



AESJ-SC-P009:20XX

## 日本原子力学会標準

原子力発電所の出力運転状態を対象とした  
確率論的リスク評価に関する実施基準

(レベル 2 PRA 編) : 20XX

20XX 年 X 月

一般社団法人 日本原子力学会

用  
益  
體  
樂  
三

## まえがき

原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：201\*は、日本原子力学会が標準委員会・リスク専門部会の傘下に設けられたレベル 2PRA 分科会において改定を検討し、リスク専門部会、標準委員会での審議を経て策定・発行したものです。本実施基準は、原子力発電所の出力運転状態にある原子力発電所を対象とする確率論的リスク評価のうち、内的事象又は地震に起因したレベル 2PRA を実施する場合の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を、PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。

今回の改定は、2016 年に発行した“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2016”について適用範囲を内的事象から地震に拡張すること、さらに内的事象レベル 2PRA について最新知見の反映を行うことを目的とします。レベル 2PRA は、原子力発電所から環境への放射性物質の大量放出につながる潜在的なリスクを把握することを目的に実施するもので、その適用範囲を外的事象に拡張することは、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の経験から喫緊の課題と考えています。

一方で、レベル 2PRA は、レベル 1PRA とは異なり、技術的な不確定要素が極めて大きい技術分野であり、改定作業の開始時には国内における地震レベル 2PRA 実施事例が限られている状況にあること、さらに規制機関においてもレベル 2PRA の活用方法が検討段階にあったことから、改定に先立ち、国内外の関連する規格基準や実施事例、研究知見を幅広く情報の収集・分析を行い、課題の抽出を慎重に行いました。抽出された課題としては、地震レベル 2PRA 特有の実施事項（地震による格納容器の耐性評価、脆弱化影響やソースタームへの影響、余震の影響等）に加え、適用範囲に関する事項（マルチユニット、使用済み燃料プールの扱い等）が挙げられました。改定作業では、これらの抽出された課題を中心に、実施基準への反映を検討し、技術的に規定とするには研究途上で時期尚早のものについては、その考え方や事例、といった標準の利用を助ける参考情報を附属書（参考）や解説にできるかぎり記載することとしました。

また、今回の改定で調査及び反映をおこなった国内外の主要な知見としては、ASME/ANS PRA 標準や EPRI の実施ガイド、欧州 PSA プロジェクト ASAMPSA\_E 及び ASAMPSA2 報告書が挙げられます。また先行して発行されているレベル 1PRA、レベル 3PRA 及び地震 PRA に関する実施基準との整合性確認を図り、引用が必要な事項と本実施基準に記載が必要な事項の明確化を行い、必要な反映を行いました。このように内的事象及び地震を適用範囲とするレベル 2PRA に関連して、現時点で得られる知見としては網羅的に反映を行った上で、今回の発行に至っております。

福島第一原子力発電所事故以降、我が国の原子力発電所の安全性向上に対する PRA の役割は重要性を増しています。レベル 2PRA の実施により、リスク情報を活用した意思決定に役立つ見識を得て、評価対象とする原子力発電所の脆弱性を特定し対策につなげようとする場合や、原資の最適な配分を行い、効果的な安全性向上に役立てようとする場合において、本実施基準は、現状知見において利用することができる手法を提供することができます。



## **A Standard for Procedures of Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation (Level 2 PRA): 201\***

A standard for Procedure of Level 2 Probabilistic Risk Assessment (PRA) for nuclear power plants 201\* has been established and issued by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through the discussions at the Level 2 PRA Subcommittee under the Risk Technical Committee of the Standards Committee. As an enforcement standard based on the PRA procedure, the standard specifies the requirements which should have the PRA dealing with incidents resulting from internal initiating events at nuclear power plants during power operation, and the concrete methods to fulfill these requirements.

The objective of this revision is to extend the scope from an internal event to a seismic event and to reflect latest findings on the internal event on “a standard for Procedure of Level 2 Probabilistic Risk Assessment (PRA) for nuclear power plants 2016”. Level 2 PRA is practiced in order to graspe the potential risks of the accidents leading to massive release of radioactive materials from nuclear power plants to the environment. It is an urgent issue to extend the scope of it to the external events based on the experience of the accidents of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant.

Meanwhile, differently largely from the level 1 PRA, the level 2 PRA is a technique with an extremely large uncertainties. At the early stage of the revision work, practices of the seismic level 2 PRA in the country were limited, and the mothod for utilization of the level 2 PRA was still being examined among the regulatory body. For these reason, prior to the revision work, implementation issues were carefully extracted by gathering and analyzing a wide range of relevant information on domestic and international relevant standards, practices, and research findings. The specific issues regarding the seismic level 2 PRA (the evaluation of the fragility of the containment vessel in the case of the seismic event, the weakening effect on the containment vessel, the influence on a source term, the effect of aftershocks, etc.), and the scope (multi-unit, spent fuel pool etc.) were raised. The revision work was done especially focused on the extracted issues. The issues that are technically premature or are under development are primarily described in the annex of the standard, as the reference information to help the application of the standard by including the technical background and the examples.

In addition, the documents which are investigated and reflected on the updated standard include the ASME / ANS PRA standards, EPRI implementation guidelines, and the reports of European PSA projects “ASAMPSA\_E” and “ASAMPSA2”. Furthermore, the consistency between the level 2 PRA standard and the other relevant standards, Level 1 PRA, Level 3 PRA and seismic PRA are confirmed while the subjects to be reflected are reflected on the level 2 PRA standard. This way, the available findings at present regarding the internal events and the seismic level 2 PRA are exhaustively reflected on the updated standard.

After the severe accidents of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant, the role of the PRA for the enhancement of safety of nuclear power plants has become increasingly important in Japan. By implementing the level 2 PRA with the objectives of obtaining further insights towards risk-informed decision-making, identifying and measuring the vulnerability of nuclear power plants, of carrying out the optimal allocation of funds for effective safety improvements, this standard can provide techniques which can be utilized immediately with current information and knowledge.

---

制定：20\*\*年\*\*月\*\*日

この標準についての意見又は質問は、一般社団法人日本原子力学会事務局標準委員会担当（〒105-0004 東京都港区新橋2-3-7TEL 03-3508-1263）にご連絡ください。

## 免責条項

この標準は、審議の公平性、公正性、公開性を確保することを基本方針として定められた標準委員会の規則類に従って、所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて、専門知識及び関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され、さらにその草案に対して産業界、学界、規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人日本原子力学会は、この標準に関する説明責任を有しますが、この標準に基づく設備の建設、維持、廃止などの活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また、この標準に関連して主張される特許権及び著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権や著作権の侵害に係る損害賠償請求に応じる責任もありません。そうした責任は全てこの標準の利用者にあります。

なお、この標準の審議に規制当局、産業界の委員が参加している場合においても、この標準が規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

## Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standards Committee Rules, which assure Balance, Due process, and Openness in the process of deliberating on a standard. The Committee is composed of individuals who are competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong in the subject, with their professional affiliations well-balanced as specified in the Rules. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts the responsibility for interpreting this standard, but no responsibility is assumed for any detriment caused by the actions based on this standard during construction, operation, or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard.

AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent rights or copyrights claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent rights or copyrights as a result of using this standard. The risk of infringement of such rights shall be assumed entirely by the users.

The Committee acknowledges with appreciation the participation by regulatory agency representatives and industry-affiliated representatives, whose contribution is not to be interpreted that the government or industry has endorsed this standard.

## 著作権

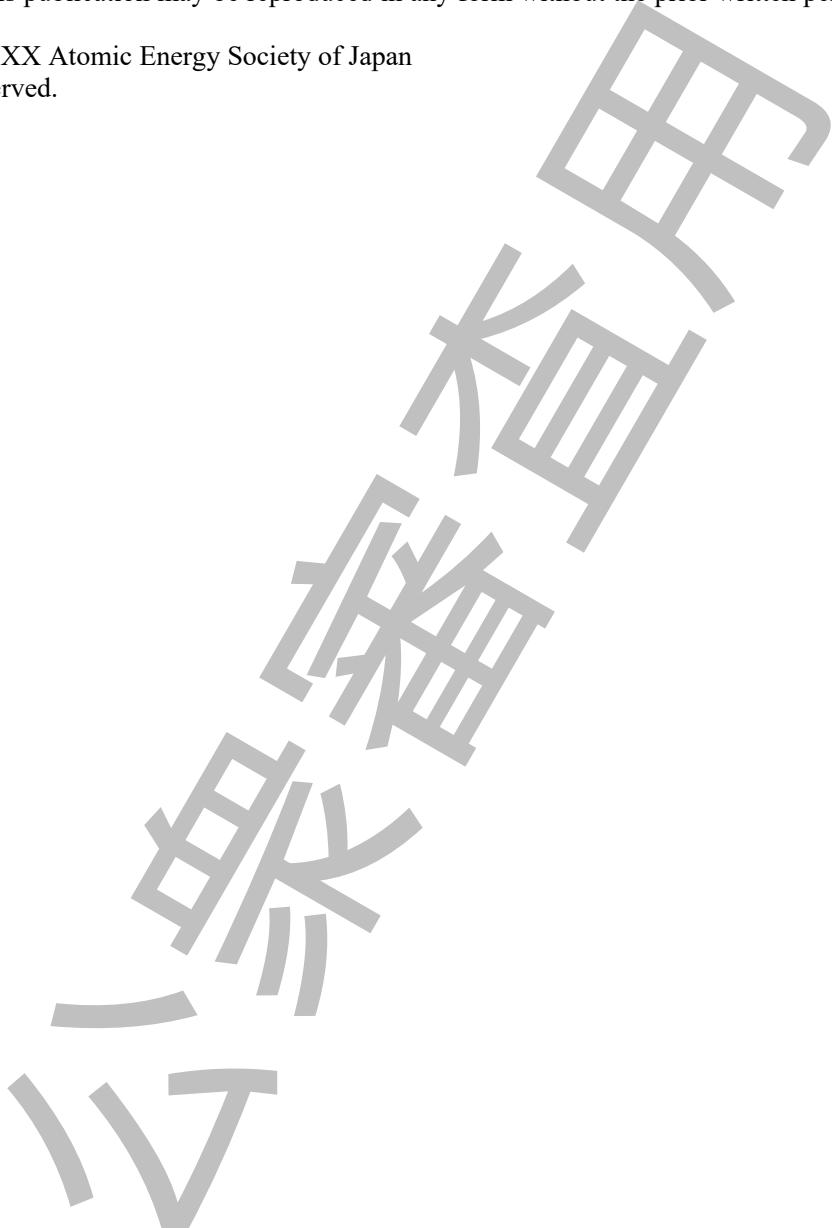
文書による出版者の事前了解なしに、この標準のいかなる形の複写・転載も行ってはなりません。

この標準の著作権は、全て一般社団法人日本原子力学会に帰属します。

## Copyright

No part of this publication may be reproduced in any form without the prior written permission of the AESJ.

Copyright © 20XX Atomic Energy Society of Japan  
All Rights Reserved.



## 日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準委員会は、原子力安全の確保を目指して公平、公正、公開の原則のもと、学術界、産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て、活動を進めています。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて、原子力安全の向上を最も重要な目標として、国際的なエクセレンスに学び、我が国の社会経済的環境、国民性、産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し、原子力発電所など原子力に係るシステムや製品、仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し、それを新たな知見を随時反映して改定していくことが、標準委員会の使命です。原子力標準は安全性向上に資する最新の知慧の体系であり、真摯な議論を踏まえて、国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としています。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は、当該技術が標準化されたことを前提として、比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け、ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となります。

我が国においてはこれまで、国民の生活の質を確保し、経済社会の安定な発展を支えるため、国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し、行政判断に使用してきました。さらに近年では、機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきました。しかしながら今後は、早期に体系化を整えることに加えて、新知見の取入れをより迅速に行うようになります。技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し、原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければなりません。学会における標準の策定活動を通じて、福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと、いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えます。

標準委員会としては、原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で、学会が中核となって、全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め、優先度を明らかにしつつ、原子力安全の目標を達成するため適正な原子力標準を迅速に策定する役割を担っていきます。

このような精神に則り、標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し、公平、公正、公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していきます。公衆審査を経て制定される標準を規制機関と産業界が安全性向上を図るために利用していくことになれば、新しい技術的知見を迅速に、また国民の利用に供することになります。さらに、これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり、その実現は我が国の国際技術戦略に加え、福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えます。

201\*年\*\*月

名簿の年月に合わせる

標準委員会  
委員長 関村 直人

## 原子力標準の位置付けについて

“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2PRA編）：201\*：201X”は、1999年9月22日に設置された日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

標準委員会は、専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら、原子力施設の安全性と信頼性の達成に必要なニーズに対応する標準策定活動を行うために、公平、公正、公開の原則に則って定めた運営規則に従い、リスク専門部会でこの標準の原案を作成しました。この標準が標準委員会設置の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。

なお、この内容については、常に最新知見を原子力標準に反映すべく、原則として5年ごとに改定することとしておりますので、本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

201\*年\*\*月



標準委員会  
委員長 関村 直人

## リスク専門部会の活動について

リスク専門部会（以下、本専門部会）は、リスク情報活用のための考え方、各原子力施設における PRA（Probabilistic Risk Assessment）の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法などに関連した標準の整備を行う専門部会として、2008 年 12 月以来、活動を行っています。

PRA は 1960 年代に米国において研究開発が進められ、1975 年の WASH-1400、さらに 1991 年の NUREG-1150 に至り、その後の PRA の礎が築かれました。PRA には、原子力施設のリスク抑制の程度に加え、リスクに寄与する要因やその寄与の程度などを把握できるという利点があります。我が国においては、1970 年代に PRA 手法の導入を行い、その後、安全評価としての利用を経て、1990 年代には、アクシデントマネジメント整備の取り組みが具体化し、さらに 2000 年代にはリスク情報を規制や安全確保活動に活用する動きとなり、当時の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院からリスク情報を安全規制に活用する基本的考え方などが示され、安全目標、性能目標や規制資源の適正配分の議論も行われてきました。標準委員会は、これらに先駆け、2002 年に“原子力発電所の停止状態を対象とした確率的安全評価手順”を制定して以来、内的事象の PRA、外的事象の PRA、リスク活用などの実施基準策定を行ってきました。

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波により、東日本の太平洋沿岸に大きな被害がもたらされ、福島第一原子力発電所では、設計想定を超える地震と津波のため、全交流電源喪失事象となり、3 基の原子炉が炉心損傷に至り、環境へ大量の放射性物質が放出される事態となりました。震源地に近い宮城、福島、茨城各県の他の原子力発電所も大きな設備被害を受けましたが、アクシデントマネジメントが功を奏し原子炉停止を達成することができました。これらの事故を PRA の観点から見ると、自然災害のハザード解析、外的事象に対するリスクの把握からのアクシデントマネジメント整備、高影響事象に対する柔軟な対応策整備などの、PRA が貢献できる多くの点があつたことが見出せます。

本専門部会としては、シビアアクシデントと公衆や環境への重大な影響の阻止に PRA の活用が不十分かつ不適切であったことを反省し、実効性のある対策につながるリスク情報を与えるとともに PRA の活用促進を働きかけることが最重要課題であると考えています。既に整備してきた標準について、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた上で、PRA 技術の進歩、活用事例の増加に伴う評価経験の蓄積などに基づき、より実効的で使いやすいものに見直していくとともに、PRA をはじめとするリスク評価の拡充及び活用分野の拡大に努力していくことが必要と考えています。そのため、専門部会傘下にタスクを設け、リスク評価の拡充を図るための整備計画及びリスク情報を意思決定に活用する際に必要な事項について、標準策定の視点からの意見交換を行い、時宜を得た PRA 標準を策定することにより、原子力の安全に役立つリスク評価手法を提供していきます。

本専門部会は公開で行われていますので、事前に連絡いただければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し、ホームページにも掲載されますので、活動状況を確認いただくことも可能です。標準は、新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定していくことによって、その利用価値を維持できるものです。そのため、皆様の御意見を拝聴し、少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行い、原則として 5 年ごとに改定版を作成していくこととしています。

201X 年 X 月

名簿の年月に合わせる

標準委員会  
リスク専門部会  
部会長 山本 章夫

標準委員会、専門部会、分科会 委員名簿  
標準委員会

(順不同、敬称略)  
(20\*\*年\*月\*\*日現在)

旧委員（所属は委員退任時）

制定後記載

リス ク 専 門 部 会

(順不同、敬称略)

(20\*\*年\*月\*\*日現在)

旧委員（所属は委員退任時）

制定後記載

レベル 2 PRA 分科会

(順不同、敬称略)  
(20\*\*年\*月\*\*日現在)

旧委員（所属は委員退任時）

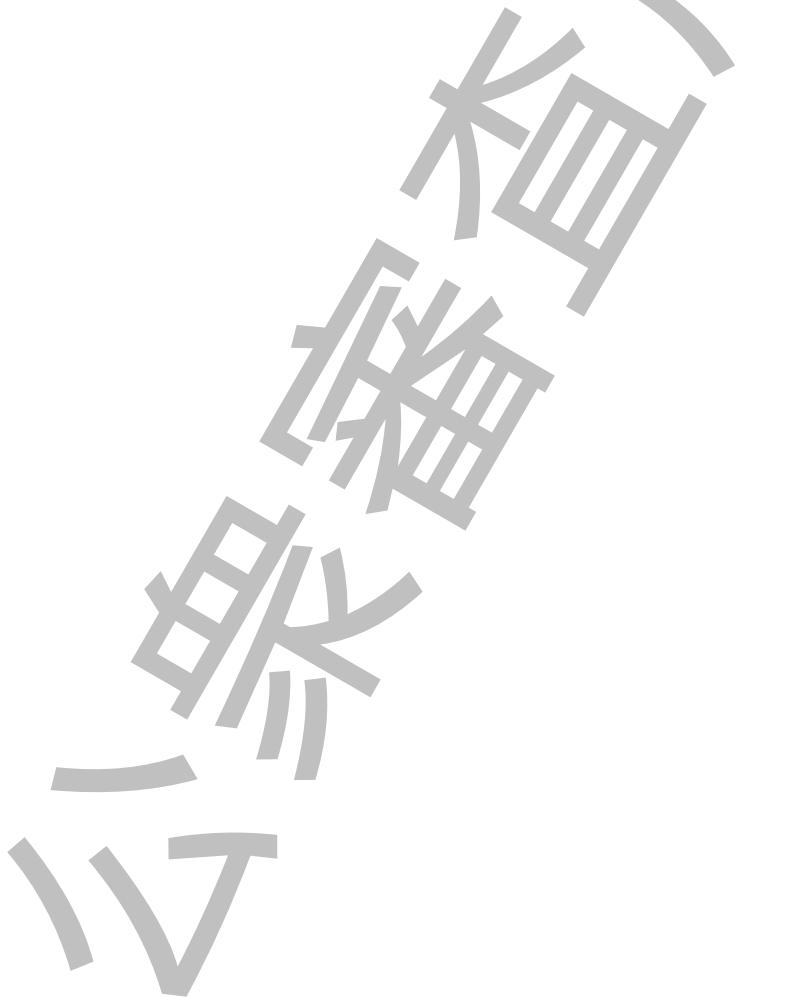
制定後記載

## 標準の利用に当たって

標準は対象とする技術、活動又は結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他、こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし、標準は、対象としている技術、活動又は結果の仕様について、規定している以外のものを排除するものではありません。

また、標準が規定のために引用している他の規格・標準は、記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており、公式な解釈は標準委員会が行います。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を利用するに当たってはこれらのこと踏まえてください。

なお、標準委員会では、技術の進歩に対応するため、定期的に標準を見直しています。利用に当たっては、標準が最新版であることを確認してください。



用  
益  
體  
樂  
三

## 目 次

1	目的 .....	1
2	適用範囲及び適用方法 .....	1
3	引用規格.....	1
4	用語及び定義.....	2
5	内的事象レベル 2PRA 実施手順.....	5
5.1	内的事象レベル 2PRA の実施作業及び手順.....	5
5.2	内的事象レベル 2PRA の品質を確保するための方策.....	5
6	プラント構成・特性の調査（内的事象レベル 2PRA） .....	7
6.1	一般事項 .....	7
6.2	格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な情報の調査 .....	7
6.3	ソースタームの定量化に必要な情報の調査 .....	7
6.4	情報を補完する方法 .....	7
6.5	類似プラントの情報の使用 .....	8
7	プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化（内的事象レベル 2PRA） .	8
7.1	一般事項 .....	8
7.2	プラント損傷状態の分類 .....	8
7.3	プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化 .....	9
8	格納容器負荷の分析と格納容器機能喪失モードの設定（内的事象レベル 2PRA）	
	9	
8.1	一般事項.....	9
8.2	格納容器破損に至る負荷の分析及び同定 .....	9
8.3	格納容器構造健全性評価 .....	10
8.4	格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析 .....	10
8.5	格納容器機能喪失モードの選定 .....	11
9	事故シーケンスの分析（内的事象レベル 2PRA） .....	14
9.1	一般事項 .....	14
9.2	事故シーケンスの特徴分析.....	14
9.3	格納容器イベントツリーの構築 .....	15
9.4	従属性のモデル化 .....	16
9.5	格納容器機能喪失モードの設定 .....	16
10	事故進展解析（内的事象レベル 2PRA） .....	16
10.1	一般事項 .....	16

10.2	解析対象事故シーケンスの選定 .....	17
10.3	事故シーケンスの解析条件の設定 .....	17
10.4	事故進展の解析 .....	17
10.5	シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の分析.....	18
10.6	格納容器イベントツリーのヘディングの検証 .....	18
11	格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定（内的事象レベル 2PRA） .....	18
11.1	一般事項 .....	18
11.2	格納容器イベントツリーの分岐の確率分布の設定 .....	19
11.3	分岐の従属性.....	20
12	格納容器機能喪失頻度の定量化（内的事象レベル 2PRA） .....	20
12.1	一般事項 .....	20
12.2	点推定評価 .....	20
12.3	不確実さ解析.....	21
12.4	重要度解析 .....	21
12.5	感度解析 .....	21
12.6	格納容器イベントツリーの定量化の仮定及び結果の検証 .....	22
13	放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化（内的事象レベル 2PRA） .....	22
13.1	一般事項 .....	22
13.2	放出カテゴリの分類 .....	23
13.3	放出カテゴリの発生頻度の定量化 .....	23
13.4	放出カテゴリの発生頻度の解析結果の検証.....	23
14	放出カテゴリのソースターム解析（内的事象レベル 2PRA） .....	24
14.1	一般事項 .....	24
14.2	解析対象事故シーケンスの選定 .....	24
14.3	放射性物質のグループ化.....	24
14.4	ソースターム解析の条件設定 .....	24
14.5	ソースタームの解析 .....	26
14.6	放出カテゴリごとのソースタームの設定 .....	26
14.7	ソースタームの不確実さ解析 .....	27
14.8	ソースタームの感度解析 .....	27
14.9	ソースタームの解析結果の検証 .....	28
14.10	放出カテゴリの分類との整合性 .....	28
15	文書化（内的事象レベル 2PRA） .....	30
15.1	一般事項 .....	30
15.2	目的・適用範囲・手法及び評価結果の文書化 .....	30
15.3	規定への適合性の文書化.....	30

15.4	除外事項の適用妥当性の文書化 .....	30
16	実施手順（地震レベル 2PRA） .....	30
16.1	実施作業及び手順.....	30
16.2	品質を確保するための方策 .....	30
17	プラント構成・特性の調査（地震レベル 2PRA） .....	32
17.1	一般事項 .....	32
17.2	格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な情報の調査 .....	32
17.3	ソースタームの定量化に必要な情報の調査 .....	32
17.4	情報を補完する方法 .....	32
17.5	類似プラントの情報の使用 .....	33
18	プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化（地震レベル 2PRA） .....	33
18.1	一般事項 .....	33
18.2	プラント損傷状態の分類 .....	33
18.3	プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化 .....	33
19	格納容器負荷の分析と格納容器機能喪失モードの設定（地震レベル 2PRA）	
19.1	一般事項 .....	34
19.2	格納容器破損に至る負荷の分析及び同定 .....	34
19.3	格納容器構造健全性評価.....	35
19.4	格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析 .....	35
19.5	格納容器機能喪失モードの選定 .....	36
20	事故シーケンスの分析（地震レベル 2PRA） .....	36
20.1	一般事項 .....	36
20.2	事故シーケンスの特徴分析 .....	36
20.3	格納容器イベントツリーの構築 .....	37
20.4	従属性のモデル化.....	37
20.5	格納容器機能喪失モードの設定 .....	37
21	事故進展解析（地震レベル 2PRA） .....	37
22	格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定（地震レベル 2PRA） .....	37
22.1	一般事項 .....	37
22.2	格納容器イベントツリーの分岐の確率分布の設定 .....	37
22.3	分岐の従属性.....	39
23	格納容器機能喪失頻度の定量化（地震レベル 2PRA） .....	39
23.1	一般事項 .....	39
23.2	点推定評価 .....	39
23.3	不確実さ解析 .....	39

23.4	重要度解析 .....	39
23.5	感度解析 .....	39
23.6	格納容器イベントツリーの定量化の仮定及び結果の検証 .....	40
23.7	損傷の相関の扱い .....	40
24	放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化（地震レベル 2PRA） .....	40
24.1	一般事項 .....	40
24.2	放出カテゴリの分類 .....	40
24.3	放出カテゴリの発生頻度の定量化 .....	40
24.4	放出カテゴリの発生頻度の解析結果の検証.....	41
25	放出カテゴリのソースターム解析（地震レベル 2PRA） .....	41
25.1	一般事項 .....	41
25.2	解析対象事故シーケンスの選定.....	41
25.3	放射性物質のグループ化 .....	41
25.4	ソースターム解析の条件設定 .....	42
25.5	ソースタームの解析 .....	42
25.6	放出カテゴリごとのソースタームの設定 .....	42
25.7	ソースタームの不確実さ解析 .....	42
25.8	ソースタームの感度解析 .....	42
25.9	ソースタームの解析結果の検証.....	42
25.10	放出カテゴリの分類との整合性.....	42
26	文書化（地震レベル 2PRA） .....	42
26.1	一般事項 .....	42
26.2	目的・適用範囲・手法及び評価結果の文書化 .....	43
26.3	規定への適合性の文書化 .....	43
26.4	除外事項の適用妥当性の文書化.....	43
附属書 A	（参考） PRA を実施する個々の目的の例 .....	44
附属書 B	（参考） 本標準の適用方法の例 .....	46
附属書 C	（参考） 内的事象レベル 2PRA 実施手順の概要及び各実施項目の関連 48	
附属書 D	（参考） レベル 2PRA の品質保証活動における留意事項 .....	53
附属書 E	（参考） 内的事象レベル 2PRA の実施に必要な情報の例 .....	57
附属書 F	（参考） PWR プラントのプラント損傷状態の分類の例 .....	60
附属書 G	（参考） BWR プラントのプラント損傷状態の分類の例 .....	66
附属書 H	（参考） 格納容器機能喪失モードの例 .....	72
附属書 I	（参考） 格納容器構造健全性に影響を与える負荷 .....	82
附属書 J	（参考） 格納容器構造物の耐性評価 .....	107

附属書 K (参考) 格納容器イベントツリーの分岐項目の選定手順の例 .....	117
附属書 L (参考) 事故進展解析に関するシビアアクシデント現象の例 .....	127
附属書 M (参考) シビアアクシデント対策として整備した設備、運転員操作に対する扱いについて .....	136
附属書 N (参考) プラント間で共有される緩和設備の扱い .....	139
附属書 O (参考) 代替手段による機能回復操作に対する分析例 .....	140
附属書 P (参考) 格納容器イベントツリーの作成手順の例 .....	143
附属書 Q (参考) 事故進展解析を実施するための解析コードの概要 .....	157
附属書 R (参考) 分岐確率の設定例 .....	168
附属書 S (参考) 主観的な確率の付与について .....	197
附属書 T (参考) 放出力テゴリの分類について .....	199
附属書 U (参考) 放射性物質のグループ化について .....	204
附属書 V (参考) 燃料からの放射性物質放出挙動 .....	206
附属書 W (参考) シビアアクシデント時の放射性物質挙動 .....	215
附属書 X (参考) 環境への放射性物質の放出の特徴 .....	235
附属書 Y (参考) ソースタームの不確実さ解析の例 .....	238
附属書 Z (参考) 文書化すべき項目の例 .....	249
附属書 AA (参考) レベル 2 システムイベントツリーを用いた プラント損傷状態の表現の例 .....	253
附属書 AB (参考) 地震事象に起因した格納容器機能喪失の例 .....	254
附属書 AC (参考) 地震事象における格納容器構造耐性への影響 .....	256
附属書 AD (参考) 地震レベル 2PRA の解析例 .....	259
附属書 AE (参考) 放出力テゴリの分類及び発生頻度の定量化並びに放出力テゴリのソースターム解析に係る情報の受け渡し .....	261
1 改定の趣旨 .....	264
2 改定の経緯 .....	264
3 審議中問題となった事項 .....	267
4 適用範囲について .....	271
5 本体、附属書の解説 .....	275
6 懸案事項 .....	291

用  
益  
體  
樂  
三

# 日本原子力学会標準

## 原子力発電所の出力運転状態を対象とした 確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル 2 PRA 編) : 20XX

### I 目的

この標準は、レベル 2PRA を行うに当たっての要件、及びそれを満たすための具体的方法を規定するものである。

レベル 2PRA は、炉心損傷後の格納容器機能喪失頻度及びソースタームを評価することで、原子力発電所（以下プラントとも呼ぶ）から環境への放射性物質の大量放出につながる潜在的なリスクを把握するものである。レベル 2PRA により、原子力発電所の安全性向上にあたり、様々な工学的知見等を総合的に活用するリスク情報を活用した意思決定に役立つ見識が得られる。（解説 5.1 参照）

### 2 適用範囲及び適用方法

この標準は、出力運転状態にある原子力発電所を対象とする確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）のうち、内的事象又は地震に起因したレベル 2PRA を適用範囲とする。（解説 4 参照）

この標準を適用するに当たっては、実施するレベル 2PRA の個々の目的に応じて要件の一部を適用することができる。【附属書 A（参考） PRA を実施する個々の目的の例】及び【附属書 B（参考） 本標準の適用方法の例】参照

**注記** 内的事象に起因するレベル 2PRA については箇条 5 から箇条 15 に、地震に起因するレベル 2PRA については箇条 16 から箇条 26 に記載する。

**注記** 本標準においてレベル 2PRA とは、内的事象レベル 2PRA 及び地震レベル 2PRA を指す。

### 3 引用規格

次に示す規格は、この標準に引用されることによって、この標準の規定の一部を構成する。引用規格とこの標準の規定とに相違がある場合は、この標準の規定を優先する。これらの引用規格は、その最新版（追補を含む）を適用する。

AESJ-SC-RK003 原子力発電所の確率論的リスク評価標準で共通に使用される用語の定義

AESJ-SC-RK006 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準

AESJ-SC-P008 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する

## る実施基準（レベル 1PRA 編）

### AESJ-SC-P006 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する 実施基準

#### 4 用語及び定義

この標準で用いる主な用語の定義は、箇条 3 に示した引用規格によるほか、次による。また、主な略語の定義を箇条 3 に示した引用規格によるほか、表 4.1 に示す。

##### 4.1

###### **インターフェイスシステム LOCA (IS-LOCA, Interface System LOCA)**

原子炉冷却材圧力バウンダリと、それと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する LOCA。

**注記** この事故で炉心損傷事故に至ると、燃料から放出された放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。

##### 4.2

###### **エナジェティック現象**

炉心損傷事故時に発生する物理化学現象の中で、原子炉（圧力）容器内又は格納容器内で圧力及び／又は温度が急激に上昇する事象。

**注記** 原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、原子炉（圧力）容器外の水蒸気爆発、水素爆轟が該当する。原子炉（圧力）容器とは、原子炉容器又は原子炉圧力容器を指す。PWR 及び BWR のプラントで名称が異なるため、本標準では記載の通り示す。

##### 4.3

###### **格納容器先行破損**

炉心損傷が発生する前に、格納容器破損に至る事象。

##### 4.4

###### **格納容器の負荷**

格納容器構造物に対する圧力、温度などの荷重に対する総称。

##### 4.5

###### **格納容器バウンダリ**

環境への放射性物質の放散に対する障壁を形成する格納容器の境界のこと。

**注記** 格納容器貫通部ノズル及びベローズなどを含む原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器を貫通する配管及び隔離弁の箇所が該当する。

##### 4.6

###### **格納容器隔離失敗**

事故時に、格納容器の隔離機能が喪失して、格納容器からの放射性物質の漏えいを防止で

きないこと。

#### 4.7

##### 緩和手段

起因事象又は事故進展時に発生する事象を緩和し、次の全て又は一部を目的として実施する手段。

- ・ 事故による炉心損傷への波及阻止
- ・ 事故による原子炉（圧力）容器破損への波及阻止
- ・ 事故による格納容器機能喪失への波及阻止
- ・ 事故による環境への放射性物質の放出抑制

#### 4.8

##### 局所的動的圧力荷重

動的圧力荷重のうち、構造物に対して部分的に作用する荷重。

**注記** 例えば、燃焼面に沿って圧力波が伝播する水素爆轟では、水素濃度の空間分布、圧力波の伝播を阻害する構造物の配置など、場所によって構造物に作用する荷重が異なる。

#### 4.9

##### 局所的な熱荷重

熱荷重のうち、格納容器構造物に局所的に作用する荷重。

**注記** 例えば、原子炉（圧力）容器から流出したデブリが、格納容器床面を流れ、格納容器バウンダリ構造物に接触するような場合に生ずる。

#### 4.10

##### 原子炉（圧力）容器破損

事故時に、デブリが原子炉（圧力）容器下部に堆積することによる熱荷重、原子炉冷却系内の圧力荷重などにより、原子炉（圧力）容器に構造的な損傷が生じ、原子炉（圧力）容器の圧力障壁の機能が喪失すること。

#### 4.11

##### 後期格納容器破損

公衆の防護措置を実施するための時間を確保できるほど事故後長時間が経過した後に環境への大規模な放射性物質の放出が発生する格納容器破損のこと。

#### 4.12

##### 後期大規模放出

後期格納容器破損により生じる格納容器から環境への放射性物質の大規模な放出状態。

**注記** 早期大規模放出と比較して、格納容器内での放射性物質の沈着などにより、環境への放射性物質の放出が緩和される。

#### 4.13

## 事故の類似性

起因事象発生後の緩和設備及び事故の緩和操作が同等で、原子炉（圧力）容器内、原子炉冷却系内、格納容器内の熱水力現象及び放射性物質の挙動、並びに格納容器からの放出挙動の時間推移が類似していること。

### 4.14

#### 水蒸気スパイク

高温のデブリと水が接触した際の急激な水蒸気発生によって生じる急激な加圧現象。

### 4.15

#### 静的圧力荷重

格納容器構造健全性評価において、静的な境界条件として扱うことが可能な圧力荷重。

**例** 崩壊熱等に伴う水蒸気発生及び／又は化学反応等による非凝縮性ガスの発生で生じるゆっくりした圧力上昇による格納容器構造物に対する荷重。

### 4.16

#### 早期格納容器破損

公衆の防護措置を実施するための時間を確保できないほど事故後早期に環境への放射性物質の大規模な放出が発生する格納容器破損のこと。

### 4.17

#### 早期大規模放出

早期格納容器破損、格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗により発生する格納容器から環境への放射性物質の大規模な放出状態。

**注記** 環境への放射性物質の緩和なしの放出により早期健康影響の発生の恐れがある。

### 4.18

#### デブリ

炉心損傷後に燃料、炉心構造物、放射性物質、コンクリート成分などが混合した物質及びその状態。

**注記** ここに、デブリの状態は、固体状態(粒子状態を含む)又は溶融状態のことをいう。

### 4.19

#### 動的圧力荷重

格納容器構造物に作用する急激な圧力荷重。

**例** 水蒸気爆発に伴う急激な圧力荷重。

### 4.20

#### 熱荷重

格納容器構造物に作用する高温の荷重。

### 4.21

#### 放出カテゴリ

格納容器イベントツリーの構築により同定される全ての事故シーケンスを、環境へ放出

される放射性物質の放出挙動の類似性に着目してグループ化したもの。

**注記** 放出カテゴリのソースターム解析においては、この放出カテゴリごとに選定された代表的な事故シーケンスのソースタームを求める。

#### 4.22

##### 誘因蒸気発生器伝熱管破損（Induced SGTR）

一次系が高温状態で炉心損傷する事故シーケンスにおいて、高压及び／又は炉心で発生した高温ガスによって、蒸気発生器伝熱管が破損する事象。

表 4.1-略語

略語	英語	日本語
IS-LOCA	Interface System LOCA	インターフェイスシステム LOCA
DCH	Direct Containment Heating	格納容器雰囲気直接加熱
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	デブリ・コンクリート相互作用
ROAAM	Risk Oriented Accident Analysis Methodology	リスク指向事故解析手法

## 5 内的事象レベル2PRA 実施手順

### 5.1 内的事象レベル2PRAの実施作業及び手順

内的事象レベル2PRAは、箇条6～箇条15の作業を、図5.1-1に示す手順に従って実施する【附属書C参照】。ただし、図5.1-1に示す手順において箇条6～箇条15の作業を、並行して実施又は異なる順序で実施してもよい。

なお、図5.1-1に示す手順は標準的なものであり、これと同等の手順を排除するものではない。

### 5.2 内的事象レベル2PRAの品質を確保するための方策

次に示す項目は、内的事象レベル2PRAの実施の各段階において、又は目的に応じて、AESJ-SC-RK006(原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準)に従い実施する。

- ・専門家判断の活用
- ・ピアレビュー
- ・品質保証活動【附属書D参照】

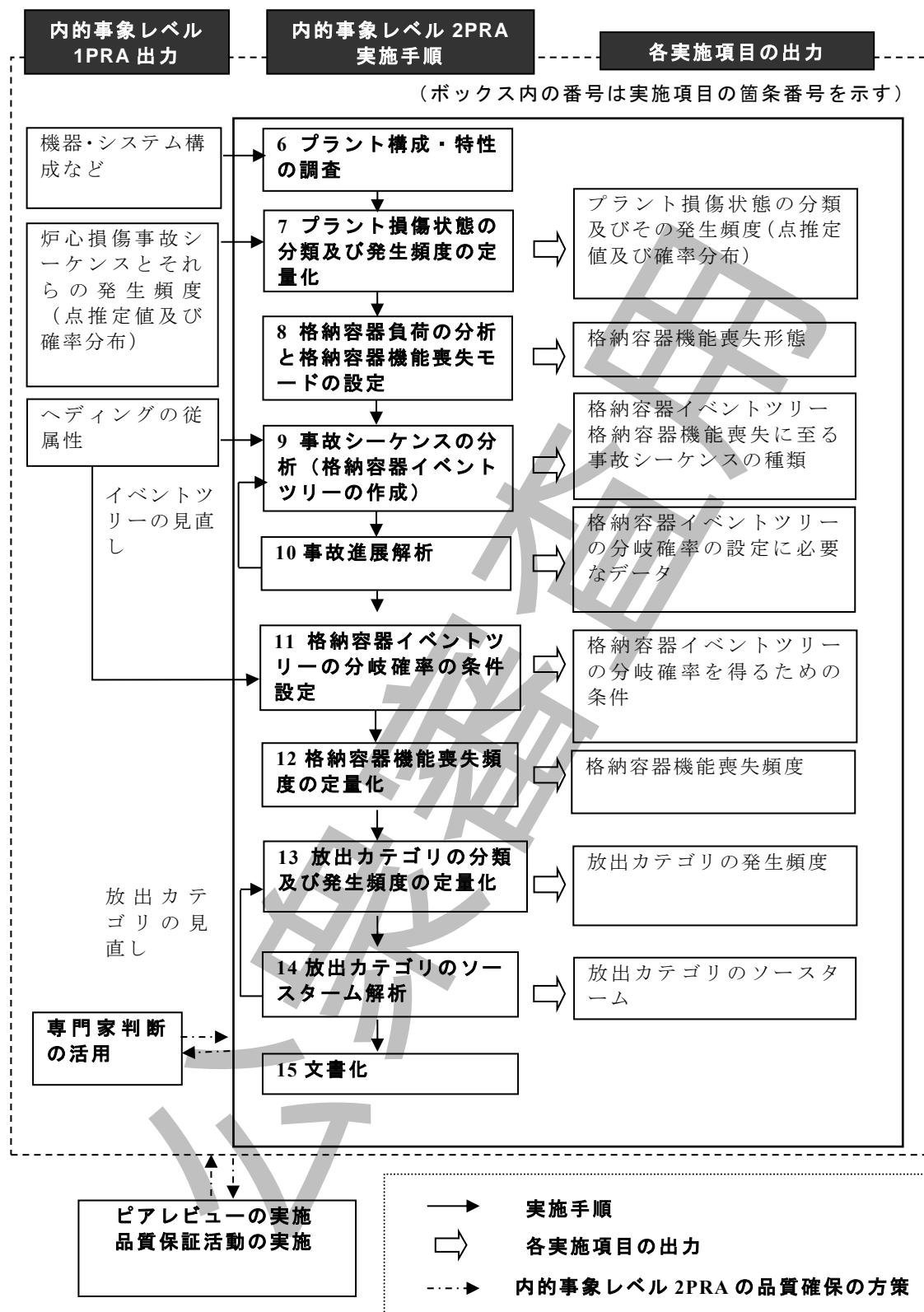


図 5.1-1-内的事象レベル 2PRA の実施項目と実施手順

## 6 プラント構成・特性の調査（内的事象レベル 2PRA）

### 6.1 一般事項

解析の対象とするプラントについて、箇条 7～箇条 15 に示される内的事象レベル 2PRA の実施に必要な、プラントの設計、運転管理、保守管理などの最新の情報を、調査し収集する。箇条 7～箇条 12 に対しては、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの同定及びそれらの発生頻度の解析に必要なプラントの系統構成・特性に関する情報を、調査し収集する。また、箇条 13 及び箇条 14 に対しては、放射性物質の大規模な環境への放出に至る事故シーケンスの同定及びそれらの発生頻度、並びにソースタームの解析に必要な放射性物質の移行経路に関する情報を、調査し収集する。

### 6.2 格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な情報の調査

#### 6.2.1 プラントの系統構成・特性の調査

解析の対象とするプラントについて、格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な次の a)～d)を調査する【附属書 E 参照】。

- a) **機器・システムの配置、形状及び設備容量** 原子炉冷却系、格納容器冷却系、非常用炉心冷却系、補機冷却系などの機器・システムの配置、形状及び設備容量を調査する。
- b) **構造物の配置、形状及び材質** 格納容器下部などの構造物の配置、形状及び材質を調査する。
- c) **事故の緩和操作** 炉心損傷後の事故進展の緩和操作と事故影響の緩和操作とを調査する。
- d) **熱源の移動経路** 燃料、デブリなどの熱源の移動経路の配置及び形状を調査する。

### 6.3 ソースタームの定量化に必要な情報の調査

#### 6.3.1 放射性物質の移行経路の調査

解析の対象とするプラントについて、事故時の放射性物質挙動の解析に必要な次の a)～c)を調査する【附属書 E 参照】。

- a) **放射性物質の移行経路** 燃料及びデブリから放出された放射性物質が環境へ放出されるまでの移行経路の配置及び形状を調査する。
- b) **緩和設備の機能** 放射性物質を除去する緩和設備の種類及び放射性物質の除去機能を調査する。
- c) **放射性物質の炉心内蔵量** 放射性物質の炉心内蔵量の解析に必要な炉の熱出力、燃焼度などを調査する。

### 6.4 情報を補完する方法

箇条 7～箇条 14 で規定される各々の作業を行うにあたり、上記のみでは目的とする作業が困難な場合には、次のいずれかの方法又はその組合せによって、これらの情報を補完する。

- ・ プラントウォークダウン

- ・ プラント職員及び／又は設計技術者からの聞き取り調査

プラントウォークダウンでは、必要に応じて次の設備などへのアクセス性及び操作環境を確認する。

- ・ 内的事象レベル 2PRA において復旧操作を考慮する設備
- ・ 内的事象レベル 2PRA に関連する現場での運転員及び現場要員による事故の緩和操作を必要とする設備

## 6.5 類似プラントの情報の使用

解析対象プラントの固有の情報を使用する。ただし、類似プラントの情報を使用する場合には、それらの情報が解析対象プラントに適用できることを確認する。

# 7 プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化（内的事象レベル 2PRA）

## 7.1 一般事項

内的事象レベル 1PRA の結果より得られる炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、事故進展及び／又は緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類し、プラント損傷状態ごとの発生頻度（点推定値及び確率分布）を求める。プラント損傷状態は格納容器イベントツリーの起点として設定され、プラント損傷状態ごとに箇条 9～箇条 13 が実施される。また、プラント損傷状態ごとの発生頻度は箇条 12 及び箇条 13 の入力となる。

なお、内的事象レベル 1PRA モデルにおいて、AESJ-SC-P008:2013（原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013）の 8.4 に従い、内的事象レベル 2PRA に影響する因子のモデル化を行う。

また、プラント損傷状態を用いずに、内的事象レベル 1PRA のイベントツリーと内的事象レベル 2PRA のイベントツリーとを統合して、起因事象発生から格納容器機能喪失までを一連の解析として実施してもよい。

## 7.2 プラント損傷状態の分類

### 7.2.1 分類の対象

炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、プラント損傷状態の分類の対象にする。

【附属書 F, 附属書 G 及び附属書 AA 参照】

### 7.2.2 事故シーケンスの分類要素

次の a)及び／又は b)の類似性から、事故シーケンスをプラント損傷状態に分類する（F.3 及び G.3 参照）。

- a) **事故進展の類似性** 原子炉（圧力）容器内の圧力の状態、炉心損傷時期、格納容器破損時期など、プラントの事故進展が類似した事故シーケンスを分類する（F.2 及び G.2 参照）。ここで、事故シーケンスにおける緩和系の成功が、格納容器の応答に影響を及ぼす場合があることに留意する。

- b) **事故の緩和操作の類似性** デブリ冷却手段及び格納容器からの除熱手段に対して利用可能な事故の緩和設備の種類及び事故の緩和操作が類似した事故シーケンスを分類する（F.2 及び G.2 参照）。

### 7.3 プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化

炉心損傷に至る全ての事故シーケンスの発生頻度（点推定値及び確率分布）から、プラント損傷状態ごとの発生頻度（点推定値及び確率分布）を求める。

## 8 格納容器負荷の分析と格納容器機能喪失モードの設定（内的事象レベル 2PRA）

### 8.1 一般事項

事故の進展に伴って生じる格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の分析及び同定を行い、格納容器の負荷に対する格納容器構造健全性評価に基づき、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスに対して、格納容器機能喪失モードを分類する【附属書 H 参照】。また、格納容器構造物の耐性評価において想定される不確実さ要因を分析し、格納容器フライアビリティ評価を行う。また、格納容器機能喪失の位置と規模を、不確実さを含めて分析する。

この結果は、箇条 9 にて作成する格納容器イベントツリーの分岐の終状態、箇条 11 における格納容器イベントツリーの分岐確率の設定、並びに、箇条 13 及び箇条 14 におけるソースターム放出経路、破損位置・規模に関する条件として使われる。

### 8.2 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

#### 8.2.1 負荷の分析

事故の進展に伴って生じる格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の種類【附属書 I 参照】を、次の事故進展のプラント状態に対応させて、系統的に抽出する。

- ・ 事故発生から炉心損傷に至るまでの状態
- ・ 炉心損傷から原子炉（圧力）容器破損までの状態
- ・ 原子炉（圧力）容器破損直後、又はデブリ・コンクリート相互作用開始以後の状態
- ・ 建屋に漏えいした水素が燃焼した状態

#### 8.2.2 負荷の同定

格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷に対して、8.2.1 で抽出した負荷の種類ごとに、負荷が掛かる格納容器構造物の部位を同定する。

- ・ 静的圧力荷重（I.1 a）及び I.3 参照）
- ・ 熱荷重及び局所的な熱荷重（I.1 b）、I.2、I.3 及び I.6 参照）
- ・ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重及びミサイル（I.4、I.5 及び I.6 参照）
- ・ 間接的なメカニズムによる荷重（H.1、H.2 及び I.6 参照）

**注記** ミサイルとは、格納容器内に存在する構造物が何らかの理由によって破損して高速で飛散すること。例えば、原子炉（圧力）容器内で発生した大規模な水蒸気爆発によって原子炉（圧力）容器の蓋が破損して高速で飛散し、格納容器構造物に衝突

して破損させる現象などである。また、間接的なメカニズムによる荷重とは、原子炉(圧力)容器や配管の変位によるものや建屋内での水素燃焼によるものが挙げられる。

### 8.3 格納容器構造健全性評価

#### 8.3.1 格納容器構造物の耐性評価

8.2.2 で同定した格納容器の負荷に対して、日本機械学会の評価ガイドラインなどを参考に、負荷の特性を考慮して格納容器構造物の耐性を評価する(J.1 参照)。また、建屋における放射性物質の沈着効果を考慮する場合は、建屋の耐性を評価する。

#### 8.3.2 判断基準の設定

8.3.1 の耐性評価の結果から、格納容器構造健全性の判断基準を設定する。この判断基準は、10.5.2 と 11.2.2 において格納容器構造健全性の判断基準として使用する。

#### 8.3.3 格納容器構造耐性の不確実さ評価

8.3.1 の耐性評価において想定される不確実さ要因を分析し、格納容器の負荷に対する格納容器構造のフラジリティを評価する(J.2 参照)。腐食などの経年変化が生じている場合には、フラジリティ評価に経年変化の影響を考慮する。フラジリティは、11.2.2 において格納容器イベントツリーの分岐の確率分布の設定に使用する。

#### 8.3.4 類似プラントの評価結果の使用

解析対象プラントの固有の評価結果を使用する。ただし、類似プラントの評価結果を使用する場合には、それらの評価結果が解析対象プラントに適用できることを確認する。

### 8.4 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

格納容器構造健全性評価(8.3 参照)とは別に、格納容器内の放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象を a) 及び b) によって分析する。

a) **格納容器バイパス** 次の 1)~5)の格納容器バイパス事象を、事故進展のプラント状態【附属書 F 及び附属書 G 参照】に対応させて分析する。

- 1) **蒸気発生器伝熱管破損** 蒸気発生器伝熱管破損事故の伝熱管の破損規模及び破損箇所を分析する。
- 2) **誘因蒸気発生器伝熱管破損** 誘因蒸気発生器伝熱管破損に至る可能性がある事故シーケンスを同定し、発生時期、発生箇所及び破損規模を分析する。
- 3) **インターフェイスシステム LOCA** インターフェイスシステム LOCA の発生箇所及び破損規模を分析する。
- 4) **誘因インターフェイスシステム LOCA** 誘因インターフェイスシステム LOCA に至る可能性がある事故シーケンスを同定し、発生時期、発生箇所及び破損規模を

分析する。

- 5) **非常用復水器 (IC) 伝熱管破損** IC 伝熱管破損に至る可能性がある事故シーケンスを同定し、発生時期、発生箇所及び破損規模を分析する
- b) **格納容器隔離失敗** 格納容器隔離失敗が発生する経路及び規模を分析する。

### 8.5 格納容器機能喪失モードの選定

- a) **格納容器機能喪失モードの種類の設定** 格納容器構造健全性評価（8.3 参照）、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析（8.4 参照）の結果に加えて、格納容器の健全性が維持される場合を含めて、表 8.1 及び表 8.2 の格納容器機能喪失モードの種類から、対象とするプラントの格納容器機能喪失モードを設定する。これらの表に含まれない格納容器機能喪失モードがある場合には、追加してもよい。これらの表に含まれる格納容器機能喪失モードを除外する場合には、その理由を明確にする。
- b) **格納容器が機能喪失する場合** 格納容器構造健全性評価（8.3 参照）の結果から、事故シーケンスごとに、最も早く機能喪失条件に到達するものを格納容器機能喪失モードとする。また、箇条 13 及び箇条 14 におけるソースターム放出経路、破損位置・規模に関する条件設定のために、格納容器機能喪失の位置と規模について不確実さを含めて分析する。
- c) **格納容器の健全性が維持される場合** 格納容器の健全性が確保される状態は、格納容器機能喪失モードの一つとする（H.1c）及び H.2c)参照）。

表 8.1－格納容器機能喪失モードの分類（PWR プラント）

項目	放出	格納容器の状態	機能喪失モード（名称）	概要
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	格納容器が健全に維持されて事故が収束
			蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス、又は誘因蒸気発生器伝熱管破損
			インターフェイスシステム LOCA	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス、又は炉心損傷後の誘因インターフェイスシステム LOCA
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	事故後に格納容器の隔離に失敗
		早期格納容器破損	ブローダウンによる原子炉（圧力）容器変位	原子炉（圧力）容器変位に伴う配管変位による格納容器貫通部の破損
			原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発	原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
			水素燃焼（原子炉（圧力）容器破損以前）	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損以前）によって格納容器が破損
			水素燃焼（原子炉（圧力）容器破損直後）	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損直後）によって格納容器が破損
			原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
			格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
			溶融物直接接触	格納容器構造物ヘデブリが直接接觸して格納容器が破損
		後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損
			建屋水素燃焼	建屋に漏えいした水素の燃焼に伴い格納容器が破損
			コンクリート侵食	デブリ・コンクリート相互作用によって格納容器バウンダリが破損、又は構造部材の支持機能喪失に伴い格納容器貫通部が破損
			過温破損	格納容器貫通部が過温で破損
			水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損
			水蒸気蓄積による格納容器先行破損	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損

表 8.2—格納容器機能喪失モードの分類（BWR プラント）（1/2）

項目	放出	格納容器の状態	機能喪失モード（名称）	概要
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	格納容器が健全に維持されて事故が収束
			格納容器ベント	格納容器耐圧強化ベント、又はフィルタベントの実施
	早期大規模放出	格納容器バイパス	インターフェイスシステム LOCA	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス、又は炉心損傷後の誘因インターフェイスシステム LOCA
			非常用復水器（IC）伝熱管破損	IC 伝熱管破損に伴う格納容器バイパス
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	事故後に格納容器の隔離に失敗
	格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発	原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
			原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	水蒸気蓄積に伴う準静的な加圧によって格納容器先行破損（原子炉未臨界確保失敗）
			原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
		格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
			溶融物直接接触	格納容器構造物ヘデブリが直接接触して格納容器が破損
		圧力抑制機能バイパス	ドライウェルとウェットウェル間の真空破壊弁の開固着などによりサプレッションホールバイパスが発生し格納容器が過圧により破損	

**表 8.2－格納容器機能喪失モードの分類（BWR プラント）（2/2）**

項目	放出	格納容器の状態	機能喪失モード（名称）	概要
格納容器機能喪失モード分類	後期大規模放出	格納容器破損	過温破損	格納容器貫通部が過温によって破損
			水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損
			崩壊熱除去失敗時の過圧破損	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損
			コンクリート侵食	デブリ・コンクリート相互作用によって格納容器バウンダリが破損、又は構造部材の支持機能喪失に伴い格納容器貫通部が破損
			建屋水素燃焼	建屋に漏えいした水素の燃焼に伴い格納容器が破損
			格納容器負圧	格納容器雰囲気の水蒸気割合が大きい状態で格納容器スプレイをした場合に水蒸気凝縮により格納容器内が負圧になり格納容器が破損

## 9 事故シーケンスの分析（内的事象レベル2PRA）

### 9.1 一般事項

プラント損傷状態ごとに、緩和設備の動作状態及びシビアアクシデント時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを作成する。また、格納容器機能喪失後の放射性物質の放出に影響を及ぼす重要な物理化学現象及びその緩和手段を分析し、ソースターム評価に必要な情報を得る。箇条8に示される格納容器機能喪失モードを格納容器イベントツリーの終状態に設定する。また、箇条6に対しては、建屋・機器リストの作成に必要な緩和設備の情報を与える。箇条10に対しては、格納容器機能喪失防止に係る緩和設備及びその動作状態を与え、箇条11に対しては、分岐確率を求めるヘディングを与える。箇条12に対しては、格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な格納容器イベントツリーを与える。箇条13及び箇条14に対しては、放出カテゴリの分類及びソースターム解析に影響を及ぼす重要な物理化学現象及び緩和手段に関する情報を与える。

### 9.2 事故シーケンスの特徴分析

#### 9.2.1 シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失及び放射性物質の放出に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象を、事故進展のプラント状態（8.2.1 参照）に対応させて、発生

条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析する（K.1 及び K.2 参照）。

### 9.2.2 事故の緩和手段の分析

事故の緩和及び格納容器機能喪失防止に係る実施可能な緩和手段を分析する。また、機器・システムの修復を含む復旧を、格納容器機能喪失防止に係る手段に含めてもよい。これらの緩和及び格納容器機能喪失防止に係る手段は、次の a)～f)によって分析する。また、格納容器機能喪失後の放射性物質の放出に影響を及ぼす実施可能な緩和手段を分析する。ソースターム解析において、格納容器機能喪失後の影響緩和策を考慮する場合は、a)～f)に加えて、格納容器外における可燃性ガスの燃焼又は爆轟の影響に留意する【附属書 L 参照】。

- a) **運転手順書** 格納容器機能喪失防止に係る緩和設備、運転員による事故の緩和操作は、運転員用及び事故時の支援組織用の手順書類と整合させる。
- b) **熱水力雰囲気条件** シビアアクシデント時の格納容器内の温度、圧力、水位などの熱水力的な雰囲気条件から、機器・システムの継続運転及び事故の緩和操作が可能な条件を分析する。
- c) **放射能雰囲気条件** シビアアクシデント時の放射能雰囲気条件から、事故の緩和操作が可能な条件、緩和機能として期待する設備へのアクセス性を分析する【附属書 M 参照】。局所的な放射能レベルが、機器が機能するレベル又は人間が行動可能なレベルに低減されることが期待される場合には、その根拠を明らかにする。
- d) **監視条件** シビアアクシデント時の水位計、温度計などの計装設備の機能維持の条件を分析する。また、計装設備の機能が適切でない場合における緩和操作への影響を分析する。
- e) **シビアアクシデント対策設備** シビアアクシデント対策として整備した設備、運転員操作を緩和手段として期待する場合、それらが機能を果たす条件を分析する【附属書 M 及び附属書 N 参照】。
- f) **代替手段** 代替手段を緩和手段として期待する場合、それらが機能を果たす条件を分析する【附属書 O 参照】。

### 9.3 格納容器イベントツリーの構築

事故シーケンスの特徴分析（9.2 参照）の結果に基づき、プラント損傷状態ごとに、全ての事故シーケンスに対して、重要な物理化学現象【附属書 K 及び附属書 L 参照】、緩和設備の作動・不作動【附属書 N 及び附属書 O 参照】、運転員操作の因果関係【附属書 M 参照】を保ち、次の a)及び b)により格納容器イベントツリーを作成する【附属書 K 及び附属書 P 参照】。

- a) **格納容器イベントツリーのヘディング項目の選定** 運転員による事故の緩和操作及び物理化学現象の発生の有無など、事故シーケンスの特徴分析（9.2 参照）の結果から、格納容器イベントツリーのヘディング（K.3 参照）を選定する。ヘディングの選定に当たっては、環境へ放出される放射性物質の放出挙動の相違が適切に弁別されるよう留意する。格納容器機能喪失頻度やソースタームに影響が大きい重要な事故シーケンスにお

いて、故障又は人的過誤により事象が緩和されることを評価において期待する場合には、その根拠を明らかにする。また、それによって事故進展解析の対象ではなくなる事故シーケンスがある場合には、その根拠を明らかにする。

- b) **格納容器イベントツリーの作成** プラント損傷状態ごとに、重要な物理化学現象、緩和設備の作動・不作動、運転員操作の因果関係を保つように格納容器イベントツリーのヘディングを配置し、それらの分岐を樹形図で連結することによって、格納容器イベントツリー（K.4 参照）を作成する。

## 9.4 従属性のモデル化

### 9.4.1 従属性の検討

格納容器イベントツリーで分類された全ての事故シーケンスを対象にして、物理化学現象の発生・拡大防止の可能性、緩和手段の従属性を分析する（P.1 参照）。炉心損傷防止のための緩和手段を、炉心損傷後の事象の緩和手段のヘディングに再び用いる場合は、炉心損傷防止のための緩和手段の回復条件と整合させ、かつ、炉心損傷後の熱水力的条件などの操作環境から分析する。

### 9.4.2 シビアアクシデント現象及び事象の緩和手段の従属性

事象の従属性を次の a) 及び b) によって適切に反映する。

- a) **従属性のあるヘディングの配置** シビアアクシデント時の物理化学現象と緩和手段との対応を含めて、格納容器イベントツリーのヘディング間の従属性を整理し、特定のヘディングに従属するヘディングは下流側に配列するなど、因果関係があるヘディングの順序を適切に配置する（P.1 参照）。
- b) **イベントツリーの結合時の従属性** 複数のイベントツリーを組み合わせて格納容器イベントツリーを構成する場合には、それぞれのイベントツリーのヘディング間で生じる従属性の関係を整合させる。

## 9.5 格納容器機能喪失モードの設定

### 9.5.1 事故シーケンスの最終状態

格納容器イベントツリーで分類された全ての事故シーケンスに対して、格納容器機能喪失モード（8.5 参照）を設定して、格納容器の最終状態を決める【P.2, 附属書 H 参照】。

### 9.5.2 格納容器が健全な場合の扱い

格納容器の健全性が維持される事故シーケンスについても、格納容器機能喪失モードを設定する【P.2, 附属書 H 参照】。

## 10 事故進展解析（内的事象レベル 2PRA）

### 10.1 一般事項

**箇条 6** の調査結果及び事故シーケンスを定義する格納容器イベントツリーのヘディングの組合せから、代表事故シーケンスごとに解析条件を設定する。設定した解析条件に基づき、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉（圧力）容器破損

などの事象の発生時期、シビアアクシデント時の物理化学現象【附属書L参照】による格納容器負荷を解析することで、箇条11の格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求める。

## 10.2 解析対象事故シーケンスの選定

事故進展解析の対象とする事故シーケンスとして、格納容器イベントツリーで分類された事故シーケンスの中から、格納容器機能喪失モードを代表する事故シーケンスを、次のa)及び／又はb)の条件によって、プラント損傷状態ごとに選定する。(F.4, G.4, H.1e) 及びH.2e) 参照)

- a) **操作余裕時間** 事故の緩和操作のうち、操作の余裕時間が最も厳しくなる緩和操作の組合せから、事故シーケンスを選択する。
- b) **発生頻度** 炉心損傷頻度が大きい事故シーケンスを選択する。

## 10.3 事故シーケンスの解析条件の設定

### 10.3.1 解析において考慮すべき項目

格納容器イベントツリーで分類された事故シーケンスに含まれるシビアアクシデント時の物理化学現象、機器・システムの動作、緩和操作などのヘディングの項目の内容を、解析において考慮する。

### 10.3.2 解析条件の設定

解析の対象とする事故シーケンスごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの組合せを模擬し、次のa)及びb)の解析条件を設定する。

- a) **プラント設備条件** プラント構成・特性の調査(6.2参照)の結果に基づいて、炉心、原子炉(圧力)容器及び格納容器の形状、緩和設備の構成、設備容量、作動論理などから、プラント設備の解析条件を設定する。
- b) **事故シーケンスの解析条件** 事故時の運転手順書の緩和操作の成否に応じて、解析の対象とする事故シーケンスの解析条件を設定する。

### 10.3.3 実機適用可能な手法の使用

シビアアクシデント条件下【附属書L参照】で妥当性が確認された解析モデルを用いた、実機プラント規模の解析に適用実績がある解析コードを用いる【附属書Q参照】。

**注記** 妥当性が確認された解析モデルとは、計算結果が実現象をよく再現することが確認された解析モデルを指す。

### 10.3.4 類似プラントの解析結果の使用

解析対象プラントの固有の解析結果を使用する。ただし、類似プラントの解析結果を使用する場合には、それらの解析結果が解析対象プラントに適用できることを確認する。

## 10.4 事故進展の解析

事故シーケンスごとに、プラントの熱水力挙動などを解析することによって、事故シーケ

ンスに特有な事故の進展を明らかにする。解析には次の **a)～d)** の内容を含める。

- a) 原子炉冷却系内の熱水力挙動** シビアアクシデント時の炉心及び原子炉冷却系内の水位、温度、圧力を含む熱水力挙動、炉心ヒートアップ、炉心溶融挙動、金属一水反応による発熱、可燃性ガス発生挙動などを解析する。（**L.1** 参照）
- b) 格納容器内外の熱水力挙動** シビアアクシデント時の格納容器内の水位、温度、圧力を含む熱水力挙動、デブリ・コンクリート相互作用に伴う非凝縮性ガスの発生挙動、可燃性ガスの発生挙動などを解析する。また、可燃性ガスについては、格納容器からの漏えいにより原子炉建屋などに滞留する可能性がある。建屋が破損すると、建屋内での放射性物質の沈着効果及び放射性物質の放出量低減のための緩和手段（例えば、放水砲など）に係る可用性に影響を与えることから、これらに期待する場合には、可燃性ガスの格納容器外への移行などを考慮し解析する。（**L.2** 参照）
- c) 事象発生時期** 炉心損傷、原子炉（圧力）容器破損及び格納容器機能喪失の時期を解析する。加えて、建屋内での放射性物質の沈着効果及び放射性物質の放出量低減のための緩和手段に期待する場合は当該建屋の破損時期を解析する。
- d) 事象発生時期の雰囲気** 事象発生時期の水位、雰囲気の温度及び圧力、ガス組成、デブリ温度及び組成を解析する。

## 10.5 シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の分析

### 10.5.1 格納容器負荷の分析

放射性物質閉じ込め機能に影響するシビアアクシデント時の物理化学現象の発生の有無及び／又は発生に伴う格納容器への負荷を分析する【**附属書 I** 及び**附属書 L** 参照】。

### 10.5.2 格納容器破損に関する検討

格納容器構造健全性の判断基準（**8.3** 参照）と **10.5.1** の解析結果とを比較し、格納容器破損の有無及びその後の事故進展への影響を分析する。【**附属書 J** 参照】

## 10.6 格納容器イベントツリーのヘディングの検証

格納容器イベントツリーのヘディングについて、事故進展の解析結果から次の因果関係が適切であるかを確認する。

- ・ シビアアクシデント時の物理化学現象の発生と発生条件との因果関係
- ・ シビアアクシデント時の物理化学現象の発生と事故の緩和操作との因果関係

## II 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定（内的事象レベル 2PRA）

### 11.1 一般事項

最新のシビアアクシデントに関する技術的知見及び事故進展の解析結果に基づく最適予測を反映して、格納容器イベントツリーの分岐確率を得るための条件を設定する。**箇条 8** による格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準、**箇条 9** による事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理、並びに**箇条 10** による

事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、**AESJ-SC-P008**（原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編））の箇条9、箇条10及び箇条11を参考に、機器・システム及び人的過誤並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値及び不確実さ分布を評価するための条件を設定する。点推定解析を行う場合には分岐確率の平均値を評価するための条件を設定する。

## 11.2 格納容器イベントツリーの分岐の確率分布の設定

### 11.2.1 機器・システム及び操作

緩和手段に関する機器・システムの故障確率及び人的過誤確率の条件を、次の a)及びb)から設定する。

格納容器隔離系については、格納容器のペネットレーション、シール部及びハッチ部が起因事象発生前に機能喪失している可能性を考慮するとともに、格納容器隔離系に係る機器の故障を考慮する。自動隔離信号を有さない系統の場合は隔離に係る操作も考慮する。

a) **機器・システム** 機器故障率などのパラメータの平均値及び不確実さ分布からフォールトツリーなどのシステム信頼性の分析手法により平均値及び不確実さ分布を評価して故障確率の条件を設定する（**AESJ-SC-P008**（原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編））箇条9 参照）。

b) **操作** 人間信頼性解析による人間の過誤確率の平均値及び不確実さ分布から人的過誤確率の条件を設定する（**AESJ-SC-P008**（原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編））箇条10 参照）。操作失敗確率の条件設定では、事故進展解析による事象発生時期に基づく作動を期待する機器に対する時間余裕と設備操作に必要となる時間の分析、事故時の雰囲気条件、運転員の操作性などによるストレス要因の分析から、機器・システムの回復操作を含めた操作失敗確率の条件を設定する。

**例** 時間余裕とは、炉心損傷後に原子炉（圧力）容器破損の回避を目的とする手段であれば、炉心損傷から原子炉（圧力）容器破損までの経過時間を、原子炉（圧力）容器破損後に格納容器機能喪失の回避を目的とする手段であれば、原子炉（圧力）容器破損から格納容器機能喪失までの経過時間を指す。また、緩和操作に必要となる時間とは、事態の認知判断に始まり、人員の確保、設備へのアクセス、操作開始を経て終了に至るまでに要する時間を指し、可搬設備であれば所定の場所への搬入に要する時間を含む。

### 11.2.2 物理化学現象

事故シーケンスごとの事故進展解析結果から得られる熱水力的条件、現象の発生条件、物性値などの物理的化学的な拘束条件、又は国内外の試験結果及びそれらの解析結果により、現象によって生じる格納容器への負荷と格納容器構造健全性の判断基準とを比較し、格納

容器への負荷及び当該破損モードに対応する格納容器耐力の不確実さを分析することで、当該現象により格納容器が機能喪失に至る確率の平均値及び不確実さ幅を検討して確率分布を設定する。不確実さが大きい現象に対しては、現象の支配要因、その不確実さ幅、及び現象の支配要因と格納容器の構造健全性との因果関係を明らかにし、分解イベントツリー手法又はROAAM手法を用いて確率分布を設定する【附属書R参照】。

### 11.2.3 工学的判断

事象の発生可能性を分析するにあたって、関連する情報が乏しく、解析的手法により分岐確率の条件を設定することが困難な場合には、工学的判断によって格納容器イベントツリーの分岐確率を設定してもよい。工学的判断を用いる場合には、事故進展解析の結果から設定根拠を明らかにする【附属書S参照】。

### 11.3 分岐の従属性

事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理により従属性を有する分岐においては、分岐確率の平均値及び不確実さ幅の条件を次のa)及びb)から設定する。

- a) **格納容器イベントツリー内の従属性** 格納容器イベントツリーの分岐間に従属性がある場合には、従属性の条件に合致するように分岐確率の条件を設定する。
- b) **炉心損傷防止手段との従属性** 炉心損傷防止手段と炉心損傷後の事故の緩和手段との間に従属性がある場合には、炉心損傷防止手段で想定した成否の状態と整合する条件を設定する。

## 12 格納容器機能喪失頻度の定量化（内的事象レベル 2PRA）

### 12.1 一般事項

箇条7で定量化したプラント損傷状態の発生頻度、及び格納容器イベントツリーの各分岐に対する箇条11による分岐確率を得るために条件から、箇条9で構築した格納容器イベントツリーに基づき、格納容器機能喪失モードの発生頻度及び／又は格納容器機能喪失頻度の点推定評価と不確実さ解析とを実施する。重要度解析及び感度解析により評価結果に重要となる要因や支配的な寄与となる因子を把握し、検証により解析結果の妥当性を確認する。

### 12.2 点推定評価

プラント損傷状態の発生頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率を得るために条件を用い、次のa)～c)の格納容器機能喪失モードの発生頻度及び／又は格納容器機能喪失頻度を評価する。格納容器先行破損の場合は、プラント損傷状態の発生頻度を格納容器機能喪失頻度とする。

**注記** 点推定評価とは分岐確率を得るために条件から得た分岐確率の平均値又は分岐確率の平均値を得るために条件を用いて評価することである。

- a) **格納容器機能喪失モードの発生頻度** 格納容器イベントツリーの各分岐に対して設定された分岐確率を得るために条件から、プラント損傷状態の格納容器機能喪失モード別

の条件付確率をプラント損傷状態ごとに求める。各プラント損傷状態の発生頻度に、当該プラント損傷状態の格納容器機能喪失モード別の条件付確率を乗じ、格納容器機能喪失モード別に集計して各格納容器機能喪失モードの発生頻度を求める。

**注記** プラント損傷状態の格納容器機能喪失モード別の条件付確率とは、プラント損傷状態 1 回当たりの格納容器機能喪失モード別の発生回数である。

- b) プラント損傷状態の格納容器機能喪失頻度** 格納容器イベントツリーの各分岐に対して設定された分岐確率を得るための条件から、条件付格納容器機能喪失確率をプラント損傷状態ごとに求める。プラント損傷状態の格納容器機能喪失頻度は、各プラント損傷状態の発生頻度に当該プラント損傷状態の条件付格納容器機能喪失確率を乗じて求め る。

**注記** プラント損傷状態の条件付格納容器機能喪失確率とは、プラント損傷状態 1 回当たりの格納容器機能喪失の発生回数である。

- c) 全格納容器機能喪失頻度** 格納容器機能喪失モードの発生頻度において格納容器破損、格納容器隔離失敗及び格納容器バイパスに該当する格納容器機能喪失モードの発生頻度を合計する、又はプラント損傷状態の格納容器機能喪失頻度を合計することで全格納容器機能喪失頻度を求める。

### 12.3 不確実さ解析

プラント損傷状態の発生頻度の確率分布及び格納容器イベントツリーにおける分岐確率を得るための条件を入力とし、モンテカルロ法によるランダムサンプリング又は同等の不確実さ伝播解析手法を用いて、格納容器機能喪失モードの発生頻度並びに格納容器機能喪失頻度の平均値及び不確実さ幅を評価する。モンテカルロ法でのサンプリング数は、変動させるパラメータ数及びその確率分布に依存するため、サンプリングした値が入力として与えた不確実さ幅を適切に表現できるような数を選定する。

### 12.4 重要度解析

格納容器機能喪失モードの発生頻度又は格納容器機能喪失頻度に支配的な因子を同定する場合には、次の **a)** 及び **b)** の方法により重要度解析を実施する。

- a) 解析の対象とする因子の検討** 格納容器先行破損となる事故シーケンス、格納容器イベントツリーの機器故障及び事故の緩和操作、並びに物理化学現象の分岐から重要度解析の対象を選定する。
- b) 重要度の解析** 選定した分岐の分岐確率又は分岐確率を得るための条件から、Fussell-Vesely 重要度及びリスク増加価値を解析する。

### 12.5 感度解析

箇条 7～箇条 11 で用いた主要なモデル上の仮定及び工学的判断において、事故進展の解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件から、次の **a)** 及び **b)** に該当する場合を感度解析の対象とする。抽出した仮定及び解析条件に対して、事故進展の解析結果から、感度解析の対象にするパラメータ及びパラメータ値を設定し、感度解析を実施して結

果への影響を把握する。

- a) **物理化学現象の発生** 事故進展の解析結果において解析の仮定及び条件が要因となって特定の物理化学現象の発生の有無が変わる可能性がある場合は、当該現象を感度解析の対象とし、当該現象の発生に係るパラメータが物理化学的に取り得る値の限界値に対して解析を実施して、当該現象の発生の有無を検討する。また、解析した格納容器への負荷が格納容器構造健全性の判断基準に近い場合なども対象にする。

**例 1** 事故進展の解析結果が、水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、水素燃焼などの発生の有無が変わる可能性がある雰囲気条件になっている場合。

**例 2** 解析した格納容器内の圧力又は温度が、格納容器構造健全性の判断基準に近い場合。

- b) **事故シーケンス** 機器・システムの機能喪失の様相及び時期など、解析の仮定及び条件で、事故進展が変化する又は異なった事故シーケンスに遷移する場合は感度解析の対象とし、解析の仮定又は条件の変更による事故進展途上の事象の発生時期への影響、若しくは対象としている事故シーケンスが他の事故シーケンスに遷移する可能性を検討する。

**例** 逃がし安全弁の開閉着、閉閉着などの機器・システムの機能喪失の状態、又は、これらの機能喪失の発生時期を、解析の仮定若しくは条件として扱っている場合。

## 12.6 格納容器イベントツリーの定量化の仮定及び結果の検証

次の a)及び b)をレビューし、格納容器イベントツリーの定量化の仮定及び結果の妥当性を確認する。

- a) **解析結果のレビュー** プラント損傷状態の発生頻度の合計値と、全ての格納容器機能喪失モードの発生頻度の合計値とを比較して、格納容器機能喪失モードの発生頻度の解析結果が妥当であることを確認する。
- b) **重要なモデルの仮定のレビュー** 工学的判断で設定した分岐確率を得るために条件が結果を支配している場合は、事故進展の解析結果から工学的判断の妥当性を確認する。

## 13 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化（内的事象レベル 2PRA）

### 13.1 一般事項

箇条 8 で得られたソースタームの放出経路、破損位置、破損規模、及び箇条 9 で得られたソースタームの影響緩和に係る評価条件を用いて、箇条 9 で同定した全ての事故シーケンスを環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する【**附属書 AE 参照**】。箇条 7 で定量化したプラント損傷状態の発生頻度及び箇条 11 で設定した格納容器イベントツリーの分岐確率を得るために条件を用いて放出カテゴリの点推定評価及び不確実さ解析を実施し、放出カテゴリの発生頻度を求める。感度解析により、評価上の重要な仮定及び条件について、評価結果への影響を把握する。放出カテゴリの発生頻度の解析結果を検証する。ここで分類した放出カテゴリ

のソースターム解析を箇条 14 にて行う。

### 13.2 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。なお、次の a)～d)に対応する事故シーケンスは独立した放出カテゴリに分類する【附属書 T 参照】。

**注記** 環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似するとは、放出量、放出時期、それらに関係した移行経路、及び放出抑制の緩和手段が類似することを言う。

- a) 格納容器隔離失敗又は格納容器バイパス
- b) エナジエティック現象
- c) 溶融物直接接触
- d) 格納容器先行破損

### 13.3 放出カテゴリの発生頻度の定量化

#### 13.3.1 点推定評価

格納容器イベントツリーの各分岐に対して設定された分岐確率を得るために条件を用いて、プラント損傷状態別の放出カテゴリの条件付確率を求める。各プラント損傷状態の発生頻度に当該プラント損傷状態別の放出カテゴリの条件付確率を乗じ、放出カテゴリ別に集計して放出カテゴリの発生頻度を求める。

**注記 1** プラント損傷状態別の放出カテゴリの条件付確率とは、プラント損傷状態 1 回当たりの放出カテゴリの発生回数である。

**注記 2** 点推定評価とは分岐確率を得るための条件から得た分岐確率の平均値又は分岐確率の平均値を得るために条件を用いて評価することである。

#### 13.3.2 不確実さ解析

プラント損傷状態の発生頻度の確率分布及び格納容器イベントツリーにおける分岐確率を得るために条件を入力とし、モンテカルロ法によるランダムサンプリング又は同等の不確実さ伝播解析手法を用いて、放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確実さ幅を評価する。モンテカルロ法でのサンプリング数は、変動させるパラメータ数及びその確率分布に依存するため、サンプリングした値が入力として与えた不確実さ幅を適切に表現できるような数を選定する。

#### 13.3.3 感度解析

放出カテゴリの発生頻度の定量化において、評価上の重要な仮定及び条件となる、パラメータ及びパラメータ値を設定し、感度解析を実施して結果への影響を把握する。12.5 の感度解析が、放出カテゴリの発生頻度へ与える影響に留意する。感度解析の結果から、放出カテゴリの発生頻度を支配するシビアアクシデント時の物理化学現象を確認する。

### 13.4 放出カテゴリの発生頻度の解析結果の検証

プラント損傷状態の発生頻度の合計値と、全ての放出カテゴリの発生頻度の合計値とを比較して、放出カテゴリの発生頻度の解析結果が妥当であることを確認する。

## 14 放出カテゴリのソースターム解析（内的事象レベル2PRA）

### 14.1 一般事項

箇条 13 にて分類した放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し、ソースターム解析を行い、ソースタームを評価する。ソースターム解析の事故シーケンスの熱水力条件の解析条件は箇条 10 の事故進展解析の解析条件と整合させる。さらに、発生頻度及びソースタームの大きい放出カテゴリごとにソースタームの不確実さ解析を行い、ソースタームの平均値及び不確実さ幅を評価する。ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件について、ソースタームの感度解析を行い、ソースタームへの影響を把握する。ソースターム解析の結果を検証する。

### 14.2 解析対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る事故シーケンスから、放出カテゴリごとに、次の a)及び／又は b)によって、ソースターム解析の対象とする代表的な事故シーケンス（解析対象事故シーケンス）を選定する。

- a) **発生頻度** 放出カテゴリの中で発生頻度が大きい事故シーケンス。
- b) **放出量** 放出カテゴリの中で環境への放出量が大きい事故シーケンス。

### 14.3 放射性物質のグループ化

ソースタームを系統的に解析するため、揮発性、溶解性、化学形などの放射性物質の物理化学的性質に応じて、放射性物質をグループ化する【附属書 U 参照】。まず放射性物質をその化学的性質によって元素グループに分類する。放射性物質は事故時に化合物になる場合があるので、元素グループを含む化合物のグループを用いてもよい。次に環境への影響が大きい元素又は化合物を、放射性物質のグループを代表する元素又は化合物として放射性物質のグループごとに選定する。ソースターム解析ではこの代表的な元素又は化合物の物理化学的性質を用いてその挙動を解析する。

### 14.4 ソースターム解析の条件設定

#### 14.4.1 解析において考慮すべき項目

解析対象事故シーケンスに含まれる燃料からの放射性物質放出、放射性物質の移行経路、構造物表面への沈着、緩和設備による除去、シビアアクシデント時の物理化学現象、機器・システムの動作、運転員による事故の緩和操作などの項目を、全て解析対象に含める。また、放射性物質のグループごとに、次の a)及び b)を解析に含める。

- a) **燃料及びデブリからの放射性物質放出** 原子炉（圧力）容器内外での燃料及びデブリからの放射性物質放出、並びにデブリ・コンクリート相互作用時の放射性物質放出を解析に含める【附属書 V 参照】。
- b) **放射性物質の自然沈着及び除去** 燃料及びデブリから放出された放射性物質が、環境へ放出されるまでの移行経路に沿って、放射性物質の自然沈着及び緩和設備による除去を解析に含める（W.2～W.9 参照）。建屋による放射性物質の除去効果又は格納容器破

損後の影響緩和策の効果を考慮する際には、格納容器外において水素の燃焼・爆燃・爆轟の発生の有無及び発生に伴う建屋への負荷を分析し、建屋への負荷と建屋の耐性（8.3.1 参照）とを比較し、建屋が維持されることを確認する。【**附属書 L** 参照】。

#### 14.4.2 解析条件の設定

ソースターム解析の解析条件は次の a)～e)を考慮して設定する。

- a) **炉心内蔵量** 放射性物質の炉心内蔵量は、次の 1)及び 2)を考慮する。
  - 1) **運転状態** 定格出力で継続運転するものとし、プラント構成・特性の調査（6.3 参照）の結果に基づいて、適切な燃焼度になるように運転期間を設定して炉心内蔵量を解析する。定格出力外の条件で解析する場合は、運転状態に応じた熱出力及び運転期間から炉心内蔵量を解析する。
  - 2) **放射性物質のグループごとの炉心内蔵量** 放射性物質のグループごとに炉心内蔵量の質量を積算する。また、放射性物質の物理化学的性質を正しく解析するためには、安定核種の炉心内蔵量を解析し、放射性物質のグループの炉心内蔵量に合算する。
- b) **放射性物質の性状条件** 格納容器の雰囲気条件及び放射性物質の蒸気圧に応じたガス又はエアロゾルの形態変化を考慮する。
- c) **沈着及び除去の解析条件** プラント構成・特性の調査（6.3 参照）の結果に基づいて、放射性物質の放出経路、格納容器スプレイ、フィルタ、水プール、フィルタベントなどの緩和設備による放射性物質除去など、解析の対象とする事故シーケンスの解析条件を設定する。緩和設備による放射性物質除去の性能は、スプレイ流量の低下、フィルタ詰まりなど、事故時の雰囲気条件の影響を考慮する。
- d) **熱水力条件** 事故シーケンスの熱水力条件は、事故進展の解析で用いた解析条件（10.3 参照）と整合させる。
- e) **解析時間** 解析時間は事故が収束し、かつ環境への放射性物質の放出率が無視できるまでとする。

#### 14.4.3 実機適用可能な手法の使用

シビアアクシデント条件下【**附属書 L** 参照】で妥当性が確認された解析モデル（W.10 参照）を用いた、実機プラント規模の解析に適用実績がある解析コードを用いる【**附属書 Q** 参照】。

**注記** 妥当性が確認された解析モデルとは、計算結果が実現象をよく再現することが確認された解析モデルを指す。

#### 14.4.4 類似プラントの解析結果の使用

解析対象プラントの固有の解析結果を使用する。ただし、類似プラントの解析結果を使用する場合には、それらの解析結果が解析対象プラントに適用できることを確認する。

## 14.5 ソースタームの解析

解析対象事故シーケンスに沿って、次の a)～d)を解析する。

- a) **燃料及びデブリからの放射性物質の放出** 原子炉（圧力）容器内の燃料からの放射性物質放出量の時間変化、デブリ・コンクリート相互作用時のデブリからの放射性物質放出量の時間変化などを解析する【附属書V参照】。
- b) **原子炉冷却系内の挙動** 原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化などを解析する（W.2, W.4, W.5, 及び W.6 参照）。
- c) **格納容器内の挙動** 格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化などを解析する（W.3, W.4, W.5, W.6, W.7 及び W.9 参照）。
- d) **環境への放出量** 環境への放射性物質の放出量、累積放出量の時間変化などを解析する。

## 14.6 放出カテゴリごとのソースタームの設定

### 14.6.1 一般事項

放出カテゴリごとにソースタームと発生頻度を設定し、環境に放出される放射性物質の特徴を分析する。レベル 2PRA の実施目的に応じて、次の 14.6.2 及び／又は 14.6.3 を行う。

### 14.6.2 レベル 3PRA へのインターフェイスの設定

ソースターム解析の結果から、放出カテゴリに対して、レベル 3PRA へのインターフェイスとして、次の a)～e)を設定する。

- a) **ソースタームの設定** 放出カテゴリごと、放射性物質のグループごとに、性状、放出量、放出開始時期、放出継続時間、及び放出エネルギー（環境中に放出される放射性物質が持つ熱エネルギー）を設定する。
- b) **放出経路の設定** 放出カテゴリごとに、事故シーケンスの放出経路（排気筒放出、建屋放出など）を設定する。
- c) **施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に至る時期の設定** 放出カテゴリごとに、施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に該当する事象の発生を判断する各基準に至る時期を設定する。
- d) **エアロゾルの粒子径分布** エアロゾルで環境に放出される場合は、粒子径分布を示す。
- e) **発生頻度の設定** 放出カテゴリごとに、発生頻度とソースタームを対応させて結果をまとめる。

### 14.6.3 環境への放射性物質の放出の特徴の分析

ソースターム解析の結果から、次の a)～c)を分析して、環境への放射性物質の放出の特徴を明らかにする。

- a) **放射性物質の放出特性** 放出カテゴリごと、放射性物質のグループごとに、ソースターム解析の結果で得られた炉心損傷時期及び原子炉（圧力）容器破損時期、並びに格納容器機能喪失時期における環境への放出量及び放出率の時間変化を分析する【附属書 H

参照】。

- b) **放射性物質の放出開始時期** ソースターム解析の結果から、放出カテゴリごとに放射性物質の環境への放出開始時期と放出継続期間を求める。
- c) **超過発生頻度の分析** 放射性物質のグループごとに、環境への放出量に対する超過発生頻度を分析する【附属書 X 参照】。

#### 14.7 ソースタームの不確実さ解析

発生頻度又はソースタームの大きい放出カテゴリごとに、図 14.1 に示す流れで、次の a) ~e) を考慮して発生頻度及びソースタームにおける平均値及び不確実さ幅を評価する【附属書 Y 参照】。

- a) **不確実さ因子の抽出/選定** 不確実さ解析の対象にする放出カテゴリを決定し、ソースターム解析の結果から、ソースタームの不確実さに寄与する可能性のある因子（以下、不確実さ因子と呼ぶ）を抽出し、結果に重要な影響を及ぼす可能性のある因子を放出カテゴリごとに選定する。
- b) **変動パラメータの選定** 放出カテゴリごとに選定した不確実さ因子を表現する代表的なパラメータ（以下、変動パラメータと呼ぶ）を、解析コードの入力データから選定する。
- c) **変動パラメータの不確実さの検討** それぞれの変動パラメータの確率分布を、既存のシビアアクシデント実験及びそれに基づく評価結果から決定する。ただし、変動パラメータの不確実さの情報は、ソースターム解析の結果から物理的化学的な拘束条件を求め、その範囲内で設定する。物理的化学的な拘束条件の範囲を超えると、事故シーケンスの種類が変化する場合があることに留意する。
- d) **不確実さ伝播解析の実施** 解析対象とする放出カテゴリごとに決定した変動パラメータの確率分布から、モンテカルロ法によるランダムサンプリング又は同等の不確実さ伝播解析手法を用いてサンプリングし、変動パラメータのデータセットを、サンプルの数だけ作成する。作成した変動パラメータのデータセットの内容を解析コードの入力データに反映し、サンプルの数だけ不確実さ伝播解析用の解析コードの入力データを作成して、ソースタームを解析する。上記の解析を放出カテゴリごとに行う。サンプリング数は、変動させるパラメータ数及びその確率分布に依存するので、サンプリングした値が入力として与えた不確実さ幅を適切に表現できるような数を選定する。
- e) **結果の検討及び分析** 放出カテゴリごとに発生頻度及びソースターム（特に、放出開始時期、放出割合）の平均値及び不確実さ幅を評価する。放射性物質の放出割合の平均値及び不確実さ幅は、放射性物質のグループごとに求める。また、放射性物質のグループごとに、環境への放出量及び超過発生頻度に対して、平均値及び不確実さ幅を求める。

#### 14.8 ソースタームの感度解析

放射性物質の放出経路が変化するなど、ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす

可能性がある仮定及び解析条件のうち、次の a)～c)に該当する場合は、感度解析の対象とし、ソースタームへの影響を把握する。

**注記** 感度解析は、不確実さ解析で重要となる不確実さ因子や変動パラメータを抽出・選定する際の有用な手段の一つである。

- a) **物理化学的挙動** 放射性物質の物理化学的挙動に影響を及ぼす可能性がある解析の仮定及び条件（例えば、現象に関わるモデルパラメータなど）を有する場合。
- b) **放出経路** 環境への放射性物質の移行経路が複数存在する可能性がある場合。
- c) **不確実さへの影響** ソースタームの不確実さ幅へ影響を及ぼす可能性がある因子を把握する場合。

抽出した仮定及び解析条件に対して、ソースタームの解析結果から、感度解析の対象にするパラメータ及びパラメータ値を設定し、感度解析を実施して結果への影響を把握する。感度解析の結果から、ソースタームを支配する仮定及び解析条件を確認する。

#### 14.9 ソースタームの解析結果の検証

発生頻度の大きい主要な放出カテゴリを対象にして、次の a)及び b)から、ソースタームの解析結果が妥当であることを確認する。

- a) **放射性物質の放出開始時期** 放出カテゴリごとの格納容器機能喪失時期と放射性物質の放出開始時期及び放出継続時間との大小関係から、ソースタームの解析結果の整合性を確認する。
- b) **放射性物質の放出量** 放射性物質の放出経路及び放出カテゴリと放射性物質の放出量の大小関係とに矛盾がないことを確認する。

総合解析コードを使用した特定の放出カテゴリに対するソースターム解析が、そのプラント固有の設計特性又は放射性物質の特定の移行メカニズムに特に影響を受けやすい場合、より詳細なモデルを持つ解析コードで総合解析コードによるソースターム解析を補足する。

#### 14.10 放出カテゴリの分類との整合性

ソースタームの解析結果の検証(14.9 参照)の結果から、放出カテゴリの分類の条件(13.2 参照)とソースターム解析結果との間に不整合が生じた場合には、放出カテゴリの分類を見直す。

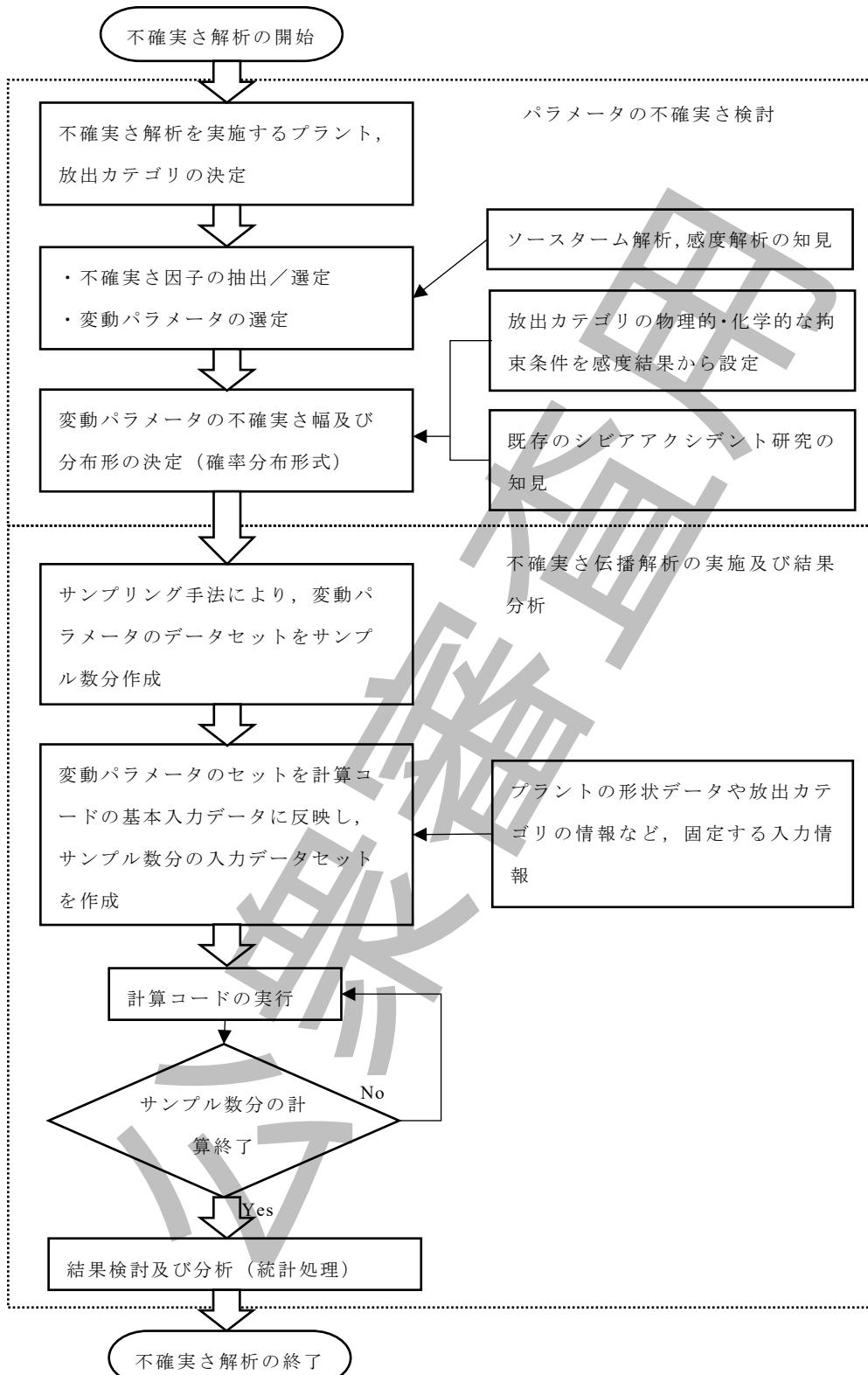


図 14.1—シビアアクシデント解析コードを用いた不確実さ解析の流れ例

## 15 文書化（内的事象レベル 2PRA）

### 15.1 一般事項

レベル 2PRA の結果の利用、更新、専門家によるレビューなどを実施する際に PRA の内容が容易に理解できるよう、PRA の目的、適用範囲、用いた手法、条件、データ、モデル、パラメータ、評価結果などを文書化する。また、**5.2** の規定を満足するために実施した専門家判断の活用、ピアレビューの実施、及び品質保証活動について、文書化を行う【**附属書 Z** 参照】。

### 15.2 目的・適用範囲・手法及び評価結果の文書化

レベル 2PRA 実施の目的、適用範囲、用いた手法、評価結果などを追跡可能な詳細さで記述する。

### 15.3 規定への適合性の文書化

箇条 6～箇条 14 に関して、実施したレベル 2PRA が、この標準の具体的な規定を満足していることを示す。

### 15.4 除外事項の適用妥当性の文書化

箇条 6～箇条 14 に関して、実施したレベル 2PRA が、この標準の具体的な規定で許容されている除外事項を適用した場合には、その妥当性を示す。

## 16 実施手順（地震レベル 2PRA）

### 16.1 実施作業及び手順

地震レベル 2PRA は、箇条 17～箇条 26 の作業を、図 16.1-1 に示す手順に従って実施する。ただし、図 16.1-1 に示す手順において箇条 17～箇条 26 の作業を、並行して実施又は異なる順序で実施してもよい。

なお、図 16.1-1 に示す手順は標準的なものであり、これと同等の手順を排除するものではない。

### 16.2 品質を確保するための方策

次に示す項目は、地震レベル 2PRA の実施の各段階において、又は目的に応じて、AESJ-SC-RK006（原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準）に従い実施する。

