

安全研究成果報告

地震・津波等に係るリスク評価関連 手法等の整備

Improvement of Risk Evaluation Methods for Seismic,
Tsunami, and Other External Events

出井千善 小城烈 西村健 鈴木ちひろ

Yukiyoshi IDEI, Retsu KOJO, Takeshi NISHIMURA, Chihiro SUZUKI

シビアアクシデント研究部門

Division of Research for Severe Accident

儘田豊 寺垣俊男

Yutaka MAMADA, Toshio TERAGAKI

地震・津波研究部門

Division of Research for Earthquake and Tsunami

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

地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備

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

出井千善 小城烈 西村健 鈴木ちひろ

地震・津波研究部門

儘田豊 寺垣俊男

要 旨

東日本大震災等の知見等を踏まえ、平成 25 年 7 月に、新規制基準及びそれに関連するガイド等が施行され、地震、津波等の外部事象に対する評価が厳格に規定された。また、発電用原子炉施設の安全性向上のための評価の一環として、発電用原子炉設置者は確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）及び安全裕度評価に係る届出内容と結果の公表が求められ、原子力規制委員会は発電用原子炉設置者が行った評価及びその技術的根拠を確認することとしている。さらに、「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」では、PRA 手法の成熟状況に応じて、地震及び津波以外の外部事象、使用済燃料ピットで発生する事象、マルチユニット（複数基が立地するサイト）で同時に発生する事象等についても評価範囲を段階的に拡張していくこととしている。

本プロジェクトでは、発電用原子炉施設の安全性向上評価の一環として発電用原子炉設置者が実施した PRA 等の確認に活用するために、地震、津波等に係るリスク評価関連手法の整備として以下の研究を行った。

（1）地震 PRA 手法の高度化

シングルユニットにおけるハザード評価、フラジリティ評価を含むレベル 1～3PRA の手法を高度化するとともに、マルチユニットの地震 PRA 手法の高度化として、相関性の評価手法の構築とマルチユニットの PRA モデルの構築を行った。

(2) 津波 PRA のためのシナリオの検討

レベル1 津波 PRA 手法の高度化のため、新規制基準に対応した津波防護施設及び浸水止水設備の設置状況、建屋内の浸水区画及び浸水経路の調査と分析を行った。

(3) 使用済燃料ピットのレベル1 地震及び津波 PRA モデルの構築

使用済燃料ピットにおける地震時及び津波時の特徴を考慮した起因事象の選定及び緩和設備の選定を行い、使用済燃料ピットのレベル1 地震及び津波 PRA モデルを構築した。

(4) 地震及び津波以外の外部事象 PRA に関する調査

地震及び津波以外の外部事象に関する海外でのスクリーニング条件、要求条件、米国での外部事象 PRA 実施状況について調査した。

Improvement of Risk Evaluation Methods for Seismic, Tsunami, and Other
External Events

Yukiyoshi IDEI, Retsu KOJO, Takeshi NISHIMURA, Chihiro SUZUKI
Division of Research for Severe Accident

Yutaka MAMADA, Toshio TERAGAKI
Division of Research for Earthquake and Tsunami

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

Abstract

The new regulatory requirements and related guides were enforced in July 2013, and strict evaluation of external events such as seismic and tsunami events was stipulated therein considering the lessons learned from the Great East Japan Earthquake. As part of the periodic assessment of safety improvement of commercial power reactors, 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. In addition, it is provided in "the operation guide for the periodic assessment of safety improvement of commercial power reactors" that the scope of the assessment will be expanded gradually to external events other than seismic and tsunami events, those occurring in spent fuel pits, those at sites with multiple units, and so forth in accordance with maturity of the PRA methods and models.

In this project, the following research was conducted for the PRA methods and models for external events such as earthquake and tsunami in order to apply the results to the review of the PRAs done by the

licensees as part of the periodic assessment of safety improvement of commercial power reactors.

(1) Improvement of seismic PRA methods and models

The NRA improved the level 1 to 3 PRA methods and models including hazard assessment and fragility evaluation in single unit. In addition, the NRA developed a PRA method applicable to multiple units based on the concept of spatial correlation of seismic responses between the units.

(2) Study on scenarios for tsunami PRAs

As an improvement of level 1 tsunami PRA methods and models, the NRA conducted survey and analysis on installation status of tsunami protection measures such as seawalls and watertight doors required by the new regulatory requirements, and the flooding areas in the buildings and inundation routes.

(3) Construction of Level 1 seismic and tsunami PRA models for spent fuel pits

Considering the characteristics of seismic and tsunami, the NRA selected the initiating events for a spent fuel pit and the mitigation measures, and then constructed a level 1 seismic and tsunami PRA model for the pit.

(4) Investigation of PRAs on external events other than earthquake and tsunami

The NRA conducted a survey on overseas screening conditions and requirements regarding external events other than earthquake and tsunami, and the status of application of external event PRAs in the U.S.A.

目 次

1. 研究概要	1
2. 研究期間を通じた主要成果	3
2.1 地震 PRA 手法の高度化	3
2.1.1 シングルユニットの地震 PRA 手法の整備	3
2.1.2 マルチユニットの地震 PRA 手法の整備	23
2.2 津波 PRA のためのシナリオの検討	28
2.3 使用済燃料ピットにおけるレベル 1 地震及び津波 PRA モデルの構築 ..	30
2.4 地震及び津波以外の外部事象 PRA に関する調査	32
3. まとめ	33
3.1 成果の要点	33
3.2 目標（目的）の達成状況	33
3.3 成果の活用等	33
文献	34
執筆者	36

表 目 次

表 2.1.1-1	仮想サイト周辺の断層から想定した震源	5
表 2.1.1-2	仮想サイトで考慮する領域震源	5
表 2.1.1-3	MSGTR の成功基準	14
表 2.1.1-4	3 ループ PWR におけるプラント損傷状態の分類方法	20

目 次

図 2.1.1-1	PRA の分類 (評価の手順)	3
図 2.1.1-2	地震ハザード評価のためのフロー図	4
図 2.1.1-3	一様ハザードスペクトル (水平成分 (左) 鉛直成分 (右))	6
図 2.1.1-4	フラジリティ評価手順	7
図 2.1.1-5	フラジリティの例 (原子炉補機冷却水冷却器)	8
図 2.1.1-6	レベル 1 地震 PRA 手法	9
図 2.1.1-7	解放基盤で最大加速度と炉心損傷頻度の関係	10
図 2.1.1-8	起因事象別炉心損傷頻度の寄与割合	11
図 2.1.1-9	MSGTR の事故シナリオ	13
図 2.1.1-10	3 ループ PWR の格納容器機能喪失モードの寄与割合	17
図 2.1.1-11	BWR-5 の格納容器機能喪失モードの寄与割合	17
図 2.1.1-12	改良した地震 PRA 解析コードの機能と解析の流れ	21
図 2.1.2-1	建屋内の二つの機器の応答の相関係数の算定例	24
図 2.1.2-2	マルチユニットのレベル 1 地震 PRA 試解析結果	25
図 2.1.2-3	放射性物質の放出頻度の計算フロー	26
図 2.1.2-4	主な解析条件	27
図 2.1.2-5	急性障害の発生確率	27
図 2.2-1	津波の浸水伝播イメージ及び津波影響評価項目例	29

略 語 表

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型軽水炉
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
CCDP	Conditional Core Damage Probability	条件付炉心損傷確率
CCWS	Component Cooling Water System	原子炉補機冷却系
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
FCI	Fuel Coolant Interaction	溶融燃料-冷却材相互作用
IPEEE	Individual Plant Examination for External Events	個別プラント外部事象評価
多重 LOCA	Excessive Loss Of Coolant Accident	一次系の多重損傷による大規模な冷却材喪失事故
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	溶融炉心-コンクリート相互作用
MSGTR	Multi Steam Generator Tube Rupture	蒸気発生器伝熱管複数本破損
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
MFIV	Main Feedwater Isolation Valve	主給水隔離弁
F&B	Feed and Breed	フィードアンドブリード
RHR	Residual Heat Removal System	余熱除去系
OECD/NEA	Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構 / 原子力機関
PAZ	Precautionary Action Zone	予防的防護措置を準備する区域
PCS	Power Conversion System	主蒸気・復水・給水系
PDS	Plant Damage State	プラント損傷状態
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RCP	Reactor Coolant Pump	一次冷却材ポンプ
RV	Reactor Vessel	原子炉容器
SFP	Spent Fuel Pit	使用済燃料ピット
SG	Steam Generator	蒸気発生器

SGTR	Steam Generator Tube Rupture	蒸気発生器伝熱管破損
UPZ	Urgent Protective Action Planning Zone	緊急時防護対策を準備する区域

1. 研究概要

東日本大震災等の知見等を踏まえ、平成 25 年 7 月に、新規制基準及びそれに関連するガイド等が施行され、地震及び津波といった外部事象に対する評価が厳格に規定されるとともに、新たに重大事故についても規制の対象となった。また、発電用原子炉施設の安全性向上のための評価の一環として、発電用原子炉設置者は確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）又は安全裕度評価に係る届出内容及び結果の公表が求められ、原子力規制委員会は発電用原子炉設置者が行った評価及びその技術的根拠を確認することとしている。さらに、「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」^(参1)では、PRA 手法の成熟状況に応じて、地震及び津波以外の外部事象、使用済燃料ピットで発生する事象、マルチユニット（複数基が立地するサイト）で同時に発生する事象等についても評価範囲を段階的に拡張していくこととしている。

本プロジェクトでは、発電用原子炉施設の安全性向上評価の一環として発電用原子炉設置者が実施した PRA 等の確認に活用するために、原子力規制庁では地震、津波等に対するリスク評価に係る検討を進めている。地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備として実施した安全研究の概要は以下のとおりである。

(1) 地震 PRA 手法の高度化

仮想サイト、プラントを対象に、地震ハザード及びフラジリティの算出を行うとともに、重大事故等対処設備を組み込んだ地震レベル 1PRA モデルを作成し、炉心損傷頻度を試算し、傾向を把握した。従来、炉心損傷に直結する事象として扱ってきた蒸気発生器伝熱管複数破損について、シーケンス展開を行い、シナリオ細分化の効果を確認した。レベル 2PRA に関して、重大事故等対処設備のモデル化は考慮せず、物理化学現象の発生に係る取り扱いについて検討を進めた。また、重大事故等対処設備を考慮した場合における事故進展解析を実施するとともに、格納容器機能喪失頻度の定量化のための評価コードの整備を進めた。段階的な避難を考慮したレベル 3PRA を行うために、確率論的環境影響評価コードを改良した。これによって、レベル 1 からレベル 3PRA に関する重大事故等対処設備を考慮した解析が行えるようになった。

さらに、マルチユニットを対象に、設備の同時損傷の影響評価手法、マルチユニットを評価するための PRA 手法の高度化を進めた。

(2) 津波 PRA のためのシナリオの検討

代表的なプラントを対象に、新規制基準に対応した津波防護施設及び浸水止水設備の設置状況の整理を行い、建屋内の浸水区画を設定し、浸水経路の分析を行うとともにシナリオを整理した。その結果、浸水経路及びシナリオに影響を与える因子を把握した。

(3) 使用済燃料ピットにおけるレベル1地震及び津波 PRA モデルの構築

使用済燃料ピットに対し、起こり得る事象を選定し、地震時、津波時の特徴を考慮して起因事象の選定を行うとともに、地震 PRA、津波 PRA それぞれでモデル化対象とする緩和設備のスクリーニング条件の検討を行い、PRA モデルを構築した。

(4) 地震及び津波以外の外部事象 PRA に関する調査

地震及び津波以外の外部事象によるリスク評価手法に関して米国を中心に海外の事例を調査し、海外での外部事象のスクリーニング条件、要求条件に関する知見、米国における外部事象の PRA の実施状況を確認した。

なお、本研究は平成 24 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 地震 PRA 手法の高度化

2.1.1 シングルユニットの地震 PRA 手法の整備

地震 PRA の一般的な評価手順を図 2.1.1-1 に示す。レベル1地震 PRA は、炉心損傷に至る事故シナリオを対象に、ハザード評価により得られる対象サイトの地震動の超過頻度、フラジリティ評価で求められる建物、構築物、機器等の地震損傷確率を用いて炉心損傷頻度を評価する。レベル2地震 PRA は、レベル1地震 PRA から得られる結果に基づく格納容器の機能損傷に至る事故シナリオを対象に、格納容器の機能喪失頻度を評価する。レベル3PRA は、放射性物質の種類、大気中への放出量等を基に公衆の健康影響の大きさを評価し、これに格納容器の機能喪失頻度を乗じることで公衆のリスクを算出する。

