

安全研究成果報告
S/NRA/R Research Report

**緊急時活動レベル(EAL)に係る
リスク情報活用等の研究**

**Study on Risk-Informed Protective Measures associated with Emergency
Action Level (EAL)**

柴田 敏宏 市川 竜平 宇津野 英明
SHIBATA Toshihiro, ICHIKAWA Ryohei, and UTSUNO Hideaki

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)

令和2年6月
June 2020

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。

本報告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

緊急時活動レベル（EAL）に係る

リスク情報活用等の研究

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

柴田 敏宏 市川 竜平 宇津野 英明

要 旨

原子力災害時には、一般公衆に対する防護措置の必要性の有無、必要となる場合は実施の時期、方法の選択が重要な問題となる。これらの判断の基準として、関連する諸設備の状況やパラメータから緊急事態区分及び緊急時活動レベルが原子力災害対策指針に定められ、緊急時活動レベルに応じた防護措置を実施することとされている。

本研究では、防護措置実施の妥当性あるいは実効性を検証し、より適切な実施方法を検討するために、既存の研究成果から事故の影響の程度、放射性物質の環境中への放出に至るまでの時間、炉心損傷に至る確率といったリスクの大きさを評価するパラメータを収集し、緊急時活動レベル及び緊急事態区分の評価方法の検討と試行を実施した。加えて、放射性物質の環境放出が発生した場合に屋外を移動した時の被ばく線量を様々な仮定の下に試算し、併せて自然災害時の避難に係る知見をまとめることで防護措置実施の最適化のための知見を蓄積した。

更に、放射性物質の大規模な環境放出が発生した場合の一般公衆の影響評価に際してはレベル3 確率論的リスク評価手法が用いられる。国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発した確率論的環境影響評価コード OSCAAR を改良するため、地域防災計画の調査から防護措置のモデル化が必要となる項目を検討した。また、ヨウ素の影響評価及び屋内退避時の被ばく低減係数の設定に係るモデルを検討した。検討結果から、被ばく低減効果を評価するための解析手法整備が必要な項目を整理した。これらの検討については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究として実施した。

Study on Risk-Informed Protective Measures associated with Emergency Action Level (EAL)

SHIBATA Toshihiro, ICHIKAWA Ryohei, and UTSUNO Hideaki

Division of Research for Severe Accident,

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In the event of a nuclear emergency, whether protective actions are required for the general public, and if so, when and how to implement them will be an important issue. As criteria for these decisions, the Emergency Classification (EC) and Emergency Action Level (EAL) are defined based on the operating status of the systems or the parameters of the related equipment in the NRA Emergency Preparedness and Response Guide. The protective actions will be performed depending on the EC.

In this study, risk elements, such as the severity of accident consequences, release time of radioactive materials to the environment, and the probability of nuclear core damage were collected from the existing research to verify the adequacy and effectiveness of the protective actions. Evaluation methods for EC and EAL were also improved. In addition, radiation dose when fission products are released into the environment was calculated under various assumptions and insights related to natural disaster were accumulated in order to optimize the implementation of protective actions.

The Level 3 probabilistic risk assessment method is used to estimate the radiological impact on the general public in the case of a large release of radioactive materials to the environment. In order to improve the probabilistic accident consequence assessment code, OSCAAR, modeling of protective measures were investigated based on regional disaster prevention plans. In addition, a model for evaluating the effect of radioactive iodine, which has a large impact on radiation dose, and the dose reduction factor during sheltering were investigated. Based on the results of this study, the necessary elements required to develop an analytical method for evaluating the effect of dose reduction were investigated. These investigations were performed as a commissioned research by Japan Atomic Energy Agency.

目次

1. 序論	1
1.1 背景	1
1.2 研究の目的と概要	4
1.2.1 リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備	4
1.2.2 被ばく解析手法の整備	6
1.3 全体行程	6
2. 本論	8
2.1 リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備	8
2.1.1 ET を用いた EC 及び EAL の評価手法の適用性検討	8
2.1.2 事象推移及びソースターム情報を考慮したプラント状態評価手法の検討	18
2.1.3 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護措置実施方法の検討	24
2.1.4 防護措置実施に伴う放射線以外の要因による健康影響に関する事例検討	33
2.1.5 まとめ	36
2.2 被ばく解析手法の整備	37
2.2.1 被ばく解析手法の検討	37
2.2.2 委託研究による成果	39
3. 結論	43
3.1 成果の要点	43
3.1.1 リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備	43
3.1.2 被ばく解析手法の整備	43
3.2 目的の達成状況	44
3.3 成果の公表等	44
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	44
3.3.2 委託先等による公表	44
3.4 成果の活用等	44
3.5 今後の課題	44
参考文献一覧	46
執筆者一覧	50

表 目 次

表 1.1.1	日本電気協会により定義された EAL の一覧.....	3
表 2.1.1	本研究において対象とした炉心損傷 ET の起因事象.....	11
表 2.1.2	本研究において対象とした格納容器 ET 導入時の炉心損傷状態.....	12
表 2.1.3	分岐項目ごとの CCDP の値の例（図 2.1.2 で提示した計算値）.....	17
表 2.1.4	今回の評価において対象とした事故事象及び事故進展の概要.....	20
表 2.1.5	被ばく線量計算で設定した気象条件.....	25
表 2.1.6	試算に用いた移動シナリオの概要.....	26
表 2.1.7	調査対象とした自然災害.....	35
表 2.2.1	本研究の検討対象及び委託実施内容.....	38

目 次

図 1.1.1	防護措置実施の考え方.....	1
図 1.3.1	研究の全体行程.....	7
図 2.1.1	CCDP と EAL の ET へのマッピング例 (PWR CCWS 喪失)	13
図 2.1.2	CCDP と EAL の ET へのマッピング例 (PWR 中破断 LOCA)	15
図 2.1.3	CCFP と EAL の ET へのマッピング例 (PWR 中破断 LOCA)	16
図 2.1.4	評価対象とした事故シナリオの GE、炉心損傷、圧力容器及び格納容器破損時刻	21
図 2.1.5	各シナリオにおける事故の影響、格納容器破損までの時間余裕、CCFP の相関 (ABWR).....	23
図 2.1.6	各シナリオにおける事故の影響、格納容器破損までの時間余裕、CCFP の相関 (4L PWR).....	23
図 2.1.7	線量計算に係る避難行動のシナリオ b)及び c)の概略	26
図 2.1.8	ABWR TQUV 事象時の Xe-133 の大気中濃度の経時変化.....	29
図 2.1.9	ABWR TQUV 事象時のプラントから 1 km 地点での積算線量の経時変化	29
図 2.1.10	ABWR TQUV 事象時に GE 発出後直ちに行動を開始した場合の被ばく線量の経 時変化	30
図 2.1.11	PWR 小破断 LOCA(SL- δ)時の Xe-133 の大気中濃度の経時変化.....	31
図 2.1.12	PWR 小破断 LOCA(SL- δ)時のプラントから 1 km 地点での積算線量.....	31
図 2.1.14	PWR 小破断 LOCA(SL- δ)時に格納容器破損後に移動開始した場合の被ばく線 量の経時変化	32
図 2.2.1	避難モデルの模式図.....	40

1. 序論

1.1 背景

我が国の原子力災害対策指針¹（以下「原災指針」という。）では、緊急事態における原子力施設周辺の住民等に対する放射線の影響を最小限に抑える屋内退避・避難等の防護措置を確実なものとするため、原子力災害対策重点区域、施設の状態に応じた緊急事態区分（Emergency Class、以下「EC」という。）及びその判断基準として緊急時活動レベル（Emergency Action Level、以下「EAL」という。）を定めることとしている。原子力施設からの放射性物質の放出前には、EALによって判断されるECに応じた予防的防護措置が、放出後には、測定された放射線レベルに応じた防護措置がそれぞれ実施される。

これは、緊急事態の初期対応段階において、原子力施設の状態に応じて緊急事態を区分して、防護措置の準備・実施を適切に進めるための対応を実現することが国際的に求められている^{2,3,4}ことに対応している。EALは、緊急事態において、原子力事業者がECを判断するための基準として設定される。我が国では、原災指針及びその内容を解説した「原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説」⁵並びに原子力災害対策特別措置法⁶の第10条、第15条及びその内容を定めた省令及び規則によってその法的な枠組みが定められている。

初期対応段階における防護措置実施、EC及びEALの枠組みを図1.1.1に示す。

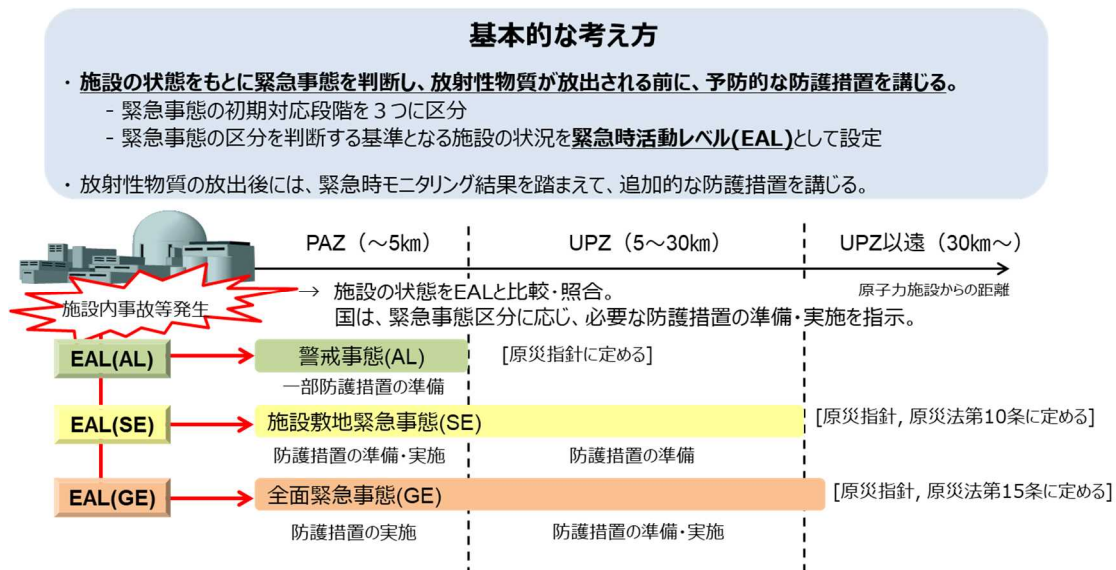


図 1.1.1 防護措置実施の考え方

Fig.1.1.1 Framework of protective action implementation

事故時において、放射性物質が放出される前に予防的防護措置を準備する区域（PAZ: Precautionary Action Zone、以下「PAZ」という。）内及び緊急時防護措置を準備する区域（UPZ: Urgent Protective Action Zone、以下「UPZ」という。）内に対して、施設の状況を基に緊急事態を判断し、避難等の予防的な防護措置を講じる。放射性物質の放出後には、緊急時モニタリング結果を踏まえて、UPZ 内及び施設の状況を踏まえ原子力規制委員会がその必要性を判断した区域においては、屋内退避等の追加的な防護措置を講じる。緊急事態は、原子力施設の状況を基に警戒事態（Alert、以下「AL」という。）、施設敷地緊急事態（Site Area Emergency、以下「SE」という。）及び全面緊急事態（General Emergency、以下「GE」という。）の三つに区分され、各区分を判断する基準となる施設の状況を EAL として設定している。施設内における事故等の発生時には、原子力事業者は施設の状況を EAL と比較・照合して EC を国に通報し、国は EC に応じて必要な防護措置の準備・実施を指示することとしている。原災指針に基づき日本電気協会において定義⁷された EAL の記号及びそれぞれの条件を表 1.1.1 に示す。

表 1.1.1 日本電気協会により定義された EAL の一覧

Table 1.1.1 Contents of existing EAL defined by JEAG

警戒事態を判断する EAL		施設敷地緊急事態を判断する EAL		全面緊急事態を判断する EAL		
基準分類*1	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件
設備	AL11	原子炉停止機能の異常のおそれ			GE11	原子炉停止の失敗又は停止確認不能
	AL21	原子炉冷却材の漏えい	SE21	原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動	GE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能
	AL22	原子炉給水機能の喪失	SE22	原子炉注水機能喪失のおそれ	GE22	原子炉注水機能の喪失
	AL23	原子炉除熱機能の一部喪失	SE23	残留熱除去機能の喪失	GE23	残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失
	AL24	蒸気発生器給水機能喪失のおそれ	SE24	蒸気発生器給水機能の喪失	GE24	蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能
	AL25	全交流電源喪失のおそれ	SE25	全交流電源の 30 分以上喪失	GE25	全交流電源の 1 時間以上喪失
状態			SE27	直流電源の部分喪失	GE27	全直流電源の 5 分以上喪失
					GE28	炉心損傷の検出
設備	AL29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失
	AL30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ	SE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失	GE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出
	AL51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE51	原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失	GE51	原子炉制御室の機能喪失・警報喪失
	AL52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE52	所内外通信連絡機能の全て喪失		
	AL53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE53	火災・溢水による安全機能の一部喪失		
状態			SE41	格納容器健全性喪失のおそれ	GE41	格納容器圧力の異常上昇
			SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用		
	AL42	単一障壁の喪失又は喪失可能性	SE42	2 つの障壁の喪失又は喪失可能性	GE42	2 つの障壁喪失及び 1 つの障壁の喪失又は喪失可能性
線量等				放射線量等の検出 (1)敷地境界付近の放射線量の上昇(SE01), (2)通常放出経路で気体放射性物質放出(SE02), (3)通常放出経路で液体放射性物質放出(SE03), (4),(5)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出(SE04,SE05), (6)施設内臨界事故のおそれ(SE06)		放射線量等の検出 (1)敷地境界付近の放射線量の上昇(GE01), (2)通常放出経路で気体放射性物質放出(GE02), (3)通常放出経路で液体放射性物質放出(GE03), (4),(5)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出(GE04,GE05), (6)施設内臨界事故の発生(GE06)
		外部事象発生等				
	AL55	その他原子炉施設以外に起因する事象等による原子力施設への影響	SE55	防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生	GE55	住民の避難を開始する必要がある事象発生

*1 EAL の基準分類は以下の内容により分類されている。

設備：非常用炉心冷却装置（ECCS）の作動や電源喪失など設備の不具合の程度に応じ設定している項目

状態：格納容器機能の異常や原子炉格納容器圧力逃し装置の使用などの原子炉施設の状況に応じ設定している項目

線量等：その他の敷地境界での放射線量の上昇など結果に応じ設定している項目

この EAL あるいは EC の妥当性については、これまでも評価は試みられているものの定性的な評価が主体であり定量的な評価を実施した事例は少ない。これまでに実施された EC 及び EAL の定量的な妥当性評価としては、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）により、条件付き炉心損傷確率（Conditional Core Damage Probability、以下「CCDP」という。）を指標として EAL と EC の妥当性評価事例が存在する⁸が、その手法については高度化を進め、他のパラメータを含めた評価手法を検討する必要がある。

放射線による一般公衆への影響、特に確定的影響を防止する、あるいは最小限に押さえるためには、防護措置を遅滞なく実施する必要があるが、一方で、防護措置の過剰、過早な実施は、移動中の事故や様々な健康上の問題を引き起こす可能性がある。このため、防護措置実施の基準となる EC 及び EAL の妥当性については、最新の知見に基づき適切に評価される必要がある。また、環境中への放射性物質の大規模な放出が生じた際における防護措置の有効性についても適切に評価する必要がある。特に EC 及び EAL の妥当性評価に基づき EAL の判断基準や防護措置の在り方を検討する場合には、現在の防護措置実施に係る様々な想定の下に事故時の被ばく線量の試算を行い、適切な在り方を検討することが求められる。

さらに、EAL 到達後に実施される予防的防護措置の有効性を評価するため、避難や一時移転のような公衆の移動を伴う措置に限らず、屋内退避や安定ヨウ素剤服用のような措置を含めた評価が重要である。原子力規制庁における安全研究では、これまでに安定ヨウ素剤服用による被ばく線量の低減効果を評価するための解析手法を整備しているが、建物別の換気率、遮蔽係数等の最新知見を反映するとともに、地域防災計画の防護措置パターンの取り込みの具体化を図る等、防護措置による被ばく低減効果を評価するための手法を継続的に整備していく必要がある。

