AESJ-SC-P008:2013

学会の
マーク

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１PRA 編）：2013

公衆縦覧用

2014 年 8 月

一般社団法人　日本原子力学会

公眾閱覽用

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 1PRA 編）:2013 は，日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会の下にレベル 1 PRA 分科会を設けて検討し，リスク専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・発行したものです。この標準は，原子力発電所の出力運転状態における内的事象に関するリスクを総合的に評価することを目的に実施する確率論的リスク評価(PRA)のうち，炉心損傷の発生頻度までを評価するレベル 1 の PRA を実施する場合の要件及びそれを満たす具体的な方法を実施基準として規定したものです。

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，炉心又は燃料の損傷に係る事象に着目して，損傷に至る事故シナリオ及び損傷後の事故進展を定量化することによって，発生頻度と影響を推定することができます。PRA の特徴は，原子力発電所のリスクにかかわる評価を現実的な仮定の基に論理的かつ包括的に行うことができること，リスクに影響を与える要因について定量的な考察が可能であること，及び原子力発電所やその構成設備に関する特性ならびに現象論に関する知識・データの不確実さとそれらによりもたらされる評価結果の不確実さを明示することができることなどにあります。

PRA については，1975 年に米国で公表された“原子炉安全研究(WASH-1400)”を出発点として，各国で技術開発，事例適用，及び応用研究が進められてきた結果，今日では，PRA は安全規制を含む安全設計・運転管理等の広い分野における意思決定プロセスを支援する効果的な手段と認識されています。

また，2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故は，津波によって建屋内部に浸水するなどの影響によって，複数の安全上重要な設備が機能喪失してしまった事故ですが，このような安全上重要な設備の共通原因故障が炉心や格納容器などに及ぼす影響を分析する手段としても，PRA は非常に有用な技術です。

我が国における PRA の適用例としては，アクシデントマネジメント策の有効性検討及び定期安全レビューにおける原子力発電所の定量的安全評価がありますし，規制当局においては，2012 年に新設された原子力規制委員会において，新しい安全規制の中で PRA を積極的に活用していくことが検討されています。

このように，PRA の有効性が認識され，その活用が進んでくるにつれて，PRA に関する品質及び透明性の確保がより重要な課題となってきています。これらの資質を確保するためには標準的な評価手順を提示することが有効な手段であると考えられるため，標準委員会では，その活動の一環として原子力施設の PRA の実施に関する標準の整備を行っています。

原子力発電所を対象とする PRA においては，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因する PRA 並びに地震，津波などの外的事象に起因する PRA に大別されます。またこれを評価する指標の範囲は，炉心損傷頻度までを評価するレベル 1PRA，レベル 1PRA の結果を受けて格納容器破損頻度及び放射性物質の環境への放出量やタイミングなど（ソースターム）を評価するレベル 2PRA，さらに，ソースタームをもとに公衆や環境への影響の頻度と大きさ（リスク）を評価するレベル 3PRA に分類されます。

このように評価範囲が多岐に渡ることから，当学会における PRA 標準の整備は国内での活用のニーズ，

PRA 技術の整備状況などを考慮して，段階的に進められています。

本標準は，“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1PSA 編）: 2008”が発行後 5 年を経過したことから改定するものであり，改定に当たっては，最新知見を踏まえた PRA 技術の向上を反映させるとともに，品質や透明性の確保がより適切に行われるよう，要求事項の見直しを行いました。

さらに， PRA の結果を意思決定に利用する場合に，特に手法やデータに伴う限界及び不確実さを十分に認識し，利用目的に応じて決定論的な解析や専門家判断など PRA 以外の参考情報と適切に組合せて判断することが重要であることを踏まえて，こうした判断に必要な PRA 実施過程での前提条件や不確実さの情報が明示されるべきことにも留意しました。

公衆審査用

FOREWORD

This document is intended to provide requirements and methodologies for conducting level 1 probabilistic risk assessment (PRA), which is carried out to evaluate the risk of nuclear power plants by evaluating the core damage frequencies due to internal initiating events during power operation. This standard was approved and published by the Atomic Energy Society of Japan on the deliberations at the Subcommittee on Level-1 PRA under the Risk Technical Committee of the AESJ Standards Committee. AESJ formulated and issued this document after deliberation by the Risk Technical Committee and the Standards Committee.

PRA of a nuclear power plant is a probabilistic approach for comprehensively and quantitatively assessing plant risk. This involves quantitative analysis of accident scenarios up to core damage and of the further evolution of events after core damage, with careful attention to events that are related to core or fuel damage, finally to arrive at an estimation of event frequencies and consequences. The PRA enables the following: logical and comprehensive assessment of nuclear power plant risk on the basis of realistic assumptions; quantitative analysis of various factors that may impact safety; and explicit acknowledgement of uncertainty in assessment results arising from uncertainty in knowledge or data on characteristics and phenomena that concern nuclear power plants and their components.

Since the Nuclear Regulatory Commission of the United States introduced the concept of PRA in its publication “The Reactor Safety Study” (WASH-1400) in 1975, many efforts were made worldwide to develop PRA techniques, apply the PRA methodology to actual cases, and conduct application studies. As a result, PRA today is well recognized as an efficient methodology to assist decision-making in safety regulation as well as in the related fields of safety engineering, operation management, etc.

In addition, Fukushima Daiichi nuclear power plant accident that occurred in March 2011 was caused by loss of multiple important safety functions due to common cause failures induced by tsunami inundation into the reactor building. The PRA is also a very valid method for analyzing the impact of common cause failures of functions important for safety that could severely affect the integrity of the reactor core and the containment.

In Japan, PRA has been implemented to evaluate the validity of Accident Management Strategies and the quantitative safety of NPPs in the Periodic Safety Review. Furthermore, in the regulatory area, the Nuclear Regulation Authority, which is the new regulatory authority founded in 2012, intends to utilize PRA in their new safety regulation positively.

As the validity of PRA has come to be accepted, preservation of the quality and transparency of PRA has become important issues. Recognizing that preparation of a standard for PRA procedure is effective in addressing these issues, the SC of the AESJ is preparing a procedures guide for nuclear facilities.

Differences in the coverage of indices used in assessing the consequences of events translate into the differences among PRA levels: Level 1 PRA covers estimation of core damage frequency; Level 2 PRA goes further, to the estimation of containment failure frequency and estimates the amount and timing of radioactive releases to the environment (source term estimation); and Level 3 PRA addresses the frequency and scale of impacts on the public and the environment.

In view of the broad areas of PRA, the AESJ took a stepwise approach for developing PRA standards commensurate with the needs and maturity of PRA methodology in Japan.

As set forth herein, this standard replaces the 2008 issue - A Standard for Procedures of Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation (Level 1 PSA):2008 - of the same standard. We decided to make this amendment because five years have passed since the 2008 issue was published. For the present amendment, we updated various requirements in view of advancements in PRA techniques and to improve the quality and transparency of PRA.

We worked on amending the Implementation Standard for Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation in recognition of the fact that, whenever one uses the results of PRA in decision-making, it is

very important to do so while fully recognizing the limitations and uncertainties that arise from imperfections in methodology or data, and that decision-making should also be supported appropriately by non-PRA information sources such as deterministic analyses and expert judgments. Therefore, we placed emphasis on the need to clarify assumptions made in PRA processes and to make explicit statements about uncertainties, so that others may be able to make relevant judgments.

制定：2013 年 12 月 16 日

この標準についての意見又は質問は，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 2-3-7 TEL 03-3508-1263）にご連絡ください。

公衆審査用

免責条項

この標準は，審議の公正，中立，透明性を確保することを基本方針とした標準委員会規約に従って，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，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 fairness, impartiality, and transparency 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 asuumed 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 © 2014　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，公開の原則の遵守のもとに活動を進めています。産業界と学界及び国に広く所属する各分野の専門家が共同して我が国の経済的，社会的環境，国民性，産業構造，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製品やシステム，仕組みが健全であると識別する基準を，上述のステークホールダのみならず広く国民に提供することを目指して，合意できるところを原子力標準として随時制定し，それを最新の知見を反映して改定していくことを使命としています。これにより，国民が当該技術についての最新の知見を迅速に利用することが可能になる一方，市場競争を行いながら原子力安全を最優先としている産業界は，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領域の開発に努力することが可能になり，ひいては原子力安全をより確実にすることにも注力することが容易となります。

また，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，国が規制行政活動の一部として所要の標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。この姿勢は，ここ数年来，機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向に進むこととしたものの，その体系化は整わず，技術革新のスピードが速く，新技術の利用範囲が連続的に拡大していく今日にあり，技術の変化に合わせて国家標準を適正化していく作業が追いつかないため，国としての原子力安全の確保の観点で陳腐化が進んでしまいました。結果，2011 年 3 月 11 日の福島第一原子力発電所の津波被災が史上稀に見る原子力事故にまで展開する事態となった要因の一つと考えます。このような状況を鑑み，新たに発足した原子力規制委員会の原子力安全を担う独立した行政機関を補足すべく，学会が中心となって原子力安全に係る適正な判断基準を策定する役割を担うことが，重要な教訓の一つと考えます。

このような精神に則り，標準委員会は構成する委員一人ひとりが学会の倫理規程を遵守し，先に示した公正，公平，公開の原則のもとに原子力標準を策定し，国民の合意を得て制定されたいわゆるコンセンサス標準を国の行政ニーズに応じて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，これを国際標準化していく努力を行うことも学会でこそ可能であり，これの実現は我が国の国際技術戦略上重要な貢献となると考えます。

2013 年 12 月

標準委員会

委員長　宮野　廣

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 1PRA 編）: 2013” 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，ボランティア精神を基盤に，原子力施設における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約に従い，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。

2013 年 12 月

標準委員会
委員長　 宮野　廣

公衆審査用

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，標準委員会の専門部会構成の見直しに伴い，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。このことを踏まえて，欧米では PRA から得られるこれらのリスク情報の活用が進んでいます。我が国においても，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論的安全評価手順”を制定して以来，内的事象のレベル 1PRA，外的事象の地震 PRA 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，茨城各県のそ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っ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，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，時宜を得て必要な 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されていくことによって，その利用価値が維持できるものです。そのため，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その原案を作成していきたいと考えています。

2013 年 12 月

標準委員会
リスク専門部会
部会長　山口　彰

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）
（2013 年 12 月 16 日現在）

委員長	宮野　廣	法政大学
副委員長	有冨　正憲	東京工業大学
副委員長	関村　直人	東京大学
幹事	岡本　孝司	東京大学
幹事	山口　彰	大阪大学
委員	青柳　春樹	日本原燃(株)
委員	姉川　尚史	東京電力(株)
委員	井口　哲夫	名古屋大学
委員	伊藤　裕之	一般社団法人 原子力安全推進協会
委員	岩田　修一	事業構想大学院大学
委員	梅澤　成光	三菱重工業(株)
委員	岡本　太志	富士電機(株)
委員	小原　徹	東京工業大学
委員	笠野　博之	九州電力(株)
委員	喜多尾　憲助	ISO/TC85･IEC/TC45 国内委員会
委員	三枝　利有	(一財)電力中央研究所
委員	谷本　亮二	三菱マテリアル(株)
委員	千種　直樹	関西電力(株)
委員	常松　睦生	ウェスチングハウス･ エレクトリック･ジャパン
委員	津山　雅樹	一般社団法人　日本電機工業会
委員	鶴来　俊弘	中部電力(株)
委員	中井　良大	(独)日本原子力研究開発機構
委員	西岡　周二	日本原子力保険プール
委員	西脇　由弘	東京工業大学
委員	藤森　治男	日立 GE ニュークリア･ エナジー(株)
委員	本間　俊充	(独)日本原子力研究開発機構
委員	渡邉　宏	日揮(株)

旧委員（所属は委員会参加当時）

加藤　正美（(独)原子力安全基盤機構），川崎　邦裕（(独)原子力安全基盤機構），
谷川　尚司（日立 GE ニュークリア･エナジー(株)），林　大作（日揮(株)）

公衆審査用

リスク専門部会

（順不同，敬称略）

（2013 年 12 月 4 日現在）

部会長	山口　彰	大阪大学
副部会長	山本　章夫	名古屋大学
幹事	成宮　祥介	関西電力(株)
委員	岡本　孝司	東京大学
委員	喜多　利亘	(株)テプコシステムズ
委員	北村　豊	(株)三菱総合研究所
委員	桐本　順広	(一財)電力中央研究所
委員	倉本　孝弘	(株)原子力エンジニアリング
委員	越塚　誠一	東京大学
委員	鈴木　雅克	日本原子力発電(株)
委員	鈴木　嘉章	三菱原子燃料(株)
委員	関根　啓二	日本原燃(株)
委員	曽根田　秀夫	(株)日立 GE ニュークリア・エナジー
委員	高田　毅士	東京大学
委員	竹山　弘恭	中部電力(株)
委員	野中　信之	(独)日本原子力研究開発機構
委員	藤井　正彦	(株)東芝
委員	松本　精二	日本エヌ・ユー・エス(株)
委員	丸山　結	(独)日本原子力研究開発機構
委員	村田　尚之	一般社団法人 原子力安全推進協会
委員	山岸　誠	三菱重工業(株)
委員	山中　康慎	東京電力(株)
委員	吉田　一雄	(独)日本原子力研究開発機構
委員	Steven Woody Epstein	Scandpower　Inc.

旧委員（所属は委員会参加当時）

秋本　泰秀（旧経済産業省　原子力安全・保安院），上田　吉徳（(独)原子力安全基盤機構），
梶本　光廣（(独)原子力安全基盤機構），河合　勝則（三菱重工業(株)），橋本　和典（(株)東芝），
福山　智（日本原子力発電(株)），本間　俊充（(独)日本原子力研究開発機構），
守屋　公三明（(株)日立 GE ニュークリア・エナジー），山下　正弘（(独)原子力安全基盤機構）

公衆審査用

レベル 1PRA 分科会

（順不同，敬称略）
（2013 年 12 月 2 日現在）

主査	高田　孝	大阪大学
副主査	桐本　順広	(一財)電力中央研究所
幹事	村田　尚之	一般社団法人 原子力安全推進協会
委員	五十嵐　祐介	日本原子力発電(株)
委員	岩谷　泰広	中部電力(株)
委員	上村　孝史	東京電力(株)
委員	岡野　靖	(独)日本原子力研究開発機構
委員	黒岩　克也	三菱重工業(株)
委員	小谷　晋一	(株)原子力エンジニアリング
委員	小森　祐嗣	(株)東芝
委員	佐藤　吉信	元東京海洋大学
委員	菅原　淳	関西電力(株)
委員	高橋　信	東北大学
委員	久持　康平	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
委員	廣川　直機	(株)テプコシステムズ
委員	牟田　仁	(独)原子力安全基盤機構

旧委員（所属は委員会参加当時）

秋本　泰秀（旧経済産業省 原子力安全・保安院），大塚　康介（東京電力(株)），
梶本　光廣（(独)原子力安全基盤機構），日野　裕司（旧経済産業省 原子力安全・保安院），
前原　啓吾（関西電力(株)），村松　健（東京都市大学），山中　勝（日本原子力発電(株)）

常時参加者

小倉　克規（(独)原子力安全基盤機構），小原　教宏（関西電力(株)），梶本　光廣（(独)原子力安全基盤機構），
鎌田　信也（一般社団法人 原子力安全推進協会），倉本　孝弘（(株)原子力エンジニアリング），
佐竹　祥宏（一般社団法人 原子力安全推進協会），田口　美咲（(株)テプコシステムズ），
友澤　孝司（四国電力(株)），成宮　祥介（関西電力(株)），根岸　孝行（原電情報システム(株)），
藤田　進作（東北電力(株)）

標準の利用にあたって

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。標準を利用するにあたってはこれらのことを踏まえてください。

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。利用にあたっては，標準が最新版であることを確認してください。

公衆審査用

目　次

ページ

1　適用範囲 1
2　引用規格 1
3　用語及び定義 1
4　レベル 1PRA の実施手順 2
4.1　レベル 1PRA の実施作業及び手順 2
4.2　レベル 2PRA との関係 2
4.3　レベル 1PRA の品質を確保するための方策 2
5　プラント情報の調査 5
5.1　収集する情報 5
5.2　情報を補完する方法 5
6　起因事象の選定及び発生頻度の推定 5
6.1　起因事象の選定 5
6.2　起因事象のグループ化 6
6.3　起因事象発生頻度の推定 7
7　成功基準の設定 9
7.1　一般事項 9
7.2　成功基準設定のための解析等の実施 9
7.3　成功基準の設定 10
7.4　成功基準の妥当性の確認 11
8　事故シーケンスの分析 11
8.1　一般事項 11
8.2　事故シーケンスの展開 11
8.3　従属性のモデル化 12
8.4　レベル 2PRA に影響する因子のモデル化 12
9　システム信頼性解析 13
9.1　一般事項 13
9.2　システムのモデル化 13
9.3　システム信頼性解析における従属性のモデル化 16
9.4　システム信頼性モデルの定量化 17
9.5　システム信頼性モデルの妥当性確認 17
10　人間信頼性解析 17
10.1　一般事項 17
10.2　起因事象発生前作業の同定 17

公衆審査用

10.3　人的過誤事象（起因事象発生前）のモデル化 18
10.4　人的過誤確率（起因事象発生前）の評価 18
10.5　起因事象発生後の緩和操作の同定 19
10.6　人的過誤事象（起因事象発生後）のモデル化 19
10.7　人的過誤確率（起因事象発生後）の評価 20
10.8　回復操作の評価 20
11　パラメータの作成 21
11.1　一般事項 21
11.2　分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定 21
11.3　データ及び一般パラメータの収集 21
11.4　確率モデルの検証及びパラメータの推定 21
12　事故シーケンスの定量化 22
12.1　一般事項 22
12.2　事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化 22
12.3　重要度解析の実施 22
12.4　評価結果のとりまとめ 23
12.5　定量化結果の検証 23
13　不確実さ解析及び感度解析 23
13.1　一般事項 23
13.2　炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施 23
13.3　影響因子の選定及び感度解析の実施 23
14　文書化 24
14.1　目的・範囲・結果及び手法等の文書化 24
14.2　規定への適合性の文書化 24
14.3　除外事項等の適用の妥当性の文書化 24
14.4　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の実施の文書化 24
附属書 A（参考）レベル 1PRA 実施手順の概要と各実施項目の関連 25
附属書 B（規定）レベル 1PRA の品質を確保するための方策 29
附属書 C（参考）レベル 1PRA の品質を確保するための具体的な方策に関する留意事項 32
附属書 D（参考）収集すべき情報及びその主な情報源並びに情報の補完方法の例 34
附属書 E（規定）起因事象の同定において考慮すべき事象 36
附属書 F（参考）起因事象同定の具体的方法の例 37
附属書 G（参考）起因事象従属性 43
附属書 H（参考）具体的な起因事象の除外の例 44
附属書 I（参考）起因事象のグループ化の例 46
附属書 J（参考）起因事象発生頻度の推定の実施例 56

公衆審査用

附属書 K（参考）成功基準の設定におけるその他の炉心損傷の判定条件の例 60
附属書 L（参考）保守的な条件を用いた解析による成功基準の設定の例 62
附属書 M（参考）安全機能毎の成功基準の例 63
附属書 N（参考）プラント間で共有される緩和設備における成功基準設定の例 66
附属書 O（参考）使命時間の例 67
附属書 P（参考）成功基準の妥当性確認の例 68
附属書 Q（参考）イベントツリー作成手法 69
附属書 R（参考）ヘディングの設定順序の考え方 72
附属書 S（参考）時間の経過を考慮した事象等の例 74
附属書 T（参考）緩和設備間の従属性の例 75
附属書 U（参考）大イベントツリー／小フォールトツリーにおける従属性の考え方 76
附属書 V（参考）フォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法 79
附属書 W（参考）フォールトツリーで使用される記号 84
附属書 X（参考）フォールトツリーの例 86
附属書 Y（参考）基事象発生確率の算出の例 88
附属書 Z（参考）試験及び保守による使用不能状態の例 90
附属書 AA（参考）システムにおける隔離又はトリップの例 91
附属書 AB（参考）サブツリー化できない場合の具体例 92
附属書 AC（参考）システム間の従属性を同定する方法の例 93
附属書 AD（参考）共通原因機器グループの同定方法の例 94
附属書 AE（参考）共通原因故障の一般パラメータ，一般データソースの例 96
附属書 AF（参考）人間信頼性解析で対象とするタスク 97
附属書 AG（参考）人間信頼性解析の手順 99
附属書 AH（参考）起因事象発生前の作業及び起因事象発生後の作業に関する収集情報の具体例 110
附属書 AI（参考）人的過誤確率の一貫性の確認 112
附属書 AJ（参考）人間信頼性解析の対象から作業を除外する際のルールの例 113
附属書 AK（参考）作業完了後の回復操作失敗に考慮する復旧失敗モードの例 114
附属書 AL（参考）THERP 手法以外の人間信頼性解析の例 115
附属書 AM（参考）過誤回復の評価における使用データの例 121
附属書 AN（参考）対象とする人的過誤の分類と認知失敗及び操作失敗 123
附属書 AO（参考）起因事象発生後の人的過誤事象の設定にて考慮する項目 124
附属書 AP（参考）同一カットセット内の人的過誤事象間の従属性に関する注意事項 ... 125
附属書 AQ（参考）一般パラメータ，一般データソースの例 126
附属書 AR（規定）事故シーケンスの定量化手法 127
附属書 AS（参考）最小カットセットの打切り値 131

附属書 AT（参考）重要度指標 133
附属書 AU（参考）評価結果のとりまとめの例 136
附属書 AV（参考）事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点 137
附属書 AW（参考）不確実さ解析の例 138
附属書 AX（参考）感度解析の例 141
附属書 AY（参考）文書化項目の例 142
解説 147
1　適用対象とした炉型 147
2　出力運転状態を対象とした PRA の対象範囲 147
3　適用対象外とした事象 149
4　起因事象の分析及び同定 150
5　同定した起因事象の除外 150
6　原子炉圧力容器破損 151
7　格納容器熱除去機能について 153
8　基事象のスクリーニング基準 153
9　人間信頼性解析の手法について 154
10　事故シーケンスの定量化における点推定値及び平均値 154
11　ASME/ANS PRA 標準のカテゴリ分けに関する議論について 155
12　国内実績データによるパラメータ整備の取り組み 155

公衆縦覧用

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 1PRA 編）：2013

A Standard for Procedures of Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation (Level 1 PRA): 2013

1　適用範囲

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，内的事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度の評価までを行うレベル 1PRA を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を，実施基準として規定するものである。（**解説 1　適用対象とした炉型**　参照）（**解説 2　出力運転状態を対象とした PRA の対象範囲**　参照）（**解説 3　適用対象外とした事象**　参照）

2　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との規定に相違がある場合は，この標準の規定を優先する。

AESJ-SC-RK003:2011	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:2011
AESJ-SC-RK001:2010	原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2010

3　用語及び定義

この標準で用いる主な用語の定義は，2　**引用規格**に示した規格によるほか，次による。また，略語の定義を2　**引用規格**に示した規格によるほか，**表 1** に示す。

3.1

稀有事象近似

事象の発生確率を独立事象の確率の単純和で与える近似。

3.2

上限近似

事象の発生確率を 1－Π(1－独立事象の発生確率)で与える近似。

3.3

排反事象

同時に起きることがない事象。

例　ポンプの起動成功と起動失敗。

3.4

分岐確率

イベントツリーの分岐における一方向選択の確率。

3.5

サブツリー

フォールトツリーの一部を仮想的な基事象として扱い，詳細は別のツリーとして展開するもの。

3.6

論理ループ

ある事象の発生原因を展開していく中に，当該事象そのものが存在する状態。

表 1　略語

略語	英　語	日本語
NPSH	Net Positive Suction Head	正味吸込水頭
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction	THERP（手法）

4　レベル 1PRA の実施手順

4.1　レベル 1PRA の実施作業及び手順

レベル 1PRA は，**5　プラント情報の調査**から**14　文書化**の作業を**図 1** に示す手順に従って実施する。なお，**図 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。また，**図 1** に示す手順において並行して実施する，もしくは実施する順序を変更してもよい。（**附属書 A（参考）レベル 1PRA 実施手順の概要と各実施項目の関連**　参照）

4.2　レベル 2PRA との関係

レベル 1PRA に引き続いてレベル 2PRA を実施する場合には，レベル 1PRA の事故シーケンスの最終状態をレベル 2PRA へのインターフェイスとなるプラント損傷状態毎に分類し，それらの状態に応じて発生頻度を設定できるように，格納容器健全性又はソースタームの評価結果に重要な影響を与える因子のモデル化を行う。レベル 1PRA に引き続きレベル 2PRA を実施する場合のレベル 2PRA への入力項目を図 1 に示す。（**附属書 A（参考）レベル 1PRA 実施手順の概要と各実施項目の関連**　参照）

4.3　レベル 1PRA の品質を確保するための方策

レベル 1PRA の品質を確保するため，専門家判断の活用，ピアレビュー及び品質保証活

動を実施する。専門家判断の活用はレベル 1PRA の実施の各段階において，**附属書 B（規定）B.1 a)**のいずれかの項目に該当する場合に実施する。ピアレビュー及び品質保証活動は，それぞれ**附属書 B（規定）B.2**，及び **B.3** の要領で，レベル 1PRA の目的に応じて実施する。（**附属書 B（規定）レベル 1PRA の品質を確保するための方策**　参照）（**附属書 C（参考）レベル 1PRA の品質を確保するための具体的な方策に関する留意事項**　参照）

公衆縦覧用

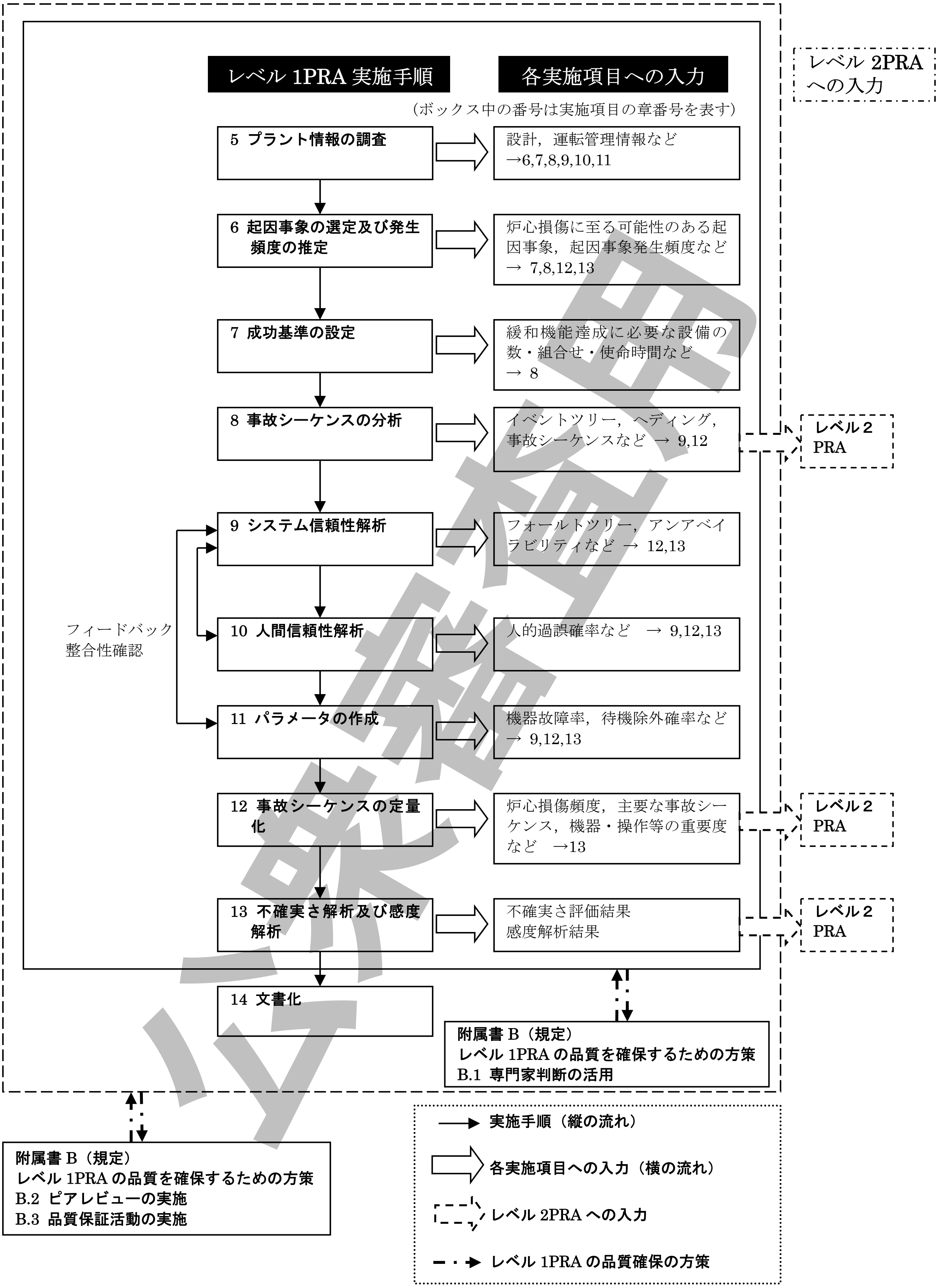


図 1　レベル 1PRA 実施手順の流れ及び各実施項目並びにレベル 2PRA との関連

5　プラント情報の調査

5.1　収集する情報

レベル 1PRA を実施する上で必要となる次の情報を収集する。（**附属書 D（参考）収集すべき情報及びその主な情報源並びに情報の補完方法の例**　参照）

a)　PRA 実施にあたり必要とされる基本的な情報（設計情報，運転・保守管理情報等）

b)　定量化にあたり必要とされる情報（機器故障，起因事象発生に関する運転経験等）

ここでは，評価対象プラントの設計，運転・保守管理の情報を PRA の目的に応じて調査・収集する。評価対象プラントの設計の進捗状況，運転経験の長さなどの事情によって，これらの情報を収集することが難しい場合は，先行 PRA 又は同型プラントから得られる情報を用いてもよい。その場合には，先行 PRA の対象プラント又は同型プラントと評価対象プラントとの類似点及び相違点を分析し，先行 PRA 又は同型プラントから得られる情報の適用性を検討する。

5.2　情報を補完する方法

6　起因事象の選定及び発生頻度の推定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み合わせによって，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

6　起因事象の選定及び発生頻度の推定

6.1　起因事象の選定

6.1.1　起因事象の分析及び同定

炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析・同定する。（**附属書E（規定）起因事象の同定において考慮すべき事象**　参照）（**解説4　起因事象の分析及び同定** 参照）起因事象を分析・同定する体系的な方法として，下記**a)**，**b)**及び**c)**の方法があり，これらの方法のいずれか，又はその組み合わせを用いる。（**附属書F（参考）起因事象同定の具体的方法の例**　参照）

a)　マスターロジックダイヤグラムに基づく分析

b)　故障モード影響解析

c)　フォールトツリーなどの論理モデルによる方法

ただし，既往の PRA 等による国内外における起因事象に関する評価事例の分析によって起因事象が同定できる場合には，その方法を用いてもよい。また，その適用性が説明できる場合には，これ以外の方法を用いてもよい。

次に，以下の方法を用いて，トラブル事例の分析によって起因事象の分析・同定に見落としがないかについて検討する。

d)　実際に起こったトラブル事例から起因事象を分析・同定するため，“原子力施設運転

管理年報”等による，国内プラントのトラブル事例の分析

e) 評価対象プラントにおいて実際に起こった起因事象ではないが，プラントが置かれている環境条件等の評価対象プラント特有の要因によって潜在的に発生しえる起因事象を分析・同定するため，評価対象プラントのトラブル事例を分析し，そのトラブル事例から類推される事象で起因事象となりうるものについての検討

f) 既往の PRA 等による国内外における起因事象に関する知見から，評価対象プラントにおいて追加すべき起因事象がないかの確認

以上の方法を用いて起因事象を分析・同定する際には，プラントの停止状態で発生し，出力運転時にも発生する可能性があると判断された事象を含める。

6.1.2 従属性を有する起因事象の同定

緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象及び隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起因事象（例えば，複数プラントで共用している設備の故障等）を同定する。（**附属書 G（参考）起因事象従属性** 参照）

6.1.3 同定した起因事象の除外

発生の可能性が極めて低いか，又は発生を仮定してもその影響が限定される場合，**6.1.1 起因事象の分析及び同定**又は**6.1.2 従属性を有する起因事象の同定**で同定した起因事象を評価対象から除外する。その際，以下の項目を基準とする。（**附属書 H（参考）具体的な起因事象の除外の例** 参照）

a) 起因事象発生頻度が 10^{-7}／炉年未満の事象。ただし，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器バイパスは除外してはならない。

b) 事象が発生してもプラント停止までに十分時間があるような，軽微な故障に関連した事象

上記の a)の基準を使用する場合は，評価結果に与える影響が十分に小さいことを確認する。（**解説 5 同定した起因事象の除外** 参照）

また，PRA の使用目的から必要ないと考えられる場合には，**6.1.1 起因事象の分析及び同定**又は**6.1.2 従属性を有する起因事象の同定**で同定した起因事象を評価対象から除外する。（**解説 6 原子炉圧力容器破損** 参照）

6.2 起因事象のグループ化

6.2.1 事象の類似性による起因事象のグループ化

同定した起因事象については，事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために，体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。グループ化は，以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。（**附属書 I（参考）起因事象のグループ化の例** 参照）

－ 事故の進展及び時間余裕，プラントの応答，レベル2PRAとの関係，成功基準，事故の進展に影響する緩和設備，並びに緩和操作の観点から類似している事象

－ グループ内の全ての事象が，事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡され

る事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は，事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。

6.2.2　起因事象のグループ化の禁止

同定した起因事象のうち，以下の項目に示すものについては，他の起因事象とは事象シナリオの展開及び／又は必要とされる緩和機能が異なることから，他の起因事象とは同一のグループとはしない。

－　起因事象従属性を有する事象

－　プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起因事象，又は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。このような起因事象には，極度のLOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模なLOCA），インターフェイスシステムLOCA，蒸気発生器伝熱管破損及び隔離されない格納容器外破断を含む。

－　隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起因事象

6.2.3　グループの代表事象の選定

7　成功基準の設定及び**8　事故シーケンスの分析**を行うために，発生頻度の大きさ及び起因事象が事故の進展にもたらす影響の程度を考えて，**6.2.1　事象の類似性による起因事象のグループ化**でグループ化した起因事象の中から代表事象を選定する。

6.3　起因事象発生頻度の推定

次のいずれかの手法を用いて，起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。（**附属書 J（参考）起因事象発生頻度の推定の実施例**　参照）ただし，その適用性が説明できる場合には他の手法を用いてもよい。

a)　“**原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準**:2010”を適用し，評価対象プラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し，適切な事象発生の確率モデルを選定し，ベイズ統計による推定手法を用いて起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。ベイズ推定には評価対象プラントの特性に適合する一般パラメータを事前知識として用いてもよい。

b)　評価対象プラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し，(6.3-1)式から起因事象発生頻度を推定する。また，不確実さを仮定して確率分布を設定する。

$$\lambda_{IE} = X_{IE} / T_{OP} \quad \cdots\cdots (6.3\text{-}1)$$

ここに，

λ_{IE}　:　起因事象の発生頻度

X_{IE}　:　起因事象の発生件数

T_{OP}　:　運転期間

なお，運転実績において起因事象の発生が0件である場合には，下記1)，2)又は3)の方法を用いる。

1)　発生件数を1件，又は0.5件と仮定する。

2) 発生件数nが有意な場合には$\chi^2(2n+1, 0.5)/2T$値が最尤推定値n/Tに近い値であることから，自由度1，信頼度水準50%のχ^2分布の値を用いて，(6.3-2)式によって起因事象発生頻度を推定する。

$$\lambda_{IE} = \chi^2(1, 0.5)/2T_{OP} = 0.455/2T_{OP} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (6.3\text{-}2)$$

3) 起因事象が1件発生した場合の点推定値を信頼区間の上限値(95%確率値)と仮定し，(6.3-4)式によって，評価に必要となるエラーファクタを設定して起因事象発生頻度の平均値をλ_{IE}とする。

$$t_{95} = 1/T_{OP} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (6.3\text{-}3)$$

$$\lambda_{IE} = t_{95}/EF \times \exp(\sigma^2/2) \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (6.3\text{-}4)$$

ここに，

t_{95} ： 95%確率値

EF ： エラーファクタ

σ ： 対数正規分布の標準偏差($= \ln EF/1.645$)

c) フォールトツリーなど論理モデルによる方法を用いる。起因事象発生頻度をフォールトツリーによって評価する場合は，次の点に従う。

1) **9 システム信頼性解析**及び**10 人間信頼性解析**の要件に基づいて，起因事象を運転，保守，点検時の人的過誤，事象発生時の回復操作の評価，定量化における評価対象プラントの情報などを考慮してフォールトツリーでモデル化し，発生頻度を推定する。

2) 起因事象発生頻度を評価するためのフォールトツリーでは，システム信頼性解析で用いる定量化モデルのように特定のデマンドに対応する安全機能及び緩和設備の機能喪失が頂上事象になるのではなく，起因事象発生が頂上事象となるため，頂上事象の計算結果が確率ではなく，頻度となるように必要に応じてフォールトツリーの計算方法を修正する。

3) 起因事象発生頻度を評価するためのフォールトツリーでは，1つの機器の故障の年間発生頻度と組み合わされた他の機器のアンアベイラビリティ又は最初に故障を想定する機器の修理期間中の他の機器の機能喪失を含めた，全ての関連する事象の組合せをモデル化する。

4) インターフェイスシステムLOCAの発生頻度の解析では，影響を及ぼす次のプラント特性と手順を考慮する。

－ 弁の数，種類及びそれらに関連する故障モード，並びに逃がし弁の存在，サイズ及び位置を含む潜在的経路の構成

－ 保護インターロックの有無

－ 関連する定期試験の手順

－　低圧配管の耐力
－　低圧配管の破断によって生じる可能性のある高流量及び／又は高差圧状態に対する隔離機能

5)　上記で作成されたモデルにおいて回復操作に期待する場合には，手順書又は訓練等によって，その妥当性を示す。

d)　評価対象プラントにおいて実績データが極めて少ない起因事象，又は新設されたプラントのため起因事象発生頻度の推定に必要なデータが得られない等，評価対象プラントの実績データのみでは起因事象発生頻度が適切に推定できない場合は，一般データソースから評価対象プラントの特性に適合する他プラントのデータを選定し，a)，b)又はc)の手法を用いて起因事象発生頻度を推定する。また，国内の実績データに加え国外の実績データを算入してもよい。

e)　国内外でも実績データがない起因事象であり，起因事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は，起因事象発生頻度の評価条件を明確にして推定する。定量化の際は，起因事象発生頻度及び回復確率に影響を及ぼす可能性のある評価対象プラントの特性を考慮する。一般パラメータを引用する場合は，評価対象プラントの特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

また，起因事象発生頻度の推定において有意な不確実さが想定される場合には，**13.3　影響因子の選定及び感度解析の実施**で，PRA の結果に有意な影響を与える因子を選定するため，起因事象発生頻度の推定に対して影響の大きい不確実さの要因を特定する。

7　成功基準の設定

7.1　一般事項

炉心損傷を防止するために必要な安全機能を同定し，実施された熱水力解析及び／又は構造解析の結果を分析して，成功基準として以下を設定する。

a)　安全機能毎の成功基準

　炉心損傷を防止するために必要な各安全機能を達成するための緩和設備又は緩和操作の組合せ

b)　システム毎の成功基準

　緩和設備及び緩和操作がその機能を達成するために必要な条件

7.2　成功基準設定のための解析等の実施

7.2.1　炉心損傷の判定条件の設定

成功基準の設定における炉心損傷の定義としては，“**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: 2011**”における定義を用いる。

成功基準の設定における炉心損傷の判定条件としては，“事故時に炉心の少なくとも一部の燃料の被覆管表面温度が 1200℃を上回ること”を用いる。ただし，その適用性が説明できる場合には，これ以外の定義及び判定条件を用いてもよい。（**附属書 K（参考）成功基**

以下参照用

準の設定におけるその他の炉心損傷の判定条件の例　参照）

7.2.2　安全機能の同定

選定した起因事象グループ（グループ化していない場合には，起因事象）毎に，評価対象プラントの設計，手順書及び運転方法に基づいて，**8　事故シーケンスの分析**で用いる炉心損傷を防止するために必要な安全機能を同定する。

