燃性ガス蓄積による水素燃焼(γ")	0.01%以下	0.01%以下
ベースマット溶融貫通(ε)	1.9	3.6
水蒸気及び非凝縮性ガス蓄積(δ)	28	0.36
格納容器バイパス(ν)	1.0	1.9
漏洩、事故終息(ψ)	66	91
炉心損傷頻度合計［/炉年］	8.0E-07	4.1E-07

表 B-7　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（3 ループ PWR、AM なし）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
SL	δ	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	1.1E-07	39.3
SE	δ	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ注入失敗+後期過圧破損	5.0E-08	18.6
AL	δ	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	4.0E-08	14.7
G	g	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	1.7E-08	6.5
SE’	δ	外部電源喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	8.2E-09	3.0
V	ν	インターフェース LOCA(ISLOCA)	8.0E-09	3.0
SE”	δ	CCWS 機能喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	7.9E-09	2.9
SL	ε	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ再循環失敗+ ベースマット溶融貫通	5.9E-09	2.2
P	θ	格納容器先行破損	5.5E-09	2.0
SE	ε	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ注入失敗+ベースマット溶融貫通	5.0E-09	1.9
合計			2.58E-07	94.1

表 B-8　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（3 ループ PWR、AM あり）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
SE	ε	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ注入失敗+ ベースマット溶融貫通	1.0E-08	27.1
G	g	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	8.1E-09	20.9
V	ν	インターフェース LOCA(ISLOCA)	8.0E-09	20.7
P	θ	格納容器先行破損	3.8E-09	9.7
SL	ε	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	2.6E-09	6.6
AL	ε	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	9.5E-10	2.5
SL	δ	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	6.7E-10	1.7
SL	β	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+格納容器隔離失敗	6.1E-10	1.6
AE	ε	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	5.8E-10	1.5
SLC	β	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器隔離失敗	3.7E-10	1.0
合計			3.57E-08	93.3

表 B-9　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、4 ループ PWR）[2-12]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
AEC	3.3	8.0	0.06	0.26
AE	0.15	0.38	0.50	0.04
ALC	15	3.2	0.26	0.11
AL	1.8	4.9	6.0	0.47
SEC	0.28	0.68	0.01	0.02
SE	0.37	0.94	1.3	0.11
SE'	2.3	1.2	7.7	0.55
SE"	6.4	4.1	22	13
SLC	36	9.7	0.64	0.32
SL	5.1	14	16	1.3
TEC	16	40	0.35	1.4
TE	0.09	0.23	0.29	0.02
TE"	0.86	0.26	2.8	0.06
P	2.1	1.5	7.3	9.2
G	6.4	2.3	22	14
V	3.8	9.3	13	59
頻度合計［/炉年］	2.3E-07	9.6E-08	6.9E-08	1.5E-08

表 B-10　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、4 ループ PWR）[2-12]

	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
格納容器隔離失敗(β)	0.43	0.44
水蒸気蓄積による先行破損(θ)	2.1	1.5
RPV 破損前の水素燃焼(γ)	0.01%以下	0.01%以下
炉内水蒸気爆発(α)	0.01	0.01
SGTR(g)	6.4	2.3
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.01%以下	0.01%以下
炉外水蒸気爆発(η)	0.01%以下	0.01%以下
RPV 破損時の水素燃焼(γ')	0.01%以下	0.01%以下
RPV 破損時の水素燃焼+格納容器雰囲気直接加熱(σγ')	0.01%以下	0.01%以下
長期可燃性ガス蓄積による水素燃焼(γ")	0.01%以下	0.01%以下
ベースマット溶融貫通(ε)	1.2	0.14
水蒸気及び非凝縮性ガス蓄積(δ)	15	2.3
格納容器バイパス(ν)	3.8	9.3
漏洩、事故終息(ψ)	71	84
炉心損傷頻度合計［/炉年］	2.3E-07	9.6E-08

表 B-11　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（4 ループ PWR、AM なし）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
SE”	δ	CCWS 機能喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	2.4E-08	27.4
SL	δ	小破断 LCOA+ECCS 及び CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	1.6E-08	18.7
G	G	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	1.5E-08	17.4
V	v	インターフェース LOCA(ISLOCA)	8.9E-09	10.3
P	θ	格納容器先行破損	5.6E-09	6.5
SE’	δ	外部電源喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	4.8E-09	5.6
AL	δ	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	3.8E-09	4.5
SE”	ε	CCWS 機能喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+ベースマット溶融貫通	2.2E-09	2.5
TE’	δ	全交流電源喪失+後期過圧破損	1.8E-09	2.1
SL	ε	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	9.0E-10	1.0
合計			8.3E-08	96.0

表 B-12　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（4 ループ PWR、AM あり）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
V	v	インターフェース LOCA(ISLOCA)	8.9E-09	58.3
G	G	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	2.2E-09	14.5
SE”	δ	CCWS 機能喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	2.0E-09	13.2
P	θ	格納容器先行破損	1.4E-09	9.1
TEC	β	過渡事象+ECCS 注入失敗+格納容器隔離失敗	1.9E-10	1.3
SL	δ	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	8.6E-11	0.6
SL	β	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+格納容器隔離失敗	6.5E-11	0.4
SE’	ε	外部電源喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS/CV スプレイ注水失敗+ベースマット溶融貫通	5.4E-11	0.4
SLC	β	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器隔離失敗	4.6E-11	0.3
SL	ε	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	4.5E-11	0.3
合計			1.5E-08	98.4

表 B-13　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、アイスコンデンサ型 PWR）[2-12]

	炉心損傷頻度内訳［%］		格納容器破損頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり	AM なし	AM あり
AEC	0.76	3.3	0.64	0.55
AE	0.10	0.43	0.22	0.34
ALC	23	10	20	1.6
AL	4.2	19	10	15
SEC	0.51	0.65	0.69	0.11
SE	0.02	0.07	0.04	0.06
SE'	0.23	0.18	0.52	0.25
SE"	3.9	1.4	8.7	4.6
SLC	60	31	42	5.1
SL	2.6	15	5.9	11
TEC	2.2	10	5.1	1.6
TE	0.01	0.05	0.02	0.04
TE"	0.08	0.03	0.20	0.04
P	1.5	6.5	3.5	40
G	1.0	0.84	2.3	5.2
V	0.49	2.2	1.2	13
頻度合計［/炉年］	1.8E-06	4.2E-07	7.7E-07	6.7E-08

表 B-14　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、アイスコンデンサ型 PWR）[2-12]