1.2 研究の目的と概要

本研究では、効果的な防護措置の実施可能性を検討するために、炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係る事象の確率情報のみならず、それらの事象進展の時間及びソースターム放出量等のリスクに係る情報を活用して、各 EAL におけるリスクの定量的な評価手法を整備することを目的とする。あわせて原子力災害時における、建物別の換気率、遮蔽係数等の最新知見を反映するとともに、地域防災計画の防護措置パターンの取り込みの具体化を図る等、防護措置の被ばく低減効果を評価するための解析手法を整備することを目指した。具体的な検討の概要は、次のとおりである。

1.2.1 リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備

(1) イベントツリーを用いた EC 及び EAL の評価手法の適用性検討

NRC が行った手法を参照して、EAL に該当する事象に対応した CCDP を算出し、それらを EC と対応づけることによって我が国のプラントにおける EAL 及び EC の評価を試行

した。

NRCにおける研究⁸では、フォールトツリーにより、各 EAL に該当する状態に至る機器の故障あるいは誤操作のパターンを網羅的に調査し EAL ごとの CCDP を算出している。計算結果をまとめることで EAL からリスクの大きさを定量的に把握できるようにすると同時に、EAL の条件に該当する事象が発生した場合の EC の妥当性を評価している。

一方で、同一の EAL に該当する状態にあるプラントにおいても、その状態に至るまでの経過によって内包するリスクの程度は異なる。したがって EAL に該当した状態における CCDP は、その状態に至る経緯を条件に加えて計算すれば、同一の EAL に対して複数の値を取り得る。実際の事故時においても、EAL に該当するまでの経緯、特に起因事象については、一定程度掌握できている可能性が高いと考えられる。

また、NRC の手法では、事故の進展によってどのようにリスクが変化するか、あるいは、どういった装置の稼働状態がリスクの増減に大きく影響するかを把握することが難しい。しかし、これらの情報は事故が発生した場合の対処方針の検討に有用であり、容易に理解できるツールを作成することは有意義である。

本研究においては、イベントツリー（以下「ET」という。）上の分岐項目における CCDP を網羅的に計算すると同時に、ET 上の分岐項目における EAL を対応づける（以下「マッピング」という。）ことによって、事故シーケンスごとに各 EAL に該当する CCDP を算出し、評価に用いることとした。計算に当たっては、既往の PRA 研究で作成された炉心損傷 ET を参照して、事象シナリオ及び分岐確率を設定した。これにより、CCDP から判断した EC の妥当性を評価するとともに、得られた CCDP と EC とを相互に対照させて、主に設備の異常に伴う EAL を対象として、EAL の該当状態から CCDP を参照できるようにした。同時に事故シナリオの進展による CCDP 及び EAL の変化を視覚的に把握し、どのような事象がリスクの増減に大きく影響するか確認できる手法開発を目指した。

(2) 事象推移及びソースターム情報を考慮したプラント状態評価手法の検討

原子力災害発生時においても、放射性物質の環境放出が限定的であれば放射線被ばくの影響は小さいか、有意に検出することができなくなる。周辺環境あるいは一般公衆への影響が懸念される量の放射性物質が放出される場合においても、ある規模の放出がどの程度の確率で発生し、放出開始までの時間的な余裕がどの程度あるかという情報は、防護措置の実効性を評価する上で極めて重要と考えられる。

原災指針においては GE の宣言により直ちに PAZ 内の住民が避難することとされているが、上記の情報を整理し、この防護措置の判断基準である EAL を適正化に役立てることによって、避難時の混乱の防止、過剰、過早な防護措置の防止や適切な措置の選択に反映することができる。

本研究では、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係る事象の確率情報、事象進展の時間、ソースターム放出量等の情報を考慮して炉心損傷時点でのプラント状態の評価手法

の検討を行い、その適用性の見通しを得ることを目的とした。本検討を行うにあたって、既往の PRA 研究で作成された炉心損傷及び格納容器 ET 並びに既存の事象進展解析結果を参照した。

(3) 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護措置実施方法の検討

被ばく以外のリスクも含めた全体的なリスク低減のためには、EAL の判断基準と事象進展、気象条件等の環境条件等に応じて、避難を含む防護措置実施を一定時間遅らせることが正当化できる可能性が考えられる。この検討のためには避難開始時刻を一定時間、あるいは格納容器破損に至るまで遅らせた場合等の防護措置の影響についての知見を得ることが重要である。また、国外の研究では防護措置による被ばく以外の影響を最小化する手法の検討が行われているが⁹、このためにも様々な防護措置実施条件下での被ばくリスクを把握しておく必要がある。

本研究では、事故時における放射性物質の大気中濃度分布、空間線量率、屋外における公衆の移動等を考慮した被ばく線量の経時変化について試算した。さらに、これらの試算結果から、EAL 等の事故情報を活用した防護措置の実効性向上の可能性を検討した。

(4) 防護措置実施に伴う放射線以外の要因による健康影響に関する事例検討

原子力災害時における過剰、過早な防護措置の防止や適切な措置の選択等の基礎データとして、防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に関する知見を蓄積しておく必要がある。

本研究では、防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に係る基礎的な知見を得るために、国内外を通じて、自然災害、産業施設等の一般災害発生時の事故の様態、避難等の措置に伴う被害状況及びそれらを管理する枠組みについての事例調査を行い、その内容をとりまとめた。また、原子力災害における放射線以外の要因や一般災害における避難等の措置による健康影響の評価手法についての研究事例を調査し、現状の知見をとりまとめた。

1.2.2 被ばく解析手法の整備

原子力災害時における避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等の防護措置の効果を把握するための評価モデルを検討した。具体的には、屋内退避及び避難のモデル化に必要となる項目について検討した。また、屋内退避による被ばく低減効果を評価できるように、被ばく影響の大きいヨウ素の影響評価に係るモデル、被ばく線量換算係数の設定に係るモデルの調査等を行い、最新知見を活用した解析手法を検討した。

1.3 全体行程

本研究では、平成 29 年度から令和元年度までの 3 年間に、リスク情報を活用した EAL 評価手法及び被ばく解析手法の整備に向けた検討を実施した。

なお、被ばく解析手法の整備に向けた検討は、主に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）への委託事業として実施した^{10,11}ものである。

研究の全体行程を図 1.3.1 に示す。本図においては、当初の計画における実施項目と本報告書で記載した各節の項目（青字）を併せて記載した。

	平成 29 年度	平成 30 年度	令和元年度
リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備	(緊急時対策へのリスク情報活用状況の調査・分析) ● ----- EAL に該当する緊急事態の事象とリスク情報の対応の整理 ▼	事象進展解析及びリスク情報を活用した EAL 評価の適用検討 (1) イベントツリーを用いた評価手法の適用性検討 (2) 事象推移及びソースターム情報を考慮した評価手法の検討 (4) 防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に関する事例検討	論文投稿▽ 防護措置の実施条件による被ばくリスク低減可能性の検討 (3) 防護措置及び被ばく線量を考慮した評価手法の検討 (4) 防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に関する事例検討
	(1) イベントツリーを用いた評価手法の適用性検討	(1) イベントツリーを用いた評価手法の適用性検討 (2) 事象推移及びソースターム情報を考慮した評価手法の検討 (4) 防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に関する事例検討	
被ばく解析手法の整備	被ばく低減効果の評価モデルの検討	被ばく解析手法の整備	
		(建物別の換気率、遮蔽係数等に係る最新知見の整理)	

図 1.3.1 研究の全体行程

Fig. 1.3.1 Overall schedule of this study

2. 本論

2.1 リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備

2.1.1 ET を用いた EC 及び EAL の評価手法の適用性検討

NRC が行った手法を参考に、EAL に該当する事象に対応した CCDP を算出し、CCDP から判断した EC の妥当性を評価する手法を検討した。また、得られた CCDP と EC とを相互に対照させて、主に設備の異常に伴う EAL を対象として、EAL の該当状態から CCDP を参照できるようにした。同時に事故シナリオの進展による CCDP 及び EAL の変化を視覚的に把握できる手法開発を目指した。

なお、本研究においては内的要因による事故のみを対象とし、外的要因による事故は除外した。また、起因事象が防護措置の実施等に及ぼす影響については考慮していない。

(1) EC の評価方法

事故シーケンスごとに EAL 該当状態における CCDP を求めるため、レベル 1PRA^{12, 13, 14, 15} で用いられた炉心損傷までの ET (以下「炉心損傷 ET」という。) 上の分岐項目ごとに該当する EAL を ET 上に書き込むことによって事故事象の進展による EAL の発出状態を整理した。また、同一の EAL でも、EAL に該当した状態での CCDP が異なるため、事象進展に応じて、複数の値を取り得る。SE21 (LOCA 発生時の ECCS 一部不動作) を例にとると、SE21 に該当する状態は図 2.1.1 では 12 箇所、図 2.1.2 では 7 箇所あり、それぞれプラントの状態が異なる。このため ET 上の CCDP を後述の手法により網羅的に計算することで事故進展に応じた CCDP を確認できるようにした。EAL ごとの CCDP に基づく EC の妥当性評価はこれらの結果を比較することで実現した。

(2) CCDP 及び CCFP の計算手法

CCDP の計算に当たっては、過去の研究で提示された ET^{12, 13, 14, 15} 及びその分岐項目ごとに設定した失敗確率を基に計算を実施し、起因事象から終状態まで全ての点における CCDP を求めた。ヘディング間の依存性については、ET に現れている依存性 (たとえば、交流電源が確保されていない場合には ABWR の原子炉隔離時冷却系 (RCIC) を除き ECCS の作動を考慮しない) 以外の依存性は考慮していない。

計算方法としては以下のとおり実施した。初めに、炉心損傷に至る事故シーケンスにおいて、注目する分岐項目より終状態側の全ての分岐項目の成功あるいは失敗確率を総乗することで各シーケンスの条件付発生確率を算出した。続いて各シーケンスの条件付発生確率の和をとることで CCDP を算出した。

また、レベル 2PRA^{16, 17, 18, 19} で用いられた格納容器破損までの ET (以下「格納容器 ET」という。) においても、炉心損傷 ET で CCDP を求めた手法と同様に、網羅的に条件付格納容器破損確率 (以下「CCFP」という。) を計算した。また、この方法によって得られた炉心損傷時点での CCFP を用いて、炉心損傷 ET 上の CCFP を計算した。

(3) 結果と考察

本研究においては、同一の EAL 該当状態においても、起因事象及び事象進展の差異を考慮して計算した場合には CCDP が一意に定まらないことを考慮して EAL 及び EC の評価を実施した。したがって、結果の整理は ET ごとに実施した。

本研究において対象とした ET の起因事象を表 2.1.1 に示す。ET 上に EAL 及び CCDP のマッピングをした例として PWR の補機冷水系（以下「CCWS」という。）喪失時の ET を図 2.1.1 に、PWR の中破断冷却水喪失事故（Loss Of Coolant Accident, 以下「LOCA」とい、小破断冷却水喪失事故については「小破断 LOCA」という。）の ET を図 2.1.2 にそれぞれ示す。また、同 ET 上で CCFP をマッピングした例を図 2.1.3 に示す。図 2.1.1 から図 2.1.3 において、該当する EAL の表示に当たっては日本電気協会が定めた緊急時対策指針⁷において提示されている番号を用い、設備の稼働状態に基づく EAL 及び PWR における SE41（格納容器健全性喪失のおそれ）、GE41（格納容器圧力の異常上昇）のみを示した。ET 上で該当する EAL については、ツリーの下段に表記した。図 2.1.2 で示したシーケンスの分岐項目ごとの CCDP の値の一部を表 2.1.3 に示す。

CCDP の算出に当たっては単純な失敗確率の乗算では、機器類の動作に係る依存性、あるいは共通原因故障の寄与により過小評価となる。しかしながら、共通原因故障として特に有力な補機冷却系の喪失及び電源喪失は起事象として扱っていること、機器類の動作に係る依存性については一定程度 ET 上で再現されていることから、著しい過小評価とはならないと判断した。

また、CCDP については米国の EC 区分⁸を参考に色分けしてマッピングした。米国における区分は NOUE（Notification Of Unusual Event, 異常事態の通報）相当（ $CCDP < 10^{-5}$ ）：水色、AL 相当（ $10^{-5} < CCDP < 10^{-3}$ ）：緑色、SE 相当（ $10^{-3} < CCDP < 10^{-1}$ ）：黄色及び GE 相当（ $10^{-1} < CCDP$ ）：薄赤色の 4 区分である。これに ET 上で炉心損傷の有無が確定した状態（炉心損傷回避：青、炉心損傷不可避：赤）の 6 段階の区分とした。CCFP についても同様の色づけによりマッピングした。

CCDP のマッピングの結果からは、中破断 LOCA 時における高圧注入系あるいは低圧注入系の失敗時（図 2.1.2 中の高圧又は低圧注入失敗による SE21）のように AL あるいは SE を判断する EAL については、おおむね半数程度が EC と CCDP が米国の目安⁸と合致し AL については $10^{-5} < CCDP < 10^{-3}$ 、SE については $10^{-3} < CCDP < 10^{-1}$ の領域にあることが認められた。加えて、炉心損傷が避けられなくなる段階で GE が発出されていることが確認できた。

また、中破断 LOCA の LOCA 発生時点（図 2.1.2 中 AL21 該当時点、緑色の点線で示す。）では AL21 に該当するが、米国において NOUE 相当とされる $CCDP < 10^{-5}$ 領域（水色）にあり、ECCS 再循環失敗時には SE21（図 2.1.2 中 SE21 該当時点の一部、青色の点線で示す。）に該当するが、AL 相当とされる $10^{-5} < CCDP < 10^{-3}$ の領域（緑色）にあった。これら

の事例のように、AL あるいは SE を判断する EAL については米国の目安よりも算出した CCDP の方が小さくなった事例が半数程度存在した。EC と CCDP が米国の目安と合致する事例と合わせると、AL 及び SE を判断する EAL の CCDP についてはおおむね米国の事例で提示された目安の範囲かそれよりも小さいことが確認された。

一方、CCWS 喪失時における 2 次系の冷却失敗（図 2.1.1 中 SE24 該当時点、橙色の点線で示す。）のように GE 相当とされる $CCDP > 10^{-1}$ である領域に SE が位置する事例、あるいは冷却水循環ポンプ（Reactor Coolant Pump, 以下「RCP」という。）封水 LOCA 発生時（図 2.1.1 中 AL21 該当時点、赤色の点線で示す。）のように SE 相当とされる $10^{-3} < CCDP < 10^{-1}$ である領域に AL が位置する事例が少数ながら確認された。この状態は炉心損傷確率の定量的評価に比べ EC の設定が非保守側にあり、該当する EAL の定義を確認し、適正化を図る必要があると考えられる。

また、CCFP のマッピング結果においては、最初に SE に該当する状態（図 2.1.3 中 SE21 該当点）において $10^{-5} < CCFP < 10^{-3}$ の領域（緑色）、GE に該当する状態又は炉心損傷に至った状態においても格納容器先行破損に至るシーケンスを除き $10^{-3} < CCFP < 10^{-1}$ の領域（黄色）にあり、格納容器損傷に至る確率は炉心損傷に至る確率に比べ 1/10 程度であった。ただし、後述の通り、今回の作業で用いた ET では最新の安全設備の考慮はなされていないため、最新の規制基準に対応した原子力発電所については傾向が異なる可能性がある。

今回の研究に用いた ET 及び事象の発生確率は福島第一原子力発電所事故以前に実施された評価で使用されたものであり、現在稼働しているあるいは今後稼働する原子力発電所については一層多重化、多様化された安全設備が設置されることを考慮すると炉心損傷に至る可能性は低下することになる。CCDP はある条件下での炉心損傷確率を示すだけであり、炉心損傷後の放射性物質の環境中への放出の可能性及びその程度や炉心損傷、放射性物質の環境放出に至るまでの時間等といった情報を含むものではなく、CCDP との比較だけをもって EC が不適當であると判断することは適切ではない。しかし、ここで例示した事象以外も含め、全体的に EC が米国の研究で示された目安よりも厳しい傾向にある可能性は高い。