同定した安全機能を以下の分類に従い整理する。ただし，評価対象プラントの特性に応じて，これらと異なる分類を設定してもよい。

- 原子炉停止機能
- 炉心冷却機能
- 格納容器熱除去機能（**解説 7　格納容器熱除去機能について**　参照）

7.2.3　成功基準設定のための熱水力解析・構造解析の実施

成功基準の設定に用いるため，起因事象及び後述の事故シーケンスから，代表的な事故シナリオを設定し，熱水力解析及び／又は構造解析を実施する。

成功基準の設定に用いる解析は，対象とする事故シナリオを精度よく解析できることが検証されている解析コードによって，評価対象プラントの状態に対応したモデル及び入力データを用いて実施し，最確推定を原則とする。ただし，PRA の目的及び評価結果（炉心損傷頻度など）への影響を考慮し，その適用性が説明できる場合には，保守的な解析条件を用いてもよい。（**附属書 L（参考）保守的な条件を用いた解析による成功基準の設定の例**　参照）

7.3　成功基準の設定

7.3.1　安全機能毎の成功基準の設定

熱水力解析及び／又は構造解析での解析結果を分析することによって，同定した安全機能を達成するための緩和設備又は緩和操作の組合せを安全機能毎の成功基準として設定する。（**附属書 M（参考）安全機能毎の成功基準の例**　参照）

許認可申請等に係わる解析又は同型プラントに関する PRA において，評価対象プラントに成功基準として適用することが可能な解析結果がある場合にはこれを用いてもよい。

また，成功基準の設定にあたっては，プラント間で共有される緩和設備の扱いについて整理する。（**附属書 N（参考）プラント間で共有される緩和設備における成功基準設定の例**　参照）

7.3.2　システム毎の成功基準の設定

システム毎の成功基準として，安全機能毎に設定した成功基準の緩和設備及び／又は緩和操作について，その機能の達成に必要なサポート系設備及び／又は緩和操作までの時間余裕等を整理する。

また，成功基準の設定にあたっては，プラント間で共有される緩和設備の扱いについて整理する。（**附属書 N（参考）プラント間で共有される緩和設備における成功基準設定の例**　参照）

このシステム毎の成功基準の設定にあたって，熱水力解析及び／又は構造解析を実施する場合には，**7.2.3　成功基準設定のための熱水力解析・構造解析の実施**に従い実施する。

7.3.3　使命時間の設定

システム毎の成功基準の一つとして，各緩和設備の使命時間を設定する。使命時間の最短時間として 24 時間を用いる。24 時間の使命時間では短いと考えられる場合には，以下の観点から必要な時間を設定する。

a)　事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて，設定した使命時間中に必要な安全機能が達成されることによって高温又は冷温停止状態をもたらすことができる時間

b)　安全機能を確保している緩和設備が故障した場合に備えて，同じ安全機能を達成するための緩和設備の復旧又は緩和操作等によって，手段の多様性の確保に必要な時間

なお，事故シーケンスにおいて必要な安全機能が達成されるなどの場合には，24時間未満の使命時間を用いてもよい。（**附属書O（参考）使命時間の例**　参照）

7.4　成功基準の妥当性の確認

設定した成功基準の妥当性を確認する。(**附属書 P(参考)成功基準の妥当性確認の例**　参照)

また，**13.3　影響因子の選定及び感度解析の実施**で，PRA の結果に有意な影響を与える因子を選定するため，成功基準の設定に対して影響の大きい不確実さの要因を特定する。

8　事故シーケンスの分析

8.1　一般事項

設定した成功基準に基づき，選定した起因事象に対して，炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開する。

8.2　事故シーケンスの展開

8.2.1　事故シーケンスの分析手法の選択

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析及び定量化が可能である手法として，イベントツリー法を用いる。（**附属書 Q（参考）イベントツリー作成手法**　参照）

ただし,その適用性が説明できる場合にはイベントツリー法以外の手法を用いてもよい。

8.2.2　ヘディングの設定

6.2　起因事象のグループ化で同定した起因事象グループ毎に,同定した安全機能及び設定した成功基準に基づいてイベントツリーのヘディングを設定する。

事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため，事象の進展及び機能上の相互関係を考慮して，できる限り事象の進展に従いヘディングの順番を決める。事象の進展に従いヘディングの順番を設定しない場合には，その根拠を示す。（**附属書 R（参考）ヘディングの設定順序の考え方**　参照）

レビュー用

8.2.3　イベントツリーの展開

ヘディングにおける分岐の有無を，関連する全ての緩和設備の状態を考慮して決定し，事故シーケンスを網羅的に展開する。事故シーケンスの展開にあたっては，緩和設備又は運転員の操作の成否がその後の事象進展に大きく影響する場合は，事故シーケンスの展開で明示的に取り扱う。

時間の経過を考慮したモデル化が必要な場合は，事故シーケンスの展開で考慮する。なお，時間の経過を考慮したモデル化については，**9.2　システムのモデル化**で考慮することもできる。（**附属書 S（参考）時間の経過を考慮した事象等の例**　参照）

8.2.4　事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類する。さらに，炉心損傷状態を PRA の目的によって細分化する（**12.4　評価結果のとりまとめ**参照）。レベル 2PRA とのインターフェイスが必要な場合には，最終状態を炉心損傷後のプラント状態に影響する緩和設備の成否，原子炉圧力容器内の圧力の状態，並びに炉心損傷及び格納容器破損時期などによってプラント損傷状態に分類する。

8.3　従属性のモデル化

8.3.1　起因事象従属性のモデル化

6.1.2　従属性を有する起因事象の同定において，同定した起因事象従属性に基づいて，**8.2　事故シーケンスの展開**又は**9.3.1　システムの従属性**でモデル化を行う。

8.3.2　緩和設備間の従属性のモデル化

9.3.1　システムの従属性において，同定する緩和設備間の従属性に基づいて，**8.2　事故シーケンスの展開**又は**9.3.1　システムの従属性**でモデル化を行う。（**附属書 T（参考）緩和設備間の従属性の例**　参照）

8.3.3　物理的条件による従属性のモデル化

各々の事故シーケンスにおいて，緩和設備の成否に影響を与える物理的条件（温度，圧力，水位，湿度など）を同定する。評価対象プラントに適用可能な熱水力解析又は実施済みの解析結果，実験結果などを用いた分析を行うことによって，物理的条件による緩和設備への影響（例えば，NPSH 喪失，流路の閉塞）を同定し，その従属性に基づいて，**8.2　事故シーケンスの展開**又は**9.2.5　システム・機器の作動条件の扱い**でモデル化を行う。評価対象プラントのデータを用いない場合には，その適用性を示す。

8.3.4　複数のイベントツリーにおける従属性のモデル化

複数のイベントツリーで事故シーケンスを表す場合には，各事故シーケンスを構成するヘディング間の従属性を事故シーケンスの定量化段階で取り扱うことができるようにモデル化する。（**附属書 U（参考）　大イベントツリー／小フォールトツリーにおける従属性の考え方**　参照）

8.4　レベル 2PRA に影響する因子のモデル化

レベル 2PRA を実施する場合には，プラント損傷状態及びその発生頻度がレベル 2PRA

へのインターフェイスとなる。このため，レベル 1PRA に引き続いてレベル 2PRA を実施する場合には，プラント損傷状態毎の発生頻度を算出できるように，以下に示す格納容器健全性もしくはソースタームの評価結果に重要な影響を与える因子のモデル化を行う。

a)　格納容器健全性への影響のモデル化

炉心損傷の防止に関係のない緩和設備であっても，その作動の成否が格納容器の破損の防止及び格納容器バイパスの防止に影響を与えるものについては，レベル 1PRA のイベントツリーでモデル化する。

b)　ソースタームへの影響のモデル化

炉心損傷の防止に関係のない緩和設備であっても，その作動の成否がソースタームに影響を与えるものについては，レベル 1PRA のイベントツリーでモデル化する。

なお，レベル 2PRA において格納容器健全性もしくはソースタームの評価結果に重要な影響を与える因子のモデル化を実施することも可能であり，その場合には，レベル 1PRA でのモデル化は不要である。

9　システム信頼性解析

9.1　一般事項

8　事故シーケンスの分析で設定したイベントツリーのヘディングに対応するシステムの信頼性モデルを作成し，そのモデルを用いてシステムのアンアベイラビリティを求める。

9.2　システムのモデル化

9.2.1　システム信頼性解析手法

システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき，システムのアンアベイラビリティの定量化を可能にする手法として，フォールトツリー法を用いる。ただし，その適用性が説明できる場合にはフォールトツリー法以外の手法を用いてもよい。（**附属書 V（参考）フォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法**　参照）

システムをモデル化するにあたり，**5　プラント情報の調査**のプラント情報に基づき以下を明確にする。

a)　系統構成機器とバウンダリ

b)　通常運転及び事故時の系統構成

c)　必要な計測制御

d)　他の系統との従属性

e)　試験・保守の要件と運用

f)　保安規定による運転制限

g)　構成機器の運転可能性と設計限界

h)　通常運転及び事故時の手順書

9.2.2　システムの評価対象範囲の明確化

フロントライン系とサポート系の境界を明確にした上で，サポート系も含めた評価対象

範囲を明確にする。サポート系の故障は，多数のフロントライン系に対して従属故障を引き起こすため，モデル化を省略する場合には，システムのアンアベイラビリティに対する従属故障の影響が十分に小さいことを確認する。また，復旧手順があることだけを理由にサポート系のモデル化を省略することは許容されない。

システムが複数の系列から構成されている場合には，それぞれの系列についてモデル化する。

また，系統の起動及び作動に必要な信号系をモデル化する。自動起動に期待する場合は自動起動条件（水位低等），起動ロジックに必要な許可信号，保護信号などをモデルに含める。ただし，故障した結果が系統の運転にとって有益な効果をもたらすような構成機器の場合（例えば故障時に系統の起動に必要な信号を発生させる計装機器の故障等）は，モデルに含めない。

9.2.3　フォールトツリーの作成

8.2.2　ヘディングの設定で設定したイベントツリーのヘディング及び**7.3　成功基準の設定**で設定した成功基準を基に，フォールトツリーの頂上事象を設定する。システムの運転状態，故障に至る要因及び使命時間を分析し，頂上事象の発生要因を展開する。（**附属書W（参考）フォールトツリーで使用される記号**　参照）（**附属書X（参考）フォールトツリーの例**　参照）

フォールトツリーを作成するにあたり，次のことを考慮する。

a)　使命時間中の機能達成に必要な空気，電源，冷却水などの量。

b)　運転切替による機器の運転又は待機状態。

c)　プラント間で共用している機器の取り扱い。

d)　必要流量が確保できなくなるような系統外流出の可能性。

なお，次のいずれかを満たす場合はフォールトツリーの詳細な展開を省略してもよい。ただし，省略された機器等が他のシステムと従属性がないこと，又は影響が十分に小さいことを示す。

- 系統レベルの故障実績データが十分に存在し，系統単位の故障確率が算出できる場合
- システム故障に対して運転員による人的過誤の寄与が大きい場合

9.2.4　フォールトツリーの基事象

動的機器及び静的機器の故障，試験及び保守，人的過誤など，次の事象をフォールトツリーの基事象として用いる。機器の故障については，**11　パラメータの作成**で作成するパラメータとの整合性に注意しながら，適切な故障モードに分割する。また，同パラメータを用いて基事象の発生確率を算出する。基事象及び故障モードの名称については，複数の系統又は系列で用いることができるよう，一定の規則に従い命名する。（**附属書Y（参考）基事象発生確率の算出の例**　参照）

a)　状態変更失敗（動的機器）

－　ポンプの起動失敗

－　弁の開失敗又は閉失敗（開固着含む）

－　遮断器の開失敗又は閉失敗

－　リレーの開失敗又は閉失敗

など。

b)　機能維持失敗（動的及び静的機器）

－　ポンプの継続運転失敗

－　弁，配管などの破損又はリーク

－　機器の誤動作（制御系，計器などの誤動作，弁の誤開又は誤閉など）

－　機器閉塞（弁，配管，ストレーナ，熱交換器，タンクなど）

など。

c)　故障した機器の復旧失敗

ただし，11　**パラメータの作成**において復旧時間が適切に評価できない場合は，ハードウェア故障の復旧を考慮してはならない。

d)　試験及び保守（**附属書 Z（参考）試験及び保守による使用不能状態の例**　参照）

e)　人的過誤（起因事象発生前又は起因事象発生後）

次のスクリーニング基準のうち１つが満たされる基事象は，モデルから除外してもよい。ただし，他のシステムと従属性がある場合は除外してはならない。（**解説 8　基事象のスクリーニング基準**　参照）

－　系統内における機器の除外条件

ある機器における全ての故障モードの故障確率の合計値が，同じ系統の同じ系列内で最大の故障確率を持つ機器より少なくとも２桁低い場合

－　機器内における故障モードの除外条件

ある機器における故障モードの故障確率が，同じ機器内での最大の故障確率を持つ故障モードより少なくとも２桁低い場合

9.2.5　システム・機器の作動条件の扱い

システム又は機器の機能喪失を引き起こす条件を特定し（例えば，過度の熱負荷，電気負荷，湿度など），これらが設計条件を超える場合には，当該システム又は機器は使用できないものとする。（**附属書 AA（参考）システムにおける隔離又はトリップの例**　参照）

ただし，以下の適切な組合せで設計条件を超えても使用可能であることの妥当性が示される場合は，当該システム又は機器の作動に期待してもよい。

a)　試験又は運転データ

b)　解析

c)　専門家判断

9.2.6　サブツリーを使用する場合のモデル化

フォールトツリーの簡略化のために複数の基事象を統合したサブツリーを用いる場合は，異なる回復可能性のある事象，他の系統で必要とされる事象，失敗確率がシナリオに依存する可能性のある事象をサブツリー化しないようにする。（**附属書 AB（参考）サブツリー化できない場合の具体例**　参照）

9.3　システム信頼性解析における従属性のモデル化

9.3.1　システムの従属性

起因事象との従属性，並びに以下に示す異なるシステム間での従属性及び同一システム内での従属性を同定し，モデル化する。（**附属書 AC（参考）システム間の従属性を同定する方法の例**　参照）

a)　フロントライン系及びサポート系

フロントライン系とサポート系，及びサポート系同士の間の従属性を適切にモデル化する。サポート系のモデル化においては，以下に示すようなフロントライン系とサポート系とのインターフェイスを含める。

- 起動ロジック
- 構成機器の制御に必要なサポート系統
- 構成機器の動力源
- 構成機器の冷却

フロントライン系の運転にサポート系の運転が必要か否かは，事故時の環境変化を考慮したプラント固有の解析によって確認する。必要と判断された場合には，必要なポンプ台数等の成功基準を合わせて確認する。このとき，保守的なアプローチに基づくことを許容するが，その結果がリスクに大きく寄与する場合には，現実的な成功基準とタイミングに基づかなければならない。

b)　システム・機器の作動条件

9.2.5　システム・機器の作動条件の扱いにおいて特定された，作動条件が設計条件を超えた際に引き起こされるシステム又は機器の機能喪失が，複数のシステム又は機器に及ぶ場合には，その従属性をモデルに含める。

c)　保全活動及び運転員操作

計画された活動（保全活動等）によって冗長機器が同時に待機除外になる可能性がある場合には，これをモデル化する。また，**10　人間信頼性解析**において，系統又は系列間にわたる運転員操作による従属性が同定された場合には，その従属性をモデルに含める。

9.3.2　共通原因故障の同定

同一又は異なるシステムにおいて,多重性を持たせるために用いられる機器については，型式，機能，環境，運用方法を考慮して，共通原因故障としてモデル化すべき機器グループ及び故障モードを同定する。（**附属書 AD（参考）共通原因機器グループの同定方法の例**　参照）

公衆審査用

ただし，動的機器の静的故障モード（電動弁の閉塞，外部及び内部リークなど），静的機器の各故障モード及び複数機器の故障発生の可能性が低いと判断できる機器の故障については除外してもよい。

9.3.3　共通原因故障パラメータの推定

同定した共通原因故障と整合するパラメトリックモデルを選定して，一般パラメータ及び推定用データを収集し，共通原因故障パラメータを推定する。共通原因故障パラメータの推定は“**原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準**：2010”の **7　共通原因故障パラメータの推定**を適用して，実施する。（**附属書 AE（参考）共通原因故障の一般パラメータ，一般データソースの例**　参照）

9.4　システム信頼性モデルの定量化

システム信頼性モデルを定量化し，システムのアンアベイラビリティを評価する。

9.5　システム信頼性モデルの妥当性確認

システムのアンアベイラビリティに対して寄与の大きい最小カットセットを確認し，システムを機能喪失に至らせる要因の組み合わせにおいてプラントの特徴を反映した主要かつ適切な要因が抽出されているかなどについて考察し，システム信頼性モデルの妥当性を確認する。

ただし，その適用性が説明できる場合には，別の手法によってシステム信頼性モデルの妥当性を確認してもよい。

10　人間信頼性解析

10.1　一般事項

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として，それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し，その発生確率を求める。このため，人間信頼性解析手法を用いて人的過誤確率を評価する。（**附属書 AF（参考）人間信頼性解析で対象とするタスク**　参照）（**附属書 AG（参考）人間信頼性解析の手順**　参照）

10.2　起因事象発生前作業の同定

10.2.1　起因事象発生前の作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器及びシステムに関して，定期検査要領書，運転手順書などを調査・分析することによって，人間信頼性解析においてモデル化すべき保守，試験，及び校正を同定する。（**附属書 AH（参考）起因事象発生前の作業及び起因事象発生後の作業に関する収集情報の具体例**　参照）（**附属書 AI（参考）人的過誤確率の一貫性の確認**　参照）

10.2.2　起因事象発生前の作業における従属性の同定

プラントで実施されている作業の中から，多重性又は多様性を有する機器及びシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定する。

10.2.3　同定した作業の除外

10.2.1 で同定した作業の中で，試験又は保守を実施した後に，機器を待機状態又は運転状態に復旧させる作業について，質の高いチェック（作業者とは別の人間による独立なチェック等）によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる作業は，その除外ルールを明確にした上で除外してもよい。なお，**10.2.2** で同定した作業を除外することはできない。（**附属書 AJ（参考）人間信頼性解析の対象から作業を除外する際のルールの例**　参照）

10.3　人的過誤事象（起因事象発生前）のモデル化

10.3.1　システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

人的過誤事象は，その作業失敗が機器及びシステムのアンアベイラビリティに対してどのように影響しているかを表すようにモデル化する。また，対象作業について，人的過誤による動作不能及び作業完了後の回復操作（復旧）失敗をモデル化する。（**附属書 AK（参考）作業完了後の回復操作失敗に考慮する復旧失敗モードの例**　参照）

10.3.2　校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として，起動信号の校正エラーが考えられる場合には，校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化する。

10.4　人的過誤確率（起因事象発生前）の評価

10.4.1　人的過誤確率の評価手法

THERP 手法を用いて，人的過誤の確率を体系的な方法で評価する。ただし，その適用性が説明できる場合には THERP 手法以外の手法を用いてもよい。（**附属書 AL（参考）THERP 手法以外の人間信頼性解析の例**　参照）（**解説 9　人間信頼性解析の手法について**　参照）

10.4.2　人的過誤確率のスクリーニング値の使用

システムのアンアベイラビリティ又は事故シーケンスの発生頻度に対する影響が小さい場合には，人的過誤確率として，過小評価にならないように定めたスクリーニング値を用いてもよい。

10.4.3　人的過誤確率の評価

プラント固有の条件に基づいて，人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては，人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。データ等によって他の分布が適切であることを示すことができる場合は，その分布を用いる。THERP 手法を用いる場合は，当該手法の中央値及びエラーファクタを用いて人的過誤確率を評価する。

また，炉心損傷頻度の点推定値の評価に用いることができるよう，人的過誤確率の平均値を算出する。

10.4.4　運転員又は保守員による過誤回復の評価

作業者本人，他の運転員，保守員又は当該事故条件で運転に関与することが定められている人員による過誤回復を評価してもよい。（**附属書 AG.6 過誤回復の効果の評価**　参照）その場合は，試験と確認作業との関係を踏まえ，一貫性のある設定方法を明示したうえで回復確率を使用する。（**附属書 AM（参考）過誤回復の評価における使用データの例**　参照）

起因事象発生前の過誤回復の評価では，次の情報を使用して試験及び確認作業との関係を評価する。

a) 手順書に基づいて実施される保守後試験及び校正後試験

b) チェックリストを用いた他の運転員による独立な検証

c) チェックリストを用いた時間経過後に別途実施される状態確認

d) 試験又は保守後に実施される日常の確認

複数の回復機会による回復失敗確率の低減を考慮する場合には，次の方法で，非保守的な評価となることを避ける必要がある。

－ 考慮する複数の回復機会に対して従属性を評価する

－ 回復効果の上限を設定する

10.4.5　人的過誤確率の評価に当たってのタスク間の従属性の考慮

タスク（作業又は緩和操作）間の従属性は，システムのアンアベイラビリティ，又は事故シーケンスの発生頻度に対して大きな影響があることから，**10.2.2　起因事象発生前の作業における従属性の同定**に対応して同定された多重性又は多様性を有する機器及びシステムに対して従属故障の要因となる作業については，人的過誤確率を評価するに当たって従属性を考慮する。（**附属書 AG.5 人的従属性の評価**　参照）

10.4.6　人的過誤確率の一貫性の確認

プラント履歴（運転，保守等の履歴），手順書，運転実績及び経験に基づく知見と，算出した人的過誤確率との間の一貫性を確認する。（**附属書 AI（参考）人的過誤確率の一貫性の確認**　参照）

10.5　起因事象発生後の緩和操作の同定

10.5.1　事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定

5　プラント情報の調査の調査によって，運転員によって行われる事故時の緩和操作を同定する。

また，同定する緩和操作には，成功基準にて設定される機器及びシステムの制御に要求される操作及び故障機器の回復操作を含める。

10.6　人的過誤事象（起因事象発生後）のモデル化

10.6.1　人的過誤事象を特定する条件

機器及びシステムの故障の原因となる起因事象発生後の人的過誤事象を次の情報を検討して，当該人的過誤事象を特定する条件を定義する。

－ 事故シーケンス特有の時間的な特徴（作業開始条件及び作業完了条件との関係）

－ 事故シーケンス特有の手順書

－ 監督者又は上位職者からの指示の可能性

－ 緩和操作の内容

10.6.2　認知失敗（診断失敗を含む）及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では，認知失敗（プラントの状況と実施すべき対応

公衆審査用

策を認識することの失敗，診断失敗を含む）と操作失敗を分けて定義する。（**附属書 AN（参考）対象とする人的過誤の分類と認知失敗及び操作失敗**　参照）

10.7　人的過誤確率（起因事象発生後）の評価

10.7.1 人的過誤確率の評価手法

プラント固有，シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に THERP 手法を用いて，人的過誤の確率を体系的な方法で評価する。ただし，その適用性が説明できる場合には THERP 手法以外の手法を用いてもよい。（**附属書 AG（参考）人間信頼性解析の手順**　参照）（**附属書 AL（参考）THERP 手法以外の人間信頼性解析の例**　参照）（**解説 9　人間信頼性解析の手法について**　参照）

10.7.2　人的過誤確率のスクリーニング値の使用

システムのアンアベイラビリティ又は事故シーケンスの発生頻度の評価に対する影響が小さい場合には，人的過誤確率として，過小評価にならないように定めたスクリーニング値を用いてもよい。

10.7.3　人的過誤確率の評価

プラント固有，シナリオ固有の行動形成因子の影響を査定し，人的過誤確率及びその不確実さを評価する。（**附属書 AO（参考）起因事象発生後の人的過誤事象の設定にて考慮する項目**　参照）

不確実さについては，人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。データ等によって他の分布が適切であることを示す場合は，その分布を用いる。THERP 手法を用いる場合は，当該手法の中央値及びエラーファクタを用いて人的過誤確率を評価する。また，炉心損傷頻度の点推定値の評価に用いることができるよう，人的過誤確率の平均値を算出する。

10.7.4　人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮

タスク（作業又は緩和操作）間の従属性は，システムのアンアベイラビリティもしくは事故シーケンス又はカットセットの発生頻度に対して大きな影響があることから，同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合は，個々の操作が実行される時点でのプラント及び運転員の状況を踏まえ，人的過誤確率を評価するにあたっては先行する人的過誤との間の因果関係の有無を考慮する。（**附属書 AG.5 人的従属性の評価**　参照）

10.7.5　人的過誤確率の一貫性の確認

シナリオの状況，プラント履歴（運転，保守等の履歴），手順書，運転実績及び経験に基づく知見と，算出した人的過誤確率との間の一貫性を確認する。（**附属書 AI（参考）人的過誤確率の一貫性の確認**　参照）

10.8　回復操作の評価

10.8.1　回復操作の評価における確認事項

プラント固有の根拠に基づき，次に示す内容のうち，当該回復操作に関係する内容について確認した上で回復操作を評価する。

公衆審査用

－ 当該回復操作の手順書があり，訓練されていること，又はそれ以外の方法（単純な範囲の回復活動である設備の取扱説明書による対応も含む）で実行可能であること
－ 当該回復操作を実施する合図もしくは指示があること
－ 当該回復操作に行動形成因子の影響が検討・確認されていること
－ 操作に対して必要な要員を確保できること

10.8.2　回復操作失敗確率の評価における従属性の評価

同一の事故シーケンス又はカットセットに複数の人的過誤が含まれる場合は，含まれる回復操作失敗と他の人的過誤を摘出し，それらの従属性について分析し，この従属性を踏まえて回復操作失敗確率を評価する。（**附属書 AP（参考）同一カットセット内の人的過誤事象間の従属性に関する注意事項**　参照）

11　パラメータの作成

11.1　一般事項

9　システム信頼性解析，**12　事故シーケンスの定量化**，及び**13　不確実さ解析及び感度解析**のために必要となる機器故障率及び試験又は保守作業によるアンアベイラビリティなどを評価するために必要となるパラメータを作成する。事故シーケンスの定量化のためには，このほかに起因事象発生頻度，共通原因故障パラメータ，人的過誤確率が必要であるが，これらのパラメータについては，それぞれ**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**，**9　システム信頼性解析**，及び**10　人間信頼性解析**で規定する。

11.2　分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定

9　システム信頼性解析で設定された基事象に対応するように機器，機器の故障モード，及び機器バウンダリを定義して分析対象を把握し，適用する確率モデルを選定して，その確率モデルに関するパラメータ及び収集するデータを特定する。分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定は“**原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010**”の**4　分析対象事象の定義，確率モデルの選定並びにデータの特定**を適用して実施する。

11.3　データ及び一般パラメータの収集

5　プラント情報の調査で得られたプラント情報から，構成機器の故障確率又は故障率，アンアベイラビリティ，故障の復旧時間の各パラメータの推定に必要となるデータを収集，選定，集計する。また，一般データソース又は一般パラメータも必要に応じて収集する。データの収集は“**原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010**”の**5　データ及び一般パラメータの収集**を適用して実施する。（**附属書 AQ（参考）一般パラメータ，一般データソースの例**　参照）

11.4　確率モデルの検証及びパラメータの推定

11.2　分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定で選定した確率モデル

申請用公衆審査

を適用することの妥当性を検証し，**11.3　データ及び一般パラメータの収集**に記載したプラントの実績データ又は一般データソースから選定したデータを基に，パラメータを推定し，データ又は知識等の不確実さをパラメータの確率分布として表現する。評価対象プラントの実績データを用いてパラメータが適切に推定できない場合は，収集した一般パラメータをそのまま，又は事前知識として用いてもよい。確率モデルの検証及びパラメータの推定は“**原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010**”の**6　確率モデルの検証及びパラメータの推定**を適用して実施する。

12　事故シーケンスの定量化

12.1　一般事項

炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を算出し，炉心損傷頻度を評価するとともに，主要結果に関する分析を実施する。また，目的に応じた重要度指標を選定して定量的に評価し，炉心損傷頻度に支配的な因子を把握する。

事故シーケンスの発生頻度は，**8　事故シーケンスの分析**を受け，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**，**9　システム信頼性解析**，**10　人間信頼性解析**，及び**11　パラメータの作成**から得られた，起因事象発生頻度，機器故障確率，人的過誤確率，及びシステムのアンアベイラビリティ等を用いて定量化し，炉心損傷頻度の点推定値を算出する。（**解説10　事故シーケンスの定量化における点推定値及び平均値**　参照）

12.2　事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化

12.2.1　実証された定量化手法の使用

手法特有の制限及び特性を考慮し，炉心損傷頻度への寄与因子を識別できる適切なモデル及び計算コードを使用する。適切な定量化の手法として，フォールトツリー結合法又は条件付分岐確率イベントツリー法があるが，その適用性が説明できる場合には，これら以外の定量化手法を用いてもよい。（**附属書AR（規定）事故シーケンスの定量化手法**　参照）（**附属書AS（参考）最小カットセットの打切り値**　参照）

12.2.2　事故シーケンスの定量化における回復操作の取扱い

炉心損傷を回避するための回復操作は，**9　システム信頼性解析**，又は事故シーケンスの定量化の中で取り扱う。取り扱う回復操作は，手順書が用意されているか，又はこれに準ずるものとする。全ての事故シーケンスに対して回復操作を考える必要はなく，回復操作を導入する効果が大きな事故シーケンス，及び重要な事故シーケンスに対して検討すればよい。

12.2.3　検証された計算コードの使用

計算コードを用いて事故シーケンスの定量化を行う場合には，国内外で使用実績のある計算コード等，事故シーケンスの定量化を行う機能に対して必要な評価精度を有することが検証された計算コードを使用する。

12.3　重要度解析の実施

廃止編冊

炉心損傷頻度に支配的な因子を同定し，PRA の活用に有用な定量的情報を提供するために，重要度解析を実施する。得られた結果が妥当かどうかを確認するとともに，評価結果に重要な影響を及ぼす仮定について検討する。

重要度解析では，炉心損傷頻度に有意な寄与を持つ機器故障及び人的過誤等を対象に，Fussell-Vesely 重要度及びリスク増加価値（RAW）を算出する。また，Fussell-Vesely 重要度に代わってリスク低減価値（RRW）を用いてもよい。重要度指標には，これら以外にも多くの指標があり，目的によっては他の指標が有用なことがある。その適用性が説明できる場合には，これら以外の指標を用いて重要度解析を実施してもよい。（**附属書 AT（参考）重要度指標**　参照）

12.4　評価結果のとりまとめ

事故シーケンスの発生頻度の定量化結果を基に，目的によって必要な評価結果をとりまとめる。（**附属書 AU（参考）評価結果のとりまとめの例**　参照）

12.5　定量化結果の検証

事故シーケンスの定量化結果をレビューし，計算結果の妥当性を確認する。（**附属書 AV（参考）事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点**　参照）

13　不確実さ解析及び感度解析

13.1　一般事項

炉心損傷頻度の不確実さ及び PRA の結果に影響する因子の感度を把握する。

13.2　炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施

12　事故シーケンスの定量化を受け，起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含まれる機器故障，人的過誤，共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなして**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**，**9　システム信頼性解析**，**10　人間信頼性解析**，及び **11　パラメータの作成**で設定した確率分布を入力としてモンテカルロ法又は同等の不確実さ伝播解析手法を用いて，炉心損傷頻度及びレベル 1PRA の実施目的によって必要となる解析結果における平均値及び不確実さ幅を評価する。（**附属書 AW（参考）不確実さ解析の例**　参照）

モンテカルロ法を用いる際に使用する乱数の適用方法及び試行回数は，結果に有意な影響がないように選択する。

13.3　影響因子の選定及び感度解析の実施

重要度解析及び既往の PRA の結果を参考にして，評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル，データに関する不確実さの要因又は解析上の仮定，条件，機器故障，人的過誤等の因子を選定して結果への潜在的な影響を把握するため，感度解析を実施する。また，複数の因子による組合せが重要な影響を与えると考えられる場合には，これらの組合せについて感度解析を実施する。（**附属書 AX（参考）感度解析の例**　参照）

感度解析の対象項目のうち，解析によらなくても影響の程度を把握できる場合には，こ

れらの対象項目が影響を及ぼす程度を炉心損傷頻度などの結果に合算するなどの簡略評価でもよい。

感度解析は次の手順で実施する。

a) 感度解析項目の検討

基準ケースの仮定及び解析結果の分析に基づいて，感度解析項目，その変更内容及び変更値などを決定する。

b) 事故シーケンスの発生頻度の算出

各事故シーケンスのモデルを用いて，a)に対応する事故シーケンスの発生頻度を算出する。

なお，事故シーケンスのモデルを変更する必要がある場合には，事故シーケンスのモデルも含めて変更し，発生頻度を算出する。

c) 結果の検討

基準ケースの事故シーケンスの発生頻度との比較を行い，感度解析の対象とした項目が及ぼす影響を評価する。また，感度解析結果に基づいて，基準ケースで設定した仮定の妥当性及び事故シーケンスの発生頻度への寄与が大きい項目について検討する。

14 文書化

14.1 目的・範囲・結果及び手法等の文書化

レベル 1PRA 実施の目的，評価範囲，用いた手法，条件，モデル，パラメータ，評価結果等を追跡可能な詳細さで文書化する。（**附属書 AY（参考）文書化項目の例** 参照）

14.2 規定への適合性の文書化

5 プラント情報の調査から**13 不確実さ解析及び感度解析**までの内容に関して，実施したレベル 1PRA がこの標準の具体的な規定を満足していることを文書化する。

14.3 除外事項等の適用の妥当性の文書化

5 プラント情報の調査から**13 不確実さ解析及び感度解析**までの内容に関して，実施したレベル 1PRA において，この標準の具体的な規定で許容されている除外事項又は例外事項を適用した場合には，その妥当性を文書化する。

14.4 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の実施の文書化

附属書 B（規定）レベル 1PRA の品質を確保するための方策の規定を満足するために実施した **B.1 専門家判断の活用**，**B.2 ピアレビューの実施**及び **B.3 品質保証活動の実施**について文書化する。

附属書 A
（参考）
レベル 1PRA 実施手順の概要と各実施項目の関連

序文

この附属書は，4　**レベル1PRAの実施手順**に示される実施項目がレベル 1PRA の実際の作業の中でどのように参照されるかを示すため，レベル 1PRA の実施手順（品質を確保するための方策を含む）の流れ，レベル 2PRA とのインターフェイスの関連を整理したものである。

作業は，まずプラントの構成・特性を調査することから始める。次に起因事象を選定し，その各々に対してプラントの安全機能が成功又は失敗する組合せをイベントツリー及びフォールトツリーを用いて分析し，炉心損傷に至る事故シーケンスを検討する。イベントツリー及びフォールトツリー展開の過程で，プラントの設計及び運転管理方法を詳細に分析し，機器の従属故障及び人的過誤を考慮する。最後に事故シーケンスの発生頻度を機器故障率などのデータを用いて計算し，結果を十分吟味して報告書をとりまとめる。

次にレベル 1PRA 実施手順の概要及び各実施項目並びにレベル 2PRA とのインターフェイスの関連を記載する。

A.1　プラント情報の調査

PRA を実施するには，その目的に応じたプラントの設計及び運用に関する資料を収集する必要があることから，この実施項目がある。

5　**プラント情報の調査**の結果は，後続の各作業に引き継がれ，また，文書化の段階で評価対象プラントの一般情報として用いられる。

A.2　起因事象の選定及び発生頻度の推定

炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスの引き金となる事象を選定し，その発生頻度を定量化する必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，5　**プラント情報の調査**の結果を受け，潜在的に重要な起因事象を見落としがないよう，また，発生頻度及び影響の観点から抽出すべき起因事象を同定する。さらに，事象シナリオ及び緩和設備への影響が類似した起因事象をグループに分類し，グループ分類した起因事象の発生頻度を，発生事例及び運転経験を用いて算出する。

グループ分類した起因事象の情報は，7　**成功基準の設定**及び8　**事故シーケンスの分析**に，また起因事象の発生頻度は，12　**事故シーケンスの定量化**及び13　**不確実さ解析及び感度解析**に引き継がれる。

A.3　成功基準の設定

公衆審査用

同定される安全機能に対して，起因事象毎に炉心損傷防止の達成に必要な緩和設備の組合せを検討する必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，5　**プラント情報の調査**，及び6　**起因事象の選定及び発生頻度の推定**の結果を受け，評価対象プラントの設計，手順書，運転方法を基に，熱水力解析・構造解析を行って，炉心損傷を防止する緩和設備の最小の組合せを成功基準として設定する。

設定される成功基準は，8　**事故シーケンスの分析**及び9　**システム信頼性解析**に引き継がれる。

A.4　事故シーケンスの分析

成功基準及びプラント最終状態を踏まえて，起因事象毎に各安全機能に対応する緩和設備，動作をモデル化する必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，5　**プラント情報の調査**の結果，及び 7　**成功基準の設定**からの炉心損傷を防止する緩和設備の最小の組合せに基づき，6　**起因事象の選定及び発生頻度の推定**におけるグループ分類した起因事象毎に，従属性の考慮を図りつつ，炉心損傷に至るプラント個別の事故シナリオ（事故シーケンス），及び事故シーケンスの最終状態を同定する。事故シーケンスの分析結果はイベントツリーとして表現される。

事故シーケンスの分析の結果は，9　**システム信頼性解析**で対象とする安全機能及び緩和設備の決定に反映されるとともに，12　**事故シーケンスの定量化**に引き継がれる。

A.5　システム信頼性解析

イベントツリーのヘディングを対象に，システムをモデル化し，システムのアンアベイラビリティを求める必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，8　**事故シーケンスの分析**で作成されたイベントツリーのヘディングを対象に5　**プラント情報の調査**の結果から得られたシステム情報（対象とするシステム，サポート系の構成，運転，機能確認等の運用等）を基に， 10　**人間信頼性解析**及び11　**パラメータの作成**の結果と整合性のとれたシステムのモデル化を行い，そのシステムのアンアベイラビリティを求める。

システム信頼性解析の結果は，12　**事故シーケンスの定量化**及び13　**不確実さ解析及び感度解析**に引き継がれる。

A.6　人間信頼性解析

炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼす作業及び運転操作を対象として，その作業を遂行する過程で起こり得る人的過誤の発生確率を求める必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，モデル化されたシステムのアンアベイラビリティに影響する可能性のある作業を，5　**プラント情報の調査**の結果から得られたシステム情報（運転手順書等）を

公衆縦覧用

基に同定し，人的過誤確率を定量化する。

求められた人的過誤確率は，**9　システム信頼性解析**に入力データとしてフィードバックされ，これらの結果が**12　事故シーケンスの定量化**及び**13　不確実さ解析及び感度解析**に引き継がれる。

A.7　パラメータの作成

9　システム信頼性解析，**12　事故シーケンスの定量化**及び**13　不確実さ解析及び感度解析**のために必要となる機器故障率，試験又は保守作業による待機除外確率などのパラメータを評価する必要があることから，この実施項目がある。

9　システム信頼性解析，**12　事故シーケンスの定量化**及び**13　不確実さ解析及び感度解析**では，この他に，起因事象の発生頻度，緩和系設備のアンアベイラビリティ，人的過誤確率などのパラメータも必要となるが，これらの導出については，それぞれ**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**，**9　システム信頼性解析**及び**10　人間信頼性解析**で取り扱われる。

機器故障率等のパラメータについては，**9　システム信頼性解析**で設定された基事象と対応するように，機器バウンダリ及び故障モード，供用不能状態，並びに復旧事象を定義し，データを収集，選定，集計してパラメータを推定する。

機器故障率等のパラメータの情報は，**9　システム信頼性解析**に入力データとしてフィードバックされ，これらの結果が**12　事故シーケンスの定量化**及び**13　不確実さ解析及び感度解析**に引き継がれる。

A.8　事故シーケンスの定量化

全炉心損傷頻度を算出し，評価結果に関する分析を実施する必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**，**8　事故シーケンスの分析**から得られたイベントツリー，**9　システム信頼性解析**，**10　人間信頼性解析**及び**11　パラメータの作成**から得られた，起因事象の発生頻度，機器故障確率，人的過誤確率，及びシステムのアンアベイラビリティ等を用いて，事故シーケンス発生頻度及び全炉心損傷頻度を算出する。これらの定量化結果をレビューし，計算結果の妥当性を確認するとともに，重要度解析を実施し，炉心損傷頻度に大きな影響を与える因子を同定する。