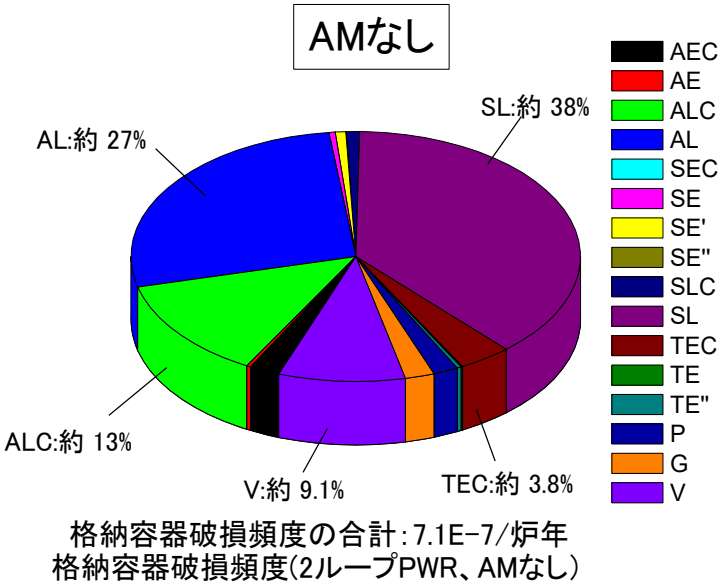
	発生頻度内訳［%］	
	AM なし	AM あり
格納容器隔離失敗(β)	0.49	0.48
水蒸気蓄積による先行破損(θ)	1.5	6.5
RPV 破損前の水素燃焼(γ)	8.7	0.81
炉内水蒸気爆発(α)	0.01	0.01
SGTR(g)	1.0	0.86
格納容器雰囲気直接加熱(σ)	0.07	0.01 以下
炉外水蒸気爆発(η)	0.02	0.08
RPV 破損時の水素燃焼(γ')	9.2	0.10
RPV 破損時の水素燃焼+格納容器雰囲気直接加熱(σγ')	0.08	0.01 以下
長期可燃性ガス蓄積による水素燃焼(γ")	7.1	0.88
ベースマット溶融貫通(ε)	3.2	1.9
水蒸気及び非凝縮性ガス蓄積(δ)	7.1	2.2
格納容器バイパス(ν)	0.49	2.2
格納容器壁直接接触(μ)	2.6	0.01
漏洩、事故終息(ψ)	61	84
炉心損傷頻度合計［/炉年］	1.8E-06	4.2E-07

表 B-15　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（アイスコンデンサ型 PWR、AM なし）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
SLC	γ	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ RPV 破損前の水素燃焼	9.9E-08	12.9
SLC	γ’	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ RPV 破損時の水素燃焼	8.8E-08	11.4
SLC	γ”	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+長期水素燃焼	7.7E-08	10.0
AL	δ	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	5.3E-08	6.9
SE”	δ	CCWS 機能喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	4.7E-08	6.1
ALC	ε	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ベースマット溶融貫通	4.6E-08	6.0
SLC	μ	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器壁直接接触	4.1E-08	5.3
ALC	γ	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ RPV 破損前の水素燃焼	3.8E-08	4.9
TEC	γ’	2 次系破断+フィード&ブリード失敗+ RPV 破損時の水素燃焼	3.7E-08	4.9
SL	δ	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	3.1E-08	4.1
ALC	γ”	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+長期水素燃焼	3.1E-08	4.0
ALC	γ’	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ RPV 破損時の水素燃焼	3.1E-08	4.0
P	θ	格納容器先行破損	2.7E-08	3.5
G	g	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	1.8E-08	2.3
V	v	V インターフェース LOCA(ISLOCA)	9.0E-09	1.2
合計			6.7E-07	87.4

表 B-16　格納容器破損頻度で支配的な事故シナリオ（アイスコンデンサ型 PWR、AM あり）[2-12]

PDS	格納容器破損モード	事故シナリオの概要	格納容器破損頻度	
			[/炉年]	[%]
P	θ	格納容器先行破損	2.7E-08	40.3
V	v	インターフェース LOCA(ISLOCA)	9.0E-09	13.4
AL	ε	中破断 LOCA+後期炉心損傷+格納容器スプレイ不作作動+ベースマット溶融貫通	4.4E-09	6.6
G	g	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	3.5E-09	5.2
AL	δ	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+後期過圧破損	3.5E-09	5.2
SL	ε	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ベースマット溶融貫通	3.4E-09	5.0
SE”	δ	CCWS 機能喪失+RCP 封水 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注水失敗+後期過圧破損	2.8E-09	4.2
SL	δ	小 LOCA+後期炉心損傷+スプレイ失敗+後期過圧破損	2.7E-09	4.0
SLC	γ	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ RPV 破損前の水素燃焼	1.3E-09	1.9
AL	γ	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ RPV 破損前の水素燃焼	7.9E-10	1.2
AL	γ”	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+長期水素燃焼	7.7E-10	1.2
SL	γ	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+ RPV 破損前の水素燃焼	6.1E-10	0.9
SL	γ”	小破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+長期水素燃焼	6.0E-10	0.9
ALC	γ	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ RPV 破損前の水素燃焼	4.3E-10	0.6
ALC	γ”	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+長期水素燃焼	4.2E-10	0.6
AL	β	大中破断 LOCA+ECCS/CV スプレイ再循環失敗+隔離失敗	4.0E-10	0.6
合計			6.2E-08	91.9