したがって、可搬型機器を含む現在の設備状況を反映した EAL の定義及び EC の設定の必要性が考えられる。加えて、CCDP が 10^{-3} を大きく下回る領域にある EAL が多くなり、リスクの程度の把握が困難になる可能性があることから、ごく小さな確率に対応した EAL を評価するパラメータの検討が求められる。

また、今回作成した CCDP 及び EAL をマッピングした ET は、事故時のプラント状況を ET 上で追跡することにより、工学的安全設備の作動あるいは不作為によって以後どのような EAL に該当するか、あるいは、どの程度炉心損傷の危険性があるのか視覚的に把握するツールともなる。ただし、実用的なツールとしてまとめるためには訓練等を通じて実効性あるいは改善点の検討を続ける必要がある。

表 2.1.1 本研究において対象とした炉心損傷 ET の起因事象

Table 2.1.1 List of initial events of ETs considered in this study

BWR		PWR
大破断 LOCA		大中破断 LOCA
中破断 LOCA		小破断 LOCA
小破断 LOCA		CCWS 喪失
IS-LOCA* ¹		2 次系格納容器内破断
	原子炉停止時冷却系取水ライン上の電動弁誤閉	PCS 機能喪失
	原子炉停止時冷却系取水ライン上の電動弁内部破損	外電喪失
過渡事象 (復水器使用可)		蒸気発生器伝熱管破断(SGTR)
過渡事象 (復水器使用不可)		ATWS* ⁵
	過渡事象 (給水喪失により復水器使用不可)	/
	過渡事象 (MSIV* ² 閉/復水器真空喪失により復水器使用不可)	
外部電源喪失		
手動停止		
ATWS * ³		

*1: Interface System-LOCA, インターフェイスシステム LOCA

*2: Main Steam Isolation Valve, 主蒸気隔離弁

*3: Anticipated Transient Without Scram, 原子炉停止機能喪失事象

表 2.1.2 本研究において対象とした格納容器 ET 導入時の炉心損傷状態

Table 2.1.2 List of plant damage states when Containment vessel ET started in this study

BWR	PWR
全給水喪失	大中破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ作動
原子炉減圧失敗	大中破断 LOCA+早期炉心損傷
格納容器除熱失敗	大中破断 LOCA+晩期炉心損傷+格納容器スプレイ作動
LOCA 時注水失敗	大中破断 LOCA+晩期炉心損傷
SBO* ¹ 後直流電源枯渇	小破断 LOCA+早期炉心損傷+格納容器スプレイ作動
SBO 時 RCIC* ² 不作動	小破断 LOCA+早期炉心損傷
IS-LOCA	小破断 LOCA+晩期炉心損傷+格納容器スプレイ作動
ATWS* ⁵	小破断 LOCA+晩期炉心損傷
/	2 次系格納容器内破断+2 次系冷却失敗+格納容器スプレイ
	レイ
	2 次系格納容器内破断+2 次系冷却失敗
	格納容器先行破損
	SGTR
	IS-LOCA

*1: Station Black Out, 全交流電源喪失

*2: Reactor Core Isolation Cooling system, 原子炉隔離時冷却系

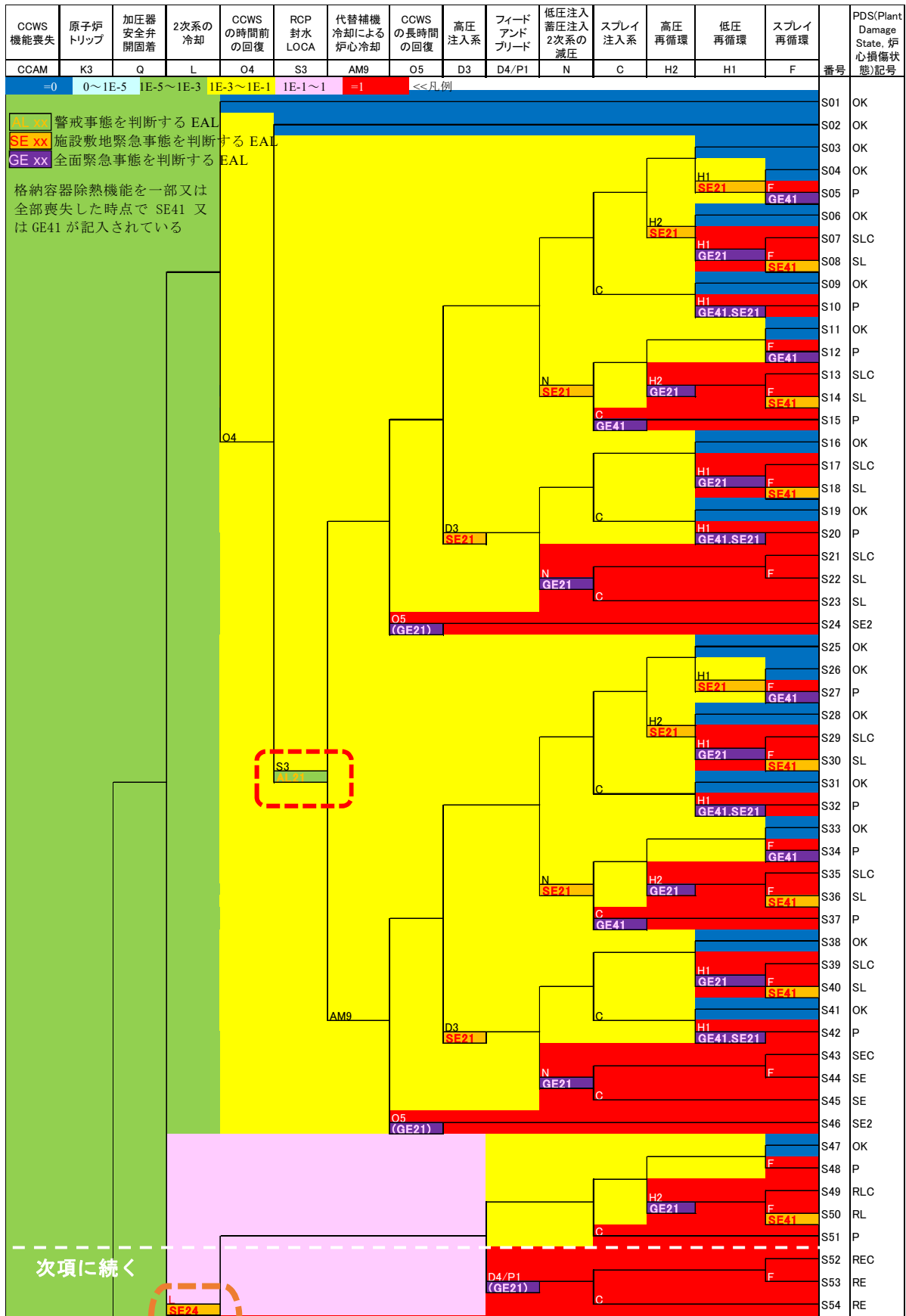


図 2.1.1 CCDP と EAL の ET へのマッピング例 (PWR CCWS 喪失)

Fig. 2.1.1 Example of CCDP and EAL mapping on event tree (PWR CCWS failure)

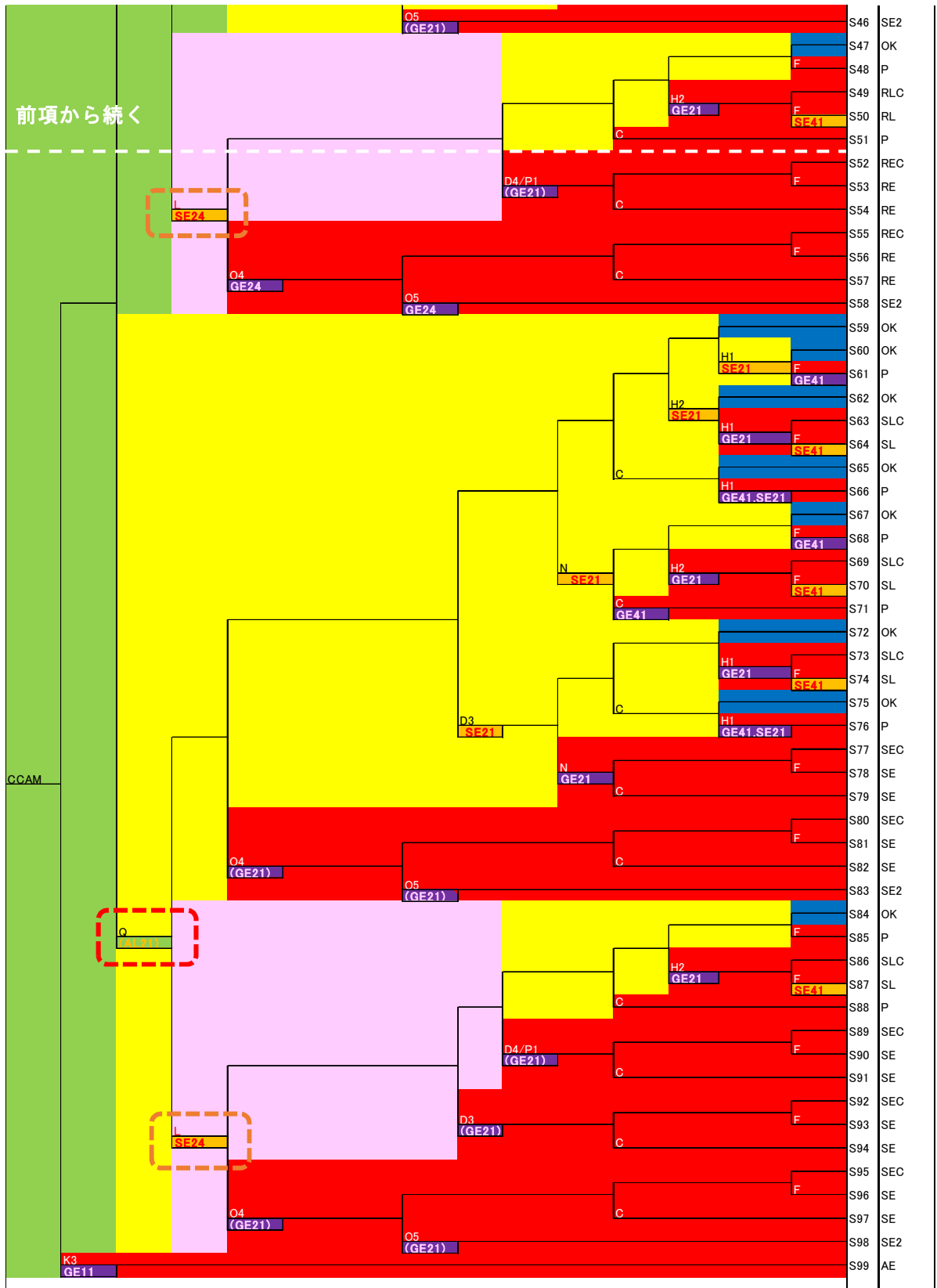


図 2.1.1 CCDPとEALのET へのマッピング例 (PWR CCWS喪失) (続き)

Fig. 2.1.1 Example of CCDP and EAL mapping on event tree
(PWR CCWS failure) (Continued)

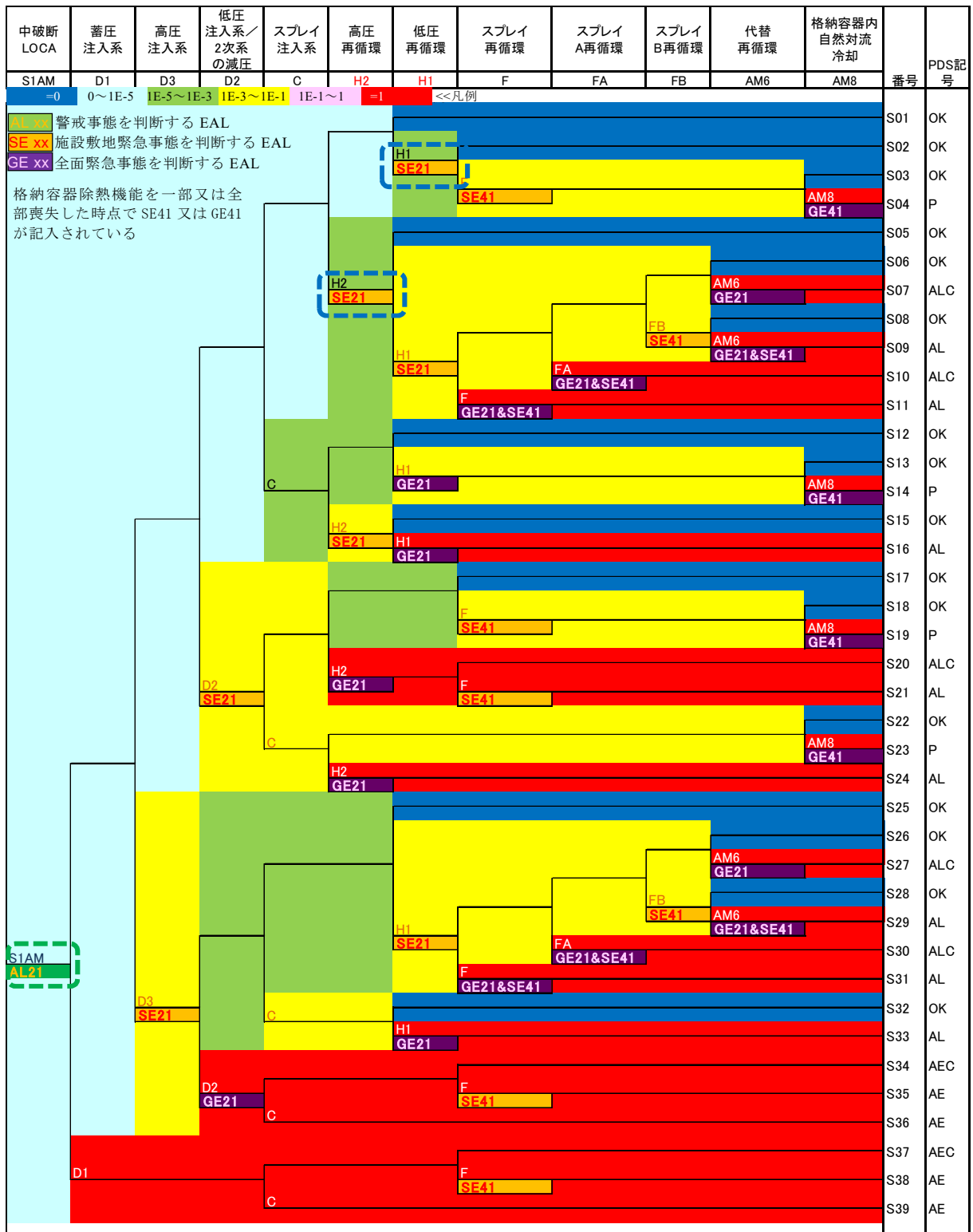


図 2.1.2 CCDP と EAL の ET へのマッピング例 (PWR 中破断 LOCA)