これらの結果は**13　不確実さ解析及び感度解析**に引き継がれる。

A.9　不確実さ解析及び感度解析

炉心損傷頻度の不確実さ及び影響する因子の感度を把握する必要があることから，この実施項目がある。

この作業では，**12　事故シーケンスの定量化**を受け，**6　起因事象の選定及び発生頻度**

の推定，9　**システム信頼性解析**，10　**人間信頼性解析**及び11　**パラメータの作成**で得られた故障率等の不確実さが炉心損傷頻度の不確実さにどのように伝播するかを評価し，また，主要なモデル上の仮定に関する感度解析を実施する。

A.10　文書化

レベル 1PRA の結果の利用，更新，専門家によるレビューにおける PRA の内容理解を容易にするために，この実施項目がある。

この作業では，5　**プラント情報の調査**から13　**不確実さ解析及び感度解析**に至る一連の作業において，採用された仮定，根拠，手法，結果等を文書化する。また，この標準の具体的な規定を満足していることを文書化する。

A.11　レベル 2PRA とのインターフェイス

レベル 2PRA とのインターフェイスが生じるのは，5　**プラント情報の調査**，8　**事故シーケンスの分析**，12　**事故シーケンスの定量化**，13　**不確実さ解析及び感度解析**の項目である。

a)　プラント情報の調査

レベル 1PRA で調査した機器・系統の構成，運転手順書などは，事故後のプラントの熱水力挙動解析及び放射性物質挙動解析に必要な施設の形状，機器・系統の容量などがレベル 2PRA で利用できる。

b)　事故シーケンスの分析

レベル 1PRA の起因事象の選定及び発生頻度の推定，事故シーケンスの分析，システム信頼性解析，人間信頼性解析，パラメータの作成から得られた炉心損傷に至る事故シーケンスの種類及びそれら発生頻度の結果は，プラント損傷状態の分類及びそれらの発生頻度の設定がレベル 2PRA で必要となる。

c)　事故シーケンスの定量化

レベル 1PRA で得られた炉心損傷の防止手段の成否判断条件及びそれらの条件付確率などの従属事象の情報は，格納容器イベントツリーの作成及び事故シーケンスの定量化がレベル 2PRA で必要となる。

d)　不確実さ解析及び感度解析

レベル 1PRA で得られた不確実さ解析の結果は，プラント損傷状態の確率分布を作成するための事故シーケンスの発生頻度の平均値及び不確実さの幅がレベル 2PRA で必要となる。

附属書 B
（規定）
レベル 1PRA の品質を確保するための方策

序文

この附属書は，4　**レベル1PRAの実施手順**におけるレベル 1PRA の品質を確保するために実施する専門家判断の活用，ピアレビュー及び品質保証活動の実施について規定する。また，レベル 1PRA の品質を確保するための具体的な方策の留意事項については，**附属書 C（参考）レベル 1PRA の品質を確保するための具体的な方策に関する留意事項**に示す。

B.1　専門家判断の活用

専門家判断を活用する場合とは，その判断を必要とする技術要素に関する専門家がレベル 1PRA 実施者の中に含まれていない場合，又は幅広い視点から専門家判断を必要とするような場合であり，次の a)から e)のようにして行う。

a)　専門家による判断は，次の 1)から 4)のような場合に活用する。
   1)　異なる解釈がなされているデータを用いる場合
   2)　複数のモデルが存在し，その一つの適用性を判断する場合
   3)　評価上の仮定及び計算が適切になっているかを判断する場合
   4)　情報が少ないか，又は不確実さが大きいデータなどを用いる場合

b)　特定の技術分野において，自分自身の判断を提供できる者，又は，複数の専門家判断の根拠を評価し，統合できる者を専門家として選任し，この専門家による判断を集約して，レベル 1PRA を実施する場合に必要となる技術的な判断を行う。ただし，合理的な理由なく特定の専門家に判断が集中しないようにする。

c)　レベル 1PRA の実施者は，レベル 1PRA において，専門家判断の結果がどのように処理され，活用され，文書化されるかなどを，専門家に対し明確に説明する。

d)　専門家判断を必要とする技術的な課題の難易度に応じて，レベル 1PRA 実施者が個別に専門家の判断を聴取して活用するか，又は複数の専門家を組織して統合的に判断する方法がある。ただし，いずれの方法においても専門家及びレベル 1PRA 実施者の責任範囲を明確にする。

e)　専門家判断の集約に用いた方法及び／又は手順は，専門家判断を採用した理由，専門家判断の経過及び結果とともに，文書にまとめる。

B.2　ピアレビューの実施

ピアレビューの対象とするレベル 1PRA が，この標準を満足していることを客観的に確認し，レベル 1PRA の品質を確保するためにピアレビューを実施する。ただし，レベル 1PRA を「参考情報として活用」する場合など，その利用目的に応じてピアレビューを簡

公衆審査用

素化又はピアレビューを省略してもよい。

ピアレビューの実施要領の概要を次の a)から c)に示す。

a) ピアレビューチームの構成者

次の 1)から 5)の条件を満たす者で構成するチームによって，公正かつ客観的にピアレビューを行う。

1) レビューするレベル 1PRA に参加していない。
2) レビューするレベル 1PRA に係る技術的内容に対する専門技術を，チーム全体として包絡している。
3) プラントの設計，運転，保守，管理，安全評価などのいずれか一分野以上の知識を有している。
4) この標準の当該専門部分の内容を理解している。
5) レビューの方法に関する知識を有している。

b) ピアレビューの実施

次の 1)から 7)の要領でピアレビューを実施する。

1) レベル 1PRA の利用目的に適合するようにレビューの項目を定め，レビューの範囲，項目間の整合性及び一貫性を確認する。
2) この標準に準拠して，レベル 1PRA が実施されていることを確認する。
3) 評価に用いている手法及びその手法の適用が妥当かをレビューする。
4) 重要な不確実さの要因に対応した仮定及び近似などの妥当性を評価する。
5) 評価対象としたプラントの設計，運転，保守及び管理などの特徴が評価に適切に反映されているかをレビューする。
6) 各評価作業の過程で得られた結果が妥当であることをレビューする。
7) 必要に応じて実施されるレベル 1PRA の結果の更新の方法をレビューする。

c) ピアレビューの文書化

ピアレビューの結果について，次の 1)から 5)を文書化する。

1) ピアレビューチーム及びメンバー構成の適格性
2) 適用したレビューの方法
3) レビューした各技術内容のレビュー結果
4) この標準と異なる手法などが用いられている場合，その部分の妥当性
5) レベル 1PRA に対するレビューチームの見解

B.3 品質保証活動の実施

この標準は，レベル 1PRA の手法に関する要求事項及び実施手順を規定したものである。したがって，レベル 1PRA の品質を継続的に確保するためには，この標準のほか，原子力

に係る品質保証に関する基準(1)(2)に従い，PRA の利用目的に応じた品質保証活動を実施する。品質保証活動は，次の a)から f)の要領に従って実施する。

a) レベル 1PRA の実施に当たっては，責任及び作業の分担を明確にする。ピアレビューを実施する場合には，メンバーの責任及び作業の分担を明確にする。

b) 文書及び記録などに関する管理体制及び管理方法を明確にする。

c) レベル 1PRA で用いるデータ，モデル，計算コードなどの更新管理の方法を明確にする。

d) レベル 1PRA の実施に必要な技術的能力を有する者を配置する。

e) 先行レベル 1PRA から得られる知見，及び／又はレベル 1PRA に関連する最新の技術的知見を反映する仕組みを定める。

f) 文書化にあたっては，レベル 1PRA の結果をトレースできる（追跡可能）とともに，理解可能なような構成及び内容とする。また，活用した専門家の判断及びピアレビューの結果の反映についても含める。なお，PRA 又はその利用の透明性を確保するため，文書を公開又は利用可能とする必要がある場合には，核物質防護，商業機密などの観点から公開すべきでないと判断されるものを除き，レベル 1PRA の結果並びに重要なモデル，パラメータ，仮定及び条件を公開用文書として文書化する。

参考文献

(1) （社）日本電気協会，「原子力発電所における安全のための品質保証規程」，JEAC4111-2009，平成 21 年 9 月

(2) 原子力安全・保安院，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第 7 条の 3 から第 7 条の 3 の 7 及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置，運転等に関する規則第 26 条の 2 から第 26 条の 2 の 7 の要求事項に対する社団法人日本電気協会電気技術規程『原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）』の取扱いについて（内規）」，平成 21・09・14 原院第 1 号，平成 21 年 10 月

附属書 C
（参考）
レベル 1PRA の品質を確保するための具体的な方策に関する留意事項

序文

この附属書には，4　**レベル1PRAの実施手順**におけるレベル 1PRA の品質を確保するために実施する，専門家判断の活用，ピアレビューの実施及び品質確保活動の実施についての留意事項について記載したものである。

C.1　専門家判断の活用

a)　専門家による判断は，次の 1)から 4)のような場合に活用することができる。

1) 異なる解釈がされているデータを用いる場合

　異なる解釈が存在するような複雑な実験データに対して，どのような解釈が適切であるかを判断する場合。

2) 複数のモデルが存在し，その一つの適用性を判断する場合

　技術的問題に関連する評価モデルが複数提案されており，レベル 1PRA に用いた評価モデルが，それら評価モデルの中で適用性が高いかどうかを判断する必要がある場合。

3) 評価上の仮定及び計算が適切になっているかを判断する場合

　評価上の仮定及び計算が非保守的となっていないか又は過度に保守的となっていないかどうかを評価するために判断が必要な場合。

4) 情報が少ない又は不確実さが大きいデータなどを用いる場合

　情報が少ないため又は物理現象などによって本質的に不確実さが大きく，結果に対して大きな影響を与えるようなデータなどを用いる場合。

b)　レベル 1PRA において特に専門家判断が必要となりうる技術分野は，次の 1)から 3)などである。

1) 成功基準の設定
2) 共通原因故障のモデル化
3) 人間信頼性解析

c)　専門家判断の活用に関しての責任範囲の例を次の 1)から 3)に示す。

1) 専門家による個々の専門技術に対する判断は当該専門家が責任を有する。
2) 個々の専門家判断を集約し，統合的判断としてまとめる場合は，専門家判断を統合する者が統合的判断に対して責任を有する。
3) 専門家判断及び／又は統合的判断結果を尊重し，レベル 1PRA にどう活用するかは，レベル 1PRA 実施者が責任を有する。

レビュー用

C.2　ピアレビューの実施

ピアレビューの実施については，次の a)から c)について留意する必要がある。

a)　ピアレビューを行う者は，プラントの設計，運転管理，システム信頼性解析，人間信頼性解析など，レベル 1PRA に必要な広範囲な技術分野のいずれかに精通するとともに，担当する技術分野でのレベル 1PRA 実施基準に精通している必要がある。また，ピアレビューのチーム全体として，これら技術分野の全体を包絡するよう組織する。

b)　ピアレビューを行う者は，実施者の PRA にとらわれず独自の視点からレビューができるよう，**附属書 B（規定）B.2 a)**においてレビューするレベル 1PRA に参加していないことが定められている。

c)　当該レベル 1PRA の優良な点又は脆弱な点について，ピアレビューを通じて把握し，改善に役立てることも重要である。

C.3　品質保証活動の実施

品質保証活動の実施については，次の a)から b)について留意する必要がある。

a)　レベル 1PRA は，プラントの設計，運転管理，システム信頼性解析，人間信頼性解析など，技術分野が広く，レベル 1PRA 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充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 1PRA の実施に必要な情報の品質を確保する。

b)　文書化では，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の実施を反映したレベル 1PRA については，具体的な内容を記載する。また，専門家判断の活用，ピアレビューの実施及び品質保証活動の実施を，レベル 1PRA 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。

公衆審査用

附属書 D
（参考）
収集すべき情報及びその主な情報源並びに情報の補完方法の例

序文

この附属書は，**5　プラント情報の調査**において実施する，PRA 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並びにそれらの情報源を補完する方法を例示したものである。

D.1　収集すべき情報及びその主な情報源の例

表 D.1　収集すべき情報及びその主な情報源

PRA の作業	収集すべき情報		主な情報源
1. プラントの構成・特性の調査	PRA 実施にあたり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	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
		b) 運転・保守管理情報	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・シビアアクシデント対応などに関する文書
2. 起因事象の選定	原子炉冷却材の流出, 外部電源喪失などに関する事例		1) 上記 1 の情報源 2) 原子力施設運転管理年報 3) 先行 PRA 報告書及び関連する報告書 4) 海外事例に関連する報告書（米国 LER(Licensee Event Report)など）
3. 成功基準の設定	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作		1) 上記 1 の情報源 2) 運転員などの訓練プログラム 3) 先行 PRA 報告書及び関連する報告書
4. 事故シーケンスの分析			
5. システム信頼性解析	評価対象プラントに即した機器故障モード，運転形態など		
6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和操作等 ・各種操作・作業等に係る体制		
7. パラメータの作成	評価対象プラントに即したデータ及びパラメータ		**“原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準 : 2010”** の **5. データ及び一般パラメータの収集** を参照。

注）これらの情報については，実施する PRA の目的に応じて，最新の知見などを含め，適切な情報源を選定する。

D.2　収集した情報の補完方法及び補完する場合の例

表 D.1 に示した情報源のみでは目的とする作業が困難な場合には，情報を補完するためにプラントウォークダウン及び／又はプラント職員等への聞き取り調査を行う。

例えば，現場での回復操作を緩和手段として評価モデルに含める場合には，当該回復操作のためのアクセスの成立性を確認するために，プラントウォークダウンを実施することが有効である。また，モデル化する事故時対応操作が解析者のみでは特定が困難な場合及び試験・保守点検手順書等のみでは機器の健全性等を確認可能な範囲（バウンダリ及び故障モードを含む）を把握することが解析者にとって困難な場合にはプラント職員等へ聞き取り調査を行うことが有効である。ただし，いずれの場合においても，必ずしもどちらかの方法で実施するものではなく，必要に応じてこれらを適切に組合せながら評価のために必要な情報を収集する。

D.3　プラントウォークダウン等の実施時の留意事項

プラントウォークダウン又は聞き取り調査を実施する場合の留意事項について次に示す。

a) 対象範囲の設定

表 D.1 に示した情報源のみでは目的とする作業が困難であると判断した，評価対象とする運転員操作，回復操作などを対象範囲とする。なお，評価上，期待しない操作及び設備，並びに既往の PRA 結果などで情報が得られているものは，リソースの重点化の観点から対象範囲として除外することも有効である。

b) プラントウォークダウン等の実施における着眼点

事故時又はシビアアクシデント時の対応操作等にかかる操作性，アクセス可能性及び操作に必要な時間等を確認することが情報の補完に役立つ。

- 起動・停止操作を設備の近傍で行うような設計，又は行うことができる設計となっている設備を用いた操作
- 一時的な機能喪失に対して，設備の回復，隔離操作，予備品の使用又は応急的な修繕措置によって機能の回復が期待できる設備を用いた操作
- 運搬，設置，接続作業などを伴う可搬式の設備を用いた操作

公衆審査用

附属書 E
（規定）
起因事象の同定において考慮すべき事象

序文

この附属書は，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**において炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析・同定するために，最低限考慮すべき事象について規定したものである。（**附属書 I（参考）起因事象のグループ化の例**　参照）

E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象(1)

a) 過渡事象

原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが，プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。

b) LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ，原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA 事象を細分化する場合にはその考え方を示す。

c) SGTR(PWR)

d) インターフェイスシステム LOCA

原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障，又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。

e) 従属性を有する起因事象

緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には，ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障，さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。

参考文献

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

附属書 F
（参考）
起因事象同定の具体的方法の例

序文

この附属書は，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**における起因事象同定の具体的方法について例示したものである。

F.1 一般事項

起因事象の体系的な分析方法として，マスターロジックダイヤグラム(1)を用いる方法，故障モード影響解析を用いる方法，又はフォールトツリーなどの論理モデルによる方法がある。また，国内外の評価事例の分析を行うことによって起因事象を同定する方法もある。

F.2 マスターロジックダイヤグラム

マスターロジックダイヤグラムを用いた方法によって，起因事象を同定した例を**図 F.1** 及び**表 F.1** に示す。**図 F.1** は所外への放射性物質の放出を頂上事象とする樹形図であり，頂上事象の発生に関与する要因事象を論理的に展開することによって，基本事象として安全機能が同定されている。この安全機能を**表 F.1** の左端列に配置して，安全機能を脅かす結果の分析を行う。さらに，安全機能を脅かす結果に至る事象を分析することによって，最終的に起因事象を同定している。

F.3 故障モード影響解析

故障モード影響解析を用いた方法によって，サポート系故障時の影響解析を行い起因事象を同定した例を**表 F.2** に示す。これは米国の IPE(2)を参考に，故障モード影響解析の典型的な例として作成したものである。故障モード影響解析では表形式のワークシートを作成して系統的に影響の評価を行う。ワークシートの項目としては，左端にサポート系を配置して，これが故障することによって安全系統への影響又は重要なプラント機器を分析する。その結果，プラントにどのような影響を与えるかについて分析を行うことによって起因事象を同定している。

F.4 評価事例

代表的なものに EPRI NP-2230(3)がある。EPRI NP-2230 は，米国プラントの過渡事象発生頻度を分析したもので，ATWS の課題に関する EPRI の研究成果（予想される過渡事象の発生頻度）である。WASH-1400(4)では，起因事象を重要な 10 の過渡事象に基づきカテゴリに分類しているが，その後の研究によって，全ての過渡事象をカバーするためには，範囲の拡大が必要であることが明らかとなり，EPRI NP-2230 では，BWR では 37 カテゴ

閲覧用

リの起因事象，PWR では 41 カテゴリの過渡事象を設定し，範囲が拡大されている。EPRI NP-2230 における BWR 及び PWR の過渡事象を和訳した例[(5)]を**表 F.3** 及び**表 F.4** に示す。

公衆縦覧用

表 F.1　マスターロジックダイヤグラムを用いて起因事象を分析する方法の例

安全機能	安全機能を脅かす結果	安全機能を脅かす結果に至る事象（起因事象）	起因事象の発生原因の例
反応度制御	正の反応度の急速な添加	1. 制御棒グループの過剰な引き抜き 2. 制御棒の過剰な引き抜き	制御棒駆動系の故障 総合制御系の自動又は手動切り替えの不安定
	正の反応度の急速な添加及び原子炉冷却材インベントリの小規模な喪失	制御棒の完全な引き抜き	制御棒駆動系の接合部の故障
	僅かな負の反応度の急速な添加	制御棒の落下、制御棒グループの落下	制御棒駆動系の電源故障
	負の反応度のゆるやかな添加	誤濃縮	化学体積制御系の誤動作
	正の反応度のゆるやかな添加	誤希釈	化学体積制御系の誤動作
	大きい負の反応度の急速な添加	原子炉の誤トリップ	計装雑音、手動スクラム失敗、原子炉保護系試験のエラー、キセノン振動
炉心熱除去	炉心流量の減少	1. 一次冷却材ポンプのトリップ 2. 一次冷却材ポンプ軸の固着又は破損	低流量の指示 潤滑油冷却の喪失
	炉心流量の減少（一次冷却材ポンプの速度変化なし）	炉内構造物のベント弁開	
	流量分布の変化（一次冷却材ポンプの速度変化なし）	炉内流量の詰まり	腐食、付着物の蓄積
原子炉冷却材インベントリ制御	原子炉冷却材インベントリの小規模な喪失 （隔離不可、格納容器内）	1. 原子炉冷却系の小口径配管破断 2. 安全弁の誤開 3. 原子炉冷却系のシール故障 4. 制御棒駆動系のシール漏れ	 シール冷却の喪失
	原子炉冷却材インベントリの中規模な喪失 （隔離不可、格納容器内）	原子炉冷却系の中口径配管破断	
	原子炉冷却材インベントリの大規模な喪失 （隔離不可、格納容器内）	原子炉冷却系の大口径配管破断	
	原子炉冷却材インベントリの喪失 （隔離可、格納容器内）	逃がし弁の誤開	制御系の故障
	原子炉冷却材インベントリの喪失 （隔離可、格納容器外）	抽出又はサンプルラインの破断、 抽出逃がし弁の開	
	原子炉冷却材インベントリの喪失及びECCS水の炉心への流入	原子炉圧力容器破損	
	原子炉冷却材インベントリの蒸気発生器への流入	蒸気発生器細管からの漏れ	
	原子炉冷却材インベントリの減少 （冷却材の流出なし）	過剰な抽出	化学体積制御系の誤動作
	原子炉冷却材インベントリの増加	過剰な充てん	化学体積制御系の誤動作、高圧注入系の誤動作
原子炉冷却材熱除去	蒸気流量の増加 （インベントリの喪失なし、隔離可能）	1. タービン制御弁開 2. タービンバイパス弁の誤開	タービンバイパス弁の電源故障、復水器真空度の一時的な減少、タービン圧力の失敗、総合制御系の誤動作
	蒸気流量の大幅な増加 （インベントリの喪失なし、隔離可能）	全タービンバイパス弁の誤開	総合制御系の故障
原子炉冷却材圧力制御	インベントリの変化なしでの原子炉冷却材圧力の増加又は減少	加圧器ヒーターの故障	制御系の誤動作

表 F.2　故障モード影響解析の例

システム／サブシステム	安全系統への影響または重要なプラント機器	起因事象	備考
外部電源			
主送電線	タービントリップ 原子炉トリップ	タービントリップ	発電機トリップに至り、予備送電線への切り替えが行われる。
予備送電線	—	—	プラントトリップには至らない。
主送電線及び予備送電線	一次冷却材ポンプ 復水器 循環水 2 次系冷却水	外部電源喪失	プラントトリップに至る。左記の機器は使用できない。常時作動していて非常用電源に接続されている機器は再起動が必要となる。
常用 AC 電源 6.6kV 母線 440V 母線	主送電線及び予備送電線の喪失により影響を受ける一連の機器	外部電源喪失	これらの電源喪失は、その発生頻度や影響が外部電源喪失事象に包絡されているものとして扱う。
非常用 AC 電源 6.6kV 母線 440V 母線	様々な系統： （例：海水系統、補機冷却水系統及び補助給水系統等）	—	常時作動している機器においては、片系列の電源喪失により残りの系列の起動が必要となる場合がある。(例：充てんポンプ等)

表 F.3　BWR プラントの過渡事象の例

和訳(5)		原文(3)	
1.	負荷の喪失	1.	Electric load rejection
2.	負荷の喪失（タービンバイパス弁開失敗）	2.	Electric load rejection with turbine bypass valve failure
3.	タービントリップ	3.	Turbine trip
4.	タービントリップ（タービンバイパス弁開失敗）	4.	Turbine trip with turbine bypass valve failure
5.	主蒸気隔離弁閉鎖－全ライン	5.	Main steam isolation valve (MSIV) closure
6.	主蒸気隔離弁閉鎖－1 弁	6.	Inadvertent closure of one MSIV
7.	主蒸気隔離弁部分閉鎖	7.	Partial MSIV closure
8.	復水器真空度喪失	8.	Loss of normal condenser vacuum
9.	圧力制御系故障－弁開	9.	Pressure regulator fails open
10.	圧力制御系故障－弁閉	10.	Pressure regulator fails closed
11.	逃がし安全弁の誤開放（開固着）	11.	Inadvertent opening of a safety/relief valve (stuck)
12.	タービンバイパス弁誤開放	12.	Turbine bypass fails open
13.	タービンバイパス弁／蒸気加減弁誤閉鎖	13.	Turbine bypass or control valves cause increased pressure (closed)
14.	再循環流量制御系故障－流量増加	14.	Recirculation control failure – increasing flow
15.	再循環流量制御系故障－流量減少	15.	Recirculation control failure – decreasing flow
16.	再循環ポンプトリップ－1 台	16.	Trip of one recirculation pump
17.	再循環ポンプトリップ－全台	17.	Trip of all recirculation pumps
18.	再循環ポンプ誤起動	18.	Abnormal startup of idle recirculation pump
19.	再循環ポンプ軸固着	19.	Recirculation pump seizure
20.	給水流量増加－出力運転時	20.	Feedwater – increasing flow at power
21.	給水加熱喪失	21.	Loss of feedwater heater
22.	給水流量全喪失	22.	Loss of all feedwater flow
23.	給水／復水ポンプ 1 台トリップ	23.	Trip of one feedwater pump (or condensate pump)
24.	給水流量低下	24.	Feedwater – low flow
25.	給水流量低下－起動／停止時	25.	Low feedwater flow during startup or shutdown
26.	給水流量増大－起動／停止時	26.	High feedwater flow during startup or shutdown
27.	制御棒引き抜き－出力運転時	27.	Rod withdrawal at power
28.	制御棒引き抜き－起動時	28.	High flux due to rod withdrawal at startup
29.	制御棒誤挿入	29.	Inadvertent insertion of rod or rods
30.	原子炉保護系故障	30.	Detected fault in reactor protection system
31.	外部電源喪失	31.	Loss of offsite power
32.	補助電源喪失	32.	Loss of auxiliary power (loss of auxiliary transformer)
33.	高圧注水系／高圧炉心スプレイ系誤起動	33.	Inadvertent startup of HPCI/HPCS
34.	プラント異常事象によるスクラム	34.	Scram due to plant occurrences
35.	検出器誤信号によるスクラム	35.	Spurious trip via instrumentation, RPS fault
36.	手動スクラム	36.	Manual scram – no out-of-tolerance condition
37.	原因不明	37.	Cause unknown

公衆審査用

表 F.4　PWR プラントの過渡事象の例

	和訳[5]		原文[3]
1.	1 次冷却材流量の喪失（1 ループ）	1.	Loss of RCS flow (1 loop)
2.	制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き	2.	Uncontrolled rod withdrawal
3.	制御棒駆動装置の異常または制御棒クラスタバンクの落下	3.	CRDM problems and/or rod drop
4.	制御棒からの漏えい	4.	Leakage from control rods
5.	1 次冷却系での漏えい	5.	Leakage in primary system
6.	加圧器圧力低	6.	Low pressurizer pressure
7.	加圧器からの漏えい	7.	Pressurizer leakage
8.	加圧器圧力高	8.	High pressurizer pressure
9.	工学的安全施設作動信号の誤発信	9.	Inadvertent safety injection signal
10.	格納容器圧力の異常	10.	Containment pressure problems
11.	化学体積制御設備の誤作動による 1 次冷却材中のホウ素の希釈	11.	CVCS malfunction – boron dilution
12.	圧力／温度／出力の不整合	12.	Pressure/ temperature/power imbalance ― rod position error
13.	1 次冷却系停止ループの誤起動	13.	Startup of inactive coolant pump
14.	1 次冷却材流量の喪失（全ループ）	14.	Total loss of RCS flow
15.	主給水流量の部分喪失	15.	Loss or reduction in feedwater flow (1 loop)
16.	主給水流量の喪失（全ループ）	16.	Total loss of feedwater flow (all loops)
17.	主蒸気隔離弁の閉止（1 ループ）	17.	Full or partial closure of MSIV (1 loop)
18.	主蒸気隔離弁の閉止（全ループ）	18.	Closure of all MSIV
19.	主給水流量の増加（1 ループ）	19.	Increase in feedwater flow (1 loop)
20.	主給水流量の増加（全ループ）	20.	Increase in feedwater flow (all loops)
21.	主給水流量の異常－誤操作	21.	Feedwater flow instability – operator error
22.	主給水流量の異常－誤動作	22.	Feedwater flow instability – miscellaneous mechanical causes
23.	復水ポンプの停止（1 ループ）	23.	Loss of condensate pumps (1 loop)
24.	復水ポンプの停止（全ループ）	24.	Loss of condensate pumps (all loops)
25.	復水器真空度の喪失	25.	Loss of condenser vacuum
26.	蒸気発生器の漏えい	26.	Steam-generator leakage
27.	復水器の漏えい	27.	Condenser leakage
28.	2 次系での漏えい	28.	Miscellaneous leakage in secondary system
29.	主蒸気逃がし弁の開	29.	Sudden opening of steam relief valves
30.	循環水の喪失	30.	Loss of circulating water
31.	補機冷却水の喪失	31.	Loss of component cooling
32.	補機冷却海水の喪失	32.	Loss of service water system
33.	タービントリップ、蒸気加減弁の閉止	33.	Turbine trip, throttle valve closure, EHC problems
34.	発電機トリップ	34.	Generator trip or generator caused faults
35.	所内電源喪失	35.	Loss of all offsite power
36.	加圧器スプレイの故障	36.	Pressurizer spray failure
37.	所内補機電源の喪失	37.	Loss of power to necessary plant systems
38.	原子炉トリップ－誤動作	38.	Spurious trips – cause unknown
39.	原子炉トリップ－機器の故障	39.	Automatic trip ― no transient condition
40.	原子炉トリップ－誤操作	40.	Manual trip ― no transient condition
41.	所内火災	41.	Fire within plant

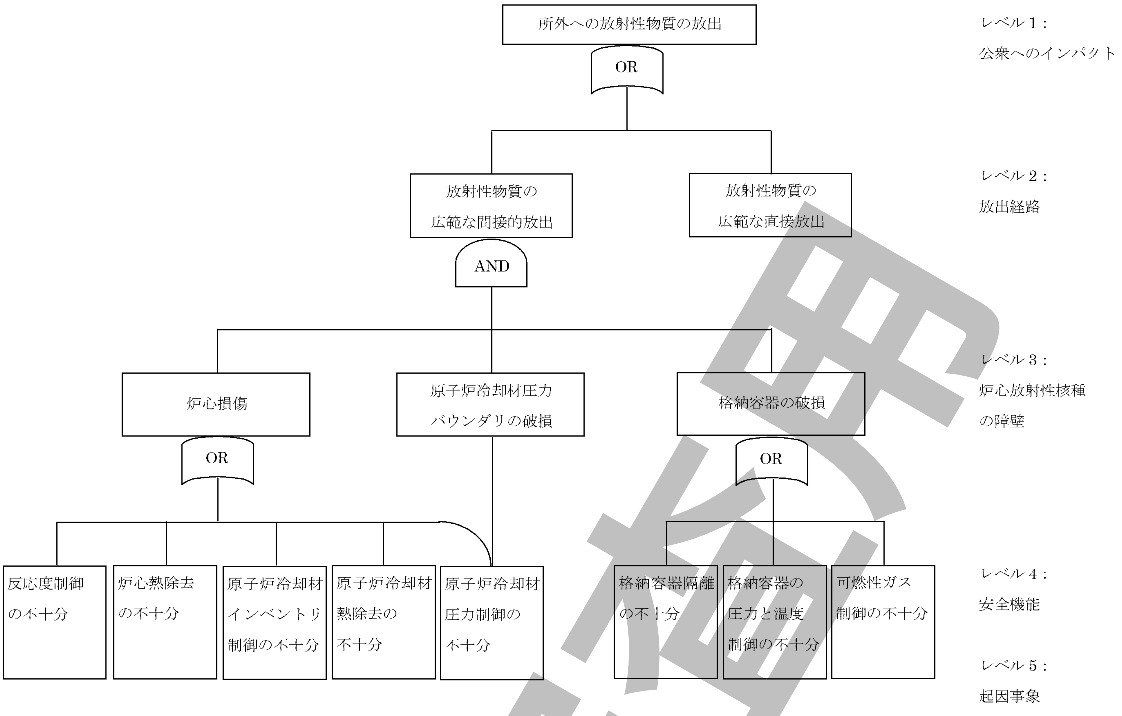


図 F.1　マスターロジックダイヤグラムの例

参考文献

(1) USNRC, “PRA PROCEDURES GUIDE, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, Final Report”, NUREG/CR-2300, USNRC, Jan., 1983

(2) PLG/TVA, “Watts Bar Nuclear Plant Unit 1 Probabilistic Risk Assessment Indivisual Plant Examination”, vol.1, PLG/TVA, 1992

(3) EPRI, “ATWS:A Reappraisal, part3:Frequency of Anticipated Transients”, EPRI-NP-2230, EPRI, 1982

(4) USNRC, “Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, Appendix V, WASH-1400, NUREG-75/014, USNRC, 1975

(5) 独立行政法人 原子力安全基盤機構,「JNES における PSA 手法の標準化 =出力運転時内的事象レベル 1PSA 手法=」, 07 解部報-0040, 平成 19 年 4 月

附属書 G
（参考）
起因事象従属性

序文

この附属書は，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**における起因事象従属性について例示したものである。

G.1　起因事象従属性

起因事象従属性は従属性の一つの形態で，機器又は構築物に対する苛酷な環境条件等によって緩和設備のアンアベイラビリティに影響し，かつ，プラントの過渡事象を生じせしめる可能性をもたらすものであり，**8　事故シーケンスの分析**，及び**9　システム信頼性解析**の段階で配慮が必要となる。

具体的には，外部電源喪失事象及び非常用電源系との従属性，原子炉補機冷却水系（CCWS）機能喪失事象又は電源喪失事象及び 1 次冷却材ポンプ（RCP）シール LOCA との従属性などが例として挙げられる。特に，外部電源喪失事象のように，評価対象プラントだけでなく敷地内の他のプラントにも同時に影響を及ぼす場合であって，評価対象プラント及び他のプラントとの間に共有する設備がある場合には，モデル構築の際にその取り扱いに留意する必要がある。2 つのユニットの間に共有の非常用ディーゼル発電機があり，外部電源喪失事象が発生した場合に，条件によって一方のユニットのみが当該設備を使用できる等が，これにあたる。

RCP シール LOCA は，RCP のシール部から冷却材が流出する事象であり，起因事象としての RCP シール LOCA，及び CCWS 機能喪失又は電源喪失等に起因しシール部冷却機能が失われた結果として当該事象に至るものとがある。後者が起因事象従属性の例であり，緩和設備の利用可能性との関連で，炉心損傷頻度への寄与が大きくなる場合がある。

附属書 H
（参考）
具体的な起因事象の除外の例

序文

この附属書は，6　**起因事象の選定及び発生頻度の推定**における具体的な起因事象の除外について例示したものである。

H.1　一般事項

国内外の過去の PRA では，制御棒落下など，分析の結果，発生の可能性が極めて低いか，又は発生を仮定してもその影響が限定される起因事象が評価対象から除外されている場合がある。

H.2　除外判定基準の例

ASME/ANS PRA 標準[(1)]では，同定した起因事象のうち，これ以上評価を行なわなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。

a)　起因事象発生頻度が 10^{-7}／炉年未満の事象。ただし，インターフェイスシステム LOCA（**附属書 I（参考）起因事象のグループ化の例**　参照），格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損は除く。

b)　起因事象発生頻度が 10^{-6}／炉年未満で，少なくとも独立した 2 系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象

c)　事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり，その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

H.3　具体的な起因事象の除外の例

a)　制御棒落下（BWR）

制御棒落下は，原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに，最大反応度価値を有する制御棒一本が，制御棒駆動軸から分離して炉心から落下し，急激な反応度添加及び出力分布変化を生ずる事象と想定されている。

制御棒及び駆動軸の接続部は，十分に信頼性の高い構造とし，必要な場合以外に分離することがない設計となっていることから，制御棒が落下する確率は非常に小さいと考えられる。万一制御棒が駆動部から分離し落下した場合には，制御棒落下速度リミッタによって，落下速度を抑える設計となっている。また，制御棒落下によって燃料棒が破損し，希ガス及びよう素等の核分裂生成物が燃料棒から放出されても，主蒸気隔離弁を自動閉止し，発電所外への核分裂生成物の放出を最小限に抑える設計となっている。

一方, 既往の安全評価の中で, 制御棒落下事故の解析が行なわれており, 制御棒一本が, 制御棒駆動軸から分離して炉心から落下し，急激な反応度添加及び出力分布変化によって燃料棒の数%程度の破損が想定されている。しかし，このような想定の下でも，外部への影響は十分に小さい。

参考文献

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

公衆審査用

附属書 I
（参考）
起因事象のグループ化の例

序文

この附属書は，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**における起因事象のグループ化について例示したものである。

I.1 一般事項

同定した起因事象は，過渡事象，LOCA，SGTR(PWR)，インターフェイスシステム LOCA，手動停止及び従属性を有する起因事象のカテゴリに分類される。なお，ここで挙げる起因事象グループの他に，リスク評価上重要となる事象として ATWS があるが，これについては，ひとつの起因事象として扱うか，過渡事象及び LOCA の事象推移の中で扱う。（**附属書 Q（参考）イベントツリー作成手法　図 Q.1**　参照）

また，起因事象グループの発生頻度が十分に低く，発生を仮定しても炉心損傷頻度への影響が十分小さいと確認できる場合には，評価から除外することも可能である。（**附属書 H（参考）具体的な起因事象の除外の例**　参照）

I.2　BWR における起因事象グループ

a)　過渡事象

事象発生によってプラントパラメータが変動し，スクラム信号が発生してスクラムに至る事象である。原子炉冷却材圧力バウンダリは破断していないが，機器の故障及び人的過誤によってプラントが停止する事象が含まれる。

過渡事象の分類の考え方を以下に示す。また，次の項目に留意した過渡事象の分類フローを**図 I.1** に示す。

1)　原子炉冷却材圧力バウンダリの状態

初めに，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出の有無によって分類（安全停止のための成功基準が大きく変わるため）

2)　外部電源の有無

次に，外部電源の有無によって分類（全交流電源喪失に発展した場合の安全停止に使用可能な設備の成功基準が大きく変わるため）

3)　給復水系の使用可能性

さらに，短時間での給復水系の使用可能性によって分類（過渡事象のイベントツリー分岐確率に影響があるため）

同定した起因事象のうち過渡事象のカテゴリに分類された事象について，起因事象のグループ化を行った例を**表 I.1** に示す。分類した起因事象グループは次の通りとなる。

公衆審査用

① 非隔離事象（タービントリップなど）

事象発生によって即座にスクラムに至るものか，もしくは事象の進展によって中性子束高スクラムに至る起因事象グループで，事象の初期に復水器によって水位の維持と除熱が可能な（原子炉が隔離されない）起因事象グループである。なお，非隔離事象では，蒸気加減弁が全閉となるため，主蒸気はタービンバイパス弁を介して復水器に放出される。

② 隔離事象（主蒸気隔離弁閉など）

事象発生によって即座にスクラムに至るものか，もしくは事象発生によって原子炉圧力高スクラムを伴う起因事象グループ，又は急激な原子炉圧力低下によって主蒸気隔離弁閉に至る（原子炉が隔離される）起因事象グループである。復水器による除熱には，主蒸気隔離弁の再開操作が必要となる。

③ 全給水喪失

給復水系の故障による全給水喪失によって，原子炉水位低スクラムに至る起因事象グループである。復水器による除熱には，給復水系の復旧が必要となる。

④ 水位低下事象

給復水系の故障で給水流量が減少し原子炉水位が低下することによって，原子炉水位低スクラムに至る起因事象グループである。給水流量の全喪失までには至らないため，機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能である。

⑤ RPS 誤動作等

原子炉保護系（RPS）の誤動作が起因となっている事象，及び制御棒引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事象である。事象初期で原子炉が隔離されないため，給復水系が利用可能である。

⑥ 外部電源喪失

外部電源喪失は，常用及び非常用母線への電源供給が停止し，非常用母線への非常用 DG による電源供給を必要とする起因事象グループである。

⑦ 逃がし安全弁誤開放

逃がし安全弁が誤開放しただけでは，直ちにスクラムには至らない。しかしながら，これを放置しておくと，復水器ホットウェル水位低によって給水喪失となり，原子炉水位低スクラム，もしくはサプレッションプールへの流出蒸気に起因する格納容器圧力高スクラムという激しい状態に至る。本事象は，直ちにスクラムには至らない事象であることから手動停止の分類に入るものであるが，格納容器圧力上昇という厳しい状態を考慮し，手動停止とは別の起因事象グループとしている。

なお，この事象は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が失われる事象であるが，従来から過渡事象に分類されている。

b） LOCA

1 次冷却材流出によってプラントパラメータが変動し，原子炉水位低信号又は格納容器

公衆縦覧用

圧力高信号などが発生してスクラムに至る事象である。LOCA の分類では，原子炉冷却材喪失に至る配管破損の他に, ADS 誤動作等の機器の故障による原子炉冷却材喪失が含まれる。また，LOCA は，十分な炉心冷却を行なうのに必要な緩和設備の種類及び組合せを考慮して次のように分類する。

