

福島第一原子力発電所事故 と原子力のリスク

一般社団法人 日本原子力産業協会
原子力システム研究懇話会

福島第一原子力発電所事故 と原子力のリスク

原子力システム研究懇話会

刊行のことば

原子力システム研究懇話会 (Nuclear Systems Association, NSA) は、1990年に (社) 日本原子力産業会議 (当時) 中に設立され、現在は (社) 日本原子力産業協会 (2006年4月より) のもとに活動している。その活動の一つとして、1993年より毎年「NSAコメンタリー」を刊行している。

本年度は、2011年3月11日の東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所事故を踏まえ原子力のリスクについてとりまとまとめた。原子力のリスクについてはすでに、「原子力とそのリスク」と題してコメンタリーNo.12 (平成16年6月) として発行され、平成18年12月には、内藤奎爾・原子力システム研究懇話会元運営委員会委員長 (元原子力安全委員) がそれらをまとめた形で「原子力のリスクと安全の確保」をコメンタリー別冊として出ているが、これらには、約10年前時点での確率論的リスク評価 (PRA) やアクシデントマネジメント (AM) 等の活用状況を含めた原子力に関わるリスクとその評価、そしてリスクに関連する人間の特性や安全文化について取りまとめたものである。

今回、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力の安全確保対策・評価とリスクに関するそれら既発行の報告書を念頭に、実際の事故状況や最近10年間のこの分野の進展や現状の知見に基づき新たにとりまとめた。今後のリスク評価と安全目標に反映していただければとの願いをこめて今回の改訂に至ったものである。

企画にあたり、中心的役割を果たされた成合英樹委員に謝意を表し、各章の執筆を載いた著者の各位に深甚なる謝意を表したい。

平成26年6月

原子力システム研究懇話会
運営委員長 田畑 米穂

まえがき

2013年3月11日に発生した東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所の炉心損傷と放射性物質の放散を伴う事故（以下、福島原子力事故）は、マグニチュード9.0というこれまで世界で経験した4番目に大きな地震と、それに伴う大津波により発生したものであるが、原子力の利用におけるリスク管理のあり方に大きな教訓を与えるものであった。

原子力とリスクについては、2004年6月に原子力システム研究懇話会（NSA）コメンタリーNo.12「原子力とそのリスク」において、それまでに構築された原子力のリスク対応と評価の状況等が説明された。また2006年12月には、内藤奎爾NSA運営委員会委員長によりNSAコメンタリー別冊No.1として、「原子力のリスクと安全の確保」が出された。当時はJCO事故の後でもあり、「原子力とそのリスク」においては、「第1章 リスクと人間」及び「第6章 原子力安全文化」において、チェルノブイリ事故で提起された安全を最優先して原子力に対処する安全文化の重要性や、リスクに対する人間の心理が説明されている。また、「第2章 リスクへの対策」において、深層防護に基づく事故防止の基本とTMI事故やチェルノブイリ事故等との関係、原子力発電所のアクシデントマネジメント策の概要、そしてJCO事故を契機とした防災対策、さらに原子力保険について説明されている。「第3章 確率論的リスク評価」ではリスク評価方法として、レベル1PRA、レベル2 PRA、レベル3 PRAの評価方法、そして国内軽水炉の具体的な例が記されている。「第4章 原子力施設の事故とそのリスク」では、チェルノブイリ、TMI、JCO事故等の概要と住民の放射線被ばくのリスク等が説明されている。「第5章 放射線のリスク」では、人類が受ける放射線の種類とレベル、及び生体への影響について説明されている。

今回の福島原子力事故は巨大な自然現象が原因とはいえ、放射性物質が海中を含む敷地外へ大量に放散され、多くの住民が長期の避難を余儀なくされた。事故となった4基のプラントの内3基が炉心溶融を伴う伴うシビアアクシデントとなり、また発生した水素の蓄積により3基の原子炉建屋が水素爆発によって崩壊した。本コメンタリーでは、シビアアクシデント対応として結果的に世界の潮流に遅れていたことが事故を大きくした要因の一つでもある福島原子力事故を踏まえ、まず世界と日本のシビアアクシデント対策の歴史を振り返り、次いで福島原子力事故の詳細な内容、そして前回の「原子力とそのリスク」以降の約10年間のシビアアクシデント対策やリスク評価の状況及び今回の事故を踏まえた今後の対応について、各分野の専門家により記述する。特に、シビアアクシデント対策として、地震と津波を中心とした自然災害では新たな章を設けて新しい視点に基づく対応について考える。また、原子力の安全確保の目標、いわゆる安全目標の現状と今後のあり方についても記した。福島原子力事故は、まだ正確な状況解明が完全に終わったわけではなく、今後の対応も現時点での知見に基づいたものであるが、発生頻度はまれであるが大きな災

害となりうる原子力のリスク管理のあり方の議論を実際の大事故経験に基づき検討することが今後の原子力のリスク管理に大きな役割を果たすものと考ええる。

このコメンタリーでは、まず第1章で、世界及び日本における原子炉、特に軽水炉の開発と利用における安全確保対策とシビアアクシデント対応、及びリスク評価と安全目標等の歴史的な経緯を記す。第2章では福島原子力事故がどのようなものであったか、課題は何であったかを現在把握している状況に基づき、対応が成功した例を含めて詳細に記す。第3章では、福島原子力事故における環境への放射性物質の放散と沈着の状況、そして退避を含む防災対策の状況と課題について記す。第4章では、これまでのリスク評価と福島原子力事故の関係、及び今後の方向について記す。第5章では、大地震や大津波のような自然災害と原子力事故の複合的事象に対する評価、そしてその状況下における原子力防災の今後考えるべき方向について記す。第6章では、原子力のリスク管理が安全目標として示される方向にあるが、原子力の安全目標の経緯と今後の方向について記す。

なお、確率論的リスク評価Probabilistic Risk Assessmentは略語PRAと呼ばれているが、安全評価Safety Assessmentで用いられることが多かったため、日本や欧州ではPSAという略語も同等の意味で用いられた。コメンタリーNo.12「原子力とそのリスク」においてはPSAという略語が用いられている。しかし混乱を避けるため本書では、委員会名称等で固有に使われている場合を除いてPRAに統一し、PSAはこの結果を活用して有効な安全向上策を構築する一連の行為を表すこととする日本原子力学会のリスク関連標準策定の方針にならうこととした。具体的には第4章にその説明がある。

◇ 目次 ◇

刊行のことば	i
まえがき	ii
執筆者一覧	viii
第1章 軽水炉の開発と安全確保	1
1.1 米国における軽水炉の開発	1
1.1.1 軽水炉の開発	1
1.1.2 加圧水型炉	1
1.1.3 沸騰水型炉	2
1.1.4 安全確保対策	2
1.1.5 冷却材喪失事故（LOCA）試験	5
1.1.6 リスク評価と安全目標	6
1.1.7 立地指針	8
1.1.8 NRCの発足	8
1.2 日本における軽水炉の導入	9
1.2.1 原子力研究の開始と発電炉の導入	9
1.2.2 加圧水型炉と沸騰水型炉の導入	11
1.2.3 安全確保対策	12
1.2.4 立地指針	15
1.2.5 原子力安全委員会の発足	15
1.3 軽水炉の進展とグローバリゼーション	16
1.3.1 TMI事故	16
1.3.2 チェルノブイリ事故	18
1.3.3 IAEAの国際プログラム	18
1.3.4 シベリアアクシデント対策	22
1.3.5 リスク評価と安全目標	25
1.3.6 立地指針	26
1.3.7 日本の対応	27
1.4 まとめ	29

第2章 福島原子力発電所の事故の状況と課題	31
2.1 福島第一原子力発電所の概要	31
2.2 地震の発生とシステムの健全性	34
2.2.1 概観	34
2.2.2 福島第一原子力発電所1号機原子炉	35
2.2.3 福島第一原子力発電所2号機原子炉	38
2.2.4 福島第一原子力発電所3号機原子炉	41
2.2.5 福島第一原子力発電所の使用済み燃料プール	44
2.2.6 福島第一原子力発電所5,6号機原子炉	46
2.3 東日本の原子力発電所を襲った地震・津波及び被災の比較	47
2.3.1 各発電所で観測された地震動とそれによる影響	47
2.3.2 各発電所で観測された津波とそれによる影響	51
2.3.3 地震・津波後の各施設の状況と回復措置	55
2.4 プラント安全設計の基本的考え方と課題	62
2.4.1 設計基準事象と設計基準・設計の基本的考え方	62
2.4.2 福島第一原子力発電所事故における設計の課題	62
2.5 外的事象への対応	64
2.5.1 複合災害への対応	64
2.5.2 複数機器の同時機能喪失もしくは共通要因事故の発生	64
2.5.3 包括的な外的事象の影響評価	65
2.5.4 クリフエッジの評価	65
2.5.5 設計基準を超える事態への対応	65
2.6 事故から得られた課題	66
2.6.1 安全設計と設備設計、基準を超える事態への対応	66
2.6.2 更なる福島第一の事故での論点	69
2.6.3 新たな設計の取組み	71
第3章 福島原子力事故と放射性物質放出及び防災対策	72
3.1 環境の放射能汚染	72
3.1.1 大気中への放射性物質の放出状況	72
3.1.2 環境への放射性物質の放出量	73
3.1.3 放射性物質の沈着分布	75
3.2 防災対策	79
3.2.1 福島第一原子力発電事故における防災対策	79

3.2.2	緊急事態への備えと対応の課題	82
3.2.3	緊急事態管理と運営の課題	88
3.2.4	まとめ	90
第4章	福島原子力事故を踏まえたリスク評価	92
4.1	福島原子力事故以前のリスク評価の状況	92
4.2	福島原子力事故以降のリスク評価に対する取組	95
4.2.1	日本における取組	95
4.2.2	海外における取組	97
4.3	今後想定されるリスク評価の取組	100
第5章	自然災害と複合事象のリスク	103
5.1	東日本大震災における地震・津波と福島原子力事故	103
5.1.1	東北地震・津波	103
5.1.2	福島原子力事故の概要	106
5.1.3	東北地震・津波の被害調査及び課題の同定と原因究明	108
5.2	自然災害・複合事象に関わるリスク評価	111
5.2.1	リスクに係る規制行政の経緯	111
5.2.2	単一号機を対象とした地震・津波等外的事象に対するリスク評価の現状	113
5.2.3	マルチハザードに対するマルチユニットのリスク評価の取り組み	117
5.3	自然災害下での原子力防災	118
5.3.1	地震・津波等外的事象に対する原子力防災の背景	118
5.3.2	福島第一原子力事故における原子力防災及び原子力リスクコミュニケーションに係る教訓	119
5.3.3	TiPEEZの整備の経緯と機能及び評価例	120
5.3.4	原子力リスクコミュニケーションの取り組み	126
5.4	今後の取り組み	129
5.4.1	プラントバックフィットと原子力地域防災との両輪の統合を持った推進	129
5.4.2	地震・津波防災等外的事象に対するリスク評価に係る国際戦略と国際貢献	129
5.4.3	若手・中堅技術者の育成	131
第6章	原子力のリスクと安全目標	133
6.1	はじめに	133
6.2	国際機関における安全原則と安全目標	133

6.2.1 国際原子力機関（IAEA）の安全原則	133
6.2.2 経済協力機構原子力機関（OECD/NEA）	135
6.3 各国の安全目標	139
6.3.1 米国の安全目標	139
6.3.2 英国の安全目標	146
6.3.3 日本の安全目標	156
6.4 まとめ	157

あとがき

◇ 執筆者一覧 ◇

(執筆順、敬称略)

まえがき 成合 英樹*

第1章 軽水炉の開発と安全確保(編集担当 成合 英樹*)

1. 1～1. 4 成合 英樹*

第2章 福島原子力発電所の事故の状況と課題(編集担当 宮野 廣*¹)

2. 1～2. 6 宮野 廣*¹

第3章 福島原子力事故と放射性物質放出及び防災対策(編集担当 本間 俊充*²)

3. 1～3. 2 本間 俊充*²

第4章 福島原子力事故を踏まえたリスク評価(編集担当 平野 光将*³)

4. 1～4. 3 小倉 克規*³

第5章 自然災害と複合事象のリスク(編集担当 蛭沢 勝三*⁴)

5. 1～5. 3 蛭沢 勝三*⁴

第6章 原子力のリスクと安全目標(編集 本間 俊充*²)

6. 1～6. 4 本間 俊充*²

あとがき 成合 英樹*

(注) * 原子力システム研究懇話会

*1 法政大学

*2 日本原子力研究開発機構

*3 電力中央研究所

*4 東京都市大学

第1章 軽水炉の開発と安全確保

本章では軽水炉の開発におけるリスクの認識と安全確保の経緯を、日本が軽水炉を導入した米国における1980年代頃までの状況、日本における軽水炉の導入と1980年代頃までの状況、そして1980年代以降の状況の3節に分けて記す。

1.1 米国における軽水炉の開発

本節では、米国における軽水炉の開発の経緯を、特にリスクと安全対策、そして立地指針や安全目標の考え方に焦点をあてて記す。

1.1.1 軽水炉の開発

1945年の第二次世界大戦後、米国・ソ連等戦勝国を中心に原子炉開発が始まった。当初は潜水艦や航空母艦等の軍用艦用動力炉の開発で、ウラン燃料による核反応とその維持・制御に関わる研究が進んだ。発電用炉も並行して研究され、1951年に米国的高速増殖実験炉EBR-1が100kWeの世界初の原子力発電に成功した。英国やソ連の発電炉開発状況もみた米国のアイゼンハワー大統領は1953年12月に国連でAtoms for Peace宣言をしたが、これが世界の原子力平和利用への公式な幕開けであった。

1954年にソ連が黒鉛減速加圧水冷却炉 (5MWe) で発電し、1955年に米国が沸騰水型軽水炉BWR (Boiling Water Reactor) の実験炉BORAX (Boiling Reactor Experiment) -IIIで発電に成功してアイダホの町アルコに初めて電気の灯を灯した。1956年に英国で黒鉛減速炭酸ガス冷却のコールドハーホール原子力発電所 (45MWe) が運転を開始した。黒鉛減速炉は天然ウラン燃料を利用できるが、減速材と冷却材を兼ねる軽水を用いる軽水炉は膨大な電力を必要とする濃縮ウランを用いるため発電用軽水炉は米国で開発が進められた。

1.1.2 加圧水型炉

潜水艦等の軍用原子力艦は主に加圧水型炉PWR (Pressurized Water Reactor) を用いる。米国の最初の原子力潜水艦はノーチラスNautilusで1955年に、また航空母艦はエンタープライズEnterpriseで1961年に就役した。米国の最初の商用発電炉は1957年12月に営業運転を開始した電気出力60MWe (後に90MWe) の SHIPPING PORT 発電所 (Shipping Port Power Station) である。この炉は、キャンセルされた航空母艦用PWRを転用したもので、民間技術はタービン発電機系のみであった。格納容器はこの最初の商用炉から備えられた。その後、WH (Westinghouse), CE (Combustion Engineering), B&W (Babcock and Wilcox Service) が発電用PWRを製造した。1961年にPWRの2番目の商用炉としてWHのYankee Rowe (175 MWe)、1962年にB&W のIndian Point-1 (265MWe) が営業運転を開始した。PWRは時代と共に大型化が進

んだ。WHの第一世代のPWRは1960年から70年初めに運転を開始した500MWe級炉、第二世代炉が1970年代中頃に運転開始の750MWe級炉、第三世代炉は1978年以降に運転開始の1000MWe級炉である。WHは出力増大に伴う冷却水流量増大をループ数の増大、すなわち2,3,4ループとして対応してほぼ同じ大きさのポンプや蒸気発生器SG (Steam Generator) を使用した。第一世代炉が2ループ、第二世代炉が3ループ、第三世代炉が4ループに対応する。一方、出力増大に各ループの流量を増大させて対応したのがCEとB&Wであって、ポンプの大型化を避けるため高温側1ループに対して低温側を2ループにして2台のポンプを設置したがSGは大型化した。SGはWHとCEがU字管型を用いて若干湿った蒸気を生成するのに対し、B&Wは過熱蒸気を生成する貫流型を用いた。⁽¹⁾

1.1.3 沸騰水型炉

発電用BWRは米国のGE (General Electric Co.) が開発を進めた。BWRは原子炉内で蒸気を発生させるが、当初は原子炉の上部に気水分離の蒸気ドラムを置き、自然循環や熱交換器を介して蒸気を生成する等多くの検討がなされた。最初の商用BWRは、1960年に営業運転を開始した200MWeの強制循環二重サイクル炉Dresden-1で、格納容器は大きなドライ型であった。次いで1963年に68MWeの自然循環炉Humbolt Bayが営業運転を開始した。この炉から冷却系配管破断事故時の噴出蒸気を圧力抑制室内の水中で凝縮させる圧力抑制型格納容器が採用された。次いで現在のBWRと同様の強制循環直接サイクル炉で炉外に蒸気ドラムを置いて気水分離する72MWeのBig Rock Pointが1965年に営業運転を開始した。これらの炉は開発段階で、GEはBWR-1と呼んだ。BWR-2はGEの商用BWRの基本的な形が定まった段階のプラントで、トラス状の圧力抑制室を有するMARK-1型格納容器、原子炉容器内部気水分離器、全炉心流量の外部再循環方式のシステムである。1969年に営業運転を開始した650MWeのOyster Creek、1969年に営業運転を開始した635MWeのNine Mile Point-1と米国で2基建設されたが、1970年に営業運転を開始した日本の最初の商用BWRである341MWeの敦賀1号もこの型である。BWR-2以降、システムの改良と大型化へ向けてBWR-3,4,5,6と呼ばれるものへと進展していったが、BWR-2の最初のプラント発注が1963年、BWR-3が1964年、BWR-4が1966年、BWR-5が1970年、BWR-6が1972年と、10年足らずの間に一気に大型化がなされた。⁽¹⁾

1.1.4 安全確保対策

(1) 商用炉開発まで

米国では1946年に原子力エネルギー法が制定され、原子力の民間商用利用は許可されなかったが5人の委員よりなる原子力委員会AEC (Atomic Energy Commission) が設置された。軍事利用であったが、AECは公衆の安全確保のため1947年に原子炉安全保証委員会 (Reactor Safeguards Committee) を設置したが、これは後に原子炉安全諮問委員会ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) となった。まず幾つかの低出力工学試験用原子炉が人口

密集地から遠く離れた広い政府保留地に建設された。都市近傍へ建設された最初の施設は、1952年にニューヨーク州Schenectadyから30kmのKnolls Atomic Power Laboratoryの潜水艦用中規模原子炉であったが、全ての原子炉施設を鋼製機密の球形容器に格納した。潜水艦の船体は格納容器の能力を備えているが船員を保護する必要がある、系統機器の設計は十分余裕を持ったものとして冗長な安全系が取り込まれた。さらに運転員教育、品質管理、厳格な系統機器試験等によって安全確保が図られた。この事故予防、安全系の考えはその後の商用原子炉にも適用された。AECによるPWRの SHIPPINGPORT 炉の発注やBWRの研究開発状況、及び英国、ソ連の発電用炉開発の進展を見て1953年にアイゼンハワー大統領の原子力平和利用宣言となり、1954年に原子力エネルギー法が改正され原子炉の民間商用利用が可能となった。

(2) 基本的安全確保対策

原子炉の潜在的な危険性（リスク）は、核暴走（反応度事故）や一次冷却系破損に伴う冷却材喪失による炉心燃料溶融とそれによる放射性物質の放出である。当初の小型原子炉では事故の場合の住民の隔離区域は数マイルで良かったが、大型化と居住区域への接近により、炉心溶融事故が生じて安全を確保する格納容器を設けることとなった。ACRSは1950年に報告書 WASH-3を発表し、遠隔立地を基本方針として原子炉の周囲に人の居住を禁止する排除区域と炉熱出力のルートに比例した排除区域半径式を提案した。これによると3,000MWtの原子炉の排除区域半径は28kmにもなる。そこで SHIPPINGPORT 発電所から格納容器が設置されたが、これにより WASH-3式では7.5km必要な排除区域半径が640mで済むということで認可された。1956年の米国議会で SHIPPINGPORT の安全性に関し議論されたが、AECは、①起こりうる事故を十分認識し、②事故の可能性を許容できる程度に最小化して炉心溶融事故（シビアアクシデント）発生を防止し、③格納容器を設置して核分裂生成物FP（Fission Product）を住民から隔離する、という3つの基本的安全確保策によって公衆を守ることを言明した。このようにして米国では、炉の大型化に伴う事故時の環境へ放出されるFP抑制のため、気密格納容器、格納容器スプレイスシステム、格納容器環境浄化系等の工学的安全設備の設置による安全確保の基本策が確立された。⁽²⁾⁽³⁾

(3) 事故からの教訓

1957年10月に英国ウインズケールの空気冷却・天然ウラン燃料・黒鉛減速プルトニウムPu生産用原子炉が炉心溶融事故を起こし、格納容器がなかったためヨウ素I-131やセシウムCs-137等を放出した。格納容器の必要性和ヨウ素等FPの放出対策が教訓となった。

1961年1月にアイダホ国立研究所の熱出力3MWの海軍用試験炉SL-1（Stationary Low Power Reactor No.1）で、5本の制御棒の内の1本を誤って引き抜き核暴走事故となって3名の運転員が死亡した。これにより反応度事故対応として反応度価値の最も大きい1本の制御棒が完全

に引き抜かれても残りの制御棒で炉心を臨界未満にできる設計の必要性が認識された。⁽²⁾

(4) 原子力損害賠償法

大事故時の責任と賠償を考え産業界が発電用原子炉建設に躊躇している状況もあって、産業界の賠償責任と政府保証を示す原子力損害賠償法 (Price-Anderson Act) が1957年に制定された。その審議のために潜在的な最大事故の影響に関する報告書WASH-740が議会に提出された。これはブルックヘブン国立研究所BNL (Brookhaven National Lab.) で、500MWtの原子炉の燃料被覆管、圧力バウンダリー、格納容器の3障壁が全て損傷した時の事故発生確率を推定してソースターム (放射能放出量) を計算し、厳しい大気拡散条件を設定して事故の放射線影響結果の評価を行ったものである。この時の損傷発生確率は、燃料被覆管が $10^{-2} \sim 10^{-4}$ /炉年、格納容器が $10^{-3} \sim 10^{-4}$ /炉年、燃料が損傷し格納容器も損傷する大事故を $10^{-5} \sim 10^{-9}$ /炉年としたがその根拠はなく、一つの安全目標と言えるものであった。⁽²⁾