Fig. 2.1.2 Example of CCDP and EAL mapping on event tree

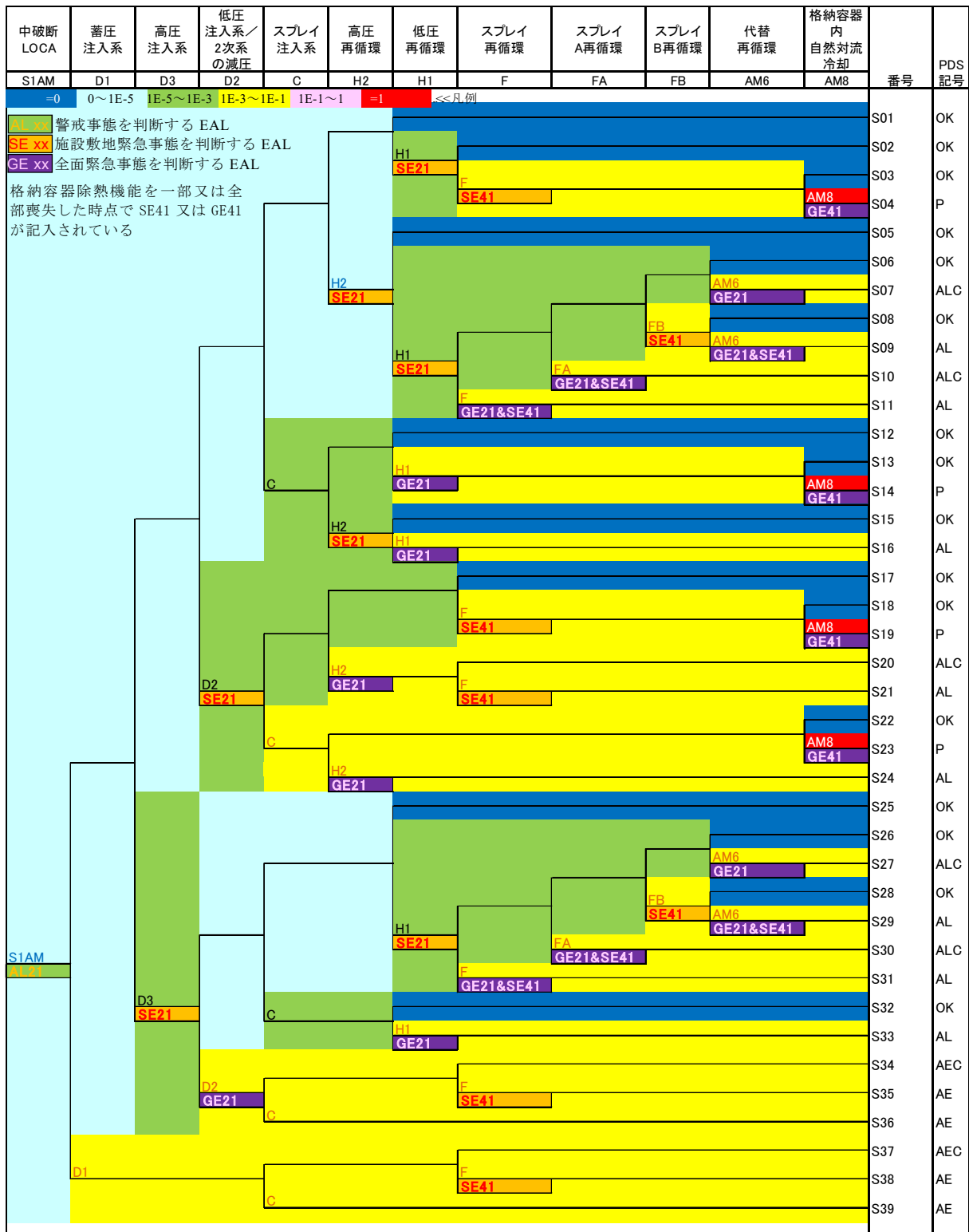


図 2.1.3 CCFP と EAL の ET へのマッピング例 (PWR 中破断 LOCA)

Fig. 2.1.3 Example of CCFP and EAL mapping on event tree

表 2.1.3 分岐項目ごとのCCDPの値の例（図 2.1.2で提示した計算値）

Table 2.1.3 Example of calculated CCDP shown in fig. 2.1.2 at each headings in event tree

	中破断 LOCA	蓄圧注 入系	高圧注 入系	低圧注 入系/2 次系の 減圧	スプレイ 注入系	高圧再 循環	低圧再 循環	スプレイ 再循環	スプレイ A再循 環	スプレイ B再循 環	代替 再循 環	格納容 器内自 然対流 冷却	終状 態の PDS
番号	S1AM	D1	D3	D2	C	H2	H1	F	FA	FB	AM6	AM8	
S1	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	6.57E-08	0	NB	NB	NB	NB	NB	OK
S2	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	6.57E-08	3.53E-05	0	NB	NB	NB	NB	OK
S3	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	6.57E-08	3.53E-05	2.28E-02	NB	NB	NB	0	OK
S4	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	6.57E-08	3.53E-05	2.28E-02	NB	NB	NB	1	P
S5	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	0	NB	NB	NB	NB	NB	OK
S6	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	0	NB	OK
S7	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	1	NB	ALC
S8	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	0	NB	OK
S9	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	1	NB	AL
S10	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	9.44E-02	9.30E-02	1	NB	NB	NB	ALC
S11	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	2.89E-07	1.76E-04	9.44E-02	1	NB	NB	NB	NB	AL
S12	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	4.47E-05	4.24E-05	0	NB	NB	NB	NB	NB	OK
S13	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	4.47E-05	4.24E-05	2.28E-02	NB	NB	NB	NB	0	OK
S14	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	4.47E-05	4.24E-05	2.28E-02	NB	NB	NB	NB	1	P
S15	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	4.47E-05	1.86E-03	0	NB	NB	NB	NB	NB	OK
S16	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	3.27E-07	4.47E-05	1.86E-03	1	NB	NB	NB	NB	NB	AL
S17	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	1.31E-03	3.53E-05	NB	0	NB	NB	NB	NB	OK
S18	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	1.31E-03	3.53E-05	NB	2.28E-02	NB	NB	NB	0	OK
S19	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	1.31E-03	3.53E-05	NB	2.28E-02	NB	NB	NB	1	P
S20	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	1.31E-03	1.00E+00	NB	1	NB	NB	NB	NB	ALC
S21	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	1.31E-03	1.00E+00	NB	1	NB	NB	NB	NB	AL
S22	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	2.40E-02	2.28E-02	NB	NB	NB	NB	NB	0	OK
S23	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	2.40E-02	2.28E-02	NB	NB	NB	NB	NB	1	P
S24	7.10E-06	7.00E-06	4.91E-06	1.32E-03	2.40E-02	1	NB	NB	NB	NB	NB	NB	AL
S25	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	0	NB	NB	NB	NB	NB	OK
S26	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	0	NB	OK
S27	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	1	NB	ALC
S28	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	0	NB	OK
S29	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	9.44E-02	9.30E-02	7.37E-02	7.37E-02	1	NB	AL
S30	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	9.44E-02	9.30E-02	1	NB	NB	NB	ALC
S31	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.76E-04	NB	9.44E-02	1	NB	NB	NB	NB	AL
S32	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.86E-03	NB	0	NB	NB	NB	NB	NB	OK
S33	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.77E-04	1.86E-03	NB	1	NB	NB	NB	NB	NB	AL
S34	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.00E+00	1.00E+00	NB	NB	1	NB	NB	NB	NB	AEC
S35	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.00E+00	1.00E+00	NB	NB	1	NB	NB	NB	NB	AE
S36	7.10E-06	7.00E-06	3.64E-03	1.00E+00	1	NB	NB	NB	NB	NB	NB	NB	AE
S37	7.10E-06	1.00E+00	NB	NB	1.00E+00	NB	NB	1	NB	NB	NB	NB	AEC
S38	7.10E-06	1.00E+00	NB	NB	1.00E+00	NB	NB	1	NB	NB	NB	NB	AE
S39	7.10E-06	1.00E+00	NB	NB	1	NB	NB	NB	NB	NB	NB	NB	AE

※“NB”は ET の分岐が生じないことを示す

2.1.2 事象推移及びソースターム情報を考慮したプラント状態評価手法の検討

既往の PRA 研究で作成された炉心損傷及び格納容器 ET 並びに既存の事象進展解析結果を参考に、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係る事象の確率情報、事象進展の時間、ソースターム放出量等の情報を考慮して炉心損傷時点でのプラント状態の評価手法を検討した。

(1) 評価手法

評価指標として炉心損傷から格納容器破損までの時間、炉心損傷時点での CCFP、空間線量率を採用し、事故シナリオごとにこれらのパラメータを三次元空間上にプロットし、それぞれの状態におけるリスクの傾向を評価することとした。

なお、次の理由から各 AL 及び SE 到達時点での評価は行わなかった。

- ① AL 及び SE の段階では考えられる事故進展の様態が様々であり、その中では炉心損傷に至らない可能性が最も高いため時間的余裕や放出量の代表値の定義が困難であること
- ② 避難行動のリスク評価に当たっては PAZ において一般公衆の避難が実施される GE に達した条件で評価すれば、リスクの傾向を把握するには十分であり、さらに保守的な条件である炉心損傷後の余裕時間で評価しても十分な評価ができると考えられること。

ただし、IS-LOCA 等の格納容器バイパス事象、格納容器先行破損事象及び格納容器隔離失敗事象については原子炉圧力容器損傷前に格納容器の機能が失われるため、GE 発出時刻からの時間により評価した。

今回の評価において対象とした事故事象及び事故進展の概要を表 2.1.4 に示す。

(2) 評価に用いるデータの収集

GE の宣言から炉心損傷、さらに格納容器破損までの所要時間も工学的安全設備及び重大事故対処設備の稼働状況に強く影響を受ける。このため、保守的な評価として工学的安全設備は起動あるいは再循環切り替えの失敗を設定した解析結果を用いるとともに、炉心損傷から格納容器破損までの時間をパラメータとして採用した。評価に用いた主な解析条件は、次のとおりである。

- ・ 対象とする炉型は ABWR 及び 4 ループ PWR の 2 型式とした。
- ・ 炉心損傷時点での CCFP は 2.1.1 において算出した値を用いた。
- ・ 事故事象の経時変化及びソースターム情報としては、過去の事故進展解析結果^{20, 21}を用い、炉心損傷から格納容器破損までの時間はこの結果から抽出した。ただし、格納容器バイパス事象及び格納容器先行破損となる事象については、GE 発出後から

炉心損傷までの時間を採用している。

- ・ 空間線量率については、上記のソースターム情報に基づき 2.1.3 で実施した計算により、風速 2 m/s、大気安定度 A の条件下でプラントから 1 km 風下位置の空間線量率の 30 分平均の最大値を用いた。

それぞれの事故進展シナリオにおける GE 該当、炉心損傷、格納容器破損の時刻及び炉心損傷モードを図 2.1.4 に示す。

表 2.1.4 今回の評価において対象とした事故事象及び事故進展の概要

Table 2.1.4 Outline of accident sequence assessed in this study

炉型	PDS 記号	CV*破損モード記号	事故シーケンス概略
BWR (ABWR)	TQUV	τ (過温破損)	全給水喪失
	TQUX	δ (過圧破損)	高圧給水失敗後原子炉減圧失敗
	TW	θ (CV 除熱失敗による過圧破損)	CV 除熱失敗による CV 先行破損
	AE	τ (過温破損)	大破断 LOCA 後 ECCS 起動失敗
	V	ν (IS-LOCA)	IS-LOCA 後 ECCS 起動失敗
	TBU	δ (過圧破損)	SBO 時 RCIC 起動失敗
	TB	δ (過圧破損)	SBO 後電源復旧失敗
PWR (4 ループ PWR)	TC	θ (CV 除熱失敗による過圧破損)	CV 隔離+ATWS CV 除熱失敗による CV 先行破損
	SL	δ (過圧破損)	小破断 LOCA 後 ECCS 再循環失敗
	AE	δ (過圧破損)	大破断 LOCA 後 ECCS 起動失敗
	AL	β (隔離失敗)	大破断 LOCA 後 ECCS 再循環失敗+CV 隔離失敗
	P	θ (CV 除熱失敗による過圧破損)	2 次系除熱及び CV スプレイ失敗 CV 除熱失敗による CV 先行破損
	G	g (SGTR)	SGTR 後 ECCS 起動失敗
	V	ν (IS-LOCA)	IS-LOCA 後 ECCS 再循環失敗

* CV: Containment Vessel, 格納容器

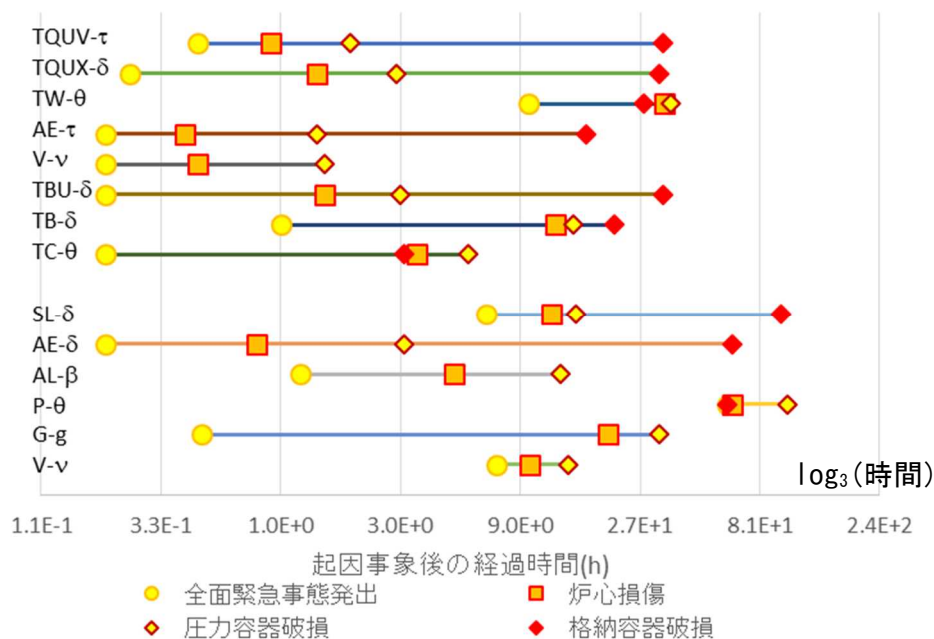


図 2.1.4 評価対象とした事故シナリオの GE、炉心損傷、圧力容器及び格納容器破損時刻

Fig. 2.1.4 Time of General Emergency declared, reactor core damaged, primary reactor vessel failure and containment vessel failure in the accident sequence focused in this study.

(3) 結果と考察

炉心損傷状態 (Plant Damage State、以下「PDS」という。) 別に、炉心損傷時点での CCFP、炉心損傷から格納容器破損までの時間、空間線量率の 30 分平均の最大値を整理した結果を図 2.1.5 及び図 2.1.6 に示す。

試算結果から得られた知見は次のとおりである。

- ・ PWR では格納容器隔離失敗あるいは格納容器バイパス事象とならなければ、防護措置を実施する時間は確保できる。
- ・ PWR では LOCA 時の注水成功あるいは失敗と格納容器先行破損の 3 群に分類すれば、①防護措置実施の時間が十分に確保できないケース、②GE 発出後直ちに避難すれば、避難に必要な時間が確保できるケース、③日単位の時間的余裕があり、直ちに防護措置を実施しなくても被ばくリスクの上昇は限定的であると考えられるケースの 3 群に分かれ、防護措置実施時の被ばくリスクの傾向を評価できる。
- ・ BWR においても同様に格納容器バイパス事象、スクラム失敗事象、外電喪失時の RCIC 起動失敗事象、大破断 LOCA 時の給水失敗事象及びこの他の事象の 3 群に分類すれば、PWR と同様の評価ができる。炉心損傷から格納容器破損までの時間が 10 時間程度以上見込まれるシナリオにおいては、SBO 事象及び格納容器先行破損となる事象を除き CCFP は 0.1 程度以下であり、放射性物質の放出量も小さい傾向が認められた。よって、被ばくリスクや避難時間について検討の必要はあるが、GE 該当

時点での避難開始は必ずしも必要ではない可能性が示唆される。防護措置の適切な選択と実施のためには、プラント状況のより正確な把握が必要である。事故進展シナリオ、あるいはETとEALの関係を細かく分析することで、適切な防護措置の選択を炉心損傷状態の確定以前から、EALの組合せ、発出の順序等の情報により選択できるようになる可能性がある。