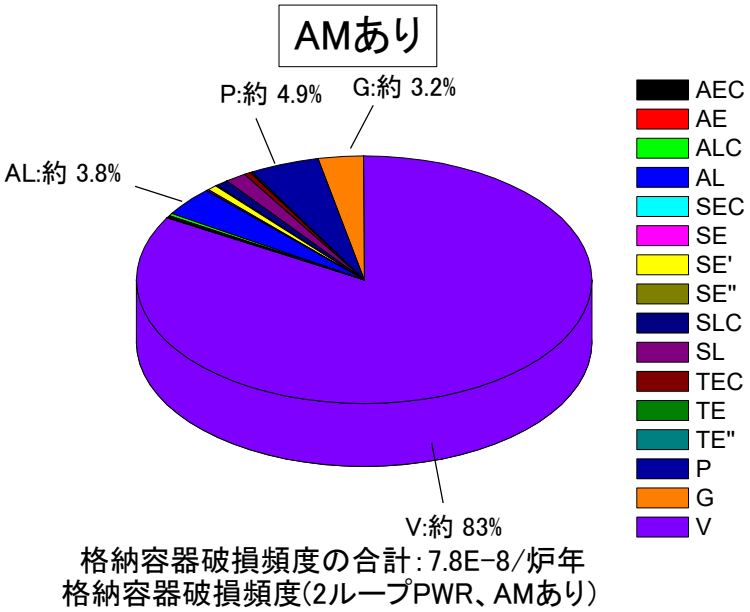
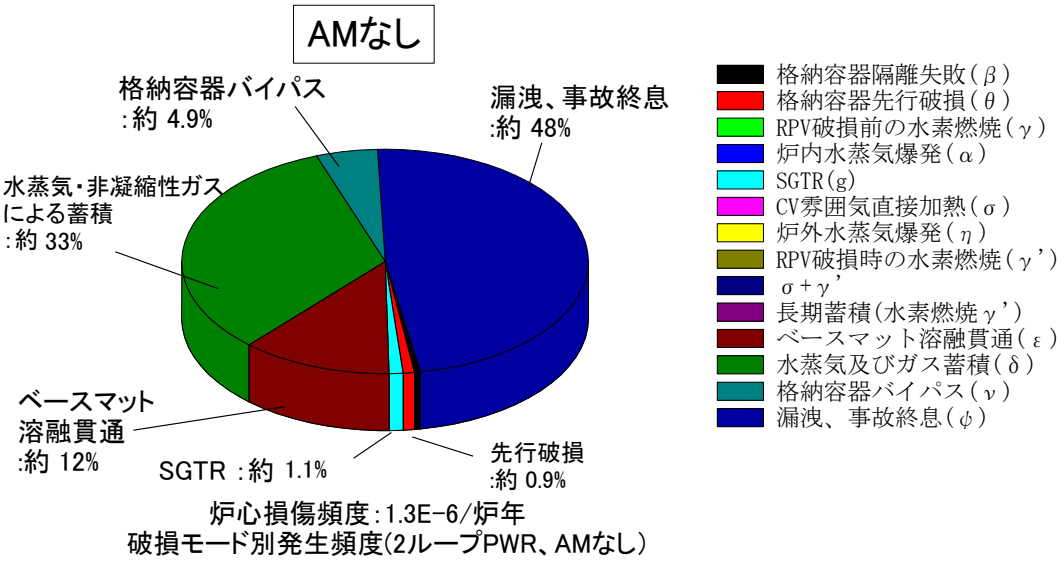


図 B-1　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、2 ループ PWR）



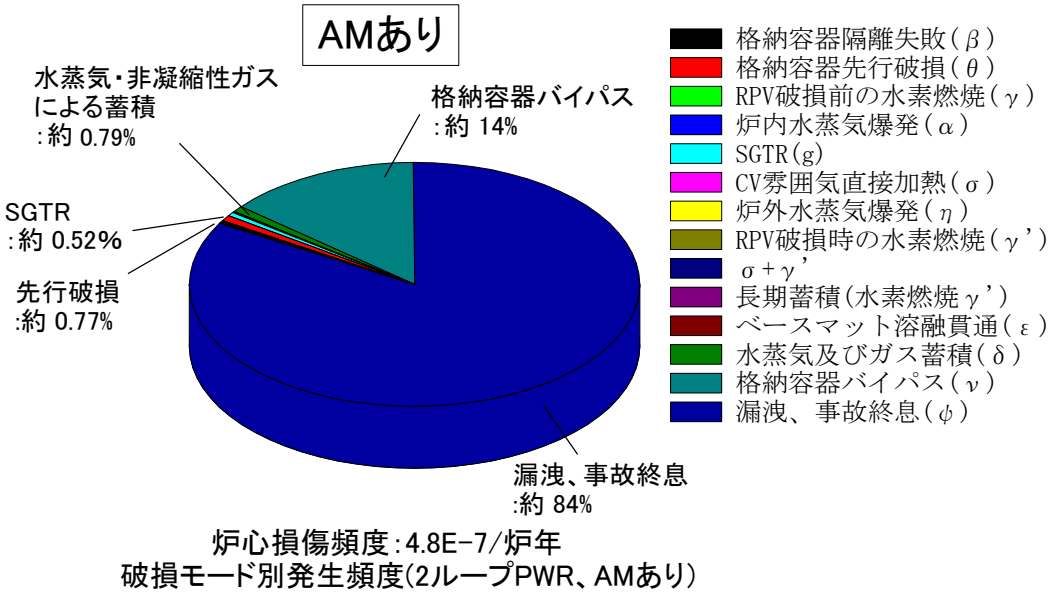
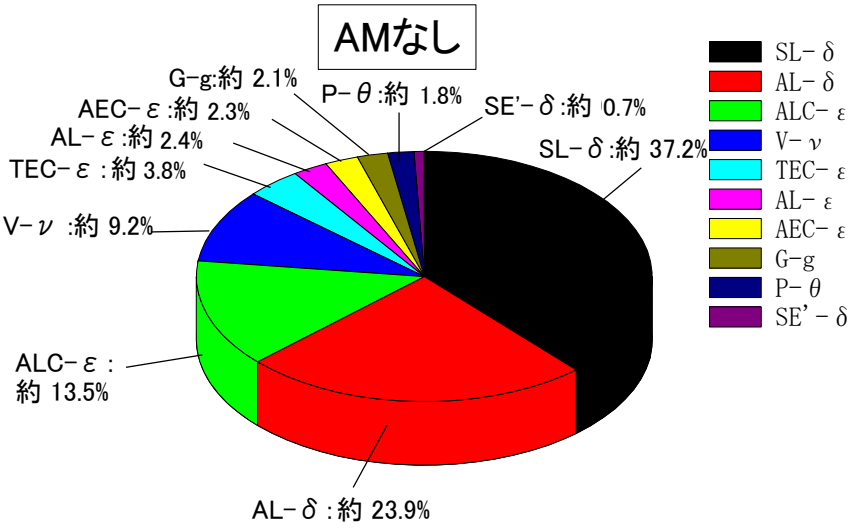
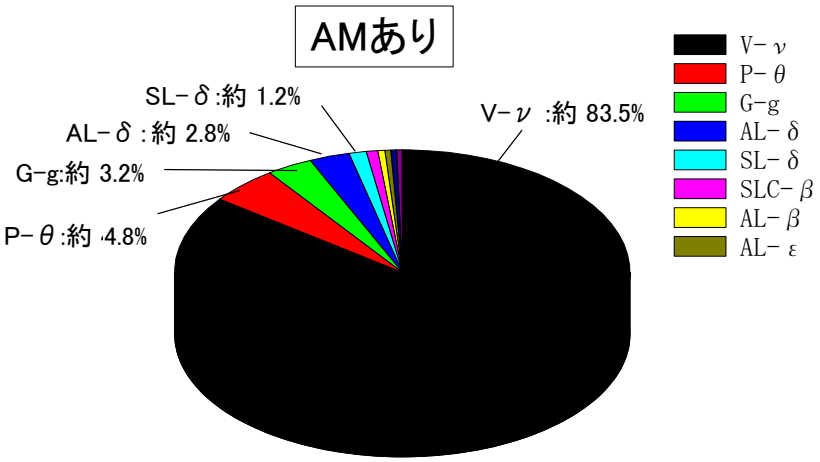