なお，次の LOCA の分類において，大 LOCA，中 LOCA，小 LOCA は，それぞれ大破断 LOCA，中破断 LOCA，小破断 LOCA と同様の意味である。

1) 大 LOCA

再循環配管の両端破断のように，事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので，自動減圧系の作動なしに低圧炉心冷却系によって炉心冷却が可能となる。

2) 中 LOCA

大 LOCA と比較して破断口が小さく，減圧が緩やかなもので，低圧炉心冷却系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要である。また，破断流量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり，原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。

3) 小 LOCA

中 LOCA より破断口が小さなもので，原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能である。減圧が緩やかなため，低圧炉心冷却系による炉心冷却には，自動減圧系の作動が必要である。

4) 極度の LOCA

工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模な LOCA。原子炉圧力容器の大規模破損（起因事象から除外しない場合）などが含まれる。

5) 格納容器外 LOCA

格納容器の外側の配管（主蒸気配管又は計装配管等）で破断が発生する事象。主蒸気管破断などが含まれる。

6) 極小 LOCA 又は極小リーク

漏えい等の極めて少量の冷却材が流出する事象であり，原子炉隔離時冷却系のみでの炉心水位確保が可能である。事象発生による減圧はほとんどなく，低圧 ECCS による炉心冷却には，減圧が必要である。

緩和設備の多様性を考慮して小 LOCA に比べて影響が小さいと判断できる場合には起因事象として分類しない場合もある。

c) インターフェイスシステム LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリ，及び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 であり，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。

d) 手動停止

手動停止は，安全機能が影響を受ける故障等によって原子炉を停止させる場合（ここでは計画外停止という）と，そうでない場合（ここでは通常停止という）に分類することで,

閲覧用

それぞれの安全機能における信頼度の相違を考慮することがある。

1) 通常停止

定期検査などの計画された手動停止，及び故障等による停止であって，安全機能（給水系，ECCS など）に影響がない手動停止。定期検査などの手動停止を含まない方法もある。

2) 計画外停止

安全機能を有する緩和設備に何らかの不具合，故障が生じ，当該設備が待機除外になった状態での手動停止。

e) 従属性を有する起因事象

以下のようなサポート系の故障等に起因する事象についても，評価対象プラントの設計を勘案して検討する。

1) 補機冷却系
2) 電源系（交流，直流）
3) 計装空気系
4) 換気空調系

I.3 PWR における起因事象グループ

a) 過渡事象

事象発生によってプラントパラメータが変動し，スクラム信号が発生してスクラムに至る事象である。原子炉冷却材圧力バウンダリは破断していないが，機器の故障及び人的過誤によってプラントが停止する事象が含まれる。

過渡事象の分類の考え方を以下に示す。PWR においては，設置許可申請書における想定事象のうち運転時の異常な過渡変化及び事故を，PRA を実施するうえでの起因事象グループとして分類している。

1) 運転時の異常な過渡変化のうち，主給水流量喪失については，原子炉トリップ後の給水に係る緩和設備の信頼性が他の起因事象と異なるため，独立した事象として起因事象を設定する。
2) 運転時の異常な過渡変化のうち，外部電源喪失については，原子炉トリップ後の緩和設備の信頼性に大きな影響を与えることから，独立した事象として起因事象を設定する。
3) 運転時の異常な過渡変化のうち，上記以外の事象については，原子炉トリップによって事象はほぼ終結しており，炉心損傷の観点からは同一グループとして取り扱えるため，起因事象グループとして過渡事象に分類する。
4) 事故のうち，原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着は，炉心損傷の観点からは過渡事象に含めて考えることができる。
5) 事故のうち，主給水管破断及び主蒸気管破断は，起因事象グループとして 2 次冷却

公衆審査用

系の破断に分類する。

6) 事故のうち，制御棒飛び出し及び原子炉冷却材喪失は LOCA に分類する。LOCA については，b)に示す。

7) 事故のうち，原子炉冷却材圧力バウンダリが破損し 2 次冷却系への漏洩が起こる蒸気発生器伝熱管破損は，独立した事象として起因事象を設定する。蒸気発生器伝熱管破損については，c)に示す。

PWR の想定事象を起因事象グループにまとめた例を**図 I.2** に示す。分類した起因事象グループは次の通りとなる。

① 主給水喪失

本事象は，原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が完全に停止して，蒸気発生器 1 次側保有水量が減少し，熱除去能力の低下によって，1 次冷却材温度及び圧力が上昇するような現象として考える。原因としては，主給水ポンプ又は復水ポンプの故障，電源喪失若しくは主給水制御系の誤動作が考えられる。

② 外部電源喪失

本事象は，送電系統の故障又は所内電気設備の故障などによって所内常用電源の一部又は全部が喪失し，運転状態が乱されるような現象として考える。所内補機用交流電源が喪失すると，1 次冷却材ポンプ，復水ポンプ等がトリップし，1 次冷却材流量又は主給水流量の喪失が起こる。

安全上は，外部電源の喪失によって，所内非常用電源（DG）のみによって交流電源が供給される状態となるため，安全上の補機の作動が要求されるような状態が重なると，他の起因事象と比較して厳しい状況になるため独立した評価を行う。

③ 2 次冷却系の破断

2 次冷却系の破断としては次の破断を含むものとし，最も厳しい事象として格納容器内部の破断を考える。

- 主給水管破断（両端破断）
- 主蒸気管破断（両端破断）

④ 過渡事象

同定した起因事象のうち過渡事象のカテゴリに分類された事象については，上記①から③を除いて，起因事象グループとしての過渡事象にグルーピングする。

b) LOCA

1 次冷却材流出によってプラントパラメータが変動し，原子炉圧力低信号などが発生してスクラムに至る事象である。LOCA の分類では，原子炉冷却材喪失に至る配管破損の他に，加圧器逃がし弁等の機器の故障による原子炉冷却材喪失が含まれる。また，LOCA は，十分な炉心冷却を行なうのに必要な緩和設備の種類及び組合せを考慮して次のように分類する。

なお，次の LOCA の分類において，大 LOCA，中 LOCA，小 LOCA は，それぞれ大破

断 LOCA，中破断 LOCA，小破断 LOCA と同様の意味である。

1) 大 LOCA

1 次冷却系主配管の両端破断のように，事象初期に急激な 1 次系の減圧を生ずるもので，蓄圧注入系及び低圧注入系によって炉心冷却が可能となる。

2) 中 LOCA

大 LOCA と比較して破断口が小さく，1 次系の減圧が比較的緩やかなもので，蓄圧注入系及び高圧注入系によって炉心の冷却が可能となる。

3) 小 LOCA

中 LOCA より破断口の小さなもの，もしくは加圧器逃がし弁からの原子炉冷却材が過剰に流出するもので，高圧注入系で原子炉冷却材の補填が可能であるが，破断流による 1 次系からのエネルギー放出が小さいので，崩壊熱の除去には 2 次系による冷却が必要である。

4) 極度の LOCA

工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模な LOCA。原子炉圧力容器の大規模破損（起因事象から除外しない場合）などが含まれる。

5) 極小 LOCA 又は極小リーク

漏えい等の極めて少量の冷却材が流出する事象であり，化学体積制御系のみでの炉心水位確保が可能である。事象発生による減圧はほとんどなく，低圧 ECCS による炉心冷却には，減圧が必要である。

緩和設備の多様性を考慮して小 LOCA に比べて影響が小さいと判断できる場合には起因事象として分類しない場合もある。

c) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

SGTR の起因事象は，伝熱管 1 本の両端破断を考える。

d) インターフェイスシステム LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリ，及び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 であり，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。

e) 手動停止

手動停止は，安全機能が影響を受ける故障等によって原子炉を停止させる場合（ここでは計画外停止という）と，そうでない場合（ここでは通常停止という）に分類することで，それぞれの安全機能における信頼度の相違を考慮することがある。

1) 通常停止

定期検査などの計画された手動停止，及び故障等による停止であって，安全機能（給水系，ECCS など）に影響がない手動停止。定期検査などの手動停止を含まない方法もある。

2) 計画外停止

安全機能を有する緩和設備に何らかの不具合，故障が生じ，当該設備が待機除外になった状態での手動停止。

f) 従属性を有する起因事象

以下のようなサポート系の故障等に起因する事象についても，評価対象プラントの設計を勘案して検討する。

1) 補機冷却系
2) 電源系（交流，直流）
3) 計装空気系
4) 換気空調系

公衆縦覧用

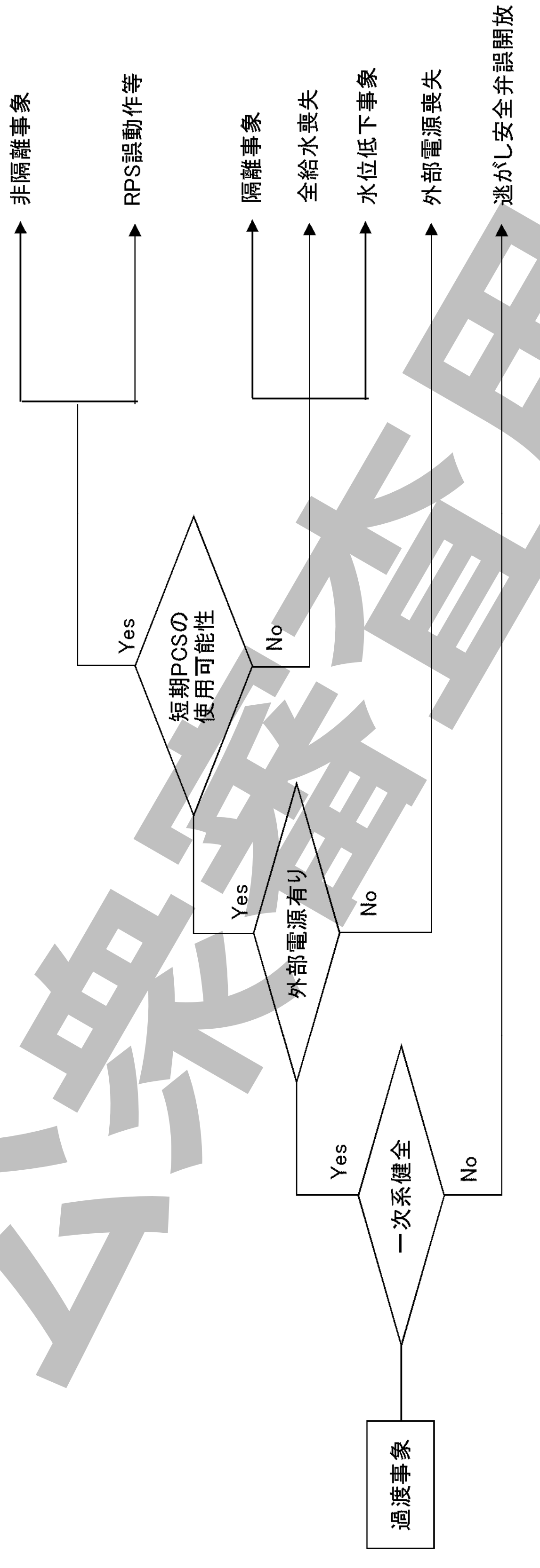


図 I.1　過渡事象の分類フローの例（BWR）

公衆縦覧用

表 I.1　BWR における過渡事象を起因事象グループにまとめた例

起因事象グループ	事象の定義
非隔離事象	1.発電機負荷遮断
	2.タービントリップ
	3.圧力制御装置の故障(蒸気流量減少)
	4.バイパス弁又は主蒸気加減弁の誤閉鎖
	5.全再循環ポンプトリップ
	6.再循環ポンプ軸固着
	7.給水制御系の故障(流量増加、出力運転時)
	8.給水制御系の故障(流量増加、起動・停止時)
	9.HPCI又はHPCSの誤起動
	10.主蒸気隔離弁の1弁閉鎖
	11.再循環流量制御系の誤動作(再循環流量増加)
	12.再循環停止ﾙｰﾌﾟ誤起動
	13.給水加熱喪失
隔離事象	1.主蒸気隔離弁の閉鎖
	2.主蒸気隔離弁の部分閉鎖
	3.圧力制御装置の故障(蒸気流量増加)
	4.タービンバイパス弁誤開放
	5.発電機負荷遮断バイパス弁不作動
	6.タービントリップバイパス弁不作動
	7.復水器真空度喪失
全給水喪失	1.全給水流量喪失
水位低下事象	1.給水又は復水ポンプ1台トリップ
	2.給水制御系の故障(流量減少、出力運転時)
	3.給水制御系の故障(流量減少、起動・停止時)
RPS誤動作等	1.出力運転中の制御棒引抜き
	2.起動時における制御棒引抜き
	3.原子炉保護系故障によるスクラム
	4.プラント異常によるスクラム
	5.原子炉保護系計装の故障によるスクラム
外部電源喪失	1.外部電源喪失
	2.補助電源喪失
逃がし安全弁誤開放	1.逃がし安全弁誤開放又は開固着

閲覧用

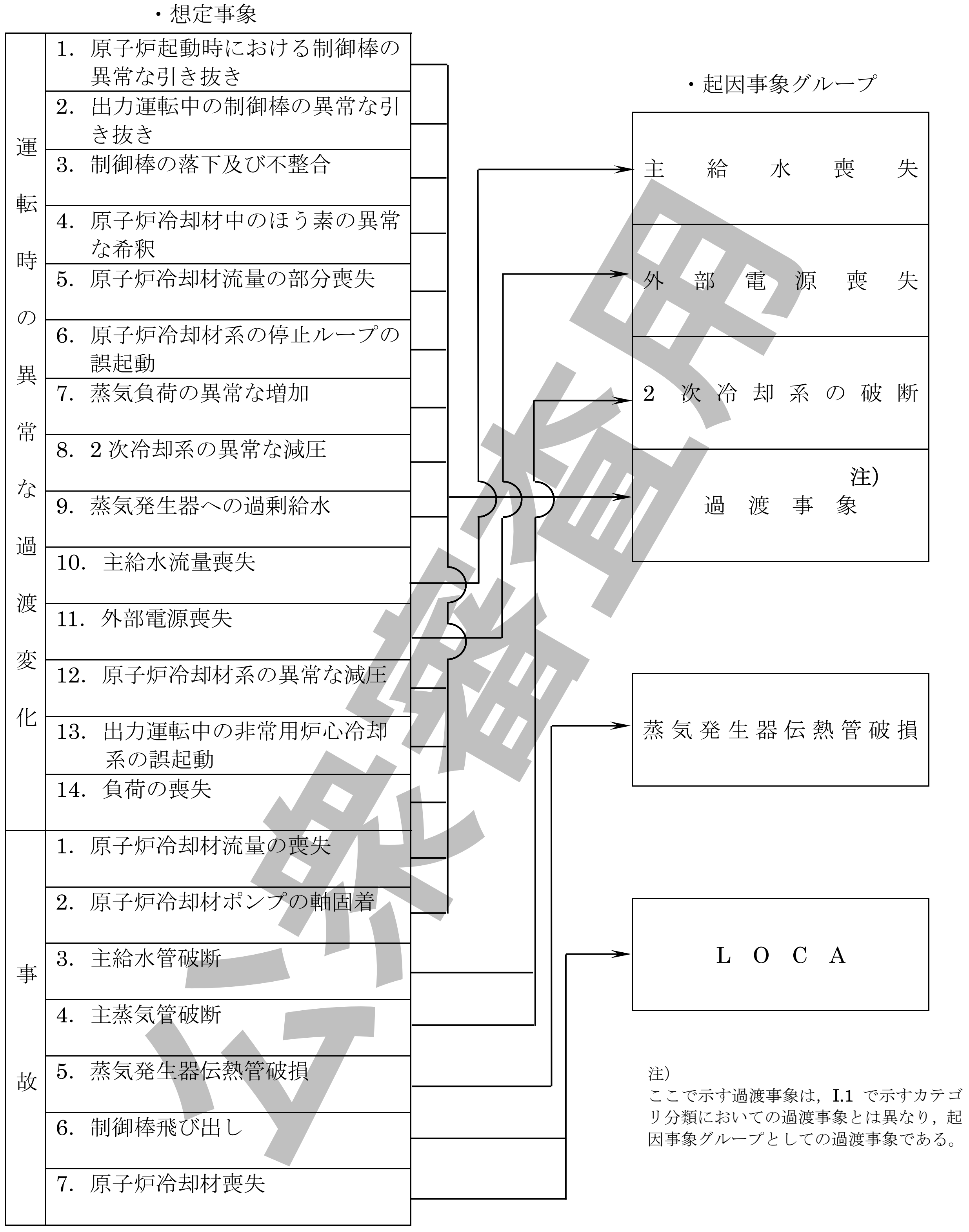


図 I.2　PWR の想定事象を起因事象グループにまとめた例

附属書 J
（参考）
起因事象発生頻度の推定の実施例

公衆縦覧用

序文

この附属書は，**6　起因事象の選定及び発生頻度の推定**における起因事象発生頻度の推定の実施例を示したものである。

J.1　一般事項

国内の軽水型原子力発電所は，改良標準化の結果として設計及び運転方法が類似していること，過渡事象等の発生件数が比較的少ないこと，また，LOCA に関しては，米国 ASME コードに準ずる設計・施工・運転管理を実施していることから，既往の PRA では，過渡事象については，国内の実績を用い，LOCA については，国内のみならず米国実績を含めて，起因事象発生頻度を推定してきている。

J.2　プラント運転経験に基づく方法

プラント運転経験に基づいて起因事象発生頻度を推定する方法としては，以下 a)及び b)の方法がある。

a)　ベイズ統計による推定手法を用いて，起因事象発生頻度を推定する。

b)　評価対象プラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し，起因事象の発生件数を運転期間で除することによって起因事象発生頻度を推定する。

なお，運転実績において起因事象の発生が 0 件である場合には，以下のいずれかの方法を用いる。

1)　発生件数を仮定する方法

発生件数を 1 件，又は 0.5 件と仮定する。

2)　χ^2 分布を使用する方法（NUREG/CR-4407(1)）

発生件数に自由度 1，信頼度水準 50%の χ^2 分布の値を使用する。

3)　対数正規分布を使用する方法

確率分布を対数正規分布とし，起因事象が 1 回発生したと仮定して得られる頻度を信頼区間の上限値（95%確率値）と仮定して，起因事象の発生頻度（平均値）を求める。国内では，評価に必要となるエラーファクタとして 10 が使用されている。

また，不確実さについては，**“原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010”**の**附属書 Q.2 原安協手法による不確実さ幅の工学的判断による設定**を用いて実施された例がある。

J.3 フォールトツリーなど論理モデルによる方法

a) フォールトツリーによるシステム信頼性解析を使用する方法

起因事象を運転，保守，点検時の人的過誤などを考慮してフォールトツリーでモデル化し，発生頻度を推定する。起因事象発生頻度を評価するためのフォールトツリーでは，システム信頼性解析で用いる定量化モデルのように特定のデマンドに対応する安全機能及び緩和設備の機能喪失が頂上事象になるのではなく，起因事象発生が頂上事象となる。

b) インターフェイスシステム LOCA の例

格納容器を貫通し高圧設計部と低圧設計部のインターフェイスとなる配管のうち，弁の故障によって低圧設計部が過圧され，その結果としてインターフェイスシステム LOCA になり得る配管を同定し，フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によってインターフェイスシステム LOCA の発生頻度を算出している。インターフェイスシステム LOCA の発生頻度を評価した報告書(2)では，低圧配管への異常な加圧が発生する頻度と，この際の配管の破損確率に加え，運転員による隔離操作を考慮して次式で評価している。インターフェイスシステム LOCA 発生のメカニズムは，我が国においても同等であり，発生頻度の評価手法として参考となる。

$$F_{IS} = F_{PB} \times B \times H \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad \text{(J.1)}$$

ここに，

F_{IS} ： インターフェイスシステム LOCA 発生頻度（／炉年）

F_{PB} ： 評価対象配管への異常な加圧の発生頻度（／炉年）

B ： 異常な加圧による配管の破損確率

H ： 運転員による手動隔離失敗確率

J.4 LOCA

日米とも配管破断による LOCA の発生経験はなく，かつ原子炉冷却材圧力バウンダリの設計及び運転管理において日米で大きな差がないため，米国の運転実績も含めて国内の LOCA の発生頻度を算出している。次は，その推定例である。

a) 小 LOCA

運転時間として国内プラントの運転時間と米国の運転時間を合算したものを使用して算出する。

b) 大 LOCA

WASH-1400(3)と同様の考え方に基づき，小 LOCA 発生頻度の 1/10 とする。

c) 中 LOCA

WASH-1400 と同様の考え方に基づき，小 LOCA 発生頻度の約 1/3 とする。

（(大 LOCA 発生頻度×小 LOCA 発生頻度）$^{1/2}$）

また，最近の米国 NRC の評価(4)では，LOCA の発生頻度を次のように求めているもの

がある（**表 J.1** 参照）。LOCA 発生のメカニズムは，我が国においても同等であり，LOCA 発生頻度評価手法として参考とすることができる。

a) 大 LOCA 及び中 LOCA の発生頻度：配管でのクラックの存在頻度及び配管クラックが破損に至る確率（BWR では IGSCC を考慮）を用いた配管破損確率から算出する。

$$\text{LOCA 発生頻度} = F_{\mathrm{TW}} \times P_{\mathrm{R/TW}}\ (\times IGSCC_{\mathrm{BWR}}) \qquad \text{(J.2)}$$

ここに，

F_{TW} ： 配管クラックの存在頻度

$P_{\mathrm{R/TW}}$ ： 配管クラックが破損に至る平均確率

$IGSCC_{\mathrm{BWR}}$ ： IGSCC ファクタ（BWR のみ）

b) 小 LOCA の発生頻度：WASH-1400 の評価結果を事前分布として用い，米国の運転実績を処理して発生頻度を算出する。

専門家パネルを利用した例として，原子炉圧力容器を含む原子炉冷却材圧力バウンダリの破断頻度の評価報告書(5)が米国 NRC によって発行されており，これも参考とすることができる。

J.5 サポート系故障等の特殊な起因事象

サポート系の故障によって安全機能が影響を受ける事象の発生頻度は，国内プラントの運転経験を基に系統あたりの頻度として算出する場合がある。この場合の経過時間は，国内プラントの運転年数を各プラントの対象系統の系統数で重み付けした延べ運転年数としている。

公衆縦覧用

表 J.1　LOCA 発生頻度の比較（NUREG/CR-5750）

	Lower Bound (per reactor-calendar-year)[a]	Frequency (mean) (per reactor-calendar-year)[a]	Upper Bound (per reactor-calendar-year)[a]
Small pipe break LOCA			
PWR			
This analysis[b]	1E-4	4E-4	1E-3
WASH-1400	1E-4	3E-3	1E-2
NUREG-1150	3E-4	1E-3	2E-3
BWR			
This analysis[b]	1E-4	4E-4	1E-3
WASH-1400	1E-4	3E-3	1E-2
NUREG-1150	3E-4	1E-3	2E-3
Medium pipe break LOCA			
PWR			
This analysis[b]	1E-6	3E-5	1E-4
WASH-1400	3E-5	8E-4	3E-3
NUREG-1150	3E-4	1E-3	2E-3
BWR			
This analysis[b]	9E-7	3E-5	9E-5
WASH-1400	3E-5	8E-4	3E-3
NUREG-1150	8E-5	3E-4	7E-4
Large pipe break LOCA			
PWR			
This analysis[b]	1E-7	4E-6	1E-5
WASH-1400	1E-5	3E-4	1E-3
NUREG-1150	1E-4	5E-4	1E-3
BWR			
This analysis[b]	9E-7	2E-5	9E-5
WASH-1400	1E-5	3E-4	1E-3
NUREG-1150	3E-5	1E-4	2E-4

a. The LOCA frequencies estimated in this analysis are based on calendar years of operation (i.e., reactor calendar years rather than reactor critical years) in order to facilitate comparisons to WASH-1400 and NUREG-1150. In the main body of this report, frequencies are given in reactor critical years. To convert the frequencies in this appendix to reactor critical years, divide the frequency by an industry average criticality factor of 75%.

b. LOCA frequency estimates calculated in this appendix.

参考文献

(1) USNRC, "Pipe Break Frequency Estimation for Nuclear Power Plants", NUREG/CR-4407, EGG-2421, USNRC, 1987

(2) USNRC, "Interfacing System LOCA: Boiling Water Reactor", NUREG/CR-5124, BNL-NUREG-52141, USNRC, 1989

(3) USNRC, "Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", Appendix V, WASH-1400, NUREG-75/014, USNRC, 1975

(4) USNRC, "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987-1995", NUREG/CR-5750, INEEL/EXT-98-00401, USNRC, 1999

(5) USNRC, "Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process", NUREG-1829, USNRC, 2008

附属書 K
（参考）
成功基準の設定におけるその他の炉心損傷の判定条件の例

序文

この附属書は，7　**成功基準の設定**において記載している炉心損傷の判定条件以外の例について示したものである。

K.1　成功基準の設定におけるその他の炉心損傷の判定条件の例

ASME/ANS　PRA 標準(1)では成功基準の設定における炉心損傷の判定条件として，いくつか例示がなされている。

Capability Category（C.C.）I では，次のような記載がある。

「炉心損傷の判定で用いるプラントパラメータ（例えば，最高ノード温度，炉心コラプスト水位[1]）と関連する許容基準（例えば，温度限界）を特定する。C.C.I に適した炉心損傷の判定条件の例は NUREG/CR-4550(2)で定義されている。」

一方, NUREG/CR-4550 で定義されている炉心損傷の判定条件として次のようなものがある。

a)　BWR の判定条件

有効燃料下端（BAF）の 2ft（約 0.6m）上部より水位が低下したとき，又は燃料被覆管温度のピークが許容値を超えたとき

b)　PWR の判定条件

有効燃料上端（TAF）が露出したとき

C.C.II/III で挙げられている炉心損傷の判定条件を要約すると以下の通りである。

a)　BWR の判定条件

1/3 炉心高さよりも低い炉心コラプスト水位又はコードで評価したピーク炉心温度 > 2,500° F（1371℃）

b)　PWR の判定条件（以下のいずれか）

- 長時間にわたる TAF より低い炉心コラプスト水位
- 詳細炉心モデル化コードを用いた予測炉心ピークノード温度 > 2,200° F（1204℃）
- 単純化した炉心モデル化コードを用いた炉心ピークノード温度 > 1,800° F

[1] 炉心コラプスト水位は，気液二相流体において，ボイドを排除した場合の原子炉水位を意味する。

（982℃）

－ 単純化した炉心モデル化コードを用いた 30 分間の予想炉心出口温度 > 1,200° F（649℃）

ASME/ANS　PRA 標準の C.C.II/III では，C.C.I よりも評価の保守性を排除した判定基準となっており，できる限り現実的に現在のベストプラクティスと整合するように定めることを求める記載がある。

この標準においては，燃料被覆管表面温度 1200℃という判定条件を用いているが，適切性が説明可能であればこれ以外の条件を適用してもよいこととしており，できる限り最新の知見を活用し，より現実的な判定条件によって成功基準を設定していくことが望まれる。

参考文献

⑴ ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

⑵ D. M. Ericson, et al., “Analysis of Core Damage Frequency: Internal Events Methodology”, NUREG/CR-4550, SAND86-2084, Rev. 1 Vol. 1, USNRC, 1990

公衆審査用

附属書 L
（参考）
保守的な条件を用いた解析による成功基準の設定の例

序文

この附属書は，**7　成功基準の設定**における保守的な条件を用いた解析の適用について例示したものである。

L.1　保守的な条件を用いた解析による成功基準の設定

炉内にある燃料構成及び運転サイクル中の燃焼度などの違いを予め包絡した評価を実施する等のように，保守的な条件を用いた解析を実施し成功基準を設定する場合，例えば以下のような場合には成功基準の設定への影響は限定的であると考えられる。

- 当該系統の成功基準解析の結果，炉心損傷の判定条件に十分な余裕がある場合
- 評価モデルにおいて当該系統の重要度が予め小さいと考えられる場合

保守的な解析条件を用いることで，炉心損傷の判定条件をわずかに超えるような場合には，PRA の目的及び炉心損傷頻度への影響を考慮した上で，部分的に現実的な解析条件に変更し，再評価することが考えられる。

ただし，保守的な条件を用いた解析による成功基準の設定として，適切な説明ができる場合には，この例に限定するものではない。

公衆審査用

附属書 M
（参考）
安全機能毎の成功基準の例

序文

この附属書は，**7　成功基準の設定**における安全機能毎の成功基準の設定例について示したものである。

M.1　安全機能毎の成功基準の例

BWR 及び PWR における安全機能毎の成功基準の例を，各々**表 M.1** 及び**表 M.2** に示す。

公衆審査用

表 M.1　安全機能毎の成功基準の例（BWR）

起因事象		原子炉停止機能	炉心冷却機能	格納容器熱除去機能
大 LOCA		・RPS＋SDV ・ARI＋SDV	・HPCS ・LPCS ・1/3LPCI	・1/2RHR ・PCV ベント＋補給水*
中 LOCA		・RPS＋SDV ・ARI＋SDV	・HPCS ・ADS＋LPCS ・ADS＋1/3LPCI ・ADS＋1/3MUWC ・ADS＋1/2FP	・1/2RHR ・PCV ベント＋補給水*
小 LOCA		・RPS＋SDV ・ARI＋SDV	・HPCS ・RCIC ・ADS＋LPCS ・ADS＋1/3LPCI ・ADS＋1/3MUWC ・ADS＋1/2FP	・1/2RHR ・PCV ベント＋補給水*
過渡事象	S/R 弁 正常作動時	・RPS＋SDV ・ARI＋SDV＋RPT	・給水系 ・HPCS ・RCIC ・ADS＋LPCS ・ADS＋1/3LPCI ・ADS＋復水系 ・ADS＋1/3MUWC ・ADS＋1/2FP	・PCS ・1/2RHR ・PCV ベント＋補給水*
過渡事象	S/R 弁 開固着時	・RPS＋SDV ・ARI＋SDV＋RPT	・給水系 ・HPCS ・LPCS ・1/3LPCI ・復水系 ・1/3MUWC ・1/2FP	・1/2RHR ・PCV ベント＋補給水*
過渡事象	スクラム 失敗時	・RPT＋SLC	・HPCS	・1/2RHR

1/2：2 系統の内の 1 系統を意味する

* ：外部水源を用いた炉心冷却

略語

LOCA	：冷却材喪失事故	RPT	：再循環ポンプトリップ	LPCI	：低圧注水系
S/R 弁	：逃がし安全弁	SLC	：ほう酸水注入系	ADS	：自動減圧系
RPS	：安全保護系	HPCS	：高圧炉心スプレイ系	FP	：消火系
SDV	：スクラム排出容器	RCIC	：原子炉隔離時冷却系	PCS	：通常除熱系
ARI	：代替制御棒挿入機能	LPCS	：低圧炉心スプレイ系	RHR	：残留熱除去系
MUWC	：復水補給水系	PCV	：1 次格納容器		

公衆審査用

表 M.2　安全機能毎の成功基準の例（PWR）

起因事象	原子炉 停止機能	炉心冷却機能		格納容器 熱除去機能
		注入段階	再循環段階	
大 LOCA	－	・蓄圧注入系 2/2　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2	・余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・代替再循環	・格納容器ｽﾌﾟﾚｲﾎﾟﾝﾌﾟ 2/4＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・格納容器内自然対流冷却
中 LOCA	－	・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ＋ 蓄圧注入系 1/2 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 蓄圧注入系 2/2　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 蓄圧注入系 2/2　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2	・余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 (ﾌﾞｰｽﾃｨﾝｸﾞ)＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器　＋ 充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 代替再循環 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 代替再循環	同上
小 LOCA	・制御棒挿入による原子炉ﾄﾘｯﾌﾟ	・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ＋ 主給水ポンプ 1/3 ・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ＋ PORV によるﾌｨｰﾄﾞｱﾝﾄﾞﾌﾞﾘｰﾄﾞ操作 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 蓄圧注入系 2/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 蓄圧注入系 2/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 蓄圧注入系 2/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 蓄圧注入系 2/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2	・余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 (ﾌﾞｰｽﾃｨﾝｸﾞ)＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器　＋ 充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ・主蒸気逃がし弁強制開＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 代替再循環 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・主蒸気逃がし弁強制開 ＋ 主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 代替再循環 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 代替再循環 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2　＋ 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器 ・ﾀｰﾋﾞﾝﾊﾞｲﾊﾟｽ弁開 ＋ 主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ 代替再循環	同上
SGTR	・制御棒挿入による原子炉ﾄﾘｯﾌﾟ	・補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 + 破断 2 次系の隔離 ・主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 + 破断 2 次系の隔離 ・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ＋ 破断 2 次系の隔離 + PORV によるﾌｨｰﾄﾞｱﾝﾄﾞﾌﾞﾘｰﾄﾞ操作 ・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ＋ 補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 + 主蒸気逃がし弁強制開 ＋ PORV による減圧 + 余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 (RHR 運転)	・余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 (ﾌﾞｰｽﾃｨﾝｸﾞ) + 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器　＋ 充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3	同上
過渡事象	・制御棒挿入による原子炉ﾄﾘｯﾌﾟ	・補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ・主給水ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3 ・充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3　＋ PORV によるﾌｨｰﾄﾞｱﾝﾄﾞﾌﾞﾘｰﾄﾞ操作	・余熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/2 (ﾌﾞｰｽﾃｨﾝｸﾞ) + 当該ﾄﾚｲﾝ熱交換器　＋ 充てん/高圧注入ﾎﾟﾝﾌﾟ 1/3	同上

PORV : 加圧器逃がし弁

附属書 N
（参考）
プラント間で共有される緩和設備における成功基準設定の例

序文

この附属書は，**7　成功基準の設定**におけるプラント間で共有される緩和設備における成功基準設定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における成功基準設定の例

プラント間で共有される緩和設備における成功基準設定の例としては，BWR においてアクシデントマネジメントとして整備された消火系による原子炉注水が挙げられる。**表 M.1** において，消火系を炉心冷却機能として期待しているが，これは複数プラントで同時に原子炉注水をした場合の成功基準解析を実施しているわけではなく，評価対象プラントに対して原子炉注水を実施することを想定した解析結果をもって成功基準を設定している。他プラントでの使用可能性を PRA でモデル化する場合には，**9　システム信頼性解析**でモデル化することも可能であることから，**7　成功基準の設定**においては，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解析を実施しているか，またその結果を受け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重要である。

公衆縦覧用

附属書 O
（参考）
使命時間の例

序文

この附属書は，**7　成功基準の設定**における使命時間についての考え方を示したものである。

O.1　24 時間より長い使命時間についての考え方

現在の国内 PRA での事故シーケンスのモデル化においては，「**7.3.3　使命時間の設定**」にある項目を満足する使命時間として，24 時間が用いられている。一方，東北地方太平洋沖地震においては，福島第二原子力発電所 1 号機で，残留熱除去系が復旧するまで 2 日以上にわたり炉心冷却を継続して炉心損傷を防止した例がある。この事例は，外的事象（地震，津波）が起因であるため，この標準の適用範囲外であるものの，プラント状態によっては 24 時間では収束できない事故シーケンスもあり得る。使命時間を 24 時間より長くする場合には，機能喪失した設備の修復，及びサイト内，サイト外からの支援を考慮に入れて，適切な使命時間を設定することが考えられる。

O.2　使命時間を 24 時間より短くする場合の例

PWR においては，LOCA の発生後において，低圧注水を 1 時間行い，その後に再循環に切替える場合，当該事故シーケンスにおける使命時間 24 時間に対して，低圧注水及び再循環の使命時間をそれぞれ 1 時間及び 23 時間とするような事例もある。

公衆縦覧用

附属書 P
（参考）
成功基準の妥当性確認の例

序文

この附属書は，**7　成功基準の設定**における妥当性確認について例示したものである。

P.1　成功基準の妥当性確認の例

成功基準の妥当性確認のため，他の熱水力解析，構造解析結果との比較を行う場合としては，次のような例がある。

－　各々のプラント特性の差異を考慮して，同様のプラントに対して行った同一の解析の結果との比較

－　他の解析コードで実施した同様の解析の結果との比較

公衆審査用

附属書 Q
（参考）
イベントツリー作成手法

序文

この附属書は，8　**事故シーケンスの分析**におけるイベントツリー作成手法について例示したものである。

Q.1　イベントツリー作成手法

イベントツリー作成手法としては，一般に認められている次の２つの手法が使用されている。

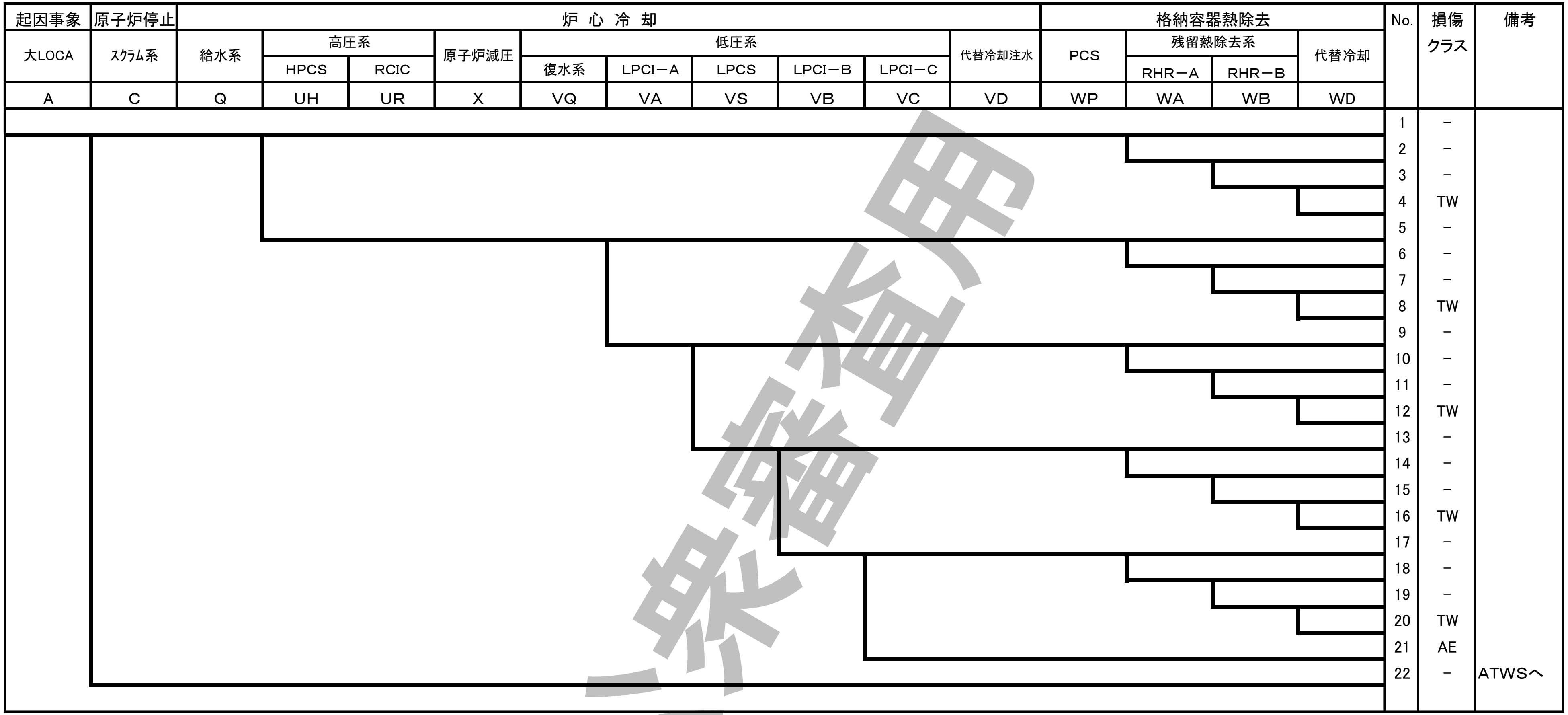
・小イベントツリー／大フォールトツリー手法

　安全機能又はそれを達成するフロントライン系設備，事故シーケンスの展開上重要な設備状態，事故進展の中で発生する事象及び緩和操作などをヘディングとしてイベントツリー（小イベントツリー）を作成する。フロントライン系設備の動作の前提となるサポート系設備の作動状態については，原則としてヘディング毎に展開するフォールトツリーの中で考慮する。小イベントツリーでは，ヘディングの並びからの事故事象の推移の類推が比較的容易である。

