

# 安全研究成果報告

## PRA の活用に係る検討と基盤整備

Research on PRA applications and development of PRA  
technical bases

伊東 智道    下崎 敬明    藤田 哲史    濱口 義兼  
Tomomichi ITOH, Hiroaki SHIMOZAKI, Satoshi FUJITA, Yoshikane HAMAGUCHI

**シビアアクシデント研究部門**

Division of Research for Severe Accident

**原子力規制庁**

**長官官房技術基盤グループ**

Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

平成 30 年 11 月

November 2018

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電 話：03-5114-2224  
ファックス：03-5114-2234

PRA の活用に係る検討と基盤整備  
原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ  
シビアアクシデント研究部門  
伊東 智道 下崎 敬明 藤田 哲史 濱口 義兼

要 旨

発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価の一環として、所有する発電用原子炉施設を対象に確率論的リスク評価（PRA）を実施し、自らの取り組みの有効性について評価して、この結果を届出、公表することとしている。また、原子力規制委員会は発電用原子炉設置者が行った PRA について、評価手法及び技術的根拠を確認することとしている。

これに加え原子力規制委員会は、IAEA の総合規制評価サービスの勧告等を踏まえて、PRA から得られるリスク情報を活用した検査制度の見直しについて検討を進めている。このような状況を踏まえ、原子力規制庁では PRA の活用に係る研究と PRA 手法及び PRA モデルの整備を進めている。本技術報告は、その成果をまとめたものである。得られた成果の概要は、以下の通りである。

(1) 安全性向上評価結果の確認に資するための PRA 手法及び PRA モデルの整備

PRA モデルとは、あるプラントを対象として PRA を実施するために、そのプラントの情報をもとに構築されたフォールトツリーとイベントツリーの組合せを意味する。ここでは、代表的なプラントを対象に、内部火災レベル 1PRA モデル及び内部溢水レベル 1PRA モデルを整備し、CDF を試算した。さらに、その過程で、リスク上重要な火災区画及び溢水源を抽出した。また、代表的なプラントを対象に、重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルを構築し、CDF を試算し、重大事故等対処設備の有効性等を把握した。さらに、デジタル安全保護系の PRA モデル整備から共通原因故障（CCF）モデルの重要性を把握した。また、使用済燃料貯蔵槽の PRA モデルの整備について、人的過誤の評価手法に係る課題を抽出した。

## (2) クリアリングハウスでの PRA 活用に係るモデル整備

PRA の活用にに関する研究の一環として、国内外の原子力施設の運転経験情報を収集・分析しているクリアリングハウスで使用する PRA モデルについて、既に整備した代表的な BWR5 プラントを対象とした PRA モデルに加え、新たに設計の異なる BWR5 プラントの PRA モデルを構築した。また、CDF の試算を行うことによって、設計の異なるプラントの PRA の特徴を把握した。

## (3) 検査制度における PRA 活用のためのツールの整備

新たな検査制度では、検査指摘事項等の安全重要度を評価する際にリスク情報を活用することが検討されている。このため、PRA を用いてリスク指標を評価するツールの基本設計を行った。

Research on PRA applications and development of PRA technical bases

Tomomichi ITOH, Hiroaki SHIMOZAKI, Satoshi FUJITA, Yoshikane HAMAGUCHI

Division of Research for Severe Accident  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

As part of the periodic assessment of safety improvement of nuclear reactor facilities, the licensees perform probabilistic risk assessments (PRAs) as self-assessments of their activities. The licensees notify the PRA results to the Nuclear Regulation Authority (NRA) and open them to the public. The NRA reviews their methods and technical rationale of the PRAs.

The NRA has also been implementing the new inspection program taking into account the recommendations from the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) mission of the International Atomic Energy Agency (IAEA).

Under the circumstances mentioned above, we have been conducting research on applications of PRAs and developing PRA methods and models as part of development of our PRA technical bases.

Brief summary of these activities are shown as follows:

(1) Development of PRA methods and models for review of results from periodic assessment of safety improvement

In order to conduct a PRA of a specific plant, it is necessary to construct, based on the information of the plant, a set of event trees and fault trees which is referred to as “a PRA model.” For a representative or generic nuclear power plant in Japan, an internal fire level 1 PRA model and an internal flooding level 1 PRA model have been developed and the core damage frequencies have been calculated. Through this process, risk significant compartments in the plant have been identified. In addition, severe accident countermeasures have been incorporated into the internal

event PRA model, the core damage frequencies have been calculated, and the effectiveness of these these measures has been quantified. In parallel, an importance of common cause failure (CCF) modeling has been quantified through a reliability analysis of digital instrumentation and control (I&C) systems. Further, a PRA model of spent fuel pool has been developed.

(2) Development of PRA model for use in clearinghouse

As part of research on applications of PRAs, based on the PRA model developed for a representative BWR-5 plant, an additional PRA model has been developed for a BWR5 plant with a different design from that of the representative one. This PRA model aims at being used for the NRA's clearinghouse which collects and analyzes the operating experience of nuclear reactor facilities in Japan and foreign countries. Through the calculation of core damage frequencies with this PRA mode, characteristics of the deffence in PRAs due to the difference in design have been idennified.

(3) Development of tools using PRAs for newinspection program

In the new inspection program, the NRA is considering to use risk information, for example, for assessing the safety significances of inspection findings. In order to be used for this purpose, a basic design of tools to evaluate risk indeces by using PRA has been developed.

## 目 次

1. 研究概要	1
2. 研究期間を通じた主要成果	2
2.1 安全性向上評価結果の確認に資するための PRA 手法及び PRA モデルの整備	2
2.1.1 内部火災レベル 1PRA モデルの整備	2
2.1.2 内部溢水レベル 1PRA モデルの整備	14
2.1.3 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備	21
2.1.4 デジタル安全保護系の信頼性評価手法の高度化	28
2.1.5 SFP の PRA モデルの整備	29
2.2 クリアリングハウスでの PRA 活用のためのモデル整備	42
2.3 検査制度における PRA の活用のためのツールの整備	46
3. 結論	57
3.1 成果の要点	57
3.2 目標（目的）の達成状況	57
3.3 成果の活用等	57
参考文献一覧	58
執筆者	60

## 表 目 次

表 2.1.1-1	事例の検索キーワードと件数	4
表 2.1.1-2	スクリーニング基準	5
表 2.1.1-3	火災源毎の火災事象の発生件数	6
表 2.1.1-4	ベイズ更新した火災発生頻度	6
表 2.1.1-5	ゾーンモデルコードと数値流体力学コードの特徴	9
表 2.1.1-6	火災試験結果例（ケーブルの発火温度）	9
表 2.1.1-7	火災により発生する可能性のある起因事象	11
表 2.1.2-1	内部溢水によって誘発される全ての起因事象（代表的 4 ループ PWR）	17
表 2.1.2-2	主要な溢水シナリオ（代表的 4 ループ PWR）	17
表 2.1.2-3	内部溢水によって誘発される全ての起因事象（代表的 ABWR）	19
表 2.1.2-4	主要な溢水シナリオ（代表的 ABWR）	19
表 2.1.3-1	安全設備の例（代表的 3 ループ PWR）	21
表 2.1.3-2	PRA モデルに組み込んだ設備の例とその分類	22
表 2.1.3-3	起因事象の比較	25
表 2.1.3-4	PRA モデルの変更前後の炉心損傷頻度の比較	26
表 2.1.4-1	評価条件	28
表 2.1.5-1	SFP で発生する事故に対する緩和設備	30
表 2.1.5-2	SFP の運転状態の分類	32
表 2.1.5-3	起因事象発生頻度	33
表 2.1.5-4	OSS1 及び OSS5 における成功基準	34
表 2.1.5-5	OSS 毎の緩和設備作動までの余裕時間	35
表 2.1.5-6	外部電源喪失事象における診断過誤確率	38
表 2.1.5-7	操作過誤確率	38
表 2.2-1	設備の冷却に必要な機器数と設置機器数	43
表 2.3-1	リスク評価ツールの長所、短所	47
表 2.3-2	重要度の評価区分の例	50

## 目 次

図 2.1.1-1	内部事象火災レベル 1PRA 評価手法の概要	2
図 2.1.1-2	HRR の離散化の例	7
図 2.1.1-3	モデルプラントの火災区画の例	10
図 2.1.1-4	火災解析における温度分布の例	10
図 2.1.1-5	火災進展解析結果（時系列変化）の例	10
図 2.1.1-6	ケーブル火災とその影響の例	12
図 2.1.1-7	フォールトツリーにおける火災による影響のモデル化例	12
図 2.1.2-1	内部溢水の発生と伝播	14
図 2.1.2-2	内部溢水 PRA の流れ	16
図 2.1.2-3	炉心損傷頻度の割合（代表的 4 ループ PWR）	18
図 2.1.2-4	炉心損傷頻度の割合（代表的 ABWR）	20
図 2.1.3-1	重大事故等対処設備等のイベントツリーへの組み込み例	23
図 2.1.3-2	重大事故等対処設備等のフォールトツリーへの組み込み例	23
図 2.1.3-3	起因事象毎の炉心損傷頻度の割合（代表的な 3 ループ PWR）	27
図 2.1.4-1	ECCS 起動信号の非信頼度に対する感度解析	28
図 2.1.5-1	SFP の PRA の評価手順	29
図 2.1.5-2	SFP の崩壊熱及び保有水量	32
図 2.1.5-3	外部電源喪失事象の機能イベントツリー	36
図 2.1.5-4	OSS 毎、起因事象毎の燃料損傷頻度	39
図 2.1.5-5	OSS 毎の寄与割合	40
図 2.1.5-6	起因事象毎の寄与割合	40
図 2.2-1	炉心損傷頻度の比較	44
図 2.2-2	起因事象別炉心損傷頻度の寄与割合	44
図 2.2-3	設備機能の非信頼度の比較	45
図 2.3-1	簡易リスク評価ツールの評価の流れ	52
図 2.3-2	簡易リスク評価ツールのメイン画面	53
図 2.3-3	簡易リスク評価ツールの入力画面	54
図 2.3-4	簡易リスク評価ツールの結果表示画面	55

## 略号表 (1/2)

ABWR	Advance Boiling Water Reactor
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
CCF	Common Cause Failure
CCWS	Component Cooling Water System
CDF	Core Damage Frequency
CFAST	Consolidated Model of Fire and Smoke Transport
CFD	Computational Fluid Dynamics
DDFP	Diesel Driven Fire Pump
ECCS	Emergency Core Cooling System
EECW	Emergency Equipment Cooling water System
EPRI	Electric Power Research Institute
FDS	Fire Dynamics Simulator
FP	Fire Protection system
FPCS	Fuel Pool Cooling and Cleanup System
HRR	Heat Release Rate
IAEA	International Atomic Energy Agency
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
ISI	In-Service Inspection
ISLOCA	Interface System LOCA
LCO	Limiting Condition for Operation
LOCA	Loss of Coolant Accident
LPCS	Low Pressure Core Spray System
MUWC	Makeup Water System Condensated
NIST	National Institute of Standards and Technology
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OSS	Operating States of SFP
PCS	Power Conversion System
PI	Performance Indicator
PRA	Probabilistic Risk Assessment
RI-ISI	Risk Informed In-Service Inspection
RCW	Reactor Building Cooling Water
RHR	Residual Heat Removal System
RHRC	Residual Heat Removal Cooling System
RHRSW	Residual Heat Removal Service Water System

略号表 (2/2)

SAPHIRE	Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations
SDP	Significance Determination Process
SFP	Spent Fuel Pool
SG	Steam Generator
SGTS	Standby Gas Treatment System
WOG	Westinghouse Owners Group

## 1. 研究概要

新規制基準では重大事故対策の規制が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のために確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）が活用されている<sup>(参1)</sup>。また、発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価の有効性について、発電用原子炉設置者はPRAを実施し、この結果を届出、公表し、原子力規制委員会は発電用原子炉設置者が行ったPRA評価手法及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド<sup>(参2)</sup>では、PRA手法の成熟状況に応じて、PRAの評価範囲を段階的に拡張していくとしており、拡張していく例として内部火災PRA、内部溢水PRA等を挙げている。

また、原子力規制委員会は、IAEAの総合規制評価サービス（以下、「IRRS」という。）の勧告<sup>(参3)</sup>等を踏まえて、原子炉等規制法における検査制度の見直しの方向性や内容について検討を進めている<sup>(参4)</sup>。新たな制度では発電用原子炉設置者の保安活動全てを対象に、その実施状況及び継続的改善の取組について実効的な監視・評価制度を設けることとしている。

このような状況を踏まえ、原子力規制庁ではPRAの活用に係る研究とPRA手法及びPRAモデルの整備を進めている。その概要と成果は以下の通りである。

### (1) 安全性向上評価結果の確認に資するためのPRA手法及びPRAモデルの整備

PRAモデルとは、あるプラントを対象としてPRAを実施するために、そのプラントの情報をもとに構築されたフォールトツリーとイベントツリーの組合せを意味する。ここでは、代表的なプラントを対象に、内部火災レベル1PRAモデル及び内部溢水レベル1PRAモデルを整備し、炉心損傷頻度（以下、「CDF」という。）を試算した。さらに、その過程でリスク上重要な火災区画及び溢水源を抽出した。また、代表的なプラントを対象に、重大事故等対処設備を組み込んだPRAモデルを構築し、CDFを試算し重大事故等対処設備の有効性等を把握した。

さらに、デジタル安全保護系のPRAモデル及び使用済燃料貯蔵槽のPRAモデルの整備を実施した。

### (2) クリアリングハウスでのPRAの活用のためのモデル整備

国内外の原子力施設の運転経験情報を収集・分析しているクリアリングハウスにおけるPRAの活用に関する研究の一環として、既にモデル整備した代表的なBWR5プラントを対象としたPRAモデルに加え、新たに設計の異なるBWR5プラントのPRAモデルを構築し、CDFの試算を行うことによって、設計の異なるプラントのPRAの特徴を把握した。

### (3) 検査制度におけるPRAの活用のためのツールの整備

新たな検査制度では、検査指摘事項等の安全重要度を評価する際にリスク情報を活用することが検討されている。このため、PRAを用いてリスク指標を評価するツールの基本設計を行った。

なお、本研究は平成26年度から平成28年度までに実施したものである。

## 2. 研究期間を通じた主要成果

### 2.1 安全性向上評価結果の確認に資するための PRA 手法及び PRA モデルの整備

#### 2.1.1 内部火災レベル 1PRA モデルの整備

##### (1) 内部火災レベル 1PRA 手法の概要

内部火災レベル 1PRA は、火災ハザード評価、機器フラジリティ評価及び事故シーケンス評価の 3 つの評価から構成される。図 2.1.1-1 に内部事象火災レベル 1PRA 評価手法の概要を示す。

図 2.1.1-1 に示すように、火災ハザード評価では、国内外における原子炉施設において発生した火災事例の情報から、火災源毎の火災発生頻度を求める。また、火災試験結果から火災源毎の火災規模の発生確率分布を求める<sup>(参5)</sup>。

機器フラジリティ評価では、火災試験<sup>(参6)</sup>等から機器やケーブルが損傷する温度の条件を特定するとともに、火災進展解析から火災による機器・系統の損傷（火災の影響）を特定する。これらを基に、火災により機器が損傷する確率（フラジリティ）を算出する。

事故シーケンス評価では、プラントに存在する火災源に対して火災進展解析の結果を用いて火災の発生から機器が損傷するまでのシナリオを作成し、火災の影響を考慮したフォールトツリーを作成する。作成したフォールトツリー、人間信頼性解析等で得た人的過誤確率、火災ハザード評価から得られた火災の発生確率及び機器フラジリティ評価から機器の損傷確率等を用いて CDF を評価する。

本研究で整備した火災ハザード評価、機器フラジリティ評価及び事故シーケンス評価について、項目（2）から項目（4）に示す。

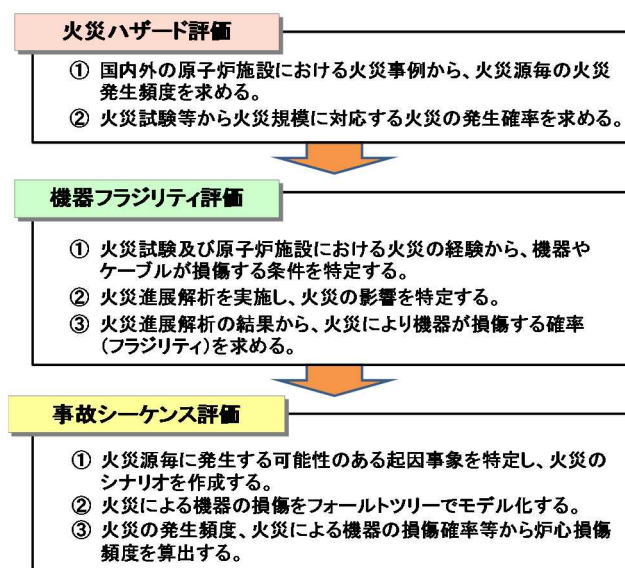


図 2.1.1-1 内部事象火災レベル 1PRA 評価手法の概要

Fig.2.1.1-1 Brief overview of internal fire level 1 PRA methodology

## (2) 火災ハザード評価の実施

火災ハザード評価はベイズ更新<sup>(参7)</sup>によって実施する。本研究では、一般的な火災発生頻度分布等を事前分布とし、国内で発生した事例を尤度（エビデンス）として、火災発生頻度の事後分布を評価した。

具体的には、事前分布として平成 21 年度までの運転経験を反映した火災発生頻度<sup>(参8)</sup>分布を用いた。尤度は 2 段階で抽出した。まず、2008 年から 2013 年の間に国内の原子力発電所で発生したと考えられる火災事象を原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）<sup>(参9)</sup>から表 2.1.1-1 に示すキーワードを用いて検索し、180 件の事象を抽出した。次に、出力運転時では発生することのない工事中の火災や地震等の外的要因による火災事例を除外するために表 2.1.1-2 に示す 12 個のスクリーニング基準を設定し、最終的には 15 件を抽出した。表 2.1.1-3 に最終的に抽出した火災源毎の火災事象の発生件数を示す。これらの事前分布及び尤度を用いて事後分布を算出した。ベイズ更新の計算には WinBUGS コード<sup>(参10)</sup>を用いた。なお、得られた事後分布は、対数正規分布と仮定した。