図 B-2　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、2 ループ PWR）

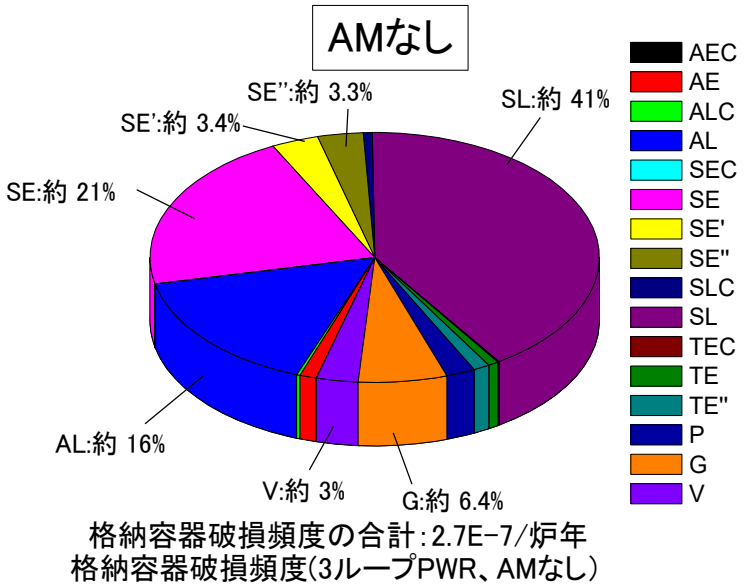


格納容器破損頻度の合計:4.8E-7/炉年
格納容器破損頻度(2ループPWR、AMなし)



格納容器破損頻度の合計:2.2E-8/炉年
格納容器破損頻度(2ループPWR、AMあり)

図 B-3　格納容器破損頻度に支配的な事故シナリオ（内的事象、2 ループ PWR）



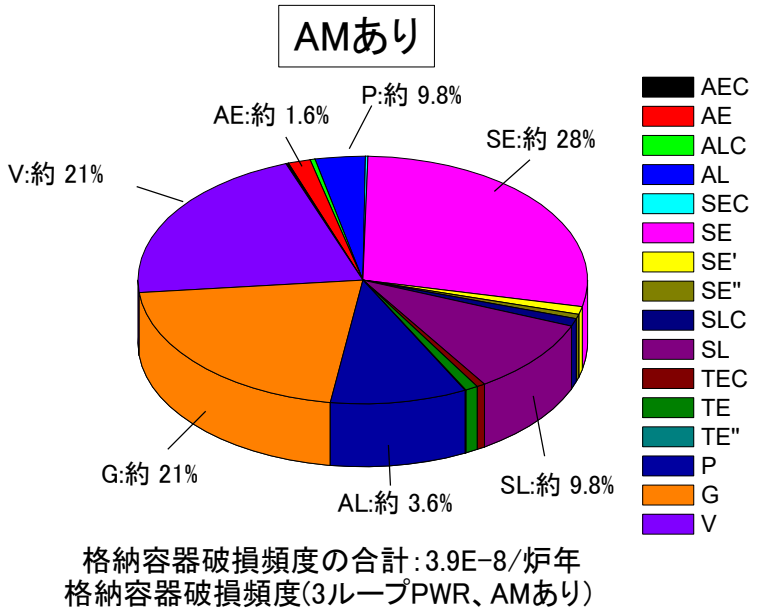
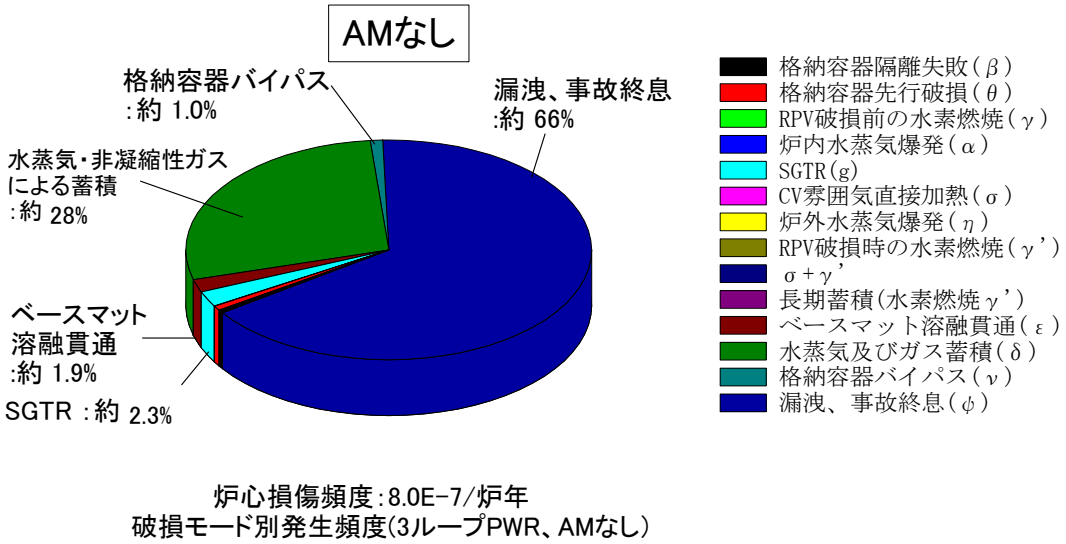