- ・専門家判断の活用
- ・ピアレビュー
- ・品質保証活動 【**附属書 D** 参照】

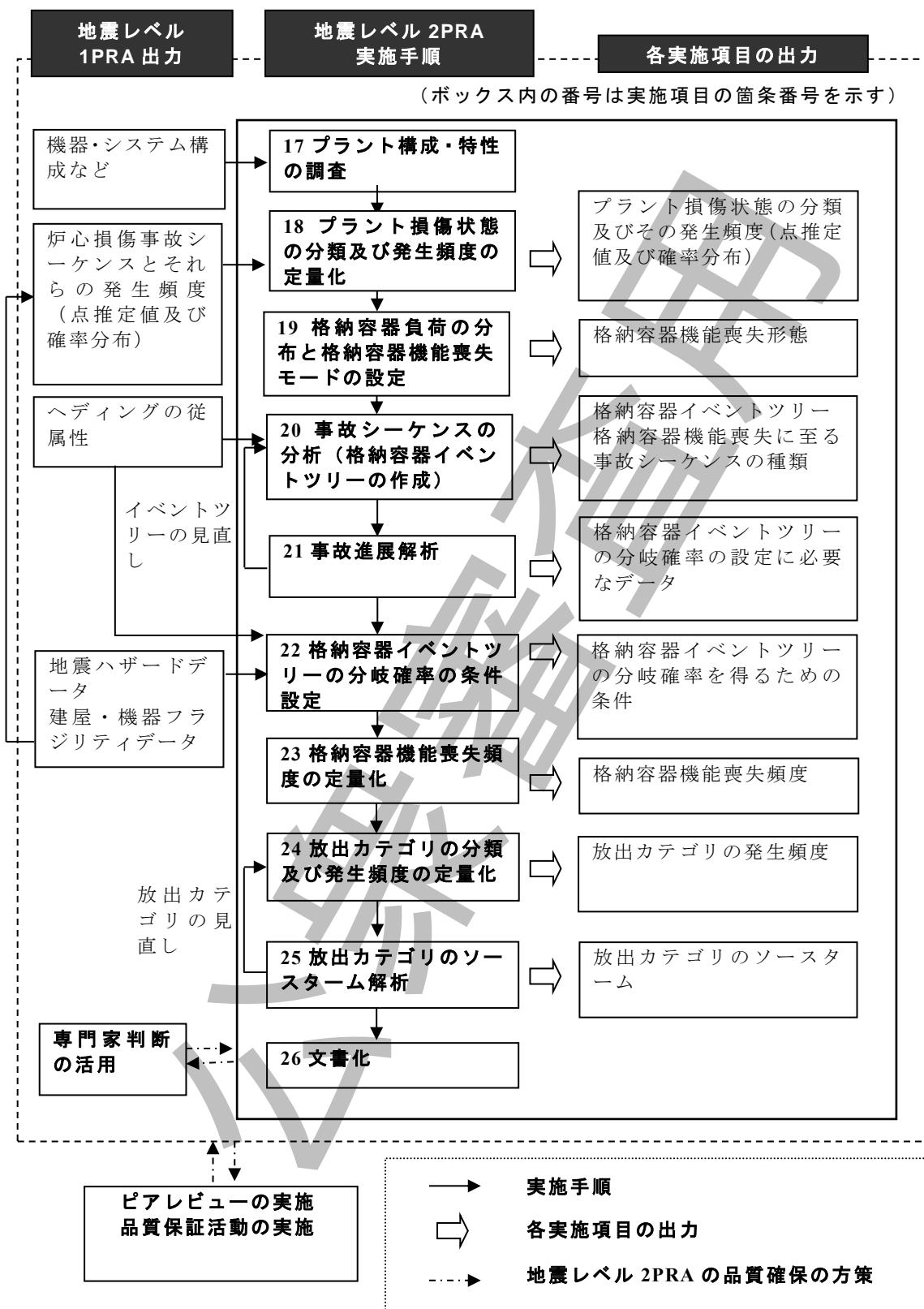


図 16.1-1 地震レベル 2PRA の実施項目と実施手順

## 17 プラント構成・特性の調査（地震レベル 2PRA）

### 17.1 一般事項

解析の対象とするプラントについて、箇条 18 以降に示される地震レベル 2PRA の実施に必要なプラントの設計、運転管理、保守管理などの最新の情報を、調査し収集する。箇条 18～箇条 23 に対しては、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの同定及びそれらの発生頻度の解析に必要なプラントの系統構成・特性に関する情報を、調査し収集する。また、箇条 24 及び箇条 25 に対しては、放射性物質の大規模な環境への放出に至る事故シーケンスの同定及びそれらの発生頻度、並びにソースタームの解析に必要な放射性物質の移行経路に関する情報を、調査し収集する。さらに、17.2.1 b) に示す地震時に格納容器の機能喪失につながる、建屋・機器の損傷に関するフラジリティ評価に必要なプラント情報を収集する。

### 17.2 格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な情報の調査

#### 17.2.1 プラントの系統構成・特性の調査

6.2.1 に加えて、次の a)及び b)の調査をする。

- a) 地震ハザードデータの確認 地震レベル 1PRA で使用した地震ハザードデータの地震動強さの上限値が、地震レベル 2PRA を実施するにあたって、これ以上大きな地震動強さを考慮しても格納容器機能喪失頻度への影響が無視できる程度であることを確認する。
- b) フラジリティ評価対象建屋・機器の調査 地震により機能喪失した場合に、ソースタームを含む炉心損傷後の事故進展に影響が及ぶ建屋・機器を調査する。また、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の 5.2.3 に従って、フラジリティ評価関連情報の収集・分析を実施する。

#### 17.2.2 建屋・機器リストの作成

9.3 にモデル化される機器を基に、地震レベル 2PRA に関連する、建屋・機器リストの作成を実施する。必要に応じて、20.3 の内容を反映する。

### 17.3 ソースタームの定量化に必要な情報の調査

6.3 に従って、ソースタームの定量化に必要な情報の調査を実施する。

### 17.4 情報を補完する方法

箇条 18 以降で規定される各々の作業を行うにあたり、上記のみでは目的とする作業が困難な場合には、次のいずれかの方法又はその組合せによって、これらの情報を補完する。また、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の 5.3.6 に示される着眼点を持って、サイト・プラントウォークダウンを実施する。

- ・ プラントウォークダウン
- ・ プラント職員及び／又は設計技術者からの聞き取り調査

プラントウォークダウンでは、必要に応じて次の設備などへのアクセス性及び操

作環境を確認する。

- ・ 地震レベル 2PRAにおいて復旧操作を考慮する設備
- ・ 地震レベル 2PRAに関連する現場での運転員及び現場要員による事故の緩和操作を必要とする設備

## 17.5 類似プラントの情報の使用

解析対象プラントの固有の情報を使用する。ただし、類似プラントの情報を使用する場合には、**6.5** に従って使用する。

# 18 プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化（地震レベル 2PRA）

## 18.1 一般事項

地震レベル 1PRA の結果より得られる炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、事故進展及び／又は緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類し、プラント損傷状態ごとの発生頻度（点推定値及び確率分布）を求める。プラント損傷状態は格納容器イベントツリーの起点として設定され、プラント損傷状態ごとに箇条 **20**～箇条 **24** が実施される。また、プラント損傷状態ごとの発生頻度は箇条 **23** 及び箇条 **24** の入力となる。

なお、地震レベル 1PRA モデルにおいて、AESJ-SC-P008（原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編））の**8.4** に従い、地震レベル 2PRA に影響する因子のモデル化を行う。

また、プラント損傷状態を用いずに、地震レベル 1PRA のイベントツリーと地震レベル 2PRA のイベントツリーとを統合して、起因事象発生から格納容器機能喪失までを一連の解析として実施してもよい。

## 18.2 プラント損傷状態の分類

### 18.2.1 分類の対象

**7.2.1** に従って、炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、プラント損傷状態の分類の対象にする。

### 18.2.2 事故シーケンスの分類要素

**7.2.2** に加えて、地震に特有な原子炉建屋損傷などの大規模損傷に至る事故シーケンス、格納容器貫通部破損による炉心損傷に先行する格納容器機能喪失に至る事故シーケンスなどを分類する（AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の**DR.1** 参照）。また、内的事象におけるプラント損傷状態の定義については、地震の事故シーケンスへの適用性の検証を行う。

## 18.3 プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化

地震レベル 1PRA 評価モデルを用いて、**7.3** に従って、プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化を実施する。

## 19 格納容器負荷の分析と格納容器機能喪失モードの設定（地震レベル 2PRA）

### 19.1 一般事項

地震に起因して格納容器機能喪失に至る事故シーケンスに対して、格納容器機能喪失モードを分類する【附属書 AB 参照】。さらに、地震発生後の事故の進展に伴って生じる格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の分析及び同定を行い、格納容器の負荷に対する格納容器構造健全性評価に基づき、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスに対して、格納容器機能喪失モードを分類する【附属書 H 参照】。また、地震動の影響を考慮し、格納容器構造物の耐性評価において想定される不確実さ要因を分析し、格納容器の負荷に対する格納容器フラジリティ評価を行う。また、格納容器機能喪失の位置と規模を、不確実さを含めて分析する。さらに、レベル 2PRA に影響し、地震動による影響を受ける構造物、系統及び機器（SSCs）の地震フラジリティの評価を行う【附属書 AC 参照】。

分類された格納容器機能喪失モードは、箇条 21 にて作成する格納容器イベントツリーの分岐の終状態並びに箇条 24 及び箇条 25 におけるソースターム放出経路、破損位置・規模に関する条件として使われる。また、SSCs の地震フラジリティは、箇条 22 における地震故障の分岐確率の設定に使われる。

### 19.2 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

#### 19.2.1 負荷の分析

地震発生後の事故の進展に伴って生じる格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の種類【附属書 I 参照】を、次の事故進展のプラント状態に対応させて、系統的に抽出する。

- ・ 事故発生から炉心損傷に至るまでの状態
- ・ 炉心損傷から原子炉（圧力）容器破損までの状態
- ・ 原子炉（圧力）容器破損直後、又はデブリ・コンクリート相互作用開始以後の状態
- ・ 建屋に漏えいした水素が燃焼した状態

地震に起因した次の項目について、負荷の抽出において考慮する。

- ・ 地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失
- ・ 地震動による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失

#### 19.2.2 負荷の同定

格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷に対して、19.2.1 で抽出した負荷の種類ごとに、負荷が掛かる格納容器構造物の部位を同定する。

- ・ 静的圧力荷重（I.1 a）及 I.3 参照）
- ・ 熱荷重及び局所的な熱荷重（I.1 b）， I.2， I.3 及び I.6 参照）
- ・ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重及びミサイル（I.4， I.5 及び I.6 参照）
- ・ 間接的なメカニズムによる荷重（H.1， H2 及び I.6 参照）

### 19.3 格納容器構造健全性評価

#### 19.3.1 格納容器構造物の耐性評価

19.2.2 で同定した事故の進展に伴って生じる格納容器の負荷に対する格納容器構造物の耐性を評価する。地震動により格納容器構造物耐性の低下が想定される場合は、適切に考慮する【附属書 AC 参照】。また、建屋における放射性物質の沈着効果を考慮する場合は、建屋の耐性を評価する。

#### 19.3.2 判断基準の設定

19.3.1 の耐性評価の結果から、格納容器構造健全性の判断基準を設定する。この判断基準は、21.5.2 と 22.2.2 において格納容器構造健全性の判断基準として使用する。

#### 19.3.3 格納容器構造耐性の不確実さ評価

19.3.1 の耐性評価において想定される不確実さ要因を分析し、格納容器の負荷に対する格納容器構造のフラジリティを評価する（AC.2 参照）。腐食などの経年変化が生じている場合には、フラジリティに経年変化の影響を考慮する。フラジリティは、22.2.2 において格納容器イベントツリーの分岐の確率分布の設定に使用する。

#### 19.3.4 重要な構造物、系統及び機器（SSCs）の地震フラジリティの評価

箇条 17 にて抽出された重要な SSCs の地震フラジリティを評価する。地震フラジリティの評価は、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の箇条 7 に従って実施する。リレーチャタリングの影響をうける場合は考慮する。重要な SSCs の地震フラジリティは、箇条 22 において、当該 SSCs に関わる分岐確率の地震故障確率の設定に使用される。

#### 19.3.5 類似プラントの評価結果の使用の制限

解析対象プラントの固有の評価結果を使用する。また、同一サイト内のマルチユニットの場合、個別ユニットの格納容器構造物のフラジリティ評価結果を使用する。

### 19.4 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

8.4 に加えて、地震レベル 1PRA にて実施される地震に起因した格納容器機能喪失シナリオの分析に基づき、格納容器構造健全性評価（19.3 参照）とは別に、格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象を a) 及び b) によって分析する。

#### a) 格納容器バイパス 次の 1)～3)の格納容器バイパス事象を、分析する。

- 1) 蒸気発生器伝熱管破損 地震動により発生する蒸気発生器伝熱管破損の破損規模及び破損箇所を分析する。
- 2) インターフェイスシステム LOCA 地震動により発生するインターフェイスシステム LOCA の発生箇所及び破損規模を分析する。
- 3) 非常用復水器（IC）伝熱管破損 地震動により発生する IC 伝熱管破損の発生箇所及び破損規模を分析する。

- b) **格納容器隔離失敗** 地震動により発生する格納容器隔離失敗の経路及び規模を分析する。

### 19.5 格納容器機能喪失モードの選定

- a) **格納容器機能喪失モードの種類の設定** 格納容器構造健全性評価（19.3 参照），格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析（19.4 参照）の結果に加えて，格納容器の健全性が維持される場合を含めて，表 8.1 及び表 8.2 の内的事象の格納容器機能喪失モードの種類に，地震動による格納容器本体の破損，地震動による原子炉建屋などの損傷に従属して生じる格納容器機能喪失を加えた中から，対象とするプラントの格納容器機能喪失モードを設定する。これらに含まれない格納容器機能喪失モードがある場合には，追加してもよい。これらの表に含まれる格納容器機能喪失モードを除外する場合には，その理由を明確にする。
- b) **格納容器が機能喪失する場合** 格納容器構造健全性評価（19.3 参照）の結果から，事故シーケンスごとに，最も早く機能喪失条件に到達するものを格納容器機能喪失モードとする。また，箇条 24 及び箇条 25 におけるソースターム放出経路，破損位置・規模に関する条件設定のために，格納容器機能喪失の位置と規模について不確実さを含めて分析する。
- c) **格納容器の健全性が維持される場合** 格納容器の健全性が確保される状態も，格納容器機能喪失モードの一つとする（H.1c）及び H.2c)参照）。

## 20 事故シーケンスの分析（地震レベル 2PRA）

### 20.1 一般事項

地震に起因して格納容器機能喪失に至る事故シーケンスに対して，プラント損傷状態ごとに，緩和設備の動作状態及びシビアアクシデント時の物理化学現象の発生状態を分析して，これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを作成する。また，格納容器機能喪失後の放射性物質の放出に影響を及ぼす重要な物理化学現象及びその緩和手段を分析し，ソースターム評価に必要な情報を得る。箇条 19 に示される格納容器機能喪失モードを格納容器イベントツリーの終状態に設定する。また，箇条 17 に対しては，建屋・機器リストの作成に必要な緩和設備の情報を与える。箇条 21 に対しては，格納容器機能喪失防止に係る緩和設備及びその動作状態を与え，箇条 22 に対しては，分岐確率を求めるヘディングを与える。箇条 23 に対しては，格納容器機能喪失頻度の定量化に必要な格納容器イベントツリーを与える。箇条 24 及び箇条 25 に対しては，放出カテゴリの分類及びソースターム解析に影響を及ぼす重要な物理化学現象及び緩和手段に関する情報を与える。

### 20.2 事故シーケンスの特徴分析

#### 20.2.1 シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

物理化学現象の分析は，9.2.1 に従って実施する。

### 20.2.2 事故の緩和手段の分析

緩和手段の分析は、**9.2.2** に従って地震による影響を考慮して実施する。加えて、事故時に期待する緩和操作に必要な設備へのアクセス（可搬設備の場合は使用場所へのアクセスを含む），関連する資機材の運搬，及び現場作業に対する地震による影響を分析する。

### 20.3 格納容器イベントツリーの構築

格納容器イベントツリーの構築は、**9.3** に従って実施する。加えて、地震に起因する事故進展の緩和手段として抽出した緩和設備は、箇条 **17** で作成する建屋・機器リストにフィードバックする。

### 20.4 従属性のモデル化

従属性のモデル化は、**9.4** に従って実施する。

### 20.5 格納容器機能喪失モードの設定

格納容器機能喪失モードの設定は、**9.5** に従って実施する。

## 21 事故進展解析（地震レベル 2PRA）

事故進展解析は箇条 **10** に従って実施する。ただし、箇条 **6** は箇条 **17** に、箇条 **11** は箇条 **22** に、**8.3** は **19.3** に、それぞれ読み替える。

## 22 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定（地震レベル 2PRA）

### 22.1 一般事項

最新のシビアアクシデントに関する技術的知見及び事故進展の解析結果に基づく最適予測を反映して、格納容器イベントツリーの分岐確率を得るための条件を設定する。箇条 **19** による格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準及び SSCs のフラジリティ評価、箇条 **20** による事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理、並びに箇条 **21** による事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.4** を参考に、機器・システム及び人的過誤、並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値及び不確実さ幅を評価するための条件を設定する。点推定解析を行う場合には分岐確率の平均値を評価するための条件を設定する。

### 22.2 格納容器イベントツリーの分岐の確率分布の設定

#### 22.2.1 機器・システム及び操作

緩和手段に関する機器・システムの故障確率及び人的過誤確率の条件を地震動による影響を考慮して、次の **a)** 及び **b)** から設定する。

格納容器隔離系については、格納容器のペネットレーション、シール部及びハッチ部が起因事象発生前に機能喪失している可能性を考慮するとともに、格納容器隔離

系に係る機器の故障を考慮する。自動隔離信号を有さない系統の場合は隔離に係る操作も考慮する。

a) **機器・システム** 機器故障率などのパラメータの平均値及び不確実さ幅並びに地震動による損傷確率（機能損傷、構造損傷）の平均値及び不確実さ幅からフォールトツリーなどのシステム信頼性の分析手法により平均値及び不確実さ幅を評価して故障確率の条件を設定する（AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）8.4.5 a) 1), 8.4.5 a) 2) 及び 8.4.5 b) 参照）。機器故障率などのパラメータは、11.2.1 a)に従って設定する。

b) **操作** 人間信頼性解析による人間の過誤確率の平均値及び不確実さ幅から人的過誤確率の条件を設定する。事故進展解析による事象発生時期に基づく作動を期待する機器に対する時間余裕と設備操作に必要となる時間の分析、事故時の雰囲気条件、地震後の運転員の操作性などによるストレス要因の分析から、機器・システムの回復操作を含めた操作失敗確率の条件を設定する（AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）8.4.5 a) 3) 参照）。重要な人的過誤確率の条件は、地震発生後の事故進展及び地震による影響を考慮して、次のいずれかの方法又はその組合せに基づき設定する。

- ・ プラント職員又は訓練指導員と合同で実施する実地調査又はインタビュー
- ・ シミュレータによる確認
- ・ プラント固有の熱水力解析結果

重要でない人的過誤確率の条件は、地震発生後の事故進展と地震による影響を考慮して、プラント職員又は訓練指導員と合同で実施する手順書のレビューに基づき設定する。

**例** 時間余裕とは、炉心損傷後に原子炉（圧力）容器破損の回避を目的とする手段であれば、炉心損傷から原子炉（圧力）容器破損までの経過時間を、原子炉（圧力）容器破損後に格納容器機能喪失の回避を目的とする手段であれば、原子炉（圧力）容器破損から格納容器機能喪失までの経過時間を指す。また、緩和操作に必要となる時間とは、事態の認知判断に始まり、人員の確保、設備へのアクセス、操作開始を経て終了に至るまでに要する時間を探し、可搬設備であれば所定の場所への搬入に要する時間を含む。

### 22.2.2 物理化学現象

物理化学現象の確率分布は、11.2.2 に従って設定する。

### 22.2.3 工学的判断

11.2.3 に加えて、地震動の影響に係る条件設定が困難な場合は、工学的判断によって格納容器イベントツリーの分岐確率を設定してもよい。工学的判断を用いる場合には設定根拠を明らかにする。

### 22.3 分岐の従属性

分岐の従属性を、**11.3** に従って設定する。

## 23 格納容器機能喪失頻度の定量化（地震レベル 2PRA）

### 23.1 一般事項

箇条 **18** で定量化したプラント損傷状態の発生頻度、及び格納容器イベントツリーの各分岐に対する箇条 **22** による分岐確率を得るための条件から、箇条 **20** で構築した格納容器イベントツリーに基づき、格納容器機能喪失モードの発生頻度及び／又は格納容器機能喪失頻度の点推定評価と不確実さ解析とを実施する。重要度解析及び感度解析により評価結果に重要となる要因や支配的な寄与となる因子を把握し、検証により解析結果の妥当性を確認する。

### 23.2 点推定評価

**12.2** に加えて、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.2** 及び **8.5.3** に従い評価する。【附属書 AD 参照】

ただし、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.2** 及び **8.5.3** の燃料の重大な損傷は格納容器機能喪失と読み替え、**8.5.3** の **8.3** のイベントツリーは箇条 **20** で構築した格納容器イベントツリーと読み替え、**8.5.3** の **8.4** のフォールトツリーは格納容器イベントツリーの各分岐に対する箇条 **22** による分岐確率を得るための条件と読み替える。

### 23.3 不確実さ解析

**12.3** に加えて、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.5** に従い評価する。

ただし、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.5** の燃料の重大な損傷は格納容器機能喪失と読み替え、炉心損傷頻度は格納容器機能喪失頻度と読み替える。

### 23.4 重要度解析

**12.4** に加えて、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.6c**)に従い評価する。

ただし、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.6c**)の燃料の重大な損傷は格納容器機能喪失と読み替える。

### 23.5 感度解析

**12.5** 及び／又は **AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の **8.5.4** に従い評価する。

ただし、**AESJ-SC-P006**（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク

評価に関する実施基準) の **8.5.4** の燃料の重大な損傷は格納容器機能喪失と読み替える。

### 23.6 格納容器イベントツリーの定量化の仮定及び結果の検証

**12.6** に従って格納容器イベントツリーの定量化の仮定及び結果の妥当性を確認する。

### 23.7 損傷の相關の扱い

機器間の損傷の相関が格納容器機能喪失頻度に与える影響を AESJ-SC-P006:2015 (原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2015) の **8.5.7** に従い評価する。

## 24 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化 (地震レベル 2PRA)

### 24.1 一般事項

箇条 **19** で得られたソースタームの放出経路、破損位置、破損規模、及びに箇条 **20** で得られたソースタームの影響緩和に係る評価条件を用いて、箇条 **20** で同定された全ての事故シーケンスを環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する【附属書 AE 参照】。箇条 **18** で定量化したプラント損傷状態の発生頻度及び箇条 **22** で設定した格納容器イベントツリーの分岐確率を得るために条件を用いて放出カテゴリの点推定評価及び不確実さ解析を実施し、放出カテゴリの発生頻度を求める。感度解析により、評価上の重要な仮定及び条件について、評価結果への影響を把握する。放出カテゴリの発生頻度の解析結果を検証する。ここで分類した放出カテゴリのソースターム解析を箇条 **25** にて行う。

### 24.2 放出カテゴリの分類

**13.2** に加えて、次の **a)**の格納容器機能喪失モードに対応する事故シーケンスは独立した放出カテゴリに分類する。

**a) 地震動による格納容器本体の損傷** 地震動によって格納容器本体が損傷する、又は地震動による原子炉建屋などの損傷に伴って従属性に格納容器本体が損傷する格納容器機能喪失モード。

**注記** 地震動による格納容器本体の損傷が炉心損傷に先行する場合が想定されるが、その場合でも、**a)**の格納容器機能喪失モードに対応する放出カテゴリに分類される事故進展は、**13.2 d)**に示す放出カテゴリ (内的事象を起因とする格納容器先行破損) に分類される事故進展とは明確に異なるため、**a)**の格納容器機能喪失モードに対応する放出カテゴリは **13.2 d)**に示す放出カテゴリとは独立に分類する。

### 24.3 放出カテゴリの発生頻度の定量化

#### 24.3.1 点推定評価

**13.3.1** に加えて、AESJ-SC-P006 (原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準) の **8.5.2** 及び **8.5.3** に従い評価する。

ただし、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の**8.5.2** 及び**8.5.3** の燃料の重大な損傷は放出カテゴリと読み替え、**8.5.3** のイベントツリーは箇条**20**で構築した格納容器イベントツリーと読み替え、**8.5.3** のフォールトツリーは格納容器イベントツリーの各分岐に対する箇条**22**による分岐確率を得るための条件と読み替える。

#### 24.3.2 不確実さ解析

**13.3.2** に加えて、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の**8.5.5** に従い評価する。

ただし、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の**8.5.5** の燃料の重大な損傷は放出カテゴリと読み替え、炉心損傷頻度は放出カテゴリの発生頻度と読み替える。

#### 24.3.3 感度解析

**13.3.3** に加えて、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の**8.5.4** に従い評価する。

ただし、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の**8.5.4** の燃料の重大な損傷は放出カテゴリと読み替える。

### 24.4 放出カテゴリの発生頻度の解析結果の検証

**13.4** に従い、放出カテゴリの発生頻度の解析結果が妥当であることを確認する。

## 25 放出カテゴリのソースターム解析（地震レベル 2PRA）

### 25.1 一般事項

箇条**24**にて分類した放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し、ソースターム解析を行い、ソースタームを評価する。ソースターム解析の事故シーケンスの熱水力条件の解析条件は箇条**21**の事故進展解析の解析条件と整合させる。さらに、発生頻度及びソースタームの大きい放出カテゴリごとにソースタームの不確実さ解析を行い、ソースタームの平均値及び不確実さ幅を評価する。ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件について、ソースタームの感度解析を行い、ソースタームへの影響を把握する。ソースターム解析の結果を検証する。

### 25.2 解析対象事故シーケンスの選定

ソースターム解析の対象とする代表的な事故シーケンス（解析対象事故シーケンス）を、**14.2** に従って選定する。

### 25.3 放射性物質のグループ化

ソースタームを系統的に解析するため、**14.3** に従って放射性物質をグループ化する。

## 25.4 ソースターム解析の条件設定

### 25.4.1 解析において考慮すべき項目

14.4.1 に加えて、地震による影響を考慮し、14.4.1 の項目及び地震による影響を全て解析対象に含める。また、放射性物質のグループごとに、14.4.1a)及び14.4.1b)を解析に含める。

**注記** 地震時に直接炉心損傷に至ると工学的に判断される事象としての原子炉建屋破損、格納容器機能喪失、原子炉圧力容器破損等のソースタームを求める方法の例が、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の DR.1 に記載されている。

### 25.4.2 解析条件の設定

ソースタームを解析するために、14.4.2 に従って解析条件を設定する。

### 25.4.3 実機適用可能な手法の使用

14.4.3 に従って実機プラント規模の解析に適用実績がある解析コードを用いる。

### 25.4.4 類似プラントの解析結果の使用

解析対象プラントの固有の解析結果を使用する。ただし、類似プラントの解析結果を使用する場合には、14.4.4 に従って使用する。

## 25.5 ソースタームの解析

解析対象事故シーケンスに沿って、14.5 に従って解析する。

## 25.6 放出カテゴリごとのソースタームの設定

放出カテゴリごとのソースタームの設定は、14.6 に従って実施する。

## 25.7 ソースタームの不確実さ解析

ソースタームの不確実さ解析は、14.7 に従って実施する。

## 25.8 ソースタームの感度解析

ソースタームの感度解析は、14.8 に従って実施する。

## 25.9 ソースタームの解析結果の検証

14.9 に従って、ソースタームの解析結果が妥当であることを確認する。

## 25.10 放出カテゴリの分類との整合性

ソースタームの解析結果の検証（25.9 参照）の結果から、放出カテゴリの分類の条件（24.2 参照）とソースターム解析結果との間に不整合が生じた場合には、放出カテゴリの分類を見直す。

## 26 文書化（地震レベル 2PRA）

### 26.1 一般事項

地震レベル 2PRA の結果の利用、更新、専門家によるレビューなどを実施する際に PRA の内容が容易に理解できるよう、PRA の目的、適用範囲、用いた手法、条件、データ、モデル、パラメータ、評価結果などを文書化する。また、16.2 の規定

を満足するために実施した専門家判断の活用、ピアレビューの実施、及び品質保証活動について、文書化を行う【**附属書Z**参照】。

## 26.2 目的・適用範囲・手法及び評価結果の文書化

15.2 に従って、目的・適用範囲・手法及び評価結果の文書化を行う。

## 26.3 規定への適合性の文書化

15.3 に従って、規定への適合性の文書化を行う。

## 26.4 除外事項の適用妥当性の文書化

15.4 に従って、除外事項の適用妥当性の文書化を行う。



## 附属書 A

### (参考)

## PRA を実施する個々の目的の例

### 序文

本附属書は、レベル 2PRA を実施する場合の個々の目的に関する例を示す。

### A.1 PRA を実施する個々の目的の例

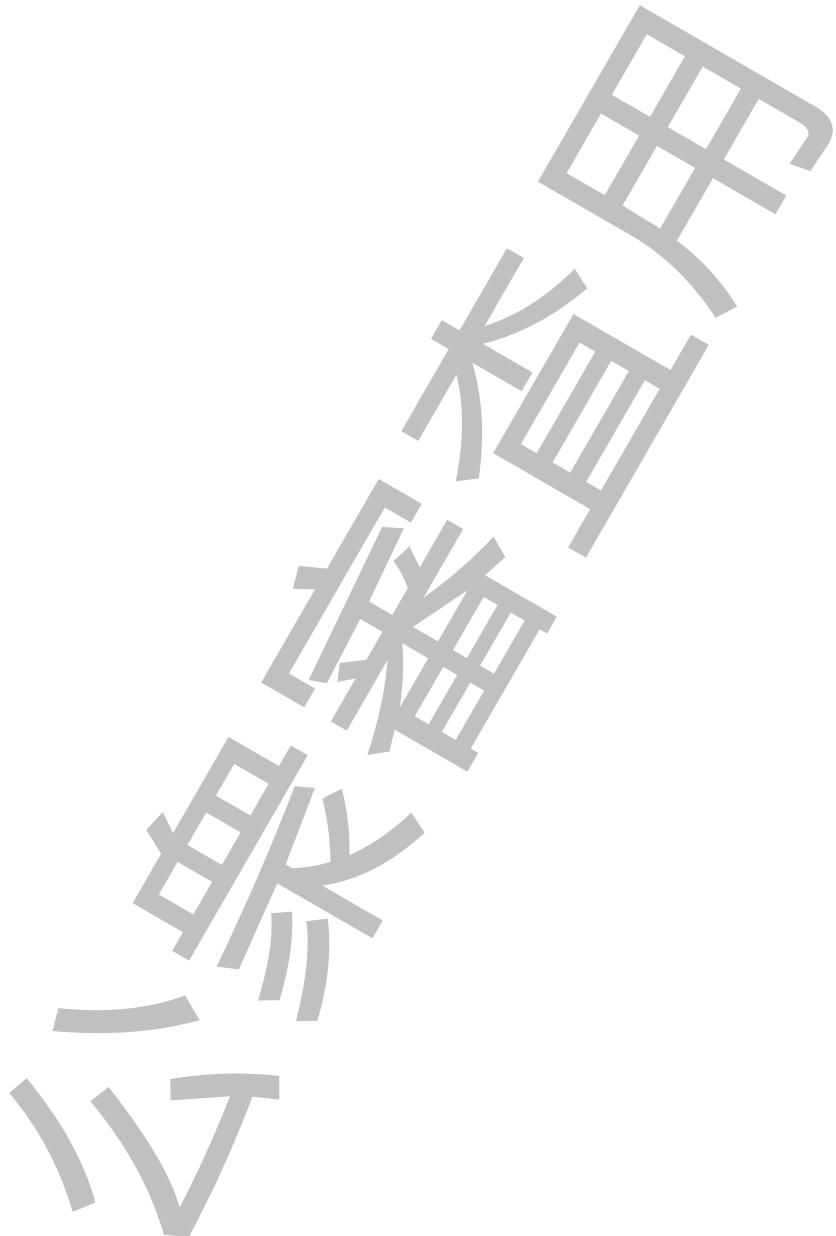
レベル 2PRA は、炉心損傷を生じさせた事故シーケンス後にプラントに生じる可能性があるシビアアクシデントの進展を扱う。レベル 2PRA の主たる目的は、このようなシビアアクシデントの影響を緩和するための設備・手段が有効か否かを判断することである。これらの判断の対象によって、レベル 2PRA が有する様々な情報への重点のおき方が異なってくる。したがって、意図した用途と適用範囲を反映した PRA の実施目的を、プロジェクト開始時に明確に規定しておく。レベル 2PRA の用途と適用には、次の a)～k)のような例がある。

- a) シビアアクシデントの進展と格納容器の性能を理解する。
- b) プラント固有のリスクとシビアアクシデントに対する格納容器の脆弱性を特定する。
- c) 特定の規制上の案件に応えるための情報を得る。
- d) 安全目標又は確率論的リスク基準との比較検討をするための情報を得る。確率論的リスク基準とは、格納容器機能喪失頻度と放出カテゴリの発生頻度に関わるものである。
- e) 主要な格納容器機能喪失モードとその頻度を特定し、それに伴う放射性物質の放出の頻度と量を推定する。
- f) 地域の緊急時計画の方策を作成するための情報を得る。
- g) 現象、システム及びモデル化に関わる想定の不確実さを含む様々な不確実さの影響を評価する。
- h) プラント固有のアクシデントマネジメントを作成するための情報を得る。
- i) リスク低減のためのプラント固有の対策オプションを定めるための情報を得る。
- j) リスクが大きい現象における不確実さを少なくするための研究活動などに対する順位付けのための情報を得る。
- k) レベル 3PRA への入力を用意する。

### A.2 目的を達成するための留意事項

PRA の実施においては、モデルはできるだけ最適予測ができる現実的なものとする。一方、検討の対象となる現象には不確実さを有することを適切に考慮していくことが求められる。特定の結果へ意図的にバイアスをかける（過度な保守性を含む）モデルと仮定によって、PRA の結論を曲げないよう注意が払われるべきである。

また、プラントの設計と運転方法の変更とともに、経験と技術の進歩を考慮して、PRA を積極的に整備し定期的に更新していくことになる。レベル 2PRA に関しては、設備、規定類若しくはシビアアクシデントの対策手順の変更、モデルを裏付けるために実施されたシビアアクシデント解析の更新、又はシビアアクシデント時に生じる現象を理解するために行なわれた研究の進展などがある。このような評価の更新においても、更新の内容を明確に規定しておく。



## 附属書 B (参考) 本標準の適用方法の例

### 序文

本附属書は、レベル 2PRA を実施する個々の目的による本標準の適用方法の例を示す。

#### B.1 個々の実施目的による適用方法の例

レベル 2PRA の範囲は、その具体的な用途により決定される。レベル 2PRA の解析には、高度な専門知識と技術的な資源が必要となるが、このような知識や資源を使用した場合でも、格納容器とソースタームの解析は、現象に伴う大きな不確実さの影響を受けやすい。また、最終用途が異なると、レベル 2PRA への様々な入力及び PRA の要素に関する重点と要件が異なってくる。したがって、プロジェクトの開始時点で実施するレベル 2PRA の全ての要件を定めるべきであり、合わせて PRA の利用者又は受領者にこれらの要件を説明し、十分に理解してもらうべきである。このように、実施するレベル 2PRA の範囲と詳細度は、意図する用途又は適用範囲に合わせるものである。

例えば、格納容器機能喪失頻度又は放出カテゴリの発生頻度を推定することを目的としたレベル 2PRA、及び格納容器機能喪失モードを明らかにするためのレベル 2PRA の範囲と詳細度は、緊急時計画又はレベル 3PRA に情報を与えることを目的としたレベル 2PRA の範囲とは異なるものになる。格納容器機能喪失頻度又は放出カテゴリの発生頻度の計算においては、“大規模放出”として分類される事故シーケンスと放出頻度を特定することがまず重要となる。対して、緊急時計画又はレベル 3PRA を目的とする場合は、ソースタームと放出頻度をより正確に規定する必要も生ずる。さらに、リスク情報を活用したプラント状態監視にレベル 2PRA のモデルを使用することを目的とする場合には、PRA の詳細さのレベルをさらに高める必要がある。レベル 2PRA の実施目的と対応する適用範囲の例を表 B.1 に示す。

また、プラントの設計と運転方法の変更、シビアアクシデント解析の更新、及びシビアアクシデント時に生じる現象研究の成果を考慮して、レベル 2PRA は定期的に更新されいくことになる。このような更新では、まず更新情報に基づき必要な範囲の解析を行い、その結果により詳細な更新範囲を確定していくことがある。例えば、次の a)～d)のような部分的な解析があり、このような解析においても適用範囲を明確にしておく。

- a) プラントの運転管理の変更が及ぼす影響を格納容器機能喪失頻度又は放出カテゴリの発生頻度の点推定評価で検討する。
- b) 格納容器の設備更新が及ぼす影響を格納容器構造健全性評価で検討する。
- c) 解析コードの開発進展を反映し、事故進展解析で影響を検討する。
- d) 核種の沈着・放出などの研究成果を反映し、ソースタームにおける代表的な核種に着目するなどして、放出される放射性物質の種類及び量への影響を検討する。

なお、部分的な解析の結果から評価更新を判断する場合、適用している意思決定などへの影響が軽微であれば、他の更新が発生した時に合わせて評価に反映するなど、合理的な更新計画とすることができます。

**表 B.1 レベル 2PRA の実施目的の例と対応する適用範囲の例**

レベル 2PRA の実施目的の例	対応する適用範囲の例
a) シビアアクシデントの進展と格納容器の性能を理解する。	事故進展解析 格納容器構造健全性評価
b) プラント固有のリスクとシビアアクシデントに対する格納容器の脆弱性を特定する。	格納容器機能喪失頻度(点推定値／平均値)に至る一連の評価
c) 特定の規制上の案件に応えるための情報を得る。	事故進展解析 格納容器構造健全性評価
d) 安全目標又は確率論的リスク基準との比較検討をするための情報を得る。一般的には、格納容器機能喪失頻度と放出カテゴリの発生頻度に関わるものである。	格納容器機能喪失頻度(平均値・不確実さ)、 放出カテゴリの発生頻度(平均値・不確実さ) に至る一連の評価
e) 主要な格納容器機能喪失モードとその頻度を特定し、それに伴う放射性物質の放出の頻度と量を推定する。	格納容器機能喪失頻度(平均値・不確実さ)、 放出カテゴリの発生頻度(平均値・不確実さ) に至る一連の評価とソースターム解析
f) 地域の緊急時計画の方策を作成するための情報を得る。	放出カテゴリの発生頻度(平均値・不確実さ) に至る一連の評価とソースターム解析
g) 現象、システム及びモデル化に関わる想定の不確実さを含む様々な不確実さの影響を評価する。	格納容器機能喪失頻度(平均値・不確実さ)、 放出カテゴリの発生頻度(平均値・不確実さ) とそれぞれの感度解析に至る一連の評価
h) プラント固有のアクシデントマネジメントを作成するための情報を得る。	格納容器機能喪失頻度(点推定値・平均値)と 重要度解析・感度解析に至る一連の評価
i) リスク低減のためのプラント固有の対策オプションを定めるための情報を得る。	放出カテゴリの発生頻度(点推定値・平均値) と感度解析に至る一連の評価
j) リスクが大きい現象における不確実さを少なくするための研究活動などに対する順位付けのための情報を得る。	格納容器機能喪失頻度(平均値・不確実さ)、 放出カテゴリの発生頻度(平均値・不確実さ) とそれぞれの感度解析に至る一連の評価
k) レベル 3PRA への入力を用意する。	全要件適用

## 附属書 C (参考)

### 内的事象レベル 2PRA 実施手順の概要及び各実施項目の関連

#### 序文

この附属書は、箇条 5 に示される実施項目が内的事象レベル 2PRA の実際の作業の中でのように参照されるかを示すため、内的事象レベル 2PRA の実施手順（品質を確保するための方策を含む）の流れ、内的事象レベル 2PRA と内的事象レベル 1PRA とのインターフェイス関連を整理したものである。

#### C.1 一般事項

原子力発電所の確率論的リスク評価は、炉心損傷頻度を解析するレベル 1PRA、放射性物質の大規模な環境への放出をもたらす事故シーケンスの発生頻度及びソースタームを解析するレベル 2PRA、これらを基にして公衆のリスクを解析するレベル 3PRA に分かれる。内的事象レベル 2PRA の実施は、一般に、対象とするプラントの内的事象レベル 1PRA が実施されていることを前提にしている。そこで、日本原子力学会の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）<sup>(1)</sup>と同等な内的事象レベル 1PRA の実施が望まれる。しかしながら、炉心損傷に至る特定の事故シーケンスの発生頻度が明らかな場合は、この標準によつて、特定の事故シーケンスを対象にした事故進展及びソースタームを評価できる。

内的事象レベル 2PRA の実施手順の概要を図 C.1 に示す。図中のブロックの枠内の番号は、この標準の箇条番号と一致している。

#### C.2 実施手順の概要

##### C.2.1 プラント構成・特性の調査（箇条 6）

解析の対象とするプラントについて、C.2.2 以降に示される内的事象レベル 2PRA の実施に必要な情報を、調査し収集する。C.2.2～C.2.7 に対しては、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの同定及びそれらの発生頻度の解析に必要なプラントの系統構成・特性に関する情報を、調査し収集する。また、C.2.8 及び C.2.9 に対しては、放射性物質の大規模な環境への放出に至る事故シーケンスの同定及びそれらの発生頻度、並びにソースタームの解析に必要な放射性物質の移行経路に関する情報を、調査し収集する。

##### C.2.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化（箇条 7）

内的事象レベル 1PRA の結果より得られる炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、事故進展及び／又は緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類し、プラント損傷状態ごとの発生頻度（点推定値及び確率分布）を求める。プラント損傷状態は格納容器イベントツリーの起点として設定され、プラント損傷状態ごとに C.2.4～

**C.2.8** が実施される。また、プラント損傷状態ごとの発生頻度は **C.2.7** 及び **C.2.8** の入力となる。

### **C.2.3 格納容器負荷の分析と格納容器機能喪失モードの設定（箇条 8）**

事故の進展に伴って生じる格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の分析及び同定を行い、格納容器の負荷に対する格納容器構造健全性評価に基づき、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスに対して、格納容器の機能喪失形態を分類する【**附属書 H** 参照】。また、格納容器構造物の耐性評価において想定される不確かさ要因を分析し、格納容器フラジリティ評価を行う。また、格納容器機能喪失の位置と規模を、不確かさを含めて分析する。

この結果は、**C.2.4** にて作成する格納容器イベントツリーの分岐の終状態、**C.2.6** における格納容器イベントツリーの分岐確率の設定、並びに、**C.2.8** 及び **C.2.9** におけるソースターム放出経路、破損位置・規模に関する条件として使われる。

### **C.2.4 事故シーケンスの分析（格納容器イベントツリーの作成）（箇条 9）**

プラント損傷状態ごとに、緩和設備の動作状態及びシビアアクシデント時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを作成する。**C.2.3** に示される格納容器機能喪失モードを格納容器イベントツリーの終状態に設定する。また、**C.2.1** に対しては、分析した緩和設備の情報を与える。**C.2.5** に対しては、格納容器機能喪失防止に係る緩和設備及びその動作状態を与え、**C.2.6** に対しては、分岐確率を求めるヘディングを与える。**C.2.8** 及び **C.2.9** に対しては、放出カテゴリの分類及びソースターム解析に影響を及ぼす重要な物理化学現象及び緩和手段に関する情報を与える。

### **C.2.5 事故進展解析（箇条 10）**

**C.2.1** の調査結果及び事故シーケンスを定義する格納容器イベントツリーのヘディングの組合せから、代表事故シーケンスごとに解析条件を設定する。設定した解析条件に基づき、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉（圧力）容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント時の物理化学現象【**附属書 L** 参照】による格納容器負荷を解析することで、**C.2.6** の格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求める。

### **C.2.6 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定（箇条 11）**

最新のシビアアクシデントに関する技術的知見及び事故進展の解析結果に基づく最適予測を反映して、格納容器イベントツリーの分岐確率を得るための条件を設定する。**C.2.3** による格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準、**C.2.4** による事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理、並びに **C.2.5** による事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、AESJ-SC-P008（原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的风险評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編））の箇条 9、箇条 10 及び箇条 11 を参考に、

機器・システム及び人的過誤並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値及び不確実さ幅を評価するための条件を設定する。点推定解析を行う場合には分岐確率の平均値を評価するための条件を設定する。

#### C.2.7 格納容器機能喪失頻度の定量化（箇条 12）

**C.2.2** で定量化したプラント損傷状態別の発生頻度、及び格納容器イベントツリーの各分岐に対する **C.2.6** による分岐確率を得るための条件から、**C.2.4** で構築した格納容器イベントツリーに基づき、格納容器機能喪失モード別の発生頻度及び／又は格納容器機能喪失頻度の点推定と不確実さとを解析する。重要度解析及び感度解析により評価結果に重要となる要因や支配的な寄与となる因子を把握し、検証により解析結果の妥当性を確認する。

#### C.2.8 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化（箇条 13）

**C.2.3** で得られたソースタームの放出経路、破損位置及び規模、並びに **C.2.4** で得られたソースタームの影響緩和に係る評価条件を用いて、**C.2.4** で同定した全ての事故シーケンスを環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。**C.2.2** で定量化したプラント損傷状態別の発生頻度及び **C.2.6** で設定した格納容器イベントツリーの分岐確率を得るための条件を用いて放出カテゴリの点推定評価及び不確実さ解析を実施し、放出カテゴリ別の発生頻度を求める。感度解析により、評価上の重要な仮定及び条件について、評価結果への影響を把握する。放出カテゴリの発生頻度の解析結果を検証する。ここで分類した放出カテゴリごとのソースターム解析を **C.2.9** にて行う。

#### C.2.9 放出カテゴリのソースターム解析（箇条 14）

**C.2.8** にて分類した放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し、ソースターム解析を行い、ソースタームを評価する。ソースターム解析の事故シーケンスの熱水力条件の解析条件は **C.2.5** の事故進展解析の解析条件と整合させる。さらに、発生頻度及びソースタームの大きい放出カテゴリごとにソースタームの不確実さ解析を行い、ソースタームの平均値及び不確実さの幅を評価する。ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件について、ソースタームの感度解析を行い、ソースタームへの影響を把握する。ソースターム解析の結果を検証する。

#### C.2.10 文書化（箇条 15）

内的事象レベル 2PRA の結果の利用、更新、専門家によるレビューなどを実施する際に PRA の内容が容易に理解できるよう、PRA の目的、評価範囲、用いた手法、条件、データ、モデル、パラメータ、評価結果などを文書化する。また、**5.2** の規定を満足するために実施した専門家判断の活用、ピアレビューの実施、及び品質の確保について、文書化を行う。

### C.3 内的事象レベル 1PRA とのインターフェイス

内的事象レベル 1PRA とのインターフェイスが生じるのは、図 C.1 で示したとおり、次の a)～c)の項目である。

- a) **プラント構成・特性の調査** 内的事象レベル 2PRA で必要なプラントの情報のうち、機器・システムの構成、運転手順書などは、内的事象レベル 1PRA で調査した結果を利用できる。内的事象レベル 2PRA に特有な情報は、事故後のプラントの事故進展解析及び放射性物質挙動解析に必要な施設の形状、機器・システムの容量などである。
- b) **プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化** プラント損傷状態の分類及び発生頻度の解析に必要な内的事象レベル 1PRA の結果は、炉心損傷に至る事故シーケンスの種類及びそれらの発生頻度（点推定値及び確率分布）である。
- c) **事故シーケンスの分析及び格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定** 格納容器イベントツリーの作成及び格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定において必要な内的事象レベル 1PRA の結果は、炉心損傷の防止手段の成否判断条件、それらの条件付確率など、従属事象の情報である。

### 参考文献

- (1) 日本原子力学会，“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013”（AESJ-SC-P008:2013）

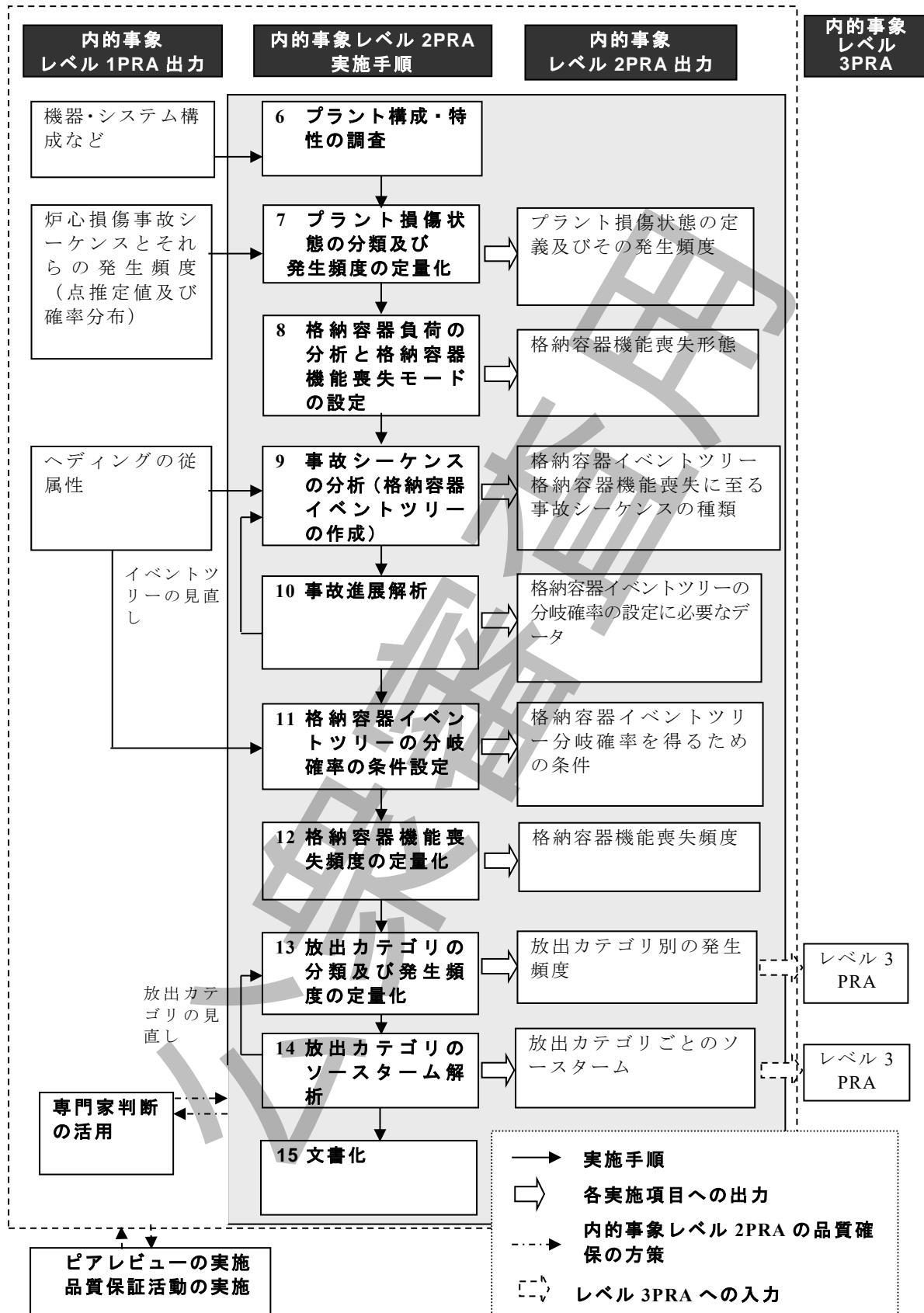


図 C.1—内的事象レベル 2PRA の実施基準の項目と実施手順との関係

## 附属書 D (参考)

### レベル 2PRA の品質保証活動における留意事項

#### 序文

この附属書は、箇条 5 及び箇条 16 におけるレベル 2PRA の品質を確保するために実施する品質確保活動の実施における留意事項を示したものである。

#### D.1 品質確保活動の実施

品質確保活動の実施については、次の a)及び b)について留意する。

- a) レベル 2PRA は、プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化、事故シーケンスの分析、格納容器機能喪失頻度の定量化、放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化、放出カテゴリのソースターム解析など、技術分野が広く、レベル 2PRA に必要な広範囲な情報の収集が重要である。収集した情報が信頼性の観点から十分であるかどうかを分析し、不足が認められる場合には追加情報を収集し、レベル 2PRA の実施に必要な情報の品質を確保する。
- b) 地震レベル 2PRA では、a)に加えて、地震ハザード評価、建屋・機器フラジリティ評価など、技術分野が広く、広範囲な情報の収集が重要である。収集した情報が信頼性の観点から十分であるかどうかを分析し、不足が認められる場合には追加情報を収集し、地震レベル 2PRA の実施に必要な情報の品質を確保する。
- c) 文書化では、専門家判断の活用、ピアレビュー及び品質保証活動を反映したレベル 2PRA について、具体的な内容を記載する。また、専門家判断の活用、ピアレビュー及び品質保証活動を、レベル 2PRA でどのように実施し、どう反映したかを、報告書の最後にまとめて記載する。

#### D.2 レベル 2PRA の実施体制の構成

レベル 2PRA の目的・範囲に適した実施体制を構成する。実施体制の構成に当たっては次の a)～d)に示す点について留意する。

- a) **プロジェクト管理** 実施体制を管理するプロジェクト管理では、レベル 2PRA によるプラントの脆弱性並びにシビアアクシデント及びそれに対するマネジメントに関する知見を、プラント管理者及び運転員に正しく理解してもらい、運転組織にレベル 2PRA の当事者になってもらうと共に、経営者及び関係機関にも正しく理解してもらうことを目指す。レベル 2PRA のプロジェクト管理の目的は次の通りである。
  - 1) 実施する PRA がプラントの“ありのまま”の状態を表わし、現実の運転方法が可能な限り反映され、手法、モデル、及びデータに最新の成果を確実に考慮する。

- 2) レベル 2PRA では複雑な現象及びそれらが持つ比較的大きな不確実さを扱うため、プロジェクト管理によってピアレビューなどの第三者による適切な技術審査体制を作る。特に、専門家判断を適用する場合には、その妥当性を説明し、管理され文書化されたプロセスを使った運営に留意する。
- b) **レベル 2PRA の実施に必要な知識** レベル 2PRA の実施チームの編成に当たっては、次の分野の適切なレベルの知識を持つ専門家が求められる。
- 1) プラントの設計及び運転についての知識
  - 2) シビアアクシデント時の現象及び格納容器の応答についての知識
  - 3) PRA の技術についての知識
  - 4) 地震レベル 2PRA を実施する場合は、地震ハザード評価、建屋・機器フラジリティ評価、地震時及び地震後の人的過誤評価についての知識
- c) **レベル 2PRA の実施担当及び実施体制** チームの専門知識の深さは、PRA の目的及び適用範囲により異なる。設計段階のプラントで実施する場合、実施チームにはプラント技術者及び事業者職員又は設計者、並びにシビアアクシデント現象及びその他のレベル 2PRA 分野が専門の PRA 解析者の参加が求められる。運転中のプラントで実施する場合、実施チームには内的事象レベル 2PRA の場合次の 1)~4), 地震レベル 2PRA の場合次の 1)~5)のような専門家の参加が求められる<sup>(1)</sup>。レベル 2PRA を実施するには、このような専門家の相互協力が重要であり、プロジェクト管理者及びチームメンバを含む全てのメンバ間で、よい協力関係及び意思疎通が確実に実行できる実施体制を整える。更に解析が進み、理解が深まるにつれて、解析を整然と進められるように、また全ての項目にわたり作業のバランスが適切にとれるように、全ての技術分野において必要に応じて進め方を修正できる配慮が求められる。
- 1) **設計・解析及び運転管理の専門家** 主要な格納容器システムを含むプラントの設計、運転・緊急時の操作手順、及びシビアアクシデント対策指針の専門家
  - 2) **物理化学現象の専門家** シビアアクシデント時の現象、格納容器性能、シビアアクシデントに関連する不確実さ、事故の進展を決定する化学的及び物理的なプロセス、格納容器への負荷、放射性核種の放出、並びにシビアアクシデントの解析のための計算機コードの専門家
  - 3) **格納容器構造の専門家** 格納容器の構造設計、耐圧強度、耐性温度、及び破損モードの専門家
  - 4) **統計的手法の専門家** イベントツリー解析、フォールトツリー解析、人間信頼性解析、不確実さ解析、専門家判断のプロセス、PRA の計算機コード、及びレベル 1PRA の専門家
  - 5) **(地震レベル 2PRA を実施する場合) 地震 PRA の専門家** 地震ハザード評価、建屋・機器フラジリティ評価、地震時及び地震後の人的過誤評価の専門家
- d) **レベル 2PRA の実施プロセス** レベル 2PRA を実施するプロセスは一つだけではな

く、選択するレベル2PRAの範囲などにも左右されるため、プロセスに合わせたプロジェクト管理が求められる。例えば、実施する内容、範囲によって、次のようなグループ化に関するプロセスがある。

- 1) 炉心損傷に至る事故シーケンスを、レベル2PRAの出発点になるプラント損傷状態に再分類する。又は、類似のプラント損傷状態を集約してグループ化する。
- 2) 格納容器のイベントツリー解析で特定した事故シーケンスを、格納容器機能喪失モードでグループ化する。
- 3) 格納容器のイベントツリー解析で特定した事故シーケンスを、放出カテゴリでグループ化する。
- 4) レベル3PRAへ進めるため、ソースタームを放出カテゴリごとに揃える。

### D.3 レベル2PRAにおける事故進展解析及びソースターム解析における品質確保

解析は、原子炉システムについて十分な知識を持ち、解析コードの使用に習熟していて、次の全ての項目について適切な知識を持っている者が実施する。

- ・ 解析コードが扱っている現象及びそれらをモデル化する方法
- ・ 現象間の相互作用
- ・ 入力変数及び出力変数の意味
- ・ 解析コードの制限

解析に当たっては、目的に応じて適切な解析コード及び解析モデルを選択する。事故進展解析及びソースターム解析では、検証された解析モデルを用い、妥当性が確認され、シビアアクシデント解析に適用された実績のある解析コードを使用する。ただし、シビアアクシデントの解析に用いられる解析コードは、現象に関する知見に不確実さがあるため、設計基準事故の解析に用いられる解析コードと同水準の妥当性の確認は困難であることに留意する。

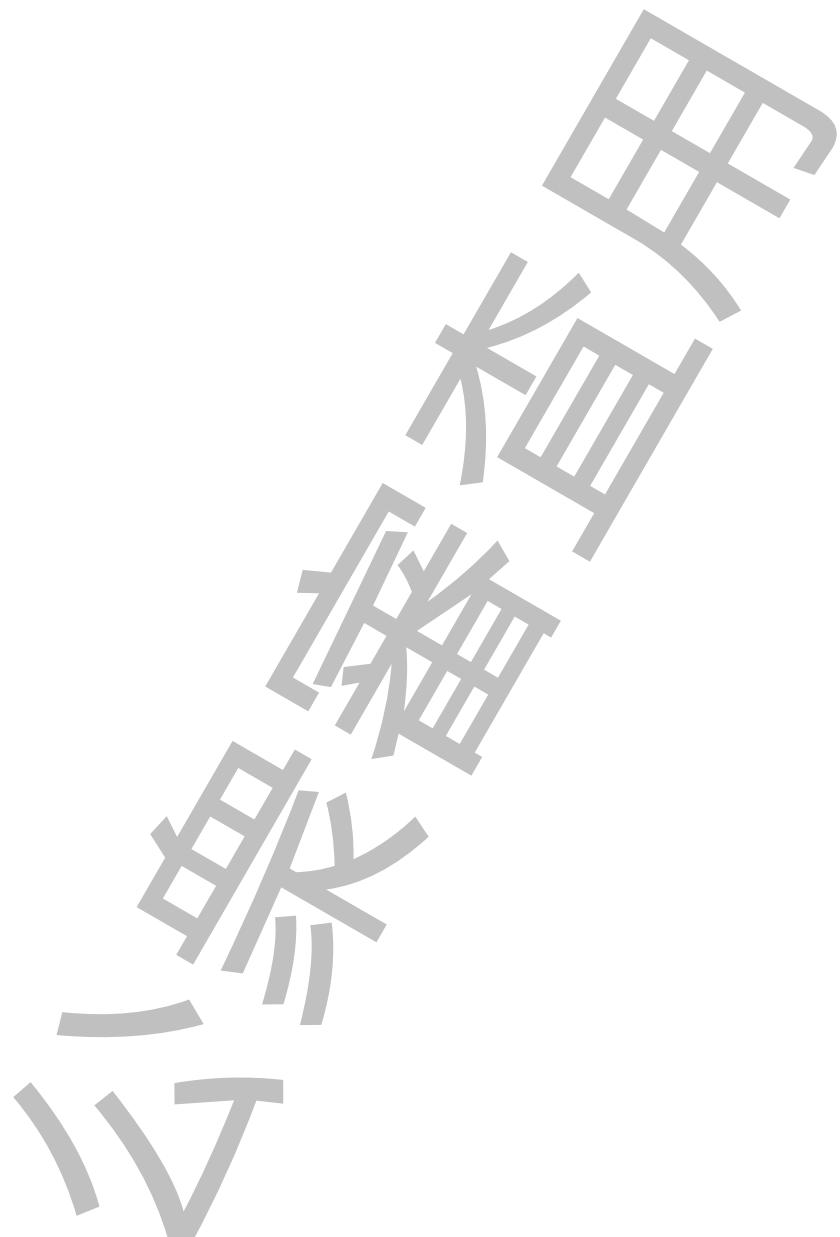
総合解析コードではシビアアクシデント現象の全てを扱うことはできず、事象のタイムスケールが極めて小さい事象（例えば水蒸気爆発）など特定の現象をより詳細に扱う詳細解析コードを用いることが適切な場合もある。

国内の研究機関及び産業界で主に使用されているシビアアクシデント総合解析コードとしては、MELCOR、THALES2、MAAP、SAMPSONがある。これらの解析コードは、プラント全体の模擬が可能であり、かつ、実機スケール及び類似プラントの解析に適用した実績があり、かつ検証されたモデルを用いて熱水力及び放射性物質挙動を一括して解析でき、事故進展解析及びソースターム解析に適用できる。

得られた解析結果は、解析コードの限界及び不確実さ、並びにモデルの限界及び不確実さを十分考慮して、評価・解釈を実施する。ある現象に着目して相対的な重要度を把握する必要がある場合などは、不確実さ解析及び／又は感度解析を実施する。

### 参考文献

- (1) IAEA, "Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide," IAEA Safety Standards Series No.SSG-4 (2010)



## 附属書 E (参考)

### 内的事象レベル 2PRA の実施に必要な情報の例

#### 序文

この附属書は、箇条 6において実施するプラント構成・特性の調査において実施する、内的事象レベル 2PRA を実施するために必要な情報収集に関して、収集すべき情報及びその主な情報源を例示したものである。

#### E.1 収集すべき情報及びその主な情報源の例

格納容器機能喪失頻度、ソースターム定量化など、内的事象レベル 2PRA の実施のため必要な主な情報源の例を表 E.1 に示す。“(1)プラント構成・特性の調査”については、解析対象とするプラントの現施設の設計、運転管理などを把握するために必要となる基本的な情報源を示す。また、“(2)プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化”から“(9)不確実さ解析及び感度解析”の項目については、解析のそれぞれの段階で入力条件として必要とされる情報源の例を示す。

**表 E.1—格納容器機能喪失頻度及びソースターム定量化のための情報源**

レベル 2PRA の実施項目	必要な情報	主な情報源
(1) プラント構成・特性の調査	設計情報 運転管理情報 その他	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 燃料体設計認可申請書 4) 配管計装線図 5) 単線結線図 6) 計装ブロック図 7) プラント機器配置図 8) 系統設計仕様書 9) 機器設計仕様書  1) 保安規定 2) 運転手順書 3) 定期検査要領書 4) 試験・保守点検手順書 5) アクシデントマネジメントに関する文書  1) プラント訪問 2) 設計技術者、プラント職員との議論 3) プラントウォークダウン

**表 E.1—格納容器機能喪失頻度及びソースターム定量化のための情報源（続き）**

レベル 2PRA の実施項目	必要な情報	主な情報源
(2) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	レベル 1PRA 結果	レベル 1PRA 結果
(3) 格納容器機能喪失モードの設定	格納容器構造健全性	実施項目(1)の“プラント構成・特性の調査”の結果
	格納容器への負荷	1) 解析コードを用いた解析結果 2) 先行評価事例
(4) 事故シーケンスの分析	プラント事故進展	1) 解析コードを用いた解析結果 2) 先行評価事例
	緩和手段	実施項目(1)の“プラント構成・特性の調査”の結果
(5) 事故進展解析	プラント事故進展	実施項目(4)の“事故シーケンスの分析”の結果
	緩和手段	実施項目(4)の“事故シーケンスの分析”の結果
(6) 格納容器機能喪失頻度の定量化	物理化学現象に関する分岐確率	実施項目(1)の“プラント構成・特性の調査”，実施項目(4)の“事故シーケンスの分析”，実施項目(5)の“事故進展解析”の結果
	緩和手段に関する分岐確率	実施項目(1)の“プラント構成・特性の調査”，実施項目(4)の“事故シーケンスの分析”，実施項目(5)の“事故進展解析”の結果
(7) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化	プラント損傷状態	実施項目(2)の“プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化”的結果
	格納容器機能喪失モード	実施項目(3)の“格納容器機能喪失モードの設定”的結果
	放射性物質移行経路	実施項目(1)の“プラント構成・特性の調査”的結果
	物理化学的特性	研究論文など
(8) ソースターム解析	放出カテゴリを代表するソースターム	実施項目(5)の“事故進展解析”，実施項目(6)の“格納容器機能喪失頻度の定量化”，実施項目(7)の“放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化”的結果
(9) 不確実さ解析及び感度解析	レベル 1PRA, 事故進展解析及びソースターム解析結果	レベル 1PRA, 実施項目(5)の“事故進展解析”，実施項目(6)の“格納容器機能喪失頻度の定量化”，実施項目(7)の“放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化”，実施項目(8)の“ソースターム解析”的結果

## 附属書 F (参考)

### PWR プラントのプラント損傷状態の分類の例

#### 序文

この附属書は、PWR プラントのプラント損傷状態の分類方法を説明するとともに、代表的な PWR プラントの例を示したものである。

#### F.1 一般事項

解析の対象とするプラントのプラント損傷状態を分類する場合、系統構成の違いなどのプラントの特徴に応じて、この附属書の例からプラント損傷状態を追加、削除及び修正することによって、適切に分類できる。PWR プラントのプラント損傷状態の分類の考え方は、基本的には**附属書 G** の BWR プラントと同じである。しかしながら、PWR プラントは 1 次系、2 次系から構成されており、BWR プラントと比べて系統の違いがあることから、例えば、事故の種類と事故時の 1 次系の圧力とを対で分類するなど、プラント損傷状態の分類の方法が BWR プラントとは異なる。

#### F.2 PWR プラントのプラント損傷状態の分類において考慮すべき要因

PWR プラントのプラント損傷状態の分類では、**7.2.2 a)** 及び**7.2.2 b)** に示した類似性に着目する。分類の例<sup>(1)</sup>を次の **a)～c)**に示す。また、プラント損傷状態の分類に用いる事故の種類の識別子の例を表 **F.1** に示す。

##### a) 事故の種類及び 1 次冷却系圧力

- A** 1 次冷却系の破断口径が大きく、1 次冷却系の減圧が速いため、低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては、大破断 LOCA 及び中破断 LOCA によって代表される。ATWS（スクラム失敗事象）のうち、1 次冷却系バウンダリの過圧破損で LOCA に至る事故シーケンスも含む。
- S** 1 次冷却系の破断口径が小さく、1 次冷却系の減圧が遅いため、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては小破断 LOCA によって代表される。また、1 次冷却材ポンプシール LOCA 又はフィードアンドブリード実施後の非常用冷却系再循環失敗などのように過渡事象が起因事象であるものの、事故後に従属的に小破断 LOCA に至る事故シーケンスも、事象の類似性及び1 次冷却系から格納容器への流出の観点から、この種類に含める。
- T** 過渡事象が起因事象となる事故シーケンスである。また、蒸気発生器伝熱管破損事故 (SGTR) で破断が生じた側の蒸気発生器の隔離に成功する事故シーケンスなどを含む。ただし、事故後、従属的に LOCA に至ったシーケンスは A 又は S に分類する。

- G 蒸気発生器伝熱管破損事故によって放射性物質の移行経路が格納容器をバイパスし、放射性物質が2次冷却系から直接環境に放出される事故シーケンスである。
- V 余熱除去隔離弁からの LOCA (インターフェイスシステム LOCA) によって放射性物質の移行経路が格納容器をバイパスし、放射性物質が補助建屋から直接環境に放出される事故シーケンスである。

b) **炉心損傷時期**

- E 事故発生から短時間で炉心損傷に至る。
- L 事故発生から長時間で炉心損傷に至る。

c) **格納容器内事故進展**

- D 燃料取替用水が非常用冷却系及び格納容器スプレイ系によって格納容器内に注入されないため、デブリが冷却されにくい。また、格納容器スプレイ系が使用できないため、格納容器からの熱除去ができない。格納容器の破損は、炉心損傷後に生じる。
- F 燃料取替用水が非常用冷却系及び格納容器スプレイ系によって格納容器内に注入されないため、デブリが冷却されにくい。また、格納容器スプレイ系は使用できないが、自然対流冷却によって格納容器からの熱除去ができる。格納容器の破損は、炉心損傷後に生じる。
- W 燃料取替用水が非常用冷却系又は格納容器スプレイ系によって格納容器内に注入されるため、デブリが冷却されやすい。また、格納容器スプレイ系の再循環運転が実施できないため、格納容器からの熱除去ができない。格納容器の破損は、炉心損傷後に生じる。
- H 燃料取替用水が非常用冷却系又は格納容器スプレイ系によって格納容器内に注入されるため、デブリが冷却されやすい。また、格納容器スプレイ系の再循環運転は実施できないが、自然対流冷却によって格納容器からの熱除去ができる。格納容器の破損は、炉心損傷後に生じる。
- I 燃料取替用水が非常用冷却系及び格納容器スプレイ系によって格納容器内に注入されるため、デブリが冷却されやすい。また、格納容器スプレイ系は再循環運転モード移行後も使用可能で、格納容器からの熱除去ができる。格納容器の破損は、炉心損傷後に生じる。
- C 燃料取替用水が非常用冷却系によって格納容器内に注入されるため、デブリが冷却されやすい。また、格納容器スプレイ系が使用できないため、格納容器からの熱除去ができない。格納容器の破損は、炉心損傷前に生じる。

**F.3 PWR プラントのプラント損傷状態の例**

前述 F.2 の要因を考慮した PWR プラントのプラント損傷状態の考え方<sup>(1)</sup>を図 F.1 に示す。

この解説図の考え方方に沿って分類したプラント損傷状態の例<sup>(1)</sup>を表 F.2 に示す。この PWR プラントの例では、プラント損傷状態は全部で 22 個に分類している。

#### F.4 PWR プラントのプラント損傷状態を代表する事故シーケンスの例

前述 F.3 のように分類したプラント損傷状態に対して、それらを代表する事故シーケンスは、発生頻度の大きい事故シーケンス又は事故進展の特徴が明確な事故シーケンスである。次に PWR プラントのプラント損傷状態を代表する事故シーケンスの例を示す。

<b>AED/AEF</b>	大破断 LOCA + 非常用炉心冷却系注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
<b>AEW/AEH</b>	大破断 LOCA + 非常用炉心冷却系再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
<b>AEI</b>	大破断 LOCA + 非常用炉心冷却系注入失敗
<b>ALC</b>	大破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
<b>SED/SEF</b>	小破断 LOCA + 非常用炉心冷却系注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
<b>SEW/SEH</b>	小破断 LOCA + 非常用炉心冷却系注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
<b>SEI</b>	小破断 LOCA + 非常用炉心冷却系注入失敗
<b>SLW/SLH</b>	小破断 LOCA + 非常用炉心冷却系再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
<b>SLI</b>	小破断 LOCA + 非常用炉心冷却系再循環失敗
<b>SLC</b>	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
<b>TED/TEF</b>	全交流電源喪失 + タービン動補助給水失敗
<b>TEW/TEH</b>	全給水喪失 + フィードアンドブリード失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
<b>TEI</b>	全給水喪失 + フィードアンドブリード失敗

#### 参考文献

- (1) 関西電力株式会社、北海道電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社、日本原子力発電株式会社、三菱重工業株式会社、共同研究報告書“確率論的安全評価手法の高度化に関する研究”，平成 9 年 3 月

表 F.1—PWR プラントのプラント損傷状態の識別子の例<sup>(1)</sup>

1) 事故の種類及び 1 次冷却系圧力		
A .....	大破断 LOCA, 中破断 LOCA	..... 低圧
S .....	小破断 LOCA	..... 中圧
T .....	過渡事象	..... 高圧
G .....	蒸気発生器伝熱管破損事故	..... 中圧
V .....	インターフェイスシステム LOCA	..... 低圧
2) 炉心損傷時期		
E .....	早期炉心損傷	
L .....	後期炉心損傷	
3) 格納容器内事故進展		
D .....	燃料取替用水の格納容器への注水がなく、格納容器スプレイ系不作動	
F .....	燃料取替用水の格納容器への注水がなく、格納容器内自然対流冷却(注) は作動	
W .....	燃料取替用水の格納容器への注水があり、格納容器スプレイ系不作動	
H .....	燃料取替用水の格納容器への注水があり、格納容器内自然対流冷却(注) は作動	
I .....	格納容器スプレイ系作動	
C .....	格納容器先行破損 (炉心損傷以前に格納容器が破損)	

(注) 格納容器内自然対流冷却は炉心損傷防止のためのアクシデントマネジメント

表 F.2—プラント損傷状態の定義（PWR ドライ型プラントの例）<sup>(1)</sup>

No	プラント 損傷状態	事故の種類及び 1 次系圧力	炉心損傷時期	格納容器内事故進展			
				炉心デブリ 冷却手段	格納容器破 損時期	格納容器内 熱除去手段	
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEF	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	△ <sup>a)</sup>
3	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
4	AEH	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	△
5	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
6	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
7	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
8	SEF	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	△
9	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
10	SEH	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	△
11	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
12	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
13	SLH	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	△
14	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
15	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
16	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
17	TEF	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	△
18	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
19	TEH	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	△
20	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
21	V	インターフェイ スシステム LOCA	低圧				b)
22	G	SGTR	中圧				b)

注 <sup>a)</sup>:△は格納容器雰囲気冷却としてアクシデントマネジメント策の格納容器内気相部冷却（格納容器内自然対流冷却）のみ作動。

<sup>b)</sup>:格納容器バイパス事象である。

炉心損傷事故シーケンス	1次冷却系圧力	炉心損傷時期	格納容器破損時期	炉心デブリ冷却手段	格納容器内除熱手段	プラント損傷状態
A	高圧	(早期)	(炉心損傷後)	有 TEW, TEH, TEI 無 TED, TEF	格納容器スプレイ系作動 TEI 格納容器内自然対流冷却作動 TEH 無 TEW 格納容器内自然対流冷却作動 TEF 無 TED (無) SLC 無 G	TEI TEH TEW TEF TED SLC G
S		後期	炉心損傷前 SLC, G			SLI SLH
T	中圧		炉心損傷後 SLW, SLH, SLI, SLC G	有 SEW, SEH, SEI 無 SED, SEF	格納容器スプレイ系作動 SEI 格納容器内自然対流冷却作動 SEH 無 SEW 格納容器内自然対流冷却作動 SEF 無 SED (無)	SEI SEH SEW SEF SED ALC
G		早期	(炉心損傷後)			
V	低圧	後期	(炉心損傷前)	有 V	格納容器スプレイ系作動 AEI 格納容器内自然対流冷却作動 AEH 無 AEW 格納容器内自然対流冷却作動 AEF 無 AED	AEI AEH AEW AEF AED
			炉心損傷前			V
			炉心損傷後			
	AED, AEF, AEW, AEH, AEI, ALC					
	V					

図 F.1—プラント損傷状態設定の考え方（PWR ドライ型プラントの例）(1)

## 附属書 G

(参考)

### BWR プラントのプラント損傷状態の分類の例

#### 序文

この附属書は、BWR プラントのプラント損傷状態の分類方法を説明するとともに、代表的な BWR プラントの例を示したものである。

#### G.1 一般事項

解析の対象とするプラントのプラント損傷状態を分類する場合、系統構成の違いなどのプラントの特徴に応じて、この附属書の例からプラント損傷状態を追加、削除及び修正することによって、適切に分類できる。BWR プラントのプラント損傷状態の分類の考え方は、基本的には**附属書 F** の PWR プラントと同じである。しかしながら、BWR プラントでは、圧力抑制プールが設置されているなど、PWR プラントと比べて構成・系統の違いがあり、プラント損傷状態の分類の方法が PWR プラントとは異なる。

#### G.2 BWR プラントのプラント損傷状態の分類において考慮すべき要因

BWR プラントのプラント損傷状態の分類では、**7.2.2a)** 及び**7.2.2 b)** に示した類似性に着目する。分類の例<sup>(1)</sup>を、次の **a)～d)**に示す。また、プラント損傷状態の分類に用いる事故の種類の識別子の例を表 **G.1** に示す。

- a) 格納容器破損時期** 格納容器破損時期を、炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と炉心損傷前に格納容器破損が生じる場合とに分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。
- b) 原子炉圧力容器圧力** 炉心損傷後、原子炉圧力容器が破損に至るまでの原子炉圧力容器内の雰囲気を、高压状態か低圧状態かに分類する。この圧力状態の違いによって、原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度、デブリの飛散の程度、デブリと格納容器バウンダリとの直接接触の可能性など、原子炉圧力容器破損後の事故進展が異なる。
- c) 炉心損傷時期** 事故後の炉心損傷時期を、早期か後期かに分類する。この時期の違いによって、原子炉圧力容器の破損時期、格納容器雰囲気の圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。
- d) デブリの冷却手段及び格納容器除熱手段** 非常用炉心冷却系、格納容器スプレイ冷却系などによる、格納容器内への注水機能などのデブリの冷却手段の有効性及び格納容器除熱機能の使用可能性を分類する。これらの系統が使用可能である場合には、デブリの冷却が達成される可能性、格納容器が除熱され雰囲気圧力及び温度が抑制される

可能性などがあり、事故の進展が大きく異なる。

### G.3 BWR プラントのプラント損傷状態の例

BWR プラントのプラント損傷状態の分類の考え方を図 G.1 に示す。この図には、独立して分類するインターフェイスシステム LOCA 以外の分類の考え方を示している。インターフェイスシステム LOCA 以外の BWR プラントの炉心損傷事故シーケンスは、主として安全系統の機能喪失に着目して、6 つに分類できる（図 G.1 参照）。

分類に用いるプラントのプラント損傷状態の例を次に示す。

- TQUV** 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の故障によって、炉心への高圧注水機能が喪失する。原子炉冷却系の減圧に成功し、原子炉圧力容器が低圧の状態で事故が進展する。低圧注水にも失敗するため、炉心損傷は、事故後、早期に生じる。デブリの冷却手段及び格納容器除熱手段としては、故障機器の復旧などがある場合に、格納容器スプレイ系の冷却系などが使用できる可能性がある。
- TQUX** 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の故障によって炉心への高圧注水機能が喪失するとともに原子炉冷却系の減圧にも失敗する。炉心損傷は、事故後、早期に生じる。デブリの冷却手段及び格納容器除熱手段としては、格納容器スプレイ系の冷却系などが使用できる。
- TB** 全交流電源が喪失している事故シーケンスである。デブリの冷却手段及び格納容器除熱手段の使用可能性は、電源の回復過程に依存する。TB シーケンスは格納容器の熱水力的応答の観点から、さらに次の事故シーケンスに分類できる。
- TB** 原子炉隔離時冷却系等の作動後、直流（DC）電源の枯渇によって、原子炉隔離時冷却系等が機能喪失し炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉圧力容器の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。直流電源が枯渇するまでは原子炉隔離時冷却系等による炉心への注水が可能なため、炉心損傷は、事故後、後期に生じる。
- TBU** 原子炉隔離時冷却系等の故障などによって、炉心への注水が事故直後からできない事故シーケンスである。原子炉圧力容器の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は、事故後、早期に生じる。
- TBP** 主蒸気逃し安全弁が再閉しないため、原子炉圧力容器の雰囲気が減圧され、原子炉隔離時冷却系等が使用できなくなる事故シーケンスである。原子炉圧力容器の雰囲気は低圧状態で事故が進展する。炉心損傷は、事故後、早期に生じる。
- TBD** 全交流電源の喪失後、直流電源系の喪失によって、原子炉注水ができ

ない事故シーケンスである。原子炉圧力容器の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は、事故後、早期に生じる。

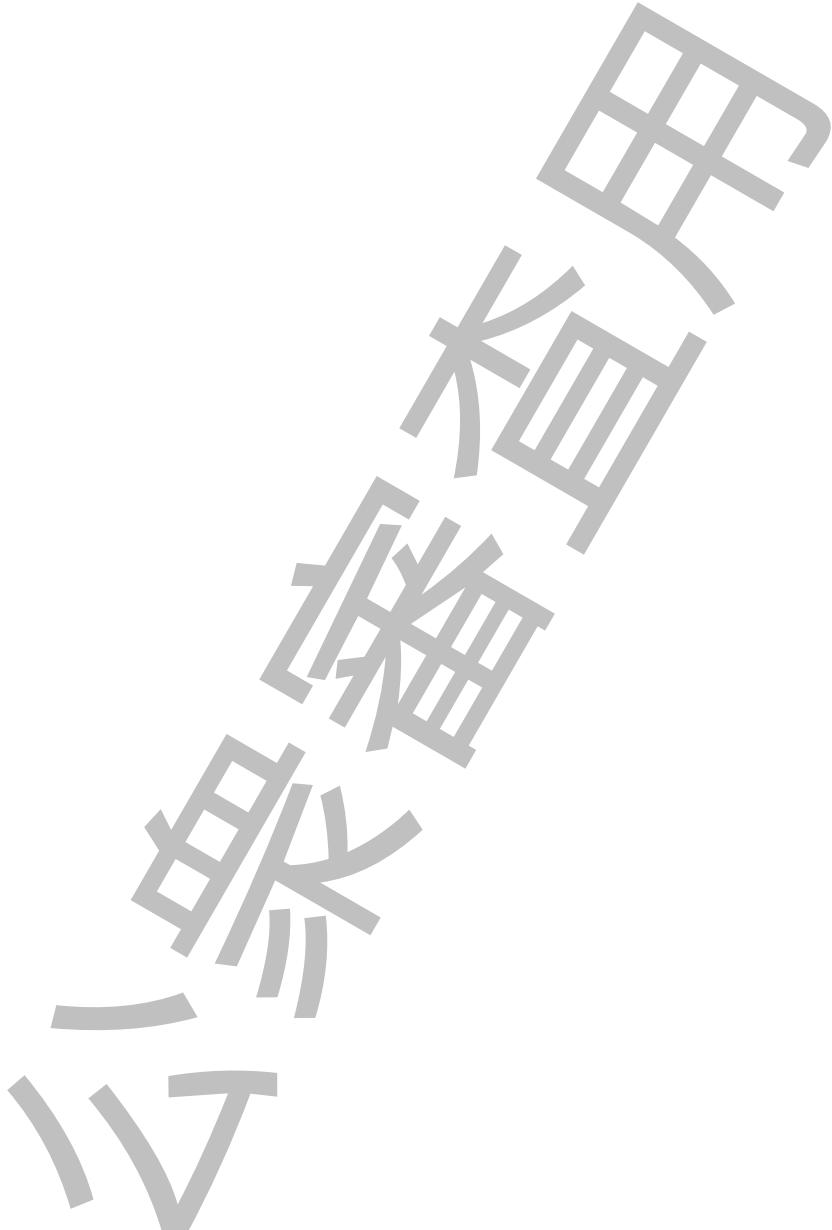
- TW** 事故後、炉心への注水には成功するものの、崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。格納容器内に放出される水蒸気によって、炉心損傷前に格納容器が過圧破損する。その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉圧力容器の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は、事故後、後期に生じる。
- TC** 事故後、原子炉の未臨界確保に失敗する事故シーケンスである。TW シーケンスと同様に、格納容器内に放出される水蒸気によって、格納容器が炉心損傷前に過圧破損する。その後、原子炉圧力容器の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は、事故後、早期に生じる。
- S<sub>1</sub>E, S<sub>2</sub>E, AE** 冷却材喪失事故（LOCA）後、原子炉注水機能が喪失する事故シーケンスである。原子炉圧力容器の雰囲気は低圧状態で事故が進展する。炉心損傷は、事故後、早期に生じる。デブリの冷却手段及び格納容器除熱手段としては、格納容器スプレイ系の冷却系などが使用できる。

#### G.4 BWR プラントのプラント損傷状態を代表する事故シーケンスの例

前述 G.3 のように分類したプラント損傷状態に対して、それらを代表する事故シーケンスは、発生頻度の大きい事故シーケンス又はプラント損傷状態の事故進展の特徴が明確な事故シーケンスである。BWR プラントでは、プラント損傷状態を代表する事故シーケンスは、識別子を組み合わせて分類したプラント損傷状態そのものになる場合が多い。

## 参考文献

- (1) 財団法人 原子力安全研究協会（PRA 実施手順調査検討専門委員会），“確率論的安全評価（PRA）実施手順に関する調査検討－レベル 2PRA, 内的事象－”，平成 5 年 10 月



**表 G.1—事故シーケンスの識別子（BWR）**

識別子	内 容
A	大破断 LOCA
B	工学的安全設備に対する電源の故障状態
C	原子炉保護系の故障状態
D	工学的安全設備に対する直流電源の故障状態
E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態
P	主蒸気逃し安全弁の再閉失敗
Q	給水系による注水の故障状態
S <sub>1</sub>	中破断 LOCA
S <sub>2</sub>	小破断 LOCA
T	過渡事象
U	高圧注水系による注水の故障状態
V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態
W	残留熱除去の失敗状態
X	原子炉の急速減圧の失敗状態

炉心損傷事故 シーケンス	格納容器 破損時期 *1	原子炉圧力容器 圧力	炉心損傷 時期	デブリの冷却手段 格納容器除熱手段 *2	プラント損傷状態
炉心損傷後 TQUX, TQUV, TB, TBU,TBP,TBD, TC,TW, S <sub>1</sub> E,S <sub>2</sub> E,AE	高圧 TQUX, TB,TBU,TBD 低圧 TQUV,TBP S <sub>1</sub> E,S <sub>2</sub> E,AE	炉心損傷前 TW,TC	後期 TB 早期 TQUX,TBU,TBD	TB TQUX TBU,TBD TQUV, S <sub>1</sub> E,S <sub>2</sub> E,AE,TBP TW TC	TB TQUX TBU,TBD TQUV, S <sub>1</sub> E,S <sub>2</sub> E,AE,TBP TW TC

\*1: 炉心損傷以前に格納容器破損が発生する場合と、炉心損傷時には格納容器は健全である場合とでは、その後の挙動が異なるため、格納容器破損のタイミングによる分岐を先に設けている。

\*2 : -----は、格納容器イベントツリー内で、デブリの冷却手段、格納容器除熱手段の可能性を評価することを示す。

本図は引用図(参考文献(1), 図 4.2)を参考に作成

図 G.1—プラント損傷状態の分類の考え方 (BWR プラントの例)<sup>(1)</sup>

## 附属書 H (参考) 格納容器機能喪失モードの例

### 序文

この附属書では、代表的な PWR プラント及び BWR プラントの格納容器機能喪失モードの例を示す。格納容器機能喪失モードは、格納容器イベントツリーで分類された全ての事故シーケンスの終状態に割り付ける。格納容器機能喪失モードは、物理的に格納容器が破損する場合、格納容器の健全性が維持される場合、格納容器をバイパスする場合を含む。

### H.1 PWR プラントの格納容器機能喪失モード

PWR プラントを対象とした格納容器機能喪失モードの例を表 H.1 に示す。解析の対象とする PWR プラントの格納容器機能喪失モードは、プラントの特徴を考慮して、これらの例から選択、追加及び修正して適切に設定することができる。

- a) **格納容器機能喪失モードの名称** 格納容器機能喪失モードの名称は、モードの識別ができるば良く、特定の命名規則は無い。普通、米国の WASH-1400 で適用された名称を踏襲する。それは、格納容器が機能喪失する態様に対して、ギリシャ文字を割り当てる。例えば、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発で格納容器が機能喪失する場合は、 $\alpha$  を割り付ける。そして、ギリシャ文字の名称で、例えば、 $\alpha$  モードなどと略称する。
- b) **格納容器機能喪失モードを用いた事故シーケンスの表記例** WASH-1400 は、過渡事象で、全交流電源喪失、全給水喪失を伴う炉心損傷事故シーケンスを、TMLB' と表記する。これに、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発で格納容器が破損する場合は、TMLB'- $\alpha$  と表記して、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスを識別する。
- c) **PWR プラントの格納容器の健全性が維持されるモード** 格納容器の健全性が維持された状況で事故が収束する場合、格納容器からの放射性物質の放出状況、格納容器内の圧力の状態を考慮して終状態をモードに分類する。
- d) **PWR プラントの格納容器機能喪失モードの説明** PWR プラントの格納容器機能喪失モードについて、格納容器が健全に維持される  $\phi$  モードを除く機能喪失モードを対象にして、機能喪失モードの内容を示す。
  - 1) **水蒸気爆発 ( $\alpha$  モード,  $\eta$  モード)** 高温の炉心デブリと水とが接触して生じる水蒸気爆発によって、格納容器構造健全性が脅かされる現象である。発生箇所によつて、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発（ $\alpha$  モード）及び格納容器内での水蒸気爆発（ $\eta$  モード）に分かれる。
    - 1.1) **原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発** 溶融物が下部プレナムの冷却水中に落下して、水蒸気爆発が発生する可能性がある。その時に、原子炉（圧力）容器の蓋がミサイルになって格納容器へ衝突し、格納容器が破損する場合がある。

- 1.2) **格納容器内の水蒸気爆発** 溶融物が原子炉キャビティの冷却水中に落下して、水蒸気爆発が発生する可能性がある。また、格納容器内に放出されたデブリに対して、格納容器スプレイ冷却系などによる注水を実施した場合にも、水蒸気爆発の可能性がある。そのときに、原子炉キャビティ壁の破壊又は原子炉（圧力）容器の突き上げによって、1次冷却材配管のホットレグに連結した蒸気発生器が大きく変位して、主蒸気管などの格納容器貫通部が破損する場合がある。
- 2) **可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（ $\gamma$  モード、 $\gamma'$ モード、 $\gamma''$ モード）** 燃料被覆管のジルコニウムと水蒸気との反応（Zr-水反応）によって発生する水素及びデブリ・コンクリート相互作用で発生する水素などの可燃性ガスが、大量に格納容器内に蓄積され、燃焼する場合がある。ガス濃度が高くなると、爆燃又は爆轟が発生し、機械的荷重によって格納容器が破損する場合がある。 $\gamma$  モードは原子炉（圧力）容器破損以前に格納容器が破損、 $\gamma'$ モードは原子炉（圧力）容器破損直後に格納容器が破損、そして、 $\gamma''$ モードは原子炉（圧力）容器破損から長時間経過後に格納容器が過圧破損する場合である。
- 3) **水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ $\delta$  モード）** デブリの崩壊熱によって発生する水蒸気及びデブリ・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO<sub>2</sub>など）の蓄積によって、格納容器が過圧破損する場合がある。国内 PWR プラントでは、格納容器機能喪失頻度への寄与が大きい機能喪失モードの一つである。
- 4) **水蒸気（崩壊熱）による過圧（ $\theta$  モード）** デブリの崩壊熱によって水蒸気の発生が継続し、格納容器圧力が徐々に上昇する。格納容器スプレイ系が不作動の場合には、過圧によって格納容器が破損する場合がある。
- 5) **格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$  モード）** 高圧状態で原子炉（圧力）容器が破損した場合に、デブリが格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する場合がある。このときの急激な加熱・加圧で格納容器機能喪失に至る場合がある。また、この格納容器雰囲気直接加熱及び水素燃焼の複合事象によって発生する格納容器機能喪失を、一つの機能喪失モードにすることもある（ $\sigma\gamma'$ モード）。
- 6) **格納容器への直接接触（ $\mu$  モード）** 1次系が高圧の状態で原子炉（圧力）容器が破損すると、デブリが格納容器内へ急激に分散する。この時に飛散したデブリが格納容器壁に付着して、熱的に格納容器壁が破損する場合がある。
- 7) **コンクリート侵食（ $\epsilon$  モード）** デブリが原子炉（圧力）容器下部キャビティ部へ落下した後、デブリの冷却ができない場合には、デブリの熱によってコンクリートが侵食される。このような状況が継続すると、格納容器バウンダリが溶融貫通して、格納容器が破損する場合がある。又は、原子炉キャビティ壁の破壊によって、1次冷却材配管のホットレグに連結した蒸気発生器が大きく変位して、主蒸気管などの格納容器貫通部が破損する場合がある。この機能喪失モードの発生時期は、水蒸気及び可燃性ガスを

含む非凝縮性ガスの蓄積に伴う過圧破損、可燃性ガス燃焼による格納容器機能喪失との競合になる。

8) **貫通部過温破損 (τ モード)** 格納容器雰囲気の温度が異常に上昇して過熱している状態では、モジュラー型の電気ペネトレーションなどの熱的に脆弱な部分が破損する場合がある。

9) **格納容器隔離機能喪失 (β モード)** 事故時には、格納容器の放射性物質閉じ込めを維持するために、格納容器を隔離する。この隔離に失敗すると、放射性物質が格納容器外へ漏えいする。

10) **漏えい箇所の隔離機能喪失 (g モード, ν モード)** 蒸気発生器伝熱管破損事故 (g モード) 又はインターフェイスシステム LOCA (ν モード) を起因事象として炉心損傷が生じると、放射性物質は格納容器の健全性にかかわらず格納容器外へ放出される場合がある。このような状態で放射性物質が格納容器外へ放出されることを想定した機能喪失モードである。事故後、1次系の圧力が高圧で事故が進展するような事故シーケンスにおいて、誘因蒸気発生器伝熱管破損 Thermally)が発生する場合も、この機能喪失モードに含める。

e) **PWR プラントの格納容器機能喪失モードと格納容器機能喪失の状態の整理** 格納容器イベントツリーを定量化した結果は、格納容器機能喪失モードごとに積算する。

1) **格納容器機能喪失モードの整理** 格納容器機能喪失モードは、格納容器の状態の分類と表 H.2 に示す関係になっている。早期大規模放出頻度は、レベル 3PRA まで実施しなければ、決まらない量であるものの、これらの表の分類に従うと、早期大規模放出頻度などの参考値が得られる。

2) **格納容器機能喪失頻度** この標準では、格納容器機能喪失頻度とは、表 H.2 に示した内容のうち、格納容器バイパスの頻度、格納容器隔離失敗の頻度及び格納容器破損の頻度を合算したものである。

表 H.1—PWR プラントの格納容器機能喪失モードの例<sup>(1)</sup>

(参考文献記載の通りとした。)

状態	記号	機能喪失モードの説明
格納容器 破損	$\alpha$	原子炉圧力容器内での水蒸気爆発による破損
	$\theta$	水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損以前）による格納容器過圧破損
	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損直後）による格納容器過圧破損
	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損
	$\varepsilon$	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
	$\eta$	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器機能喪失
	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱による破損
	$\mu$	デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器機能喪失
	$\tau$	格納容器貫通部過温破損
格納容器 バイパス	$\beta$	格納容器隔離失敗
	$g$	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	$\nu$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器 健全	$\psi$	格納容器が健全に維持されて事故が収束

表 H.2—格納容器機能喪失モードと格納容器の状態の分類（PWR プラント）

項目	放出	格納容器の状態	格納容器機能喪失モード（名称）	記号	概要
格納容器機能喪失モード分類	格納容器破損	漏えい	格納容器健全	ψ	格納容器が健全に維持されて事故が収束
			蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス、又は事故誘因蒸気発生器伝熱管破損
		早期大規模放出	インターフェイスシステム LOCA	v	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
			格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗
		早期格納容器破損	ブローダウンによる原子炉（圧力）容器変位	—	原子炉（圧力）容器変位に伴う配管変位による格納容器貫通部の破損
			原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発	α	原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発で格納容器が破損
			水素燃焼（原子炉（圧力）容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損以前）で格納容器が破損
			水素燃焼（原子炉（圧力）容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損直後）で格納容器が破損
			原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクで格納容器が破損
			格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱で格納容器が破損
			溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融物が直接接触して格納容器が破損
		後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）で格納容器が破損
			コンクリート侵食	ε	デブリ・コンクリート相互作用によって格納容器バウンダリが破損、又は構造部材の支持機能喪失に伴い格納容器貫通部が破損
			過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損
			水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による加压によって格納容器が破損
			水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積による加压によって炉心損傷前に格納容器が破損
			建屋水素燃焼	—	建屋に漏えいした水素の燃焼に伴い格納容器が破損

## H.2 BWR プラントの格納容器機能喪失モード

BWR プラントを対象とした格納容器機能喪失モードの例を表 H.3 に示す。解析の対象とする BWR プラントの格納容器機能喪失モードは、プラントの特徴を考慮して、これらの例から選択、追加及び修正して適切に設定することができる。

- a) **格納容器機能喪失モードの名称** 格納容器機能喪失モードの名称は、PWR の場合と同様に、モードの識別ができるれば良く、特定の命名規則は無い。普通、米国の WASH-1400 で適用された名称を踏襲する。それは、格納容器が破損する態様に対して、ギリシャ文字を割り当てる。例えば、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発で格納容器が破損する場合は、 $\alpha$  を割り付ける。そして、ギリシャ文字の名称で、例えば、 $\alpha$  モードなどと略称する。
- b) **機能喪失モードを用いた事故シーケンスの表記例** WASH-1400 は、BWR の過渡事象で、全交流電源喪失を伴う炉心損傷事故シーケンスを、TB' と表記する。これに、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発で格納容器が破損する場合は、TB'- $\alpha$  と表記して、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスを識別する。
- c) **BWR プラントの格納容器の健全性が維持されるモード** 格納容器の健全性が維持された状況で事故が収束する場合、格納容器からの放射性物質の放出状況、格納容器内の圧力の状態、格納容器ベントの実施などを考慮して終状態をモードに分類する。
- d) **BWR プラントの格納容器機能喪失モードの説明** BWR プラントの格納容器機能喪失モードについて、格納容器耐圧強化ベント（ $\phi$ ）及び格納容器が健全に維持されて事故収束する（ $\psi$ ）モードを除く機能喪失モードの内容を示す。
  - 1) **未臨界確保失敗時の過圧（ $\theta'$  モード）** 原子炉停止失敗のシーケンスにおいて、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器内へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る場合がある。
  - 2) **水蒸気爆発（ $\alpha$  モード、 $\eta$  モード）** 高温の溶融物と水が接触して生じる水蒸気爆発によって、格納容器構造健全性が脅かされる現象で、発生箇所によって、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発（ $\alpha$  モード）及び格納容器内での水蒸気爆発（ $\eta$  モード）に分かれる。
    - 2.1) **原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発** 溶融物が下部プレナムの冷却水中に落下して、水蒸気爆発が発生する可能性がある。そのときの発生エネルギーによって、原子炉（圧力）容器の蓋がミサイルになって格納容器へ衝突し、格納容器が破損する場合がある。
    - 2.2) **格納容器内での水蒸気爆発** 溶融物が原子炉ペデスタルの冷却水中に落下して、水蒸気爆発又は水蒸気スパイクが発生する可能性がある。また、格納容器内に放出されたデブリに対して、格納容器スプレイ冷却系などによる注水を実施した場合にも、水蒸気爆発の可能性がある。そのときにペデスタル壁の破壊によって、ペデスタル壁に支持された原子炉（圧力）容器が大きく変位して、主蒸気管などの格納容