表 2.1.1-4 にベイズ更新した火災源の例とその火災発生頻度を示す。表 2.1.1-3 に示すように、人的過誤によって発生した火災の件数が高いことから、人的過誤による火災の発生頻度が高くなった。

表 2.1.1-1 事例の検索キーワードと件数

Table 2.1.1-1 Searching key-words and number of events

検索キーワード	件数	検索キーワード	件数
火災	57	負荷喪失	0
油漏れ	37	有毒ガス	0
ガス・空気漏れ	0	煙	22
ガス漏れ	0	人身事故	1
空気漏れ	0	断線	2
接地・短絡	0	焼損	3
接地	2	溶損	0
短絡	1	異常温度	0
地絡	6	異常電圧	0
アーク	0	異常電流	0
落雷	2	絶縁不良	0
異臭	1	電氣的過負荷	0
過負荷	3	停電	3
異常伝導度	0	吹き出し	0
異常雰囲気	0	吹出し	0
電源喪失	3	噴き出し	0
RI ガス放出	0	噴出し	0
RI	0	誤信号	1
ガス放出	0	ノイズ	0
誤動作	0	異常雰囲気温度	0
電源変動	0	制御電源喪失	1
加熱	35	過熱	0

表 2.1.1-2 スクリーニング基準

Table 2.1.1-2 Screening criteria

No	スクリーニング項目
1	建設中の火災で運転中では考えられない原因、可燃物および条件の組合せ
2	工事現場、仮設建屋等での事例
3	機能試験中（機器の試運転等）の火災
4	外的要因（落雷・地震等）による事例
5	オーバーヒート、過負荷、過電流、アークに起因する機器故障および火の不始末に起因した事例で、実際の火災には至らなかった発煙事例
6	明らかに発火、発煙しなかった事例
7	定期検査および燃料交換時特有の事例であり、出力時には起こりえない事例
8	軽水炉以外のプラントでの事例
9	工事中機器への仮配線の開閉器による故障
10	出力運転中では考えられない原因、条件もしくは可燃物の組合せ
11	評価対象プラント以外のプラントタイプ固有な設備による火災
12	PRA において重要でない建屋における火災

表 2.1.1-3 火災源毎の火災事象の発生件数

Table 2.1.1-3 Number of fire events for each fire source

火災源	発生件数
バッテリー	0
バッテリー充電器	0
ディーゼル発電機	0
発電機（ディーゼル発電機除く）	0
人的過誤	14
空調機	0
論理キャビネット	0
モータコントロールセンタ	0
モータ	1
電源及び制御ケーブル	0
ポンプ及び空気コンプレッサ	0
開閉器	0
変圧器（4kW 未満）	0
変圧器（4kW 以上）	0
タービン	0

表 2.1.1-4 ベイズ更新した火災発生頻度

Table 2.1.1-4 Bayesian updated fire frequencies

火災源	発生頻度の 平均値(/炉年)	エラーファクタ
人的過誤	$2 \times 10^{-2}$	1.6
ディーゼル発電機	$1 \times 10^{-3}$	2.7
モータ	$1 \times 10^{-3}$	3.5
バッテリー充電器	$4 \times 10^{-4}$	4.6
バッテリー	$2 \times 10^{-4}$	6.5

### (3) 機器フラジリティ評価の高度化

これまで、火災が原因となる機器の損傷確率は、米国の原子力発電所における過去の火災事例等の経験を基に、火災源（例えば、低電圧電気機器）とターゲット（例えば、ケーブルトレイ）との間の距離の関数として評価してきた<sup>(参11、12)</sup>。ところが、近年の火災試験等の結果において、火災区画の上部領域が高温層となって水平方向に広がり、火災源から

離れた場所でもターゲットが損傷するような状況が明らかになり、必ずしも火災源との距離では評価できない場合があることが判明した<sup>(参6)</sup>。

このような知見をもとに、本研究では、NUREG/CR-6850<sup>(参5)</sup>を参考に機器フラジリティの評価方法の高度化を実施した。具体的には、機器フラジリティ評価は以下の4つの手順で実施することとした。

火災の規模を示すパラメータとして熱放出率(以下、「HRR」という。)を導入する。HRRは火災源毎に定義するが、同一の火災源であっても火災の規模にばらつきがあるため、HRRは「HRRの推定値」をピーク値とする確率分布として定義する。図2.1.1-2に示すようにHRRを離散化し、離散化したHRR毎に火災進展解析を実施し、ターゲットが損傷するまでの時間を求める。

消火失敗確率を消火に許容される時間の関数として定義する。

で算出したターゲットが損傷するまでの時間と で定義した消火失敗確率から離散化したHRR毎に消火失敗確率を算出する。

離散化したHRRの確率に、 で求めた消火失敗確率を乗ずることによって、機器フラジリティをHRRの関数として定義する。

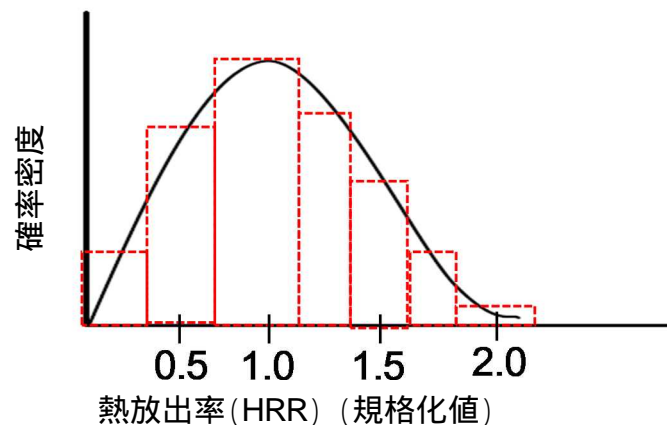


図 2.1.1-2 HRR の離散化の例<sup>(参5)</sup>

Fig.2.1.1-2 Example of HRR discretization

上記 から の手順のうち、最も重要である について具体的に以下に示す。

火災進展解析に用いるコードは、大きく分けて、表2.1.1-5に示すようにゾーンモデルコードと数値流体力学コード(以下、「CFDコード」という。)がある。ゾーンモデルコードは、評価対象の空間を高温層と低温層の2つで模擬するため火災区画のモデル化が容易で短時間で解析が可能であり、火災の全体的な傾向の把握には有効であるが、局所的な温度評価はできない。一方、CFDコードは、評価対象の空間を小さなメッシュセルで模擬

するため火災区画のモデル化に時間がかかるとともに解析に長い計算時間が必要であるが、局所的な温度評価が可能である。

本研究では、NIST（国立標準技術研究所（米国））の開発した CFD コードである FDS<sup>(参 13)</sup>を用いて火災進展解析を実施した。モデルプラントの充電器室の火災区画をモデル化した例を図 2.1.1-3 に示す。図 2.1.1-3 の解析モデルは、空間を全体で約百万にメッシュ分割し、区画内の電気盤及びケーブルをモデル化している。HRR は、約 2000 [kW]を基準（1 倍）として、0.5 倍から 2 倍までの範囲で変化させて解析を行った。このモデルを用いて実施した電気盤の火災を想定した解析結果を図 2.1.1-4 及び図 2.1.1-5 に示す。この解析の結果、あるしきい値まではケーブルは発火せずに火災が終息するが、しきい値を超えるとケーブルが火災源直上の位置で発火して 2 次火災源となり、初期火災源と併せて同一ケーブルの延焼及び他のケーブルへの火災伝播に寄与することから、ターゲットの損傷評価には局所的な温度評価が必要であることが明らかとなった。このため、フラジリティ評価に用いる火災進展解析コードとしては、ゾーンモデルコードではなく、局所的な温度評価が可能な CFD コードである FDS を採用することにした。

火災におけるケーブル損傷については、旧原子力安全基盤機構が実施した試験結果<sup>(参 14)</sup>を用いて、機器フラジリティを算出した。試験結果の例を表 2.1.1-6 に示す。

表 2.1.1-5 ゾーンモデルコードと数値流体力学コードの特徴

Table 2.1.1-5 Characteristics of zone-model code and computational fluid dynamics code

	ゾーンモデルコード	CFD コード
特徴	モデルが単純であるため、温度分布について詳細な情報は得られないが、モデル化に要する時間や計算時間が少なくて済む。	モデル化が複雑であることから、温度分布について詳細な情報が得られるが、モデル化に要する時間や解析時間が多大になる。
代表的な解析コード (開発者)	CFAST コード(NIST)	FDS コード (NIST)
空間のモデル化	鉛直 2 分割 (高温ガス層、低温ガス層)	多数のメッシュセルで分割
計算に要する時間	短い (数分 ~ 数時間)	長い (数日 ~ 十数日)

表 2.1.1-6 火災試験結果例 (ケーブルの発火温度)<sup>(参14)</sup>

Table 2.1.1-6 Example of fire test results (Cable fire)

区分 (用途)	ケーブル素材	発火温度 ( )
高压電力	熱硬化性樹脂	510
低压電力	熱硬化性樹脂	414
制御用	熱硬化性樹脂	414
	熱硬化性樹脂	283

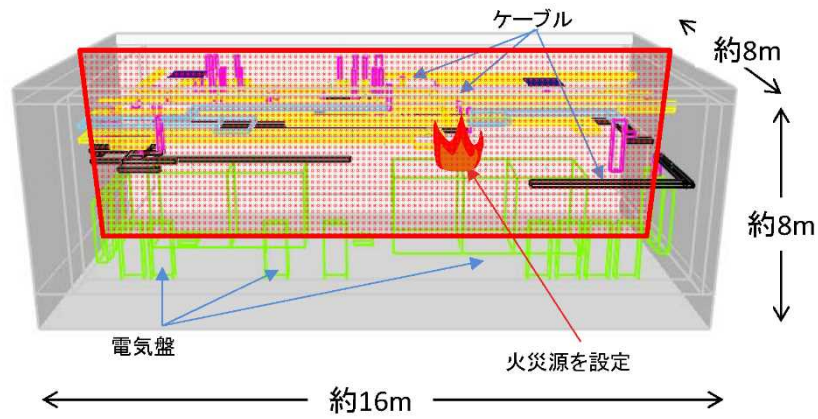
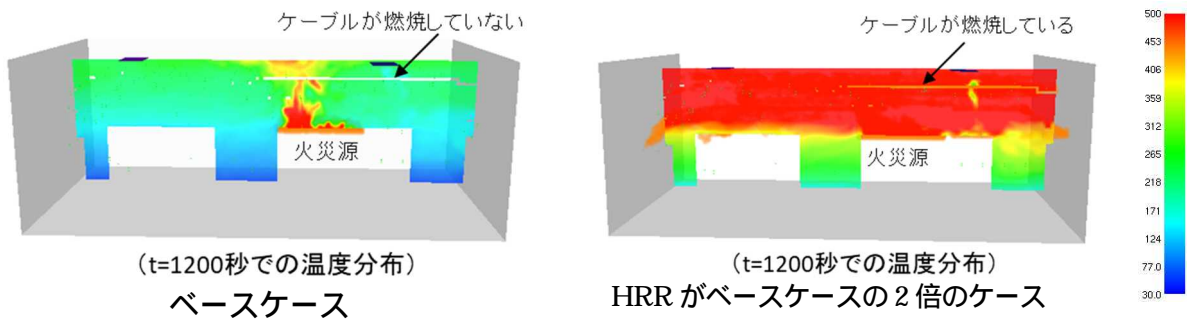


図 2.1.1-3 モデルプラントの火災区画の例

Fig.2.1.1-3 Example of a fire compartment in a model plant



(t=1200秒での温度分布)  
ベースケース

(t=1200秒での温度分布)  
HRR がベースケースの 2 倍のケース

図 2.1.1-4 火災解析における温度分布の例

Fig. 2.1.1-4 Example of temperature distribution on fire growth analysis

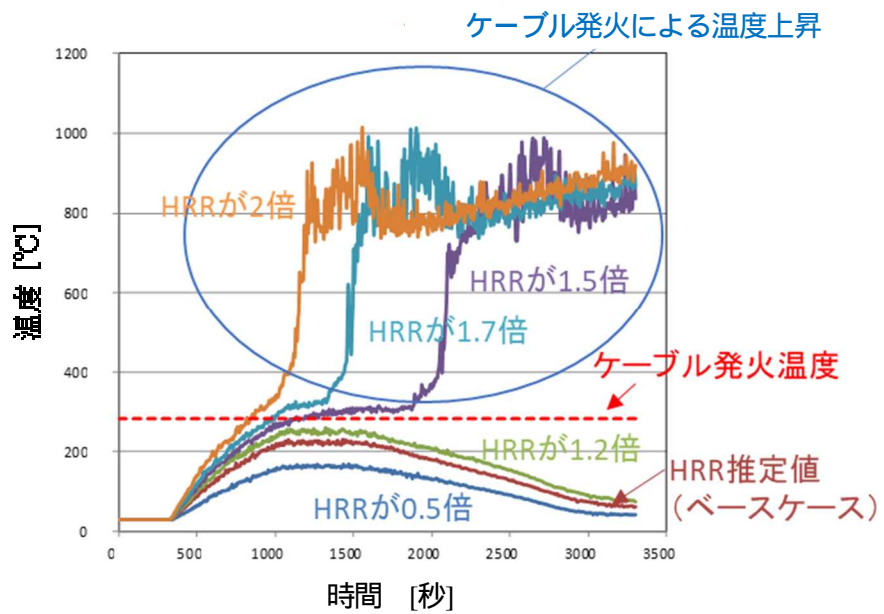


図 2.1.1-5 火災進展解析結果 (時系列変化) の例

Fig.2.1.1-5 Results of fire growth analysis (time series variation)

(4) PRA モデルの構築と事故シーケンス評価

評価対象である代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、機器の故障等により起因事象が発生する設備もしくは炉心損傷を防止するために必要な設備を設置しているリスク上重要な火災区画 30 区画を抽出し、この区画における発火源となる機器等（ケーブル、電気盤、潤滑油等）を図面等から特定し、表 2.1.1-7 に示すように火災により発生する起因事象を選定した。

内部火災レベル 1PRA モデルは、内部事象レベル 1PRA モデル<sup>(参15)</sup>をベースとして構築した。例えば、図 2.1.1-6 に示すようなケーブル火災であれば、火災が発生している区画とは別の区画に設置した機器が影響を受ける可能性があることから、図 2.1.1-7 に示すように内部事象 PRA モデルのフォールトツリーに、火災による損傷の基事象を追加した。

また、原子炉冷却材の漏えいの際に、火災発生が原因で炉心損傷の防止に必要な高圧注入系の設備が起動できなくなるようなシナリオを含めて、約 1000 個の火災シナリオを特定した。

表 2.1.1-7 火災により発生する可能性のある起因事象

Table 2.1.1-7 Initiating events caused by fire

起因事象	発生原因の例
小破断 LOCA	加圧器逃がし弁の誤開
外部電源喪失	交流電源母線の損傷
2 次系破断	主蒸気逃がし弁の誤開
PCS 機能喪失	主給水ポンプの停止 給水ラインや蒸気ライン上にある弁の誤閉
CCWS 機能喪失	原子炉補機冷却水ポンプの停止 原子炉補機冷却水系の弁の誤閉
その他過渡事象	原子炉トリップを引き起こす機器の損傷
手動停止	火災により自動的にプラントが運転を停止することはないが、火災により運転員がプラントの運転を停止する機器の損傷
ATWS (原子炉トリップ失敗)	制御棒挿入に係る機器の損傷

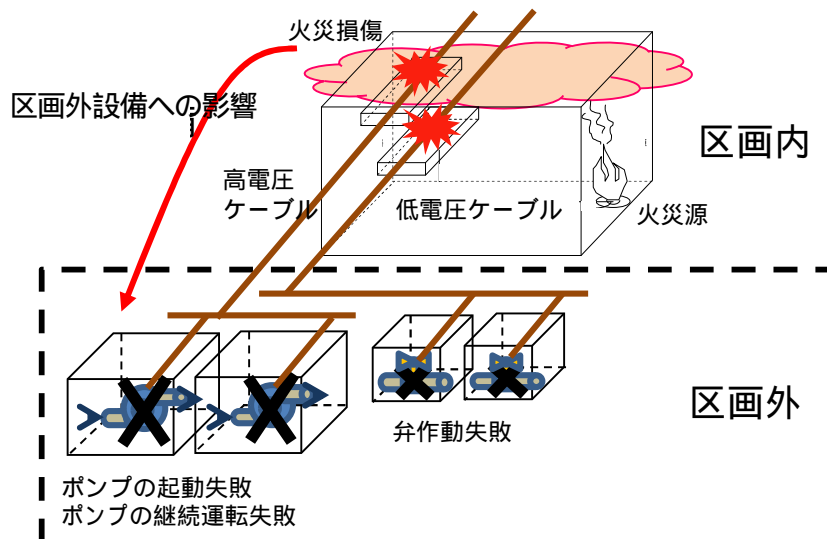


図 2.1.1-6 ケーブル火災とその影響の例

Fig. 2.1.1-6 Example image of cable fires and impacts of fire

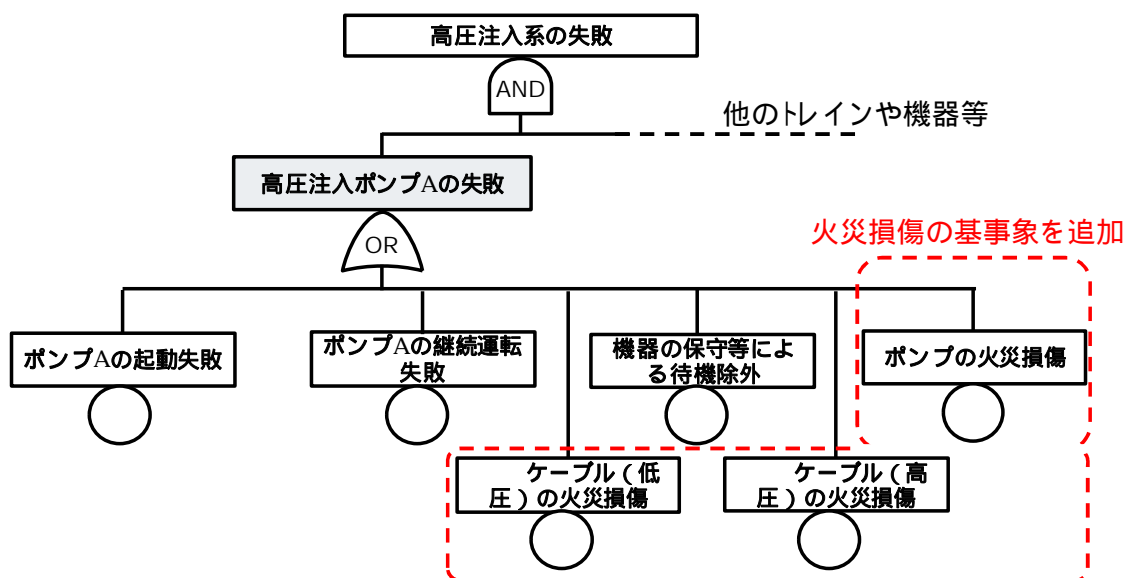


図 2.1.1-7 フォールトツリーにおける火災による影響のモデル化例

Fig 2.1.1-7 Example of fault tree for impacts of fire

整備した内部火災レベル 1PRA モデル、機器フラジリティ及び火災の発生頻度から、約 1000 個の火災シナリオを対象に CDF を試算したところ  $1 \times 10^{-3}$  [/炉年] となった。この試算では、回路解析等の詳細な分析は実施していないため、CDF はとても大きい値となっており、今後も評価の精緻化が必要とされる。また、多くの電気設備やケーブルのある区画における火災は、緩和設備の動作に大きな影響を与えるため、CDF へ寄与が大きいことが