図 B-4　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、3 ループ PWR）



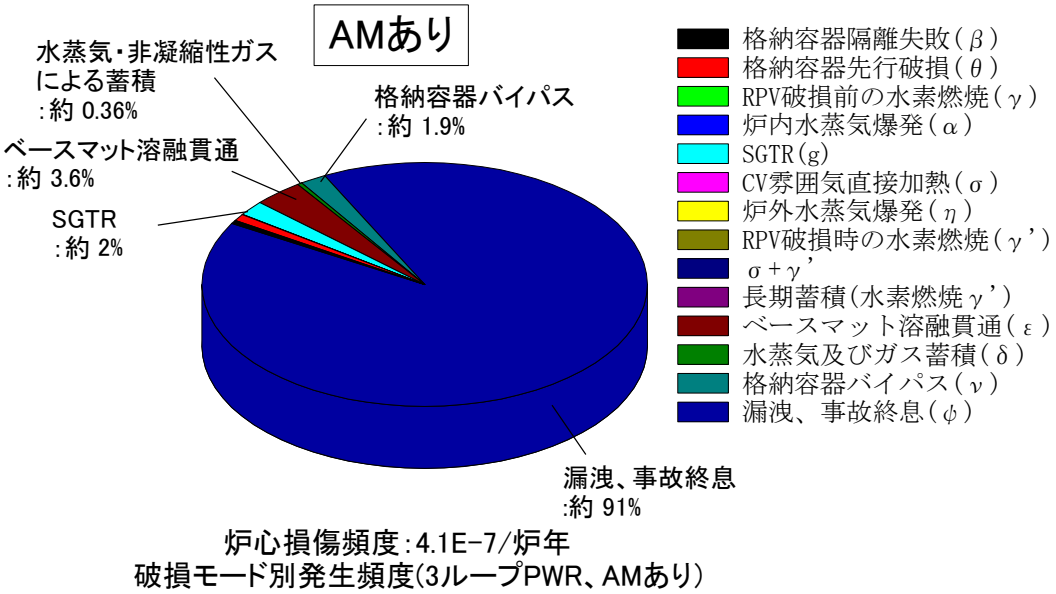
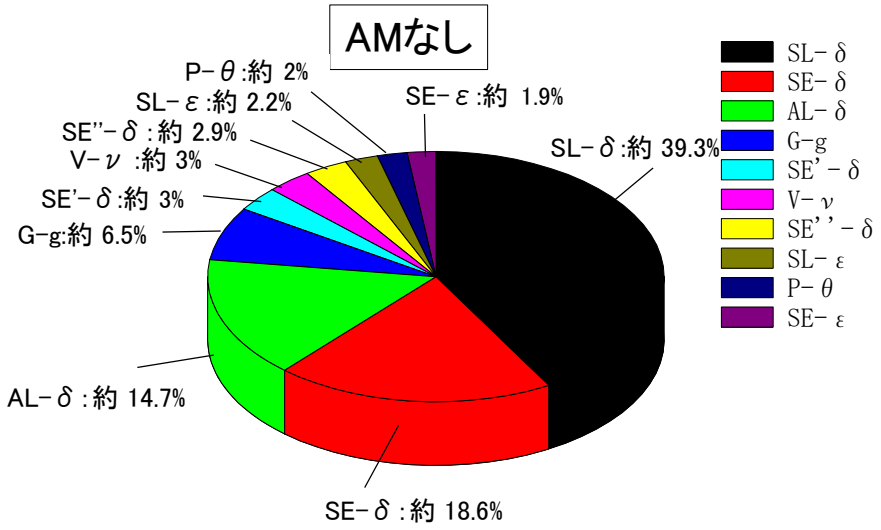
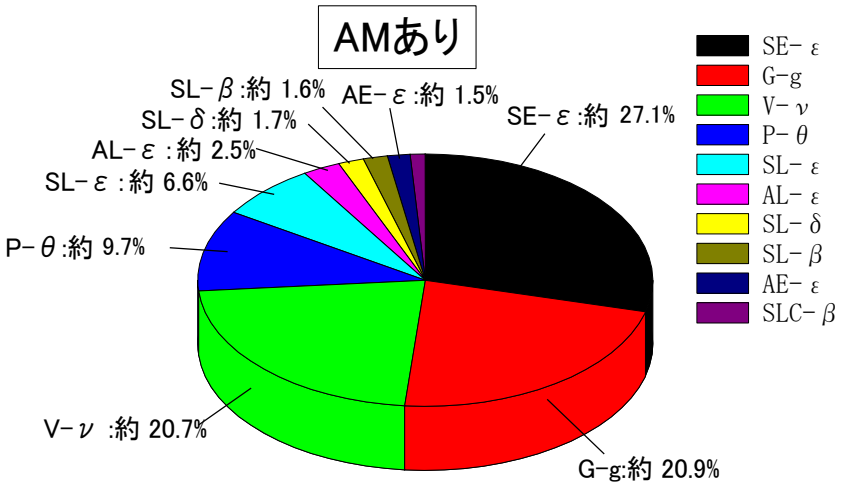


図 B-5　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、3 ループ PWR）

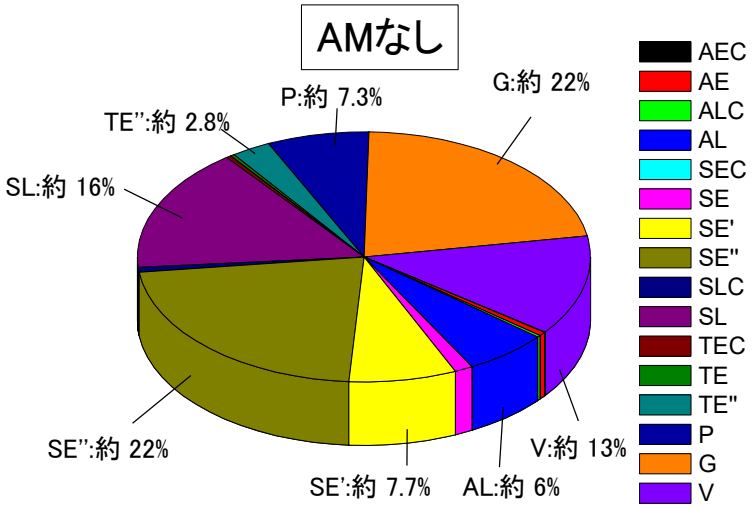


格納容器破損頻度の合計:2.7E-7/炉年
格納容器破損頻度(3ループPWR、AMなし)