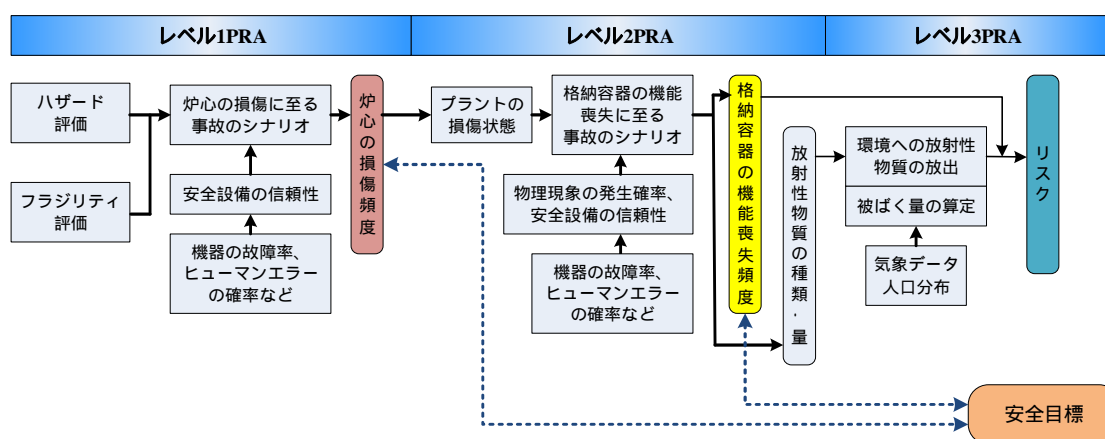


図 2.1.1-1 PRA の分類 (評価の手順) (参2)

Fig.2.1.1-1 Categorization of PRA (Evaluation procedure)

(1) レベル1地震 PRA

ハザード

仮想サイトの地震ハザードを図 2.1.1-2 に示す方法に従い算定した。震源モデルの設定では、国内複数のサイトを対象にサイトに影響を及ぼす可能性のある断層を参照し、仮想サイト周辺に断層を配置してそれらの断層から発生する地震の震源(地震規模、平均発生間隔、最新活動時期)を与えた(特定震源)。配置した震源のリストを表 2.1.1-1 に示す。ここで、震源 A については 2011 年の東北地方太平洋沖地震の知見を踏まえて、仮想サイト近傍の複数の断層が同時に破壊するシナリオ及びそれらのシナリオの平均発生間隔等を不確実さとして考慮したため、一つの震源について複数

の地震規模、平均発生頻度間隔等が想定されている。地震ハザードの算定において、それぞれのシナリオの発生の重みはこれまで実施されているハザード評価の例等を参考に、仮想的に与えた。

また、特定の断層との関係が明らかでない震源として領域震源を考慮した。ここでは、仮想サイト周辺を12領域に区分し、それぞれの領域では固有の Gutenberg-Richter 式に従った規模別頻度で地震が一様に発生すると仮定した。想定した領域震源を表 2.1.1-2 に示す。表には、それぞれの領域で考慮する地震の最小規模及び最大規模も示した。

次に、地震動評価においては、地震規模及び震源からの距離の関数として速度応答値の大きさを評価する国内で標準的に利用されている応答スペクトルの距離減衰式^(参3)を用いた。

さらに、不確実さを考慮したシナリオの設定として、不確実さを考慮した震源 A について、前述した方法で複数のシナリオとそれぞれに与えた重みを設定した後、地震ハザード評価として地震動の1年当たりの超過確率(以下、「年超過確率」と呼ぶ。)を算定した。

最後に、算定した地震動の年超過確率から年超過確率が 10^{-3} 、 10^{-4} 、 10^{-5} 、 10^{-6} となる加速度応答値を読み取り、図 2.1.1-3 に示す一様ハザードスペクトルが得られた。一様ハザードスペクトルは同じ年超過確率(ここでは、 10^{-3} 、 10^{-4} 、 10^{-5} 、 10^{-6} を想定。)に相当する地震動強さのスペクトルを表すもので、ここでは地震動強さとして加速度応答値を用いて示した。

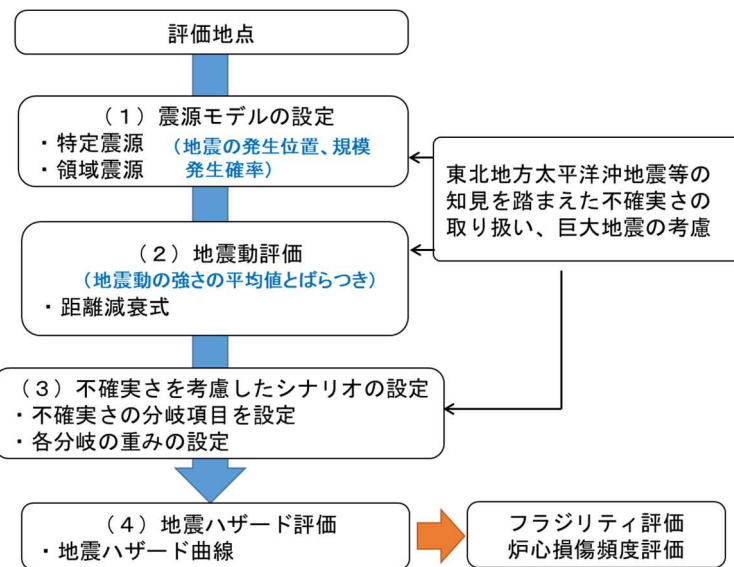


図 2.1.1-2 地震ハザード評価のためのフロー図^(参2)

Fig.2.1.1-2 Evaluation flow for probabilistic seismic hazard analysis

表 2.1.1-1 仮想サイト周辺の断層から想定した震源

Table 2.1.1-1 Sources estimated from faults locating around an assuming site

震源	仮想サイトまでの距離(km)	平均活動間隔(年)	最新活動時期	地震規模
A	約10	2500	16世紀	7.5
			約2500年前	
			不明	
		2900	16世紀	
			約2500年前	
			不明	
	約10	2500	16世紀	8
			約2500年前	
			不明	
		2900	16世紀	
			約2500年前	
			不明	
約10	2500	16世紀	7.6	
		約2500年前		
		不明		
	2900	16世紀		
		約2500年前		
		不明		
B	約40	2100	16世紀	6.9
C	約20	2700	16世紀	7.1
D	約60	1200	16世紀	7.3
E	約60	2650	約1800年前	7
F	約50	1500	約400年前	7.4
G	約10	4800	不明	6.8
H	約15	6000	不明	7

表 2.1.1-2 仮想サイトで考慮する領域震源

Table 2.1.1-2 Sources given by diffusive seismicity

領域番号	地震発生頻度 (M 5累積)	b値	最小規模 (Mmin)	最大規模 (Mmax)
1	1.1×10^{-5}	0.9	5	7.3
2	0.5×10^{-5}			7
3	1.2×10^{-5}			7
4	2.5×10^{-5}			6.8
5	1.7×10^{-5}			7.1
6	1.5×10^{-5}			6.9
7	0.2×10^{-5}			7.1
8	4.5×10^{-5}			6.9
9	1.0×10^{-5}			7.4
10	2.0×10^{-5}			7.2
11	2.9×10^{-5}			6.6
12	1.0×10^{-5}			8

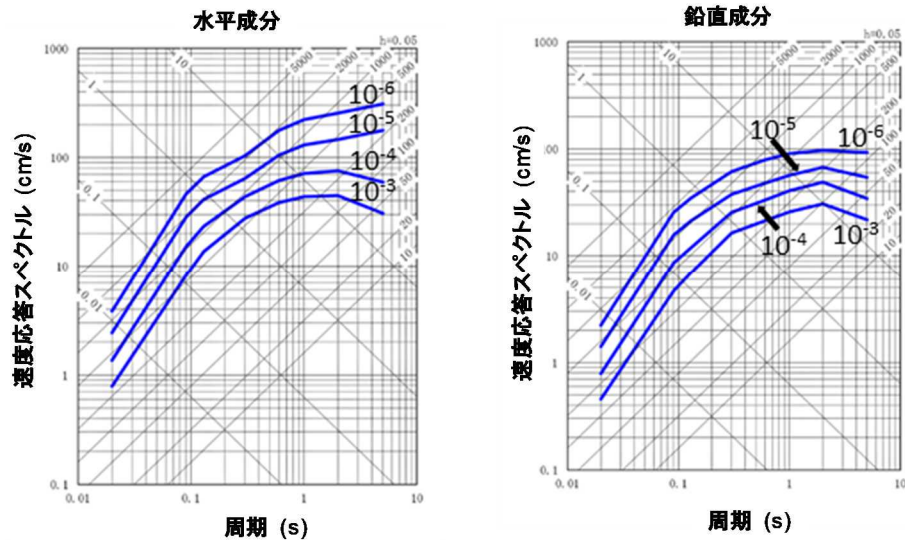


図 2.1.1-3 一様ハザードスペクトル（水平成分（左）、鉛直成分（右））^(参2)

Fig.2.1.1-3 Uniform hazard spectra for horizontal (left) and vertical (right) components

フラジリティ

フラジリティは図 2.1.1-4 に示す方法に従い算定した。同図に示した一連の流れを、次の a. から e. に述べる。

a. 評価対象と損傷部位の選定

地震事象に伴う炉心損傷及び格納容器機能喪失に直接影響又は波及的影響を及ぼす可能性のある建物、構築物及び機器を選定する。これらの評価対象について、構造損傷（延性破壊、脆性破壊等）の観点から損傷部位、損傷モード及び部位の候補を抽出し、設計余裕が最も小さい損傷部位及び損傷モードを選定する。また、動的機器（ポンプ、弁等）及び電気・計装機器は、構造損傷に加え、機能損傷（動的機能喪失、電氣的機能喪失）の観点から損傷モードの候補を抽出し、設計余裕が最も小さい損傷部位、損傷モードを選定する。

b. 評価手法の選定

フラジリティ評価手法は「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」^(参1)で示す現実的耐力と応答係数による方法とする。

c. 現実的耐力の評価

構造損傷に対する現実的耐力は、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」^(参4)に準拠し算定した。

また、機能損傷に対する現実的耐力は旧独立行政法人原子力安全基盤機構で実施された加振試験結果^(参5)等に基づき算定した。

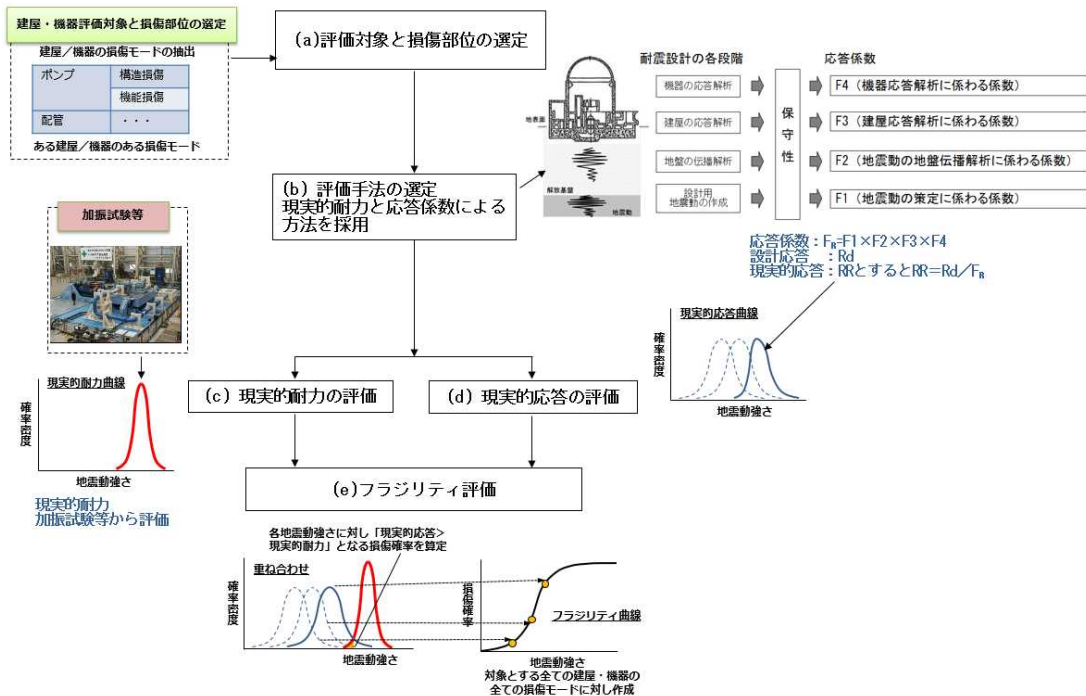
d. 現実的応答の評価

現実的応答 RR は、設計応答 RD から設計の保守性を排することにより評価した。この設計の保守性を示す比率を応答係数 FR とすると、FR は地震動策定に係る応答係数 F1、地震動の地盤伝播に係る係数 F2、建屋応答解析に係る係数 F3、機器応答解析に係る係数 F4 に分離できる。応答係数 F1、F2、F3、F4 は別途個別の評価を行い、これらの応答係数と RD により全てのフラジリティ評価対象の RR を算定した。RR と RD は下記の関係となる。

$$RR = RD / FR = RD / (F1 \times F2 \times F3 \times F4)$$

e. フラジリティ評価

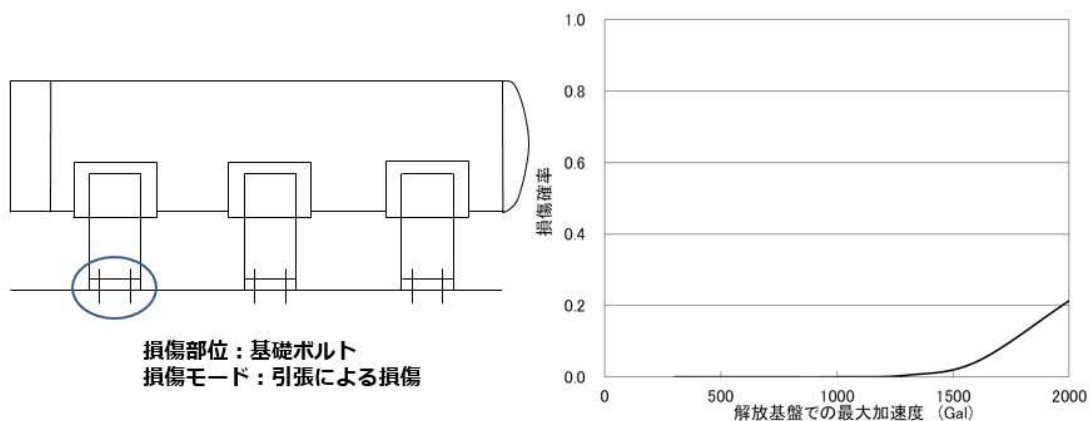
評価対象ごとに、(c)の現実的耐力及び(d)の現実的応答に基づいてフラジリティを算定した。図 2.1.1-5 に、原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティの例を示す。原子炉補機冷却水冷却器は基礎ボルトの引張が最も設計余裕が小さいことから、損傷部位及び損傷モードは基礎ボルトの引張とした。