器貫通部が破損する場合がある。又、水蒸気スパイクによる急激な過圧によって、格納容器が破損する場合がある。

- 3) **格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$  モード）** 高圧状態で原子炉（圧力）容器が破損した場合に、デブリが格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する場合がある。このときの急激な加熱・加圧によって、格納容器が破損する場合がある。
- 4) **溶融物接触（ $\mu$  モード）** BWR の Mark-I 型格納容器（改良型を除く）では、原子炉（圧力）容器下部のペデスタル床とドライウェル床の高さが同じ構造になっている原子炉施設がある。この場合には、原子炉（圧力）容器破損後にペデスタルへ落下したデブリが、ペデスタル床からドライウェル床に広がる。デブリが冷却できない場合には、高温のデブリがドライウェル壁に接触し、ドライウェル壁の一部が溶融貫通する場合がある。この現象では、原子炉（圧力）容器破損時の圧力状態、ペデスタル床及びドライウェル床の冷却水の有無及び格納容器内への注水の有無などを分析して、機能喪失モードを割り付けることが重要である。
- 5) **貫通部過温（ $\tau$  モード）** 原子炉（圧力）容器破損後、格納容器内でデブリへの注水がない場合には、デブリからの放射及び対流によって格納容器雰囲気が加熱され、格納容器貫通部の取付部又はフランジシール部などが熱的に損傷し、格納容器が破損する場合がある。
- 6) **水蒸気（崩壊熱）による過圧（ $\theta$  モード）** 炉心損傷前に炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的に格納容器内に放出される。このとき、格納容器から除熱ができなければ、水蒸気による過圧により、格納容器が破損する場合がある。
- 7) **水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧（ $\delta$  モード）** 格納容器内に放出されたデブリが冷却できない場合、デブリ・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続して格納容器が加圧される。耐圧強化ベントなどのアクシデントマネジメントによる対策に失敗すると、格納容器が破損する場合がある。
- 8) **コンクリート侵食（ $\epsilon$  モード）** 原子炉（圧力）容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、デブリ・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、格納容器バウンダリの溶融貫通により格納容器が破損する場合がある。又は、ペデスタル壁の破壊によって、ペデスタル壁に支持された原子炉（圧力）容器が大きく変位して、主蒸気管などの格納容器貫通部が破損することにより格納容器が破損する場合がある。
- 9) **格納容器隔離失敗（ $\beta$  モード）** 炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗している場合である。
- 10) **インターフェイスシステム LOCA（ $\nu$  モード）** インターフェイスシステム LOCA 後、炉心損傷時に格納容器バイパスして、冷却水及び放射性物質が原子炉建屋に放出さ

れる場合がある。

- e) **BWR プラントの格納容器機能喪失モードと格納容器機能喪失の状態の整理** 格納容器イベントツリーを定量化した結果は、格納容器機能喪失モードごとに積算する。
- 1) **格納容器機能喪失モードの整理** 格納容器機能喪失モードは、格納容器の状態の分類と表 H.4 に示す関係になっている。早期大規模放出頻度は、レベル 3PRA まで実施しなければ、決まらない量であるものの、これらの表の分類に従うと、早期大規模放出頻度などの参考値が得られる。
- 2) **格納容器機能喪失頻度** この標準では、格納容器機能喪失頻度とは、表 H.4 に示した内容のうち、格納容器バイパスの頻度、格納容器隔離失敗の頻度及び格納容器破損の頻度を合算したものである。

#### 参考文献

- (1) 財団法人 原子力安全研究協会（PSA 実施手順調査検討専門委員会），“確率論的安全評価（PSA）実施手順に関する調査検討—レベル 2PSA、内的事象－”，平成 5 年 10 月

**表 H.3—BWR プラントの格納容器機能喪失モードの例<sup>(1)</sup>**

(参考文献記載の通りとした。)

格納容器	記号	機能喪失モード
格納容器 破損	$\alpha$	原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発による格納容器機能喪失
	$\theta$	水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
	$\theta'$	準静的な加圧による早期格納容器先行破損（原子炉未臨界確保失敗時の過圧）
	$\varepsilon$	デブリ・コンクリート相互作用によって、溶融貫通して格納容器が破損
	$\eta$	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器機能喪失
	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱による破損
	$\mu$	デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器機能喪失
	$\tau$	格納容器貫通部過温破損
格納容器 バイパス	$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な加圧による格納容器機能喪失
	$\beta$	格納容器隔離失敗
格納容器 健全	$\nu$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
	$\phi$	格納容器ベント
	$\phi$	格納容器が健全に維持されて事故が収束

表 H.4—格納容器機能喪失モードと格納容器の状態の分類（BWR プラント）

項目	放出	格納容器の状態	格納容器機能喪失モード（名称）	記号	概要
格納容器機能喪失モード	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束
			格納容器ベント	φ	格納容器耐圧強化ベント、又はフィルタベント
	早期大規模放出	格納容器バイパス	インターフェイスシステム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス、または初期の一次系の隔離には成功するが、炉心損傷後の一次系の過温などにより隔離機能が喪失して発生する誘因インターフェイスシステム LOCA
			非常用復水器（IC）伝熱管破損	—	一次系の過温等により IC 伝熱管が破損して発生する格納容器バイパス
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗
		早期格納容器破損	原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発	α	原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
			原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	θ	水蒸気蓄積による加圧によって格納容器先行破損（原子炉未臨界確保失敗）
			原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発	η	格納容器内の水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
			格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
			溶融物直接接触	μ	格納容器構造物ヘデブリが直接接触して格納容器が破損
	後期大規模放出	格納容器破損	圧力抑制機能バイパス	—	サプレッションプールの圧力抑制機能のバイパスによる過圧により格納容器が破損
			過温破損	τ	格納容器貫通部が過温によって破損
		後期格納容器破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による加圧によって格納容器が破損
			崩壊熱除去失敗時の過圧破損	θ	水蒸気蓄積による過圧によって炉心損傷前に格納容器が破損
			コンクリート侵食	ε	デブリ・コンクリート相互作用によって格納容器バウンダリが破損、又は構造部材の支持機能の喪失に伴い格納容器貫通部が破損
		建屋水素燃焼	建屋水素燃焼	—	建屋に漏えいした水素の燃焼に伴い格納容器が破損
			格納容器負圧	—	格納容器雰囲気が水蒸気のみの状態で格納容器スプレイをした場合の水蒸気凝縮により格納容器内が負圧になり格納容器が破損

## 附属書 I

### (参考)

## 格納容器構造健全性に影響を与える負荷

### 序文

この附属書では、シビアアクシデント時に、炉心が溶融し、さらにその溶融物が格納容器の床面に落下するような状況を想定した場合に、格納容器に対して設計で想定された以上の負荷を与えると考えられる現象の例を示すとともに、それらの現象の研究の現状を示す。解析の対象とするプラントの負荷の分析では、プラントの特徴を分析し、この附属書の例を参照すること又は追加の解析を行うことによって、格納容器の負荷を適切に分析できる。

### I.1 静的な圧力・温度荷重

格納容器雰囲気の加圧源として、崩壊熱によって発生する水蒸気、金属水反応によって発生する水素及びデブリ・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガスが想定される。また、加熱源として、デブリからの崩壊熱及び構造壁に沈着した放射性物質の崩壊熱による放熱、可燃性ガスの燃焼熱及び金属水反応のような化学反応による発熱が想定される。

#### a) 圧力荷重

- 1) **水蒸気の発生** 水蒸気は、原子炉（圧力）容器内の保有水のみならずデブリを冷却するための注水からも生じ、原子炉（圧力）容器内のみならず格納容器内でも発生する。これらによって発生する水蒸気は、格納容器からの適切な除熱手段がない場合には、格納容器を加圧する。
  - 2) **水素の発生** 炉心が空だき状態になると、水蒸気と金属（主にZr）との反応によって水素が発生する。これも水蒸気の発生と同じく原子炉（圧力）容器外でも発生し、雰囲気の加圧・加熱源となる。炉心内での水素発生量は、炉心内への水蒸気供給量によって左右される。また、溶融物が下部プレナムの残留水中に落下する場合にも水素が発生する。原子炉（圧力）容器外において、格納容器床面に溶融物が落下する際、床面にプール水がある場合には水素が発生し、プール水が存在せず溶融物上部に直接注水する初期の過程においても水素が発生する。また、溶融物が適切に冷却されない場合には、格納容器内のデブリ・コンクリート相互作用によって、水素が発生する。これらによって発生する水素は、格納容器を加圧する。
  - 3) **非凝縮性ガスの発生** 格納容器床面に落下したデブリが適切に冷却されない場合には、格納容器内のデブリ・コンクリート相互作用によって、コンクリートの熱分解に伴う非凝縮性ガスの発生が続き、格納容器を加圧する。
- b) **温度荷重** 高温の炉心、デブリ及び格納容器内に沈着した放射性物質からの放射熱によって格納容器内が過熱され、構造物健全性が脅かされる可能性がある。また、格納容

器貫通部のシール材の劣化により格納容器の過大な漏えいが起こる可能性がある。このような加熱は放射が主であることから、加熱源と被加熱体との位置関係によって、局所的に生ずる可能性がある。

- c) **研究の現状** 格納容器内の静的な圧力荷重に関しては、格納容器構造挙動試験による限界圧力及び漏えい量の試験が、また温度荷重に関しては、電気ケーブル貫通部及び機器ハッチなどの格納容器貫通部の漏えい試験が実施されている。これらの試験については**附属書 J**に示す。

## I.2 溶融物格納容器直接接触による格納容器バウンダリへの荷重

この現象は、原子炉（圧力）容器から落下した溶融物が格納容器床面で拡がり、格納容器バウンダリと直接接触し、格納容器が破損する現象である。この現象は、原子炉（圧力）容器下部における格納容器の構造によって異なる。特に、BWR の Mark-I 格納容器（改良型を除く）のように、原子炉（圧力）容器下部から流出した溶融物が、格納容器床上を拡がり、格納容器バウンダリまで到達する場合に問題となる。格納容器構造健全性評価の観点からは、溶融物の拡がりが重要となる。

- a) **米国の BWR Mark-I ライナアタックの確率論的評価研究** Theofanous ら<sup>(1)</sup>は、BWR Mark-I 型格納容器の溶融物格納容器直接接触による格納容器破損（図 I.1 参照）を対象に、ROAAM 手法を用い、格納容器破損に大きく影響する支配パラメータを選定し、それらの因果関係を構築し（図 I.2 参照），これらの支配パラメータの不確実さにもとづいて確率密度関数を与えることによって格納容器破損確率を評価している。支配パラメータとして、溶融物の放出量、Zr 量及び初期過熱度を選定し、因果関係として、放出量に対するライナのサブマージェンス、Zr 量と溶融プール高さに対する溶融物の過熱持続時間、及び過熱持続時間とライナ・サブマージェンスに対する限界(破損)過熱度を設定している。支配的パラメータの確率密度関数や因果関係は、圧力容器からの溶融物放出挙動、ペデスタイル/ドライウェル床上での拡がり挙動、デブリ・コンクリート相互作用及びライナ温度上昇など、個々の物理現象についてのメカニスティックな評価を元に定量化されている。格納容器破損確率の評価は、Peach Bottom プラントの圧力容器低圧破損シケンスを対象に、溶融物放出挙動が相違する場合や、ドライウェル床の水の有無の場合について行われている。

- b) **国内の試験** 日本では、産業界が BWR の Mark-I 格納容器を対象に溶融物の拡がり試験を実施している<sup>(2)</sup>。模擬溶融物として、拡がり挙動に対して重要な過熱度を容易にコントロールできるステンレススチールを用い、約 2000K に加熱して格納容器模擬試験体に放出している。試験体は、一次元的な流動及びこの時の熱伝達に関するデータを得るために一次元形状試験体と、拡がり挙動を模擬した状態での熱伝達に関するデータを得るために二次元形状試験体（図 I.3 参照）の 2 種類が用いられている。実験では、溶融物質量（最大約 116kg）、過熱度（最大約 150K）、開口部の幅（2.5~15cm）など

をパラメータとして変化させるとともに、溶融物条件を同一とし、格納容器模擬試験体の床面に水を張った状態でも実験が実施されている。また、解析モデルの開発も行われ、落下した溶融物が重力で拡がると仮定し、2次元の流動挙動と床面や冷却水との熱伝達による固化挙動を同時に解くことにより、溶融物先端の位置・温度を求めている。実験結果と解析予測との比較が行われており（図 I.4 参照），解析によって溶融物の拡がりが予測できること、冷却水によって溶融物の拡がりが抑制されることが示されている。

- c) **欧洲連合（EU）の溶融物拡がり試験** 溶融物の流動性については、特に、欧州の EPR（European Pressurized Reactor）のコアキャッチャーを対象に、多くの溶融物試験（フランスの VULCANO 試験<sup>(3)</sup>， CORINE 試験<sup>(4)</sup>， ドイツの COMAS 試験<sup>(5)</sup>， KATS 試験<sup>(6)</sup>）が行われている。EPR のコアキャッチャーは、原子炉（圧力）容器底部の破損時に、溶融物を広い格納容器区画内に導いて薄く大きく拡がらせ、溶融物を冷却しやすくしようとするものである。また、スウェーデン王立工科大（KTH）では、水中の溶融物拡がり挙動を調べる PULiMS 試験<sup>(7)</sup>を実施している。この実験では、浅い水プールへ溶融した Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-WO<sub>3</sub> 合金を流入させ、その拡がり挙動を観察している。水中へ流入した溶融物は、水との熱伝達により徐々に固化し、最終的に拡がりが停止している。固化したデブリ層は3層を形成し、デブリ層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄いクラスト層で空隙は無く、中間層は割れ目や細長い孔を含み、最上層は不規則な構造で高多孔性である。尚、本試験では5回の試験を行い、そのうち2回で水蒸気爆発が発生している。浅い水深の床上を溶融物が拡がる過程で発生しており、層状溶融物と水との相互作用として研究が進められている。（I.4 b) 5)参照）

- d) **溶融物の拡がり解析コードの開発** 溶融物の拡がり挙動の解析のために、種々の解析コードが提案されており（表 I.10 参照<sup>(8)</sup>），実験データを元に検証が行われている。また、溶融物の拡がる過程は、流体力学と固化過程の2つの競合するプロセスに支配されることを考慮して、流体力学は重力、慣性力、粘性力及び表面張力により影響され、固化過程は溶融物から周囲への熱伝達、崩壊熱発生及び溶融物の相変化により影響されるとして、実験と実機条件とを関連づけるスケーリング則の提案が行われている<sup>(8)(9)</sup>。

### I.3 デブリ・コンクリート相互作用による荷重

原子炉（圧力）容器底部が溶融破損し、溶融物が格納容器床面に落下した場合、溶融物が発熱しているために、適切な冷却ができないと、床面や構造部材のコンクリートが熱分解して水蒸気及び CO<sub>2</sub> を放出する。それらは溶融物内の金属と反応して H<sub>2</sub> 及び CO などの可燃性の非凝縮ガスが格納容器雰囲気に放出される。これらは、格納容器雰囲気の加圧・加温の要因になるだけでなく、可燃性ガスが燃焼する場合には、更なる加圧・加温の要因になる。また、コンクリートの侵食が継続すると、格納容器バウンダリの貫通及び構造部

材の支持機能喪失にともなう格納容器貫通部破損の懸念も生ずる。更に、コンクリートの熱分解によって発生した水蒸気及びCO<sub>2</sub>と溶融物との反応では、溶融物から比較的揮発性の低い放射性物質も放出される可能性がある。

アクシデントマネジメント(AM)の一部の策は、この溶融物を冷却することによって、事故を収束させて格納容器の健全性を確保することを目指している。格納容器床面に拡がった溶融物に上部から注水してデブリ・コンクリート相互作用を抑制する効果の度合いについては、デブリ上面のハードクラスト形成の有無、形成された場合のその厚さ、及びその性状などに依存する。また、溶融物落下前に水張りをして溶融物の粒子化により粒子状ベッドが形成される場合には、デブリベッドの冷却性は粒子状ベッドの性状（粒径、ポロシティなど）に依存する。

a) **ドライ条件での試験** デブリ・コンクリート相互作用の現象把握を目的として、溶融物上面に注水しない（ドライ）条件の実験としては、米国のアルゴンヌ国立研究所（ANL）で実施したACE実験<sup>(10)</sup>、米国サンディア国立研究所（SNL）で実施したSURC実験<sup>(11)</sup>、ドイツKfKが実施したBETA実験<sup>(12)</sup>がある。SURC-4試験は、解析コード比較のための国際標準問題（ISP-24）<sup>(13)</sup>に選定され、試験データと種々の解析の比較が行われている。これらの試験により、コンクリート侵食に関する知見並びにガス及びエアロゾルの放出に関する知見が得られている。

b) **アクシデントマネジメントを対象とした試験** アクシデントマネジメントを対象として、溶融物上面から注水する実験としては、米国SNLのSWISS実験<sup>(14)</sup>、及びWETCOR実験<sup>(15)</sup>、米国MACE実験<sup>(16)(17)</sup>、NUPECが実施したCOTELS実験<sup>(18)(19)</sup>及びOECD-MCCI計画（MCCI-1<sup>(20)</sup>、MCCI-2<sup>(21)</sup>）がある。また、水プールに落下した溶融物の堆積性状と冷却性を調べるスウェーデン王立工科大（KTH）のDEFOR計画<sup>(21)</sup>が行われている。アクシデントマネジメントを対象とした代表的な実験の結果を次に示す。

1) **溶融物上面へ注水する実験** WETCOR、MACE-M0及びCOTELS B/C-5の主要な試験条件<sup>(2)</sup>を表I.1に示す。COTELSでは溶融したデブリのコンクリートトラップへの落下過程を模擬しており、落下溶融物の温度は3200Kである。また、COTELS実験では側壁もコンクリートで生成されたトラップを用いており、そのトラップは国内の軽水炉と同様の玄武岩系コンクリートで作成されている。MACE-M0試験結果とCOTELS B/C-5の実験結果との比較<sup>(2)</sup>を表I.2に示す。また、両試験の模擬溶融物の固化状態<sup>(7)</sup>及びコンクリート侵食状態<sup>(2)</sup>を図I.5及び図I.6に示す。MACE-M0試験の結果では、電極に固着されたクラストが形成され、更にその下に空洞が形成された。その結果、注水を行ったにもかかわらず、クラスト下部の溶融デブリの冷却が阻害され、コンクリートの侵食が継続している。クラストの固着に関しては、側壁コンクリートで実施されたCOTELS試験でも観測されたが、クラストの安定性についてはスケールの影響（注：厚さと半径の比）が大きな影響を及ぼす。COTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッド

に浸透した冷却水は、側壁コンクリート、インゴットデブリ間の隙間及びインゴットデブリ内のクレビス又はチャネルの双方に流入し、その結果、デブリが冷却されてデブリ・コンクリート相互作用が抑制されている。デブリの冷却については、MACE と COTELS とは異なった結果になっている。MACE 及び COTELS の試験結果の共通見として得られたデブリの冷却を促進する現象である粒子状デブリの生成とインゴットデブリ内への水の浸入を調べること、及び、MACE 計画で見られた安定クラストの形成は実機では起きにくいことを調べることを目的に、OECD-MCCI 計画が遂行されている。MCCI-1 試験<sup>(20)</sup>では、図 I.7 に示すデブリ状態を想定して冷却メカニズム、クラスト浸水・強度試験、溶融物噴出試験、長期 2 次元コンクリート侵食試験及びクラスト破損試験が行われている。クラスト浸水・強度試験(SSWICS 試験)の試験条件を表 I.3 に示す。ガス噴出により、安定クラストの形成は阻害され熱伝達を促進すること、クラストの亀裂及び破碎により冷却水がクラスト内部に侵入し得ること、溶融物の噴出により上面に多孔質の粒子状ベッドが形成されることが明らかにされている。また、クラスト浸水時のドライアウト熱流束が評価されており、コンクリートの含入割合に依存する結果となっている(図 I.8 参照)。これらの冷却メカニズムの知見を取り込んだ解析モデルの開発が進められている。MCCI-2 試験<sup>(21)</sup>では、コンクリート侵食開始直後の早期に注水をした試験が行われ、それまでのコンクリート侵食がある程度進んでから注水した試験結果と異なり、デブリは早期にクエンチしたと報告されている。

- 2) **プール水中に溶融物を落下させる実験** 溶融物が水中に落下した場合の粒子化現象については、主にデブリ・冷却材相互作用 (FCI) を調べるために行われてきているが、スウェーデン王立工科大 (KTH) では、粒子化のみならず粒子化後のデブリ冷却性を調べる目的で DEFOR 計画<sup>(22)</sup>が行われている。その一環として溶融物の粒子化について、水サブクール、水深、メルト成分、過熱度等の影響を調べるために、溶融物の落下試験が実施されている。溶融物は CaO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> の酸化物が使用されており、またより重量の大きい WO<sub>3</sub>-CaO が使用された試験も行われている。試験結果より、粒子化挙動は、水サブクールと水深の影響が大きいとしている。

粒子状デブリベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきており、TMI-2 事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。粒子状デブリベッドの冷却性に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成され、崩壊熱

が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束について、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されており、その中でも Lipinski モデル<sup>(23)</sup>は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており広く使われている。Lipinski 0-D モデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。

#### I.4 水蒸気爆発に起因する衝撃荷重

水蒸気爆発は、高温融体と水が直接接触した時に水が急激に蒸発して体積が急膨張することによって発生する事象である。その現象に関しては、図 I.9 に示すような 4 段階の素過程、すなわち、初期粗混合状態、自発的又は外部トリガー、急速伝熱・細粒化を伴う相互作用の伝播、膨張による機械的エネルギーの放出、から成るといいういわゆる熱的デトネーションモデル<sup>(5)</sup>と呼ばれているモデルが提唱され、その後、素過程の各段階の物理的な解明を目的とした実験的・理論的研究、数値解析コードの開発などが行われてきている。

- a) **研究の現状** シビアアクシデント時の水蒸気爆発の発生可能性について、原子炉（圧力）容器内では溶融物が下部プレナム内の残存水に落下した場合又は原子炉（圧力）容器底部に落下した溶融デブリに注水した場合、原子炉（圧力）容器外では原子炉（圧力）容器破損時に格納容器床面のプール水に落下した場合又は格納容器床面の溶融デブリにアクシデントマネジメントとして注水した場合などが想定され、実験研究が行われてきている。また、FCI コードの信頼性を高めるための取り組みが国際協力の下で行われている<sup>(24)</sup>。

1) **原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発** 水蒸気爆発が格納容器機能喪失へ至るプロセスとしては、原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちらにおいても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって格納容器バウンダリが破損する可能性がある。WASH-1400 の評価においては、特に、後者が  $\alpha$  モード破損として、早期格納容器機能喪失モードとして指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、 $\alpha$  モード破損はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している<sup>(25)</sup>。

2) **格納容器内の水蒸気爆発** 原子炉（圧力）容器外においては、前述したデブリにアクシデントマネジメントとして注水する場合に想定される水蒸気爆発については、一般的に水蒸気爆発に寄与するデブリの量が制限されるために、大規模なものは起き難いとされている。一方、ペデスタル又はキャビティ内の水プールに溶融物が落下する場合の水蒸気爆発に関する今までの研究によって、系の圧力が低

く、サブクール水の条件となるため、水蒸気爆発が発生しやすいという定性的性質がある<sup>(26)</sup>。

**b) 水蒸気爆発試験** 水蒸気爆発に関する主な試験研究の結果は次のとおりである。

**1) NUPEC の水蒸気爆発試験** NUPEC では、COTELS 試験の一環で溶融物が水プールに落下した時の水蒸気爆発発生の有無を調べる試験としてテスト A シリーズが実施されている<sup>(19)(27)</sup> (図 I.10 参照)。この試験の特徴は、できるだけ実炉の事故条件を模擬して、原子炉（圧力）容器外での水蒸気爆発の発生可能性を調べた点にある。その主な特徴は、(1)模擬溶融物として UO<sub>2</sub>/Zr/ZrO<sub>2</sub>/SS 混合物を用い、原子炉（圧力）容器下部ヘッド内の構造物も考慮して比較的多くの金属成分を含む、(2)溶融物は 5cm 径（代表的な原子炉（圧力）容器下部ヘッド計装管の径に相当）のジェットで水プールに突入、(3)雰囲気は実炉のシビアアクシデント時の格納容器内条件を模擬してほぼ水蒸気、(4)プール底面は実炉格納容器を模擬してコンクリート製、などである。表 I.4 に試験条件の一覧表<sup>(2)</sup>を示す。主な試験パラメータは、落下溶融物の質量、プール水深、プール水温、溶融物の落下速度である。いずれの試験でも水蒸気爆発は起きておらず、UO<sub>2</sub> 混合物は水蒸気爆発が起きにくいとの説のひとつとなっている。

**2) 日本原子力研究所の水蒸気爆発実験** 日本原子力研究所（以下、原研）では、シビアアクシデント時の格納容器内諸現象を明らかにし、格納容器の耐性及びアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的に、事故時格納容器拳動試験（ALPHA）計画が行われ、その中で溶融物落下水蒸気爆発実験、溶融物冷却性実験、溶融物ジェット水中分散実験などが実施されている<sup>(28)</sup>。表 I.5 に試験条件と結果の一覧表を示す。試験では、テルミット反応によって生成した酸化アルミニウムと鉄から成る高温溶融物、又は高周波誘導加熱によって生成した溶融ステンレス鋼を、冷却水プールに落下させた。この実験では、水蒸気爆発の発生及び規模に及ぼす種々のパラメータの影響を明らかにするとともに、発生圧力、微細化粒子径、衝撃波伝播速度、エネルギー変換効率など、水蒸気爆発に関連する特性を把握することを目的とした。主な実験パラメータは、溶融物の種類、溶融物重量、雰囲気圧力、冷却水温度、冷却水水位及び冷却水中における溶融物の分散状態である。これらの実験から、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。また、ALPHA 計画では、溶融物冷却性実験として、同様のテルミット溶融物を用い、上面に配管ノズル又はスプレーノズルを通して溶融物上に冷却水を供給した。室温の冷却水を配管ノズルを通して注水した実験（5 回実施）において、1 回のみで水蒸気爆発が発生した。しかしながら、水蒸気爆発に関与した溶融物は表面近傍に限られたものであった。

**3) JRC イスプラ研究所による水蒸気爆発試験** JRC イスプラ研究所では、水蒸気爆

発に関する実験研究として KROTOS 試験と FARO 試験が実施されている<sup>(29)</sup>。

KROTOS 試験は、低圧条件での FCI 現象の検討を目的として実施された小規模装置による試験である。表 I.6 に試験条件と結果の一覧表<sup>(2)</sup>を示す。試験では、アルミナ又は溶融コリウム ( $80\text{wt\%UO}_2 + 20\text{wt\%ZrO}_2$ ) をサブクール状態の水プールに流下させている。アルミナ実験では水蒸気爆発が観測された。溶融コリウム実験では、外部トリガーがある場合、水蒸気爆発が観測されたが、アルミナ実験に比べ爆発の規模は小さかった。アルミナ試験と溶融コリウム試験の相違については、溶融コリウムの方が一般的に過熱度は小さく、溶融粒子表面が固化し易いため水蒸気爆発の発生を抑制した可能性があること、溶融コリウム試験では水素が発生し、これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性があることが考察されている。FARO 試験は、原子炉圧力容器内及び原子炉圧力容器外の FCI 現象の検討を目的として実施された大規模試験装置（図 I.11 参照）による試験である。表 I.7 に試験条件と結果の一覧表<sup>(2)</sup>を示す。試験では、溶融コリウム ( $80\text{wt\%UO}_2 + 20\text{wt\%ZrO}_2$ ) を飽和又はサブクール状態の水プールに流下させている。実験では水蒸気爆発は観測されていないが、圧力スパイクは測定されている。高圧・飽和水の酸化物コリウム試験では、一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積している。高圧・飽和水でコリウムに金属 Zr 成分を含んだ試験や低圧・サブクール水試験では全てのコリウムは粒子化している。粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に依存しない結果になっている。

- 4) **韓国原子力研究所による水蒸気爆発試験** 低圧条件での FCI 現象の検討を目的として TROI 試験が行われている<sup>(30)(31)</sup>。表 I.8 に試験条件と結果の一覧表を示す。

試験は、溶融物組成、溶融物量、水深、トリガリングの有無などの条件を変えて実施され、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。溶融物として  $\text{ZrO}_2$  を用いた試験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生したケースがある。一方、 $\text{UO}_2 - \text{ZrO}_2$  の混合物を用いた試験では、外部トリガリングを与えていない場合でも、水蒸気爆発が発生したケースがある。自発的な水蒸気爆発が発生したケースは、溶融物の過熱度が過大に与えられた場合に限られており、その他の試験では自発的な水蒸気爆発は発生していない。また、水深が深い場合（130cm）には、自発的な水蒸気爆発は発生していない。

- 5) **KTH による PULiMS/SES 試験** KTH にて、水中での溶融物の拡がり挙動を調べる PULiMS 試験<sup>(7)</sup>が行われ、模擬溶融物 ( $\text{Bi}_2\text{O}_3$ - $\text{WO}_3$  合金等) を浅いプール水中に流入させたところ、自発的な水蒸気爆発が発生した。従来の溶融物ジェットとプール水の相互作用による水蒸気爆発ではなく、プール底面に層状に広がった溶融物表面とプール水の間に粗混合境界層が形成される層状水蒸気爆発（Stratified Steam Explosion）と考えられている。PULiMS 試験で観測された層状水蒸気爆発

をさらに調査するために SES 試験<sup>(32)</sup>が実施されている。PULiMS 試験及び SES 試験の試験条件及び試験結果を表 I.9 に示す。PULiMS 試験、SES 試験の 9 ケースのうち 5 ケースで外部トリガー無しで層状水蒸気爆発が観測されている。何れの試験も水深が浅い試験（0.2m）である。同様な模擬溶融物を用いている DEFOR 試験では、水深（1.5m）以外は同様な条件であるが、水蒸気爆発は発生していない。プール水中に流入した溶融物が底部に到達して周囲に広がる過程で、溶融物表面で溶融物が飛散（Splash）する状態が観測されている。層状水蒸気爆発は、溶融物表面で発生する気泡がサブクール水中で消滅する衝撃により、溶融物が表面で飛散し溶融物と冷却水が層状の粗混合境界層を形成し、水蒸気爆発が発生すると考えられている。層状水蒸気爆発は、その物理的メカニズム（粗混合境界層の形成過程、境界層領域の不安定性等）がまだ十分に解明されていないため、実機条件での適用性についてはさらなる知見の蓄積が必要である。

### I.5 格納容器雰囲気直接加熱による急激な圧力、温度上昇

格納容器雰囲気直接加熱（Direct Containment Heating、略して DCH）とは米国原子力規制委員会（NRC）の確率論的安全評価報告書 NUREG-1150において新たに考慮され加えられたシビアアクシデント時の格納容器機能喪失に至る可能性のある現象の一つであり、概ね、次のような現象が考えられている。

- a) **研究の現状** 事故の進展に伴い炉心溶融に至るもの、一次系の圧力が高いままであったとする。この場合、原子炉（圧力）容器下部プレナムに形成されたデブリが高圧の一次系の水蒸気の圧力によって原子炉（圧力）容器下部の破損部分から原子炉容器下部キャビティ内に放出され、更に水蒸気流によって液滴状態となって格納容器内に放出される。破損部分は、計装用ケーブルチューブの貫通口が最も可能性の高い候補と考えられている。この時、原子炉容器下部キャビティの水との反応によって、水蒸気及び水素の発生、雰囲気ガス中の水蒸気との金属一水反応に伴う水素ガス及び反応熱の発生、溶融物液滴から格納容器雰囲気への熱伝達に伴う加熱などによって、格納容器内の雰囲気体の温度が上昇し、その結果、格納容器内圧力が上昇する。このときの最大の圧力上昇が格納容器の限界圧力を越える場合には、格納容器の破損に至る。この一連の現象を格納容器雰囲気直接加熱（DCH）という。

この現象の起こる確率は極めて小さいと考えられるが、格納容器機能喪失形態の一つの可能性として考えられるものであり、このような破損形態が起こったとするならば、かなり重大な結果を招く。従って、国内外の機関は、国際協力計画などで、実験的、解析的研究を進めている。

- b) **格納容器雰囲気直接加熱の実験** 格納容器雰囲気直接加熱の主な実験結果を示す。主な実験としては、米国 SNL の WC プロジェクト<sup>(33)</sup>、米国 ANL の COREXIT 試験<sup>(34)</sup>、米国の Fauske & Associate Inc. (FAI) が行った SERTCY 試験<sup>(35)</sup>がある。それらの試験の概

要を表 I.11 に示す。

- 1) **米国 SNL の WC プロジェクト** Zion 炉のキャビティを 1/10 に縮尺した装置を用い、酸化鉄、アルミ、クロムのテルミット反応による溶融物が用いられた。キャビティに放出されたデブリは格納容器を模擬した容器内に導かれ、そこでの雰囲気との熱伝達及び水素発生量が様々な条件下で測定された。また、炉内構造物も模擬された。試験結果として、格納容器の温度上昇、圧力上昇は設計基準内に抑えられ、水素濃度も爆発に至らないことが確認されている。
- 2) **COREXIT 試験** Zion 炉を 1/40 に縮尺した実験装置を用い、実炉溶融物を使用して試験を行い、テルミット反応による溶融物（鉄と酸化アルミニウムの混合物）による実験と比較して物性値の違いによる影響を調べた。実験結果は、実炉溶融物による実験の方がテルミットに比べて格納容器の最大圧力上昇が低く、加圧効率（溶融物の全熱エネルギーのうち加圧に寄与する割合）も低いことを示した。一方、水素発生量は実炉溶融物の方が 20~30%多いことが明らかとなった。
- 3) **SERTCY 試験** Zion 炉の 1/20 縮尺モデルを用い、溶融物はテルミット反応で生成した。この実験の結果は先のサンディアでの実験とかなり結果が異なり、溶融物による格納容器雰囲気の直接的な加熱の寄与が小さくなっている。

## I.6 水素燃焼による荷重

シビアアクシデント時の格納容器内における水素発生の関心事のひとつは燃焼に伴う圧力荷重による格納容器構造健全性への影響である。また、燃焼によって生じた熱と高圧の荷重によるアクシデントマネジメントに用いられる格納容器内の監視計器類及び安全設備などへの影響も考えられる。

さらに、水素燃焼は、雰囲気中の浮遊放射性物質の状態変化として、物理的状態変化(熱泳動及び再蒸発、強い攪拌による再浮遊など)及び化学的状態変化(熱による酸化の促進)を引き起こすことによって、原子炉施設内の放射性物質分布及び環境への放射性物質放出などのソースタームに影響する。

格納容器内におけるこれらの大量水素燃焼の影響は、水素ガスの総量及び濃度だけでなく、格納容器内雰囲気条件、格納容器限界圧力、自由体積、区画形状及び格納容器スプレイ設備などのようなプラント固有の特徴に依存する。

なお、格納容器内での水素燃焼においては、水素のみならず酸素の存在も必要であり、格納容器内雰囲気が窒素置換されている BWR においては、短期的には格納容器機能喪失への脅威とはなりにくく、PWR において考慮する必要がある。なお、福島第一原子力発電所事故では、格納容器からの水素漏えいにより建屋内で水素爆轟が発生しており、この格納容器外の水素爆轟による格納容器構造健全性への影響についても考慮する必要がある。

- a) **水素の発生源** シビアアクシデント時に予想される水素の発生源として、i)ジルコニウム・水反応、ii)炉内構造物・水反応、iii)デブリ・コンクリート相互作用、iv)水の放

射線分解, v)亜鉛メッキ／アルミニウム・苛性ソーダ反応など、が考えられる。このうち、シビアアクシデント事象では、短期的には炉内及びデブリ・コンクリート相互作用によるジルコニウムの酸化反応 (i)及び iii)) が重要視され、長期的には水の放射線分解及びその他の化学的現象による水素発生源 (iv)及び v)) が注目されている。

シビアアクシデント時の炉心損傷過程は、被覆管の変形、酸化、水素発生、放射性物質放出、劣化、溶融、リロケーションなど、現象は複雑で、TMI-2号機の事故後採取されたサンプルデータからも、炉心溶融過程の不確実さ、及び炉心下部においてデブリがブロックエージを形成したにもかかわらずジルコニウム・水反応による酸化は抑制されなかつたことなどが示されている。

炉内におけるジルコニウム・水反応による水素発生については、炉心形状が損なわれる前の反応量は、ジルコニウムの 10~20%程度である。それ以降の、溶融した被覆管のリロケーション過程及び再冠水過程での水蒸気発生量が全ジルコニウム酸化量を左右する。TMI-2 事故の場合には、ジルコニウムの約 45%が酸化したとの報告がなされている。また、炉外におけるデブリ・コンクリート相互作用及びジルコニウム以外の金属の酸化も重要な。デブリ・コンクリート相互作用が収束せずに継続した場合には、ほかの金属の反応も含めて全炉心ジルコニウムの 100%を超える量が反応することもあり得る。

**b) 水素の燃焼、爆燃、爆轟** 水素燃焼は、燃焼時の条件によっては静的と見なされる加圧(緩やかな燃焼及び拡散炎)又は動的加圧(爆轟)と、それに伴うミサイル発生による格納容器への影響、加熱、加圧効果による安全系機器への影響などが考えられる。爆燃は、可燃性ガスが化学反応を起こすほどに十分に高い温度で可燃されて生じた火炎の伝ばである。また、爆燃は、火炎伝ば速度は亜音速であり、格納容器に準静的な荷重を負荷する。燃焼が行われるためには、雰囲気は可燃状態にあり、また点火源が存在する必要がある。点火装置(イグナイタ)のない格納容器においては、点火源は、電気設備若しくは静電気スパークによるランダムな着火及び高温の溶融デブリによる着火などが考えられる。

**1) 水素燃焼** 空気・水素・水蒸気の混合気における可燃性の限界は、酸素が十分(5%以上)に存在する場合には、火炎を伝ばさせるのに必要な水素の最小の濃度として定義される。常温、常圧雰囲気下での燃焼限界は、既存研究によれば、

上方伝ば・・・・・・約 4vol %

水平伝ば・・・・・・約 6 vol %

下方伝ば・・・・・・約 8 vol %

とされている。

**2) 水素爆燃** 水素・水蒸気混合ガスが破断口から格納容器に放出される状況では、条件によっては、格納容器への水素混合気噴出中に水素が拡散炎として燃える可能性がある。拡散炎の燃焼速度は酸素と水素が混合する速度に依存する。しかし、拡散炎及び遅い爆燃は、既存研究よって、ドライ型格納容器に対しては重大

な影響を及ぼすことはないと考えられている。したがって、水素燃焼問題での最大の関心事は、火炎加速による爆燃から爆轟への遷移(爆燃爆轟遷移：DDT)及び爆轟現象である。

- 3) **水素爆轟** 爆轟は、衝撃波による圧縮によって引き起こされる燃焼波である。爆轟波は、超音速で移動し、格納容器に大きな動的荷重をもたらす。

水素爆轟は、直接起爆か火炎加速のいずれかによって発生する。直接起爆は、高エネルギー源、又は爆発を必要とする。しかし、格納容器内においては直接に爆轟を引き起こすのに必要な十分なエネルギーは存在し得ない。このことから爆轟を引き起こす可能性を有するのは爆燃爆轟遷移のみと考えられている。

火炎加速は、乱流によって生じ、形状及び障壁の構成に左右される。爆燃爆轟遷移を決定する主要なパラメータとして、水素混合ガス組成の他に、格納容器内部形状(障壁、区画など)と格納容器内の熱水力状態(圧力、温度、混合状態)などである。また、熱水力状態は事故シナリオに依存する。

爆轟については、熱水力学的状態及び流路形状に影響され不確実さは非常に大きいとされていたが、最近では多くの知見が得られている。爆轟管などの閉塞空間における燃焼現象では、従来、常温では凡そ 18%とされていた水素濃度下限値は、12.5%でも爆轟に至るとの報告がなされている<sup>(19)(36)</sup>。また、NUPEC/NEC/BNL 高温燃焼試験<sup>(37)</sup>によって、爆燃爆轟遷移限界への温度の依存性及び爆轟特性が解明されるとともに、水蒸気の爆轟抑制効果、開口部の爆轟抑制効果に関して定量的な結果が得られている。一方、実機の形状を考慮した NUPEC 大規模燃焼試験においては、種々の条件下での多区画形状における燃焼挙動及び火炎の伝ば挙動が解明され、多区画形状は火炎加速の抑制効果を有し、水素濃度 15% ドライ条件でも爆轟には至らないことが確認されている。このように、基礎的研究、実機レベルでの評価検討及び実証試験によって、爆燃爆轟遷移限界及び爆轟特性、閉塞空間の影響などが、また爆轟抑制効果に関して、水蒸気の存在、開口部、開放空間を有する多区画形状などの、燃焼挙動への影響及び爆轟抑制効果などが明らかとなっている。

## 参考文献

- (1) Theofanous,T.G. et al., "The Probability of Liner Failure in a Mark-I Containment," NUREG/CR-5423,1990.
- (2) シビアアクシデント熱流動現象評価、日本原子力学会特別専門委員会報告書、2001
- (3) Cognet, G. et al., "The VULCANO Spreading Programme," Workshop on Severe Accident Research in Japan, SARJ-98, Tokyo, Japan, Nov. 4-6, 1998.
- (4) Spindler, B. and Veteau, J.M., "Status of the Assessment of the Spreading Code THEMA Against the CORINE Experiments," Workshop on Severe Accident Research in Japan, SARJ-98, Tokyo, Japan, Nov. 4-6, 1998.

- (5) Sappok, M., Steinwarz, W., "COMAS Experiments as Contribution to the Validation of the EPR Mitigation Concept for Core Melt Accidents," 6th Int. Conf. Nucl. Eng., ICONE-6, 1998.
- (6) Ehrhard, P. et al., "Spreading of the Core Melt on the Spreading Area of the EPR," 6th Int. Conf. Nucl. Eng., ICONE-6, 1998.
- (7) Konovalenko A. et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction," NUTHOS-9, N9P030, Taiwan, 2012.
- (8) Dinh T.N. et al., "Core Melt Spreading on a Reactor Containment Floor," Progress in Nuclear Energy, Vol. 36, No.4, pp.405-468, 2000.
- (9) A.Konovalenko, et al., "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," NUTHOS-9, N9P0302, Taiwan, 2012.
- (10) Thomson, D.H., et al., "Thermal-Hydraulic Aspect of the Large-Scale Integral MCCI Test in the ACE Program", Proc. of the Second OECD CSNI specialist Meeting on Molten Debris-Concrete Interaction, 1992
- (11) Copus, W. R., et al., "Core-Concrete Interaction Using Molten Steel with Zirconium on a Basaltic Basemat : The SURC-4 Experiment ", NUREG/CR-4994, 1989
- (12) Corracini, M. and Reinecke, H. H., "A Review of the BETA Experimental Results and Code calculation2," Nucl. Sci. and Eng., Vol. 102, No.3, 1989
- (13) G.A.Greene, R.A.Bari, "ISP-24 SURC-4 Experiment On Core-Concrete Interactions - Final Workshop Summary Report," CSNI89-155-vol.2,1989.
- (14) Blose, R. E., et al., " SWISS : Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying water Pools", NUREG/CR-4727, 1987
- (15) Blose, R. E., et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools : The WETCORE-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993
- (16) M. T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments," Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999.
- (17) M.T.Farmer.M., et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009.
- (18) H. Nagasaka, al., "COTELS Project (3) : Ex-vessel Debris Cooling Tests", Proc. of OECD / CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe ,1999
- (19) (財) 原子力発電技術機構, 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書, 平成 15 年 3 月
- (20) M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006.
- (21) M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010.
- (22) A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653–1659, 2009.
- (23) R.J.Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed," NUREG/CR-2646, SAND82-0765 1982.
- (24) OECD/CSNI, "OECD Research Programme on Fuel-Coolant Interaction Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications - SERENA, Final Report," NEA/CSNI/R(2007)11, 2007
- (25) S.Basu, et al., "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues," Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524,1996.
- (26) N.Yamano, et al. "Phenomenological Studies on Melt-Coolant Interactions in the ALPHA Program," Nucl. Eng. Des., 155, pp.369-389 (1995).
- (27) M. Kato et al., "COTELS Project (2) : Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions", Proc. of OECD / CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe ,1999
- (28) Y.Maruyama, et al., "Accident Management Measures on Steam Explosion and Debris Coolability for Light Water Reactors," Proc. OECD/CSNI Specialist Meeting on Selected Containment Severe Accident Management Strategies, Stockholm, Sweden, 1994
- (29) D. Magallon, "Status and Prospects of Resolution of the Vapour Explosion Issue in Light Water Reactors," Nuclear Engineering and Technologu, Vol.41 No.5, 2009
- (30) J. Song, I. Prak, Y. Sin, J. Kim, S. Hong, B. Min, and H. Kim, "Spontaneous Steam Explosions

- Observed in the Fuel Coolant Interaction Experiments using Reactor Materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Vol.33, no. 4, pp344-357, 2002
- (31) J. Kim, B. Min, I. Park, H. Kim and S. Hong, "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology 22 2245-2253, 2008
- (32) Pavel Kudinov, et al, "Investigation of Steam Explosion in Stratified Melt-Coolant Configuration," Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Okinawa, Japan, December 14-18, 2014, Paper 1316 (2014).
- (33) M.D.Allen, Blanchat,T.K., Pilch.M. and Nichols,R.T., "Experiments to Investigate the Effect of Water in the Cavity on Direct Containment Heating (DCH) in the Surtsey Test facility, The WC-1 and WC-2 Tests," Proc. NURETH-5, Vol.3, Salt Lake City, Sept.21-24, pp.782-794,1992
- (34) J.L. Binder, McMumber,L.M. and Spencer,B.W., "Direct Containment Heating Experiment in Zion Nuclear Power Plant Geometry Using Prototypic Materials," Proc.ANS Winter Annual Mtg., San Francisco, Nov.14-18, pp.21-28 ,1993
- (35) M.L.Bertodano, "Direct Containment Heating DCH Source Term Experiment for Annular Reactor Cavity Geometry," Proc. ANS Winter Annual Mtg., San Francisco, Nov.14-18, pp.111-120 ,1993
- (36) S. Dorofeev, et al., "Large-scale Experiment and Scaling of DDT Conditions in Hydrogen-Air-Steam Mixtures – An Overview," SARJ Workshop, Yokohama, Japan, October 6-8,1997.
- (37) G. Ciccarelli, et al., "The Effect of Lateral Venting on Deflagration-Detonation Transition in Hydrogen-Air-Steam Mixture at Various Initial Temperature," NUREG/CR-6524, 1998

表 I.1—COTELS, WETCOR 及び MACE 実験結果の比較<sup>(2)</sup>

	COTELS Test B/C (NUPEC)	WETCOR-1 (SNL)	MACE-M0 (ANL)	MACE-M1B (ANL)
Melt conditions -composition	UO <sub>2</sub> ,ZrO <sub>2</sub> ,Zr,SS	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ,CaO,SiO <sub>2</sub> , Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , MgO	UO <sub>2</sub> ,ZrO <sub>2</sub> ,Zr,SiO <sub>2</sub> , CaO,Concrete	UO <sub>2</sub> ,ZrO <sub>2</sub> ,Zr,SiO <sub>2</sub> , CaO
-mass (kg)	60	34	109	413
-temperature (K)	3200	1850	~2000	~2300
-melting method	induction heating	induction heating of tungsten wall	direct heating (tungsten electrodes)	direct heating (tungsten electrodes)
Simulation of melt falling process	Yes	No	No	No
Simulation of decay heat	0, 1.25	0.3	0.5~1.0	0~0.3
-power density (W/g)	induction heating	induction heating of tungsten wall	direct heating (tungsten electrodes)	direct heating (tungsten electrodes)
-method				
Concrete Trap -concrete type	Basaltic	Limestone /common-sand	Limestone /common-sand	Limestone /common-sand
-configuration	2-dimensaion(r-z) (concrete side wall)	1-dimension (z) (MgO side wall)	2-dimension (z) (concrete side wall)	1-dimension (z) (MgO side all)
-size (cm)	36 φ or 26 φ (cylindrical)	40 φ (cylindrical)	30x30 (rectangular)	50x50 (rectangular)
-aspect ratio	0.19 or 0.5	0.56	0.5	0.5
Water injection -flow rate (liter/min.)	0, 2	(water level: ~45cm)	(water level: ~50cm)	(water level: ~50cm)
-method	jet, spray room	jet room	jet	jet
-temperature (K)	8 or 15min. after corium falling	3cm concrete erosion depth	296 1.3cm concrete erosion depth	296 5cm concrete erosion depth
-timing				

表 I.2—MACE-M0 と COTELS B/C-5 の実験結果の比較<sup>(2)</sup>

Test Items	MACE-M0	COTELS Test B/C-5
Erosion of side wall	Yes	Yes
Particulate debris bed	Yes	Yes
Upper crust debris	Yes	No
Large void under crust	Yes	No
Pebble bed	No	Yes
Water penetration path	Side wall	Side wall, Channel
Concrete erosion speed	11cm/hr	2cm/hr

**表 I.3—OECD/MCCI 計画の SSWICS 試験の試験条件一覧表<sup>(20)</sup>**

Parameter	Test Number						
	1	2	3	4	5	6	7
Melt composition (wt% UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Cr/concrete)	61/25/6/8	61/25/6/8	61/25/6/8	48/20/9/2 3	56/23/7/1 4	56/23/6/1 4	64/26/6/4
Concrete type	LCS	SIL	LCS	LCS	LCS	SIL	LCS
Melt mass (kg)	75	75	75	60	68	68	80
Melt diameter / depth (cm)	30/15	30/15	30/15	30/15	30/15	30/15	30/15
Basemat type	Inert	Inert	Inert	Inert	Inert	Inert	Inert
Initial melt temperature (°C)	~2300	~2100	~2100	~2100	~2100	~1950	~2100
Initial vessel and coolant temperature (°C)	20	20	100	100	100	100	100
System pressure (bar)	1	1	4	4	4	1	4
Water injection period (sec)	665	760	183	195	622	215	194
Water injection flowrate (lpm)	4	4	12	13	6	14	13
Water injected (liters)	33	39	34	40	61	47	40
Condensate collected over course of test (kg)	24.7	16.1	28.9	21.9	22.7	27.6	31.4
Test duration (hours)	2.2	1.2	1.8	2.4	2.6	3.9	1.4

**表 I.4—COTELS 試験の試験条件及び結果の一覧表<sup>(2)</sup>**

試験 ケー ス	溶融物組成	溶融物 質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブク ール度 (K)	水深 (m)	外部ト リガー	水蒸気 爆発発 生
A1	55wt.%UO <sub>2</sub> +25wt.%Zr +5wt.%ZrO <sub>2</sub> +15wt.%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No
A4	(A1 と同じ)	27.0	0.30	8	0.4	No	No
A5	(A1 と同じ)	55.4	0.25	12	0.4	No	No
A6	(A1 と同じ)	53.1	0.21	21	0.4	No	No
A8	(A1 と同じ)	47.7	0.45	24	0.4	No	No
A9	(A1 と同じ)	57.1	0.21	0	0.9	No	No
A10	(A1 と同じ)	55.0	0.47	21	0.4	No	No
A11	(A1 と同じ)	53.0	0.27	86	0.8	No	No

**表 I.5—ALPHA 計画の試験条件及び結果の一覧表<sup>(2)</sup>**

試験ケース	溶融物組成	溶融物質量(kg)	圧力(MPa)	水温度(K)	水深(m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生
STX002	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	289	1.0	No	Yes
STX003	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	292	1.0	No	Yes
STX005	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	300	1.0	No	Yes
STX009	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	289	1.0	No	Yes
STX016	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	295	0.9	No	Yes
STX017	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	286	0.9	No	Yes
STX018	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	283	0.9	No	Yes
STX001	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	293	1.0	No	No
STX010	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	297	1.0	No	Yes
STX013	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	284	1.0	No	No
STX014	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	372	1.0	No	No
STX008	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.60	288	1.0	No	No
STX012	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.60	290	1.0	No	No
STX015	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.00	282	1.0	No	No
STX006	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	298	1.0	No	No
STX011	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	290	1.0	No	Yes
STX019	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	0.9	No	Yes
STX020	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	1.0	No	No
STX021	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	0.9	No	Yes
STX022	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	286	0.8	No	No
STX023	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	285	0.3	No	Yes
STX024	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	280	0.8	No	Yes
STX025	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.50	280	0.9	No	Yes
STX102	ステンレス鋼	20	0.10	282	0.8	No	No
STX103	ステンレス鋼	20	0.10	373	0.8	No	No
STX104	ステンレス鋼	20	0.10	333	0.8	No	No

表 I.6—KROTOS 試験の試験条件及び結果の一覧表<sup>(2)</sup>

試験 ケー ス	溶融物組成	溶融 物質 量 (kg)	溶融 物温 度 (K)	圧力 (MPa)	サブ クー ル度 (K)	水深 (m)	外部 トリ ガー	水蒸 気爆 発発 生
K38	Alumina	1.5	2665	0.1	79	1.11	No	Yes
K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes
K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No
K42	Alumina	1.5	2465	0.1	80	1.11	No	Yes
K43	Alumina	1.5	2625	0.21	100	1.11	No	Yes
K44	Alumina	1.5	2673	0.1	10	1.11	Yes	Yes
K49	Alumina	1.5	2688	0.37	120	1.11	No	Yes
K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No
K51	Alumina	1.7	2748	0.1	5	1.11	No	No
K32	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No
K33	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No
K35	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No
K36	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No
K37	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No
K45	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.1	3106	0.1	4	1.14	Yes	No
K46	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	5.4	3086	0.1	83	1.11	Yes	No
K47	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No
K52	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	2.6	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes
K53	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	3.6	3129	0.36	122	1.11	Yes	Yes

表 I.7—FARO 試験の試験条件及び結果の一覧表 <sup>(2)</sup>

試験 ケー ス	溶融物組成	溶融 物質 量 (kg)	溶融 物温 度 (K)	圧力 (MPa)	サブ クー ル度 (K)	水深 (m)	外部 トリ ガー	水蒸 気爆 発発 生
L-06	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	18	2923	5	0	0.87	No	No
L-08	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	44	3023	5.8	12	1.00	No	No
L-11	77wt.%UO <sub>2</sub> +19wt.% ZrO <sub>2</sub> +4wt.%Zr	151	2823	5	2	2.00	No	No
L-14	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	125	3123	5	0	2.05	No	No
L-19	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	157	3073	5	1	1.10	No	No
L-20	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	96	3173	2	0	1.97	No	No
L-24	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	177	3023	0.5	0	2.02	No	No
L-27	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	117	3023	0.5	1	1.47	No	No
L-28	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	175	3052	0.5	1	1.44	No	No
L-29	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	39	3070	0.2	97	1.48	No	No
L-31	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	92	2990	0.2	104	1.45	No	No
L-33	80wt.%UO <sub>2</sub> +20wt.%ZrO <sub>2</sub>	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No

表 I.8—TROI 試験の試験条件及び結果の一覧表<sup>(30)(31)</sup>

試験 ケース	溶融物組成 (%)	溶融 物質 量 (kg)	溶融物 温度 (K)	圧力 (MPa)	水 温 度 (K)	水深 (m)	外部 トリ ガー	水蒸 気爆 発発 生
1	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike
2	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No
3	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No
4	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes
5	ZrO <sub>2</sub> /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes
9	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No
10	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes
11	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No
12	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes
13	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	7.7	2600(*)	0.108	292	0.67	-	Yes
14	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	6.5	3000	0.105	285	0.67	-	Yes
17	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)						-	No
18	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	9.1					-	
23	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)						-	No
29	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (50/50)	11.5					-	No
32	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (87/13)						-	No
34	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes
35	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes
36	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes
37	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes
38	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No
39	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No
40	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No
49	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3 360)				-	-
50	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					-	-
51	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10. 7)	6.3 (14.2 load)	2695(3 420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes
52	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike

(\*) 温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。

表 I.9—PULiMS 試験及び SES 試験の試験条件及び試験結果<sup>(7)(32)</sup>

試験名	試験 ケー ス	溶融物組成 (%)	溶融物 質量 (kg)	溶融物 温度 (°C)	圧力 (MPa)	水温度 (°C)	水深 (m)	外部 トリ ガー	水蒸 気爆発 発生
PULiMS	E1	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub> (42.6-57.4)	23.4	1006	大気圧	79	0.2	No	No
	E2	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -CaO (30-70)	7.5	1350	大気圧	78	0.2	No	No
	E3	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub> (42.6-57.4)	78.1	1076	大気圧	75	0.2	No	Yes <sup>(*)</sup>
	E4	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub> (42.6-57.4)	46.9	940	大気圧	77	0.2	No	No
	E5	ZrO <sub>2</sub> -WO <sub>3</sub> (15.7-84.3)	41.2	1531	大気圧	72	0.2	No	Yes <sup>(*)</sup>
	E6	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub> (42.6-57.4)	78.1	1049	大気圧	75	0.2	No	Yes <sup>(*)</sup>
SES	E1	ZrO <sub>2</sub> -WO <sub>3</sub> (15.7-84.3)	6	1402	大気圧	70	0.2	No	Yes <sup>(*)</sup>
	E2	ZrO <sub>2</sub> -WO <sub>3</sub> (15.7-84.3)	5	1406	大気圧	86	0.2	No	Yes <sup>(*)</sup>
	E3	ZrO <sub>2</sub> -WO <sub>3</sub> (15.7-84.3)	6	1420	大気圧	95	0.22	No	No

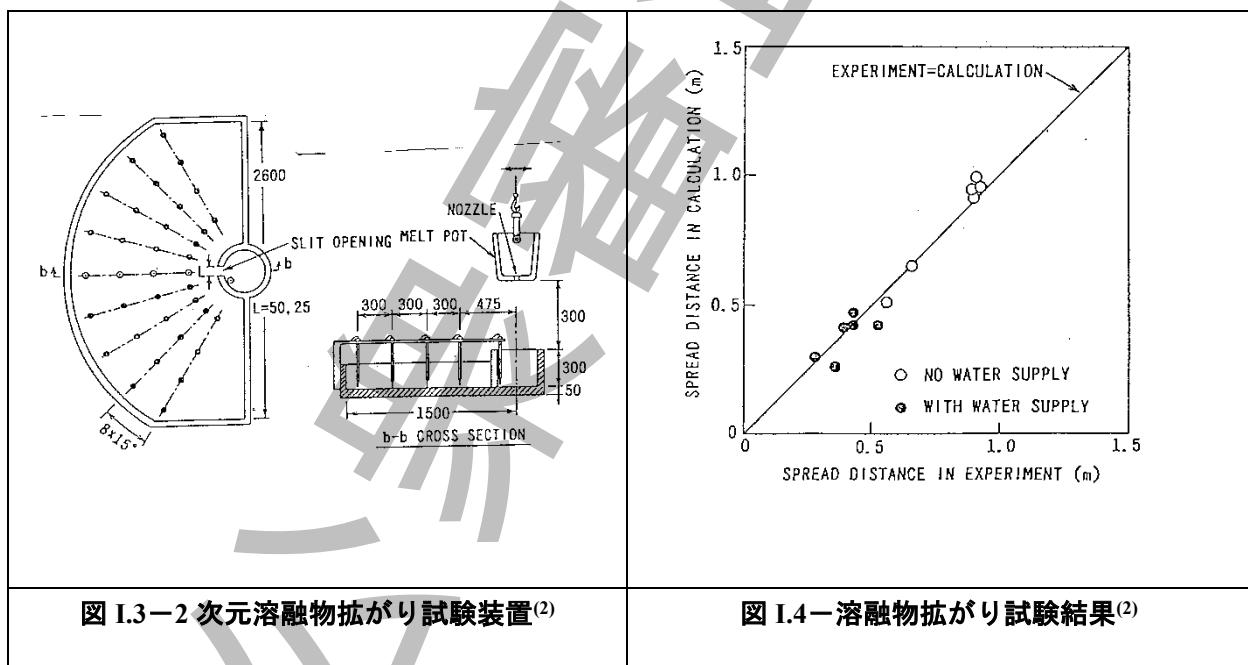
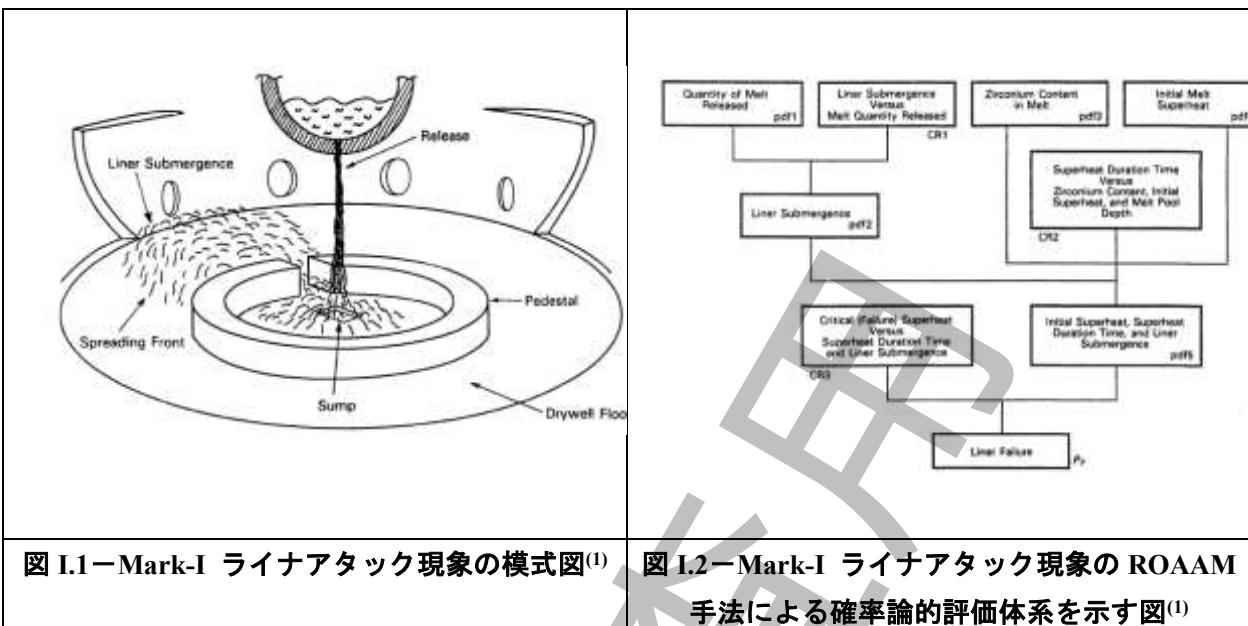
\* 層状水蒸気爆発

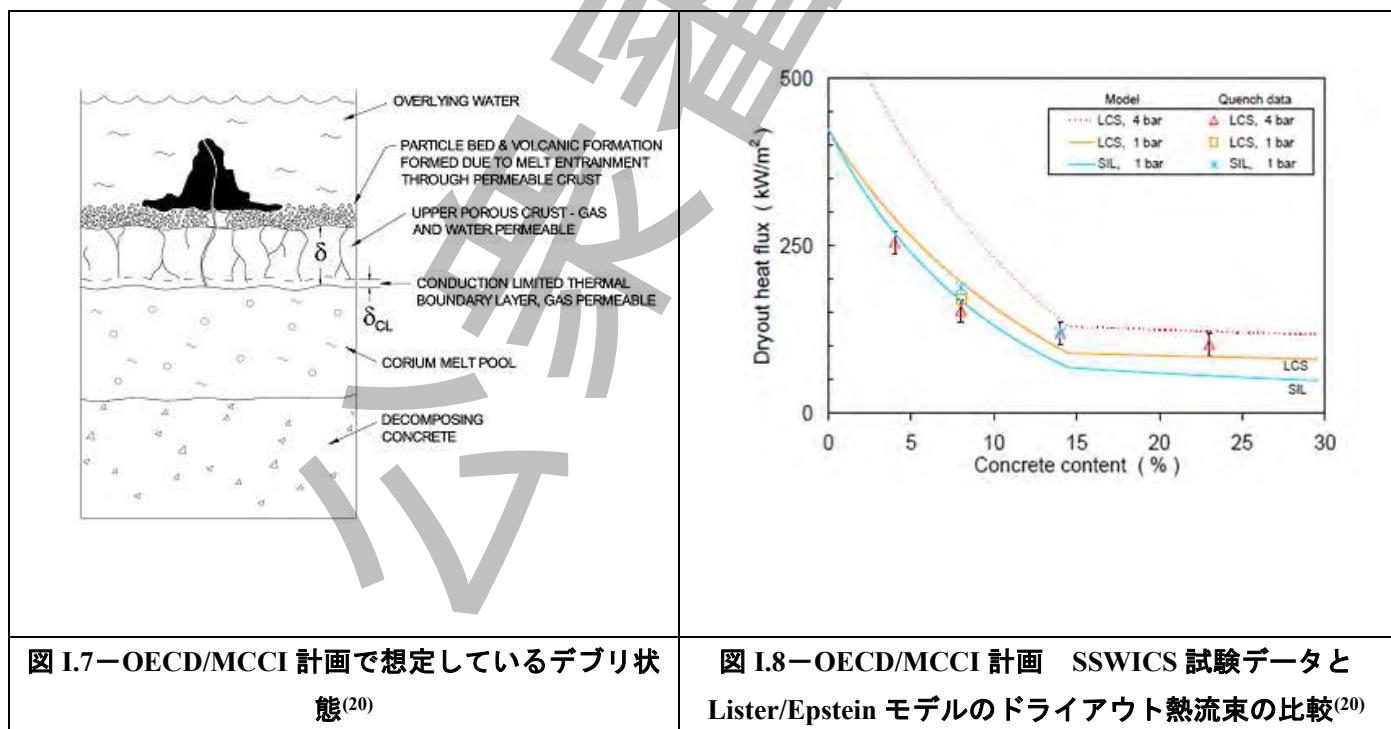
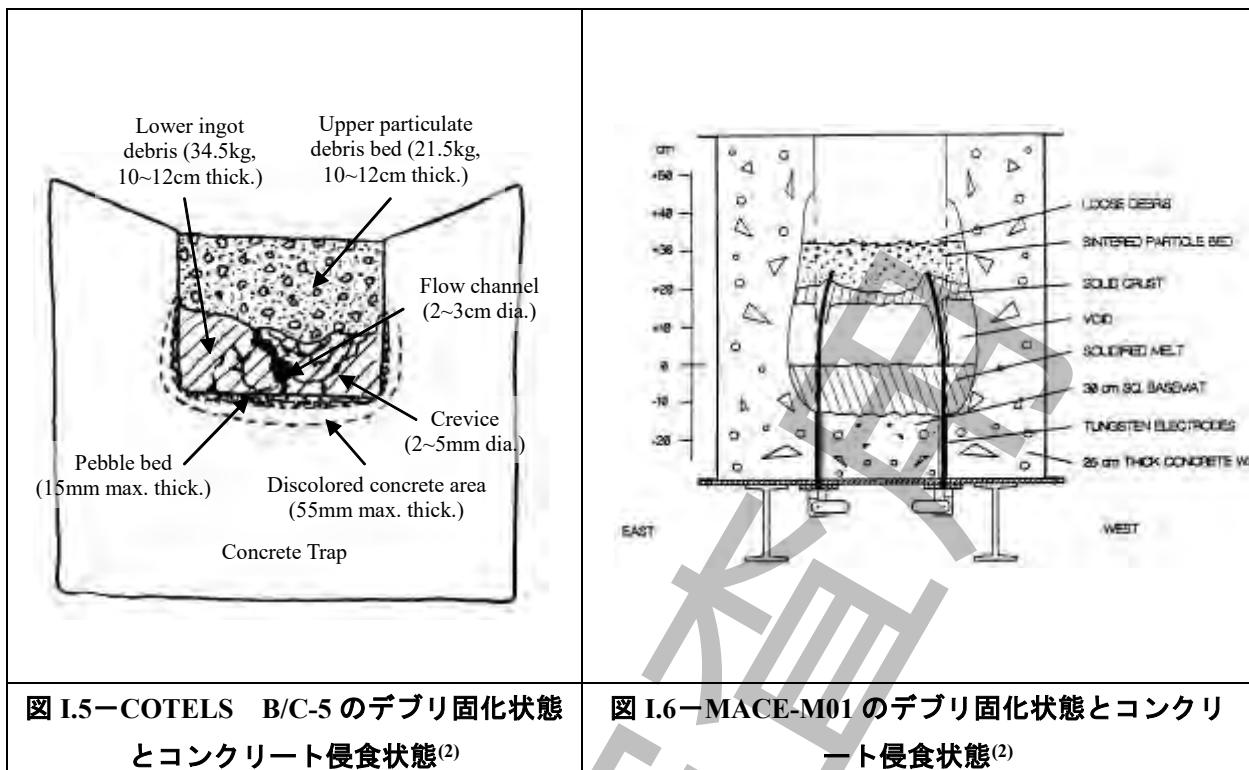
表 I.10—溶融物拡がり挙動の主な解析コード<sup>(8)</sup>

Code	Country	Model characteristics
CORFLOW *	Germany	2D - mechanistic
CROCO	France	Simplified (ISPNC)
LAVA *	Japan	2D - Bingham fluid
MELTSPREAD *	USA	1D - complex physics and chemistry
MECO	Germany	Mechanistic (Ruhr Univ.)
RASPLAV / SPREAD	Russia	2D - hydrodynamic
SPREAD	Japan	simplified
THEMA *	France	phenomenological (CEA/DRN)
Footnote	* Code receiving International recognition	

表 I.11—格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) 試験結果概要

プロジェクト名	試験内容	試験実施機関	主な成果
WC (終了)	Zion のキャビティを 1/10 で模擬し、溶融物として酸 化鉄/アルミナを用いて試 験	米国 SNL	格納容器圧力・温度は設計値以 内
COREXIT (終了)	Zion のキャビティを 1/40 スケールで模擬し、実炉溶 融物を用いて試験	米国 ANL	実炉溶融物の方が酸化鉄/アル ミ溶融物に比較して圧力上昇 は低い
SERTCY (終了)	Zion のキャビティを 1/20 スケールで模擬し、テルミ ット反応で溶融物生成	米国 FAI 社	SNL の結果よりも圧力上昇は 低い





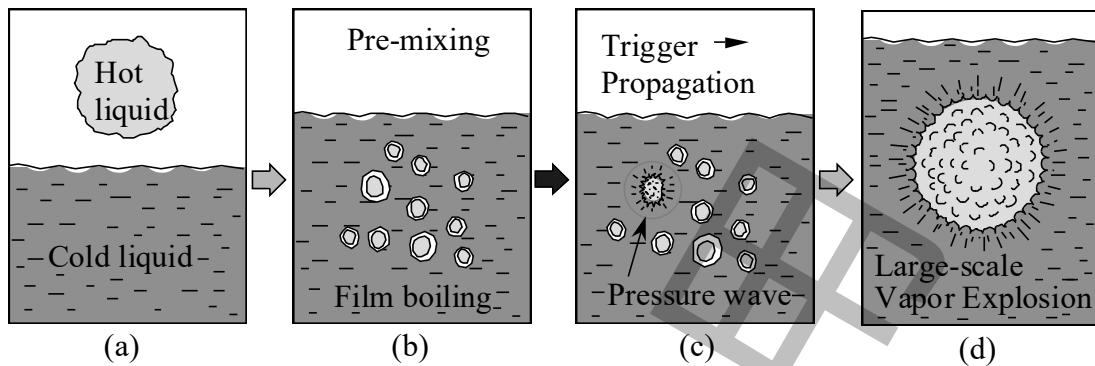
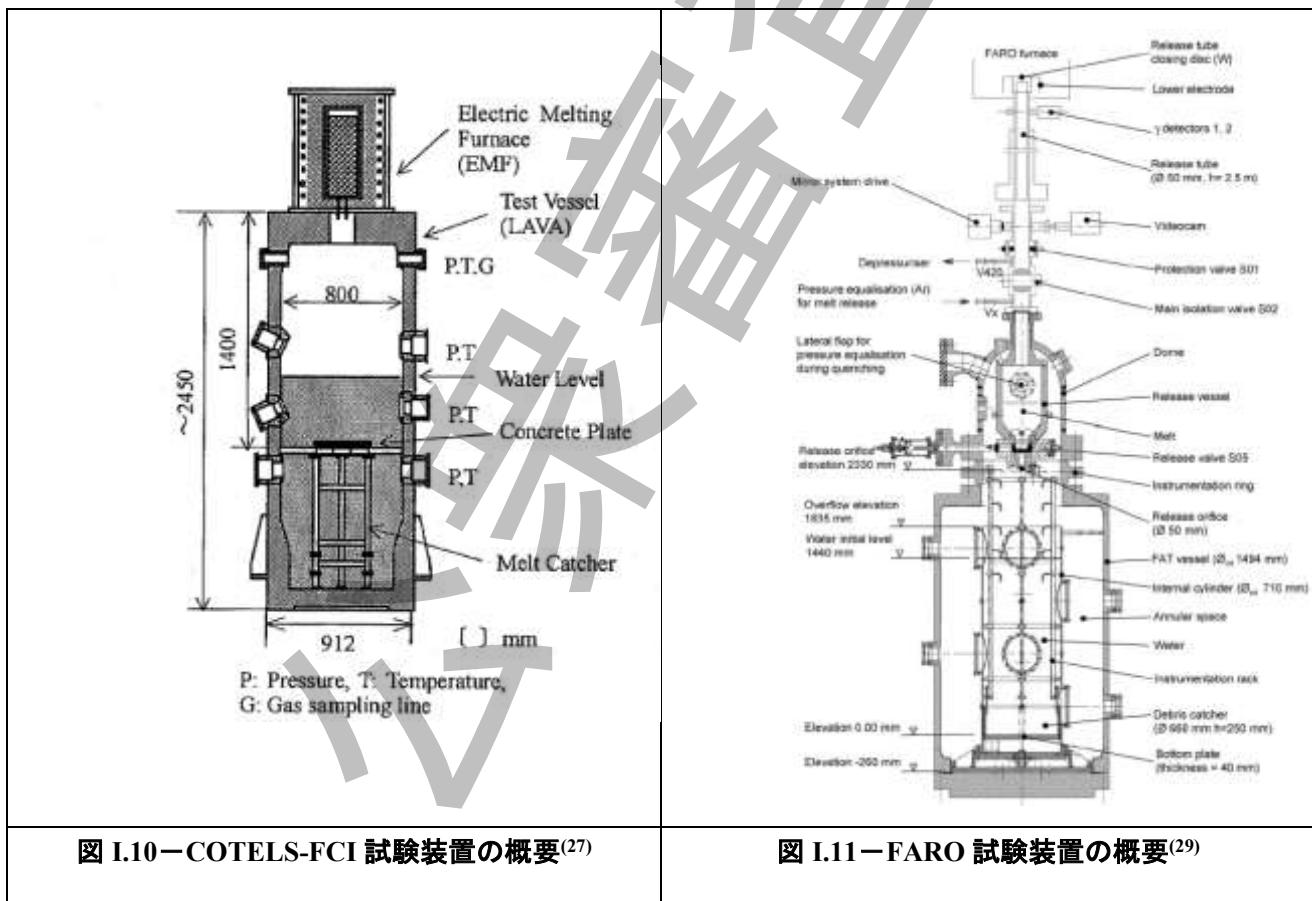


図 I.9—熱的デトネーションモデルに基づく水蒸気爆発の素過程<sup>(2)</sup>



## 附属書 J (参考) 格納容器構造物の耐性評価

### 序文

この附属書では、シビアアクシデント時の格納容器構造物の限界圧力及び限界温度に関する知見及び格納容器構造耐性の不確実さ評価に関する知見を示す。不確実さ評価には、経年変化による影響の評価例を含む。個別プラントの特徴を分析し、この附属書の例を参照するか、又は追加の解析によって、格納容器耐性を適切に評価できる。

**注記** この附属書に記載されている限界圧力及び限界温度は、「シビアアクシデント時、原子炉格納容器が構造的に許容できる圧力及び温度」の意味であり、日本機械学会が制定しているシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイド<sup>(8)(9)(10)</sup>で定義された意味と同じである。また、破損圧力は、「不確実さを有し確率密度関数で表される破損に至る圧力」の意味である。

### J.1 限界圧力及び限界温度に関する知見

格納容器の過圧・過温に対する耐性に関する実験的及び解析的研究がなされており、格納容器内の静的な圧力荷重に関しては、格納容器構造挙動試験による限界圧力及び漏えい量の試験が、また温度荷重に関しては、電気ケーブル貫通部及び機器ハッチなどの格納容器貫通部の漏えい試験が実施されている。格納容器は設計基準事象に対して保守的に設計されているため、格納容器内圧力・温度が最高使用圧力・最高使用温度を越えても直ちに格納容器閉じ込め機能が喪失することなく、顕著に機能劣化する圧力・温度（破損限界）に対して余裕を有していることが知られている。これまでの格納容器耐性に関する限界圧力及び限界温度の技術的知見を次に示す。

a) **限界圧力試験** (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) 及び米国原子力規制委員会 (NRC) /米国 SNL の日米共同事業 “格納容器信頼性実証試験構造挙動計画” によつて、日本の代表的な鋼製格納容器 (SCV) , プレストレストコンクリート製格納容器 (PCV) 及び鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) 構造を対象にしたシビアアクシデント時の格納容器の構造健全性確認のための実証試験が行われている<sup>(1)</sup>。

1) **鋼製格納容器試験** 実機の 1/10 縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験によつて、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約 6Pd (Pd : 最高使用圧力) であることが確認されている。この縮尺モデル試験の成果を踏まえ、日本機械学会発電用原子力設備規格 材料規格 Part3 第 1 章表 3 に基づく 200°C の値を適用して、有限要素法解析による実炉スケールの評価が実施されて

いる。

- 2) **プレストレストコンクリート製格納容器試験** 実機の1/4縮尺モデルの試験では、図J.1に示すように、内圧が2.5Pdを超えたあたりから漏えいが開始し、2.9Pd付近までは比較的緩やかに漏えい量が増加し、それ以降急増している。縮尺モデル試験結果に基づく実スケール解析評価によって、常温では3.0-3.1Pdの耐力であると評価され、200°Cでも、2.5Pd以上の漏えい耐力であると評価されている。
  - 3) **鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）構造挙動試験** RCCVの主要な開口部を対象とした基礎要素試験（二軸引張試験）が実施されている。試験結果に基づくライナ亀裂発生評価によって、200°C条件で約3.5Pdの漏えい耐力を有すると評価されている。
- c) **限界温度試験** シビアアクシデント時には、圧力容器やデブリからの放熱により、格納容器内が過温状態になる。これまでの知見より、格納容器内の過温により最も早く破損すると想定される部位は、格納容器貫通部で有機シール材が使用されている電気ケーブル貫通部やハッチフランジガスケット部と考えられ、格納容器本体（シェル）や金属シール部などよりも先にリークが生じる可能性があり、これらの格納容器貫通部の限界温度試験が行われている。また、格納容器貫通部が過温破損した場合の漏えい経路に対して、粒子状放射性物質（エアロゾル粒子）の捕集効果に関する試験研究がいくつかの研究機関で行われている<sup>(5)(6)</sup>。Morewitzらは、流路（直径が0.1mm～30cm）を通して漏えいするエアロゾル量の試験結果をレビューして経験則モデルを提案し、格納容器から漏えいするエアロゾル量が、従来の想定（格納容器の設計ガス漏えい率で漏えいする）よりも小さいことを示している<sup>(5)</sup>。また、J.F. van de Vateらは、コンクリート製格納容器に生じた亀裂を通過するエアロゾルの捕集効果を、分離効果実験によって分析し、解析モデルを提案している<sup>(6)</sup>。国内では、NUPECによって、国内のBWR及びPWRに使用されている電気ケーブル貫通部及び機器ハッチなどのフランジガスケット部を対象にして、限界温度試験及び漏えい挙動試験が実施され、次の1)から3)までの結果が得られている<sup>(1)</sup>。
- 1) **漏えい発生温度** 電気ケーブル貫通部（低電圧モジュールの場合）の場合は266～324°Cで微少漏えいが、フランジガスケットの場合には279～349°Cで微少漏えいが観測されている（図J.3及び図J.4参照）。一方、高電圧モジュールの場合には、400°Cまでに漏えいの発生は観測されていない。なお、NUPEC試験結果は保守的であり、米国SNLの試験<sup>(7)(8)</sup>では圧力0.92MPaで371°Cでも漏えいが生じていない。NUPEC試験では、試験体を直接マントルヒータで加熱しているのに対し、米国SNLでは実際の取り付け状況を模擬しており、試験方法の違いとされている。
  - 2) **漏えい等価面積** 漏えい等価面積に関しては、圧縮性流体の臨界流の式を用いて

評価され、低電圧モジュールで約  $6\text{mm}^2/1\text{ モジュール}$ 、フランジガスケットの場合  $13\text{mm}^2/1\text{m ガスケット長}$  であり、貫通部全体の漏えい面積は、実機の ABWR の事例では、 $2,500\text{ mm}^2$  と評価されている。

- 3) **エアロゾルの除染係数** 漏えい経路のエアロゾル捕集効果（除染係数（DF 値））は、低電圧モジュールの場合約 600、フランジガスケットの場合は 16 との結果であった。除染係数の平均値及び実機貫通部（電気ケーブル貫通部、フランジガスケット）の総数から、代表的な実機プラントの除染係数は、約 370 と評価されている。

- d) 限界温度の設定** 格納容器貫通部の過温に対する耐性については、米国 SNL において貫通部に用いられている各種弾力性シール材のリーク性能試験が行われ、リーク発生温度は概ね  $250^\circ\text{C} \sim 350^\circ\text{C}$  の範囲であった<sup>(8)</sup>。我が国では、産業界や NUPEC の放射性物質捕集特性試験<sup>(1)</sup>において、我が国で使用されている代表的な電気ケーブル貫通部や機器ハッチフランジガスケットを模擬した試験体を使用して、加温試験が行われ、 $250^\circ\text{C}$  程度までの耐性があることが確認されている。（図 J.5 及び図 J.6 参照）

- e) 限界圧力及び限界温度の評価** 日本機械学会にて格納容器型式毎にシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイド<sup>(8)(9)(10)</sup>が発行されており、限界圧力及び限界温度の評価方法が規定されている。この評価ガイドを参考に、限界圧力及び限界温度の評価を実施できる。

## J.2 格納容器構造耐性の不確実さ評価

### a) 格納容器フラジリティ

格納容器構造耐性評価では、全体構造や局所部位に対し非線形構造解析により、限界圧力が設定される。構造解析に用いる材料物性や解析モデルなどには不確実さがあるため、それらの不確実さを見込んで破損圧力を評価する必要がある。破損圧力の不確実さを示す方法として格納容器フラジリティが一般に用いられており、フラジリティの形としては、以下のような対数正規分布が使用されている<sup>(3)</sup>。

$$P_f(p) = P(P \leq p) = \int_0^p p_f(p) dp \quad (\text{J-1})$$

$$p_f(p) = \frac{1}{p\sqrt{2\pi\beta_c}} \exp\left[-\frac{1}{2}\left[\frac{1}{\beta_c} \ln\left(\frac{p}{p_{med}}\right)\right]^2\right] \quad (\text{J-2})$$

$$\beta_c = \sqrt{\beta_s^2 + \beta_m^2} \quad (\text{J-3})$$

ここで、

$P_f(p)$  破損圧力が  $p$  より小さい累積分布関数

$P$  破損圧力

$p$  圧力

$p_f(p)$  破損圧力の確率密度関数

$\beta_c$	対数標準偏差
$\beta_s$	対数標準偏差（材料物性の不確実さに起因するもの）
$\beta_m$	対数標準偏差（解析モデルの不確実さに起因するもの）
$p_{med}$	破損圧力の中央値

圧力荷重の格納容器フラジリティは、NUREG-1150<sup>(11)</sup>でも扱われており、概ね設計圧力の2倍程度から破損確率が有意に増加している。（図 J.5 参照）

格納容器フラジリティの評価は、以下の手順により評価が行われている<sup>(12)(13)</sup>。

- 構造解析の不確実さとして、偶然的不確実さと認識論的不確実さを想定し、不確実さのあるパラメータを選定して、確率分布を設定。
- 偶然的不確実さとして、主に材料物性の不確実さを想定し、圧縮強度、弾性率、引張強度、終局強度、降伏強度、単軸破損歪みなどを選定。
- 認識論的不確実さとして、実形状と解析モデルの差に起因するモデル化の不確実さを想定し、軸対称モデル、局所構造モデル、破損面積などを選定。
- 不確実さパラメータの各確率分布に従い、ラテン超方格サンプリング(LHS)などにより不確実さパラメータのセットを30セット程度作成。
- 不確実さパラメータのセットに対して圧力荷重に対する格納容器構造解析を実施。
- 構造解析結果を、格納容器構造の破損部位ごとに対数正規分布で近似し、部位毎のフラジリティを得る。

格納容器フラジリティの評価例を図 J.7 に示す。また、破損規模の不確実さについて、米国の研究では、リーク率により”Leak”, ”Rupture”, ”Catastrophic Rupture” の3区分に分けて、評価を行っている。リーク率による破損規模の区分例を図 J.8 に示し、破損規模の不確実さの評価例を図 J.9 に示す。

#### b) 経年変化の評価例

米国原子力発電所で経験された格納容器の鋼製シェル/ライナーの腐食、RC 鉄筋/PC 鋼棒の腐食、継手（ベローズ）の腐食などの格納容器の経年変化の影響を PRA に取り込むため、経年変化を考慮した格納容器フラジリティが評価されている<sup>(12)(13)</sup>。腐食の影響は、腐食深さとして不確実さパラメータに含められている。以下の4つの格納容器タイプについて、格納容器フラジリティ評価が行われ、NUREG-1150 の PRA モデルを用いて LERF への影響評価が行われている。

RCCV-PWR

PCCV-PWR

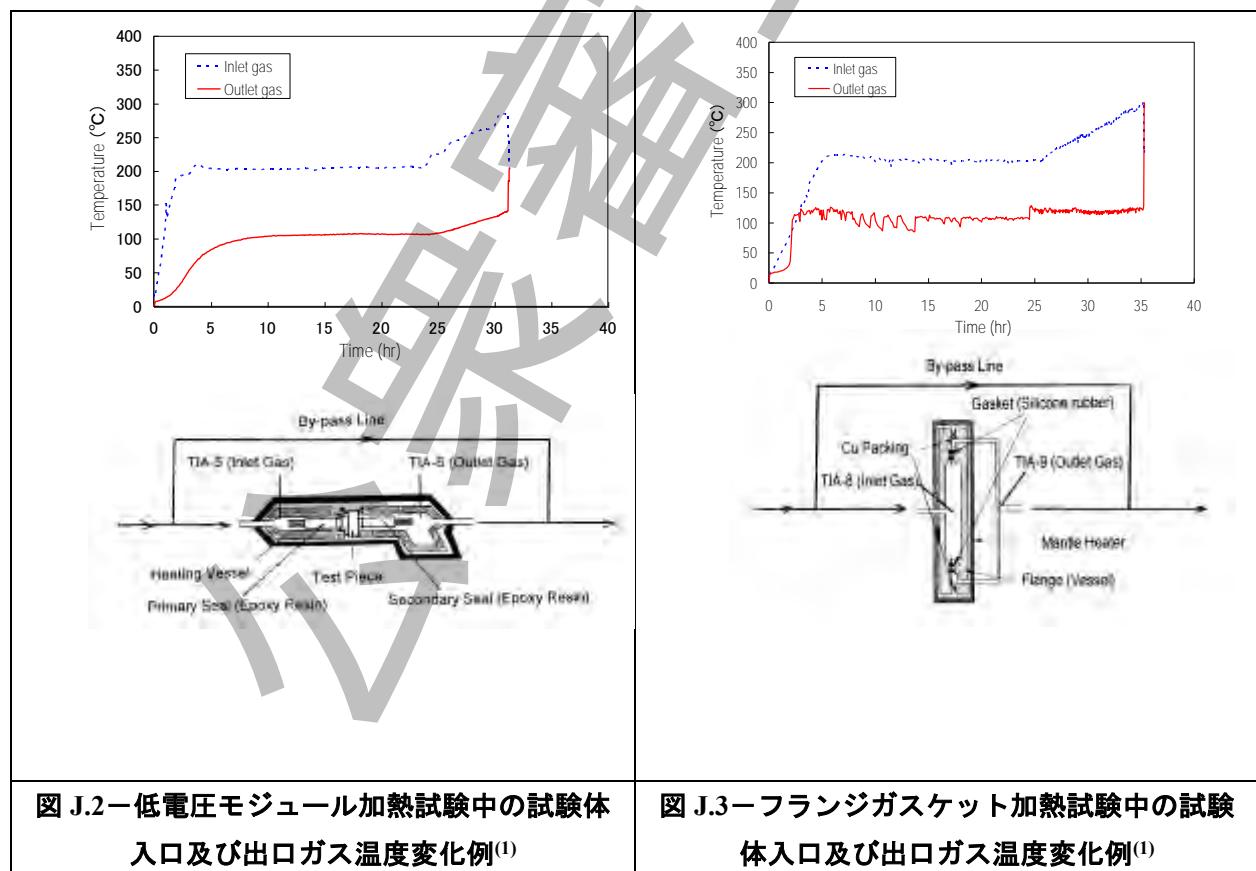
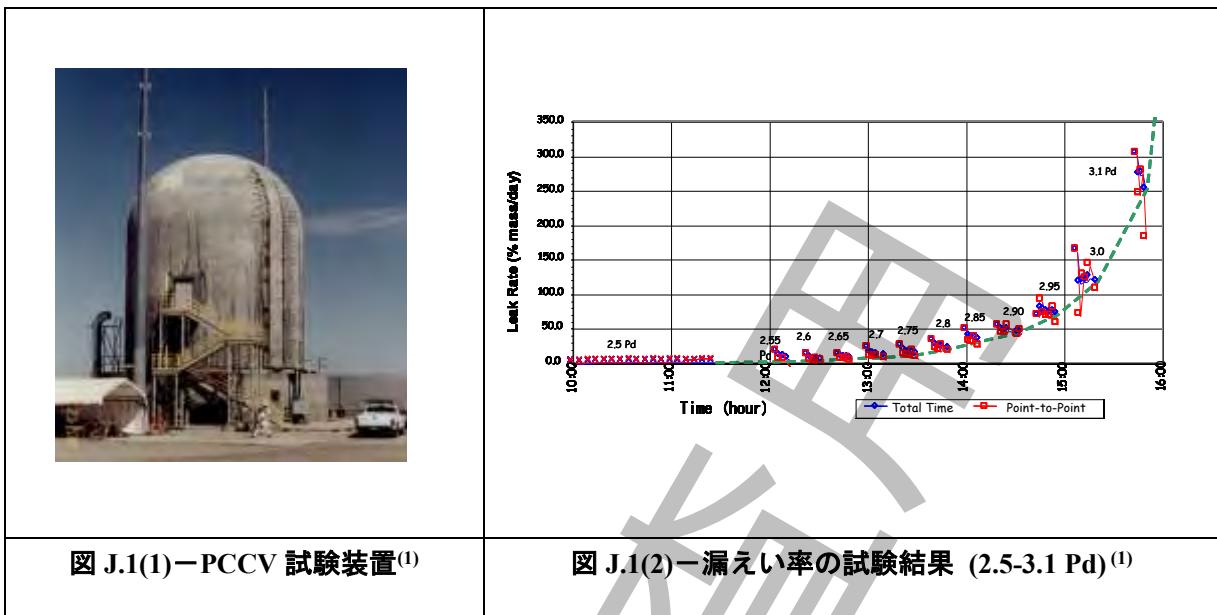
鋼製アイスコンデンサ型格納容器-PWR

### 鋼製 Mark I 型格納容器-BWR

腐食部位の想定例を図 J.10 に示し、経年変化（腐食）を考慮した格納容器フランジリティの評価例を図 J.11 に示す。劣化ケースでは、LERF のわずかな増加を引き起こすことが示された。また、リークが支配的になると、SERF(早期小規模放出頻度)は増加し、LERF は減少することが示され、この場合、リーク箇所は「格納容器ベント」として働き、壊滅的な破裂を防止するか、発生を遅らせることが示され、格納容器の劣化を考慮すると破損規模などの結果にも影響することが示された。

### 参考文献

- (1) (財)原子力発電技術機構, 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書, 平成 15 年 3 月
- (2) SNL, "Containment Performance of Prototypical Reactor Containments Subjected to Severe Accident Conditions," NUREG/CR-6433, 1996.
- (3) SNL, "Containment Integrity Research at Sandia National Laboratories - An Overview", NUREG/CR-6906, 2006.
- (4) Morewitz, H.A., et. al., "Leakage of Aerosols from Containment Buildings," Health Physics, Vol.42, No.2, p195 ,1982.
- (5) van de Vate, J.F., "Safety Containment Building as Barriers against Particulate Radioactivity Release under Accident Conditions," Nuclear Technology, Vol.81, p246 ,1988.
- (6) Keck, J.D., et al., "Leakage Behavior Through EPAs under Severe Accident Condition," NUREG/CP-0076, 1986.
- (7) Briason, D.A., et al., "Evaluation of Seals for Mechanical Penetrations of Containment Buildings," NUREG/CR-5096, 1988.
- (8) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWR 鋼製格納容器編), JSME S NX4-2015, 2015 年
- (9) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWR プレストレストコンクリート製格納容器編), JSME S NX3-2015, 2015 年
- (10) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編), JSME S NX2-2014 , 2014 年
- (11) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants", Final Report, NUREG-1150, (1990)
- (12) B.W.Spencer, et al., Risk-Informed Assessment of Degraded Containment Vessels, NUREG/CR-6920, Sandia National Laboratories, 2006.
- (13) J.P.Petti, et al., Effects of Degradation on the Severe Accident Consequences for a PWR Plant with a Reinforced Concrete Containment Vessel, NUREG/CR-7149, Sandia National Laboratories, 2013.