・大イベントツリー／小フォールトツリー手法

　安全機能を達成するフロントライン系設備及びサポート系設備，事故シーケンスの展開上重要な設備状態，事故進展の中で発生する事象並びに緩和操作等をイベントツリーのヘディングとしてイベントツリー(大イベントツリー)を作成する。サポート系をヘディングとしたイベントツリー（サポート系イベントツリー）とフロントライン系をヘディングとしたイベントツリー（フロントライン系イベントツリー）を別個に展開し，両者を連結させて定量化を実施してもよい。大イベントツリーでは，サポート系とフロントライン系の従属性を明確に表すことが可能であることから，設備待機除外等の感度解析が比較的容易であるが，一方で，イベントツリーの構成が複雑になるという面がある。

BWR 及び PWR に対する，小イベントツリー／大フォールトツリー手法に基づくイベントツリー作成例を，各々**図 Q.1** 及び**図 Q.2** に示す。



公衆審査用

TW：格納容器熱除去失敗

AE：大 LOCA 後の原子炉注水失敗

ATWS へ：原子炉停止についての別 ET へ展開

図 Q.1　冷却材喪失を起因事象とするイベントツリーの例（BWR）

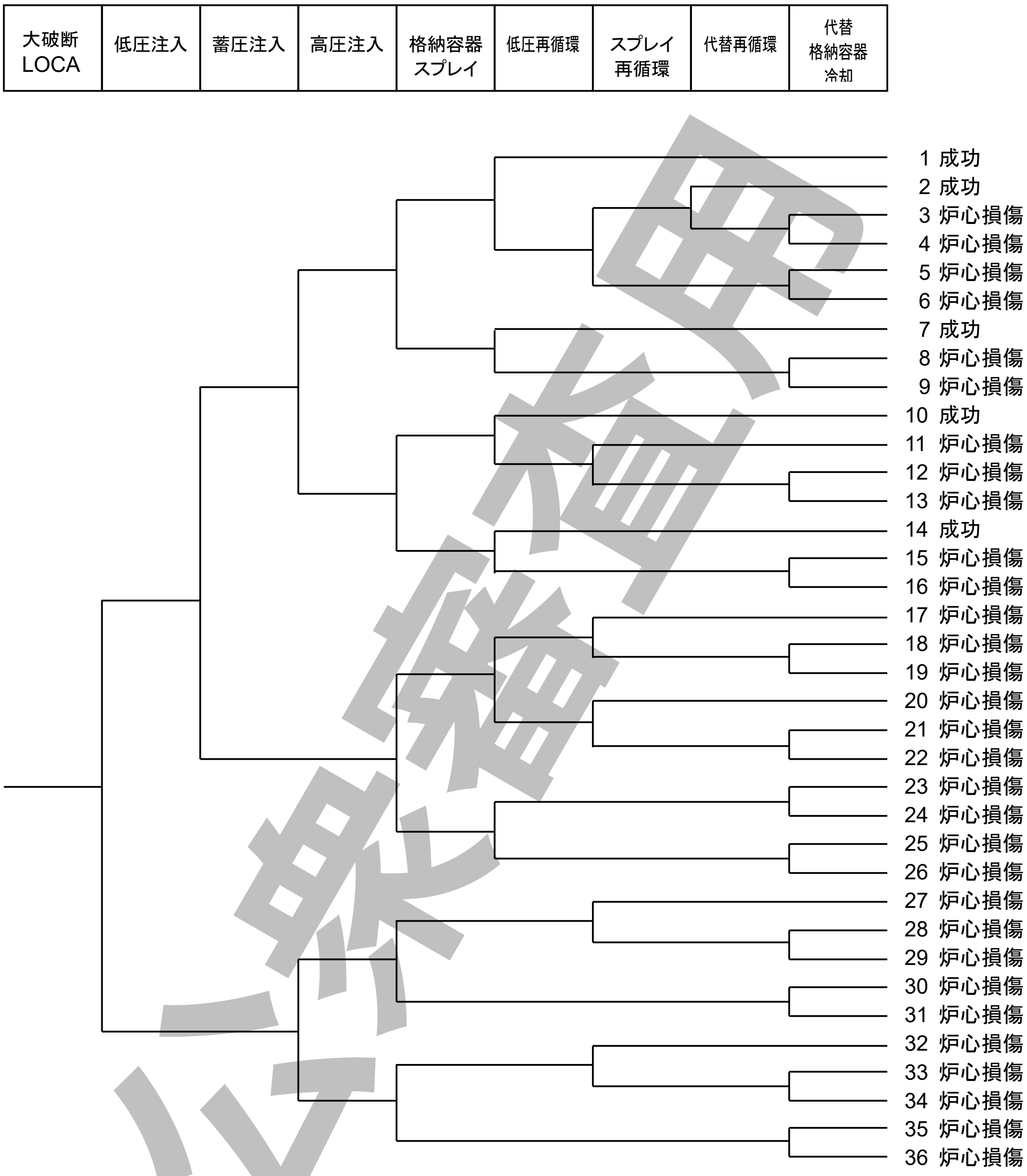


図 Q.2　冷却材喪失を起因事象とするイベントツリーの例（PWR）

附属書 R
（参考）
ヘディングの設定順序の考え方

序文

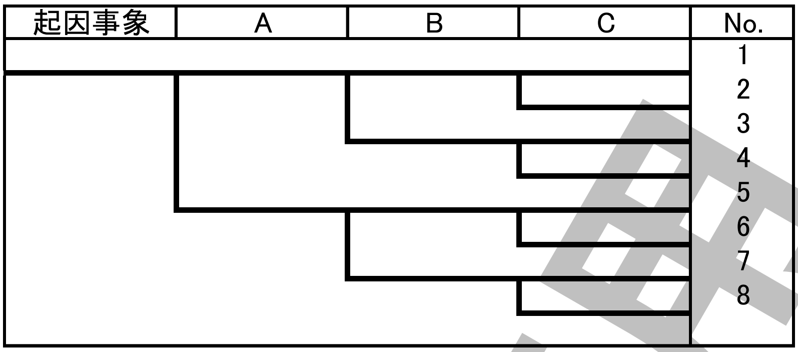
この附属書は，8　**事故シーケンスの分析**におけるヘディングの設定順序の考え方について示したものである。

R.1　ヘディングの設定順序の考え方

ヘディングの順序は，従属性が存在しない限りは，解析結果に影響を与えるものではないが,イベントツリーの理解しやすさ及び追跡のしやすさという点においては重要なものとなることから，できる限り事象の進展に従いヘディングを並べることが望ましい。ただし，ヘディングの順序を入れ替えることによってイベントツリーの分岐数を減少させることができる場合（例えば，当該系統の失敗によって炉心損傷に直結するなど）には，解析の効率性という観点で事象の進展に沿わないことも考えられる（**図 R.1** 参照)。

また，ヘディング間で従属性があり，一方の成否によって，もう一方の状態が異なる場合には，前者のヘディングを後者よりも前にする。例えば，PWR での炉心冷却のための再循環運転段階においては，高圧注入系の再循環運転に，低圧注入系によるブースティングを必要とするプラントもある。この場合，再循環運転時の低圧注入系と高圧注入系には従属性があり，低圧注入系が機能喪失した場合は，高圧注入系による再循環運転が不能となるため，再循環運転時の低圧注入系に関するヘディングを,高圧注入系による再循環運転に関するヘディングの前に設定する。これによって，低圧注入系が失敗した場合に高圧注入系による再循環が不能となる従属性をイベントツリーでモデル化することができる。

事象の進展（A→B→C）に従い作成した ET
（シーケンス数 8）



C の機能喪失が炉心損傷に直結する場合に，C のヘディングを最前列に並べた場合の ET
（シーケンス数 5）

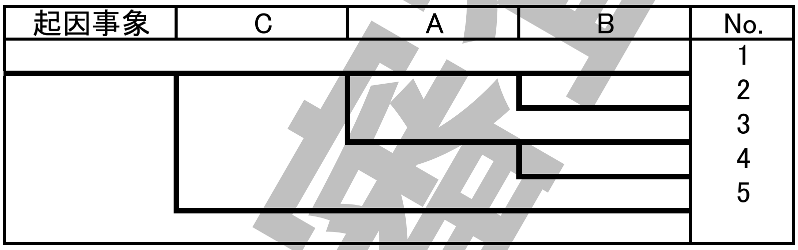


図 R.1　解析の効率性を考慮したヘディングの設定順序の例

公衆審査用

附属書 S
（参考）
時間の経過を考慮した事象等の例

序文

この附属書は，8　**事故シーケンスの分析**における時間の経過を考慮した事象等について例示したものである。

S.1　時間の経過を考慮した事象等の例

時間の経過を考慮した事象等の例としては，次のようなものがある。

＜全交流電源喪失の事故シーケンスでの時間の経過を考慮した事象＞

- 外部電源の回復
- バッテリ能力
- 運転中の機器の環境条件（室温など）

＜スクラム失敗の事故シーケンス（BWR）での時間の経過を考慮した緩和操作＞

- ほう酸注入開始
- RPV 水位制御
- 自動減圧（ADS）の阻止

＜時間の経過を考慮すべきその他の事象＞

- RWST 水の補給
- 事象進展における系統の成功基準の変化(起因事象発生後に早期の必要流量を確保するために 2 台のポンプが必要であるが，崩壊熱の減衰に従って 1 台のみで成功基準を満たす場合など)

附属書 T
（参考）
緩和設備間の従属性の例

序文

この附属書は，8　**事故シーケンスの分析**における緩和設備間の従属性の例について示したものである。

T.1　緩和設備間の従属性の例

緩和設備間の直接的な従属性の例としては，フロントライン系とサポート系との関係が挙げられるが，一連の事故シーケンスの中で，間接的な緩和設備間の従属性も考えられる。以下にBWRでの間接的な緩和設備間の従属性の例を示す。

a)　主蒸気で駆動するタービン駆動ポンプと以下との従属性

- 逃がし安全弁開固着，原子炉圧力容器減圧

  格納容器に蒸気が放出されると，タービン駆動のための蒸気量が減少し，所定の能力を十分に達成できなくなる場合がある。

- 格納容器熱除去（サプレッションプール冷却）

  タービンからの排気先であるサプレッションプールの圧力が上昇すると，排気が滞り，所定の能力を十分に達成できなくなる場合がある。

b)　低圧注水系に対する原子炉圧力容器減圧の必要性

公衆審査用

附属書 U
（参考）
大イベントツリー／小フォールトツリーにおける従属性の考え方

序文

この附属書は，8　**事故シーケンスの分析**における大イベントツリー／小フォールトツリーにおける従属性の考え方について例示したものである。

U.1　大イベントツリー／小フォールトツリーにおける従属性の考え方

大イベントツリー手法において，サポート系イベントツリーとフロントライン系イベントツリーを個別に展開し，両者を連結させて事故シーケンスの定量化のためのイベントツリーを構成する場合の従属性の考え方を例で説明する。フロントライン系の作動に必要なサポート系が故障した場合には，フロントライン系は使用できないことから，両イベントツリーを連結する際には，相互の従属性を十分に検討する必要がある。

図 U.1 は，サポート系或いはフロントライン系に待機除外がある場合を例に，大イベントツリーでのフロントライン系とサポート系の従属性の考え方を示したものである。

ケース 1 は，サポート系，フロントライン系共に待機除外がない場合を示している。サポート系の作動成功・失敗にかかわらず，フロントライン系はそれぞれ 4 つのシーケンスに展開されるが，サポート系が両系列とも喪失している場合には，両フロントライン系は動作不能となるため，連結したシーケンスのうち，論理的に存在し得るシーケンスの数は 13 となる。

ケース 2 は，サポート系 1 系列が待機除外の場合を示している。待機中のサポート系作動失敗のシーケンスでは，フロントライン系は両系列とも動作不能となるため，連結したシーケンスのうち，論理的に存在し得るシーケンスの数は 5 となる。

ケース 3 及び 4 は，フロントライン系 1 系統が待機除外の場合を示している。サポート系の各シーケンス(両系列作動失敗を除く)に対応するフロントライン系のシーケンス数は 2 となるため，連結シーケンスのうち，論理的に存在し得るシーケンスの数は 7 となる。

図 U.2 に，大イベントツリー／小フォールトツリー手法でのサポート系イベントツリーの例を示す。

ヘディングには代表的なサポート系が選択されており，各ヘディングに対しプラントの状態，ヘディング相互の従属関係等を考慮し成功失敗の分岐確率を与える（**附属書 AR.3　条件付分岐確率イベントツリー法**　参照）ことによってサポート系シーケンスを展開している。このようなサポート系イベントツリーに例えば**図 Q.1，Q.2** のようなフロントライン系イベントツリーを連結することによって大イベントツリーを作成することができる。

学会標準

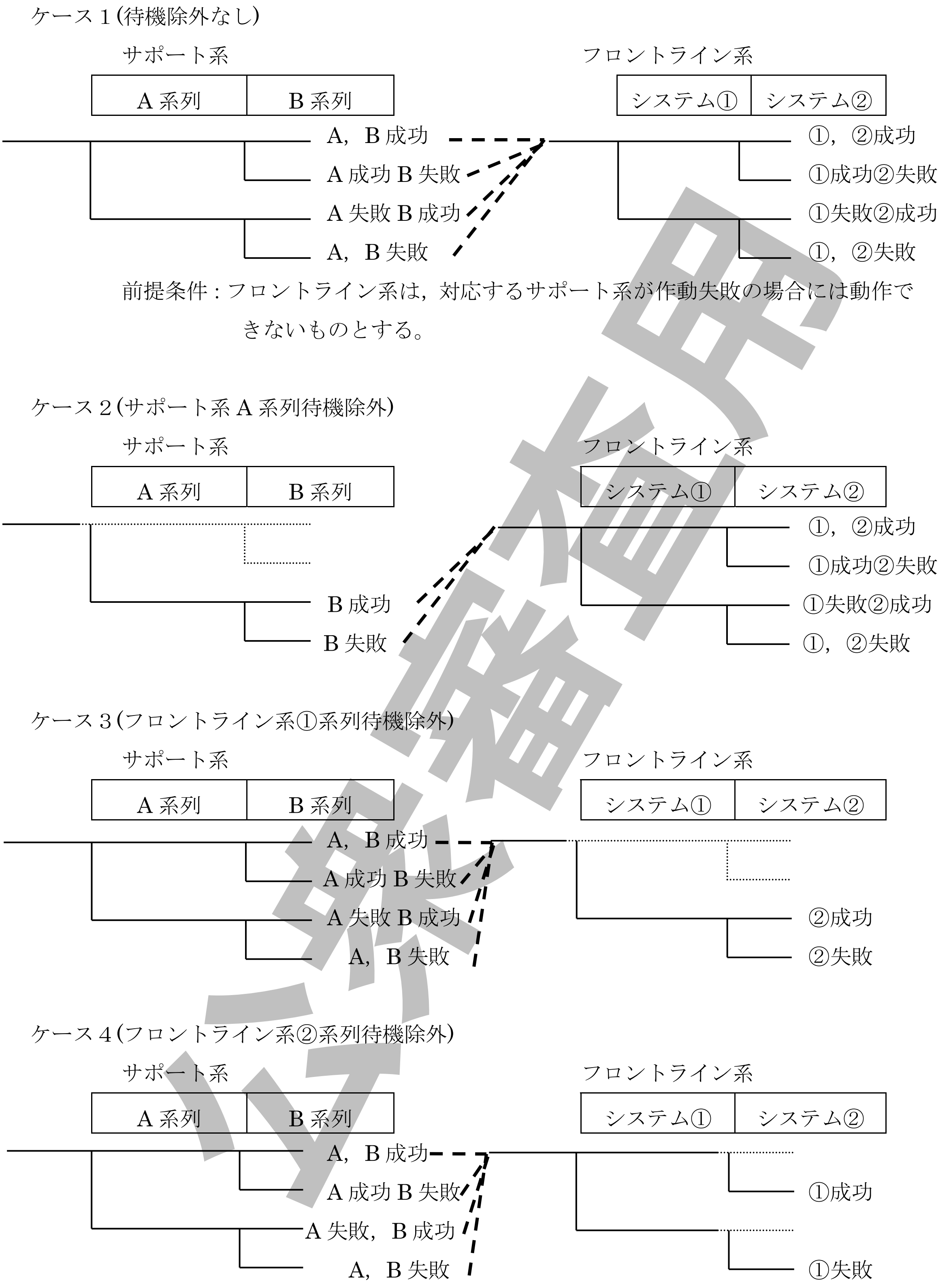
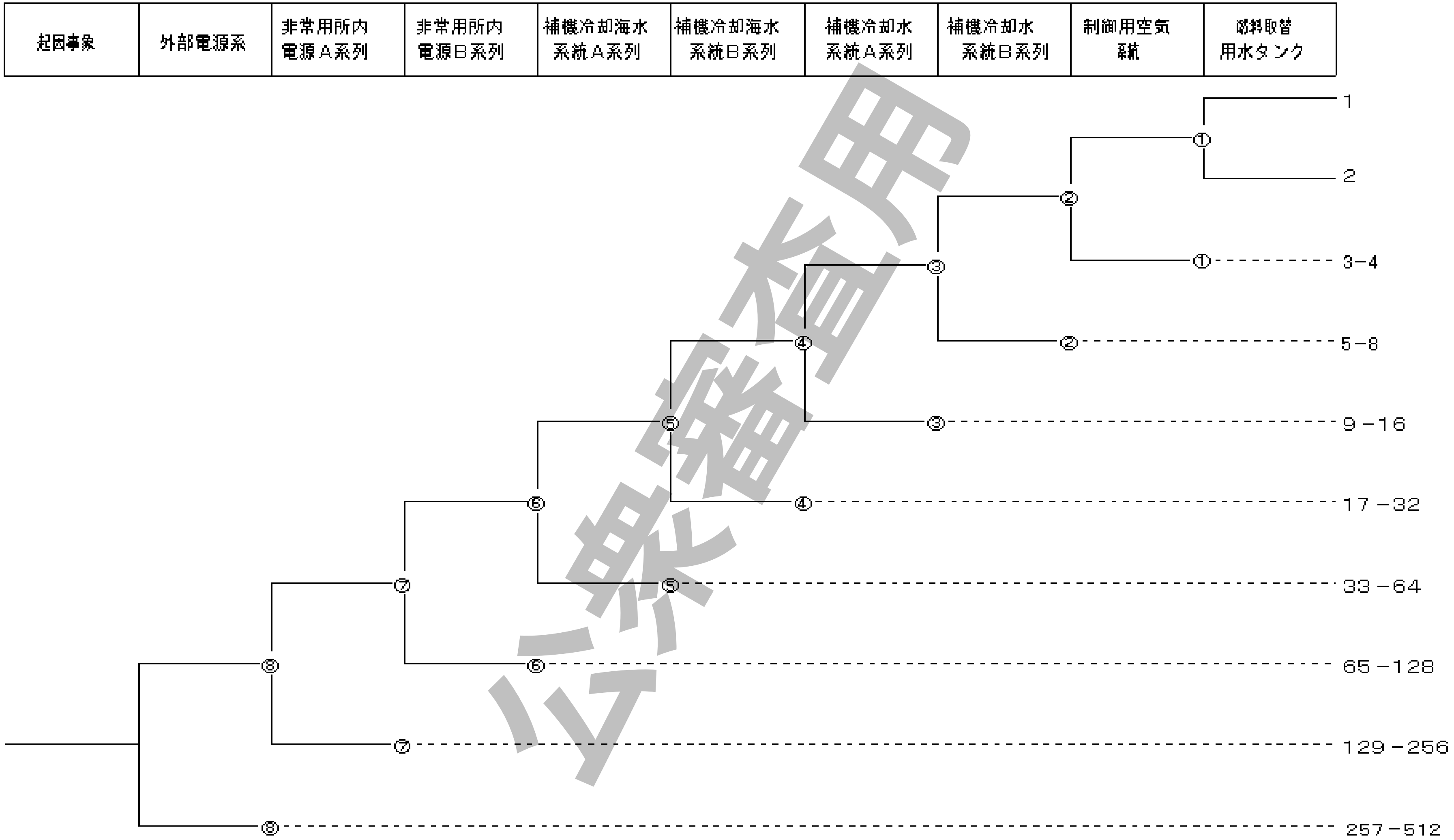


図 U.1　大イベントツリーにおける従属性の考え方



注：○‥‥以降のツリーの展開は、その上段にある同番号のツリーの展開と同一であることを示す。

図 U.2　サポート系イベントツリーの例

公衆縦覧用

附属書 V
（参考）
フォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法

序文

この附属書は，9　**システム信頼性解析**におけるフォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法の例を示したものである。

V.1　フォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法

緩和系の信頼性評価において，フォールトツリー法以外に用いられる評価手法を**表 V.1** に示す。

表 V.1　フォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法

評価手法	特徴
GO 手法，GO-FLOW 手法	GO 記号を用いて，機器，系統をモデル化して評価する。系統配管図面に沿ってモデル化することが可能である。
信頼性ブロックダイアグラム手法	ブロックダイアグラムを用いて機器・系統をモデル化する。
ダイグラフ手法	ダイグラフ記号を用いて機器，系統をモデル化して評価する。系統配管図面に沿ってモデル化することが可能である。

V.2　GO 手法，GO-FLOW 手法

a)　GO 手法

GO 手法は，フォールトツリー法とは逆に，成功パスを評価するシステム信頼性解析手法である。GO 手法では，弁，スイッチ等の要素を GO 記号と呼ばれる記号に置き換え，GO チャートと呼ばれる線図で要素の関連性をモデル化することによって，機器，サブシステム及びシステムの機能とロジックが表現される。計算コードは，その GO モデルを用いてシステムの信頼性評価を行う。**図 V.1**，**V.2** は，簡単な系統とその GO チャートを表現したものである。システムの各要素は番号（1-30，6-70 等）で表される。GO チャートは，実際の系統図から比較的容易に作成することができ，信号又は流体のフローパスに沿うことが可能である。比較的小さいシステムのモデルでは，効率よく評価することができる。GO チャートの欠点は，複雑なシステム，例えば実機のプラントを対象としたモデルではモデルの規模が莫大なものになり理解が困難になることがある。また，GO 手法は故障を主体に評価することは行わないため，フォールトツリーのようには故障の原因を明示的に表現していない欠点がある。従って，GO モデルではフ

ォールトツリーと比べて，実際のシステム構成が適切にモデル化されているかの確認はより容易になるが，故障モードが適切に考慮されているかの確認は逆に難しくなる。ただし，GO 手法は，ハードウェアが物理的に高度の相互関係を持つ系統（電気回路など）の解析には適している。

b) GO-FLOW 手法

GO-FLOW 手法は GO 手法における限界を克服するために開発されたシステムのモデル化手法の一手法であり，GO 手法と同様，成功パスに注目する解析手法である。GO-FLOW 手法によって，系統のとりうる全ての動作状態又は不動作状態の確率値を一つのモデル（GO-FLOW チャート）で表現することができ，1 回の計算によって求めることができる。GO-FLOW 手法では，論理ゲート，機器の動作，故障発生をモデル化した 16 種類の標準オペレータが定義されており，解析対象とする系統は，標準オペレータ及びこれらを結ぶ信号線によってモデル化され，GO-FLOW チャートと呼ばれる図で表現される。**図 V.3** に GO-FLOW チャートで使用されるオペレータを示す。

V.3 信頼性ブロックダイアグラム手法

信頼性ブロックダイアグラム手法は帰納的プロセスで作成されるモデルであり，システムを特定の要素を表すブロックに分割し，システムの成功パスに従って表現するものである。このモデルでは通常全ての成功パスを検索する。信頼性ブロックダイアグラム手法はプラント又はシステムの信頼性評価及び信頼性配分に使用されている。この中ではシステムのブロックは詳細なレベルまで分割される。システムの信頼性計算及び感度解析を行い，所要の信頼性配分を行う手順をとることによって，全体のシステム信頼性の最適化に利用されている。

V.4 ダイグラフ手法

ダイグラフ手法は，ノード及びノード間の関係を示す矢印を用いて，ネットワークを築いていく手法である。ダイグラフ手法は，故障許容解析，システム信頼性解析，予測シミュレーション診断に使用されている。ダイグラフ手法の例を**図 V.4** に示す。

参考文献

(1) (財)原子力安全研究協会，「確率論的安全評価(PSA)実施手順書に関する調査検討－レベル 1PSA，内的事象－」，1992

(2) USNRC, “Systems Interaction Results from the Digraph Matrix Analysis of the Watts Bar Nuclear Power Plant High Pressure Safety Injection Systems”, NUREG/CR-3593, UCRL-53467, USNRC, 1984

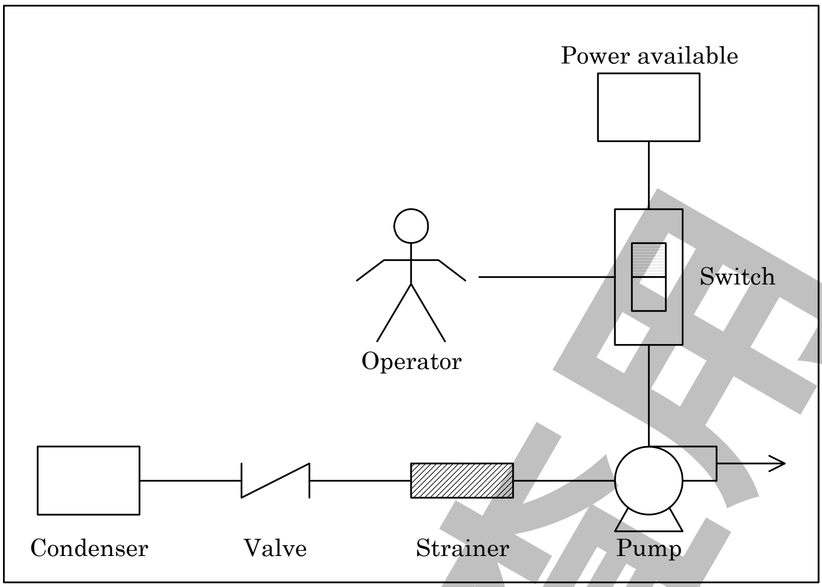


図 V.1　GO モデル化の例で対象とした簡略化した系統
(参考文献(1), p.42 より許諾を得て転載)

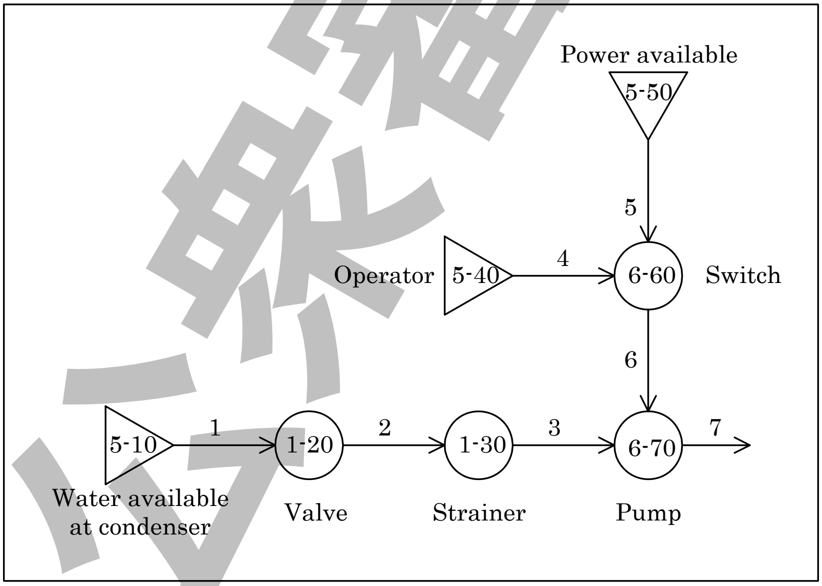


図 V.2　簡略化した系統の GO チャート
(参考文献(1), p.42 より許諾を得て転載)

一般公開用

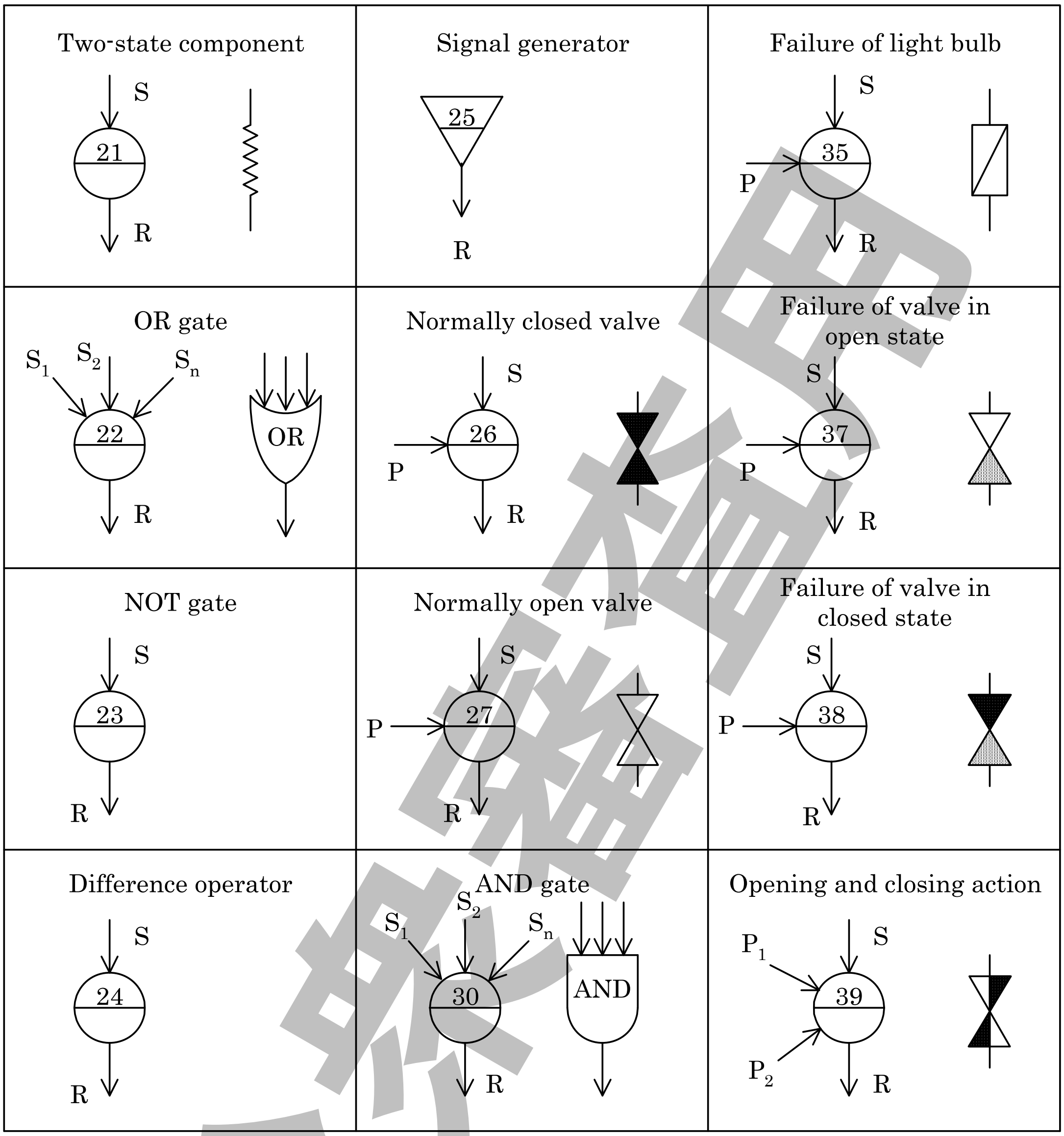


図 V.3　GO-FLOW 手法で用いる標準オペレータ
(参考文献(1), p.43 より許諾を得て転載)

略語の説明

RWST	Refueling Water Storage Tank	C1	Controller 1
P5	Pipe 5	P6	Pipe 6
V4A	Valve 4A	V4B	Valve 4B
V3	Valve 3	V1	Valve 1
F2	Filter 2	F1	Filter 1
PMP1	Pump 1	PMP2	Pump 2
P1	Pipe 1	P3	Pipe 3
V5	Valve 5	V7	Valve 7
V6	Valve 6	V8	Valve 8
V9	Valve 9	V10	Valve 10
P2	Pipe 2	P4	Pipe 4
SN1	Spray Nozzle 1	TS2	Temperature Sensor 2
SN2	Spray Nozzle 2	C2	Controller 2
TS1	Temperature Sensor 1		

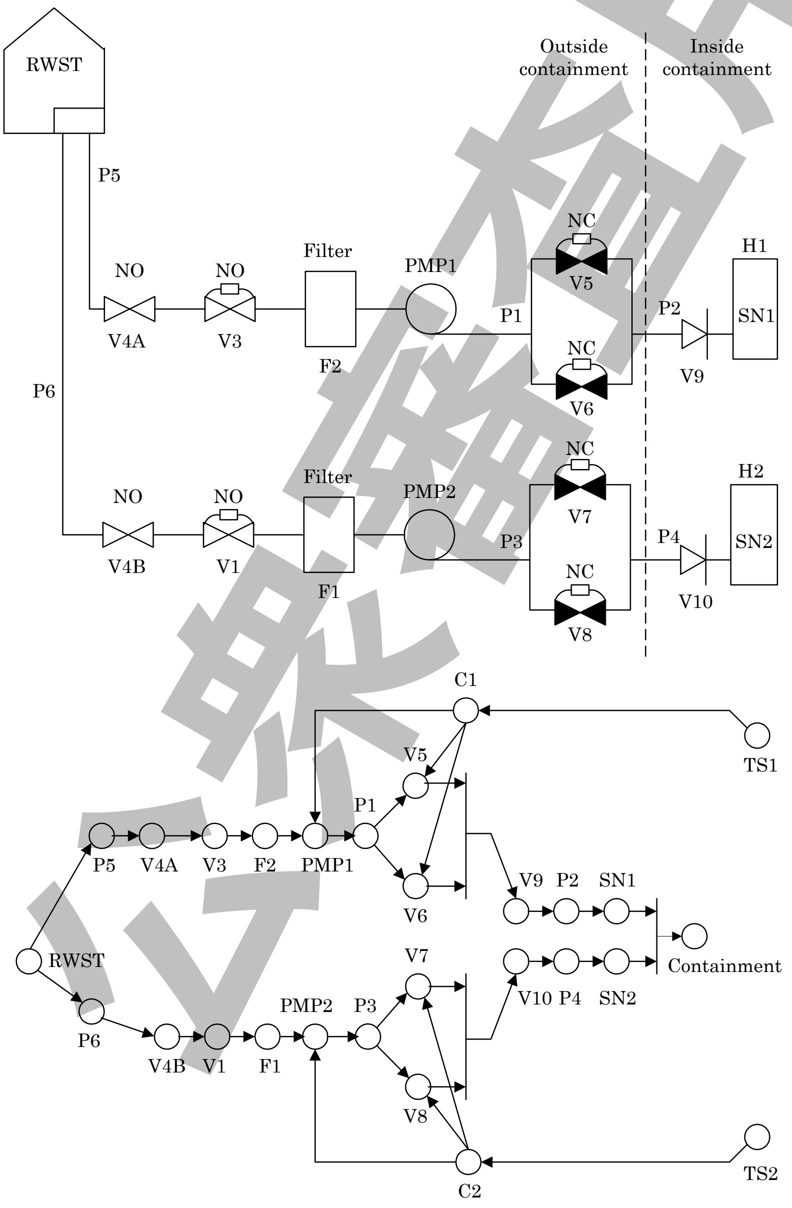


図 V.4　簡略化した系統とダイグラフの例

(参考文献(2), p.127 より転載，改変)

附属書 W
（参考）
フォールトツリーで使用される記号

序文

この附属書は，**9　システム信頼性解析**におけるフォールトツリーで使用される記号を示したものである。

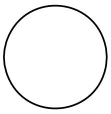
W.1　フォールトツリーで使用される記号

図 W.1 に，フォールトツリー法で一般的に使用される記号とその意味を示す。

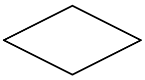
参考文献

(1) USNRC, “Fault Tree Handbook”, NUREG-0492, 1981

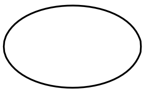
公衆縦覧用



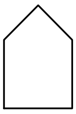
基事象：これ以上は展開しない基となる故障事象



非展開：情報がないためにこれ以上の展開をしない事象又は展開を省略する事象

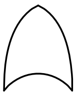


条件事象：条件及び制限を示す事象で INHIBIT ゲート，優先順位 AND ゲートと共に用いる。

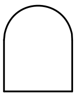


ハウス事象：故障ではなく，通常発生するような状態を示す事象

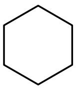
中間事象：この下にくるゲートの説明を示す記号



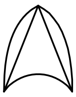
OR ゲート：この下の事象のいずれかが発生した場合に出力されるゲート



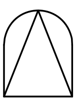
AND ゲート：この下の事象のすべてが発生した場合に出力されるゲート



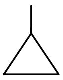
INHIBIT ゲート：この下の 1 つの事象が発生した場合に，ある条件を満たした場合に出力されるゲート

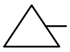


排他 OR ゲート：この下の事象のうち 1 つだけが発生した場合に出力されるゲート



優先順位 AND ゲート：この下の事象が決められた順序で発生した場合に出力されるゲート





トランスファー記号：フォールトツリーの重複を避けるために使用される記号。上の記号は，他のフォールトツリーが入力される場合に使用する。下の記号は，これに接続されるフォールトツリーに出力される場合に使用する。

図 W.1　フォールトツリーで使用される記号
（参考文献(1), p.IV-3 より翻訳転載，改変）

附属書 X
（参考）
フォールトツリーの例

序文

この附属書は，9　**システム信頼性解析**におけるフォールトツリーの例を示したものである。

X.1　フォールトツリーの例

フォールトツリー解析の例として，BWR プラントの炉心スプレイ（CS）系機能喪失のフォールトツリーと PWR プラントの高圧注入系機能喪失のフォールトツリーを各々，**図 X.1**，**X.2** に示す。