参考文献 2) の別紙 3-11 の図 2.1.1-4 に一部加筆

図 2.1.1-4 フラジリティ評価手順

Fig.2.1.1-4 Flow of fragility evaluation



参考文献 2) の別紙 3-11 の図 2.1.1-5 に一部加筆

図 2.1.1-5 フラジリティの例 (原子炉補機冷却水冷却器)

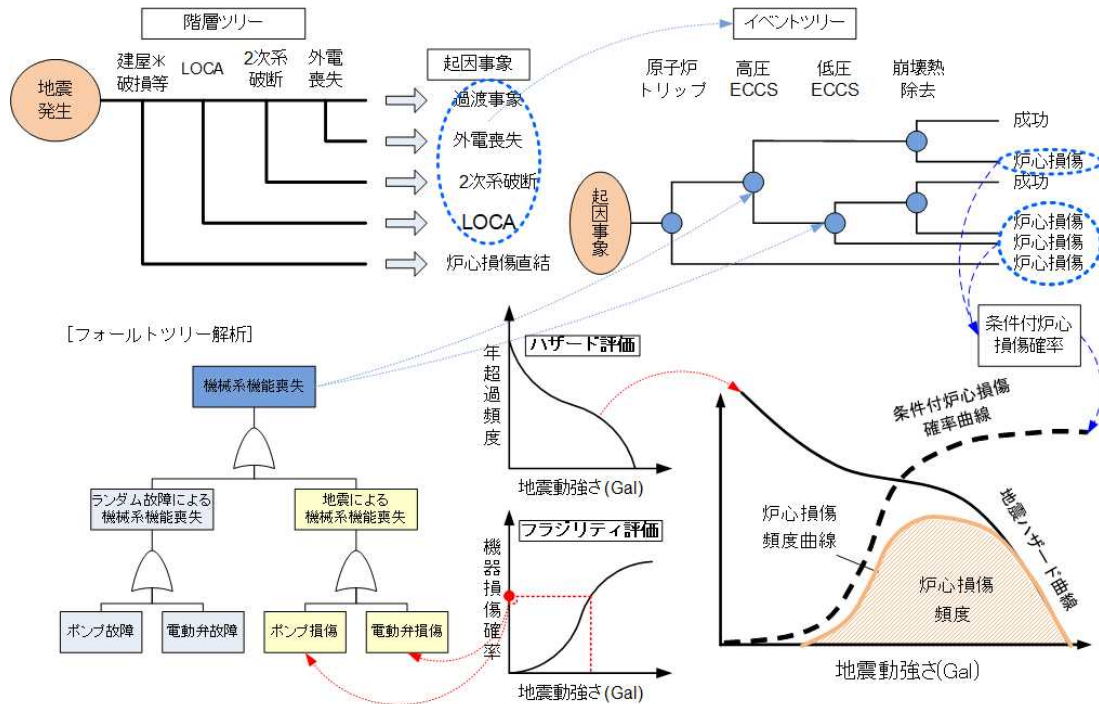
Fig.2.1.1-5 Fragility example (Component cooling water heat exchanger)

炉心損傷頻度評価

図 2.1.1-6 に、レベル 1 地震 PRA の炉心損傷頻度評価手順を示す。地震要因の起因事象 (ランダム要因 (内部事象 PRA) の起因事象は含めない。) の選定を行い、階層ツリーにより起因事象発生確率を算出し、各起因事象の事故シーケンスはイベントツリーにより展開した。イベントツリーの各分岐には、地震による機能損傷を組み込んだフォールトツリーを構築して適用し、地震による機能損傷確率にはフラジリティ評価により得られた値を適用した。シーケンス解析により得られた条件付炉心損傷確率に、地震ハザード曲線から得られた地震発生頻度を乗じることで、炉心損傷頻度を算出した。ただし、地震による損傷の範囲や程度の特定が困難な事象は、損傷による影響が不明なため炉心損傷に直結する事象とし、イベントツリーによるシーケンス展開を行わないこととした。ここで炉心損傷直結とした事象は、原子炉建屋破損、原子炉補助建屋破損、蒸気発生器破損、一次系の多重損傷による大規模な冷却材喪失事故 (以下、「多重 LOCA」という。) である。

これらのイベントツリー及びフォールトツリーには、新規規制基準対応で整備された重大事故等対処設備等をモデル化して組み込んだ。モデル化対象とした重大事故等対処設備等は、安全研究プロジェクト「PRA の活用に係る検討と基盤整備」(参 6) で定めたスクリーニング基準 (要求される時間までに準備が完了できること、要求される性能 (流量・容量等) を満たしていること) を用いて選定した。さらに、地震 PRA 特有のスクリーニング基準として、「耐震 S クラス若しくは S クラス相当の耐震設計が施された設備であること」を定め、

設備を選定した。以上により選定した設備を加えた成功基準を設定し、これに基づいてイベントツリー及びフォルトツリーのモデル化を行った。



* : 損傷時の影響分析が困難であるため詳細なシナリオ分類をせず炉心損傷直結とする事象 (原子炉建屋破損、原子炉補助建屋破損、蒸気発生器破損、多重 LOCA)

図 2.1.1-6 レベル 1 地震 PRA 手法(参 2)

Fig. 2.1.1-6 Level 1 seismic PRA methodology

a. PWR モデルの構築及び事故シーケンスの試解析

(a) 重大事故等対処設備を考慮したモデル整備

3 ループの加圧水型軽水炉 (以下、「PWR」という。) を対象に、新規規制基準適合後の事故時手順に基づき成功基準の見直しを行った。全交流動力電源喪失時及び原子炉補機冷却機能喪失時の事故手順は、一次冷却材ポンプ (RCP) シール冷却材喪失事故発生防止、漏洩量抑制の観点から、早期に二次系の強制冷却 (二次系減圧) により一次系圧力を急激に下げることとしている。このため、早期の二次系の強制冷却の成否でシナリオを分割し、事故シーケンスの見直しを行った。また、1 次冷却材ポンプ周りの構造を精査し、封水注入戻りラインの安全弁からの漏洩を考慮した成功基準及び関係する事故シーケンスの見直しを行った。

これらのモデルを用いた炉心損傷頻度評価の結果を、図 2.1.1-7 及び図 2.1.1-8 に示す。図 2.1.1-7 に示すように、炉心損傷頻度 (以下、「CDF」という。) は、設計基準地震動 (以下、「Ss」という。) である 650 gal までは低下

する結果となった。これは、地震損傷確率の増加率が地震発生頻度の減少率よりも小さいためである。

Ss を超えると、機器等の地震損傷が顕著になり、約 1300 gal 近傍以上で条件付炉心損傷確率 (CCDP) は “ 1.0 ” となって炉心損傷頻度が地震発生頻度と等しくなる結果となった。Ss 未満の地震動による炉心損傷頻度は全炉心損傷頻度の約 1% 未満である。また、図 2.1.1-8 に示すように、起因事象別炉心損傷頻度の寄与割合は外部電源喪失が最も高く、炉心損傷時の影響分析が困難であるため詳細なシナリオ分類はせず、保守側に炉心損傷直結とした事象 (原子炉建屋破損、原子炉補助建屋破損、蒸気発生器破損、多重 LOCA) の寄与割合は約 7% となった。このうち、蒸気発生器の破損については、次項で述べる通り、シナリオ分類による評価の精緻化を進めている。

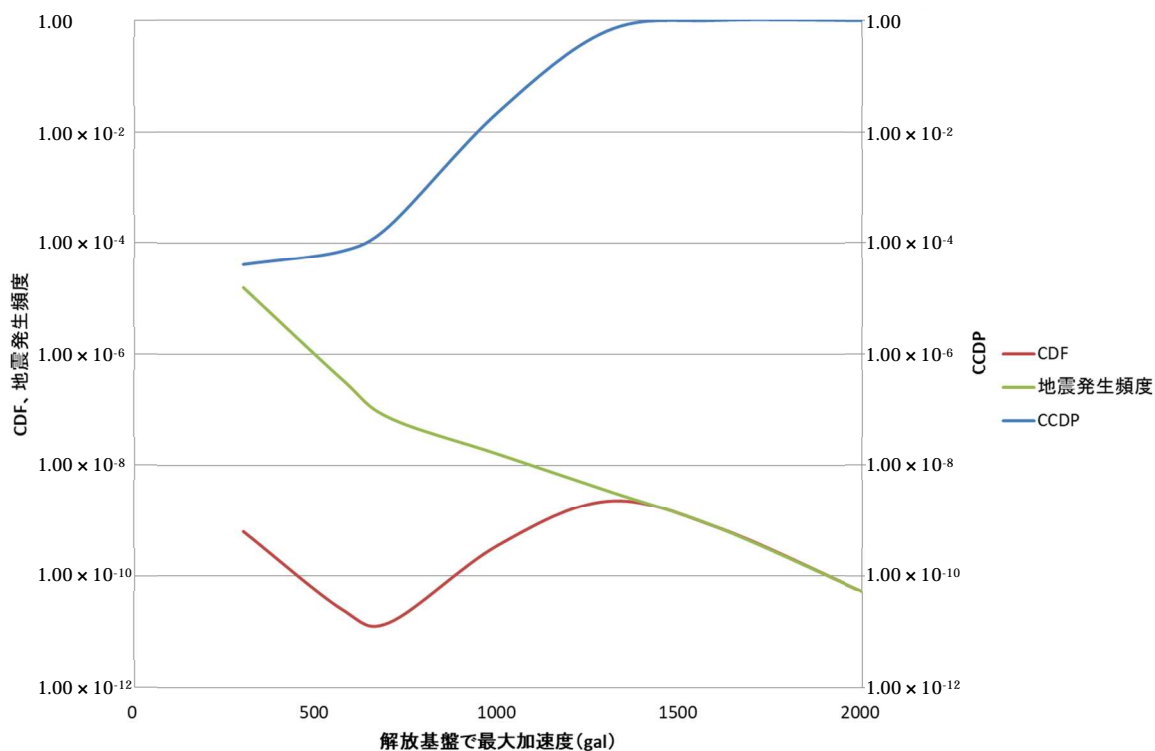


図 2.1.1-7 解放基盤で最大加速度と炉心損傷頻度の関係 (参 2)

Fig.2.1.1-7 Relations between CDF and ground motion level

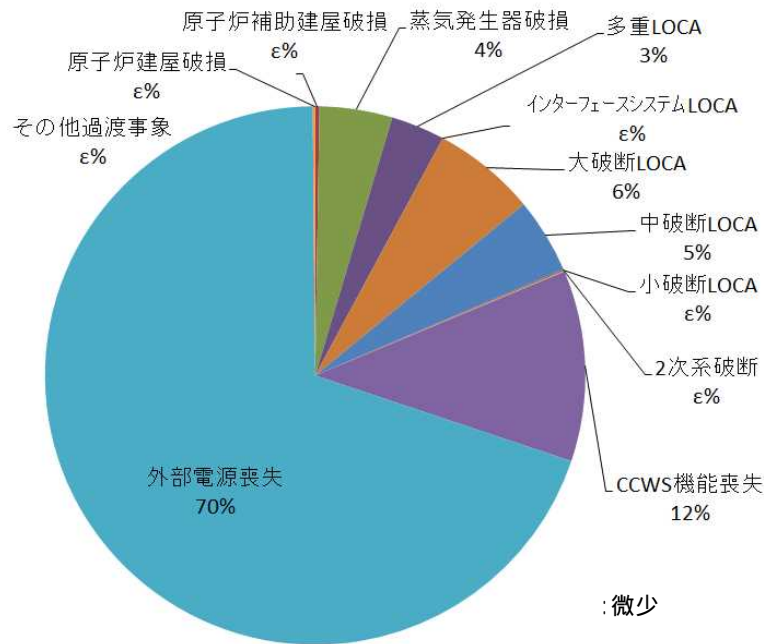


図 2.1.1-8 起因事象別炉心損傷頻度の寄与割合^(参2)