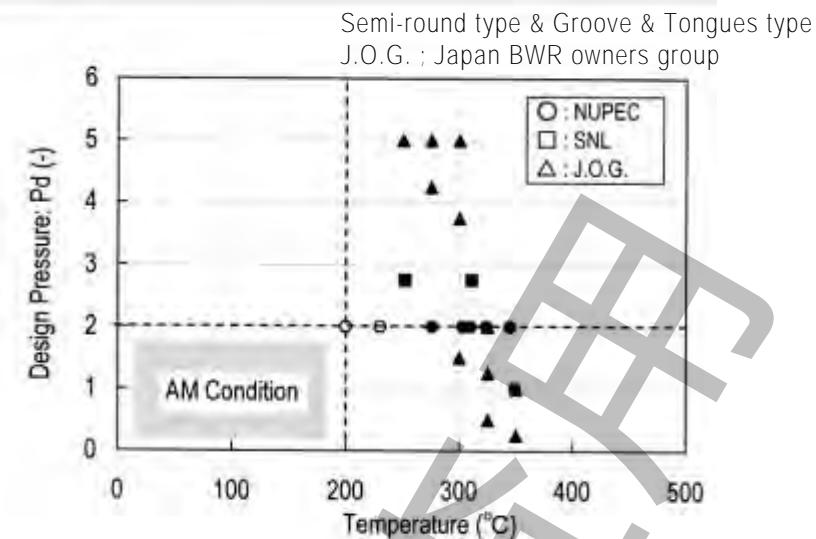


図 J.4—フランジガスケットのリーク発生試験結果例  
(白抜き : リーク無し, 黒抜きリーク発生)<sup>(1)</sup>

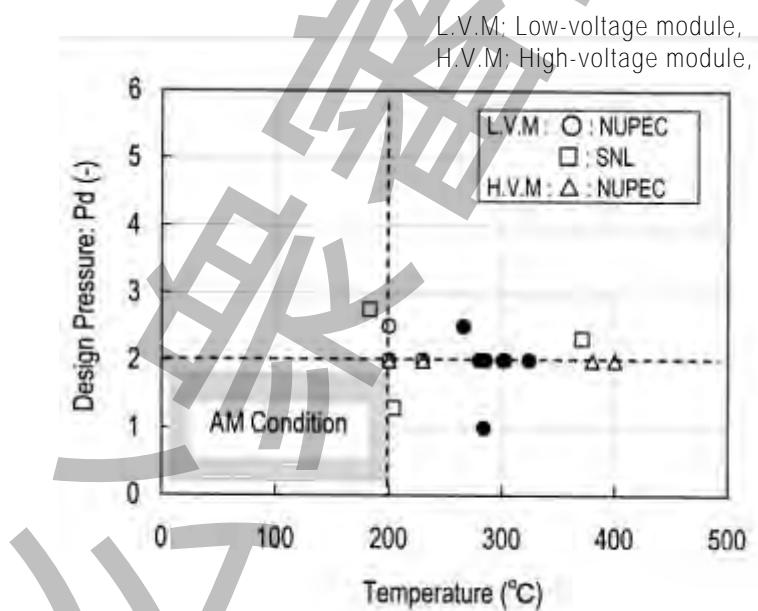


図 J.5—電気ケーブル貫通部のリーク発生クライテリア例  
(白抜き : リーク無し, 黒抜きリーク発生)<sup>(1)</sup>

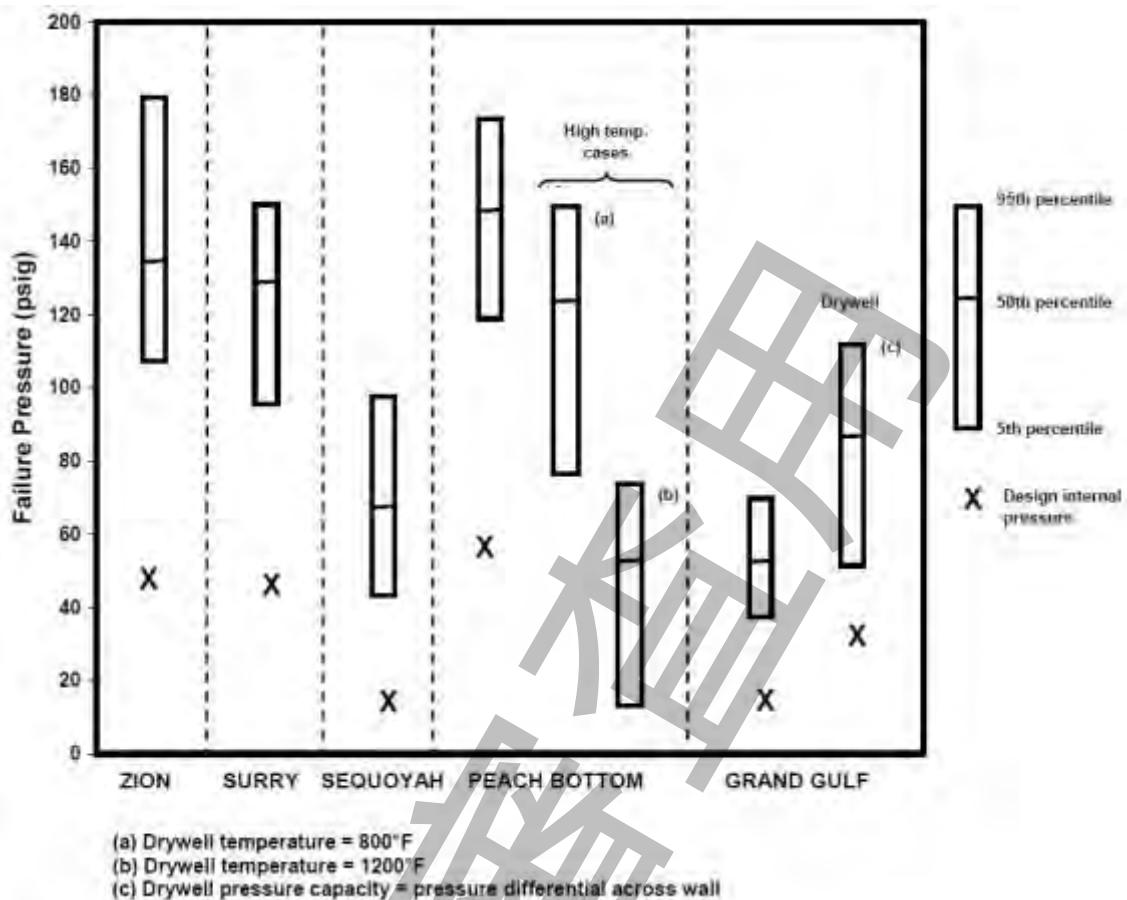


図 J.6—NUREG-1150 における代表プラントの格納容器フラジリティと設計圧力の例<sup>(3)</sup>

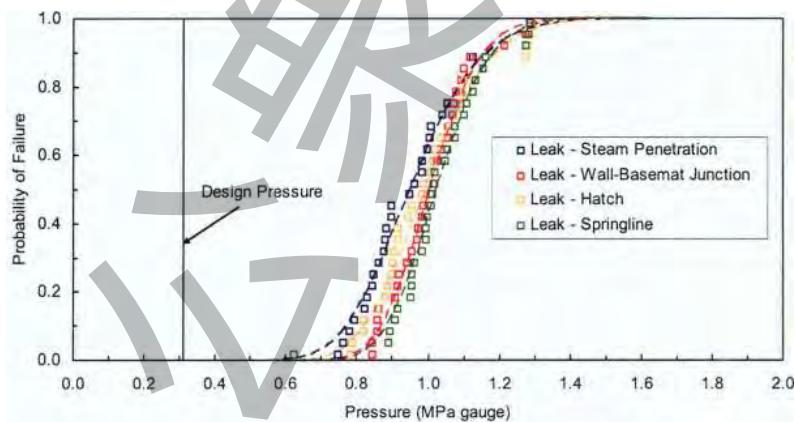


Figure 3.6: Fragility Curves for Leak at Discontinuity Locations

図 J.7—格納容器フラジリティの評価例(RCCV-PWR)<sup>(12)</sup>

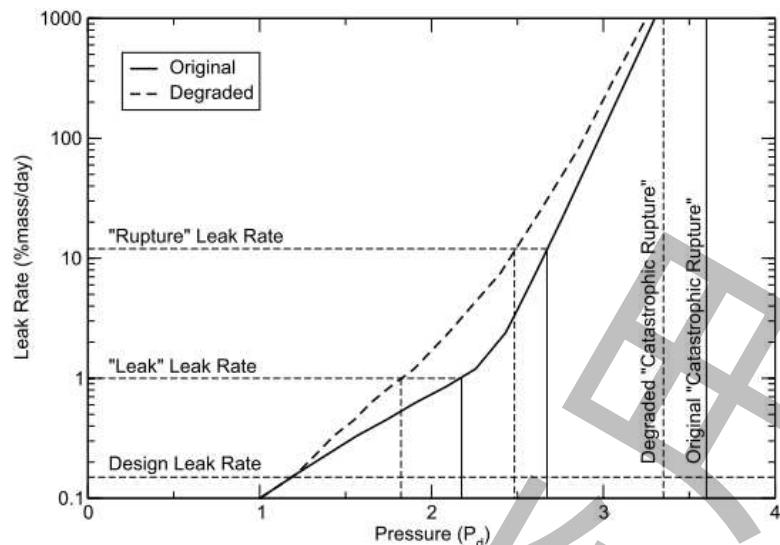


図 J.8—リーク率による格納容器破損規模の区分例<sup>(12)</sup>

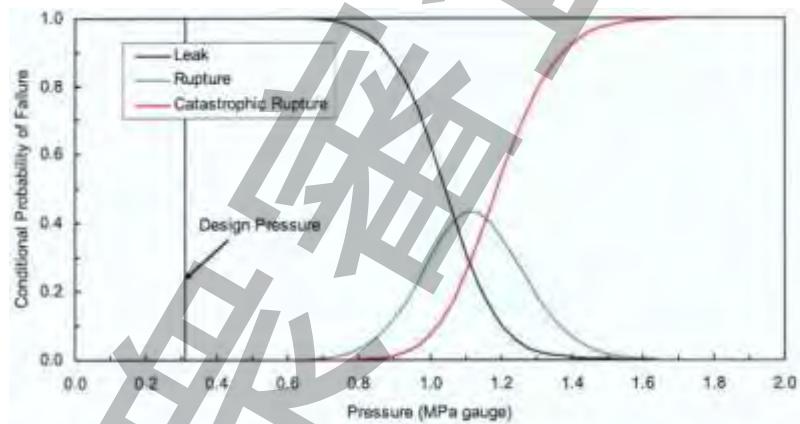


Figure 3.11: Conditional Probability of Failure for Original Containment (No Corrosion)

図 J.9—格納容器破損規模のフラジリティ評価例 (RCCV-PWR)<sup>(12)</sup>

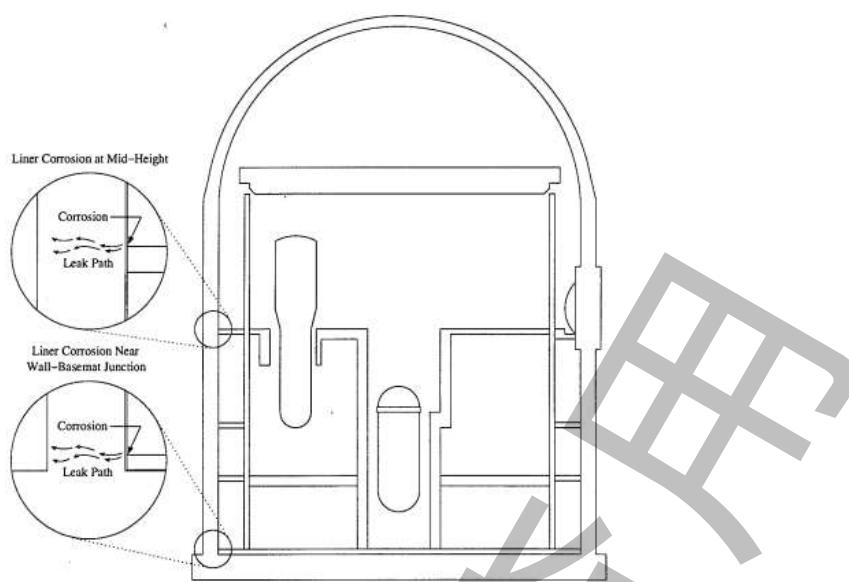


Figure 3.1: Postulated Corrosion in Liner of RC Containment

図 J.10—経年変化（腐食）を考慮する格納容器部位の例（RCCV-PWR）<sup>(12)</sup>

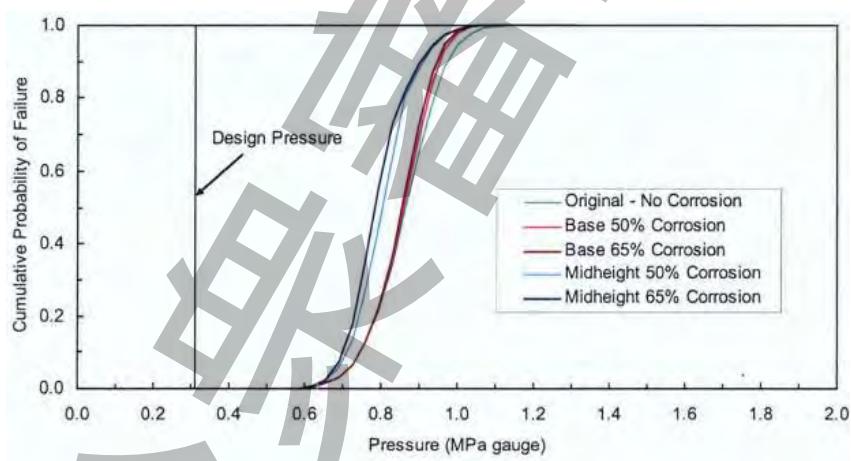


Figure 3.10: Cumulative Probability of Failure Curves for Original and Degraded RC Containment

図 J.11—経年変化（腐食）を考慮した格納容器フラジリティの評価例（RCCV-PWR）<sup>(12)</sup>

## 附属書 K (参考)

### 格納容器イベントツリーの分岐項目の選定手順の例

#### 序文

この附属書は、格納容器イベントツリーの分岐項目の選定手順を例示したものである。格納容器イベントツリーの分岐項目（ヘディング）を選定する際には、まずシビアアクシデント事象の進展を把握し、それらが格納容器の構造健全性に及ぼす影響を分析する。そして、分析結果に基づき事故の進展をフェーズに区分（事故進展フェーズ）して整理することによって、事故進展フェーズごとに格納容器の構造健全性に関連する物理化学現象、機器・設備の作動状況を検討する。さらに、その結果に基づいて格納容器イベントツリーのヘディングを選定する。

#### K.1 格納容器の構造健全性を脅かす事象の分析

PWR プラントのシビアアクシデント時の事故進展<sup>(1)</sup>を図 K.1 に示す。また、BWR プラントのシビアアクシデント時の事故進展<sup>(1)</sup>を図 K.2 に示す。PWR 及び BWR の設備及び系統構成の違いから事故進展の詳細は異なるものの、いずれのプラントでもシビアアクシデントの進展は、原子炉（圧力）容器内の事象から原子炉（圧力）容器破損を経て格納容器内の事象へと拡大する。

- a) **原子炉（圧力）容器内の事故進展** 原子炉（圧力）容器内で炉心損傷が生じ、溶融物が原子炉（圧力）容器下部へ移動していく過程で、金属一水反応による多量の水素が発生する。また、原子炉（圧力）容器下部の残留水へ溶融物が落下すると、水蒸気爆発が発生する場合がある。その後、原子炉（圧力）容器下部に堆積した溶融物の熱荷重及び系内の圧力荷重によって、原子炉（圧力）容器が破損する。
- b) **格納容器内事故進展** 原子炉（圧力）容器が破損すると、溶融物は、格納容器内に移動する。原子炉（圧力）容器雰囲気の圧力が高く、溶融物が激しく放出される場合には、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）のように格納容器に動的な荷重を与える場合がある。また、格納容器へ流出した溶融物と原子炉（圧力）容器下部（PWR：原子炉キャビティ、BWR：ペデスタル）にある残留水とが接触すると、水蒸気爆発が生じて、格納容器の構造健全性を脅かす場合もある。溶融物が格納容器に移動した後は、崩壊熱による水蒸気発生及びデブリ・コンクリート相互作用（MCCI）に伴う非凝縮性ガスの発生によって格納容器雰囲気の圧力が上昇して、格納容器の構造健全性が脅かされる場合がある。また、格納容器雰囲気の温度が著しく上昇すると、格納容器の貫通部のシール材が損傷する場合もある。
- c) **事故進展の分析** 格納容器イベントツリーのヘディングの選定に当たっては、上述の a)及び b)の事故進展を分析することが重要である。解析の対象とするプラントの事故

進展の分析は、図 K.1 (PWR) 及び図 K.2 (BWR) の例から、プラントの特徴に応じて項目を追加、修正及び削除することによって適切に実施できる。

## K.2 事故進展フェーズの設定

事故進展に応じて分析する事象が異なるので、事故進展を、事故進展フェーズごとに区切って検討することが有効である。例えば、原子炉（圧力）容器破損時点には高圧溶融物噴出による事象が起きる可能性があり、また、原子炉（圧力）容器破損後はデブリが格納容器床上に放出されてデブリ・コンクリート相互作用が起きる可能性が生じる。このため、次のように原子炉（圧力）容器破損を境に事故進展フェーズを設定することが効果的である。

- T<sub>1</sub> 事故早期
- T<sub>2</sub> 原子炉（圧力）容器破損直後
- T<sub>3</sub> 事故後期

事故進展フェーズごとに格納容器イベントツリーを構築することもできる。その場合、事故進展フェーズごとの格納容器イベントツリーは、互いに因果関係があるので、従属性を十分に検討する。

## K.3 格納容器イベントツリーのヘディングの抽出

- a) **ヘディングの候補の抽出** まず、格納容器の構造健全性を脅かす事象に対して関連する物理化学現象と機器・設備の作動状況を整理して、ヘディングの候補を抽出する。なお、ここには格納容器機能喪失頻度評価の関連からヘディングを抽出しているが、ソースターム解析を目的とする場合には、更にヘディングを抽出することが効果的になる場合がある。例えば、格納容器機能喪失モードに対する放射性物質放出経路及び漏えい面積を整理しておくことはソースターム解析のために有効である。格納容器機能喪失モードと関連する物理化学現象及び機器・設備の作動状況の対応をまとめて、PWR プラントの例<sup>(1)</sup>を表 K.1 に、BWR プラントの例<sup>(1)</sup>を表 K.2 示す。
- b) **ヘディングの決定** 次に、抽出した候補を整理してヘディングを決定する。まず、プラント損傷状態から決まるものは格納容器イベントツリーから除外する。そして、基本的に他の事象と従属性がある事象及び格納容器機能喪失モードに関連している候補は独立したヘディングとする。候補を抽出する時に物理化学現象及び機器・設備の作動状況を細かく分類すると多数のヘディングが必要となり、格納容器イベントツリーが巨大になってしまう可能性がある。こうした場合には、格納容器イベントツリーが巨大にならないように、いくつかのヘディングを統合することもできる。

## K.4 格納容器イベントツリーのヘディングの事故進展フェーズへの割振り

選定したヘディングを事故進展フェーズに振分けて整理した PWR プラントの例<sup>(1)</sup>を表 K.3 に、BWR プラントの例<sup>(1)</sup>を表 K.4 に示す。解析の対象とするプラントの格納容器イベントツリーのヘディングは、プラントの系統構成及び事故進展を分析し、表 K.3 (PWR) 及

び表 K.4 (BWR) の例からヘディングを追加・削除及び修正することで決定できる。

### 参考文献

- (1) 財団法人 原子力安全研究協会，“シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討”，平成 13 年 7 月

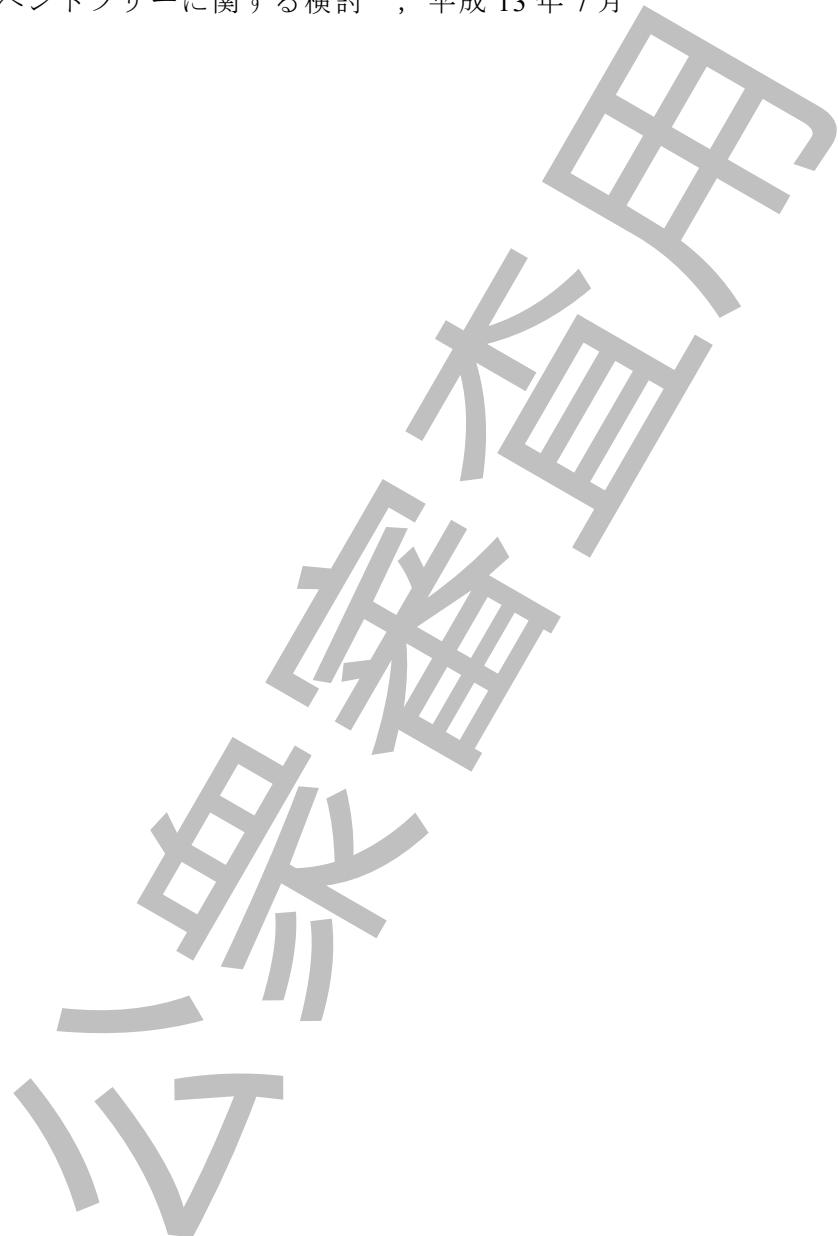


表 K.1—格納容器機能喪失モードと物理化学現象、機器・設備、運転操作の対応表（PWR プラント）<sup>(1)</sup> (1/2)

機能喪失モード	物理化学現象	関連設備	関連操作	備考
原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発	炉内水蒸気爆発	加圧器逃がし弁 主蒸気逃がし弁	1次系強制減圧	1次系減圧によって発生可能性増大
水素燃焼	水素燃焼	水素制御設備	格納容器内注水	水素濃度制御又はデブリ・コンクリート相互作用の緩和による抑制
	水素爆轟	格納容器スプレイ	原子炉（圧力）容器内への注入回復 長期的な安全系の復旧操作	過熱炉心への注入による水素追加発生、水蒸気凝縮による水素濃度上昇
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	非常用炉心冷却系 準静的加圧	原子炉（圧力）容器内への注入回復 格納容器スプレイ 消火水スプレイ	長期的な安全系の復旧操作 格納容器内気相部冷却 格納容器内液相部への蓄熱	格納容器内液相部除熱
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	準静的加圧	格納容器スプレイ	長期的な安全系の復旧操作 格納容器内気相部冷却	格納容器気相部除熱
コンクリート侵食	原子炉（圧力）容器破損 高圧融体噴出 デブリ・コンクリート相互作用 キャビティ内水量	非常用炉心冷却系 格納容器スプレイ 消火水スプレイ	原子炉（圧力）容器内への注入回復 (原子炉（圧力）容器破損防止) 格納容器内注水	キャビティ水張りによるデブリ冷却
原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発	原子炉（圧力）容器破損 キャビティ内水量 炉外水蒸気爆発	非常用炉心冷却系 格納容器スプレイ 消火水スプレイ	原子炉（圧力）容器内への注入回復 (原子炉（圧力）容器破損防止) 格納容器内注水	キャビティ水張りによる発生可能性増大
溶融物直接接触	原子炉（圧力）容器破損 高圧融体噴出 格納容器内の水による冷却	非常用炉心冷却系 格納容器スプレイ 消火水スプレイ	1次系強制減圧 原子炉（圧力）容器内への注入回復 (原子炉（圧力）容器破損防止) 格納容器内注水	分散抑制とキャビティ水張りによるデブリ冷却

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.7)を参考に作成

表 K.1—格納容器機能喪失モードと物理化学現象、機器・設備、運転操作の対応表（PWR プラント）<sup>(1)</sup>(2/2)

機能喪失モード	物理化学現象	関連設備	関連操作	備考
格納容器雰囲気直接加熱	原子炉（圧力）容器破損 高圧融体噴出 キャビティ内水量	非常用炉心冷却系 格納容器スプレイ 消火水スプレイ	原子炉（圧力）容器内への注入回復（原子炉（圧力）容器破損防止） 1次系強制減圧 格納容器内注水	分散抑制とキャビティ水張りによるデブリ冷却
過温破損	原子炉（圧力）容器破損 準静的加温 格納容器内の水による冷却	非常用炉心冷却系 格納容器スプレイ 消火水スプレイ	原子炉（圧力）容器内への注入回復 格納容器内注水	キャビティ水張りによるデブリ冷却
格納容器隔離失敗	漏えい継続	隔離弁	手動隔離	
インターフェイスシステムLOCA	漏えい継続	隔離弁	隔離弁閉止	
蒸気発生器伝熱管破損	漏えい継続	加圧器逃がし弁 給水系	1次系強制減圧 蒸気発生器への給水回復	蒸気発生器伝熱管のクリープ破損防止

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.7)を参考に作成

表 K.2—格納容器機能喪失モードと物理化学現象、機器・設備、運転操作の対応表<sup>(1)</sup> (BWR プラント)

機能喪失モード	物理化学現象	関連設備	関連操作	備 考
原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発	炉内水蒸気爆発	非常用炉心冷却系 代替注水設備	原子炉への注水（炉心損傷進展防止）	
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	準静的加圧	格納容器スプレイ 格納容器圧力逃がし装置 非常用炉心冷却系 代替注水設備	崩壊熱除去系復旧操作 原子炉への注水（炉心損傷進展防止） 代替格納容器スプレイ 代替除熱操作	
格納容器雰囲気直接加熱	高压融体噴出 原子炉（圧力）容器破損	逃がし安全弁 非常用炉心冷却系 代替注水設備	原子炉減圧（原子炉（圧力）容器高圧破損防止） 原子炉への注水（原子炉（圧力）容器破損防止）	
原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発	原子炉（圧力）容器破損 炉外水蒸気爆発	非常用炉心冷却系 代替注水設備 格納容器下部注水設備	原子炉への注水（原子炉（圧力）容器破損防止） 格納容器への注水	ペデスタル注水により発生可能性増大
溶融物直接接触	高压融体噴出 原子炉（圧力）容器破損	逃がし安全弁 非常用炉心冷却系 代替注水設備	原子炉減圧（原子炉（圧力）容器高圧破損防止） 原子炉への注水（原子炉（圧力）容器破損防止）	
過圧破損・過温破損	原子炉（圧力）容器破損 デブリ・コンクリート相互作用	非常用炉心冷却系 代替注水設備 格納容器下部注水設備 格納容器スプレイ 原子炉ウェル注水設備 格納容器圧力逃がし装置	原子炉への注水（原子炉（圧力）容器破損防止） 格納容器への注水 代替格納容器スプレイ 代替除熱操作	
コンクリート侵食	原子炉（圧力）容器破損 デブリ・コンクリート相互作用	非常用炉心冷却系 代替注水設備 格納容器下部注水設備 格納容器スプレイ	原子炉への注水（原子炉（圧力）容器破損防止） 格納容器への注水 代替格納容器スプレイ	

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.6)を参考に作成

表 K.3—格納容器イベントツリーのヘディング（PWR プラントの例）<sup>(1)</sup>

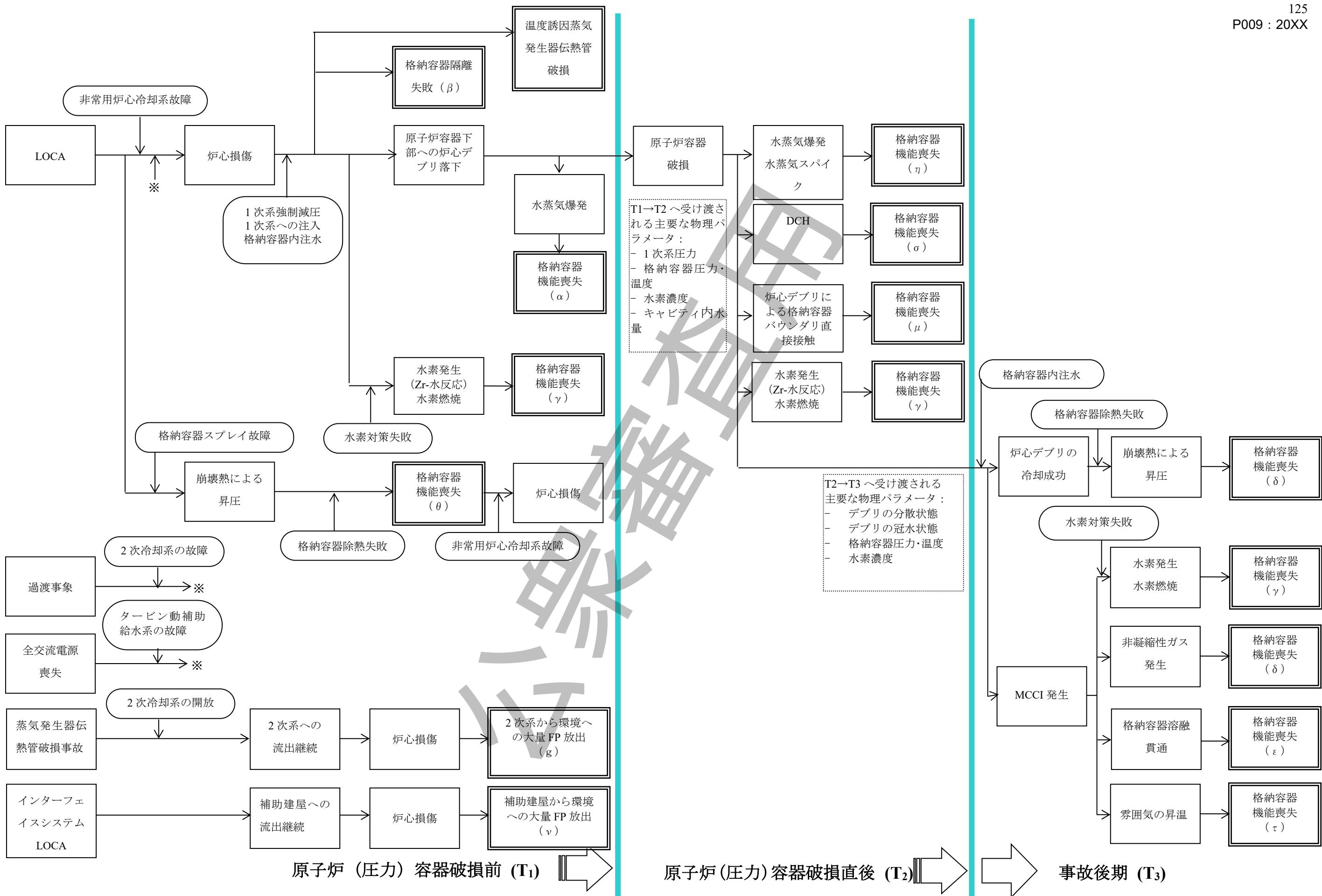
事故進展フェーズ	物理化学現象、設備・機器作動状況、運転操作
T <sub>1</sub> ：事故早期	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心冷却</li> <li>・格納容器隔離失敗（手動隔離を含む）</li> <li>・1次系強制減圧（クリープ破損、蒸気発生器への給水回復を含む）</li> <li>・格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA）</li> <li>・炉心水位の回復</li> <li>・炉内水蒸気爆発による破損</li> <li>・エアリタンファン（アイスコンデンサ型プラントのみ）</li> <li>・水素制御装置（アイスコンデンサ型プラントのみ）</li> <li>・水素燃焼</li> <li>・格納容器機能喪失（水素燃焼）</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損</li> </ul>
T <sub>2</sub> :原子炉(圧力)容器破損直後	<ul style="list-style-type: none"> <li>・デブリの分散</li> <li>・キャビティ内水量（格納容器内注水を含む）</li> <li>・格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・水素燃焼</li> <li>・格納容器機能喪失（水素燃焼、直接接触、直接加熱、炉外水蒸気爆発）</li> </ul>
T <sub>3</sub> ：事故後期	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内気相部冷却（デブリの冠水状態、デブリ・コンクリート相互作用を含む）</li> <li>・安全設備の復旧（デブリの冠水状態、デブリ・コンクリート相互作用を含む）</li> <li>・格納容器内液相部への蓄熱（デブリの冠水状態、デブリ・コンクリート相互作用を含む）</li> <li>・水素燃焼</li> <li>・格納容器機能喪失（水素燃焼、過圧破損）</li> <li>・コンクリート侵食</li> <li>・格納容器機能喪失（過温破損）</li> </ul>

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.9)を参考に作成

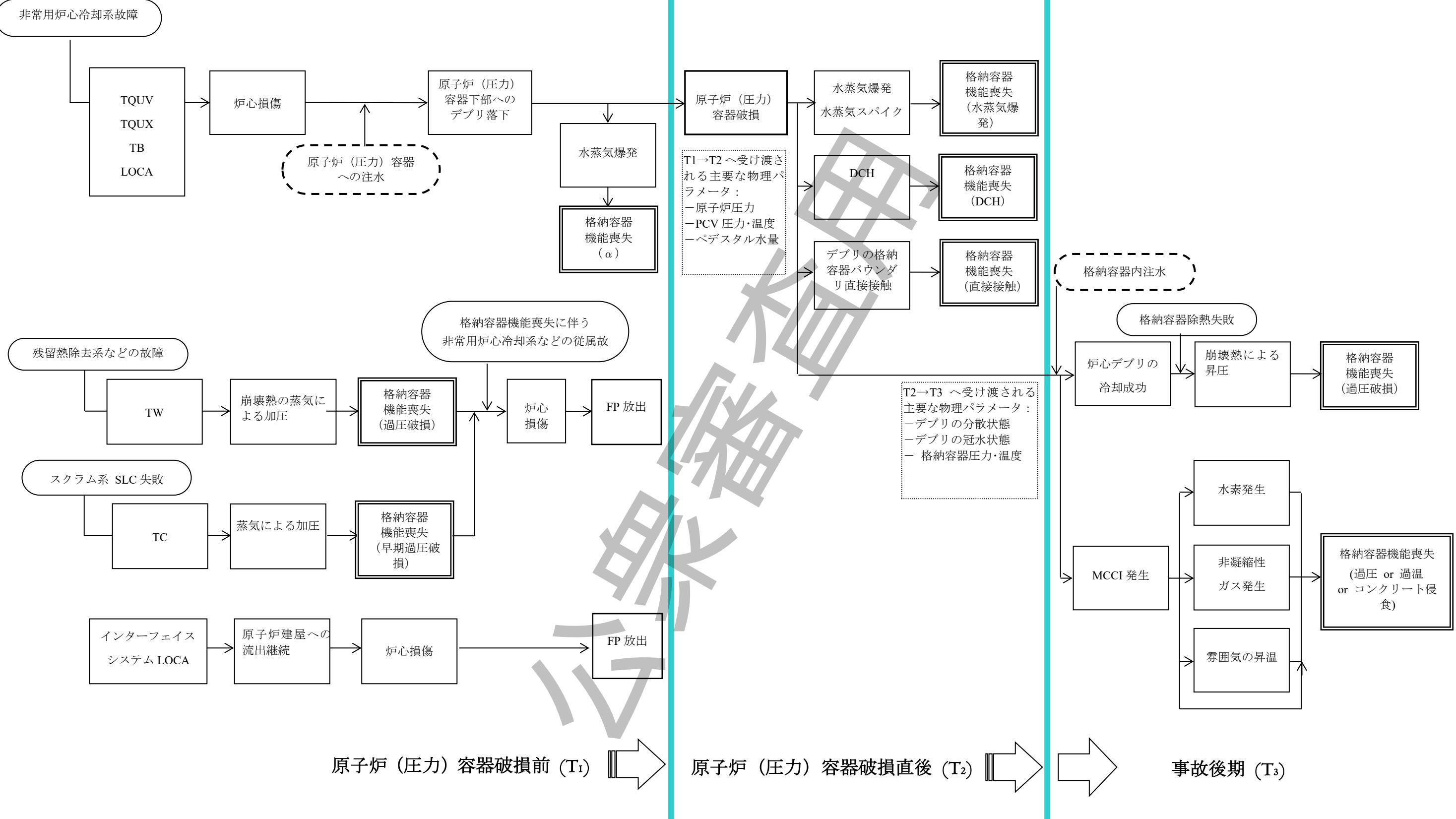
表 K.4—格納容器イベントツリーのヘディング（BWR プラントの例）<sup>(1)</sup>

分類	物理化学現象、設備・機器作動状況、運転操作
格納容器イベントツリーへ ディングに選定したもの	<p>T<sub>1</sub>：事故早期（炉心損傷～原子炉（圧力）容器破損直前）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・交流／直流電源の状態（電源喪失のプラント損傷状態のみ）</li> <li>・原子炉減圧操作（原子炉が高圧のプラント損傷状態のみ）</li> <li>・減圧後の原子炉（圧力）容器注水（非常用炉心冷却系又は代替注水系）</li> <li>・炉内水蒸気爆発による格納容器機能喪失</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損</li> </ul> <p>T<sub>2</sub>：原子炉（圧力）容器破損直後</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・デブリ分散（原子炉（圧力）容器が高圧のプラント損傷状態のみ）</li> <li>・炉外デブリの冠水状態（LOCA, 水張り時）</li> <li>・炉外水蒸気爆発による破損</li> <li>・格納容器雰囲気直接加熱の有無</li> <li>・溶融物直接接触</li> </ul> <p>T<sub>3</sub>：事故後期（原子炉（圧力）容器破損後長期）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・交流／直流電源の復旧状態（電源喪失のプラント損傷状態のみ）</li> <li>・非常用炉心冷却系の復旧（原子炉（圧力）容器／格納容器注水、格納容器スプレイ）</li> <li>・代替注水設備（原子炉（圧力）容器／格納容器注水、格納容器スプレイ、原子炉ウェル注水）</li> <li>・炉外水蒸気爆発による破損（格納容器注水時）</li> <li>・炉外のデブリ冷却（デブリ・コンクリート相互作用）</li> <li>・長期冷却（除熱）</li> <li>・格納容器ベント</li> <li>・格納容器機能喪失（過圧破損）</li> <li>・格納容器機能喪失（過温破損）</li> </ul>
プラント損傷 状態から決まるもの	原子炉圧力 原子炉（圧力）容器下部の水量 非常用炉心冷却系作動状態 交流／直流電源の有無（炉心損傷時点） 格納容器スプレイの使用可能性

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.8)を参考に作成

図 K.1—PWR プラントの事故進展<sup>(1)</sup>

本図は引用図(参考文献(1), 図 3.4)を参考に作成

図 K.2—BWR プラントの事故進展<sup>(1)</sup>

本図は引用図(参考文献(1), 図 3.3)を参考に作成

## 附属書 L (参考)

### 事故進展解析に関わるシビアアクシデント現象の例

#### 序文

シビアアクシデント時の事故進展に影響する現象及び格納容器破損につながる可能性のある現象<sup>(1),(2)</sup>（図 L.1 参照）は、事故シーケンス解析において重要である。この附属書は、箇条 10 に関するシビアアクシデント現象及びそれに関連する熱水力挙動を示したものである。

#### L.1 シビアアクシデント時の原子炉冷却系内の熱水力挙動

- a) **炉心露出** 原子炉（圧力）容器内への給水が喪失すると炉心水位が低下し、炉心露出に至る。炉心露出部分が少ない間は、炉心下部から供給される水蒸気に伴う対流熱伝達及び輻射熱伝達によって、炉心は冷却できる。炉心水位が低下して、炉心が大幅に露出すると、炉心下部からの水蒸気の供給が少くなり、十分な炉心冷却ができず、燃料棒内の崩壊熱によって、燃料被覆管の温度が上昇する。燃料被覆管温度の上昇に伴い、燃料被覆管のジルコニウム(Zr)と水蒸気との酸化反応が進むようになり、反応熱と共に水素が発生する（金属－水反応）。この反応では大きな反応熱が発生し、崩壊熱を上回るようになる。また、発熱反応であるから、反応が進むと、燃料被覆管の温度上昇を加速する。燃料被覆管の温度上昇とともに、燃料被覆管内外の圧力差によって被覆管の破裂が発生し、燃料棒内の放射性物質の一部が原子炉（圧力）容器内に放出される。さらに燃料被覆管の温度上昇と酸化が継続し、LOCA 基準（温度 1473K、酸化率 15%）を超えるようになると被覆管の脆性破壊が発生し、冷却可能な燃料形状を維持できなくなる<sup>(3)</sup>。
- b) **炉心溶融** 燃料被覆管破損後にさらに温度上昇が続くと、炉心溶融に至る。炉心構成材のうち、制御材、ステンレス及びジルカロイは、燃料 ( $\text{UO}_2$ ) よりも融点が低いため、先に溶融する。ただし、 $\text{UO}_2$  の融点 (3123K) は炉心構成材の中で最も高いものの、溶融したジルカロイと反応して低融点 (2500K 程度) の共晶体を作るため  $\text{UO}_2$  の融点以下で燃料棒の液化が開始する場合がある<sup>(3)</sup>。
- c) **原子炉冷却系内の加温** 崩壊熱及び金属－水反応による炉心の加熱に伴い、周囲のガスも加熱され、それらのガスが原子炉（圧力）容器内及び原子炉冷却系へ移行し、炉心内部構造物、原子炉（圧力）容器壁、原子炉冷却系配管、蒸気発生器伝熱管などを加熱する。これらの加熱によって原子炉冷却系圧力バウンダリが損傷する場合がある<sup>(4),(5)</sup>。損傷の規模によっては、原子炉冷却系の圧力が急速に低下して、その後の事故の進展が変わる。
- d) **炉心リロケーション** 燃料棒の溶融が始まると、溶融部分は下方に移動し、より低温の燃料棒及びスペーサなどとの熱伝達によって再固化現象（キャンドリング）又は BWR

のように燃料チャンネルを持つ場合にはチャンネル内の流路閉塞（チャンネルブロッケージ）現象が発生する場合がある（デブリ形成）。このような流路閉塞は、炉心上方への水蒸気供給を制限し、金属－水反応を抑制する。このような炉心上部の金属－水反応の抑制は、炉心下部の金属－水反応によって炉心上部への水蒸気供給が制限される場合にも生じる。このように水蒸気供給の程度によって金属－水反応は大きく影響され、発生する水素量も大きく変化する。デブリが適切に冷却されない場合は、再固化及び再溶融を繰り返し下方に移動する。炉心は炉心支持板及び支持構造物によって支えられているが、堆積したデブリによってそれらが加熱され破損すると、デブリが短時間で多量に下部プレナムに落下する。また、炉心支持板が破損する前でも、溶融物が、支持板流路孔から流出する場合もある<sup>(4)(5)</sup>。

e) **原子炉（圧力）容器内のデブリー冷却材相互作用（Fuel-Coolant Interaction : FCI）**

溶融物が原子炉（圧力）容器の下部プレナムの冷却水中へ落下すると、デブリは粒子化して急冷されると共に、水蒸気が大量に発生する。粒子から冷却水への伝熱は膜沸騰になり、粒子周辺に水蒸気膜が形成されて、粒子と冷却水とは直接には接触しない。しかし、外乱で水蒸気膜が不安定となり、粒子と冷却水が接触し、しかもその時点で粒子が溶融状態にあると液-液接触となり、粒子から冷却水に極めて短時間（ミリ秒オーダー）に熱移行が発生して、デブリ周辺の冷却水が急激な相変化で、水蒸気へ変化する。これによる圧力変動によって、溶融した粒子が微粒化し、さらに水蒸気発生を促進すると共に圧力変動が衝撃波となって冷却水中を伝播する（トリガリング）。この衝撃波によって、連鎖的に他の粒子の水蒸気膜が消滅し、溶融した粒子と冷却水との液-液接触を促進させ、全体として大きな圧力波が生じる可能性がある（水蒸気爆発）<sup>(6)</sup>。この水蒸気爆発による衝撃荷重によって、原子炉（圧力）容器下部ヘッドの破損に至る、若しくは、炉心内の上方方向のスラグ流が生じ、原子炉（圧力）容器上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋がミサイル化して格納容器を破損させる可能性が指摘されていた（格納容器の $\alpha$ モード破損）。しかし、米国サンディア国立研究所を中心とした専門家レビュー（SERG-2<sup>(7)</sup>）の結果、溶融物の落下による高ボイド状態では、トリガリング自体の発生の可能性が低く、たとえトリガリングが発生したとしても原子炉（圧力）容器内外の構造物によってエネルギー吸収が生じ、格納容器破損まで至る可能性は極めて小さいとの結論が得られている<sup>(4)(8)</sup>。

f) **原子炉（圧力）容器破損と炉内でのデブリの保持（In-Vessel Retention : IVR）** 原子炉（圧力）容器の下部プレナムに落下したデブリは、冷却水中で一部粒子化して下部ヘッド上に堆積する。堆積したデブリの外面は固化してクラスト状となり、下部ヘッド又は貫通配管と接触してそれらを加熱する。また、溶融物が貫通配管内に浸入し配管を侵食して破損させる可能性もある。溶融物は、成分の密度差によって成層化する可能性があり、比較的密度の軽い金属成分は上方に成層化する可能性がある。金属層は熱伝導が高いため、溶融物からの熱が集中し、金属層と接した下部ヘッド部分が加熱侵食される可

能性がある。また、デブリの中心部は溶融状態を維持する可能性があり、その場合には溶融物が自然循環しながら、堆積したデブリの外部に熱を伝える。デブリ成分に未酸化Zrや鉄を含む場合には、UO<sub>2</sub>の一部が還元されて金属ウランとなり、金属ウランと鉄、Zr等から成る密度の高い金属層が酸化物層の下に形成される逆成層化が起こる<sup>(9)(10)(11)</sup>。この場合には、上方の金属層が薄くなり容器壁への熱集中が厳しくなる可能性がある。このようにデブリの堆積状態に依存して、デブリから周りの構造物への熱の移行が決まる。

TMI-2事故の分析及び種々の実験結果から、下部ヘッドとデブリ表面のクラストとの間に狭隘な隙間が形成され、クラストからの伝熱を阻害するとともに、下部ヘッドのクリープ変形によって隙間が広がり、冷却水が浸入して沸騰冷却によって下部ヘッドの加熱を抑制するとの見方もある<sup>(7)</sup>。

アクシデントマネジメント策として制御棒案内管内への注水及び下部ヘッド外面を冠水冷却することが考えられており、この場合には制御棒案内管内及び下部ヘッド外面での沸騰冷却によってデブリの崩壊熱が除去され、下部ヘッド及び貫通配管の破損が回避され、原子炉（圧力）容器内で溶融物が保持される可能性がある。

下部ヘッド及び貫通配管の加熱が継続すると、下部ヘッドとデブリ成分による共晶反応、侵食、クリープ変形、溶接部強度低下、溶融（融点到達）によって貫通配管が破損し、原子炉（圧力）容器破損に至る<sup>(4)(8)(12)</sup>。

## L.2 シビアアクシデント時の格納容器内外の熱水力挙動

- a) **デブリの放出** 原子炉（圧力）容器破損時のデブリの放出挙動は、原子炉冷却系の圧力に依存する。低圧であれば、溶融物は破損口から重力によって原子炉キャビティ又はペデスタルへ放出され、床上に堆積する。高圧の場合には高圧溶融物噴出（High Pressure Melt Ejection : HPME）となり、破損口から高速で噴出するため、原子炉キャビティのみならず広範囲に溶融物が分散する可能性がある。また、溶融物噴出後に、破損口から放出される高速のガス流によって溶融物が粒子化して飛散し、格納容器雰囲気中に移行する可能性もある。このときにデブリ中の未反応金属成分と雰囲気中の水蒸気が反応すると、急激な温度上昇が生じ、格納容器雰囲気直接加熱現象（Direct Containment Heating: DCH）が発生する。このように原子炉（圧力）容器が破損する時の原子炉冷却系の圧力によって、格納容器内での溶融物の堆積状況及び飛散状況が異なる。原子炉（圧力）容器が破損する前に、原子炉冷却系の他の箇所が破損する場合には、先に原子炉冷却系の圧力が低下するため、高圧溶融物噴出（HPME）とはならない<sup>(4)(8)</sup>。
- b) **格納容器雰囲気直接加熱（Direct Containment Heating : DCH）** 原子炉（圧力）容器破損に伴う高圧溶融物噴出（HPME）の後に、破損口からの高速のガス流によって溶融物が微粒子化して巻上げられ、格納容器空間に噴出し、溶融物の保有熱及び溶融物の金属成分と水蒸気との金属－水反応の発熱反応で格納容器雰囲気が直接加熱される。こ

のとき、雰囲気の急速な加圧が生じ、格納容器が過圧破損する可能性がある。また、このときに金属一水反応で発生する水素及びその燃焼によっても格納容器加圧が加速される可能性がある。格納容器の加圧は、微粒子化した溶融物がどの程度格納容器空間に移行するかに依存し、原子炉キャビティから空間部へ到達するまでの形状構造に大きく依存する。また、格納容器雰囲気直接加熱に関する実験結果から、原子炉冷却系の圧力が 2MPa 以下では、格納容器雰囲気直接加熱は発生しないことが分かっている<sup>(4)(8)</sup>。

- c) **溶融物直接接触** 原子炉（圧力）容器破損後に、溶融物がペデスタルに落下すると、デブリはペデスタル床上に拡がる。BWR の Mark-I 型格納容器のようにペデスタル床面とドライウェル床面が同一レベルか、段差が小さい場合にはペデスタルの開口部から溶融物がドライウェル床上に拡がる。この場合には、デブリがドライウェル壁に接触して、ドライウェル壁が溶融貫通し、格納容器破損に至る可能性がある。アクシデントマネジメント策としてデブリ落下前に床に水張りしてある場合には、デブリの凝固が促進してデブリの拡がりが防止できると共に、デブリがドライウェル壁に接触しても壁が冷却水によって冷却されるため格納容器破損を回避できる可能性がある<sup>(13)</sup>。
- d) **原子炉（圧力）容器外のデブリ・冷却材相互作用（FCI）** 溶融物がペデスタル床に落下する時に床上に冷却水がある場合又はデブリに注水する場合には、水蒸気爆発が発生する可能性がある。水蒸気爆発の発生のメカニズムは、原子炉（圧力）容器内の場合と同様である。水蒸気爆発は、圧力が高いほど、冷却水温が沸点に近いほど発生し難いため、原子炉（圧力）容器内よりも格納容器内の方が相対的に発生し易い。水蒸気爆発が発生した場合には、冷却水中を衝撃波が伝播し、原子炉キャビティ壁（BWR ではペデスタル壁）に動的な荷重が加わる。発生する機械エネルギーは、トリガリング発生時の粗混合に寄与する溶融粒子の量に強く依存する<sup>(8)(14)</sup>。
- e) **デブリ・コンクリート相互作用（Molten Core-Concrete Interaction : MCCI）とデブリの冷却** 溶融物が原子炉キャビティなどのコンクリート床上に落下した場合には、デブリからの熱によってコンクリートが熱分解して、コンクリートの侵食が進む。
  - 1) **非凝縮性ガスの発生** コンクリート分解によって発生する水蒸気及び二酸化炭素がデブリ中の未酸化金属と反応し、水素及び一酸化炭素などの非凝縮性の可燃性ガスが発生する。これらのガスによって格納容器は加圧されると共に、ガスが燃焼する可能性もある。
  - 2) **コンクリート侵食** コンクリート侵食は接触面の温度が侵食限界温度以上で起こる。侵食限界温度、侵食速度及びガスの発生率は、コンクリートの組成、特に、骨材に使用している岩石種に強く依存する。日本で良く使われる玄武岩系のコンクリートでは、侵食限界温度は 1500K 程度であり、一酸化炭素の発生は少ない。コンクリート侵食は垂直方向のみならず、横方向の侵食も起こるため、側壁も侵食される。コンクリート侵食が継続すると非凝縮性ガスの発生による加圧、ベースマット貫通に至り、格納容器破損に至る可能性がある。

- 3) **デブリの冷却** アクシデントマネジメント策としてデブリに注水した場合には、デブリ上面及び内部に浸入した冷却水の沸騰によってデブリが冷却され、接触面温度が侵食限界温度以下にできれば、コンクリート侵食は停止する。接触面温度はデブリの堆積厚さ及び冷却水の浸入状況に依存する。実炉組成のデブリ材を使用した MACE 実験<sup>(15)</sup>では、溶融物に注水しても溶融物上部にハードクラストが形成され、冷却水が内部に浸入せず冷却を阻害したため、コンクリート侵食が継続したことが報告されており、ハードクラスト形成がデブリの冷却性とその結果としてのデブリ・コンクリート相互作用に大きく影響する。また、OECD-MCCI 計画で実施された試験より、実機規模のクラストは自重や水プールの重さによって破損し、クラスト内に水が浸入することや、デブリとコンクリートとの反応によって発生するガスによって溶融物がクラストの割れ目から水中に噴出して冷却されることが報告されている<sup>(16)</sup>。デブリが落下する前に水張りをしている場合には、落下時に冷却水中で粒子化し、ハードクラストが形成され難く粒子状ベッドとして堆積するため<sup>(17)</sup>、デブリ冷却性が向上する可能性がある<sup>(8),(18)</sup>。この場合、デブリ・冷却材相互作用の発生の可能性はあるものの、格納容器の構造健全性への影響は小さいと指摘されている<sup>(4)(8)(14)</sup>。
- f) **水素燃焼** 原子炉（圧力）容器内での金属一水反応によって、早期に大量の水素が発生する。水素の発生量は、高温金属への水蒸気供給の状況によって大きく影響される。
- 1) **水素の挙動** 発生した水素は、水蒸気及びガス状放射性物質とともに原子炉冷却系内を移動する。原子炉冷却系が損傷した場合又は逃がし安全弁が作動した場合には、水素は格納容器内へ放出される。また、原子炉（圧力）容器破損後にデブリ・コンクリート相互作用が継続する場合でも未酸化金属の酸化によって水素が発生し、格納容器内に放出される。格納容器内に放出された水素は気流に従い他のガスと混合するが、必ずしも均一に混合されるわけではなく、格納容器内の場所ごとに濃度が異なる可能性がある。
  - 2) **燃焼・爆燃・爆轟** 格納容器内のガス組成が可燃条件を満たす場合には、水素燃焼が生じる。水素の燃焼形態は、水素濃度及びその他の気体濃度などによって燃焼、爆燃又は爆轟に分かれる。燃焼は拡散炎による局所的な燃焼であり、爆燃は火炎が音速以下で移動する燃焼である。燃焼又は爆燃によって格納容器雰囲気は比較的ゆっくり加熱されるため、格納容器は準静的に加圧される。爆轟は、火炎が音速を超えて伝播する燃焼であり、格納容器に動的荷重が加わり、格納容器破損に至る可能性がある。また、爆燃であっても障害物などによって火炎が加速され爆轟に遷移する可能性がある。また、格納容器内の加圧抑制のためにスプレイなどによって水蒸気凝縮を行なえば、水素の相対濃度が上昇し、爆轟限界に至ることもある<sup>(4)(5)(14)</sup>。
  - 3) **水素制御** 格納容器内の窒素封入などによって不活性化対策をしている場合には、格納容器内の酸素濃度が可燃限界以下であるため水素燃焼は起きない。ただし、発生した水素は非凝縮性ガスとして加圧源となる。アクシデントマネジメント策として、水

素爆轟を回避するため、水素濃度が低い段階で、イグナイタなどを使用して人為的に燃焼を進める、又は静的触媒式水素再結合装置などによって水素濃度を下げるに行われる場合もある。

- 4) **格納容器外（建屋）での燃焼・爆燃・爆轟** 炉心損傷等によって生じる水素が原子炉建屋などに多量に滞留し、燃焼・爆燃・爆轟する可能性がある。水素の燃焼・爆燃・爆轟によって建屋が機能喪失すると、建屋内での放射性物質の沈着量が低減し、放射性物質の放出量が増加する可能性がある。アクシデントマネジメント策では、水素の爆発による施設の損壊を防止するため、排気、消費等の措置が取られる。具体的には、建屋に適切な大きさの排気口を水素の滞留防止に適切な高所に設け、自然排気によって水素を排出すること並びにイグナイタ（水素燃焼用装置）及び電源を必要としない静的触媒式水素再結合装置を格納容器内に設置し、作動させることによって格納容器内の水素濃度を低減することなどが考えられる。
- g) **格納容器内の加圧・加温** 格納容器雰囲気は、水素などの非凝縮性ガスの発生及びデブリの冷却などに伴って発生する水蒸気によって準静的に加圧される。また、デブリ及び加熱された原子炉冷却系からの輻射熱及び対流熱伝達、水素燃焼に伴う発熱によって格納容器雰囲気が加熱され、準静的な加温が起こる。短期的には格納容器内構造物及びサプレッションプールなどがヒートシンクとなり得るが、緩和措置をとらない場合は、いずれ過圧又は過温によって格納容器破損に至る。

アクシデントマネジメント策としての加圧抑制手段としては、サブクール水のスプレイ又は熱交換器による除熱によって水蒸気を凝縮させる。水蒸気凝縮のみでは非凝縮性ガスは除去されず加圧の要因となる。BWRでは、ウェットウェルからの格納容器ベントによって、格納容器過圧破損を防止することも行われる。この場合には、格納容器内に強い気流が発生するとともに減圧速度によってはサプレッションプールが減圧沸騰することもある<sup>(4)(8)(14)</sup>。

### L.3 早期格納容器破損に至る現象

格納容器が早期に破損する事故シーケンスは、周辺公衆への防護対策の時間余裕が少なく、環境への影響を評価する上で特に重要である。格納容器は準静的な荷重に対しては、早期に破損に至る可能性は極めて低いが、エナジエティック現象のように急激で大きな動的荷重が生じる場合又は溶融物直接接触のように局所的な熱荷重が生じる場合は、荷重発生後短時間で格納容器が破損する可能性がある。このように早期に格納容器が破損に至る要因となる現象としては、炉内又は炉外の水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、溶融物直接接触、水素爆轟等が挙げられる。

### 参考文献

- (1) 杉本純他, “シビアアクシデント研究に関するCSARP計画の成果”, 日本原子力学会誌, 39(2), pp.123-134, 1997
- (2) 成合英樹他, “シビアアクシデントに関する熱流動研究の最近の動向”, 日本原子力学会誌, 39 (9), pp.739-752, 1997
- (3) (財) 原子炉安全研究協会, “軽水炉燃料のふるまい”, 平成 2 年 7 月
- (4) (社) 日本原子力学会, “シビアアクシデント熱流動現象評価”, 平成 12 年 3 月, 平成 13 年 3 月
- (5) IAEA, “Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2)”, Safety Series No.50-P-8, IAEA, Vienna, 1995
- (6) N.Yamano, et al., “Phenomenological Studies on Melt-Coolant Interactions in the ALPHA Program”, Nucl. Eng. Des., 155, pp.369-389, 1995
- (7) S. Basu, T. Ginsberg, “A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues, Second Steam Explosion Review Group Workshop,” NUREG-1524, August 1996
- (8) (財) 原子炉安全研究協会, “シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討”, 平成 13 年 7 月
- (9) V. G. Asmolov, et al., “OECD MASCA integrated report,” 2006
- (10) Masanori FUKASAWA et al., “Thermodynamic Analysis for Molten Corium Stratification Test MASCA with Ionic Liquid U-Zr-Fe-O-B-C-FPs Database”, JNST, 44[9], 1210, 2007
- (11) Masanori FUKASAWA, et al., “Analysis of B<sub>4</sub>C Influences on Thermodynamic Properties and Phase Separation of Molten Corium with Ionic Liquid U-Zr-Fe-O-B-C-FPs Database”, JNST, 46[7], 724, 2009
- (12) S.V. Bechta et al., “Experimental Study of Interactions Between Suboxidized Corium and Reactor Vessel Steel”, ICAPP '06-6054, 2006
- (13) T.G. Theofanous, et al., “The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-attack of the Liner”, NUREG/CR-6025, 1994.
- (14) (財) 原子力発電技術機構, “重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書”, 平成 15 年 3 月
- (15) M. T. Farmer, et al., “Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments”, Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999
- (16) M.T.Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report” OECD/MCCI-2005-TR06, 2006
- (17) A. Karbojian, et al., “A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility”, Nucl. Eng. Design 239 1653–1659, 2009
- (18) Lipinski. R. J, ”A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed, NUREG/CR-2646, SAND82-

0765, 1982

用  
益  
權  
業  
主  
人  
之  
印

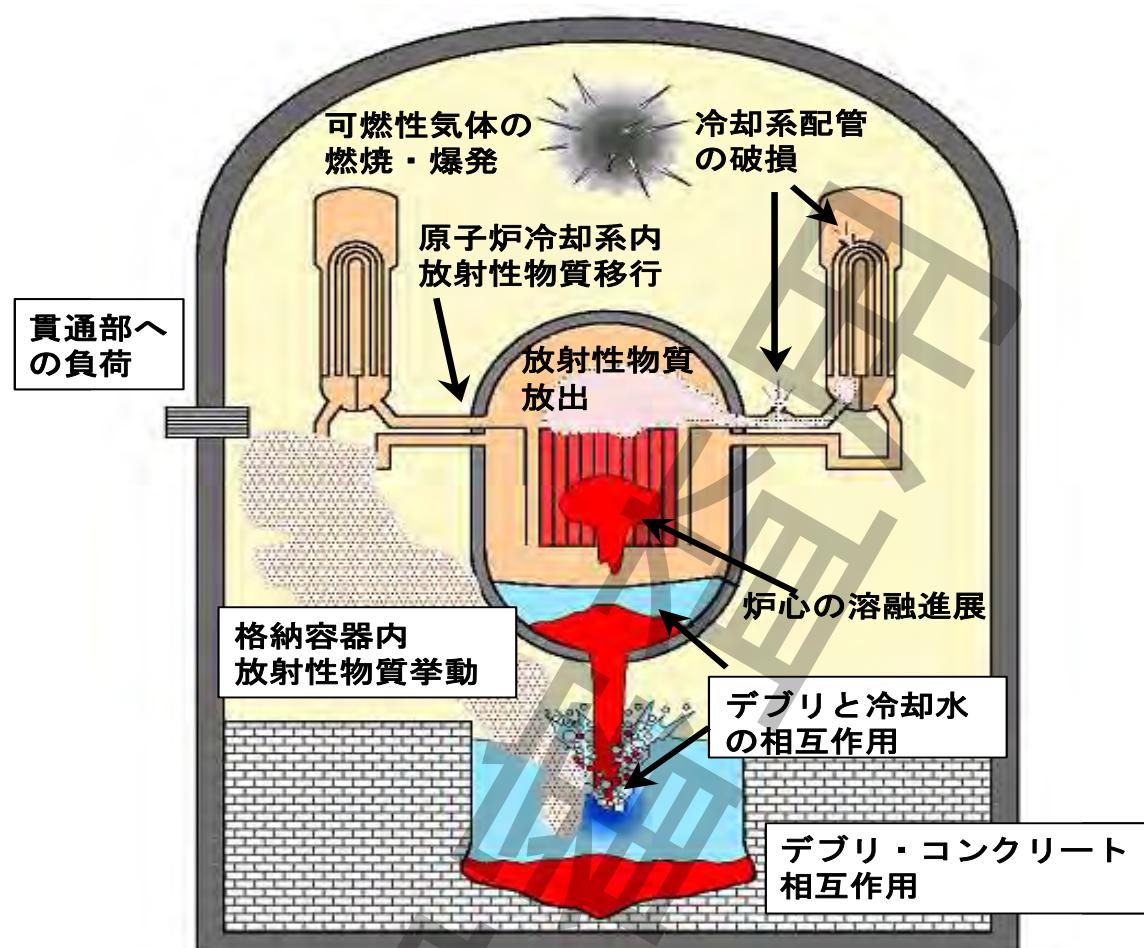


図 L.1—シビアアクシデント時の物理・化学的な現象

## 附属書 M (参考)

### シビアアクシデント対策として整備した設備、 運転員操作に対する扱いについて

#### 序文

この附属書は、シビアアクシデント対策として整備した設備、運転員操作を事故シーケンス評価において緩和設備などとして考慮する場合の例を示す。

#### M.1 シビアアクシデント対策として整備した設備、運転員操作

事故シーケンス評価において、緩和設備などとして各設備を考慮する場合、当該設備がシビアアクシデントの影響などにより機能喪失などを起こさず、所期の機能を果たす可能性を確認する。また、運転員操作を考慮する場合については、緩和機能を期待する機器又は制御装置へのアクセス可能性を確認する。

シビアアクシデント対策として整備した設備（東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ配備された緊急安全対策の設備なども含む）を事故シーケンス評価で期待する場合には、以下の前提条件を明確にする。シビアアクシデント対策を事故シーケンス評価で取扱う場合の基本的な流れを図M.1に示す。

##### a) シビアアクシデント対策として整備した設備又は運転員操作に対する手順及び体制

収集した事故シーケンス評価関連の情報を用いて、シビアアクシデント対策として整備した設備又は運転員操作に対する手順が策定されているかを確認する。シビアアクシデント対策が現場操作である場合には要員及び体制が十分か、中央制御室との役割分担が明確か、資機材数が十分かどうかを確認する。現場における訓練実績などの情報も参考にする。

b) 対応を要するタイミングまでの時間余裕 シビアアクシデント対策に期待する事故シーケンスを対象に、事故進展解析などによる情報を基にして、炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために対応を要するタイミングまでの時間余裕が、事故進展の緩和操作にかかる所要時間を上回るかを確認する。なお、複数の緩和手段により事故進展を防止する必要がある場合においては、それぞれの緩和手段の実施に要する時間が、それを必要とするタイミングまでの許容時間内であることを確認する。これらの確認においては、現場における訓練実績などの情報を参考とする、又は定性的な検討に基づいて許容時間を設定し確認する。

c) 信頼性の評価 シビアアクシデント対策として期待する設備の信頼性を評価する。設備の信頼性を工学的な判断に基づき仮定してもよいが、その設定根拠を明確にするとともに、その仮定が評価結果にどのように影響を及ぼすか感度解析を実施し確認する。

d) 緩和設備に対する移動可能性（アクセス性）の確認 緩和機能として期待する設備へ

の移動可能性（アクセス性）を確認する。また、可搬設備（消防車、電源車など）の場合、必要に応じて、構内通行道路の健全性や冗長性を確認する。この確認においては、現場における訓練実績などの情報又はサイト・プラントウォークダウンの結果などを参考にする。

- e) **人的過誤確率** 各種操作にかかる人的過誤の評価を実施する。中央制御室のみで対応可能である場合、既設の安全機能の考え方と同じである。ただし、可搬設備などを用いた現場操作にかかる人的過誤の評価では、対応時の気候、構内通行道路の状態など想定外の要因が考えられ、現場操作にかかる時間余裕に対してそれらの影響を適切に把握することが技術的に困難な場合もある。そのため、これらの人的過誤確率に対しては工学的な判断を用いて暫定的なパラメータを設定してもよい。ただし、その設定根拠を明確にするとともに、その仮定が評価結果にどのように影響を及ぼすかについての感度解析を実施し確認する。

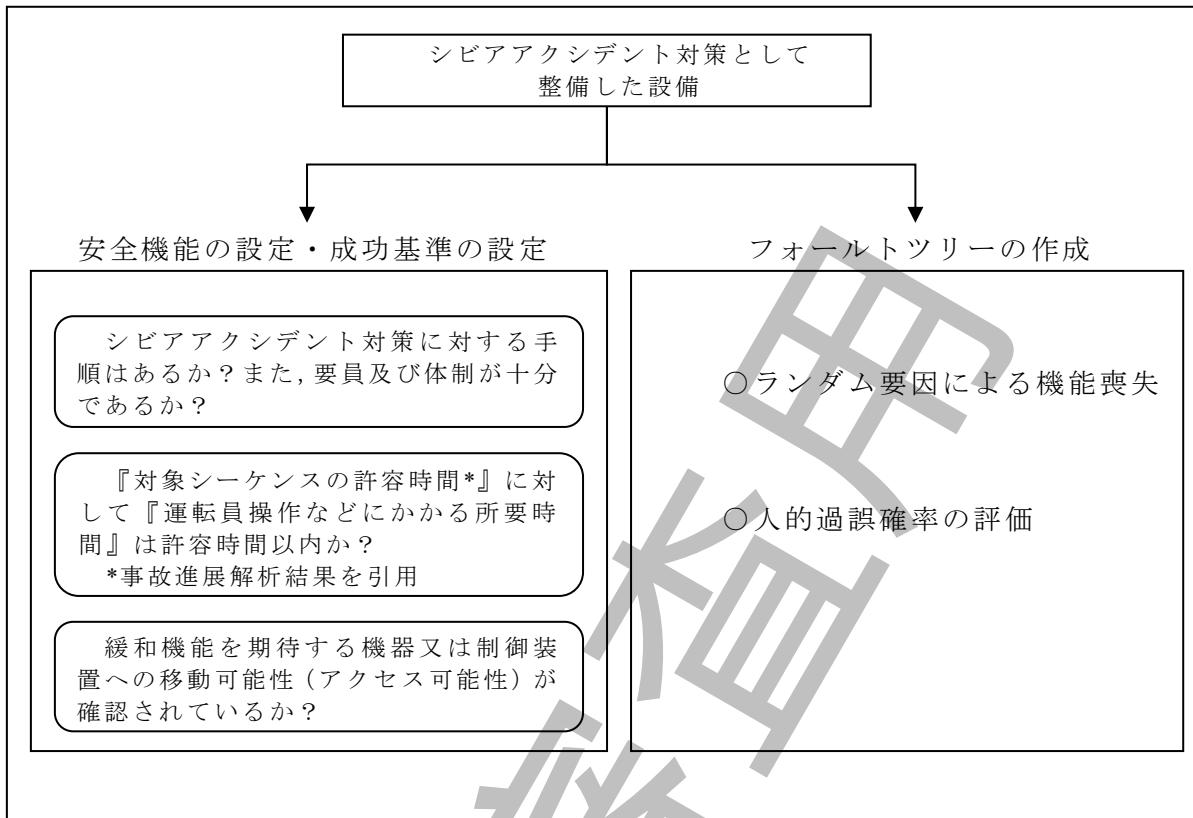


図 M.1—シビアアクシデント対策を事故シーケンス評価で取扱う場合の基本的な流れ

## 附属書 N (参考) プラント間で共有される緩和設備の扱い

### 序文

この附属書は、箇条 9 におけるプラント間で共有される緩和設備の扱いについての考え方を示したものである。

#### N.1 プラント間で共有される緩和設備の扱い

プラント間で共有される緩和設備の例としては、アクシデントマネジメントとして整備された大容量ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ、電源車などによる格納容器冷却が挙げられる。複数プラントで同時に損傷炉心冷却又は格納容器冷却を実施することを想定した場合には、箇条 9において、プラント間で共有される緩和設備に対して、どのような状況を想定して分析をしているか、またその結果を受けてどのように成功基準を設定しているかについて、整理しておくことが望ましい。

## 附属書 O (参考)

### 代替手段による機能回復操作に対する分析例

#### 序文

この附属書は、代替手段による機能回復操作に対する分析例を示す。

代替手段による機能回復として、東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ配備した設備など（ハード面、ソフト面を含む）の現場操作に期待する場合には、当該現場操作に対する手順書があり訓練されていること、現場操作に必要な作業員及び資機材の確保、現場へのアクセス性、並びに現場操作時間などを確認する。

#### O.1 電源車及び消防車に対する分析例（BWR プラントの例）

BWR プラントにおける電源車及び消防車についての分析例を示す。

a) **電源車からの受電** 前提：手順書が整備されており、必要な訓練、設備及び要員の確保がなされている。

- 1) 時間余裕：全交流電源喪失後から直流電源が枯渇するまでの 8 時間
- 2) 機能回復にかかる所要時間枠の設定：

##### 2.1) 全交流電源喪失に至り、電源車の必要性の認知

##### 2.2) 電源車及びケーブルの準備

- ・ 要員への連絡及び要員参集
- ・ 現場へのアクセス（電源車の配置、ルート確保）
- ・ ケーブル敷設準備

##### 2.3) 電源接続前準備

- ・ 電源を供給するライン上流側の負荷遮断器を開放
- ・ 仮設電源供給設備の健全性確認

##### 2.4) 電源車から負荷への接続

- ・ 電源盤へ繋ぎ込み
- ・ 給電

##### 2.5) 合計：訓練実績の情報に基づく所要時間は 2.3 時間（目標：8.0 時間以内）

b) **消防車による原子炉注水** 前提：手順書が整備されており、必要な訓練、設備及び要員の確保がなされている。

- 1) 時間余裕：全交流電源喪失後から直流電源が枯渇するまでの 8 時間
- 2) 機能回復にかかる所要時間枠の設定：

##### 2.1) 全交流電源喪失に至り、消防車の必要性の認知

##### 2.2) 消防車及びホースの準備

- ・ 要員への連絡及び要員参集
- ・ 現場へのアクセス（消防車の配置、ルート確保）

- ・ ホース敷設準備及び連結送水口への接続

### 2.3) 消防車による注水ライン構成

- ・ 原子炉注水のためラインナップを構成

### 2.4) 消防車による送水

- ・ 消防車の起動及び送水を開始

### 2.5) 合計：訓練実績の情報に基づく所要時間は 2.5 時間（目標：8.0 時間以内）

c) **分析結果** BWR プラントにおける分析例においては、全交流電源喪失シナリオを想定した場合、“運転員操作のための時間余裕”より“機能回復にかかる所要時間”は短いことから電源車及び消防車に期待できる。

## O.2 空冷式非常用電源装置及び消防ポンプに対する分析例（PWR プラントの例）

PWR プラントにおける空冷式非常用電源装置及び消防ポンプについての分析例を示す。

a) **空冷式非常用電源装置からの受電** 前提：手順書が整備されており、必要な訓練、設備及び要員の確保がなされている。

- 1) 時間余裕：全交流電源喪失後から直流電源が枯渇するまでの 5 時間
- 2) 機能回復にかかる所要時間枠の設定：

### 2.1) 全交流電源喪失に至り、空冷式非常用電源装置の必要性の認知

### 2.2) 不要な直流電源負荷切離し操作

### 2.3) 空冷式非常用電源装置の接続前準備

- ・ 要員への連絡及び要員参集
- ・ 現場へのアクセス
- ・ 電源を供給するライン上流側の負荷遮断器を開放
- ・ 空冷式非常用電源装置の起動前確認

### 2.4) 空冷式非常用電源装置から負荷への接続

- ・ 電源盤への電源ケーブル繋ぎ込み
- ・ 給電

### 2.5) 合計：訓練実績の情報に基づく所要時間は 1.3 時間（目標：5.0 時間以内）

b) **消防ポンプによる蒸気発生器への給水源確保** 前提：手順書が整備されており、必要な訓練、設備及び要員の確保がなされている。

- 1) 時間余裕：蒸気発生器への補給水源（復水ピット）が枯渇するまで 18 時間
- 2) 機能回復にかかる所要時間枠の設定：

### 2.1) 全交流電源喪失に至り、消防ポンプによる蒸気発生器への給水源確保の必要性の認知

### 2.2) 消防ポンプ及び消火ホースの準備

- ・ 要員への連絡及び要員参集

- ・ 消防ポンプ及び消火ホース搬出のためのアクセスルート確保、配置場所の確保並びに敷設

### 2.3) 消防ポンプによる送水開始

- ・ 復水ピットへの給水

### 2.4) 合計：訓練実績の情報に基づく所要時間は 11.5 時間（目標：18.0 時間以内）

c) **分析結果** PWR プラントにおける分析例においては、全交流電源喪失シナリオを想定した場合、“時間余裕”より“機能回復にかかる所要時間”は短いことから空冷式非常用電源装置及び消防ポンプに期待できる。

## 附属書 P (参考)

### 格納容器イベントツリーの作成手順の例

#### 序文

この附属書は、格納容器イベントツリーの作成手順の例についての考え方を示したものである。格納容器イベントツリーは、選定したヘディングの従属性と順序を決定し、更に分岐の数を決定することによって作成する。解析の対象とする格納容器イベントツリーを作成するには、以下に示す手順及び例示から解析の対象とするプラントの特徴に応じて、内容の追加、削除及び修正することにより、ヘディングの従属性を適切に反映する。

#### P.1 従属性の分析

格納容器イベントツリーのヘディングの種類は、次のように分類できる。解析の対象とするプラントの格納容器イベントツリーのヘディングを分析して、ヘディングの従属性とそれらの要因を整理する<sup>(1)</sup>。PWR プラントの格納容器イベントツリーのヘディングに影響を与える現象及び緩和操作の例<sup>(1)</sup>を表 P.1 に、BWR プラントの例<sup>(1)</sup>を表 P.2 に示す。

- a) **ヘディングの分類** 格納容器イベントツリーのヘディング間の従属性を系統的に分析するために、ヘディングを次のとおりに分類する。

- 1) 他のヘディングと独立のもの  
例：格納容器隔離失敗、など
- 2) 現象論的に順序が決まるもの  
例：デブリの放出状態と格納容器雰囲気直接加熱現象の有無、など
- 3) 事象の緩和手段との関係で順序が決まるもの  
例：水素制御設備と水素燃焼、など
- 4) 複数のヘディングに影響があるもの（事故進展フェーズにまたがるものもある）  
例：デブリの冠水状態（コンクリート侵食、過温破損などに関係）、など

- b) **従属性の整理** 従属性のあるヘディングを、因果関係の順番に整理するには、次に示すとおり、従属性を表現するマトリックス<sup>(1)</sup>を活用することが有効である。PWR プラントのマトリックスの例を表 P.3 に、BWR プラントの例を表 P.4 に示す。

- 1) 暫定的に、時間的に早いものから順番に並べる。
- 2) ヘディング間の従属性をマトリックスに記入する。
- 3) 対角線から右側には従属関係が現れないように並べ替える。

従属関係を確認するマトリックスにおいて、対角線から右側には従属関係が現れないように並べ替えることによって、ヘディングの順序が従属関係において問題がないことを確認できる。

- c) **ヘディングの順序** 事象の流れと従属性からヘディングの順序を決める。この際、格納容器イベントツリーを合理化するために従属性を崩さない範囲でヘディングの順

序を工夫することができる。例えば、ヘディングの成否で直ちに格納容器破損に至るものは、ヘディングの並びを前置することによって、等価な内容のまま、格納容器イベントツリーの樹形構造を単純化できる。

## P.2 格納容器イベントツリーの作成

ヘディングとその順序が決まれば、それぞれのヘディングの分岐数を決めることによって格納容器イベントツリーを構築できる。分岐の数は、ヘディングで表現している事象の特徴、PRAに要求される精度に応じて決める<sup>(1)</sup>。PWRの格納容器イベントツリーの例<sup>(2)(3)</sup>を図P.1(PWRドライ型既設プラントの例)及び図P.2(PWRアイスコンデンサ型プラントの例)に示す。また、BWRの格納容器イベントツリーの例を図P.3(Mark I型格納容器プラントの例)、図P.4(Mark II型格納容器プラントの例)及び図P.5(RCCV格納容器プラントの例)に示す。解析の対象とするプラントの型式、系統構成などの特徴を分析して、これらの例から、ヘディングの順序及び種類の追加、削除及び修正することによって、解析の対象とする格納容器イベントツリーを適切に作成できる。

なお、格納容器イベントツリーは、かなり複雑なロジック・モデルになりうる。しかし用途によっては、比較的簡単なロジック・モデルで十分なことがある。例えばレベル2PRAの目的が、単に早期大量放出頻度を求めており、シビアアクシデント・ソースタームの全ての範囲を定量的に評価する必要がない場合は、適切な時間フレーム内で大きな影響を持つシビアアクシデント・シーケンスに焦点を絞ったより小さな格納容器イベントツリー構成を作成してもよい。格納容器イベントツリーの構成では、詳細のモデル化と実用的な大きさの間で合理的なバランスがとれているようになるのがよい。

## 参考文献

- (1) 財団法人 原子力安全研究協会，“シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討”，平成13年7月
- (2) 日本原子力発電株式会社，“敦賀発電所2号炉 定期安全レビュー（第1回）報告書”，平成18年4月
- (3) 関西電力株式会社，“大飯発電所1号機 定期安全レビュー報告書”，平成12年5月

表 P.1—ヘディングの従属性の整理（PWR プラントの例）<sup>(1)</sup>

ヘディング		考慮する事前事象
T <sub>1</sub>	1 炉心冷却	・なし
	2 格納容器隔離失敗	・電源の有無
	3 1次系強制減圧	・加圧器逃がし弁の作動可能性 ・主蒸気逃がし弁と給水系の作動可能性 ・高温配管のクリープ破損による減圧の有無
	4 格納容器バイパス	・給水系回復による温度誘因蒸気発生器伝熱管破損防止 ・1次系強制減圧による温度誘因蒸気発生器伝熱管破損防止
	5 炉心水位の回復	・充てん系による炉心水位の回復可能性 ・非常用炉心冷却系による炉心水位の回復可能性 ・1次系強制減圧による非常用炉心冷却系注入可能性の増大
	6 炉内水蒸気爆発による破損	・1次系強制減圧による低圧化 ・原子炉（圧力）容器内への注入回復によるサブクール化
	(注) エアリタンファン	・電源の有無
	(注) 水素制御装置	・電源の有無
	7 水素燃焼	・エアリタンファン、水素制御装置の作動状態（注） ・原子炉容器内への注入回復によるジルコニウム－水反応の促進
	8 格納容器破損	・水素燃焼の有無 ・原子炉（圧力）容器内への注入回復によるジルコニウム－水反応の促進
T <sub>2</sub>	9 原子炉（圧力）容器破損	・原子炉（圧力）容器内への注入回復による炉内デブリ冷却の可能性
	10 デブリの分散	・1次系強制減圧による低圧化 ・原子炉（圧力）容器破損があること
	11 キャビティ内水量	・原子炉（圧力）容器内への注入回復による1次系を介した格納容器注水 ・原子炉（圧力）容器破損があること ・プラント損傷状態で定義された格納容器スプレイ系の作動状態 ・アクシデントマネジメント策としての格納容器内注水の有無
	12 格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉（圧力）容器破損があること ・デブリの分散があること ・デブリの冠水状態による分散時の冷却・酸化効果
	13 水素燃焼	・エアリタンファン、水素制御装置の作動状態（注） ・T <sub>1</sub> での水素燃焼による水素・酸素の消費 ・デブリの分散時の金属酸化反応 ・デブリの冠水状態による金属酸化効果
	14 格納容器破損	・デブリの分散による直接接触による破損可能性 ・デブリの冠水状態による直接接触による破損防止 ・水素燃焼による破損

(注) アイスコンデンサ型プラントのみ

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.11)を参考に作成

表 P.1-ヘディングの従属性の整理（PWR プラントの例）<sup>(1)</sup> （続き）

	ヘディング	考慮する事前事象
T <sub>3</sub>	15 格納容器内気相部冷却	・なし
	16 安全設備の復旧	・安全系の故障要因
	17 格納容器内液相部への蓄熱	・安全系の故障要因 ・安全系の復旧の有無
	18 水素燃焼	・エアリタンファン、水素制御装置の作動状態（注） ・T <sub>1</sub> / T <sub>2</sub> での水素燃焼による水素・酸素の消費 ・原子炉（圧力）容器破損時のデブリ・冷却材相互作用による炉外水素生成の有無 ・炉外デブリ冷却状態による炉外水素生成の有無 ・格納容器除熱系による水素濃度への影響
	19 格納容器破損	・デブリ冷却失敗によるデブリ・コンクリート相互作用発生の有無 ・格納容器除熱系の作動状態 ・水素燃焼による破損
	20 コンクリート侵食	・原子炉（圧力）容器破損があること ・デブリの分散によるキャビティ内デブリ量の減少 ・デブリの冠水状態 ・デブリ冷却失敗によるデブリ・コンクリート相互作用発生の有無 ・格納容器過圧破損との時間関係
	21 格納容器過温破損	・原子炉（圧力）容器破損があること（原子炉（圧力）容器破損ならデブリ冷却成功） ・デブリの分散によるデブリ広がり面積 ・デブリの冠水状態 ・格納容器過圧破損との時間関係 ・コンクリート侵食との時間関係

（注）アイスコンデンサ型プラントのみ

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.11)を参考に作成

表 P.2—ヘディングの従属性の整理（BWR プラントの例）<sup>(1)</sup>

ヘディング		考慮する事前事象
T <sub>1</sub>	1 交流／直流電源	・なし
	2 原子炉減圧	・電源の有無
	3 原子炉（圧力）容器注水	・炉心損傷防止時の作動状態 ・電源の有無 ・減圧の有無（低圧非常用炉心冷却系）
	4 原子炉（圧力）容器注水（代替注水）	・炉心損傷防止時の作動状態 ・電源の有無 ・減圧の有無
	5 炉内水蒸気爆発による破損	・原子炉の圧力 ・原子炉（圧力）容器への注水
	6 原子炉（圧力）容器破損の有無	・原子炉（圧力）容器注水による炉内のデブリ冷却の可能性
T <sub>2</sub>	7 デブリの分散	・原子炉減圧による低圧化 ・原子炉（圧力）容器破損があること
	8 デブリの冠水状態	・原子炉（圧力）容器破損があること ・格納容器注水の有無
	9 炉外水蒸気爆発による破損	・原子炉（圧力）容器破損があること ・デブリ冠水状態によるデブリ・冷却材相互作用の規模
	10 格納容器雰囲気直接加熱の有無	・原子炉（圧力）容器破損があること ・デブリの分散があること ・デブリ冠水状態によるデブリの分散時の冷却・酸化効果
	11 格納容器機能喪失モード	・格納容器雰囲気直接加熱と炉外水蒸気爆発による破損は原子炉（圧力）容器破損が必要条件 ・デブリの分散による直接接触による破損可能性 ・炉外水蒸気爆発による破損 ・格納容器雰囲気直接加熱による破損
T <sub>3</sub>	12 交流／直流電源	・外部電源復旧／電源融通操作
	13 崩壊熱除去系復旧（格納容器注水）	・崩壊熱除去系の復旧状態
	14 崩壊熱除去系復旧（格納容器スプレイ）	・崩壊熱除去系の復旧状態
	15 代替注水（格納容器注水）	・代替注水による原子炉（圧力）容器注水の有無
	16 代替注水（格納容器スプレイ）	・代替注水系の作動の有無（原子炉（圧力）容器注水／格納容器注水）
	17 格納容器注水時のデブリ・冷却材相互作用	・溶融物への注水の有無
	18 デブリの冷却	・デブリへの注水の有無 ・デブリ注水時のデブリ・コンクリート相互作用の規模
	19 長期冷却（除熱）	・崩壊熱除去系の作動の有無（復旧含む）
	20 格納容器機能喪失モード	・デブリの冷却の成功/失敗 ・長期的なデブリの冠水の有無 ・代替格納容器スプレイの作動の有無

本表は引用表(参考文献(1), 表 3.10)を参考に作成

**表 P.3—ヘディングの従属性の確認  
(PWR プラント、事故後期の例) <sup>(1)</sup>**

T1		
T1	T2	
T2		T3
T3		

T<sub>3</sub> : 事故後期

	格納容器内 気相部冷却	安全設備の 復旧	格納容器内 液相部への 蓄熱	水素燃焼	格納容器 破損	コンクリー ト侵食	格納容器 過温破損
格納容器内 気相部冷却							
安全設備の 復旧	◎ 格納容器除 熱失敗時の 対応						
格納容器内 液相部への 蓄熱	○ 格納容器除 熱失敗時の 対応	◎ 復旧にも失 敗した場合 の対応					
水素燃焼	◎ 格納容器除 熱による水 素濃度への 影響	◎ 格納容器除 熱による水 素濃度への 影響	◎ 格納容器除 熱による水 素濃度への 影響				
格納容器 破損	○ 格納容器 圧力抑制	○ 格納容器 圧力抑制	◎ 格納容器 圧力抑制	◎ 水素燃焼に による破損			
コンクリー ト侵食	○ 長期的なデ ブリの冠水	○ 長期的なデ ブリの冠水	◎ 長期的なデ ブリの冠水		◎ どちらが 先行か		
格納容器 過温破損	○ 長期的なデ ブリの冠水	○ 長期的なデ ブリの冠水	○ 長期的なデ ブリの冠水		○ どちらが 先行か	◎ どちらが 先行か	

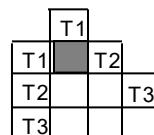
◎ : 直接的な従属関係があるもの

○ : 間接的に (他のヘディングを介して) 従属関係があるもの

本表は引用表(参考文献(1), 付表 3.2-2)を参考に作成

表 P.4—ヘディングの従属性の確認

(BWR プラント、事故早期（炉心損傷～原子炉（圧力）容器破損直前の例）<sup>(1)</sup>



T<sub>1</sub> : 事故早期（炉心損傷～原子炉（圧力）容器破損直前）

	交流/直流電源 <sup>*1</sup>	原子炉減圧 <sup>*2</sup>	原子炉（圧力）容器注水（非常用炉心冷却系自動起動）	原子炉（圧力）容器注水（代替注水）	炉内水蒸気爆発による格納容器破損	原子炉（圧力）容器破損の有無
交流/直流電源						
原子炉減圧	◎ 直流電源は減圧設備のサポート系として必要					
原子炉（圧力）容器注水（非常用炉心冷却系自動起動）	◎ 直流電源は減圧設備のサポート系として必要	◎ 減圧は低圧非常用炉心冷却系注水に必要				
原子炉（圧力）容器注水（代替注水）	◎ 直流電源は減圧設備のサポート系として必要	◎ 減圧は代替ポンプ注水に必要	（非常用炉心冷却系自動起動に成功すれば不要）			
炉内水蒸気爆発による格納容器破損		◎ 減圧によって原子炉低圧化	◎ サブクール水注入	◎ サブクール水注入		
原子炉（圧力）容器破損の有無		○ 注水の有無、クリープ応力	○ デブリ冷却	○ デブリ冷却		

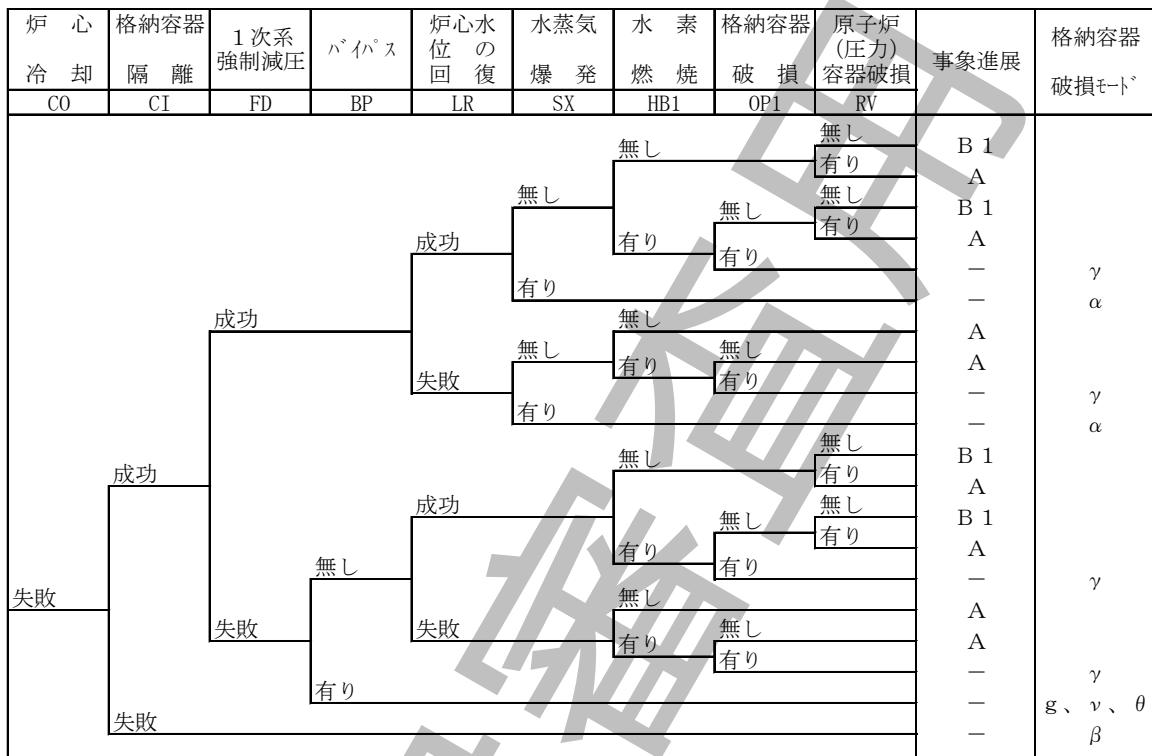
\*1 : 電源喪失しているプラント損傷状態のみ

\*2 : 原子炉が高圧のプラント損傷状態のみ

◎ : 直接的な従属関係があるもの

○ : 間接的に（他のヘディングを介して）従属関係があるもの

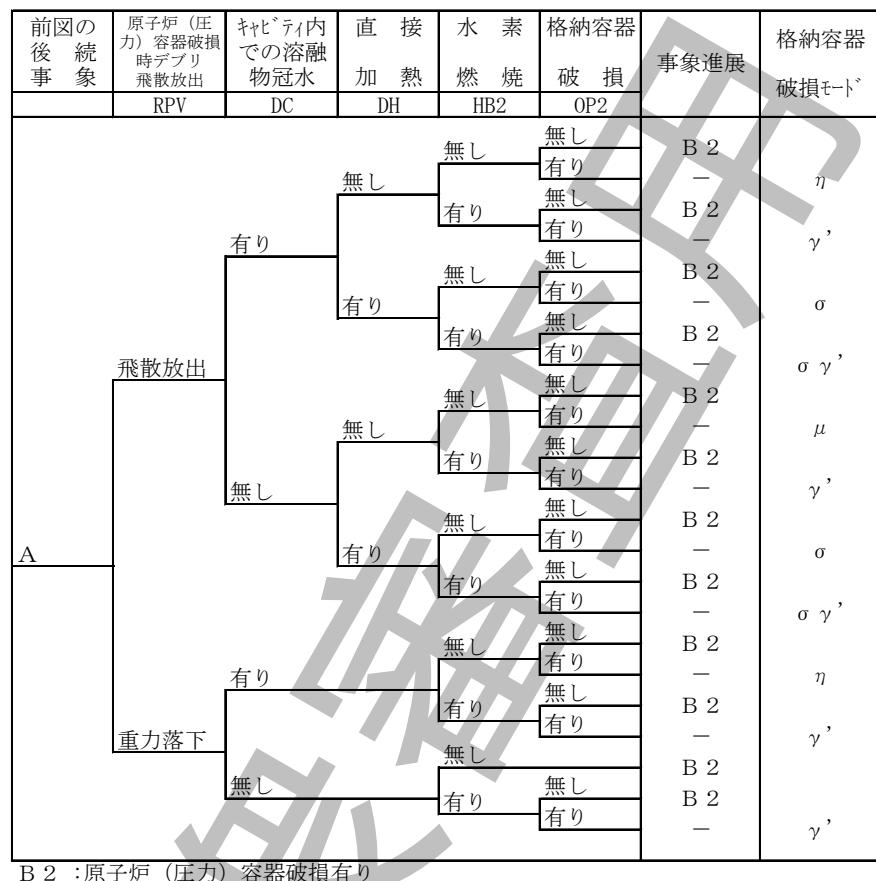
本表は引用表(参考文献(1), 表 3.12)を参考に作成



A : 原子炉(圧力)容器破損有り  
B 1 : 原子炉(圧力)容器破損無し

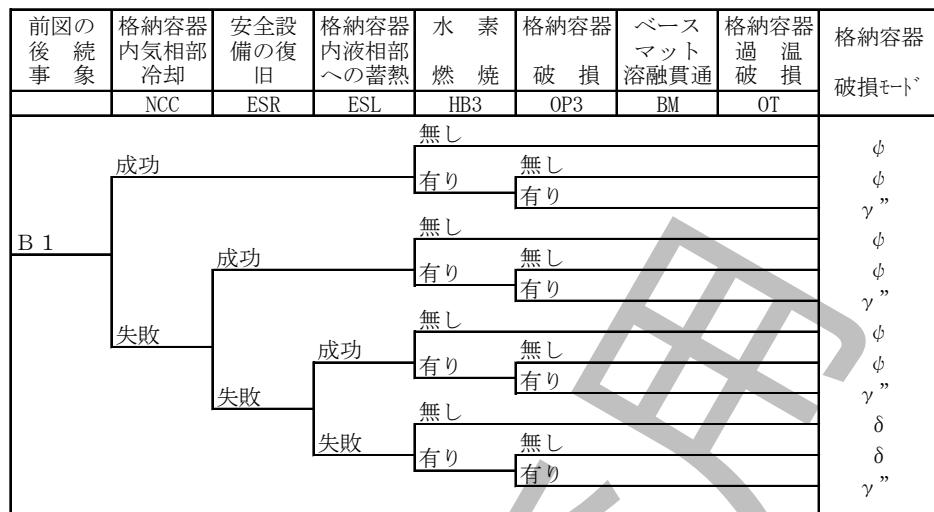
### 事故早期

図 P.1-格納容器イベントツリー (PWR ドライ型既設プラントの例)



### 原子炉容器破損直後

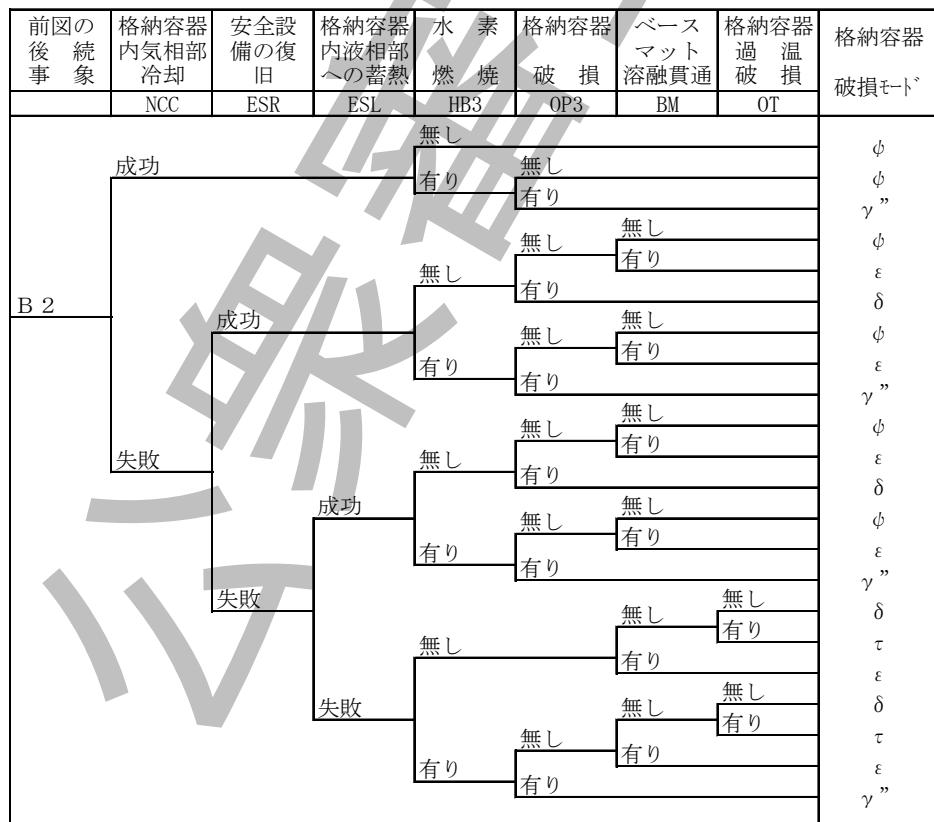
図 P.1-格納容器イベントツリー (PWR ドライ型既設プラントの例) (続き)