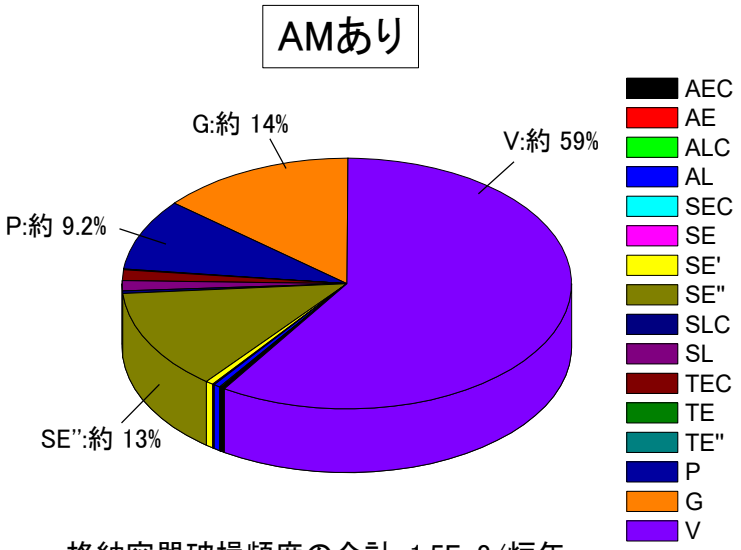


格納容器破損頻度の合計:3.9E-8/炉年
格納容器破損頻度(3ループPWR、AMあり)

図 B-6　格納容器破損頻度に支配的な事故シナリオ（内的事象、3 ループ PWR）

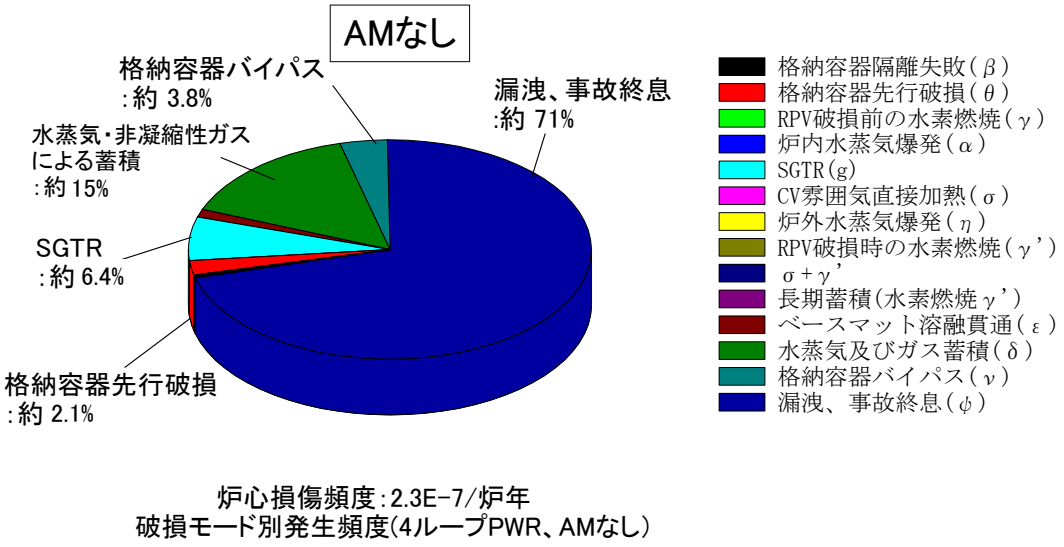


格納容器破損頻度の合計：6.9E−8/炉年
格納容器破損頻度(4ループPWR、AMなし)



格納容器破損頻度の合計：1.5E−8/炉年
格納容器破損頻度(4ループPWR、AMあり)

図 B-7　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、4 ループ PWR）



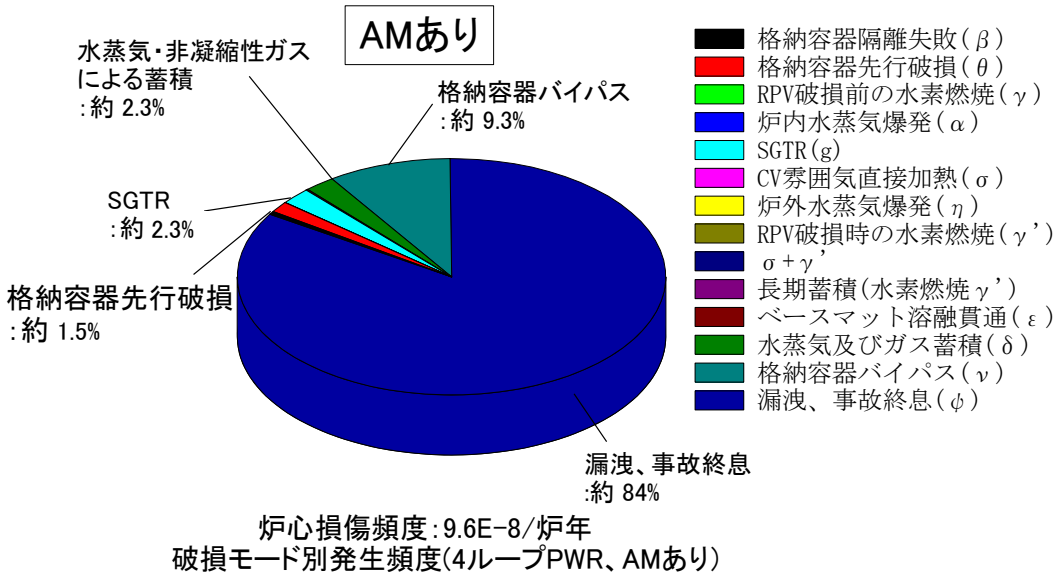
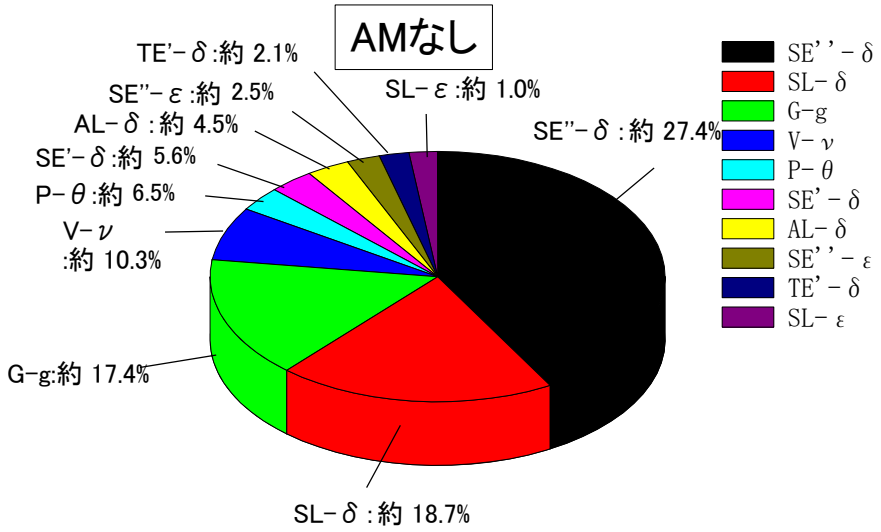
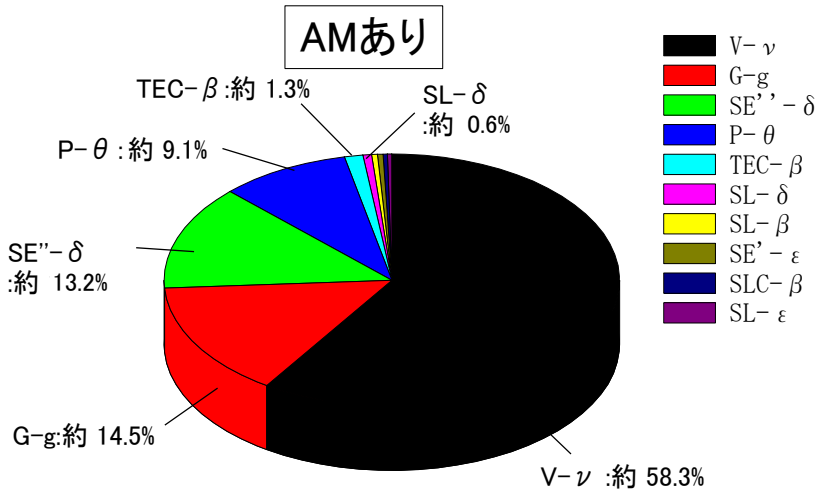