(5) 立地指針とその適用

AECは1961年に原子炉立地指針 (10CFR100) を発表し1962年に交付した。原子炉周囲に非居住区域と低人口地帯を設け、人口25,000人以上の町までの距離が低人口地帯の外側境界までの距離の1.33倍以上あること等が定められた。仮想的想定事故の際の放射能放出量は炉心溶融事象に相当する希ガス100%、ヨウ素50%、その他の放射性物質1%が格納容器内に放出されることを仮定し、格納容器漏洩率を0.1%/日とした。放出放射性物質の公衆への放射線影響の目安線量 (reference dose) を250mSvと定め、工学的安全施設としては格納容器の健全性を考慮して評価した。また評価の中に2時間以内に敷地周辺から退避できることが低人口地帯評価の前提として仮定された。このことは「原子炉施設は遠隔立地を原則とする。全炉心溶融に相当する放射性物質の炉心からの流出が想定されても格納容器が健全であれば大量の放射性物質の敷地外放出は防ぐことができる」ということが基本にあった。⁽²⁾

AECはこの立地指針をベースに、1963年に申請された南カリフォルニアのSan Onofre-1 (PWR, 1347MWt) の審査において、炉心の全燃料溶融では立地指針を満足しないが、非常用炉心冷却系ECCS (Emergency Core Cooling System) があれば炉心溶融率を6%に抑えられるとした。翌年のConnecticut Yankee炉 (PWR, 1473MWt) の審査においても炉心溶融量を下げる要請がなされた。ACRSは炉心スプレイ系と安全注入系が炉心冷却と炉心溶融量の減少に効果があることを示して炉心冷却系の有効性への技術的な保証をした。⁽³⁾

このようにして、格納容器と共に炉心冷却系の重要性が認識されるようになった。

(6) シビアアクシデント対策

この頃まで、炉心溶融・格納機能喪失・放射性物質放散をもたらす原子炉圧力容器の大破損

は考えられないとして安全解析では考慮されず、またそれに対する対策もなかった。一方、原子炉は大型化して安全確保上この問題が無視できなくなった。オークリッジ国立研究所では1965年にHeavy Section Steel Technology Program (HSSTP) を設定し、欠陥のある厚い鋼板の実験的研究を国際的なプロジェクトとして行った。その結果、压力容器のような板厚の大きな鋼板は運転温度で急速破断を起こすことはない結論した。これがWASH-1400以降の確率論的リスク評価で、压力容器の瞬時破断を事故の起因事象から除外する基礎ともなった。

1966年に約1000MWeの大型PWRであるIndian Point Units 2と3が申請された。BNLは1965年にWASH-740の改訂版として大型炉のシビアアクシデントの結果を発表したが、その結論の一つが、この炉の炉心溶融は压力容器の溶融貫通のみでなく、格納容器フロアのコンクリートを貫通して熱を放散するまで地中に入り込むというもので、いわゆるチャイナシンドロームであった。炉心溶融と格納容器破損が同時に起こると共に、水素発生とそれに伴う爆発の問題もあった。ACRSは1965年に、压力容器破損で発生するミサイルに耐える格納容器設計、压力容器破損下で確実に働く炉心冷却または水没システム、格納容器破損が生じてても大容量の放射性物質の環境への放出を避ける方策、の3重の備えを压力容器破損に対する防護として取る事をAECに提案した。1966年にAECとACRSはECCS改良に係わるアーゲン委員会 (W. Ergen委員長) を設置した。委員会は1968年にアーゲン報告書をまとめたが、それまでの炉心溶融が起こっても格納容器があれば放射能放出が防げるので安全が確保されるとの考えに警鐘を鳴らし、大破断冷却水喪失事故Loss Of Coolant Accident (LOCA) の際にECCSの作動に失敗すると炉心は溶融し、格納容器底部が貫通することもありうるとした。AECは炉容器破損に関して、品質管理と破損防止の組み合わせをとることとして、品質管理では米国機械学会ASMEのボイラー压力容器規格Boiler and Pressure Vessel Codeに原子炉压力容器の節を加えて压力容器の供用中検査プログラムを増強し、破損防止に関しては炉心溶融の可能性の高い事象としてLOCAをあげ、この可能性低減のためECCSを設計基準に加えることとした。これによって、それまでの炉心溶融時の格納容器による緩和策より、設計・検査・ECCSによる炉心溶融発生防止が主要な対策とされるようになった。同時に、格納機能維持と長期炉心冷却の観点から初めてフィルターベントの研究を行うことが推奨された。^{(2) (3)}

このように米国では、軽水炉の安全確保につき基本的な対策が構築されていった。

1.1.5 冷却材喪失事故(LOCA)試験

(1) LOFT計画とセミスケール実験

米国では1960年頃から小型原子炉 (55MWt, PWR) を使って、冷却材喪失事故LOCAの実験を行うLOFT (Loss of Fluid Test) 計画がアイダホ国立原子炉研究所で進められ、1963年に認可を受けた。当初計画はLOCA現象とその際のヨウ素等の放出挙動の実炉での研究で、装置は代表的大型PWRの1/50縮尺で、1.7mの燃料棒1300本を挿入するものであった。このLOFT計

画の予備実験として、1966年より小型压力容器に発熱長229mmの電気加熱棒を組み込み、1ループの冷却系をつけたブローダウン（模擬破断口からの冷却水の流失）実験（セミスケール実験）が行われた。その1つにECCSの試験的な基礎実験として蓄圧器からの冷却水系を压力容器に結んだ実験が行われ1971年に終了した。ところが実炉と異なり冷却系が1ループであったこと、発熱長が短かったこともあって冷却効果がうまくいかなかった。これによりECCS問題が世界的に注目された。AECはECCSに不具合のあることを認め1971年にECCS暫定基準を発表し1973年に確定した。実験では炉心と注入水の複雑な熱流体力学的挙動等の現象が判明してECCS研究が一層推進されることとなった。セミスケール実験はその後1974年にLOFTの約1/30縮尺装置実験や実加熱長実験が行われてECCS機能の確認がなされた。⁽²⁾

(2) LOFT計画

LOFT計画の実験施設は大幅な装置変更等があった1976年に完成した。まず、実炉の温度圧力条件で、1978年まで5回の非核（nonnuclear）試験が行われ、その後1978年12月と翌年に核加熱炉心による低温配管大破断LOCA試験が行われた。1979年3月にTMI事故が起こったため、中小配管破断LOCAと過渡事象実験、並びに炉心露出LOCAとスクラム失敗事象ATWS（Anticipated Transient without Scram）実験を行うことになり、実験は1985年まで続いた。LOFTは当初AECの計画としてスタートして各国が参加したが、1983年からはOECD国際共同研究のLOFT計画として継続実施されて1989年に終了した。日本は原研が研究協力をしていたが、1975年から正式参加した。⁽²⁾

1.1.6 リスク評価と安全目標

(1) 英国におけるリスク評価

英国では1957年のウインズケールの原子炉事故の結果から原子炉事故ではヨウ素の放出が最も重要という認識でリスク評価の対象とされ、1967年にファーマー（Dr. Farmer）が事故によるヨウ素I-131の放出割合（リスク）を1Ci/炉年（ $1\text{Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq} = 37\text{GBq}$ ）として確率論的に表した安全目標を提案した。これは潜在的事故発生確率として、I-131を1,000Ci放出する事故が 10^{-3} /炉年、10,000Ci放出する事故が 10^{-4} /炉年以下と考えたものである。放出されるヨウ素の公衆に及ぼす放射線影響によって発生するかもしれない甲状腺ガンの発生を自然放射線によって周辺住民が発生する割合以下に抑えることを目標とした。これを判断する立地状況として原子炉周辺20mileまでの人口分布に距離を勘案して積算し、距離の関数として限界曲線を定めて立地評価の参考にするものである。この確率論的リスク評価概念はWASH-1400が出されるまで原子炉施設の潜在的危険性を評価する代表的役割を果たした。⁽²⁾

(2) 米国におけるリスク評価

米国では1969年頃より原子力発電の安全と環境問題について議論がなされ、AECは1973年にWASH-1250 (The Safety of Nuclear Power Reactors (Light Water-Cooled) and Related Facilities) として最終報告を発表した。これは軽水炉・再処理・放射性廃棄物・安全確保対策・安全規制等の広範な安全問題につき、多重防護を基本とする安全設計思想や設計基準事故評価等をまとめたもので、ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の概念を取り入れ、敷地外の一般公衆の放射線影響を50mSv/炉年に制限する提案がなされた。また便益 (ベネフィット) とリスクに関する基本事項が論議され、放射性物質を放出する事故の発生確率の推定もなされた。この確率論的リスク評価手法がその後のWASH-1400の基礎となった。⁽²⁾

1975年に、原子力施設に対する最初の本格的確率論的リスク評価PRA (Probabilistic Risk Assessment) であるWASH-1400 (Reactor Safety Report – An Assessment of Accident Risk in U.S. Commercial NPPs) の最終報告書 (ラスムッセン報告) が発表された。これは原子炉施設の大部分のリスクは配管破断事故LOCAによる炉心損傷が寄与するという考えに基づき、LOCAの際にECCSが作動しないと全炉心溶融になり早晚格納容器の健全性が損なわれるというシナリオを中心に炉心溶融事故の発生確率の解析が行われた。解析の基本は、潜在的事故の発生確率が、事故シナリオに係わる各機器やシステムの要求機能に対する不信頼性、あるいは経験に基づく故障率、の積であるという仮定を立て、リスクはその事故の発生確率と事故の大きさの積で表すとして解析で求めた。そして、事故の影響結果を放射線による健康影響として、被ばく放射線量の推定値に放射線のリスク係数を掛けて原子炉の潜在的事故による放射線影響のリスク評価として総合的に表したものである。解析では幾つかの工学的判断や前提条件が含まれている。例えば、圧力容器の瞬時破断確率は 10^{-7} /炉年より小であるとして無視、大口径配管瞬時破断の確率を 10^{-4} /炉年と仮定し、敷地周辺の人口分布を米国の事例を下に標準化した。従って、リスクの定量的絶対値については不確実性が多いとされている。しかし、原子力発電所の安全性を相対的・確率的に評価する手法を確立した点は画期的で、国際的に共通のリスク評価手法とされている。WASH-1400は多くの議論を呼んだため、NRCはルイス (Dr.Lewis) を主査とする委員会を設置して再評価を行い、ルイス報告として1978年に発表した。その報告ではWASH-1400の評価手法の骨格を認めた上で、PRAの数量的評価の絶対値については不確定要素が多いが、事故の相対的評価に意義があるとされた。⁽²⁾

(3) 安全目標

WASH-1400以降PRAを適用して安全評価を行った米国は1980年10月に安全目標 (Safety Goal) 案をNUREG-0739として公表し、1986年8月に安全目標政策声明Safety Goal Policy Statementとして発表した。その要旨は、①原子力発電所近くの公衆の受ける原子炉事故による個人リスク及び公衆のリスクはいずれも原子力発電所以外の他の事故によるリスクの0.1%を越えないこと、②大量の放射能放出を伴う原子炉事故発生確率は 10^{-6} /炉年より小さいこと、③1000

ドル以下の安全対策を加えることで 1 person-rem (0.01人・Sv) のリスクを減少させることが出来ればその対策は採用の価値があること、である。すなわち、重大な炉心損傷の起こる可能性を 10^{-4} /炉年、個人リスク（放射線による死亡）を 10^{-7} /年～ 10^{-8} /年以下とすることを目標とすることが基本にある。この①と②はIAEA等でも事実上採用されている。③のコストベネフィットは米国ではBWR-1への強化ベント方式追加の妥当性等について議論され、また英国では数値を修正した提案がなされた。しかし日本ではコストベネフィットの考え方は日本国民になじまないという思いもあったと考えられるが、安全目標の対象には含まれなかった。⁽²⁾

1.1.7 立地指針

米国では1962年に立地指針を定めたが、立地選定方針は遠隔立地が基本であった。しかし、ECCS、格納容器等工学的安全施設の性能を考慮して立地基準10CFR100を適用すると低人口地帯に必要な地域の範囲が狭くても良いことになり、遠隔立地の方針を満足しなくなる。NRCは立地指針の見直しを行い、1975年にRegulatory Guide 4.7 (Rev,1) で一般的サイト適性基準を定め、低人口地帯と人口密集地帯までの距離の最小値と周辺人口密度等について推奨条件を示した。次いで1979年9月に立地選定基本政策 (Report of the Siting Policy Task Force) をNUREG-0625として発表した。この内容は、①立地条件を深層防護 (defence-in-depth) の一つの要素とし工学的安全施設とは無関係に公衆との隔離を重視する遠隔立地を基本とする。②敷地周辺に一定の排除区域を定めるが0.4マイルを提案する。③敷地周辺の距離10マイルの範囲は防災計画区域EPZ (Emergency Planning Zone) とし、緊急時の退避等が行なえること、である。NUREG-0625のこの発表はTMI事故直後で、「原子炉の安全設計・対策とは関係なく周辺人口分布等を制限する方針」であって、このことが狭い国土に立地する必要がある日欧で問題となってOECD/NEAで議論された。この結果、「設計・建設・運転に関する技術的問題と、立地条件及び防災対策は、安全問題全体の枠の中で密接な関係を持つが、相互に分離した問題であること、技術上の対策とは無関係に周辺人口分布等を制限することは適切でないこと」等について1980年6月に同意が得られた。⁽²⁾

このように狭い国土に立地する日欧と、余裕のある米国とで立地指針の考えに違いがあった。逆に言えば狭い国土の日欧では、事故の発生を避ける技術上の対策を十分に行うことが重要であることを意味していることでもある。

1.1.8 NRCの発足

1975年1月にAECが、原子力規制委員会NRC (Nuclear Regulatory Commission) とエネルギー研究開発省ERDA (Energy Research and Development Administration)、後のエネルギー省 (Department of Energy) に分割された。これは1973-74年のエネルギー危機対応として、代替エネルギー開発とその強化等を行うERDAと、商業用原子炉と医療等民生利用の核物

質利用における人と環境を守るNRCとに分割されたものである。

しかしNRCは発足当初から多くの課題を抱えた。安全保障問題では、核物質の盗難等の対策、そして1972年のイスラエルオリンピック選手団殺害等のテロリスト対策が重要視されるようになった。さらに、発足後2カ月の1975年3月にブラウنزフェリー原子力発電所において電線ケーブルからの空気漏洩箇所をローソクの火で作業員が探している最中に断熱材へ点火し、ケーブル分配室と原子炉建屋の24個所で7日間以上の火災となった。電気制御機器が使用できなくなったため、プラントの安全装置が不作動状態となり、一時は冷却が不十分になる等の深刻な事態になった。これにより火災対策と共通要因故障が注目されるようになった。この事故は発足後のNRCへ大きな教訓となったが、さらに発足4年後の1979年にTMI事故が発生した。プラントの稼働率は長期に低迷しており、NRCはプラントの安全確保に必要な研究や検査手法等に苦勞する長期にわたる苦難の道を歩むこととなった。

プラント稼働率が80%を超え、リスクベースの合理的規制が行われるようになるのは1990年代後半以降であり、2010年頃にはプラント稼働率も90%となったが、一方2001年9月11日の同時多発テロは原子力発電所にも大きな影響を与え、テロ対策への努力が一層払われるようになった。

1.2 日本における軽水炉の導入

日本における軽水炉の導入と安全対策の経緯について1980年代頃までの状況を記す。

1.2.1 原子力研究の開始と発電炉の導入

(1) 原子力のスタート

日本は第二次世界大戦以前から原子核物理の研究で高い実力を持っていたが、戦後その主要な研究施設は進駐軍により破壊された。1951年のサンフランシスコ平和条約により原子力研究の禁止が解け、1952年には日本学術会議で原子核物理研究促進の茅・伏見提案がなされたが、広島・長崎の原子爆弾による被爆を受け、核兵器開発へつながる恐れのある研究への反対感情から賛同者が少なかった。

1953年12月のアイゼンハワー大統領の原子力平和利用宣言によって政治が先に動き、原子力の平和利用が開始された。4ヵ月後の1954年4月には、初の原子力予算2億3,500万円が成立し、研究者、技術者等による勉強が始まり、早速1954年度に米国への第1回原子力留学生が派遣された。学術会議も公開・自主・民主の3原則を要求して原子力の平和利用を容認した。翌1955年12月には、原子力基本法、原子力委員会設置法、原子力局設置法の原子力3法が成立したが、学術会議の3原則は原子力基本法に盛り込まれた。また日本原子力研究所（原研）が財団法人として設置され、翌1956年には特殊法人となり、早速米国より導入した研究炉JRR-1（Japan Research Reactor No.1）が1957年に臨界に達した。1956年10月26日に日本は国際原子力機関IAEA（International Atomic Energy Agency）に加盟した。ウラン鉱床が人形峠で発見され、

1956年に原子燃料公社が設置された。1958年には原子力委員会に原子炉安全審査専門部会が設置されたが、これは1961年に法律で制定される原子炉安全専門審査会となった。同審査専門部会の最初の動力炉審査案件は原研が米国から導入する動力試験炉JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) であった。JPDRはGEのBWR-1の15MWe自然循環BWR (後に強制循環) で、1959年に設置許可、ターンキー契約での建設で1963年10月26日に日本で最初の原子力発電に成功した。

(2) 東海原子力発電所の建設

民間の動きも活発で1957年には日本原子力発電 (原電) が設立された。原電は英国の黒鉛減速炭酸ガス冷却のコールダーホール型炉の導入を決定して1958年に166MWeのコールダーホール改良型東海原子力発電所として申請し、国の安全審査が行われた。この原子炉は英国の安全の概念が基になっているが、軽水炉安全に対するWASH-3 (立地の排除区域)、WASH-740 (リスク解析)、審議中の10CFR100 (立地指針) 等の米国の考え方から多くの問題提起があった。安全審査では、ウィグナー・エネルギー (中性子照射による格子欠陥に伴う蓄積エネルギー) 放出、黒鉛ブロック建築構造・配管系等の耐震設計、格納容器が無いこと、蒸気発生器の屋外設置と管群振動問題、等々が議論された。格納容器機能代替と熱交換器からの直接ガンマ線遮へい強化のために熱交換器をコンクリートで覆っての遮蔽強化、原子炉緊急停止装置の多重化のためのボロン鋼球緊急停止装置、ガスダクト破断を想定した事故に対する緊急時炭酸ガス注入装置、工学的安全装置等が日本側の提案として追加された。ガスダクト破断想定事故 (冷却材喪失事故) の概念は英国にはなく、米国の軽水炉の安全性問題の影響を受け追加された。黒鉛ブロックから構成された炉心構造の耐震性については日本固有の問題として議論され、耐震設計として炉心部の静的設計に対する設計震度が一般設計基準の3倍とされたが、これはその後の耐震設計方針の方向付けをする基準となった。東海原子力発電所は1959年に設置許可、1965年に初発電に成功し1966年より営業運転を開始した。⁽²⁾

(3) 耐震設計基準とSAFEプロジェクト研究

耐震設計は1958年に通産省の原子力発電所安全基準専門委員会地震対策小委員会で議論され、1961年に原子炉の耐震設計技術基準 (案) がまとめられた。耐震設計の基本的事項として、重要度分類 (A,B,C)、設計地震 (最強地震)、支持地盤 (基盤)、設計法A類は建築基準法に定める地震動の3倍、動的検討、建築物の動的解析法、構造物・機器・配管等の耐震設計法、許容応力等、日本の耐震設計の基本事項を網羅した画期的なものであった。

東海原子力発電所に続き、米国で開発が進んでいた軽水炉の導入が原電や東京電力 (東電) 等各電力会社で検討された。米国ではLOFT計画が計画されていたが、1962年にこの情報が入ると、日本でもLOCAの研究を行う必要があるということで、日本原子力産業会議は1962年に特

別委員会を設けてSAFE (Safety Assessment and Facility Establishment) プロジェクトとして1963,64年度に国の原子力平和利用研究費を受け、日立・日本原子力事業・三菱原子力工業を実施会社として実験研究を行った。米国と異なり、工学的後備安全防護装置(格納容器と非常用炉心冷却装置ECCS)の実験的研究を目的とし、コア(炉心)スプレイ、格納容器スプレイによる冷却とヨウ素除染効果、模擬燃料集合体のスプレイ熱伝達、格納容器(ケーブル等貫通部)の機密性、ブローダウン解析等が行われた。成果の一部は1964年の第3回ジュネーブ会議で発表され、アーゲン報告書にも引用される等国際的に高い評価を得た。

1969年に日本の原子炉安全専門審査会と米国の原子炉安全諮問委員会(ACRS)との間で第一回情報交換会議が開催された。日本側は学ぶことばかりであったが、米国側は日本の耐震設計とSAFEプロジェクトの研究報告の説明を期待した。⁽²⁾

(4) 原子力船の開発

日本では発電用炉と共に船舶動力用として加圧水型炉を用いる原子力船への関心が高かった。原子力船は、まずソ連が砕氷船レーニン号を1959年に運行した。米国ではサバンナ号が1961年に竣工した。これは総トン数約15,600トン、原子炉熱出力80MWtのPWRで、米国占領下にあった沖縄那覇港にも寄航した。また西独では原子力船オットーハーンを建造した。これはB&WのPWRを搭載したもので1968年に竣工して、実験航海後1970年から商用航海を行い1979年に終了して解体された。

日本でも総トン数約8,350トン、36MWtのPWRの原子力船“むつ”を建造した。“むつ”は1967年に安全審査が行われて設置許可、建造され1969年に進水し、青森県陸奥湾の大湊を定係港として1972年に艀装工事を完成した。しかし漁民の激しい反対運動の中で臨界・低出力の試験を当初予定した定係港ではできず、洋上で実施するため1974年8月25日に出航した。青森県尻屋崎東方800kmの試験海域で初臨界に達したが、熱出力を1.4%に上げたところで、格納容器上部甲板の放射線モニターが上昇した。原子炉容器と一次遮蔽体との隙間からの放射線のストリーミングであった。これは大きな社会問題となり、帰港するまで1ヵ月半の漂流となった。“むつ”はその後改修を行い、定係港を外洋に面した関根浜として1990年から1992年まで82000kmの実験航海を行って役を終え、1993年に原子炉は撤去された。

1.2.2 加圧水型炉と沸騰水型の導入

日本ではGEのBWRとWHのPWRを米国から導入することとなった。最初のプラントは、原電が1965年に発注し、1970年3月に営業運転を開始した電気出力357MWeのBWRプラント敦賀1号炉である。この炉は日本で唯一のBWR-2で、GEが全部で3基建設したBWR-2の内の1基である。次いで関西電力が1967年に発注し1970年に営業運転を開始した340MWeのPWRプラント美浜1号炉で、WHの2ループプラントである。3番目は、東電が1966年にGEに発注し、1971年に

営業運転を開始した460MWeのBWRプラント福島第一号炉である。この炉はBWR-3プラントでインターナルジェットポンプを採用しており、外部再循環流量が炉心流量の1/2に減少して外部ループの大きさや数の減少がなされた。なお、中国電力が1966年に発注した460MWeの島根1号炉も日本で2つあるBWR-3プラントの一つであるが、着工が遅れたこともあり、非常用復水器IC (Isolation Condenser) に代わる原子炉隔離時冷却系RCIC (Reactor Core Isolation Cooling system) の装備等、非常用安全系はBWR-4と同様となって1974年に営業運転を開始した。当初のプラントはターンキー契約で、米国の設計図面通りに製作を行い電力会社は運転のキーを回せばよいもので、PWRは三菱重工が、BWRは東芝と日立が製作の一部を請け負ったが、順次これらメーカーが主体的に製造するようになった。このようにして、1970年代に20基、1980年代に16基、1990年代に15基、2000年代に5基の軽水炉プラントが営業運転を開始した。⁽¹⁾