考えられるが、この試算結果から、電源盤等を設置している中央制御室、安全補機開閉機室等が特にリスク上重要な区画であることを把握した。

代表的な PWR プラントと同様の手順を用いて、代表的な ABWR プラントを対象に、内部火災レベル 1PRA モデルを整備し、リスク上重要な火災区画 10 区画の合計 65 個の火災シナリオを抽出した。これらのシナリオを対象に CDF を試算し、火災の観点から特にリスク上重要な区画及び設備は、電源盤等を設置している中央制御室、安全系多重伝送現場盤等であることを把握した。

## 2.1.2 内部溢水レベル1PRAモデルの整備

### (1) PRAモデルの構築

#### 内部溢水の発生及び伝播

内部溢水が発生すると、溢水発生区画では水位上昇による没水の影響及び被水の影響で機器が機能喪失する可能性がある。ここで没水とは設備の一部が又は全てが流体に浸かる状態であり、被水とは設備の一部が又は全てが散水にさらされる状態である。溢水は溢水発生区画から隣接する他の区画に伝播し、伝播先の区画でも没水或いは被水により機器が機能喪失する可能性がある。

溢水事象の発生と伝播の概念を図2.1.2-1に示す。区画Aは溢水源が存在する溢水発生区画、区画Bは区画Aと水平方向に隣接する区画、区画Cは区画Bから下方方向に隣接する区画である。区画Aで溢水が発生すると同区画に存在する機器、例えば電源盤A及びポンプAは没水或いは被水により機能喪失する可能性がある。また、区画Bへの溢水は水平方向に伝播し、同区画に存在する機器、例えば電源盤Bは没水により機能喪失する可能性がある。

ただし、この場合には被水による影響は考えられない。また、区画Cへは区画Bから下方方向に伝播し、区画Cに存在する機器、例えばポンプCは没水及び被水により機能喪失する可能性がある。

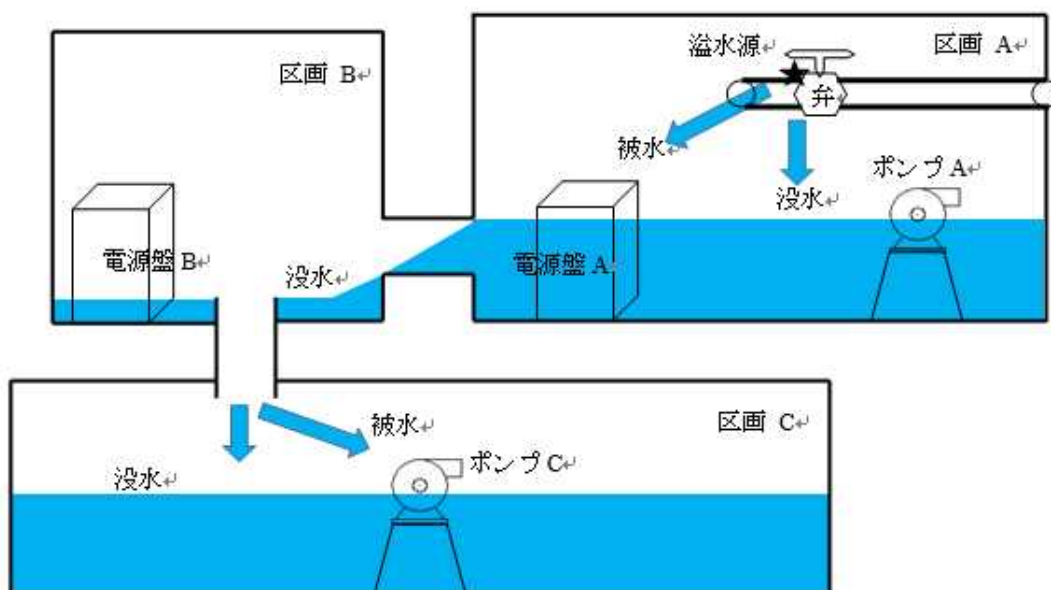


図 2.1.2-1 内部溢水の発生と伝播

Fig. 2.1.2-1 Initiation and propagation of internal flood event

## 内部溢水レベル 1PRA の流れ

内部溢水レベル 1PRA の流れを図 2.1.2-2 に示す。基本的には内部事象レベル 1PRA の流れと同一であるが、内部溢水 PRA 特有な要素として、溢水シナリオの設定や隔離操作の考慮等が挙げられる。

以下、各ステップについて説明する。

### a. 溢水源や溢水影響に関するプラント情報の調査

プラント情報を基に、全ての区画を対象に内部溢水により影響を受ける区画を調査するとともに全ての溢水源及び伝播経路を設定する。また、被水・没水によって機能喪失し、起因事象を誘発させる可能性のある機器を抽出する。

### b. 溢水シナリオの設定

溢水の発生、場所（区画）、伝播、影響等の分析により、事象の進展（シナリオ）を設定する。溢水シナリオの発生頻度は、国内で発生した溢水件数を尤度としたベイズ更新により求める。

### c. 起因事象の選定とイベントツリーの作成

内部事象レベル 1PRA の起因事象を参考に、内部溢水によって誘発される起因事象を選定する。設定した溢水シナリオを基に、内部事象レベル 1PRA のイベントツリーを利用して、内部溢水レベル 1PRA のイベントツリーを作成する。

### d. 溢水影響を反映したフォールトツリーの作成

内部事象レベル 1PRA のフォールトツリーに機器毎に、溢水による機能喪失基事象を追加し、溢水影響を反映したフォールトツリーを作成する。

### e. 溢水シナリオの定量化

溢水により対象機器が機能喪失する確率を 1.0 としてフォールトツリーに入力し、各溢水シナリオのミニマルカットセットを作成する。作成したミニマルカットセットを定量化し、条件付炉心損傷確率（以下、「CCDP」という。）を算出する。CCDP に溢水シナリオ毎の発生頻度を乗じ、溢水シナリオ毎の CDF を算出する。

### f. 溢水シナリオへの隔離操作の反映

CDF が比較的高い溢水シナリオを対象に自動及び手動による溢水隔離の有無と隔離に用いる弁の溢水による機能喪失の有無を反映し、定量化を実施する。

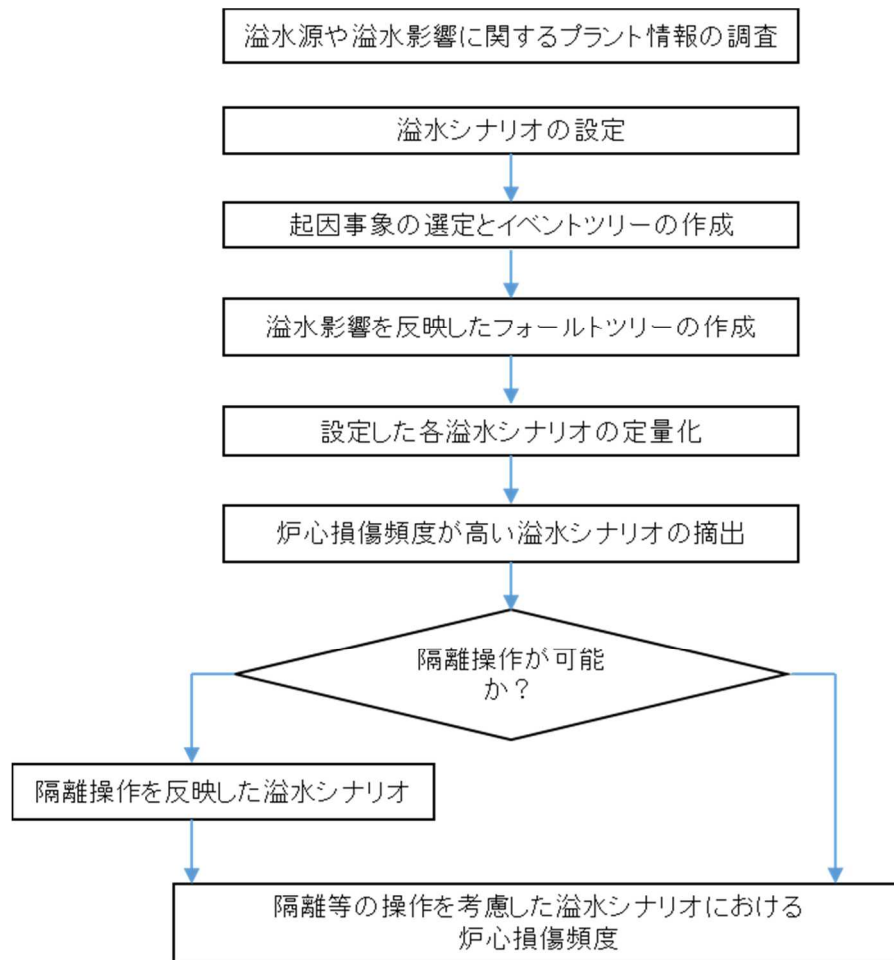


図 2.1.2-2 内部溢水 PRA の流れ

Fig. 2.1.2-2 Flowchart for internal flood PRA

( 2 ) CDF の定量化

代表的 4 ループ PWR プラント及び代表的 ABWR プラントを対象に(1)に示す手順に従って CDF の試算を実施した。

代表的 4 ループ PWR プラント

内部溢水によって誘発される起回事象として表 2.1.2-1 に示す起回事象を選定した。また、主要な溢水シナリオとして、主要な区画における溢水源、溢水により生ずる起回事象及び溢水により故障する緩和系の機器を表 2.1.2-2 に示す。

設定した各溢水シナリオに従い、フォールトツリーに溢水により機能喪失する機器のデータを追加して定量化を行った。この定量化の結果得られた溢水シナリオ別の CDF に占める割合を、図 2.1.2-3 に示す。安全系機器をサポートする電気系統等の故障を招く溢水シナリオが大きな割合を占めていることが分かる。特に、補助蒸気供給配管からの溢水は原子炉トリップ遮断器に影響を与え、原子炉トリップが失敗することがあることから、全炉心損傷頻度において大きな割合を占める結果となった。

表 2.1.2-1 内部溢水によって誘発される全ての起因事象（代表的 4 ループ PWR）

Table 2.1.2-1 All initiating events induced by internal flood (Typical 4-Loop PWR)

代表的 4 ループ PWR プラント	
	小破断 LOCA
	ISLOCA
	2 次系破断
	主蒸気・復水・給水系機能喪失
	補機冷却水系機能喪失
	手動停止
	その他過渡事象
	外部電源喪失
	ATWS

表 2.1.2-2 主要な溢水シナリオ（代表的 4 ループ PWR）

Table 2.1.2-2 Dominant flooding scenarios (Typical 4-Loop PWR)

シナリオ 番号	溢水源	溢水による 起因事象	溢水により故障する 緩和系の機器
1	補助蒸気供給配管	過渡事象	・ 原子炉トリップ遮断器 ・ 制御棒駆動電気盤
2	原子炉補機冷却 海水系配管	過渡事象	・ 原子炉補機冷却系電動弁
3	補助給水系配管	手動停止	・ 原子炉補助供給ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ 起動盤及び本体

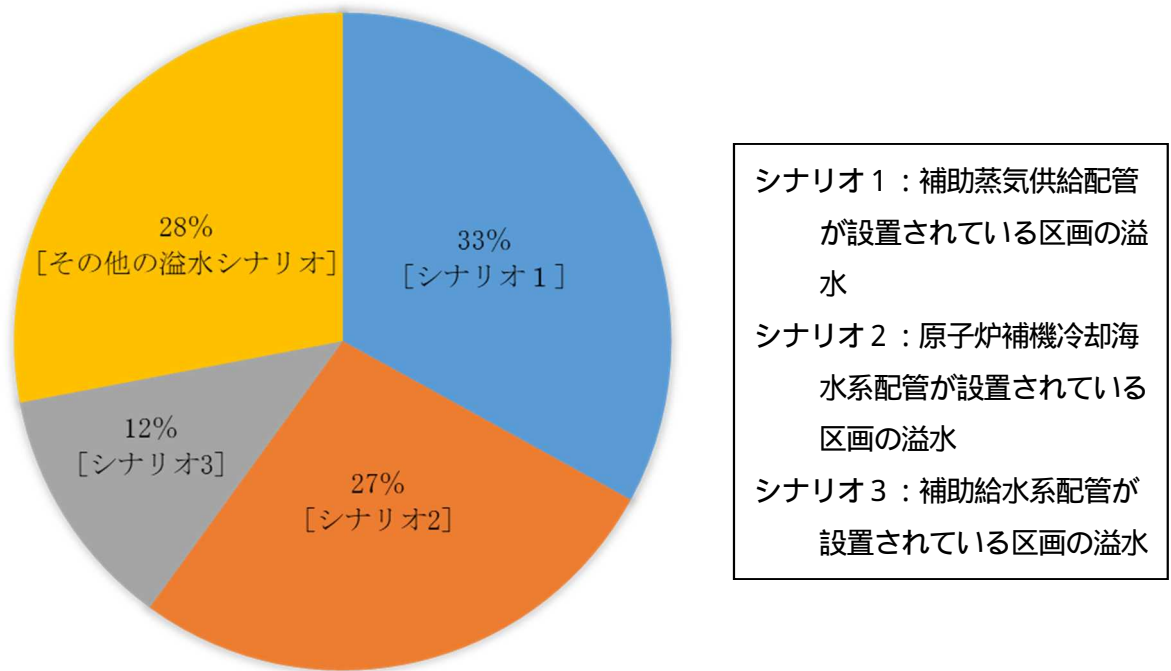


図 2.1.2-3 炉心損傷頻度の割合（代表的 4 ループ PWR）

Fig. 2.1.2-3 Proportion of core damage frequency (Typical 4-Loop PWR)

#### 代表的 ABWR プラント

内部溢水によって誘発される起因事象として表 2.1.2-3 に示す起因事象を選定した。また、主要な溢水シナリオとして、主要な区画における溢水源、溢水により生ずる起因事象及び溢水により故障する緩和系の機器を表 2.1.2-4 に示す。

設定した各溢水シナリオに従い、フォールトツリーに溢水により機能喪失する機器のデータを追加して定量化を行った。この定量化の結果得られた溢水シナリオ別の CDF に占める割合を図 2.1.2-4 に示す。代表的 4 ループ PWR プラントと同様に、安全系機器をサポートする電気系統等の故障を招く溢水シナリオが大きな割合を占めていることが分かる。特に、制御建屋の消火系からの溢水は供給量が大きく、かつ機器が短時間で没水の影響を受けることから最大の割合を占める結果となった。

表 2.1.2-3 内部溢水によって誘発される全ての起因事象（代表的 ABWR）

Table 2.1.2-3 All initiating events induced by internal flood(Typical ABWR)

代表的 ABWR プラント	
	小破断 LOCA
	ISLOCA
	給水系の破断
	補機冷却水系機能喪失
	手動停止
	その他過渡事象
	外部電源喪失
	ATWS

表 2.1.2-4 主要な溢水シナリオ（代表的 ABWR）

Table 2.1.2-4 Dominant flooding scenarios(Typical ABWR)

シナリオ 番号	溢水源	溢水による 起因事象	溢水により故障する 緩和系の機器
1	制御建屋消火系	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 過渡事象</li> <li>・ 非常用母線 機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電気盤</li> </ul>
2	原子炉補機 冷却水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 過渡事象</li> <li>・ 非常用母線 機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電気盤</li> </ul>