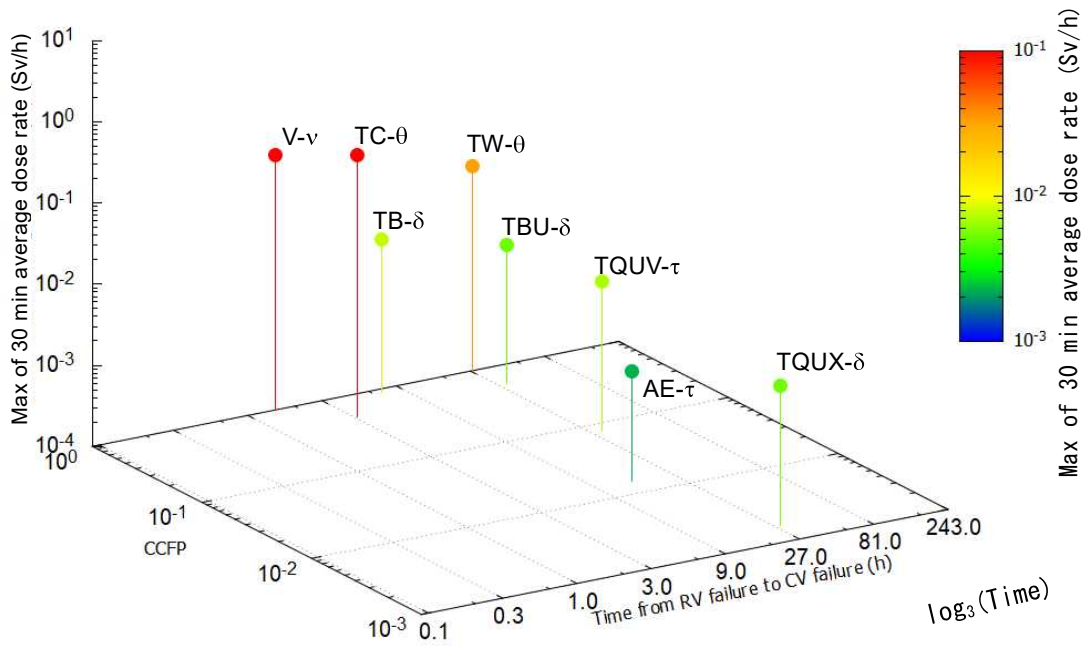


図 2.1.5 各シナリオにおける事故の影響、格納容器破損までの時間余裕、CCFP の相関 (ABWR)

Fig. 2.1.5 Correlation plot between accident impact, remained time and CCFP of each accident scenario (ABWR)

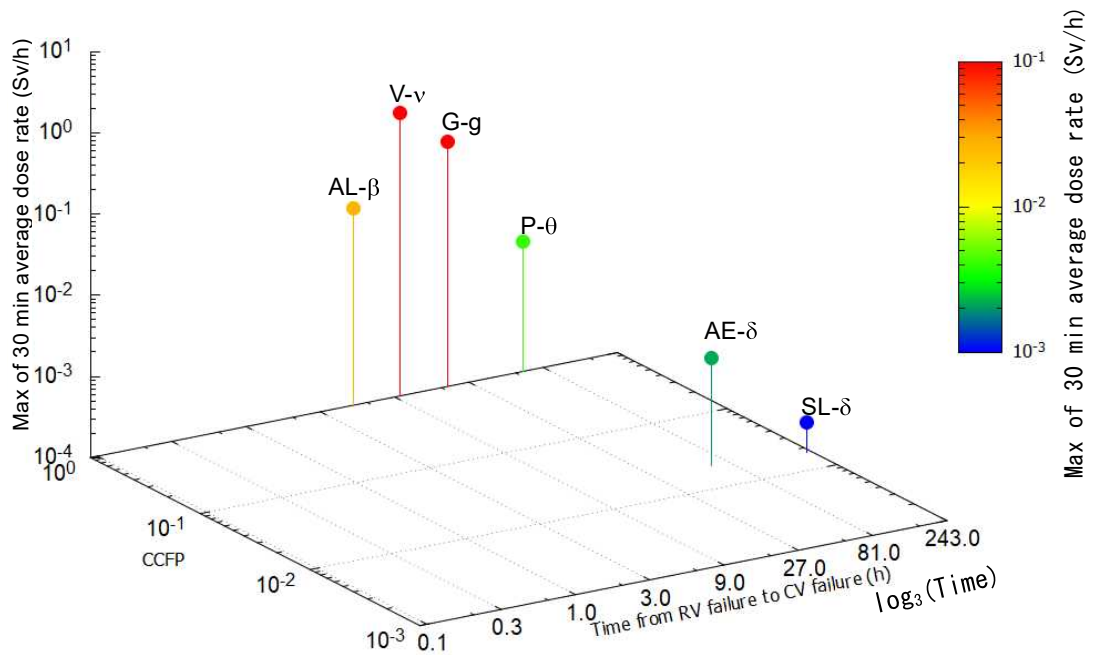


図 2.1.6 各シナリオにおける事故の影響、格納容器破損までの時間余裕、CCFP の相関 (4L PWR)

Fig. 2.1.6 Correlation plot between accident impact, remained time and CCFP of each accident scenario (4L PWR)

2.1.3 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護措置実施方法の検討

より実効性の高い防護措置の実施方法を検討するためには、検討の基礎的知見として原則の原災指針に定められた実施方法に限らず様々な事故及び防護措置のシナリオを仮定した被ばく線量の試算をする必要がある。本研究においては、事故時における放射性物質の大気中濃度分布、空間線量率、屋外における公衆の移動等を考慮した被ばく線量の経時変化について試算し、防護措置の実効性向上の可能性を検討した。

(1) 計算手法

被ばく線量計算に用いた条件は、以下のとおりである。

① 放射性物質の大気中濃度及び地表への沈着量並びに空間線量率の計算

a. 評価対象とする事故シナリオのソースターム情報及び気象条件の設定

炉内インベントリは、PWR、BWR それぞれ過去の研究²²の結果から原子炉熱出力が 2546 MW 及び 3514 MW である原子炉の値を採用した。また、放射性物質の環境中への放出割合の経時変化についてはドライ型 4 ループ PWR 及び ABWR の事故進展解析結果^{20, 21}を用いた。計算は風下方向についてのみ実施し、計算終了まで気象条件は一定と仮定した。

評価対象とした事故シナリオ及びソースターム情報は 2.1.2 と同一であり、概要を表 2.1.4 及び図 2.1.4 に示す。気象条件については表 2.1.5 に示すとおり様々に設定して計算した。

b. 放射性物質の大気中拡散及び沈着の評価方法

放射性物質の大気中での拡散はガウスプルームモデルを用いて計算し、Cs 及び I の地表面沈着については乾性沈着あるいは湿性沈着を気象条件の仮定に従い考慮した。計算した放射性物質の大気中濃度の経時変化並びに Cs 及び I の地表面濃度の経時変化を基に核種ごとの放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（以下「クラウドシャイン」という。）及び地表面に沈着した放射性物質からの外部被ばく（以下「グラウンドシャイン」という。）による線量を求め、それらの和により空間線量の経時変化を算出した。

② 移動を考慮した被ばく線量の計算

a. 被ばく線量の計算方法

被ばく線量は、移動シナリオに従い各時刻において評価対象が位置する点を求め、前節までに算出した位置、時刻に依存した空間線量率を積算することにより求めた。また、放射性物質の大気中濃度から吸入による被ばく線量を同様に計算した。

b. 移動シナリオ設定に係る仮定

事故時の移動については、避難及び屋内退避を主に検討し、移動シナリオの中では、i) 屋外に滞在あるいは徒歩移動する、ii) 家屋の中に滞在する、iii) 自動車で移動する、の3種類の状態を仮定した。

安定ヨウ素剤の服用の効果については、放射性ヨウ素の吸入による内部被ばくを適宜除外して計算することでおおむね再現できることから、今回の計算シナリオから除外した。また、移動のシナリオは平成 26 年度に実施された避難時間推計調査結果²³を参考にし、建屋あるいは車両による放射線の遮蔽効果等、日本原子力学会標準のレベル 3 PRA に係る実施基準²⁴で提示されたパラメータを参考に設定した。

避難行動のシナリオの概略を表 2.1.6 及び図 2.1.7 に示す。

表 2.1.5 被ばく線量計算で設定した気象条件

Table 2.1.5 Weather conditions considered in dose rate estimation

大気安定度	降雨の想定	風速 (m/s)	備考
A	なし	2	晴天、昼間
D	なし		曇天
D	あり		雨天
F	なし		晴天・夜間
B	なし	3	晴天、昼間
D	なし		曇天
D	あり		雨天
E	なし		晴天・夜間
C	なし	6	晴天、昼間
D	なし		曇天
D	あり		雨天

表 2.1.6 試算に用いた移動シナリオの概要

Table 2.1.6 Table Outline of resident movement scenario after General Emergency declined

記号	概要
a)	屋外に滞在、移動しない（1 km 地点屋外での積算線量）
b)	住居（プラントから 1 km）にて 1 時間屋内で移動準備（待機）後、徒歩（1 km/h）で一時集合場所（プラントから 2 km）へ移動し 5 時間屋内待機する（地方公共団体等による車両手配時間を想定）。その後車両（30 km/h）によりプラントから 30 km の地点まで移動する。
c)	住居にてプルーム通過まで待機した後、プラントから 30 km の地点まで住居から車両で直接移動する。

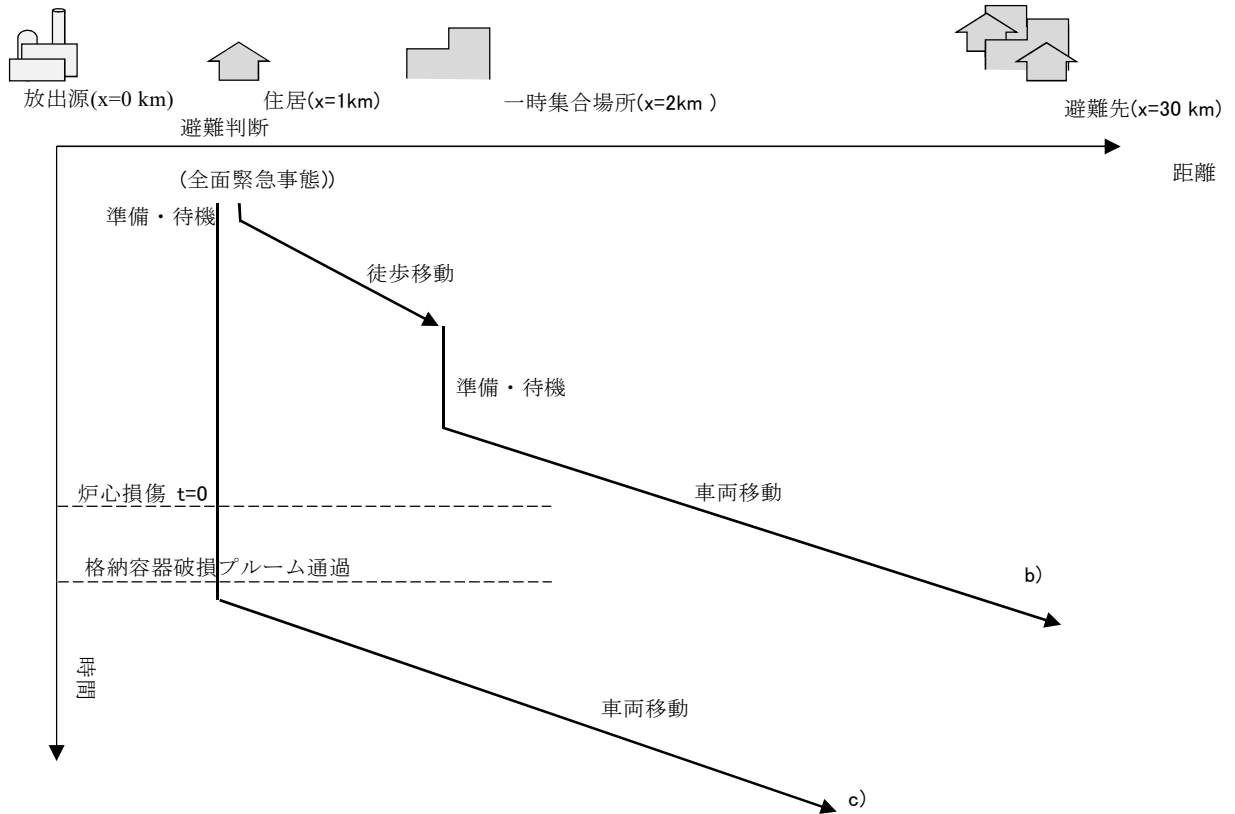


図 2.1.7 線量計算に係る避難行動のシナリオ b)及び c)の概略

Fig. 2.1.7 Outline of resident movement scenario b) and c) after General Emergency declined

(2) 結果と考察

ここでは BWR における全給水喪失事象 (TQUV) 及び PWR における小破断 LOCA 後 ECCS 再循環切替失敗事象 (SL- δ) の 2 事象について結果の一部を示す。BWR における TQUV 事象については過渡事象発生と同時に ECCS を含む全給水を喪失し、GE となることを想定している。この条件でのプラントから 1 km の地点における積算線量 (表 2.1.6 における条件 a) 及び GE 発出後避難を開始した想定 (表 2.1.6 における条件 b) での積算線量を示す。また、PWR における SL- δ 事象については表 2.1.6 における条件 a)及び格納容器破損後の移動開始となる条件 c)での積算線量を示す。SL- δ 事象では小破断 LOCA 発生後 ECCS の起動には成功するが水源の切り替えに失敗することで給水を喪失するシナリオを想定している。放射性物質の大気中での拡散計算に際し、気象条件は大気安定度 A、風速 2 m/s、降雨なしの結果を例示した。線量の計算結果については、外部被ばくの値と放射性ヨウ素による甲状腺被ばく線量の値を示した。

ABWR の TQUV 事象時の Xe-133 の大気中濃度の経時変化の計算結果を図 2.1.8 に示す。また、プラントから 1 km 風下地点における積算線量 (表 2.1.6 における a)) を図 2.1.9 に、移動に伴う (表 2.1.6 における b)) 積算線量の経時変化を図 2.1.10 に示す。また、SL- δ 事象時の結果について、同様に Xe-133 の大気中濃度の経時変化の計算結果を図 2.1.11、プラントから 1 km 風下地点における積算線量 (表 2.1.6 における a)) を図 2.1.12、格納容器破損後に移動を開始した場合 (表 2.1.6 における c)) の積算線量の計算結果を図 2.1.14 に示す。

国際放射線防護委員会 (以下「ICRP」という。) の勧告^{25, 26}によれば、全身に短時間で 150 mGy の被ばくを受けると男性の一時的不妊が発生し始めるとされている。また、甲状腺被ばくについては成人で 25~30Gy の被ばくで機能低下が生じるとされている。提示した事例においては、ABWR における TQUV シーケンスの場合、PAZ 内に滞在しつづけた場合 (図 2.1.9) には 180 mSv 程度の外部被ばく、20 Sv 程度の甲状腺へのヨウ素による内部被ばくが見込まれ、確定的影響が懸念される線量となること、避難を実施すれば PAZ 内の確定的影響を生じる被ばくは回避される (図 2.1.10) が、格納容器破損時刻が地方自治体による車両手配に要する時間を見込んだ場合の避難先到着時刻の十数時間後であることから、避難開始の時期を GE とすることは適切であると考えられる。

一方で PWR の SL- δ シーケンス (小破断 LOCA 後 ECCS 再循環失敗) の場合、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの時間が、全ての工学的安全設備が不動作であることを想定しても 3 日程度と見積もられている²¹。格納容器破損に至り避難を実施しない場合でもプラントから 1 km の地点で格納容器破損後 24 時間における外部被ばくが 5 mSv 程度、放射性ヨウ素による甲状腺被ばくが 17 mSv 程度であり、確率的影響が生じる可能性があると考えられる全身で 100 mSv の被ばくよりも小さい (図 2.1.12)。格納容器破損後に避難を実施したと仮定して計算した場合では、外部被ばく線量は 2.5 mSv 程度、放射性ヨウ素による甲状腺被ばくが 7.5 mSv 程度となった (図 2.1.14)。この事例では、格納容器破損までの時

間が長く、格納容器損傷前の避難を実施しなかったとしても被ばくによる健康上の被害は大きいとは言えない。このような十分に時間的猶予があり、かつ、想定される被ばく線量が小さい条件では、避難実施時の天候や時間帯といった条件によっては、必ずしも GE 発出後直ちに避難することが最適な判断とはならない可能性が考えられる。

適切な避難開始時期の検討に当たっては、天候や時間帯等の原子力施設以外の条件にも考慮する必要があると考えられる。また、時間的猶予が大きい条件においては、格納容器自然対流冷却等のアクシデントマネジメント策の累積失敗確率が格納容器損傷の可能性を評価するパラメータとして有用であると考えられる。

また、どの時期にどのような防護措置を実施するかを適切に判断するためにはプラントの状態を把握する必要がある。特に避難開始時期を GE の発出から遅らせる場合にはプラントの状態把握が重要な問題であり、EAL の到達状況とプラントの状態との関係を整理する必要があると考えられる。