1.2.3 安全確保対策

(1) 安全審査と審査基準

日本では炭酸ガス冷却炉に続いて米国から軽水炉を導入する計画が進んでいたが、それに備え通産省で原子力発電所安全基準案の策定を行い、1961年4月に第一次報告書を完成した。米国ではAECが1965年に27項目からなる一般設計基準GDC (General Design Criteria) の一次案を10CFR50 (国内許認可) のAppendix Aとして発表したが、これらをベースに審査が行われ、敦賀1号、美浜1号、福島第一号の設置許可が1966年に出された。⁽²⁾

米国AECは第一次GDCを更新して70項目からなるGDCを1967年に発表した。日本ではこの設計基準をベースに、1970年に「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」が原子力委員会によって決定された。この指針はその後、日本の運転経験と実情にあわせ1977年に改訂された。これらによって原子炉の安全確保の設計の基本が、単一故障基準、反応度制御、原子炉停止機能、冷却機能、格納機能、工学的安全施設等の基本的構成による多重障壁 (multi barrier)、深層防護 (多重防護 defence-in-depth) からなることが確立された。⁽²⁾

(2) 冷却材喪失事故 (LOCA) 対策と非常用炉心冷却系 (ECCS)

SAFEプロジェクトはECCSを含む工学的安全防護施設の研究を目的にしていたが、1968年のアーゲン報告書により原子炉の安全確保にはECCSが重要であるということが示され、これを契機にECCSの研究が世界的に盛んになった。

1969年にOECD/CREST (Committee on Reactor Safety Technology) の第一回が西独フランクフルトで開催された。CRESTは後に原子力施設全般を対象としたCSNI (Committee on Safety of Nuclear Installation) に変わるが、原子力先進国間で安全研究と安全規制上の情報交換の場となり、当初はLOCA/ECCSに関する議題が多かった。CREST/CSNIは米国の情報のみが多い日本にとってヨーロッパ諸国の情報を得る場であると共に、西側原子力先進国の意見

と統合を計る役割も持っていた。⁽²⁾

SAFEプロジェクトに始まるLOCA研究は原研による安全研究として受け継がれ、1970年からROSA-I (Rig Of Safety Assessment) によるブローダウン実験が始まった。さらに1971年の米国ECCSセミスケール実験問題もあり、原研は1974年よりROSA-II実験を開始した。これはPWRを対象に、LOCAの全容に関するシステム実験とECCSの効果を調べるもので、改良型ECCSが提案され実験が行われた。また1978年からBWRのLOCAとECCS関連実験がROSA-III計画として行われた。BWRのLOCAシステム模擬実験は世界的にはGEと日本以外には殆ど行われず、BWR安全確証のため貢献をした。この実験が進行中にTMI事故の発生があり、BWRの中小口径配管破断LOCAの実験が追加された。さらに、LOCAによって冷却水が炉心から喪失し、露出して過熱した炉心にECCS水が注入されると急激な沸騰を伴う燃料冷却の再冠水過程となる。米国ではPWR-FLECHT実験として研究されていたが、炉心上部プレナム・蒸気発生器等を含めたシステム実験としては不十分であった。そこで原研は「大型再冠水効果実証試験」を1976年から開始したが、日本（原研）、米国（NRC）、西独（研究技術省）の3国協力研究となった。⁽²⁾

(3) 反応度投入事象

反応度投入事象研究のため原研はNSRR（原子力安全研究炉）を建造し1976年からLOCA時の燃料破損実験あるいは反応度投入事象時の燃料挙動に関する研究が進められた。この研究では米国アイダホ国立研のPBF（Power Burst Facility）計画との協力も行われた。これらの成果は「発電用軽水炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」策定の基本となった。⁽²⁾

(4) 構造設計基準

1971年にASMEは、ASME Section IIIといわれる原子力発電所の構造設計に関わる基準Rules for Construction of Nuclear Power Plant Componentsを発表した。これは日本の構造設計基準に大きな影響があるため検討がなされ、通産省の構造設計に関わる技術規準等は事実上それまでのSection VIIIに代わり、Section IIIに準拠されるようになった。しかし、日本の耐震設計は米国と比べて相違点が多く、Section IIIを日本の建築構造の耐震設計規準に適用することに多くの難点があると建築専門家から指摘され、日本の耐震設計の基本についての議論が活発に行われた。当時、日本電気協会によって耐震設計基準が民間規定として定められていたが、これが安全審査で十分生かされていなかった。そこで新たに耐震設計基準を策定することになり、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が原子力委員会で1978年に決定され、1981年には原子力安全委員会の指針として改訂された。⁽²⁾

(5) 初期トラブル対応

原子炉の運転に伴って1973年から1976年にわたり燃料の漏洩・曲がり・変形等の欠陥が現れた。出力増加で燃料長の長い新型燃料が採用されると燃料漏洩等のトラブルが起きたが、燃料被覆材及び燃料製造上の品質管理の改善等が実施され燃料の漏れは殆どなくすることができた。燃料管内に水素ゲッタを配分、ペレット両端に面取り（BWR）あるいは凹デッシュ（PWR）、焼きしまり難いペレット製造（PWR）、燃料棒内ヘリウム圧を高めた予加圧燃料棒、燃料棒支持格子のばね形状とばね力の調整、炉心バッフル板の改良（PWR）等の技術向上で燃料欠陥の防止が図られた。1967年以来原研が代表となってノルウェーのOECDハルデン計画に加盟して燃料照射挙動の研究に参加した。材料試験炉（JMTR）等の利用と共に、実用燃料の過酷な試験は外国の照射用原子炉を利用する必要があり、国際的な出力急昇試験にも参加した。⁽²⁾

運転開始2年にならない美浜1号炉で1972年に蒸気発生器SG（Steam Generator）伝熱管にピンホールが出来て一次冷却水が二次側に僅かに漏洩した。SG伝熱管の減肉現象の始まりで、伝熱管表面上の蒸気泡の発生・離脱・消滅により、磷酸塩が局部的に濃縮されて管材料を化学的に溶出し、減肉現象になることが分かり、二次側の水質管理を変えることで解決した。その後、SG伝熱管や管板部・管支持板部のクレビスなどに応力腐食割れSCC（Stress Corrosion Cracking）が発生した。これらの対策の中で渦電流探傷検査と施栓・スリーブ補修の技術が進歩した。原子炉の定期検査ではSGの全数について渦電流探傷検査を実施し、腐食等の欠陥の兆候が発見されるとその伝熱管に施栓あるいはスリーブ補修をすることとなった。さらに、管支持板部及び管板上面直下部に見られる粒界腐食割れIGA（Inter Granular Attack）に悩まされた。これらSCCやIGAは付近の環境が影響する経年変化による腐食と考えられた。⁽²⁾

(6) 信頼性実証試験

日本の原子炉の安全性・信頼性実証のため、1975年から通産省が「原子力発電施設信頼性実証試験」計画を実施した。その実施母体として1976年に財団法人原子力工学試験センターNUPEC（Nuclear Power Engineering Test Center、後の原子力発電技術機構）が設立された。第一の大規模実験として、多度津に耐震用大型振動台（最大積載重量1000ton）が1982年に完成し、これを用いて原子炉压力容器、炉内構造物、冷却材配管系、格納容器等の大型モデルを用いた振動試験が行われ、米国NRCとの協力研究も行われた。その他、SG・ポンプ・バルブ・燃料集合体（照射試験・最大熱負荷試験）・溶接部等熱影響部（SCC・压力容器熱衝撃等）・配管・電気計装機器等の試験や安全性解析が行われた。NUPECはさらに1980年に安全審査のチェック等に必要な解析を行う原子力安全解析所を、1984年には運転記録や保守管理の資料等の集積を行う原子力発電安全情報研究センターを設立した。また通産省は国に代わって溶接検査などを代行する財団法人発電用熱機関協会（後の発電用設備技術検査協会）を1970年に設立したが、ここではSGの信頼性と厚肉鋼板の実証試験が行われた。⁽²⁾

1.2.4 立地指針

1962年の米国の原子炉立地指針10CFR100と英国の放射線研究・調査結果等を参考にした原子炉安全基準専門部会の案をベースに、原子力委員会は1964年に「原子炉立地審査指針（目安線量を含め）」を決定した。日本の立地指針は、①仮想事故で米国10CFR100の最大想定事故MCA (Maximum Credible Accident) 相当の放射能が格納容器内に放出されることを仮想するが、②「安全防護施設との関連において、原子炉と公衆との隔離を確保する」こと、及び③「退避を前提としない」ことが米国の10CFR100と異なっており、また目安線量等の評価と判断の基準が違っている。日本の立地指針では、原子炉と周辺一般公衆との隔離を評価する目的で2つの立地評価事故を想定する。一つは技術的見地から見て起こるかもしれないと考えられる重大な事故（重大事故）で、他の一つは技術的見地からは起こるとは考えられないような、重大事故を上回る仮想的な事故（仮想事故）である。重大事故の発生を仮定した時、敷地外の一般公衆に対する放射線被ばく線量が、甲状腺（小児）1.5Sv、全身0.25Svを越えると評価される範囲は非居住区域であること、仮想事故を想定した時被ばく線量が、甲状腺（成人）3Sv、全身0.25Svを越えると評価される範囲で非居住区域の外側は低人口地帯であること、また周辺公衆の全身被ばく線量の積算値が2万人・Sv以下であること、である。米国の10CFR100の主旨と、甲状腺に医学的影響が現れたとされる最低被ばく線量（小児）1.5Svという英国の資料とを参考に日本の事情を加味した。これらの線量は目安線量といい、実際に受ける線量や許容線量ではない。また全身被ばく線量の積算値の制限は、当初国民遺伝線量の見地から定められたが、その後遺伝線量としてではなく、仮想事故を想定した時の公衆のリスク（積算線量で評価）を低減するという見地に立った評価値である。この数値は、基準専門部会案では50万人・Sv（1億人×5mSv）以下として報告されたが、原子力委員会が2万人・Svを目安線量の参考とする外国の例として示し、これが指針の制限値として適用された。電気事業者の行う実際の立地選定では、非居住区域に必要とされる範囲は発電所内に包含されるか、地役権を設定して居住できないようになっており、低人口地帯に必要な範囲も事実上敷地内に包含されるか地役権が設定されているため、低人口地帯の意味が薄れたものとなった。なお、②の「技術因子と立地（隔離）」との相互役割は後述するように1980年にOECDで確認されることとなった。⁽²⁾

1.2.5 原子力安全委員会の発足

原子力船”むつ”の洋上での放射線漏れは社会問題となった。原子力委員会は「むつ放射線漏れ問題調査委員会」を設置して1975年に報告書をまとめたが、そこでは直接要因と共に安全審査体制と安全規制行政組織の再検討の必要性が指摘された。そこで原子力行政懇談会が組織され1976年7月に最終報告を出した。その基本は安全規制行政の一貫化を図るための原子力安全委員会の設置であったが、1975年1月に米国でAECがNRCとERDAに分割されたことも影響した。また一般国民との情報交流を深めるため、公開ヒアリングとシンポジウム開催の必要性

が進言された。これにより1978年10月に原子力安全委員会（原安委）が発足した。原安委は、「委員会が行う当面の重要施策」をまとめたが、①行政庁の安全審査をダブルチェック、②主要原子炉施設の設置許可の際の公開ヒアリング、③専門家によるシンポジウム、④指針類の策定であった。⁽²⁾

1.3 軽水炉の進展とグローバリゼーション時代

米国における軽水炉開発が一段落し、TMI事故の発生で迎えた1980年代以降の状況を記す。特に、当初ガス冷却炉を9基建設したフランスがPWRへ転換して1980年代以降58基の運転を開始したこともあり、世界的に軽水炉が主流となった。それと並行して国際化が進み、ソ連が崩壊した1990年代以降はグローバリゼーション時代と呼ばれるようになった。一方、TMIやチェルノブイリ事故の発生もあり、シビアアクシデント対応が重要となり、また国際機関としてのIAEAの役割も重要となった。ここでは、グローバリゼーションとシビアアクシデントに焦点を当てつつリスクと安全目標等について記す。1980年代の日本は、好景気とバブルの時代であり、第一次から第三次の改良標準化で日本の技術力を高めAPWRとABWRの開発行うなど自信満々であったが、バブルが崩壊した1990年代以降の日本の原子力は停滞感が漂いつつ福島原子力事故を迎えるに至った。

1.3.1 TMI事故

(1) TMI事故と原子力安全委員会

原子力安全委員会発足半年後の1979年3月28日午前4時（米国時間）に米国スリーマイル島原子力発電所2号炉で事故（TMI事故）が発生した。この事故は二次給水系の故障に端を発し、主給水ポンプがトリップして主給水が喪失した。さらに補助給水系が誤って閉であったため給水全喪失となり、続いて加圧器逃し弁が解放されたが固着して圧力が下がっても完全に閉鎖しなかったため小口径配管破断相当のLOCAを引き起こし、炉心の一部溶融を含む重大な炉心損傷事故となった。この原子炉はB&W社製で貫流型蒸気発生器を用いていたが、このため二次系の保有水量が少なく、二次系の過渡変化の一次系への影響が大きく、保守管理が適切でなかった上に運転員の誤操作も重なって生じた。

米国では大統領の調査委員会、通称ケメニー委員会が設けられて1979年10月に報告書が出された。これには直接的要因と共に根本的要因に係わる多くの改善点の指摘も含まれNRCの努力を促すものであったが、その後のNRCと米国原子力界の改善に寄与した。

日本の原子力安全委員会も米国原子力発電所事故調査特別委員会を設置して調査を行い、1979年5月に第一次報告書、9月に第二次報告書、1981年に最終報告書を発表した。第二次報告書で「我が国における原子力安全確保対策に反映させるべき事項」として、基準・審査・設計・運転管理・防災対策・安全研究を対象に52項目の摘出がなされた。これを受けて適用可能なも

のから実施に移され、研究を必要とするものは安全研究年次計画に組み込まれた。機器・系統等の重要度分類、事故時の放射線計測についての審査指針、事故時の環境放射線・放射能の予測システムについての原研のSPEEDI計画、運転員の教育・訓練の強化と資格制度、マン・マシン・インターフェイス等を重視した中央制御操作盤の改良、等が進められた。さらにTMI事故の教訓を受けて、小LOCA問題、水素発生・燃焼問題、ソースターム問題（ヨウ素・セシウム等事故時に放出される放射性物質の核種・量・形態）、シビアアクシデント、PRA、アクシデントマネジメント、ヒューマンファクター等の研究に拍車がかかった。⁽²⁾

(2) 防災対策

TMI事故の際のTMIサイト周辺住民に対して取られた防災対策上の教訓もあり、1979年に中央防災会議において「原子力発電所等に係わる防災対策上とるべき措置」が決定された。この中で、原子力安全委員会に緊急技術助言組織を設置して必要の際には国に技術的助言を行って国と地方公共団体が行う防災に遺漏のないようにすることが決められた。これを受け原子力安全委員会は、通称原子力防災指針と言われる「原子力発電所等周辺の防災対策について」を1987年に決定した。その中で重点的に原子力防災に特有な対策を講じておく必要のある地域の範囲（防災計画地域）として半径8～10kmを目安とすることが推奨された。また屋内退避及び避難等に関する「防災対策実施予測放射線量指標」等が示された。例えば予測線量当量が外部全身について10～50mSv、甲状腺について100～500mSvとなれば乳幼児・児童・妊婦は屋内に退避すること。外部全身について50～100mSv、甲状腺について0.5～1Svとなれば乳幼児・児童・妊婦はコンクリート建屋の屋内に退避するか避難すること、成人は屋内に退避すること、外部全身について100mSv以上、甲状腺について1 Sv以上となれば全ての人はコンクリート建屋の屋内に退避又は避難すること、等である。⁽²⁾

(3) 小LOCA研究

TMI事故は小口径配管破断相当のLOCAであったこと、電源が健全であったこと、事故経過でSGによる冷却が重要であったことが注目された。その結果、小LOCA・自然循環炉心冷却等に関する研究がLOCA研究として重要であることが世界的に認識された。原研は「大型再冠水効果実証試験」に続くものとして” ROSA-IV” 計画を立て、小口径配管破断LOCA並びに運転時の異常過渡変化に関する研究を開始した。そのために大型試験装置LSTF (Large Scale Test Facilities) を設置し、非定常二相流実験と小口径配管破断LOCAの総合実験を1985年から実施した。これは国際協力研究に取り上げられ、米国とは1984～1992年の間研究協力が行われ、またフランス・西独からも参加協力が得られたが、LOFT終了後のLOCA研究で世界の主流の観を呈した。⁽²⁾

1.3.2 チェルノブイリ事故

1986年4月26日にソ連チェルノブイリ原子力発電所4号炉で大規模の原子炉事故が発生したが、その発見と公表はスウェーデンの環境放射線モニターによる。日本への第一報は4月29日早朝で、原子力安全委員会は「ソ連原子力事故調査特別委員会」を設置して事故の調査を行い1988年に報告書を発表した。事故を起こした原子炉はソ連の開発による黒鉛減速軽水沸騰冷却の圧力管型原子炉で、原子炉設計と事故情報が少なかったが、動燃の新型転換炉ATRふげんの開発経験や原研のNSRR、SPEEDI研究が事故の調査・評価に貢献した。

この炉は基本的設計に欠陥があり、さらに幾つかの違反を犯した運転操作、すなわち反応度操作余裕の少ない低出力状態での長時間運転、及び重要な安全保護システムのバイパス、等のために反応度が急速に添加されて反応度事故となった。反応度の異常な投入により圧力管内に蒸気が異常発生し、幾つかの圧力管が破損し、耐圧性の低い原子炉スペースが直ちに破壊されて空気が進入し、炉心の大きな崩壊となり黒鉛・建築物などの火災を伴う事故となった。さらに格納容器がなかったため、大量の放射能が地球規模の広範囲に拡散した。消防隊の消火活動で火災は数時間で鎮火した。放射能放出を局在化するため、ヘリコプターからホウ素、ドロマイト、砂、粘土、鉛が約5000ton投下された。事故後、除染のため樹木を伐採し、表土約75万m³を削り取り土を被せた。約30万m³のコンクリート等で事故原子炉を外側から覆ったが、石棺といわれている。放出された放射能は、I-131: 1,760 PBq, Ce-137: 85 PBq, Ce-134: 54 PBq, 等であった。ソ連は0.35Svの生涯線量限度を提案し、避難移住の必要性を判断した。30km以内の住民約135,000人を数日内に避難させたが、その平均被ばく線量は115mSv、死者は消火活動に従事した人だけで放射線による死者29人、火傷等による死者2人の計31名であった。住民への影響は放射線によるものより避難移住等による精神的不安によるものであった。またセシウム、特に半減期が30年と長いCs-137が大地に沈着し土に浸透して草類等に吸収されトナカイ・羊の体内に侵入するという食物連鎖が発生した。そのためトナカイ・羊を常食している北欧・英国等では大量のトナカイ・羊を廃棄せざるを得なくなった。このためシベリアアクシデントによる放出放射能はヨウ素よりセシウムが重要な影響を持つという問題が提起された。⁽²⁾

1.3.3 IAEAの国際プログラム

原子炉の開発における国際的な情報交換等は当初から米国との間で行われていたが、1972年に経済協力開発機構原子力機関OECD/NEAに日本が加盟したことからヨーロッパを含めて情報交換が行われるようになった。さらに1980年代以降には、TMI、チェルノブイリ事故の発生もあり、IAEAを中心にした国際的な活動が活発化した。

(1) 国際原子力安全基準 (NUSS)

世界各国で原子力発電開発の機運が高まるにつれ原子力施設の安全性を世界的に調和させ

る必要があるということで、IAEAは原子力発電施設に対する国際安全基準NUSS (Nuclear Safety Standard) 策定作業に着手し、1975年に第一回上級諮問グループ会合SAG (Senior Advisory Group) を開催した。この安全基準は陸上定置の動力炉の放射線安全に係わる推奨基準で、5つのCode of Practice (政府組織・立地・設計・運転・品質保証) と55のSafety Guide を策定して1985年に終了した。日本も安全基準類を策定・検討する時にはこのNUSSが参考とされ、可能な限りNUSSを基準類に取り入れるようになった。⁽²⁾

(2) 国際原子力安全諮問グループINSAG

TMI事故の頃から国際的に重要な原子力安全問題、例えば安全目標・シビアアクシデント・ソースターム等について情報交換を行い、国際的な合意形成を行う必要性が言われていた。そこでIAEAにおいて「国際的な重要性を持つ一般的な原子力安全問題について情報交換を行い、IAEA事務局長に勧告等を行う」として、国際原子力安全諮問グループINSAG (International Nuclear Safety Advisory Group) が1985年に設立された。チェルノブイリ事故はその直後に発生したが、IAEAは早速、事故の調査評価とそれに基づく勧告を事務局長に報告することをINSAGに指示した。INSAGのチェルノブイリ事故に関する報告書は1986年の特別総会に提出され、“Safety Series No.75-INSAG-1”となった。この総会では「隣国間の原子力安全問題」がチェルノブイリ事故の影響を受けて特に重視され、「緊急時早期通報」と「相互援助」の二条約が採択された。⁽²⁾

TMIとチェルノブイリ事故の影響から「全ての国の全ての原子力発電所に共通の安全原則を定める」必要があるということで、INSAGは“Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants”の作成に取組み、“Safety Series No. 75-INSAG-3”とした報告書を作り1988年に発表した。この中で、①安全達成には設計・製造・建設・試験・保守管理・安全規制など、全ての段階において関係する全ての人々に、安全の意識 (Safety Culture) が行きわたることが必要、②基本3原則として、管理上の責任、深層防護計画、一般技術原則 (高度の技術・品質保証・人的要因・安全評価等) の策定、③事故が起こった時の事故管理 (Accident Management) の重視、が記されている。そして、この安全原則を適用することにより、重大な炉心損傷の発生確率は将来炉では 10^{-5} /炉年を達成可能であり、事故管理と影響緩和対策により大量の放射性物質の放出の可能性はそれより少なくとも一桁小さくするべきである、とする安全目標が掲げられた。⁽²⁾

(3) 狭義の原子力安全と広義の原子力安全

原子力の一般社会への説明に係わる議論として原子力安全の問題がある。原子力に係わる者は原子力安全を「原子炉による放射線・放射能の災害の防止」と考える。一方、一般社会の人は「原子力発電所の不安のない信頼性の高い運転・管理及び社会生活・経済・自然環境への影響」をも安全の範疇に考える。前者を「狭義の原子力安全」とすると、後者は「広義の安全」であ