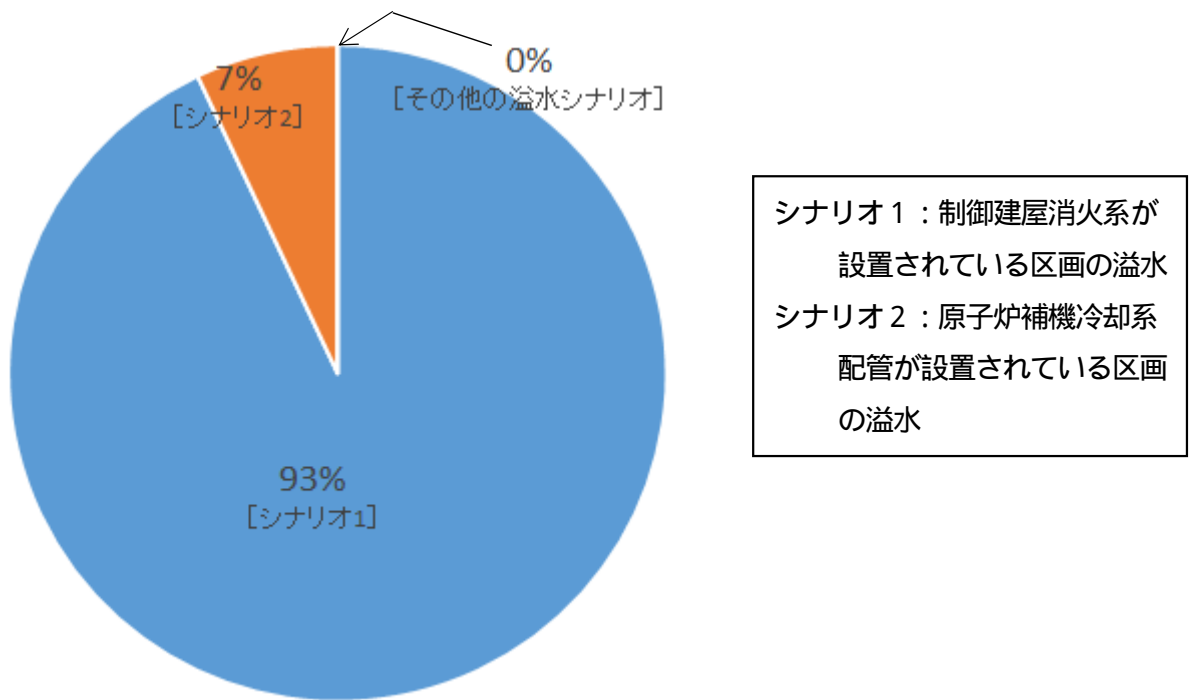


図 2.1.2-4 炉心損傷頻度の割合 (代表的 ABWR)

Fig. 2.1.2-4 Proportion of core damage frequency (in Typical ABWR)

### 2.1.3 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備

新規制基準において設置することが要求されている重大事故等対処設備を代表的 3 ループ PWR プラントの出力運転時レベル 1 PRA モデルに組み込み、重大事故等対処設備による CDF の低減効果について検討した。また、モデルの変更に当たっては、諸外国における最近の研究成果を反映して、起因事象の拡張も実施した。

#### (1) PRA モデルに組み込む重大事故等対処設備の抽出

原子力発電所に設置されている安全設備は、表 2.1.3-1 に示すように、設計基準事故設備、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備に分類される。このうち多様性拡張設備は、耐震性が低い設備等、重大事故等対処設備として分類されない設備である。

代表的な 3 ループ PWR プラントにおいては、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備（以下、「重大事故等対処設備等」という。）は約 200 個あるが、そのうち炉心損傷を防止又は緩和が期待できる設備は約 110 個ある。炉心損傷を防止又は緩和が期待できる設備のうち、新規に設置した設備は約 50 個あるが、その中から性能（容量、揚程等）及び余裕時間の観点から 12 個を新たに PRA モデルに組み込んだ。表 2.1.3-2 に PRA モデルに組み込んだ設備の例とその分類を示す。

表 2.1.3-1 安全設備の例（代表的 3 ループ PWR）  
Table 2.1.3-1 Example of safety related equipment (Generic 3 loop PWR)

設備の種類	設備の例
設計基準事故対処設備	高圧注入系 低圧注入系
重大事故等対処設備	代替再循環 号機間電源融通 電源車、仮設ポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ
多様性拡張設備	SG 水張りポンプ

表 2.1.3-2 PRA モデルに組み込んだ設備の例とその分類

Table 2.1.3-2 Example of equipment included in PRA

設 備	重大事故等 対処設備	多様性 拡張設備	多様性拡張設備とした理由
恒設代替低圧注水ポンプ		-	-
窒素ポンベ (主蒸気逃がし弁用)	-		窒素ポンベの容量に制限があり、 全ての事故シーケンスに使用で きないため多様性拡張設備と分 類される場合がある。
窒素ポンベ (加圧器逃がし弁用)			
電源車			放射性物質の放出を抑制するた めの設備として使用する場合、当 該設備は使用可能であるが準備 時間が長い、使用目的により 多様性拡張設備に分類される。
空冷式非常用発電装置		-	-
蓄電池(安全防護系用)		-	-

: PRA モデルに組み込み

## (2) 重大事故等対処設備等の PRA モデルへの組み込み及び非信頼度の算出

これまで、旧原子力安全基盤機構及び原子力規制庁が整備してきた PRA モデル<sup>(参15)</sup>に重大事故等対処設備等を組み込むことによって、重大事故等対処設備等を考慮した PRA モデルを作成した。重大事故等対処設備等のうち、新たに設置されたもので炉心損傷を直接防止する設備(以下、「フロントライン系」という。)は、図 2.1.3-1 に示すように、イベントツリーの新たなヘディングとした。当該設備が機能喪失する原因はフォールトツリーでモデル化した。一方、重大事故等対処設備等のうち、既存の系統に設備を追加したものは、図 2.1.3-2 に示すように、これまで整備してきたフォールトツリーに、従来設備のバックアップとしての重大事故等対処設備等に係る故障を AND ゲートによって追加した。さらに、フロントライン系の設備の作動に必要とされる設備(電源、冷却系等。以下、「サポート系」という。)は、当該設備が機能喪失する要因をフォールトツリーでモデル化し、フロントライン系のフォールトツリーに結合させた。

重大事故等対処設備等の故障確率は、一般財団法人原子力安全推進協会が整備した 29 年故障率データ<sup>(参16)</sup>を用いて算出した。また、重大事故等対処設備等の運転に必要とされる運転員操作の失敗確率は、設計基準事故対処設備が使用できない状況下での運転員のストレスレベルの上昇を考慮し、保守的に 0.01 と仮定した。

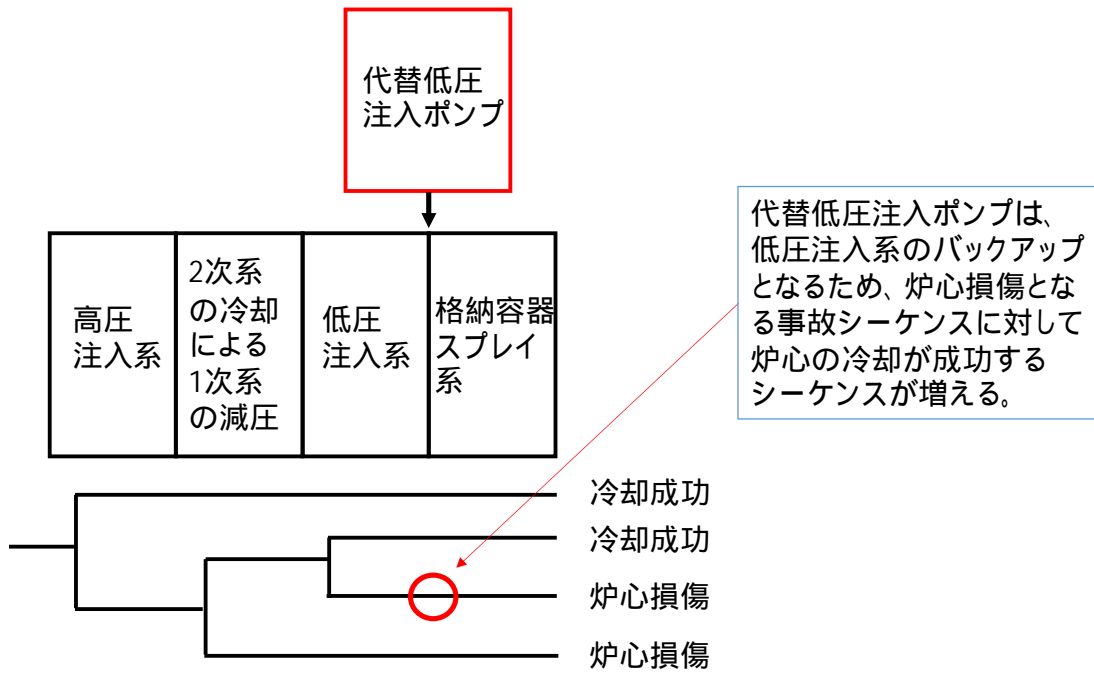


図 2.1.3-1 重大事故等対処設備等のイベントツリーへの組み込み例  
 Fig 2.1.3-1 Example of a fault tree with severe accident countermeasure

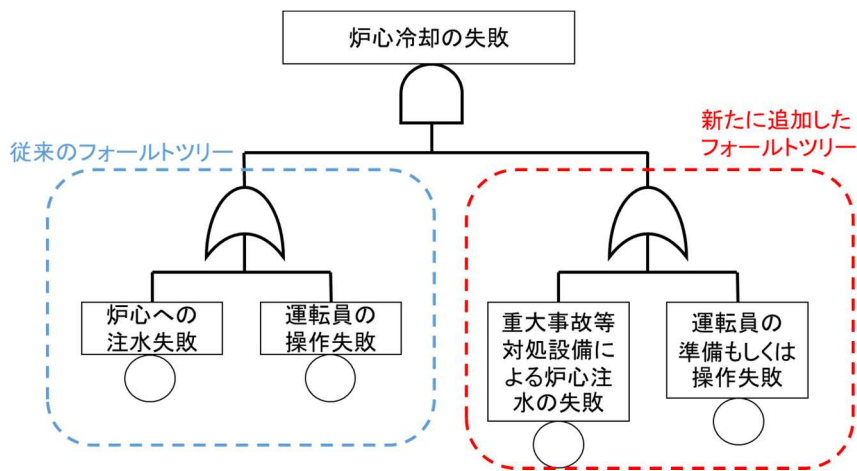


図 2.1.3-2 重大事故等対処設備等のフォールトツリーへの組み込み例  
 Fig. 2.1.3-2 Example of a fault tree with severe accident countermeasure

(3) 起因事象の追加及び変更

米国 NRC の研究成果<sup>(参17)</sup>を踏まえて、以下の起因事象を分割あるいは追加した。

- ・ 発生要因による原子炉補機冷却水系の機能喪失の分割
- ・ 制御用圧縮空気系の機能喪失の追加

- ・ 発生要因によるインターフェイスシステム LOCA (以下、「ISLOCA」という。)の分割

これまで原子炉補機冷却水系の機能喪失については、事象が発生した時に影響が大きい原子炉補機冷却水系の配管破断のみを想定してきたが、より機能喪失が発生しやすいポンプの故障や弁の誤閉等の機器の機能喪失を考慮するために、原子炉補機冷却水系の機能喪失を発生要因によって、原子炉補機冷却系の配管破断及び原子炉補機冷却系の機器の機能喪失の2つに分割した。このうち、原子炉補機冷却系の機器の機能喪失では、原子炉補機冷却水系の機能喪失に加えて、原子炉補機冷却海水系の機器故障による機能喪失も喪失に含めて考慮することにした。また、原子炉補機冷却水系の機能喪失では、起因事象の見直しに合わせて、緩和設備（非常用炉心冷却設備、格納容器スプレイ系統、格納容器再循環ユニット等）のフォールトツリーの見直しを実施した。

制御用圧縮空気系については、運転中の系統が機能喪失しても冗長のトレインがあることから発生頻度は高くないとして考慮していなかったが、冗長のトレインも機能喪失することにより原子炉冷却材圧力が高い場合の炉心冷却の機能が喪失する可能性があり、CDFに影響するため、制御用圧縮空気系の機能喪失を起因事象に追加した。

これまで ISLOCA については、発生した時に影響が大きい余熱除去系の配管破断のみを想定してきたが、配管破断よりも1次冷却材が漏えいしやすい機器からの漏えいを ISLOCA の発生原因に追加し、ISLOCA の発生要因を2つに分割した。

原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、制御用圧縮空気系については、プラント運転中に各系統の運転中の機器が機能喪失した場合には、待機状態にあるバックアップの機器が自動起動し、プラントの運転を継続することができるため、原子炉トリップには至らないが、保安規定に定めた運転条件（LCO）を満たせないことから運転員が原子炉を手動停止するものと仮定した。

実施した起因事象を表 2.1.3-3 に示す。起因事象の追加及び分割によって、起因事象の数は従来の 13 から 16 に増加した。

上記の起因事象のうち、原子炉補機冷却系の機器の機能喪失、制御用圧縮空気系の機能喪失及び機器からの冷却材が漏えいする ISLOCA について、新たにイベントツリーを作成した。

表 2.1.3-3 起因事象の比較

Table 2.1.3-3 Comparison of initiating event

No	変更前の起因事象	No	変更後の起因事象
1	大破断 LOCA	1	大破断 LOCA
2	中破断 LOCA	2	中破断 LOCA
3	小破断 LOCA	3	小破断 LOCA
4	極小破断 LOCA	4	極小破断 LOCA
5	ISLOCA (配管)	5	ISLOCA (配管)
		6	ISLOCA (機器)
6	蒸気発生器伝熱管破損	7	蒸気発生器伝熱管破損
7	二次系破断	8	二次系破断
8	外部電源喪失	9	外部電源喪失
9	PCS 機能喪失	10	PCS 機能喪失
10	その他過渡事象	11	その他過渡事象
11	手動停止	12	手動停止
12	原子炉補機冷却系の機能喪失 (配管破断)	13	原子炉補機冷却系の機能喪失 (配管破断)
		14	原子炉補機冷却系の機能喪失 (機器故障・原子炉補機冷却海水系を含む)
13	ATWS	15	ATWS
		16	制御用圧縮空気機能喪失

(4) 重大事故等対処設備等を組み込んだ PRA モデルの作成及び CDF の評価

上記(1)及び(2)で重大事故等対処設備等を組み込み、さらに上記(3)で起因事象を拡張し、故障率データ<sup>(参16)</sup>を更新して代表的3ループPWRプラントの重大事故等対処設備等を組み込んだPRAモデルを作成した。

このPRAモデルを用いて炉心損傷を試算したところ、全炉心損傷頻度は $6 \times 10^{-8}$  [炉年]となった。表2.1.3-4に起因事象毎の変更前と変更後のPRAモデルを用いた試算結果を示し、図2.1.3-3に全炉心損傷頻度に対する起因事象毎のCDFの割合を示す。

表2.1.3-4及び図2.1.3-3から、原子炉補機冷却水系の機能喪失によるCDFが、全炉心損傷頻度に占める割合が大きいことが分かる。これは、原子炉補機冷却水系の機能喪失の見直しに合わせて、緩和設備のフォールトツリーの見直しを実施したため、原子炉補機冷却水系の機能喪失によるCDFが高くなったためである。一方、外部電源喪失のCDFが変更後に大きく下がっているが、これは空冷式非常用発電装置や電源車等の電源供給に係る代替手段が増加したためである。

なお、この結果は、平成 28 年度までの研究で PRA モデルを高度化した中間的な結果であり、最終的な CDF を示していない。

表 2.1.3-4 PRA モデルの変更前後の炉心損傷頻度の比較

Table 2.1.3-4 Comparison between before and after modification of PRA model

起回事象	変更前の 炉心損傷頻度[/炉年]	変更後の 炉心損傷頻度[/炉年]
大破断 LOCA	$3 \times 10^{-9}$	$3 \times 10^{-9}$
中破断 LOCA	$1 \times 10^{-9}$	$1 \times 10^{-9}$
小破断 LOCA	$5 \times 10^{-9}$	$3 \times 10^{-9}$
極小破断 LOCA	$2 \times 10^{-9}$	$5 \times 10^{-9}$
ISLOCA (配管)	$2 \times 10^{-9}$	$1 \times 10^{-9}$
ISLOCA (機器)		$2 \times 10^{-11}$
蒸気発生器伝熱管破損	$1 \times 10^{-11}$	$1 \times 10^{-11}$
二次系破断	$4 \times 10^{-9}$	$2 \times 10^{-10}$
外部電源喪失	$2 \times 10^{-9}$	$1 \times 10^{-11}$
PCS 機能喪失	$1 \times 10^{-11}$	$1 \times 10^{-11}$
その他過渡事象	$1 \times 10^{-13}$	$6 \times 10^{-14}$
手動停止	$4 \times 10^{-16}$	$9 \times 10^{-19}$
原子炉補機冷却系の機能喪失 (配管破断)	$1 \times 10^{-9}$	$4 \times 10^{-8}$
原子炉補機冷却系の機能喪失 (機器故障・原子炉補機冷却海水系を含む)		$3 \times 10^{-10}$
ATWS	$3 \times 10^{-9}$	$2 \times 10^{-9}$
制御用圧縮空気機能喪失		$1 \times 10^{-9}$
合計	$2 \times 10^{-8}$	$6 \times 10^{-8}$

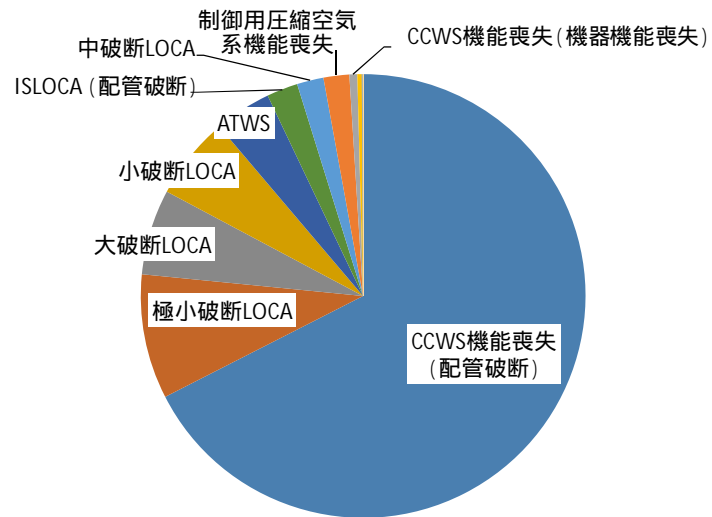


図 2.1.3-3 起因事象毎の炉心損傷頻度の割合 (代表的な 3 ループ PWR)  
 Fig. 2.1.3-3 Ratio of each initiating event core damage frequency

## 2.1.4 デジタル安全保護系の信頼性評価手法の高度化

原子炉施設において導入が進むデジタル安全保護系は、従来のアナログ方式では実現困難であった自己診断機能を備えている等の特徴があり、デジタル安全保護系を対象としたPRAモデルの整備が課題となっている。

本研究では、経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会のリスク評価に係るワーキング・グループ(OECD/NEA CSNI WGRISK)のデジタルI&C信頼性評価タスクグループがとりまとめた報告書(参<sup>18</sup>)の内容を調査し、同報告書の記載に沿った手法に基づき、簡易的な信頼性評価モデルを構築した。