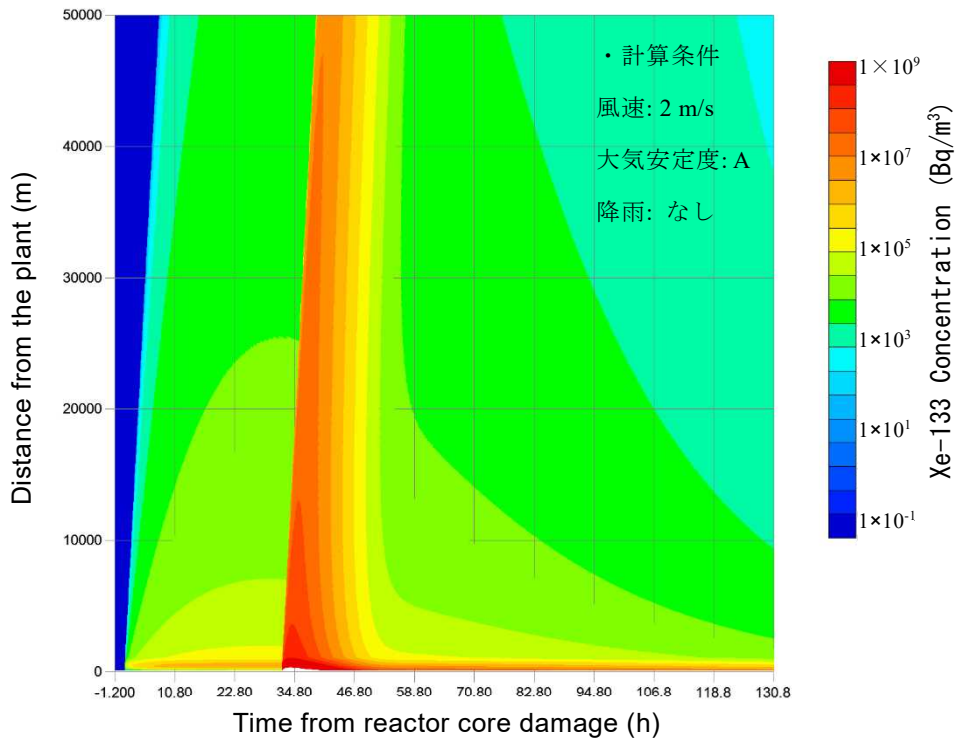


図 2.1.8 ABWR TQUV 事象時の Xe-133 の大気中濃度の経時変化

Fig. 2.1.8 Time dependent estimated Xe-133 concentration in the atmosphere (ABWR TQUV sequence)

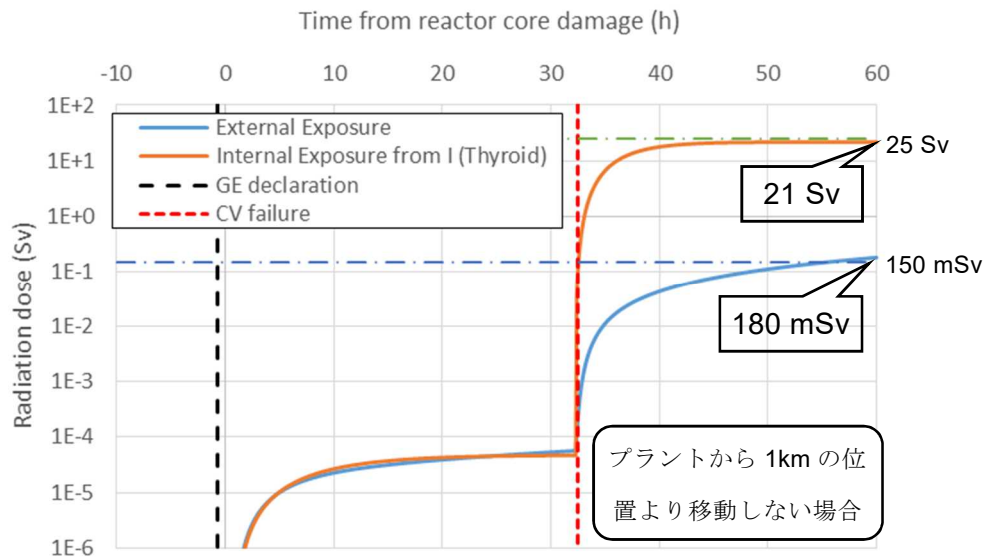


図 2.1.9 ABWR TQUV 事象時のプラントから 1 km 地点での積算線量の経時変化

Fig. 2.1.9 Time dependent estimated radiation dose at 1 km downwind from the plant (ABWR TQUV sequence)

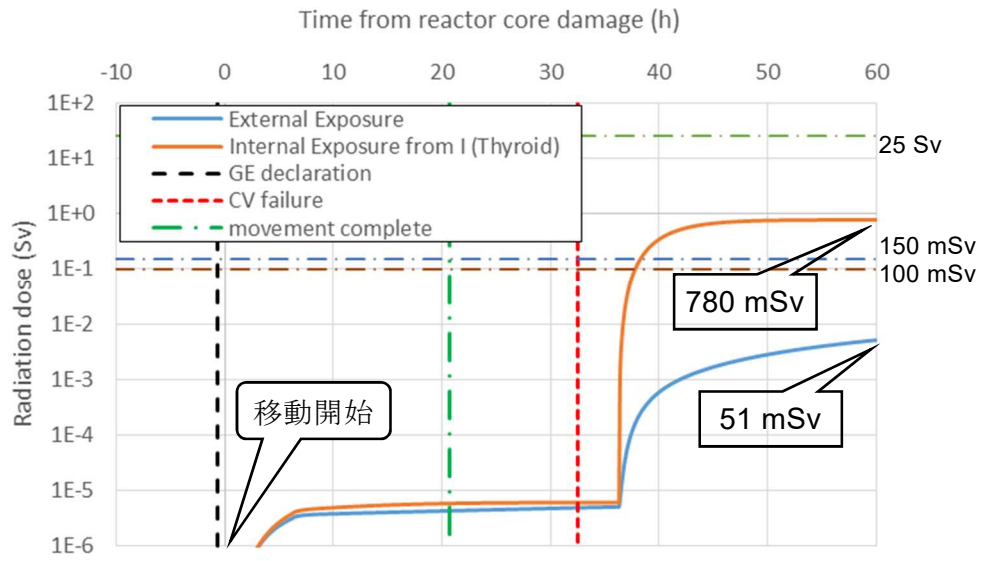


図 2.1.10 ABWR TQUV 事象時に GE 発出後直ちに行動を開始した場合の被ばく線量の経時変化

Fig. 2.1.10 Time dependent estimated radiation dose (ABWR TQUV sequence scenario b))

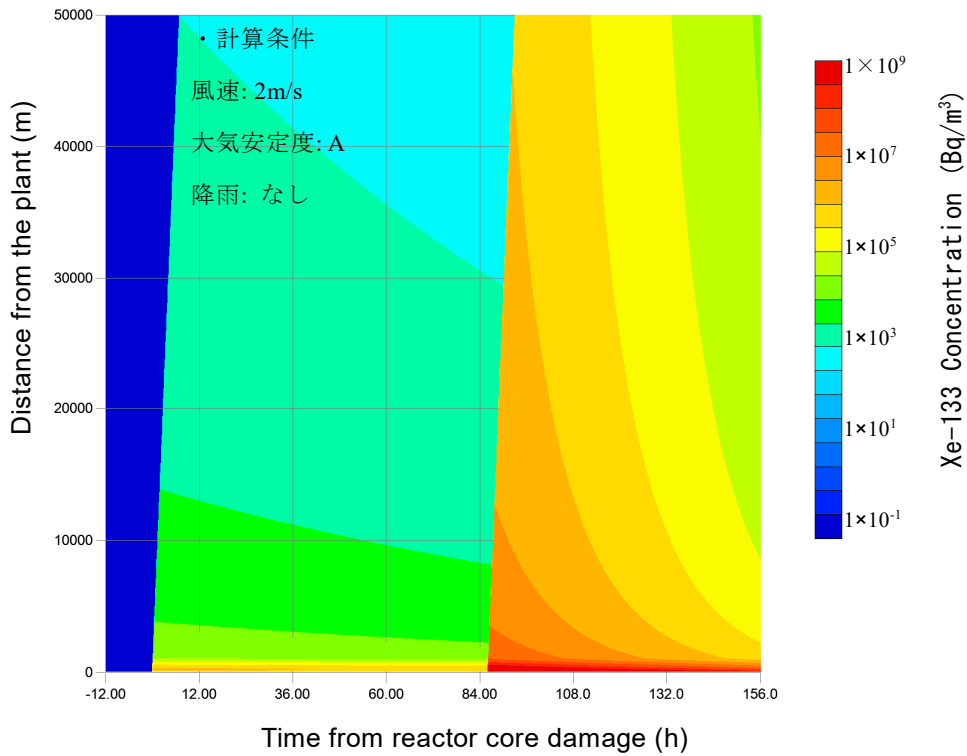


図 2.1.11 PWR 小破断 LOCA(SL-δ)時の Xe-133 の大気中濃度の経時変化

Fig. 2.1.11 Time dependent estimated Xe-133 concentration in the atmosphere (PWR SL-δ sequence)

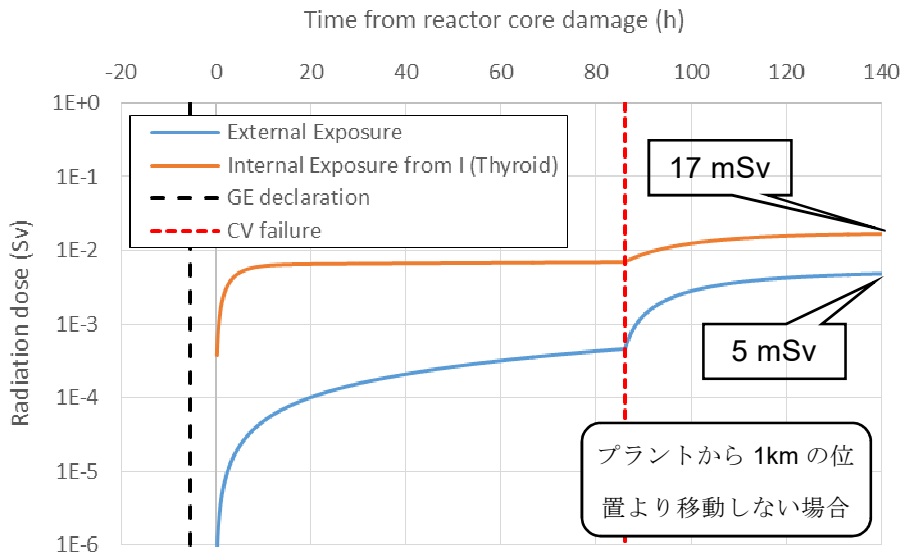


図 2.1.12 PWR 小破断 LOCA(SL-δ)時のプラントから 1 km 地点での積算線量

Fig. 2.1.12 Time dependent estimated radiation dose at 1 km downwind from the plant (PWR SL-δ sequence)

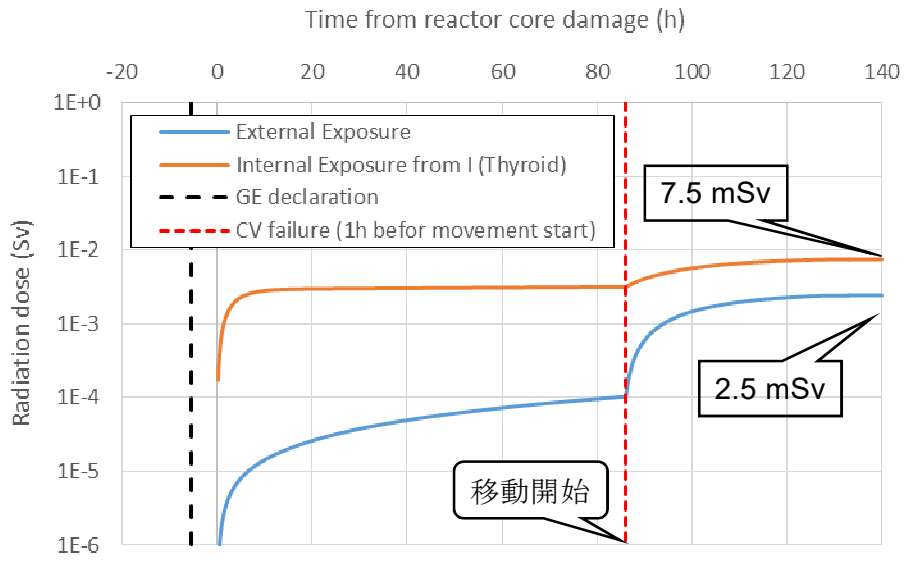


図 2.1.13 PWR 小破断 LOCA(SL- δ)時に格納容器破損後に移動開始した場合の被ばく線量の経時変化

Fig. 2.1.13 Time dependent estimated radiation dose (SL- δ sequence, scenario c)

2.1.4 防護措置実施に伴う放射線以外の要因による健康影響に関する事例検討

防護措置の実施は、これによって低減される被ばくリスクが実施によって生じる事故あるいは健康上のリスク等よりも大きくなければ正当化されない。このため、防護措置実施時に生じる被ばくに寄らないリスクを評価するための基礎的な知見として、自然災害時における避難時の事故事例、リスクの定量化手法に係る国内外の最新の研究動向等を調査した。

避難行動中の事故事例は過去の災害の事例においても認められるが、一方で避難が適切に実施され家屋等の被害の大きさに比べ人的被害が小さい事例も認められる。このため比較的人的被害の小さかった災害を選び、避難の判断及びその実施に係る経緯を調査した。自然災害時における避難時の事故事例として調査対象とした災害を表 2.1.7 に示す。突発的に発生する地震災害と比較して原子力災害時における防護措置の実施と類似性が高いと考え、調査対象としては、降水量や河川水位、火山性地震の頻度の変化等により災害が切迫している程度が数値的に評価できる可能性があるものを選択した。避難中の事故に係る状況は下記のとおりである。

(1) 平成 12 年 東海豪雨においては東海三県で 10 名の死者が発生しているが、被災者数に比べると少数であり、周辺の見回り等の際に被災した事例や住居近傍の土砂崩れ、冠水した道路を通行した際の転落であって、避難中の事故は報告されていない。一方で、避難勧告を知らずにいた住民がいたこと、渋滞に巻き込まれたまま冠水し放置された自動車が発生したこと、住民を収容しようとした避難所自体が浸水していたなど、情報の伝達に問題があったことが示されている。

(2) 平成 16 年 7 月 新潟・福島豪雨においては 16 名が亡くなっており、このうち 14 名は水害によるものとされている。14 名のうち 7 名は逃げ遅れて自宅で亡くなっており、7 名は避難途中、あるいは通勤途中に自宅外で亡くなっている。自宅外で亡くなった 7 名のうち避難中の事故であることが明示されているのは 1 名のみであった。この豪雨災害においては河川の氾濫が発生しており、避難勧告は氾濫前に発出されている。しかしながら、その情報を得られず逃げ遅れた例、浸水した道路を避難してきた事例が存在する。600 名を超える避難者のうち 97%にはけがはなかったと報告されているが、適切に情報を得られなかった場合には避難ができなくなる、あるいはリスクの高い選択を迫られる可能性があることが示されている。

(3) 平成 3 年の雲仙普賢岳噴火においては、群発地震の発生のような前兆事象が見られたこと、火山活動の規模が当初は直接市街地に被害が及ぶものではなかったことから避難勧告などは平成 3 年 5 月に入るまで発せられていない。5 月 15 日以後発せられた避難勧告も、それまでに降り積もった火山灰と降雨によって生じる土石流に対するものであった。6 月 3 日に発生した大火砕流は避難勧告地域内に収まっていたものの、諸々事情により避難勧告地域に人がいたため住民を含む 43 人の死者、行方不明者が出ている。以後は警戒区

域の設定及び設定区域の拡大により犠牲者は警戒区域内で火砕流に巻き込まれた1名に抑えられている。多数の犠牲者が出た原因となった避難勧告地域への立ち入りの目的としては、農地の確認、報道、警察、消防の業務、他者による住居への侵入や電気、電話の使用を監視することなどが挙げられている。また、経済や住民の不安への配慮から、火砕流の危険性を十分に周知できなかったこと、警戒区域の設定が遅れたことも指摘されている。