Fig.2.1.1-8 Contribution of initiating events in CDF

(b) 蒸気発生器破損のシナリオ細分化の検討

地震時における蒸気発生器の破損については、支持構造物の損傷による倒壊、蒸気発生器伝熱管複数破損（以下、「MSGTR」という。）を考慮してきた。蒸気発生器の倒壊時には、一次系配管及び二次系配管の大規模損壊が従属的に発生すると考えられるため、全ての緩和系に期待できず炉心損傷に直結する事象と仮定している。MSGTRについては、従来は破損規模等が明確でないことから制御できない冷却材喪失事故（以下、LOCAという。）になると仮定し、炉心損傷に直結する事象として扱ってきた。起因事象発生確率算出の際には、全蒸気発生器でMSGTRが起こるような場合には蒸気発生器の倒壊も起こると考え、蒸気発生器の倒壊で代表させてきた。しかし、フラジリティの観点からは、蒸気発生器の倒壊が起こらない場合にもMSGTRが起こる可能性はあり、その寄与は無視できず、また、炉心損傷に直結する事象として扱うとソースタームが莫大であり、バイパス事象でもあることからレベル2PRAではリスクが顕在化する可能性がある。

安全研究プロジェクト「多重故障事象の影響評価に関する研究」^(参7)の成果（事象進展挙動等）から炉心損傷を回避するシナリオが存在することが明らかになったことから、これを参考に、蒸気発生器の破損のシナリオを炉心損傷に直結する倒壊とMSGTRに分け、MSGTRについてはイベントツリー展開を行ってPRAモデルへの組み込み、試評価を行った。

「多重故障事象の影響評価に関する研究」では、3ループ PWR を対象に、全蒸気発生器での MSGTR を想定して、熱水力解析を行っている。炉心損傷防止の観点からは、炉心への注水（注水量、水源）が十分であること、減圧が達成され低圧注水が可能となることが重要であり、高圧注入系（1台以上）が使用できれば炉心損傷は回避できるという結果が得られている^(参7)。この熱水力解析の結果を基に図 2.1.1-9 に示すような事故シナリオ及び表 2.1.1-3 に示す成功基準を設定した。

試評価では、起因事象としては、全蒸気発生器において各 6 本の伝熱管破損を想定し、フィードアンドブリード等による緩和操作を考慮した事故シーケンスの頻度を試算した。定量化の結果、MSGTR の事故シナリオを想定することにより、炉心損傷直結としたケースに比べ、MSGTR の寄与割合は半減することが分かった。この影響で全炉心損傷頻度は僅かに低下した。

今回の評価では、全蒸気発生器での事故のみを想定しているが、蒸気発生器の配置を考慮すると、特に 3 ループの場合は、相関がそれほどあるとは考えづらいため、破断基数によるシナリオの違いの把握も重要な検討課題となり、また、破断本数によるシナリオの違いも検討する必要があるため、フラジリティ、相関の大きさの検討が重要となる。

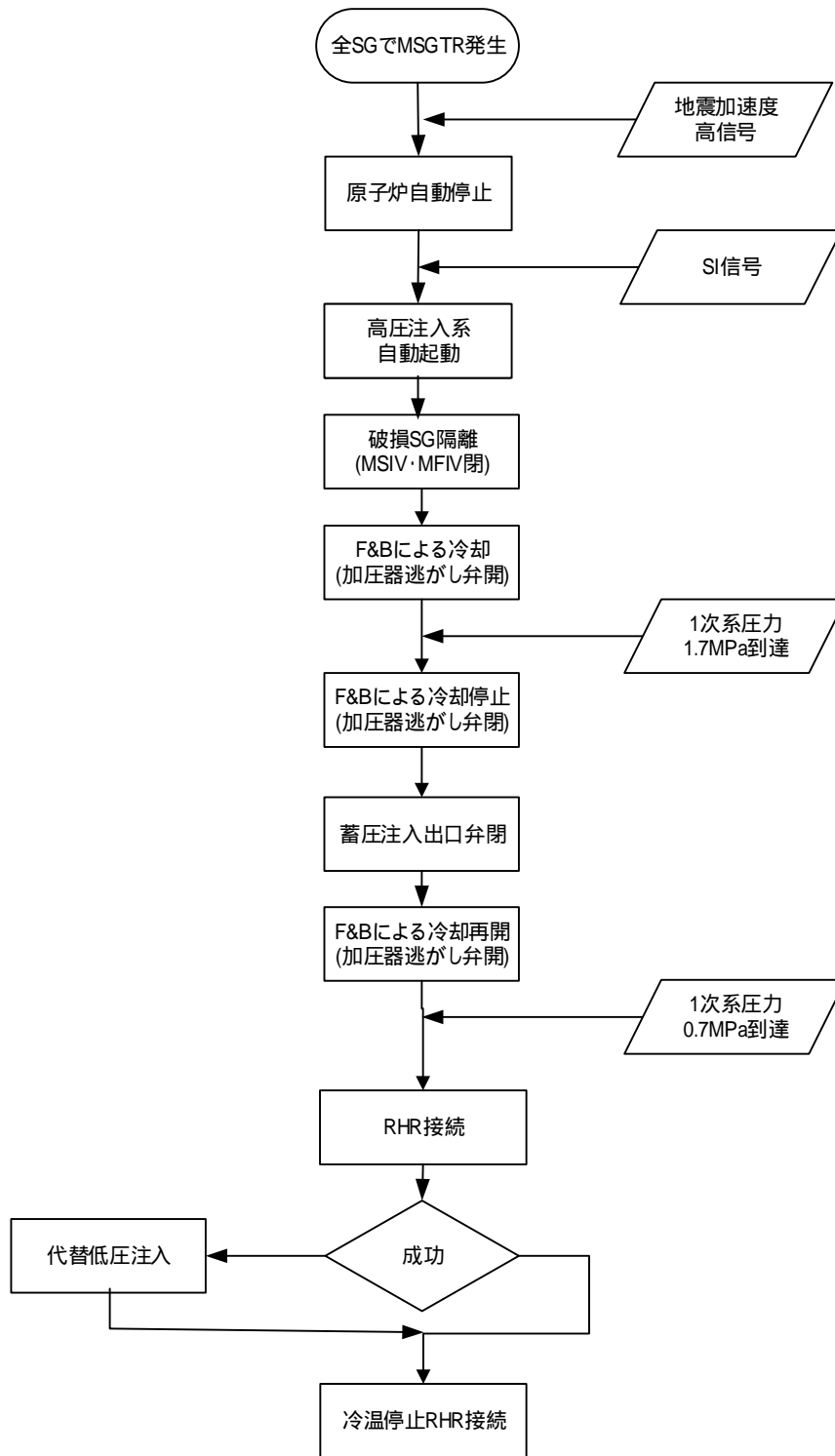


図 2.1.1-9 MSGTR の事故シナリオ
 Fig. 2.1.1-9 MSGTR accident scenario

表 2.1.1-3 MSGTR の成功基準

Table 2.1.1-3 Success criteria of MSGTR accident

緩和機能		緩和設備・操作	成功基準
原子炉の未臨界の確保		原子炉保護系	制御棒挿入
炉心冷却	注入モード	高压注入系 AND 一次系強制減圧 AND 蓄圧注入系隔離	1/2 ポンプ、3/3 ループ 1/2 加圧器逃がし弁 蓄圧隔離弁(3/3)
		再循環モード 高压注入系 AND 格納容器スプレイ	1/2 ポンプ、3/3 ループ 1/2 ポンプ、3/4 スプレイヘッダ、1/2 熱交換器
	冷温停止	余熱除去系接続 OR 低圧代替注水系起動	RHR 併入操作(1/2) 代替低圧注水系起動操作(1/1)
一次系の過圧防止		不要	-
格納容器の過圧防止		格納容器スプレイ	1/2 ポンプ、3/4 スプレイヘッダ、1/2 熱交換器

b. BWR-5 及び ABWR モデルの構築

沸騰水型軽水炉（以下、「BWR」という。）-5 及び改良型沸騰水型軽水炉（以下、「ABWR」という。）を対象に、重大事故等対処設備等を考慮した地震 PRA モデルを構築した。この際、モデル化対象とする重大事故等対処設備は、準備時間が余裕時間を超えず、必要容量を満たす機器のうち、耐震 S クラス若しくは S クラス相当の耐震設計が施された機器を選定した。

起因事象については、内部事象 PRA で選定された起因事象を基に、地震時の発生可能性を考慮し選定した。また、地震特有の事象として、原子炉建屋損傷等の構造物損傷及び原子炉冷却材圧力バウンダリの複数の配管が同時に地震損傷する多重 LOCA を起因事象として追加した^(参8)。

補機冷却系について、BWR-5 モデルでは、常用と非常用に独立した設計であり、常用補機冷却系の機能喪失は主蒸気・復水・給水系（以下、「PCS」という。）の機能喪失の原因であるため、その他過渡事象に含めており、非常用補機冷却系の機能喪失は起因事象とはならないため、補機冷却系の機能喪失は起因事象から除外している。これに対し、ABWR モデルについては、常用と非常用を共有した設計であり、補機冷却系機能喪失が、初期に PCS が使用不可能な過渡事象であるのは BWR-5 モデルと同様であるが、安全系の信頼性は補機冷却系の信頼性に大きく影響されることから、補機冷却系機能喪失事象を起因事象として加えた。また、共通原因故障の評価モデルの変更及び地震による同時損傷の可能性が高いとする機器の見直しを行った。

(2) レベル 2 地震 PRA

PWR 事故シーケンス解析

3 ループ PWR を対象にして、重大事故等対処設備を考慮しない場合における格納容器機能喪失頻度評価を実施した。本解析では内部事象によるプラント損傷状態に加えて、地震による格納容器破損、原子炉容器破損、多重 LOCA、SG 破損を考慮した。SG の破損に関する評価には伝熱管のフラジリティを用いた。これらの格納容器破損モードとして、地震による原子炉建屋破損及び地震による SG 破損を追加した。

格納容器機能喪失頻度の解析結果を、図 2.1.1-10 に示す。早期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 66%、後期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 34% になり、主要な格納容器機能喪失モードは、地震動による蒸気発生器伝熱管破損（以下、「SGTR」という。）格納容器過圧破損及び隔離失敗になった。ここで、早期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスとは、格納容器バイパス事象、格納容器隔離失敗等に代表される格納容器破損防止対策を考慮することのできないシーケンス並びに水素燃焼、シェルアタック等に代表されるエナジエティック事象によって格納容器が破損するシーケンスであり、後期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスとは、格納容器の過温破損、過圧破損、溶融炉心 - コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）によるベースマツト溶融貫通等に代表される格納容器破損防止対策が失敗することで格納容器破損に至るシーケンスである。地震動による SGTR は、レベル 1 地震 PRA の結果における寄与が大きい格納容器機能喪失モードであり、格納容器バイパスであることから、炉心損傷頻度に対する条件付きの格納容器機能喪失確率は“1.0”となり寄与が大きい結果となる。本解析では、レベル 1PRA の結果として得られた蒸気発生器の地震に関する事故シーケンスは、プラント損傷状態別での炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度のうちの約 31% であり、格納容器機能喪失頻度が全格納容器機能喪失頻度の約 30% となった。なお、格納容器機能喪失頻度の定量化に関する MSGTR の解析条件のうち、SG の破断基数及び破断本数の地震による破損確率には最も厳しいフラジリティをもつ伝熱管グループを代表的な地震損傷モードと仮定し、SG 間での相関については完全相関を仮定している。さらには複数の SG で伝熱管破損が発生した場合には有効な対策がないと仮定をしているなど、非常に保守的な仮定が採用されている。

そこで、地震事象特有の MSGTR 事象により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、事故進展の特徴を把握するためにシビアアクシデント総合解析コード MELCOR^(参9)を用いた事故進展解析を実施した。解析には、地震による MSGTR を起因事象とした場合の事故シーケンスに対して解析上考慮できる緩和手段

が機能するとして条件を設定した。その結果として、緩和設備が機能することで、地震による MSGTR が発生した場合でも炉心損傷を回避する可能性があることが分かった。今後、伝熱管の破断本数、SGTR の発生する SG の基数等をパラメータとした、より広範囲の事故進展解析を実施することにより、MSGTR 事象における炉心損傷回避の可能性、環境へのソースターム放出の緩和の観点での検討を一層深める必要があり、これらの検討を通じて MSGTR 事象に関する知見を拡充する計画である。