具体的には国内BWRのECCS起動信号系を対象に、フォールトツリーを構築した。このモデルを用いて表2.1.4-1に示すように、共通原因故障(以下、「CCF」という。)評価手法及び無効な入力信号がある場合の出力信号の取扱いについての評価条件を変更して、3ケースについて非信頼度の試解析を行った。

その結果、CCF評価手法としてファクタ法を用いると、フォールトツリーの展開方法が簡易であるが、CCFの効果を過少評価する可能性があることが分かった。また、無効な入力信号がある場合の出力信号の設定による影響は大きく、実際のソフトウェアロジックを反映した適切なモデル化が重要であり、これを無視すると、当該系統の非信頼度を過小評価する可能性があることが分かった。

表2.1.4-1 評価条件  
Table 2.1.4-1 Evaluation condition

ケース名	CCF 評価手法	無効な入力信号の取扱い
ベースケース	ファクタ法	無視しない
ケース1	ファクタ法	無視しない
ケース2	ファクタ法	無視する

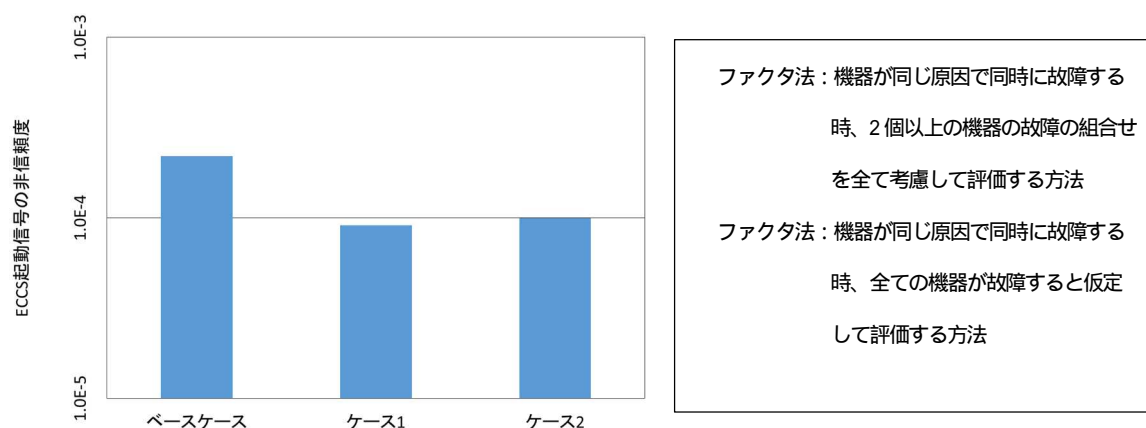


図2.1.4-1 ECCS 起動信号の非信頼度に対する感度解析

Fig.2.1.4-1 Sensitivity Analysis for Unreliability of ECCS startup signal

### 2.1.5 SFPのPRAモデルの整備

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、新規制基準では原子炉だけでなく使用済燃料貯蔵槽（以下、「SFP」という。）で発生する可能性のある事故に対する重大事故対策を要求している。また安全性向上評価では、事業者が要求している個別プラントのPRAの範囲について、PRA手法の成熟状況に応じて拡張するとしており、その中の1つにSFPのPRAも含まれている。このような状況を踏まえ、SFPのPRAに関する技術的知見の蓄積のためにSFPのPRAモデルを整備することとした。本研究では、SFPのPRAモデル整備する上での課題を抽出するために、代表的BWR5プラントを対象に、SFPの内部事象レベル1PRAモデルを構築し、燃料損傷頻度の評価を実施した。本研究では原子炉を対象とした内部事象レベル1PRAの評価手順を参考に図2.1.5-1の評価手順を用いた。用いた評価手順では、SFPの状態が様々な推移することを考慮し、SFPの状態を複数のプラント運転状態（以下、「OSS」という。）に分類して、OSS毎に燃料損傷頻度を評価するところが原子炉を対象としたPRAとは異なっている。

以下ではPRAモデル構築、評価結果を示す。

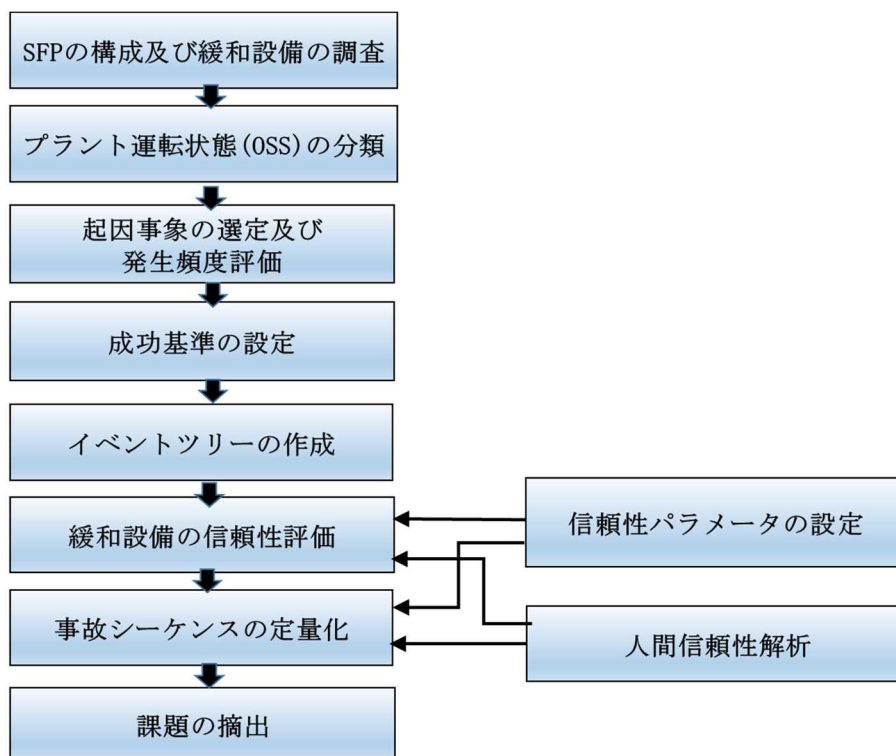


図2.1.5-1 SFPのPRAの評価手順

Fig.2.1.5-1 Evaluation procedure of SFP PRA

## (1) SFP の構成及び緩和設備の調査

代表的 BWR5 プラントの SFP は、原子炉ウエル、蒸気乾燥機・気水分離器ピット（以下、「D/S ピット」という。）とともに原子炉格納容器の上部に設置されている。原子炉の通常運転中は、SFP は原子炉ウエル及び D/S ピットと分離されているが、原子炉の燃料取替時には、SFP は原子炉ウエル及び D/S ピットと接続される。SFP で発生する事故に対する緩和設備を表 2.1.5-1 に示す。SFP に貯蔵されている燃料からの崩壊熱を除去する機能を有する緩和設備としては、燃料プール冷却浄化系（以下、「FPCS」という。）、残留熱除去系（以下、「RHR」という。）及び燃料プール冷却モードがあり、SFP に注水する機能を有する緩和設備としては、復水補給水系（以下、「MUWC」という。）、消火系（以下、「FP」という。）及び消防車がある。

表 2.1.5-1 SFP で発生する事故に対する緩和設備

Table.2.1.5-1 Mitigation systems for accidents that may occur in SFP

緩和機能	緩和設備	機器構成
崩壊熱除去機能 *崩壊熱を熱交換器を介して海水に逃がす機能	燃料プール冷却浄化系 (FPCS)	・ポンプ：電動2台 ・熱交換器：2台
	残留熱除去系 (RHR) (燃料プール冷却モード)	・ポンプ：電動2台 ・熱交換器：2台
補給水機能	復水補給水系 (MUWC)	・ポンプ：電動3台
	消火系 (FP)	・ポンプ： 電動1台, ディーゼル駆動1台 (DDFP)
	消防車	・サイトに数台

## (2) OSS の分類

SFP で発生する事故の進展は、燃料損傷を防止するための緩和設備の運転・待機除外の状態、SFP に貯蔵されている燃料の崩壊熱のレベル、SFP の保有水量等の運転パラメータの状態によって大きく異なる。運転パラメータの状態は、SFP の運転状態により様々に推移する。そのため SFP の PRA では、SFP の運転状態を運転パラメータの類似性等を考慮して複数の OSS に分類し、OSS 毎に燃料損傷頻度を評価する。

本研究では、表 2.1.5-2 に示すように OSS1 から OSS6 までの 6 つの OSS に分類した。原子炉停止中の緩和設備の待機/待機除外の状況、原子炉停止中の OSS の期間は、代表的 BWR5 プラントの標準的な定期検査を対象として停止時 PRA<sup>(参 19)</sup>を参考に設定した。各 OSS の期間は、定格出力運転を 1 年間行った後に標準的な定期検査を行うという運転サイクルを想定し設定した。

SFP の保有水量及び SFP に貯蔵される燃料からの崩壊熱は事故の進展に大きな影響を及ぼす。保有水量が大きいと緩和設備を作動させるまでの余裕時間が長くなる。一方、崩壊熱が大きいと余裕時間が短くなるとともに、崩壊熱除去に必要な緩和設備の必要容

量が大きくなる。本研究で想定したプラント停止後の SFP の崩壊熱及び保有水量を図 2.1.5-2 に示す。SFP の保有水量は、プラント停止直後の OSS2 では保有水量は約 1000 m<sup>3</sup>であるが、燃料取替が行われる OSS3、OSS4 の期間は SFP、原子炉ウエル及び D/S ピットは接続されているため、その保有水量は約 2500 m<sup>3</sup>となる。その後、OSS5 で通常の保有水量に戻る。

SFP に貯蔵される燃料の崩壊熱の算出においては、定期検査の燃料取替期間中の OSS3、OSS4 では 1 炉心分の使用済燃料が原子炉から SFP に移され、燃料取替終了後の OSS5 では 1/4 炉心分の使用済燃料が SFP に残り、3/4 炉心分の使用済燃料及び 1/4 炉心分の新燃料が原子炉へ装荷されると想定した。

表 2.1.5-2 SFP の運転状態の分類

Table 2.1.5-2 Classification of operating states of SFP

原子炉の運転状態	出力 運転中		停止中				出力 運転中	
燃料の状態	燃料取替前		燃料取替中		燃料取替後			
SFPと原子炉ウエル、D/S ピットの接続状態	分離		接続		分離			
海水系の運転状態	2系統運転中		1系統運転中 1系統待機除外		2系統運転中			
運転中の緩和系	FPCS		FPCS 及びRHR		FPCS			
崩壊熱除去の代替系	RHR 2系統	RHR 1系統	無し		RHR 1系統	無し	RHR 1系統	RHR 2系統
SFP 運転状態(OSS)	OSS1	OSS2	OSS3	OSS4	OSS5	OSS6	OSS1	
OSS の期間	365 日	8 日	17 日	20 日	20 日	12 日	365 日	

← 運転サイクル →

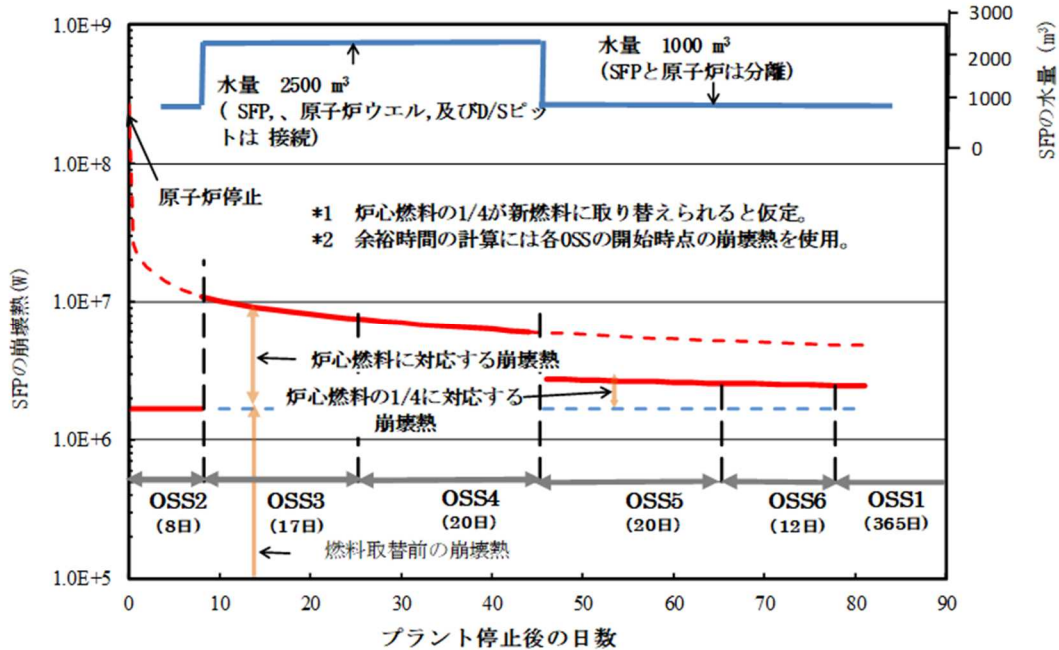


図 2.1.5-2 SFP の崩壊熱及び保有水量

Fig.2.1.5-2 Decay heat and water volume of SFP

(3) 起因事象の選定及び発生頻度の評価

本研究は、SFP の PRA モデル整備のための課題を抽出することが目的であることから、PRA において想定される起因事象のうち代表的な事故である崩壊熱除去機能喪失及び冷却材流出として、以下の3つの起因事象を評価対象とした。

- ・ 運転中の FPCS の故障(FPCS 故障)  
SFP の冷却のために常時運転している FPCS が故障し、崩壊熱除去機能が喪失する事象である。
- ・ 外部電源喪失事象  
外部電源喪失は、上記の FPCS 故障と同様に崩壊熱除去機能が喪失する事象である。外部電源喪失は他の緩和設備に及ぼす影響も大きいので独立した事象とする。
- ・ 運転中の燃料プール冷却浄化系(FPCS)からの冷却材流出(FPCS の LOCA)  
運転中の FPCS からの配管破断等による SFP の冷却材が流出する事象である。

評価対象とする3つの起因事象の発生頻度を表2.1.5-3に示す。FPCS 故障及び FPCS の LOCA は、国内 BWR プラントでの発生例がないため、発生件数を0.5件と仮定し、平成25年3月末までの国内 BWR プラントの運転実績(818炉年)を用いて階層ベイズ法により算出した。外部電源喪失事象の発生頻度は、国内 BWR 及び PWR プラントにおける平成25年3月末までの外部電源喪失の発生回数(6回)と運転炉年(1499炉年)を用いて階層ベイズ法により算出した。各 OSS における起因事象の発生頻度は、これらの発生頻度に各 OSS の時間割合を乗じて算出した。

表2.1.5-3 起因事象発生頻度

Table.2.1.5-3 Initiating event frequency

起因事象			FPCS 故障	外部電源喪失	FPCS の LOCA
発生頻度 (/炉年)			$1.8 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-3}$	$1.8 \times 10^{-3}$
OSS	OSS の期間	運転サイクルに占める各 OSS の時間	OSS 毎の起因事象発生頻度 (/炉年)		
OSS1	365 日	0.83	$1.5 \times 10^{-3}$	$4.1 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$
OSS2	8 日	0.018	$3.2 \times 10^{-5}$	$9.0 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-5}$
OSS3	17 日	0.038	$6.8 \times 10^{-5}$	$1.9 \times 10^{-4}$	$6.8 \times 10^{-5}$
OSS4	20 日	0.045	$8.0 \times 10^{-5}$	$2.3 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-5}$
OSS5	20 日	0.045	$8.0 \times 10^{-5}$	$2.3 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-5}$
OSS6	12 日	0.027	$4.8 \times 10^{-5}$	$1.4 \times 10^{-4}$	$4.8 \times 10^{-5}$
合計	442 日	1.0	-	-	-

(4) 成功基準の設定

成功基準として、事故を収束させるための緩和設備の種類及び最小必要系統数、緩和設備作動までの余裕時間、並びに使命時間を OSS 毎及び起因事象毎に設定する。

評価対象とする3つの起因事象のうち、FPCS 故障及び外部電源喪失事象については、事象を収束させ燃料の損傷を防止する機能として、崩壊熱除去機能と補給水機能のどちらかに成功する必要がある。FPCS の LOCA については、冷却材の流出があるため、崩壊熱除去機能のみでは燃料の損傷を防止できず、補給水機能が必要である。事故を収束するために必要な緩和設備は、OSS 毎、起因事象毎に、緩和設備の待機/待機除外の状態を考慮し、緩和設備の性能に基づいて設定する。成功基準の例として、OSS 期間が365日でも最も長い OSS1 と、海水系の点検が行われている OSS5 の成功基準を表 2.1.5-4 に示す。

表 2.1.5-4 OSS1 及び OSS5 における成功基準

Table.2.1.5-4 Success criteria of OSS1 and OSS5

起因事象		OSS1		OSS5	
		崩壊熱除去機能	補給水機能	崩壊熱除去機能	補給水機能
FPCS故障		RHR(B)	1/3MUWC, 1/2FP, 又は 消防車	無し	MUWC(B), 1/2FP, 又は消防車
外部 電源 喪失 事象	電源区分2区分 使用可能	1/2FPCS 又は RHR(B)	1/3MUWC, 1/2FP, 又は 消防車	片系統点検中	片系統点検中
	電源区分1区分 使用可能	1/1FPCS	1/2MUWC (区分1使用可), 1/1MUWC (区分2使用可), 1/2FP, 又は 消防車	FPCS(B)	MUWC(B), 1/2FP, 又は 消防車
	電源区分2区分 使用不能	無し	1/1FP 又は 消防車	無し	1/1FP 又は 消防車
FPCSのLOCA		無し	1/3MUWC, 1/2FP, 又は 消防車	無し	MUWC(B), 1/2FP, 又は 消防車

緩和設備作動までの余裕時間は、OSS 毎に簡易的な熱水力計算を用いて算出した。表 2.1.5-5 に OSS 毎及び起因事象毎の余裕時間を示す。余裕時間の算出に際し、緩和設備の制限条件として、崩壊熱除去機能のうち、FPCS は SFP 水温が 65 以下で使用可能で、RHR は SFP 水温が 100 以下で使用可能と仮定した。また MUWC、FP 及び消防車による補給水機能については、作業員の被ばく上の制限を考慮して、SFP 水位が燃料頂部より 5m 以上あることが必要と仮定した。