B 1 :原子炉（圧力）容器破損無し  
ベースマット溶融貫通及び格納容器過温破損の破損モードが無い

### 事故後期 原子炉容器破損なしの場合

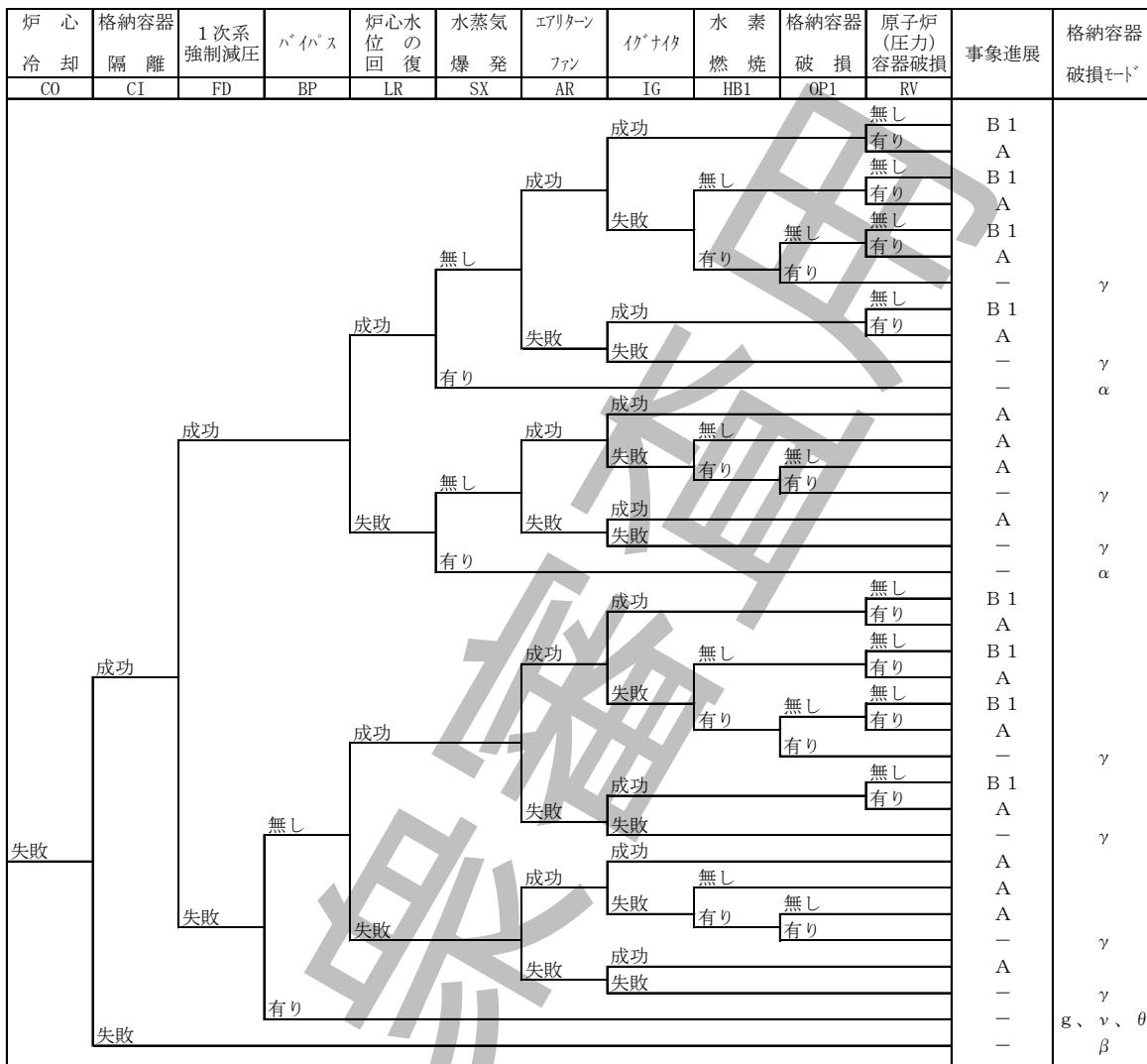
図 P.1-格納容器イベントツリー (PWR ドライ型既設プラントの例) (続き)



B 2 :原子炉（圧力）容器破損有り

### 事故後期 原子炉容器破損ありの場合

図 P.1-格納容器イベントツリー (PWR ドライ型既設プラントの例) (続き)



A : 原子炉(圧力)容器破損有り  
B 1 : 原子炉(圧力)容器破損無し

事故早期（原子炉容器破損直後、事故後期はドライ型既設プラントの例と同じ）

図 P.2-格納容器イベントツリー（PWR アイスコンデンサ型プラントの例）

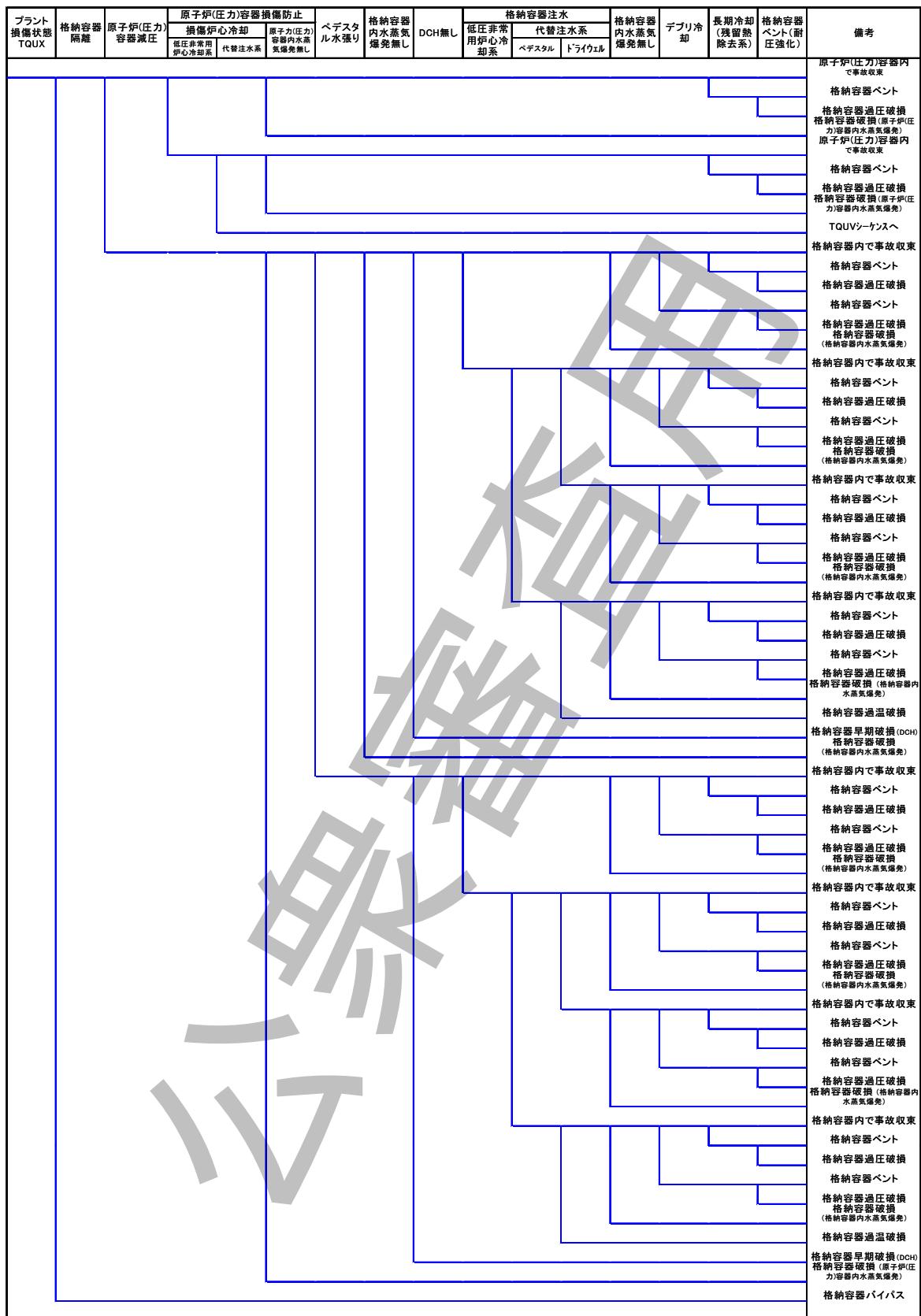


図 P.3-格納容器イベントツリー (Mark I型格納容器プラントの例)



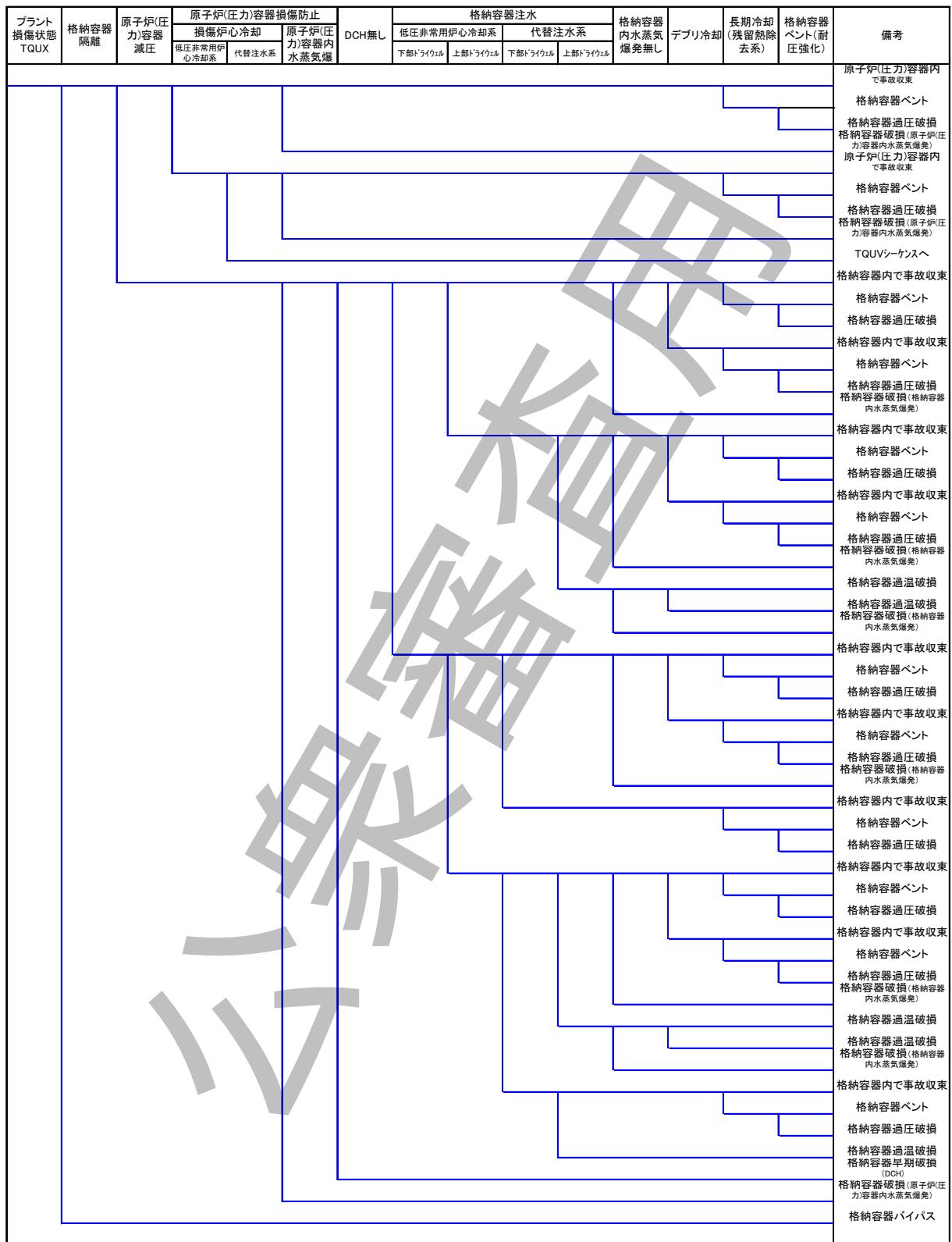


図 P.5—格納容器イベントツリー（RCCV 格納容器プラントの例）

## 附属書 Q (参考)

### 事故進展解析を実施するための解析コードの概要

#### 序文

この附属書は、箇条 10 で用いられる種々のシビアアクシデント総合解析コードの概要を示したものである。

なお、ここで挙げる解析コードは、最新の知見などを反映して改良・高度化が進められているため、ここでは、現状における使用実績を踏まえたバージョンを元に記載する。

#### Q.1 解析コードの概要

原子炉施設のシビアアクシデント時のプラント全体を模擬し、事故の進展と放射性物質の放出・移行挙動を予測するために、種々のシビアアクシデント総合解析コードが開発されている。実機を対象とした解析の実績が豊富な代表的解析コードは、MELCOR コード<sup>(1)~(3)</sup>、THALES2 コード<sup>(4)(5)</sup>、MAAP コード<sup>(6)(7)</sup>、ASTEC コードなどである。これらの解析コードは、原子炉施設を複数の領域（ボリューム）に分割してそれらを流路で連結し、領域内の質量及びエネルギーに対して、一点集中定数型近似のモデルで解析する。

設計基準を超える事故やシビアアクシデントの解析に用いられる解析コードは、現象に関する知見に不確実さがあるため、設計基準事故の解析に用いられる解析コードと同水準の妥当性確認は困難であることに留意すべきである。また、解析コードの V&V (Verification and Validation) については、国内外において今後検討や標準化の議論が予定されている状況であり、それらの知見が標準化された段階で、本標準への取り込みを検討することが適切と考えられる。

- a) **MELCOR コード** MELCOR コードは、米国原子力規制委員会 (NRC) によって開発されたコードである。NRC の CSARP (Cooperative Severe Accident Research Program) 計画の一環として、シビアアクシデント時の最適予測解析コード開発を国際協力によって進めている。各国の研究機関で実機の評価に適用されているのみならず実験解析などで解析モデルの妥当性確認も進められている。
- b) **THALES2 コード** 日本原子力研究開発機構が開発を進めているシビアアクシデント時の総合解析コードである。放射性物質の移行挙動解析に詳細な解析モデルを適用している。実機の評価に適用され、種々の事故シーケンスのソースターム解析を実施しており、解析結果も OECD/NEA 又は国際会議などで広く報告されている<sup>(8)</sup>。
- c) **MAAP コード** MAAP コードは米国産業界が協力して開発したシビアアクシデント総合解析コードである。NRC の要請で実施された個別プラントの PRA の評価に際して、米国の産業界は、米国の全ての実機プラントの評価に使用した。また、日本では産業界が日本の代表プラントのシビアアクシデントの事故進展の評価に適用している。

- d) **その他の解析コード** ASTEC コードは仏・独で共同開発された解析コードであり、EU 諸国で利用されている。このほかに、エネルギー総合工学研究所が開発を進めている、機構論的モデルによって原子炉(圧力)容器内から格納容器内に至る一連の事象を一貫して解析できる SAMPSON コード<sup>(9)</sup>、原子炉冷却系内の熱水力挙動及び燃料の溶融進展挙動の解析に特化した SCDAP/RELAP5 コード<sup>(10)</sup>、格納容器内の熱水力挙動及び放射性物質挙動の解析に特化した CONTAIN コード<sup>(11)</sup>、燃料からの放射性物質放出及び原子炉冷却系内の放射性物質移行挙動の解析に特化した VICTORIA コード<sup>(12)</sup>、放射性物質移行挙動の解析に特化した ART Mod.2 コード<sup>(13)</sup>などが開発されている。

図 Q.1 に、これらの解析コードの解析対象の範囲と解析モデルの妥当性確認に使用された主な実験<sup>(14)</sup>を示す。国内の研究機関及び産業界で主に使用されているシビアアクシデント総合解析コードは、MELCOR コード、THALES2 コード、MAAP コード、SAMPSON コードである。これらの解析コードのように、プラント全体が模擬可能であり、かつ、実機スケールの解析に適用した実績があり、さらに実験等のベンチマーク解析により妥当性が確認されたモデルを用いて熱水力及び放射性物質挙動を一括して解析できる総合的なコードであれば、事故進展及び放射性物質の移行挙動の評価に適用できる。

## Q.2 原子炉冷却系内事故進展解析モデル

原子炉冷却系内の事故進展を解析する解析モデルのうち、次の主要な 5 つの解析モデルの概要を示す。

- a) **原子炉冷却系内の流動モデル** 原子炉冷却系内の流動モデルは、原子炉冷却系の水位の決定に重要であり、シビアアクシデントの進展、炉心溶融開始時刻又は原子炉(圧力)容器破損時刻などの事象のタイミングの予測に影響する。特に BWR プラントにおいては、炉心注入系及び非常用ディーゼル発電機など工学的安全設備の制御が原子炉冷却系内の水位と深く関連するので、原子炉冷却系内の流動モデルは重要である。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードは、原子炉施設を複数のボリュームに分割して、領域内の物理量を一点集中定数型近似で解析する。MELCOR コードではボリューム間の圧力差、重力、流動抵抗、流体の慣性を考慮した運動方程式によって流体のボリューム間の移行量を計算する。THALES2 コード及び MAAP コードでは MELCOR コードに比べて比較的大きい領域を圧力一様な体系として、エネルギー保存及び質量保存則によって圧力と流体の比体積変化を計算し、起点となるボリュームに生じた流動に対して、それぞれのボリュームの形状体積と流体体積の過不足を補うようにボリューム間の流量を計算する。それぞれのボリュームの水位は、ボイド率を考慮した液相体積から計算する。
- b) **炉心及び原子炉冷却系内の伝熱計算モデル** 炉心及び原子炉冷却系内の伝熱計算モデルは、炉心温度及び原子炉冷却系内の温度分布だけでなく放射性物質の放出及び移行挙動にも影響する。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コード共に、放射性物質の崩壊熱及び金属-水反応の反応熱を熱源として、燃料棒、炉内構造物、雰囲

気、冷却材の相互間の熱伝達及び炉心と周囲の構造物間の輻射熱伝達を計算する。

- c) **金属一水反応モデル** 炉心冷却機能が失われ、原子炉水位が低下すると、燃料被覆管のジルコニウム成分が水蒸気と反応して水素を発生させると共に、一時的には崩壊熱を上回る反応熱を放出する。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードと共に金属一水反応を計算するものの、金属一水反応量の相関式、酸化の対象とする構造物の種類、未反応金属面への蒸気供給モデルに違いがある。例えば、蒸気供給の取扱いについては、MELCOR コード及び THALES2 コードでは、被覆管表面の酸化膜形成及び生成水素による水蒸気拡散の抑制効果を計算する。
- d) **炉心の溶融落下挙動モデル** 炉心のヒートアップ時に適切な冷却が行われない場合、炉心の健全性が失われ、溶融した炉心は下方向に移動する。炉心の溶融落下挙動は、金属一水反応、原子炉（圧力）容器破損時刻、炉内放射性物質放出挙動などに影響する。構造物を含むデブリの移動の解析では、燃料の破損及び溶融の判定、溶融物の質量、デブリの移動速度及び温度が重要である。このため、炉心内の燃料、構造物、デブリ及び雰囲気若しくは冷却材の相互間の伝熱を計算する。
- 1) **燃料の破損モデル** 燃料の破損では、MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードは、燃料被覆管の破裂、共晶溶融による液化、UO<sub>2</sub> 溶融を計算する。いずれの解析コードも、共晶溶融温度又は UO<sub>2</sub> 溶融温度を入力で指定し、その温度に達すると燃料は健全性を喪失してデブリの移動が開始する。さらに、MELCOR コードでは、酸化ジルコニウムの厚さ及び温度に応じて、燃料にかかる機械的応力を考慮した燃料破損モデルがある。
- 2) **熱伝達モデル** 燃料、デブリ、構造物、雰囲気及び冷却材の相互間の熱伝達係数は、MELCOR コード及び MAAP コードでは、沸騰状態に応じた相関式及び雰囲気の流動に応じた相関式から計算する。THALES2 コードでは、入力で与えた定数値を用いる。また、MELCOR コード及び MAAP コードは、解析モデルに違いがあるものの、いずれも炉心内の流路閉鎖及び溶融プールの形成を計算する。
- e) **原子炉（圧力）容器破損モデル** 炉心領域から炉心の下部プレナム領域に移動したデブリは、顕熱及び崩壊熱によって原子炉（圧力）容器の底部を破壊した後に、格納容器へ流出する。原子炉（圧力）容器の破損モデル及びデブリの放出/飛散モデルは、炉内における放射性物質放出の継続時間、炉内及び炉外でのデブリの冷却性、デブリ・コンクリート相互作用などに影響する。
- 1) **破損モデル** MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードのいずれも、原子炉（圧力）容器の貫通部の計装管又は制御棒案内管の溶融破損を計算する。MELCOR コード及び MAAP コードでは、TMI-2 事故でデブリ冷却が達成された事実から、詳細な伝熱モデルを組み入れている。THALES2 コードは、溶融破損に加えて、原子炉冷却系の圧力及び堆積したデブリの重量及び下部プレナム自重に伴う原子炉（圧力）容器側壁の応力破損を計算する。

- 2) **デブリ移動モデル** MELCOR コードでは、原子炉（圧力）容器破損時の圧力差に応じてデブリを格納容器雰囲気に飛散させ、米国サンディア国立研究所の格納容器雰囲気直接加熱現象の実験で得られた 2 セル平衡モデルで破損後のデブリの移行と雰囲気との伝熱を計算する。THALES2 コードは、入力で指定したデブリの飛散割合から、格納容器内へのデブリの飛散量と雰囲気との伝熱を計算する。MAAP コードでは、簡易モデルでデブリの飛散を計算する。

### Q.3 格納容器内事故進展解析モデル

格納容器内事故進展の解析モデルのうち、次の主要な 2 つの解析モデルの概要を示す。

- a) **可燃性ガスの燃焼モデル** 原子炉冷却系内での金属一水反応から発生する水素並びにデブリ・コンクリート相互作用の時期にコンクリートの分解及びデブリ中の金属の酸化反応から発生する一酸化炭素などの非凝縮性可燃性ガスは、格納容器の雰囲気を加圧する。そして、それらの燃焼で放出される熱エネルギーは、格納容器雰囲気の圧力・温度挙動に影響する。
- 1) **可燃性ガスの発生モデル** 可燃性ガスの発生源は、原子炉冷却系内での金属一水反応に伴う水素、デブリ・コンクリート相互作用時の金属一水反応に伴う水素、デブリ・コンクリート相互作用の時期にコンクリートの分解及びデブリ中の金属の酸化反応から発生する一酸化炭素である。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードでは、主要な反応の種類は同じである。
- 2) **燃焼モデル** MELCOR コード、THALES2 コードともほぼ同様の燃焼モデルである。ボリューム内の可燃性ガス、酸素及び水蒸気の濃度(モル分率)が全て条件を満たした場合に燃焼が起こるものとする。燃焼が生じたボリュームでは燃焼後のガスの組成変化を考慮すると共に、燃焼熱を気相領域に付加するモデルとなっている。ただし、燃焼開始条件、燃焼限界条件及び燃焼速度の計算モデルは、解析コードで異なる。  
なお、これらのコードでは格納容器を 1 個又は少数のボリュームに区分し、それぞれの内部では圧力は一様とする。
- b) **デブリ・コンクリート相互作用モデル** 原子炉（圧力）容器破損時に格納容器内に放出されるデブリによってコンクリートが分解され、非凝縮性ガス又は水蒸気などが発生し、格納容器内の温度・圧力挙動に影響する。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードとともに、基本的な考え方は同様であり、デブリからコンクリート、気相（又は液相）、構造物への伝熱を考慮し、コンクリートへの伝熱量からコンクリートの分解量及び侵食深さを計算する。
- 1) **コンクリート分解反応** コンクリート分解によって発生する水蒸気・非凝縮性ガスはデブリを通過する際にデブリ中の金属と反応するものとし、デブリの状態（温度、組成など）変化、気相・液相の状態変化を計算する。デブリからコンクリートへの伝熱は THALES2 コード及び MAAP コードでは熱伝達係数を入力で指定するが、MELCOR コードはコンクリート凝固温度を境界条件にして、熱流束を詳細に計算す

る。コンクリートの成分については、いずれの解析コードも組成を入力で設定する。コンクリートの成分の代表的な例は、石灰岩系及び玄武岩系がある。

- 2) **コンクリート侵食** MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードは、コンクリートの深さ方向と横方向の侵食を計算する。さらに、それぞれの解析コードとともに、デブリ中に存在する多数の金属成分を対象にして、様々な化学反応(金属反応)を計算する。ただし、計算の対象とする金属の種類及び化学反応の優先順が解析コードによって異なる。その結果、吸熱反応と発熱反応の順によって、コンクリート侵食の時期の計算に若干の差がある。
- 3) **デブリ上面からの除熱** デブリ上面が水と接触している場合は、MELCOR コードでは、ハードクラストを想定した沸騰曲線に加えてクラストに生じる亀裂の効果を勘案して、熱流束を評価している。THALES2 コードでは、入力で与えた定数値を用いる。MAAP コードでは Kutateladze の水平平板限界熱流束相関式にユーザー入力係数が乗じられた式で熱流束を評価しており、上面の性状に応じた熱流束の入力が可能となっている。また、OECD-MCCI 計画の知見を反映した火山型クラストを想定した溶融物噴出による冷却モデルが CORQUENCH コードとして開発されている<sup>(15)</sup>。

#### Q.4 放射性物質とエアロゾルの放出・移行モデル

放射性物質の放出・移行の解析モデルのうち、次の主要な解析モデルの概要を示す。

- a) **原子炉（圧力）容器内での燃料又はデブリからの放出率** 燃料からの放射性物質の放出は、事故の進展によって異なった機構で生じる。主要な放出の機構のモデルは、多くの解析コードで類似している。
  - 1) **燃料被覆管破裂時の放出モデル** 炉心の冷却が十分でなく燃料温度が上昇して燃料被覆管が破損すると、燃料被覆管ギャップに蓄積していた放射性物質が原子炉冷却系に放出される。このときの放出は、希ガス及びヨウ素が主であり、燃料が溶融する頃の放出量と比べると無視できる程度である。このため、THALES2 コードでは、この時期の放出量を計算しない。
  - 2) **燃料加熱時の放出モデル** 燃料被覆管破損後に、さらに燃料の加熱が続くと、燃料又はデブリ中の放射性物質は拡散によって燃料表面まで運ばれ、原子炉冷却系内に放出される。また、放射性物質以外にも燃料及び炉心構造物の一部も放出される。MELCOR コード及び THALES2 コードは、この時期の放出量の計算に、米国オークリッジ研究所の実験結果から得られたアレニウス型の放出率計算モデルを適用する。MAAP コードは、核種グループ毎に炉心温度に対する放出速度の相違を考慮した放出速度で放出されるモデルを適用する。
  - 3) **溶融燃料からの放出モデル** 燃料が溶融すると、もはや固体中の拡散は律速ではなくなるが、MELCOR コード、THALES2 コードでは、簡単のため、この時期の放出量の計算にもアレニウス型の放出率計算モデルを適用する。アレニウス型のモデルに含まれる活性化エネルギーと拡散係数は、いずれも融点以下の実験から得られた放出量

から決めている。

- b) **デブリ・コンクリート相互作用時のデブリからの放出率** 原子炉(圧力)容器破損後、原子炉キャビティ(PWR)又はペデスタル(BWR)へ放出されたデブリは、コンクリートと相互作用する。この時、コンクリートの分解ガスである水蒸気及び二酸化炭素がデブリ中の放射性物質を含む未酸化金属と反応して、揮発性の比較的高い放射性物質がデブリ表面からガスで放出される。その後、急速に冷却されてエアロゾル化する。また、放射性物質の一部は、デブリ・コンクリート相互作用の時に、エントレインメントで形成された微粒子として、デブリ表面から直接放出される。
- 1) **エアロゾルの放出** デブリ・コンクリート相互作用時のデブリからのエアロゾルの放出量は、炉外へ放出されるデブリの量及び組成(特に未酸化金属の量)、コンクリート成分、金属反応並びにコンクリート分解ガスの発生量によって異なる。
- 2) **解析モデル** THALES2 コードでは、炉内の場合と同様に、温度に依存する実験式で放射性物質の放出率を計算する。コンクリート成分のエアロゾルの放出率は、米国サンディア国立研究所の実験で得られたデブリ表面の温度及びガス流速を助変数とする相関式で計算する。MELCOR コード及び MAAP コードでは、放射性物質の放出率は、化学熱力学的平衡モデルで計算する。MELCOR コードの解析モデルは、対象とする化学反応の種類も多い。また、コンクリート成分のエアロゾルの放出率は、THALES2 コードと同様に、デブリ温度又は分解ガス流量などに依存するモデルで計算する。MELCOR コードには、核形成によるエアロゾル発生モデルも組み込まれている。
- c) **解析コードにおける放射性物質の取扱い** プラント全体を模擬した放射性物質の移行挙動の解析では、放射性物質の化学的性質の類似性から 10 種程度のグループにまとめて系統的に扱う。同一グループに属する放射性物質は、プラント内で同一の移行挙動をすると仮定する。例えば、MELCOR コード及び MAAP コードで想定する放射性物質のグループ数は 12 グループ、THALES2 コードは 8 グループ(入力で変更可)である。希ガス、CsI、CsOH 以外の放射性物質については、次に示すように解析コードによつて異なる。

MELCOR	: Xe, CsI, CsOH, Ba, Te, Ru, Mo, Ce, La, Cd, Sn, U
THALES2	: Xe, CsI, CsOH, Sr, Te, Ru, La, その他のエアロゾル (格納容器内ヨウ素化学反応を考慮する場合は, I <sub>2</sub> , 有機ヨウ素, I <sup>-</sup> , Cs <sup>+</sup> を代表化学種に追加)
MAAP	: Xe, CsI, CsOH, SrO, BaO, Te <sub>2</sub> , TeO <sub>2</sub> , MoO <sub>2</sub> , CeO <sub>2</sub> , La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Sb, UO <sub>2</sub>

- d) **放射性物質の形態** 燃料から放出された放射性物質がどのような物理形態(気体、エアロゾルなど)を取り得るかによって、放射性物質の移行挙動に大きく影響する。燃料及びデブリから放射性物質が放出された後、ガス状とエアロゾル状放射性物質の分配は、

分圧と飽和蒸気圧によって決まる。プラント内を移行する間に、ガス状及びエアロゾル状の放射性物質は、雰囲気中に浮遊した状態、構造物表面へ沈着した状態、液相へ溶解した状態になる。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードは、これらの状態及び状態間の遷移を全て計算する。

- e) **エアロゾルの沈着モデル** エアロゾルは、原子炉冷却系内及び格納容器内を移動する間に構造物表面に沈着する。エアロゾルの沈着は、温度又は流動などの雰囲気条件並びにエアロゾル粒径に応じて支配的となる沈着機構が異なる。エアロゾルの沈着実験は、OECD 諸国で数多く進められ、解析モデルも高温・高圧のシビアアクシデント条件で妥当性が確認されている。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードのエアロゾルの沈着機構は、いずれも慣性衝突、重力沈降、熱泳動、拡散泳動を考慮している。ただし、エアロゾルの粒子径分布の取扱いが、解析コードによって異なる。MELCOR コード及び THALES2 コードではエアロゾルの粒径分布を複数の粒径区分に分割し、凝集に伴うエアロゾルの粒径区分間の再配分及び粒径区分ごとにそれぞれの沈着機構の沈着速度を計算するのに対し、MAAP コードは凝集に伴う粒子径分布を準定常近似から決まる分布関数で計算し、それに応じた相関式からエアロゾルの沈着率を計算する。MAAP コードの計算モデルは、OECD/NEA の国際標準問題 ABCOVE の解析に適用した結果、エアロゾルの凝集及び沈着挙動を良く模擬できることが確認されている。
- f) **ガス状の放射性物質の沈着モデル** 燃料及びデブリから放出されたガス状の放射性物質は、流体の流れに乗って輸送される間に構造物表面及びエアロゾル表面に沈着する。主要な沈着機構は、凝縮・蒸発及び化学吸着である。MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードでは、いずれも凝縮及び蒸発を計算する。MAAP コードの凝縮・蒸発モデルは、乱流拡散を想定しているため、MELCOR コード及び THALES2 コードと比べて凝縮・蒸発速度が大きい。また、MAAP コードは、化学吸着を計算しない。
- g) **エアロゾルの成長モデル** 原子炉冷却系及び格納容器内に浮遊するエアロゾルは、高揮発性放射性物質(CsI, CsOH, Te など)及び水蒸気の凝縮によって成長する。また、エアロゾルは、凝縮だけでなく互いの衝突合体(凝集)によっても成長する。THALES2 コード及び MELCOR コードではエアロゾルの粒径分布を複数の区分に分割し、大きさ区分ごとに凝縮及び凝集によるエアロゾル成長率を計算する。一方、MAAP コードでは、放射性物質蒸気の過飽和分が全て凝縮してエアロゾルを形成すると仮定して、エアロゾルの成長率を計算する。また、MAAP コードの粒子径分布の計算モデルは、Q.4 e)で述べたとおりである。

## Q.5 工学的安全設備による放射性物質の除去

- a) **プールスクラビングモデル** 水蒸気などの流れと共にガス状及びエアロゾル状の放射

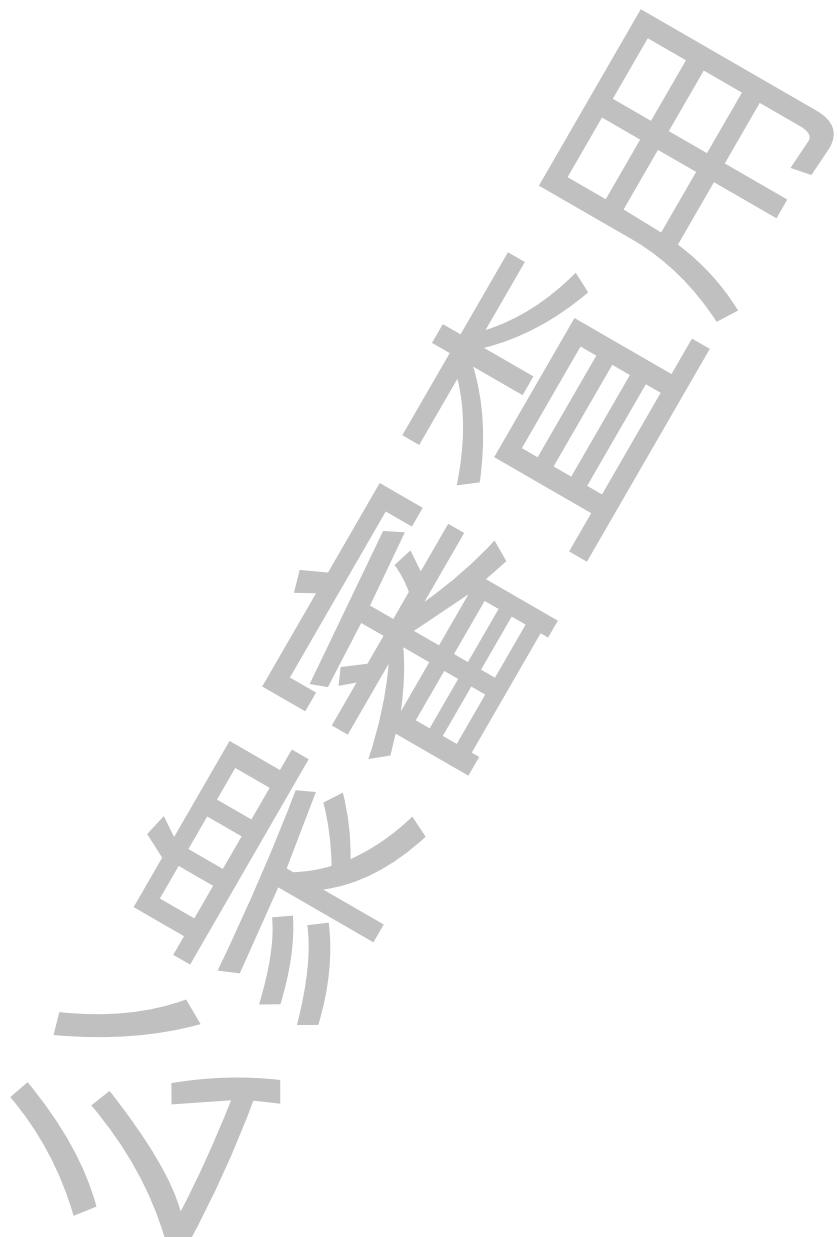
性物質がプール水中に流入すると、それらの一部はプール水中に移行する。ガス状及びエアロゾル状の放射性物質では、除去機構が異なる。プールスクラビングによるエアロゾルの除去に関する実験は、日本において、系統的に実施され、解析モデルも妥当性が確認されている。

- 1) **ガス状の放射性物質** MELCOR コードは、放射性物質がプール水中と気泡内のガス中とで、気液平衡になるものと仮定して、分配係数を用いて放射性物質の量を平衡時の濃度比に分配する。THALES2 コードは、キャリアガス中の水蒸気凝縮に伴う除去(プール流入時)、気泡内の拡散速度、気泡の移動速度から決まる気泡表面からの溶解速度、気液界面での濃度の不連続性及び質量流束の保存条件からプール水中への溶解量を計算する。
  - 2) **エアロゾル** THALES2 コードは、実験と理論の 2 つのモデルがある。実験モデルは、プールスクラビングの実験から得られた相関式を用いて、エアロゾルの粒子径分布ごとに、除染係数を計算する。理論モデルは、キャリアガス中の水蒸気凝縮に伴う除去(プール流入時)、気泡内でのブラウン拡散及び重力沈降によるプール水への移行を計算する。MELCOR コードは、プールスクラビングを詳細に解析する SPARC90 コードをモジュール化しており、気泡面での慣性衝突、ブラウン拡散、重力沈降によるプール水中への移行を計算する。MAAP コードは水中に移動したエアロゾルが気相へ移行することは考慮していない。
- b) **スプレイモデル** スプレイは、雰囲気中に浮遊するガス状及びエアロゾル状の放射性物質を除去するだけでなく、水蒸気凝縮による減圧及びデブリ冷却に利用され事故の緩和手段として重要である。ガス状及びエアロゾル状の放射性物質とで除去機構が異なる。格納容器スプレイによるガス状及びエアロゾル状の放射性物質の除去については、古くから多くの実験がなされ、解析モデルも妥当性が確認されている。なお、水蒸気の凝縮については MELCOR コード、THALES2 コード及び MAAP コードとも考慮している。
    - 1) **ガス状の放射性物質** MELCOR コード及び THALES2 コードは、落下するスプレイ液滴表面への対流拡散速度、液滴内部での拡散速度、気液界面での濃度の不連続性及び質量流束の保存則から、放射性物質の除去効率を計算する。MAAP コードは、格納容器雰囲気ではエアロゾルの形態が支配的であることから、スプレイによるガス状の放射性物質の除去を計算しない。
    - 2) **エアロゾル** MELCOR コード及び THALES2 コードではスプレイ液滴とエアロゾルの衝突の機構として、拡散、慣性衝突、さえぎり及び拡散泳動を想定して、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突効率を計算する。MAAP コードも同様である。

## 参考文献

- (1) Kyle Ross, et al., "MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project," NUREG/CR-7008, 2014.
- (2) Nathan Bixler, et al., "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis," NUREG/CR-7110, Vol. 1, Rev. 1, 2013.
- (3) Nathan Bixler, et al., "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis," NUREG/CR-7110, Vol. 2, Rev. 1, 2013.
- (4) M.Kajimoto, et al., "Development of THALES-2, A Computer Code for Coupled Thermal Hydraulics and Fission Product Transport Analysis for Severe Accident at LWRs and Its Application to Analysis of Fission Product Revaporization Phenomena," Proc. of Int. Mtg. on Safety of Thermal Reactors, Portland. 584, 1991.
- (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.
- (6) "三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シーケンスへの MAAP コードの適用性について", MHI-NES-1056, 三菱重工業株式会社, 平成 25 年 5 月.
- (7) "三菱 PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて", MHI-NES-1064, 三菱重工業株式会社, 平成 26 年 12 月.
- (8) A. Hidaka, et al., "Comparative Study of Source Terms of a BWR Severe Accident by THALES-2, STCP and MELCOR," Proc. 1992 National Heat Transfer Conference, HTC-Vol.6, 408, 1992.
- (9) "シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書", 一般社団法人 日本原子力学会 "シビアアクシデント評価" 研究専門委員会, 平成 26 年 11 月
- (10) C.M.Allison, et al., "SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual. Volume 1: SCDAP/RELAP5 Interface Theory; Volume 2: Damage Progression Model Theory; Volume 3: Input Guide; Volume 4: MATPRO-A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis; Volume 5: Developmental Assessment," NUREG/CR-6150, EGG-2720, Idaho National Engineering Laboratory, October 1993.
- (11) B.E.Boyack, "CONTAIN Independent Peer Review," LA-12866, Los Alamos National Laboratory, January 1995.
- (12) N.E.Bixler, "VICTORIA2.0, A Mechanical Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Reactor Coolant System under Severe Accident Conditions," NUREG/CR-6131, 1998.
- (13) 石神勉 他, "炉心溶融事故時 FP 移行挙動解析コード ART の使用手引," JAERI-M 88-093, 1988.
- (14) OECD/NEA report, "Recent Developments in Level 2 PSA and Severe Accident Management," NEA/CSNI/R(2007)16, 2007.

- (15) K.R. Robb and M.L.Corradini, "Melt Eruption Modeling for MCCI Simulations," Proc. of NURETH-14, ANS, September 25-30, Toronto, Canada, paper 290 (2011)



## 解析モデルの妥当性確認に使用された主な実験

FLECHT FIST BESTHSY TMI-2	PBF-SFD LOFT TMI-2 CORA QUENCH PHEBUS ACRR	ORNL SASCHA LOFT-FP TMI-2 PHEBUS FALCON	FARO KROTOS	EPRI LHF	ACE SURC BETA SWISS COTELS OECD	ACE SURC	ABCOVE CSE VANAM LACE RTTF	SNL EPRI NUPEC HDR	SNL NUPEC
------------------------------------	--	--	----------------	-------------	--	-------------	--	-----------------------------	--------------

熱水力	燃料 溶融	燃料から FP 放出 RCS 内 FP 移行	FCI	RPV 破損	MCCI	デブリ FP 放出	CV 内 FP 移行	CV 負荷	CV 破損
-----	----------	---------------------------------	-----	-----------	------	--------------	---------------	-------	-------

事故進展



### シビアアクシデント総合解析コードの評価対象範囲

MAAP (産業界)



THALES-2 (JAEA)



MELCOR (USNRC)



ASTEC (IRSN, GRS)

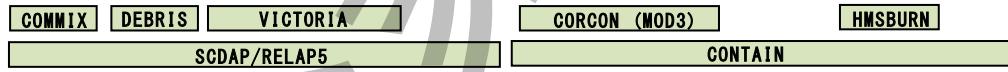


SAMPSON (エネ総研)



### 詳細解析コードの評価対象範囲

(USNRC)



(IRSN)



(GRS)



(JAEA)

JASMINE

図 Q.1—シビアアクシデント時の事故進展挙動及び環境影響に関する解析コードの評価対象範囲

## 附属書 R (参考) 分岐確率の設定例

### 序文

本附属書は、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定例として、物理化学現象、エナジエティック現象及び格納容器バイパス事象の例を示す。

### R.1 物理化学現象の分岐確率

水素混合・燃焼、格納容器雰囲気直接加熱、格納容器内圧上昇、デブリ・コンクリート相互作用などの物理化学現象による格納容器荷重発生の分岐確率であり、基本的には MAAP, MELCOR, THALES2 などのシビアアクシデント総合解析コードによる解析結果及びシビアアクシデントを模擬した実験結果を参考にして、物理化学現象の拘束条件及び工学的な判断を併用して、分岐確率を評価できる。

また、水蒸気爆発、水素爆轟、溶融デブリの飛散などのエナジエティックな現象のうち、既存の総合解析コードでは取り扱えない場合、個別の現象を対象とした解析コード、例えば、

水蒸気爆発	VESUVIUS-AUTODYN コード <sup>(1)</sup>
水素爆轟	AUTODYN コード <sup>(2)</sup> , COMA コード <sup>(3)</sup>
溶融デブリ飛散	PHOENICS コード <sup>(4)</sup>

による計算結果などを参考にして、ROAAM 手法又は分解イベントツリー手法を用い分岐確率を評価できる（R.2 参照）。

国内外において、シビアアクシデントに関する研究が継続して実施されており、これらの物理化学現象に関する知識は少しづつ変化している。これらの研究から得られる知見に注意を払い、適宜評価に反映することが重要である。

### R.2 エナジエティック現象の分岐確率

炉心損傷後に格納容器の構造健全性に影響する物理化学現象には、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、溶融物の格納容器壁直接接触、原子炉（圧力）容器外の水蒸気爆発、水素燃焼、デブリ・コンクリート相互作用などがある。これらの現象のうち、格納容器が急激な破損に至る可能性のあるエナジエティック現象は、早期格納容器破損の評価の観点から重要であり、原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、原子炉（圧力）容器外の水蒸気爆発、水素爆轟が該当する。

原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発については、米国の SERG2 (Second Steam Explosion Review Group) 会議及び OECD/NEA の燃料/冷却水相互作用研究の結果から、原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発による格納容器機能喪失発生は、リスクの観点では有意義でないと結論されている。ここには、格納容器雰囲気直接加熱、原子炉（圧力）容器外の水蒸気爆発、

水素燃焼の分岐確率評価を解説する。

### R.2.1 エナジエティック現象の分岐確率の評価方法

物理化学現象に係る分岐確率を設定する方法には、分解イベントツリー（DET）手法<sup>(5)</sup>及びROAAM手法<sup>(6)</sup>がある。

- a) **分解イベントツリー手法** 分解イベントツリーによる格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率評価は、次の手順で行う。
- 1) **支配要因の抽出** 現象過程を分解し、格納容器荷重などの現象結果に大きく影響する要因（支配要因）を抽出する。（表 R.1<sup>(5)</sup>参照）
  - 2) **因果関係の分析** 支配要因の因果関係（物理モデルなど）を分析する（表 R.1 参照）。
  - 3) **分解イベントツリーの構築** 支配要因を分解イベントツリーのヘディングにして、発生する時間及び因果関係の順に配置する。これらのヘディングの分岐を決める。そして、これらの分岐を因果関係で結び、分解イベントツリーを展開する。
  - 4) **支配要因の値の設定** 分解イベントツリーの分岐ごとに、支配要因の代表値を設定する。また、支配要因の拘束条件から不確実さ幅を設定する。
  - 5) **格納容器荷重の解析** 分岐ごとに支配要因の代表値を用いて、格納容器荷重などを解析する。
  - 6) **格納容器機能喪失確率の評価** 分岐ごとに、格納容器荷重などの結果と格納容器耐性（フラジリティなど）とを比べて格納容器機能喪失確率を評価する。
  - 7) **分岐の頻度の解析** 分岐ごとに、分岐の頻度を評価する。
  - 8) **条件付き格納容器機能喪失確率の評価** 分岐の頻度と格納容器機能喪失確率との積を全ての分岐に渡って積算し、条件付き格納容器機能喪失確率を評価する。これが格納容器イベントツリーの分岐確率となる。
  - 9) **事故シーケンスによる条件の相違の検討** 事故シーケンスによって、支配要因の代表値が異なる場合には、事故シーケンスごとに分解イベントツリーを評価する。これによって、事故シーケンスごとに格納容器イベントツリーの分岐確率を求める。
  - 10) **不確実さ伝播解析** 分解イベントツリーの分岐に支配要因の値の確率分布を設定し、モンテカルロ計算を行えば、格納容器イベントツリーの分岐確率の確率分布が得られる。これらは不確実さ解析に使用できる。
- b) **ROAAM 手法** 分解イベントツリー手法のうち、支配要因の因果関係、支配要因の値を解析的手法が適用できる素過程まで分解し、モンテカルロ計算によって荷重の確率分布及び破損確率の分布を解析する手法である。支配要因を解析する解析コードが整備されている場合に、格納容器イベントツリーの分岐確率の解析に有効な方法である。
- 1) **支配因子の抽出** 分解イベントツリーの支配因子（表 R.1 参照）と同じである。
  - 2) **支配因子の代表値と不確実さ幅の設定** 支配因子を拘束する条件及び不確実さの幅を設定して、確率分布関数を設定する。

- 3) 分岐確率の平均値と不確実さ幅の解析 支配因子の確率分布関数に対して、モンテカルロ計算によって支配因子の平均値及び不確実さ幅を解析する。

## R.2.2 原子炉（圧力）容器外での水蒸気爆発の分岐確率評価

### R.2.2.1 ROAAM 手法

水蒸気爆発の解析評価手法は、熱力学的なエネルギー変換率の上限などに基づく熱力学的モデル、細粒化及び熱伝達過程の速度論に基づくパラメトリックモデル、現象論に基づく熱的デトネーションモデルなどを経て<sup>(7)</sup>、近年は混相流の熱流体力学シミュレーションの手法に基づく解析コードが開発され<sup>(8)~(11)</sup>、実炉を対象とした解析に適用されている<sup>(12)~(15)</sup>。水蒸気爆発は、OECD/NEA の SERENA 計画<sup>(16)</sup>などの国際協力計画で、解析手法の確立に向けた研究がなされている。

水蒸気爆発の分岐確率評価では、典型的な条件又は最も厳しい条件など、数ケースの解析を行って分岐確率の評価の参考にすることが多い。これに対して、Zuchuat ら<sup>(15)</sup>は、米国ウィスコンシン大学で開発された1次元水蒸気爆発解析コード TEXAS を用いたモンテカルロ計算によって、原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発による格納容器機能喪失確率を求めた。また、日本原子力研究所では、代表的なBWR及びPWR原子炉施設を対象にして、水蒸気爆発解析コード JASMINE と確率論的手法とを組み合わせて原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発を解析し、格納容器への荷重の確率分布及び格納容器機能喪失確率分布を評価している<sup>(16)~(18)</sup>。このように、水蒸気爆発によって格納容器が破損する確率を、ROAAM 手法を適用して評価する例が一般的になっている。

- a) **解析手法** 原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発によって格納容器が破損する場合について、格納容器機能喪失の確率分布の評価手法（日本原子力研究所の解析例）の概要<sup>(18)</sup>を図 R.1 に示す。最初に、水蒸気爆発の初期・境界条件及び JASMINE コードの解析モデルに含まれるパラメータに対して、確率分布関数（PDF）を設定する。これらのパラメータを、ラテン超方格サンプリング（LHS）<sup>(19)</sup>を用いてサンプリングし、水蒸気爆発による格納容器への荷重の確率分布を評価する。次に、荷重の確率分布と構造応答解析などによって求めた格納容器の耐力カーブ（フラジリティカーブ）を比較して、格納容器機能喪失確率を求める。
- b) **初期・境界条件及びモデルパラメータ値** 水プール深さ及び形状、格納容器雰囲気圧力、水温などの初期・境界条件は、プラント形状及び事故進展解析で得られた結果を用いる。水蒸気爆発時の荷重の評価に対して影響が大きいパラメータは、デブリ落下時の流量、及び蒸気（ボイド）発生量及び粒子径に影響するモデルパラメータである。これらのパラメータに確率分布を割付けて、確率分布を反映するように値をサンプリングする。サンプリング数は大きいことが望ましいが実際には計算機資源の制約で制限されることが多い。目安として、Kahtib-Rahbar ら<sup>(20)</sup>はパラメータ数  $k$  に対し、サンプリングのサイズ  $n > (4/3)k$  を推奨している。日本原子力研究所の水蒸気爆発解析では  $k=7$

に対し  $n=20\sim40$  とした。

- c) **解析評価例** 代表的な BWR 原子炉施設 (Mark-II 型格納容器) 及び PWR 原子炉施設 (PCCV) の原子炉 (圧力) 容器外水蒸気爆発を対象にして、水蒸気爆発時の格納容器構造物への圧力荷重を評価した例を示す。解析対象部位<sup>(18)</sup>を図 R.2 に示す。
- ・BWR の圧力抑制プール内での水蒸気爆発
  - ・BWR のペデスタル内での水蒸気爆発
  - ・PWR の原子炉キャビティ内での水蒸気爆発

- 1) **BWR (圧力抑制プール内水蒸気爆発 : Bsp)** ペデスタル床を溶融貫通したデブリが、圧力抑制プールの原子炉 (圧力) 容器直下ペデスタル円筒部分の中に落下し、水蒸気爆発が発生する場合を想定する。ペデスタル壁構造物の破損によって、原子炉 (圧力) 容器の支持が失われ、原子炉 (圧力) 容器が変位する。これによって主蒸気管などの配管が変位し、格納容器の配管貫通部が破損する。圧力抑制プール内での水蒸気爆発による格納容器内構造物への荷重<sup>(18)</sup>(壁面の力積, MNs)は、中央値 22.1, 95% 値 35.7, 平均値 20.9 である (図 R.3 参照)。これによる格納容器機能喪失確率<sup>(18)</sup> (水蒸気爆発発生あたり条件付確率) は、中央値  $3.9 \times 10^{-2}$ , 95% 値  $2.7 \times 10^{-1}$ , 平均値  $6.4 \times 10^{-2}$  である (図 R.4 参照、壁面の力積を指標とした評価)。これらの格納容器内構造物への荷重の確率分布は、BWR の Mark-II 型格納容器のプラントに対して適用できる。
- 2) **BWR (ペデスタル内水蒸気爆発 : Bpd)** 原子炉 (圧力) 容器の下部ヘッドを溶融貫通したデブリが、ペデスタル床上に形成された水プールに落下し、水蒸気爆発が発生する場合を想定する。水蒸気爆発荷重に起因する原子炉 (圧力) 容器の変位によって、主蒸気管などの配管が変位し、格納容器の配管貫通部が破損する。原子炉 (圧力) 容器変位については、(i)ペデスタル壁構造物の破損による原子炉 (圧力) 容器支持喪失、及び(ii)水蒸気爆発で加速された水塊が原子炉 (圧力) 容器下部ヘッドに衝突する際の突き上げの 2 通りを考慮した。ペデスタル内での水蒸気爆発による格納容器内構造物への荷重<sup>(18)</sup>(壁面の力積, MNs)は、中央値 2.09, 95% 値 10.0, 平均値 3.47 である (図 R.5 参照)。これによる格納容器機能喪失確率<sup>(18)</sup> (水蒸気爆発発生あたり条件付確率) は、中央値  $2.8 \times 10^{-10}$ , 95% 値  $6.5 \times 10^{-3}$ , 平均値  $2.2 \times 10^{-3}$  である (図 R.6 参照、壁面の力積を指標とした評価)。
- 3) **PWR (原子炉キャビティ内水蒸気爆発 : P)** 原子炉 (圧力) 容器の下部ヘッドを溶融貫通したデブリが、PCCV の原子炉キャビティ内に落下し、水蒸気爆発が発生する場合を想定する。水蒸気爆発荷重に起因する原子炉 (圧力) 容器の変位によって、主蒸気管などの配管が変位し、格納容器の配管貫通部が破損する。原子炉 (圧力) 容器変位については、(i)キャビティ壁構造物の破損による原子炉 (圧力) 容器支持喪失、及び(ii)水蒸気爆発で加速された水塊が原子炉 (圧力) 容器下部ヘッドに衝突する際の突き上げの 2 通りを考慮した。キャビティ内での水蒸気

爆発による格納容器内構造物への荷重<sup>(18)</sup>(原子炉(圧力)容器の仮想的運動エネルギー, MJ)は、中央値 8.82, 95% 値 23.4, 平均値 9.44 である(図 R.7 参照)。これによる格納容器機能喪失確率<sup>(18)</sup>(水蒸気爆発発生あたり条件付確率)は、中央値  $1.4 \times 10^{-2}$ , 95% 値  $3.3 \times 10^{-1}$ , 平均値  $6.8 \times 10^{-2}$  である(図 R.8 参照)。これは、突き上げによる原子炉(圧力)容器の仮想的運動エネルギーを指標とした評価である。

- d) **評価結果の適用条件** この附属書の評価結果の適用に際しては以下の注意点がある。破損確率に最も影響するパラメータは、初期境界条件ではデブリの落下流量であり、本評価では最大で直径 1 mまでの破損孔からのデブリ落下を想定している。格納容器機能喪失確率は、フラジリティカーブも破損確率に大きく依存する。つまり、格納容器内の鉄筋コンクリート構造部の形状及び強度が重要になるが、これらは個別のプラントの設計に依存する情報であり、ここでは原研において概略的に推定したものを用いた。本評価では原子炉(圧力)容器の大きな変位が起こる場合に必ず格納容器機能喪失(配管貫通部破損)に至ると想定し、原子炉(圧力)容器変位から格納容器機能喪失までの過程を短絡している(保守的な簡略化)。水蒸気爆発モデル上は、トリガリングに関して、粗混合量(爆発に寄与するデブリ量、ボイド率 0.75 以下の領域で溶融状態のものと定義)が最大となる時刻に強いトリガリングを与える保守的な取り扱いを行なっている。モデルパラメータは、アルミナ、及び酸化ウラン・酸化ジルコニウム混合物の水蒸気爆発実験データによって検証されたものだが<sup>(16)</sup>、実験と比べて、実機ではデブリ量で 100 倍のスケール差がある。このため、スケール効果の影響の存在は否定できない。爆発過程における 3 次元的挙動(プール中心から外れた位置での爆発など)、金属成分の酸化反応の寄与、水素発生などは考慮していない。したがって、この例の条件を大きく逸脱する条件では、解析で確認することが重要である。

### R.2.2.2 原子炉(圧力)容器外水蒸気爆発の分岐確率評価(分解イベントツリー手法)

原子炉(圧力)容器外での水蒸気爆発の分岐確率を、分解イベントツリー手法で求める例<sup>(5)</sup>を表 R.2 に示す。

### R.2.3 格納容器雰囲気直接加熱

#### R.2.3.1 ROAAM 手法

炉心損傷後に、原子炉(圧力)容器の圧力が高いままで容器が破損すると、容器内の高温溶融物が空気力学的破碎又はエントレインメントなどで微細化して格納容器雰囲気中に放出される可能性がある。格納容器雰囲気中に飛散した微粒子化溶融物は、急速に雰囲気ガスに熱を伝えるとともに、微粒子化溶融物内の金属成分と雰囲気中の水蒸気との反応で生じた熱を雰囲気ガスに伝える。このため雰囲気ガスの温度は急上昇して、格納容器雰囲気の圧力も上昇する(図 R.9 参照)。

- a) **BWR の評価例** ROAAM 手法による格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器圧力荷重

の確率分布を図 R.10 に示す。同図は、高圧失敗・減圧失敗の格納容器雰囲気直接加熱現象による圧力荷重の確率分布及び全交流電源喪失の同分布の解析例である。高圧注水・減圧失敗時の事故シーケンス (TQUX) で格納容器雰囲気直接加熱現象が発生する場合には、格納容器圧力荷重の中央値が 0.56MPa になる。また、全交流電源喪失 (TB) の場合では、格納容器圧力荷重の中央値は 0.7MPa 程度である。

- b) **PWR の評価例** ROAAM 手法による大型ドライ格納容器を持つ Zion プラントの格納容器雰囲気直接加熱時の条件付き格納容器機能喪失確率の評価例<sup>(21)</sup> (図 R.11 参照)について、評価手法と評価結果の概要を示す。

- 1) **評価方法** 評価の枠組み<sup>(21)</sup>を図 R.12 に示す。以下のプロセスによって評価している。デブリ初期条件として、格納容器雰囲気直接加熱時の加熱加圧現象に支配的な要因 ( $\text{UO}_2$  質量、Zr 酸化割合、金属成分質量) を選定し、シビアアクシデントの試験又は解析で得られた結果から確率分布<sup>(21)</sup>を与える (図 R.13 参照)。デブリ初期条件の組合せに対して、飛散デブリと雰囲気ガスとの熱的平衡条件から、雰囲気に付加されるエネルギー (ブローダウン、デブリ保有熱、金属成分酸化による発熱、水素燃焼) を求め、雰囲気の加熱及び加圧量を評価する。加熱及び加圧量の評価式には CLCH モデルと TCE モデルの 2 つのモデルが使われている。いずれの解析モデルも、デブリのエントレインメント時間と蒸気のブローダウン時間との比 (コヒーレンス比) が支配要因となり、不確実さがあるためコヒーレンス比に確率分布を与える。

#### ① CLCH (Convection Limited Containment Heating) モデル

雰囲気の加熱の主な熱源を、デブリの飛散過程でデブリと蒸気とが熱的化学的に平衡となる蒸気に与えられる熱量であるとして加熱加圧量を評価する。

#### ② TCE (Two-Cell Equilibrium) モデル

格納容器を下部コンパートメントと上部ドームとの二つに分け、それぞれの空間でデブリと雰囲気ガスとの熱平衡を仮定して加圧量を評価する。実験結果に基づくと、原子炉キャビティに放出されたデブリは殆どが下部コンパートメント内に留まり、そこで雰囲気ガスに熱を伝え、加熱加圧されたガスが上部ドームに流出して最終的に格納容器加圧が起きるとしている。

代表シナリオとして、原子炉 (圧力) 容器破損のタイミング及びデブリ量の相違を考慮して 4 つのシナリオ<sup>(21)</sup>を選定している (図 R.14 参照)。代表シナリオに応じて、デブリ初期状態及びコヒーレンス比に確率分布を与え、それぞれの確率分布をサンプリングすることによって、格納容器圧力荷重を評価<sup>(21)</sup> (図 R.15 参照) するとともに、格納容器圧力荷重と格納容器フラジリティ (図 R.16 参照) とのコンボリューション解析から格納容器機能喪失確率を評価している。

- 2) **評価結果** 1)の枠組みで格納容器機能喪失確率を解析した結果から、代表シナリオの条件付き格納容器機能喪失確率は  $10^{-3}$  以下と評価されている。また、同様の手法

で他の Westinghouse 社の PWR 大型ドライ格納容器についても評価が行われ<sup>(22)</sup>、格納容器雰囲気直接加熱の条件付き格納容器機能喪失確率は十分に小さく、格納容器構造健全性の脅威とはならないと結論されている。

### R.2.3.2 分解イベントツリー手法

格納容器雰囲気直接加熱の分岐確率を、分解イベントツリー手法で評価する例を次の **a)** 及び **b)** に示す。

- a) 分解イベントツリー手法による分岐確率の評価** 分岐確率の評価手順<sup>(5)</sup>を、図 R.17 に示す。また、評価方法<sup>(5)</sup>を表 R.3 にまとめる。
- b) 分解イベントツリーの例** BWR 原子炉施設の高圧事故シーケンスに対して、格納容器雰囲気直接加熱の分解イベントツリーの例<sup>(5)</sup>を図 R.18 に示す。

### R.2.4 水素燃焼

水素の燃焼形態は、水素濃度に依存して、燃焼（拡散炎で、その加圧は静的と見なされる）、爆燃（火炎伝播速度は亜音速で、格納容器に対しては準静的な荷重と見なされる）、爆轟（火炎伝播速度は超音速で、格納容器に対しては動的な荷重と見なされる）に分類される。

- a) 水素燃焼による格納容器構造物の応答解析** 格納容器内の水素燃焼による格納容器構造健全性評価に対して、分解イベントツリー又は ROAAM 手法を適用した例はない。これは、MAAP コード及び MELCOR コードには、水素発生の源となる高温時の金属・水反応に関するモデル、格納容器内の水素の移動に関してのモデルが組み込まれており、また、水素燃焼に関するモデルも組み込まれているので、動的荷重と見なす必要のない燃焼に関しては、それらの解析コードで、ある程度の評価が可能なことによる。
- b) 水素爆轟による格納容器構造物の応答解析** 水素爆轟については、その時に発生するピーク圧力は非常に高いものであるが、ピーク圧力に関しては火炎の伝播のしやすさに依存し、また、圧力スパイクの期間が非常に短い。このため、水素爆轟による格納容器構造物の応答を現実的に評価するためには、雰囲気内の爆轟による圧力変動と格納容器構造物とを連成させて動的に解析することが必要である。流体一構造連成解析については複数の汎用コードが既に利用可能である。
- c) 水素爆轟による格納容器構造物の応答解析の例** 水素爆轟による格納容器構造物の応答解析の例<sup>(23)(24)</sup>を図 R.19 に示す。この例では、3 ループ PWR の鋼製格納容器 (SCV) 及び 4 ループ PWR のプレストレストコンクリート格納容器 (PCCV) を対象にして、3 次元の流体一構造連成解析コード AUTODYN-3D を用いて計算している。

図 R.20 及び図 R.21 に格納容器構造物のメッシュ分割を示す<sup>(25)</sup>。解析では、有効燃料長に対応する Zr の 100% 酸化を仮定し、水素着火時の格納容器内雰囲気水素濃度は、SCV の例では約 10%，PCCV の例では約 13% としている。図 R.20 に示すように、SCV の解

析では、円筒部及び胴部をモデル化し、着火点は L1, L2, L3 の 3 箇所を仮定している。

図 R.22 に SCV 解析における格納容器構造物の内面（図 R.20 に示す A, B, C, D の部分、着火点は L1：加圧器の逃がしタンク近傍を仮定）の圧力変化を示す<sup>(25)</sup>。着火開始後、火炎は加速して爆轟へと遷移し、最大値は約 0.06 秒後に 6.0MPa に達する。図 R.23 は塑性ひずみの時間変化を示したもので、最大で約 13% であり、破損ひずみを考えられる 15% より低いものとなっている<sup>(25)</sup>。図 R.24 は PCCV 解析結果によるライナーの最大塑性ひずみであるが<sup>(25)</sup>、破損ひずみと考えられる 19% よりかなり低いものとなっている。

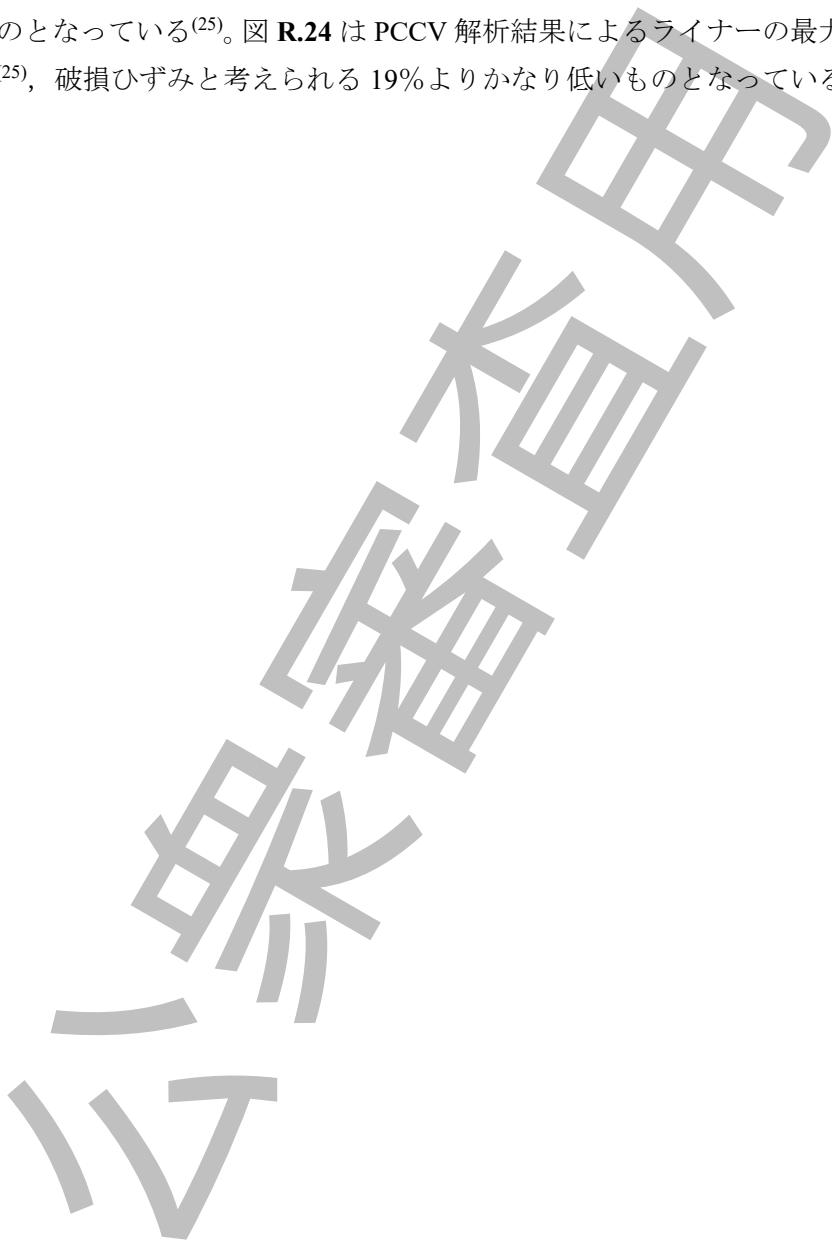


表 R.1—各現象に対する支配要因の例<sup>(5)</sup>

現 象	支配要因の例
格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉（圧力）容器内での Zr 酸化割合</li><li>・原子炉（圧力）容器下部ヘッド破損面積</li><li>・噴出するデブリ量</li><li>・高圧溶融物噴出（HPME）の発生</li><li>・格納容器空間部への粒子の移行割合, など</li></ul>
原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発 (デブリ・冷却材相互作用)	<ul style="list-style-type: none"><li>・デブリ粗混合量</li><li>・デブリの保有熱エネルギー</li><li>・トリガリングの発生</li><li>・機械的エネルギーへの変換効率</li><li>・上向きスラグエネルギー</li><li>・発生ミサイルエネルギー, など</li></ul>
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"><li>・水素の発生量</li><li>・水蒸気の有無</li><li>・格納容器内での水素濃度分布状態</li><li>・格納容器内での酸素濃度分布状態（格納容器内が不活性雰囲気の場合）</li><li>・着火位置</li><li>・着火時の格納容器熱水力状態</li><li>・格納容器内構造（火炎伝播しやすさ）, など</li></ul>

本表は引用表(参考文献(5), 表 1.1～1.8)を参考に作成

**表 R.2—原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発現象の分解イベントツリー評価方法（例）<sup>(5)</sup>**

検討項目	BWRプラント	PWRプラント
1. 評価方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発時に発生する機械的エネルギーの支配的要因を、原子炉（圧力）容器外に放出されるデブリの条件、トリガリングの有無、機械的エネルギーへの変換効率に関する支配要因をヘディングに選定してイベントツリーを構築する。</li> <li>・機械的エネルギー発生時のペデスタル内の動的な構造応答を AUTODYN-2D コードなどで求めてフライアビリティを設定する。</li> <li>・各ヘディングには分岐確率を与えて、各ツリーパスで機械的エネルギーを評価する。</li> <li>・格納容器フライアビリティに基づき格納容器機能喪失確率を評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発時の支配的要因を、デブリ量、機械的エネルギーへの変換効率に関する支配要因をヘディングに選定してイベントツリーを構築する。</li> <li>・各ヘディングには分岐確率を与えて、各ツリーパスで機械的エネルギーを評価する。</li> <li>・格納容器フライアビリティに基づき格納容器機能喪失確率を評価。</li> </ul>
2. 支配要因及び分岐確率の与え方	<ul style="list-style-type: none"> <li>・分解イベントツリーのヘディングとしてデブリの落下流量、内部保有熱エネルギー、トリガリングの有無、粗混合量、機械的エネルギー変換効率を選定する。</li> <li>・各ヘディングの分岐確率は原子炉（圧力）容器破損時のデブリ条件解析結果、粗混合量解析結果、水蒸気爆発に関する実験データの分析結果をもとに設定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・分解イベントツリーのヘディングとして原子炉（圧力）容器破損モード、デブリの落下流量、デブリの内部エネルギー、トリガリングの有無、トリガリングの時期（粗混合量）、機械的エネルギー変換効率、発生エネルギー、格納容器機能喪失を選定する。</li> <li>・各ヘディングの分岐確率は実験結果及び先行研究結果、原子炉（圧力）容器破損時の溶融物条件解析結果、粗混合量解析結果などをもとに設定する。</li> </ul>
3. 代表事故シーケンス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉（圧力）容器破損前のペデスタル水張り策を実施する可能性もあることから、ペデスタルに大量の冷却水が存在する事故シーケンスを選定する。なお、高圧事故シーケンスでは水蒸気爆発の発生可能性が低いと考えられることから、代表事故シーケンスは低圧事故シーケンスを選定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧事故シーケンスにおいて、キャビティに水張りされた状態で原子炉（圧力）容器破損に至るケースを選定する。</li> </ul>

本表は引用表(参考文献(5), 表 1.5 及び表 1.6)を参考に作成

表 R.2-原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発現象の分解イベントツリー評価方法（例）<sup>(5)</sup>  
(続き)

検討項目	BWRプラント	PWRプラント
4. 機械的エネルギー評価方法	<ul style="list-style-type: none"><li>・デブリ放出量及び流量は、事故進展解析コードの解析結果に基づいて設定する。</li><li>・内部保有熱エネルギーは、Zr酸化割合の不確実さを考慮して3種類の保有熱エネルギーを設定する。</li><li>・トリガリングの確率は、水蒸気爆発実験データ全般を整理した結果に基づいて、材料の違いの観点から、実機デブリの特性を考慮して設定する。</li><li>・トリガリング時の粗混合量は粒子化挙動と粒子の固化挙動を扱った解析結果などに基づき設定する。</li><li>・機械的エネルギーへの変換効率は、実験データを分析した結果に基づいて設定した確率分布から、分岐確率を設定する。</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉（圧力）容器下部ヘッド破損挙動に関する実験結果及び解析結果を参照して、大規模破損モード及び小規模破損モードの発生確率及び開口面積を設定する。</li><li>・トリガリングの確率は、水蒸気爆発実験データ全般を整理した結果に基づいて、材料の違いの観点から、実機デブリの特性を考慮して設定する。</li><li>・トリガリングの時期は既存実験結果に基づき、ジェットが床に到達する時期を参考に設定する。</li><li>・トリガリング時の粗混合量は粒子化挙動や粒子の固化挙動を扱った解析結果などに基づき設定する。</li><li>・機械的エネルギー変換効率は実験結果及び水蒸気爆発解析コード解析結果に基づき設定する。</li></ul>
5. 格納容器フラジリティ	<ul style="list-style-type: none"><li>・AUTODYN-2Dコードを用いて、機械的エネルギーを変化させたときのペデスタルの動的歪みに基づいて、相当塑性歪みとの比率で概略の破損確率を設定し、これを包絡するフラジリティを設定する。</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉（圧力）容器下部キャビティ壁を対象としたFEM解析によって鉄筋破断時の内圧及び鉄筋歪みエネルギーを求め、材料強度の不確実さを考慮して正規分布を仮定して設定する。</li></ul>

本表は引用表(参考文献(5), 表 1.5 及び表 1.6)を参考に作成

表 R.3—格納容器雰囲気直接加熱現象の分解イベントツリー評価方法（例）<sup>(5)</sup>

項目	BWRプラント	PWRプラント
1. 評価概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器加圧の支配要因を格納容器空間部へ移行したデブリ粒子の保有熱及びデブリ粒子中の未酸化Zrと水蒸気との反応熱による空間部への与熱であるとして、それらに関わる支配要因をヘディングに選定して分解イベントツリーを構築する。</li> <li>・分解イベントツリーのヘディングに分岐確率を与えて、ツリーパスごとに発生頻度を評価すると共に、格納容器加圧量を評価する。</li> <li>・格納容器フラジリティに基づき格納容器機能喪失確率を評価する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器加圧の支配要因を格納容器空間部へ移行したデブリ粒子の保有熱及びデブリ粒子中の未酸化Zrと水蒸気との反応熱による空間部への与熱及び反応で発生した水素の燃焼熱として、それらに関わる支配要因をヘディングに選定して分解イベントツリーを構築する。</li> <li>・分解イベントツリーのヘディングに分岐確率を与えて、格納容器加圧量を評価する。</li> <li>・格納容器フラジリティに基づき格納容器機能喪失確率を評価する。</li> </ul>
2. 支配要因及び分岐確率の与え方	<ul style="list-style-type: none"> <li>・分解イベントツリーのヘディングとして、In-VesselでのZr酸化割合、原子炉（圧力）容器破損面積、下部プレナム内デブリ割合、高圧溶融物噴出（HPME）の発生、上部ドライウェルへの粒子化デブリ移行割合を選定する。</li> <li>・分解イベントツリーのヘディングの分岐確率は NUREG/CR-4551（NUREG-1150のサポートレポート）など及び原子炉（圧力）容器破損時の溶融物条件解析結果、ドライウェル内気流解析（原子炉（圧力）容器高圧破損時のペデスタルからドライウェル空間部への流動挙動をCFDコードで3次元解析）などを基に設定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・分解イベントツリーのヘディングとして、In-VesselでのZr酸化割合、原子炉（圧力）容器破損面積、下部プレナム内デブリ割合、高圧溶融物噴出の発生、原子炉（圧力）容器キャビティへの粒子化デブリ移行割合を選定する。</li> <li>・分解イベントツリーのヘディングの分岐確率は NUREG/CR-4551（NUREG-1150のサポートレポート）など及び原子炉（圧力）容器破損時の溶融物条件解析結果、原子炉キャビティからの粒子化デブリ割合に関するIshiiのモデル（NUREG/CR-6510）などを基に設定する。</li> </ul>
3. 代表事故シーケンス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル内に存在する水蒸気量が格納容器雰囲気直接加熱時の格納容器加圧量に影響することを考慮して、短期シーケンス（TQUX）のみならずドライウェル雰囲気中に水蒸気量の多い長期シーケンス（長期TB）の2事故シーケンスを選定。（CETにおいて、事故後短期及び長期の格納容器雰囲気直接加熱による格納容器機能喪失確率を使い分ける。）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一次冷却系が高圧状態で炉心が溶融する“全給水喪失+格納容器破裂失敗”的事故シーケンスを選定。</li> <li>・原子炉圧力が低圧となる事故シーケンスは評価不要とする。</li> </ul>

本表は引用表(参考文献(5), 表 1.1 及び表 1.2)を参考に作成

**表 R.3—格納容器雰囲気直接加熱現象の分解イベントツリー評価方法（例）<sup>(5)</sup>（続き）**

項目	BWRプラント	PWRプラント
4. 格納容器加圧量評価方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェルに移行するデブリ粒子がドライウェル雰囲気と熱平衡になると仮定して雰囲気への伝熱量を評価。</li> <li>・ドライウェルに移行するデブリ粒子中の未酸化Zrの酸化による発熱量及び水素発生量による加圧の影響を、水蒸気存在量による反応制限を考慮して加圧評価に加算。</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損時のドライウェルの雰囲気条件（水蒸気量、雰囲気圧力など）は、事故進展解析コードによって評価。</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損後は、原子炉（圧力）容器破損面積、デブリ量／成分又はデブリ分散時間（格納容器雰囲気直接加熱継続時間）などを基に、サプレッションプールの効果（ベントクリアリング）を考慮して事故進展解析コードによって過渡計算を行い、格納容器圧力上昇分を計算。</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損前の格納容器圧力及び格納容器雰囲気直接加熱による圧力上昇分から格納容器ピーク圧力を計算。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器ドーム部に移行するデブリ粒子がドーム部雰囲気と瞬時に熱平衡になると仮定して雰囲気への伝熱量を評価。</li> <li>・格納容器ドーム部に移行するデブリ粒子中の未酸化Zrの酸化による発熱量及び発生した水素の燃焼による発熱量による加圧の影響を、水蒸気存在量による反応制限を考慮して加圧評価に加算。</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損時の格納容器の雰囲気条件（雰囲気圧力など）は、事故進展解析コードによって評価。</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損後は、原子炉（圧力）容器破損面積及びデブリ量／成分などを基にIshiiのモデルを用いて原子炉（圧力）容器キャビティに流出したデブリからの粒子化デブリ移行割合を求め、TCEモデル（NUREG/CR-6075）を用いて、粒子化デブリからの熱移動、反応熱、水素燃焼熱による格納容器圧力上昇分を計算。</li> <li>・原子炉（圧力）容器破損前の格納容器圧力及び格納容器雰囲気直接加熱による圧力上昇分から格納容器ピーク圧力を計算。</li> </ul>
5. 格納容器フラジリティ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器材料強度及び構造評価モデルの不確実さを考慮して対数正規分布を仮定して設定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器材料強度及び構造評価モデルの不確実さを考慮して正規分布を仮定して設定。</li> </ul>

本表は引用表(参考文献(5), 表 1.1 及び表 1.2)を参考に作成

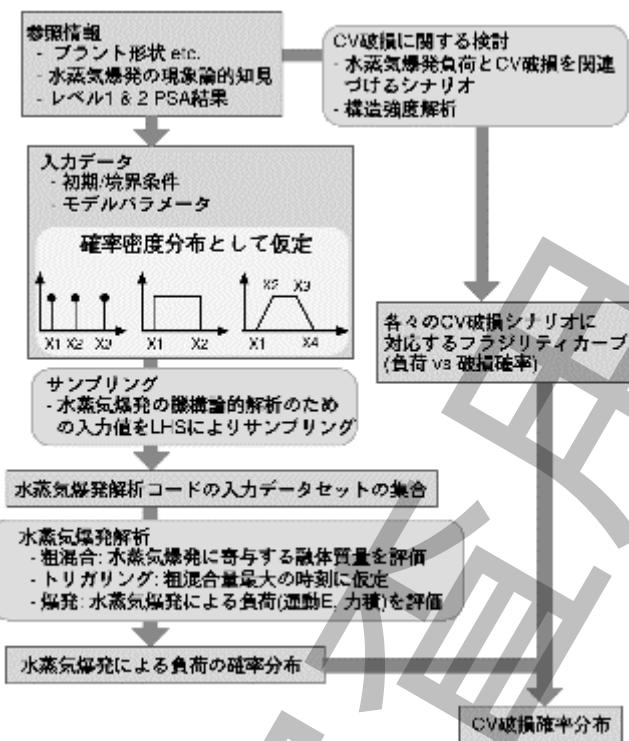


図 R.1—原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発による格納容器機能喪失確率評価手法

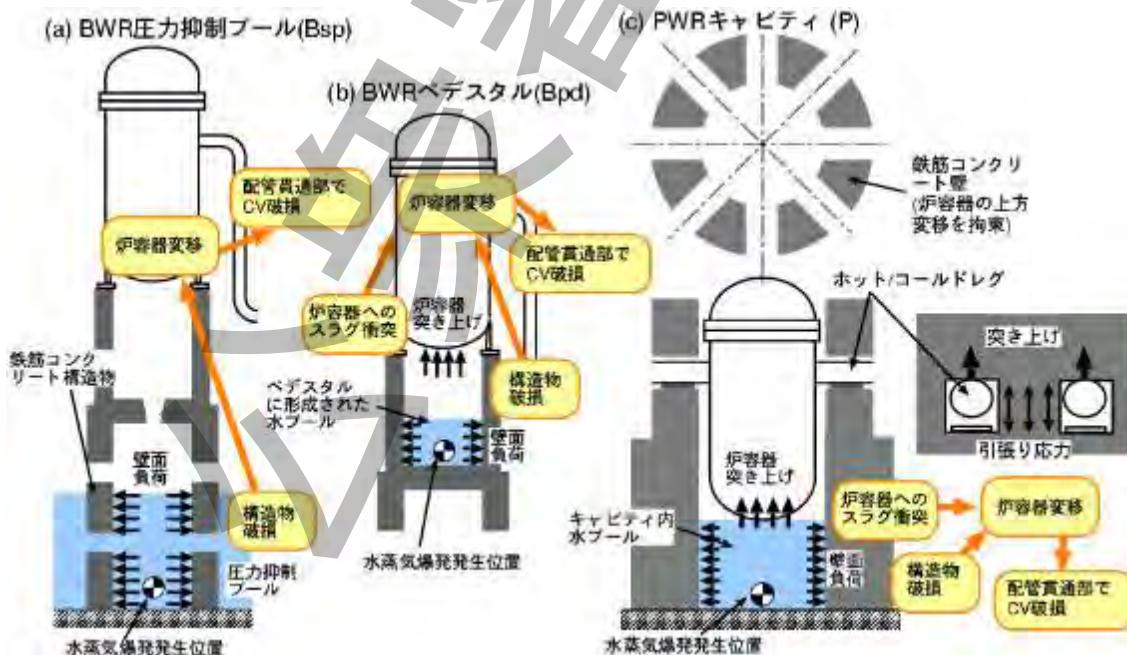


図 R.2—BWR 及び PWR プラントの原子炉（圧力）容器外水蒸気爆発の評価シナリオ

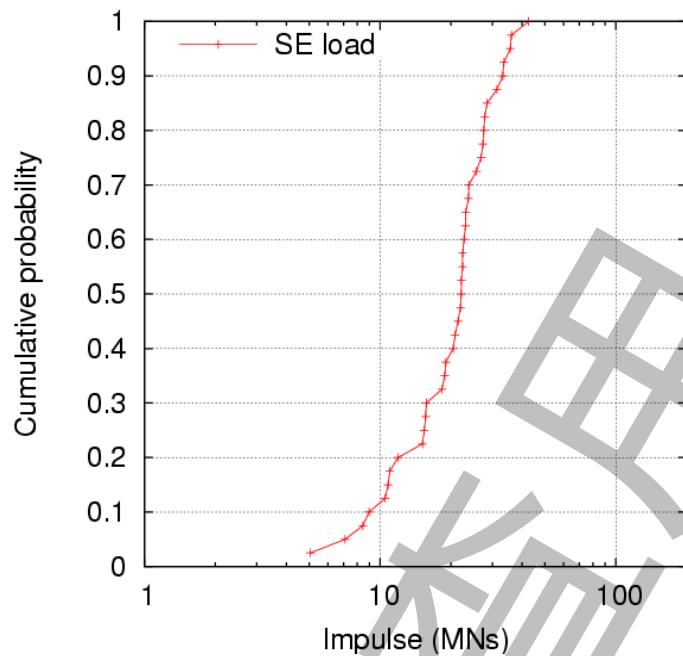


図 R.3—壁面への力積の累積確率分布  
(BWR 圧力抑制プール(Bsp))

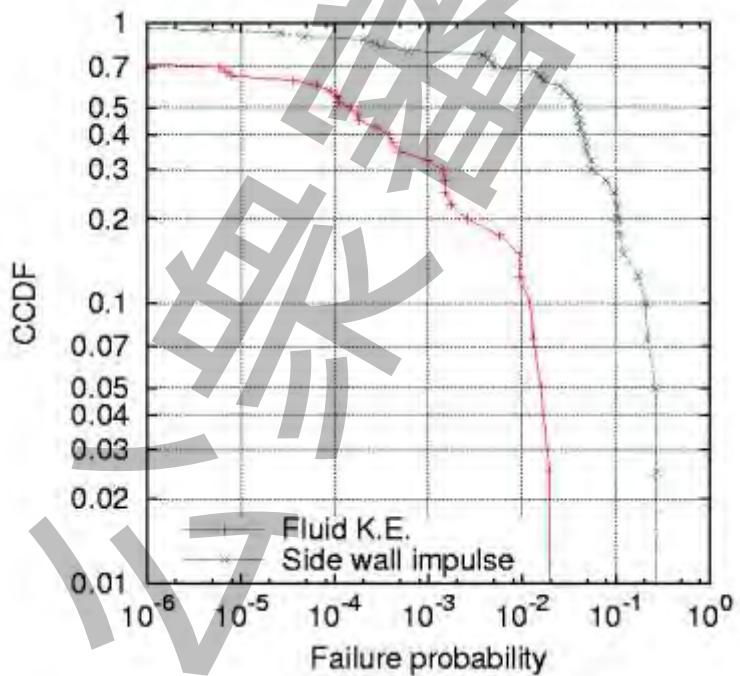


図 R.4—格納容器機能喪失確率の補累積分布  
(BWR 圧力抑制プール(Bsp))

(Fluid K.E.: 水塊の運動エネルギーを指標とした評価,  
Side wall impulse: 壁面の力積を指標とした評価)

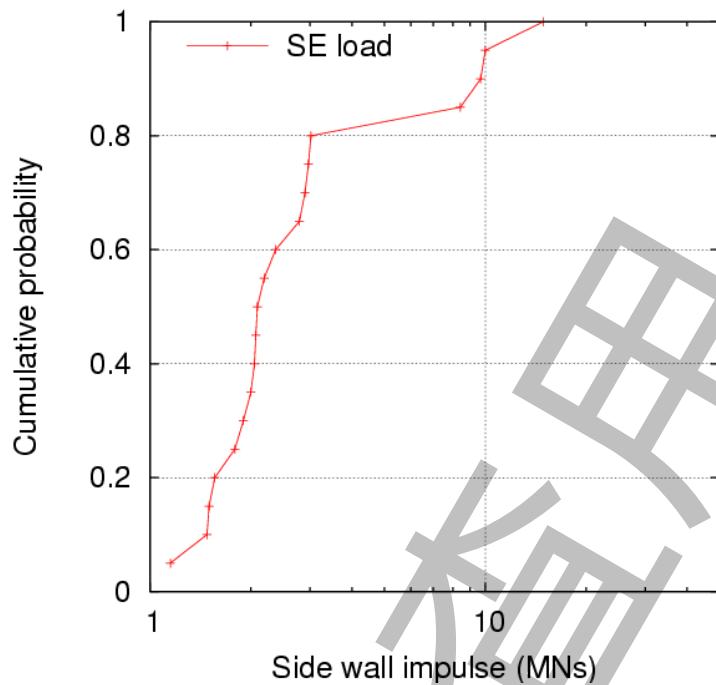


図 R.5－側壁の力積の累積確率分布  
(BWR ペデスタル(Bpd))

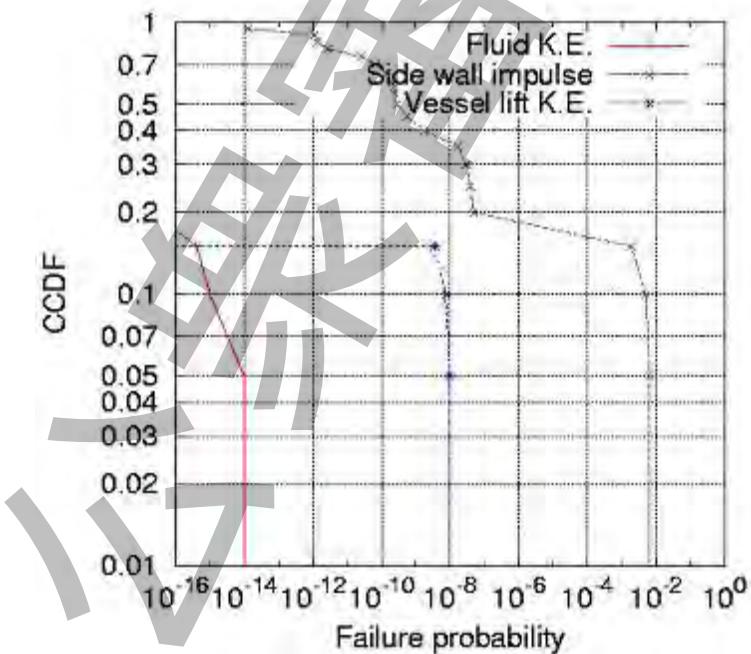


図 R.6－格納容器機能喪失確率の累積確率分布  
(BWR ペデスタル(Bpd))

(Fluid K.E: 水塊の運動エネルギーを指標とした評価, Side wall impulse: 壁面の力積を指標とした評価, Vessel lift K.E: 突き上げによる原子炉(圧力)容器の仮想的運動エネルギーを指標とした評価)

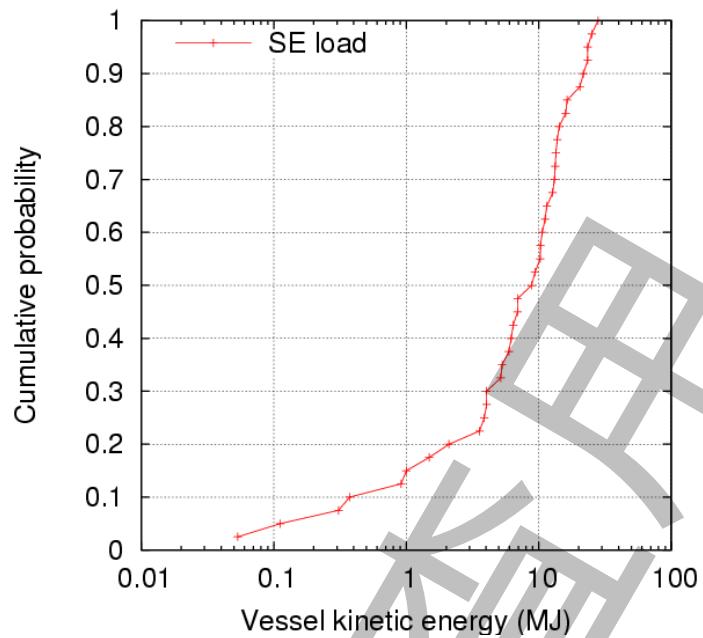


図 R.7－突き上げによる原子炉（圧力）容器の  
仮想的運動エネルギーの累積確率分布  
(PWR キャビティ(P))

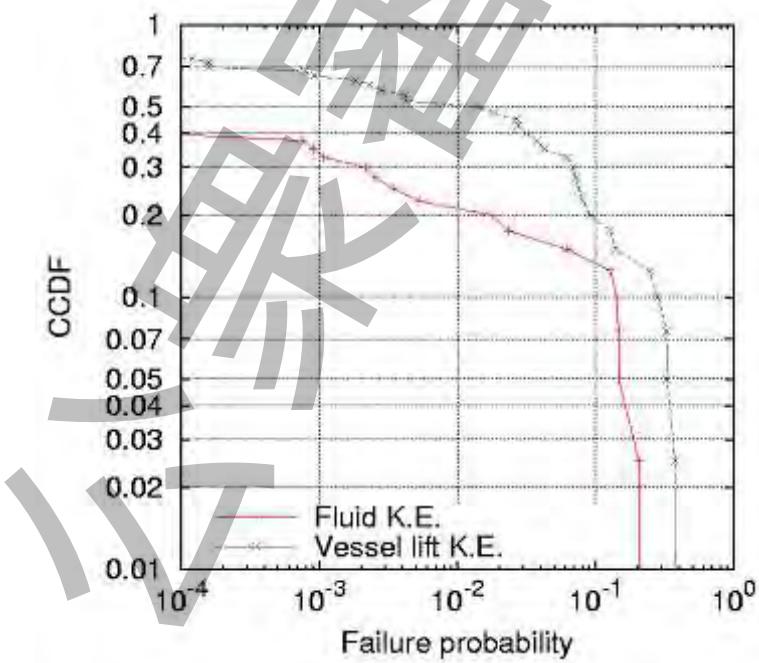


図 R.8－格納容器機能喪失確率の補累積分布  
(PWR キャビティ(P))

(Fluid K.E: 水塊の運動エネルギーを指標とした評価, Vessel lift K.E: 突き上げによる原子炉（圧力）容器の仮想的運動エネルギーを指標とした評価)

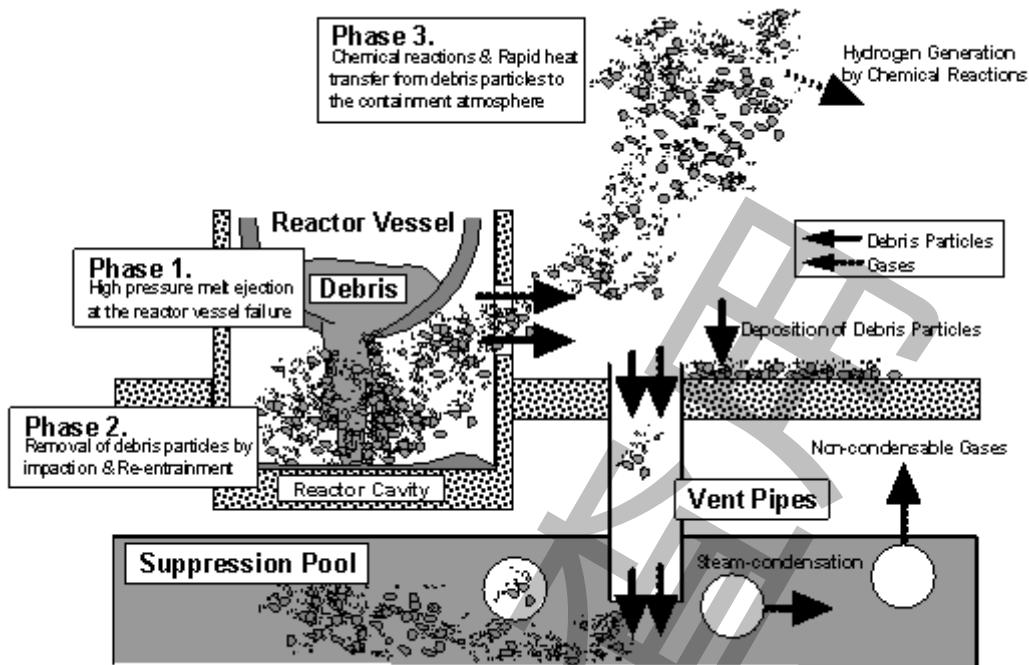
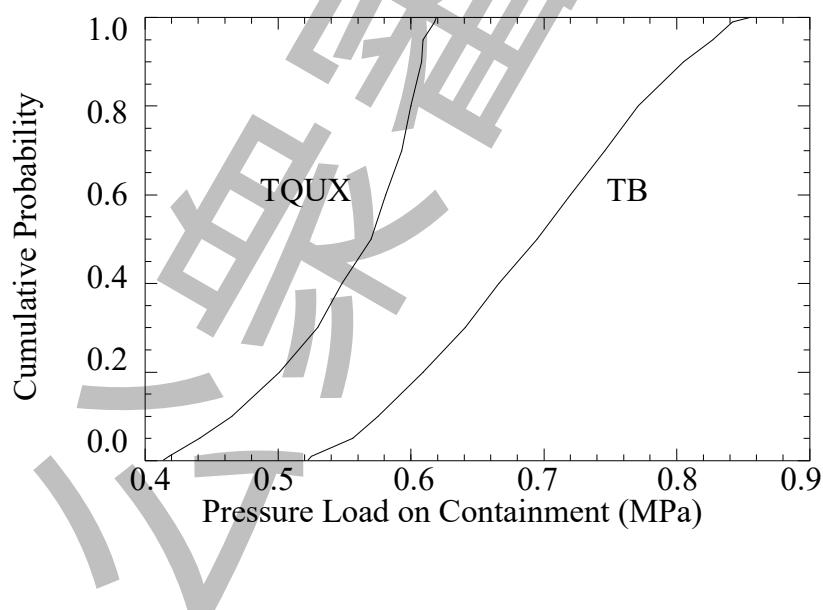