図 B-8　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、4 ループ PWR）

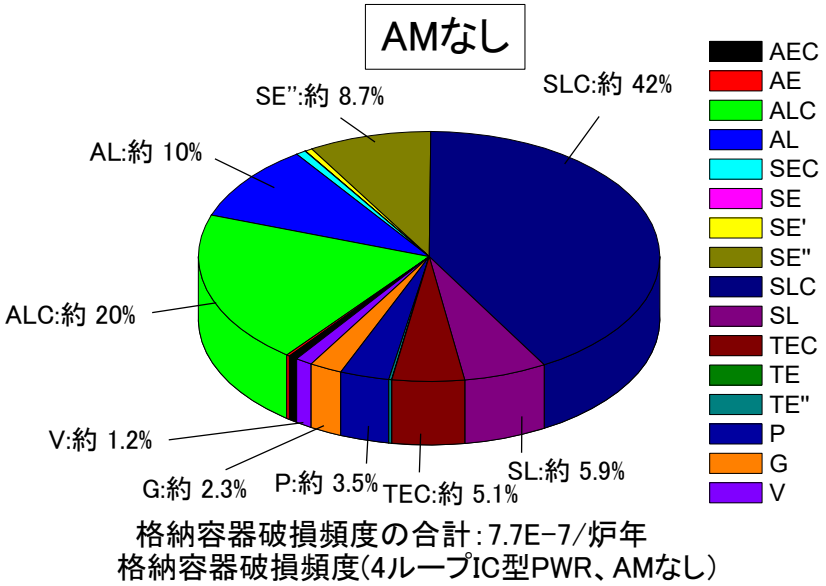


格納容器破損頻度の合計:6.9E−8/炉年
格納容器破損頻度(4ループPWR、AMなし)



格納容器破損頻度の合計:1.5E−8/炉年
格納容器破損頻度(4ループPWR、AMあり)

図 B-9　格納容器破損頻度に支配的な事故シナリオ（内的事象、4 ループ PWR）



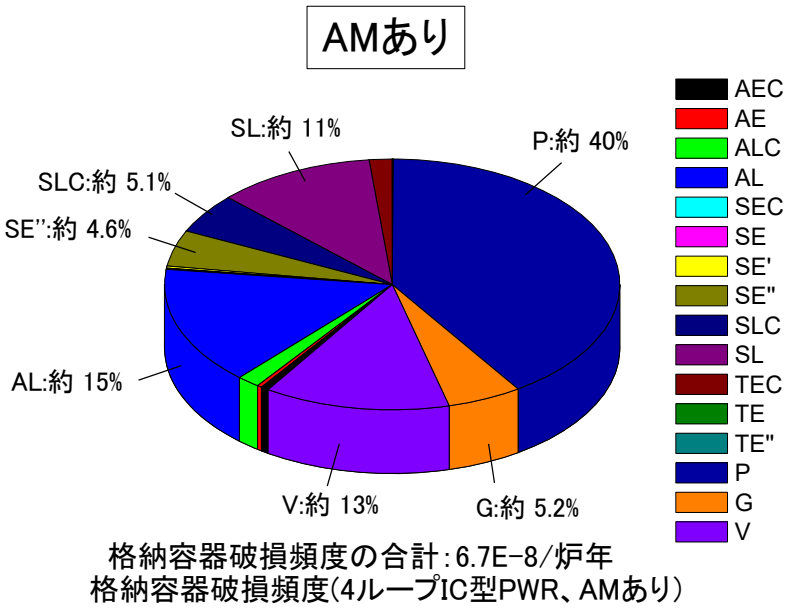
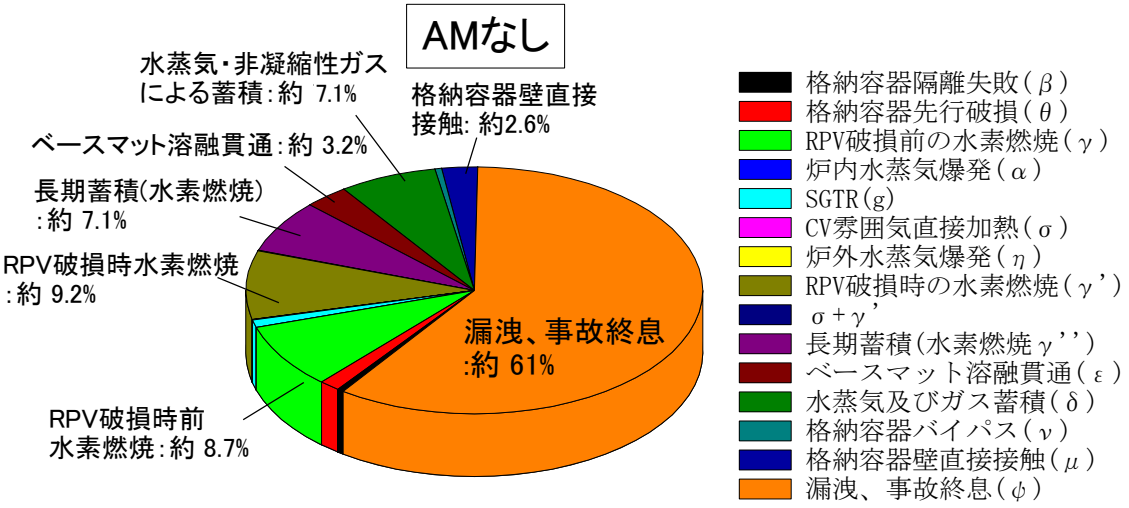
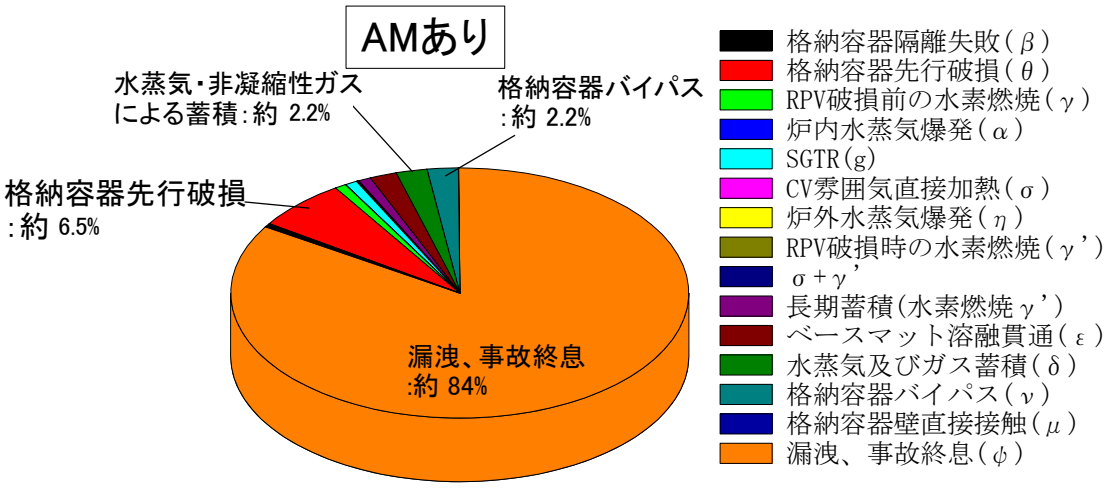