参考文献

(1)　(財)原子力安全研究協会，「確率論的安全評価(PSA)実施手順書に関する調査検討－レベル 1PSA，内的事象－」, 1992

公衆縦覧用

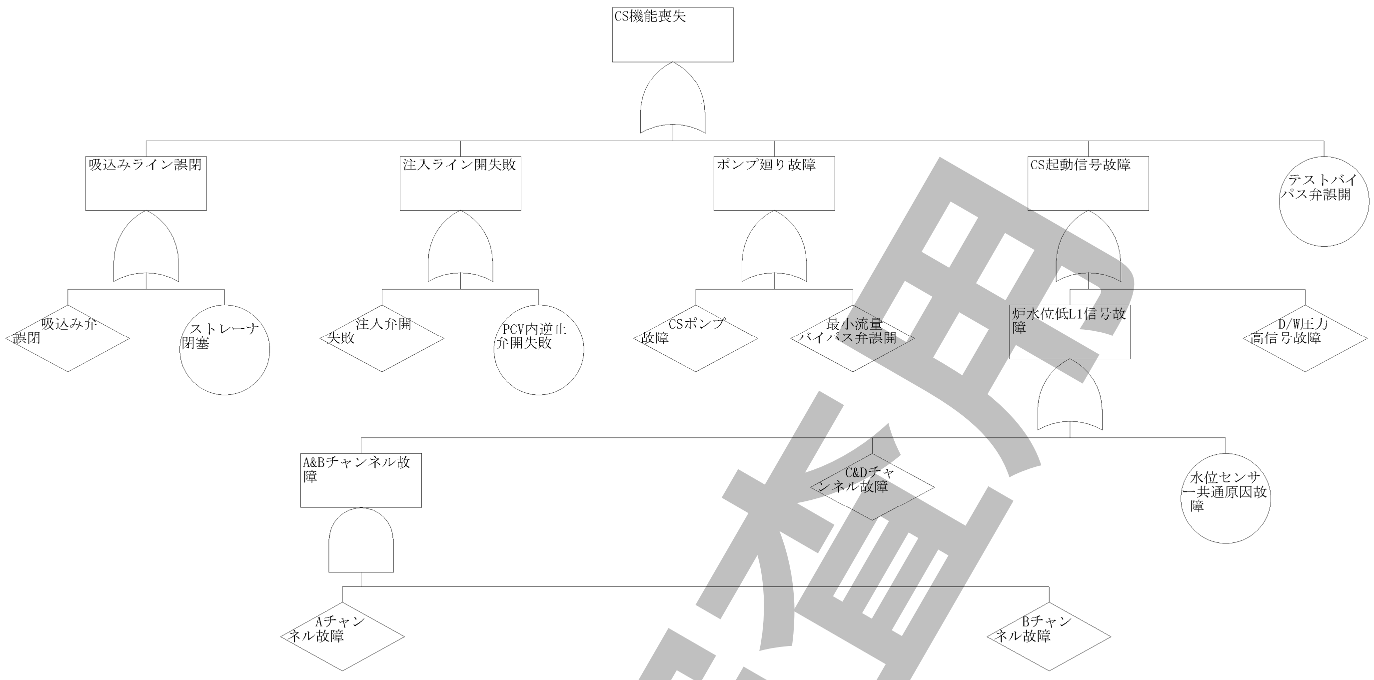


図 X.1　フォールトツリー解析の例(1)　CS 機能喪失のフォールトツリー（BWR）

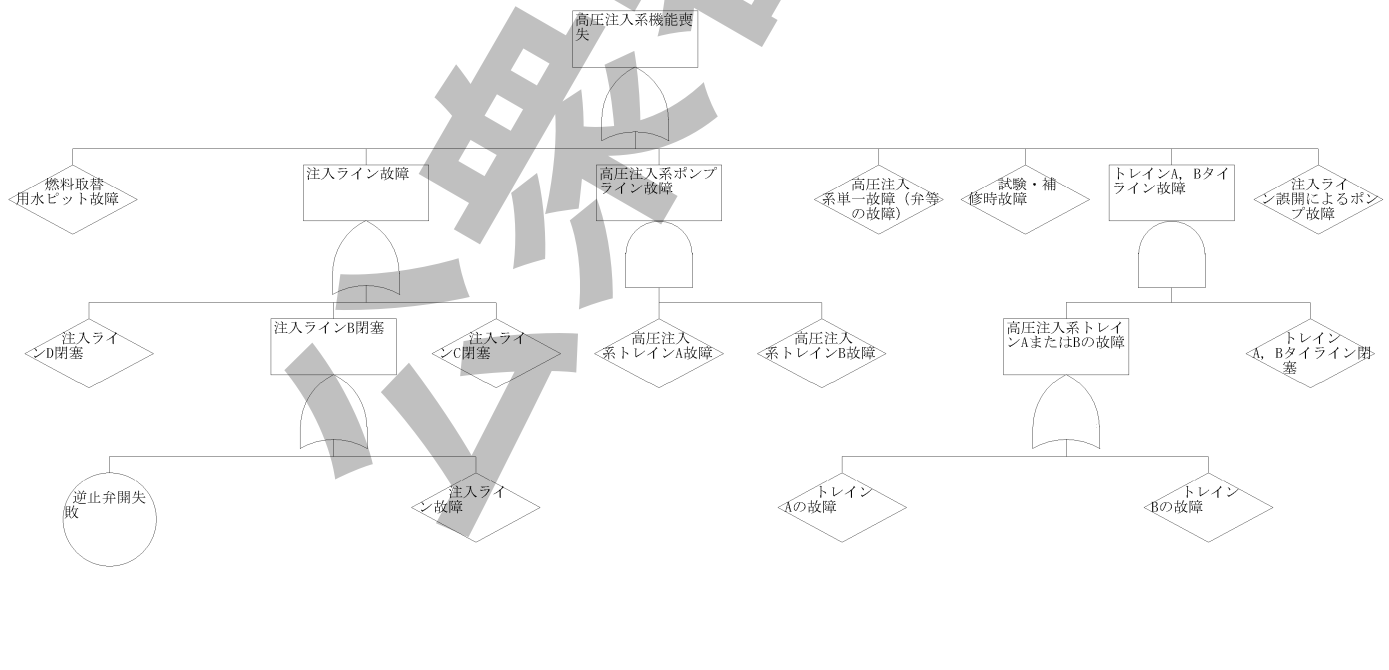


図 X.2　フォールトツリー解析の例(2)　高圧注入系機能喪失のフォールトツリー（PWR）

公衆縦覧用

附属書 Y
（参考）
基事象発生確率の算出の例

序文

この附属書は，9　**システム信頼性解析**における基事象発生確率の算出の例について示したものである。

Y.1　基事象発生確率の算出の例

基事象の発生確率を次の式によって算出することができる。

a)　状態変更失敗確率

$$Q = Q_d$$

ここに，　Q_d ：デマンド故障確率

又は

$$Q = 1 + \frac{1}{\lambda_s T_s}\left[\exp(-\lambda_s T_s) - 1\right]$$

$$\fallingdotseq \lambda_s T_s / 2 \quad （\lambda_s T_s << 1）$$

ここに，　λ_s :起動(又は状態変更)失敗の故障率

T_s :平均試験間隔

もしくはこれらの組合せ。

b)　機能維持失敗確率

$$Q = 1 - \exp(-\lambda_r T_m)$$

$$\fallingdotseq \lambda_r T_m \quad （\lambda_r T_m << 1）$$

ここに，　λ_r :機能維持失敗の故障率

T_m :使命時間

c)　故障した機器の復旧失敗確率

$$R = \exp(-T_a / T_r)$$

ここに，　T_a :許容時間

T_r :復旧時間

d) 定期試験によるアンアベイラビリティ

$$P_{t0} = \frac{T_{t0}}{T_s}$$

$$= \lambda_t \times T_{t0}$$

ここに，　λ_t：試験頻度（$=1/T_s$）

T_{t0}：定期試験平均時間

T_s：平均定期試験間隔

ただし，作動要求時に試験状態が自動的に解除される場合は，これを考慮してモデル化する。

e) 保守作業によるアンアベイラビリティ

$$P_{um} = \frac{T_{rt}}{T_{rs}}$$

$$= \lambda_m \times T_{rt}$$

ここに，　λ_m：保守作業の頻度（$=1/T_{rs}$）

T_{rt}：平均保守作業時間

T_{rs}：平均保守間隔

ただし，保守作業によるアンアベイラビリティが実績として算出されている場合には，その確率値を使用してもよい。

公衆審査用

附属書 Z
（参考）
試験及び保守による使用不能状態の例

序文

この附属書は，9　**システム信頼性解析**における試験及び保守による使用不能状態の例を示したものである。

Z.1　試験及び保守による使用不能状態の例

プラントの実際の運用で想定される試験及び保守による構成機器の使用不能状態の可能性をモデル化する。保守による待機除外の例を次に示す。

- 予防保全又は是正処置のための系列の待機除外
- 予防保全又は是正処置のための機器グループ（例えば，ポンプとポンプ廻りの弁）の待機除外
- 個別の機器の待機除外

公衆審査用

附属書 AA
（参考）
システムにおける隔離又はトリップの例

序文

この附属書は，9　**システム信頼性解析**のシステムにおける隔離又はトリップの例を示したものである。

AA.1　システムにおける隔離又はトリップの例

システムを隔離又はトリップさせる条件の例を次に示す。

a) 系統の関連パラメータ（高温など）

b) 他の故障から系統を保護するために用いる外部パラメータ（例えば，BWR の RCIC 又は HPCI におけるタービン内への水の浸入を防ぐために用いる原子炉格納容器水位隔離信号）

c) 環境条件

- 格納容器熱除去系の故障を伴う格納容器内LOCA
- 逃がし安全弁の運転可能性（小破断LOCA，格納容器ドライウェルスプレイなど）（BWR）
- 異物によるスクリーン又はフィルタの閉塞
- ポンプの運転継続に影響を及ぼす取水温度上昇（例えば，サプレッションプール[BWR]，格納容器再循環サンプ[PWR]）
- 水源の枯渇又は水温上昇によるポンプのNPSH喪失
- ポンプの蒸気バインディング

附属書 AB
（参考）
サブツリー化できない場合の具体例

序文

この附属書は，**9　システム信頼性解析**のサブツリー化できない場合の具体例を示したものである。

AB.1　サブツリー化できない場合の具体例

サブツリー化できない場合の具体例を以下に示す。

- 回復に期待する機器がある場合の，回復可能な部分と回復不能な部分の混在
- 事故シーケンスに依存して異なる確率を持ち得る人的過誤事象
- 他の事象との排反事象
- 他のフォールトツリー（特に共通原因故障）で発生する事象
- 他系統と従属性のある機器等

公衆審査用

附属書 AC
（参考）
システム間の従属性を同定する方法の例

序文

この附属書は，9　**システム信頼性解析**におけるシステム間の従属性を同定する方法の例を示したものである。

AC.1　システム間の従属性を同定する方法の例

システム間の従属性を明確化するための方法として，次の方法が使用されている。

－　マスターロジックダイヤグラム

－　従属性マトリックス

－　系統概略図の作成，及び図面上での明確化

公衆縦覧用

附属書 AD
（参考）
共通原因機器グループの同定方法の例

序文

この附属書は，**9　システム信頼性解析**における共通原因機器グループの同定方法の例として NUREG/CR-5485(1)のものを転載，翻案して示したものである。

AD.1　共通原因機器グループの同定方法の例

共通原因故障の対象となる系統又は機器の組み合わせを，共通原因機器グループ(CCCG)と呼ぶ。どのような組合せを共通原因故障の候補として考慮すべきかについての判断にあたっては，次のような考えを参考とすることが望ましい。

a)　多重性を付与するための同一で多様性のない機器は，共通原因故障の候補となる。機器グループが異なる系統にわたっている可能性もある。系統内の機器の共通原因故障だけに限定せずに，対象機器の故障モード毎に，どれを考慮対象とすべきか慎重に検討する。
b)　多様性を有する機器については独立であると仮定してよい。ただし，その多様性を有する機器の一部の構成部分が同一である場合には，その部分については CCCG の候補とする。このような検討のためには機器バウンダリの内部に立ち入って考えることが望ましい。
c)　静的機器については解析対象から除外される場合が多いが，モデル化にあたって重要な静的機器の共通原因故障の候補を見逃すことのないように留意する。

また，CCCG の判断においては，共通原因故障をもたらす可能性のある重要な属性を同定する。このような属性の一般的リストとして**表 AD.1** を参考にしてもよい[1]。

[1] ディジタル系機器の故障はハードウェア故障とソフトウェア故障に分類される。これらの評価には，独立故障率，自己診断効率，平均修復時間及び共通原因故障割合が必要になる。このうち，特に，共通原因故障割合については，データベースが未整備なことから，ハードウェア故障には妥当な割合を使用すること。ソフトウェア（アプリケーション）故障には，やや保守的であるが，同一の機能を有する場合には，共通原因故障に至ると仮定することなどが考えられる。何れの場合にも，必要に応じて感度解析を行い，前提及び仮定の影響を把握しておくことが推奨される。

リスク専門部会用

表 AD.1　CCCG を特定する際に参考になる属性

属　　性	例
機器の型式	電動弁，電動ポンプ，空気作動弁
機器の機能	系統隔離，パラメータの検知
機器の製作者	－
機器の内的環境	温度，圧力，流量
機器の外的環境	温度，湿度，ほこり
機器の運転モード	常時開又は閉，常時作動又は待機
試験・保守の手順	共通原因故障を引き起こす可能性のある試験・保守点検の手順と特徴

参考文献

(1) USNRC, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment”, NUREG/CR-5485, INEEL/EXL-97-01327, USNRC, 1998

公衆審査用

附属書 AE
（参考）
共通原因故障の一般パラメータ，一般データソースの例

序文

この附属書は，**9　システム信頼性解析**における共通原因故障の一般パラメータ，一般データソースの例を示したものである。

AE.1　共通原因故障の一般パラメータ，一般データソースの例

パラメータ推定値及び関連するソースの例を記載している主要な文献を以下に示す。

- USNRC, “Common-Cause Failure Parameter Estimations”, NUREG/CR-5497, INEEL/EXL-97-01328, USNRC, 1998
- USNRC, “Common Cause Failure Database and Analysis System, Vols.1–4”, NUREG/CR-6268, INEEL/EXL-97-00696, USNRC, 1998
- USNRC, “Common Cause Failure Database and Analysis System: Event Data Collection, Classification, and Coding”, NUREG/CR-6268, Rev.1, INL/EXT-07-12969, USNRC, 2007

公衆縦覧用

附属書 AF
（参考）
人間信頼性解析で対象とするタスク

序文

この附属書は，**10　人間信頼性解析**において参照する人間信頼性解析で対象とするタスク（作業又は緩和操作）を示したものである。

AF.1　人間信頼性解析で対象とするタスク

人間信頼性解析では，原子力発電所内で行われる作業及び緩和操作を，人間の活動の単位であるタスクと呼ぶ。人間信頼性解析で対象とするタスクは，次に示すように，そのタスクが行われる時期に着目することによって，起因事象発生前のタスク及び起因事象発生後のタスクの 2 つに大きく分けられる。

AF.2　起因事象発生前のタスク

これらは基本的に計画に基づくタスクであり，運転員又は保守員によって行われる，定期的保守，修理保守，計器校正，定例試験などの作業がある。これらの作業の過程で発生する人的過誤のうち，機器故障の修理及び調整の失敗は当該機器の故障率パラメータに含まれているとして扱われることが多い。パラメータの中に含まれない人的過誤とは，保守，試験，校正後の動作確認のためのテストで検知できない，又はそのテストが正しく実施されない可能性があることに起因するものであり，具体的には次のようなものがある。

－　保守の後で機器又は系統を元の状態に戻すことに失敗し，系統を不動作状態にする。例えば，弁を元の状態に復旧することを忘れるなど。
－　試験後に機器又は系統を元の状態に復旧することに失敗し，系統を不動作状態にする。例えば，ほう酸注入系の定例試験後，弁を元の状態に復旧することを忘れるなど。
－　校正エラーによって機器又はシステムの故障をもたらす。例えば，格納容器圧力及び原子炉圧力容器水位などの計測器の校正エラーによって，信号が正しい設定点で発信されなくなるなど。

これらの人的過誤をフォールトツリーモデルにおいて基事象として取扱う場合には，人間信頼性解析を行う。

また，運転，保守，点検時の人的過誤による起因事象は，出力運転中の評価の場合，運転経験に基づくデータ評価で発生頻度を求めることが原則であるが，運転経験データが不足している場合には，人間信頼性解析にて起因事象発生頻度を求めることも可能である。

AF.3　起因事象発生後のタスク

起因事象発生に対処してプラントを安全な状態へ復帰させるためにとられるタスクであ

り，異常検知，異常診断（状態同定，対応策決定），操作実施などという一連のプロセスによって構成され，対応操作又は回復操作に分類できる。

a) 対応操作

運転要領書などに規定されているタスクであり，2 つのタイプがある。

－ 機器の自動起動確認とバックアップ起動

非常用炉心冷却系，原子炉緊急停止系などの安全系及びそれらのサポート系が，起動すべき条件で自動的に起動しなかったことを確認した場合に，それらを手動で起動することが該当する。この中には自動起動に失敗した非常用ディーゼル発電機の手動起動の実施も含まれる。

－ 特定の条件になったときの手動操作

自動起動に失敗したシステムの手動起動ではなく，本来特定の条件になった時に，運転員が手動操作することが，運転要領書などに操作手順として要求されているものである。

b) 回復操作

起因事象発生前又は起因事象発生後に故障して機能喪失した機器の機能回復のためのタスクであり，一般には，例外的な希少状況への運転スタッフなどの知識ベースの対応も含む。ただし，この標準においてはレベル 1PRA で考慮する回復操作について**10.8 回復操作の評価**の条件を規定している。要求される行動内容に応じて，次の二つに分類できる。

－ 機器の修理

非常用ディーゼル発電機，ポンプ，弁などの修理，所外電源の復旧

－ 代替手段による機器機能の回復

サイト内外からの非常用ディーゼル発電機又は注水ポンプの持ち込み，電源母線をクロス結合するなどのその場の状況に対応して行う行動

附属書 AG
（参考）
人間信頼性解析の手順

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する THERP 手法による人間信頼性解析の手順を示したものである。

AG.1　人間信頼性解析の手順

図 AG.1 に人間信頼性解析の一般的手順を示す。解析の手順は３つのフェーズに分かれる。フェーズ１では，プラント運用情報の収集及びイベントツリー及びフォールトツリーのレビューを実施し，プラントの運用情報及びタスクの条件を詳細に把握し，人間信頼性解析に必要なタスクを同定する。フェーズ２では，定性的評価として，タスクを分析（連絡，指令，運転，操作の手順などを分析し，そのサブタスクを設定）し，人間信頼性解析イベントツリーを構築すること等によって，タスクを定義する。フェーズ３では，定量的評価として，人的過誤確率の中央値評価，行動形成因子の評価，人的従属性の評価及び過誤回復効果の評価を実施し，タスクの成功又は失敗確率を求める。

次に，この人間信頼性解析の一般的手順にしたがってツリー表現の構築以降について THERP 手法(1)（Technique for Human Error Rate Prediction）の概要を示す。THERP 手法は，原子力発電所の PRA への適用を目的として開発された人間信頼性解析の手法であり，作業を分析して発生しうる人的過誤を同定し，人的過誤の発生確率をモデル化し定量化するための体系的な方法として広く用いられてきている。

なお，THERP 手法で説明する「中央値」は，THERP 手法を記した代表的文献 NUREG/CR-1278 においては「ノミナル値」と記載されているが，同文献中で，ここでのノミナル値は対数正規分布でのメディアン（中央）値であると明記しており，この標準では，ノミナル値と記載する代わりに全て「中央値」と統一して記載している。

AG.2　人間信頼性解析イベントツリーの構築

タスク分析の結果に基づいて，運転員によるタスク遂行の過程を**図 AG.2** に示すようなサブタスクの系列からなる人間信頼性解析イベントツリーで表現する。人間信頼性解析イベントツリーでは，それぞれのサブタスクに成功（左側）及び失敗（右側）の分岐を設ける。

人間信頼性解析イベントツリーを作成する際，各サブタスクの失敗確率に影響を及ぼし得る人的要因として，運転管理上の誤りなどにも注意する。また，人的過誤を犯すことによって完全成功経路から逸脱した場合でも，その人的過誤を検知し，回復操作(過誤回復)を行うことによって，最終的にタスクを成功させる進展の経路があることに注意する。

AG.3　人的過誤確率の中央値の評価

サブタスクのタイプと人的過誤のタイプ（オミッションエラー，コミッションエラー）及び操作対象の特徴によって決まる人的過誤確率（Human Error Probability：HEP）の中央値とそのエラーファクタを求める。またそれらを求める上で用いた情報源を明記する。

a)　運転員クルーの診断エラー（ミステーク）

診断余裕時間，診断所要時間，診断タスクの特性などを考慮に入れ，診断に失敗する確率を時間信頼性曲線（Time Reliability Curve：TRC）を用いて算出する。TRC のデータとしては**表 AG.1** に示した THERP 標準診断曲線を用いることができる。

b)　操作エラー（スリップ）

操作に関わるサブタスクのタイプ，人的過誤のタイプ，手順書(運転要領書など)との関わり及びインターフェイスのタイプを分析し，それに対応したデータを参照して HEP の中央値を求める。操作に関するサブタスクの分析項目としては，次のものがある。

1)　サブタスクのタイプ

状態監視（警報表示，計測表示，等）か，表示データの読み取りか，等。また，操作実行場所はどこ（制御室，現場）か。

2)　人的過誤のタイプ

オミッションエラーかコミッションエラーか。**表 AG.2** にコミッションエラーの HEP データの例として THERP のデータを示す。

3)　手順書との関わり

手順書に則した作業か，運転管理上，手順書を使用することになっているか，手順書の中で規定されている作業項目の数はいくつか。**表 AG.3** に手順書を使うときの，オミッションエラーの HEP のデータ例として THERP のデータを示す。

4)　インターフェイスのタイプ

表示のタイプ（アナログ，ディジタル），制御盤上の操作具のタイプ（回転スイッチ，押しボタン），現場の弁などの機器の操作具の種類（型，大きさ），ラベル付けのレベル，表示と対応する操作具の位置関係，表示間及び操作具間の位置関係など。

AG.4　行動形成因子の評価

運転員のタスク遂行の成功又は失敗の確率は，運転員にとっての外的環境（温度，照明などの作業環境，タスクの特性，マンマシンインターフェイスなど），内的状態（経験，訓練などによって形成される知識及びスキル）又はストレスなどの行動形成因子によって大きく影響されるため，次に述べる HEP の中央値に対して補正係数を乗ずる手法などによってそれらの因子の HEP への影響を評価し，基本過誤確率を求める。

a)　HEP 中央値の補正係数の評価

個々のサブタスクのタイプに依存せず，ほとんど全てのサブタスクに共通に影響を及ぼす行動形成因子としてストレス，運転員の熟練度，及びタスク遂行が段階的（ステップバイステップ）性格をもつか否かというタスク特性の影響を評価する。まず，これらの因子のレベル又は特性を同定し，それらの対応した補正係数を求める。

1) ストレスレベルの同定

サブタスクが遂行される状況でのストレスレベルが次の 4 つのレベルのどれに相当するかを評価する。

- 非常に低い

  作業負荷が軽すぎるために注意力のレベルが低くなっている。

- 適度

  作業負荷が適度である。

- 高い

  作業負荷が重すぎて人間の通常能力の限界に近づいているか，超えているためにタスク遂行に妨害となる。

- 極度に高い

  運転員に脅威となるストレスで，情緒的反応が生じるなどタスク遂行に非常に妨害となる。自尊心又はプロフェッショナルとしての地位への脅威，すなわち面子の喪失又は失職への恐れなどが生じる。

なお，作業負荷のレベルの評価においては運転員の能力レベルも考慮する。

2) 熟練度の同定

サブタスクを遂行する運転員の熟練度を評価する。

3) タスク遂行が段階的性格をもつか否かの同定

サブタスクが手順書に従ってステップバイステップに行われるような段階的性格をもつものか，又は意思決定又は複数機能の制御のような動的性格をもつものかという点からのタスク特性を同定する。

以上のストレスレベル，運転員の熟練度及びタスク特性をもとに，**表 AG.4** を用いて，HEP の中央値とそのエラーファクタに対する補正係数を求め，さらに，それを **AG.3** で求めた各サブタスクの HEP の中央値とそのエラーファクタに乗ずる。

b) 他の行動形成因子の効果の評価

当該サブタスクのタイプに応じて大きく影響を及ぼす行動形成因子，例えば，制御室における制御に関する主要な因子としては，計測表示に対する運転員の間の位置関係，運動方向との関係などが挙げられることから，それらを同定する。

評価対象プラントにおける行動形成因子のレベルを， HEP の中央値が対応するレベルとの比較で評価し，そのレベルに応じて，**a)**で得られた各サブタスクの HEP の中央値とそのエラーファクタをもとに，不確実さの幅の範囲内で HEP を修正する。

AG.5　人的従属性の評価

複数のタスク又はサブタスクの失敗（又は成功）の間の従属性は，人間信頼性解析の結果に対して大きな影響をもつため，それらを適切に，とりわけ過小評価とならないように注意する。

一般には，完全独立の明白な根拠がない限りは直接的従属性又は間接的従属性の存在を仮定して評価する。間接的従属性の評価においては，サブタスク（タスク）間の機能的関係を分析して明示的でない要因をも摘出し，その影響を評価する。サブタスク（タスク）間の従属性を評価するための方法として，THERP では，次に述べる方法がある。

THERP では，サブタスク間の従属性は，ツリーの分岐において与えられる成功及び失敗の条件付き確率を考慮することで評価する。従属性のレベルは，完全独立，低従属，中従属，高従属及び完全従属の 5 段階に分類される。従属性のレベルは次に示す一般的考え方に基づいて，評価する。

a)　従属性のレベルは，一連の行為の間を通じて，一定とは限らないため，評価対象サブタスクに対する直前に先行するサブタスクの影響を評価する。

b)　従属性に係る二つのレベルの間で選択に迷う場合において，保守的な評価結果を得るためには，高い方のレベルを使用する。

c)　位置及び時間が近接しているほど，そのサブタスク間の従属性は高く，例えば，位置が近接している表示又は操作器具を使用し，同時にそれらの操作を必要とするサブタスク間の従属性は高いため，サブタスク間の位置関係及び時間間隔を分析する。

d)　同一のシステムに関するサブタスク間の従属性は，異なるシステムに関するサブタスク間の従属性より高いため，サブタスク間の機能的関係を分析する。

e)　地位，訓練，責任，及び他の多くの社会的・心理的要因における類似性が高いほど，運転員，保守員などの要員間の従属性は高くなるため，全ての関連要因についての要員間の類似性を分析する。

f)　ストレスの増大とともに従属性は高くなり，特に経験が浅い要員の経験の深い要員への従属性が高まるため，要員間の従属性に対するストレスの効果を評価する。

g)　二つのサブタスクの失敗確率の積が過小評価と考えられる場合は従属性のレベルを再検討する。例えば一人が他人をチェックするケースにおいて二つのサブタスクの失敗確率の積が 10^{-6} 以下になった場合，又は同一人物によって遂行される二つの関連サブタスクの失敗確率の積が 10^{-5} 以下になった場合は，仮定した従属性レベルを再検討する。

各従属性のレベルにおける条件付き確率は**表 AG.5** の式を用いて求める。

AG.6　過誤回復の効果の評価

サブタスクの遂行において人的過誤を犯した場合でも，それによってシステムにもたらされる影響などを検知して，その過誤から回復することによって，結果的にタスク成功経路

に立ち戻ることが可能な場合には，その効果を評価する。

人的過誤の検知に顕著な寄与を持つ要因として，次の人的冗長性，警報表示，焦点を絞った監視，及び全体的監視の 4 つがあるため，これらの観点から過誤回復の効果の評価を行う。

a) 人的冗長性

サブタスクの実行者以外の人間によるチェックがある場合には，過誤回復の効果を考慮することが望ましい。ただし，サブタスク実行とチェックの間には一般に従属性があり，特に先入観がこの従属性をもたらす上で重要な役割を果たしていることから，人的冗長性による過誤回復に成功する確率を評価するためには，評価対象プラントにおける人的冗長性の実態を把握する必要がある。

b) 警報表示

人的過誤によってシステム状態が想定される本来のあるべき状態から逸脱することによって，警報が発せられる場合には，検知が容易になることから検知失敗確率の評価は，警報表示による異常検知に対する HEP を用いる。

c) 焦点を絞った監視

特定の設備に関する特定事項の監視である。口頭による指示によるものか，文書に基づく指示によるものかに応じて，対応するオミッションエラーの HEP を用いる（**表 AG.3** 参照）。

d) 全体的監視

定期的にプラントパラメータをチェックすることなど，何か異常がないかという監視のことである。制御室の計測表示などの定期的スキャニング，現場の巡視点検などがあり，対応する HEP の表を用いる。

AG.7　タスクの失敗確率の評価例

RHR 系統の操作に関する人間信頼性解析イベントツリー及びそれをもとにしたタスク失敗確率の計算例を**図 AG.2** に示す。タスクは，サブタスクの成功又は失敗の分岐によって構成されるツリーとして表現され, 個々の経路が最終的に操作の成功をもたらすか失敗をもたらすかが明示される。

なお，同じ機能を持つ冗長のタスク A と B がある場合，タスク B を単独で実施する時に比べて，タスク A に失敗してタスク B を実施する時にはタスク A の失敗の影響を受けることを考慮する。

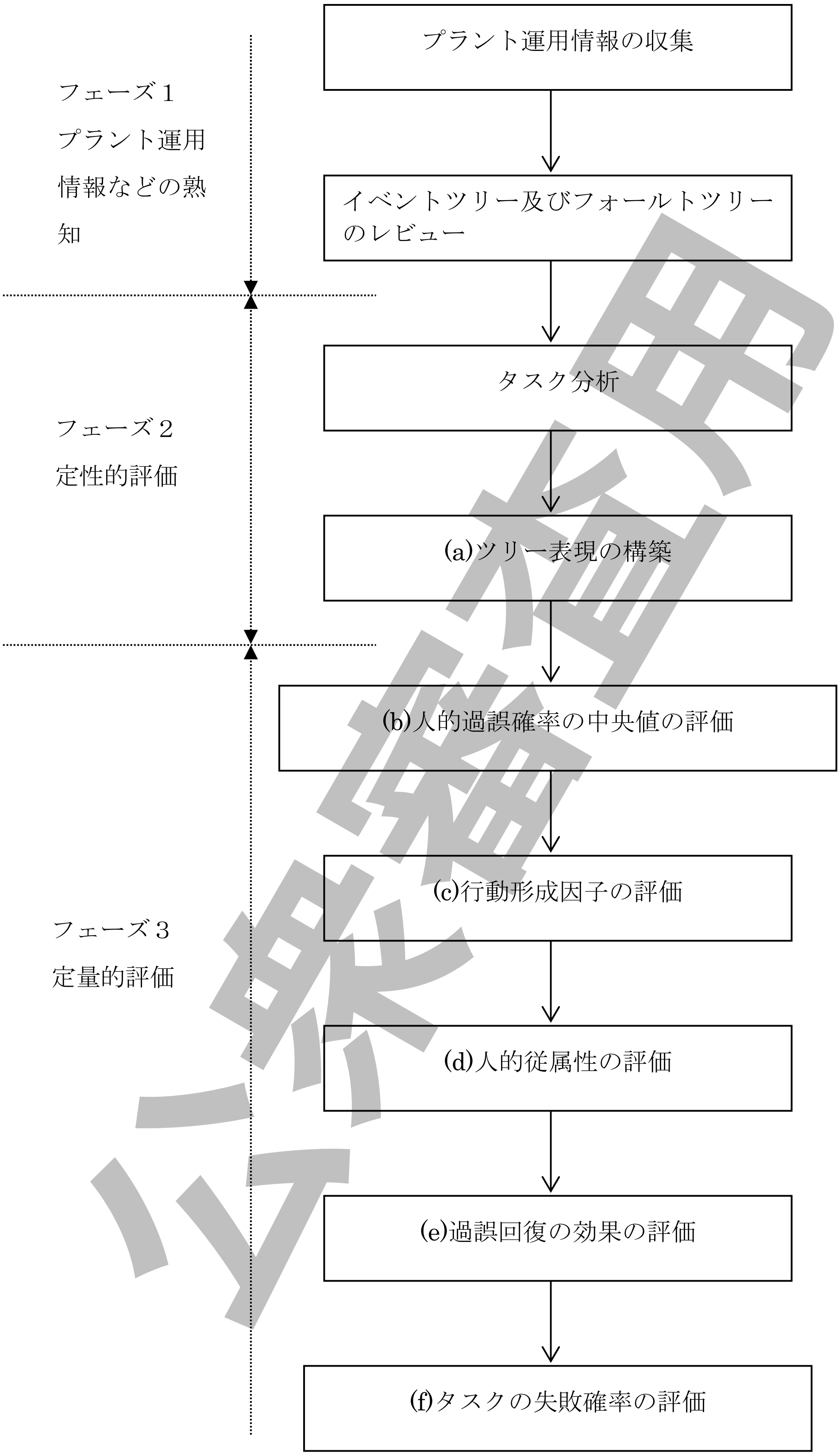
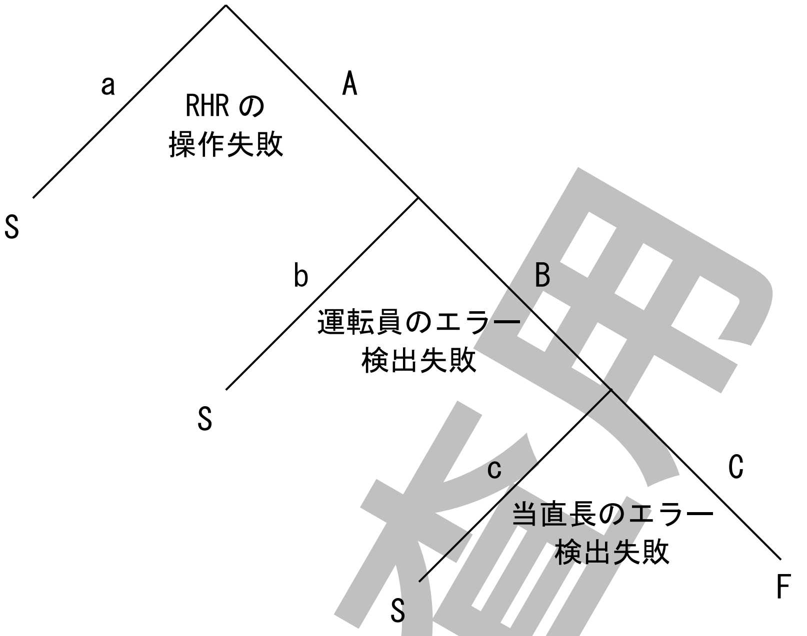


図 AG.1　人間信頼性解析の一般的手順の流れ



S：操作成功のパス

F：操作失敗のパス

A：RHR の操作失敗（オミッションエラー＋コミッションエラー）＝2×10^{-3}／d

（基本過誤確率の出典は NUREG/CR-1278 の表 20-7 と 20-12）

B：運転員のエラー検出失敗＝（1＋19×0.01）／20

（A の操作と低従属を仮定，

基本過誤確率の出典は NUREG/CR-1278 の表 20-22）

C：当直長のエラー検出失敗＝0.01

（基本過誤確率の出典は NUREG/CR-1278 の表 20-22）

図 AG.2　運転員の操作失敗確率の評価例（RHR 系統の操作失敗）

表 AG.1　THERP の標準診断曲線（NUREG/CR-1278 から抜粋）

区間	T (To 後の 時間) [分]	運転員全員 による診断 失敗確率 (初期事象に 対して) [ﾒﾃﾞｨｱﾝ]	EF	区間	T (To 後の 時間) [分]	運転員全員 による診断 失敗確率 (２次事象に 対して) [ﾒﾃﾞｨｱﾝ]	EF	区間	T (To 後の 時間) [分]	運転員全員 による診断 失敗確率 (３次事象に 対して) [ﾒﾃﾞｨｱﾝ]	EF
1.	1	1.0	--	**7.**	1	1.0	--	**14.**	1	1.0	--
2.	10	.1	10	**8.**	10	1.0	--	**15.**	10	1.0	--
3.	20	.01	10	**9.**	20	.1	10	**16.**	20	1.0	--
4.	30	.001	10	**10.**	30	.01	10	**17.**	30	.1	10
				11.	40	.001	10	**18.**	40	.01	10
								19.	50	.001	10
5.	60	.0001	30								
				12.	70	.0001	30				
								20.	80	.0001	30
6.	1500	.00001	30								
				13.	1510	.00001	30				
								21.	1520	.00001	30

(注)　・２次事象及び３次事象は，運転員が初期事象の診断又は対応の最中に発生する事象を意味する。
・To：異常発生を示すシグナルが出た時刻
・ここでは曲線を数値で示している。

公衆審査用

表 AG.2　手動操作のコミッションエラー確率の例
（NUREG/CR-1278 から抜粋）

項目	エラーのポテンシャル	HEP	EF
1.	１個のコントロールの不注意な操作	プラントに完全依存	
2.	同様なコントロールを持つパネルで選択誤り (ラベルで区別)	.003	3
3.	同様なコントロールを持つパネルで選択誤り (機能別に良く分類された配置)	.001	3
4.	同様なコントロールを持つパネルで選択誤り (系統を模擬した表示)	.0005	10
5.	スイッチの誤った方向への操作 (固定観念に従う場合)	.0005	10
6.	スイッチの誤った方向への操作 (通常の運転状態で固定観念を損う場合)	.05	5
7.	スイッチの誤った方向への操作 (高ストレス状態で固定観念を損う場合)	.5	5
8.	２状態スイッチの誤った方向への操作，又は，誤ったレベルへの設定	(注)	
9.	回転式コントローラの誤った設定(２状態スイッチ)	.001	10
10.	完全な操作の完了に対する失敗	.003	3
11.	グループ内のサーキットブレーカ選択誤り (ラベルで区別)	.005	3
12.	グループ内のサーキットブレーカ選択誤り	.003	3
13.	不適切なコネクタの配備 (不完全な装着及びコネクタのロック機構のテスト失敗も含む)	.003	3

(注)　　項目(5)，(6)，(7)の対応する HEP の 1/5 の値（EF は同じ値を使用）

表 AG.3　手順書を使うときのオミッションエラー確率の例
（NUREG/CR-1278 から抜粋）

項目	オミッションの項目	HEP	EF
	チェック表が正しく用いられている場合		
1.	短い操作（＜10 項目）	.001	3
2.	長い操作（＞10 項目）	.003	3
	チェック表を用いていないか，又は正しく用いられていない場合		
3.	短い操作（＜10 項目）	.003	3
4.	長い操作（＞10 項目）	.01	3
5.	文書化した手順書を用いるべきであるが，用いていない場合	.05	5

表 AG.4　ストレスと熟練度による HEP への補正係数（NUREG/CR-1278 から抜粋）

項目	ストレスレベル	HEPs の補正係数	
		熟練者	熟練度の低い者
1.	作業負荷が非常に低い	×2	×2
2.	作業負荷が適度 （段階的操作）	×1	×1
3.	作業負荷が適度 （動的操作）	×1	×2
4.	作業負荷がやや高い （段階的操作）	×2	×4
5.	作業負荷がやや高い （動的操作）	×5	×10
6.	作業負荷が極度に高い （段階的操作）	×5	×10
7.	作業負荷が極度に高い （動的操作又は診断操作）	.25（EF = 5）	.50（EF = 5）
		極度にストレス・レベルが高い場合は，補正係数ではなく，複数のクルーを対象とした固定値を用いる。	

公衆縦覧用

表 AG.5　先行するサブタスク”N-1”が成功又は失敗したときの，サブタスク”N”の成功又は失敗の条件付き確率の求め方：従属レベルの関数（NUREG/CR-1278 から抜粋）

従属性のレベル	条件付き成功確率	条件付き失敗確率
ZD	$\Pr〔S_{“N”} \mid S_{“N-1”} \mid ZD〕 = n$	$\Pr〔F_{“N”} \mid F_{“N-1”} \mid ZD〕 = N$
LD	$\Pr〔S_{“N”} \mid S_{“N-1”} \mid LD〕 = \frac{1+19n}{20}$	$\Pr〔F_{“N”} \mid F_{“N-1”} \mid LD〕 = \frac{1+19N}{20}$
MD	$\Pr〔S_{“N”} \mid S_{“N-1”} \mid MD〕 = \frac{1+6n}{7}$	$\Pr〔F_{“N”} \mid F_{“N-1”} \mid MD〕 = \frac{1+6N}{7}$
HD	$\Pr〔S_{“N”} \mid S_{“N-1”} \mid HD〕 = \frac{1+n}{2}$	$\Pr〔F_{“N”} \mid F_{“N-1”} \mid HD〕 = \frac{1+N}{2}$
CD	$\Pr〔S_{“N”} \mid S_{“N-1”} \mid CD〕 = 1.0$	$\Pr〔F_{“N”} \mid F_{“N-1”} \mid CD〕 = 1.0$

(注)　n：サブタスクの成功確率
N：サブタスクの失敗確率
ZD：Zero Dependence 従属度ゼロ
LD：Low Dependence 従属度低
MD：Moderate Dependence 従属度中
HD：High Dependence 従属度高
CD：Complete Dependence 完全従属

参考文献

(1) A. D. Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, Final Report, USNRC, 1983

附属書 AH
（参考）
起因事象発生前の作業及び起因事象発生後の作業に関する収集情報の具体例

序文

この附属書は，**10　人間信頼性解析**において参照する起因事象発生前の作業及び起因事象発生後の作業に関する収集情報の具体例を例示したものである。

AH.1　起因事象発生前の作業及び起因事象発生後の作業に関する収集情報の具体例

定期検査要領書，運転要領書などから収集する情報の具体例は，次のものがある。

— プラント運用に関する情報

例えば，運転員及び助言者の構成並びに通常時及び起因事象発生後の運転員配置の状況（**表 AH.1** 参照），設備の保守点検現場と制御室間の連絡の状況

— プラントの運用管理の状況

例えば，手順書の運用の状況

— 記述された手順書及びその運用の質

例えば，シミュレータ訓練又は講義，頻度。

— ヒューマンマシンインターフェイスの質

例えば，盤の見易さ，使い勝手，配置。大型表示盤の有無など。

表 AH.1　異常事象対応に参加できる運転員及び助言者の数と人的従属性のレベル
(NUREG/CR-1278[(1)]から抜粋)