図 R.9－格納容器雰囲気直接加熱



TQUX : 高圧失敗・減圧失敗の事故シーケンス（低圧）  
TB : 全交流電源喪失の事故シーケンス（高圧）

図 R.10－格納容器雰囲気直接加熱現象の格納容器圧力荷重確率分布（BWR）

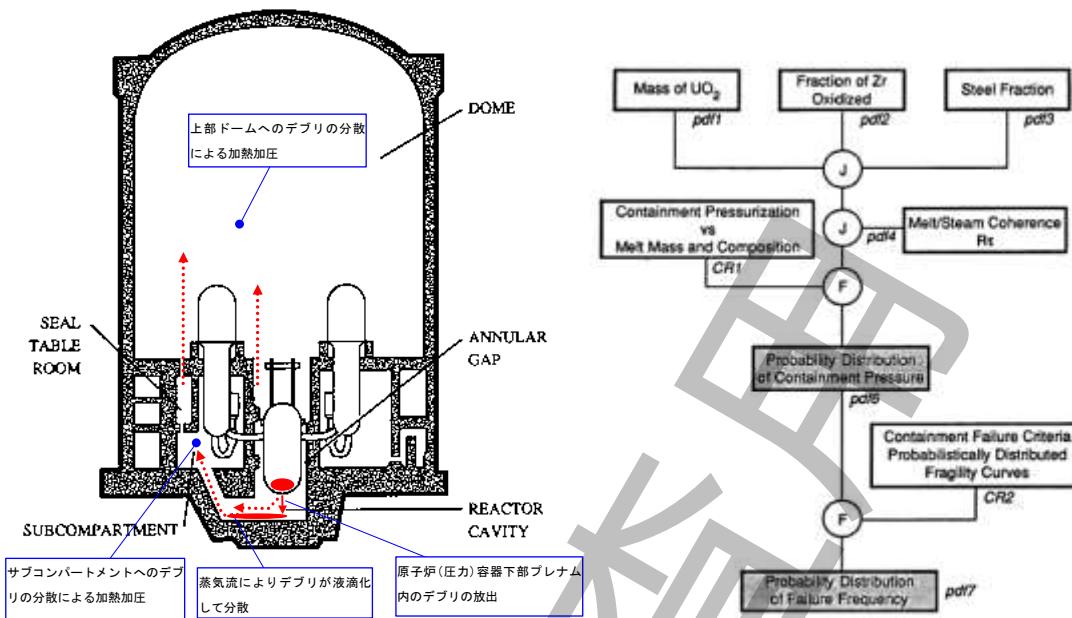


図 R.11—Zion の格納容器と  
格納容器雰囲気直接加熱現象

図 R.12—格納容器雰囲気直接加熱時の  
格納容器機能喪失確率評価の  
枠組み(NUREG/CR-6075)

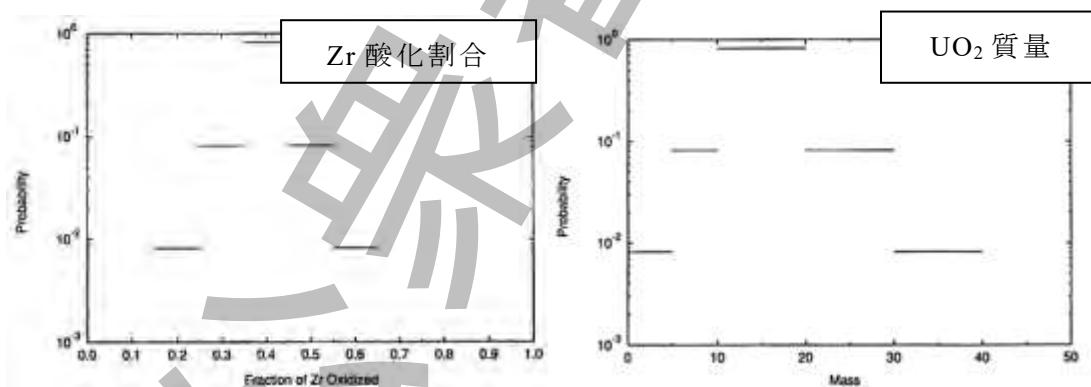


図 R.13—デブリ初期条件の確率分布の例（シナリオ I）

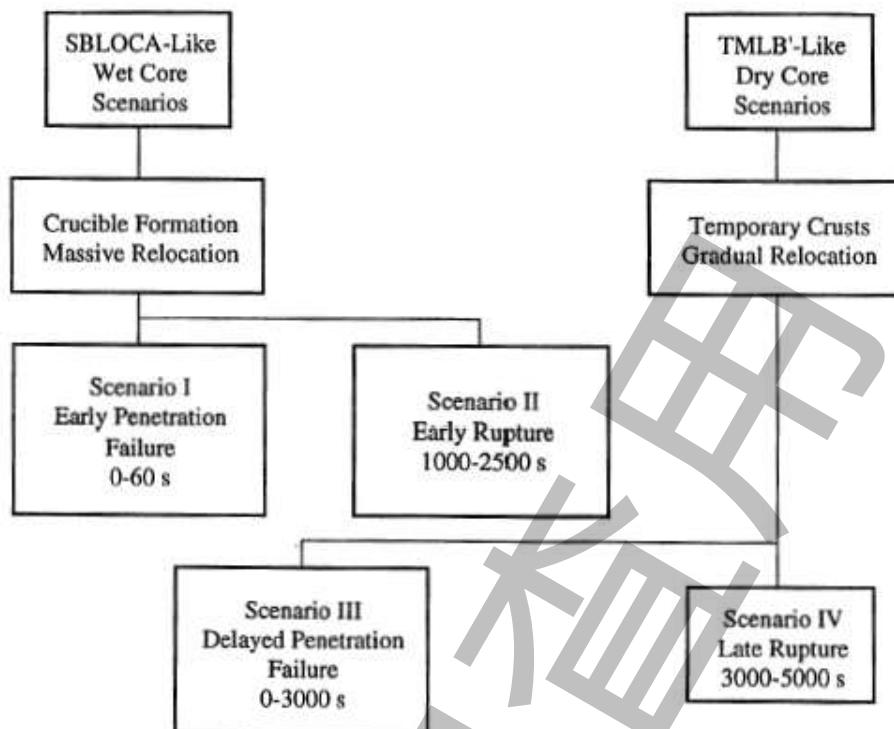


図 R.14—格納容器雰囲気直接加熱評価のための代表シナリオ  
(NUREG/CR-6075, Zion)

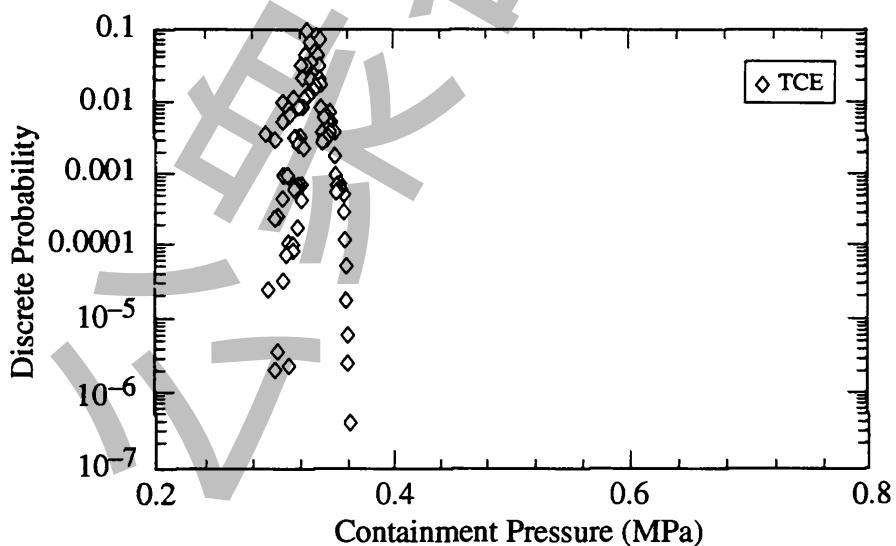


図 R.15—格納容器圧力荷重評価結果例（シナリオ I）

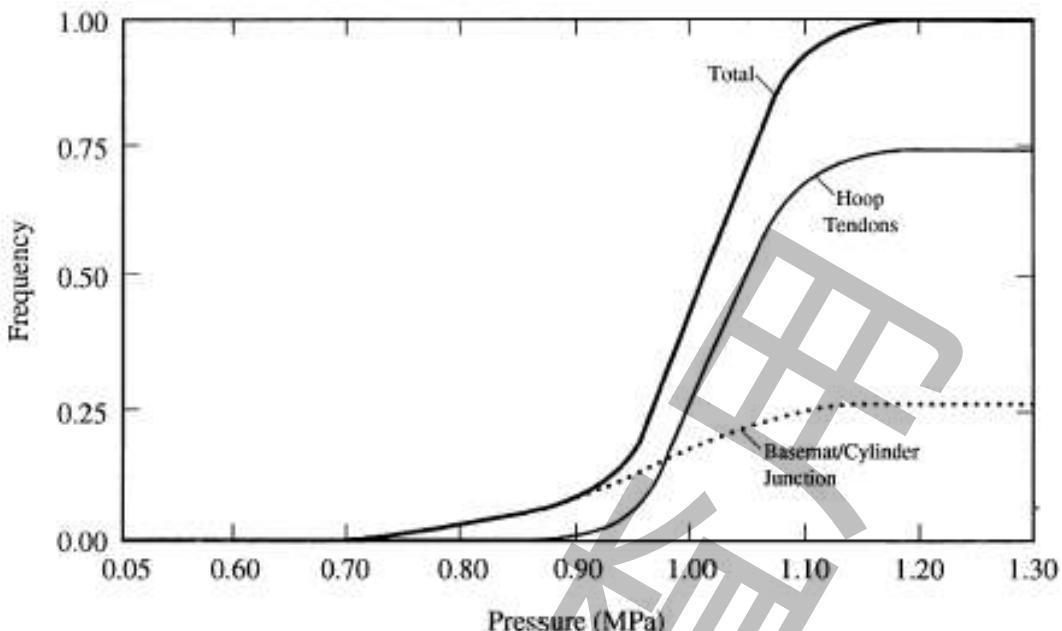
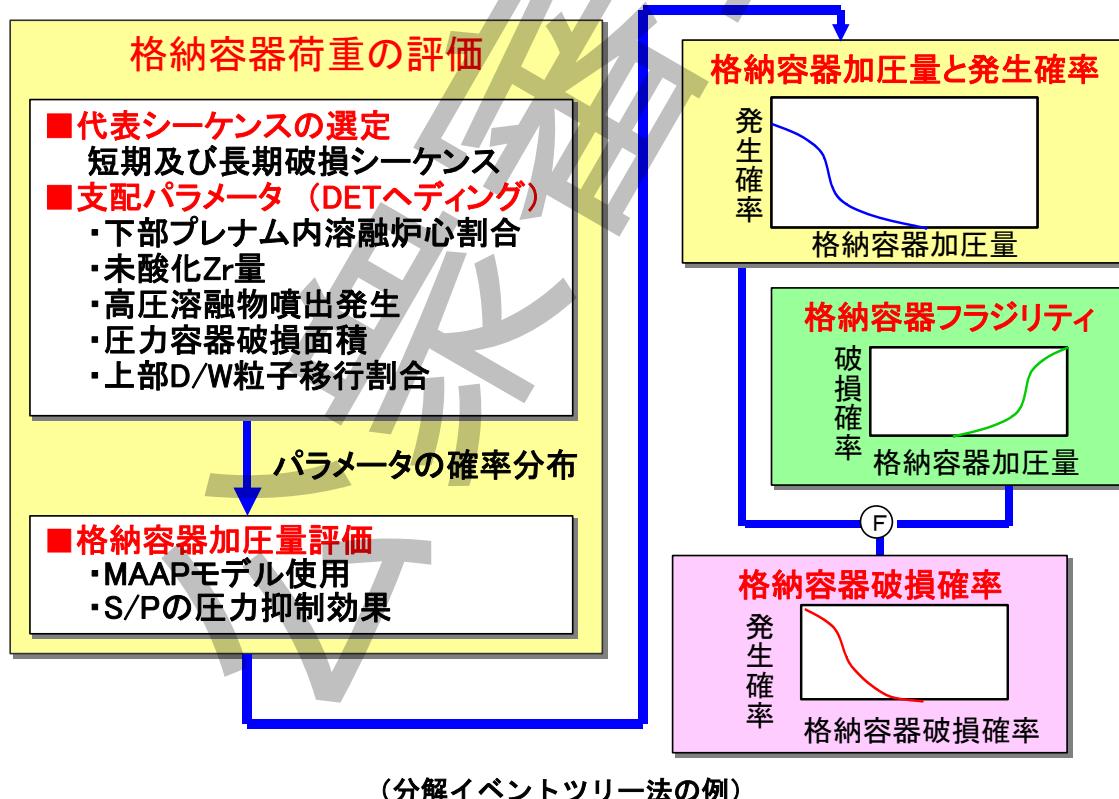
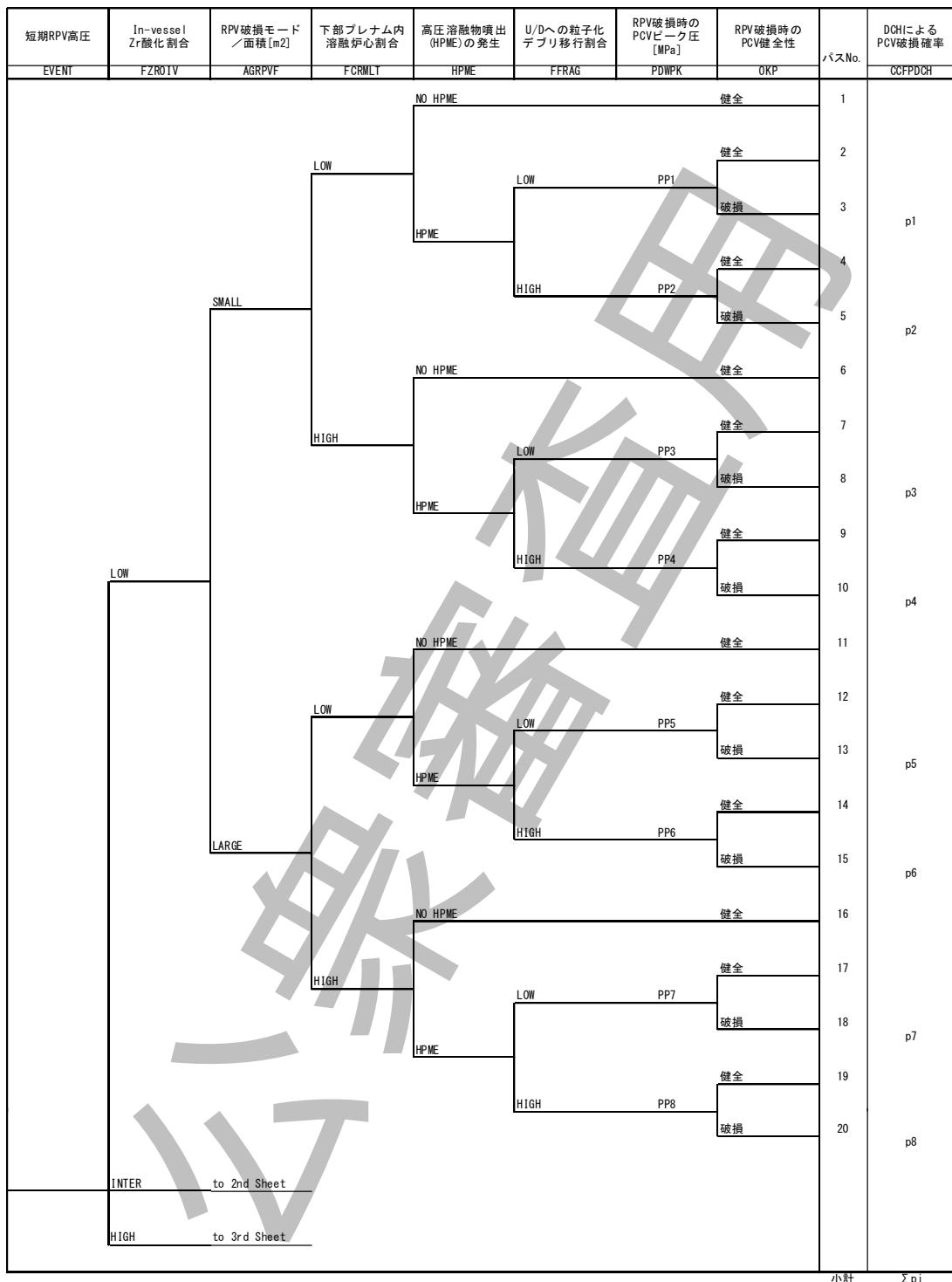


図 R.16—格納容器フラジリティ (Zion)



本図は引用図(参考文献(5), 図 4.5)を参考に作成

図 R.17—格納容器雰囲気直接加熱の確率分布評価手順<sup>(5)</sup>



本図は引用図(参考文献(5), 図 4.8)を参考に作成

図 R.18—分解イベントツリーによる BWR の格納容器雰囲気直接加熱の分岐確率の評価例<sup>(5)</sup>

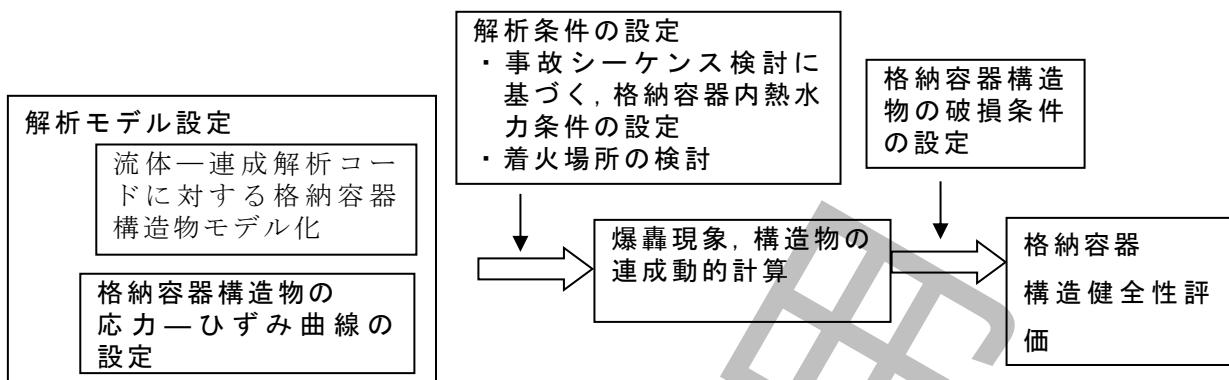


図 R.19－水素爆轟による格納容器構造健全性評価フロー

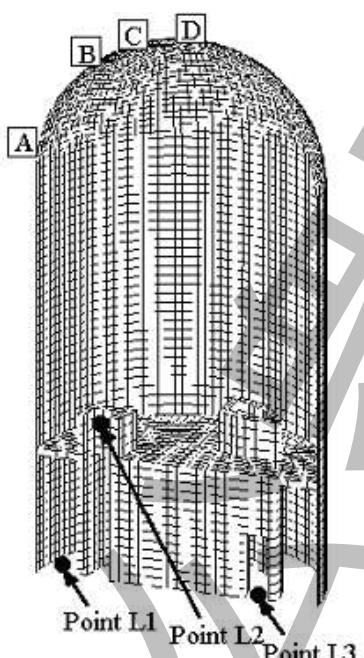
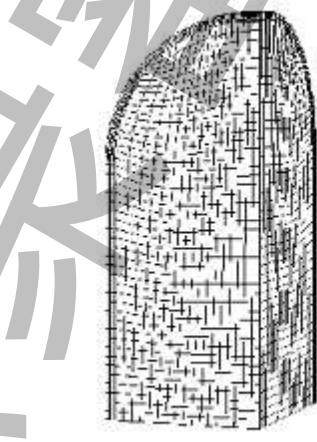


図 R.20－SCV モデリング



Full Noding

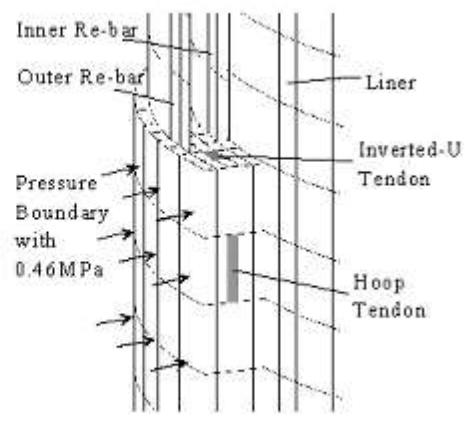
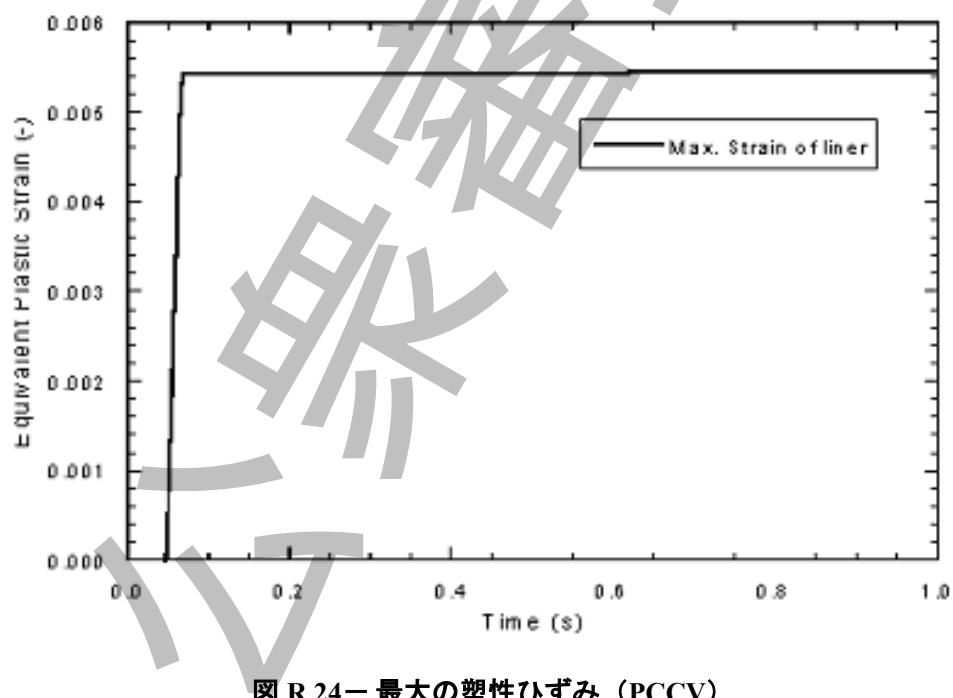
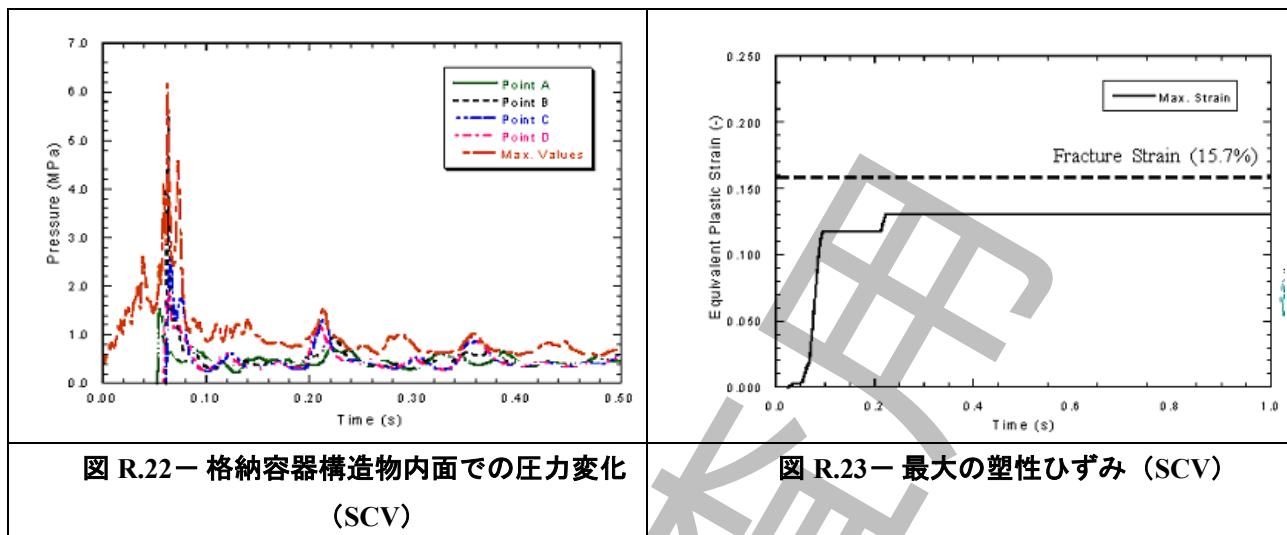


図 R.21－PCCV のモデリング



### R.3 格納容器バイパス事象の分岐確率

格納容器バイパス事象である温度誘因蒸気発生器伝熱管破損<sup>(25)</sup>及びインターフェイスシステム LOCA<sup>(26),(27)</sup>について、発生条件、発生時期、発生箇所及び破損規模を解析して、分岐確率を評価する。

- a) インターフェイスシステム LOCA の解析例 MELCOR コード及び AUTODYN コードを連携して、インターフェイスシステム LOCA の発生場所及び破断規模を解析した例を示す<sup>(26),(27)</sup>。

#### 1) 解析条件

出力運転時に残留熱除去（RHR）系の格納容器隔離弁が誤開放する場合を想定し、高圧の 1 次冷却材圧力が RHR 系の低圧配管内を伝ばする短時間の状況をシビアアクシデント解析コード MELCOR で解析している<sup>(27)</sup>（図 R.25 参照）。

#### 2) 解析結果

解析の結果、配管内最高圧力は、RHR の逃がし弁が全不作動のケースにおいても、約 32MPa である<sup>(27)</sup>（図 R.26 参照）。また、この配管の動的構造応答を衝撃解析コード AUTODYN-2D を用いて解析すると<sup>(27)</sup>（図 R.27 参照），最大塑性ひずみは、約 0.16 である<sup>(27)</sup>（図 R.28 参照）。この配管の破断ひずみの限界は 0.19 であるから、RHR 系低圧配管が、延性破壊する可能性は低い。

- b) 破損規模の例 インターフェイスシステム LOCA の発生場所としては、RHR 逃がし弁で発生する可能性が高い。a)から、インターフェイスシステム LOCA の破断規模は、逃がし弁 1 個の流路面積に余裕を見た口径 2 インチを想定するのが妥当である。

### 参考文献

- (1) O. Kawabata, "Analyses of Ex-Vessel Steam Explosion and its Structural Dynamic Response for a Typical PWR Plant," ICONE12-45105, 12<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, April 25-29, 2004, Arlington, VA USA
- (2) O. Kawabata et al., "Hydrogen Detonation and Dynamic Structural Response Analyses for Large Dry Containment Vessels of Steel and Pre-stressed Concrete Types," ICONE-8030, 8<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA
- (3) O. Kawabata, et al., "Hydrogen Detonation Analysis for a PWR Containment Vessel," Proceeding of SMiRT-16, 16<sup>th</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, August 12-17, 2001, Washington D.C. USA
- (4) (独)原子力安全基盤機構, "格納容器内熱流動解析手法の検討 デブリ飛散挙動解析", JNES/SAE04-30, 平成 16 年 9 月
- (5) (財) 原子力安全研究協会, "シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討", 平成 13 年 7 月
- (6) T.G.Theofanous, "On the proper formulation of safety goals and assessment of

- safety margins for rare and high-consequence hazards”, Reliability Engineering and System Safety 54 pp.243-257(1996).
- (7) M.L.Corradi, B.J.Kim, and M.D.Oh, “Vapor explosions in light water reactors: a review of theory and modeling,” Progress in Nuclear Energy, vol.22, no.1, pp.1--117 (1988).
  - (8) B.Shamoun, M.Corradi, J.Tang and S.Nilsuwankosit, “TEXAS-V: Fuel-coolant interaction model,” International Seminar of Heat and Mass Transfer in Severe Reactor Accidents, Cesme, Turkey (1995).
  - (9) C.Brayer and G.Berthoud, “First vapor explosion calculations performed with MC3D thermal-hydraulic code,” Proc. OECD/CSNI Specialists Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai-mura, Japan, JAERI-Conf 97-011, NEA/CSNI/R(97)26, pp.391--408 (1997).
  - (10) T.G.Theofanous, W.W.Yuen and S.Angelini, “The verification basis of the PM-ALPHA code,” Nuclear Engineering and Design, 189, pp.59--102 (1999).
  - (11) T. G.Theofanous, W.W.Yuen, K.Freeman and X.Chen, “The verification basis of the ESPROSE.m code,” Nuclear Engineering and Design, 189, pp.103--138 (1999b).
  - (12) T.G.Theofanous, W.W.Yuen, S.Angelini, J.J.Sienicki, K.Freeman, X.Chen and T.Salmassi, “Lower head integrity under steam explosion loads,” Nuclear Engineering and Design, vol.189, pp.7--57 (1999c).
  - (13) H.Nishiura, K.Yonebayashi, T.Shibata, K.Murakami, H.Matsuo, K.Gouda, M.Okamoto, M.Yamagishi and K.Hayashi, “Assessment of ex-vessel steam explosion energy using TEXAS-V,” Proc. NTHAS2: 2nd Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, Fukuoka (2000).
  - (14) USNRC; “Final safety evaluation report--related to certification of the AP600 standard design,” vol.2, NUREG-1512 (1998).
  - (15) O.Zuchuat, U.Schmocke, H.Esmaili and M.Khatib-Rahbar, “Steam explosions-induced containment failure studies for Swiss nuclear power plants,” Proc. OECD/CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai-mura, Japan (JAERI-Conf 97-011, NEA/CSNI/R(97)26 (Part I), pp.36--61 (1997).
  - (16) K.Moriyama, H.Nakamura and Y.Maruyama, “Simulation of alumina and corium steam explosion experiments with JASMINE v.3,” Proceedings of the 6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan (2004).
  - (17) K.Moriyama, S.Takagi, K.Muramatsu, H.Nakamura, Y.Maruyama, “Evaluation of ex-vessel steam explosion induced containment failure probability for Japanese BWR,” Proceedings of 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2005), Seoul, Korea (2005).
  - (18) K.Moriyama, S.Takagi, K.Muramatsu, H.Nakamura, Y.Maruyama, “Evaluation of containment failure probability by ex-vessel steam explosion in Japanese LWR Plants,” Nucl. Sci. and Tec., Vol.43, No.7, pp. 774-784 (2006).
  - (19) R.L.Iman and M.J.Shortencarier, “A FORTRAN 77 program and user's guide for the generation of Latin hypercube and random samples for use with computer models,” NUREG/CR-3624, U. S. Nuclear Regulatory Commission (1984).

- (20) M.Khatib-Rahbar, E.Cazzoli, M.Lee, H.Nourbakhsh, R.Davis and E.Schmidt, "A probabilistic approach to quantifying uncertainties in the progression of severe accidents, Nuclear Science and Engineering," vol.102, pp.219--259 (1989).
- (21) M.M.Pilch, et.al., "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion," NUREG/CR-6075 (1994).
- (22) M.M.Pilch, et.al., "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments," NUREG/CR-6338, (1996).
- (23) O.Kawabata, et al., "Hydrogen Detonation and Dynamic Structural Pressure Responses for Large Dry Containment Vessels of Steel and Pre-stressed Concrete type," ICONE-9, 2001
- (24) (独)原子力安全基盤機構, “レベル 2 地震 PSA 手法の整備 (4 ループ PWR) ” , JNES/SAE 05-096, 平成 17 年 12 月
- (25) 財団法人 原子力発電技術機構原子力安全解析所, “平成 10 年度 シビアアクシデン  
ト時構造パウンダリ健全性評価に関する報告書=動的構造応答解析=”, INS/M98-31,  
平成 11 年 3 月
- (26) 川端 治, “PWR プラントのインターフェイスシステム LOCA ソースターム解析” ,  
日本原子力学会 2004 年秋の大会, 平成 16 年 9 月
- (27) 財団法人 原子力発電技術機構原子力安全解析所, “平成 14 年度 レベル 2 PSA 手法  
の整備に関する報告書=PWR プラント=”, INS/M02-10, 平成 15 年 3 月

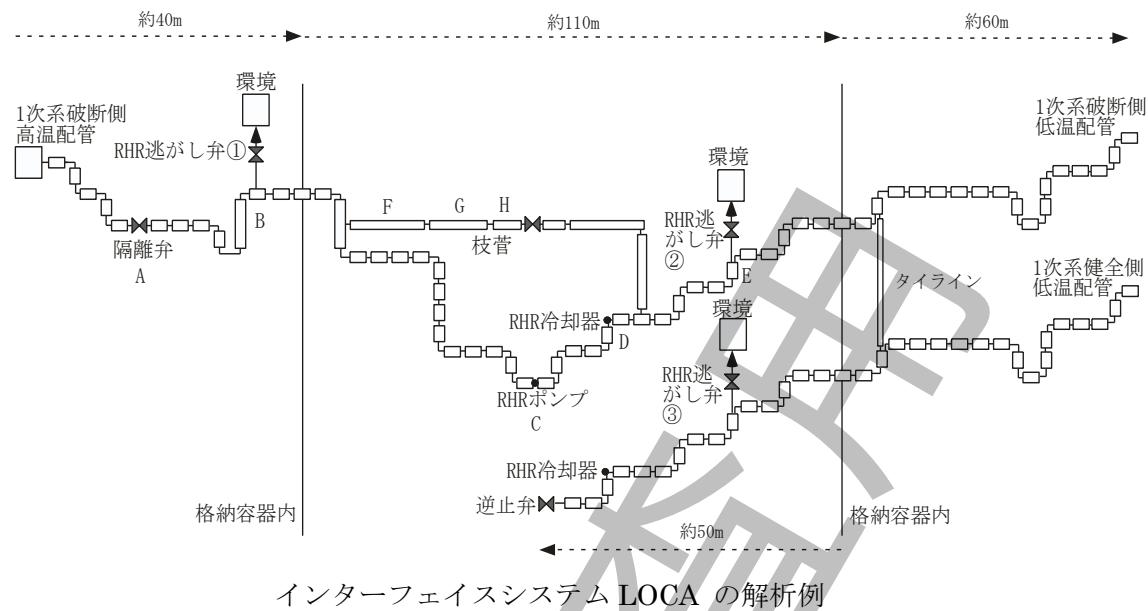
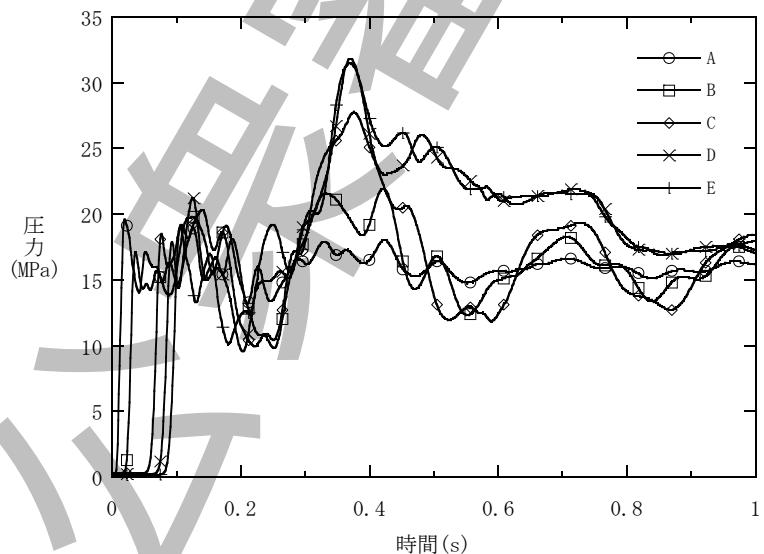
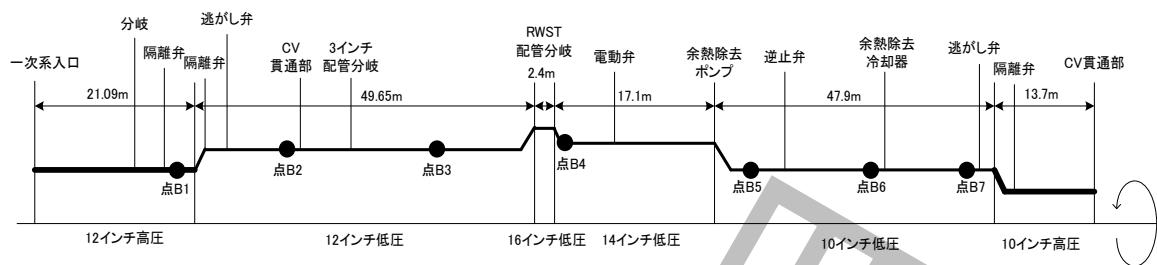


図 R.25—MELCOR コードの RHR 系配管モデル（圧力伝ば<sup>9</sup>解析）



インターフェイスシステム LOCA の解析例

図 R.26—主配管圧力（RHR 逃がし弁全不作動）



インターフェイスシステム LOCA の解析例

図 R.27—AUTODYN コード解析体系（主配管）

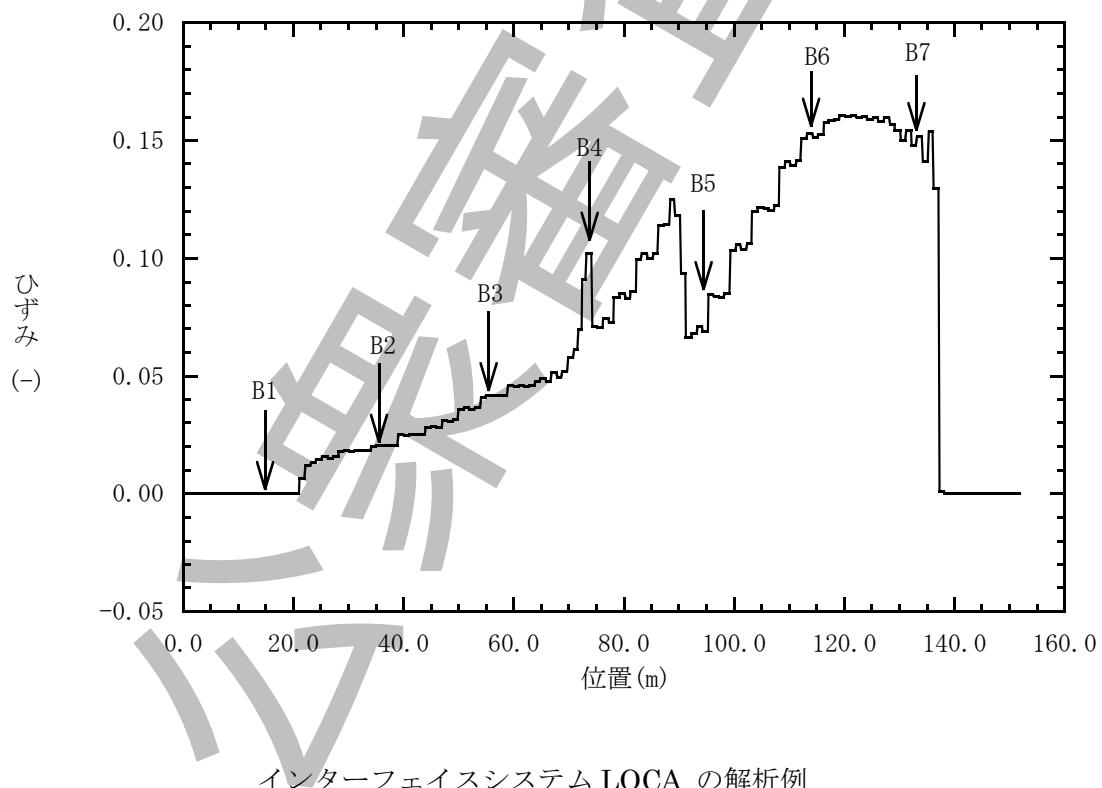


図 R.28—塑性ひずみ（全 RHR 逃がし弁不作動、主配管、最終時刻）

## 附属書 S (参考) 主観的な確率の付与について

### 序文

本附属書は、シビアアクシデント対策として整備した設備、運転員操作を緩和手段などとして考慮する場合の主観的な確率の付与について参考となる知見を例示したものである。

### S.1 主観的な確率の例

主観的な確率を付与する場合は、評価全体を通して適用すべき確率ランクテーブルを定め、適用する確率値の標準化を図ることにより、評価者の工学的判断に伴うばらつきを小さくすることができる。

米国 Zion 発電所のレベル 2PRA<sup>(1)</sup>において、物理現象の発生に対する信頼の度合いを専門家による工学的判断から評価する手法が適用されている。表 S.1 に電源復旧に対する分岐確率として適用されている例を示す。この例では工学的に起こり得ないと判断された現象に対して主観的確率に 0 が付与されている。

また、表 S.2 に示すように現象の発生に対する定性的なランクに付与する確率値のテーブルを定めている例がある<sup>(2)</sup>。

表 S.1—工学的判断による分岐確率の設定例

Case 1: Power was available at the start of the accident and remains available. The quantification for this case is:

Branch 1:	E-ACP	- 1.0
Branch 2:	EaACP	- 0.0
Branch 3:	EfACP	- 0.0

Case 2: Power was failed at the start of the accident and is not recoverable. The quantification for this case is:

Branch 1:	E-ACP	- 0.0
Branch 2:	EaACP	- 0.0
Branch 3:	EfACP	- 1.0

Case 3: By the preceding two cases, this case and all the following cases have electric power not initially available, but recovery possible. In this case, the AFWS failed at the start of the accident. The recovery period for this case is estimated to be 0.5 to 2.0 hours. The mean value for power recovery in this period gives the following quantification:

Branch 1:	E-ACP	- 0.243
Branch 2:	EaACP	- 0.757
Branch 3:	EfACP	- 0.0

その他の例では、現象の発生には不確実さがあることから、表 S.3 に示すように工学的に起こり得ないと判断された現象に対する主観的確率の最小値に  $10^{-4}$  を付与している<sup>(3)</sup>。主観的確率を人的過誤率の評価に適用する上では、明らかになっている手順などについてタスク分析を行い、様々な要因による不確実さをタスクごとに考慮する方法として適用すべ

きである。

表 S.2—確率ランクテーブルの例（1）

Qualitative Representation	Representative Value	Range of Application	備考
Indeterminate	0.5	0.7～0.3	発生・非発生ともに何程度又はそれに近い有意な確率を有すると考えられる。
Unlikely	0.2	0.3～0.1	工学的に発生の可能性が低ると判断される。
Likely	0.8	0.7～0.0	工学的に発生の可能性が高いと判断される。
Highly Unlikely	0.05	0.1～0.01	工学的に完全には発生を否定できない。
Highly Likely	0.95	0.9～0.99	工学的にほぼ完全に発生すると考えられる。
Extremely Unlikely	<0.01	<0.01	工学的には発生の可能性が無いと考えられる領域ではあるが、その重要性からあえて設定する分類である。
Extremely Likely	>0.99	>0.99	上記に対する対象事象であって、発生しない可能性が工学的には無いと考えられる。
Impossible	e	e	発生の可能性が無理である。
Certain	1-e	1-e	必ず発生するか、又は必ず発生すると事実上みなして良い。

表 S.3—確率ランクテーブルの例（2）

Probability	Qualitative descriptor
0.9999	extremely likely (i.e., almost certain)
0.9	very likely
0.7	likely
0.5	indeterminate
1.00E-01	probable
1.00E-02	unlikely
1.00E-03	very unlikely
1.00E-04	extremely unlikely

### 参考文献

- (1) Park 他, "Evaluation of severe accident risks: Zion unit 1", 1989, NUREG/CR-4551, Vol.7
- (2) Sotsu 他, "Assessment of FBR MONJU Accident Management Reliability in Causing Reactor Trips", 2010, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY
- (3) Ang 他, "An-approach to the application of subjective probabilities in level 2 PSAs", 1997, Reliability Engineering and System Safety

## 附属書 T (参考) 放出カテゴリの分類について

### 序文

この附属書は、**13.2** における放出カテゴリの分類の指標、放出カテゴリの例、及び放出カテゴリの分類例を示したものである。

### T.1 放出カテゴリ分類の意義

事故シーケンスには、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似しているものが存在する。これらをグループ化し、当該グループに含まれる事故シーケンスの放射性物質の放出挙動を一つの事故シーケンスで代表させることができれば、この代表的な事故シーケンスのソースターム解析を実施することにより当該グループの放射性物質の放出挙動が求められ、評価精度を保ちつつソースターム解析のケース数を減らすことができる。このため、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを、放出カテゴリに分類する。この放出カテゴリごとに求めた発生頻度及びソースタームがレベル 2PRA の主要なアウトプットとなり、レベル 3PRA を実施する場合には、放出カテゴリ並びに放出カテゴリの発生頻度及び放出カテゴリのソースタームが、レベル 3PRA へのインターフェイスとなる。

### T.2 放出カテゴリの分類の指標及び放出カテゴリの例

放出カテゴリを分類する上で最も重要なのは、放射性物質の環境中への放出の類似性である。環境中への放出の類似性とは、放出量、放出時期、それらに関係した移行経路、及び放出抑制の緩和手段が類似することである。これらの類似性に基づいて各事故シーケンスを放出カテゴリに分類する際の方法の 1 つとして、プラント損傷状態、格納容器機能喪失モード、及び格納容器機能喪失時期（早期・後期の別）の組合せで整理する方法がある。プラント損傷状態は、放射性物質の環境中への放出時期及び放射性物質放出に対する緩和設備の種類と事故時の有効性とに対する類似性を表す良い指標である。格納容器機能喪失モードは、放射性物質の放出の態様（エナジエティック現象による格納容器破損、水蒸気・非凝縮性ガスの蓄積による過圧破損、格納容器バイパスなど）の類似性を表し、放射性物質の放出量、移行経路、及び放出継続時間の類似性を表す良い指標である。ただし、評価条件又は評価目的によっては、同じ格納容器機能喪失モードに至る事故シーケンスであっても、放射性物質の放出挙動の類似性が異なるために別の放出カテゴリに分類した方が良い場合もある。

例 小規模な格納容器隔離失敗後に格納容器破損に至る事故シーケンスが存在する場合、

レベル 3PRA でリスクを評価することが評価目的の場合には、格納容器隔離失敗の放出カテゴリに分類するのではなく、格納容器破損に対応する放出カテゴリに分類する。

格納容器機能喪失モード及び格納容器機能喪失時期の組合せによって分類した放出カテゴリの例を次の a)～e)に示す（格納容器機能喪失モードの記号は附属書 H を参照）。

- a) **格納容器隔離失敗、格納容器バイパスによる放出カテゴリ** 格納容器隔離失敗 ( $\beta$ )、インターフェイスシステム LOCA ( $v$ ) による格納容器バイパス又は蒸気発生器伝熱管破損 ( $g$ ) による格納容器バイパスが原因となる格納容器機能喪失モードの発生によって放射性物質が放出されるカテゴリ。
- b) **炉心損傷前の格納容器早期／後期過圧破損による放出カテゴリ** 炉心損傷前の格納容器先行破損として、原子炉未臨界確保失敗による格納容器早期過圧破損 ( $\theta'$ ) 及び崩壊熱除去失敗に伴う炉心損傷前の水蒸気の蓄積による格納容器後期過圧破損 ( $\theta$ ) が発生し、その後の炉心損傷によって放射性物質が放出されるカテゴリ。
- c) **エナジエティック現象などによる格納容器早期破損の放出カテゴリ** 原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発 ( $\alpha$ )、格納容器内の水蒸気爆発 ( $\eta$ )、格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ )、格納容器内の水素燃焼 ( $\gamma'$ )、溶融物直接接触 ( $\mu$ ) などによる格納容器機能喪失モードの発生によって放射性物質が放出されるカテゴリ。
- d) **炉心損傷後の格納容器後期過圧・過温破損による放出カテゴリ** 炉心損傷後に水蒸気及びデブリ・コンクリート相互作用により発生した非凝縮性ガスの蓄積による格納容器過圧破損 ( $\delta$ ) 及び崩壊熱による格納容器貫通部過温破損 ( $\tau$ ) の発生によって放射性物質が放出されるカテゴリ。
- e) **その他の格納容器後期破損による放出カテゴリ** 格納容器スプレイ操作に成功しているが後期に格納容器過圧破損 ( $\delta$ ) 発生、原子炉キャビティへの水張りに失敗し後期に格納容器過圧 ( $\delta$ ) 又は過温破損 ( $\tau$ ) 発生、原子炉キャビティへの水張りに成功するが、後期に格納容器過圧破損 ( $\delta$ ) 発生又はコンクリート侵食 ( $\epsilon$ ) に至る事故シーケンス及び格納容器機能喪失防止などのためにウェットウェルから格納容器ベント ( $\phi$ ) を行う事故シーケンスによって放射性物質が放出されるカテゴリ。

また、格納容器機能喪失に至らずに事故が収束する場合、漏えい ( $\psi$ ) によって放射性物質が放出されるため、このカテゴリに分類できる。

### T.3 放出カテゴリの分類例

PWR プラントの放出カテゴリの分類方法の例を図 T.1 に示す（格納容器機能喪

失モードの記号は**附属書 H**を参照）。この例のように、格納容器隔離失敗の項目を設けて、放出カテゴリを細分化しても良い（BWR でも同様）。図 T.1 の例では、初めに放出カテゴリとして格納容器バイパスを分離する。そして、プラント損傷状態から、炉心損傷時期、格納容器機能喪失と炉心損傷との相対的時間を分類する。次に格納容器機能喪失モードから、エナジエティック現象による環境中への放出及びコンクリート侵食などの移行経路を分類する。続いてプラント損傷状態から、原子炉キャビティの水張り及び格納容器内自然対流冷却などの緩和手段の状態を考慮して放出カテゴリを分類する。

また、BWR プラントの放出カテゴリの分類方法の例を図 T.2 に示す（格納容器機能喪失モードの記号は**附属書 H**を参照）。まず、放出カテゴリとして格納容器バイパス及びプラント損傷状態により決まる炉心損傷前の格納容器先行破損を分離する。次に格納容器機能喪失モードから、エナジエティック現象による環境中への放出を分類する。続いてプラント損傷状態から決まる格納容器からの熱除去、格納容器スプレイなどの状態を分類するとともに、格納容器内のデブリ冷却、格納容器ベントなどの緩和手段の状態を考慮して放出カテゴリを分類する。

図 T.2 では、格納容器からの熱除去、格納容器スプレイ及び格納容器ベントの失敗の場合、後期過圧／過温破損の放出カテゴリと表示している。

プラント 損傷 状態 (PDS)	格納容器 隔離	炉心損傷 時期	格納容器機能喪失と 炉心損傷の相対的時間	エナジエティック 事象による 格納容器 機能喪失	原子炉 キャビティ への水張り	コンクリート 侵食による 格納容器 機能喪失	格納容器内 自然対流冷却	放射性物質の 放出カテゴリ (格納容器機能喪失モード)
PDS	格納容器 バイパス	無し	後期	無し	成功	失敗	失敗	放射性物質放出無し
		失敗	早期	有り	失敗	無し	無し	後期過圧破損 ( $\delta$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
		有り	後期	有り	失敗	失敗	失敗	コンクリート侵食 ( $\varepsilon$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
			格納容器機能喪失先行	無し	失敗	失敗	失敗	後期過圧 ( $\delta$ ) / 過温破損 ( $\tau$ ) により放射性物質放とするカテゴリ
			炉心損傷先行	成功	失敗	失敗	失敗	コンクリート侵食 ( $\varepsilon$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
				無し	失敗	失敗	失敗	早期格納容器機能喪失 ( $\alpha$ , $\gamma$ , $\gamma'$ , $\gamma''$ , $\eta$ , $\sigma$ , $\mu$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
				有り	失敗	失敗	失敗	後期過圧破損 ( $\theta$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	格納容器隔離失敗 ( $\beta$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	蒸気発生器伝熱管破損 ( $g$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	インターフェイスシステムLOCA ( $\nu$ ) により 放射性物質放とするカテゴリ

図 T.1-PWR プラントの放出カテゴリの分類例

プラント 損傷 状態 (PDS)	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	炉心損傷前 早期PCV 過圧破損	格納容器 隔離	エナジエティック事象による 一次格納容器 (PCV) 破損			PCV内 デブリ冷却	PCV内 水蒸気爆発	PCV除熱	PCV スプレイ	格納容器 ペント、 (後期PCV 過圧破損)	放射性物質の 放出カテゴリ (格納容器機能喪失モード)
				原子炉 圧力容器内 水蒸気爆発	原子炉 圧力容器 破損時 PCV破損	PCV零圧気 直接加熱						
PDS	無し	有り	無し	失敗	成功	無し	失敗	成功	失敗	成功 (失敗)	失敗 (有り)	放射性物質放出無し
			有り	失敗	成功	無し	失敗	成功	失敗	成功 (失敗)	失敗 (有り)	放射性物質放出無し
				失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	その他 ( $\phi$ ) により後期 放射性物質放出するカテゴリ 後期過圧 ( $\delta$ ) / 過温破損 ( $\tau$ ) により放射性物質放出する カテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	その他 ( $\eta$ ) により 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	その他 ( $\varepsilon$ ) により後期 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	早期過圧破損 ( $\sigma$ ) により 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	その他 ( $\eta$ ) により 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	早期過圧破損 ( $\alpha$ ) により 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	格納容器隔離失敗 ( $\beta$ ) により 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	早期過圧破損 ( $\theta$ 、 $\theta'$ ) により 放射性物質放出するカテゴリ
					失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	格納容器バイパス ( $\beta$ 、 $\nu$ ) によ り早期に放射性物質放出する カテゴリ

図 T.2-BWR プラントの放出カテゴリの分類例

## 附属書 U (参考) 放射性物質のグループ化について

### 序文

この附属書は、14.3における元素グループの分類の例、元素グループを代表する元素又は化合物、及び代表的な元素又は化合物の物理化学的性質を示したものである。

### U.1 元素グループの分類の例

元素グループは、希ガス類、アルカリ金属類、アルカリ土類、ハロゲン類、テルル類、希土類、貴金属類などの周期律の族を基に分類する方法がある。表 U.1に、元素グループの分類の例を示す。

### U.2 元素グループを代表する元素又は化合物

希ガス類は、単体で化合物を形成しない。ハロゲン類では、環境への影響が大きいヨウ素が代表的な元素である。事故時の条件で安定なヨウ素化合物は、CsIである。アルカリ金属類では、Csが代表的であり、事故時の条件で安定な化合物は、CsOHなどである。軽水型原子炉のCsの炉心内蔵量は、ヨウ素の10倍程度になる。したがって、ヨウ素のほとんどはCsと反応してCsIを形成する。ヨウ素と反応しなかった残りのCsはCsOHなどを形成する。その他の元素グループでは、主として、SrO、BaO、TeO<sub>2</sub>、MoO<sub>2</sub>、CeO<sub>2</sub>などの酸化物を形成する。

### U.3 代表的な元素又は化合物の物理化学的性質

希ガス類は、事故条件下では、ガス状である。CsI、CsOHなどは、温度及び分圧の条件によって、ガス又はエアロゾルの状態に変化する。テルルは単体では揮発性が高いものの、酸化物を形成して低揮発性を示す又はZrと反応するなどでガス化しにくい。このような化合物の揮発性は、放射性物質の挙動解析に強く影響するので、化合物に応じた蒸気圧を適切に計算することが重要である。

表 U.1－元素グループの分類の例

元素グループ	代表的元素	主な元素の種類
希ガス類	Xe	Xe, Kr, Rn, He, Ne, Ar, H, N
アルカリ金属類	Cs	Cs, Rb, Li, Na, K, Fr, Cu
アルカリ土類	Ba	Ba, Sr, Be, Mg, Ca, Ra, Es, Fm
ハロゲン類	I	I, Br, F, Cl, At
テルル類	Te	Te, Se, S, O, Po
貴金属類	Ru	Ru, Pb, Rh, Ni, Re, Os, Ir, Pt, Au
前期遷移元素類	Mo	Mo, Tc, Nb, Fe, Cr, Mn, V, Co, Ta, W
四価元素類	Ce	Ce, Zr, Th, Np, Ti, Hf, Pa, Pu, C
三価元素類（希土類など）	La	La, Pm, Sm, Y, Pr, Nd, Al, Sc, Ac, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf
ウラン類	U	U

## 附属書 V (参考) 燃料からの放射性物質放出挙動

### 序文

この附属書は、箇条 14において燃料からの放射性物質放出を解析するに当たって有効な、燃料からの放射性物質放出挙動に係る実験結果及び解析モデルをまとめたものである。

### V.1 燃料からの放射性物質放出挙動

1979 年 3 月に米国で発生した TMI-2(Three Mile Island Unit 2)事故<sup>(1)</sup>は、ヨウ素などの放射性物質の環境中への放出量は、従来の予測に比べて微々たるものであった。その後、ソースタームを精度良く予測する研究が行われた。この附属書では、燃料からの放射性物質の放出率の評価に有効な、実験結果及び解析モデルをまとめる。解析の対象とするプラントの評価で、解析結果の分析及び結果の妥当性の検討に利用できる。

### V.2 燃料からの放射性物質放出の実験

米国オークリッジ国立研究所(ORNL)において、短尺燃料を最高で 2,700K まで加熱する HI/VI 実験が実施され<sup>(2)</sup>、主に希ガス、ヨウ素、セシウムなどの高揮発性の放射性物質の放出データが得られた。また、フランスのグルノーブル研究所において、短尺燃料を加熱(最高温度 : 2,900K)する VERCORS/HEVA 実験が実施され、放射性物質の放出率や放出されたエアロゾルの粒径などが調べられた<sup>(3)(4)</sup>。さらに、カナダのチョークリバー国立研究所(CRNL)では、燃料片を 2,873K まで加熱する HCE/HCL 実験が実施され、水蒸気及び空気による燃料の酸化と放射性物質放出量との関係が主に調べられた<sup>(5)</sup>。

種々の事故シーケンスに対する原子炉冷却系の熱水力解析から、PWR の全交流電源喪失事故などのトランジエントでは、最大 16MPa の加圧雰囲気下で放射性物質放出が起きる可能性が高い。このような場合、燃料からの放射性物質放出量は、雰囲気の圧力の影響を受ける。また、国内の軽水炉において混合酸化物(MOX ; Mixed-Oxide)燃料の利用が計画されているが、シビアアクシデント時の MOX 燃料からの放射性物質放出に関する知見は、世界的にも限られている。

欧州の SARNET における研究では、炉心損傷後に原子炉冷却系内に空気が侵入した場合に、燃料の酸化が促進され放射性物質、特にルテニウムが揮発性の酸化物を形成し、格納容器内に放出されることが報告されている<sup>(15)</sup>。

### V.3 燃料からの放射性物質放出モデル

ソースターム評価研究で広く利用されている放射性物質放出の予測モデルには、経験的な NUREG-0772 モデル<sup>(6)</sup>、アレニウス (Arrhenius) 型で放出率を解析する半経験的な

CORSOR-M モデル<sup>(7)</sup>及び ORNL の HI 及び VI 実験の結果を反映した CORSOR-O モデル<sup>(2)</sup>などがある。これらの解析モデルは、燃焼度が約 5 万 MWd/tまでの範囲で適用可能である。ただし、新燃料に適用すると放出量を過大評価する。

$$\frac{dM}{dt} = -k(T)M \quad (V-1)$$

$$\frac{dF}{dt} = k(T)M \quad (V-2)$$

$k$  : 放出率速度係数

$M$  : 燃料内の放射性物質量

$F$  : 燃料からの放出量

$T$  : 燃料温度

放出率速度係数の解析モデルは、以下のとおりである。

#### a) NUREG-0772 モデル

$$k = A \cdot \exp(B \cdot T) \quad (V-3)$$

$k$  : 核種に固有な放出率速度係数

$A$  : 実験から決めた定数

$B$  : 実験から決めた定数

#### b) CORSOR-M 及び CORSOR-O モデル

$$k = k_0 \exp\left(-\frac{Q}{R_g T}\right) \quad (V-4)$$

$k$  : 核種に固有な放出率速度係数

(1/s)

$k_0$  : 核種に固有な放出率速度係数

(1/s)

$Q$  : 活性化エネルギー

(J/mol)

$R_g$  : ガス定数

(J/mol.K)

CORSOR-M モデルの核種の放出率速度係数及び VEGA 実験 (V.4 参照) から得られた Cs の値 (水蒸気雰囲気) とともに図 V.1 に示す。

これらの放出率速度係数を用いた解析モデルは、放出源の形状パラメータを含まない。放

出源の形状が必要な場合は、燃料内の結晶粒半径をパラメータにした  $\text{UO}_2$  結晶粒内の拡散律速モデルを用いる。その代表的な例は、Booth の近似式 ( $\text{UO}_2$  結晶粒内初期濃度一様、粒表面濃度=0 として導出) に基づいた拡散係数  $D$  を用いる ORNL-Booth モデル<sup>2)</sup>である。

$$D = D_0 \exp\left(-\frac{Q}{R_g T}\right) \quad (\text{V -5})$$

この場合、燃料からの放出割合は、次のようにして求める。

$$f = 6\sqrt{\frac{Dt}{\pi a^2}} - 3\frac{Dt}{a^2} \quad (Dt/a^2 \leq 0.1547) \quad (\text{V -6})$$

$$f = 1 - \frac{6}{\pi^2} \exp\left[\frac{-\pi^2 Dt}{a^2}\right] \quad (Dt/a^2 > 0.1547) \quad (\text{V -7})$$

$D$	: 拡散係数	( $m^2/s$ )
$D_0$	: 核種に固有な拡散係数	( $m^2/s$ )
$a$	: 結晶粒半径	( $m$ )

米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究<sup>(2)</sup>では、放出率速度係数  $k$  を用いた解析モデルは燃料のヒートアップ時間が継続する場合の放出量を過大評価する傾向があるため、時間経過により結晶粒内の放射性物質の濃度勾配の変化を考慮できる拡散モデルの方を推奨している。ORNL-Booth モデルにおける核種の拡散係数を VEGA 実験から得られたセシウムの値 (水蒸気雰囲気) とともに図 V.2 に示す。

#### V.4 放出率の圧力依存性

日本原子力研究所では、高温 (最高 3,123K) 及び高圧 (1.0MPa まで昇圧) 条件下の燃料からの放射性物質放出を調べるため、VEGA (Verification Experiments of radionuclides Gas / Aerosol release) 実験計画を進めた<sup>(8)-(10)</sup>。その結果、1.0MPa では 0.1MPa に比べて Cs の放出が抑制されることを明らかにした<sup>(11)</sup>。結晶粒内に蓄積された放射性物質は、粒内拡散によって粒表面に移行して粒界に析出した後、開気孔を通って燃料外へ放出される。0.1MPa の場合、粒内拡散は開気孔中拡散より遙かに遅いため、粒内拡散が律速過程になる。しかしながら、1.0MPa の場合、気体密度の増加から開気孔中の拡散速度が低下するため、粒内拡散が放出に至る全過程を律速するわけではない。

- a) **2段階拡散モデル** 大気圧条件下では、粒内拡散が他の過程と比べて格段に遅いため、粒内拡散を律速とする近似が成り立つ。しかしながら、加圧条件下では、温度及び圧力の影響を受ける開気孔中の拡散速度も小さくなるため、粒内及び開気孔中拡散の双方を考慮した2段階拡散モデル<sup>(12)</sup>が提案されている。

1) 核種*i*の粒内固体拡散

$$\frac{\partial}{\partial t} C_1(R,i) = \frac{1}{r^2} \cdot \frac{\partial}{\partial r} \left[ r^2 D_1(i) \frac{\partial}{\partial r} C_1(R,i) \right] \quad (\text{V-8})$$

2) 核種*i*の開気孔中ガス拡散<sup>(13)</sup>

$$\alpha \frac{\partial}{\partial t} C_2(i) = \frac{1}{R} \cdot \frac{\partial}{\partial R} \left[ R \beta' D_2(i) \frac{\partial}{\partial R} C_2(i) \right] - (1-\alpha) \frac{3}{a} D_1(i) \frac{\partial C_1(R,i)}{\partial r} \Big|_{r=a} \quad (\text{V-9})$$

$$D_1 = 1.16 \times 10^{-11} \exp \left( -\frac{21670}{T} \right) \quad (\text{V-10})$$

*C* : モル濃度 ( $\text{kg-mol}/\text{m}^3$ )

*T* : ペレット温度 (K)

*R* : ペレット半径方向座標 (m)

$\beta'$  : 閉気孔から開気孔への質量移行の抵抗を含む総連結空隙率 (-)

$\alpha$  : 燃料内平均空隙率 (-)

*i* : 核種

*r* : 結晶粒半径方向座標 (m)

下付数字 : 1=結晶粒, 2=結晶粒界

2段階拡散モデルを用いて 1.0MPa の加圧条件下で行った VEGA-2 実験の Cs 放出の評価例を図 V.3 に示す。2段階拡散モデルを用いた評価結果は加圧条件の実験結果とほぼ一致する。

- b) **簡易圧力影響モデル** 2段階拡散モデルは、連立偏微分方程式を数値的に解く必要があり、ソースターム解析には複雑過ぎるため、簡便な簡易圧力影響モデル<sup>(13)</sup>がある (V-11)。放出率速度係数の圧力依存性は、次のように導出できる(V-12)。

$$k = k_0 \sqrt{\frac{P_0}{P}} \exp\left(-\frac{Q}{R_g T}\right) \quad (P \geq 0.1 \text{ MPa}) \quad (\text{V-11})$$

$$\frac{k(P)}{k(P_0)} = \sqrt{\frac{P_0}{P}} \cdot \frac{1 + qT^{3/4} \exp(\theta/T)}{1 + qT^{3/4} \exp(\theta/T) \cdot \sqrt{P_0/P}} \quad (\text{V-12})$$

$P$  : 霧囲気圧力 ( $\text{Pa}$  又は  $\text{atm}$ )

$P_0$  : 大気圧 ( $= 1.013 \times 10^5 \text{ Pa}$  又は  $1 \text{ atm}$ )

$q$  : 温度に依存しないパラメータ<sup>(15)</sup> (-)

$\theta$  : 活性化温度 ( $K$ )

実験条件で(V-12)を計算する場合、 $qT^{3/4} \exp(\theta/T)$  は小さくなるため、圧力依存性

は最終的に  $k(P)/k(P_0) = \sqrt{P_0/P}$  となり、(V-11)に示した放出率速度係数の簡易圧力モデルを与えることができる。

2段階拡散モデル及び簡易圧力影響モデルは、高圧で燃料が昇温している期間の放射性物質の放出率を精度良く評価する場合に有効である。

## V.5 MOX 燃料からの放出<sup>(14)</sup>

日本原子力研究所の VEGA 実験では、MOX 燃料を大気圧ヘリウム霧囲気下で 3123K の高温まで昇温した。使用した MOX 燃料は約 43GWd/tHM まで最高線出力密度約 34kW/m、平均線出力密度約 29kW/m で照射した。各元素の放出割合に関する実験結果と UO<sub>2</sub> 燃料実験に基づく ORNL-Booth モデルとの比較を図 V.4 に示す。高揮発性の Cs と Sb は、測定、解析ともにほぼ全量放出となり、両者は一致する。Ba, Sr, Ru については解析が実験を保守側に評価する。また、U の放出割合及び 2800K 以下の Pu 放出割合は ORNL-Booth モデルでほぼ予測できたが、2800K 以上で Pu 放出割合が大幅に増加し、同モデルでは過小評価する。

VEGA-M1 実験から得られた Pu 放出割合を基に、放出率速度係数を用いた暫定的な放出モデルが提案されている（図 V.5 参照）。実験では、Pu 放出割合は、約 2800K 温度プラトー終了時が 0.0089%，3123K 温度プラートを経て、実験終了時が 2.4% である。これらの結果から、放出率速度係数の  $k_0$  及び活性化エネルギー  $Q$  を求めると、 $k_0$  は、2800K 以下の場合  $k_0=6.09 \times 10^{-5}$  (1/min)，2800K を超える場合  $k_0=1.24 \times 10^{-2}$  (1/min)，また、 $Q$  は  $7.70 \times 10^4$  (J/mol) である。

## 参考文献

- (1) J.G.Kemeny, et al., Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island, (1979).
- (2) R.A.Lorenz, et al., "A Summary of ORNL Fission Product Release Tests with Recommended Release Rates and Diffusion Coefficients," NUREG/CR-6261 (1995).
- (3) J.P.Leveque, et al., "The HEVA Experimental Program," Nucl. Technol., 108, 33 (1994).
- (4) G.Ducros, et al., "Fission Product Release Under Severe Accidental Conditions; General Presentation of the Program and Synthesis of VERCORS 1 To 6 Results," Proc. of the Twenty-Seventh Water Reactor Safety Information Meeting, NUREG/CP-0169, pp.505-518 (1999)
- (5) B.J.Lewis, et al., "Release Kinetics of Volatile Fission Products under Severe Accident Conditions," Nucl. Technol. Vol.99, pp.330-342 (1992).
- (6) U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents," NUREG-0772 (1981).
- (7) M.R.Kuhlman, et al., "CORSOR User's Manual," NUREG/CR-4173 (1985).
- (8) T.Nakamura, et al., "Research program (VEGA) on the fission product release from irradiated fuel," JAERI-Tech 99-036 (1999).
- (9) 日高昭秀, 他, “照射済燃料からの放射性物質放出挙動実験（VEGA）計画について”  
日刊工業プロダクション“原子力 eye”, Vol.46, No.3, pp.79-83(2000)
- (10) 林田烈, 他, “照射済燃料からの放射性物質放出(VEGA)実験装置の運転・保守要領書” JAERI-Tech 2001-029 (2001).
- (11) T.Kudo, et al., "Influence of Pressure on Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperatures up to 2773K," J. Nucl. Sci. Technol. Vol.38, No.10, pp.910-911 (2001).
- (12) A.Hidaka, et al., "Decrease of Cesium Release from Irradiated Fuel in Helium Atmosphere under Elevated Pressure of 1.0MPa at Temperature up to 2,773K," J. Nucl. Sci. Technol. Vol.39, No.7, pp.759-770 (2002).
- (13) A.Hidaka, et al., "Proposal of Simplified Model of Radionuclide Release from Fuel under Severe Accident Considering Pressure Effect," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 12, pp.1192-1203 (2004).
- (14) A.Hidaka, et al., "Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 42, No.5, pp.451-461 (2005).
- (15) Progress in Nuclear Energy, vol.52, pp.109-119(2010),

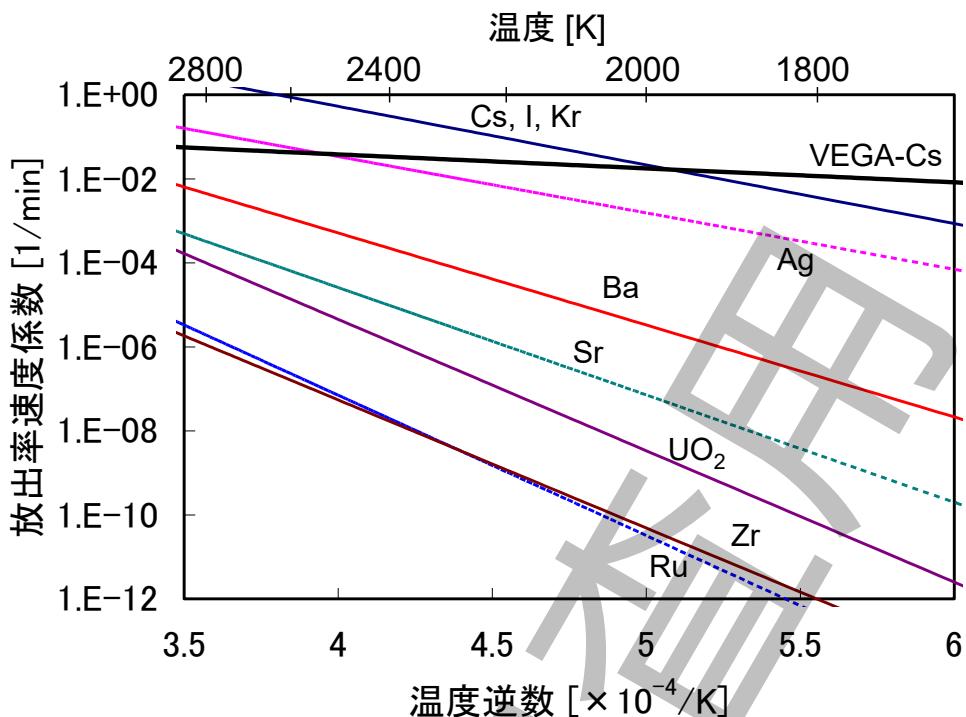


図 V.1—CORSOR-M モデル及び VEGA から得られた放出率速度係数

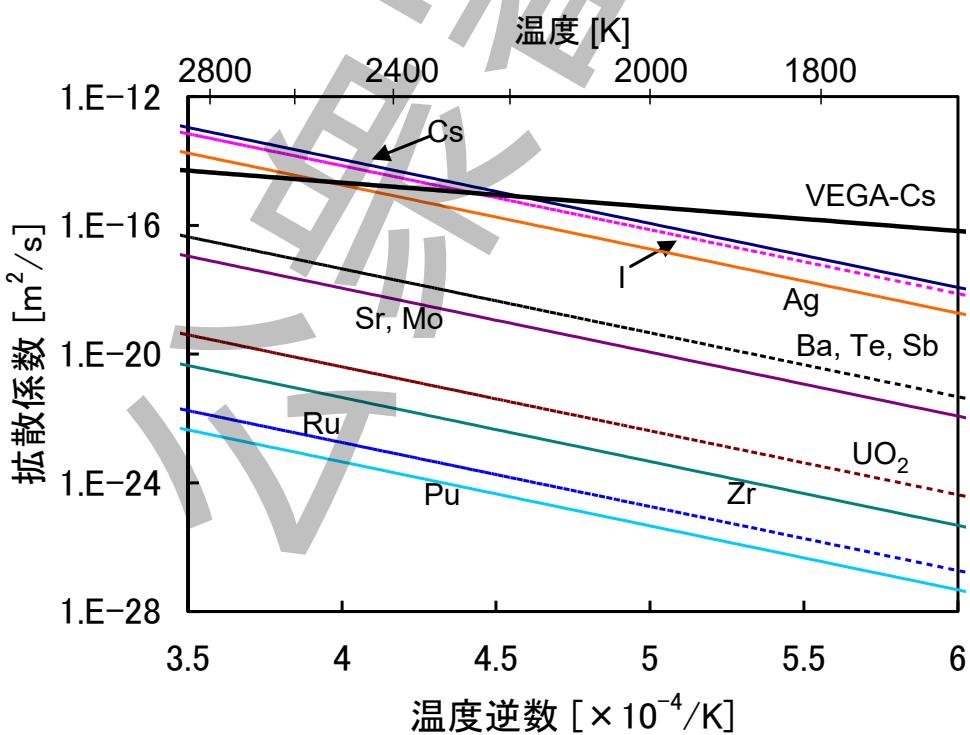


図 V.2—ORNL-Booth モデル及び VEGA 実験から得られた拡散係数

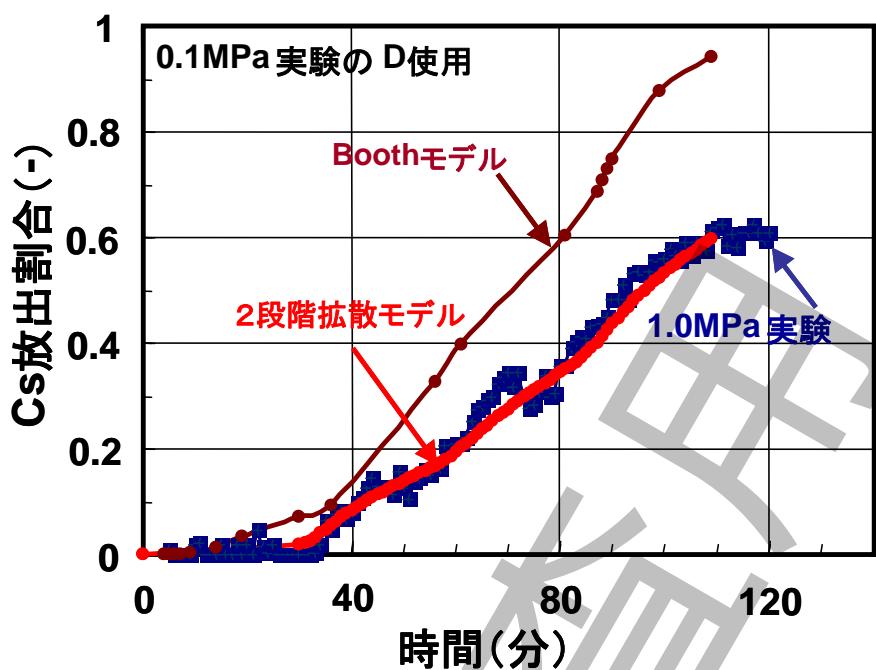


図 V.3—Cs 放出に関する VEGA 実験と 2 段階拡散モデルとの比較

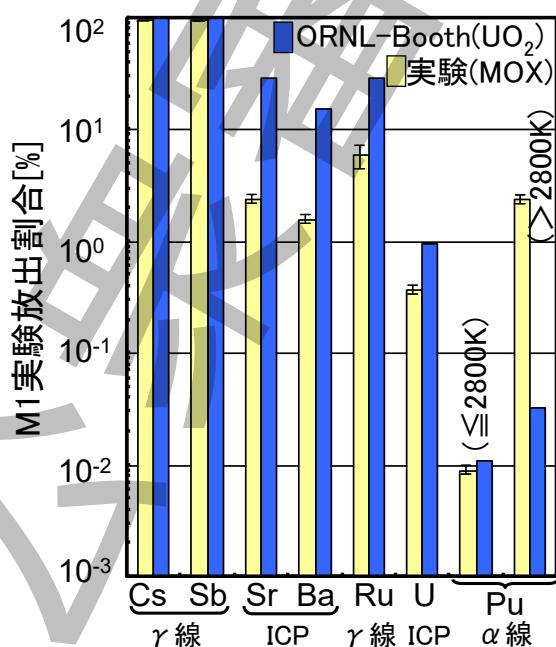


図 V.4—MOX 燃料を用いた M1 実験の最終放出割合に関する実験と計算の比較

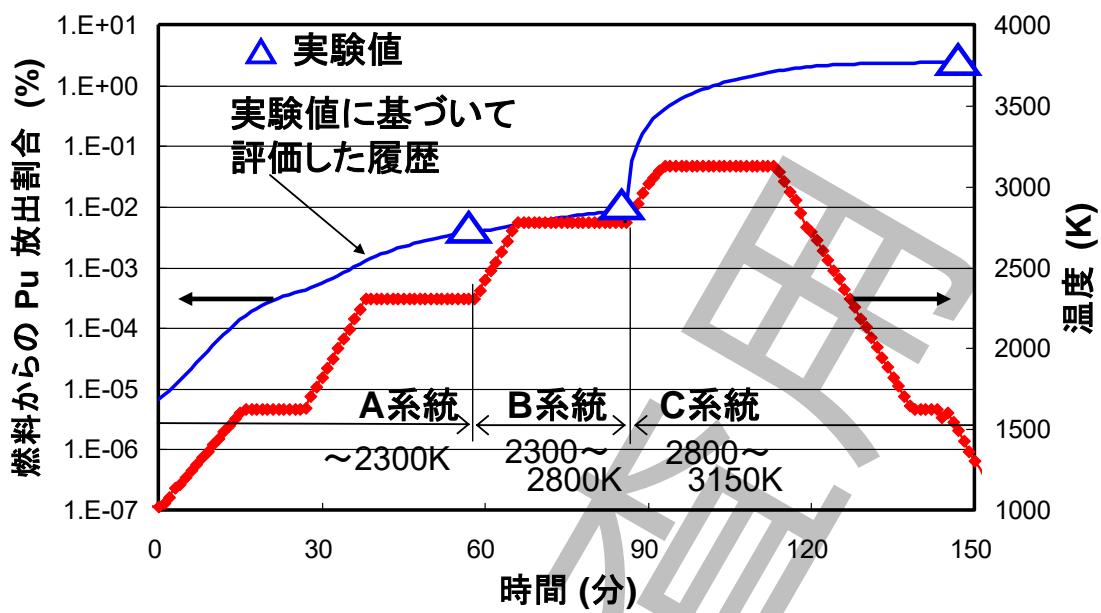


図 V.5—MOX 燃料からの Pu 放出割合履歴

## 附属書 W (参考) シビアアクシデント時の放射性物質挙動

### 序文

この附属書は、箇条 14において放射性物質の移行挙動を解析するに当たって有効な、シビアアクシデント時の放射性物質挙動に係る実験結果及び解析結果をまとめたものである。これらは、解析の対象とするプラントの評価で、解析結果の分析及び結果の妥当性の検討に利用できる。

### W.1 シビアアクシデント時の放射性物質挙動

炉心溶融に至るようなシビアアクシデントでは、放射性物質が燃料から多量に放出され、原子炉冷却系内及び格納容器内を移行し、格納容器が損傷又は隔離機能が損なわれた場合には大気中へ放出される。また、格納容器をバイパスして放射性物質が環境へ放出される場合もある。この移行の過程で、放射性物質は、自然現象によって沈着する。また、緩和設備によって除去される<sup>(1)</sup>。

放射性物質挙動は、大きく分けると、ガス状の放射性物質の付着、エアロゾル状の放射性物質（以後、エアロゾル）の沈着、エアロゾルの成長並びに緩和設備によるガス状の放射性物質及びエアロゾルの除去の四つに分類できる。放射性物質挙動の概念図を図 W.1 に示す。

### W.2 原子炉冷却系内の放射性物質挙動

- a) 放射性物質挙動の概要 原子炉冷却系では、炉心の溶融が進むと、炉心部から種々の化合物（核分裂生成物、燃料及び炉心構造物）が浮遊する。そして、水蒸気の流れによって、炉心上部の低温領域に移行すると、蒸気圧の低い化合物は過飽和になり、余剰分がエアロゾルとして析出するか、又は、すでに存在するエアロゾル若しくは炉心構造物及び炉心上部構造物の壁面に凝縮する。このように、放射性物質は、それぞれの蒸気圧に応じて気体又はエアロゾルの状態で移行する。エアロゾルは、エアロゾル同士の衝突によって凝集を繰返しながら成長する。また、このエアロゾルは、炉心部から放出された種々の化合物を含む多成分エアロゾルになる。ガス状の放射性物質及びエアロゾルは、炉心部で発生する水蒸気及び水素の流れによって、破断口、逃がし安全弁などから格納容器へ移動する。この間、一部のガス状の放射性物質及びエアロゾルは、炉心の上部のボリューム、配管内の壁面などに沈着する。またガス状の放射性物質の一部は、炉心の上部区画、配管などの壁面に化学的に吸着するとともに、冷却水が存在するときは冷却水中に溶解して、冷却水とともに移動する。さらに、BWR の事故シーケンスのように、炉心スプレイの作動に伴い、雰囲気中に浮遊しているガス状の放射性物質及びエアロゾルの一部が液相へ移行する場合もある。

- b) 原子炉冷却系内を対象とした試験 図 W.2 に炉心のヒートアップ、溶融過程における放射性物質の燃料からの放出挙動を示す。本図は、シビアアクシデント総合試験である実際の照射燃料を用いたインパイル PHEBUS-FP 試験結果（FPT-1 試験）<sup>(2),(3)</sup>を示すもので、ジルコニウム-水反応が加わり燃料被覆管温度が急上昇する時点で揮発性放射性物質 ( $I^{131}$ ) が大量に放出され、その後、試験期間を通して継続し、駆動炉心のトリップ後に燃料温度が低下すると放出率は急速に低下する。

### W.3 格納容器内の放射性物質挙動

- a) 放射性物質挙動の概要 格納容器では、原子炉冷却系から流出したガス状の放射性物質及びエアロゾル、そして圧力容器の破損後にはデブリ・コンクリート反応により発生したコンクリート成分及び放射性物質を含むエアロゾルが浮遊する。格納容器雰囲気は原子炉冷却系と比べて低温なので、浮遊するガス状の放射性物質(希ガスを除く)及びエアロゾルは構造物表面及び床面への沈着が加速され、雰囲気中の放射性物質は次第に減少する。また、事故シーケンスによっては、PWR であれば格納容器スプレイ、アニュラス空気浄化設備など、BWR であれば格納容器スプレイ、圧力抑制プールなどの緩和設備などによってガス状の放射性物質及びエアロゾルが除去される。また、格納容器雰囲気中に浮遊しているガス状の放射性物質及びエアロゾルの一部は、格納容器からの漏えい、又は格納容器の破損に伴って環境へと流出する。
- b) 格納容器内を対象とした試験 格納容器内のガス状ヨウ素の挙動について、図 W.3 に PHEBUS-FP 試験結果（FPT-0 及び FPT-1 試験）<sup>(2)-(4)</sup>を示す。格納容器内雰囲気中のガス状ヨウ素割合は炉心損傷過程（初期フェーズ）の数%から、その後徐々に減少し、後半（放出終了後の格納容器内自然対流状態）では 0.1%を下回る。また、格納容器内のエアロゾル挙動について、図 W.4 に IRSN/PITEAS 試験結果（PCON03 試験）<sup>(2)</sup>を示す。PCON03 試験は高相対湿度（RH ~100%）条件であることから、粒径成長も加速要因となり雰囲気中のエアロゾル濃度は急速に低減する。

### W.4 ガス状の放射性物質の付着

ガス状の放射性物質の付着の主な機構は、凝縮、蒸発、化学吸着並びに冷却水中への溶解及び再放出であり、それらの付着速度は、物理的及び化学的性質(飽和蒸気圧、活性化エネルギー、分子間引力など)に依存する。次に、このようなガス状の放射性物質の付着モデルの概要をまとめると

- a) 凝縮・蒸発 ガス状の放射性物質の分圧が壁面及びエアロゾルの表面温度での飽和蒸気圧より高くなると、放射性物質が壁面及びエアロゾル表面に凝縮する。付着速度は、流れの主流から拡散境界層までの対流による拡散速度及び拡散境界層内の凝縮面での凝縮速度並びに質量流束保存条件から計算する。凝縮速度は、非凝縮性ガス内を拡散する泳動速度から計算し、又、対流による拡散速度は、物質移動が熱伝達と類似であると

みなして無次元数の Sherwood 数から計算する<sup>(5)</sup>。蒸発は、凝縮の逆過程である。

- b) 化学吸着** 壁温度が高温となるとガス状の放射性物質が壁面へ化学的に吸着する。雰囲気中の放射性物質の化学吸着速度は、凝縮・蒸発速度の計算と同様に、流れの主流から境界層への拡散速度及び境界層内の壁への化学吸着速度並びに質量流束保存条件から計算する。境界層内の壁への化学吸着速度は、アレニウス型の反応速度を高次まで展開した理論式の展開係数を実験値から決めて計算する<sup>(6)</sup>。図 W.5 に、フランス IRSN の DEVAP 化学吸着試験結果<sup>(2)-(7)</sup>で得られた CsI の化学吸着速度を示す。試験の結果から、CsI の吸着速度の相関式が提示されており、CsI :  $9.0 \times 10^{-6}(\text{m/s})$  ( $T_g < 823\text{K}$ ),  $1.65 \times 10^{-11} \exp(9.04 \times 10^4 / RT)$  ( $\text{m/s}$ ) ( $T_g > 823\text{K}$ ) となっている。その他の化学形に関しては、CsOH :  $1.0 \times 10^{-4}$  ( $\text{m/s}$ ) 及び Te :  $1.0 \times 10^{-4}$  ( $\text{m/s}$ ) の一定値が得られている。
- c) 冷却水中の溶解/再放出** 気相と液相との間の放射性物質の移行速度は、流れの主流から境界層への拡散速度、液相境界層内からプール水中に溶解する溶解速度、気液界面での濃度不連続性及び気液分配係数並びに気液界面での質量流束保存条件から計算する。気液界面での放射性物質の濃度不連続性を支配する気液分配係数は、熱化学平衡理論から理論的に計算できるものの、pH 及び放射線場の影響が強いことから、実験で得られた結果を適用する場合もある。pH が 7 (中性) の条件でも、気液分配係数は 10000 程度になる<sup>(8)</sup>。なお、PHEBUS-FP 試験<sup>(2)-(4)</sup>から、格納容器サンプ水中では、制御棒材の銀 (Ag) との反応により大量のヨウ素が安定したヨウ化銀 AgI (コロイド状) となって沈殿し、再放出を抑制することが観測されている。

## W.5 エアロゾルの沈着

エアロゾルの壁及び床への主要な沈着機構は、拡散沈着、慣性衝突、重力沈降、熱泳動、拡散泳動及び再浮遊である。エアロゾルは、プラント内で様々な大きさの粒径をとり、同一の沈着機構においてもエアロゾル粒径に応じて支配的となるメカニズムが異なる。そのため、多くのシビアアクシデント解析コードでは、エアロゾルの粒径分布を複数の大きさ区分に分割し、それぞれの区分ごとに、次に示す沈着機構の沈着速度を計算する。

- a) 拡散沈着及び慣性衝突** 拡散沈着は、格納容器のように体積が大きく流動が小さい場合、雰囲気の温度差及び気体成分の濃度差によって流れが生じ、その流れによりエアロゾルが壁に沈着する沈着機構である。
  - 1) Brown 拡散** 流動がない場合は、エアロゾルは、高濃度領域から低濃度領域に向かって輸送される Brown 拡散によって構造物表面に沈着する。Brown 拡散に伴う沈着速度は、エアロゾルの拡散係数と Fick の法則とを適用して、構造物表面を通過する質量流束から計算する。
  - 2) 対流拡散** 層流状態では、構造物表面での速度勾配及び濃度勾配に伴う構造物表面への流れによって、小さなエアロゾルは構造物表面へ沈着する。乱流状態では、渦拡散及び Brown 拡散が低粘層付近で競合し、小さいエアロゾルは Brown 拡散で、大き

なエアロゾルは慣性による渦拡散からの離脱によって構造物表面へ付着する。沈着速度は、乱流場の速度分布及び渦拡散の規模並びに Brown 拡散から、構造物表面を通過する質量流束を用いて計算する。数ミクロン程度のエアロゾルでは、Friedlander の提案したモデル<sup>(9)</sup>が実験と良く一致する。

- 3) **主要な試験** 慣性衝突による沈着を想定した物体表面への粒子の沈着については、多くの実験及び解析研究が行われており、單一物体の捕集効率は、理論的には粒子の運動方程式と拡散方程式を解くことにより得られる。流れ関数が求まれば、物体表面の局所的な流速が得られ、Stokes の方程式から沈着量を求めることができる。粒子を随伴する気流の流れ関数は、非粘性・渦無しのポテンシャル流れ（Reynolds 数（Re）=∞）若しくは粘性流を仮定して求められる。図 W.6 は、ポテンシャル流を想定した円筒形状及びそのほかの種々の形状の物体に対する慣性衝突効率を示したものである<sup>(10)</sup>。1μm 以下の小径粒子では乱流拡散による沈着が主体となる。図 W.7 に乱流拡散沈着に関して試験結果及びエアロゾル沈着効率の相関を示す<sup>(11),(12)</sup>。実線で示した相関式は非粘性・渦無しのポテンシャル流れでの沈着効率、破線の相関式は境界層速度分布として実験データに基づく式により計算された沈着効率である。
- b) **重力沈降** 重力沈降は、重力落下によりエアロゾルが沈降する沈着機構である。エアロゾルの粒径に応じて沈降速度を支配する機構が異なる。粒径が大きい場合は、エアロゾルに作用する重力、エアロゾル背後の気流の渦による揚力及び沈降するエアロゾルの抗力から沈降速度を計算する。粒径が気体分子の平均自由行程程度に小さい場合には、雰囲気を連続流体ではなく気体分子の集団と考える必要がある。このため、エアロゾルに作用する重力、エアロゾルの抵抗係数及び希薄気体中のエアロゾル衝突頻度の補正係数を用いて沈降速度を計算する。エアロゾルの大きさを代表長とした Reynolds 数(Re)で条件分けすると、エアロゾルの沈降速度は、Re≤1 の条件では、Stokes 近似及び Cunningham の補正を用いた沈降速度で、そして Re>1 の条件では Re 及び抵抗係数の関係から求めた沈降速度で近似できる。
- c) **熱泳動** 雰囲気中に温度勾配が存在する場合、エアロゾルは、高温側の気体分子から低温側のそれよりも多くの衝突エネルギーを受ける結果、低温領域へ移動する。エアロゾル半径と気体の平均自由行程の比から決まる Knudsen 数(Kn)で条件分けすると、Kn≥0.2 の条件ではエアロゾル温度と雰囲気温度とがほぼ等しいと仮定した Waldman のモデル<sup>(13)</sup>、Kn<0.2 の条件ではエアロゾル表面近傍の温度勾配を考慮した Brock のモデル<sup>(14)</sup>などで、熱泳動速度を計算する。
- d) **拡散泳動** 壁面への蒸気の凝縮が生じる場合、エアロゾルは凝縮流で構造物表面に運ばれ沈着する。その沈着速度は、Stefan 流で移動するエアロゾルに対して、構造物表面近傍の非凝縮性気体分子の反跳を考慮したモデルで計算する。
- e) **再浮遊** 沈着したエアロゾル表面近傍の流体によるせん断力が、エアロゾル沈着面で摩擦及び表面張力を超えると、再浮遊現象が発生する。再浮遊速度は、欧州連合のイス

プラ共同研究センターの Storm 実験<sup>(15)</sup>で調べられた。音速に近くなると、湿性又は乾性沈着したエアロゾルは急速に浮遊する。

## W.6 エアロゾルの成長

浮遊するエアロゾルは、高・中揮発性放射性物質(CsI, CsOH, Te など)及び水蒸気がエアロゾル表面に凝縮すること並びにエアロゾルが互いに衝突合体(凝集)することにより成長する。シビアアクシデントの条件では、エアロゾルが  $100\text{g/m}^3$  程度の高濃度に達する場合がある。このような高濃度領域では、エアロゾルの凝集が著しく進むので、凝集の計算は重要である。

- a) **凝縮** ガス状の放射性物質がエアロゾル表面に衝突する場合、放射性物質の分子はエアロゾル表面上でそのまま付着するか、又は反跳し離脱する。エアロゾル粒径が小さい場合、凝縮気体分子の反跳を考慮して計算する。反跳する割合は、水蒸気の場合で 0.01 程度である。また、エアロゾル表面への水蒸気の凝縮速度は、表面張力により表面の蒸気圧が上昇する Kelvin 効果及び凝縮潜熱並びに溶解物質による蒸気圧降下(ラ・ウール効果)から計算する。
- b) **凝集** 凝集速度は、エアロゾルの 2 体衝突頻度から計算する。衝突の主な機構は、Brown 運動、乱流、重力沈降の速度差である。このうち、Brown 運動による衝突頻度は、衝突断面積、Brown 運動速度及びエアロゾル濃度から計算する。乱流場による凝集速度は、衝突断面積、渦拡散及び慣性速度差による衝突頻度並びにエアロゾル濃度から計算する。重力沈降の速度差による凝集速度は、衝突断面積及びエアロゾル同士の重力沈降速度の差から計算する。

## W.7 緩和設備によるガス及びエアロゾル状放射性物質の除去

緩和設備による雰囲気中のガス及びエアロゾル状の放射性物質の主要な除去機構は、プールスクラビング、格納容器スプレイ、フィルタ及びクーラによる除去である。

- a) **プールスクラビング** BWR 原子炉施設の圧力抑制プール、PWR 原子炉施設の加圧器逃がしタンクなど、放射性物質の移行経路の途上に冷却水がある場合、プールスクラビング効果によって雰囲気中のガス及びエアロゾル状の放射性物質の一部が除去される。この機構は、BWR プラントで特に重要であり、逃がし安全弁-圧力抑制プールのライン、ベンチ管-圧力抑制プールのラインなどで顕著である。
- 1) **ガス状の放射性物質** ガス状の放射性物質は気泡内表面での拡散及び凝縮で除去される。気泡内の放射性物質の気泡内側表面への付着速度は、球面の境界条件で凝縮及び対流拡散速度から計算する。また、気泡の周辺に形成される流れの場の状態から、気泡周辺の冷却水への溶解速度を計算する。ここで重要なことは次の通りである。
  - ・ 気泡表面では質量流束が保存すること。
  - ・ 溶解度又は気液分配係数から決まる濃度の不連続性を計算すること。

- 2) エアロゾル エアロゾルは、気泡内表面での拡散泳動、慣性衝突、重力沈降などで気泡内から除去される。これらの除去速度は、エアロゾルの自然沈着（W.5）のモデルを球形境界条件に適用することで計算する。プール水温が高いと、気泡内表面での冷却水蒸発に伴う対向流によって、除去効果が低下する。実験によれば、プールが沸騰状態でも、除染係数は 10 程度になる。
- b) スプレイ 放射性物質のスプレイによる除去は、ドライウェル及びウェットウェルスプレイ(BWR), 格納容器スプレイ(PWR), 加圧器スプレイ(PWR), 及び一部の炉心注入系(BWR)において期待できる。
- 1) ガス状の放射性物質 スプレイによるガス状の放射性物質の除去の主な機構は、拡散及び凝縮・蒸発である。化合物の溶解度, pH 及びスプレイ液滴内での加水分解反応によって、スプレイ液滴に吸収されるガス状の放射性物質の割合は大きく変化する。スプレイ液滴表面への付着速度、溶解、液滴内での拡散速度及び液滴表面での質量流束から除去速度を計算する。
- 2) エアロゾル スプレイによるエアロゾル除去の主な除去機構は、拡散、差動沈降、さえぎり、慣性衝突及び拡散泳動である。スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突から計算する。計算の方法は、エアロゾルの凝集の場合と同じである。
- 3) 主要な試験 格納容器スプレイによる放射性物質除去効果については、粒子状物質（エアロゾル）の場合、米国 NRC の提唱モデル式では、 $E/D$ （捕集効率 E と液滴直径 D との比）の値が 1 と仮定されている<sup>(16)</sup>。NUPEC では、BWR 及び PWR のアクシデントマネジメント策として整備されている消火系利用の代替スプレイに関して、低流量かつ大液滴径（ザウタ平均径は 5~6mm）のスプレイによるエアロゾルの除去効果試験を実施し、従来評価（DBA スプレイ流量条件）と同程度の効果が期待できることを明らかにしている<sup>(2)</sup>。図 W.8 に示すように、本試験結果からアクシデントマネジメント実施時に想定される条件下でも、従来評価以上の捕集効率（5~7 倍）が期待でき、大きな安全裕度があることが示されている。
- c) フィルタ フィルタによる除去は、非常用ガス処理系(BWR), アニュラス浄化系(PWR)などで期待できる。しかしながら、シビアアクシデント条件下では、多量のエアロゾルが発生するため、フィルタの目詰まりが生じる。したがって、フィルタが有効な時期に注意することが重要である。
- d) クーラ 壁面への蒸気の凝縮が生じる場合、エアロゾルは拡散泳動で沈着する。シビアアクシデント対策設備として採用されている自然循環の BWR のドライウェルクーラ及び PWR のファンクーラではこのような水蒸気凝縮に伴うエアロゾル除去効果が期待される<sup>(35)</sup>。