BWR-5 の事故シーケンス解析

BWR-5 を対象として、重大事故等対処設備を考慮しない場合における格納容器機能喪失頻度評価を実施した。本解析では内部事象によるプラント損傷状態に加えて、地震による原子炉建屋破損、格納容器破損、原子炉圧力容器破損、多重 LOCA を考慮し、これらの格納容器破損モードとして、地震による原子炉建屋破損及び地震による格納容器破損の破損を追加した。ただし、地震による圧力容器破損については、その後の事故進展を考慮して大 LOCA + 注入失敗と同様の格納容器過温破損モードと仮定した。

格納容器機能喪失頻度の解析結果を、図 2.1.1-11 に示す。格納容器機能喪失モードでは、過温破損が最も大きな割合を占めた。また、格納容器機能喪失モードのうち、早期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 19%、後期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 81% になり、主な格納容器機能喪失モードは、過温破損が約 54%、炉心損傷前の格納容器過圧破損が約 27%、隔離失敗が約 9.3% となった。ここで、早期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンス及び後期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスの定義は PWR と同様である。過温破損については、多くのプラント損傷状態に対する主要な格納容器機能喪失モードである。炉心損傷前の格納容器過圧破損はレベル 1 地震 PRA において格納容器が機能喪失しているシーケンスであり、レベル 2 地震 PRA における緩和手段がないことから格納容器機能喪失頻度の寄与が大きい結果となった。また、隔離失敗については格納容器バイパス事象となることから、PWR 同様、全てのプラント損傷状態に対して寄与が大きい結果となった。

これらの結果に対して、BWR-5 を対象とした地震時に特徴的な事故シナリオとして、原子炉容器からの配管が複数本ある系統において多重 LOCA 事象が生じた場合の事故進展について MELCOR コードを用いて解析した。破断を考慮する系統は、再循環系、主蒸気系、原子炉停止時冷却系、低圧注水系及び給水系を選定し、各系統の全ての配管が破断することにより多重 LOCA が発生すると

仮定した。結果として、多重 LOCA が発生した場合において、緩和設備を用いることで格納容器機能喪失を回避する可能性を示した。

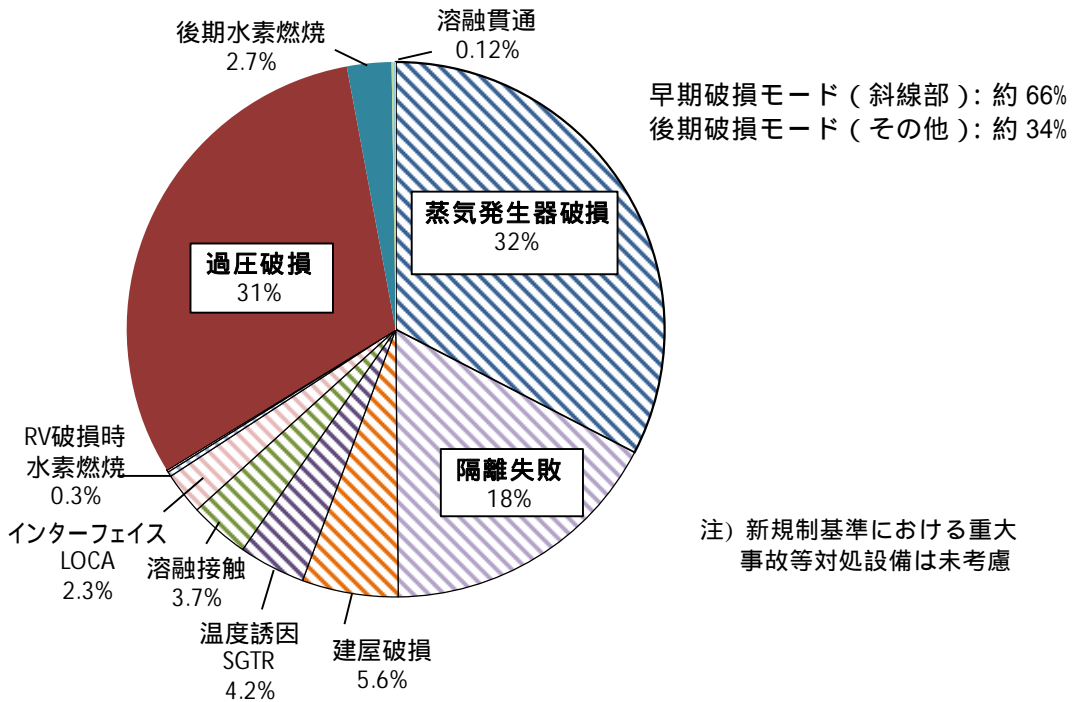


図 2.1.1-10 3ループ PWR の格納容器機能喪失モードの寄与割合^(参2)

Fig. 2.1.1-10 Contribution rate of containment failure modes for 3Loop PWR

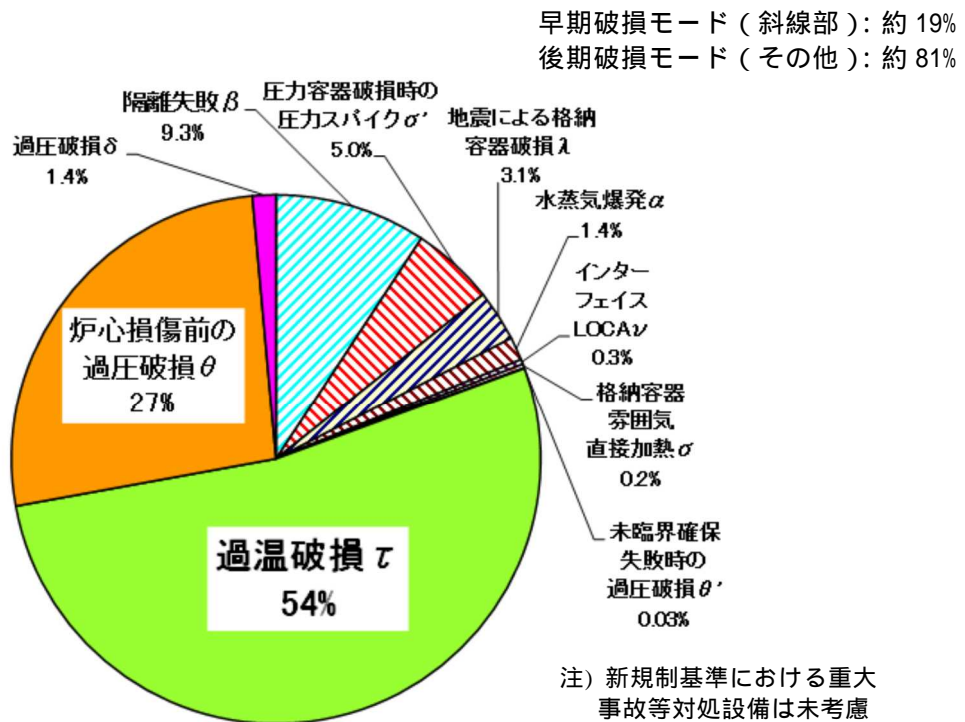


図 2.1.1-11 BWR-5 の格納容器機能喪失モードの寄与割合^(参2)

Fig. 2.1.1-11 Contribution rate of containment failure modes for BWR-5

レベル2地震PRAに関する重大事故等対処設備のモデル化

a. プラント損傷状態の分類の検討

新規規制基準の施行に伴い、炉心損傷の防止のための緩和系に加えて、炉心損傷後に格納容器の機能維持のために作動を期待する緩和系が充実した。そのため、従来のプラント損傷状態（以下、「PDS」という。）分類を見直し緩和系の作動不作動の状態の情報をPDSに含めることが必要となる。ここでは、そのようなレベル1地震PRAとレベル2地震PRAのそれぞれで緩和機能を考慮する重大事故等対処設備のうち、格納容器自然対流冷却設備等に注目して、炉心損傷頻度評価で考慮した緩和系の状態が格納容器機能喪失頻度評価にも反映されるように見直しを検討した。見直し後のPDSの分類方法を表2.1.1-4に示す。

3ループPWRでは、格納容器内の原子炉キャビティにおける冷却水の有無及び格納容器自然対流冷却による格納容器除熱の有無によってPDSの分類を行った。原子炉キャビティの冷却水の有無は、格納容器スプレイ系によって燃料取替用水ピットの保有水を格納容器内に持ち込むことに成功しているかに加え、LOCA事象等によって一次冷却材並びに炉心注水によって燃料取替用水ピットの保有水の持ち込みがなされるかを判断基準として分類を行った。原子炉キャビティに冷却水が存在する場合を考慮し、格納容器イベントツリーの事故進展後期における水蒸気蓄積等による過圧・過温破損の発生確率を工学的判断によってPDSごとに設定した。さらに、これらの見直しをしたPDS分類を用いることで、重要なシビアアクシデント現象である溶融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）、MCCIの発生確率の違いをより詳細に考慮することができるようになった。

ただし、レベル1地震PRAのミニマルカットセット情報を引き継いでいないため、精緻に各設備単位の詳細までを考慮できていないことが課題として残っている。例えば、レベル1地震PRAにおいて考慮される格納容器スプレイ系に関して、常設されているスプレイポンプの故障がある場合に故障要因に関する詳細な情報を引き継ぐことが出来ない。このため、炉心損傷後において機能が復旧する可能性のあるポンプの故障であったとしても、現在の評価では一様に格納容器スプレイ系の機能喪失として扱われる。これらはミニマルカットセットとして故障要因を適切に引き継ぐことによりレベル1-レベル2地震PRA間での情報共有が可能となり、実際の事故時手順において考慮される緩和系の復旧操作等も含めて今後の更なる検討が必要である。

b. 事故進展解析のためのモデル整備

重大事故等対処設備を考慮したレベル 2 地震 PRA においては、重大事故等対処設備による格納容器内の熱流動状態、格納容器内で発生するシビアアクシデント現象に関する影響を把握する必要がある。そのため、MELCOR コードを用いて重大事故等対処設備を考慮した事故進展解析を行った。

3 ループ PWR を対象に、重大事故等対処設備のうち代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却設備等をモデル化した。また、ABWR を対象に、重大事故等対処設備のうち格納容器下部注水、代替格納容器スプレイ、フィルタ付格納容器ベント（以下、「フィルタベント」という。）等をモデル化した。この際、重大事故等対処設備に関する設備容量に加えて、対策を行う判断の時間遅れ、手動操作並びに現場へのアクセス等の時間遅れ、実施手順等を考慮した。また、温度誘因の SGTR について解析を行い、発生確率及び不確かさ分布を定量化した。

特に重大事故時における炉心損傷後の環境への放射性物質放出量の低減を目的に追設されるフィルタベントについては、運転員の操作、判断等の実施手順及び環境へ管理放出する放射性物質の除染係数などの物理的な現象をモデル化する必要がある。そこで、フィルタベントモデルを作成し、格納容器内の熱流動挙動に着目した事故進展解析を行った。フィルタベントのモデルは、配管及びフィルタベントの圧損を考慮し、フィルタによる除去効果については、実験的知見^(参¹⁰)からその除去係数を与えるものとした。

これらの事故進展解析の結果から、重大事故等対処設備を考慮した場合における格納容器イベントツリーにおいて考慮する設備について検討し、3 ループ PWR は、格納容器内水素対策設備に関するヘディングを、ABWR は、格納用容器下部注水に関する対策のヘディングを格納容器イベントツリーに追加する必要があることを抽出した。そこで、システム信頼度を評価するフォールトツリーについて、3 ループ PWR を対象とした格納容器内水素対策、ABWR を対象とした格納容器下部注水系を新規モデル化するとともに、既往の格納容器隔離系モデルについては、両者ともに最新の知見を踏まえてフォールトツリーの見直しを行った。これらの設備は、重大事故等対処設備のうち格納容器破損防止対策にのみ使用される設備であり、サポート系を除き格納容器機能喪失頻度評価において単独で考慮すべきモデルである。

一方で、レベル 1 PRA とレベル 2PRA のどちらでも使用されるフロントライン系やサポート系の設備については、今後の成功基準解析の実施を通じて、炉心損傷防止の観点との従属性を考慮した格納容器破損に対する成功基準を設定する必要があり、これらの検討結果から得られる知見を活用したシステム信頼性解析のためのモデルの整備を進める計画である。

c. 不確実さ解析手法の整備

レベル 2 地震 PRA の不確実さ解析を行う場合、格納容器破損防止に係る緩和システムの信頼性に関する分岐確率と、重大事故に係る物理化学現象の発生に関する分岐確率を組み合わせる。緩和システムの信頼性については、対数正規分布等の定型的な確率分布でその不確実さ幅が表現できることに対して、FCI による急激なエネルギーの放出、格納容器直接加温等のエナジェティック事象に関しては、実験的な知見に基づく極めていびつな形をした確率分布を扱う必要がある。これまで主力の PRA コードとして適用されてきた Win-NUPRA では、基本的に対数正規分布型の確率分布しか扱うことができないため、エナジェティック事象に関する確率分布を考慮した不確実さ解析を行うために、レベル 1 地震 PRA の実施を目的として開発された地震 PRA 解析コードを改良した。図 2.1.1-12 に改良した地震 PRA 解析コードの機能と解析の流れを示す。本コードは、地震耐力及び応答に基づく地震損傷確率の算出、Win-NUPRA を利用したミニマルカットセットの生成、炉心損傷頻度の定量化、重要度解析等の機能を有する。これらの機能に加えて、改良した地震 PRA 解析コードでは、対数正規分布型、ヒストグラムを用いたいびつな形状の確率分布等をまとめて処理することが可能となり、レベル 2 地震 PRA の範囲まで不確実さ解析を行う環境整備が整った。今後、評価の入力となる PRA モデルの成熟に伴い、改良した地震 PRA 解析コードを適用した不確実さ解析を実施し、本コードの妥当性を確認するとともに、レベル 2 地震 PRA 手法の高度化を目指す計画である。