使命時間は、原子炉を対象とした内部事象レベル 1PRA と同様に 24 時間とした。

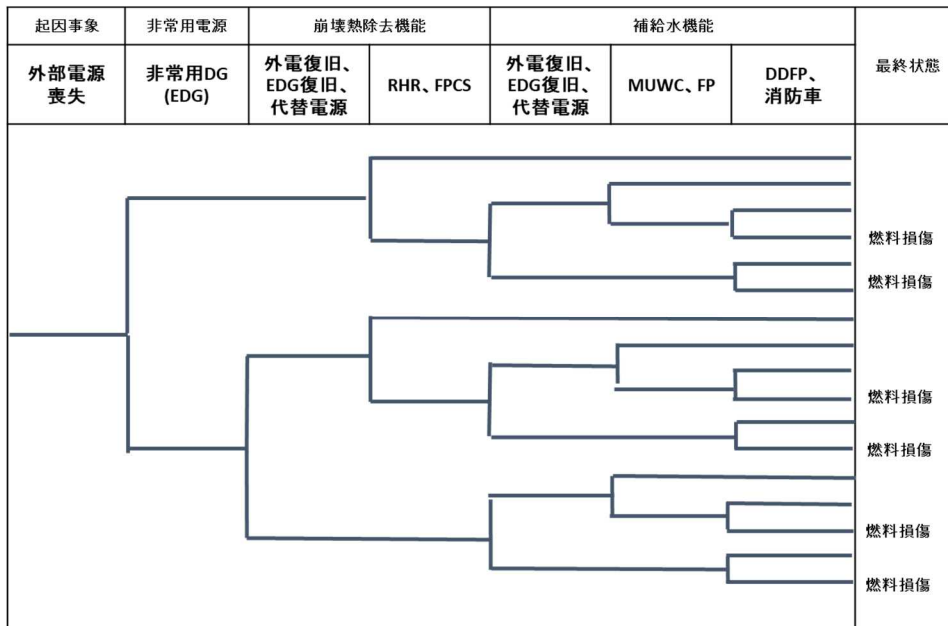
表 2.1.5-5 OSS 毎の緩和設備作動までの余裕時間

Table.2.1.5-5 Allowed time to initiate mitigation systems for each OSS

起因事象	緩和機能及び緩和設備 (緩和設備の制限条件)	OSS 毎の余裕時間 (時間)					
		OSS1	OSS2	OSS3	OSS4	OSS5	OSS6
FPCS 故障 及び 外部電源 喪失事象	FPCS による崩壊熱除去機能 (SFP 水温: 65 以下)	7h	10h	4h	6h	6h	7h
	RHR による崩壊熱除去機能 (SFP 水温: 100 以下)	24h	35h	13h	19h	21h	23h
	MUWC、FP、消防車による補給水機能 (SFP 水位: 燃料頂部より 5m 以上)	120h	176h	58h	83h	107h	116h
FPCS の LOCA	MUWC、FP、消防車による補給水機能 (SFP 水位: 燃料頂部より 5m 以上)	114h	168h	55h	80h	103h	111h

#### (5) イベントツリーの作成

(4) で設定した成功基準に基づいて、OSS 毎の事故の進展をイベントツリーで展開した。作成したイベントツリーの例として、外部電源喪失事象に対する機能イベントツリーを図 2.1.5-3 に示す。イベントツリーのヘディングは、非常用電源、崩壊熱除去機能、補給水機能で構成されている。



DDFP: ディーゼル駆動の消火ポンプ

図 2.1.5-3 外部電源喪失事象の機能イベントツリー

Fig.2.1.5-3 Functional event tree for loss of offsite power

(6) 信頼性パラメータの設定

(8) 緩和設備の信頼性評価及び(9) 事故シーケンスの定量化に用いる信頼性パラメータは、国内故障率データ(参20)を用いた。共通原因故障のモデル及びパラメータは米国NRCの共通原因故障に関する研究(参21)を参考に設定した。

(7) 人間信頼性解析

(8) 緩和設備の信頼性評価及び(9) 事故シーケンスの定量化に用いる人的過誤確率は、THERP手法(参17)に基づいて設定した。人的過誤は事故前過誤と事故後過誤を考慮し、事故後過誤については、診断過誤と操作過誤を考慮する。

事故前過誤

事故前過誤として、水位センサー、圧力センサー等の計器の誤校正と、電動弁、手動弁等の試験又は保守後の復旧失敗を考慮する。ただし、FPCS、MUWC等の常時運転している緩和設備については、これらの事故前過誤を考慮しない。

事故後過誤

事故後過誤のうち診断過誤については、(4) 成功基準の設定で計算した緩和設備作動までの余裕時間をTHERPの時間診断曲線に適用して診断過誤確率を求める。ただし、THERPの時間診断曲線は余裕時間が25時間までのデータしかないため、余裕時間が25

時間以上の場合は 25 時間の診断失敗確率を用いた。診断過誤確率の例として、外部電源喪失事象に対する診断過誤確率を表 2.1.5-6 に示す。

操作過誤については、THERP 手法に基づいて行動形成因子、並びにタスク間及び運転員間の依存性を仮定して、RHR(燃料プール冷却モード)、FPCS ポンプ手動起動、MUWC ポンプ手動起動、FP ポンプ手動起動の操作過誤率を求めた。作業手順などの詳細情報がない、消防車による注水操作、代替電源供給操作については工学的な判断により 0.01 とした。操作過誤確率の例を表 2.1.5-7 に示す。

表 2.1.5-6 外部電源喪失事象における診断過誤確率

Table.2.1.5-6 Diagnosis error probabilities for loss of offsite power

緩和機能		OSS	余裕時間 (時間)	診断過誤確率 (平均値)
崩壊熱除去機能	冷却手段が FPCS の場合 (SFP 水温 65 までに作動)	OSS1	7	$2.1 \times 10^{-4}$
		OSS2	10	$1.6 \times 10^{-4}$
		OSS3	4	$3.2 \times 10^{-4}$
		OSS4	3	$2.7 \times 10^{-4}$
		OSS5	6	$2.4 \times 10^{-4}$
		OSS6	6	$2.4 \times 10^{-4}$
	冷却手段が RHR の場合 (SFP 水温 100 までに作動)	OSS1	23	$9.0 \times 10^{-5}$
		OSS2	34	$8.5 \times 10^{-5}$
		OSS3	13	$1.4 \times 10^{-4}$
		OSS4	19	$1.0 \times 10^{-4}$
		OSS5	21	$9.6 \times 10^{-5}$
		OSS6	22	$9.3 \times 10^{-5}$
補給水機能 (SFP 水位が燃料打頂部より 5m 以下になる前に作動)		全 OSS 共通	25 以上	$8.5 \times 10^{-5}$

表 2.1.5-7 操作過誤確率

Table.2.1.5-7 Operating error probabilities

操作過誤	過誤確率 (平均値)
RHR (燃料プール冷却モード) 手動起動	$1.1 \times 10^{-3}$
MUWC ポンプ 1 台手動起動	$6.4 \times 10^{-4}$
FP ポンプ 1 台手動起動	$6.4 \times 10^{-4}$
消防車による注水操作	0.01
代替電源供給操作	0.01

(8) 緩和設備の信頼性評価

事故シーケンスの定量化のため緩和設備のフォールトツリーを作成し、システム信頼性評価を行った。フォールトツリーを作成した緩和設備は、FPCS、RHR の燃料プール冷却モード、MUWC、FP、消防車、電源系、原子炉補機冷却水系 (以下、「RCW」という。) 残留熱除去サービス水系 (以下、「RHRSW」という。) である。

### (9) 事故シーケンスの定量化

本研究では、小イベントツリー/大フォールトツリー法を用いて OSS 毎の燃料損傷頻度を算出した。燃料損傷頻度の算出は WinNUPRA を用いた。

算出した OSS 毎及び起因事象毎の燃料損傷頻度を図 2.1.5-4 に示す。全燃料損傷頻度は  $8.0 \times 10^{-7}$ /炉年となった。全燃料損傷頻度に対する OSS の寄与割合を図 2.1.5-5 に示す。OSS1 が全体の 78%を占め寄与が大きい。全燃料損傷頻度に対する起因事象別の割合を図 2.1.5-6 に示す。外部電源喪失が全体の 62%を占め寄与が大きい。OSS1 における外部電源喪失事象の燃料損傷頻度は  $3.7 \times 10^{-7}$ /炉年で、全燃料損傷頻度に占める割合は 46%である。OSS1 における外部電源喪失事象の寄与が大きくなった理由は、外部電源喪失事象の年間の発生頻度が他の事象に比べて大きく、さらに OSS1 の期間が他の OSS に比べて大きいこと、すべての OSS 及び起因事象において、緩和設備の作動に係る診断過誤の寄与が大きく、OSS 及び起因事象別の条件付燃料損傷確率に大きな相違はないことが挙げられる。

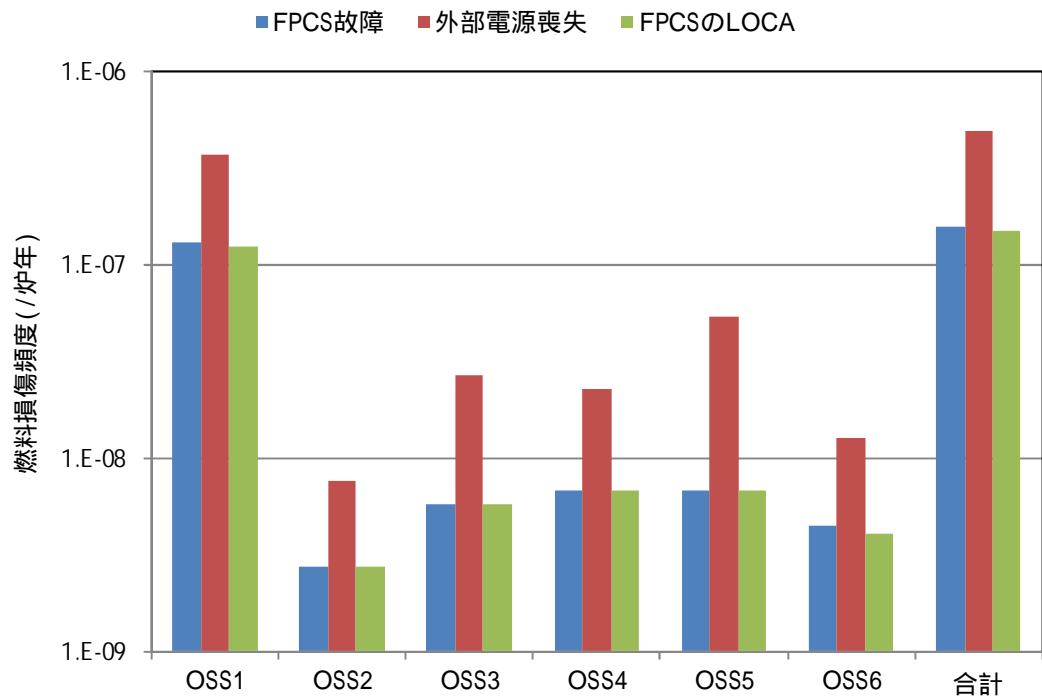


図 2.1.5-4 OSS 毎、起因事象毎の燃料損傷頻度

Fig.2.1.5-4 Fuel damage frequency in each OSS and each initiating event

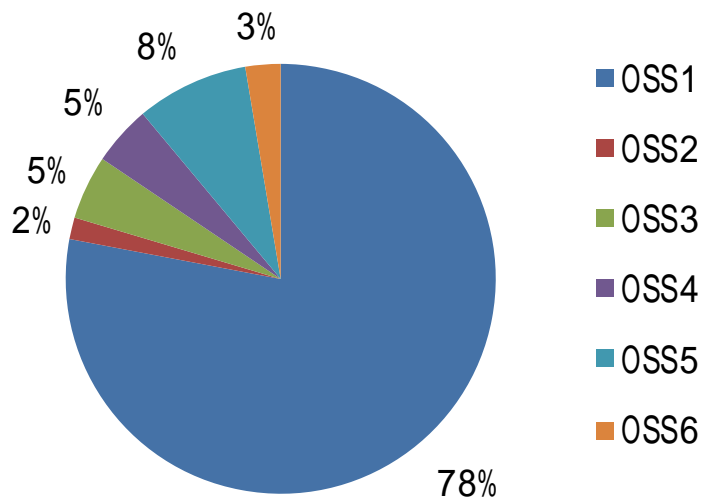


図 2.1.5-5 OSS 毎の寄与割合  
Fig.2.1.5-5 Contribution ratio of each OSS

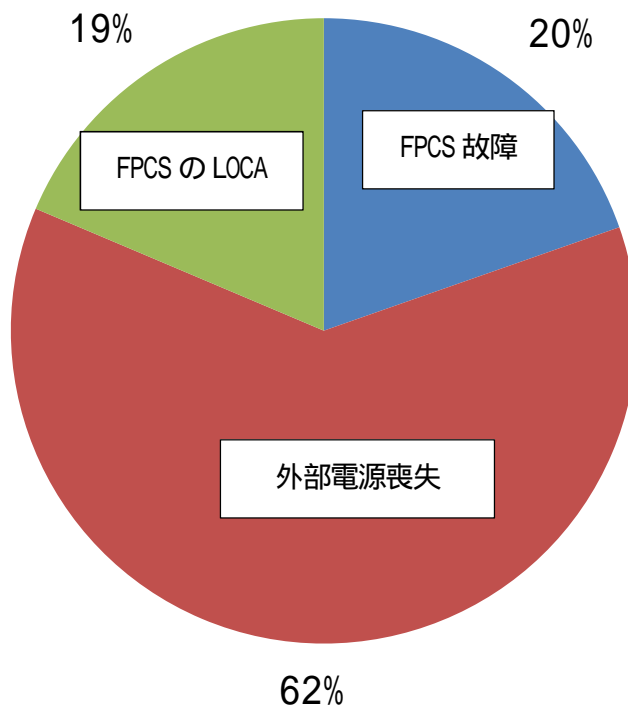


図 2.1.5-6 起因事象毎の寄与割合  
Table.2.1.5-6 Contribution ratio of each initiating event

#### (10) まとめ

本研究では、SFP の PRA モデル整備のための課題を抽出するため、代表的 BWR5 プラントの SFP の内部事象レベル 1PRA モデルを構築し、燃料損傷頻度の評価を行った。その結果、原子炉を対象とした内部事象レベル 1PRA の評価手法を参考として、SFP の PRA モデルを構築できることを確認した。また、全燃料損傷頻度に対して人的過誤の寄与が大きく、人的過誤の評価手法に係る課題が明らかになった。

## 2.2 クリアリングハウスでの PRA 活用のためのモデル整備

国内外の原子力施設の運転経験情報を収集・分析しているクリアリングハウスにおける PRA の活用を促進するための研究の一環として、整備済みの BWR5 プラントの PRA モデル（以下、「従来モデル」という。）に加え、新たに設計の異なる BWR5 プラントの PRA モデル（以下、「新規モデル」という。）を構築した。これまで全ての BWR5 プラントに対して従来モデルを使用して評価していたが、同じ BWR5 でも安全上重要な設備の設計が異なるプラントが存在することから、評価の精緻化を目的に、新たにモデルを作成したものである。新規モデルにおける従来モデルからの変更点は、補機冷却系モデルの変更、起因事象の追加、格納容器ベントモデルの変更である。

補機冷却系モデルの変更では、従来モデルと新規モデルの対象プラントの補機冷却系における以下の設計の違いを反映した。従来モデルの対象プラントでは補機冷却系は常用と非常用に独立した設計であるのに対し、新規モデルの対象プラントでは、常用と非常用を共有した設計である。従来モデルの対象プラントでは、非常用補機冷却系は残留熱除去冷却系（以下、「RHRC」という。）と非常用ディーゼル発電設備冷却系（以下、「EECW」という。）で構成され、非常用炉心冷却系（以下、「ECCS」という。）のうち RHR、低圧炉心スプレイ系（以下、「LPCS」という。）の機能確保には RHRC と EECW の両方の系統が必要な設計となっている。一方、新規モデルの対象プラントでは、補機冷却水系 1 系統で RHR、LPCS の機能が維持できる。従来モデルと新規モデルでは、構成する設備・機器の台数が異なる。

起因事象の追加は、上記のように補機冷却系の設計が異なることを受けて行った。従来モデルの対象プラントでは、運転中の補機冷却系は同時に非常用設備の機能喪失とならないことから初期に PCS が使用不可能な過渡事象に含めて評価してきた。一方、新規モデルの対象プラントは、補機冷却系を常用・非常用で共有した設計であり、補機冷却系の機能喪失は同時に非常用設備の機能喪失となるため、これまでのように PCS が使用不可能な過渡事象には含めず、新たに補機冷却系機能喪失事象として起因事象として加えた。

格納容器ベントモデルの変更は、ベント実施時に必要となる操作弁数の相違に基づくものである。耐圧ベントラインを使用する場合には、非常用ガス処理系へのライン隔離として、弁の閉操作が必要である。閉操作を行う弁数は、従来モデルの対象プラントでは 4 弁であるのに対し、新規モデルの対象プラントでは 1 弁となっている。操作弁が少ないことにより、設備の機能喪失確率が小さくなるに加え、運転員の格納容器ベントの操作手順が少なく、操作失敗の確率は小さくなる。

図 2.2-1 に新規モデルと従来モデルを用いて定量化した CDF の比較を示す。図 2.2-1 に示すとおり、新規モデルの全炉心損傷頻度は、従来モデルの全炉心損傷頻度の約 65% となった。また、図 2.2-2 に、従来モデルと新規モデルの起因事象別炉心損傷頻度の寄与割合を示す。新規モデルの寄与割合では、従来モデルと比較して外部電源喪失の割合が小さ

くなっている。また、新たに加えた起因事象である補機冷却系の機能喪失の寄与は、他の起因事象に比べて小さい。

新規モデルで全炉心損傷頻度が低下した要因について、図 2.2-3 に示す ECCS(RHR、LPCS)冷却、DG 冷却及び格納容器ベントの設備機能の非信頼度において、従来モデルと新規モデルの比較に基づき分析を行った。