る。IAEAが国際原子力安全基準NUSSを策定する際に、広義の安全も取り扱いたいと主に原子力発展途上国から要望が出された。しかし、広義の安全は社会環境と政治体制など国毎に違った考慮すべき背景と施策があるのでIAEAが普遍的に扱いうる問題でないということでNUSSでは対象外となった。だが社会の人々に「原子力発電を進めていくためには安全確保が必須の条件である」と言う時の安全には広義の安全が含まれていなければ社会の要請には応えられず、一般国民の理解を得ることが困難である。狭義の原子力安全に対して一般国民の抱く不安は、「大きな事故はないように安全対策がとられていると言うが、どの程度のものなのか」等の疑問である。こういう潜在的危険性に対する安全理念・対策・評価は特に原子力施設に対してだけに考えられている問題で、まず専門家間でシビアアクシデント・PRA・安全目標等に関する共通意見と合意の形成が必要である。「広義の安全」の確保は日頃の信頼性の高い運転実績の積み重ねによって得られるので、事故・故障・トラブルの発生を防止し、その拡大を抑制する(prevention)「予防保全」に徹することが重要で、事故影響結果を低減する方策(mitigation)に優先して対処する必要がある。⁽²⁾

(4) シビアアクシデントと国際原子力安全基準諮問グループNUSSAG

IAEAの国際原子力安全基準策定のNUSSプログラムは1985年に終了したが、シビアアクシデントは規制の範疇外であるとしてこれには扱われていなかった。しかしTMIとチェルノブイリ事故が起こりシビアアクシデント発生を無視できなくなった。そこでNUSSの改定のため新たに国際原子力安全基準諮問グループNUSSAG (Nuclear Safety Standard Advisory Group) がIAEAに設置されて1985年に改訂作業に入り、1988年にNUSSの改訂版ができた。シビアアクシデントに関し「シビアアクシデントに至る重要なシーケンスの確認と事故状態緩和措置手順(アクシデントマネジメント)を確立しておく」ことが要求された。その後IAEAの安全関係基準類(NUSS Codes等)の基盤とすることとして”Safety Fundamentals”を策定する作業に入り、1991年にほぼ完成した。すなわち、原子力技術の適用はマイナスの面もあるが、有益な面と有害な面とを総合的に評価して有効な適用を図れば人類の幸福に寄与する、との認識の上に、「これを守ればマイナスの影響を極めて小さくすることが出来る」とする安全原則を定めたものである。⁽²⁾

(5) 国際原子力事故故障尺度INES

故障・異常事象・事故等が発生した場合の安全上の位置付けを一般の人に分かり易くするために通産省は「原子力発電所の事故・故障評価尺度」を1989年度から適用した。この尺度の必要性がフランスにより提案されてIAEAもInternational Nuclear Events Scale (INES) を作り1992年から世界的に使用することが推奨された。IAEAへ原子力事故の報告をする際に、これによる評価を当該国がすることになり、日本もこのINESを採用することとした。INESの評価尺度は基準を3つ作り、[基準1]は施設外への放出放射性物質の影響、[基準2]は施設内への影響、

作業従事者への放射線影響、及び施設の汚染・損傷の影響、[基準3]は深層防護の損傷状況を表す。さらに各基準内で影響度によりレベルを7段階に分け、レベル1: Anomaly逸脱、レベル2: Incident 異常事象、レベル3: Serious Incident 重大な異常事象、レベル4: Accident without Significant Off-Site Risk 施設外への大きなリスクを伴わない事故、レベル5: Accident with Off-Site Risk 施設外へのリスクを伴う事故、レベル6: Serious Accident 大事故、レベル 7: Major Accident 深刻な事故である。[基準1]はレベル3～7、[基準2]はレベル2～5、[基準3]はレベル1～3に当てられている。さらにレベル0（尺度以下）を設け、各最低レベル未満からレベル0を含むまでをNo Safety Significance安全上重要でない事象、とされている。

(6) 国際チェルノブイリ計画と国際安全条約

ソ連は、チェルノブイリ事故の結果放射能で汚染された地域に住む人々に対して制定した指針、生涯線量350mSv以上を目安にする等、並びに住民の健康の防護対策について国際的に評価・調整する作業をIAEAに求めた。これに応じてIAEAが中心になって国際チェルノブイリ計画(チェルノブイリ事故のソ連国内における放射線影響に関する計画)が組織された。IAEAはこの計画に対して1990年に国際諮問委員会IAC (International Advisory Committee)を作り、広島放射線影響研究所長重松逸造博士を委員長として調査を行った。調査対象範囲は、Cs-137で5Ci/km²を越えて汚染されているとソ連が特定した25,000km²の土地に居住している住民で、1991年に膨大な報告書が発表された。⁽²⁾

IAEAは1991年に、全ての国が参加する共通の場で全ての原子炉施設を共通の安全理念・安全基準で評価することが必要として原子力安全国際会議を開催した。この会議で、「必要最小限遵守すべき安全基準(拘束力を強めた安全基準)と許容安全レベルan acceptable level of safetyを国際的に合意できるものに作り、全ての国がそれを遵守すると言う枠組み(International Nuclear Safety Regime)を作る。また、安全原則・安全基準を策定して、最終的に国際安全条約International Safety Conventionを策定する」という勧告が決まり総会でも採用された。この国際会議では、既存の原子力発電所の安全性の確認と向上を図るために、定期安全レビュー(例えば10年毎)を行うことも推奨された。安全条約策定作業は原子力安全国際会議後直ちに開催された。その内容はNUSSのSafety FundamentalsとINSAGのBasic Safety Principlesの要点で構成される方針となった。主な論点は、①安全規制機関は原子力の開発と利用に関与する機関からは効果的に独立したものであること、②防災計画は施設の運転開始までに効力を持っていること、③条約に盛り込まれた安全基準を満足しているか否かの国際的検証方法、④条約にどの程度詳細な基準類を付録とするか、などについて議論がなされた。この条約は1994年のIAEA総会で決定されて直ちに日本を含む45カ国が署名した。⁽²⁾

1.3.4 シビアアクシデント対策

シビアアクシデント対策はTMI事故以降の1980年代から特にヨーロッパを中心に進展がなされた。日本も対応を進めたが、ヨーロッパ等の世界に比べ遅れることとなった。

(1) 隣国間の原子力安全問題とスウェーデンの対応

IAEAの国際原子力安全基準NUSSプログラム検討の際、「隣国間の原子力安全問題」すなわち「ある国の原子力施設が隣国に及ぼす安全問題」をどう扱うかが問題提起された。これはEC諸国間で特に問題となったが、IAEAが共通問題として対処することではなく、当該国間で討議されるべき問題となった。しかしTMI事故後、この問題は一層重要になった。オランダは、オランダに近いスウェーデンのBarsebeck発電所（BWR）の安全に不安を持っていた。そこでスウェーデンは1980年からFILTRAという厚い砂利層を持ったフィルター付ベントシステムFVS（Filtered Venting System）の開発を進め、1982年にBarsebeck発電所にこれを設置することが決定された。このシステムはシビアアクシデント時でもセシウムをその内蔵量の99.9%格納できることを設計の基本目標とすることとした。その後、スウェーデンの全ての原子炉にこの種の装置を設置することが義務付けられた。シビアアクシデントに対する対策として各国に先鞭をつけるものであった。⁽²⁾

(2) フィルターベント

チェルノブイリ事故以降、軽水炉のシビアアクシデント対策としてFVS設置の議論がスウェーデンの政策の影響を受け国際的に盛んになり、西独・フランスはそれぞれ独自の研究によるFVSを設置することを事業者に事実上指示した。米国は1989年に、事故で放出されるヨウ素・セシウムをトーラス水を潜らせて除去するという観点から、BWRのMark-1格納容器のトーラス部の空気層をベントする方式（フィルター無しで強化ベントという）、いわゆる耐圧強化格納容器ベントシステムを自主的整備として採用することを、IPE（Individual Plant Examination,各発電所毎に行うリスク評価）の中で検討するよう勧告すると共に、その他の原子炉についてのFVSについても検討を続けた。日本ではシビアアクシデントとPRA、特にレベル2PRAの研究との関連でこの問題をどうするか検討が進められることとなり、アクシデントマネジメント整備の中で対応を考えることとなった。⁽²⁾

(3) 各国のシビアアクシデント対策

スウェーデンで始まったシビアアクシデント対策が各国で進められた。米国ではMark-1 BWRの耐圧強化ベントシステム以外に、アイスコンデンサー型PWRに水素イグナイターが整備された。フランスでは、1989年までに砂フィルターを利用したベントシステムが既存の原子力発電所に整備された。またシビアアクシデント・マネジメントについて、多重の安全系のいずれかの完全喪

失を仮定した場合でも重大な炉心損傷に至らないような手順 (H Procedure) と炉心損傷が起こったシビアアクシデントに対する手順 (U Procedure) を定めた。H手順は、ヒートシンクの喪失、全交流電源喪失、SGの給水全喪失、格納容器スプレイ系の低圧注入系の喪失等に対するアクシデントマネジメントとして、臨時に系を連結すること、臨時に補助のポンプ・ガスタービンを導入して利用すること、等である。U手順は、究極には砂フィルターを適用した格納容器の格納機能に期待できるような手順を検討し、格納容器バイパスの防止、格納容器の減圧操作等を重視した。ドイツでは、大部分の既存の原子力発電所に格納容器ベントシステム (ベンチュリスクラバー及び金属メッシュフィルターでヨウ化セシウムCsIを除去) が整備された。アクシデントマネジメントとして、高圧時のフィード・アンド・ブリード、消火系や可搬式ポンプ等の利用、等が重視された。さらに、フランスとドイツは欧州統合に際し、共通の仕様による次世代標準型EPR (European Pressurized Reactor) を設計したが、これにはシビアアクシデント・マネジメントの詳細が考えられている。例えば、压力容器下部のピットはコアーキャッチャーの機能を持った設計とし、压力容器外横に溶融炉心の拡散室Spreading Compartmentを設けた。格納容器は二重とし、耐軍用機衝突設計とした。また施設外の防災対策を必要としないことを目標とした。⁽²⁾

(4) 日本のシビアアクシデント対策

チェルノブイリ事故を経験して日本でもシビアアクシデントの重要性が国や産業界でも認識され、1987年に原子力安全委員会に共通問題懇談会が設けられて検討を開始した。同時に通産省の意向でNUPECにおいて、格納容器内での水素の混合分布・燃焼特性、放射性物質捕集特性、溶融炉心と冷却材・構造材・コンクリート相互作用、格納容器耐圧特性等の大型シビアアクシデント研究がスタートした。また原研も溶融炉心冷却材相互作用、FP放出移動挙動、FPエアロゾルによる配管内挙動等の研究を開始した。

原子力安全委員会はシビアアクシデントとアクシデント・マネジメントに関する施策を1992年に次のように決定した。「シビアアクシデントは工学的には現実には発生するとは考えられないほど発生の可能性 (可能性) は十分に小さいものとなっており、原子力発電施設のリスクは十分低くなっていると基本的には判断される。日本で行われているPRAの現状からみても、外国に比べて一桁位はその潜在性は低いと考えられる。しかし安全性の一層の向上をはかり、このリスクを一層低減させるため、各原子力発電所のシビアアクシデントについて詳細に検討確認することが必要であるので、アクシデント・マネジメントを電気事業者が自主的に整備することを、重要な施策であると判断しそれを推奨すること」とした。必要があればシビアアクシデントに備えた特定の機器・装置、例えば” フィルター付ベンティングあるいは水素ガスイグナイター” などの設置が推奨された。その結果は、IAEAの基本安全原則にある、「重大な炉心損傷の潜在性を 10^{-5} /炉年以下とし、アクシデント・マネジメントによって、短期の防災対策が必要となるような” 環境に大量の放射性物質が放出される事故” の潜在性 (確率) を少なくともその1/10以下にすること」を参考

に、各原子炉施設に関するレベル2PRAによる評価と関連させて原子力安全委員会が評価することとした。当時のこの施策は欧米各国の方針とおおよそ同じであったが、日本の安全に対する基本理念の策定・確立が必要とされた。また、各発電所ごとにPRAを実施し、発電所毎のアクシデント・マネジメントを整備評価することを促すことになった。原子力安全の終局的な安全目標の定量的指標にもなる”大量の放射性物質放出の事象とその潜在性”については、その確率は非常に小さいものと期待されていることから、”あるとは思えないような仮想的事故の発生を仮想しても、技術的な対策によって、施設外の防災対策を必要とすることなく、敷地周辺の一般公衆に放射線災害を与えないことを目的とする”という基本的方針を説明したものであった。⁽²⁾

日本では個々の原子力発電施設について、電気事業者がアクシデント・マネジメント方策を提案したが、原子力安全性向上を確認する立場から規制当局によってレビューされ、原子力安全委員会は1995年に承認した。その要点は、①現有機器、現有系統の設計上の余裕、並びに設計目的以外に期待できる機器の活用、②使用不能に陥った機器の復帰の促進、③炉心あるいは溶融体・デブリの冷却手段の確保、並びに格納容器の冷却手段に対しては、利用可能なタンク・水源からの冷却水を系統切り替えあるいは仮設ポンプ等を使用して冷却水を注入、④格納容器内空気調和器の活用、あるいは直接格納容器に注水、また格納容器外側にスプレイを散布して冷却(PWR)、⑤圧力容器・圧力バウンダリの減圧促進策、あるいは二次冷却機能活用により圧力バウンダリの減圧を図って高压注水を促進(PWR)、⑥電源喪失に対し、施設内他電源あるいは隣接原子炉施設からの電源の融通、⑦BWRに対してはウェットウェル・ベントを耐圧強化ベントに変更、⑧小容積のPWR格納容器に対しては、点火装置を設置して水素燃焼を計画的に促して爆発を防止、⑨自動停止のバックアップとして、緊急ホウ酸水注入の他、再循環ポンプのトリップ(BWR)、⑩将来炉の緊急時の注水源は可能な限り重力落下式タンクも加味、等である。

(5) シビアアクシデントに対する統一見解

各国でシビアアクシデント対策が実施されたが、規制上の要求・設計上の条件等では国によって多少の相違があった。そこで1995年にOECD/NEAの原子力規制活動委員会CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities)で、「シビアアクシデントに関する統一見解 (Regulatory View on the Resolution of Severe Accident Issues)」が決定された。その要点は、①シビアアクシデントは、残余のリスクResidual Riskに寄与するものであり、設計段階で直接関与されるものではない。②シビアアクシデントに関する方策には、DBAs (設計基準事故) とは別にBest Estimate (最適予測) の解析が適用される。③将来炉に対しては、シビアアクシデントは、設計段階から検討される。特に、格納容器の機能とアクシデント・マネジメントに関する問題は重要である。④施設外防災対策は公衆防護の観点から重要である。一方将来炉では、Off-Site Release (施設外放出) を制限することとなり、防災対策の範囲は現行より減らすことが可能となる場合もある。⑤関連する安全研究と国際協力の重要性が強調される。① ②を認めな

がらも③を重視して、将来炉では格納容器の格納機能とアクシデント・マネジメントについて設計段階で考慮することを必要とした。このことは、TMI事故の教訓を受けてIAEAがNUSS（国際原子炉安全基準）を改訂した際に特に基準に加えられ、日本の設計審査指針もその趣旨に沿って修正（「格納容器設計用の想定事象の考慮」として）が行われた。④は、施設外防災対策を深層防護の一つと位置づけている米国の考えと、EUが提案しているEPRの目標“施設外の防災対策を必要としない”こととの妥協である。⁽²⁾

(6) その後の日本のシビアアクシデント対応

日本では1999年に新設炉に対するシビアアクシデント対応の民間自主基準「次世代軽水炉の格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」が原安協において策定された。また、2002年に電気事業者による既設52基のアクシデントマネジメント策の整備が終了した。さらに2003年には新設炉である浜岡5号（ABWR）、志賀2号（ABWR）、東通1号（BWR）、そして2008年には泊3号（PWR）のアクシデントマネジメント策が整備された。しかし、NUPEC等のシビアアクシデント研究は1990年代半ば頃より予算も次第に減少し、また規制要件化も進まなかった。シビアアクシデント対応はこれで終了という状況で研究者もどんどん減少した。原子力安全・保安院がシビアアクシデント対応を検討し始めたのは、2010年に近くなってからである。原安委は諮問機関であり実際の事業は各行政機関が行うことで長年進められてきたが、このような状況を危惧して2010年度に初めて独自の原子力安全推進事業予算を取り安全研究専門部会の下で実施した。その募集研究課題は「放射線影響分野」と「シビアアクシデント分野」であった。またシビアアクシデント対策の方針の検討も始めた。しかし1年経たない内に東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所でのシビアアクシデント発生となった。

1.3.5 リスク評価と安全目標

(1) 米国とIAEAにおけるリスク評価

米国NRCはシビアアクシデント政策及び安全目標政策の施行上の技術基盤として役立てるために、原子力発電所の安全性とリスクにつき、NUREG-1150 “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”を1987年に発表した。WASH-1400の改訂版とも言われ、WASH-1400では不十分であった小LOCA・過渡事象・共通原因・ヒューマンエラー・不確実さ解析・格納容器の機能と性能・ソースターム（NUREG-0956）が可能な範囲で扱われており、PRAの確定版として評価される。しかし、多くの分野で工学的判断による評価が含まれ、また機器損傷率など定量的評価には米国のデータが用いられている。NUREG-1150はWASH-1400に比べ、解析と対象範囲が詳細になって不確実要素が多くなり、PRAには信頼性・適用可能領域に限界があることを示すことにもなった。NUREG-1150の結果で評価対象になった米国のプラントはNRCの安全目標が達成されることが確認できたとして、NRCの指示により

米国の全ての原子力発電所はPRAによる安全評価IPE (Individual Plant Examination) を行った。⁽²⁾

(2) 日本のリスク評価と安全目標

日本では、電気事業者グループ、原研、NUPECの安全解析所が日本の原子力発電所について、確率論的リスク評価 (PRA) を進めた。代表的原子力発電所のレベル1の結果が出揃ったのを受けて原子力安全委員会は1987年に設置した共通問題懇談会でレビューを行い1990年に取りまとめた。その結果、軽水炉施設のいわゆる重大な炉心損傷事象の発生確率は 10^{-5} /炉年を十分下回ると評価した。炉心損傷に主として寄与する起因事象は、BWR-3についてはLOCA、BWR-4とBWR-5に対しては外部電源喪失等の過渡事象、PWRに対してはLOCAであるという結果になった。日本の炉心損傷確率が米国等のそれよりおよそ一桁以上下回るという結果が得られたのは、日本の外部電源・ディーゼル発電機の信頼性が高いことと、過渡事象の発生が少ないことが主たる原因であった。この結果IAEA INSAGの重大な炉心損傷に関する安全目標は達せられているものと判断され、引き続き格納容器の健全性が失われる事故についてのレベル2解析が進められた。この解析結果のBWRとPWRの例がコメンタリーNo.12「原子力とそのリスク」⁽⁴⁾に載せられているが、いずれも 10^{-6} /炉年を下回っている。しかしこの解析は内的事象を中心にしたものである。

進展する確率論的リスク評価の考え方をを用いて定める安全目標を活用することがリスクの抑制には重要ということで、原子力安全委員会は2000年9月に安全目標専門部会を設置し、2003年12月に中間とりまとめを行った。すなわち、公衆個人の健康影響に関連したリスクを指標とした安全目標案を検討して定性的目標案と定量的目標案を定めた。さらに原子力施設がこの目標案に適合している判断の目安となる水準を性能目標として検討を進め、2006年に指標値を含む性能目標を定めた段階にあった。

1.3.6 立地指針

(1) 米国の立地指針の改訂

米国NRCは立地指針10CFR100と立地評価を目的とした放出放射能挙動の解析の基準とされてきたTID-14844等を改定すべく検討を進め、その結果を1979年にNUREG-0625として発表した。その後シビアアクシデントとソースターム (炉心が重大な損傷・溶融をした時、炉心から放出される核分裂生成物を含む放射性物質の種類・状態と量) の研究が進み、その結果が1992年に集約された。まず、将来新設の原子力発電所に対するものとして、立地指針改定案が1992年4月に発表された。NRCは遠隔立地の基本を遵守し、立地と設計とを分離することを建前に、立地指針の改定をしたものであり、1975年のReg. Guide 4.7の一般的サイト適性基準の趣旨に沿ったものである。すなわち10CFR100に対し工学的安全施設の機能・性能を踏まえて立地評価をす

ると、低人口地帯設定の意味が無くなるため、改訂では低人口地帯の定義を削除し、非居住区域を最低0.4 mileとし、サイトから30mile以内の平均人口密度をプラント運開時500人/mile²、プラント寿命中1000人/mile²以内と定めた。また指針案には立地評価用の耐震設計指針を追加した。耐震設計は決定論的と確率論的の両者が適用できるとした。しかし日本と欧州から、原子炉の特性と関係なく敷地外の人口分布を規定することは賛成できないという意見が出された。米国立地指針の改定案は修正の結果、1996年に公表1997年から発効した。敷地周辺人口密度はReg. Guideに記載され、敷地境界から20mile以内は敷地承認時と以降5年間は500人/mile²以内となった。地震基準が付加されているがソースタームの記載はない。⁽²⁾

(2) ソースターム (放出放射能の種類と量)

ソースターム (TID-14844改訂版) 案がNUREG-1465として1992年6月に発表された。それまでの立地評価では、格納容器の健全性を前提に、炉心溶融を仮想した上で放出放射能の種類と量を一律に (決定論的に) 仮定しているが、改定案は将来の軽水炉の設計に適用されるものとした。改訂では、代表的なシビアアクシデント下での放射能放出を詳細に検討した結果を踏まえ、放出放射能の種類・化学形態・量、放出時期について現実的に評価してこれを標準化し、炉心が完全溶融し原子炉冷却系が低圧になるようなシビアアクシデント群の平均放出割合を示すソースタームとした。重要な揮発性放射性核種として、I, Cs, Teに注目している。ヨウ素の形態は大部分がCsIの形であり、ヨウ素IとHIより多いとされた。流出した冷却水に溶解したCsIはイオン状態となるが、水がpH7以上に管理されていれば元素状態のヨウ素への転換はわずかである。シビアアクシデントの初期ではTID-14844より放出放射能の量は少なくなるが、長時間後では大部分のヨウ素とセシウムが格納容器内へ移行することになる。続いてドライな原子炉キャビティーの場合について、格納容器外への放出を記述している。なお、長時間のシビアアクシデントでは炉心インベントリ-に対し、希ガスは全量、ヨウ素とセシウムは約70%、テルルは約50%、低揮発性核分裂生成物はごく少量が放出されるとしている。

このソースタームを使い、シビアアクシデント時の格納容器健全性評価を確率論的に行い、安全目標達成の有無が評価される。また大規模放射能放出の安全目標は、1名以上の急性死亡あるいは250 mSvと評価される放射能放出の確率が10⁻⁶/炉年以下ということも提案された。⁽²⁾