表 2.1.1-4 3 ループ PWR におけるプラント損傷状態の分類方法^(参2)

Table 2.1.1-4 Plant damage states for 3Loop PWR

記号			プラント状態
1	2	3	
A			大中破断LOCA (1 次系)
S			小破断LOCA (1 次系)
T			2 次系破断 (トランジェント)
	E		早期炉心損傷
	L		後期炉心損傷
		C	格納容器スプレイ 作動
		D	格納容器スプレイ 再循環失敗 自然対流冷却作動
		F	格納容器スプレイ 再循環失敗
		N	格納容器スプレイ 不作動 自然対流冷却作動
		O	格納容器スプレイ 不作動

注) プラント損傷状態は 3 文字のプラント状態を表す記号で表され、記号 1 は起因事象、記号 2 は炉心損傷時期、記号 3 は格納容器の状態を示す。
また、格納容器スプレイには、代替格納容器スプレイを含む。

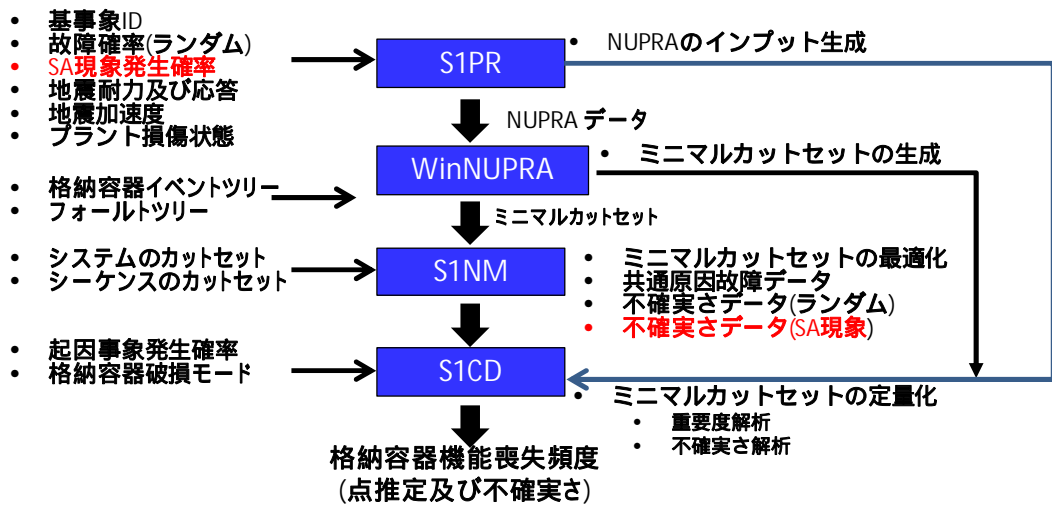


図 2.1.1-12 改良した地震 PRA 解析コードの機能と解析の流れ^(参2)

Fig. 2.1.1-12 Flow diagram and functions of an improved seismic PRA code

(3) レベル 3 PRA 手法の整備

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ制定された原子力災害対策指針^(参 11)(以下、「原災指針」という。)では、従来の防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲 (Emergency Planning Zone) に代わり、新たに、予防的防護措置を準備する区域 (Precautionary Action Zone (以下、「PAZ」という。)) 及び緊急時防護対策を準備する区域 (Urgent Protective Action Planning Zone (以下、「UPZ」という。)) の概念が導入されるとともに、防護措置として、PAZ 圏内では全面緊急事態に至った時点で原則として即時避難を実施すること、UPZ 圏内は原則として屋内退避を実施し、原子力施設の状況に応じて段階的に避難を行うこと等が示された。

本研究では、原災指針に示される段階的な避難を考慮したレベル 3PRA を可能とするために、米国サンディア国立研究所が開発した確率論的環境影響評価コード MACCS2^(参 12) に規制庁が独自の改良を加えたコード (以下、「MACCS2-NRA」という。) に対し、事故初期の緊急時フェーズ期間、放出継続時間及び屋内退避時間の拡張を図るとともに、放出源からの距離に応じた段階的な避難を考慮するための避難モデルを作成した。

また、シングルユニットにおけるレベル 1~3PRA に関する重大事故等対処設備による重大事故対策 (フィルターベントシステム等) を考慮した一貫した解析が行えるように、レベル 3PRA 手法を検討した。

さらに、レベル 3PRA に用いるサイトデータ (人口分布データ及び被ばく低減係数データ) を最新の統計情報等^{(参 13),(参 14),(参 15)} に基づき更新した。

2.1.2 マルチユニットの地震 PRA 手法の整備

(1) 地震による機器損傷の相関評価

強地震動下では、複数の機器が同時に損傷することが想定される。しかし、同じ規格の機器であっても設置場所の違い等により必ずしも全て同時に損傷するとは限らない。そこで本研究では、地震時に機器が特定の要因（入力地震動、設置位置等）により同時損傷する割合（損傷の相関）に着目しその影響を検討した。

ここでは応答の相関は、建屋内の二つの位置における加速度応答スペクトルから算定した。加速度応答スペクトルの各固有周期帯 T_i に対して、質点系モデル M_j の質点 G_k の応答スペクトル $S_R(T_i, M_j, G_k)$ を評価する。例えば、同一質点系モデル M_1 の質点 G_1 の固有周期帯 T_1 における応答 R_1 と質点 G_2 の周期帯 T_2 における応答 R_2 との相関係数 $\rho_{R_1R_2}$ は以下により評価する。

$$\rho_{R_1R_2} = \frac{Cov(S_R(T_1, M_1, G_1), S_R(T_2, M_1, G_2))}{\sigma_1 \sigma_2}$$

ここで、 $(Cov(S_R(T_1, M_1, G_1), S_R(T_2, M_1, G_2)))$ は $S_R(T_1, M_1, G_1)$ と $S_R(T_2, M_1, G_2)$ の共分散であり、 σ_1 及び σ_2 は $S_R(T_1, M_1, G_1)$ と $S_R(T_2, M_1, G_2)$ の標準偏差を示す。

図 2.1.2-1 に同一建屋内の二つの機器の応答の相関係数に関して、それらの建屋内での設置場所に加えて、減衰定数及び固有周期の違いの観点から整理した結果を示す。

評価対象のプラントにおいて上記手法により相関係数を算定し、この結果に基づき機器間の同時損傷確率を評価することにより、地震動に起因する機器損傷の相関をより精緻に PRA に反映することが可能となる。

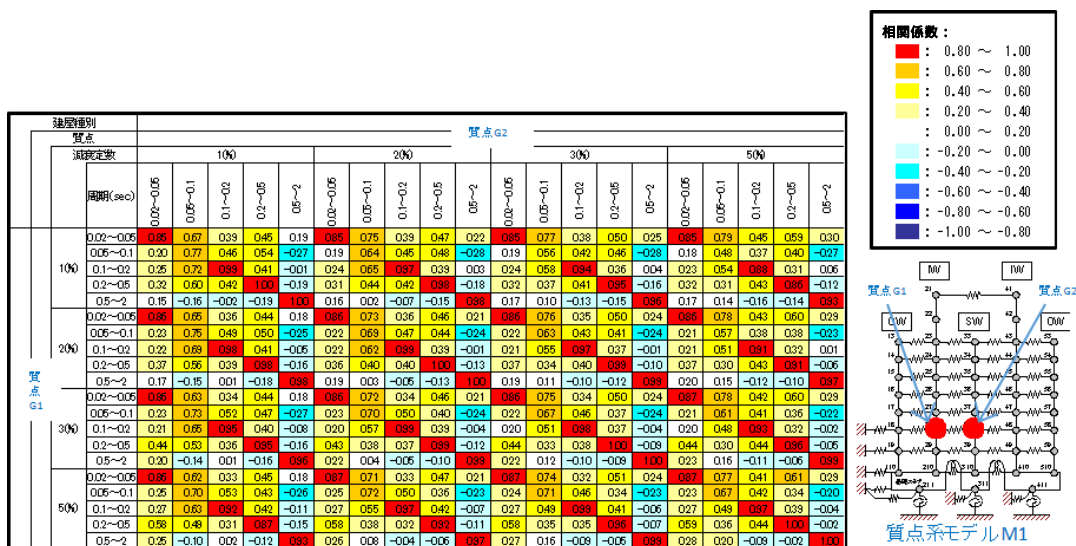


図 2.1.2-1 建屋内の二つの機器の応答の相関係数の算定例(参2)

Fig. 2.1.2-1 Example of analysis of correlation coefficients for response of different two components in the building

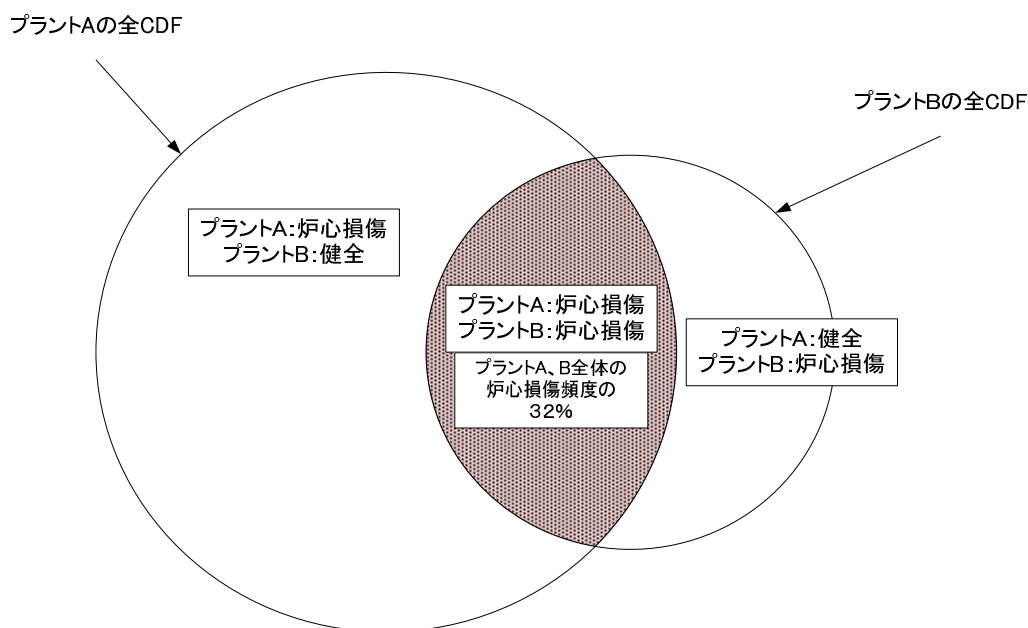
(2) マルチユニットのレベル1地震PRA手法の検討

シングルユニットの地震PRAでは、ミニマルカットセットを用い上限近似により評価していたが、マルチユニットの地震PRAではミニマルカットセットの数が膨大になること、上限近似による誤差も大きくなると考えられることから、モンテカルロによる評価手法を採用することとし、実績のあるSECOM2-DQFMコード(参16)を用いて、手法整備を行うこととした。ただし、シングルユニットのモデルをそのまま置き換えると、基事象数やシーケンス数が本コードの制限を上回る。このため基事象についてはランダム故障の基事象を統合することによって数を減らし、シーケンス数については、通常システムごとに定義するイベントツリーヘディングではなく、プラントごとやPDSごとの大きなくりのイベントツリーヘディングを定義することでこれらの課題を解決した。

また、一般には、入力地震動がプラントごとに異なるため、プラントごとに異なる入力地震動を用いた詳細な評価手法が必要となる。しかし、このような詳細評価は技術的に困難であるため、プラント間における応答スペクトルの相関係数を導入し、単一の入力地震動を用いた簡易的な評価をすることとした。

一連の手順で、設計が異なるBWR-5及びABWRの2基が立地するマルチユニットサイトにおいて、マルチユニットサイトのレベル1地震PRAモデルを試作し、試解析(参17, 18)を行い、評価手法の適用性を確認した。同一系統の同種機器間の損傷の相関には、プラントの相関は完全相関として1.0を、プラント間の相関についてはNUREG1150(参19)の値を参考に0.75の相関係数を仮定した。試解析結果を図2.1.2-2に示す。プラント2基が同時に炉心損傷する割合は、