## W.8 格納容器バイパス経路における放射性物質挙動

- a) 放射性物質挙動の概要 インターフェイスシステム LOCA, PWR の温度誘因蒸気発

生器伝熱管破損などの格納容器バイパス事象においては、炉心部から放出された放射性物質は格納容器をバイパスして原子炉冷却系から直接大気中へ放出される。この移行の過程で、バイパスラインを構成する配管、弁類、オリフィス、容器及びプール水によるスクラビング効果、さらには、漏えい先の原子炉周辺建屋内の壁面、床、構造物表面への沈着などによる放射性物質の除去効果が期待できる。特に、蒸気発生器伝熱管破損による2次系を経由するバイパス事象では、蒸気発生器内の伝熱管束、気水分離器及び湿分分離器によるエアロゾルの沈着並びにプールスクラビングによる放射性物質の大きな捕集効果が期待できる。また、格納容器貫通部の破損及び格納容器漏えいの場合にも、貫通部構造材及びコンクリートクラック部における捕集効果が期待できる。

- b) **放射性物質挙動試験** 図 W.9 は、蒸気発生器伝熱管束領域を模擬した ARTIST 試験装置による伝熱管破損時の伝熱管束領域におけるエアロゾル捕集効果試験結果 (Test A03)<sup>(17)</sup>を示す。本試験では、実炉の支持板間の伝熱管束領域3段分を模擬し、エアロゾル粒子  $3.7\mu\text{m}$  (AMMD)，窒素／水蒸気混合ガス条件で、DF 値はドライ条件 (水位=0m) で約 4.9，ウェット条件では水位が 1m で 100 を上回る効果があることが示されている。漏えい部でのエアロゾルの捕集効果に関しては、J.1 c)に述べた格納容器貫通部の過温破損時の貫通部における捕集及び、Morewitz ら<sup>(18)</sup>のダクト配管からの漏えい時の捕集、また、図 W.10 に示すような J.F. van de Vate ら<sup>(19)</sup>のコンクリートクラックからの漏えい時の捕集効果が試験により求められている。以上のように、格納容器バイパス及び格納容器圧力バウンダリ破損を想定した場合でも、大気中に放出するまでは種々の放射性物質の除去効果及び捕集箇所が存在する。

## W.9 ヨウ素のプール水からの再放出挙動

- a) **放射性物質挙動の概要** ソースタームの見直し研究<sup>(16),(20),(21)</sup>により、原子炉系から格納容器内に放出されるヨウ素の化学形は大部分が、ヨウ化セシウムであることが明らかにされている。また、ヨウ化セシウムは水溶性であるため、格納容器スプレイ及びプールスクラビングにより多くはプール水へ移行して、水中でヨウ化物イオン(I<sup>-</sup>)として存在するが、放射線場でプール水の pH が小さい場合には、溶解しているヨウ素(I<sup>-</sup>)の一部が、水の放射線分解による分解物などと反応して単体ヨウ素(I<sub>2</sub>)に転換される反応が起きることも指摘されている。生成された単体ヨウ素は揮発性であり、気液分配により気相中に放出される。図 W.11 に格納容器内のヨウ素の転換挙動の概略図を示す<sup>(33)</sup>。また、単体ヨウ素の一部は格納容器壁などのペイント材と反応し、揮発性の高い有機ヨウ素(CH<sub>3</sub>I)が生成される。但し、気相中の揮発性ヨウ素の一部は、空気照射による生成物と反応して不揮発性の酸化物に転換されたり分解されると報告されている<sup>(33)(34)</sup>。このようにプール水の pH が小さい場合には、一度水に溶解したヨウ素の一部が揮発性の高い化学形となってプール水から再放出され、格納容器内

空間部に蓄積される現象が起きる。図 W.12 に、放射線場におけるヨウ化物イオンから単体ヨウ素への転換割合とプール水 pH の関係の一例<sup>(20)</sup>を示すが、転換割合は酸性が強くなるほど大きくなる。プール水の pH の主な影響物質としては、ホウ酸（酸）、CsOH などの塩基性核分裂生成物、窒素と水分を含んだ雰囲気の照射により生成される硝酸（酸）、電気ケーブル絶縁材の照射及び熱分解により生じる塩化水素（酸）が挙げられる。事故初期には塩基性核分裂生成物がプールへ流入するため pH は上昇するが、長期的には放射線により生成される硝酸及び塩酸などの酸性物質が流入するため、pH は低下すると考えられている。ヨウ素のプール水からの再放出量は、事故時のプール水の pH 変化に大きく影響される。なお、プール水の pH を塩基側にして単体ヨウ素への転換反応を抑制するために、pH 制御剤が使用される場合もある<sup>(22),(23)</sup>。

- b) **放射性物質挙動試験** 放射線場において水中のヨウ化物イオンから単体ヨウ素への転換割合を調べる種々の実験と実験データによる解析コードの妥当性確認が行われている<sup>(24)</sup>。実験装置例を図 W.13 に示す<sup>(25)</sup>。この実験では、ガンマ線照射装置内にヨウ化セシウムを含み pH を調整したホウ酸溶液を置き、溶液に空気を送り込むことにより、照射装置外に出てきたガスを NaOH 溶液・チャコール・シリカゲルを通して単体ヨウ素をトラップさせ、単体ヨウ素の発生量を測定している。ヨウ化セシウム溶液の pH 及び照射線量を変えた場合の単体ヨウ素への転換割合がまとめられており、実験結果の一部を図 W.14 に示す。pH が 7 以上では単体ヨウ素への転換が抑制されるが、pH が 7 未満（酸性）では転換割合が高くなってしまっており、pH 依存性が大きいことを示している。また、ペイント表面及び非ペイント表面における液相及び気相状態での単体ヨウ素の吸着並びに照射下のペイントと単体ヨウ素の反応による有機ヨウ化物の生成及び分解を定量的に調べる試験が行われた<sup>(34)</sup>。さらに、pH が 7 以上に制御されていれば、水中のヨウ化物イオンが単体ヨウ素に転換される割合は極めて小さく、これにより PWR では揮発性ヨウ素はわずかにしか生成されず、BWR では揮発性ヨウ素は実質的に生成されないとの知見がある<sup>(20)</sup>。一方、単体ヨウ素及び有機ヨウ素の液相からの再放出は pH のみならず雰囲気条件にも影響し、BWR 雰囲気、不活性雰囲気 (N<sub>2</sub>, Ar) などの低酸素雰囲気条件での実験では、液相中の溶存酸素濃度の低下により、液相からの単体ヨウ素及び有機ヨウ素の再放出が促進される傾向が確認されている（実験では：pH=7 条件下で、雰囲気条件を空気から低酸素雰囲気に変更することで液相からの単体ヨウ素の再放出が 1.5 倍に増加する結果が得られている）<sup>(36)(37)</sup>。

## W.10 放射性物質挙動解析モデルの妥当性確認について

### W.10.1 一般事項

エアロゾルを対象とした放射性物質挙動を解析するモデルは、エアロゾル工学及び工業化学の分野で開発されたものが多い。OECD/NEA の国際協力計画及び欧米諸国の研究機関で実施したシビアアクシデント時の条件の試験結果を反映して、それらの解析モデルを改

良している。このため、この附属書でも隨時述べているとおり、解析モデルの妥当性確認が進み、放射性物質挙動を解析する解析コードも、それらを組み入れたものになっている。

#### **W.10.2 エアロゾル挙動試験による解析モデルの妥当性確認**

日本原子力研究所（原研）で実施された配管信頼性実証試験計画(WIND プロジェクト)におけるエアロゾル挙動試験では、水平配管における種々の熱水力条件下において、ヨウ素及びセシウムの主要なエアロゾル形態であるヨウ化セシウム、CsOHなどを用いてエアロゾルの沈着、再蒸発などの挙動を調べるとともに、実証試験(WAD4 及び 5 試験)の配管内における放射性物質のエアロゾル挙動に関する解析を原研で開発している ART コード (THALES2 コードの放射性物質挙動解析モジュール) 及び米国サンディア国立研究所で開発された VICTORIA2.0 コードを用いて実施し、両コードの解析モデルの適用性及び妥当性を検討した。

計算で使用する配管内部の熱水力条件、流入する核種の条件などについては、当該実験の設定・境界条件を参考に設定している。

試験開始後 2400 秒後の配管入口からの距離に対するセシウム及びヨウ素の沈着密度の計算結果と実験結果の比較を図 W.15 に示す。WAD4 及び 5 試験で得られたセシウム及びヨウ素のエアロゾル沈着分布は、ART 及び VICTORIA2.0 コードの解析モデルによりほぼ適切に予想された<sup>(26)~(29)</sup>。また、曲管及び鉛直管内におけるヨウ化セシウムのエアロゾル沈着については、WAVE 試験において解析モデルの妥当性確認がなされ、ART コードは試験結果を適切に予測した<sup>(29)</sup>。

#### **W.10.3 エアロゾル凝集モデル及び沈着モデルの妥当性確認**

エアロゾル凝集及び沈着モデルの妥当性確認については、格納容器内のエアロゾル挙動を解明することを目的とした NSPP 実験結果と原研で開発している ART コードによる格納容器雰囲気中におけるエアロゾル濃度の比較が行われている<sup>(30)(31)</sup>。この比較計算により得られた結果は次のとおりである。比較したいずれの実験についても、解析結果と実験結果がおおむね良い一致を示した。雰囲気中のエアロゾル濃度は、空気雰囲気中、水蒸気雰囲気中を問わず、いずれの場合にも重力沈降が重要である。

#### **W.10.4 プールスクラビングモデルの妥当性確認**

エアロゾルのプールスクラビングによる除去については、電力共通研究において、シビアアクシデントの条件下での BWR の圧力抑制プールへの適用を意図した試験が実施された。この試験により同条件下におけるプールスクラビングによるエアロゾルの除染係数(DF)とエアロゾル粒径、スクラビング深さ、プール温度などのパラメータとの関係が明らかになるとともに、解析モデルの開発がされている<sup>(32)</sup>。図 W.16 に各パラメータとプールにおけるエアロゾルの除染係数の関係を示す。

- (1) 梶本光廣，“連載講座 軽水炉の確率論的安全評価(PSA)第5回内的事象レベル2PSA”，日本原子力学会誌，Vol.48, No.8, 2006
- (2) (財) 原子力発電技術機構，“重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書”，3章，平成15年3月
- (3) D.Jacquemain, et al., "FPT1 Final Report Final Version", December 2000
- (4) N.Hanniet, et al., "FPT0 Final Report Final Version", December 1998
- (5) K. Sherwood, R.L. Pigford, C.R. Wilke, Mass Transfer, McGrawHill, Inc.,1975.
- (6) S.L.Nicolisi, P. Baybutt, "Vapor Deposition Velocity Measurements and Correlations for I<sub>2</sub> and CsI," NUREG/CR-2713, BMI-2091, 1982
- (7) IPSN: "ASSESSMENT OF FISSION PRODUCT DEPOSITS IN THE REACTOR COOLANT SYSTEM -DEVAP PROGRAMME -"; COMPTE RENDU DTP/SECC No.47/93 p34-35
- (8) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents," NUREG-0772,1981.
- (9) S.K. Friedlander, Smoke, Dust and Haze: Fundamentals of Aerosol Behavior, John Wiley & Sons, Inc., 1977.
- (10) “応用エアロゾル学”，高橋幹二著，養賢堂(1984)
- (11) (財) 原子力発電技術機構，“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” INS/M03-35, 平成16年9月
- (12) Peter L.D. & S. Ilias , "On the deposition of aerosol particles on cylinders in turbulent cross flow," J.Aerosol Sci., Vol.19, No.4, pp.451-462(1988)
- (13) L. Waldman, and K.H. Schmidt, Aerosol Science, ed. Davies, Academic Press,1966.
- (14) J.R. Brock, "On the Theory of Thermal Forces Acting on Aerosol Particles", J.Colloid Sci., 17, 768, 1962.
- (15) A. Krasenbrink, A. Hautojarvi, R. Hummel, J. Bachler, "FINE PARTICLE GENERATION IN THERMAL PLASMA FOR RESUSPENSION STUDIES IN THE STORM PROJECT", J. Aerosol Sci., Vol. 26. Suppl 1, pp. S93-S94, 1995
- (16) USNRC, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants," NUREG-1465 (1996)
- (17) S. Güntay, et al., "ARTIST: introduction and first results", Nuclear Engineering and Design, Vol.231(2004) 109-120
- (18) Morewitz, H.A., et. al., "Leakage of Aerosols from Containment Buildings, Health Physics," Vol.42, No.2, p195 (1982)
- (19) van de Vate, J.F., "Safety Containment Building as Barriers against Particulate Radioactivity Release under Accident Conditions," Nuclear Technology, Vol.81, p246 (1988)
- (20) Beahm,E.C., et.al., "Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents, Final Report," NUREG/CR-5732, January 1992.
- (21) Beahm,E.C., et.al., "Iodine Evolution and pH Control," NUREG/CR-5950, December 1992.
- (22) OECD/NEA/CSNI, Proc. OECD Workshop on Iodine Aspects of Severe Accident Management, Vantaa Finland, 18-20 May 1999, NEA/CSNI/R(99)7,December 1999.
- (23) OECD/NEA/CSNI, "Insights into the Control of the Release of Iodine, Cesium, Strontium and Other Fission Products in the Containment by Severe Accident Management", NEA/CSNI/R(2000)9, March 2000.
- (24) Ball, J., et al., "International Standard Problem (ISP) No.41: Containment Iodine Computer Code Exercise Based on a Radioiodine Test Facility (RTF) Experiment", NEA/CSNI/R(2000)6, April 2000.
- (25) Ashmore,C. (AEA Technology) et.al., "Some Effects of pH on Iodine Volatility in Containment", Proceedings of 3<sup>rd</sup> International conference on containment design and operation (CONTDES'94)
- (26) 日高昭秀他, " WIND 計画における配管内 FP エアロゾル挙動解析", JAERI-Tech -98-026 (1998).
- (27) A.Hidaka, et al., "Experimental Analyses of Iodine Behavior under Severe Accident Conditions

- with ART", J. Nucl. Mater. 248, pp. 226-232 (1997).
- (28) A.Hidaka, et al. "Experimental and Analytical Study on Aerosol Behavior in WIND Project", Nucl. Eng. and Des., 200, pp.303-315 (2000).
- (29) A.Hidaka, et al. "Deposition of cesium iodide particles in bends and sections of vertical pipe under severe accident conditions", J. Aerosol Sci., Vol.31, No.9 pp.1045-1059(2000).
- (30) 石神務他,"放射性物質移行挙動解析コード ART を用いた NSPP エアロゾル実験解析", 日本原子力学会誌, vol.31, No.8, pp.920-929(1989).
- (31) M.Kajimoto, et.al., "The validation of the ART code through comparison with NSPP experiments in the steam-air atmosphere", NEA/CEC/CEA workshop on Aerosol Behavior and Thermal Hydraulics in Containment, 1990.
- (32) I.Kaneko et al. "Experimental Study on Aerosol Removal Effect by Pool Scrubbing", 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference, 1992.
- (33) B. Clément,et al., "State of the Art Report on Iodine Chemistry," OECD/ NEA/CSNI/R(2007)1, 2007.
- (34) G.A.Glowa et al., "Behavior of Iodine Project Final Summary Report," OECD/NEA/CSNI/R(2011)11, 2011.
- (35) (社)日本原子力学会, "シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価" 特別専門委員会 報告書, 平成 22 年 4 月
- (36) Moriyama, K. et al., "Experiments on the Release of Gaseous Iodine from Gamma-Irradiated Aqueous CsI Solution and Influence of Oxygen and Methyl Isobutyl Ketone (MIBK)", J. Nucl. Sci. Technol., 47(3), 229-237, 2010.
- (37) Progress in Nuclear Energy 52 (2010) 128-135

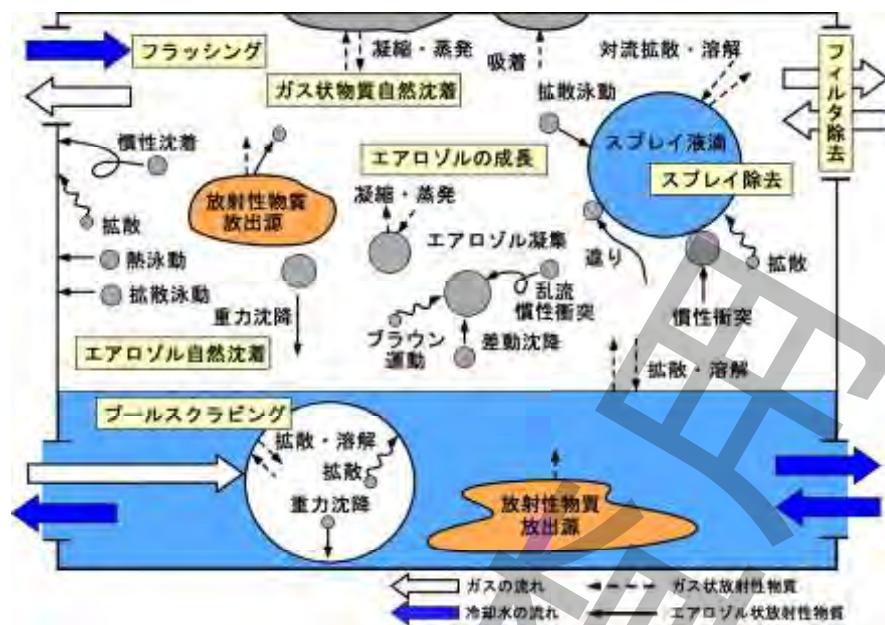


図 W.1 放射性物質挙動の概要

FPT1 - Characteristic signal evolution during the degradation phase

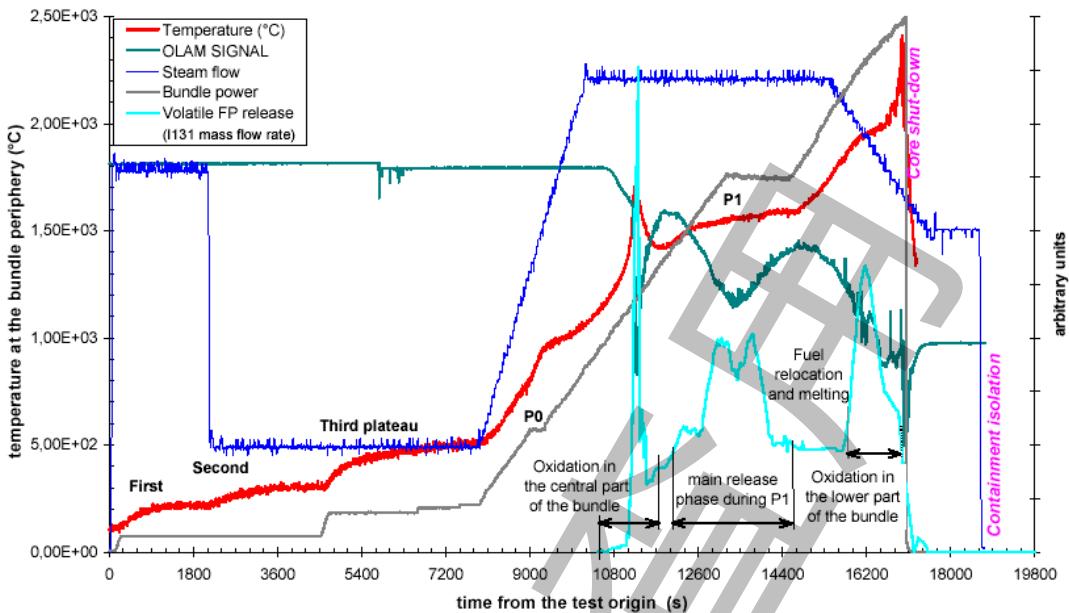


図 W.2—炉心損傷過程における放射性物質の放出挙動

(PHEBUS-FP 試験 (FPT-1) 結果)

Overall evolution of the gaseous iodine fraction in the containment for the first two PHEBUS tests FPT0 and FPT1

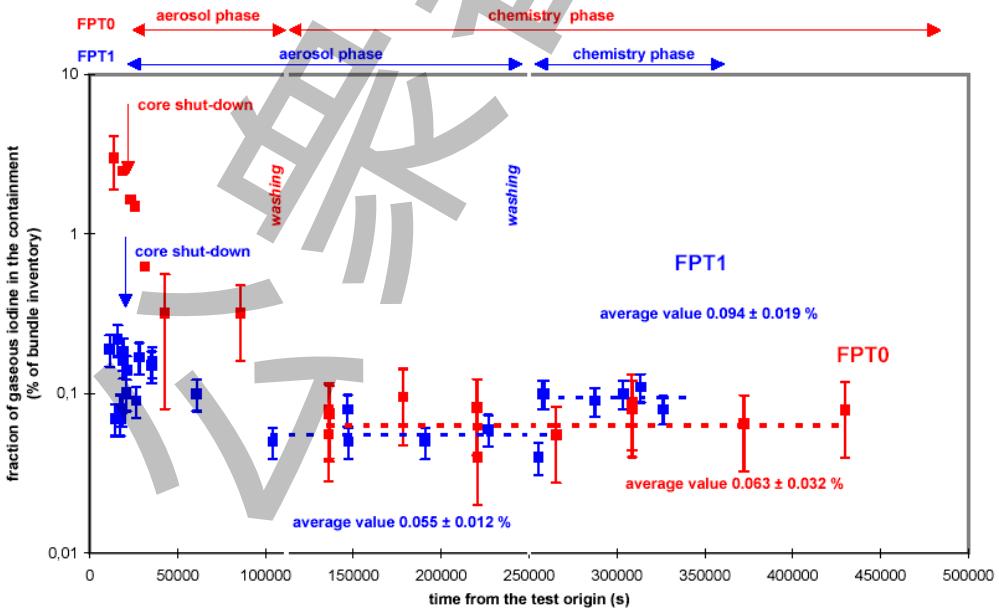


図 W.3—格納容器内雰囲気中のガス状ヨウ素の挙動

(PHEBUS-FP 試験 (FPT-1) 結果)

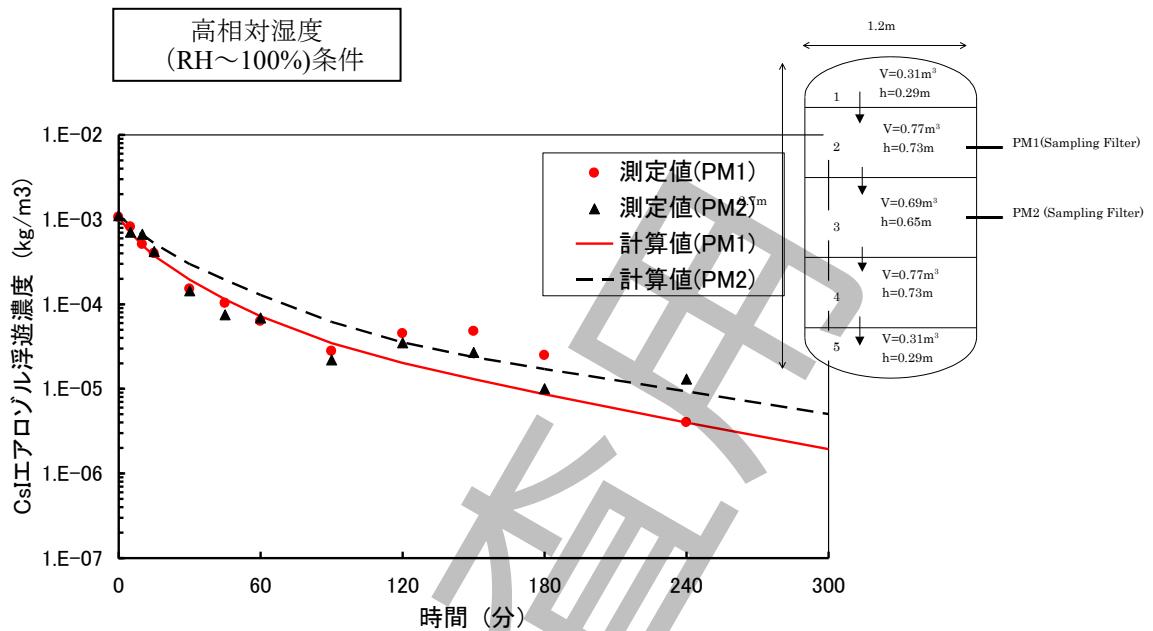


図 W.4—格納容器内雰囲気中のエアロゾル挙動  
(PITEAS 試験解析 (PCON03 試験) 結果)

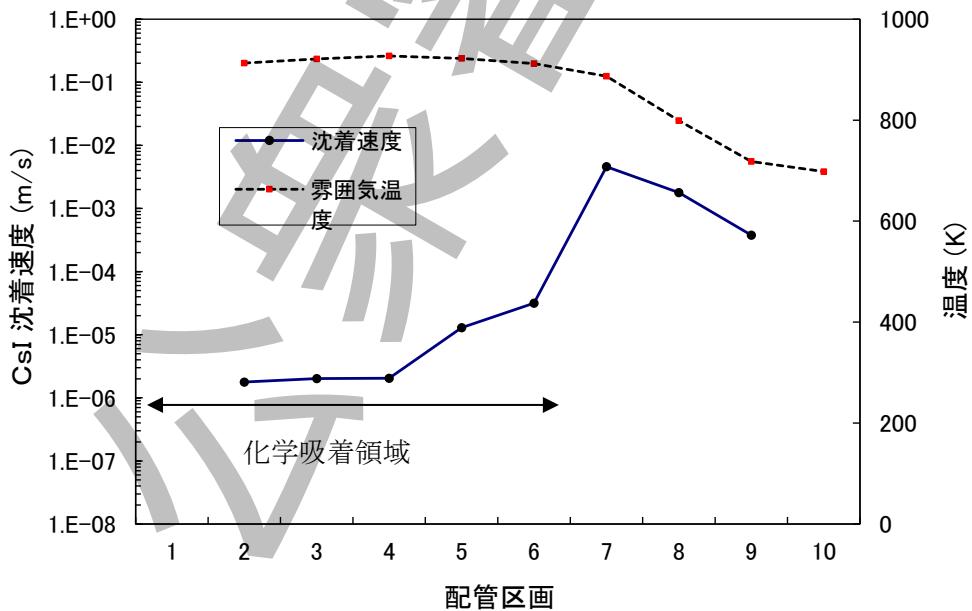


図 W.5—放射性物質蒸気 (CsI) の化学吸着挙動 (IRSN/DEVAP 試験 (DEVAP02 試験))

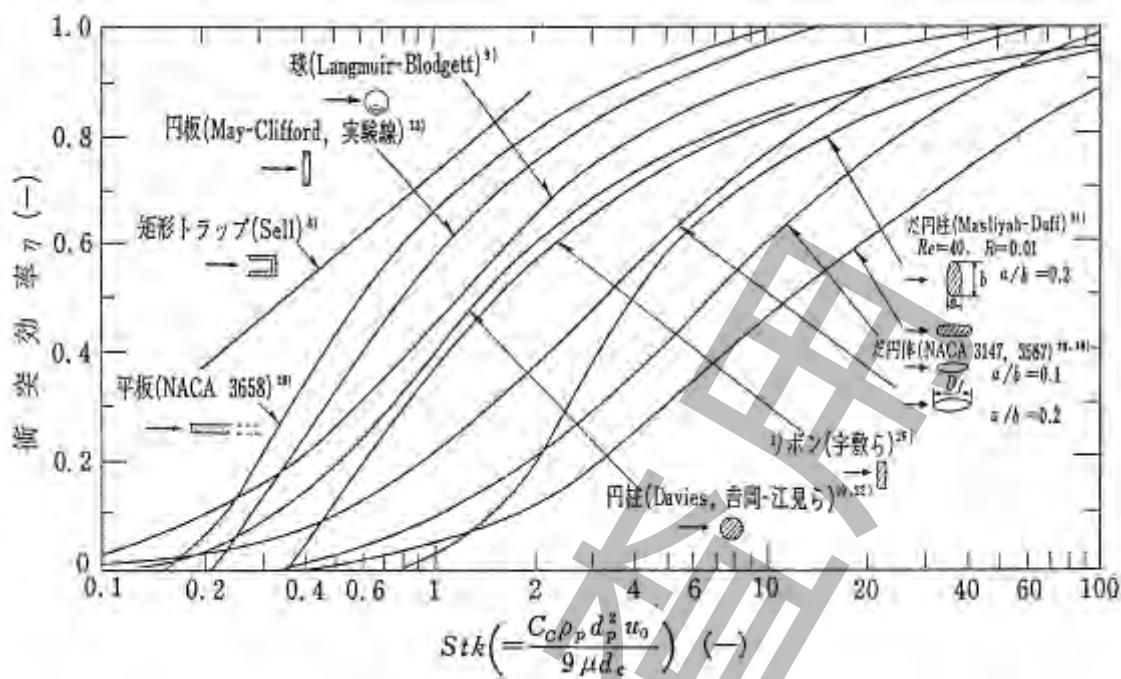


図 W.6—種々の形状の物体に対する慣性衝突効率（ポテンシャル流,  $R=0$ ）

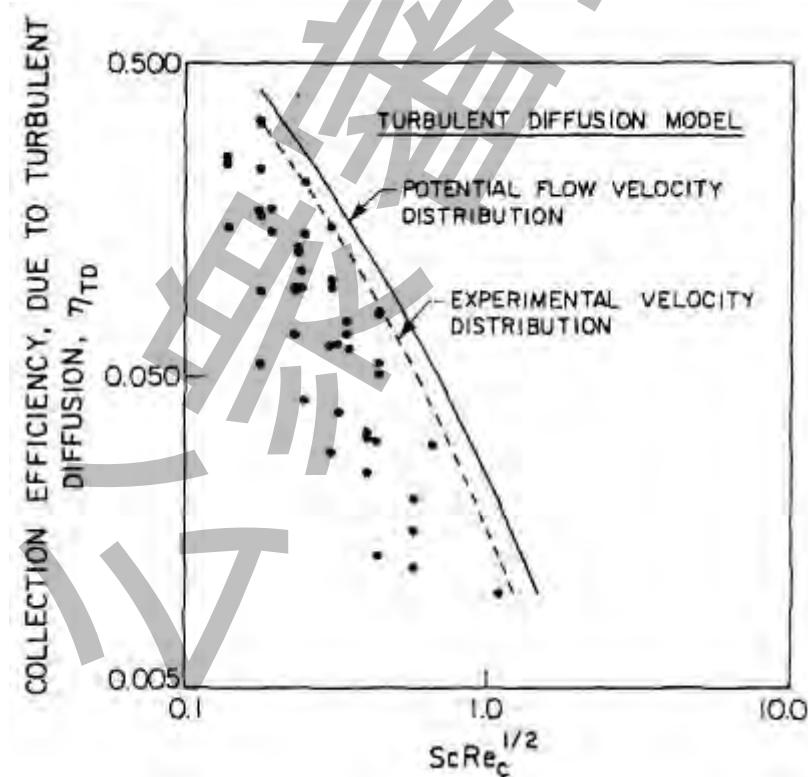


図 W.7—乱流拡散による沈着効率

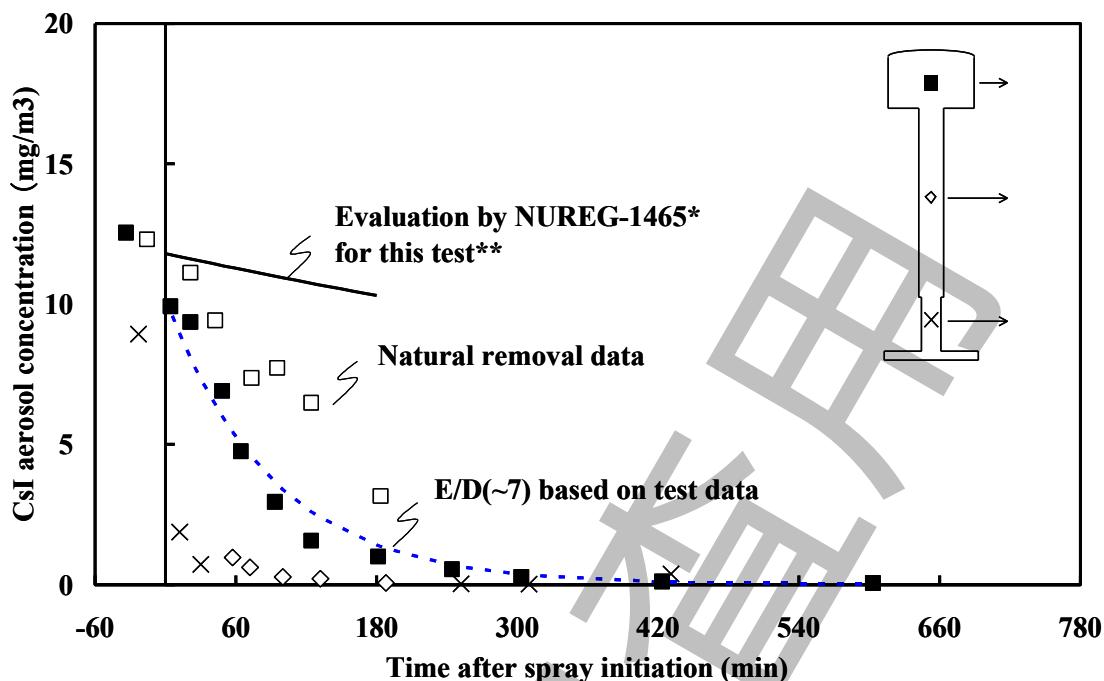


図 W.8—アクシデントマネジメント条件（消火系利用）小流量スプレイ時の除去効果

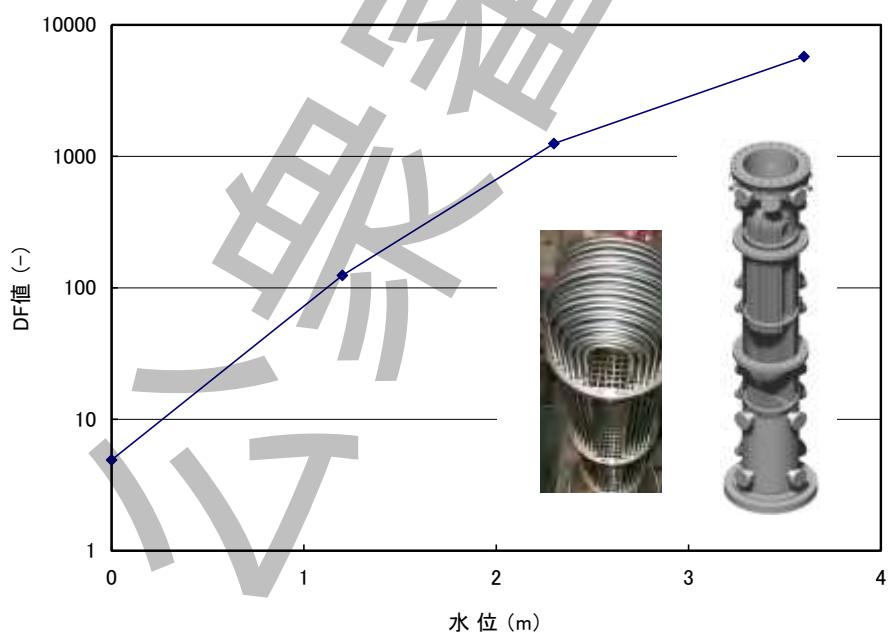


図 W.9—ARTIST 試験結果（A03 試験：伝熱管束内エアロゾル捕集特性）

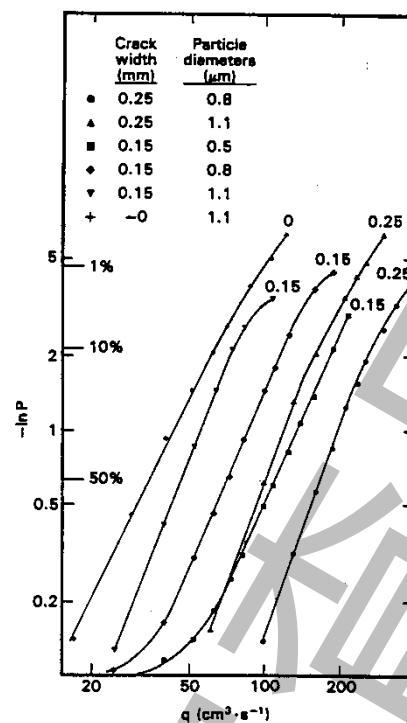


図 W.10—コンクリートクラックの捕集効果（エアロゾル透過率 vs ガス流量／粒径）

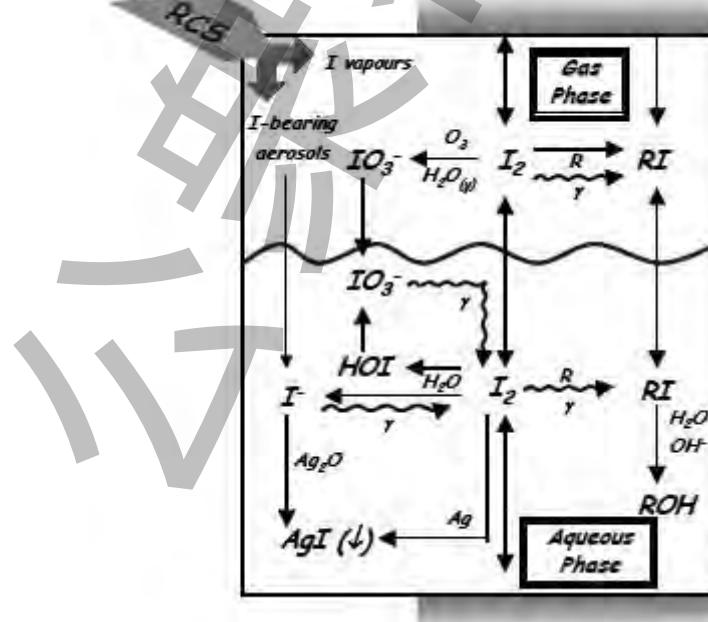


図 W.11—格納容器内のヨウ素の転換挙動の概略図(NEA/CSNI/R(2007)1)

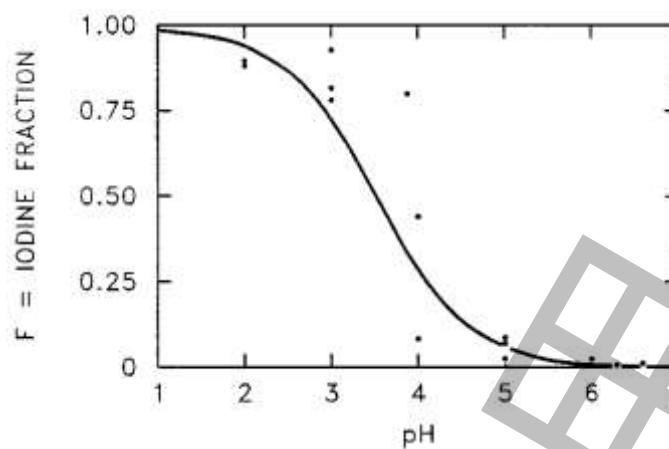


図 W.12 放射線場における I-から I<sub>2</sub>への転換割合の例 (NUREG/CR-5732)

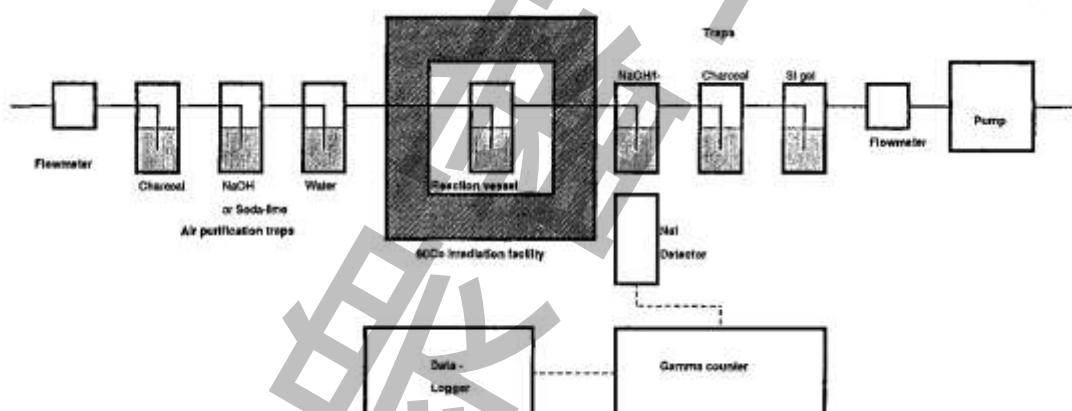


図 W.13 放射線場における I-から I<sub>2</sub>への転換割合を調べる実験装置例 (Ashmore ら)

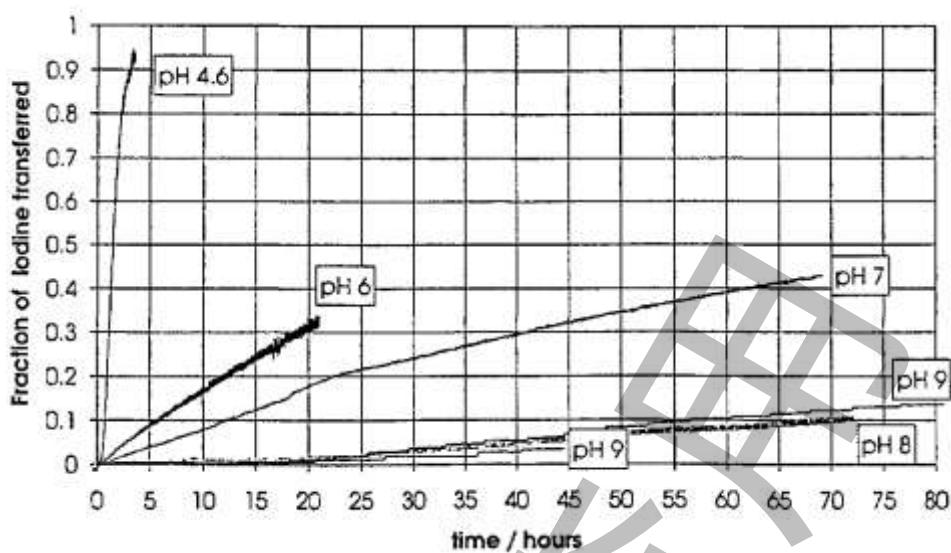


図 W.14—放射線場における I から  $I_2$  への転換割合の実験結果例 (Ashmore ら)  
(I 濃度 :  $10^{-4}$  mol dm $^{-3}$ , 照射線量率 : 0.211 Mrad/hr)

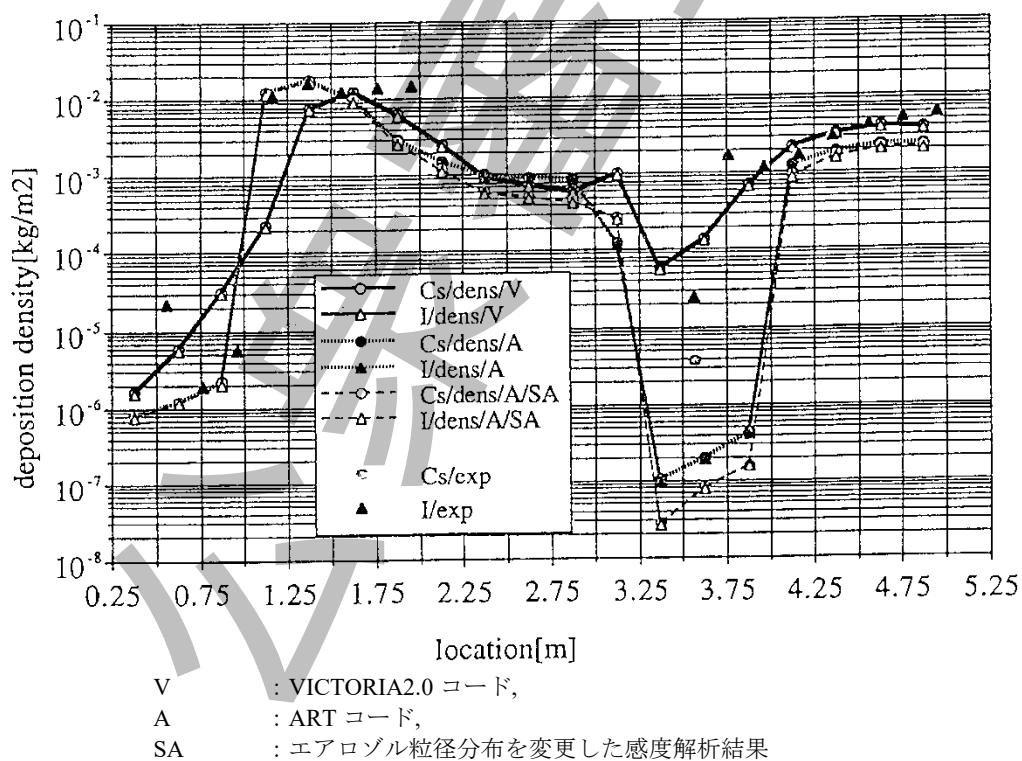
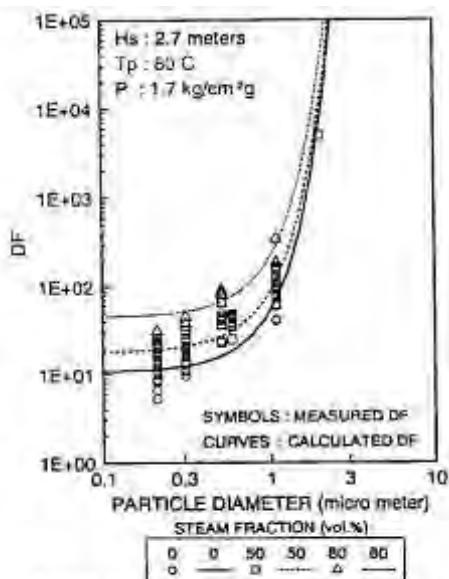
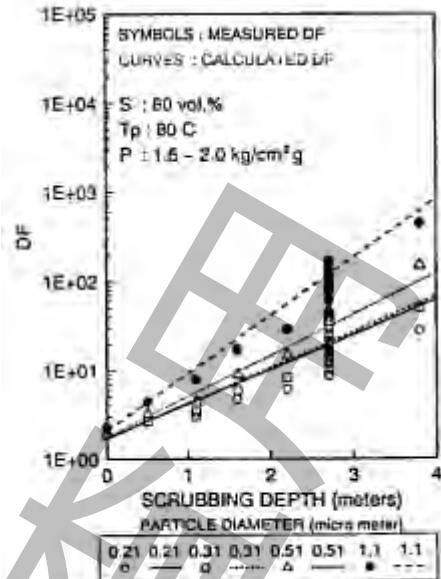


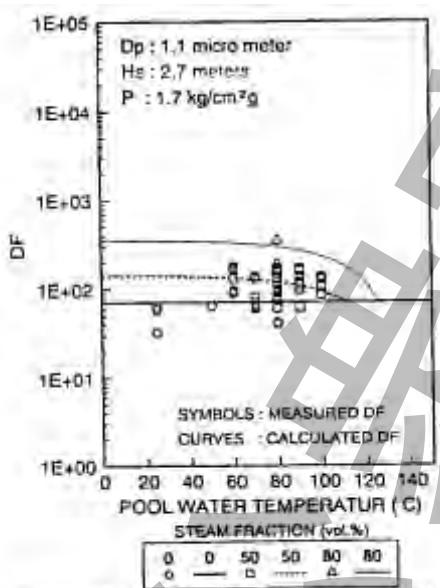
図 W.15—ヨウ素及びセシウムの沈着密度分布(WAD4 試験及び試験解析の結果)



エアロゾル粒径と除染係数の関係



スクラビング深さと除染係数の関係



プール水温と除染係数の関係

図 W.16—プールにおけるエアロゾル除染係数と各パラメータとの関係

## 附属書 X (参考) 環境への放射性物質の放出の特徴

### 序文

この附属書は、14.6.3において放射性物質の放出の特徴を明らかにするために整理する要素と超過発生頻度を求めた例を示したものである。

#### X.1 環境への放射性物質の放出の特徴

環境への放射性物質の放出の特徴は、放射性物質の放出率の時間変化、環境への累積放出量の時間変化を分析することによって明らかにすることができます。また、事故シーケンスの発生頻度とソースタームとの対応を分析することも重要である。

- a) 放出の特徴 放射性物質の環境への放出率及び累積放出量は、炉心からの放射性物質の放出後、原子炉（圧力）容器破損時期、格納容器破損時期に顕著に変化する。これらを分析して整理することによって、放射性物質の環境への放出特性を事故シーケンスごとにまとめることができる。
- b) 超過発生頻度 事故シーケンスごとのソースタームと発生頻度を対応付ける方法には、ソースタームとその超過発生頻度との相関を図示化する便法がある。NUREG-1150<sup>(1)</sup>などでも良く用いられている。これは、特定の放射性物質に注目して、事故シーケンスごとのソースタームを大きい順に並べ、それに対応する発生頻度を累積して、超過発生頻度を求める方法である。図 X.1 に NUREG-1150 の例を示す。

### 参考文献

- (1) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants", Final Report, NUREG-1150, (1990)

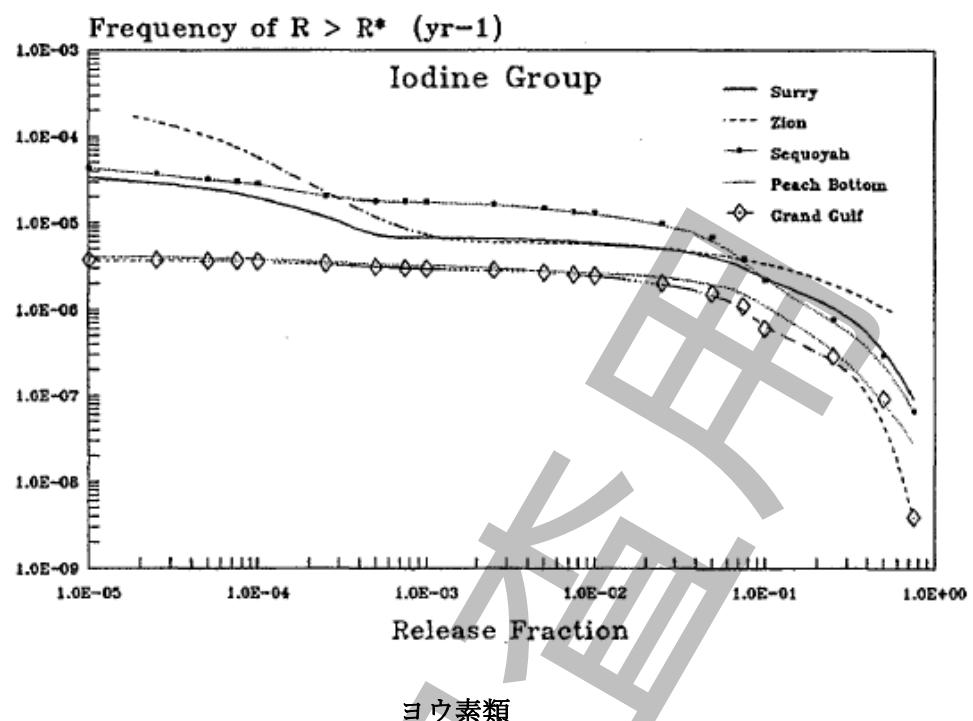
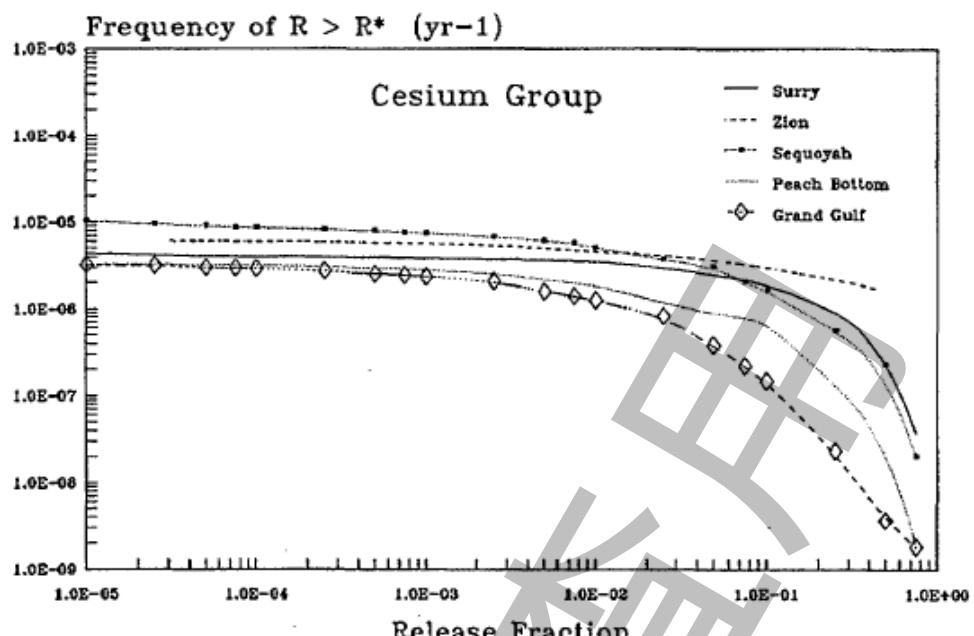
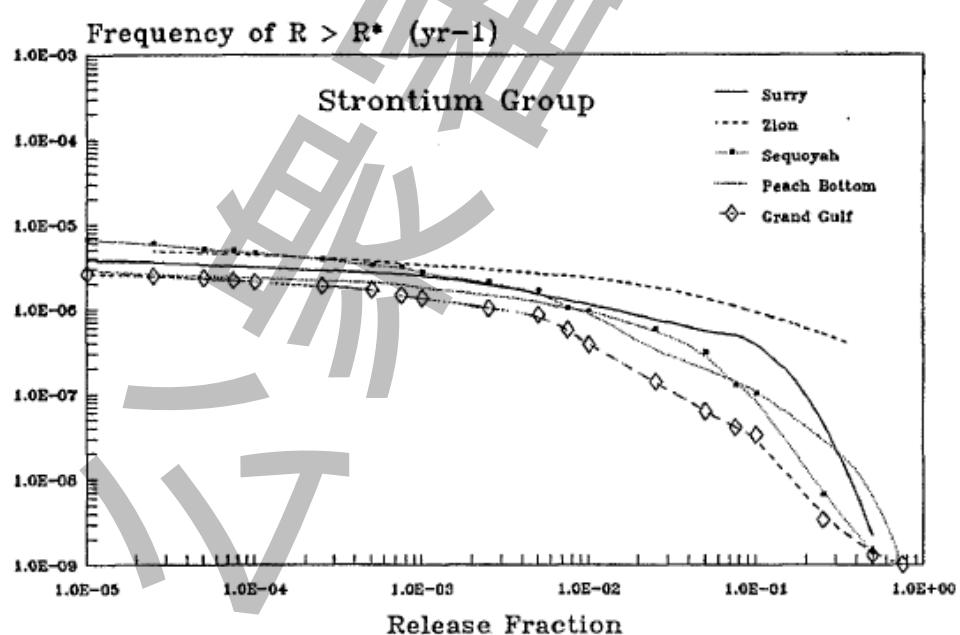


図 X.1—ソーススターク超過発生頻度 (NUREG-1150<sup>(1)</sup>の例)



セシウム類

図 X.1—ソーススターク超過発生頻度 (NUREG-1150<sup>(1)</sup>の例) (続き)



ストロンチウム類

図 X.1—ソーススターク超過発生頻度 (NUREG-1150<sup>(1)</sup>の例) (続き)

## 附属書 Y (参考) ソースタームの不確実さ解析の例

### 序文

この附属書は、ソースタームの不確実さ解析の役割と解析事例を示したものである。

#### Y.1 ソースターム不確実さ解析の役割

レベル 2PRA の結果を、意思決定の判断情報の一つとして考慮する場合などでは、解析における不必要的保守性の導入を控え、事故の影響のできるだけ現実的な推定が行われる。評価結果の分析を支援するために、評価結果に付随する不確実さを定量化することが重要である。

一般に、レベル 2 PRA 結果に付随する不確実さには、次の四つの不確実さがある。

- ・ 不完全性に伴う不確実さ
- ・ 分類に伴う不確実さ
- ・ モデルの不確実さ
- ・ パラメータの不確実さ

- a) **不完全性に伴う不確実さ** レベル 2PRA は、放射性核種の放出を生じ得るシナリオ（事象の炉心損傷事故シーケンス）を評価することであり、これらシナリオは主としてレベル 1PRA の評価でモデル化されている。しかし、このプロセスがこれまでに完全なものになり得た保証及びあらゆるシナリオが特定され、適切に評価されたという保証はない。このように完全でない可能性があるので、算定又は定量化が難しい解析の結果と結論には、不確実さが含まれる。この種の不確実さを明確に扱うのは難しいが、広範囲なピアレビューによりこの種の不確実さを少なくすることができる。
- b) **分類に伴う不確実さ** 実用的な理由から、レベル 2PRA への入力のために、レベル 1 PRA からの事故シーケンス又はカットセットをグループにまとめてプラント損傷状態に分類することによって、詳細なモデル化の一部が喪失し、不確実さが生じる。さらに、事故シーケンスを“分類する”（又はグループ分けする）プロセスは、“類似の”事故シーケンスをグループにまとめるために解析者が使用する特性が不完全になる可能性によって、不確実さが生じる。また、不確実さのこれらの要素を定量化することは難しく、不可能ではあるが、計算設備等が発展することにより、PRA で取り込むモデルを詳細化することが可能になるにつれ、時間とともに不確実さの要素も少なくなるであろう。
- c) **モデルの不確実さ** これはレベル 2PRA を支えるそれぞれの解析作業で使用する方法、モデル、仮定及び近似が適切であるかどうかに関する知識が完全でないことにより生じる。知識不足に起因するモデル化の不確実さも不確実さ解析及び感度解析の対象で

あるが、定量化は難しい。レベル 2 PRA には、多くのシビアアクシデント現象がモデル化され、また起こり得る全ての条件の範囲を考慮しなければならないことから、モデル化の不確実さを定量化し、モデル予測の正確さを保証するには、実験データとの比較に基づきモデルの妥当性確認が必要である。しかしながら、全てのシビアアクシデント条件を網羅した実験は困難であり、そこから開発された解析モデルの実機解析への適用性の判断が難しいことから、モデルの不確実さを検討するのは難しい。

- d) パラメータの不確実さ これは、機器の故障率と現象に関わるパラメータなどのレベル 2PRA の定量化の中で使用する基本パラメータの値が持つ不確実さにより生じる。これは、全てのパラメータの不確実さ分布を規定することにより、また解析を通じてそれらを伝播させることにより、不確実さ解析で通常、考慮できる不確実さである。上記の項目 a) と c) は、知識不足に伴う不確実さと通常呼ばれる。また偶然（ランダム）による不確実さも、レベル 2PRA の事象によってはあることがある。

以上より、レベル 2 PRA の不確実さ解析では、パラメータの不確実さを対象とした解析がなされている。しかしながら、ソースタームの不確実さ解析手法は、変動させるパラメータの選定方法が確立されていないなど未だ開発段階にある。それ故、国内外の評価手法の進歩に合わせて評価手法を更新していくことが望ましい。

## Y.2 評価事例

原子力規制庁(旧原子力安全基盤機構)、日本原子力研究開発機構(旧日本原子力研究所)及び産業界のそれぞれの機関でソースタームの不確実さ解析が実施されている。解析事例を示す。

### Y2.1 原子力規制庁(旧原子力安全基盤機構)の評価例

原子力規制庁(旧原子力安全基盤機構)では、代表的な BWR プラント(BWR4/Mark-I)を対象に、シビアアクシデント解析コード MELCOR1.8.5 を用いたソースタームの不確実さ伝播解析を実施している<sup>(1)(2)</sup>。なお、本評価は地震時のレベル 2PSA を対象としたものだが、起因となる事象が地震であり発生頻度が異なること、並びに、建屋の直接損傷など地震特有のプラント損傷状態を有することを除き、評価手法は共通であることから内的事象にも活用することができる。以下は解析の対象とするプラントのソースタームの確率分布を求めるために活用できる解析例である。シビアアクシデント解析コードを用いた不確実さ解析の流れを図 Y.1 に示す。

- a) 不確実さ伝播解析を実施する放出カテゴリの選定 不確実さ因子は、プラント損傷状態や格納容器破損の要因となる格納容器機能喪失モードの違いにより、抽出される因子が異なることから、不確実さ伝播解析を実施する放出カテゴリを選定する必要がある。評価の対象とする放出カテゴリは、地震時レベル 1 地震 PSA の支配的なプラント損傷状態を対象にして、発生頻度及び健康影響リスクの 2 つの観点から評価の対象とする放出

カテゴリを選定している。具体的には、1)炉心損傷割合が全炉心損傷頻度の5%以上でかつ2)健康影響リスクの観点からa)急性死亡・避難無、b)急性死亡・避難有、c)がん死亡・避難有、d)がん死亡・避難無の4つに区分けし、格納容器機能喪失頻度を1とした条件付個人平均リスクが5%以上となる2つの条件を満たした原子炉未臨界確保(TC-θ<sup>\*</sup>、過圧破損)、電源喪失(TB-δ、後期の過圧破損)、炉心注水失敗(TQUV-τ、後期の過温破損)を解析の対象とした。

- b) 不確実さ因子の抽出/変動パラメータの選定** 不確実さ因子の抽出及び変動パラメータの選定は、先行研究の事例及びこれまで蓄積してきたソースターム評価の知見を参考に第一段階の抽出を実施し、次にMELCORコードを用いた感度解析によりパラメータのスクリーニングを行うという2段階の抽出方法を採用している。具体的には、先行研究1)NUREG-1150での専門家パネルにより評価されたソースターム問題<sup>(5)</sup>及び2)IAEA安全標準シリーズのレベル2PSA整備と適用に記載された項目等<sup>(6)</sup>を参考に、不確実さ因子とそれに係わる変動パラメータ(モデルパラメータ)を解析コードの入力データから抽出する。次に、選定したパラメータに対してMELCORコードを用いた感度解析を実施し、ソースターム(CsI及びSr)への影響を検討し、最終的に、影響が大きい9種類のパラメータを選定している。図Y.2に電源喪失(TB)の過圧破損において、変動パラメータがソースターム(CsI及びSr)へ及ぼす寄与割合を示す。ソースタームへの影響が大きいパラメータとして原子炉建屋の除染効果に係わる格納容器破損発生箇所、格納容器の破損面積、破損圧力などが特定されている。本結果に基づき、燃料・デブリからの放射性物質の放出(炉内)、デブリへの伝熱などに関するもの、スクラビングによる放射性物質の除去、デブリ・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生、格納容器の耐力に関するもの五つの不確実さ因子とそれに関連する九つの変動パラメータを選定している(表Y.1参照)。ここで、デブリへの伝熱などに関する因子のうちデブリ/水間の熱伝達係数(炉外)は、ソースタームへの影響が低いことから除外している。不確実さ因子及び変動パラメータの抽出・選定は放出カテゴリ別に行う。表Y.1には地震起因の不確実さ因子及び変動パラメータが選択されていないが、原子炉建屋の直接損傷及び破損面積などを追加することで評価可能である。なお、本選定においては、日本原子力学会で作成された重要度ランクイングテーブル<sup>(7)</sup>も参考になる。
- c) 変動パラメータの不確実さの検討** 変動パラメータの確率分布は、既存のシビアアクシデント実験等に基づき、各変動パラメータの変化幅及び確率分布形を設定する。
- d) 不確実さ伝播解析の実施** a)で選定した放出カテゴリごとに、c)で決定した変動パラメータの確率分布に基づき、ラテン超方格サンプリング(LHS)手法を用いてサンプリングし、サンプリング数に対応するMELCORコードの入力データセットを作成する(本事例ではサンプリング数15を採用)。そして、サンプリング数に対応するソースターム解析をMELCORコードで実施し、ソースターム(放出開始時刻及び環境への放射性物質の放出割合)の確率分布を解析し、平均値及び不確実さ幅を求めた。

- e) **解析結果例** 電源喪失シーケンスの後期の格納容器過圧破損 (TB- $\delta$ ) 及び原子炉未臨界確保失敗シーケンスの格納容器先行破損 (TC- $\theta$ ) の解析結果を例として示す(図 Y.3 及び図 Y.4 参照)。TC- $\theta$  シーケンスの環境への放出開始時間に相当する格納容器破損時刻は、事故後、1.3 時間(平均値), 1.1 時間(5%値), 1.3 時間(50%), 1.5 時間(95%値), 1.2(エラーファクタ), 1.1 時間(95%値/平均値)であった。CsI の環境放出量割合は、炉心内蔵量に対してそれぞれ 0.260(平均値), 0.114(5%値), 0.236(50%値), 0.489(95%値), 2.1(エラーファクタ), 1.9(95%値/平均値)となり、環境への放出量は大きいが不確実さ幅は 2 倍程度と小さい。TB- $\delta$  では、事故後、36 時間(平均値), 16 時間(5%値), 33 時間(50%), 69 時間(95%値), 2.1(エラーファクタ), 1.9(95%値/平均値)であった。CsI の環境放出量割合は、炉心内蔵量に対してそれぞれ 0.13(平均値),  $3.52 \times 10^{-2}$  (5%値), 0.104(50%値), 0.310(95%値), 3.0(エラーファクタ), 2.4(95%値/平均値)となった。TC では事故進展が早く、炉心損傷前に格納容器は破損するため放出開始時間は、累積確率値 5%～95%幅で約 1.1～1.5 時間と幅が小さい。なお、事故進展の緩やかな TB では、格納容器過圧破損圧力のバラツキなどが主因になって、幅が 16～69 時間と拡大する結果となった。これは CsI の環境放出割合についても同様であり TC に比べ TB では幅が拡大する傾向が得られている。

## Y2.2 日本原子力研究開発機構 (旧日本原子力研究所)の評価例

日本原子力研究開発機構 (以下、原子力機構)では、代表的な BWR プラント(BWR-5 Mark-II)を対象にして、シビアアクシデント総合解析コード THALES2 を用いたソースタームの不確実さ解析を実施している<sup>(3)</sup>。

- a) **不確実さ因子の抽出/選定** 不確実さ因子は、重要な因子の欠落がないように、複数の専門家によって選定された不確実さ因子 (NUREG-1150<sup>(5)</sup>) から抽出している。表 Y.2 に NUREG-1150 で選定された不確実さ因子及び変動パラメータを示す。また、同表には、これらに基づき、原子力機構でシビアアクシデント総合解析コード用に抽出した不確実さ因子の例を併せて示す。原子力機構では NUREG-1150 と比べて、原子炉 (圧力) 容器から炉外への放射性物質の移行 (表 Y.2 参照) を THALES2 コードの流動モデルで計算する。放射性物質の移行に関連する因子としては、流動モデル(炉内), 流動モデル(格納容器), 流動モデル(建屋)の 3 つが存在する。これらに対応する不確実さ因子を、まとめて表 Y.3 に示す。そして、抽出した不確実さ因子の中から、放出カテゴリ別に不確実さ因子を選定する。
- b) **変動パラメータの選定** 放出カテゴリ別に選定した不確実さ因子を対象にして、不確実さを表現する代表的な変動パラメータを、解析コードの入力データから選定する。表 Y.3 に THALES2 コードを用いる場合に抽出した不確実さ因子及び選定した変動パラメータの例を示す。変動パラメータを何に選定するかは、解析モデルの詳細度及び解析コードの機能によって異なる。例えば、不確実さ因子の“デブリへの伝熱”の項目

では、THALES2 コードのデブリ伝熱モデルが助変数を複数含む相関式であるため、複数の熱伝達係数を変動パラメータにしている。これに対して、不確実さ因子の“スクラビングによる放射性物質の除去”の項では、THALES2 コードの解析モデルが機構論的な詳細モデルするために、気泡径及び上昇速度のみを変動パラメータにしている。

- c) **変動パラメータの不確実さの検討** 変動パラメータの確率分布は、解析コードのモデルの不確実さを検討した上で、物理化学的な拘束条件及び既存のシビアアクシデント研究の知見を参考に決定する。
- d) **不確実さ伝播解析の実施** 大規模放出に至る放出カテゴリにおいて、発生頻度の観点から支配的な放出カテゴリ及び環境影響評価の観点から重要な早期大規模放出に属する放出カテゴリから、不確実さ解析の対象を選定する。例えば、発生頻度から選定した放出カテゴリ(BWR-5/Mark-II)は、次のとおりである。

- ・格納容器先行破損(過圧破損) : TW- $\theta$ , TPQW- $\theta$ , S1W- $\theta$ , TC- $\theta$ ,
- ・耐圧強化ベント作動 : TQUV1W- $\phi$ , TQUV- $\phi$ , S1UV- $\phi$
- ・格納容器バイパス : インターフェイスシステム LOCA  
(ISLOCA- $\nu$ )
- ・後期の格納容器破損(過圧破損) : TQUV1W- $\delta$ , TQUV- $\delta$

これらの放出カテゴリごとに決定した変動パラメータの確率分布から、LHS サンプリング手法(サンプリング数 100)を用いて THALES2 コードの入力データセットを作成し、不確実さ伝播解析を実施することにより、ソースターム(放出開始時刻及び環境への放射性物質の放出割合)の確率分布の平均値及び不確実さ幅などを求めた。

- e) **解析結果例** 発生頻度の観点から選定した主要な放出カテゴリの環境への放射性物質の放出開始時刻及び環境への CsI の放出割合の不確実さ情報の例を図 Y.5 に示す。これらの放出カテゴリにおいて、環境への CsI の放出割合の平均値は、大差なく初期炉内内蔵量の 10%程度、また不確実さ幅は 1 桁程度であった。ただし、過圧破損の解析条件として、格納容器は、最高使用圧の 2 倍～4 倍で破損し、2 時間程度で減圧可能な破損口が生じるものと仮定している。プラント形式が類似であり、かつ、本ケースと同様の因子が支配すると考えられる放出カテゴリについては、ソースタームの不確実さ幅は同程度であると考えられる。

### Y2.3 産業界の評価例

産業界では、BWR5/Mark-II 及び ABWR プラントを対象に、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いたソースタームの不確実さ解析を実施している<sup>(4)</sup>。不確実さ因子及び変動パラメータの選定では、炉心溶融や炉外事故進展及び放射性物質の放出評価への影響が比較的大きく、不確実さを持つコンクリート溶融温度、格納容器破損圧力、破損面積など 12 種類のパラメータを選定している。国内外の文献等を参考に変動パラメータの確率分布

を与え、LHS 手法(サンプリング数 100)を用いて MAAP コードの入力データセットに反映した。代表的な 16 個の放出カテゴリに対するソースタームの平均値及び幅を求めた。解析結果例として、BWR 代表プラントのデブリ・コンクリート反応が継続する放出カテゴリにおける環境への放出開始時刻及び放出割合を図 Y.6 に示す。希ガスや揮発性核種の放出割合は大きいものの振れ幅は少ない。一方不揮発性核種の放出割合は小さいが、振れ幅は大きい結果となった。

## 参考文献

- (1) (独)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) (独)原子力安全基盤機構, 平成 20 年度 地震時レベル 2PSA の解析(BWR), JNES/NSAG09-0004, (2009).
- (3) 石川 淳, 村松 健, 渡辺 憲夫, "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論文誌, Vol.5, No.4, 2006.
- (4) 松本 知之他, “BWR の確率論的安全評価(レベル 2, 3)における不確実さ評価の研究(3)”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, M12, (2006).
- (5) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants", Final Report, NUREG-1150, (1990).
- (6) IAEA, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, (2010).
- (7) N. Sakai, H. Horie, H. Yanagisawa, T. Fujii, S. Mizokami, K. Okamoto, "Validation of MAAP model enhancement for Fukushima Dai-ichi accident analysis with Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT)", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, Nos. 7-8, 951-963, (2014).

表 Y.1ー抽出した不確実さ因子及び関連する変動パラメータ(MELCOR)<sup>(2)</sup>

抽出した不確実さ因子	関連する変動パラメータ
燃料/デブリからの放射性物質の放出(炉内)	・燃料からの放射性物質放出モデルの放出率に対する補正係数
デブリへの伝熱などに関するもの	・デブリ/水間の熱伝達係数(炉内) ・微粒子化したデブリの平均粒子径
スクラビングによる放射性物質の除去	・気泡径 ・気泡上昇速度
デブリ・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生	・デブリ層間の熱伝達係数(機械混合モデル使用)
格納容器の耐力に関するもの	1)過圧破損の場合 ・破損圧, 破損面積, 放射性物質の除染係数 2)過温破損の場合 ・破損温度, 破損面積, 放射性物質の除染係数
放射性物質の沈着(格納容器及び建屋)	・建屋複数分割モデルにおける破損位置

表 Y.2ー不確実さ因子の抽出例(THALES2)<sup>(3)</sup>

NUREG-1150		THALES2
不確実さ因子	変動パラメータ	該当する不確実さ因子
原子炉(圧力)容器破損前の放射性物質の放出及び炉外への移行	燃料から放出される割合 炉内から炉外への移行割合(逃がし弁経由, LOCA)	燃料からの放出(炉内) 沈着(炉内) ・炉外への移行(LOCA の放出カテゴリの場合) ・炉外への移行は, 流動モデル(炉内)で計算
原子炉(圧力)容器破損時の炉外への放射性物質のパフ放出	炉外にパフ放出される割合	炉外への移行は, 流動モデル(炉内)で計算
格納容器雰囲気直接加熱(DCH), 水蒸気爆発	・DCH により格納容器に放出される割合 ・水蒸気爆発より格納容器に放出される割合	同左(DCH, 水蒸気爆発を考慮する場合)
デブリ・コンクリート相互作用(MCCI)時の放射性物質の放出	MCCI に寄与するデブリの割合 炉外での放出割合	N/A(コードで計算) ・燃料からの放出(炉外)
放射性物質の再蒸発	再蒸発後, 炉外へ放出される割合	・再蒸発のメカニズムは, 沈着(炉内)に含まれる。 ・炉外への移行は, 流動モデル(炉内)で計算
圧力抑制プール(S/P)及びキャビティ水からのガス状のよう素の再放出	・S/P からの放出割合 ・キャビティ水からの放出割合	・同左(晚期のガス状のよう素の再放出を考慮する場合)
格納容器から環境への放射性物質の放出	スクラビングによる除去率 格納容器スプレイによる除去率 格納容器雰囲気が建屋に放出される割合 建屋での除去率	スクラビングによる除去 格納容器スプレイによる除去(スプレイ作動の場合) ・沈着(炉外, 格納容器) ・建屋への移行は, 流動モデル(格納容器内)で計算 ・沈着(炉外, 建屋) ・環境への移行は, 流動モデル(建屋内)で計算

表 Y.3-抽出した不確実さ因子及び変動パラメータ例(THALES2)<sup>(3)</sup>

抽出した不確実さ因子		選定した変動パラメータ (使用コードに依存)
燃料からの放射性物質の放出(炉内)		放出率に対する補正係数(放射性物質毎に設定)
流動モデル (炉内)に影響するもの	デブリへの伝熱(炉内) 注 1	デブリ-水間の熱伝達係数 デブリが下部の水に落下する際の微粒子化割合 微粒子化したデブリの平均粒径
	炉外への放出	破断口面積(LOCA の放出カテゴリの場合)
	デブリの溶融落下に影響するもの	デブリの落下速度式の基準温度
放射性物質の沈着(炉内)		壁及び床への沈着速度に対する補正係数
燃料からの放射性物質の放出(炉外)		放出率に対する補正係数(放射性物質毎に設定)
スクラビングによる放射性物質の除去 注 2		・気泡径 ・気泡上昇速度
格納容器スプレイによる除去		スプレイ液滴径(スプレイ作動の場合)
放射性物質の沈着(炉外 : 格納容器, 建屋)		壁及び床への沈着速度に対する補正係数(格納容器, 建屋)
流動モデル (炉外 : 格納容器及び建屋内)に影響するもの	デブリへの伝熱(炉外) 注 1	水-デブリ間の熱伝達係数 デブリが下部の水に落下する際の微粒子化割合 微粒子化したデブリの平均粒径
	デブリ・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生	N/A(この影響は格納容器の破損圧に含まれる)
	格納容器の耐力に関するもの	・破損圧 ・破断口面積
格納容器雰囲気直接加熱, 水蒸気爆発, 圧力抑制プール(S/P)及びキャビティ水からのガス状のよう素の再放出		選定した放出カテゴリで考慮されている場合に必要(表 Y.2 参照)

注 1 : 流動に影響し, さらに簡易モデル使用のため選定

注 2 : 簡易モデルを使用する計算コードでは除染係数が必要

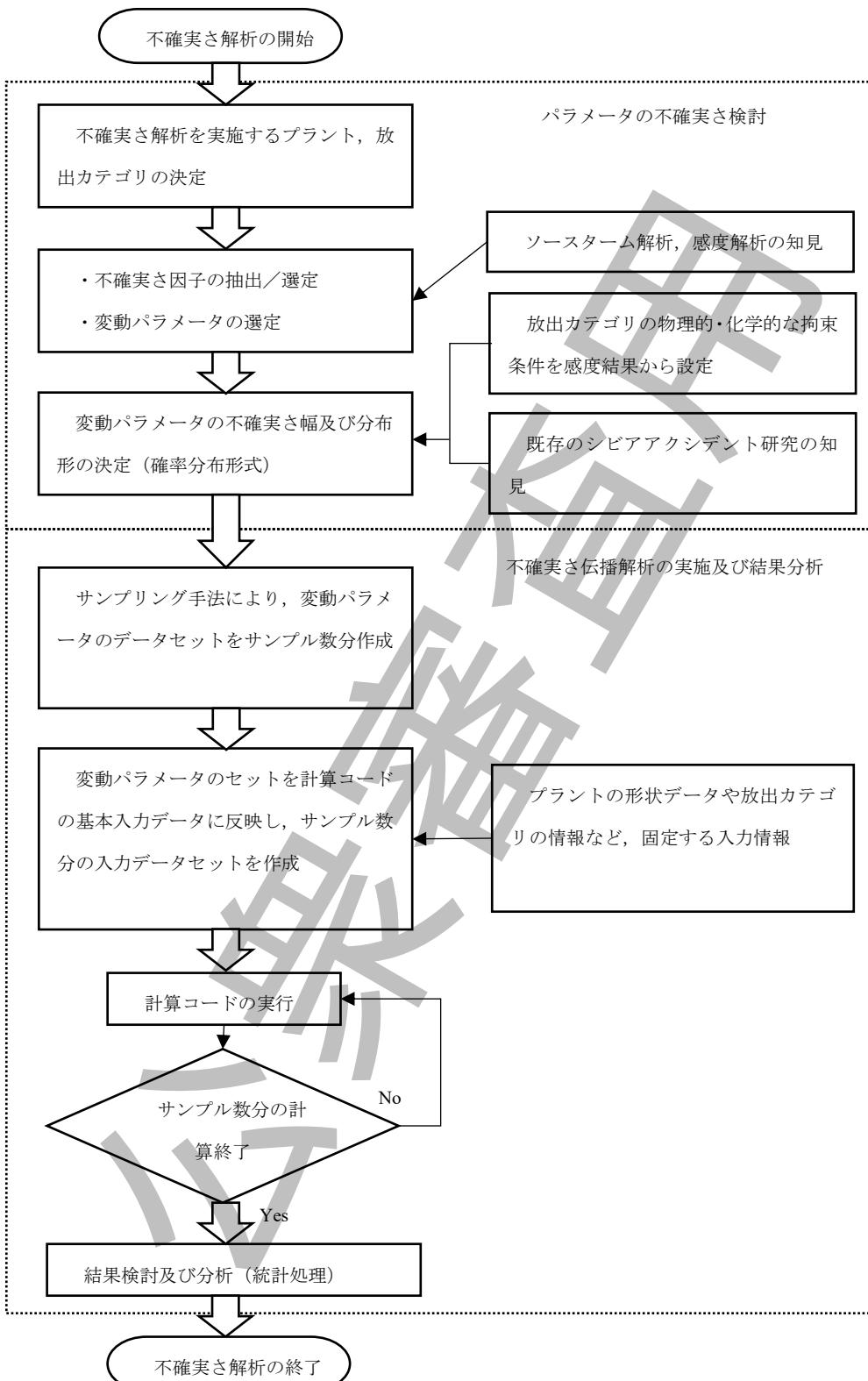
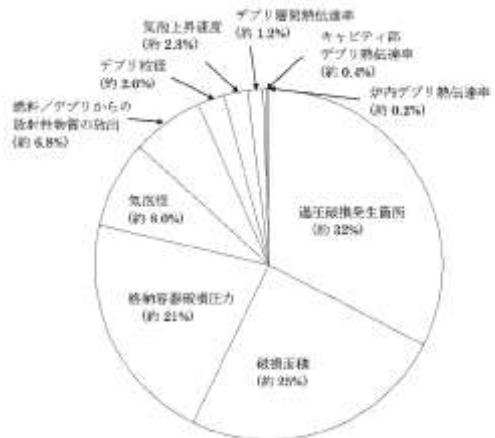


図 Y.1—シビアアクシデント解析コードを用いた不確実さ解析の流れ例<sup>(3)</sup>

寄与割合 (TB, CsI)



寄与割合 (TB, Sr)

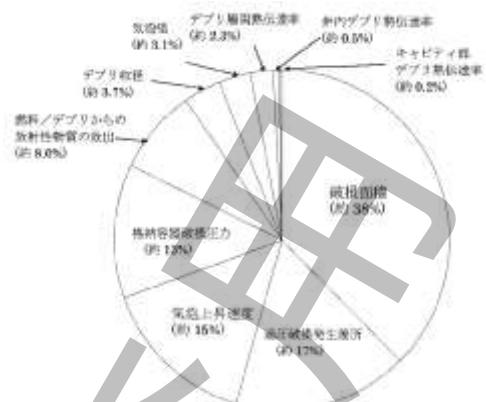


図 Y.2—ソーススターク変動幅への寄与割合(TB 格納容器過圧破損, MELCOR)<sup>(2)</sup>

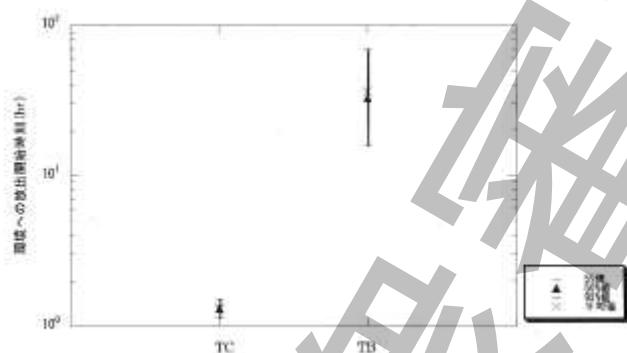


図 Y.3—原子炉未臨界確保失敗(TC-  $\theta'$ )及び電源喪失(TB-  $\delta$ )における放出開始時間の不確実さ解析例(MELCOR)<sup>(2)</sup>

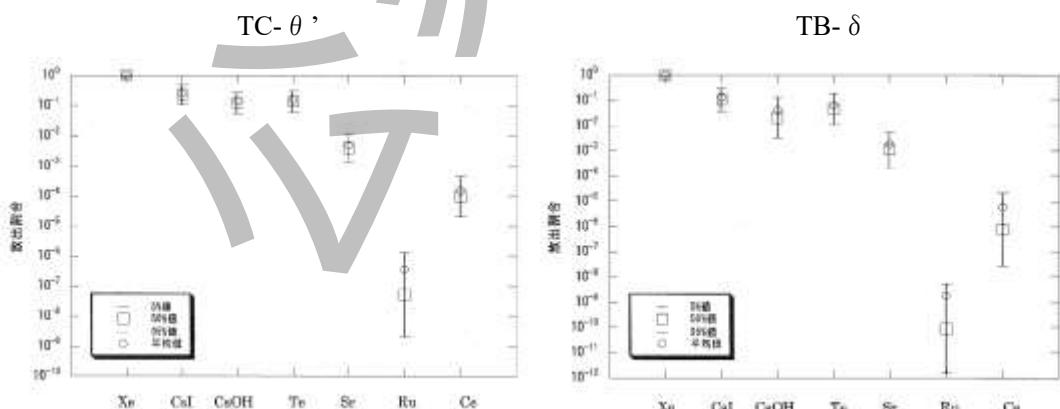
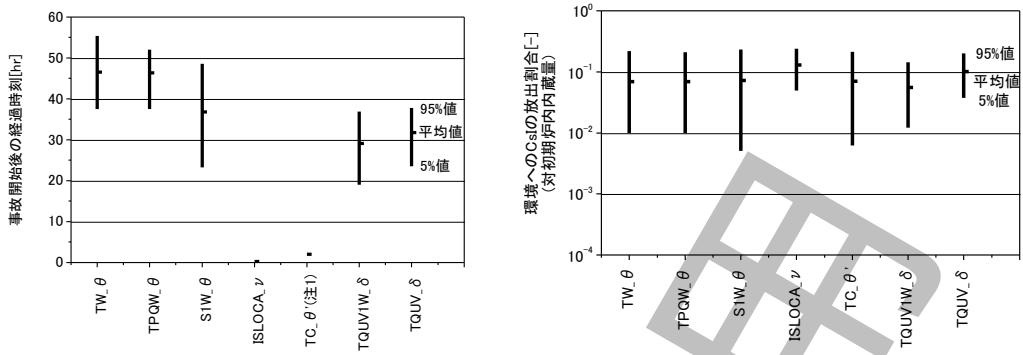


図 Y.4—原子炉未臨界確保失敗(TC-  $\theta'$ )及び電源喪失(TB-  $\delta$ )におけるソーススタークの不確実さ解析例(MELCOR)<sup>(2)</sup>



(注 1: 事故開始後 1.5 時間程度で格納容器破損を仮定)

図 Y.5—環境への放射性物質の放出開始時刻及び CsI の放出割合の解析例(THALES2)<sup>(3)</sup>

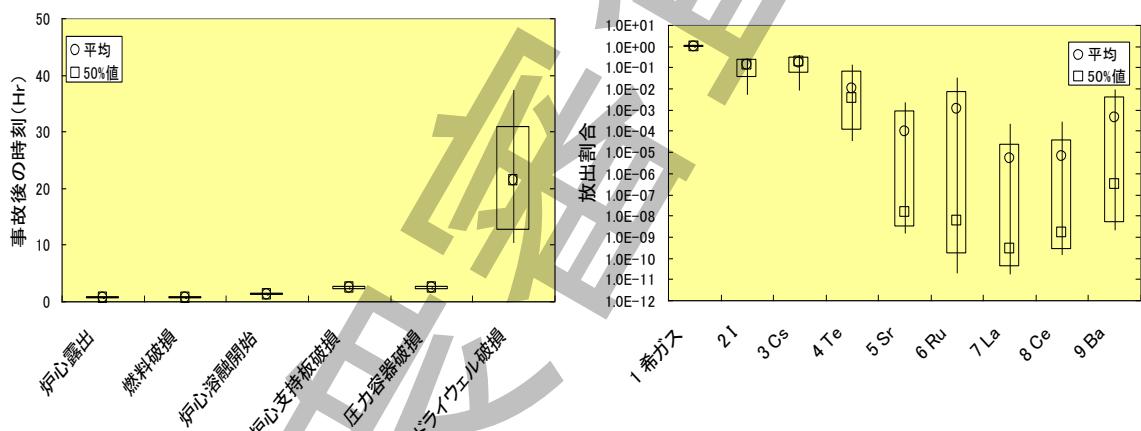


図 Y.6—環境への放射性物質の放出開始時刻及び放出割合の解析例(MAAP)<sup>(4)</sup>

(BWR 代表プラントのデブリ・コンクリート反応が継続する放出カテゴリ)

## 附属書 Z (参考) 文書化すべき項目の例

### 序文

この附属書は、レベル 2PRAにおいて文書化すべき項目について例示したものである。

### Z.1 文書化の例

レベル 2PRA の文書化において、目的、評価範囲、用いた手法、条件、評価結果などの記述として含める項目の例を次に示す。次の 2.a)から 2.l)における方法及び／又は使用データの記述では、この標準の箇条 6 から 箇条 14 に示された規定に適合すること及び除外事項などの適用が妥当であることが理解されるように留意する。

なお、文書化では、次に示す事項とともに、5.2 に規定される品質保証、ピアレビュー及び専門家判断の利用についても記述する。

#### 1. 目的及び、適用範囲及び評価結果の概要

##### a) 実施目的

##### b) 適用範囲及び留意すべき制限事項

##### c) 評価結果の概要

#### 2. レベル 2PRA の実施手順

##### a) プラントの構成・特性

###### 1) 情報源

###### 2) プラントの系統構成・特性の調査結果

###### 3) 放射性物質の移行経路、緩和設備系統などの調査結果

###### 4) 類似プラントの情報を使用した場合の解析対象プラントへの適用性

地震レベル 2PRA の場合は、2)の内容にフラジリティ評価対象建屋・機器の調査結果を追加する。

##### b) プラント損傷状態

###### 1) プラント損傷状態の分類方法、分類結果と内容の説明

###### 2) プラント損傷状態ごとの発生頻度

##### c) 格納容器機能喪失モード

###### 1) 格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の分析と負荷が掛かる部位の同定

###### 2) 格納容器の負荷に対する格納容器構造物の耐性評価

###### 3) 建屋における放射性物質の沈着効果を考慮する場合の建屋の耐性評価

###### 4) 格納容器構造健全性の判断基準

###### 5) 格納容器構造耐性の不確実さ評価

###### 6) 類似プラントの評価結果を使用した場合の解析対象プラントへの適用性

- 7) 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析
  - 8) 格納容器機能喪失モードの選定
  - 9) 格納容器機能喪失の位置と規模の不確実さを含めた分析
- 地震レベル 2PRA の場合は、以下を追加。
- 10) 地震動の影響を考慮した負荷の抽出
  - 11) 地震動の影響を考慮した格納容器の負荷に対する格納容器構造物の耐性評価
  - 12) 地震動の影響を考慮した格納容器構造健全性の判断基準
  - 13) 地震動の影響を考慮した格納容器構造耐性の不確実さ評価
  - 14) 重要な構造物、系統及び機器（SSCs）の地震フラジリティの評価
  - 15) 地震動の影響を考慮した格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析
  - 16) 地震動の影響を考慮した格納容器機能喪失モードの選定
- d) **格納容器イベントツリー**
- 1) シビアアクシデント時の物理化学現象の発生条件と発生後の影響の分析結果
  - 2) 事故の緩和手段に係る緩和設備、運転員操作の分析結果
  - 3) 格納容器イベントツリーのヘディングと内容の説明
  - 4) プラント損傷状態ごとの格納容器イベントツリーと内容の説明
  - 5) 炉心損傷防止のための緩和手段の従属性
  - 6) シビアアクシデント現象及び事象の緩和手段の従属性
  - 7) 格納容器機能喪失モードの設定
- e) **事故進展解析**
- 1) **解析条件** 解析の対象とした事故シーケンスの選定方法、解析方法と解析条件・仮定
  - 2) **事故進展の解析結果** プラントの熱水力挙動の解析結果、事象発生時期、格納容器への負荷
  - 3) 類似プラントの解析結果を使用した場合の解析対象プラントへの適用性
  - 4) **解析結果の分析**
  - 5) **資料（解析結果の図表）**
- f) **格納容器イベントツリーの分岐確率**
- 1) 緩和手段に関する分岐確率と内容の説明
  - 2) 物理化学現象に関する分岐確率と内容の説明
  - 3) 工学的判断による分岐確率と内容の説明
  - 4) 格納容器イベントツリーのヘディング間の従属性
- g) **格納容器機能喪失頻度の定量化**
- 1) **格納容器機能喪失頻度の点推定解析**
    - プラント損傷状態ごとの格納容器機能喪失頻度の点推定解析結果
    - 格納容器機能喪失モードごとの格納容器機能喪失頻度の点推定解析結果
    - 全格納容器機能喪失頻度の点推定解析結果

## 2) 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析

- ・ 不確実さ解析手法の内容説明
- ・ 格納容器機能喪失モードごとの発生頻度の不確実さ解析結果
- ・ 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果

## 3) 格納容器機能喪失頻度の重要度解析

- ・ 重要度解析手法と解析対象とする因子
- ・ 重要度解析結果と内容の説明

## 4) 格納容器機能喪失頻度の感度解析

- ・ 感度解析の目的、対象とするパラメータ及びパラメータ値
- ・ 感度解析結果と内容の説明

## 5) 格納容器イベントツリーの定量結果の検証

- ・ 解析結果のレビュー
- ・ 重要なモデルの仮定

地震レベル 2PRA の場合は、AESJ-SC-P006（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）の DS.1 e)5) のうち相関性の取扱いを加える。

### h) 放出カテゴリ

- 1) 放出カテゴリの分類方法、分類結果と内容の説明
- 2) 放出カテゴリごとの発生頻度
- 3) 放出カテゴリごとの発生頻度への起因事象、レベル 1PRA の事故シーケンス、機器故障、共通原因故障、人的過誤、プラント損傷状態、格納容器イベントツリーの事故シーケンス、物理化学現象、格納容器構造物の負荷又は格納容器機能喪失モードの割合
- 4) 放出カテゴリの支配的な事故シーケンス
- 5) 放出カテゴリの解析結果の検証

### i) ソースターム解析

- 1) 解析条件
  - ・ 解析の対象とした事故シーケンスの選定方法
  - ・ 解析方法、放射性物質のグループ、及び解析条件・仮定
- 2) 解析結果
  - ・ 放射性物質のグループごとの放射性物質挙動の解析結果（プラント内の放射性物質存在量の分布の時間変化、環境中への放出量の時間変化、エアロゾルの粒子径分布と時間変化など）
- 3) 類似プラントの解析結果を使用した場合の解析対象プラントへの適用性
- 4) 解析結果の分析
  - ・ 放射性物質のグループごとの環境中への放出を支配する燃料からの放出挙動、沈着挙動の特徴の分析結果
  - ・ 前記の放出カテゴリの違いの分析結果

## 5) 資料（解析結果の図表類）

### j) 放出カテゴリごとのソースターム

- 1) 放出カテゴリごとの発生頻度とソースタームの解析結果
- 2) 放射性物質グループごとのソースタームの超過発生頻度の結果
- 3) 類似プラントの評価結果との比較検討結果

### k) ソースタームの不確実さ解析と感度解析

#### 1) 不確実さ解析

- ・ 不確実さ解析の対象とした放出カテゴリの選定方法
- ・ 不確実さ解析手法、変動させるパラメータの選定方法、確率分布の設定方法
- ・ ソースタームの不確実さ解析結果と内容の説明
  - 放出カテゴリごとの発生頻度及びソースターム
  - 放射性物質のグループごとの不確実さ幅
  - 放射性物質のグループごとの超過発生頻度など

#### 2) ソースタームの感度解析

- ・ 感度解析の目的、対象とするパラメータ及びパラメータ値
- ・ 感度解析結果

### l) 結論

- ・ 評価のまとめと類似プラントの評価結果との比較検討など

## 附属書 AA

(参考)

### レベル 2 システムイベントツリーを用いた プラント損傷状態の表現の例

#### 序文

この附属書は、現象の状態とシステムの状態とが混在していた従来の格納容器イベントツリーから、システムの状態を取り出したレベル 2 システムイベントツリーを作成し、レベル 1 とレベル 2 とのインターフェイスを表現するモデル化例の概要を示したものである。

#### AA.1 システムイベントツリー

図 AA.1 に示すように、レベル 2 のシステムについてレベル 2 システムイベントツリーをレベル 1 のイベントツリーにリンクしてシステムイベントツリーを構成し、レベル 1 及びレベル 2(システム評価)の事故シーケンス解析の結果を、システムプラント損傷状態(SPDS)として表現する。その SPDS を格納容器イベントツリー(レベル 2 現象イベントツリー)へ引き渡し、格納容器応答のモデル化を実施する。こうすることで、レベル 1 からレベル 2 へ適切にシステム状態(電源や水源)をより引き継ぐことができる。

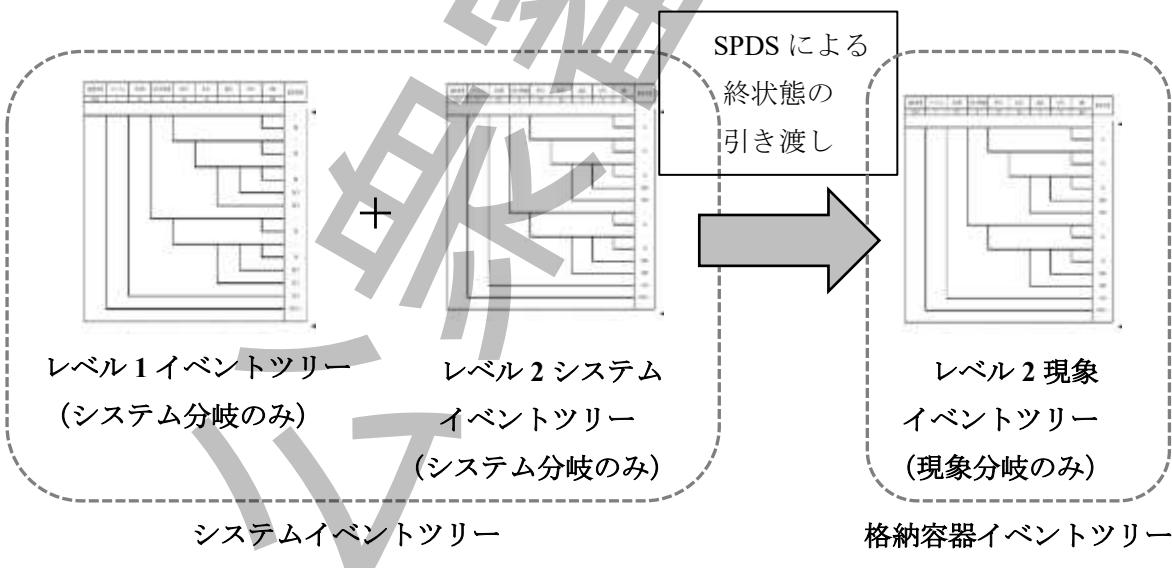


図 AA.1—システムイベントツリー

## 附属書 AB (参考)

### 地震事象に起因した格納容器機能喪失の例

#### 序文

この附属書は、地震事象に起因した格納容器機能喪失の例を示す。地震事象のレベル2PRAにおいて、内的事象で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて【**附属書 H 参照**】、原子炉建屋損傷に従属した格納容器機能喪失などの地震事象に特有な格納容器機能喪失モードを考慮する際の参考になる。