1.3.7 日本の対応

(1) 1990年代の停滞

米国ではBWRとPWRのプラント発注が1973年までに終了し建設運転が進められていたが、1980年代に入る頃には、初期トラブルによるプラント稼働率の低迷、TMI事故と規制の改善のため苦難の道を歩んでいた時期であった。日本では1980年代に入り、第3次改良標準化で新しいABWRとAPWRの設計を行った。また、初期トラブルに対する対応も順次行なわれて1980年代

後半にはプラント稼働率を日本の規制における上限に近い80%にまで高めることが出来た。高度科学技術時代になり、1985年の日航ジャンボ機墜落事故、1986年のチェルノブイリ事故とチャレンジャー号事故等科学技術への警鐘も鳴らされたが、経済もいわゆるバブルの時代で、日本全体が自信過剰になっていた時期でもあった。

1990年代に入り日本のバブルが崩壊すると共に、科学技術の進展による情報化社会となり、さらに91年のソ連の崩壊によりグローバリゼーション時代となった。ABWRの柏崎刈羽6,7号機が1996年と1997年に運転を開始したが、この時期には大きな事故トラブルが続発した。1989年の東電福島第二3号機再循環ポンプ破損事故、1992年の関西電力美浜発電所2号機SG細管破断事故、1995年の動燃もんじゅ2次系ナトリウム漏洩事故、1997年の動燃アスファルト固化処理施設火災爆発事故、1999年のJCO事故等である。東電福島第二3号機事故や関電美浜発電所2号機事故までは、原子炉開発初期からの学識経験者が適切な対応をしたが、それ以降は情報化社会の進展もあり、社会的な問題となって適切な対応が出来ずに対応に手間取った。JCO事故後に失われた10年を取り返すべく規制制度を含む改革を行おうとして21世紀に入ったが、2002年に東電問題が発生して頓挫する等、その時々の問題への対応にとらわれてシビアアクシデント対応を含む基本的課題において世界の潮流から次第に遅れることとなった。

(2) 自然災害に対する備え

日本では自然災害対策としては、地震対応が最重要と考えられ、当初から耐震設計に努力が払われた。既述のように、詳細な耐震設計基準は日本電気協会で検討されてきたが、1978年に原子力委員会の指針となり、原子力安全委員会の発足と共に1981年に大きな改訂がなされて耐震設計審査指針となった。1995年の兵庫県南部地震を受けてその改訂の準備が進められ、2001年に正式な審議が開始されて2006年9月に改訂された。また1990年位より計算機の能力向上もあって津波に対する計算技術が進展しつつあったが、2004年のスマトラ沖地震によりインドのマドラス原子力発電所で津波によりポンプ室が浸水して冷却水取水ポンプが使用不能になったこともあって審議に反映され、地震随伴事象として施設周辺斜面の安定性評価と共に津波に対する安全評価が加わった。指針改定から1年経たない2007年7月に新潟中越沖地震が発生し、東電柏崎刈羽原子力発電所が被災した。変圧器からの火災も発生して火災対策・免震重要棟の設置が教訓となると共に、地下の地震波の伝播挙動に対する知見も得られた。津波への関心から産総研では2005年度より2009年度まで宮城県を重点に869年の貞観地震による津波堆積物の調査を行ったが、この成果の国の評価が行われる直前に東日本大震災が発生した。

(3) 2000年代の日本の停滞

1999年のJCO事故後の規制改革として、2001年1月の中央省庁再編により経済産業省（経産省）の中に原子力安全・保安院（NISA）が設置され、1990年代の失われた10年を取り返すべく

規制の合理化等の検討がなされた。しかし、2002年8月に東京電力の検査の不正、いわゆる東電問題の発生があつて進まず、独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）の設置が半年早まって2003年10月となると共に、定期事業者検査と定期安全管理審査の導入がなされた。この検査・審査は米国でなされた合理的な規制とは異なる方向であつた。このように、諸外国に比べてシビアアクシデントの規制要件導入の遅れ、欧米に比べて合理的な規制導入の遅れ、プラント稼働率の欧米並み対応への遅れ、原子力関連の規制が複数の行政庁に分かれていることや規制行政庁のNISAが経産省の中にあることへのIAEA等国际的な批判への対応遅れ、等日本では重要な課題があつたが進まなかった。このようにして失われた20年となつて2010年代を迎えることとなり、東日本大震災に伴う福島原子力事故となつた。

1.4 まとめ

以上、内田秀雄元原子力安全委員長の回想録等をベースに原子力の安全確保について米国での軽水炉開発からの努力と日本の導入の状況を中心に記した。

特筆すべきことは米国の立地基準では遠隔立地を基本としてきた。これに対して、国の面積が小さい日本や欧州は遠隔立地とすることが難しく、事故対策を強化することにより放射性物質放出の可能性を減らすことをベースに原子力発電所を立地しようとしてきたことである。従つて欧州では米国からの原子炉導入後、直ちに独自に改良を加えた技術開発を行うと共にシビアアクシデント対応も早く、かつその基本は施設外防災対策を必要としないことを目標としていた。一方日本では、米国と共に、あるいは米国に教わりながら進めるという方針が大きくは変わらず、独自に事故対策を広く深く考えることが十分でなかった、特にシビアアクシデント対策では発生防止に重点を置き、発生後の対応策が十分でなかったと考えられる。さらに防災対策においても、TMI後そしてJCO事故後に整備を行ったが、実効性のある形まで進まないで来た。なおシビアアクシデント対応に関し、1990年に改訂された安全設計審査指針「第28条原子炉格納容器の機能」で「原子炉格納容器設計用想定事象」を考慮することが定められた。この「想定事象」は炉心損傷に至るシビアアクシデント事象への対策をすることを指して定められたものであるが明示されていなかったこともあつて十分伝承されず、産業界を含め積極的に対応を進めることにならなかったとも考えられる。

またリスクに対する日本人の感情に係るが、米国の安全目標では、リスク低減に効果が小さいがお金がかかる対策は必要ない、というようなリスクベネフィットの考えに基づいた政策が基本にある。しかし日本ではこのような考え方は国民に理解されがたいということで導入を避けてきたと考えられる。国民の間でのリスク概念の醸成とそれに基づいた対応策（リスクベース対応）がいろいろな面でなされることが望まれる。

【参考文献】

- (1) 成合英樹：軽水炉の開発と冷却システム, 伝熱, Vol.52, No. 219, pp15-23 (2013)
- (2) 内田秀雄「機械工学者の回想」、原子力安全研究協会 (1997)
- (3) "Forging a New Nuclear Safety Construct," The ASME Presidential Task Force on Response to Japan Nuclear Power Plant Events, ASME (2012).
- (4) 「原子力とそのリスク」、NSA/COMENTARIES:NO.12、原子力システム研究懇話会 (2004)

第2章 福島原子力発電所の事故の状況と課題

2.1 福島第一原子力発電所の概要⁽¹⁾

福島第一原子力発電所の1号機は電気出力460MWのBWR-3型, 2～5号機は電気出力784MWのBWR-4型, 6号機は電気出力1100MWのBWR-5型の原子炉施設である。施設の概要を表2.1.1に示す。

今回の事故以前に整備していたアクシデントマネジメント策は, 「原子炉停止機能」, 「原子炉及び格納容器への注水機能」, 「格納容器からの除熱機能」, 及び「安全機能のサポート機能」の4つの機能に分類される。福島第一において整備していたアクシデントマネジメントの概要を表2.1.2～表2.1.4に示す⁽²⁾。

基本的には, アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては, プラントパラメータ等の各種情報の収集, 分析, 評価を行い, プラント状態を把握し, 実施すべきアクシデントマネジメント策を総合的に検討, 判断することが必要である。そのためには, アクシデントマネジメントを実施する組織を明確化し, その役割分担や意志決定者を明確にする等, 発電所の総力を挙げた対応が可能な実施体制を整える必要がある。

また, シビアアクシデント時には, 適宜, 国等の外部との連絡を密に取り, 情報交換, 助言等が行われることとなる。よって, 実施組織には, 情報を一元的に把握し, 対応する組織が必要となる。

さらに, 実施組織が有効に活動できるためには, 実施組織が必要として使用する施設が用意されるとともに, この施設には手順書類, 通信連絡設備の他, プラント状態を把握するためのプラントパラメータの表示装置等, 必要な資機材が確保されていることが求められるのである。

これらを踏まえ, アクシデントマネジメントを確実に実施できる実効的な体制について検討し, 整備が行なわれてきた。

表2.1.1 福島第一1～6号機の主な設計仕様（※：設置許可申請書の単位で記載）

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
定格出力(MWe)	460	784	784	784	784	1,100
熱出力(MWt)	1,380	2,381	2,381	2,381	2,381	3,293
営業運転開始	1971/3	1974/7	1976/3	1978/10	1978/4	1979/10
原子炉形式	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
原子炉圧力容器 設計圧力 (kg/cm ² g)*	87.9	87.9	87.9	87.9	87.9	87.9
原子炉圧力容器 設計温度(℃)	302	302	302	302	302	302
燃料集合体数	400	548	548	548	548	764
制御棒本数	97	137	137	137	137	185
格納容器	マークⅠ	マークⅠ	マークⅠ	マークⅠ	マークⅠ	マークⅡ
格納容器 設計圧力 (kg/cm ² g)*	4.35	3.92	3.92	3.92	3.92	2.85
格納容器 設計温度(℃)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	171(D/W) 105(S/C)
ECCS構成	HPCI CS ADS	HPCI CS LPCI ADS	HPCI CS LPCI ADS	HPCI CS LPCI ADS	HPCI CS LPCI ADS	HPCS LPCS LPCI ADS
原子炉隔離時冷却系	IC	RCIC	RCIC	RCIC	RCIC	RCIC

表2.1.2 整備したアクシデントマネジメント策のまとめ（福島第一1号機）

機能	平成6年3月以降に整備した アクシデントマネジメント策	平成6年3月以前から整備していた アクシデントマネジメント策
原子炉停止 機能	代替反応度制御(RPT及びARI)	手動スクラム 水位制御及びほう酸水注入系の手動 操作
原子炉及び 格納容器へ の注水機能	代替注水手段(復水補給水系, 消火 系ポンプによる原子炉・格納容器への 注水手段及び格納容器冷却系から 停止時冷却系を介した原子炉への注 水手段)	非常用炉心冷却系(ECCS)等の手動 起動 原子炉の手動減圧及び低圧注水操 作 代替注水手段(給復水系, 制御棒駆 動水压水系)
格納容器か らの除熱機 能	格納容器からの除熱手段(ドライウェ ルクーラー, 原子炉冷却材浄化系を 利用した代替除熱, 格納容器冷却系 の故障機器の復旧, 耐圧強化ベント)	格納容器からの除熱手段(格納容器 冷却系の手動起動, 不活性ガス系・ 非常用ガス処理系を通したベント)
安全機能の サポート機 能	電源供給手段(電源の融通[隣接プラ ントからの480V融通], 非常用ディー ゼル発電機の故障機器の復旧, 非常 用ディーゼル発電機の専用化)	電源供給手段(外部電源の復旧及び 非常用ディーゼル発電機の手動起 動, 電源の融通[隣接プラントからの 6.9kV])

表2.1.3 整備したアクシデントマネジメント策のまとめ (福島第一2号機～5号機)

機能	平成 6 年 3 月以降に整備した アクシデントマネジメント策	平成 6 年 3 月以前から整備していた アクシデントマネジメント策
原子炉停止 機能	代替反応度制御 (RPT 及び ARI)	手動スクラム 水位制御及びほう酸水注入系の手動 操作
原子炉及び 格納容器へ の注水機能	代替注水手段 (復水補給水系, 消火 系ポンプによる原子炉・格納容器への 注水手段及び格納容器冷却系から 停止時冷却系を介した原子炉への注 水手段) 原子炉減圧の自動化	非常用炉心冷却系 (ECCS) 等の手動 起動 原子炉の手動減圧及び低圧注水操 作 代替注水手段 (給復水系, 制御棒駆 動水圧水系による原子炉への注水手 段, 海水系ポンプによる原子炉, 格納 容器への注水手段*)
格納容器か らの除熱機 能	格納容器からの除熱手段 (ドライウェ ルクーラー, 原子炉冷却材浄化系を 利用した代替除熱, 格納容器冷却系 の故障機器の復旧, 耐圧強化ベント)	格納容器からの除熱手段 (格納容器 冷却系の手動起動, 不活性ガス系・ 非常用ガス処理系を通したベント)
安全機能の サポート機 能	電源供給手段 (電源の融通 [隣接プラ ントからの 480V 融通], 非常用ディー ゼル発電機の故障機器の復旧, 非常 用ディーゼル発電機の専用化)	電源供給手段 (外部電源の復旧及び 非常用ディーゼル発電機の手動起 動, 電源の融通 (隣接プラントからの 6.9kV))

*: 2号機は除く

表2.1.4 整備したアクシデントマネジメント策のまとめ (福島第一6号機)

機能	平成 6 年 3 月以降に整備した アクシデントマネジメント策	平成 6 年 3 月以前から整備していた アクシデントマネジメント策
原子炉停止 機能	代替反応度制御 (RPT 及び ARI)	手動スクラム 水位制御及びほう酸水注入系の手動 操作
原子炉及び 格納容器へ の注水機能	代替注水手段 (復水補給水系, 消火 系ポンプによる原子炉・格納容器への 注水手段) 原子炉減圧の自動化	非常用炉心冷却系 (ECCS) 等の手動 起動 原子炉の手動減圧及び低圧注水操 作 代替注水手段 (給水系, 制御棒駆動 水圧水系による原子炉への注水手 段, 海水系ポンプによる原子炉・格納 容器への注水手段)
格納容器か らの除熱機 能	格納容器からの除熱手段 (ドライウェ ルクーラー, 原子炉冷却材浄化系を 利用した代替除熱, 残留熱除去系の 故障機器の復旧, 耐圧強化ベント)	格納容器からの除熱手段 (格納容器 スプレイ冷却系の手動起動, 不活性 ガス系・非常用ガス処理系を通したベ ント)
安全機能の サポート機 能	電源供給手段 (電源の融通 [隣接プラ ントからの 480V 融通, 高圧炉心スプレ イ系専用ディーゼル発電機からの 6.9kV 融通], 非常用ディーゼル発電 機の故障機器の復旧, 非常用ディー ゼル発電機の専用化)	電源供給手段 (外部電源の復旧及び 非常用ディーゼル発電機の手動起 動, 電源の融通 (隣接プラントからの 6.9kV))

2.2 地震の発生とシステムの健全性^{(7),(8)}

2.2.1 概観

東北地方太平洋沖地震では、福島第一原子力発電所の立地する大熊町、双葉町で震度6強の揺れを、福島第一原子力発電所各号機の原子炉建屋最地下階に設置された地震計の記録によれば、その揺れは、震度6弱相当の揺れであり、基準地震動Ssによってもたらされる揺れの大きさに匹敵あるいはやや上回る大きさであった。

その結果として、運転中の原子炉は全て自動停止（スクラム）した。また、送電鉄塔の倒壊や遮断器の損傷など、様々な箇所故障が生じ、発電所全体で外部電源が喪失する事態が発生した。外部電源の喪失に伴い、点検中であった4号機を除き、他の運転中のプラントの全12基の非常用ディーゼル発電機はすべて自動起動し、電源が確保された。この段階では、プラントパラメータの記録が残されており、原子炉水位や圧力、格納容器温度などからは、原子炉冷却材圧力バウダリの損傷が疑われるような状況ではなかった。ただし、事故後の目視可能な範囲でのウォークダウン結果からは、耐震クラスの低い設備の一部には損傷が見られる例もあった。今後の詳細な調査検討により、主要な安全設備の健全性に対する地震の揺れの影響に関する評価がなされる必要がある。

地震の発生直後に大津波警報が気象庁より出された。当初は地震のマグニチュードを7.9、津波高さ3m程度以上と警報が出された。その後、大津波警報が2回更新され、15時30分に10m以上の大津波警報に変わった。福島第一には15時30分頃（地震後1時間弱経過後）に、大きな津波が襲来した。この津波の検潮所設置位置付近での津波高さ（設計時における津波評価で考える高さ）は、東京電力による再現計算結果では約13m（観測された遡上高さは15m超）とされている。

この津波により、福島第一の広範な範囲が浸水した。また、多くの海水系機器が損傷した。建屋への浸水では、各号機の電源盤の機能が広く失われ、1～5号機で全交流電源が喪失し、さらに1, 2, 4号機では直流電源も喪失する事態となった。

福島第一では、全交流電源喪失事故（SBO）への対策として、直流電源で動作する非常用復水器（以下IC）、原子炉隔離時冷却系（RCIC）、高圧注水系（HPCI）による原子炉冷却、隣接号機からの高圧電源の融通が整備されていた。さらに直流電源をも喪失した場合に備えて、隣接号機からの低圧電源の融通が整備されていた。しかし、実際には隣接プラントも含め、電源が全て喪失する事態となり、極めて厳しい事故対応の初期条件が課された状態となった。さらに、大津波警報が解除されない中、大きな余震が続く状態であり、現場も津波による瓦礫が散乱しているような状況であったことも、事故対応（AM対策）を困難なものとした。

なお、東北地方太平洋沿岸では、869年に発生した貞観津波が古文書に記載されており、東北から関東北部の太平洋岸にかけて被害があったと伝えられている。佐竹ら⁽³⁾が2008年に貞観津

波のものと思われる津波堆積物から浸水域を推定し、これを再現する津波波源を提案している。東京電力はこの貞観津波の波源を用いて福島第一原子力発電所の津波波高を計算し、最高で9.2mになるという結果を得ていた。また、国の地震研究推進本部（2002）⁽⁴⁾では、日本海溝沿いの地震について、歴史上は三陸沖、房総沖など限られた地域でしか発生していないが、将来の予測としては海溝沿いのどこでも起きうるとする震源モデルを採用した。2008年には東京電力が、明治三陸地震の波源を福島県沖の日本海溝沿いを津波波源とする試算を行い、福島第一原子力発電所の取水口全面でO.P.+8.4~10.2m（浸水高さは最大で15.7m）になるという結果を得ていたが、この試算結果に対して具体的な対策を実施するには至らなかった⁽⁵⁾。

2.2.2 福島第一原子力発電所1号機原子炉

1号機では、地震の揺れにより原子炉が自動停止した。また、外部電源が喪失したため、非常用ディーゼル発電機（EDG）が2台とも自動起動するとともに、主蒸気隔離弁（MSIV）が閉止し、原子炉圧力が上昇した。その後、非常用復水器（IC）が自動起動した。

非常用復水器（IC）の作動で、設計での想定どおりに原子炉圧力・温度が低下したことから、機器への影響を懸念した運転員は、保安規定の制限値を守るように、非常用復水器（IC）を間欠的に運転し、急激な温度低下を回避した。

地震後、津波が襲来するまでの間は、外部電源が喪失した状態ではあったが、必要な安全機能は設計通り確保され、原子炉は安定的に維持されていた。

その後津波が襲来することで、海水冷却系が機能を失ったのみならず、建屋（敷地高さ10m）への浸水があり、1号機ではほとんどすべての電源盤の機能が失われた。この結果、中央制御室においては非常用照明のみになり、設備の状態を把握するための計装や警報灯を含めほとんどが使用できなくなった。

津波による直流電源喪失の結果、非常用復水器（IC）の隔離インターロックが作動して隔離弁が閉止した⁽⁶⁾。これは、直流電源喪失時に閉じ込め機能を確保するための「フェイルセーフ設計」として導入されたものであるが、今回の事故では、そのために非常用復水器（IC）の冷却機能が喪失することになった。

なお、津波直後は非常用復水器（IC）の弁状態は把握されなかったが、11日18時18分頃に1系統に2個設置されている外側隔離弁の閉止ランプ（緑ランプ）が2個とも点灯していることを運転員が確認し、開操作を実施している。非常用復水器（IC）の通常の操作では、外側隔離弁の1個を常に開とし、もう1個の外側隔離弁で開閉を操作するので、2個の外側隔離弁のどちらもが閉であったことから、中央制御室では非常用復水器（IC）の隔離インターロックが作動した可能性を考えた。その場合は2個の内側隔離弁も閉となっている可能性が高く、外側隔離弁を開としても非常用復水器（IC）は機能しないと考えられた。その後、運転員は復水器内の2次系の水の水位低下を懸念して非常用復水器（IC）の外側隔離弁の1つを18時25分頃に閉操作している。さらに

21時30分（津波襲来から6時間後）頃に再び開操作をしている。しかしながら、こうした一連の操作は正確に免震重要棟の発電所対策本部に伝達されず、発電所対策本部および本店対策本部は非常用復水器（IC）が正常に機能しているものと思い込んでいた。

一方、16時42分（津波襲来から1時間12分）頃に一時的に压力容器内の水位計が表示され、水位の低下が測定された。これにもとづいて17時15分頃には約1時間後に有効燃料棒頂部（TAF）到達と予測された。そこで、発電所長よりディーゼル駆動消火系ポンプおよび消防車を用いた注水方法の検討指示が出されている。しかしながら政府事故調中間報告によれば、消防車注水については役割や責任が不明確であり、3月12日未明まで送水口の確認などの具体的な準備はなされなかった。

津波により非常用復水器（IC）が機能を喪失したことから、原子炉圧力が上昇して、逃し安全弁（SRV）の安全弁機能が働き、蒸気が圧力抑制室（S/C）に導かれて凝縮された。この結果として原子炉水位が低下していった。なお、1号機においては直流電源の喪失で津波直後はプラントパラメータが得られていない。バッテリーをつなぐことで水位が計測できるようになったのは、3月11日21時19分である。

東電などによるシビアアクシデント解析コード（MAAP）による解析の結果からは、3月11日18時過ぎには、原子炉水位が有効燃料棒頂部（Top of Active Fuel: TAF）を下回り、19時前に炉心損傷が始まったことが推定されている。一方、20時頃に、現場指示計にて原子炉圧力が7.0MPa[abs]と確認されたことから、この段階では、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、原子炉圧力は逃し安全弁（SRV）の安全弁機能により7.0MPa[abs]近傍に維持されていたと推定される。

21時過ぎに、有効燃料棒頂部（TAF）より高い原子炉水位が測定されているが、解析による推定とは大きな乖離がある。後日の東京電力や他の機関による検討によれば、炉心が露出した後では、凝縮槽の基準面器側の水が蒸発してしまうことにより、水位計の機能が失われることが判明している。これは、すでにTMIの事故で経験をしており、各発電所ではその対応ができていたはずである。原子炉の実水位がさらに低下していくと、水位計装の炉側配管の水も蒸発し始めることから、その様子が水位計の指示値に現れているものと考えられている。21時の時点では既に炉心が露出、損傷を開始しており、その影響で測定水位が実際より高い値となったものと考えられる。