それぞれのプラントが単独で立地するとして評価した炉心損傷頻度の合計値の32%程度であった。



参考文献 17)の図 3 に一部加筆

図 2.1.2-2 マルチユニットのレベル1地震PRA試解析結果

Fig. 2.1.2-2 Example of level1 seismic PRA of a multi-unit site

(3) マルチユニットのレベル1/2地震PRAのインターフェイス

マルチユニットのレベル1PRAで算出される発生頻度に関するデータを、レベル2PRAへ受け渡し、マルチユニットにおける放射性物質の放出頻度を計算するための計算コードシステムを作成した。作成した計算コードシステムの計算フローを図2.1.2-3に示す。

プラント損傷状態の組合せ別炉心損傷頻度の算出

マルチユニットのレベル1PRAコードから出力される同時発生事故シーケンスごとの事故シーケンス記号及びイベントツリー情報をプラント損傷状態の組合せ別に集計し、事故シーケンス番号とプラント損傷状態の対応に関する入力データ（入力データ）を作成する。

入力データ、サンプリングごとの各プラントの地震動別の事故シーケンス番号を記述した同時発生事故シーケンス情報（入力データ）及び地震ハザード（地震動レベルごとの単位加速度当たりの地震発生頻度）、その他計算に必要な解析条件等に関する入力データ（入力データ）を用いて、プラント損傷状態の組合せ別に地震動レベルごとに炉心損傷頻度を算出する。また、この地

震動レベルごとの炉心損傷頻度を地震動レベル(地震加速度)に関して積分し、プラント損傷状態の組合せ別に炉心損傷頻度(積分値)を算出する。

なお、マルチユニットのレベル1PRAコードは、SECOM2-DQFMコード(参16)を改良したものである。

放出カテゴリーの組合せ別格納容器機能喪失頻度の算出

プラントごとの放出カテゴリー(プラント損傷状態と格納容器破損モードの組合せとして定義)別条件付格納容器機能喪失確率から、地震動レベルごとに放出カテゴリーの組合せ別の格納容器機能喪失確率に関する入力データ(入力データ)を算出する。

前項で算出したプラント損傷状態の組合せ別の炉心損傷確率、入力データ、及び地震ハザード等の計算に必要な解析条件(入力データ)を用いて、放出カテゴリーの組合せ別に地震動レベルごとに格納容器機能喪失頻度を算出する。また、この地震動レベルごとの格納容器機能喪失頻度を地震動レベル(地震加速度)に関して積分し、放出カテゴリーの組合せ別に格納容器機能喪失頻度(積分値)を算出する。

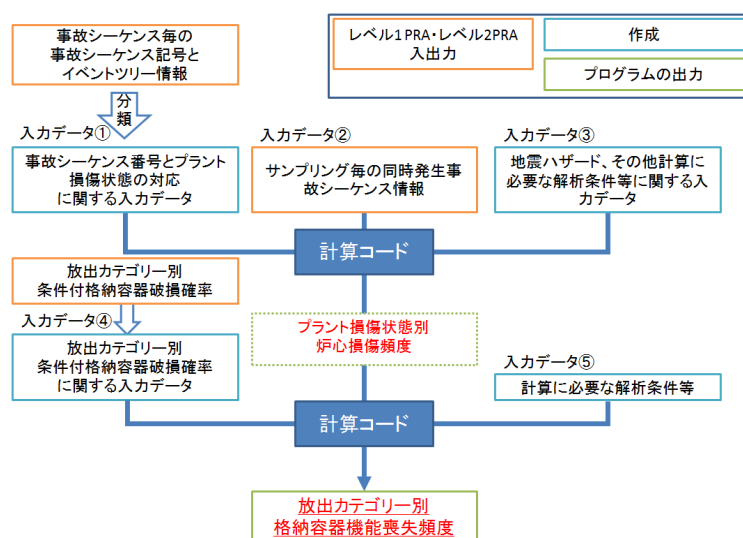


図 2.1.2-3 放射性物質の放出頻度の計算フロー(参2)

Fig. 2.1.2-3 Calculation flow of radioactive material release frequency

(4)マルチユニットのレベル3地震PRA

簡易的な気象条件において、複数基の原子炉から大量の放射性物質が大気中に放出される際に急性障害(しきい値を越える線量を被ばくした場合に、被ばく後数週間以内に症状が出現する障害)が発生するような仮定をおいた試算を行い、放射性雲の影響の重ね合わせによる急性障害の発生確率の特徴を把握した。(参20)

図 2.1.2-4 に、主な解析条件を示す。

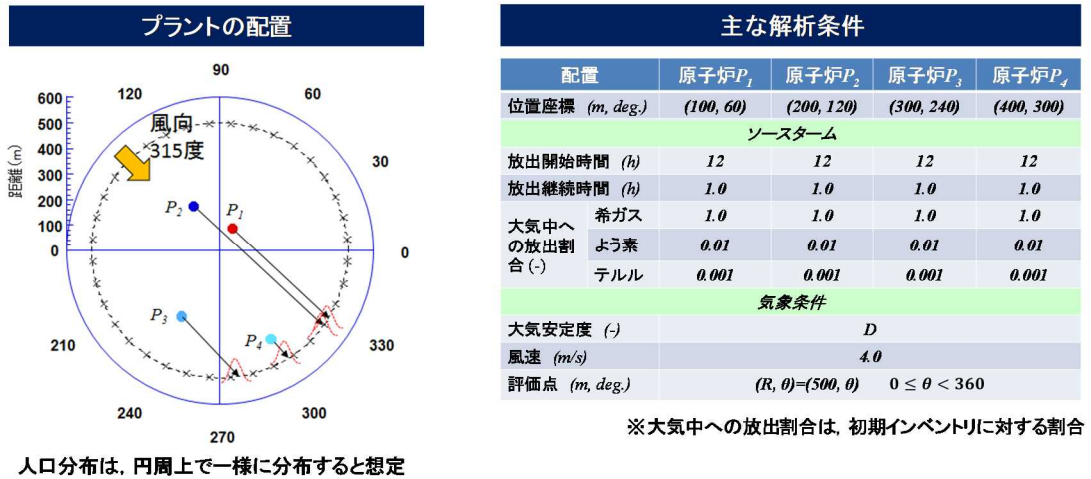


図 2.1.2-4 主な解析条件(参 21)

Fig. 2.1.2-4 Analytical conditions

試算の結果、図 2.1.2-5 に示すとおり、単基の線量から急性障害の発生確率を独立して合算した場合（単基合算）に比べて、4 基の線量から急性障害の発生確率を計算した場合（4 基重合せ）については、線量の合算により、線量がしきい値を超えた領域で新たに急性障害の発生確率が出現する可能性があることが分かった。

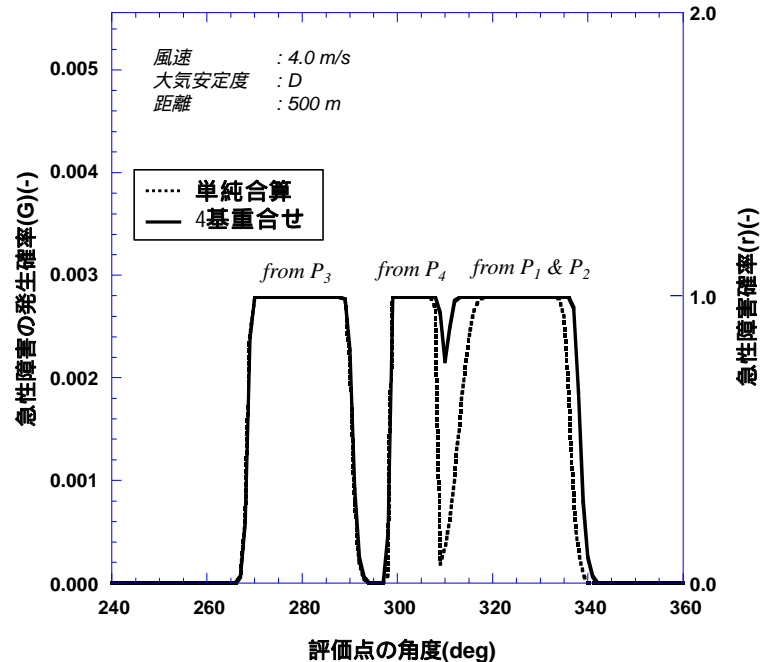


図 2.1.2-5 急性障害の発生確率(参 21)

Fig. 2.1.2-5 Calculated result of the conditional probability of individual early health effect

2.2 津波 PRA のためのシナリオの検討

津波 PRA 手法の検討には、津波ハザード（津波高さや継続時間等）屋外設備、搬入口等の浸水源の特定、浸水により機能喪失する設備の特定及びシナリオの検討が必要である。屋外設備、搬入口等の浸水源の特定については、地形や海岸からの距離にもよるが、遡上により海岸の津波高さの数倍の高さまで津波が押し寄せ、屋外設備の機能喪失や建屋の搬入口等からの浸水により建屋内設備が機能喪失する可能性があるため、津波の遡上解析が重要であり、評価手法が検討されている。

ここでは、建屋内への浸水がある場合の津波シナリオの検討を行った。従来の津波 PRA におけるシナリオ解析では、設備ごとの浸水高さについて十分な検討をしていなかった。設備の設置高さが同じであっても、浸水経路によっては設備の機能維持が可能な場合もあるため、従来の津波シナリオを見直す必要がある。さらに、津波防護施設、浸水防護設備の津波対策の強化もなされていることから、それらの効果を反映するためにも浸水経路を考慮した津波シナリオの検討を行った。なお、浸水経路を検討するに当たり、遡上によって搬入口等の浸水源に到達する津波高さは考慮していない。

まず、浸水経路を考慮した津波シナリオの検討のため、建屋外の水位は常に海岸の津波高さであるとの単純な仮定をおき、津波防護施設、浸水防護設備の設置場所を調査して建屋内の浸水区画の設定を行い、津波襲来時の建屋内における浸水経路を分析した。その分析結果を基に、安全上重要な設備に影響を与える津波防護施設、浸水防護設備の機能喪失について整理し、津波シナリオを検討した。津波 PRA の浸水・伝播のイメージ例を図 2.2-1 に示す。図 2.2-1 に示すように、建屋内への津波の浸水経路には海水取水口からの経路と敷地内の建屋地上開口部からの経路があり、浸水経路の違いにより浸水範囲及び浸水深が異なる。

津波シナリオを検討した結果、次の知見が得られた。

- 1) 建屋内浸水の影響評価には、津波高さ、安全上重要な設備の設置高さ、津波防護施設及び浸水防護設備の設置位置だけでなく、建屋地上開口部位置、大きさ、ドアの強度、貫通部等の止水処理による水密性の情報が課題として抽出され、PRA モデル構築上重要である。
- 2) 津波来襲までの時間によっては、原子炉の手動停止、ドアの開閉確認等を行うことができる可能性があるため、津波来襲時のプラント状態の検討が必要である。

今後は、建屋内の浸水経路の違いによる設備の浸水の有無を評価するツールを作成する。また、遡上解析により得られた屋外設備、搬入口等の浸水源の情報を反映した詳細解析を行い、安全性向上に係る PRA 等の確認に活用する。

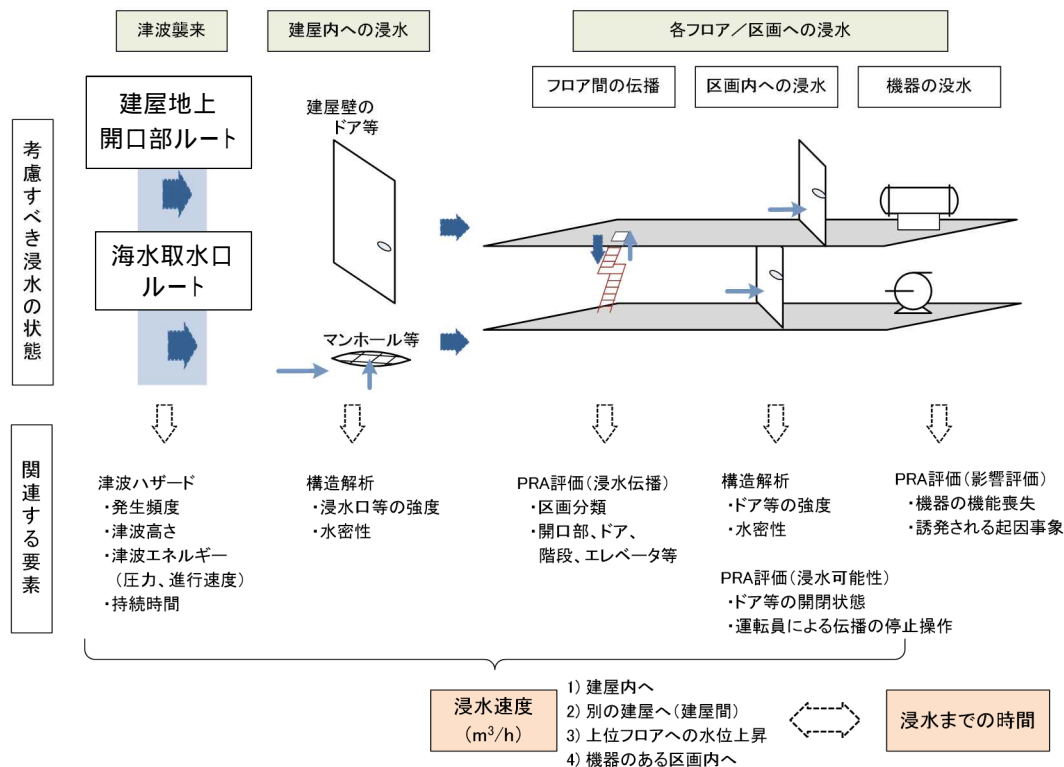


図 2.2-1 津波の浸水伝播イメージ及び津波影響評価項目例^(参2)