新規モデルの補機冷却系の非信頼度（機能喪失の確率）は、ECCS 冷却機能及び DG 冷却機能において従来モデルの約 67%であり、新規モデルは従来モデルと比べて機能喪失し難い設計といえる。従来モデルと新規モデルについて、設備の機能を維持するために必要な機器の基数と設置機器数の比較を表 2.2-1 に示すが、全ての設備において、従来モデルより新規モデルの方が機能維持に必要な機器数に対して設置機器数が多く、信頼性の高い設計になっている。特に、単機設置であった EECW ポンプ、EECW 熱交換器及び海水ストレーナが多重化されていることにより、ECCS 冷却機能及び DG 冷却機能の信頼性が向上している。

表 2.2-1 設備の冷却に必要な機器数と設置機器数

Table 2.2-1 Number of equipment required for equipment cooling and number of installed equipment

設備	従来モデル	新規モデル
ECCS (RHR、LPCS)	RHRC ポンプ : 1 台 (2 台) EECW ポンプ : 1 台 (1 台)	ポンプ : 1 台 (3 台)
DG	EECW ポンプ : 1 台 (1 台)	ポンプ : 1 台 (3 台)
補機冷却	RHRC 熱交換器 : 1 基 (2 基) EECW 熱交換器 : 1 基 (1 基) 海水ストレーナ : 1 基 (1 基)	熱交換器 : 1 基 (3 基) 海水ストレーナ : 1 基 (3 基)

注：表中の（ ）内は設置機器数

格納容器ベント操作時の操作弁数は、従来モデルの 4 弁に対して新規モデルでは 1 弁である。操作する弁が少ないことから、運転員の操作失敗確率が低下し、非信頼度は従来モデルの約 63%となり、格納容器ベント機能の信頼性が向上した。

以上より、新規モデルでは、新たな起因事象として補機冷却系の機能喪失を加えたことで定性的には CDF は増加する方向ではあるが、補機冷却系の系統構成の違いや格納容器ベント操作の簡素化により信頼性が向上したために、従来モデルに比べて新規モデルの全炉心損傷頻度は低下した。

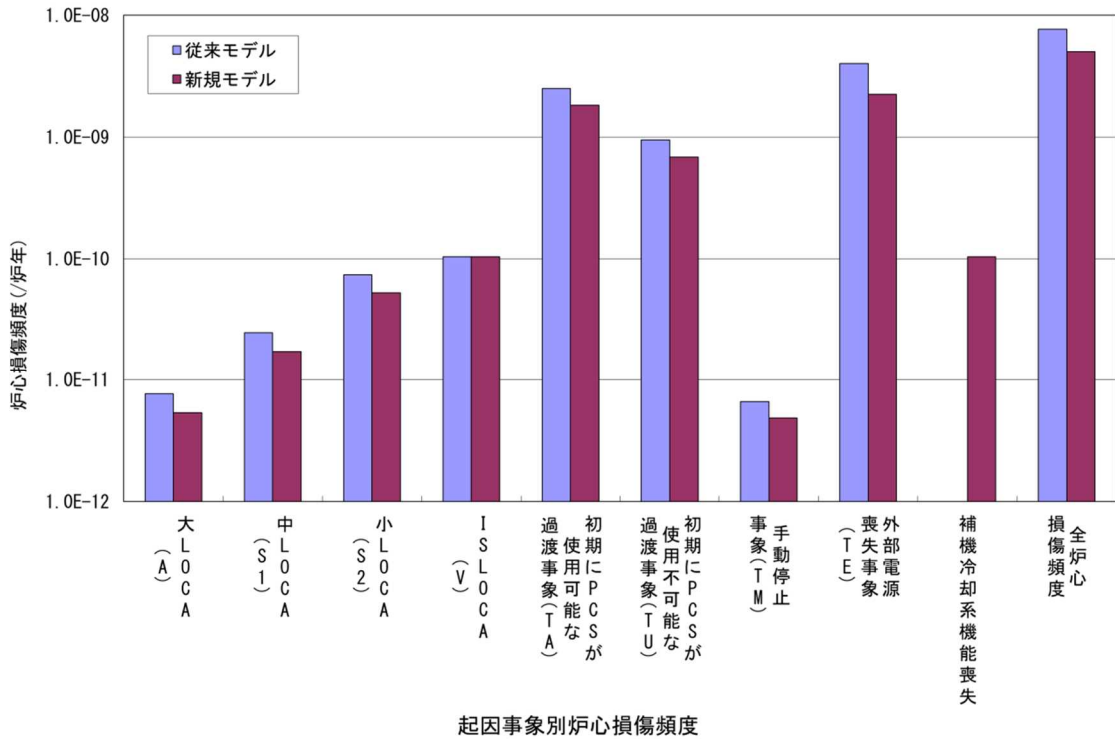


図 2.2-1 炉心損傷頻度の比較

Fig. 2.2-1 Comparison of core damage frequencies

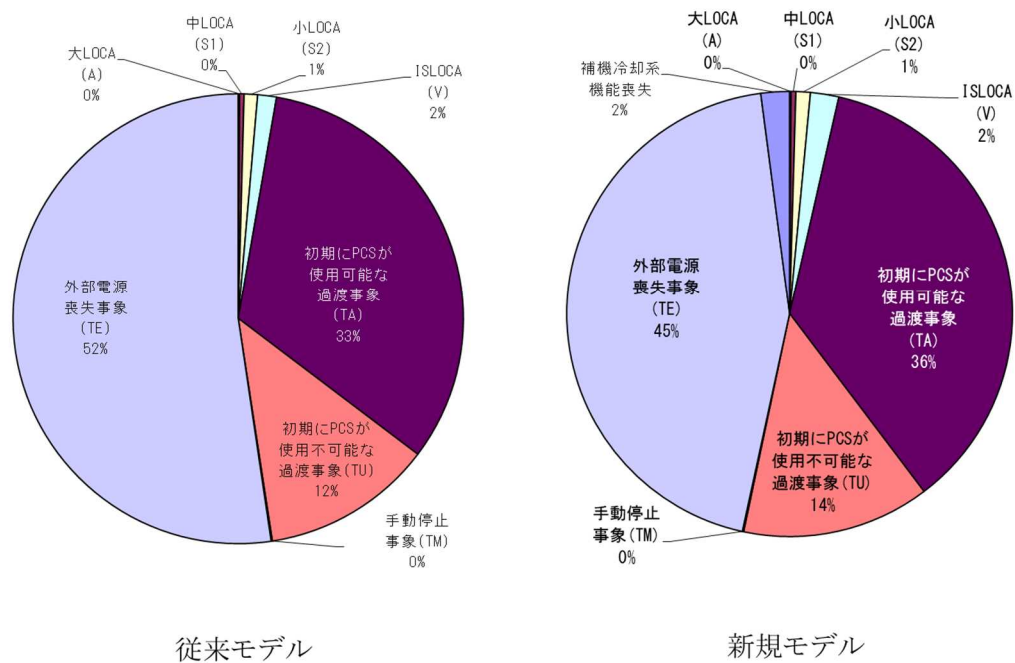


図 2.2-2 起因事象別炉心損傷頻度の寄与割合

Fig. 2.2-2 Core damage frequency ratio of each initiating event

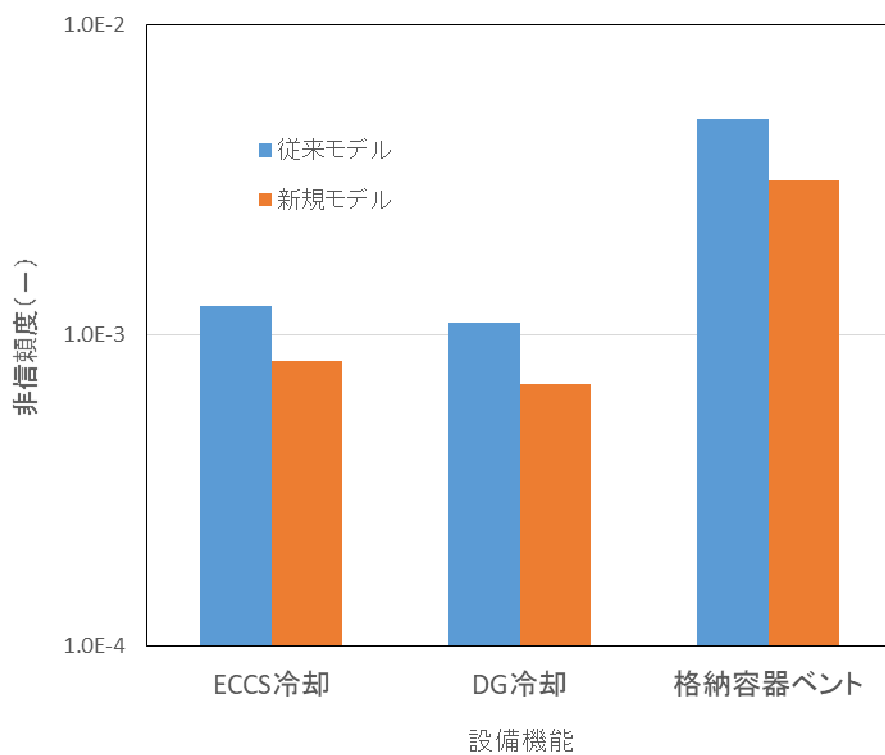


図 2.2-3 設備機能の非信頼度の比較

Fig. 2.2-3 Comparison of unavailability of system function

## 2.3 検査制度における PRA の活用のためのツールの整備

検討を進めてきた新たな検査制度では、原子力規制庁は検査指摘事項の重要度評価を行い、この結果に基づいて規制上の対応措置を決定するとしている。重要度評価はいくつかの観点から行われるが、このうち、原子力施設安全への影響評価では、リスクの定量的な評価が必要で、かつ PRA を活用した定量的なリスク評価が可能と判断された検査指摘事項については、PRA を活用した定量的なリスク評価を行うこととしている。本研究では、出力運転時の内部事象レベル 1PRA を活用した定量的なリスク評価を支援するツール（以下、「リスク評価ツール」という。）の整備を目的に、リスク評価ツールの整備方針について、いくつかの案を策定した。またこれらの案の中から簡易的な手法でリスクを評価するツール（以下、「簡易リスク評価ツール」という。）を整備することとし、この評価ツールの基本設計を行った。以下では、リスク評価ツールの整備方針に関する検討結果、並びに簡易リスク評価ツールの基本機能及び評価の流れについて検討した結果を示す。

### (1) リスク評価ツールの整備方針

リスク評価ツールの整備方針として、リスクを簡易的な手法で評価するツール(案1)と、詳細な PRA 計算コードである NUPRA を活用した評価ツール(案2)及び SAPHIRE を活用した評価ツール(案3)の3案について検討した。

#### (案1) 簡易リスク評価ツール

NUPRA 等の PRA 計算コードを用いて算出された事故シーケンスのミニマルカットセット（炉心損傷に至る起因事象と機器故障等の組合せ。以下「MCS」という。）を用いて、検査指摘事項に伴う CDF の変化量（ $\Delta CDF$ ）変化割合（ $\Delta CDF/CDF$ ）及び CCDP の指標の値を計算し、計算された指標に基づいて重要度評価を行うツール

#### (案2) NUPRA を活用したリスク評価ツール

NUPRA により検査指摘事項に伴う CDF の変化量（ $\Delta CDF$ ）変化割合（ $\Delta CDF/CDF$ ）及び CCDP のの指標の値を計算し、計算された指標に基づいて重要度評価を行うツール

#### (案3) SAPHIRE を活用したツール

米国 NRC が重要度評価に用いている SAPHIRE を導入し、SAPHIRE の重要度評価機能を用いて重要度を評価するツール

上記の3案の長所、短所を表2.3-1に示す。検討の結果、検査官が現場で使用する場合も想定し、操作が容易で計算時間が短時間である(案1)の簡易リスク評価ツールを整備することとした。

表 2.3-1 リスク評価ツールの長所、短所  
Table.2.3-1 Advantages and disadvantages of risk evaluation tools

リスク評価ツール (案)	プリ処理機能/CDF 計算処理機能 /ポスト処理機能	計算精度	ツール 開発期間	計算時間	長所	短所	導入に必要な作業
(案1) 簡易リスク評価ツール	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プリ処理/CDF 計算処理/ポスト処理は新たに開発が必要</li> <li>・ CDF 計算処理機能では、NUPRA で既に算出済みのMCSを用いて入力した条件に基づいて、MCS を再計算し、CDF を計算。</li> </ul>	計算ケースによっては計算精度が落ちる可能性あり。	開発に半年程度	数分程度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 検査官及び専門検査官が手軽に操作可能。</li> <li>・ 機能追加、判定基準の変更等の改良が容易</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用するNCSを算出する際に、打ち切りで切り捨てられたMCSの再算出はできないため、精度が悪くなる場合がある。</li> <li>・ PRA モデルを変更できないので、複雑な事象には対応できない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プリ処理機能 / CDF 処理機能 / ポスト処理機能の開発</li> </ul>
(案2) NUPRA を活用したリスク評価ツール	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ CDF 計算処理機能としてNUPRA を使用</li> <li>・ プリ処理/ポスト処理機能は新たに開発が必要</li> </ul>	問題なし	開発に半年程度	約1時間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUPRA で PRA データを整備中であり、SAPHIRE を使用する場合と異なり PRA データを変換する必要がない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プリ処理機能及びポスト処理機能を作成する必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プリ処理機能 / ポスト処理機能の開発</li> </ul>
(案3) SAPHIRE を活用したリスク評価ツール	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ プリ処理機能 / ポスト処理機能は既に有している。</li> <li>・ CDF / CDF の計算機能の追加が必要</li> <li>・ 判定基準を変更する機能の追加が必要</li> </ul>	問題なし	開発に1年程度	約1時間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重要度評価用のプリポスト処理機能があり操作が簡単</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUPRA の PRA データを SAPHIRE 用に交換することが必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUPRA の PRA データの交換</li> <li>・ CDF / CDF 計算、判定基準の変更等のポスト処理機能の追加が必要</li> </ul>

## (2) 簡易リスク評価ツールの基本機能

簡易リスク評価ツールの概念設計(使用目的、使用者、使用方法等)を行い、簡易リスク評価ツールの基本機能を設計した。以下に簡易リスク評価ツールの基本機能を示す。

### 評価対象とする検査指摘事項及びその分類

簡易リスク評価ツールで評価対象とする検査指摘事項は以下の4つの事象に分類される。

- ・ 異常発生防止機能の喪失(起因事象の発生)  
PRAでモデル化されている起因事象が発生するもの
- ・ 異常発生防止機能の劣化(起因事象発生頻度の増加)  
PRAでモデル化されている起因事象の発生頻度が増加するもの
- ・ 異常影響緩和機能の喪失(機器故障の発生)  
PRAでモデル化されている機器の故障が発生するもの
- ・ 異常影響緩和機能の劣化(機器故障確率の増加)  
PRAでモデル化されている機器の機能喪失確率が増加するもの

### 重要度評価で用いる定量的な指標

重要度評価に用いる定量的な指標は、 $\lambda$ に示す検査指摘事項の分類に応じて異なる。異常発生防止機能の喪失(起因事象の発生)では、CCDPを用いる。また異常発生防止機能の劣化(起因事象発生頻度の増加)、異常影響緩和機能の喪失(機器故障の発生)、異常影響緩和機能の劣化(機器故障確率の増加)では、CDFの変化量( $\Delta CDF$ )及び変化割合( $\Delta CDF/CDF$ )を用いる。

### 指標の計算方法

簡易リスク評価ツールは、評価対象とするプラントのレベル1PRAから得られる以下に示す3種類のデータを内蔵する。これらのデータを用いてCCDP、 $\Delta CDF$ 及び $\Delta CDF/CDF$ を計算する。

- ・ 基事象データ  
基事象はレベル1PRAでモデル化されている機器故障等の最も下位の事象である。基事象データは基事象毎の番号と、基事象毎の機器故障率等のデータから構成されている。
- ・ ミニマルカットセット(MCS)  
炉心損傷に至る起因事象と機器故障等の基事象の組合せ
- ・ 基本ケースのCDF(/炉年)( $CDF_{BS}$ )

指標の計算手順は次の通りである。

- a. 評価対象とする検査指摘事項に係る以下のデータを入力する。
  - ・ 検査指摘事項の分類( 起因事象発生、起因事象発生頻度増加、機器故障、機器故障確率増加 )
  - ・ 発生した起因事象又は起因事象発生頻度の増加割合
  - ・ 故障した機器及び機器故障確率の増加割合
- b. 入力データに基づいて MCS を再算出する。
- c. 入力データに基づいて基本ケースの基事象データの値を変更する。
- d. 再算出した MCS 及び変更した基事象データに基づいて、起因事象が発生している場合はCCDP を計算する。起因事象が発生していない場合は、CDF(CDF<sub>A</sub>) を計算する。
- e. 下記の式で CDF 及び CDF/CDF を計算する。
  - ・  $CDF = CDF_A - CDF_{BS}$
  - ・  $CDF/CDF = CDF / CDF_{BS}$

#### 重要度の決定方法

検査指摘事項の重要度は、 で計算した指標の値と、指標の値で設定される重要度の評価区分に基づいて決定する。簡易リスク評価ツールでは、重要度の評価区分を自由に変更できる。重要度の評価区分の例を表 2.3-2 に示す。

表 2.3-2 重要度の評価区分の例

Table.2.3-2 Example of evaluation classification of significance

検査指摘事項の 重要度評価区分		指標及び値		
		CCDP	CDF(/炉年)	CDF/CDF
<b>赤</b>	安全確保の機能・性能への影響が大きく、施設の使用などが許容できない水準	$CCDP > 10^{-4}$	$CDF > 10^{-4}$	$CDF/CDF > 100$
<b>黄</b>	安全確保の機能・性能への影響があり、安全裕度の低下が著しい水準	$10^{-4}$ CCDP	$10^{-4}$ CDF	100 CDF/CDF
<b>白</b>	安全確保の機能・性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準	$10^{-5}$ CCDP	$10^{-5}$ CDF	10 CDF/CDF
<b>緑</b>	安全確保の機能・性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の是正プログラムにより改善すべき水準	$10^{-6}$ CCDP	$10^{-6}$ CDF	1 CDF/CDF