3月12日0時頃には、中央制御室において格納容器ドライウェル（DW）の圧力が、最高使用圧力（0.531MPa[abs]）を超える0.6MPa[abs]であることが計測された。例えば原子炉冷却材喪失事故（LOCA）では、最大でも0.401MPa[abs]であると評価されることから、原子炉が異常な状態にあることが推定された。これを受けて、発電所では格納容器ベントの準備に入るよう指示が出されている。2時30分にはドライウェル（DW）圧力の計測値が0.84MPa[abs]にまで上昇し、一方、原子炉圧力はほぼそれと同じ0.8MPa[gage]に低下した。このような1号機の原子炉及び格納容器の圧力挙動から、この時点では既に原子炉冷却材圧力バウンダリが破損したと考えられる。

また、この時刻までには既に炉心損傷が進み、原子炉内の温度が高くなっていたと推測される。

これらを前提とし、東京電力が核計装配管（ドライチューブ）と逃し安全弁（SRV）管台ガスケットのシール部の損傷を仮定してMAAPコードを用いて実施した解析によれば、原子炉圧力と格納容器圧力が均圧していく様子が示されている。この解析結果では、3月12日2時頃に原子炉圧力容器が炉心溶融デブリの影響で損傷したとされている。

一方、格納容器圧力の測定値は、0.75MPa[abs]程度で維持されており、格納容器からの放射性物質の漏洩が生じていたものと考えられる。実際、正門付近に配置したモニタリングカーでは、3月12日の明け方に、線量率の上昇が見られ、1号機からの放射性物質の放出があったことは明らかである。

3月12日4時頃から、代替注水ラインにつながる連結送水口に消防車が接続され、注水が開始された。注水源は当初、防火水槽の淡水が使用されたが、程なく枯渇したため、引き続き海水が注水された。なお、代替注水ライン（消火系（FP）と⇒復水補給水系（MUWC）と⇒炉心スプレイ系（CS）と）は、アクシデントマネジメント（AM）としてディーゼル駆動消火系ポンプ（Diesel Driven Fire Pump：DD-FP）で水を送るとの想定で整備されていたものであり、一方、消防車は中越沖地震後の対策で用意されていたものであった。福島第一事故時にはディーゼル駆動消火系ポンプ（DD-FP）は燃料切れのために使えなかったが、アクシデントマネジメント（AM）で整備した注水ラインと消防車のポンプとを組み合わせると炉心注水がなされた。しかしながら、がれきが散乱した状態で消防車のホースをつなぎこむべき送水口がなかなか発見できないなど、消防車による注水には時間がかかった。

MAAPコードの解析結果からは、この注水は、炉心損傷の防止には間に合わなかったが、既に格納容器のペDESTAL部に移行していた炉心溶融デブリにも達したと推定されている。その結果、コアコンクリート反応（MCCI）が抑制され、炉心溶融デブリはペDESTAL床を約70cm程度浸食したところで留まっていると推定されている。

注水の対応と並行して格納容器ベントが図られたが、交流電源及び圧縮空気が失われていたことから、現場にて二つの弁を手動で開放する必要があった。

原子炉建屋2階にある電動弁は手動で操作することによって開操作できたが、空気作動弁の開操作のためには、地下のトラス室にアクセスする必要があった。9時過ぎに運転員がトラス室に入り、空気作動弁に向けてキャットウォークを歩いていったが、炉心損傷により圧力抑制室（S/C）に移行してきた大量の放射性物質によって線量が高く、作業を断念せざるをえなかった。結果として運転員のうち1名は100mSvを超える被ばくをしている。空気作動弁を遠隔で操作するためには、駆動用の圧縮空気と電磁弁作動用の電源が必要である。しかし、圧縮空気の準備は出来ていなかったため、残圧があることを期待して、仮設照明用小型発電機により小弁の

開操作を10時過ぎに実施した。この操作後に正門付近のモニタリングカーの線量率が一時的に上昇したが、格納容器の圧力が低下していないことから、ベントができていたかは明らかではなく、この時ベントラインにあるラプチャディスクが開いたかどうかは不明である。

しかし、仮設コンプレッサーを利用して、原子炉建屋大物搬入口の外から圧縮空気を供給し得ることがわかり、14時過ぎに仮設コンプレッサーを起動したところ、格納容器の圧力が低下し、排気塔から蒸気の放出が確認されている。格納容器ベントができたと判断し得るが、この時点では、モニタリングカーによる放射線指示値は上昇していない。

3月12日15時36分、1号機の原子炉建屋が爆発した。また爆発後にモニタリングカーの指示値は一時的に上昇した。

格納容器内では、反応度事故、炉内・炉外の水蒸気爆発、格納容器直接加熱などにより爆発的な現象が生じうる。しかし、この爆発のあとも格納容器圧力はある程度、正圧を保っていたことから、これらの現象が格納容器内で発生したとは考えられない。

一方、炉心損傷に伴い高温になった炉心ではジルコニウム・水反応によって水素が発生する。さらに格納容器の最高使用圧力を大幅に超えていた時期があることから、爆発の原因は、格納容器内に蓄積した水素が何らかの経路で原子炉建屋に移行し、最上階にて爆発したものと推定される。格納容器から原子炉建屋への気体の漏洩経路については、いくつかの可能性が推察されるが、特定することは難しい。

2.2.3 福島第一原子力発電所2号機原子炉

地震により原子炉は自動停止し、また外部電源が喪失したため、非常用ディーゼル発電機(EDG)が2台とも自動起動するとともに、主蒸気隔離弁(MSIV)が閉止した。原子炉圧力は逃し安全弁(SRV)にて制御された。原子炉水位については、原子炉隔離時冷却系(RCIC)は水位低(L2)で自動起動することになっているが、水位がL2まで低下するより前に運転員が手動起動し、津波により直流電源が喪失するまでの間は、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の水位高(L8)トリップと手動起動を繰り返すことで、水位制御がなされた。

津波が襲来し、その影響で海水冷却系のみならず、建屋(敷地高さ10m)への浸水もあり、2号機ではほとんどすべての電源盤の機能が失われ、中央制御室は真っ暗になり、設備の状態を把握するための計装や警報灯を含めほとんど使用できなくなった。

津波が襲来した頃、運転員は原子炉隔離時冷却系(RCIC)を手動で起動していたが、津波襲来後は運転状態を把握することが出来なかった。原子炉水位も把握できなかったことから、11日の21時頃からアクシデントマネジメント(AM)による注水の準備に取りかかり、11日中に代替注水のラインが準備されている。一方で、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の運転状態を確認するために12日1時ころ現場に向かった運転員が、原子炉隔離時冷却系(RCIC)室の扉を開けた際、水が流れ出てきたことから、一旦中央制御室に戻っている。2時過ぎに再度現場に向かい、原子炉

圧力5.6MPaに対し、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 吐出圧力が6.0MPaと上回っていることから、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) は運転状態にあることが確認されている。

11日22時頃に、2号機でも1号機同様バッテリーをつなぐことによって原子炉水位が測定されるようになり、有効燃料棒頂部 (TAF) よりも高いことが確認された。それ以降は、水位は有効燃料棒頂部 (TAF) +3.4～3.9mに保たれた。原子炉水位は3月14日の昼近くまで高い位置に保たれ続けているが、原子炉の圧力は逃し安全弁 (SRV) の逃し弁機能が働かない状態であるにもかかわらず、6MPa[gage]前後の低い値となっている。直流電源が喪失して、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の制御ができなかったにもかかわらず、このようにプラントパラメータが安定していた理由は、次に述べるような原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の特殊な運転状態によるものと推定される。

まず、原子炉水位は燃料域の水位計にて計測されている。水位は水位計凝縮槽ノズル位置「以上」であったと推定される (燃料域水位計は停止時等の原子炉減圧時[大気圧]で較正されていたが、事故時は6MPa[gage]の高圧状態であったため、高圧状態の水位指示値を実水位に補正した。また、水位計の原理上、実水位がこのノズルより高い場合にも水位計の指示値はノズル位置となることも考慮した)。原子炉隔離時冷却系 (RCIC) タービンは通常蒸気で駆動されるが、このように水位が高いレベルであったことから、主蒸気管から二相流が流出しタービンが二相流で駆動されたと考えられる。このため、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) から見れば、効率の悪い運転状態となり、注水流量が定格流量より小さくなった。この結果、二相流の流出と原子炉隔離時冷却系 (RCIC) による注水がバランスしていたものと考えられる。一方、原子炉から見た場合、蒸気に比べて単位体積当たりのエンタルピーの大きい二相流が主蒸気管から流出するため、原子炉の圧力は逃し安全弁 (SRV) 作動レベルより低い6MPa[gage]前後で保たれていたと考えられる。

格納容器の圧力トレンドを見ると、計測値は残留熱除去系 (RHR) による除熱喪失状態で期待されるトレンドよりも緩やかな上昇となっており、残留熱除去系 (RHR) 以外の除熱メカニズムがある可能性を示唆している。原子炉への注水を実施していない (必要のない) 4号機でトラス室に水が溜まっていることが確認されており、津波の影響によりタービン側からトラス室に水が流入したと考えられる。これと同じことが2号機で起きていれば、トラス室を外部から冷却するメカニズムとなる。このような仮定をおいてのMAAPコードによる解析結果は、測定値をほぼ再現できているが、2号機の格納容器が早期に漏洩していた可能性も否定できない。

ただし、炉心が損傷した1～3号機では、継続的に原子炉への注水を実施していたが、格納容器内の水位の上昇は確認されず、格納容器から汚染した冷却水がトラス室に流入し、さらにタービン建屋に移行していったことが確認されていることから、津波の流入を直接確かめることはできない。

この間、格納容器の計測圧力はベントラインのラプチャディスク開放設定値である最高使用圧

力 (0.531MPa[abs]) より低くはあったが、ベントの準備が行われ、ベントライン上の2つの弁が13日11時までには開状態とされた。その後、空気作動弁の開状態が維持されていたものの、後述する14日の3号機の爆発の影響で、空気作動弁の電磁弁励磁用回路が外れて空気作動弁が閉止した。

原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の運転が停止してしまう事態に備えるため、13日12時頃には代替注水の構成を完了し、また、13日13時頃には、バッテリーを中央制御室の逃し安全弁 (SRV) 制御盤に繋ぎ込み、減圧・注水ができる状態とされていた。しかしながら、同じく3号機の爆発の影響で、準備していた消防車・ホースが破損してしまった。なお、1号機同様、代替注水ライン (消火系 (FP) ⇒ 復水補給水系 (MUWC) ⇒ 低圧注水系 (LPCI)) はアクシデントマネジメント (AM) で整備されていたものであり、消防車は2007年の新潟県中越沖地震後の対策で導入されたものであった。

14日昼頃から原子炉水位が下がり始め、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の機能が低下していると判断され、代替注水の再構成とベントの復旧の取り組みがなされた。当初、圧力抑制室 (S/C) ベント弁大弁の復旧活動がなされたが、時間がかかる見込みとなり、逃し安全弁 (SRV) による減圧と消防車の注水が優先された。減圧のため、複数の逃し安全弁 (SRV) 制御盤にバッテリーを繋ぐ操作がなされたが、なかなか動作せず、18時過ぎになって動作し減圧に成功した。消防車については、現場放射線量が高いため、交代で運転状態が確認されていたが、19時20分に当該消防車が燃料切れで停止していることがわかり、給油の後、20時前に2台の消防車で原子炉への注水が開始された。その後、逃し安全弁 (SRV) が閉止しては開とする操作を繰り返すなど、原子炉は不安定な状態となっていた。

東京電力がMAAPコードを用いて解析した結果では、減圧操作に注力していた14日17時頃に原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) を下回り、19時20分頃に炉心損傷を開始したとの結果となっている。これ以降、原子炉水位の計測値が一時的に回復している時期があるが、炉心損傷後は1号機と同様、原子炉水位の指示値の信頼性は低いものと考えられる。解析では、炉心損傷以降の計測水位を信用できないものとして、消防車で注水した流量の一部のみが原子炉に注水されたとの仮定が置かれている。1号機に比べて原子炉水位の低下開始から原子炉への注水開始までの時間が相対的に短いことから、解析では圧力容器の損傷には至っていない結果となっている。プラントパラメータ等からの検討の結果、圧力容器に損傷があり、溶融デブリが一部ペデスタル部に落下して冷却されている状態にあると推定されている。

圧力抑制室 (S/C) ベント弁大弁は電磁弁の不具合 (地絡) により開不能と推定されたことから、同小弁が14日21時頃に微開とされた。この段階では、計測されたドライウェル (DW) 圧力が最高使用圧力より低く、ベントされない状態であったが、21時20分に原子炉減圧のため追加で逃し安全弁 (SRV) が開された後に、正門付近の線量率が一時的に上昇したことから、何らかのFP放出があったことは間違いない。しかしながら、2号機のベントラインのラプチャディスクが開放

したかどうかは不明である。この後、ドライウェル (DW) の圧力が急激に上昇し、翌15日7時20分まで700kPa[abs]以上の高い圧力が計測されており、炉心損傷に伴う水素発生の影響と推定されている。15日0時過ぎに、ドライウェル (DW) ベント小弁の開操作がなされているが、数分後に閉状態であることが確認されており、ドライウェル (DW) 圧力も変化が無く、また、このタイミングでは、モニタリングカーの線量率に変動が見られていないことから、ドライウェル (DW) ベントによる蒸気の放出はなされていないものと考えられる。なお、ドライウェル (DW) 圧力が急激に上昇した14日22時以降、格納容器雰囲気モニタ (Containment Atmosphere Monitoring System: CAMS) の γ 線線量率が得られるようになり、炉心損傷の進展と同調して γ 線線量率が上昇していく様子が捉えられている。

15日6時過ぎに、大きな衝撃音と振動があり、ほぼ同じ時に圧力抑制室 (S/C) の圧力計測値が0kPa[abs]になったと報告された (中央制御室での計測はダウンスケール)。この時点では、2号機の圧力抑制室 (S/C) が損傷した可能性が考えられたことから、必要な要員を除き、免震重要棟に詰めていた要員等は、一時的に福島第二原子力発電所に待避した。

後日、中央制御室での圧力抑制室 (S/C) 圧力の計測値は計測器の故障を意味するダウンスケールであったにもかかわらず、発電所対策本部には真空を意味する0kPa[abs]と誤って伝わったこと、S/C圧力のダウンスケールは爆発音の前に計測されていることが判明している。また、衝撃音に関しては、発電所内に複数設置されていた地震計の記録を用いて、P波、S波の到達時刻から、4号機の爆発にともなう衝撃音であると推定されている。後日、東京電力により実施された、ロボットを用いた2号機のトラス室調査の映像からも、爆発をしたような形跡は確認されていない。

ドライウェル (DW) 圧力は15日7時20分の段階で730kPa[abs]と計測され、次に指示が得られた11時25分には155kPa[abs]に低下していた。福島第一に設置されたライブカメラの15日10時の写真では、2号機付近から白い煙が放出されている様子が見られる。また、この時間帯で正門付近の線量率が急上昇していることから、この時期に2号機から大量の放射性物質が放出されたものと推定されている。後日の東京電力による調査で、オペレーティングフロア (オペフロ) のシールドプラグ近傍で高い線量率が観測されていることや、過去の試験結果等から考えられている漏洩ポテンシャルの高い箇所を踏まえ、放射性物質 (FP) の主たる放出経路は、格納容器 (PCV) ヘッドフランジのシール部と推定されている。

なお、2号機では、炉心損傷したが、1、3号機と異なり、原子炉建屋で水素爆発が発生していない。これは、1号機の爆発の影響で開放したブローアウトパネル (4m×6m) から水素を含むガスが放出され、原子炉建屋内で高い濃度の水素が長時間蓄積することがなかったためであると推定されている。

2.2.4 福島第一原子力発電所3号機原子炉

地震により原子炉は自動停止し、また外部電源が喪失したため、非常用ディーゼル発電機

(EDG) が2台とも自動起動するとともに、主蒸気隔離弁 (MSIV) が閉止した。原子炉圧力は逃し安全弁 (SRV) にて制御されていた。原子炉隔離時冷却系 (RCIC) は水位低(L2)で自動起動するが、水位が低下する前に運転員が手動起動した。

津波が襲来し、その影響で海水冷却系のみならず、建屋（敷地高さ10m）への浸水もあり、3号機では多くの電源盤の機能が失われたものの、1, 2号機とは異なり直流電源が残っていた。このため、原子炉水位等の監視や原子炉隔離時冷却系 (RCIC) や高圧注水系 (HPCI) といった、タービン駆動であって直流電源で制御できる設備は使用可能な状態にあった。運転員は、津波の影響で非常用ディーゼル発電機 (EDG) が2台ともトリップし全交流電源喪失 (SBO) となった後、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) により水位を制御した。この際、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ポンプ吐出ラインから水源である復水貯蔵タンク (CST) に戻すラインの弁も開け、直流電源を節約する運転操作がなされた。

3月12日11時36分に原子炉隔離時冷却系 (RCIC) が自動停止し、原子炉水位が低下、水位低 (L2)で高圧注水系 (HPCI) が自動起動した。高圧注水系 (HPCI) の運転も原子炉隔離時冷却系 (RCIC) と同様、直流電源を節約するよう、また、大容量の注水で圧力抑制室 (S/C) の水位が上昇しないよう、復水貯蔵タンク (CST) へのテストラインを開放し、高圧注水系 (HPCI) を連続的に運転することで、原子炉水位が維持されたと推定されている。

その後、13日2時過ぎに原子炉圧力計測値が1MPa未満に低下したため、運転員が高圧注水系 (HPCI) 設備の損傷を懸念し、消火系ポンプ (DD-FP) を原子炉格納容器のスプレイから原子炉への注水に切り替えるよう人員を原子炉建屋に向かわせた後に、2時42分に高圧注水系 (HPCI) を手動で停止した。そして、2時45分に逃し安全弁 (SRV) を開放しようとしたが開動作せず、原子炉圧力が上昇し、消火系ポンプ (DD-FP) による注水ができない状態となった。消火系ポンプ (DD-FP) の切り替えは3時5分頃に中央制御室に戻ってきた人員により報告された。こうした一連の手順は発電所対策本部の主要メンバーとは情報共有がなされていなかった。

その後、逃し安全弁 (SRV) の電磁弁を駆動することを目指し、車のバッテリーを用いた電源復旧のための作業を行っていた。しかし、9時頃に、逃し安全弁 (SRV) の開操作をしていないにもかかわらず、原子炉の圧力が急激に低下した。チャートの記録によれば、圧力の一時的な急上昇後に原子炉圧力の急低下が記録されている。原子炉圧力の急低下の原因としては、複数の逃し安全弁 (SRV) が開となった可能性が高い。これにより消火系ポンプ (DD-FP) と消防車による注水が開始された。

解析では、高圧注水系 (HPCI) が手動停止した時刻に注水が停止したと仮定しており、その結果、9時過ぎに原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) を下回り、10時40分頃に炉心損傷すると

の結果になっている。高圧注水系（HPCI）停止以降の計測された原子炉水位は、MAAP解析結果より低く推移している時間があり、実際の水位は解析より早い段階で有効燃料棒頂部（TAF）を割込んでいることから、炉心損傷も解析より実際の方が早かった可能性がある。また、これ以降、原子炉の水位の計測値が一時的に回復している時期があるが、炉心損傷後は1号機と同様、原子炉水位の指示値の信頼性は低いものと考えられる。解析では、炉心損傷以降の計測水位を信用できないものとして、消防車で注水した流量の一部のみが原子炉に注水されたとの仮定が置かれている。

高圧注水系（HPCI）による原子炉注水をしている間、ドライウェル（DW）圧力計測値は、ラプチャディスク設定値よりも低かったが、格納容器ベントの準備を進め、13日8時41分にベントラインを構成し、ラプチャディスクが開放すればベントが開始される状態とされていた。9時20分頃、ドライウェル（DW）圧力が低下しており、格納容器ベントが機能したと考えられる。この最初のベント直後に、正門付近の線量率が $300\mu\text{Sv/h}$ 程度まで一時的に上昇しているが、その後のベントでは、このような線量率の増加が見られていない。風向きにより、モニタリングカー配置位置で線量率の上昇が見られないことも考えられるが、ベントにより排気筒上部に大量の放射性物質（FP）が放出されると、風向きとは関係なく直接線で線量が検知されうることを考慮すると、二回目以降では、放射性物質（FP）放出量は限定的であったと推定されている。なお、1回目のベントの直前の8時頃にモニタリングポスト（MP-4）での線量率の上昇が見られるが、この時点では、3号機のドライウェル（DW）圧力は最高使用圧力以下であり、既に炉心が損傷している1号機からの放射性物質（FP）放出があったものと推定されている。1号機の爆発があつて以降、同様の爆発が3号機でも予見されていたため、原子炉建屋の換気をすべく、ブローアウトパネルの開放や原子炉建屋天井の穴開けなどの方法が検討されていた。その中で、原子炉建屋の壁への穴開け時に爆発を誘発する危険性が少ないウォータージェットの手配がなされていたが、機器が発電所に届く前の3月14日11時01分、原子炉建屋が爆発した。3号機の爆発は、1号機に比べて激しく、また、発生した煙の色が、水素爆発に特徴的な白であった1号機に対し、3号機では黒かった。原子炉建屋最上階の壁の構造が、1号機では鉄骨造であり、3号機は鉄筋コンクリートであるとの違いがあり、黒い煙は、このコンクリートが粉碎されたものが観測されたと推測されている。また、3号機の方が爆発性の物質が多いことに加え、より強度が高い鉄筋コンクリートであったことが、より激しい爆発に寄与したものと推定されている。爆発の原因は、1号機と同様、炉心損傷に伴い発生した水素が何らかの経路で原子炉建屋に移行し、最上階であるオペレーティングフロア（オペフロ）にて爆発が発生したものと推定しうる。3号機では、炉心損傷から原子炉建屋爆発までの間、4回の格納容器ベントを実施しており、初回のベントから爆発までは約1日経過していること、4回目のベントから爆発までは4時間程度経過していること、などから、ベントにより非常用ガス処理系（SGTS）を逆流して原子炉建屋に水素が流入したとは考え難いにくい。また、ベント配管からの逆流経路上には、グラビティダンパがあり、このダンパにより逆流は制限されるもの

となっているので、完全な気密性は無いが、大流量が流れることは阻止できるものと考えうる。また、平成23（2011）年12月22日に東京電力により非常用ガス処理系（SGTS）のフィルタートレインの線量率調査が実施されている。計測された線量率が高々数mSv/hであり、仮に水素・放射性物質（FP）を含むガスが大量に逆流したのであれば、粒子状の放射性物質（FP）の大部分は補足されるため、原子炉建屋内が広く汚染されていることと矛盾する。従って、非常用ガス処理系（SGTS）からの逆流を完全に否定することは困難であるが、非常用ガス処理系（SGTS）が原子炉建屋内への水素流入の主たる経路とはなっていなかったと推定できる。