(THERP で仮定されているもの：プラントに依存する)

区分	異常事象が認知されてからの時間	運転員又はアドバイザによるプラントの運転管理	他者との従属性(Dependence)
1.	0～1 分	RO	
2.	1 分	RO	
		SRO 又は SS	RO 及び HD
3.	5 分	RO	
		SRO	RO 及び HD
		SS	RO 又は SRO 及び LD 又は MD
		1 名又は複数の AO_S*	
4.	15 分	RO	
		SRO	RO 及び HD
		SS	RO 又は SRO 及び LD 又は MD
		STA	RO 又は SRO 及び LD 又は MD (診断と主要事象に対して) RO 又は SRO 及び HD 又は CD (詳細な操作に対して)
		1 名又は複数の AO_S*	

(注)RO：運転員(Reactor Operator),　SRO：上級運転員 (Senior Reactor Operator)
SS：当直長(Shift Supervisor),　STA：当直技術顧問(Shift Technical Advisor)
AO：補機運転員(Auxiliary Operator)
HD：高従属(High Dependence)　CD：完全従属(Complete Dependence)
MD：中従属(Moderate Dependence)　LD：低従属(Low Dependence)

＊：AO_Sは 5 分以後で運転補助が期待できるものとし，プラント状況に応じて従属性を設定すること。

参考文献

(1)　A. D. Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, Final Report, USNRC, 1983

附属書 AI
（参考）
人的過誤確率の一貫性の確認

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する人的過誤確率の一貫性の確認を示したものである。

AI.1　人的過誤確率の一貫性の確認

人的過誤確率の一貫性の確認には，プラントの情報に基づく知見と確率値の関係の確認及び確率値間の関係の確認がある。前者については，プラントの調査として得られた情報が評価に反映されているかを確認することであり，後者は確率値の考え方が一貫していることを確認することである。

a)　プラントの調査として得られた情報が評価に反映されていることの確認例

NUREG/CR-2300(1)におけるプラント内でのトークスルーにおける確認事項の例を以下に示す。

- ・　プラントは，緊急時手順書に従う。ただし，運転員にとってはある程度のストレスがある。
- ・　ある手順の活動は，事故後 1～1.5 時間程度要するものもある。
- ・　少なくとも 3 名の運転員が状況に対応でき，そのうち一名は管理者である。
- ・　ある特定の手順の箇所は，対応操作の完了後にダブルチェックされる。これは，リカバリファクタの構成要素となる。
- ・　対応操作の場所が異なるものは，別々に図示される。

この例に示したような確認事項についてレビューし，特に人的過誤確率値に影響すると考えるものを，必要に応じ定量化し，リスク影響の分析に用いることが考えられる。

b)　確率値の考え方が一貫していることの確認例

確率値の考え方が一貫していることの確認例としては，以下を確認することが挙げられる。

- ・　基本的に同一の手法（例えば THERP 手法）を用いていること。
- ・　類似した対応操作については，特に明確な理由がない限り THERP 手法の同一の表から数値を採用して検討していること。
- ・　類似した対応操作について，その操作の煩雑さと時間的余裕を考慮した場合に，同等の条件であれば，近い値となっていること。

参考文献

(1)　USNRC, “PRA PROCEDURES GUIDE, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, Final Report”, NUREG/CR-2300, USNRC, Jan., 1983

附属書 AJ
（参考）
人間信頼性解析の対象から作業を除外する際のルールの例

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する人間信頼性解析の対象から作業を除外する際のルールを例示したものである。

AJ.1　人間信頼性解析の対象から作業を除外する際のルールの例

除外する作業のルールの例を次に示す。

- 実施する試験, 保守の内, プラント運転時に復旧されていることが必要なもので, 系統の起動要求時に使用可能（起動信号による自動的な調整）となることが説明できるもの
- 実施されている保守後の機能試験によって，誤調整が明らかになるもの
- 中央制御室にて機器の状態表示が確認でき, その状態が日常的に確認されており, かつ調整が中央制御室から可能なもの
- 機器の状態確認が頻繁に実施されているもの

公衆縦覧用

附属書 AK
（参考）
作業完了後の回復操作失敗に考慮する復旧失敗モードの例

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する作業完了後の回復操作失敗に考慮する復旧失敗モードの例を示したものである。

AK.1　作業完了後の回復操作失敗に考慮する復旧失敗モードの例

システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定にて考慮する復旧失敗モードについては，次に示す例を参考とする。

- 待機状態又は運転状態への復旧
- 起動信号又は設定点の復旧，再設定
- 通電状態への復旧

公衆審査用

附属書 AL
（参考）
THERP 手法以外の人間信頼性解析の例

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する THERP 手法以外の人間信頼性解析手法の例を示したものである。

AL.1　人間信頼性解析手法の例

規定では，評価手法としては THERP 手法を用いることとし，その適用性が説明できる場合には THERP 手法以外の手法を用いてもよい，としている。本項では，THERP 手法以外の手法を用いる場合の参考となるように，THERP 手法以外の人間信頼性解析手法（ASEP[(1),(2),(3)]，FLIM[(4),(5)]，HCR[(6),(7)]，OAT[(8)]，ATHEANA[(9),(10),(11)]，SPAR-H[(9),(10),(11)]）について，その概要を**表 AL.1** に示す。

なお，これらの手法は現状では，THERP 手法に比べて PRA への採用経験に乏しいことから，参考情報として例示する。

公衆審査用

表 AL.1　THERP 手法以外の人間信頼性解析手法（その１）

No.	評価手法	評価手法の特徴	備　考
1.	ASEP (Accident Sequence Evaluation Program)	THERP 手法は，人的過誤を現実的に評価する反面，評価手法が複雑で，評価に時間が多くかかる。このことから，THERP 手法を簡略化するとともに，改善した手法として ASEP 手法が提案された。ASEP 手法は，米国の代表的な原子力プラントの出力運転を対象とした PRA，及び停止時を対象とした PRA に採用されている。特に，ASEP 手法では，事故後の人的過誤のみならず，事故前の人的過誤に対するスクリーニング解析手法が整備されている。	注：ASEP 手法は，THERP 手法と基本的には同一のデータベースに基づくもので，全般的に保守的な値をあたえるものの，極端な差異のあるものではない。
2.	FLIM (Failure Likelihood Index Method)	NUREG/CR-3518 などの SLIM (Success Likelihood Index Method)をベースに開発した人間信頼性解析手法である。この手法は，SLI に変えて FLI を用い，操作の困難さに焦点をあてるものであり，ある特定の状況下での運転員のエラーは，運転員の処置能力に影響を与える複数の行動形成因子（PSF：Performance Shaping Factors）の組合せに依存していることに基づいている。したがって，HEP を定量化するうえで，各 PSF を Weight と Rating で定量化し，下式のように HEP を求める。 $FLI=\Sigma wi \times Ri$ $LOG(HEP)=A+B\ (FLI)$ Weight(wi)：そのタスクへの影響を考慮した場合の PSF の相対的な重要度 Rating(Ri)：PSF がそのタスクへの助け，又は妨げとなる度合い 係数 A，B は，一般的に受容される人的過誤確率を基に最小二乗法を用いて評価する。	注：FLIM 手法は，各 PSF を Weight と Rating で定量化する上で，解析者の工学的判断の影響を大きく受けるといえる。

表 AL.1　THERP 手法以外の人間信頼性解析手法（その２）

No.	評価手法	評価手法の特徴	備　考
3.	HCR (Human Cognitive Reliability)	HCR モデルは，次式で示される。 $P(t) = \exp-((t/(T/2)-C\gamma i)/C\eta i)^{\beta i}$ t ：診断に対する余裕時間 T/2：運転クルーの診断時間のメディアン値 $C\gamma i$，$C\eta i$，βi：タイプｉの操作に対する係数 P(t)：余裕時間ｔに対する診断失敗確率 $C\gamma i$，$C\eta i$，βi については，シミュレータ実験データに基づく値，T/2 は米国 PWR プラントの運転実績から 15 分としている。	注： THERP 手法と比較し，時間とともに確率が急激に小さくなる。 米国の停止時 PRA 実施例において，冷却材喪失の認知失敗に HCR モデルが適用されている。
4.	OAT (Operator Action Tree)	運転員の判断において考慮される行為に関し，Operator Action Tree を構築する。その上で，時間信頼性曲線を用いて Operator Action Tree を定量評価する。この時間信頼性曲線は，米国の運転経験などに基づき工学的判断で定めている。 OAT で用いられた時間信頼性曲線 時間（分）　　失敗確率 10　　1.5E-2 30　　1.35E-3 100　　1.0E-4	注： THERP 手法と比較し，短時間（10 分）において確率が小さい傾向を示す。

公衆審査用

表 AL.1　THERP 手法以外の人間信頼性解析手法（その３）

No.	評価手法	評価手法の特徴	備考
5.	ATHEANA (A Technique for Human Event Analysis)	ATHEANA は，原子力発電所における人的過誤事象について理解及び定量化を支援することを目指した人間信頼性解析（HRA）手法である。ATHEANA では，HFE に関連する不安全行為（UA:Unsafe Action）を同定し，その UA を発生させる可能性のある過誤強制状況（EFC:Error Forcing Context）を同定し，人的過誤確率（HEP:Human Error Probability）を算出する。 ＜ATHEANA の評価手順の概要＞ ｽﾃｯﾌﾟ①～②　：問題の定義と解釈，解析範囲の定義 ｽﾃｯﾌﾟ③　：PRA の事故シナリオと基本となる状況（Context）の記述 ｽﾃｯﾌﾟ④　：解析対象とする HFE，UA の定義 ｽﾃｯﾌﾟ⑤　：人間の行動情報を評価し，潜在的な脆弱さにつながる行動因子(PSF*)を検討 ｽﾃｯﾌﾟ⑥　：PRA シナリオからの逸脱の検討 ｽﾃｯﾌﾟ⑦　：HFE/UA からの回復可能性の評価 ｽﾃｯﾌﾟ⑧～⑨　：各 HFE/UA に対する HEP を算出し，PRA に組み込む	*PSF（Performance Shaping Factor） (1) 訓練/経験の応用範囲及び適応性 (2) 関連する手順及び管理の適応性 (3) 運転員の振る舞い傾向と非公式規則の特定 (4) 計装の有効性及び明瞭さ (5) 同時・競合する活動影響を含む行為を終えるのに必要な時間余裕 (6) 要求された診断及び応答の複雑性 (7) 仕事量，時間的なﾌﾟﾚｯｼｬｰ及びｽﾄﾚｽ (8) 運転員の特性 (9) 対応可能な人員 (10) ﾏﾝﾏｼﾝｲﾝﾀｰﾌｪｲｽ（現場） (11) 行動環境 (12) 設備の操作性 (13) 特殊工具の必要性 (14) 情報伝達と協調性 (15) 特別な耐力の必要性 (16) 想定される事故ｼｰｹﾝｽを逸脱している場合

公衆審査用

表 AL.1　THERP 手法以外の人間信頼性解析手法（その４）

No.	評価手法	評価手法の特徴	備考
6	SPAR-H (Standardized Plant Analysis Risk HRA Method)	SPAR-H は，NRC がアイダホ国立研究所に委託して 1999 年に開発された人間信頼性解析手法である。行動形成に関する肯定的又は否定的な 8 種類の行動形成因子(PSF:Performance-Shaping Factors)(*1)が用意され，また，5 段階の依存型モデル(*2)を使い，人的過誤事象(HFE)の間の相互依存性のモデル化ができるようにしている。 ＜SPAR-H の基本的な枠組み＞ ・ 人的過誤を診断過誤及び操作過誤の 2 種類に分解 ・ PSF を用いた HFE と人的過誤事象確率(HEP:Human Error Probability)を補正するための依存性を考慮 ・ PSF を設定するガイダンスに基づき，事前に定義された HEP と PSF を使用 ・ 不確実さ解析に Atwood の拘束無情報事前分布(CNI 分布)を使用 ・ 解析の首尾一貫性を保証するために，所定のワークシートを使用	(*1)SPAR-H で定義している 8 つの PSF: ①許容時間 ②ストレスとその原因 ③複雑さ ④経験とトレーニング ⑤手順書 ⑥エルゴノミクス（人間工学） ⑦任務への適合性, ⑧業務プロセス (*2)5 段階の依存型モデル： 完全（Complete） 高（High） 中（Moderate） 低（Low） 零（Zero）

公衆審査用

参考文献

(1) D. W. Whitehead, “Evaluation of Potential Severe Accidents during Low Power and Shutdown Operations at Grand Gulf, Unit 1”, NUREG/CR-6143, USNRC, June 1994

(2) D. M. Ericson, et al., “Analysis of Core Damage Frequency: Internal Events Methodology”, NUREG/CR-4550, SAND86-2084, Rev. 1 Vol. 1, USNRC, 1990

(3) A. D. Swain, “Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure”, NUREG/CR-4772, USNRC, 1987

(4) D. E. Embrey, P. Humphreys, et al., “SLIM-MAUD, An Approach on Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment”, NUREG/CR-3518, USNRC, 1984

(5) USNRC, “Evaluation of Potential Severe Accidents during Low Power and Shutdown Operations at Surry”, NUREG/CR-6144, USNRC, 1995

(6) USNRC, “Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Resolution of Generic Issue 99”, NUREG/CR-5015, USNRC, 1988

(7) T. L. Chu, W. J. Luckas, R. G. Fitzpatrick, W. H. Yoon, “A Time-dependent Human Reliability Analysis for a PWR”, PSA’89

(8) R. E. Hall, et al., “Post Event Human Decision Errors: Operator Action Tree/Time Reliability Correlation”, NUREG/CR-3010, USNRC, 1982

(9) 独立行政法人 原子力安全基盤機構，「階層ベイズ手法による機器故障率の評価及び高度人間信頼性解析手法の整備」，09 原確報-0009，平成 22 年 4 月
http://www.jnes.go.jp/content/000015844.pdf

(10) 独立行政法人 原子力安全基盤機構，「平成 21 年度 PSA に係る人間信頼性解析手法の高度化検討に関する報告書」，10 原確報-0003，平成 23 年 1 月
http://www.jnes.go.jp/content/000117644.pdf

(11) 独立行政法人 原子力安全基盤機構，「平成 22 年度 PSA に係る人間信頼性解析手法の整備に関する報告書」，11 原確報-0004，平成 24 年 8 月
http://www.jnes.go.jp/content/000123426.pdf

附属書 AM
（参考）
過誤回復の評価における使用データの例

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する過誤回復の評価における使用データを例示したものである。

AM.1　過誤回復の評価における使用データの例

過誤回復の評価で参照する関連データ例として，複数の警報が出された時における警報対応失敗の HEP のデータを**表 AM.1** に示す。また，定期的スキャニング及び現場の巡視点検で異常検知に失敗する HEP のデータを**表 AM.2** に示す。

表 AM.1　複数の警報が出されたときの警報対応失敗確率のデータ
（NUREG/CR-1278[(1)]から抜粋）

項目	警報の数	個々の警報（又は警報グループ）に対する Pr[Fi]（運転員は連続して警報を感知）										$\overline{Pr[Fi]}$
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
1.	1	.0001										.0001
2.	2	.0001	.001									.0006
3.	3	.0001	.001	.002								.001
4.	4	.0001	.001	.002	.004							.002
5.	5	.0001	.001	.002	.004	.008						.003
6.	6	.0001	.001	.002	.004	.008	.016					.005
7.	7	.0001	.001	.002	.004	.008	.016	.032				.009
8.	8	.0001	.001	.002	.004	.008	.016	.032	.064			.02
9.	9	.0001	.001	.002	.004	.008	.016	.032	.064	.13		.03
10.	10	.0001	.001	.002	.004	.008	.016	.032	.064	.13	.25	.05
11.	11-15	10 以上の Pr[Fi]=.25										.10
12.	16-20											.15
13.	21-40											.20
14.	>40											.25

(注 1)　Pr[Fi]：i 番目の警報に応答することに失敗する確率

(注 2)　$\overline{Pr[Fi]}$：ランダムに選択された警報に応答する確率；この行の Pr[Fi]の算術平均

表 AM.2　1 時間毎のスキャンで表示における異常の検知に失敗する確率
（NUREG/CR-1278 から抜粋）

項目	ディスプレイタイプ	初期監査	時間毎スキャン						
		1	2	3	4	5	6	7	8
	アナログメータ								
1.	リミットマークあり	.05	.31	.50	.64	.74	.81	.86	.90
2.	リミットマークなし	.15	.47	.67	.80	.87	.92	.95	.97
	アナログチャートレコーダ								
3.	リミットマークあり	.10	.40	.61	.74	.83	.89	.92	.95
4.	リミットマークなし	.30	.58	.75	.85	.91	.94	.97	.98
5.	警報なしの警告ライト	.9	.95	.95	.95	.95	.95	.95	.95
6.	表示ライト	.98	.98	.98	.98	.98	.98	.98	.98
7.	指示ランプ	.99	.99	.99	.99	.99	.99	.99	.99

参考文献

(1)　A. D. Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, Final Report, USNRC, 1983

公衆審査用

附属書 AN
（参考）
対象とする人的過誤の分類と認知失敗及び操作失敗

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する対象とする人的過誤の分類と認知失敗及び操作失敗を示したものである。

AN.1　オミッションエラーとコミッションエラー

一般に，人的過誤は，オミッションエラー（タスク全体又は一部の不実行）と，コミッションエラー（操作対象選択の誤り，サブタスク順序の誤り，タスク実行タイミングの誤り，誤ったタスクの実行）に分類される(1)。コミッションエラーによっては，イベントツリーそのものに影響する場合がある。すなわち，状態診断又は対応策決定の段階での過誤によって，誤った手順を選んでしまうこと，又は操作段階での過誤によって誤った対象（スイッチ，機器など）を操作してしまうことによって事象の経路（コース）を変えてしまうことが考えられる。

なお，コミッションエラーについては THERP 手法では単純なもののみ評価できる。コミッションエラーの標準的な手法は確立されていないため，規定することを見送った。

AN.2　ミステークとスリップ

同じオミッションエラーのカテゴリにあっても，人間が当該タスクを必要ないと判断し，意図的にそのタスクを実行しなかったのか，当該タスクの実行を意図したが，し忘れてたかによって，引き続く行動との間の従属性が違ってくる。したがって，対象とする人的過誤が，人間の意図に沿って行われたことの結果なのか否かの分析が必要となる。意図が不適切なるがゆえに発生する人的過誤をミステーク，行為が意図に沿わないがゆえに発生する人的過誤をスリップという。原子力発電プラントの事故対応行動に則して考えると，システム状態の診断・対応策立案という段階での失敗がミステーク（認知失敗）であり，操作実行段階での失敗がスリップ（操作失敗）である。

参考文献

(1)　A. D. Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, Final Report, USNRC, 1983

公衆審査用

附属書 AO
（参考）
起因事象発生後の人的過誤事象の設定にて考慮する項目

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する起因事象発生後の人的過誤事象の設定にて考慮する項目を示したものである。

AO.1　起因事象発生後の人的過誤事象の設定にて考慮する項目

プラント固有又はシナリオ固有で考慮する行動形成因子の項目を，次に示す。

a)　運転員訓練又は経験の品質（タイプ及び頻度）

b)　手順書及び管理の品質

c)　補償措置に必要な計装機器の使用可能性

d)　指示及び表示の明瞭性

e)　ヒューマンマシンインターフェイス

f)　操作余裕時間及び必要時間

g)　要求される対応操作の複雑さ

h)　運転員の作業環境（例，照明，温度，放射線）

i)　操作を要求する機器のアクセス性

j)　特殊ツール，パーツ，衣類等の必要性，適切さ及び使用可能性

操作余裕時間（当該操作を完了するまでの使用可能時間）は，プラント固有の特徴が反映された熱水力解析に基づき評価することができる。また，操作余裕時間の評価では，運転員が関連指示を受けるタイミングも重要な因子となる。操作必要時間（当該操作完了に必要な時間）は，手順書の調査，運転員との議論，シミュレータの実測時間に基づき評価することができる。

附属書 AP
（参考）
同一カットセット内の人的過誤事象間の従属性に関する注意事項

序文

この附属書は，10　**人間信頼性解析**において参照する同一カットセット内の人的過誤事象間の従属性に関する注意事項を示したものである。

AP.1　同一カットセット内の人的過誤事象間の従属性に関する注意事項

カットセットに人的過誤事象が多重に現れる場合には，プラント内の組織の影響としてそのクレジットが制限される従属性があることに注意する必要がある。その場合は，過小評価を防止すること又は感度を評価することの手段として，人的過誤の結合確率の最小値を設定し，評価に用いる方法がある。

公衆審査用

附属書 AQ
（参考）
一般パラメータ，一般データソースの例

序文

この附属書は，11　**パラメータの作成**における一般パラメータ，一般データソースの例を示したものである。

AQ.1　一般パラメータ，一般データソースの例

パラメータ推定値及び関連するソースの例を記載している主要な文献を以下に示す。

a) 構成機器の故障率と確率

- 有限責任中間法人 日本原子力技術協会，「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」, 2009
  http://www.nucia.jp/jfiles/reliability/REPORT200905.pdf
- 一般社団法人 原子力安全推進協会，「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2007 年度 26 ヵ年 55 基データ）」, 2013
  http://www.nucia.jp/jfiles/reliability/REPORT201306.pdf

- USNRC, "Analysis of Core Damage Frequency, Internal Events Methodology", NUREG/CR-4550, SAND86-2084, USNRC, 1990
- USNRC, "Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability (NUCLARR), Vols.1–5", NUREG/CR-4639, EGG-2458, USNRC, 1994
- USNRC, "Component Performance Study, 1987–1998, Vols.1–4", NUREG-1715, USNRC, 2000
- USNRC, "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-6928, INL/EXT-06-11119, USNRC, 2007

b) 外部交流電源回復

- 原子力施設事故・故障分析評価検討会 全交流電源喪失事象検討ワーキング・グループ，「原子力発電所における全交流電源喪失事象について」, 1993

- USNRC, "Modeling Time to Recovery and Initiating Event Frequency for Loss-of-Offsite Power Incidents at Nuclear Power Plants", NUREG/CR-5032, SAND87-2428, USNRC, 1988
- USNRC, "Evaluation of Loss of Offsite Power Events at Nuclear Power Plants: 1980–1986", NUREG/CR-5496, INEEL/EXT-97-00887, USNRC, 1998

附属書 AR
（規定）
事故シーケンスの定量化手法

序文

この附属書は，12　**事故シーケンスの定量化**における事故シーケンスの定量化手法について規定したものである。

AR.1　一般事項

事故シーケンスの定量化では，イベントツリーにおけるヘディング間の従属性及び複数のイベントツリーを組合せて評価する場合，異なるイベントツリーにおけるヘディング間の従属性を適切に評価できる手法を用いる。この条件を満たす定量化手法として，フォールトツリー結合法及び条件付分岐確率イベントツリー法がある。

AR.2　フォールトツリー結合法

フォールトツリー結合法は，一般的には，小イベントツリー／大フォールトツリー法で作成されたモデルの定量化に用いる。

フォールトツリー結合法では,イベントツリーで定義された各事故シーケンスに対して,各ヘディングに対応するフォールトツリーを AND 結合して各事故シーケンスに対応するフォールトツリーを構築する。例えば，起因事象 T 及びシステム A，B，C をヘディングとするイベントツリーにおいて，A，B，C の故障が重なった事故シーケンス $TABC$ に対応するフォールトツリー $F(TABC)$ は，式(AR.1)で与えられる。

$$F(TABC) = T \cap F(A) \cap F(B) \cap F(C) \quad \text{(AR.1)}$$

ここに，　T：起因事象
$F(A)$：システム A のフォールトツリー
$F(B)$：システム B のフォールトツリー
$F(C)$：システム C のフォールトツリー

作成した事故シーケンスに対応するフォールトツリーについて最小カットセットを算出し，各基事象に該当する確率値を代入することによって定量化を実施する。

小イベントツリー／大フォールトツリー法では，安全機能又はフロントライン系をヘディングとしてイベントツリーを作成する。系統間の従属関係はフォールトツリーの中で明示的に展開される。このため，システムのフォールトツリーが大きなものとなりやすく，更にこれらを結合して作成した事故シーケンスに対応するフォールトツリーも巨大なものとなり，このフォールトツリーに対応する最小カットセットも膨大な数となる可能性がある。

成功している安全機能又はシステムが事故シーケンスに含まれている場合には，これを明示的に示すために，成功している安全機能又はシステムのフォールトツリーを NAND 結合する。フォールトツリーがあまりに巨大化するときには，成功している安全機能又はシステムを省いた保守側の近似を用いてもよい。

AR.3　条件付分岐確率イベントツリー法

条件付分岐確率イベントツリー法は，一般的には，大イベントツリー／小フォールトツリー法で作成されたモデルの定量化に用いる。

大イベントツリー／小フォールトツリー法では，フロントライン系だけでなくサポート系もヘディングとしてイベントツリーを作成し，事故シーケンスを展開する。系統間の従属関係はイベントツリーにおいて明示的に展開する。大イベントツリー／小フォールトツリー法では，イベントツリーは大型化するのに対して，イベントツリーのヘディングが対象とするシステムの範囲（規模）は小さくなることから，フォールトツリーは小型化する傾向がある。

システムの信頼性モデルの作成にはフォールトツリー手法が使用されることが多いが，これ以外にも GO 手法等を使用してもよい。これらの手法で求めたシステムのアンアベイラビリティをイベントツリーの分岐確率として使用する。

イベントツリーにおける各ヘディングの分岐確率は，事故シーケンスがどのパスを通ってその分岐に到るかに応じて，すなわち，イベントツリーの上流側のシステムの成否によって数値が異なってくる場合がある。上流側の条件が分岐確率に対する境界条件を与えることから，条件付分岐確率イベントツリー法はバウンダリコンディション法（境界条件法）とも呼ばれる。

条件付分岐確率イベントツリー法では，フォールトツリー結合法とは異なり，事故シーケンスに対応する最小カットセットは算出せずに，事故シーケンスの発生頻度を分岐確率の積として算出する。例えば，起因事象 T 及びヘディング A，B，C から成るイベントツリーにおいて，システム A が成功し B，C が故障する事故シーケンス $S=T\bar{A}BC$ の発生頻度 $\varphi(S)$ は，式(AR.2)によって求められる。

$$\varphi(S)=\varphi(T)\times f(\bar{A}\mid T)\times f(B\mid T\bar{A})\times f(C\mid T\bar{A}B) \qquad \text{(AR.2)}$$

ここに，

$\varphi(S)$	：	事故シーケンス S の発生頻度
$\varphi(T)$	：	起因事象 T の発生頻度
$f(\bar{A}\mid T)$	：	T が発生した場合に A が発生しない確率
$f(B\mid T\bar{A})$	：	$T\bar{A}$ が発生した場合に B が発生する確率
$f(C\mid T\bar{A}B)$	：	$T\bar{A}B$ が発生した場合に C が発生する確率

AR.4　定量化における留意事項

事故シーケンスの定量化における留意事項を次に示す。

a) 打切り値の設定

事故シーケンスの定量化では，最小カットセット又は事故シーケンスに対して打切り値を用いてもよい。打切り値は，モデル化されている重要な従属性が欠落することがなく，事故シーケンスの発生頻度に与える影響が無視できるように設定する。

b) 複数の人的過誤事象を含む場合の取り扱い

10.7.4　人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮に示すように，潜在的に重大な影響を及ぼす可能性を有する，複数の人的過誤事象が含まれた最小カットセット又は事故シーケンスを特定し，従属性の影響を評価してその結果をとりまとめる。その際，これらが打ち切りされないように十分に大きな人的過誤確率を用いた再評価を別途行ってもよい。

c) 近似的な定量化手法の適用

平均値を用いてカットセットの定量化を行う場合は，厳密解もしくは上限近似を用いる。稀有事象近似は，基事象の確率が大きい場合には適用性に留意する。

注記　例えば ASME/ANS PRA 標準(1)では，基事象の確率が 0.1 未満のときに使用を認めている。

d) 論理ループの削除

フォールトツリーの中に論理ループが存在する場合には，フォールトツリーの妥当性を検討した上で，フォールトツリーを修正するか，当該論理ループを削除する。

e) 成功分岐の定量化

成功分岐を含む事故シーケンスでは，成功分岐の確率を 1.0 で近似して定量化してもよい。その場合，発生頻度を高めに評価することに留意する。

注記　例えば成功確率が 0.9 の分岐を 1.0 で近似した場合，それ以降のシーケンスの発生頻度が 1.0／0.9 倍高めに評価されることになる。

f) 排反事象の削除

事故シーケンスの定量化において，排反事象を含む最小カットセットが生じた場合には，フォールトツリーの妥当性を検討した上で，排反事象が生じないようにフォールトツリーを修正するか，当該最小カットセットを削除して定量化を実施する。

g) サブツリー又は分岐確率を使用する場合の定量化

システムモデルにサブツリーを用いる場合又は，フォールトツリー結合法において分岐確率を用いる場合には，これらのサブツリー又は分岐確率を算出した機器は他の基事象又はサブツリーとは独立であって，評価結果への影響が無視できることを確認する。

h) 論理フラグの使用

論理フラグを使用する場合，カットセットの生成前に，各事故シーケンスについて，論理フラグ事象を適切に真，又は偽に設定していることを確認する。

参考文献

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

公衆審査用

附属書 AS
（参考）
最小カットセットの打切り値

序文

この附属書は，12　**事故シーケンスの定量化**における最小カットセットの打切り値について例示したものである。

AS.1　最小カットセットの打切り値

事故シーケンスの定量化過程で，取り扱う最小カットセット又は事故シーケンスの数が膨大となる場合には，工学的観点から打切りが行われる。最小カットセットの打切り方法には，次数で打切る方法，及び最小カットセットの確率値で打切る方法がある。次数での打切りは最小カットセット構成要素の確率値によっては必ずしも適当でない場合もあることから，最小カットセットの確率値での打切りの方がより一般的である。事故シーケンスの打ち切りには確率値が用いられる。

NRC の PRA 手順書（NUREG/CR-2300[(1)]）及び ASME/ANS PRA 標準[(2)]には，最小カットセットの打切りに関する記載はあるものの具体的な打切り値に関する記載はない。PSA 品質ガイドライン（試行版）[(3)]では重要な事故シーケンスとして炉心損傷頻度の上位 95%を占めるもの，又は，一つの事故シーケンスで全炉心損傷頻度の 1%の寄与を持つものが紹介されている。（財）原子力安全研究協会作成のレベル 1PSA 手順書（原安協レベル 1 手順書[(4)]）では，打切り値は事故シーケンスの発生頻度の 0.01%とされている。また，米国原子力エネルギー協会（NEI）が作成したピアレビューガイド（NEI-00-02[(5)]）では，打切り値に関してグレード別に要求が記載されている（**表 AS.1**）。ここで，PRA をリスク情報として安全確保活動などに活用するにはまずグレード 2 又は 3 が適用されると考えられ，これに相当する打切り値はベースの 0.01%であることから，原安協レベル 1 手順書の指摘とも合わせて打切り値に 0.01%を用いることは妥当と考えられる。さらに，これを超えた目的で規制判断に PRA の結果を直接使用する場合などには，グレード 4 に相当する打切り値（0.001%）まで考慮することが考えられる。

公衆審査用

表 AS.1　事故シーケンスの打切り値

NEI-00-02 のグレード	レベル 1 に対する要求	LERF に対する要求
グレード 1 （脆弱点の把握等に活用可能）	＜0.01×ベース CDF[a)]	＜0.01×ベース LERF[b)]
グレード 2 （相対的な順位付け等に活用可能）， グレード 3 （安全上の重要度等に活用可能）	＜0.0001×ベース CDF	＜0.0001×ベース LERF
グレード 4 （リスク情報に基づく規制判断等が可能）	＜ 0.00001× ベース CDF	＜ 0.00001× ベース LERF
注 a)　core damage frequency，炉心損傷頻度 b)　large early release frequency，早期大放出頻度		

This chart is taken in its entirety from NEI 00-02, Probabilistic Risk Assessment Peer Review Process Guidance, revision A3 (2000), an English-language publication of the Nuclear Energy Institute prepared for the NEI Risk-Based Applications Task Force.　All rights reserved.

参考文献

(1) USNRC, “PRA PROCEDURES GUIDE, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, Final Report”, NUREG/CR-2300, USNRC, Jan., 1983

(2) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

(3) 原子力安全・保安院，原子力安全基盤機構，「原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品質ガイドライン（試行版）」，平成 18 年 4 月

(4) （財）原子力安全研究協会，「確率論的安全評価（PSA）実施手順書に関する調査検討 －レベル 1 PSA，内的事象－」，平成 4 年 7 月

(5) WOG, Westinghouse Electric Company, B&WOG, and Framatome Technologies, Inc., “Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance”, NEI 00-02 Rev. A3, March, 2000

公衆審査用

附属書 AT
（参考）
重要度指標

序文

この附属書は，12　**事故シーケンスの定量化**における重要度指標について例示したものである。

AT.1　重要度指標

代表的な重要度指標の意味と定義は次の通りである。重要度はリスクの指標として用いられる炉心損傷頻度，格納容器機能喪失頻度，システムのアンアベイラビリティ等に対して定義することができるが，ここでは記述の煩雑さを避けるために炉心損傷頻度（F(CD)）に対する重要度として示している。

AT.2　リスク低減価値（Risk Reduction Worth：RRW）(1) (2)

リスク低減価値は，ある事象（例えばある機器の故障）の生起確率を 0 とした時に，リスクがどれだけ低減されるかを示す指標であり，次式で定義される。

$$\text{リスク低減価値} = \frac{F(CD)}{F(CD|A=0)} \qquad \text{-----------------------(AT.1)}$$

ここに，

$F(CD|A=0)$：事象 A の生起確率が 0 の場合の炉心損傷頻度

$F(CD)$：炉心損傷頻度

リスク低減価値を用いることによって，特定の機器の故障又は人的過誤確率を 0 とすることによって，どれほどの安全性の向上が望めるかを示すことができる。この指標は，例えば，プラントに何らかの改良を行ってリスクの低減を図ろうとする時に，注目すべき機器の候補を同定する際に使用することができる。

AT.3　リスク増加価値（Risk Achievement Worth：RAW）(1) (2)

リスク増加価値は，ある事象が必ず発生するとした時に，リスクがどれだけ増加するかを示す指標であり，次式で定義される。

$$\text{リスク増加価値} = \frac{F(CD|A=1)}{F(CD)} \qquad \text{----------------------- (AT.2)}$$

ここに，

$F(CD|A=1)$：事象 A の生起確率が 1 の場合の炉心損傷頻度

$F(CD)$：炉心損傷頻度

リスク増加価値を用いることによって，機器，システム，構築物の故障，運転員操作の失敗，他の原因による使用不能な状態（待機除外等）を想定した場合に，リスクがどの程度増大するかを示すことができる。

AT.4 Birnbaum 重要度 (1) (3)

Birnbaum 重要度は，ある事象の生起確率が変化したときに，炉心損傷頻度がどれほど変化するかを表す指標であり，次式で定義される。

$$Birnbaum\text{ 重要度} = \frac{F(CD|A=1)}{F(CD|A=0)} \qquad \text{---------------------- (AT.3)}$$

ここに，

$F(CD|A=1)$：事象 A の生起確率が 1 の場合の炉心損傷頻度

$F(CD|A=0)$：事象 A の生起確率が 0 の場合の炉心損傷頻度

Birnbaum 重要度はリスク低減価値とリスク増加価値との積に等しい。なお，リスク低減価値，リスク増加価値及び Birnbaum 重要度は，ここに示したように炉心損傷頻度の変化を比で表す場合のほかに，差で表す場合もある。

AT.5 Fussell-Vesely 重要度 (3)

Fussell-Vesely 重要度は，炉心損傷の発生を仮定したときに，当該事象の発生が寄与している割合を表す指標であり，次式で定義される。

$$Fussell\text{-}Vesely\text{ 重要度} = \frac{F_A(CD)}{F(CD)} \qquad \text{---------------------- (AT.4)}$$

ここに，

$F_A(CD)$：事象 A の発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$：炉心損傷頻度

また，上式は次式と等価である。

$$Fussell\text{-}Vesely\text{ 重要度} = \frac{F(CD) - F(CD|A=0)}{F(CD)} \qquad \text{---------------------- (AT.5)}$$

このため，Fussell-Vesely 重要度は，特定の機器の故障又は人的過誤の発生確率を低減することによって，どれほどの安全性の向上が望めるかを示す指標とみることもできる。

Fussell-Vesely 重要度は，例えば，点検，定例試験などの計画作成における優先度の設

定，及びプラントに何らかの改良を行ってリスク低減化を図ろうとする時に注目すべき機器の候補を同定する際に有用である。

AT.6　クリティカリティ重要度（Criticality Importance）[3]

クリティカリティ重要度は，炉心損傷の発生を仮定したときに，炉心損傷の発生にとって当該事象の発生がクリティカルな条件となっている割合を表す指標であり，次式で定義される。

$$Criticality\ Importance = \frac{\{F(CD|A{=}1) - F(CD|A{=}0)\} \times P(A)}{F(CD)} \quad \text{------------------} \quad (AT.6)$$

ここに，

$P(A)$：事象 A の生起確率

参考文献

(1)　W.E.Vesely, T.C.Davis, “Two Measures of Risk Importance and Their Application”, Nuclear Technology, Vol.68, 1985
(2)　W.E.Vesely,et al., “Measures of Risk Importance and Their Application”, NUREG/CR-3385, USNRC, 1983
(3)　H.E. Lambert, “Measures of Importance of Events and Cut Sets in Fault Trees”, UCRL-75853, Lawrence Livermore Laboratory, 1974

附属書 AU
（参考）
評価結果のとりまとめの例

序文

この附属書は，12　**事故シーケンスの定量化**における評価結果のとりまとめについて例示したものである。

AU.1　評価結果のとりまとめの例

事故シーケンスの定量化結果としてとりまとめる主な評価結果を以下に示す。これらの評価結果以外にとりまとめるべきものがある場合には，必要なものについて評価結果をとりまとめる。

- 全炉心損傷頻度
- 起因事象別炉心損傷頻度
- プラント損傷状態別炉心損傷頻度
- カテゴリ別炉心損傷頻度
- 主要な事故シーケンス及び発生頻度
- 機器故障及び人的過誤等の重要度

このうちカテゴリ別炉心損傷頻度は，アクシデントマネジメントの検討において用いられた炉心損傷状態の分類であるが，新たに制定された原子力規制委員会による規制基準の中で，「事故シーケンスグループ」としてこの分類方法と類似の事例[(1)]がある。

参考文献

(1) 原子力規制委員会，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」，平成 25 年 6 月

附属書 AV
（参考）
事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点

序文

この附属書は，12　**事故シーケンスの定量化**における事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点について例示したものである。

AV.1　事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点

事故シーケンスの定量化結果を適切にレビューするために，以下に示す項目に着眼してレビューするとよい。

- 主要な事故シーケンスの構成要素（カットセットを導出する場合の最小カットセット及び機器故障等のパラメータの数値）
- 炉心損傷頻度に大きな影響を与えるモデル上の仮定
- 類似プラントの評価結果と比較することによる計算結果の妥当性（結果に影響すると期待される相違の影響の確認を含む）
- パラメータ，従属故障，もしくは緩和設備の多重性又は多様性等の観点から支配的となると考えられる事故シーケンスが欠落していないこと
- モデルの整合性（例：系統モデルと成功基準との整合性）及びプラント運用の整合性（例：プラント構成，手順，プラント特有及び産業界の経験）について
- フラグ事象設定，排反事象及び回復又は復旧操作が論理的な結果となっていること
- 支配的でないカットセット又はシーケンスをサンプリングし，これらが妥当で物理的意味があること

公衆審査用

附属書 AW
（参考）
不確実さ解析の例

序文

この附属書は，13　**不確実さ解析及び感度解析**における不確実さ解析について例示したものである。

AW.1　一般事項

不確実さには大別して，自然界に存在する偶然性（Aleatory）と，人間が解釈する際の知識不足による認識論的（Epistemic）な不確実さがある。

レベル 1PRA の不確実さは，主に後者が該当し，一般には更に以下の 3 種類に分類される(1)。

a) 不完全さ：

レベル 1 PRA の手法が常に完全で，全ての起こり得るシナリオが同定され，適切に評価されるという保証はなく，完全性が欠如している可能性があるために，解析の結果及び結論に不確実さが生じる。この種の不確実さを明示的に扱うのは一般的には困難である。

b) モデリングの不確実さ：

解析で使用する方法，モデル，想定及び近似値の適切性に関する知識が完全でないために生じる。感度解析を使って，モデリング不確実さの一部の重要性を評価するといった取扱いが可能である。

c) パラメータの不確実さ：

レベル 1 PRA の定量化で使用するパラメータの不確実さが原因で生じるものであり，不確実さ解析を用いて，全パラメータの不確実さの分布を定め，解析でそれらを伝播させて扱う種類の不確実さである。