Fig. 2.2-1 Image of tsunami flood propagation and example of assessment tsunami effects

2.3 使用済燃料ピットにおけるレベル1地震及び津波 PRA モデルの構築

「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」^(参1)では、評価対象とする事象は、PRA 手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとしており、使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）についても地震及び津波 PRA を確認するための技術的知見を整理しておく必要がある。また、使用済燃料プールについても新規制基準対応で重大事故等対処設備が整備され、これらの設備を考慮した PRA モデルの検討が必要である。このため、3ループPWRの使用済燃料ピットを対象に、レベル1地震及びレベル1津波 PRA 手法を検討するとともに、重大事故等対処設備を考慮した PRA モデルを構築した。

SFP を対象として、起因事象を検討し、SFP 本体の損傷、SFP 入口配管破断、SFP 出口配管破断、SFP 水浄化冷却系機能喪失及び外部電源喪失の5事象を選定した。SFP 入口配管破断事象では、サイフォンブレーカーの健全性(閉塞により機能喪失)により SFP 外への冷却材流出流量が大きく異なり、シナリオが異なるため、二つの起因事象に分割した。SFP 水浄化冷却系機能喪失事象は、フロントライン系機器損傷とサポート系機器損傷の二つの起因事象に分割した。さらに、サポート系機器損傷には、補機冷却系の損傷と海水系の損傷があり、海水系が損傷した場合には非常用ディーゼル発電機が使用不可になることから、補機冷却系機器損傷及び海水系機器損傷の二つの起因事象に分割した。以上の検討の結果、八つの起因事象を設定した。地震 PRA では、全ての機器に損傷の可能性があるため、八つの起因事象の全てを考慮する。一方、津波 PRA では、SFP は原子炉建屋内に設置されているため、漂流物による影響及び波力の影響は無視できるものとして SFP 本体の損傷、SFP 入口配管破断、SFP 出口配管破断は想定せず、四つの起因事象を考慮した。これらの起因事象は、事故発生から遮蔽が維持できる水位まで低下するまでの余裕時間及び期待できる緩和手段の観点で事象が厳しいと考えられる順に並べ、階層ツリーを作成し、起因事象の発生確率を算定した。

SFP への緩和操作は、SFP の水位が大きく低下した場合、遮蔽能力の低下により現場操作を行えないものとした。余裕時間は、事故発生から遮蔽が維持できる水位まで低下するまでの時間とし、新規制基準対応で整備された重大事故等対処設備等を含む全ての設備から、準備時間が余裕時間を超えず、必要容量を満たす設備をモデル化対象とした。さらに、地震時及び津波時の特徴から緩和手段のスクリーニングを行った。地震 PRA については、耐震 S クラス若しくは S クラス相当の耐震設計が施された機器以外は耐震性を担保できないとして除外した。津波 PRA については、機器は没水により機能喪失するとし、機器が機能喪失する津波高さは機器の設置高さ及び浸水口高さ以上と仮定し、津波高さごとに没水する機器は除外した。

SFP 本体の損傷は、冷却水の漏洩が止められないため、燃料損傷に直結する事象とし、イベントツリーによるシーケンス展開を行わないこととした。また、入口配管の破断時にサイフォンブレイカーが機能喪失している場合、短時間(15分程度)で遮蔽の維持できる水位以下まで水位が下がり、期待できる緩和手段がないことから、燃料損傷に直結する事象とした。

選定された緩和手段を用い、起因事象ごとにイベントツリー及びフォールトツリーを作成し、モデルを構築した。

今後は、SFP 及び関連設備のフラジリティ評価を反映した詳細解析を行い、安全性向上に係る PRA 等の確認に活用する。

2.4 地震及び津波以外の外部事象 PRA に関する調査

地震及び津波以外の外部事象によるリスク評価手法に関して米国における状況を調査した。米国の外部事象の PRA 手法は、NUREG-1407^(参22)等に示されている。さらに、米国の学協会 PRA 標準^(参23)のパート 6 に「その他の外部事象」のスクリーニング基準が示され、パート 7 に強風、パート 8 に外部溢水、パート 9 にこれら以外のその他の外部事象の PRA に関する要求事項が記載されている。また、米国の電気事業者が作成した個別プラント外部事象評価^(参24)(以下、「IPEEE」という。)を調査し、地震、火災を含む全ての外部事象によるプラントの安全への影響評価の実施状況を整理した。このうち、竜巻及び強風に関しては、上記の民間 PRA 標準の中で、ニューヨーク州インディアンポイント炉等の IPEEE を参考解析とすることが示されている。さらに、経済協力開発機構 / 原子力機関 (OECD/NEA) の外部事象に係るワークショップの資料^(参25)等についても調査・検討を行った。海外での外部事象のスクリーニング条件、要求条件に関する知見、外部事象 PRA 実施状況として、強風・竜巻、外部洪水、雷に対する実施例を確認し、評価機器、起因事象の選定及びフラジリティについての知見を得た。地震時火災、火山 PRA については PRA の実施例はなく、定性的な影響評価により、これらの外部事象による脆弱性はないと判断された事例を確認し、これらの外部事象に対して考慮すべき脆弱性や外部事象の選定法等に係る知見を得た。今後は、調査結果を地震及び津波以外の外部事象に対する PRA 手法の整備に反映していく。

3. まとめ

3.1 成果の要点

地震及び津波を含む外部事象による原子力発電所のリスク評価に係る手法を検討した。シングルユニットにおけるハザード評価、フラジリティ評価を含むレベル1～3PRAの手法を高度化するとともに、マルチユニットの地震PRA手法の高度化として、相関性の評価手法の構築とマルチユニットのPRAモデルの構築を行った。津波PRAについては、建屋内における詳細な浸水経路の分析を進めるとともに、地震及び津波以外の外部事象について諸外国の文献を調査した。さらに、使用済燃料ピットのレベル1地震及び津波PRAモデルを構築した。

3.2 目標（目的）の達成状況

計画どおり、シングルユニットにおけるレベル1～3の地震PRAを行えるように評価手法を高度化した。具体的には、レベル1地震PRAでは、重大事故等対処設備を考慮したシングルユニットにおける評価手法の高度化を行った。レベル2地震PRAでは、プラント損傷状態の詳細化を行い、重大事故等対処設備を考慮した。また、レベル2地震PRAにおける不確実さ解析のために、複数の確率分布形状を考慮した地震PRA解析コードに改良した。レベル3PRAでは、段階的避難モデルをレベル3PRAコードMACCS2-NRAに組み込んだ。

マルチユニットのレベル1地震PRA手法の整備では、計画どおり、プラント内及びプラント間の機器の同時損傷確率の相関性の評価手法を検討するとともに、2基のBWRが立地するサイトでのマルチユニットのPRAモデルの構築を行った。

津波PRAでは、計画どおり津波襲来時の建屋内における浸水経路を分析し、浸水シナリオを抽出した。

使用済燃料ピットのレベル1地震及び津波PRAモデルの構築では、計画どおりSFP水位の遮蔽効果（地震時及び津波時）、津波高さ（津波時）の影響を考慮したモデルの高度化を行った。地震及び津波以外の外部事象に関する海外でのスクリーニング条件、要求条件、外部事象PRA実施状況について知見を整理した。

3.3 成果の活用等

研究の成果は、「PRAの説明における参照事項」(原子力規制庁,平成25年9月)^(参26)、「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」(平成25年11月27日原規技発第1311273号原子力規制委員会決定)^(参1)の制定に活用された。また、発電用原子炉設置者が報告した重大事故対策を含むPRAに関する評価及びその技術的根拠の確認に、外部事象PRA手法を活用した。

文 献

- 1) 原子力規制委員会、「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」、平成 25 年 11 月 27 日
- 2) 伊東智道、堀田亮年、舟山京子、下崎敬明、出井千善、藤本春生、西尾正英、西村健、小城烈、鈴木ちひろ、飯島亨、川内英史、儘田豊、田岡英斗、寺垣俊男、地震・津波に係るリスク評価関連手法等の整備、安全研究に係る事後評価結果 別紙 3-11、平成 28 年度 事後評価調査票、平成 30 年 1 月 31 日
- 3) S. Noda, K. Yashiro, K. Takehashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe, "Response spectra for design purpose of stiff structures on rock sites," OECD-NEA workshop on the relation between seismological data and seismic engineering (2002)
- 4) 日本原子力学会、「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」、AESJ-SC-P006:2015, (2015)
- 5) 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 17 年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その 3（総合評価）に係る報告書」
- 6) 伊東智道、下崎敬明、藤田哲史、濱口義兼、久保光太郎、大類馨、郡山民雄、藤本春生、PRA の活用に係る検討と基盤整備、安全研究に係る事後評価結果 別紙 3-8、平成 28 年度 事後評価調査票、平成 30 年 1 月 31 日
- 7) 井上正明、小野寛、上原宏明、小西秀雄、多重故障事象の影響評価に関する研究、安全研究に係る事後評価結果 別紙 3-1、平成 28 年度 事後評価調査票、平成 30 年 1 月 31 日
- 8) M. Nishio, "Seismic PRA of a BWR plant," OECD/NEA International Workshop on PSA of Natural External Hazards including Earthquakes," Czech Republic, June (2013).
- 9) R.O. Gauntt, R.K. Cole, C.M. Erickson, R.G. Gido, R.D. Gasser, S.B. Rodriguez and M.F. Young, "MELCOR Computer Code Manuals: Primer and User's Guide Version 1.8.5," NUREG/CR-6119, Vol. 1, Revision 2 (2000)
- 10) OECD/NEA/CSNI, "Status Report on Filtered Containment Venting," NEA/CSNI/R (2014)7, July (2014)
- 11) 原子力規制委員会、「原子力災害対策指針」、平成 24 年 10 月 31 日制定、平成 30 年 7 月 25 日全部改正

- 12) H-N Jow, J. L. Sprung, J. A. Rollstin, L. T. Ritchie and D. I. Chanin, "MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS), Model description," NUREG/CR-4691, Vol. 2 (1990)
- 13) 総務省、「平成 22 年国勢調査結果」
- 14) 総務省、「平成 23 年社会生活基本調査結果」
- 15) 総務省、「平成 25 年住宅・土地利用統計調査結果」
- 16) 劉峭、村松健、内山智曜、「地震時システム信頼性解析コード SECOM2 DQFM のユーザーズマニュアル」、JAEA-Data/Code、2008 年
- 17) K. Kondo, "Development of multi-unit seismic response correlation and level-1 seismic PRA model," SmIRT23, United Kingdom, August (2015).
- 18) K. Kondo, "Level-1 Seismic Probabilistic Risk Assessment for a PWR plant," OECD/NEA International Workshop on PSA of Natural External Hazards including Earthquakes, Czech Republic, June (2013).
- 19) USNRC: NUREG-1150, 2nd Draft for Peer Review, (1989).
- 20) 舟山京子、梶本光廣、「シビアアクシデント時の複数の放射性雲による敷地境界近傍への影響に関する分析」、日本原子力学会和文論文誌、第 16 巻、第 4 号、191～196 頁、2017 年 12 月
- 21) 舟山京子、「シビアアクシデント時の複数の原子炉からの放射性物質放出に伴う環境影響解析の試算」、第 14 回研究報告会、平成 30 年 6 月 6 日
- 22) J.T. Chen, N.C. Chokshi, R.M. Kenneally, G.B. Kelly, W.D. Beckner, C. McCracken, A.J. Murphy, L. Reiter and D. Jeng, "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," Final Report NUREG 1407, April(1991)
- 23) ASME/ANS, "Standard for Level 1/Large Early Release Frequency PRA for NPP Applications," ASME/ANS RA-S-2008
- 24) Consolidated Edison Company of New York, Inc., NUS Corporation and EQE International, "Individual Plant Examination of External Events for Indian Point Unit No. 2 Nuclear Generating Station, " December 1995
- 25) OECD/NEA, "Probabilistic Safety Assessment (PSA) of Natural External Hazards Including Earthquakes," NEA/CNRA/R (2014)9, July (2014)
- 26) 原子力規制庁、「PRA の説明における参照事項」、平成 25 年 9 月

「地震・津波に係るリスク評価関連手法等の整備」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

出井千善	技術研究調査官
小城烈	技術研究調査官
西村健	技術研究調査官
鈴木ちひろ	技術研究調査官

地震・津波研究部門

儘田豊	主任技術研究調査官
寺垣俊男	技術研究調査官