2.2.5 福島第一原子力発電所の使用済み燃料プール

福島第一の各号機には、表2.2.1に示すように、多くの使用済み燃料が保管されていた。

4号機は、定検停止中で、使用済み燃料は全て使用済み燃料プール（SFP）にあった。このため、他号機や共用プールに比べると、崩壊熱による総発熱量が最も高い状態であった。

地震により、外部電源が喪失、使用済み燃料プール冷却系が停止し、非常用ディーゼル発電機（EDG）（B系）が自動起動した（A系は点検中）。

津波が襲来し、その影響で海水冷却系のみならず直流電源及び交流電源が全て喪失したことから、使用済み燃料プール（SFP）の冷却機能及び補給水機能が喪失した。この段階では、他のプールに比べて相対的に厳しいと認識されていたが、崩壊熱で水が蒸発し、燃料が露出するのは3月下旬頃と推定されていた。しかし、より重篤な状態であった1～3号機の炉心冷却等の対応が優先されていた。3月14日4時頃、使用済み燃料プール（SFP）の水温が推定されていた値に近い84℃であることが確認された。

3月15日6時12分、大きな衝撃音と振動が発生し、原子炉建屋5階屋根付近に損傷が確認された。4号機は停止中で、かつ燃料は全て使用済み燃料プール（SFP）にあり、前日には水温を確認されていることから、燃料被覆管の露出に伴う水－金属反応による水素の発生は考えにくく、爆発の原因が特定できなかった。また、爆発によるプールや燃料への影響の程度もわからず、使用済み燃料プール（SFP）には水位計がないことから水位が確保されているかも不明であった。このような中で喫緊の課題として、代替の冷却手段が模索されていた。一方で、SFPに水が無ければ、燃料からのスカイシャイン線で4号機周辺の放射線量率が高くなると想定されるが、実際には、作業が可能な程度の線量であったことから、燃料は露出してはいないであろうと考えられていた。

3月16日には、ヘリコプターから4号機の使用済み燃料プール（SFP）に水位があることが確認され、20日から放水車による淡水放水、22日からコンクリートポンプ車による海水放水が開始され、30日からは淡水に切り替えられ、7月30日には新たに設置された代替冷却系により、冷却が開始された。

爆発の原因については、a.使用済み燃料の過熱に伴う水素、b.気化した油、c.持ち込み可燃性

ガス、d.水の放射線分解による水素、が想定される。a.は水位が確保されていたこと、b.は建屋内の温度が、油が気化する程の温度にはならないと考えられること、c.はポンペ等では可燃性ガスの量が少なく大規模爆発しないこと、d.は爆発に至るほどの量は発生しないこと、からいずれも否定される。大規模損傷の原因となる可燃性ガスの発生は、炉心損傷時の水素発生が最も可能性が高く、隣接する3号機からの流入経路が検討され、3、4号機で共用されている格納容器ベント配管からの流入が有力視された。4号機建屋への流入経路には、非常用ガス処理系（SGTS）があり、4号機には1号機や3号機にある逆流を抑制するダンパが設置されていないため、逆流することが可能である。この逆流を裏付けるため、平成23年8月25日に、非常用ガス処理系（SGTS）フィルタートレインの線量率測定が実施され、出口側（3号機側）の線量が高く、3号機からの逆流が裏付けられたと考えられる。

表2.2.1 福島第一の使用済み燃料の貯蔵状況（文献5に基づき作成）⁽⁵⁾

号機	使用済み燃料体数 （括弧内：新燃料 体数）	崩壊熱（MW） 3/11 時点	プール水量（m ³ ）
1 号機	292(100)	0.18	990
2 号機	587(28)	0.62	1390
3 号機	514(52)	0.54	1390
4 号機	1331(204)	2.26	1390
5 号機	946(48)	1.01	1390
6 号機	876(64)	0.87	約 1450
共用プール	6375(－)	1.13	約 4000
キャスク保管庫	408(－)	－	－

4号機内の爆発箇所に関しては、原子炉建屋4、5階の現場調査により、5階の床面が上方に向かって変形している一方で、4階の床面は下方に向かって変形し、4階の空調ダクトが元の位置ではなく、瓦礫状になって床に散乱していたことがわかっている。これらのことから、爆発は4階の空調ダクトから発生し、これが階段室等を経由して建屋全体に伝搬したものと考えられている。

使用済み燃料プール（SFP）の下部の2階エリアには、漏水の痕跡は見られず、また、使用済み燃料プール（SFP）を支持する構造物に損傷は見られていないことから、構造上の健全性は確保されていると考えられる。事故後の状態で、東北地方太平洋沖地震による揺れと同程度の地震動（基準地震動SS）に再度襲われても、使用済燃料プールを含め、原子炉建屋が壊れないことが解析により確認された。さらに耐震余裕度を高めるため、使用済み燃料プール（SFP）底部を補強して、20%以上向上させている。また、原子炉建屋の傾きについては、プール水面と建屋床との距離測定、建屋壁面の光学機器による傾き調査が継続的に実施されており、有意な傾きがないことが確認されている。

使用済み燃料プール（SFP）内の写真等からは、これまでのところ使用済み燃料ラックに異常

は見られておらず、取り出された新燃料の検査でも燃料は健全であることが確認されている。また、プール水の核種分析の結果、よう素、セシウムが検出されているものの、1～3号機よりも2桁以上低い濃度となっている。事故発生前よりも濃度は高いが、絶対値として小さいことから、系統的な大量破損は発生しておらず、確認された放射性物質 (FP) は1～3号機の炉心由来の可能性が高いと推定されている。

3月16日にヘリコプターから水面を確認して以降、放水車やコンクリートポンプ車からの放水が実施され、4月12日からコンクリートポンプ車を用いて水位測定ができるようになった。この水位測定実績と放水の実績に、地震時のスロッシングや爆発の影響による水位低下、放水の歩留まり (SFPに注入された割合) を仮定し、使用済み燃料プール (SFP) の水位・温度が評価されている。水位が最も低くなった (燃料ラック頂部+1.5m) 4月20日頃までは、放水量が十分ではなかった。4月22日の注水でプールゲートが閉じたと推定され、この時期を境に水位が上昇し、4月27日にはスキマーサージタンクの大幅な水位上昇が見られ、満水となったことが確認されている。

1～3号機の使用済み燃料プール (SFP) でも同様の評価が実施されており、いずれも4号機に比べて崩壊熱が小さく、温度は70℃程度で推移し、蒸発に伴う水位低下はあるが、水位は十分に確保されていたとの結果となっている。

乾式貯蔵キャスクが保管されている建屋には、津波により大量の海水、砂、瓦礫等が流入し、床面浸水、ルーバや扉等の損壊が見られる。しかしながら、放射線量はバックグラウンド程度であり、乾式貯蔵キャスクは空冷され、密封性能は維持されているものと考えられている。

2.2.6 福島第一原子力発電所5, 6号機原子炉

5, 6号機は、定検停止中 (冷温停止) であり、5号機は、原子炉圧力容器 (RPV) の耐圧漏えい試験中で原子炉圧力が7MPa[gage]程度に維持され、6号機は、RPVヘッドオンの状態であった。地震動は、1～4号機と同様、基準地震動と同程度もしくは若干上回るものであったが、津波高さは設置許可時の設計基準値のみならず、最新の評価値をも大幅に上回るものであった。ただし、5, 6号機側は、主要建屋が設置されている敷地高さが、O.P. (小名浜ポイント) +13mであり、1～4号機側 (O.P.+10m) より高く、津波の被害は甚大ではあったが、相対的には小さいものであった。

5号機は、地震により外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機 (EDG) 2台が自動起動した。外部電源喪失により加圧に使用していた制御棒駆動水ポンプがトリップし、原子炉圧力が一時的に5MPa[gage]程度まで低下した。津波の影響で、高圧の電源盤、非常用の低圧電源盤の全てが機能喪失し、全交流電源喪失 (SBO) となった。常用の低圧電源盤の一部は使用可能で、直流電源も使用できる状態であり、プラントパラメータは確認できた。原子炉は起動前で、新燃料も装荷されていたことから崩壊熱レベルは小さく、原子炉圧力の上昇は緩慢であった。11日夜から電源系の点検・復旧作業が開始された。12日に入ってから、耐圧漏えい試験のために逃

し安全弁（SRV）を遠隔で操作することができない状態にしてあったため、原子炉压力容器（RPV）頂部ベントによる原子炉減圧がなされた。しかしながら、原子炉压力容器（RPV）頂部ベントでは低圧注水ができる程度までの十分な減圧が行えず、14日になって、格納容器内に人員が立ち入って逃し安全弁（SRV）の窒素ガス供給ラインを復旧し、断続的に原子炉の減圧操作がなされるようになった。また、復水補給水系（MUWC）への電源が復旧し、14日には、原子炉注水が開始され、原子炉水位が維持された。19日には、仮設水中ポンプが起動し、残留熱除去系（RHR）（C）による使用済み燃料プール（SFP）冷却が開始され、20日には、RHR（C）により原子炉冷却が実施され、冷温停止となった。以降、使用済み燃料プール（SFP）と原子炉を交互に冷却する運用がなされた。

6号機は、地震により外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機（EDG）3台が自動起動した。津波の影響で、一部の高圧電源盤が使用不能となったが、直流電源は被水を逃れ使用可能であった。非常用ディーゼル発電機（EDG）1台（6B）は、その冷却系が海水系に依存しない空冷であったこと、および非常用ディーゼル発電機（EDG）を設置している建屋が原子炉建屋とは異なり電源盤が浸水を免れたため、機能を維持することができ、全交流電源喪失（SBO）には至らなかった。13日から、復水補給水系（MUWC）による原子炉への代替注水が開始され、一方、崩壊熱の影響により原子炉圧力が徐々に上昇したことから、14日からは逃し安全弁（SRV）による原子炉減圧がなされ、復水補給水系（MUWC）による注水が可能な原子炉圧力レベルが維持された。19日には、仮設水中ポンプが起動し、RHR(B)による使用済み燃料プール（SFP）冷却が開始され、20日にはRHR(B)による原子炉冷却がなされ、冷温停止となった。以降、使用済み燃料プール（SFP）と原子炉を交互に冷却する運用がなされた。

2.3 東日本の原子力発電所を襲った地震・津波および被災の比較⁽⁷⁾

2.3.1 各発電所で観測された地震動とそれによる影響

各発電所を襲った地震動の観測記録と、基準地震動 S_s に対する最大応答加速度を、表2.3.1に示す。また、地震動による施設の被害については、前述したとおりである。ここでは、施設の被害に関連してこれまでに推定あるいは確認された事実等について要点を記述する。

福島第一、女川では建屋最下階での地震観測記録の最大加速度の一部が基準地震動 S_s の最大加速度を上回る観測値もあったが、これらの発電所を含め耐震設計上重要な設備の安全機能の喪失やシビアアクシデント（SA）に至らしめるほどの安全機能の連続的な喪失は現時点では認められていない。ただし、耐震B、Cクラスの設備の一部の機器に損傷が発生した。

1) 福島第一原子力発電所

福島第一での地震動は、2号機、3号機及び5号機の東西方向加速度が、基準地震動 S_s に対する最大応答加速度を最大で約25%上回っているが、それ以外の観測値は最大応答加速度以下

である。

地震動による影響としては、外部電源は送電鉄塔の倒壊や受電しゃ断機の損傷等によって全て喪失している。

一方、原子炉施設への影響としては、1～4号機では内部の調査ができないので定かではないが、基準地震動Ssを超える加速度を記録した5号機でのウォークダウンの結果、タービン建屋の湿分分離器周りのドレン配管等の一部損傷があった。それ以外には地震による損傷はなく、外部電源喪失後の非常用ディーゼル発電機（D/G）の自動起動にも成功している。また、1～4号機についても、プラントパラメータの変化からは原子炉圧力バウンダリに損傷はなく、かつ、再現地震応答解析からは、主要安全機器に損傷が起きる可能性はないと推定されている。

2) 福島第二原子力発電所

福島第二での地震動観測記録は、ほとんどの値が基準地震動Ssに対する最大応答加速度の40%～60%である。最大応答加速度を超えた箇所はなく、水平方向の最大加速度が3号機での 277cm/s^2 、鉛直方向の最大加速度が1号機での 305cm/s^2 である。

地震動による影響としては、外部電源は4回線（1回線は点検停止中）のうち2回線が断路器又は避雷器の損傷によって喪失したが、1回線は健全であり、これがその後の復旧活動を容易にした。

さらに、原子炉施設への影響としても、地震直後に安全上重要な設備についてウォークダウンを実施した結果、外観上の異常は認められず、耐震B、Cクラスの機器の一部に損傷がある程度であった。また、耐震解析でも、シミュレーションによる荷重が基準地震動Ssを下回り、配管系の解析でも、床応答スペクトルが一部基準地震動Ssを上回ったものの評価基準値を下回った。

表2.3.1 地震観測記録と基準地震動Ssに対する最大応答加速度の比較

単位：cm/s²

観測点（原子炉建屋最下層）			観測記録最大加速度			基準地震動 Ss に対する最大加速度		
サイト	号機	地震発生時 運転状態	南北	東西	上下	南北	東西	上下
福島第一	1号機	運転中	460※ ¹	447※ ¹	258※ ¹	487	489	412
	2号機	運転中	348※ ¹	550※ ¹	302※ ¹	441	438	420
	3号機	運転中	322※ ¹	507※ ¹	231※ ¹	449	441	429
	4号機	停止中 (定期検査)	281※ ¹	319※ ¹	200※ ¹	447	445	422
	5号機	停止中 (定期検査)	311※ ¹	548※ ¹	256※ ¹	452	452	427
	6号機	停止中 (定期検査)	298※ ¹	444※ ¹	244	445	448	415
福島第二	1号機	運転中	254	230※ ¹	305	434	434	512
	2号機	運転中	243	196※ ¹	232※ ¹	428	429	504
	3号機	運転中	277※ ¹	216※ ¹	208※ ¹	428	430	504
	4号機	運転中	210※ ¹	205※ ¹	288※ ¹	415	415	504
女川	1号機	運転中	540	587	439	532	529	451
	2号機	起動中 (定期検査)	607	461	389	594	572	490
	3号機	運転中	573	458	321	512	497	476
東海第二		運転中	214	225	189	393	400	456

※1：記録開始から130～150秒程度で記録が終了

3) 女川原子力発電所

女川は震源地から130km の距離にあり、震源地から最も近い原子力発電所である。

1～3号機の原子炉建屋にて観測された最大加速度値は、基準地震動Ssに対する最大加速度を一部上回っていたものの、ほぼ同等であった。

地震動による影響としては、外部電源については松島幹線（2回線）、牡鹿幹線（2回線）、塚浜支線（1回線）の3つの系統があり、計5 回線あるが、そのうち松島幹線の1回線が正常であったため、3 プラントとも電源が供給できた。外部電源喪失の原因は、避雷器の地震の影響による地絡や、送電線の金属部を絶縁する碍子が折損しての地絡等である。

原子炉施設への影響としては、1号機では電源盤の火災がおき、起動用変圧器が停止したため、外部電源を供給することができなくなった。この電源盤の火災の原因は、しゃ断機が地震に

よって揺らいで短絡し、アーク発生により盤内のケーブルの絶縁皮膜が焼損したものと推定されている。

それ以外の安全上重要な設備は、津波襲来まで正常に機能していた。影響を受けた例としては、固体廃棄物貯蔵所のドラム缶の落下・転倒、1号機の中央制御室の天井化粧板の脱落、3号機使用済み燃料貯蔵プールへの異物落下等、軽度なものである。

女川では、平成17年にも大きな地震があり、観測値が当時のS1地震動を超えたため、長期間プラントを止めて、耐震裕度向上工事を実施している。これが地震動による被害低減に資したと考えられる。

4) 東海第二発電所

東海第二の地震動観測記録は、ほとんどの値が基準地震動 S_s に対する最大加速度の40%～60%であり、最大加速度を超えた箇所はない。

地震動による影響としては、外部電源は3回線が全て喪失した。しかし、変電所の送電鉄塔の碍子損傷が原因であった154kV送電線の復旧が最も早く、3月13日19時41分に回線の一部復旧により発電所への受電が完了した。津波の影響により停止していた残留熱除去系の機能回復を待ち、3月15日0時40分に冷温停止を達成している。一方、275kV変電所はしゃ断器が損傷しており、復旧に時間がかかったとのことである。

原子炉施設への影響としては、安全上の重要な設備は地震による被害は認められず、耐震B、Cクラスのタービン設備に一部損傷が見られたが、外部電源喪失後の非常用ディーゼル発電機(D/G)の自動起動にも成功している。また、重量のある遮蔽扉が倒れる、留め具が破損する等、重量物の固定部の損傷が見受けられた。B、Cクラスの設備の固定部については、B、Cクラスの地震力の観点からしか評価していないものがあり、そういったものが壊れていると考えられている。

5) 地震動とそれによる影響のまとめ

以上にまとめた4発電所の状況を要約すると、以下のようになる。

観測された地震動は、福島第一と女川で部分的に基準地震動 S_s に対する最大加速度を超えた値があったが、概ね最大加速値以内であり、それを超えているものも極端な超過ではない。設計で想定していた最大値を超えたものがあるということ自体は、設計での想定が不十分であったことを意味するから、もちろん課題あるいは教訓となる事実である。しかし、それらの設計における裕度(実耐力と設計耐力の差)が安全確保に大きく寄与し、施設及び設備への影響はそれほど重大な問題とはならなかった。今後、設計基準の想定を越える事態を再検討するにあたってはこうした裕度を考慮することも必要である。

一方、地震動による被害のうち外部電源系に関しては、ほとんど全ての発電所で大きな被害が

出ている。福島第一では7回線全て、福島第二では4回線（1回線は点検停止中）のうち2回線、女川では5回線のうち4回線、東海第二では3回線全てが喪失している。外部電源が生きていれば、シビアアクシデント（SA）防止対策の多くが実施可能であり、また、全てが喪失しなければ、復旧にも大きな役割を果たせる。外部電源や非常用ディーゼル発電機（D/G）の電源系の確保は、事象発生時の復旧を容易にし、これが安定した停止操作の達成につながっている。したがって、外部電源系の信頼性向上も含め全体として電源系の信頼性が高くなることが望ましい。

2.3.2 各発電所で観測された津波とそれによる影響

各発電所における設置許可申請時点での想定と、以降の経緯を踏まえた想定津波高さを、表2.3.2に示す。また、津波による施設の被害については、前述したとおりである。ここでは、施設の被害に関連してこれまでに推定あるいは確認された事実等について要点を記述する。

表2.3.2に示すように、各発電所は新しい知見あるいは国や自治体による評価結果が公表されるたびに想定津波高さを再検討し、必要な場合には対策を講じてきた。設置許可申請時、次いで、2002年に土木学会による津波高さ評価手法が公表された際、そして、福島第一、福島第二、東海第二については2007年に福島県及び茨城県が県としての防災対策のために津波を独自に想定した際に検討を行った。こうした経緯と津波の痕跡等から推定された各発電所での津波高さ及び主要敷地高さの関係を表2.3.2に示す。

東北地方太平洋沖地震による津波は、福島第一1～4号機ではO.P.約13.1m（主要敷地高さ約10.0m）、福島第一5、6号機ではO.P.約9m（主要敷地高さ約13m）、福島第二ではO.P.約7～8m（主要敷地高さ約12m）、女川ではO.P.約13.0m（主要敷地高さ約14.8m、地震後の地盤沈下を考慮すると約13.8m）、東海第二ではH.P.約5.7～6.2m（主要敷地高さ約8.9m）であり、炉心損傷あるいは重大な結果に至った福島第一1～4号機を除き主要敷地高さは今回の津波高さより高かった。

福島第一1～4号機以外の各プラントでの主要建屋周りでは、福島第二で浸水高約2.5m以下（1号機周囲以外は殆ど0m）であり、また、女川及び東海第二での原子炉建屋周辺の敷地への浸水はなかった。

1) 福島第一及び福島第二原子力発電所

福島第一及び福島第二での想定津波は1960年のチリ地震による津波である。その後2002年の土木学会手法による計算では、津波高さは福島第一で5.7m、福島第二で5.2mとなり、この津波高さ以下にあった海水ポンプや建屋について嵩上げや扉の水密化等の対策を実施した。2007年の福島県の想定津波高さは、両発電所とも上述の推定高さ以下であり、更なる対策は実施されなかった。その後、海底地形及び潮位条件の見直しがあり、福島第一では想定津波高さを

6.1mに引き上げ、海水ポンプの嵩上げが再度実施された。

設計津波高さ以外にも、津波に対する新知見の反映が進められた。新知見の一つは2002年の政府の地震調査研究推進本部の見解であり、太平洋プレート沿いでは、福島県沖でも大きな津波を伴う地震を起こし得るというものでそれまでの理解と異なる見解である。その他様々な新知見を加えての試算を行った結果、最悪結果になるようにパラメータを選定した場合でも、福島第一での津波高さは8mから9m、即ち今回の福島第二のような、敷地上への遡上が想像される程度の津波と評価された。ただし、地震本部の見解で想定された地震は海溝に沿って発生するM8.2の地震であり、それ以外の領域が連動する地震は想定されていなかったため、試算においても連動は考慮されなかった。

福島第一及び福島第二を襲った津波高さは、津波により潮位計が破損したため、推定によっている。波源モデルで最大津波高さを推定した結果は、各震源からの波の重なりの違いにより、O.P. (小名浜港工事用基準面) で表記してそれぞれ約13m及び7～8mである。さらに、これが敷地内を遡上して、浸水高さでは最高でそれぞれ15.5m、14.5mに達している。

津波による影響としては、以下のような状況であった。福島第一では、1～4号機の敷地高さが10mであるのに対し、5号機及び6号機は13mであり、福島第一1～4号機に比して5号機及び6号機での津波による被害は1～4号機の方が相対的に厳しかった。非常用ディーゼル発電機 (D/G) については、1～4号機では全機が喪失、5号機及び6号機では6号機のB系の非常用ディーゼル発電機 (D/G) のみが健全だった。外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機 (D/G) の自動起動には成功しているが、これは非常用ディーゼル発電機 (D/G) 本体の被水による影響だけでなく間接的要因 (補機冷却系、高圧電源盤 (M/C) 等関連機器の水没) によっても機能が喪失している (福島第一2、4、6号機のB系は1階に設置、福島第一1～6号機のその他の非常用ディーゼル発電機 (D/G) は地下1階に設置)。