### (3) 簡易リスク評価ツールにおける評価の流れ

簡易リスク評価ツールにおける評価の流れを図 2.3-1 に示す。簡易リスク評価ツールにおける評価の流れは、「データ入力」、「指標の計算及び重要度の判定」及び「計算結果出力」の3つのブロックから構成されている。評価の流れは次の通りである。

#### 「データ入力」

評価ツールを起動し、図 2.3-2 のような「メイン画面」を表示する。

「データ入力」を選択し、図 2.3-3 に示すような「データ入力画面」を表示する。

画面に従って必要なデータを入力する。

#### 「指標の計算及び重要度の判定」

「メイン画面」に戻り「指標の計算及び重要度の判定」を選択する。入力データに基づいて、発生頻度又は機能喪失確率を変更する基事象 ID が抽出される。

抽出した基事象 ID に対応する発生頻度又は機能喪失確率に変更され、変更基事象データファイルが作成される。

対象プラントの基本ケースの NUPRA で算出された MCS はファイル(EQN ファイル)に保存されている。変更基事象データに基づいて、EQN ファイルに保存されている MCS を用いて新しい MCS が再算出され、再算出された MCS は MCS ファイルに格納される。

再算出した MCS、指標計算用データファイル及び変更基事象データファイルを用いて、CDF 又は CCDP が計算され、結果ファイルに格納される。

結果ファイル(基本ケース)に格納されている基本ケースの CDF 又は CCDP と、で計算された対象ケースの CDF 又は CCDP を用いて指標が計算される。

で計算された指標について、重要度評価区分の判定基準ファイルのデータに照らして事象の重要度の評価区分の判定が行われる。

#### 「計算結果の出力」

「メイン画面」で「評価結果の表示」を選択し、図 2.3-4 に示すような「結果表示画面」を表示する。主要な入力、指標計算結果、重要度の評価区分の判定結果が画面及び出力ファイルに出力される。

「メイン画面」で「閉じる」を選択し簡易リスク評価ツールを終了する。

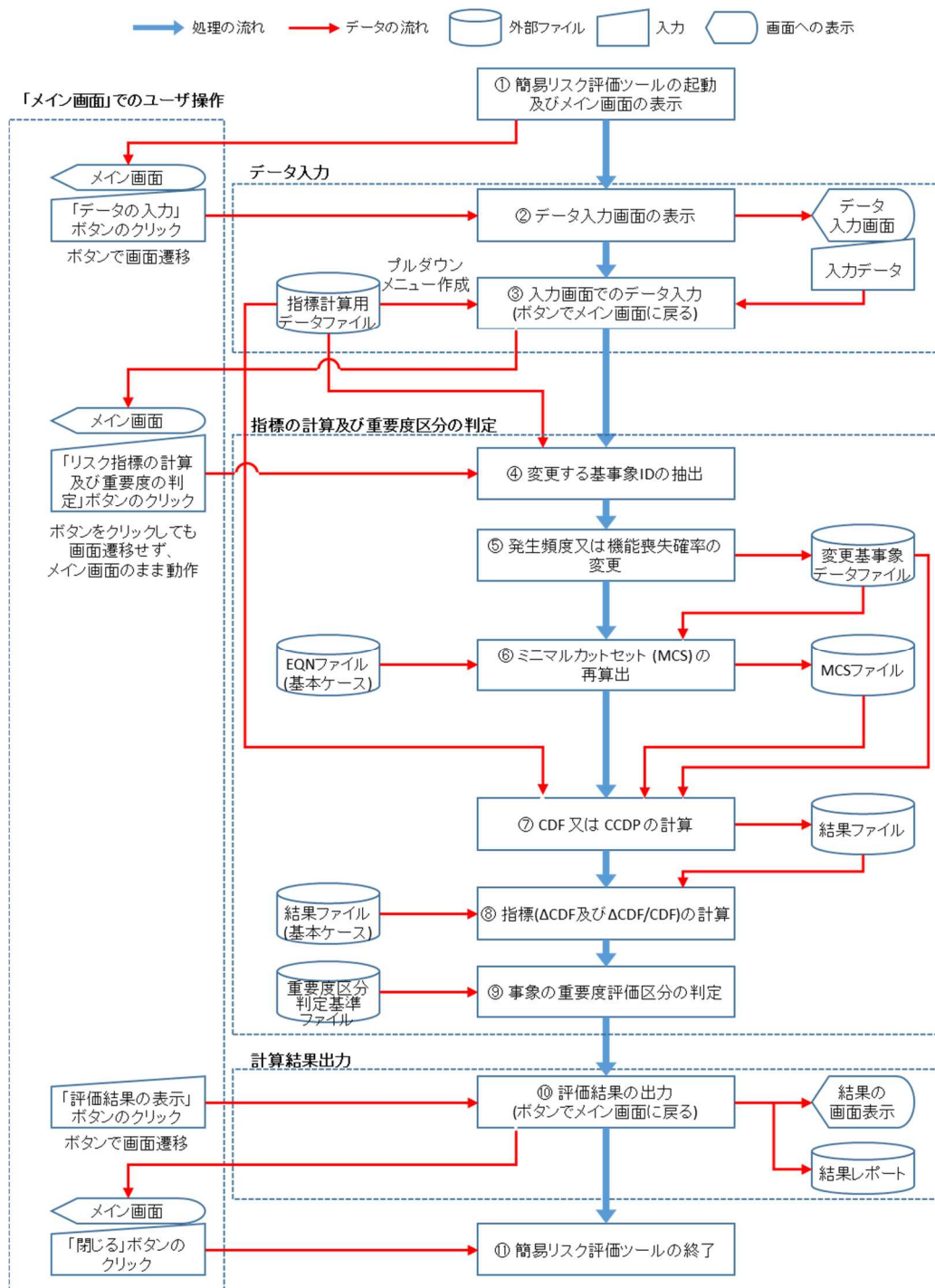


図 2.3-1 簡易リスク評価ツールの評価の流れ

Fig.2.3-1 Calculation flow of simple evaluation tool

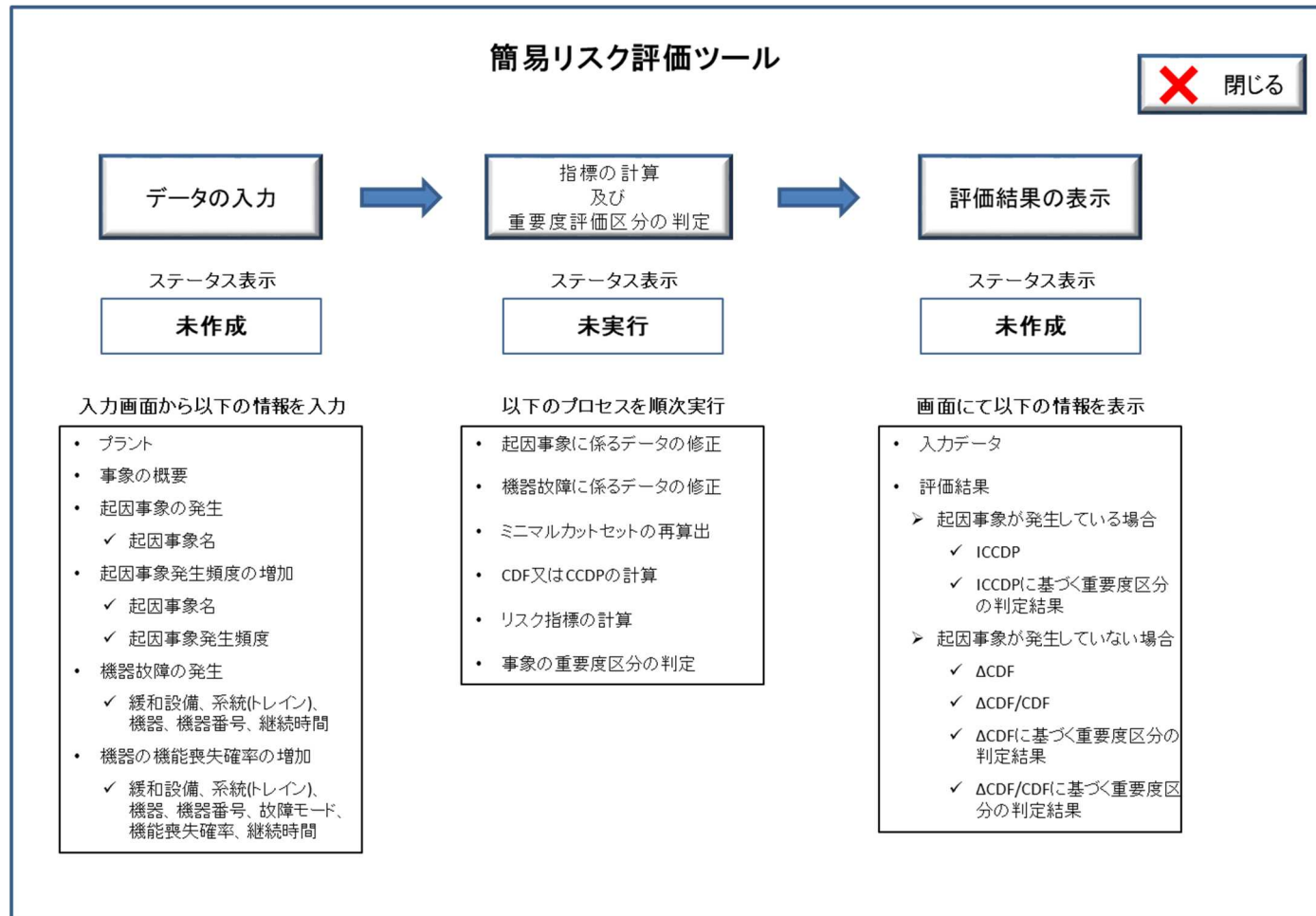


図 2.3-2 簡易リスク評価ツールのメイン画面

Fig.2.3-2 Main screen of simple evaluation tool

**データ入力画面**

プラント

事象の概要

起回事象の発生の有無    なし     あり     起回事象名

「起回事象の発生の有無」と「起回事象発生頻度の増加の有無」について、両方同時に「あり」を選択することはできない

起回事象発生頻度の増加の有無    なし     あり     起回事象名     起回事象発生頻度  / 炉年

機器故障の発生の有無    なし     あり

	緩和設備	系統(トレイン)	機器	機器番号	継続時間 (h)
1	▼	▼	▼	▼	▼
2	▼	▼	▼	▼	▼
3	▼	▼	▼	▼	▼
4	▼	▼	▼	▼	▼
5	▼	▼	▼	▼	▼

機器の機能喪失確率の増加の有無    なし     あり

	緩和設備	系統(トレイン)	機器	機器番号	故障モード	機能喪失確率	継続時間 (h)
1	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
2	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
3	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
4	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
5	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼

図 2.3-3 簡易リスク評価ツールの入力画面

Fig.2.3-3 Date input screen of simple evaluation tool

入力データ
結果レポートの保存

### 結果表示画面

プラント  事象の概要

起回事象 起回事象名

発生頻度

機器故障の発生

	緩和設備	系統(トレイン)	機器	機器番号	継続時間(h)
1					
2					
3					
4					
5					

機器の機能喪失確率の増加

	緩和設備	系統(トレイン)	機器	機器番号	故障モード	機能喪失確率	継続時間(h)
1							
2							
3							
4							
5							

**評価結果**

評価用の継続時間

基本ケースの CDP

対象事象の CDDP  重要度区分

ICCDP  重要度区分

基本ケースの CDF

対象事象の CDF  重要度区分

ΔCDF

ΔCDF / CDF

重要度評価区分の判定基準

重要度評価区分					
リスク基準	ICCDP	ICCDP < XX	ICCDP < XX	XX ≤ ICCDP < XX	XX ≤ ICCDP
	ΔCDF (/ 1年)	ΔCDF < XX	ΔCDF < XX	XX ≤ ΔCDF < XX	XX ≤ ΔCDF
	ΔCDF / CDF	ΔCDF/CDF < XX	ΔCDF/CDF < XX	XX ≤ ΔCDF/CDF < XX	XX ≤ ΔCDF/CDF

図 2.3-4 簡易リスク評価ツールの結果表示画面

Fig.2.3-4 Result display screen of simple evaluation tool

#### (4) まとめ

新たな検査制度における検査指摘事項の原子力施設への影響評価において、原子力規制庁が PRA を活用した定量的なリスク評価を行う際に、リスク評価作業を支援するリスク評価ツールの整備方針を検討し、出力運転時内部事象レベル 1PRA から得られる MCS 等の PRA 結果を活用した簡易リスク評価ツールの基本設計を行った。これにより、操作が容易かつ短時間で検査指摘事項に伴う定量的なリスク及び重要度を評価するツールを構築できることを確認した。

### 3. 結論

#### 3.1 成果の要点

本研究は、研究として以下の活動に PRA を活用するため、最新知見を反映した PRA 手法及び PRA モデルを作成し、PRA を用いた判断指標及び判断基準を検討した成果をまとめたものである。

#### 3.2 目標（目的）の達成状況

##### (1) 安全性向上評価結果の確認に資するための PRA 手法及び PRA モデルの整備

代表的 4 ループ PWR プラント及び代表的 ABWR プラントを対象に内部火災レベル 1 PRA モデルの作成及び内部溢水レベル 1 PRA モデルの作成を行い、CDF を試算した。この試算の結果から、火災に対しては重要な火災区画を、溢水に対しては、重要な溢水源を抽出した。

代表的 3 ループ PWR プラント、代表的 4 ループ PWR プラント及び代表的 ABWR プラントを対象に、重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの作成を行い、CDF を試算した。

使用済燃料貯蔵槽の PRA モデルを整備し、人的過誤に係る評価の課題を抽出した。

##### (2) クリアリングハウスでの PRA 活用に係るモデル整備

評価の精緻化を目的に設計の異なる新たな BWR5 プラントの PRA モデルを構築し、BWR5 プラントの詳細なリスク評価が可能となった。

##### (3) 検査制度における PRA 活用のためのツールの整備

新たな検査制度で活用できる定量的なリスク及び重要度を評価するツールの基本設計を行った。

#### 3.3 成果の活用等

##### (1) 安全性向上評価結果の確認に資するための PRA 手法及び PRA モデルの整備

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド<sup>(参2)</sup>では、事業者の評価手法及びその技術的根拠の確認を NRA が行うことになっている。当該成果は、将来的に事業者による実施が見込まれる内部火災 PRA 及び内部溢水 PRA について評価手法の整備を進めているものであり、同確認に必要な知見の蓄積に資する。

##### (2) クリアリングハウスでの PRA 活用に係るモデル整備

クリアリングハウスにおける事象スクリーニングのための解析に活用する。

##### (3) 検査制度における PRA 活用のためのツールの整備

平成 32 年度より開始する新たな監視・評価制度における検査指摘事項等の重要度評価、並びに検査の際の検査項目の優先度付け及び検査計画の作成に活用する。

## 参考文献一覧

- 1) 「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」、原規技発第 1306193 号、平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定
- 2) 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日原子力規制委員会決定
- 3) International atomic energy agency, "Integrated regulatory review service (IRRS) mission to Japan," IAEA-NS-IRRS-2016, January 2016.
- 4) 原子力規制委員会原子力規制庁、「総合規制評価サービス (IRRS) において明らかになった課題への対応について」、平成 28 年 3 月 16 日、  
<https://www.nsr.go.jp/data/000143651.pdf>
- 5) B. Najafi, "EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities: Detailed Methodology, Final Report," NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 2005.
- 6) L. Audouin, et al., "OECD PRISME project: Fires in confined and ventilated nuclear-type multi-compartments - Overview and main experimental results," Fire Safety Journal 62, 80-101, August 2013.
- 7) C.L. Atwood, et al., "Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment," U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6823, SAND2003-3348P, November 2002.
- 8) 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 21 年度 火災・溢水影響評価手法の整備」、10 原確報-0016、平成 23 年 7 月
- 9) 一般社団法人原子力安全推進協会、「原子力施設情報公開ライブラリー」、  
<http://www.nucia.jp/>
- 10) D. Spiegelhalter, et al., "WinBUGS User Manual, version 1.4," Institute of Public Health, University of Cambridge, January 2003.
- 11) 財団法人原子力発電技術機構、「火災に係る確率論的安全評価手法の整備に関する報告書」、平成 9 年 3 月
- 12) N.O. Siu, and G. Apostolakis, "A Methodology for Analyzing the Detection and Suppression of Fires in Nuclear Power Plants," Nuclear Science and Engineering 94, 213-226, November 1986.
- 13) K. McGrattan, et al., "Fire Dynamics Simulator User's Guide," NIST SP1019, November 2013.
- 14) 出井千善、「原子炉施設の PRA (レベル 1PRA) - 内部火災 PRA の例 - 」、原子力規制委員会原子力規制庁、平成 29 年 4 月、<https://www.nsr.go.jp/data/000185312.pdf>
- 15) 独立行政法人原子力安全基盤機構、「JNES における PRA 手法の標準化 = 出力運転時内部事象レベル 1PRA 手法 = 」、JNES/SAE07-040、平成 19 年 4 月

- 16) 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～2010 年度 29 カ年 56 基データ)」、2016 年 6 月
- 17) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Risk Assessment of Operational Events Handbook, Volume 1 - Internal Events," revision 2, January 2003
- 18) Organisation for economic co-operation and development/ Nuclear energy agency (OECD/NEA), "Failure Modes Taxonomy for Reliability Assessment of Digital I&C Systems for PRA," NEA/CSNI/R(2014)16, Feb 2015.
- 19) 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 = 停止時的的事象レベル 1PSA 手法 = に関する報告書 (別冊 2) 停止時的的事象レベル 1PSA 標準報告書 = BWR プラント = 」、JNES/SAFE08-010、平成 20 年 8 月
- 20) 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 年 5 月
- 21) F.M. Marshall, et al., "Common-Cause Failure Parameter Estimations," NUREG/CR-5497, INEEL/EXT-97-01328, U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 1998.

「PRA の活用に係る検討と基盤整備」の執筆者

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

伊東 智道	技術研究調査官
下崎 敬明	統括技術研究調査官
藤田 哲史	技術研究調査官
濱口 義兼	技術研究調査官