(4) 平成12年の三宅島及び有珠山噴火においては、避難時の人的被害は発生しなかった。全島避難となった三宅島の人口は約3700人であり、有珠山噴火における避難者数は最も多い時で約16,000人と大規模な避難が実施されたが、避難行動中に死者は発生していない。三宅島においては、火山活動の活発化に従い島民の約半数が自主的に島外に避難し、残る島民も9月2日に発せられた島外避難指示により離島している。有珠山噴火においては、それまでの観測実績から噴火の3日前となる3月29日に緊急火山情報の発表、翌日の避難勧告、避難指示と順次情報が提供され、噴火の発生まで避難が完了していた。避難行動が事故なく完了した要因として、活火山近くに居住する住民に噴火の可能性が意識されており混乱のない避難行動が実施できたことが指摘されている。

(5) 平成27年の口永良部島噴火においては、軽傷者が2名発生したのみで犠牲者は出ていない。火砕流は海岸まで達したが、集落の方向には向かわなかった。噴火後約7.5時間で噴火時に島内に滞在していた137名の避難完了を確認している。避難の手段としては、傷病者等3名が防災ヘリ、海上保安庁の巡視船が6名、漁船3名、村営フェリー125名であった。

これらの事例からは、自己判断あるいは避難勧告、避難指示などが適切に伝達されなかったことによる避難遅れを除き、風水害時の避難中の事故事例は認められなかった。また、このような事故事例は火山災害では雲仙普賢岳噴火を除いて見られなかった。したがって、事態の切迫性あるいは避難に関する情報を確実に伝達し、理解を得ることが避難時のリスク低減のために重要であると考えられる。今回扱った事例においては、避難時にパニックが生じたものはなかったが、影響の程度や切迫性についての情報伝達はパニック防止にも資するものと考えられる。また、火山災害においては避難が長期化しており、公営住宅のような恒久的な構造の住居に入居できた場合でも避難生活での辛さ、苦しさが調査時のアンケートに訴えられている。原子力災害においても、被ばくによって生じる影響と心理的な辛さの均衡を考慮する必要があると考えられる。

さらに、今回調査した事例では、人口密集地で発生した災害は平成12年 東海豪雨のみである。人口密度が小さかったことにより避難に係る問題が発生しなかった可能性も考えられる。他方、原子力災害時の避難では自家用車での避難を想定している地方公共団体もあり、住民が一斉に移動した場合には渋滞の発生も懸念されるが、それによる避難リスクへの影響は今回調査した事例だけでは判断できないため、継続的な調査、研究が必要である。

並行して、最新の研究論文から災害時のリスク評価、一般的なリスクの定量化手法について最新の研究成果の調査を実施したが、具体的な定量的評価手法としてコンセンサスを得られている方法があるとは認められなかった。

表 2.1.7 調査対象とした自然災害

Table 2.1.7 List of natural disasters focused in this study

災害の種類	事例
水害	平成 12 年 東海豪雨 ²⁷
水害	平成 16 年 7 月 新潟・福島豪雨 ²⁸
火山災害	有珠山噴火（平成 12 年） ²⁹
火山災害	雲仙普賢岳噴火（平成 3 年） ³⁰
火山災害	三宅島噴火（平成 12 年） ³¹
火山災害	口永良部島噴火（平成 27 年） ³²

2.1.5 まとめ

1. 本研究においては、まず米国の研究結果を参考に CCDP を基準として EAL ごとの EC の妥当性検討を実施した。この結果、おおむね CCDP は米国で EC ごとに相当とされる領域⁸と同等か小さい傾向が認められた。新規制基準対応炉では、本研究で用いた ET の条件に比べ安全設備の充実により更に炉心損傷確率が低下することが期待される。したがって、EAL の妥当性検討を続けるとともに、発生確率の低い事象の評価パラメータを検討し、リスクの程度を把握しやすくする必要性が考えられる。また、本評価で考案した CCDP 及び EAL をマッピングした ET は、事故発生時において、事象進展に基づく炉心損傷の可能性の変化、あるいは発出される可能性のある EAL の把握に役立つツールともなる。この点については、訓練等を通じて実効性の確認と改善を進める必要がある。
2. 炉心損傷時点での、格納容器破損までの時間、影響の程度を含めたリスク評価においては、防護措置のあり方について、炉心損傷の状況からいくつかのグループに分けられることを指摘した。
3. 防護措置の実効性向上の可能性を検討するための基礎的な知見の収集を目的として、避難開始時刻の設定を GE 発出直後に限定せずに被ばく線量の試算を実施し、得られた計算結果から適切な避難開始時期の検討を行った。試算の結果からは、事故シナリオと気象等の条件によっては、GE 発出後直ちに避難をすることが必ずしも最適であるとは限らない可能性が示唆された。今後はより精密に影響評価を実施し、防護措置の選択に関わる EAL の条件整理等を進める必要がある。
4. 過去の自然災害による避難行動中の事故事例を通じて調査した。事態の切迫性あるいは避難に関する情報の確実な伝達が重要であることが確認された。並行して、様々な事故に対して一般的にリスクを定量化し評価する方法の先端研究の成果を調査したが、コンセンサスを得られている研究事例は調査対象とした範囲においては見られなかった。

2.2 被ばく解析手法の整備

EAL 発動に伴う避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等の防護措置による被ばく低減効果を定量的に解析するためのモデル整備を進めた。具体的には、平成 29 年度から令和元年度にかけて JAEA への委託^{10,11}により、最新知見を活用した屋内退避及び避難のモデル、ヨウ素の環境への放出に係るモデル及び被ばく線量換算係数の設定に係る知見を調査し、確率論的環境影響評価コード OSCAAR³³（以下「OSCAAR コード」という。）に反映した。

2.2.1 被ばく解析手法の検討

被ばく解析手法の整備にあたり、地域防災計画に基づく評価及び最新知見を反映した評価を行うため、次の(1)から(3)のとおり、本研究の作業項目及び委託実施内容を整理した。整理の結果を表 2.2.1 に示す。

(1) 被ばく低減解析手法の整備

OSCAAR コードの屋内退避及び避難モデルは、旧原子力安全委員会による「原子力施設等の防災対策について」³⁴に示される防護対策をモデル化した「一般木造家屋への屋内退避」及び「コンクリート屋内退避後に避難」の2種類のシナリオを想定していた。しかしながら、EAL の発動に応じて様々な防護措置シナリオが想定されることから、2種類のシナリオだけではなく、様々な防護措置を原子力災害対策重点区域の範囲ごとに設定できる評価モデルの構築が必要である。そこで、地域防災計画から想定される防護措置を OSCAAR コードの屋内退避モデル及び避難モデルに反映するため、委託で実施すべき項目を検討した。

屋内退避モデルにおいては、屋内退避時の外部被ばく及び内部被ばくの低減効果について、OSCAAR コードで用いる屋内退避による被ばく低減モデル及び被ばく低減係数の設定に係る知見及びデータを整理することとした。

避難モデルにおいては、地域防災計画における避難計画の整理結果を OSCAAR コードに反映するために必要な課題を整理することとした。また、避難経路の設定に関するデータ整備及び運用上の介入レベルの発令に基づく防護措置の実施に係る避難モデルを OSCAAR コードに反映することとした。

(2) 解析用データの整備

最新知見を活用した解析手法を構築するため、OSCAAR コード解析用データ及び OSCAAR コードに反映すべきモデルについて、委託で実施すべき項目を検討した。

被ばく評価上重要なヨウ素について、環境動態の異なる化学形別の評価モデルの検討が必要である。このため、ヨウ素の環境への放出に係る解析のためのパラメータ及び評価モデルを整理することとした。また、OSCAAR コードで取り扱うことができるヨウ素は、無機ヨウ素及び有機ヨウ素の2種類であったが、重大事故研究の成果を環境影響評価に反映

するため、元素状ヨウ素のガス状ヨウ素及び粒子状ヨウ素の影響を確認できるよう核種グループ数を拡張することとした。

また、ICRP の最新勧告に基づく被ばく評価モデルを検討した。OSCAAR コードで用いている線量換算係数データについて、ICRP の 1990 年勧告³⁵ から 2007 年勧告²⁶ に更新するための課題を整理することとした。

(3) シビアアクシデント総合解析コードのインターフェースの作成

シビアアクシデント総合解析コードから OSCAAR コードへ受け渡すデータを詳細化し、重大事故研究の成果を被ばく低減効果の評価に適切に反映するため、インターフェースを作成することとした。シビアアクシデント総合開発コードとして、JAEA が開発した THALES2 コード³⁶ 及び NRC の開発した MELCOR コード³⁷ をインターフェース作成の対象とした。

表 2.2.1 本研究の検討対象及び委託実施内容

Table 2.2.1 Targets of this study and details of the commissioned research

検討項目	目的	作業項目	委託実施内容
(1) 被ばく低減解析手法の整備	地域防災計画に基づく評価	屋内退避モデル整備	<ul style="list-style-type: none"> 自治体別の建物構造物割合データ整理 文献調査及びモデル整理
		避難モデル整備	<ul style="list-style-type: none"> 地域防災計画整備状況調査 ネットワーク避難モデル、避難経路での被ばくモデル、OIL 防護措置モデル反映 代表サイト避難経路データ作成
(2) 解析用データの整備	最新知見を反映した評価	ヨウ素の沈着関連パラメータ調査及び評価モデル整備	<ul style="list-style-type: none"> 文献調査及びデータ整理 核種グループ数拡張
		線量換算係数整備	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく線量係数データ整備に必要な項目の抽出
(3) シビアアクシデント総合解析コードのインターフェースの作成		インターフェース作成	<ul style="list-style-type: none"> インターフェース作成

2.2.2 委託研究による成果

本研究の実施にあたって、2.2.1 で検討した各項目に対して JAEA が実施した主な内容¹⁰⁾¹¹⁾を示す。

(1) 被ばく低減解析手法の整備

PAZ 及び UPZ に該当する地域を所管する各市町村で作成される地域防災計画や広域避難計画等の調査により具体的に想定される防護措置を整理し、OSCAAR コードの屋内退避モデル及び避難モデルに反映すべき項目を検討した。

① 屋内退避モデルの検討

外部被ばく及び内部被ばくの低減効果に関する JAEA の報告（以下「JAEA 報告」という。）³⁸⁾を基に、OSCAAR コードで用いる屋内退避による被ばく低減モデル及び被ばく低減係数について検討した。

外部被ばくについて、JAEA 報告では、我が国の住居に対応した被ばく低減効果を評価するため、木造住宅、鉄筋コンクリート造住宅及び集合住宅に加え、一時的な待避施設としての活用が想定されている病院、体育館及び学校を対象に、家屋調査（建築様式、建築年、壁材、壁厚さ・密度、気密性能等）、放射線輸送計算コード PHITS を用いた外部被ばく低減効果の計算等が実施されている。地域防災計画等では多くの場合、屋内退避を自宅又は最寄りの建物に入ることとしている。屋内退避をモデル化する場合、建物の種類が混在している状態を考慮する必要があるが、OSCAAR コードでは屋内退避による外部被ばく低減の係数は単一の値の設定のみが可能である。そのため、原子力発電所の立地する自治体別に建物の種類とその割合をデータベース化し、建物構造 5 区分（木造、防火木造、鉄筋・鉄骨コンクリート造、鉄骨造及びその他）の割合を整理した。各建物構造の具体的な外部被ばく低減効果に関する知見が得られれば、建物構造の住宅割合と併せて考慮することにより、平均的な被ばく低減効果を評価するためのデータが設定可能である。

内部被ばく低減係数は、室内の放射能濃度と室外の放射能濃度の比で求められる。室内の放射能濃度は、室外の放射能濃度、自然換気率、浸透率及び室内での沈着により経時変化し、室内外での放射性物質の収支に関するコンパートメントモデル³⁹⁾（式 2.2.1）により計算できる。

$$\frac{dC_I}{dt} = P\lambda_e C_o - (\lambda_e + \lambda_d + \lambda)C_I \dots\dots\dots (2.2.1)$$

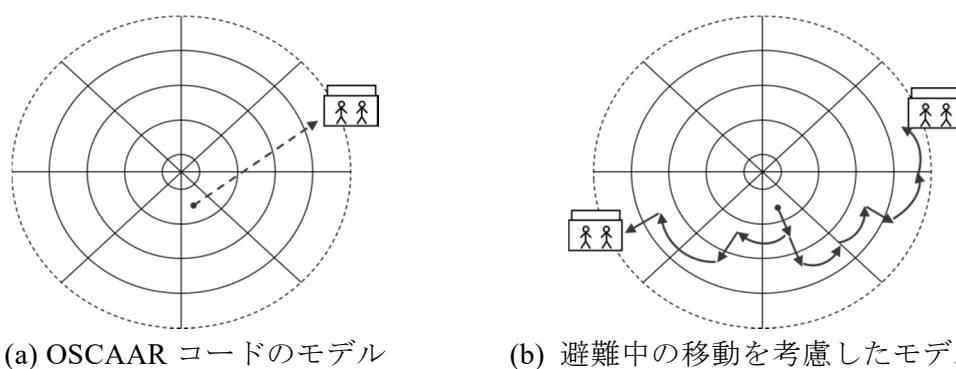
C_I	室内の放射能濃度 [Bq m ⁻³]	λ_e	自然換気率 [h ⁻¹]
C_o	室外の放射能濃度 [Bq m ⁻³]	λ_d	室内での沈着速度 [h ⁻¹]
P	浸透率 [-]	λ	壊変定数 [h ⁻¹]

JAEA 報告では、被ばく低減効果に影響の大きな因子を特定するため、(式 2.2.1) のコンパートメントモデルを用いて感度解析を実施しているが、いずれの感度解析においても時間の経過とともに低減効果が小さくなった後に一定値となっている。OSCAAR コードで用いる屋内退避モデルとしては、経過時間ごとの内部被ばく低減係数のデータを整備し、解析に適用することが考えられる。しかし、プルームの放出継続時間によっても経時変化することから、モデル化は困難であり継続的に検討を続ける必要がある。

② 避難モデルの整備

避難経路の設定及び運用上の介入レベル（Operational Intervention Level、以下「OIL」という。）の発令に基づく防護措置の実施に係る避難モデルを OSCAAR コードに反映した。

OSCAAR コードで用いる避難モデルは、従来、避難を完了するまでの期間は全て避難元にて被ばくするものと仮定していた。これは保守的な評価といえるが、移動中の経路を考慮した解析を実施できれば、より現実的な解析結果を得ることができる（図 2.2.1）。一方で、移動中の経路を考慮するとした場合、現実には評価格子の中に異なる目的地への複数の一時集合場所が存在する場合があるが、同一格子から複数の目的地を設定することは OSCAAR コードでモデル化できない。そこで、地理情報システムを利用して各避難格子からの平均的な移動距離を求め、移動経路に関するデータは、ライブラリファイルとして整備した。



出典) 平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）事業
成果報告書, 2018.¹⁰

図 2.2.1 避難モデルの模式図

Fig. 2.2.1 Schematic diagram of evacuation model

原災指針には、避難に対する OIL1（地上 1 m で計測した場合の空間放射線量率について、 $500 \mu\text{Sv h}^{-1}$ ）及び一時移転に対する OIL2（地上 1 m で計測した場合の空間放射線量率について、 $20 \mu\text{Sv h}^{-1}$ ）が示されている。OIL1 に基づく避難及び OIL2 に基づく一時移転を考慮した解析を行うため、大気拡散・沈着計算で得られる核種の地表面沈着濃度から、空

間放射線量率を計算する機能を OSCAAR コードに組み込んだ。その際、地表面沈着濃度から地上 1 m 周辺線量当量率への換算係数は、OSCAAR コードで対象とする希ガス類を除く核種に対して、外部ファイルとして整備した。

(2) 解析用データの整備

被ばく評価上重要なヨウ素について、環境動態の異なる化学形別の評価モデルを検討した。また、ICRP の最新勧告に基づく被ばく評価モデルを検討した。

① ヨウ素の環境への放出に係るモデルの検討

OSCAAR コードで取り扱うヨウ素の核種グループは、無機ヨウ素及び有機ヨウ素の 2 種類である。無機ヨウ素は主に粒子状物質のヨウ化セシウム (CsI) を、有機ヨウ素は主にガス状物質のヨウ化メチル (CH_3I) を想定している。ガス状物質である元素状ヨウ素 (I_2) はヨウ素の化学種の一つとして挙げられるが、格納容器内での存在割合はヨウ化セシウムに比べかなり小さい⁴⁰とされているため、OSCAAR コードでは無機ヨウ素として取り扱うこととしている。JAEA が開発を進めている THALES2 コードにおいては、環境に放出されるヨウ素として、ヨウ化セシウム、ヨウ化メチル及び元素状ヨウ素のほか、ヨウ化水素を考慮している。