以下では，このうちパラメータの不確実さを評価する不確実さ解析についてその考え方を示す。

AW.2　パラメータの不確実さに着目した不確実さ解析

不確実さ解析では，確率変数として扱うパラメータを選定し，それらのパラメータの不確実さを表現する確率分布を用いて不確実さ伝播解析を行う。

AW.3　不確実さ解析において確率変数として扱うべき因子

この標準では，不確実さ解析において確率変数として扱うべき因子は，原則として起因事象発生頻度，共通原因故障パラメータ，人的過誤確率及び機器故障確率の 4 種のパラメータとした。これら以外の因子については，不確実さ幅の設定に関する一般的な方法が確立されていないこと等を考慮し，これら以外の因子については原則として感度解析で影響

を確認することとした。

AW.4　モンテカルロ法による不確実さ伝播解析

不確実さ伝播解析で一般に用いられている方法はモンテカルロ法である。モンテカルロ法は，目的関数（具体的には，確率計算式）の値を求めるために，その構成要素のデータをランダム変数として扱う方法である。**図 AW.1** に示すように，入力パラメータ X_i の分布型が与えられれば，各確率分布からランダムに 1 つずつ値を取り出し，（X_1，X_2，・・・，X_n）の組を作り，これを確率計算式 Y＝f（X_1，X_2，・・・，X_n）に代入して，当該組に対応する Y の値を計算する。この手順を多数回繰り返すことによって Y の値に確率分布の形で求められる。機器故障及び人的過誤等の発生確率各々に与えた分布型に従ってランダムに任意の確率を抽出し，事故シーケンスの発生頻度を計算する。この計算処理を多数回行い，それらの結果から炉心損傷頻度が確率分布の形で求められる。

イベントツリーの分岐確率から炉心損傷シーケンスを定量化する場合には，イベントツリーの分岐ごとの不確実さを求め，さらに，その不確実さを伝播させる解析を行うことによって，炉心損傷頻度が確率分布の形で求められる。

PRA モデル内にある同種・同類の基事象に対し，それらのパラメータ（例：故障確率，故障率）に関する知識が同じであるとする場合（State-of-knowledge correlation :SOKC と呼ばれる），モンテカルロ法における従属性の影響の有無を考慮して，炉心損傷頻度及びその不確実さが過小評価とならないよう留意が必要である。例えば，冗長な電動ポンプ A,B の起動失敗同時故障に対してモンテカルロ法によって不確実さを評価する場合に，電動ポンプ A と B の起動失敗に関する知識が同じと判断できる場合には，電動ポンプ A に対してランダムに抽出した確率と同じ確率を電動ポンプ B にも抽出して評価する。この取扱いにおいて知識が同じであると判断するために，使用するパラメータの特性を把握しておくことが重要となる。

確率分布からパラメータをサンプリングする手法としてランダムサンプリング法より少ないサンプリング回数で，ランダムサンプリング法と同等の網羅的な不確実さを表現することが可能な Latin Hypercube Sampling（LHS）法がある。LHS 法では，各パラメータについて，それぞれの確率分布の範囲を等確率に n 個の区間に分割し，この n 個の区間を重複なくランダムに組合せた後，各区間から 1 回の計算で使用するパラメータをランダムに抽出する。これによって，ランダムサンプリングより少ないサンプル数でも確率分布からまんべんなくサンプリングを行い，不確実さを網羅的に考慮した解析を行うことができる[(2)]。

なお，重要度指標に関する不確実さを求めたい場合には，モンテカルロ法を用いて重要度評価式に従い多数回の計算処理によって，各重要度指標の不確実さを求めることができる。

閲覧専用

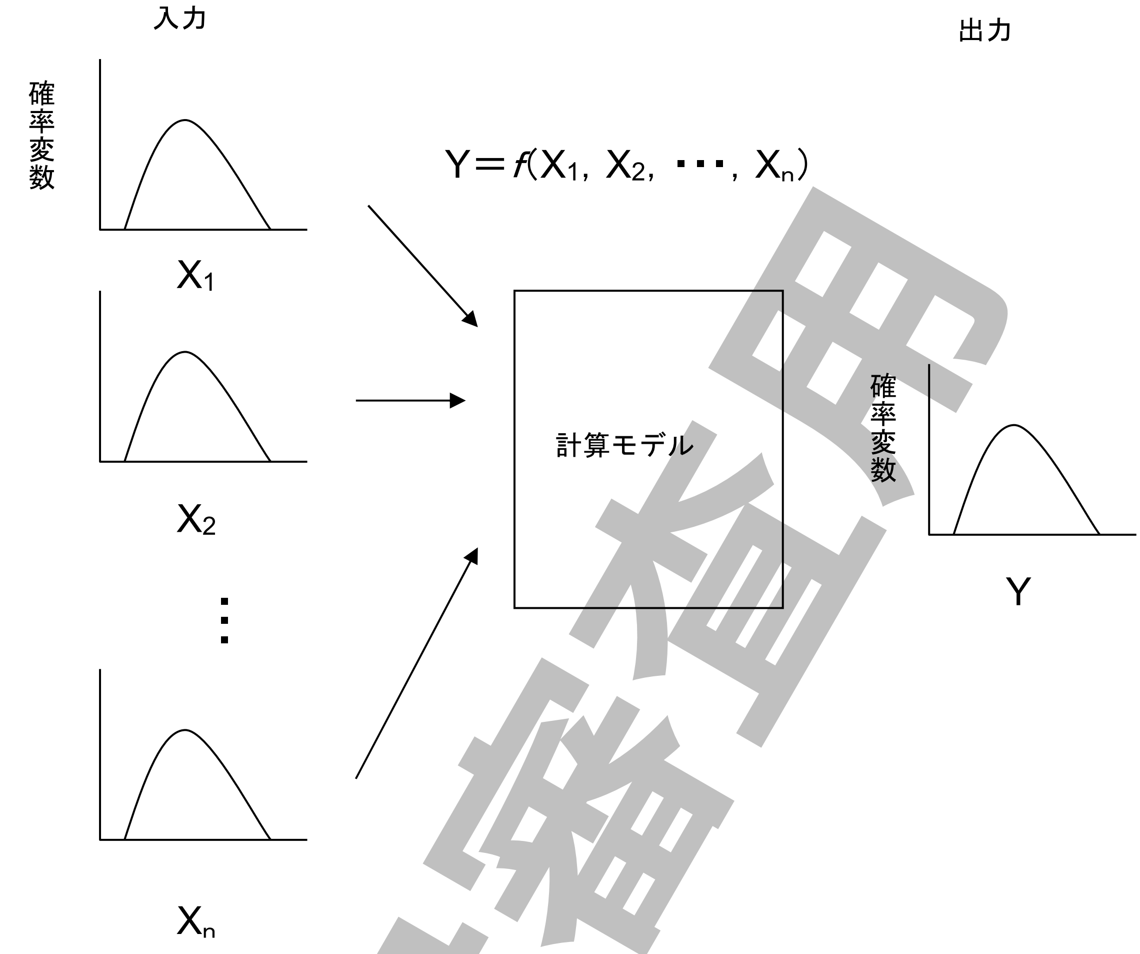


図 AW.1　入力データに起因する不確実さ解析

参考文献

(1) IAEA, "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide Series No. SSG-3", IAEA, April, 2010

(2) USNRC, "A Review of NRC Staff Uses of Probabilistic Risk Assessment", NUREG-1489, USNRC, March, 1994

附属書 AX
（参考）
感度解析の例

序文

この附属書は，13　**不確実さ解析及び感度解析**における感度解析について例示したものである。

AX.1　感度解析の例

感度解析では, PRA に用いられる様々な仮定, モデルの選択, データの選択等について，それとは異なる条件を用いた場合に炉心損傷頻度等の評価結果にどのように影響するかを調べる。感度解析の対象項目としては，従来から重要とされている解析上の仮定，重要度評価の結果から重要と判明した機器故障，計算結果として得られた支配的因子を含めて，評価結果に重要な影響を及ぼす可能性のある仮定, モデル, データ等を選定する。例えば，事故時の運転員の緩和操作に関する仮定で手順書に明記されていない操作及び故障した機器・系統の回復に関する仮定，成功基準，人的過誤，共通原因故障などが候補となる。

公衆縦覧用

附属書 AY
（参考）
文書化項目の例

序文

この附属書は，14　**文書化**における文書化の項目の例を示したものである。

AY.1　一般事項

文書化において，目的，評価範囲，用いた手法，条件，モデル，パラメータ，評価結果等の記述として含める項目の例を次に示す。以下の項目 b)から j)における方法及び使用データの記述では，PRA の目的に応じて，この標準の**5　プラント情報の調査**から**13　不確実さ解析及び感度解析**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できるように留意する。

なお，次に示す事項と共に，**附属書B（規定）レベル1PRAの品質を確保するための方策**に規定される**B.1　専門家判断の活用**，**B.2　ピアレビューの実施**及び**B.3　品質保証活動の実施**についても文書化する。

AY.2　文書化項目の例

a)　目的，評価範囲及び評価結果の概要

1)　実施目的

2)　評価範囲及び留意すべき制限事項

3)　評価結果の概要

b)　プラント情報の調査

1)　収集する情報

－　プラント概要

－　プラントの設計に関する情報の情報源

－　プラントの運転・保守管理に関する情報の情報源

－　定量化に用いた情報の情報源

2)　情報を補完する方法

－　プラントウォークダウンの実施結果

－　プラント職員及び／又は設計技術者からの聞き取り調査結果

c)　起因事象の選定及び発生頻度の推定

1)　起因事象の選定

－　起因事象の分析・同定方法

- 同定した起因事象
- 従属性を有する起因事象
- 除外した起因事象とそのスクリーニング基準

2) 起因事象のグループ化
- 起因事象のグループ化の結果とその根拠

3) 起因事象発生頻度の推定
- 起因事象発生頻度の推定方法
- 起因事象発生頻度を算出する際に回復操作を考慮した場合は，その回復操作
- 起因事象発生頻度と不確実さの幅

d) 成功基準

1) 成功基準設定のための解析等の実施
- 炉心損傷の判定条件
- 熱水力解析及び構造解析に使用した解析コード
- 成功基準解析の解析条件（選定した起因事象，事故シーケンス，解析内容等）
- 解析コードの制限

2) 成功基準の設定
- 起因事象グループ毎の安全機能とその機能達成に必要な緩和設備又は緩和操作の組合せ
- 緩和設備の機能達成に必要なサポート系設備
- 緩和操作までの時間余裕
- 設定した使命時間

3) 成功基準の妥当性の確認
- 評価対象プラント以外の成功基準解析結果を用いた場合の妥当性
- 成功基準の妥当性

e) 事故シーケンスの分析

1) 事故シーケンスの展開
- 事故シーケンスの分析手法
- ヘディングの設定方法
- 起因事象毎の成功基準を満たすための設備の必要構成
- 事故シーケンスの事象進展
- 運転員操作とそのタイミング
- 事故シーケンスの最終状態の分類

2) 従属性のモデル化
- 起因事象従属性のモデル化方法

- 緩和設備間の従属性のモデル化方法
- 物理的条件の従属性のモデル化方法
- 複数のイベントツリーにおける従属性

3) レベル2PRAに影響する因子のモデル化（レベル1PRAでモデル化する場合）
- 格納容器健全性への影響のモデル化方法
- ソースタームへの影響のモデル化方法

f) システム信頼性解析

1) システムのモデル化
- システム信頼性解析手法
- システム信頼性解析において使用した情報源
- システムの評価対象範囲（考え方，フロントライン系，サポート系，及びシステム間の境界）
- システムの成功基準
- システム機能喪失要因に関する評価条件
- システムのモデルを作成するにあたって使用する仮定又は簡略化
- システムの設計条件を超えてもクレジットを取る場合の妥当性
- 主要なフォールトツリー
- サブツリーの説明
- 人的過誤，回復操作の考慮
- 試験及び保守による機器の不動作状態の考慮
- 故障した機器の復旧の考慮
- フォールトツリー結合法を使用する場合，論理ループの削除の考え方（i)の項目に記載しても良い）
- 基事象の命名ルール

2) システム信頼性解析における従属性のモデル化
- システム間従属性の考慮方法と考慮した従属性（インターロックの考慮，事故シーケンスによる物理的環境条件の考慮などを含む）
- 起因事象従属性の考慮
- 共通原因故障のモデル化の方法，モデル，用いたパラメータ値

3) システム信頼性モデルの定量化
- フォールトツリーの基事象と定量化に用いるパラメータとの整合性の考え方（g)又はh)の項目に記載しても良い）
- システムアンアベイラビリティ評価結果

4) システム信頼性モデルの妥当性確認
- 最小カットセットなどによるシステム信頼性モデルの確認結果

g) 人間信頼性解析

1) 起因事象発生前の作業の同定

- モデル化すべき作業の同定結果
- 従属性を考慮した作業の同定結果
- 除外した作業と除外ルール

2) 人的過誤事象（起因事象発生前）のモデル化

- モデル化した人的過誤事象

3) 人的過誤確率（起因事象発生前）の評価

- 人的過誤確率の評価手法
- スクリーニング値
- 人的過誤確率の評価結果
- 人的過誤確率の一貫性の確認結果

4) 起因事象発生後の緩和操作の同定

- 緩和操作の同定結果

5) 人的過誤事象（起因事象発生後）のモデル化

- 人的過誤事象を特定する条件
- 認知失敗及び操作失敗の定義

6) 人的過誤確率（起因事象発生後）の評価

- 人的過誤確率の評価手法
- スクリーニング値
- 人的過誤確率の評価結果
- 人的過誤確率の一貫性の確認結果

7) 回復操作の評価

- 回復操作の評価結果

h) パラメータの作成

1) 分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定

- 分析対象事象の定義
- 確率モデルの選定結果
- パラメータの種類及び必要とするデータの特定結果

2) データ及び一般パラメータの収集

- 収集・選定・集計されたデータの整理結果
- 一般データソース及び一般パラメータの収集・整理結果

3) 確率モデルの検証及びパラメータの推定

- 事象確率モデルの妥当性検証結果

- パラメータの推定結果

i) 事故シーケンスの定量化

1) 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化
   - 事故シーケンスの定量化手法（使用した計算コード及びその検証性を含む）
   - 定量化プロセス（打ち切り値とその設定方法，排反事象の処置方法など，定量化における留意事項への対応プロセスを含む）
   - 事故シーケンスの定量化における回復操作の取扱い

2) 重要度解析の実施
   - 機器故障及び人的過誤の重要度（適用した重要度指標，解析結果を含む）
   - 重要度解析結果の妥当性確認結果
   - 評価結果に重要な影響を及ぼす仮定に対する検討結果

3) 評価結果のとりまとめ
   - 評価目的に応じた評価結果（全炉心損傷頻度，起因事象別炉心損傷頻度，プラント損傷状態別炉心損傷頻度など）

4) 定量化結果の検証
   - 定量化結果の検証方法及び結果（カットセットのレビュー結果など）

j) 不確実さ解析及び感度解析

1) 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施
   - 不確実さ伝播解析手法（考慮した因子，確率分布の設定を含む）
   - 解析条件（乱数の適用方法及び試行回数）
   - 不確実さ評価結果

2) 影響因子の選定及び感度解析の実施
   - モデルの不確実さの要因と関連する仮定
   - 感度解析項目の選定結果と評価手順
   - 感度解析結果及び結果の検討結果

k) まとめ

1) 炉心損傷頻度と主要な寄与因子

2) 評価目的に関して得られた知見

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　解説

この解説は，本体に規定・記載した事柄，及び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　適用対象とした炉型

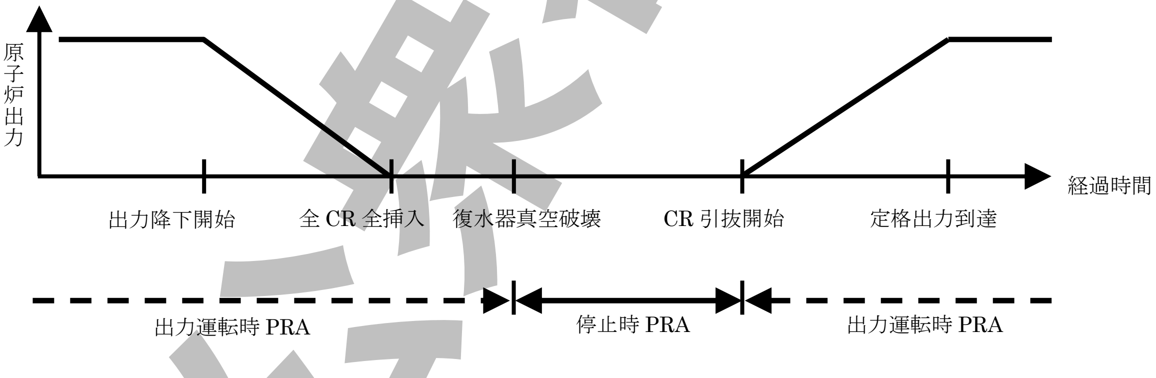
この標準の記載事項は軽水型原子力発電所を具体例として展開しているが，軽水型原子力発電所以外の炉型についても，それぞれの炉型に固有な安全設計上の特徴，機器・システム及び建物・構築物の配置などを十分に考慮すれば，他の炉型に対しても適用可能である。

2　出力運転状態を対象とした PRA の対象範囲

軽水型原子力発電所の出力運転状態を対象とした PRA の対象範囲は，次のように考えられる。

2.1　BWR における対象範囲

“真空破壊”及び“CR 引抜開始”（**解説図 2.1**）の時点を境界に，想定する起因事象及び緩和設備の状態が大きく変化する。



解説図 2.1　出力運転状態を対象とした PRA 及び停止時 PRA の対象範囲（BWR）

解説図 2.1 において，a) 出力降下開始～全 CR 全挿入，b) 全 CR 全挿入～真空破壊，c) CR 引抜開始～定格出力の各期間は，次の理由によって出力運転時 PRA に含めて評価するのが適当である。

a)　出力降下開始～全 CR 全挿入

緩和設備は，給水系を除いて，定格出力運転時とほぼ同等の構成となる。例えば BWR5 の例では，非常用 DG，HPCS，LPCS，RHR，SLC，MUWC，FP は待機状態又は運転

状態にあり，給水系は出力に応じた運転が行なわれている。給復水系は原子炉出力降下に伴う給水流量の低下に応じてポンプを切替えるが，運転中の機器の故障による給水喪失に至らないよう定格出力運転時と同様に待機させる機器が設けられている。このため出力レベルの変化及びそれに伴う種々のパラメータの変化は，異常発生時の事象進展の緩急の差となっても，起因事象の発生頻度も大きく影響を受けるものではない。また，使用可能な緩和設備，もしくは緩和設備の信頼性の観点からは大きな相違はない。

また，原子炉圧力及び出力が低下した状態では，燃料健全性を確保する上で原子炉をスクラムさせる必要がなく，プラント運用のため次のスクラム信号がバイパスされるが，これらのスクラム信号のバイパスは PRA の観点から有意なものではない。

- 原子炉圧力の低下に伴う“主蒸気隔離弁閉”によるスクラム
- 原子炉出力の低下に伴う“主蒸気止め弁閉”及び“タービン加減弁急速閉”によるスクラム

b)　全 CR 全挿入～真空破壊

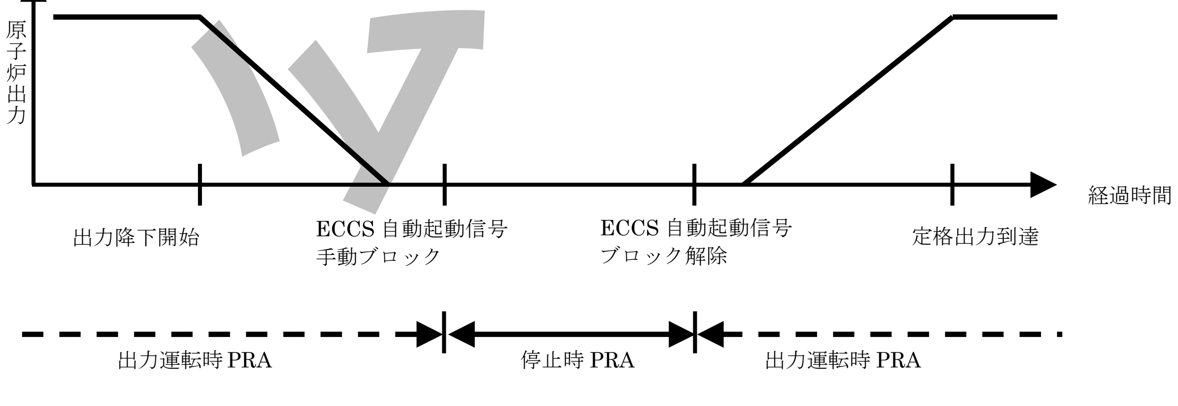
緩和設備は，給水系を除いて，定格出力運転時とほぼ同等の構成となる。復水系は，運転中の機器の故障による給水喪失に至らないよう定格出力運転時と同様に待機させる機器が設けられている。このため，異常事象発生時のパラメータの変化は，事象進展の緩急の差となっても，使用可能な緩和設備，もしくは緩和設備の信頼性の観点からは大きな相違をもたらすものではない。従って，全 CR 全挿入から真空破壊までの期間で発生する過渡事象を，手動停止（通常停止及び計画外停止等）の起因事象に含めることで，出力運転時 PRA として扱うことができる。

c) CR 引抜開始～定格出力

a)と同様に，緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同等になることから，出力運転状態を対象とした PRA に含めることができる。

2.2　PWR における対象範囲

“ECCS 自動起動信号の手動ブロック”及び“ECCS 自動起動信号のブロック解除”の時点（**解説図 2.2**）を境界に，想定する緩和設備の状態が大きく変化する。



解説図 2.2　出力運転状態を対象とした PRA 及び停止時 PRA の対象範囲（PWR）

解説図 2.2 において，“出力降下開始”～“ECCS 自動起動信号の手動ブロック”及び“ECCS 自動起動信号のブロック解除”～“定格出力到達”の間は定格運転時とほぼ同等の起因事象が考えられると共に，緩和設備もほぼ同等であり，出力運転時 PRA に含めるのが適当である。

例えば PWR の例では，非常用炉心冷却設備，原子炉格納容器スプレイ設備，非常用 DG などは待機状態にあり，主蒸気設備，給水設備は出力に応じた運転が行なわれている。出力運転中には，電気出力の変動に伴い，原子炉出力，主蒸気流量，給水流量，給水設備の制御方法などが変化すると共に，原子炉冷却材温度，加圧器水位，蒸気発生器水位などは出力又は温度の関数としてプログラム制御が行なわれている。しかし，出力レベルの変化に伴うこれらのパラメータの変化は，事故時の事象進展の緩急の差とはなっても，起因事象の発生時に必要とされる緩和機能，使用可能な緩和設備，もしくは緩和設備の信頼性の観点からは大きな相違をもたらすものではない。

また，原子炉出力が低下した状態では，燃料健全性を確保する上で原子炉をトリップさせる必要がないことから，プラント運用のために一部のトリップ信号はブロックされる。次の原子炉トリップ信号のブロックは，PRA の観点からは有意なものではない。

- 原子炉出力もしくはタービン出力の低下に伴う，“1 次冷却材流量低”，“1 次冷却材ポンプ回転数低”，“タービントリップ”，“原子炉圧力低”，“加圧器水位高”による原子炉トリップ

3　適用対象外とした事象

この実施基準では，外的事象（地震，津波など，内部溢水事象及び内部火災事象を含む）を対象外としている。また，使用済燃料プールからの放射性物質の放出に関わる事象についても対象外としている。これらの適用対象外とした事象の扱いについて補足する。

3.1　外的事象

外的事象に関する PRA 手法は，別の実施基準を策定することとしており，この実施基準の適用対象外としている。

地震 PRA については“AESJ-SC-P006:2007　原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007”が，津波 PRA については“AESJ-SC-RK004:2011　原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011”が，内部溢水 PRA については“AESJ-SC-RK005：2012　原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2012”が策定されている。内部火災 PRA については実施基準の策定作業中である。

3.2　使用済燃料プールからの放射性物質の放出に関わる事象

原子力発電所内には，放射性物質の潜在的放出源として，炉心，使用済燃料プール，燃料取扱い施設（燃料搬出入経路を含む）及び廃棄物処理施設があるが，この実施基準では，

公衆縦覧用

出力運転状態にある炉心に関わる内的事象を適用対象とすることとし，炉心以外の放射性物質の潜在的放出源となる施設に関わる事象については，適用対象外とした。

4　起因事象の分析及び同定

起因事象同定の具体的方法としては，マスターロジックダイヤグラムに基づく分析等の体系的な方法を用いることとしている。ただし，既往の PRA 等による国内外における起因事象に関する評価事例の分析によって起因事象が同定できる場合には，その方法を体系的な方法の代わりに用いてもよいとしている。これに加え，プラントのトラブル事例を分析することによって起因事象の分析・同定に見落としがないかについて検討することが重要であり，このような方法には 2 通りある。

1 つ目は，プラントにおいて実際に起こったトラブル事例のレビューを行うことによって起因事象を分析・同定する方法である。国内のトラブル事例としては NuCIA が整備されており，公開されていることから，データの活用が容易である。一方，国外のトラブル事例のデータベースで代表的なものとしては，公開されているものでは LER があるが，原子力発電運転協会(INPO)が運用する EPIX，OECD-NEA による原子力事故の通報システムとしての IRS についてはいずれも非公開であり，国内の事例と国外の事例を同じレベルで分析することができないことから，この実施基準においてはトラブル事例の分析対象を国内としている。しかし，トラブル事例のレビューは起因事象同定において見落としを防ぐために行うものであり，国外のトラブル事例においても可能なかぎり情報を得る努力をして分析対象とすべきである。

2 つ目は，評価対象プラントにおいて実際に起こった起因事象ではないが，評価対象プラントのトラブル事例を分析し，そのトラブル事例から類推される事象で起因事象となりうるものについての検討を行う方法である。このような事象は，プラントが置かれている環境条件等の評価対象プラント特有の要因によるところが大きく，そのような要因によって潜在的に発生しうる起因事象を分析・同定することが目的であるため，分析対象としては評価対象プラントとしている。ただ，起因事象同定において見落としを防ぐという観点からは，なるべく幅広いデータを集めることが望ましく，国内他プラント及び国外プラントについても，1 つ目の方法と同様に情報が得られる範囲で分析対象とすべきである。

5　同定した起因事象の除外

この実施基準においては，同定した起因事象を除外する基準の数値としては，起因事象発生頻度が 10^{-7}／炉年未満の事象とした。ここで，起因事象発生頻度は，事象の発生そのものの頻度である。この数値を設定するにあたっては，さまざまな議論があった。

我が国では，旧原子力安全・保安院が発行した“実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について”(1)において，航空機落下を原子力発電所の設計で考慮するか否かの判断基準として 10^{-7}／年を用いた例がある。一方，起因事象としてではなく，

結果としてのリスク基準ではあるが，旧原子力安全委員会安全目標専門部会では，安全目標案[2]として，放射性物質の大規模放出による発電所周辺の公衆へのリスクを 10^{-6}／年程度に抑制すべしとしていること，また，安全目標案に対する性能目標[3]として，炉心損傷頻度 10^{-4}／年程度，格納容器機能喪失頻度 10^{-5}／年程度とする報告をとりまとめている。また，これらの検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となることが確認されている[4]ことも参考とした。さらに，米国の安全目標政策声明[5]において，環境への放射性物質の大規模放出の頻度を百万分の 1／年（10^{-6}／年）未満とすべしとしていることも参考とした。

起因事象を除外する基準の数値としては，上記の例を参考として設定したが，これよりも発生頻度が小さい起因事象について考慮する必要がないということではない。PRA の観点からは炉心損傷頻度だけでなく環境への影響も重要であり，レベル 1PRA に引き続きレベル 2PRA を行うような場合で，環境への影響が有意と考えられる起因事象については，その発生頻度がたとえ 10^{-7}／炉年未満であったとしても除外すべきではない。この観点から，同定した起因事象の除外に関する指標として，「炉心損傷頻度」ではなく「評価結果」とし，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器バイパスは除外できないこととした。

なお，他にも環境への影響が有意と考えられる起因事象があるならば，その発生頻度がたとえ 10^{-7}／炉年未満であったとしても，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器バイパスと同様に除外すべきではない。

参考文献

(1) 原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会，「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」，平成 14 年
(2) 原子力安全委員会安全目標専門部会，「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」，平成 15 年
(3) 原子力安全委員会安全目標専門部会，「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－」，平成 18 年
(4) 原子力規制庁，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」，平成 25 年度第 2 回原子力規制委員会資料 5，平成 25 年
(5) USNRC, “Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy Statement”, 51FR28044, USNRC, 1986

6　原子炉圧力容器破損

附属書 H.2 に示すように，ASME/ANS PRA 標準[1]では，起因事象を評価対象から除外する基準に原子炉圧力容器破損は含まれていないが，国内のレベル 1PRA においては，原子炉圧力容器破損は本来，決定論の枠組みの中で既に十分に対応がとられており，大きな残留リスクになるとは考えらないことから，原子炉圧力容器破損をレベル 1PRA の起因事

象から除外することが多い。また，原子炉圧力容器破損の頻度は，次に示す米国 NRC の WASH-1400[2]，及び確率論的破壊力学を用いて試算した報告[3]によって，十分に低い値が得られている。

WASH-1400 では，潜在的な影響の観点から原子炉圧力容器破損について，他の起因事象と同様に検討が行われている。その中では，原子炉圧力容器破損を次の 2 つに大別している。

a)　原子炉圧力容器破損

主要な配管の両端破断及び同様な冷却材流出で，破損口が炉心部より上にある場合，ECCS による炉心冷却が可能であり，LOCA イベントツリーで評価できる。破損口が炉心部より下にあると，ECCS による再冠水，冷却ができなくなる場合がある。

b)　原子炉圧力容器の大規模破損（破断）

高エネルギーミサイル（原子炉圧力容器ヘッドなど）を伴う事象。ECCS による炉心冷却は期待できない。

米国，英国，独国の原子炉圧力容器と原子力発電所以外の圧力容器の使用実績から検討した原子炉圧力容器の破損頻度では，原子力発電所以外の圧力容器の破損頻度は 10^{-5}／炉年以下，ASME コードのセクションⅢ[4]で設計された原子炉圧力容器の破損頻度は 10^{-6}／炉年以下，より工学的安全性の高い原子炉圧力容器の破損頻度はさらに小さいと結論付けている。これらの結果及びレビューを踏まえ，WASH-1400 では，ECCS の注水能力を超えた原子炉圧力容器の破損頻度を 10^{-7}／炉年（エラーファクタ：10）としており，格納容器からの放射性物質の放出の観点から，原子炉圧力容器破損を無視し得ると結論付けている。

また，確率論的破壊力学を用いて試算した報告では，PWR プラントにおいて，注水温度による原子炉圧力容器壁での熱移動の観点などから，最もストレスの大きい過渡事象（大（破断）LOCA 又は蒸気発生器伝熱管破損）に対して，確率論的破壊力学を用いて原子炉圧力容器破損頻度を再評価しており，発生頻度として 10^{-8}／炉年以下と結論付けている。

参考文献

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

(2) USNRC, “Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, Appendix V, WASH-1400, NUREG-75/014, USNRC, 1975

(3) Nuclear Engineering and Design, “Theoretical Predictions of Failure Probabilities for PWR Pressure Vessels Subjected to Accident Conditions”, Vol.86, 1985

(4) ASME, “ASME Boiler And Pressure Vessel Code”, Section III, Division I, ASME,

2010

7　格納容器熱除去機能について

原子力発電所の安全確保のためには，「原子炉停止機能」，「炉心冷却機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能」の三つの機能が必要であるが，**7.2.2　安全機能の同定**では，「原子炉停止機能」及び「炉心冷却機能」については言及されているものの，「放射性物質の閉じ込め機能」ではなく「格納容器除熱機能」について言及している。

これは，この標準が炉心損傷までを扱うレベル 1PRA について述べているものであり，格納容器の健全性（上記「放射性物質の閉じ込め機能」に相当）については対象範囲外となっていることから，「放射性物質の閉じ込め機能」について言及する必要が無く，レベル 1PRA の成功基準として「原子炉停止機能」及び「炉心冷却機能」に限定して記載しておけば良いためである。

一方で，「格納容器除熱機能」が喪失すると格納容器内の圧力・温度が上昇し，やがて格納容器の健全性が維持できなくなり格納容器の破損に至る。格納容器が破損すると，ECCS ポンプの水源の水が減圧沸騰するため，ECCS ポンプの NPSH が不足して「炉心冷却機能」を維持できなくなり，炉心損傷に至る（格納容器先行破損シーケンス）。

そのため，**7.2.2　安全機能の同定**においては，「格納容器熱除去機能」について言及している。

8　基事象のスクリーニング基準

基事象のスクリーニング基準について以下に補足する。

- ASME/ANS PRA 標準(1)と同様に 2 桁低い場合をスクリーニング基準とした。
- 除外する基事象が他と従属性がある場合には，2 桁低くてもその影響が大きくなる可能性があるため，「他のシステムと従属性がある場合は除外してはならない」との条件を付記した。
- ASME/ANS PRA 標準と同様にスクリーニング対象は同系統の同系列とした。この場合，直列事象（ある OR ゲートに含まれる基事象）の中で 2 桁低い基事象のスクリーニングが許容されることになる。なお，直列事象同士の RAW は同じ値になるため，スクリーニングした基事象の RAW は，直列事象の RAW として得ることができる。（**附属書 AT（参考）重要度指標**　参照）

参考文献

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

9　人間信頼性解析の手法について

この標準では，人間信頼性解析手法として，THERP 手法で評価することを推奨している。この THERP 手法は，解析手法と解析に用いる値が全般的に整備されている点で解析手法として広い範囲に統一的に活用することができる。また，産業界の PRA における利用経験があり，既にリスク改善策の検討に対する本手法の有効性が知られている。

THERP 手法で用いるデータの値は，海外のデータを基に専門家判断を中心として構成された値である点に注意が必要である。今後，我が国の状況を反映しより精度の高い解析を実現するためには，データに我が国の運転員の現状を反映させることが望ましい。ただし，THERP 手法自体が手法とデータのセットの体系であることから，今後，我が国独自のデータに基づいて THERP 手法を適用する場合は，手法と我が国のデータセットと THERP 手法の整合性が確認されることが必要である。

また，ATHEANA（A Technique for Human Event Analysis）手法等の他の手法については，**附属書 AL（参考）**に概要を示しているが，これらの手法は現状 PRA への採用経験に乏しいことから，この標準では THERP 手法と同等の取り扱いは難しいと考えられる。

10　事故シーケンスの定量化における点推定値及び平均値

事故シーケンスの定量化においては，PRA の目的に応じて，点推定値に加え，不確実さ解析によって求まる平均値を定量評価結果として適用すべきである。

事故シーケンスの定量化の入力となる定量データ，例えば起因事象発生頻度，機器故障率等は，対数正規分布を想定した平均値を用いて点推定値を評価することが一般的であり，このため，評価した点推定値は，不確実さ解析によって求まる平均値と大きな差異がない場合が多い。ただし，**附属書 AW（参考）**に示す State-of-knowledge correlation：SOKC の影響等，点推定値を適用することによって有意な差異が生じる可能性も考えられるため，不確実さ解析によって求まる平均値を評価する方が，技術的品質としてはより優れているといえる。

しかしながら，SOKC のような因子が有意に影響しない場合にも種々の定量評価結果の全てに不確実さ解析を実施して平均値を評価することは合理的ではなく，PRA の利用目的に応じて点推定値と平均値を適切に使い分けることが好ましい。使い分けの考え方を以下に示す。

a)　PRA の利用目的において定量評価結果の絶対値が重要な場合，例えば，性能目標への適合性を確認することを目的として評価した全炉心損傷頻度が，性能目標に対して大きな裕度がなく，点推定値と平均値の差異が影響するほどの評価精度が求められる場合には，不確実さ解析によって求まる平均値を適用することが推奨される。

b)　一方，例えばドミナントシーケンス及び重要度解析のように，絶対値よりも相対的な寄与割合に着目する定量評価の場合には，作業負荷への影響の大きさに対して，点推定値と平均値の差異が相対評価結果に影響する可能性は低いと考えられることから，

点推定値の適用が合理的である。

なお，以上の考え方とは別に，事故シーケンスの定量化結果に対する不確実さの影響については，13　**不確実さ解析及び感度解析**にしたがって，PRA の目的に応じて適切に取り扱う必要がある。この際に，例えば SOKC の影響が有意でないことを分析することによって，事故シーケンスの定量化において点推定値を適用することの妥当性の根拠とすることも有効である。

11　ASME/ANS PRA 標準(1)のカテゴリ分けに関する議論について

国際的に活用されている ASME/ANS PRA 標準においては，各サポート要求（supporting requirements）が PRA のスコープ及び詳細さのレベル，プラント個別性，並びに現実性の度合いに応じて，性能カテゴリ（capability category）I，II 及び III の 3 種類に分類されており，PRA 実施者がどの品質の PRA を目指そうとしているのかに応じて，参照すべき規定を選ぶ構成となっている。例えば，PRA の結果を安全規制に係る判断に活用するような場合には，PRA の品質としてカテゴリ II 以上（すなわち II 又は III）に適合することが求められている。今回の改定にあたって，この ASME/ANS PRA 標準を参考に要求事項のカテゴリ分けを行うかどうかについて検討を行った。

分科会における主な意見としては，今回の改定においては，現時点における最新知見の範囲内で，可能な限り最高度の品質を目指すべきとの意見があった一方，現時点での最新技術に基づいても，カテゴリ II 及び III までは到達できない項目もあるとの意見も出された。

上記の議論の結果，今回の改定に際しては，カテゴリ分けは採用せずに，現時点における技術的に実用可能な範囲で可能な限り最高度の品質を目指すものとし，個別プラントの評価手法を規定することを目標に，ASME/ANS 標準のカテゴリ II を基軸に反映することとした。

参考文献

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME/ANS, 2009

12　国内実績データによるパラメータ整備の取り組み

現在，機器故障率については，2　**引用規格**に示された，“AESJ-SC-RK001:2010　原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2010”に基づいて国内実績データのみを用いたベイズ統計手法による一般パラメータの推定が行われており，手法及びパラメータ評価結果について専門家会議を経た，（中）日本原子力技術協会による報告(1)及び（社）原子力安全推進協会によるデータ更新版(2)が整備され，公開されている。

（社）原子力安全推進協会は産業界関係者とともに，PRA 技術の環境整備，PRA の品質向上のために，PRA パラメータ推定のさらなる精緻化のために必要な国内プラントの運転情報を収集する体制の構築，また，そこから得られる国内実績に基づく機器故障率以外のパラメータの整備にも取り組んでいる。以下に，整備対象としているパラメータを示す。

－ 機器故障率
－ 起因事象発生頻度
－ 共通原因故障パラメータ
－ アンアベイラビリティ及び復旧失敗確率
－ 内部溢水発生頻度
－ 火災発生頻度

上記の枠組で収集された国内プラントの運転情報は，（社）原子力安全推進協会が管理するデータシステムに蓄積されつつあり，今後は機器故障率以外のパラメータも，（社）原子力安全推進協会において一般パラメータの推定を実施したうえで報告書の公開が予定されている。評価者はこれらの一般パラメータ及び，その後に追加される実績データを用いることで，各プラントの個別のパラメータの推定が可能となるよう目指している。

参考文献

(1) 有限責任中間法人 日本原子力技術協会，「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」, 2009
http://www.nucia.jp/jfiles/reliability/REPORT200905.pdf
(2) 一般社団法人 原子力安全推進協会，「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2007 年度 26 ヵ年 55 基データ）」, 2013
http://www.nucia.jp/jfiles/reliability/REPORT201306.pdf