図 B-10　プラント損傷状態別発生頻度（内的事象、アイスコンデンサ型 PWR）

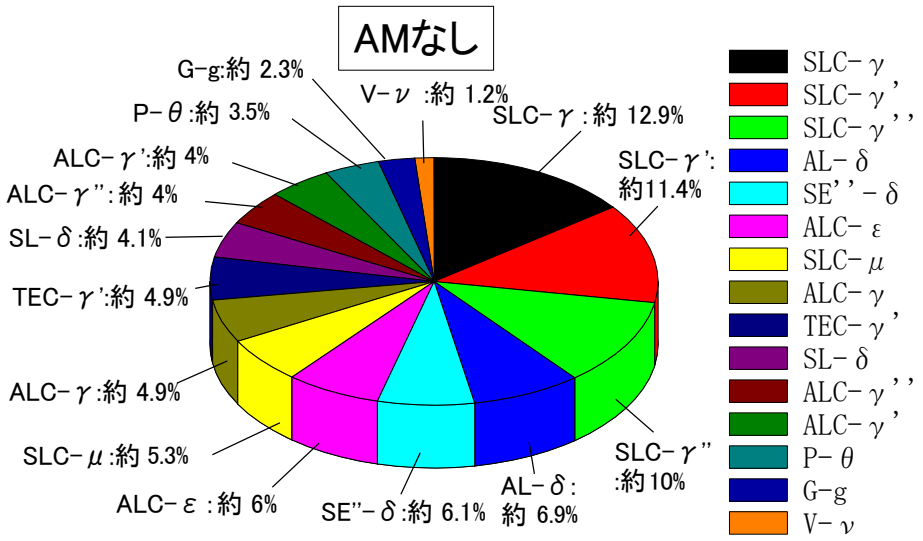


炉心損傷頻度：1.8E-6/炉年
破損モード別発生頻度(4ループIC型PWR、AMなし)

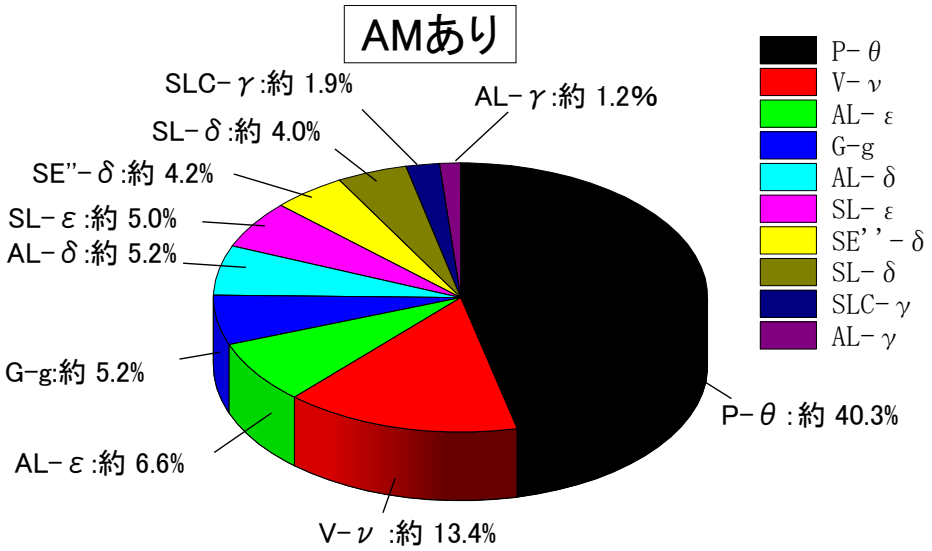


炉心損傷頻度：4.2E-7/炉年
破損モード別発生頻度(4ループIC型PWR、AMあり)

図 B-11　格納容器破損モード別発生頻度（内的事象、アイスコンデンサ型 PWR）



格納容器破損頻度の合計:7.7E-7/炉年
格納容器破損頻度(4ループIC型PWR、AMなし)



格納容器破損頻度の合計:6.7E-8/炉年
格納容器破損頻度(4ループIC型PWR、AMあり)

図 B-12　格納容器破損頻度に支配的な事故シナリオ（内的事象、アイスコンデンサ型 PWR）

This is a blank page.