環境に放出された放射性物質の一部は、地表面に乾性沈着あるいは湿性沈着する。沈着による地表面沈着濃度を求めるための入力パラメータとして、乾性沈着を評価するための乾性沈着速度及び湿性沈着を評価するための洗浄係数がある。OSCAAR コードの計算モデル検討のため、環境中での性状（ガス状又は粒子状）、乾性沈着速度、湿性沈着にかかるパラメータ及び粒径分布が含まれる文献を抽出し、情報を整理した。

また、整理結果から、取り扱い核種グループ数の拡張を検討した。OSCAAR コードは、環境中での放出挙動が類似する幾つかの核種グループに分類して取り扱う。取り扱うことができる核種グループ数は、無機及び有機のヨウ素 2 グループを含む最大 8 であったが、シビアアクシデント総合解析コードとの連携を考慮し、今後得られる知見を反映するため、核種グループ数を最大 10 に拡張した。

② 線量換算係数データの検討

ICRP の 2007 年勧告に対応した被ばく線量の評価方法及び線量換算係数に関する情報を整理し、OSCAAR コードの線量換算係数データの更新に必要な項目を検討した。

OSCAAR コードで使用する外部被ばく線量換算係数は、「空气中又は地表面の単位放射能濃度」から「実効線量あるいは等価線量」への換算係数である。ドイツ放射線研究協会 GSF-Breicht 8/97⁴¹（以下「GSF 文献」という。）及び米国環境保護庁（以下「EPA」という。）の FGR-12⁴²に示される外部被ばく線量換算係数データを基に、臓器・組織別に外部被ばく線量換算係数を整備したものである。

2007年勧告に対応する外部被ばく線量換算係数は、ICRP勧告116「外部被ばくに対する放射線防護量のための換算係数」⁴³に示されており、GSF文献値と同様に、空気カーマから実効線量及び等価線量への換算係数である。そのためGSF文献値による外部被ばく線量換算係数の整備方法を参考に、適用に際して確認する必要がある項目を、次のとおり抽出した。

- ・ GSF文献値は、地上1 mにおける空気カーマから実効線量あるいは等価線量への換算係数であるが、ICRP勧告116には地上高さに関する記載がないため、地上1 mの値としての適用可否について確認する必要がある。
- ・ 空气中又は土壌面の濃度から地上1 mにおける空気カーマへの換算係数を用いる必要があることから、ICRU Report、Radiation Protection Dosimetry等の最新データの出版動向をフォローする必要がある。
- ・ ガンマ線エネルギー放出率は、ICRP勧告107「線量計算のための核種崩壊データ」⁴⁴を使用できると考えられるが、現在用いている値⁴⁵との違いを確認する必要がある。
- ・ ICRP勧告116に示される照射ジオメトリについて、回転（ROT）又は等方（ISO）に対する線量換算係数データを適用できるかどうか調査する必要がある。

OSCAARコードで使用される内部被ばく線量換算係数は、単位放射能濃度から臓器及び組織の線量への換算係数である。OSCAARコードが考慮する早期の確定的影響、晩発性の確率的影響については、核種及び年齢依存性を考慮して評価する必要があるため、任意の預託期間における内部被ばく線量換算係数を必要とする。ICRPの示す年齢依存の内部被ばく線量換算係数は、吸入及び経口摂取の70歳までの預託等価線量換算係数及び預託実効線量換算係数のみであり、そのままではOSCAARコードには適用できない。

2007年勧告に基づく換算係数適用に向けた今後の調査項目として、次の点を抽出した。

- ・ ヒト呼吸気道モデル及びヒト消化管モデルが、詳細かつ複雑化している。このため、これらの代謝過程をモデル化したコンパートメントモデルの構築が必要である。
- ・ ICRP勧告134⁴⁶及び137⁴⁷では、移行パラメータに、28元素の放射性核種とその子孫核種の体内動態の取扱い等が示されている。それ以外の元素に関する組織系動態モデルや実効線量換算係数等の最新知見を調査し、パラメータを整備することが必要である。

(3) シビアアクシデント総合解析コードのインターフェース機能の作成

シビアアクシデント総合解析コード（THALES2コード及びMELCORコード）の出力データの中からソースターム（環境中に放出される放射性物質の種類、性状、放出量、放出開始時間、放出継続時間、放出エネルギー等）及び炉内インベントリに関するデータを抽出し、OSCAARコード用データに変換し、OSCAARコードの入力データを作成するためのインターフェースを作成した。

3. 結論

3.1 成果の要点

本研究では、リスク情報を活用した EAL 評価手法及び被ばく解析手法の整備に向けた検討を実施した。得られた成果の要点は以下のとおりである。

3.1.1 リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備

EAL の判断基準の適正度及び効果的な防護措置の実施可能性を検討するために、以下の検討を行った。

(1) ET を用いた EC 及び EAL の評価手法の適用性検討

既往の PRA 研究で作成された炉心損傷 ET を参照して評価した事象シナリオや分岐確率を基に ET 上の分岐項目における CCDP を網羅的に計算すると同時に、ET 上に EAL の判断基準をマッピングすることによって、各 EAL に該当する CCDP を算出した。これにより得られた CCDP と EC を対照させて CCDP に基づく EC の妥当性評価を実施するとともに、事故シナリオの進展による CCDP 及び EAL の変化を視覚的に把握できる手法及びツールを考案した。

(2) 事象推移及びソースターム情報を考慮したプラント状態評価手法の検討

格納容器機能喪失の確率指標である CCFP に、放射性物質の大規模放出等に係る事象進展の時間及びその速度量等の情報を考慮して、事象推移及びソースターム情報を考慮した三次元相関図で示す方法を考案し、プラント状態評価が可能となる見通しが得られた。

(3) 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護措置実施方法の検討

事故時における放射性物質の大気中濃度分布及び空間線量率、屋外における公衆の移動等を考慮した被ばく線量の経時変化について試算を行った。EAL を含むプラント状態の情報とこれらの試算結果と関係づけることによって、防護措置の実効性を向上させられる可能性を示した。

(4) 防護措置実施に伴う放射線以外の要因による健康影響に関する事例検討

自然災害、産業施設等の一般災害発生時の事故の様態、避難等の措置に伴う被害状況についての事例調査並びに原子力災害における放射線以外の要因による健康影響や一般災害における避難等の措置によるリスクの評価手法についての研究事例を調査し、現状知見をとりまとめた。

3.1.2 被ばく解析手法の整備

屋内退避及び避難のモデル、ヨウ素の影響評価に係る沈着計算モデル、外部及び内部被ばく線量換算係数の設定に係る最新のモデルを分析し、被ばく低減効果の評価解析への適用方法を整理した。また、シビアアクシデント総合解析コードと OSCAAR コードとのインターフェース機能を整備した。

3.2 目的の達成状況

本研究の目的を達成するため、リスク情報を活用した EAL 評価手法の整備及び被ばく解析手法の整備に向けた検討を計画どおり実施した。

これにより、EAL に該当する緊急事態の事象と炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等のリスク指標との関係を整理し、EAL の判断基準とリスク情報との対応を分析するなど、EAL に係る技術的知見を拡充した。

また、原子力災害時における屋内退避による被ばく線量の低減効果等に係る技術的知見を取得するとともに、解析コード間のインターフェース機能を整備するなど、計画どおりの成果を得ることができた。

3.3 成果の公表等

3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

なし

3.3.2 委託先等による公表

(1) 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① Kimura, M., et al., “Improvement of a metabolic model for iodine and consideration of a equivalent dose to the thyroid reduction factor for application to the OSCAAR code” , Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2017 (ASRAM 2017), 2017.

3.4 成果の活用等

本研究により得られた技術的知見は、原子力災害時において緊急時対応要員が活動する際にプラントの状況を推定しその後の事象進展を検討する際に必要な基礎的情報を提供することができ、原子力規制庁としての対応強化、防護措置の的確な判断に資する。さらに、原災指針に基づき原子力事業者が策定する EAL の確認等に資する。

これまでに、原子力事業者防災訓練等を踏まえた、原子力施設の EAL の見直しに係る原災指針の改正に活用された。関連する原子力規制委員会の会合等を以下に挙げる。

- ① 第 4 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合、令和元年 9 月 11 日
- ② 令和元年度第 47 回原子力規制委員会、令和元年 12 月 18 日

3.5 今後の課題

今後の課題として、原子力災害時における原子力施設周辺の住民等に対する放射線の影響を最小限に抑える防護措置の効果的・効率的で適切な実施のためには、リスク重要度に応じた緊急時対応の実効性を体系的に評価することが重要と考えられる。そのためには、防護措置の構成要素のリスク重要度を評価するための手法を整備する必要がある。

今後、レベル 3PRA の手法を応用して、防護措置のシーケンスのリスクへの影響を体系的に整理するとともに、防護措置の構成要素のリスク重要度を評価する手法の検討等緊急時対応におけるリスク重要度の評価手法の整備に向けた検討を進めていく。

参考文献一覧

- 1 原子力規制委員会, “原子力災害対策指針（平成 30 年 10 月 1 日一部改正）”, 2012.
- 2 International Atomic Energy Agency, “Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency”, General Safety Guide No. GSG-2, 2011.
- 3 International Atomic Energy Agency, “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency”, General Safety Requirements No. GSR Part 7, 2015.
- 4 International Atomic Energy Agency, “Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency”, Safety Guide No. GS-G-2.1, 2007.
- 5 原子力規制庁, “原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説”, 2015.
- 6 原子力災害対策特別措置法、平成 11 年 12 月 17 日法律第 156 号、最終改正：平成 26 年 11 月 21 日法律第 114 号.
- 7 一般社団法人日本電気協会 原子力規格委員会, “原子力発電所の緊急時対策指針”, JEAG 4102-2015, 2015.
- 8 M. Azarm *et. al.*, “Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels -A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah” NUREG/CR-7154, Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- 9 J. T.McKenna, “ Saving lives and preventing injuries from unjustified protective actions- Method for developing a comprehensive public protective action strategy for a severe NPP emergency” Health Physics, 144, pp. 511-526, 2018.
- 10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）に関する報告書”, 平成 30 年 3 月.
- 11 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）に関する報告書”, 平成 31 年 3 月.
- 12 独立行政法人原子力安全基盤機構, “JNES における PSA 手法の標準化＝出力運転時内の事象レベル 1PSA 手法＝（別冊 1）ドライ型 4 ループ PWR プラント”, 07 解部報-0040, JNES/SAE07-040, 2007.
- 13 独立行政法人原子力安全基盤機構, “JNES における PSA 手法の標準化＝出力運転時内の事象レベル 1PSA 手法＝（別冊 2）BWR5 型プラント”, 07 解部報-0040, JNES/SAE07-040, 2007.
- 14 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成 11 年度 ABWR 型プラントの出力運転時レベル 1PSA に関する報告書”, INS/M99-29, 1999.

- 15 独立行政法人原子力安全基盤機構, “PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA に関する報告書=AM 策反映前後の最新 3 ループ PWR=”, 08 解部報-0013, JNES/SAE08-013, 2008.
- 16 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成 11 年度レベル 2PSA 手法の整備に関する報告書=PWR プラント=”, INS/M99-16, 1999.
- 17 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成 11 年度レベル 2PSA 手法の整備に関する報告書=BWR プラント=”, INS/M99-17, 1999.
- 18 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成 12 年度レベル 2PSA 手法の整備に関する報告書=PWR プラント=”, INS/M00-13.
- 19 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成 12 年度レベル 2PSA 手法の整備に関する報告書=BWR プラント=”, INS/M00-14.
- 20 独立行政法人原子力安全基盤機構, “予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析(BWR)”, 10 原シ報-0010, JNES/NSAG10-0010.
- 21 独立行政法人原子力安全基盤機構, “予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析(PWR)”, 10 原シ報-0011, JNES/NSAG10-0011.
- 22 N. Bixler, *et. al.*, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project”, NUREG/CR-7110, Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- 23 原子力規制庁, “平成 26 年度 国内外の避難時間推計に係る動向等調査”, 2014.
- 24 一般社団法人 日本原子力学会, “原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル 3 PRA 編) : 2018”, 2018.
- 25 社団法人日本アイソトープ協会, “電離放射線の非確率的影響, ICRP Publication 41 (邦訳)”, 1987.
- 26 社団法人日本アイソトープ協会, “国際放射線防護委員会の 2007 年勧告, ICRP Publication 103 (邦訳)”, 2009.
- 27 廣井 他, “2000 年東海豪雨災害における災害情報の伝達と住民の対応”, 東京大学社会情報研究所報告書, 2003
- 28 廣井 他, “2004 年 7 月新潟・福島豪雨水害における住民行動と災害情報の伝達”, 東京大学社会情報研究所報告書, 2005
- 29 廣井 他, “2000 年有珠山噴火における災害情報の伝達と住民の対応”, 平成 3 年度文部省科学研究費重点領域研究 (I) 災害時の避難・予警報システムの向上に関する研究, 1992
- 30 廣井 他, “平成 3 年雲仙岳噴火における災害情報の伝達と住民の対応”,
- 31 廣井 他, “2000 年三宅島噴火における災害情報の伝達と住民の対応”, 東京大学社会

情報研究所報告書, 2002

- 32 為栗, 井口, 中道, 山本, “2014~2015 年口永良部島噴火の調査報告”, 京都大学防災研究所, 京都大学防災研究所年報 vol. 59A, 2016
- 33 本間, 石川, 富田, 村松, “軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価”, 日本原子力研究所, JAERI-Research 2000-060, 2000.
- 34 原子力安全委員会, “原子力施設等の防災対策について (平成 22 年 8 月一部改訂)”, 1980.
- 35 社団法人日本アイソトープ協会, “国際放射線防護委員会の 1990 年勧告, ICRP Publication 60 (邦訳)”, 1991.
- 36 石川, 村松, 坂本, “THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系統的なソースターム解析”, JAERI-Research 2005-021, 日本原子力研究所, 2005.
- 37 R. Gauntt, R. Cole, C. Erickson, R. Gido, R. Gasser, S. Rodriguez and M. Young, “MELCOR Computer Code Manuals: Reference Manuals Version 1.8.5”, NUREG/CR-6119, Volume 2, Revision 2, Nuclear Regulatory Commission, 2000.
- 38 廣内, “屋内退避による被ばく低減効果の評価”, 平成 29 年度安全研究センター報告会資料, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 2017.
- 39 G. H. Anno and M. A. Dore, "Protective Action Evaluation Part I, The Effectiveness of Sheltering as a Protective Action Against Nuclear Accidents Involving Gaseous Releases", EPA 520/1-78-001A, U.S. Environmental Protection Agency, 1978.
- 40 Nuclear Regulatory Commission, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, 1995.
- 41 M. Zankl, N. Petoussi-Henß, G. Drexler and K. Saito, “The Calculation of Dose from External Photon Exposures Using Reference Human Phantoms and Monte Carlo Methods, Part VII: Organ Doses due to Parallel and Environmental Exposure Geometries, GSF-Bericht 8/97”, Institut für Strahlenschutz, 1997.
- 42 K. F. Eckerman and J. C. Ryman, “Federal Guidance Report No. 12: External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil”, U.S. Environmental Protection Agency, 1993.
- 43 International Commission on Radiological Protection, “Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures”, ICRP Publication 116, 2010.
- 44 International Commission on Radiological Protection, “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations”. ICRP Publication 107, 2008.

- 45 A. Endo and Y. Yamaguchi, "Compilation of New Nuclear Decay Data Files Used for Dose Calculations", *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 38, no. 8, pp. 689 - 696, 2001.
- 46 International Commission on Radiological Protection, "Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2", ICRP Publication 134, 2016.
- 47 ICRP, "Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3", ICRP Publication 137, 2017.

執筆者一覧

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

柴田 敏宏 技術研究調査官

市川 竜平 技術研究調査官

宇津野 英明 技術研究調査官