#### AB.1 地震事象に起因した格納容器機能喪失の例

地震事象に特有の格納容器機能喪失モードは、レベル1PRA<sup>(1)</sup>で実施される建屋・機器フロジリティ評価に基づいた地震事象の格納容器機能喪失シナリオの分析により同定される。格納容器機能喪失事故シナリオの分析は、次に留意して実施される。

- a) 地震動による格納容器本体の損傷 地震動により直接格納容器本体が損傷する場合のほか、原子炉建屋の損傷に従属して格納容器本体が損傷する場合が考えられる。
- b) 地震動による格納容器隔離の失敗 地震動によって建屋貫通部配管の破損又は格納容器隔離弁が閉止できなくなると、炉心損傷で発生した放射性物質が格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。
- c) 地震動による格納容器バイパス 地震動によって一次系に繋がる配管等の格納容器外での損傷及び隔離失敗（又は不能）の重畠により、炉心損傷で発生した放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ直接放出される可能性がある。

また、地震事象に起因して、その後の事故進展やソースタームの評価に影響する項目として、以下の項目が挙げられている。

- d) 地震動による格納容器耐圧の低下 地震動によって格納容器の耐圧が低下する場合は、格納容器内圧が上昇して格納容器が過圧破損する時期が早まる可能性がある。
- e) 地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失 地震動により BWR プラントの残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、格納容器ベント管及び圧力抑制室の損傷並びに PWR プラントの格納容器スプレイ系などが損傷すると格納容器圧力抑制機能が喪失し、格納容器が過圧で破損する可能性がある。
- f) 地震動による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失 地震動により BWR プラントの残留熱除去系、PWR プラントの余熱除去系及び格納容器スプレイ系、BWR プラント、PWR プラントの補機冷却水系などの、炉心崩壊熱を除去するシステムが損傷すると格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、格納容器が過温又は過圧で破損する可能性がある。

g) 地震動による放射性物質放出抑制機能の喪失 地震動により BWR プラントの残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），格納容器ベント管及び圧力抑制室の損傷，並びに PWR プラントの格納容器スプレイ系が損傷すると放射性物質放出抑制機能が喪失し，炉心損傷で発生した放射性物質を格納容器内に保持できなくなり，格納容器の破損口から放射性物質が環境に放出される可能性がある。

#### 参考文献

一般社団法人 日本原子力学会，“原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 (AESJ-SC-P006:2015)”，2015 年 12 月

## 附属書 AC (参考)

### 地震事象における格納容器構造耐性への影響

#### 序文

この附属書では、地震事象のレベル 2PRAにおいて必要となる、初期の地震動を経験した後の事故進展に伴う過圧・過温等の格納容器荷重に対する格納容器構造耐性（図 AC.1 参照）の評価例と、レベル 2PRA の評価結果に影響する SSCs の地震フラジリティの例を示す。

#### AC.1 初期地震動経験後の格納容器耐性

初期地震動によるひずみが弾性変形域に収まっている場合には、事故進展中において格納容器構造の耐性への影響はないと考えられる。初期地震動によるひずみが降伏点を超えて塑性変形域に入った場合は、塑性ひずみが発生した状態で過圧等の格納容器内荷重が掛かることになるため、このような状況を考慮して格納容器構造耐性の評価を行う必要がある。

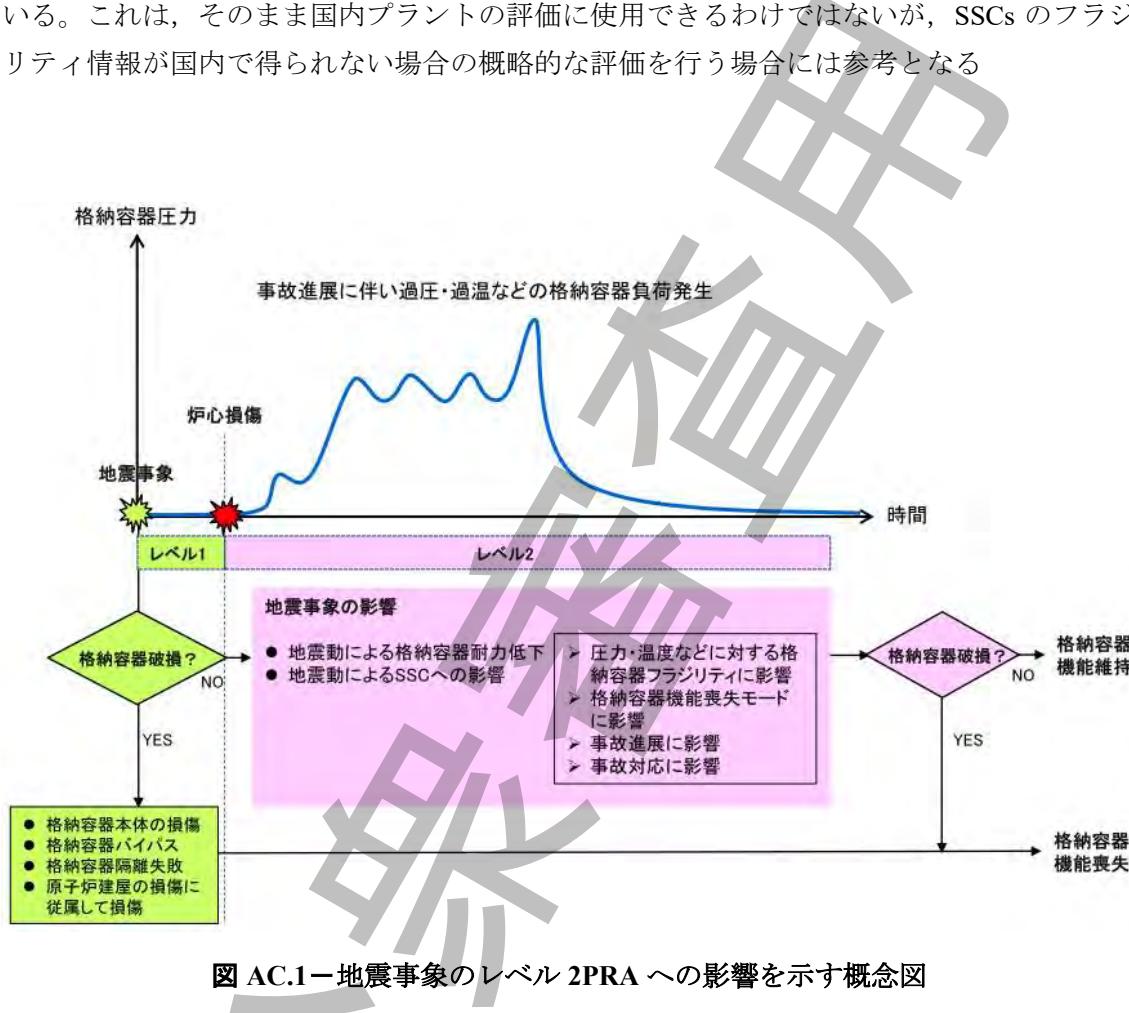
塑性変形域に入った場合は格納容器破損とみなすという簡易的な手法も考えられるが、塑性ひずみがある場合でも、必ずしも破壊荷重が低下するわけではないとの研究例<sup>(1)</sup>もあることから、そのような手法は、過度に保守的と考えられる。リスク評価の観点からは、現実的な格納容器構造耐性評価を用いるのが望ましい。また、地震荷重による最大応答の発生部位と、過圧等の格納容器内の現象により発生する荷重による最大応答の発生部位は一般的に異なることから、地震動による耐性低下が、必ずしも過圧等による格納容器耐性のクリティカル条件とはならないことも考慮する必要がある。

初期地震動経験後の過圧に対する格納容器耐性の評価例として、プレストレストコンクリート製格納容器(PCCV)を対象にした評価例がある<sup>(2)</sup>。PCCV をコンクリート及び鉄筋の弾塑性特性考慮した 3 次元非線形 FEM モデルを用いてモデル化しており、コンクリート強度と鉄筋強度のばらつきが考慮されている。地震ハザード評価結果から得られる 1000Gal～4000Gal の初期地震動による損傷を与えた場合と与えない場合について、現実的耐力はテンドン破断点で決まるとして、圧力荷重に対する格納容器フラジリティを評価している（図 AC.2 参照）。この場合、初期地震動は、格納容器フラジリティに大きく影響しない結果が得られている。

また、初期地震動により発生したクラックが事故進展中に拡大して過大漏えいが発生するとの懸念がある<sup>(3)</sup>。一般的には、欠陥もしくはき裂を有する部材・材料についての破壊現象は、破壊力学の手法により定量的に取り扱うことが可能と考えられるが、格納容器構造に対しての評価が可能であれば、クラック拡大の評価を行い、影響を確認するのが望ましい。

## AC.2 SSCs の地震フラジリティの例

PRA を実施する初期の段階では、地震フラジリティに関するプラント個別の情報が不足している場合が考えられる。初期の PRA モデルの構築や重要な SSCs のスクリーニング等に使用する目的で、EPRI の地震 PRA の実施ガイド<sup>(4)</sup>では、主要な SSCs について、これまでの知見を整理して代表的な地震フラジリティデータ（中央値、対数標準偏差）が示されている。これは、そのまま国内プラントの評価に使用できるわけではないが、SSCs のフラジリティ情報が国内で得られない場合の概略的な評価を行う場合には参考となる。



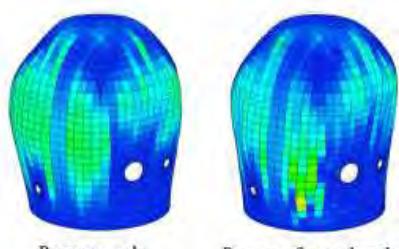


Figure 5.4 Horizontal rebar strain contour

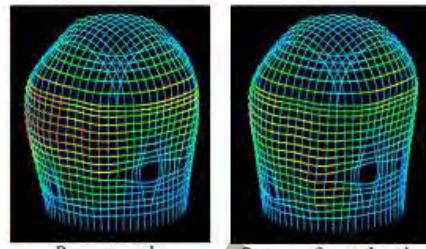


Figure 5.5 Tendon strain contour

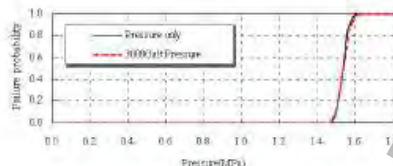
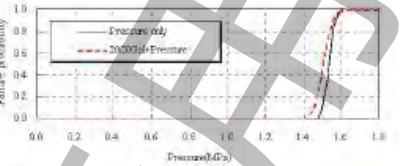
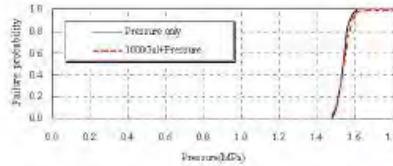


Figure 6.1 Comparison of fragility curves

図 AC.2—初期地震動経験後の格納容器耐性評価例 (PCCV)<sup>(2)</sup>

## 参考文献

- (1) 釜谷, 塑性ひずみによる欠陥構造物の破壊強度の変化, 原子力安全システム研究所 INSS journal 16, 179-188, 2009
- (2) T.Okutani et al., "Analytical Study for Failure Probability of PCCV under Pressure Load after Seismic Experience," SMiRT-20, Division VI, Paper ID 1826, 2009.
- (3) IRSN, Implementing external Events modelling in Level 2 PSA, ASAMPSA\_E guidance for level 2 PSA Volume 2, 2017.
- (4) EPRI, Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide, CA: 2013. 3002000709, December, 2013.Appendix H

## 附属書 AD (参考) 地震レベル 2PRA の解析例

### 序文

本附属書では、地震レベル 2PRA の解析例について記す。

#### AD.1 解析例

東京都市大学で地震レベル 2PRA が実施されている。解析例を示す。

##### AD.1.1 東京都市大学の解析例

M.Miyashita 他<sup>(1)</sup>は、福島第一原子力発電所事故以後地震リスク評価の重要性が高まったにもかかわらず地震に関するレベル 2PRA の研究が極めて少ないことから、地震による格納容器の閉じ込め機能喪失の影響を考慮した地震レベル 2PRA 手法に関する検討を開始し、予備的な試算結果をまとめている。地震起因事故発生頻度の計算コードとしては日本原子力研究開発機構で開発した SECOM2-DQFM コード、シビアアクシデント統合解析コードとしては同機構で開発した THALES2 コードを行い、Mark-II 型の BWR5 プラントを対象にしている。

地震レベル 1PRA 結果に基づき、地震動加速度レベルごとに格納容器の閉じ込め機能喪失に係る分岐確率を設定しているが、デブリ・コンクリート相互作用等のシビアアクシデント時物理現象への地震による影響を無視している。試算結果のうち、格納容器機能喪失頻度に対するプラント損傷状態の寄与率を図 AD.1 に示す。

### 参考文献

- (1) M.Miyashita 他, "The Evaluation of Level 2 PRA in Consideration of Seismic Risk", August 10-14, 2015, SMiRT-23

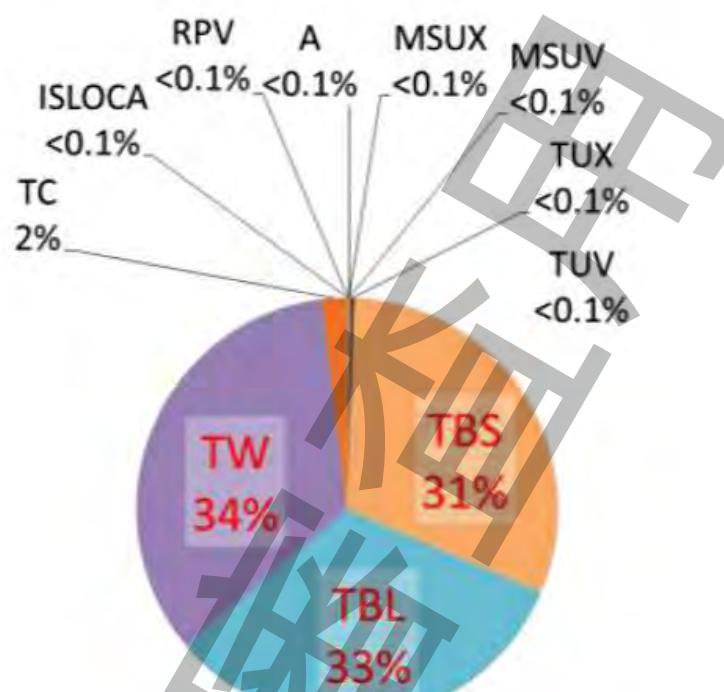


Fig.8 CFF Contribution Ratio another Plant Damage State of Earthquake Caused

図 AD.1 地震を起因とした格納容器機能喪失頻度に対する  
プラント損傷状態の寄与率

## 附属書 AE (参考)

### 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化並びに放出カテゴリのソースターム解析に係る情報の受け渡し

#### 序文

この附属書では、放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化並びに放出カテゴリのソースターム解析に係る情報の受け渡しについて記す。この附属書では、内的事象に起因するレベル 2PRA を適用範囲とする規定間の情報の受け渡しについて記しているが、ここに記した内容は、地震に起因するレベル 2PRA を適用範囲とする規定間の情報の受け渡しにも適用できる。その場合、箇条 5 から箇条 15 を、それぞれ箇条 16 から箇条 26 に読み替える。

#### AE.1 箇条 13 と箇条 14との関係

全ての事故シーケンスに対してソースターム解析を実施し、各事故シーケンスにおける放射性物質の放出挙動が把握できれば、これを分類することによって放出カテゴリが分類できる。しかし、全ての事故シーケンスについてソースターム解析を実施することは作業負荷の観点から合理的ではないので、ソースターム解析を実施する事故シーケンスをあらかじめ絞り込むことが望ましい。このため、本標準では、ソースターム解析を実施する前に各事故シーケンスの特徴を分析し、放射性物質の放出挙動を推定することによって放出カテゴリを分類することとしている（箇条 13）。この分類された放出カテゴリの中から代表的な事故シーケンスについてソースターム解析を行うこととしている（箇条 14）。

#### AE.2 放射性物質の放出挙動の推定方法

放射性物質の放出挙動は、例えば次のステップで事故シーケンスの特徴を分析することにより推定することができる。

- a) 放射性物質の放出挙動を把握する代表的な炉心損傷事故シーケンスを選定する。
- b) 選定した炉心損傷事故シーケンスの炉心損傷時期、原子炉（圧力）容器破損時期、格納容器機能喪失時期等を評価する。
- c) 格納容器の破損規模、放出経路等を評価する。
- d) 緩和手段による放出抑制効果を評価する。
- e) 上記で得られた情報を考慮して、選定した炉心損傷事故シーケンスにおける放射性物質の放出挙動を推定する。

#### AE.3 本標準の各箇条における情報の受け渡し

放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化（箇条 13）並びに放出カテゴリのソースター

ム解析（箇条 14）に必要となる情報と、本標準においてそれが得られる箇条との関係を次の a)～c)に示す。これらの情報の受け渡しの関係を図 AE.1 に示す。

a) 放出カテゴリの分類（箇条 13）

放出カテゴリの分類に当たっては、放射性物質の環境中への放出挙動についての情報が必要である。具体的には、放射性物質の放出量、放出時期、それらに関連した移行経路、及び放出抑制の緩和手段についての情報である。放射性物質の放出時期は、**箇条 7（プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化）**にて分類されたプラント損傷状態から、原子炉容器内の圧力の状態炉心損傷時期、格納容器機能喪失時期の概略得られる。移行経路については、**箇条 8（格納容器機能喪失モードの設定）**にて格納容器機能喪失モードを分析した際に得られる放出経路、破断位置・規模等から得られる。放出抑制の緩和手段については、**箇条 9（事故シーケンスの分析）**にて事故シーケンスを分析した際に得られる格納容器機能喪失防止に係る緩和設備及びその動作状況等から得られる。以上により得られた情報から、放射性物質の放出挙動を推定することにより放出カテゴリが分類できる。

b) 放出カテゴリの発生頻度の定量化（箇条 13）

放出カテゴリの発生頻度を定量化するには、各放出カテゴリに属する事故シーケンスの発生頻度が必要である。各放出カテゴリに属する事故シーケンスの発生頻度は、**箇条 7（プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化）**にて得られるプラント損傷状態の発生頻度、及び**箇条 11（格納容器イベントツリーの分岐確率の設定）**にて得られる格納容器イベントツリーの分岐確率の条件を用いて定量化できる。

c) 放出カテゴリのソースターム解析（箇条 14）

放出カテゴリのソースタームを解析するには、放出カテゴリの分類及び解析条件が必要である。前者は**箇条 13（放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化）**にて得られる。後者のうち移行経路は**箇条 8（格納容器機能喪失モードの設定）**にて格納容器機能喪失モードを分析した際に得られる放出経路、破断位置・規模等から、また放出抑制の緩和手段は**箇条 9（事故シーケンスの分析）**にて事故シーケンスを分析した際に得られる格納容器機能喪失防止に係る緩和設備及びその動作状況等から得られる。以上により得られた情報から、放出カテゴリのソースターム解析が実施できる。

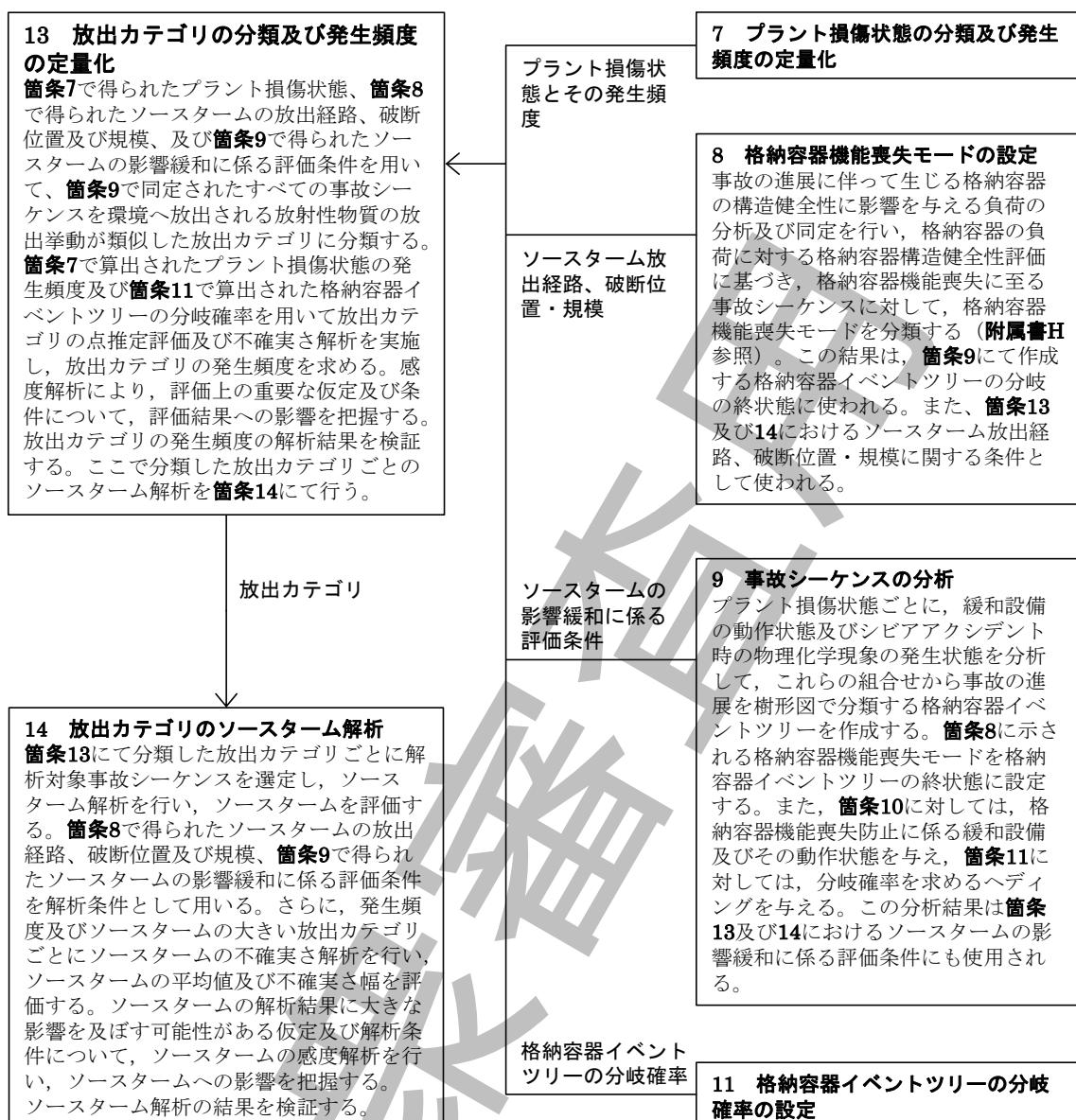


図 AE.1 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化並びに放出カテゴリのソースターム解析に係る情報の受け渡しの関係

# 原子力発電所の出力運転状態を対象とした 確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル 2 PRA 編) : 2016

## 解 説

この解説は、本体及び附属書に記載した事柄並びにこれらに関連した事柄を説明するものであり、標準の一部ではない。

### 1 改定の趣旨

東京電力福島第一原子力発電所事故においては、炉心損傷のみではなく、格納容器バウンダリの機能喪失及び環境中への放射性物質の放出へ至ったことから、シビアアクシデント時のリスク評価を行うレベル 2PRA の必要性が高まっている。また、同事故においては、同一サイトにおいて複数プラントが炉心損傷に至ったことから、複数プラントのリスク評価の重要性も増している。また、原子力規制委員会の下、シビアアクシデント対策が法令要求化されている。一方、事業者は PRA 等を通して得られた知見を用いて継続的な安全性向上対策を行う責任を有している。

今般の改定は、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2016」（以下「L2PRA 標準」）に対して、適用範囲を内的事象から地震に拡張することと、さらに内的事象レベル 2PRA の部分に関しても最新知見の反映を行うことであった。2016 年版は、内的事象レベル 2PRA を対象に、国際的な知見として IAEA SSG-4 や ASME/ANS PRA 標準との比較・反映を行った。また AESJ 熱流動部会「熱水力ロードマップ」等をもとに調査・分析し、SA 研究の最新知見の反映も行った。さらに、福島第一原子力発電所事故の教訓や知見をできるかぎり取り入れた（可搬型設備の考慮、建屋の水素燃焼の影響など）。

### 2 改定の経緯

改定作業の開始時には国内における地震レベル 2PRA 実施事例が限られている状況にあること、さらに規制機関においてもレベル 2PRA の活用方法が検討段階にあったことから、改定に先立ち、国内外の関連する規格基準や実施事例、研究知見を幅広く情報の収集・分析を行い、課題の抽出を慎重に行なった。抽出された課題としては、地震レベル 2PRA 特有の実施事項（地震による格納容器の耐性評価、脆弱化影響やソースタームへの影響、余震の影響等）に加え、適用範囲に関する事項（マルチユニット、使用済み燃料プールの扱い等）が挙げられた。改定作業では、これらの抽出された課題を中心に、実施基準への反映を検討し、技術的に規定とするには研究途上で時期尚早のものについては、その考え方や事例、といった標準の利用を助ける参考情報を附属書（参考）や解説にできるかぎり記載することとした。

今回の主要な改定点を以下に示す。

### (1) 標準案の構成

地震レベル 2PRA では多くの実施手順が内的事象レベル 2PRA と共に通しておる、参考可能である。これを受け、両者を別冊とせずに集約することが利便性の観点から好ましいと考え、一冊にまとめた。

標準の主な構成は、共通規定（箇条 1-4）、内的事象レベル 2PRA（箇条 5-15）、地震レベル 2PRA（箇条 16-26）、及びこれらに付随する附属書及び解説とした。

### (2) 参考にした主な国内外の知見

レベル 2PRA 標準の改定（特に地震レベル 2PRA 部分の規定化）にあたり、国内外の文献調査を行った。反映した主な文献としては以下のものがある。

①ASME/ANS, RA-Sb-2013, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2013.

- ・ レベル 1PRA 及び LERF を対象とした米国 PRA 標準。Part5 が地震
- ・ 現在 Part5 と作成中のレベル 2PRA 標準（第二部 地震）の比較作業を進めている（主にフラジリティ関係について）。
- ・ 反映すべきとして抽出された主な事項は以下の通り。
  - 地震フラジリティ評価を行う SSCs のスクリーニング根拠の明確化
  - リレーチャタリングのフラジリティ評価
  - 地震フラジリティ評価の文書化要求（SSCs スクリーニング根拠、ウォークダウン手順と結果の分析、SSCs の破損モードとフラジリティ（中央値、標準偏差）等）

②ASME/ANS RA-S-1.2-2014: Severe Accident Progression and Radiological Release (Level 2) PRA Standard for Nuclear Power Plant Applications for Light Water Reactors (LWRs), Trial-Use Standard

- ・ 米国レベル 2PRA 標準のトライアルユース版
- ・ 本標準はトライアルユース版であるため、実施技術が確立されていない規定が存在していると思われる個所もある。比較にあたり、実施技術の現状を十分踏まえて反映するかどうかの検討を進めた。
- ・ 反映すべきとして抽出された主な事項は以下の通り。
  - レベル 1 からの情報伝達（インターフェイス）の詳細化（緩和設備の成功状態の伝達など）
  - 間接メカニズムによる格納容器破損モード（ブローダウン時の原子炉容器変位

等)

- 格納容器内負荷に対する格納容器耐性の不確かさ評価（フラジリティ評価）
- 経年変化（エージング）の考慮
- 破損位置、破損規模の不確かさ評価

③ASAMPSA\_E レポート（外的事象）、ASAMPSA2（レベル 2）

- 欧州 PSA プロジェクトの成果のまとめ。外的事象レベル 2, 炉心損傷後事象の R&D, SAM, 停止時, SFP 関連を含む。
- 反映すべきとして抽出された主な事項は以下の通り。
  - 外的事象の影響を考慮したプラント損傷状態
  - マルチユニット, SFP, 停止時, 人間信頼性評価に関する技術的な考え方（解説）

（3）各箇条における主な改定内容

各箇条における主な改定内容を以下に示す。

1. 目的
  - 特に変更なし
2. 適用範囲及び適用方法
  - 地震を適用範囲に追加
3. 引用規格
  - 地震 PRA 標準 2015 を追加
4. 用語及び定義
  - 共通用語標準の改定版を反映
5. レベル 2PRA 実施手順
  - 「図 16.1-1 地震レベル 2PRA の実施項目と実施手順」に地震特有の I/O を追加
6. プラント構成・特性の調査
  - 地震レベル 2PRA に「17.2.2 建屋・機器リストの作成」を追加
  - 大規模建屋損傷に係る解説を追加
7. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化
  - 地震レベル 2PRA に「18.2.2 事故シーケンスの分類要素」に地震特有の事象の考慮を追加
8. 格納容器内負荷の分析と格納容器機能喪失モードの設定
  - 建屋の放射性物質沈着効果を考慮する場合には、建屋の耐性評価をすることを追加（19.3.1）
  - 「8.3.3 格納容器構造耐性の不確実さ評価」を追加（19.3.3）
  - 破損モード、バイパスモードの追加（Induced ISLOCA, IC 伝熱管破損など）（19.4）

- ・ 破損位置、破損規模の不確実さの分析を追加（19.5）
  - ・ 地震経験後の格納容器内負荷に対する格納容器構造の耐性評価をすることを追加（19.3.1）
  - ・ 重要な SSCs の地震フラジリティ評価を追加（19.3.4）
  - ・ 地震特有の破損モード、バイパスモードの追加（SGTR, ISLOCA, 格納容器本体の破損など）（19.4, 19.5）
9. 事故シーケンスの分析
- ・ 地震によるアクセスルートへの影響の評価を追加（20.2.2）
  - ・ 事故シーケンスの観点から重要なフラジリティ評価が必要な SSCs の抽出規定を追加（20.3）余震による事故進展への影響は規定外とすることとした。ただし感度解析を行うことは有効であるため、感度解析の技術的事項をまとめた解説を作成した。
10. 事故進展解析
- ・ 大きな変更なし（内的事象と地震でほぼ同じ規定であると判断）
11. 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定
- ・ 工学的判断を適用できる場合の条件を明確化（22.2）
12. 格納容器機能喪失頻度の定量化
- ・ 地震 PRA 標準 2015 を参照した格納容器機能喪失頻度評価の流れを追加（点推定、不確実さ、重要度解析、感度解析、損傷の相関）。
13. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化
- ・ 地震特有の格納容器機能喪失モードに対応する放出カテゴリの発生頻度の定量化を行う場合における、地震 PRA 標準 2015 を参照した規定を追加。
14. 放出カテゴリのソースターム解析
- ・ ソースターム評価における外的要因の考慮を追加（25.4）
  - ・ ソースタームに関する I/O の技術的な説明を示す附属書（参考）を作成した。
15. 文書化
- ・ PRA の目的、適用範囲、用いた手法、条件、データ、モデル、パラメータ、評価結果などの文書化項目の見直し。（附属書 Z）

### 3 審議中問題となった事項

審議中に問題になった技術的事項の議論の経緯、対応結果などを以下に示す。

#### （1）地震の影響を考慮したレベル 1-2 のインターフェイス

##### ① レベル 1 から 2 へのデータの引継ぎ

地震レベル 2PRA の規定化にあたり、レベル 1 から 2 へのデータの引継ぎの整理が必要であった。現行の地震 PRA 標準 2015 あるいは EPRI SPRA 実施ガイド（EPRI- 2013-3002000709）等を参考に、レベル 1 からどのようなデータがレベル 2 に引き継がれ、具体的

にどのように使用されるかの整理を行い、各箇条へ必要な規定内容を反映した。主な整理の結果を以下に示す。

- (a) レベル 1 から引き継がれることを想定する主なデータ
  - ・炉心損傷に至る事故シナリオとその地震動別の炉心損傷頻度
  - ・レベル 1 又はレベル 1-2 共通の設備のフラジリティ評価結果
- (b) レベル 2 で新たに実施する評価
  - ・レベル 2PRA で追加すべきフラジリティ評価対象(建屋・格納容器等)の抽出(箇条 8), 建屋・機器リストの作成(箇条 6), フラジリティ評価の実施(箇条 8)
- (c) レベル 2 では実施を想定しない評価
  - ・ハザード評価はレベル 2PRA 標準の実施対象外とする。もし、レベル 2PRA の定量化にあたりハザード評価の再実施になった場合は、レベル 1PRA 評価に立ち返ることを想定する。

## ②大規模建屋損傷の扱い

地震 PRA 特有の課題として大規模建屋損傷の扱いが挙げられる。レベル 1PRA においては炉心損傷直結事象(その起因事象が起きると必然的に炉心損傷に至るものと扱うシナリオ)と扱い、具体的なシナリオを同定しないことがある。一方、地震レベル 2PRA の場合は、ソースターム評価が必要となるため、具体的な損傷モードの同定が必要となる。国内外の実施事例の調査の結果、十分な実施事例が存在せず、現時点での具体的な規定として定めることは困難と結論付けた。一方、感度解析などにより評価結果への影響を把握することは有効であることから、大規模損傷に関するレベル 2PRA における基本的な考え方及び感度解析について解説としてまとめた(解説 7)。

### (2) 地震などによる格納容器の耐性評価、脆弱化影響

地震レベル 2PRA において、地震による格納容器への影響は放射性物質の閉じ込め機能に直接影響を及ぼすため大きな影響を持つ。また、経年変化のように格納容器耐性の脆弱化をもたらす要因もある。このような地震事象を含めて様々な格納容器耐性に影響を及ぼす要因について、不確実さを含めて取り扱いを検討した。

#### ①地震経験後の格納容器耐性の評価

地震経験後の格納容器内圧上昇等の格納容器内荷重に対する格納容器フラジリティ評価について、評価例もあり技術的に可能と判断し、評価要求を規定化した。

#### ②地震レベル 2PRA 評価上重要な SSCs の地震フラジリティの評価

地震 PRA に影響する SSCs のリスト化とフラジリティ評価は、地震 PRA 標準にて規定化されているが、レベル 2 のみに影響する SSCs のリスト化とフラジリティ評価までは行われ

ない場合もあり得ることを考慮し、レベル2のみに影響する重要なSSCsのリスト化と地震フラジリティ評価要求を規定化した。

### ③地震により発生したクラックの事故進展中の拡大による影響

欧州文献調査で、地震で生じたクラックが、レベル2の事故進展内で格納容器全体に拡がる確率を評価するように求めているガイドが見つかった（ASAMPSA\_E guidance for level 2 PSA Volume 2 Implementing external Events modelling in Level 2 PSA）。

事故進展中のクラック拡大により、破損規模（漏えい面積）が時間的に変化することになり、ソースターム評価に影響すると考えられるが、評価例は見当たらなかった。

クラック拡大の影響は、現状では評価手法が十分に確立されていないと考えられるため、定量的評価は要求しないこととした。

但し、附属書にて、格納容器構造に対しての評価が可能であれば、クラック拡大の評価を行い、影響を確認するのが望ましいことを記載した。

### ④格納容器内負荷による格納容器フラジリティ評価の規定化（内的／地震共通）

米国レベル2標準で要求している格納容器内負荷（圧力等）による格納容器フラジリティ評価について、日本機械学会にてまとめられたシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドラインを確認したところ、限界圧力・限界温度の評価（閾値評価）が主眼であり、フラジリティ評価までは要求されていないことがわかった。

格納容器内負荷に対する格納容器フラジリティの評価例は、米国の文献（NUREG/CR-6920等）に記載されており、評価手法は確立されていると考えられるため、格納容器内負荷に対する格納容器フラジリティ評価要求を規定化した。

附属書にて、格納容器内負荷に対する格納容器フラジリティ評価例を記載した。

### ⑤経年変化（エージング）を考慮した格納容器耐性評価

米国レベル2標準では格納容器耐性の経年変化の影響を評価するように要求しており、取り扱いを検討した。

エージングによる腐食やクラックの発生を想定し、格納容器内負荷に対する格納容器フラジリティやPRA結果への影響を調べた評価例が見つかり（NUREG/CR-6920等）、評価手法は確立されていると考えられた。

但し、エージングによる影響の発生には大きな不確かさが想定され、必ずレベル2PRA評価で考慮すべきものではなく、検査等により腐食等が発見された場合に考慮されるべきものと考えられた。

以上を踏まえ、エージングを含めた耐性評価を常に要求はせず、腐食などが見つかった場合は、エージングの影響を考慮することを要求することとした。附属書にて、エージングを考慮した格納容器フラジリティの評価例（NUREG/CR-6920）を記載した。

#### ⑥格納容器破損規模の不確実さ分析の要求（内的／地震共通）

これまでには、格納容器機能喪失モードの選定までの要求はされているが、破損規模、破損位置の不確実さ分析までは要求していなかった。これらは、ソースタームに影響するため、ソースタームの不確実さ解析のために、破損規模と破損位置の不確実さの分析を規定化した。附属書にて、破損規模の不確実さ評価例（NUREG/CR-6920）を記載した。

#### ⑦建屋の耐性評価（内的／地震共通）

これまでには、放射性物質の環境への移行挙動の観点から、原子炉建屋の放射性物質沈着効果を考慮している場合は、原子炉建屋への水素移行と水素燃焼、建屋破損時期の評価を要求しており、実質的に建屋の耐性評価を要求していた。この要求を明確化するため、建屋における放射性物質の沈着効果を考慮している場合の建屋の耐性評価要求を規定化した。

##### （3）地震特有の格納容器機能喪失モードの追加

地震特有の格納容器機能喪失モードとして、地震動により発生する格納容器バイパス（SGTR, ISLOCA など）、地震動による格納容器本体の破損、地震動による原子炉建屋などの損傷に従属して生じる格納容器機能喪失を追加した。

米国レベル 2 標準との比較により、内的事象と共に格納容器機能喪失モードとして、Induced ISLOCA、圧力抑制機能バイパス、格納容器負圧を追加し、間接的なメカニズムによるモードとして、原子炉（圧力）容器変位や建屋水素燃焼を追加した。

##### （4）余震による事故進展への影響

レベル 2PRA における余震の影響は、事故進展に変化を与えるなど甚大な可能性がある。一方、余震に対するアクシデントマネジメントの向上も考え、余震ハザード評価の実施事例や地震レベル 2PRA の感度解析の例を解説で紹介することとした。また余震を考慮したレベル 2PRA は実施事例がないため感度解析による影響把握をするための基本的な考え方を検討し解説を作成した（解説 8）。

##### （5）地震によるソースタームへの影響

地震によるソースタームへの影響は、放出パスの情報（破損規模、破損位置、タイミング）の他、影響緩和策の情報として現れる。これは内的事象と共に地震の方がより複雑な情報の引き渡しが生じる。そこで、ソースターム評価の I/O を明確にするために、それらを示す附属書を作成した（附属書（参考） AE）。

##### （6）地震に関連した適用範囲の考え方の整理（マルチユニット、SFP、停止時など）

地震レベル 2PRA に関する適用範囲（マルチユニット、停止時、地震起因の他事象、余

震、断層変位、SFP) の扱いについて検討した。いずれも他分科会で検討中である状況や、実施技術が存在しないことを確認し、現時点では本標準では規定化をしないこととした。一方で欧州 ASAMPSA\_E プロジェクトにおいて、それらの広範な適用範囲に関する考え方が示されており、これらを示すことは有益と考えて解説としてまとめた（解説 4）。

（7）放出経路による放射性物質除去効果の相違を考慮したヘディング選定  
ベントや破損位置（BWR の場合、ドライウェルで破損するか、ウェットウェルで破損するかでサプレッション・プールのスクラビング効果に影響）など、放出経路により放射性物質除去効果に相違がある。そのため、「ヘディングの選定に当たっては、環境へ放出される放射性物質の放出挙動の相違が適切に弁別されるよう留意する」旨を追記した（箇条 9）。

（8）類似プラントの情報利用について  
類似プラントの情報利用について、本標準の考え方を以下のように明確にした。  
解析対象プラントの固有の情報を使用することを原則とする。ただし、類似プラントの情報を使用する場合には、解析対象プラントとの類似点及び相違点を分析し、それらの情報が解析対象プラントに適用できることを確認することを要求する。（箇条 6、箇条 10、箇条 17、箇条 25）

類似プラントの情報の利用を認めているのは、評価に必要な全ての情報が、プラント固有レベルで利用可能であるとは限らないためである。例えば、格納容器耐性評価については、格納容器型式で分類された格納容器耐性実験を元に解析コードの検証が行われており、そのように検証された解析コードを使用して個別プラントの解析が行われており、格納容器型式に対して類似挙動であることが前提となっている。また、デブリ・コンクリート反応では、コンクリート成分により侵食挙動が影響されるが、代表的なコンクリートに対してのみ実験が行われ、解析コードが検証されており、個別プラントのコンクリート成分で解析コードが検証されているわけではない。このように多様な構造耐性評価や現象評価が必要なレベル 2PRAにおいて、厳密にプラント個別情報を元にすることを要求することは、現実的ではないと判断した。

ただし、地震事象の格納容器構造健全性評価では、プラント固有の要素が強いと判断し、類似プラントの評価結果の使用を制限した。（箇条 19）

#### 4 適用範囲について

原子力発電所の PRA は、確率論を用いてそのリスクを総合的かつ定量的に評価する手法であり、公衆への放射性物質放出による影響に係る事象に着目して、事故シナリオを想定し定量化することによって、発生頻度及び影響を評価する。炉心損傷の発生頻度までを評価するレベル 1PRA、これに加えて格納容器機能喪失の発生頻度、並びにその際の放射性物質の環境への放出の量及びタイミングなど（ソースターム）までの評価を行うレベル 2PRA、さ

らに、公衆及び環境への影響の発生頻度及び大きさまでを評価するレベル 3PRA に分類される。また、運転状態については、出力運転時と停止時とを区別して PRA を分類し、想定すべき事象については、その発端となる事象の特性に応じて、ランダムな機器故障及び人的過誤（内的要因）を対象とする内的事象の PRA と、地震、津波、火災など（外的要因）を対象とする外的事象の PRA とに大別される。

本標準は、出力運転状態にある原子力発電所の内的事象及び地震事象を対象としている。停止時、地震に起因する内部溢水・内部火災、余震、断層変位に起因する地盤変状については本標準の対象外とする。なお、これら対象外とした事象については、順次検討を進め、評価技術の向上を反映して、今後、本標準の対象として追加する予定である。

### (1) 停止時

レベル 2PRA の手法は出力運転時も停止時も同様であると考えられ、本標準の規定は、原則的には停止時のレベル 2PRA にも適用可能である。他方、停止時には、停止時固有のプラント状態及び事故進展が想定され、このようなプラント状態及び事故進展をレベル 2PRA で扱う際の規定を策定する上では、既存の評価例、諸外国における規定化の例を調査・検討する必要がある。

今回の改訂にあたっては、特に地震を起因とするレベル 2PRA の規定化を優先し、停止時のレベル 2PRA の規定化を今後の検討課題とした。従って、停止時は本標準の対象外とする。

なお、地震を起因とするレベル 2PRA に関する文献調査の過程で参考とした、欧州レベル 2PRA プロジェクト (ASAMPSA\_E<sup>[1]</sup>) の報告書では、このようなプラント状態及び事故進展を想定した場合のレベル 2PRA の実施方法について以下のように記しており、今後停止時の規定を策定する際の参考となることからここに付記する。

- ・ 停止時レベル 2PRA では原子炉（圧力）容器の上蓋が閉じた状態と原子炉（圧力）容器の上蓋が開いた状態の 2 つのプラント状態を区別する必要がある。
- ・ 原子炉（圧力）容器の上蓋が閉じた状態での炉心損傷後の事故進展は出力運転時の事故進展とよく似ている。このため、出力運転時に適用可能なガイドンスの大部分は原子炉（圧力）容器の上蓋が閉じた状態の停止時に対して概ね適用可能である。
- ・ 一方、原子炉（圧力）容器の上蓋が開いた状態では、レベル 2PRA で扱う課題のいくつかは出力運転時と比較して無関係となる一方、生じる課題もある。以下の課題は、原子炉（圧力）容器の上蓋が開いた状態では、原子炉（圧力）容器の上蓋が閉じた状態と比較して明らかに重要ではない。
  - 多くの複雑さを伴う高圧事故シーケンス
  - 原子炉冷却系内の放射性物質の保持
  - 除熱システムの復旧
- ・ これに対して、原子炉（圧力）容器の上蓋が閉じた状態では存在しないか、又はあま

りはっきりと表れないが、原子炉（圧力）容器の上蓋が開いた状態で顕在化する課題として、原子炉（圧力）容器からの核分裂生成物放出、及び格納容器の課題がある。

- 原子炉（圧力）容器からの核分裂生成物放出の課題として、原子炉（圧力）容器内に空気が入り、水蒸気雰囲気と比較して異なる状態が生じること、原子炉（圧力）容器からの核分裂生成物の放出係数が異なること、及び BWR においてサブレッショングールがバイパスされ核分裂生成物がスクラビングされないことが挙げられる。

格納容器内にて危機的状況が始まると、ハッチ及びエアロロックが閉鎖される可能性があるが、開いた格納容器の影響は非常に深刻であることから、PSAにおいては格納容器が開放されている可能性を定量化する必要がある。原子炉建屋、補助建屋等を通じた流路は解放された格納容器の一部と見なさなければならない。このような解放状態がないことを保証できない場合には、建物内で深刻な水素燃焼が生じ、環境への大きな放出経路が開かれると想定すべきである。

#### **(2) 地震に起因する内部溢水、内部火災**

日本原子力学会は 2016 年 11 月に、外的事象を対象にした原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準等の制改定全般を取り扱う外的事象 PRA 分科会にて、内部溢水 PRA 及び火災 PRA の専門家を招集した。外的事象 PRA 分科会の合同準備作業会として、地震起因の内部溢水及び地震起因の内部火災への拡張にかかる検討を行っている。これは、溢水と火災の挙動に類似点が多く事故シナリオの検討は一緒に議論するほうが良い、と判断したものである。そのため、本標準の対象外とする。

#### **(3) 余震**

現時点では余震に対するレベル 2PRA の評価実績については国内外で存在せず、十分に検討されていない。また、レベル 2PRA の評価において特に重要である本震後の余震の発生時期、規模、頻度（回数）に関しても、十分な精度で推定できる技術レベルには達していない。従って、余震は今後の検討課題とし、本標準の対象外とする。ただし、今後の標準改定に際しては有益な情報であると考えられる、余震ハザード評価に係る最新知見の紹介、及び余震リスク評価の本震後リスクマネジメントへの活用可能性に関する専門家間での議論内容に関しては、解説 8 にできるかぎり記載することとした。

#### **(4) 断層変位に起因する地盤変状**

日本原子力学会では外的事象 PRA 分科会の傘下に、新たに断層変位 PRA 作業会を設置して、PRA 実施基準を作成している。断層変位に起因する地盤変状については、本作業会において検討を行っている最中であることに加えて、地震を起因としたレベル 1PRA をその適用範囲とする AESJ-SC-P006:2015（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リ

スク評価に関する実施基準：2015）の適用範囲外であることから、本標準の対象外とする。

また、使用済み燃料プールの燃料、及び多数基立地による影響の考慮については、以下に示すように本標準の対象外とする。これらについては、評価技術の向上を反映して、今後、本標準の評価対象として追加する予定である。

### （5）使用済み燃料プールの燃料損傷

国内の使用済み燃料プールは格納容器外に設置されていることから、使用済み燃料プールを対象としたレベル 2PRA では、使用済み燃料プール内の燃料が損傷する事故シーケンスのソースタームとその発生頻度を求めることが実施事項となる。本実施基準の規定は、炉心損傷後の事故シーケンスを念頭としたものではあるが、放射性物質の起源が炉心であるか使用済み燃料プールであるかということは、放射性物質が環境へ移行する際の挙動に影響しないことから、使用済み燃料プールの燃料損傷を対象としたレベル 2PRA についても、本実施基準の規定により、原理的には実施することができるものと考えられる。

一方で、ASAMPSA\_E (Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA) プロジェクトの報告書<sup>(1)</sup>において、使用済み燃料プールのリスクを評価する上で検討するべき事項と、以下に例示するような、評価手法を確立するまでの課題が整理されており、詳細なリスク評価にあたっては解決すべき課題があるものと考えられる。

- ・ 使用済み燃料プール内の燃料の損傷過程の解明
- ・ 溶融した燃料から、燃料上部の構造物への熱荷重
- ・ 使用済み燃料プールから発生する蒸気による事故影響の緩和手段への影響

加えて、地震事象に対する使用済み燃料プールを対象としたレベル 2PRA の前提となるレベル 1PRA については、AESJ-SC-P006:2015 (原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015) に規定されているものの、国内で評価を実施した例はなく、十分な検討がなされていない。

以上の状況を踏まえ、使用済み燃料プールの燃料損傷を対象としたレベル 2PRA (内的事象及び地震を起因とするもの) を本標準の対象外とする。

### （6）多数基立地による影響の考慮

複数の原子炉が同時に炉心損傷に至るような場合に想定される公衆へのリスクへの影響を議論するには次のような課題が考えられ、単一ユニットでの PRA の知見を踏まえて検討することが適当と考えられることから、現段階では本標準の対象外とし、今後の課題とする。

- ・ 原子炉毎に異なる炉心損傷シナリオ、格納容器機能喪失シナリオ、放射性物質放出シナリオの膨大な組合せを考慮する必要があること
- ・ 原子炉毎の事故シナリオの時間的な進展の相違の影響も合わせて考慮する必要があること

- ・ サイト外からの支援、及び防災対策について、上記のようなサイト内の複雑な状況との関係を踏まえてどのように考慮するかを評価する必要があること

なお、ASAMPSA\_E レベル 2PSA ガイダンス<sup>(2)</sup>では、マルチユニットサイトにおけるレベル 2PRA の取扱いについて検討が行われており、概算では N ユニットサイトの最大放出量は 1 ユニットサイトの N 倍であり、レベル 2PRA における放出量あるいは頻度のもつその他の要因の不確実さに比べるとこのようなファクタは相対的に顕著ではないことから、マルチユニットのリスク評価に対して精緻なモデル化を行うべく労力を注ぐことは真に正当ではなく、解析は可能な限り合理的に簡素化されるべきとの指摘がされている。また、これを受けて簡略化したモデルによる概略評価の手順も提案されている。

ここで提案されている手法は多数基による影響の評価手法の一つとして参考とできるが、将来的に多数基立地による影響評価の規定化を検討する際には、要求される評価の詳細度や実評価の結果等も含めたさらなる知見の蓄積が必要と考えられる。

## 参考文献

- (1) Final guidance document for extended Level 2 PSA, Volume 1, Summary report for external hazards implementation in extended L2 PSA, validation of SAMG strategy and complement of ASAMPSA2 L2PSA guidance, Technical report ASAMPSA\_E WP40/D40.7/2017-39 volume 1, Reference IRSN/PSN-RES-SAG/2017-00026
- (2) ASAMPSA\_E guidance for level 2 PSA. Volume 2. Implementing external Events modelling in Level 2 PSA, Technical report ASAMPSA\_E WP40/D40.7/2017-39 vol 2. Reference IRSN PSNRES/SAG- 2017-00021

## 5 本体、附属書の解説

### 5.1 レベル 2PRA から得られる見識によるリスク情報活用の事例

PRA は、原子力発電プラントの設計と運転において、従来からの方法によって得られた安全評価の結果を補完或いは拡充するために適用されてきた。レベル 1PRA にレベル 2PRA を組み合わせて使用すると、レベル 1PRA で得られる知見に加えて、レベル 2PRA からの新たな知見を得ることができる。例えば、構築物、系統及び機器のリスク重要度は、レベル 1PRA による炉心損傷頻度からの結果と、レベル 2PRA による格納容器機能喪失頻度又は放出カテゴリの発生頻度に対する結果は一般的に異なっている。日本原子力学会では **AESJ-SC-RK002** “原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準”を発行しており、レベル 1PRA とレベル 2PRA によるリスク情報の活用方法を規定している。本解説では、レベル 2PRA から得られる見識の適用である幾つかのリスク情報活用の事例を示す。

**プラントの寿命全体にわたる PRA の使用** プラントの寿命全体にわたる設計評価のための情報を提供するものとして、レベル 2PRA を使用できる。国内では安全性向上評価の一環として、継続的な PRA の実施・更新が求められている。プラントの設計段階では、設計プロセスにおいてシビアアクシデントを緩和するための十分な手段が組み入れられているか

を判断するために PRA を使用することができ、プラントの建設と運転の各段階にわたってこれを最新のものにしていくべきである。また、レベル 2PRA は、プラントの運転開始時に用意しておくアクシデントマネジメントに関する手順書類の作成に情報を提供するために使用できる。

**運転段階での PRA の活用** 運転段階において PRA を活用する目的は、安全問題を総合的に判断する場合に、その他の関連する事項とともに確率論的なリスクの知見を考慮して、バランスのとれた意思決定ができるようにすることである。国内においても、安全性向上評価などにおいて、PRA によるリスク情報のプラント管理などへの反映が求められてきている。プラントにおけるシビアアクシデントの発生防止と影響緩和に関する問題の判断をするときに、リスク情報を活用した意思決定のプロセスの一部として、PRA の知見を活用することができる。このような例を次に示す。

- a) PRA の適用に關係する様々な必須要件（一般的に、従う必要がある法的要件又は規則を含む）
- b) 決定論的な安全解析からの知見
- c) その他の様々な適用可能な知見又は情報（プラントのハードウェア、残存プラント寿命、検査指摘事項、運転経験、作業者の被ばく線量、環境保護問題などに対して必要な変更をする際に生じる費用対効果の解析）

**確率論的な安全基準との比較** レベル 2PRA の全体的な結果を、確率論的な安全基準と比較することができる。その目的は、リスクの基準若しくは目標に合致しているか否か、又は事故の発生防止若しくは影響緩和に対する新たな手段を設ける必要性があるかを判断することである。国内では、規制機関の安全目標などとの関係性を示すことが求められており、レベル 2PRA に関しては Cs137 の放出制限(100TBq)などソースタームに関する目標も議論されている。このような目標との比較検討を行なうときは、実施したレベル 2PRA が本質的に持つ不確実さを考慮するべきである。感度解析と不確実さ解析を、基準又は目標を満足していることの信頼の程度とそれを超過している可能性を示すために使用することができる。

レベル 2PRA に対して規定している主な数値的な安全基準は、格納容器機能喪失頻度又は放出カテゴリの発生頻度に關係しており、次の例がある。

- a) 放出される重要な放射性核種の絶対量（ベクレル単位による）
- b) 炉心インベントリに対する放出割合
- c) 発電所外の公衆への最大被ばく線量
- d) 受け入れがたい影響をもたらす放射性物質の放出

ここで“受け入れがたい影響”的例としては、1999 年に IAEA の国際原子力安全諮問グ

ループ（International Nuclear Safety Advisory Group; INSAG-3 及び INSAG-12）によって、所外における短期の対策を必要とする大規模な放射性物質の放出に対する確率論的基準と合わせて、新設プラントに対する高次の定性的な基準も提案されている。

**設計評価のためのPRAの使用** プラント設計における安全評価を行うため、レベル2PRAを使用する。国内では、福島第一原子力発電所事故後に制定された新規制基準によりシビアアクシデントに対する設計評価が必要になっている。この適用での目的は、どのようにシビアアクシデントが進展するかの知見を得て、プラントに固有な脆弱性を特定するため、さらにはプラントの設計に対してシビアアクシデントの発生防止や影響緩和を目的とする改善の要否検討のために情報を提供することである。また、レベル2PRAの結果は、深層防護のための適切な手段がとられているか否かを確認することに使用できる。例えば、シビアアクシデントへの配慮とアクシデントマネジメントに関する手順書類が、深層防護の第4レベルを十分に扱っているかを確認する根拠になり得る。

レベル2PRAは、次のものを含む様々な情報を提供することができる。

- a) 格納容器機能喪失頻度及び各放出カテゴリの発生頻度
- b) 格納容器機能喪失頻度に寄与する故障の組合せ（カットセット）
- c) PRAモデルに入っている系統、機器などの基事象に対する重要度指標（Fussell-Vesely重要度、リスク増加価値など）
- d) ソースタームによる放出インベントリの特徴

レベル2PRAがもたらす情報は、シビアアクシデントの進展防止と影響緩和のために設定する手段の脆弱性を特定し、改善を検討し、寄与の大きいリスクを減少するために使用できる。このための情報には次のような例がある。

- a) 原子炉冷却系と格納容器の重大な損傷モード
- b) 格納容器機能喪失に結びつく支配的な現象
- c) 格納容器機能喪失頻度又は放出カテゴリ頻度に対して重要となる構築物、系統及び機器並びに緩和操作

改善事項には、シビアアクシデントの影響緩和のために追加の防護システムと設備を設けることも含まれる。これにより、新規設計又は既設プラントへのバックフィットに改善検討の成果を組み入れることに繋がる。

**シビアアクシデント対策** 炉心損傷後のシビアアクシデントの影響を緩和する対策及び関連する対応活動の有効性を評価する手段として、レベル2PRAを使用できる。レベル2PRAの更新とアクシデントマネジメントに関する手順書類の更新を行うことは、アクシデントマネジメントガイドラインの最適化に繋がるため、繰り返し行なうことが望まれる。国内に

おいても、シビアアクシデントに対する設計評価や安全性向上評価などを通してこのような対策が求められている。

影響緩和対策と対応活動の目的は、事故が原子炉（圧力）容器又は格納容器の機能喪失に至ることを防ぐことによってシビアアクシデントの拡大を阻止し、その影響を緩和することであり、また所外への影響をできるだけ少なくする目的で放射性物質の移行と放出を抑制することにある。レベル 2PRA の結果を使い、アクシデントマネジメントに関する手順書類に記載されている対策の有効性を確認することができる。また、シビアアクシデント対策に関連する設計改善においては、様々なオプションを検討することがある。レベル 2PRA は、このようなオプションを比較するときのリスク低減の比較情報としても使用できる。

シビアアクシデント時に生じる現象は不確実さを有しかつ相互に影響することがあり、ある特定の現象を緩和するための対策手段が、他の現象を起こりやすくする可能性もあることを認識するべきである。レベル 2PRA を使用して、シビアアクシデント時に生じる様々な現象間の相互の影響を明らかにでき、アクシデントマネジメントに関する手順書類の作成において、このような状況を考慮していくことができる。例えば、次のようなケースが考えられる。

- a) 原子炉冷却系の減圧は、高圧のデブリの噴出を防ぐことができるが、原子炉（圧力）容器内の水蒸気爆発の可能性を増加させるかもしれない。
- b) 格納容器への注水は、原子炉（圧力）容器から流出したデブリに冷却材を供給できるが、原子炉（圧力）容器外での水蒸気爆発の可能性を増加させるかもしれない。
- c) 格納容器スプレイの運転は、格納容器の雰囲気から熱と放射性物質を除去する手段になるが、蒸気凝縮により格納容器が負圧になる可能性を増加させたり、不活性化されていない格納容器雰囲気では可燃性を増加させたりするかもしれない。

**緊急時計画** レベル 2PRA で得られたソースタームと放出頻度を、距離の関数とした被ばく計算と合わせて、原子力発電所外の緊急時計画を作成するときの入力情報として使用できる。このプロセスでは、複数の事故を参照して扱うことができる。国内では、炉心損傷後を想定した緊急時計画の策定や訓練の実施が求められている。緊急時計画のために使用するレベル 2PRA に対する重要な要件は、放出と沈着に関する放射性物質の特性に基づき、ソースタームを正確に評価することである。レベル 2PRA で得られたソースタームと放出頻度は、緊急時計画において事前に情報を周知すべき範囲を決定するための入力情報として使用できる。

**所外への影響検討** プラントからの放射性物質放出の結果生じ得る所外への影響を決定するために、レベル 2PRA で得られるソースタームと放出頻度を使用することができる。そのような所外への影響には、公衆の健康への影響が含まれており、一連の影響には土地と水、食物の汚染、避難、永久的な移住などが含まれる。国内においても、規制機関の安全目標に

においてソースタームが含まれており、所外への影響を制限することが求められている。レベル 2PRA で得られるソースタームと放出頻度は、プラントにおけるシビアアクシデントから生じる所外への影響を扱うレベル 3PRA の入力条件となる。この目的のために使用するレベル 2PRA からの情報には、放射性物質の移行とプラントからの放出に関する詳細な情報が含まれる。

**研究の優先順位付け** レベル 2PRA は、シビアアクシデント時に発生する複雑で相互に大きく影響を及ぼす現象をモデル化する。これらの現象については既に多くの研究がなされているが、幾つかの分野ではまだ知識が不足しており、レベル 2PRA での比較的大きな不確実さを生じる要因になっている。リスクが大きく不確実さの大きい研究分野に資源を集中させるなど、レベル 2PRA は研究活動の特定と優先順位付けの根拠として使用できる。国内においても、熱水力開発のロードマップなどが検討されてきている。

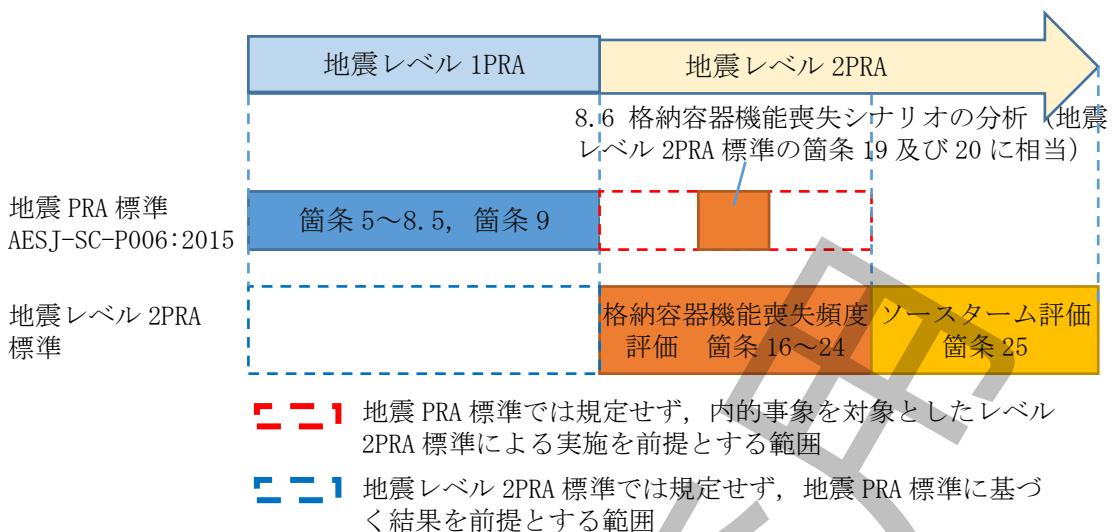
## 5.2 他標準における地震レベル 2PRA の取り扱いとの比較

**AESJ-SC-P006:2015** 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015（以下、地震 PRA 標準 2015 とする）と、本標準における地震に起因するレベル 2PRA に関する記載部分（以下、地震レベル 2PRA 標準）のそれぞれにおける地震レベル 2PRA の扱いについて説明する。

両標準の適用範囲の違いを解説図 5.1 に示す。地震 PRA 標準 2015 では、適用範囲として「地震に起因して格納容器機能喪失に至る事故シーケンスを同定する方法の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法」を適用範囲として具体的な実施方法を定めており、主に地震レベル 1PRA 評価における実施手順を中心に対応する実施方法を定めている。本標準において地震レベル 2PRA に関しては、地震に起因して格納容器機能が喪失する事故シナリオの分析(8.6)に関する手順を規定しており、それ以外の手順については、内的事象を対象としたレベル 2PRA 標準に基づくこととしている。

一方、地震レベル 2PRA 標準では、適用範囲を「内的事象又は地震に起因して環境への放射性物質の大規模な放出に至る事故シーケンスに着目し、その発生頻度及びソースタームを求めるレベル 2PRA」と定め、格納容器機能喪失頻度及びソースタームを評価するために必要な実施手順の全体を網羅している。

地震 PRA 標準では主に地震レベル 1PRA の評価に主眼を置いておいでいること、さらに地震レベル 2PRA 標準は地震 PRA 標準より後に発行されているため、より最新の国内外の実施事例や関連文書の調査結果を反映できており、実施手順の具体化につながっていることが、このような記載の差異の理由として挙げられる。地震レベル 2PRA 標準は、地震レベル 2PRA 全体に係る手順を網羅しており、また地震 PRA 標準を適切に引用していることから、地震レベル 2PRA はレベル 2PRA 標準の規定により実施可能である。



解説図 5.2.1 地震 PRA 標準との地震レベル 2PRA に関する適用範囲の比較

### 5.3 地震レベル 2PRA における人間信頼性評価について

地震レベル 2PRA における人間信頼性解析は、内的事象に比べて人的過誤を誘発しうる多くの行動形成因子が考えられ、代表的な例に現場へのアクセス性の悪化がある。地震レベル 2PRA の人間信頼性解析に係る要求は、地震固有のストレス要因を踏まえることを 22.2.1 に規定しており、例として THERP 手法を適用する場合はストレスファクタレベルを内的事象 PRA よりも増加させる対応が考えられる。しかし、地震をはじめとした外的事象 PRA などにおける人間信頼性解析は国際的に多くの課題が挙げられ検討が進められており、様々な行動形成因子を人的過誤確率に定量的に反映する方法論は確立されていないことから、本標準では最新の取り組みを規定に反映することを見送ることとした。ただし、人間信頼性解析は重要であることから、以下では最新の知見を紹介する。

欧州での外的事象 PRA の検討プロジェクトである ASAMPSA-E<sup>(1)</sup>では、外的事象或いはマルチユニットでのレベル 2PRA における人間信頼性解析の特徴について考察しており、以下の検討ポイントが指摘されている。また、所員の習熟度の重要性や対応時間が長期に亘ることにより過誤の機会がむしろ増加する可能性などが議論されている。

- ・ サイト外からの支援を受けられないような地域全体に影響する事象（地震・洪水・台風など）か、プラント単体に対して影響する事象（航空機落下など）か
- ・ 対応策ができる範囲で進展する事象（熱波、台風など）か、或いはそのような準備ができないような突然発生する事象（航空機落下、地震など）か
- ・ 外的事象自体がサイト所員に影響危害を与えるもの（大嵐、積雪、煙、デブリ、放射線、所員の負傷・死傷）であるか
- ・ SAM を発動させる危機管理チームが、考えられる極端な状況下でどのように対応できるのか

- ・ サイト外からの支援チームが、被害の状況、事故の動態、放射線等の影響下でどの程度有効に機能するのか
- ・ 技能不足や十分な訓練を受けていない所員の関与によりアクシデントマネジメントがどのような影響を受けるか

これらの検討ポイントを踏まえて、人的過誤確率の定量評価に重要となる行動形成因子に対して SAM を念頭に外的事象がどう影響するかを検討している。また、事象による様々な環境条件（地震荷重・振動、温度・湿度、落雷時の過電流によるスイッチ等機器状態の変化など）を考慮する必要性に言及している。これらの議論により、下記のようなシビアアクシデント時に生ずる複雑な状況とそのような状況下における潜在的な精神的プロセスをより的確にモデル化できる HRA 手法の必要性が指摘されている。

- ・ シビアアクシデント時に求められる対応に影響すると考えられる身体的・精神的ストレスを考慮すべきである。事故状態が数日以上に亘り継続する場合には、運転員・現場操作者・緊急対策チームへの身体的・精神的な疲労が影響する。ストレスレベル自体は行動形成因子として評価できないこともあるが、外的事象による事故として適切に考慮される必要がある。
- ・ 運転員や現場操作者には、自身や同僚・家族への健康・生命に対するリスクによる精神的ストレスと合わせて、身体的ストレス（照明の喪失、高放射線など）により高い負荷がかかり、労働環境も放射線レベルや高温など過酷になる可能性があることを考慮すべきである。放射線の上昇や外的事象自体、水素爆発などの事故状況による現場へのアクセス性への障害なども考えられる。
- ・ 情報伝達のための連絡手段や的確でタイムリーな指示は、事故対応における行動形成因子に重要となる。制御室・緊急対策室間、制御室・現場間、サイト内・外の支援組織間において、リアルタイムの情報伝達手段による意思疎通が特に重要となる。対応策による責任所在や指示の発出がどこかを周知徹底すべきであり、このためにも事故に適切に対応するために所員が必要とする通信連絡手段（無線・携帯電話・衛星通信など）が確保されるべきである。
- ・ シビアアクシデント時には、運転員は異常時の訓練を超えた複雑で予想外の状況（相互影響する多重故障、計器の故障・劣化、競合する目標（調査者追記；デブリへの冷却水注入と水蒸気爆発・再臨界など）、手順書に含まれない状況など）に直面し、どのように対応すべきかの能動的な判断、問題解決及び意思決定に迫られることが考えられる。これに対応するためには、非常時対応手順に炉心損傷を含む全ての事故シナリオが含まれる必要があり、運転員の訓練では複数基事故シナリオを含む SAMG における全ての範囲を定例的に訓練していく必要がある。
- ・ シビアアクシデントの進展と現象（被覆管・水反応、水素の蓄積と燃焼、放射性物質の放出、溶融燃料のリロケーションと MCCI など）に関する重要な熱水力パラメータの監視のためのリアルタイムの情報取得とプラント状況の把握が重要となる。例

えば、放射線レベルの状況が曖昧では、サイト内での全ての活動が停止し、不必要な人員退避に陥ることも考えられる。

## 参考文献

- (1) ASAMPSA\_E guidance for level 2 PSA Volume 2, Implementing external Events modelling in Level 2 PSA, Technical report ASAMPSA\_E WP40/D40.7/2017-39 vol 2. Reference IRSN PSN-RES/SAG- 2017-0002

### 5.4 地震レベル 2PRA における大規模建屋損傷の取扱いについて

これまでの地震レベル 1PRA においては、原子炉建屋損傷などの大規模建屋損傷の事故シーケンスについて、保守的に直接炉心損傷と扱う評価事例が多くある。しかし、大規模建屋損傷の損傷部位及び損傷状況によっては、地震レベル 2PRA における緩和策に期待できる場合があると考えられる。また、ソースターム解析の観点から、環境への放射性物質放出量を低減できる可能性があると考えられる。したがって、大規模建屋損傷の事故シーケンスに対して、格納容器の状態、緩和策の可用性などの特徴に応じたプラント損傷状態の分類を行うこと、及び緩和策の可用性についてレベル 1PRA 側の前提と一貫性を確保することが望ましい。しかしながら、現状では大規模建屋損傷時の事故シーケンスの特徴を詳細に分析することで、破損部位、破損規模及び緩和策への影響を特定することは技術的課題が多く、大規模建屋損傷による炉心損傷後の事故シーケンスを他のシーケンスと同程度に詳細にプラント損傷状態を細分化し事故シーケンスを展開することは技術的に課題が多い。

技術的課題としては、地震動加速度レベルに応じて、大規模建屋損傷時に具体的に各所がどのように損傷するか、またどのような緩和策が利用不可となるかを定量的に特定することなどが挙げられる。

したがって、大規模建屋損傷の事故シーケンスに対して、厳しい条件及び楽観的な条件を適用したレベル 2PRA の感度解析によって、感度を把握することは有用である。

### 5.5 余震ハザード評価に関する最近の研究事例と余震リスク評価の本震後リスクマネジメントへの活用可能性

#### 5.5.1 はじめに

**AESJ-SC-P006:2015** 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015（以降、地震 PRA 実施基準 2015 と呼ぶ）では、**箇条 6 地震ハザード評価**において、巨大本震に伴う大規模余震については余震ハザード評価についても考慮することを規定し、その評価の考え方を附属書（参考）示すと共にするとともに、**箇条 8 事故シーケンス**において要求している感度解析に対応して想定される感度解析項目の一つとして余震の影響を挙げており、**附属書 DI(参考) 余震を考慮することによる影響に関する地震 PRA 感度解析の例**において、その感度解析の既往の実施例を示している。しかし、この段階での実施例では、余震ハザード評価の具体的な実施例は示されていなかった。また、炉心

損傷頻度への余震の影響についても、本震で影響を受けたプラントの損傷状況の想定は、外部電源喪失と若干の緩和系の損傷のみに限られており、この情報をどのように活用するかという方策までは言及されていなかった。

そこで、本解説では、地震 PRA 実施基準 2015 における余震リスク評価に対する基本的な考え方方に加えて、地震 PRA 実施基準 2015 策定当時にはなかった余震ハザード評価に関する比較的新しい研究事例について参考となる文献を紹介すると共に、原子力発電施設の地震レベル 2PRA では、アクシデントマネジメントや防災計画の継続的改善の参考とすることがその重要な活用目的の一つとなっていることを踏まえて、余震リスク評価の本震後リスクマネジメントへの活用可能性に関する考察を示す。

### 5.5.2 余震ハザード評価に関する最近の研究事例

地震 PRA 実施基準 2015 における余震リスク評価に対する基本的考え方を参考までに以下に示す。

- ・従来の余震ハザード評価では、大地震の余震と思われる地震は対象外として取り除いてモデル化していたが、余震リスク評価の観点から特に重要と考えられる巨大本震（M9 級）に伴う大規模余震（M8 級）を余震ハザード評価の対象とする。
- ・余震ハザード評価が本震ハザード評価と比べて超過頻度の観点から影響が十分に小さいと考えられる場合には、余震による炉心損傷頻度に与える影響は無視してもよい。
- ・余震による炉心損傷頻度に与える影響が無視できない場合には、本震と余震によるフレジリティ評価を実施し、余震による炉心損傷頻度に与える影響を総合的に検討する。

以降においては、地震 PRA 実施基準 2015 策定当時にはなかった余震ハザード評価に関する比較的新しい研究事例を紹介するが、それらで対象としている本震及び余震の規模は地震 PRA 実施基準 2015 で想定しているものよりも小さいため、原子力施設サイトへの適用に際してはいくつかの課題が残されている。

#### (1) 崔他による余震ハザード評価手法とその適用例<sup>[1][2]</sup>

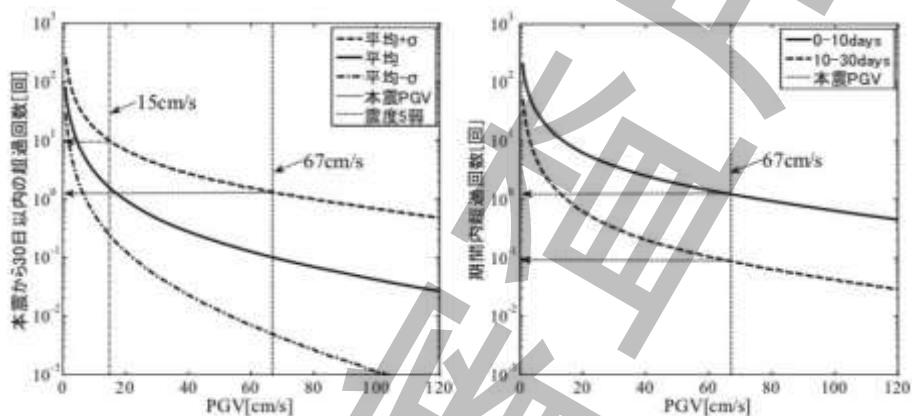
崔他<sup>[1]</sup>は、2011 年東北地方太平洋沖地震を含む海溝型巨大地震による確率論的余震発生モデルのパラメータを提案し、そのパラメータによる感度解析及び短期間(0~10 日間)と中期間(10~30 日)の余震ハザード解析を行った。崔他の手法の基本的な考え方は、次の 2 点である。

- ①海溝型巨大地震の発生を前提とし、本震発生源の情報（本震断層面、本震マグニチュード等）に関しては、地震調査研究推進本部等における海溝型地震の長期評価を参考に、本震マグニチュードと余震発生域面積の関係から本震断層面を拡大することで余震発生域を設定する。ただし、誘発地震は対象外とする。
- ②余震発生域における余震ハザードは時間依存の  $b$  値モデルに従うものと考えて、過去の代表的な海溝型巨大地震の後に観測された余震記録を分析することで判ってくることから、余震域面積、総余震数、 $b$  値等のパラメータと本震マグニチュードとの関係、および、本震後の経過時間と  $b$  値の関係についてモデル化した結果に基づきパラメー

タを設定する。ただし、余震発生域における余震発生は一様分布と仮定する。

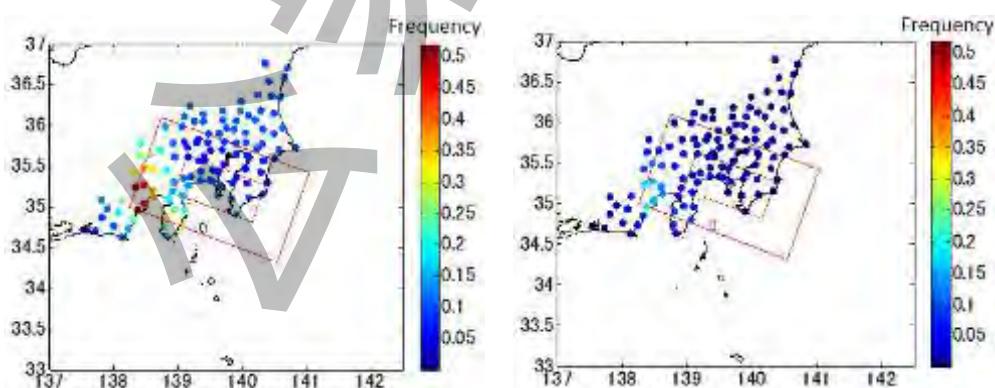
パラメータについては、東北地方太平洋沖地震の余震による余震ハザードと観測値の比較により妥当性を検討している。その結果、本震発生から 10 日までの短期間の余震ハザードと 10~30 日間の中期間の余震ハザードの比較により、中期間の余震ハザードは短期間に比べ十分小さいこと等を示している。

最後に適用例として、提案モデルを 1923 年関東地震と 1854 年安政地震に適用してその余震ハザード評価結果を示した。評価結果の例を解説図 8.1 に示す。この例では、本震を超える余震が本震から 30 日以内に発生する確率は、0.1 程度(不確実さは上下に 1 桁)との結果になっている。



解説図 5.5.1 東海・東南海連動型地震の余震ハザード評価例<sup>[1]</sup>

また、崔他は、この手法を用いて作成した本震発生後 3 日間の広域での本震を超える余震に関する PGV ハザードマップ（解説図 8.2 参照。左図：平均値+標準偏差 (cm/s)、右図：平均値 (cm/s)。）を作成して示している<sup>[2]</sup>。この結果により、広域避難等の地域防災対策に活用する可能性を示している。



解説図 5.5.2 本震発生後 3 日間の広域での本震を超える余震ハザード評価例<sup>[2]</sup>

崔他の研究の原子力発電所のリスクマネジメントにおける有用性については、次のように

に考えることができる。

崔他は、基本的にマグニチュード7を超える巨大地震（海溝型地震）が発生したという条件付きで、その後の余震発生を考えている。過去の地震記録によると、余震は本震発生から時間が経過することで発生確率は低くなることが知られている。特に、防災・減災面から考えると本震発生直後における余震対策が急務であり、これらの対応の基本的な方針は本震発生前に計画されることが望ましいとされている。しかし、余震はその発生位置、規模、頻度が不確定であるため、そのばらつきまでを考慮して確率論的に評価するのが有効と考えられる。崔他は、過去に日本で発生した海溝型巨大地震による余震を分析して余震発生を確率論的にモデル化し、本震発生後の余震ハザード評価の手法を示している。

原子力発電施設の地震リスク評価に余震影響を考慮する具体的な方法として、地震調査研究推進本部等における海溝型地震の長期評価を参考に、各原子力サイトにおけるいくつかの代表的なパターン（本震マグニチュードや断層面等）を調査し、本手法による余震ハザード評価を実施しておくことで、巨大地震後の余震によるアクシデントマネジメントの改善への貢献が期待される。

### **(2) 飯島他による余震ハザード評価手法とその適用例<sup>[3]</sup>**

飯島他<sup>[3]</sup>は、崔他<sup>[1]</sup>の手法を参考に、余震ハザードと本震ハザードを加算した場合の影響度合いを検討した。文献に示された評価例の場合には、余震の地震動超過発生頻度は、400から1000Gal程度の範囲において、本震による地震動発生頻度の25%を超える程度であった。

ただし、ここで示す評価例はあくまで当該地点での地表におけるハザード評価結果の一例であり、原子力施設サイトを対象とした解放基盤表面におけるハザード評価結果とは異なる可能性があることに留意する。また、原子力施設サイトを対象とした余震ハザード評価に本手法を適用する際には、余震発生頻度予測式の作成に用いた本震の規模と対象地震の規模が異なることによる予測精度への影響を含む回帰式の不確実さ評価に対する合理的な改善が必要であること、並びに平成28年熊本地震等の内陸活断層による地震への適用性にも留意して更なるデータの拡充及び予測精度の向上が今後望まれる。

### **(3) 坂井他による本震・余震の影響を考慮した地震動評価・液状化評価手法の開発<sup>[4][5]</sup>**

鉄道総合研究所の坂井他<sup>[4][5]</sup>は、本震で液状化を経験した地盤は、余震による液状化の発生可能性が高まるることも考慮して、余震による時系列地震動群の予測手法の開発を進めている。

具体的には、1923年～2010年9月までの海溝型地震と内陸活断層による地震の本震・余震データ（ただし、本震はM≥6、余震は本震とのマグニチュード差が3以内）を対象に、本震発生後、ある日数以内に想定される余震の規模と回数などを予測する余震発生モデルを提案している。その結果の一例として、本震とのマグニチュード差が-1程度の比較的大きな余震は、本震発生後数時間（10時間以内）で1回程度発生し、その後100時間程度（4日程度）までの間に内陸活断層による地震ではもう1回、海溝型地震では2回程度の発生が

想定されるとしている。

ただし、原子力施設サイトを対象とした余震ハザード評価に本手法を適用する際には、前述の(2)と同様に、解放基盤表面における余震発生モデルが必要となることに加えて、歴史地震を含む確率論的地震ハザード評価への適用性の検討が今後望まれる。

### 5.5.3 余震リスク評価の本震後リスクマネジメントへの活用可能性

原子力発電施設のレベル 2 地震リスク評価では、アクシデントマネジメントや防災計画の継続的改善の参考とすることは、その重要な活用目的の一つである。アクシデントマネジメントにおいては、本震発生直後には炉心損傷に至らない状態であっても、その後の余震の可能性を考慮して緊急時の運転手順を検討しておくことが望ましい。そのような状況の例としては、次のような検討項目が考えられる。

検討項目例 1：本震後のプラント状態に関して、判明している安全設備の健全/損傷の情報を反映させた余震 PRA 又は事故シーケンス感度解析を行い、本震発生後の耐震補強や代替安全設備の準備の実施判断の参考とする。

検討項目例 2：本震発生後の余震発生のタイミングと具体的な AM 方策の実施タイミングの関係について感度解析を行い、AM の実施手順検討の参考とする。（後述の例参照）

検討項目例 3：防災計画において、広域の余震リスク評価や津波リスク評価を行い、避難計画その他の対策準備の参考とする。

これらは、余震ハザード評価の結果を用いた検討となるので、原理的に本震の震源情報が必要となり、通常の地震リスク評価とは性質が異なるが、一方で、余震ハザードの影響は本震発生後数日間が支配するので、本震発生後に解析の準備をするのでは手遅れとなる。このため、本震発生前に当該サイトのリスクに影響が大きい本震のパターンを想定して事前検討を行っておくことが有用と考えられる。

### 5.5.4 余震発生を想定すべきタイミング例

余震の影響について感度解析を実施する場合の参考として、地震 PRA 実施基準 2015 の**附属書 DI**では、余震の影響を次の 5 種に分類している。

- a) 地震ハザードへの影響 大地震が発生した領域において地震動の発生頻度が高まることにより、対象サイトにおける地震ハザードが高まる。
- b) 安全機能を果たす設備の耐力への影響 本震又は余震による SSCs の応答が弾塑性領域に入る場合、その後の余震来襲時の耐力はそれ以前の値より低下している可能性がある。
- c) 安全機能を果たす設備への影響 本震又は余震により安全機能を果たす設備の一部が損傷し、多重性及び多様性が低下している場合、その後の余震に対するプラントとしての耐性が低下している。
- d) プラント状態への影響 本震又は余震により、事故及び過渡事象が発生した場合、その

後の余震の発生時には、プラント内の状況が事故などの影響を残した状態であるために安全機能の信頼性が低下している可能性がある。(例:格納容器内の温度及び圧力が上昇した状態にある場合、非常用炉心冷却系の水源の冷却水などがスロッシング、タンク漏えいなどで減少した状態にある場合など)

- e) 事故時対応への影響 本震又は余震により、プラント内で様々な震害が発生しているため、引き続く余震の発生時には、設備へのアクセス性の低下、設備の操作性の低下、運転員への精神的ストレスの上昇などの要因により、事故時対応の信頼性が低下している可能性がある。

これらのうち b)から e)の影響は、余震が発生するタイミングが変わることにより、プラント損傷状態及びソースタームに大きな影響を及ぼす可能性がある。そのため、余震の発生のタイミングを感度パラメータの一つとすることが考えられる。以下に、プラント損傷状態及びソースタームそれぞれの観点から、余震を想定すべきタイミングの例を示す。

プラント損傷状態の観点では、余震を想定すべきタイミングとは格納容器機能喪失が起る可能性が最も高くなる時、つまり格納容器内圧と余震による応力の総和が最大となるタイミングが考えられる。余震による応力は地震動ハザード評価と地震動フラジリティ評価によって決定されることから、格納容器内圧が最大時に余震が起こることが厳しいタイミングである。代表的な PWR プラントにおいて格納容器内の除熱として期待している格納容器破損後の影響緩和策の例としては以下が挙げられる。

- ・格納容器スプレイ
- ・格納容器内自然対流冷却

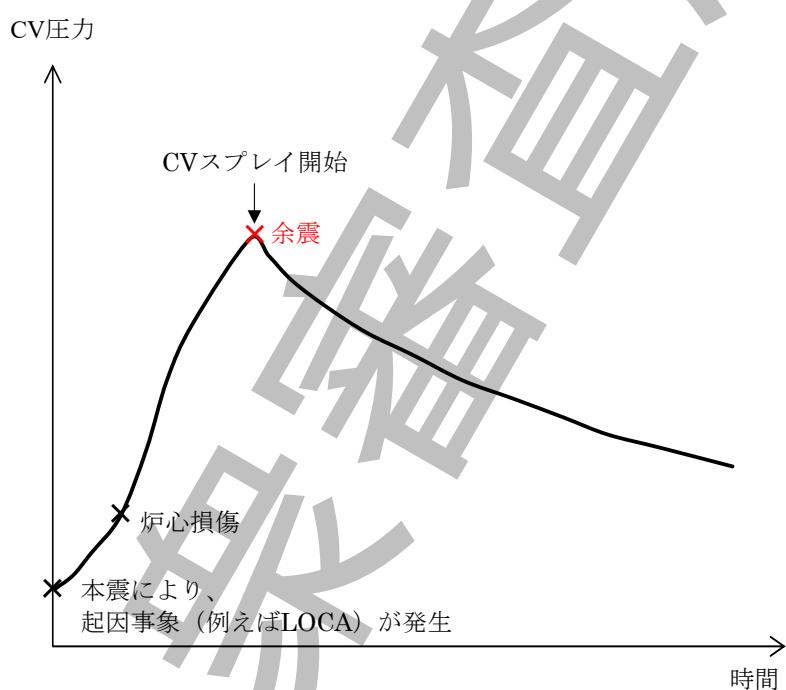
一般的に、上記の格納容器破損後の影響緩和策の実施直前に格納容器内圧が最も高くなることから、これらのタイミングが厳しいタイミングの一つと考えられる（解説図 5.5.3 参照）。この時点での格納容器各部位における地震応力及び格納容器内圧上昇による応力を評価・検討することにより、2つの要因の重畠が同一の部位で発生するのか、相対的にどちらが支配的か、といった情報が得られるので、異なるタイミングの場合の余震の影響についてもある程度の推定が可能となる。

また、上記の格納容器破損後の影響緩和策の実施以前に余震が発生した場合、余震により運転員が緩和機器の再チェック等を行うことで、CV スプレイ等の緩和操作が遅れて、その間に格納容器圧力が上昇し、余震を考慮しない場合よりも格納容器圧力が大きくなることが考えられる。そのため、余震による格納容器破損後の影響緩和策の開始時間の遅れも考慮した感度解析も有用となり得る（解説図 5.5.4 参照）。

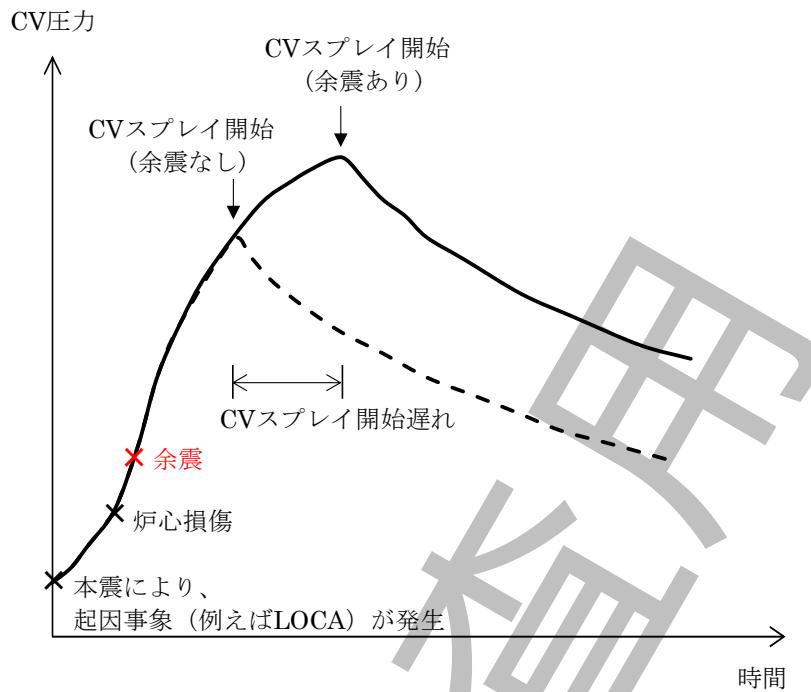
一方、ソースタームの観点で余震を想定すべきタイミングとは、早期に、かつ、より多くの放射性物質が放出される事故進展となるタイミングである。余震を考慮した場合には、余震と事故進展に伴う圧力上昇の重畠により、格納容器破損が早まること（放射性物質がより早期に放出されること）、又は、格納容器の破損規模が拡大すること（より多くの放射性物質が放出されること）が考えられる。そのため、これらの点も考慮して余震を想定すべきタ

イミングを抽出することが重要である。一例としては、格納容器破損直後に余震が発生して、格納容器の破損規模が拡大する場合がある。

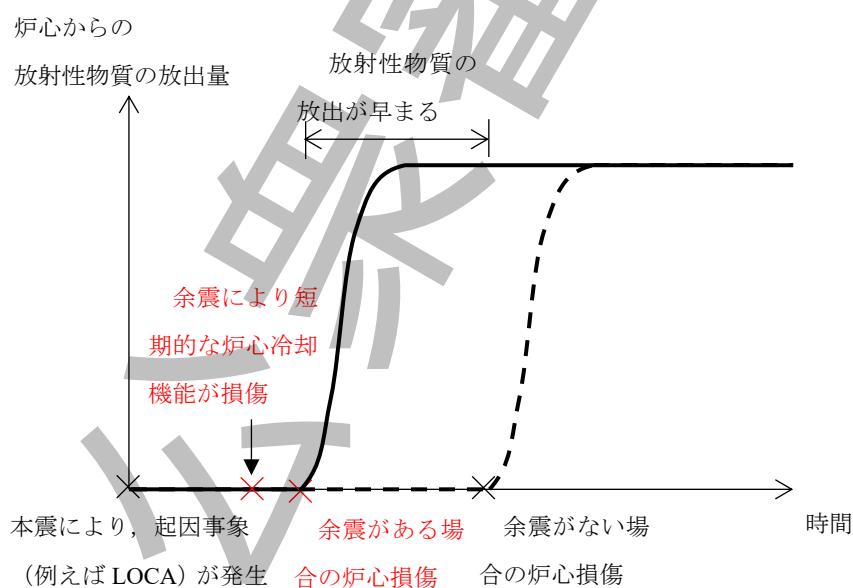
また、本震発生後に機能していた安全設備が余震により損傷することから、炉心冷却機能及び／又は格納容器冷却機能の喪失等が発生し、余震を考慮しない場合よりも厳しいプラント状態に移行することが考えられる。一例としては、本震により長期的な炉心冷却機能が損傷して炉心損傷に至るが、短期的な炉心冷却機能は健全であるプラント状態の場合である。この場合に余震を考慮すると、短期的な炉心冷却機能も損傷することで余震を考慮しない場合よりも早期に炉心損傷に至り、炉心からの放射性物質の放出が早くなることも考えられる。そのため、余震により事故進展が早まることも考慮した感度解析も有用となり得る（解説図 5.5.5 参照）。



解説図 5.5.3 余震を想定すべきタイミング例（1）



解説図 5.5.4 余震を想定すべきタイミング例 (2)



解説図 5.5.5 余震を想定すべきタイミング例 (3)

## 参考文献

- [1] 崔炳賢, 糸井達哉, 高田毅士, 地震後復旧活動計画のための確率論的余震発生モデルと余震ハザード評価の提案, 日本建築学会構造系論文報告集, No. 690, 77-1383, 平成 25 年 .
- [2] Byunghyun Choi , Akemi Nishida , Tatsuya Itoi and Tsuyoshi Takada “Engineering Applications Using Probabilistic Aftershock Hazard Analyses: Aftershock Hazard Map and Load Combination of Aftershocks and Tsunamis,” Geosciences 8, 1, 2018.
- [3] 飯島亨,内田淳一,儘田豊,松浦旅人,藤田雅俊,菅谷勝則, 平成 28 年度事後評価調査票「震源断層評価技術の整備」,2017. (<http://www.nsr.go.jp/data/000205041.pdf>)
- [4] 鉄道総合研究所ホームページ掲載記事 “本震・余震の影響を考慮した地震動評価・液状化評価 “,  
<https://www.rtri.or.jp/rd/division/rd61/rd6120/rd61200103.html> (2018 年 6 月 30 日現在)
- [5] 坂井公俊, 室野 剛隆 “本震ならびに余震の時系列地震動群の予測手法 “, 鉄道総研報告, RTRI REPORT Vol. 26, No. 9, 2012 .

### 5.6 施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に至る時期の設定について

レベル 3PRA では, ソースターム, その発生頻度などをもとに, 公衆の健康影響及び／又は経済影響の評価を実施する。レベル 3PRA のインプットとなるソースターム, その発生頻度などの情報は, レベル 2PRA 又はレベル 2PRA と同等の品質が確保された方法による評価結果を用いる。この解説では, **14.6.2** において規定するレベル 3PRA へ引き継ぐ情報のうち “施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に至る時期の設定” について補足説明するものである。

レベル 3PRA における防護対策による線量低減解析では, 屋内退避, 避難, 安定ヨウ素剤予防服用, 移転及び飲食物摂取制限といった対策により, 環境中に移行した放射性物質に起因する公衆の個人被ばく線量の低減を解析する。そこで考慮する防護対策は, 原子力規制委員会の原子力災害対策指針, 地方自治体の地域防災計画などを参考に設定するものであるが, 屋内退避, 避難, 安定ヨウ素剤予防服用といった短期的な防護対策の有効性は, 防護対策の開始時期から放射性物質が放出されるまでの時間に依存する。

防護対策の開始時期については, 施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に該当する事象の発生から必要に応じて防護対策を開始するまでの遅れ時間を考慮して設定する。防護対策開始までの遅れ時間の設定はレベル 3PRA で実施するものであるが, 施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に該当する事象の発生を判断する基準には, レベル 2PRA で取り扱うものも含まれているため, レベル 3PRA に引き継ぐ情報として, “施設敷地緊急事態及び／又は全面緊急事態に該当する事象の発生を判断する各基準に至る時期” を設定する。なお, レベル 2PRA において, それらの判断基準の全てを取り扱うわけではなく, この標準においてそれらに係る時期全ての設定を要求するものではない。また, 施設敷地緊急事

態及び／又は全面緊急事態に該当する事象の発生を判断する基準には、レベル 2PRA の評価結果として得られるものだけではなく、レベル 2PRA の事故進展解析の条件設定として与えているものもある。

一方、レベル 3PRA における防護対策による線量低減解析に必要な情報である放射性物質の放出開始時期については、ソースタームに含まれる情報としてレベル 3PRA に引き継がれる。

## 6 懸案事項

### 6.1 リスク評価関連標準の階層化（性能規定、仕様規定、事例）への対応

現在、我が国では新検査制度をはじめとしてリスク情報の活用が拡大されていることを踏まえ、リスク専門部会ではかねてから PRA 標準の本質的な要求事項を明確にすると同時に評価技術の進歩を柔軟に取り入れることを可能とするために、性能規定も含む階層化に向けた検討を進めてきた。レベル 2PRA 標準についても、その方針に基づいて、要求する品質の明確化を図るために、本文規定における実施事項の明確化と、国内外の知見収集に基づく実施方法などを示す附属書（参考）の充実化と適正化とを進めてきたが、今後は一層、適正化を実施していく。

### 6.2 レベル 2PRA の結果を表現するリスク指標の扱い

放射性物質の環境への放出頻度に関するリスク指標として、大規模放出頻度（LRF）又は早期大規模放出頻度（LERF）を適用することに関し、標準委員会としての大きな課題と捉え、関係組織と協力して、その定義を含めた評価技術の確立に向けた検討を行っていく。なお、LRF 及び LERF を評価するためには、「早期」及び「大規模放出」を判断するためのめやすが必要となる。これらのめやすは、公衆被ばくや環境汚染等の観点から設定が必要であり、レベル 3PRA 等を用いた検討を進めていく。