1990年代以前の福島第一では2プラントで非常用ディーゼル発電機 (D/G) を共用していたが、この共用を排除するために、2号機、4号機及び6号機に非常用ディーゼル発電機 (D/G) が追設されている。海水系配管の引き回しが困難であったことから追設された非常用ディーゼル発電機 (D/G) は空冷であり、これらが高い位置にあったこともあり、津波に対しても非常用ディーゼル発電機 (D/G) 本体は被水せず、6号機では関連機器の水没もなかったことから機能を喪失しなかった。直流電源が喪失或いは枯渇すれば直流電源で動作する弁の動作、重要パラメータの把握、ポンプ運転等の継続が困難となる。結果的にではあるが、設置スペースの観点から6号機の空冷非常用ディーゼル発電機 (D/G) を高台に追設したことで浸水をまぬがれることにつながった。直流電源は、1号機、2号機及び4号機では建屋内への浸水による被水、福島第一3号機では枯渇により喪失したが、5号機及び6号機では全系統が健全であった。海水系統は1～6号機全てで機能を喪失した。

福島第二では、多くの建屋で、漏洩、大物搬入口の破損、コンクリートダクト経由等による浸水

があった。3号機のB系熱交換器建屋内の大物搬入口だけは、津波に破られることなく、設備が健全に保たれた。

その結果、非常用ディーゼル発電機 (D/G) については、1号機及び2号機では全て喪失、3号機では3系統のうち1系統が喪失、4号機では3系統のうち2系統が喪失した。直流電源の喪失はなかった。海水系統は1号機及び2号機で全て機能を喪失、3号機では高圧炉心スプレイ系 (HPCS) の非常用ディーゼル発電機 (D/G) は確保されたが残留熱除去系 (RHR) 用は1/2系統が喪失、4号機でも高圧炉心スプレイ系 (HPCS) の非常用ディーゼル発電機 (D/G) は確保されたが残留熱除去系 (RHR) 用は機能を喪失した。以下のような例を必然、偶然という視点で区別して考察する。

表 2.3.2 福島、女川、東海各サイトにおける津波想定の間緯

	主要建屋敷地高さ	設置許可申請	設置許可以降の想定の間緯				
			2002年土木学会手法	2007年茨城県想定津波	2007年福島県想定津波	2009年海底地形・潮位条件の最新化	2011年東北地方太平洋沖地震による津波高観測値
福島第一	(1～4号) O.P. +1.0m※ ¹ (5, 6号) O.P. +1.3m	O.P. +3.122m 1966年(1号)	O.P. +5.7m 福島沖を波源とする津波が最大	O.P. +4.7m	約 O.P. +5m	O.P. +6.1m	津波高： O.P. +13.1m 浸水高： O.P. +15.5m
			海水ポンプの嵩上げ等の対策実施	対策不要	対策不要	海水ポンプの嵩上げ等の対策実施	
福島第二	O.P. +1.2m	O.P. +3.122m 1972年(1号)	O.P. +5.2m	O.P. +4.7m	O.P. +5m	O.P. +5.0m	津波高： O.P. +7～8m 浸水高： O.P. +14.5m
		O.P. +3.705m 1978年(3/4号)	建屋の水密化等の対策実施	対策不要	対策不要	対策不要	
女川	O.P. +1.4.8m※ ¹	O.P. +2～3m： 1970年(1号，文献調査)	O.P. +13.6m 三陸沖を波源とする津波が最大	—	—	—	津波高： O.P. +13.0m
		O.P. +9.1m 1987年(2号，数値計算)	対策不要	—	—	—	
東海第二	H.P. +8.9m※ ²	H.P. +2.35m 1971年	H.P. +5.75m	H.P. +6.61m	—	—	津波高： H.P. +5.5m 浸水高： H.P. +6.2m
			対策不要	海水ポンプ周囲の壁の嵩上げ等の対策実施	—	—	

※1：O.P.±0.00m は女川（女川原子力発電所工事用基準面）で東京湾平均海面下方 0.74m，福島（小名浜港工事用基準面）で東京湾平均海面下方 0.727m

※2：H.P.±0.00m は東海第二（日立港工事用基準面）で東京湾平均海面下方 0.89m

- ・多くの設備の機能が津波という外的事象により同時に喪失した。(福島第一)
- ・2号機及び4号機の非常用ディーゼル発電設備冷却系 (EECW) ポンプは、A系が1階に、B系が2階に配置され、B系のみが生き残った。(福島第二)
- ・2号機及び4号機のB系残留熱除去海水系 (RHRS) ポンプの2台は、隣り合って配置されていたが、一方のみが機能を喪失した。(福島第二)
- ・原子炉建屋の電源盤は、浸水した1号機を除き、被害を受けなかった。(福島第二)
- ・浸水を免れた3号のB系及び高圧炉心スプレイ系 (HPCS) の非常用ディーゼル発電機 (D/G)、並びに4号高圧炉心スプレイ系 (HPCS) の非常用ディーゼル発電機 (D/G) は運転可能な状態であった。(福島第二)

2) 女川原子力発電所

女川では、1970年の1号機の設置許可申請時の想定津波が3m程度であったが、学識経験者による社内委員会の意見も聞いた上で、当時の副社長の土木技術者としての調査と見識に基づいた強い主張により、敷地高さをO.P. (女川原子力発電所工事用基準面) 14.8mとしていた。また、引き波対策も当初より行っており、例えば、海水ポンプ室も一定時間の引き波に対して水源を確保できる設計になっていた。更に、その後も新知見を反映して、敷地法面の強化等を行った。

東北地方太平洋沖地震は、地殻変動による地盤沈下をもたらし、地震前に14.8mであった敷地高さは1m下がって13.8mになった。これに対して、襲来した津波の高さは約13mであった。

津波による影響としては、1号機重油タンクの倒壊と、2号機の原子炉建屋付属棟への海水流入にとどまった。2号機では主要敷地高さが津波高さに対して高かったにもかかわらず、常用系の津波被害が非常用系に影響を与えることとなった。しかし、全体として津波に対する防護は適切であったと言える。

2号機と3号機はほとんど同一の設計であるにも関わらず、また、2号機と3号機のいずれも津波に対してサイトの高さがあったにも関わらず、2号機でだけ浸水事故が起きた。これは、2号機では、海水は海水ポンプ室の潮位計の取り付け部より浸水したことによる。この潮位計は、3号機の設置許可申請時に、タービンを潮位でトリップさせることを目的に設置することになり、2号機にも同様の潮位計を設置したものである。2号機の潮位計は、設置スペースの観点から非常用海水系のエリアに常用系のタービントリップ用に追設された。その収納箱が押し波の水圧で押し上げられ、海水が潮位計開口部からの補機冷却系熱交換器室へ浸水したことが、原子炉補機冷却系B系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系 (HPCS) 補機冷却水系ポンプの喪失と、B系及びH系の非常用ディーゼル発電機 (D/G) が喪失の原因となってしまった。2号機への潮位計の追設時に、押し波の圧力までの配慮が不足したものであった。

前述した福島第一6号機の空冷式ディーゼル発電機との対比的な事例は、安全設計においては機器の配置・位置が重要であり、追設やバックフィットにあたってはその影響をより深く考察す

ることが必要であることを示している。

3) 東海第二発電所

東海第二では、設置許可申請時の想定津波高さはH.P.(日立港工事用基準面) 2.35mであったが、その後、2002年の土木学会の手法、2007年の茨城県の防災用津波想定を反映して、津波対策を強化してきた。茨城県の評価については、土木学会手法に比べ想定高さが高かったことから、反映すべきか検討し、それを耐震バックチェックの新知見として取り込んだ。

津波による影響としては、北側海水ポンプ室の浸水により、非常用ディーゼル発電機(D/G)用海水ポンプ1基が自動停止し、非常用ディーゼル発電機(D/G)-2Cを手動停止することとなった。また、残留熱除去系(RHR)も1系列が機能停止した。一方で、南側エリアに浸水はなく、結果として、外部電源喪失後の自動起動には成功したが、3台中1基の非常用ディーゼル発電機(D/G)が機能喪失することになった。このように北側と南側の非常用海水ポンプ室で異なる結果となったのは、同発電所ではちょうど、上述茨城県の津波評価を受けたポンプ室側壁の嵩上げ工事を行っていたのであるが、南側では工事が完了していたのに対し、北側では工事の途中であって、壁貫通部の封水工事が未完了で、そこから浸水したためである。東海第二では、継続的改善がぎりぎり間に合って大事を防いだと言える。

4) 津波とそれによる影響のまとめ

2000年を過ぎようやく津波の評価技術が確立され、設計津波の算定がなされるようになった。しかし、これまでの設計津波高さの設定では複数波源からの波の重なり合いなど、津波評価の不確実さには十分に考慮するまでには至らなかった。

また、東北地方太平洋沖地震により生じた津波に対して主要敷地高さが高かった原子力発電所においても、女川では潮位計部から、東海第二では壁の貫通部からの浸水の事例があった。

津波に対しては、防潮堤や水密扉の重要性は既に広く認識されているが、開口部から浸水することもあり、東北地方太平洋沖地震の経験も踏まえ、どうすれば浸水を完全に防げるのか、その影響を最小限に抑制することができるのかは、今後も検討すべき課題と言える。自然災害への対応の重要性が認識されたと同時に、津波のように突然、すべての機能が喪失する”クリフエッジ”があり、その対応が重要である。

2.3.3 地震・津波後の各施設の状況と回復措置

各発電所の各施設が地震と津波でどのような損傷を受けたかについて、損傷有無の結果だけでなく、その背景にある設計情報も含めて上述した。以下では、その結果として生じた各施設の状況と、その後の運転員の対応や回復に向けての措置について記述する。

なお、各発電所における設備等の状況は、表2.3.3に示した通りである。

表2.3.3 福島, 女川, 東海の各プラントにおける地震・津波による設備被害状況

(一部被害設備は「健全な数/全数」で表示)

号機	外部電源 ※1	D/G (地震による喪失はなし)	直流電源	電源車	海水冷却系※6	M/C(高圧電源盤) (())内は工事中系統)		P/C(低圧電源盤) (())内は工事中系統)		大規模な燃料損傷
						非常用	常用	非常用	常用	
福島第一	1号機	275kV:× 66kV:× (全7回線)	×※2	×	一部活用	×	×	×	×	損傷
	2号機		×※2	×		×	×	×	2/3	
	3号機		×※2	○→枯渴		×	×	×	×	
	4号機		×※2	×		×	×	×	1/2(1)	健全
	5号機		×※2	○		×	×	×	×	
	6号機		1/3※2	○		×	○	×	○	
福島第二	1号機	500kV:× 1/2 66kV:× (全4回線)	×※3	3/4	一部活用(外電, D/G確保)	×	1/3	○	1/4	健全
	2号機		×※3	○		×	○	○	2/4	
	3号機		2/3※3	○		D/G(H)用:○ RHR用:1/2	○	○	3/4	
	4号機		1/3※3	○		D/G(H)用:○ RHR用:×	○	○	2/4	
女川	1号機	275kV:× 1/4 66kV:× (全5回線)	○	○	(外電, D/G確保)	○	○	1/2	○	健全
	2号機		1/3※4	○		D/G(H)用:× RHR用:1/2	○	○	○	
	3号機		○	○		○	○	○	○	
東海第二		275kV:× 154kV:× (全3回線)	2/3※5	○	予備で確保(D/G確保)	D/G用:2/3 RHR用:○	○	○	○	健全

※1:福島第二, 女川, 東海第二では1日～数日で外部電源の一部が復旧。福島第二の66kVの1回線は点検停止中。

※2:1, 4号機の1/2, 5号機はD/G本体の被水ではない(間接的要因(補機冷却系, M/C等関連機器水没)による喪失), 2, 4, 6号機B系は空冷

※3:1号では原子炉建屋付属棟のDG送風機給気口等から浸水しD/Gの送風機を通じてD/Gに到達, 2～4号では原子炉建屋付属棟への浸水は殆どなし(間接的要因(補機冷却系, M/C等関連機器の水没)による喪失)

※4:A系は健全, 海水ポンプ室内開口部(潮位計)からの浸水による原子炉補機冷却水B系ポンプ及びHPCS補機冷却水系ポンプ喪失

※5:海水ポンプ室への浸水によりD/G用海水ポンプ2Cが自動停止, D/G-2Cを手動停止

※6:海水系統の機能喪失(補機冷却水系ポンプの機能喪失を含む)

海水ポンプ設置場所:福島第二は湾岸部熱交換器建屋内(大物搬入口等から浸水(3号機南側建屋を除く)), 女川は敷地高さから掘ってビット化した海水ポンプ室(配管, ケーブル洞道經由で原子炉建屋付属棟(非管理区域)内に浸水), 東海第二は湾岸部の側壁を津波対策で嵩上げた海水ポンプ室(一部工事未完の壁貫通部より浸水)に設置

1) 福島第一原子力発電所

福島第一では、1～3号機は出力運転中、4～6号機は停止中で、全号機で、地震動によって外部電源が全喪失、6号機では空冷ディーゼル発電機 (D/G) が生き残ったが、1～5号機では津波により全ディーゼル発電機 (D/G) が機能喪失、1号機及び2号機では、津波によって全直流電源が喪失、という厳しい状況にさらされ、以下のような状況に至った。

1号機では、交流電源の喪失よりも直流電源の喪失の方がわずかに早かったため、非常用復水器 (IC) は、直流電源が喪失して非常用復水器 (IC) インターロックの破断検知機能が喪失した。その結果、フェイルセーフ機能が働き、残っていた交流の駆動用電源により非常用復水器 (IC) 接続配管の格納容器 (PCV) 隔離弁が閉止し、原子炉圧力低下、原子炉水位維持に寄与し得る非常用復水器 (IC) の機能を喪失した。このような直流電源だけが喪失して駆動用交流電源が残る状況は、従来想定されていなかった。直流電源がなくなってプラントパラメータが失われた状態下において、運転員は、電源が全部なくなった状況でも弁がその前の状態を維持していると考えたのか、非常用復水器 (IC) 隔離弁の閉止に気づかなかった。結果として、早いタイミングで炉心損傷に至った。また、損傷した炉心から発生した水素の格納容器 (PCV) からの漏えいに起因して、原子炉建屋では水素爆発が発生した。

2号機では、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) を手動で起動して水位が回復したら停止する操作をしており、津波が来るタイミングとほぼ同時期には再起動を行っていた。1号機と同様に、2号機でも直流電源の喪失でプラントパラメータは失われた。ただし、直流電源が喪失しても原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の弁は開いたままであった。また、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) はその後直流電源なしで二相流により駆動し続け、約3日間注水に寄与し、炉心を冷却した。これは事前には予期されていなかったことである。しかし、隣接3号機での水素爆発等の影響もあって逃し安全弁 (SRV) 動作が不安定になり消防車による注水が十分でなかったこと、格納容器 (PCV) ベントが実施できなかったこと等により、この間に実施を試みたアクシデントマネジメント (AM) が成功せず、炉心損傷に至った。このことは、津波来襲直前に原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の再起動をかけていなかったら、より早いタイミングで炉心損傷に至っていたと考えられる。なお、2号機では原子炉建屋での水素爆発は起きていない。これは、1号機の水素爆発による振動で偶然にも原子炉建屋のブローアウトパネルが開いて、水素が滞留しなかったためと推定されている。

3号機では、直流電源が生きていたため原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 及び高圧注水系 (HPCI) により約2日間の炉心冷却がなされた。しかし、その後直流電源も枯渇し、結果として2号機より早いタイミングで炉心損傷に至った。また、損傷した炉心から発生した水素の格納容器 (PCV) からの漏えいに起因して、3号機でも原子炉建屋の水素爆発が起きている。

4号機については、定期検査中で炉心に燃料がなかった。一方、使用済み燃料プール (SFP) の使用済燃料は、定期検査終了後の全燃料取り出し状態であり熱的にも厳しく、冷却機能及び補

給水機能の喪失が懸念された。しかし、燃料が露出するのが3月下旬と推定されていたように実際は冷却が間に合わなくなることはなかった。4号機でも原子炉建屋の水素爆発が起きており、当初は使用済み燃料プール（SFP）での燃料溶融が疑われたが、その後の分析でこれは3号機の水素が流入した結果と考えられている。

5号機は停止中、それも起動直前の状態で燃料が取替え済みであり、6号機はトラブルで長期停止していたため、崩壊熱が小さかった。即ち、両機とも1～3号機に比べればはるかに時間余裕があったことになる。5号機では全ディーゼル発電機（D/G）が喪失したが、6号機の空冷ディーゼル発電機（D/G）が生き残ったため、アクシデントマネジメント（AM）として整備されていた電源融通によって5号機にも交流電源を送ることができた。直流電源はいずれも健全であった。3月13日にはこれもアクシデントマネジメント（AM）である復水補給水系（MUWC）による代替注水及び逃し安全弁（SRV）での減圧が実施された。

福島第一5、6号機では海水系はいずれも機能を喪失したが、後に電源車を活用し仮設水中ポンプにより海水系を復旧し使用済み燃料プール（SFP）冷却に活用している。海水系に関しても地震による喪失はなかったが津波による影響を受け、福島第一では全ての海水ポンプが喪失した。福島第一では全ての交流電源が失われ、さらに直流電源も失われたため、電源車等の活用が期待された。2号機では隣接号機の水素爆発の影響、1～4号機では接続先の電源盤の水没により、電源車等が効果的に活用できなかった。

2) 福島第二原子力発電所

福島第二では、全4機が出力運転中であった。外部電源は4回線のうち1回線が生き残ったため、全交流電源喪失（SBO）にはならなかった。1号機及び2号機の非常用ディーゼル発電機（D/G）は津波により全て喪失したが、3号機では3基中2基が、4号機では3基中1基が生き残った。直流電源系は健全であった。

地震・津波後のプラント状況について、4号機を例に記述すると、津波襲来後、海水系が機能喪失したため、逃し安全弁（SRV）による減圧と原子炉隔離時冷却系（RCIC）による冷却がなされた。非常用機器冷却系ポンプの起動が確認できなかったため、3月11日18時33分に原災法10条の宣言がなされた。翌日明け方には圧力抑制室（S/C）温度が100℃を超えたため、原災法15条の状況に至ったと判断された。最終的には、海水系ポンプが復旧し、非常用補機冷却系及び残留熱除去系（RHR）が機能して、10条及び15条状態が解除された。

電源復旧については、電源盤が生き残った廃棄物処理建屋と3号熱交換器建屋から、電源車を使つての給電がなされた。仮設ケーブルは総延長が9000mあり、延べ200人で1日がかかりで敷設された。

3) 女川原子力発電所

女川では、1号機及び3号機は定格運転中、2号機は定期検査中で起動操作中であった。外部電源は5回線のうち1回線が生き残ったため、全交流電源喪失（SBO）にはならなかった。非常用ディーゼル発電機（D/G）については、1号機及び3号機は全て健全であった。2号機は津波の影響により補機冷却水系の一部が喪失したため、3基中2基が機能を喪失したが、1基が生き残った。直流電源系は健全であった。

地震・津波後のプラント状況について、1号機を例に記述すると、地震により発生した常用系高压電源盤（M/C）（A）内での短絡・地絡により、3月11日14時55分に起動用変圧器が停止し、常用系の所内電源が一時的に喪失したことから、逃し安全弁（SRV）による減圧と原子炉隔離時冷却系（RCIC）による炉心への給水がなされた。起動用変圧器停止の原因は、常用系高压電源盤（M/C）（A）内での短絡・地絡の発生に伴い起動用変圧器の過電流継電器が動作したためであった。その後、点検により異常のないことを確認し、3月12日2時05分に起動用変圧器を復旧し、常用系高压電源盤（M/C）（A）以外の常用母線が復旧した。起動用変圧器復旧までの期間においては非常用ディーゼル発電機（D/G）により非常用母線への給電がなされ、原子炉及び使用済み燃料プール（SFP）の冷却に必要な非常用電源は確保されていた。原子炉の冷却は残留熱除去系（RHR）により実施され3月12日0時58分に冷温停止に至った。

また、外部電源については、地震直後は松島幹線2号の1回線のみとなったが、3月12日20時12分に牡鹿幹線1号、同日20時15分に牡鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。

4) 東海第二発電所

東海第二では、定格運転中であった。地震によって外部電源が3回線全てで喪失し、津波により非常用ディーゼル発電機（D/G）は3基のうち1基が喪失したが、他の安全機能は維持された。非常用蓄電池（原子炉隔離時冷却系（RCIC）電源）の充電は別電源系から融通し、機能が維持された。直流電源系は健全であった。

地震・津波後のプラント状況について、耐震設計上重要な設備の損傷は認められていないが、地震発生から約5時間後の19時52分に津波の影響による北側非常用海水ポンプ室の浸水により、ディーゼル発電機（D/G）冷却海水ポンプ2Cが水没して自動停止（被水10日後復旧）し、ディーゼル発電機（D/G）-2Cを手動停止することとなり残留熱除去系（RHR）の1系統が停止したが安全機能は維持できた。

格納容器（PCV）の冷却については、地震直後に外部電源が喪失したもののディーゼル発電機（D/G）により発電所の安全停止に必要な機器への電源供給が維持され、2系統の残留熱除去系（RHR）により圧力抑制室（S/P）の冷却、格納容器（PCV）の圧力、温度の維持が実施された。地震直後の原子炉への注水は高压炉心スプレー系（HPCS）ポンプ及び原子炉隔離時冷却系（RCIC）ポンプにより実施され、初期段階のポンプ水源を復水貯蔵タンク（CST）としてい

たため地震直後に上昇したサプレッションプール (S/P) の水位は外部電源の喪失により処理機能が喪失したが、中越沖地震の知見反映として設置した緊急時安全対策建屋 (免震) 用のガスタービン発電機より廃棄物処理系の電源融通を実施し、余剰分のサプレッションプール (S/P) 水の回収及び水源確保のための常用設備の電源として活用できた。なお、地震直後には低圧電源車も手配され、また、東海発電所の廃止措置のための空冷式ディーゼル発電機 (D/G) もあった。

上述のとおり、津波の影響で残留熱除去系 (RHR) の1系統が停止したが、安全機能を維持し原子炉の冷却を継続した。また、外部電源は3月13日154kV (275kVは17日に復旧) し、外部残留熱除去系 (RHR) 停止時冷却モード運転により原子炉冷却操作を開始、3月15日0時40分に原子炉冷温停止に達した。

5) 地震・津波後の各施設の状況と回復措置のまとめ

各発電所の状況から、敷地高さや設計で想定した範囲での安全上重要な構造物、系統及び機器 (Structures, Systems and Components: SSC) の設計想定とその信頼性確保、また、設計を超える事象に対する備えが重要であり、とりわけ電源確保の可否は、事象の進展或いはシビアアクシデント (SA) に至ってしまった際のマネジメントに大きく影響した。もちろん最終ヒートシンクの確保、事故復旧のための発電所支援等を含むアクシデントマネジメント (AM) の整備等も重要である。

電源に関しては、その喪失の原因は様々であって、特定の部位を強化すれば直ちに信頼性が向上するというわけにはいかない。むしろ、厳しい施設外誘因事象に対しても高い信頼性を有する非常用電源系、万一の外部電源と非常用電源のいずれもが喪失する事態に備える可搬式の電源設備等の用意を再検討し、電源系全体として信頼性が高くなるように考えるべきである。

ここまで記述したように、どの発電所でも、地震動は原子炉施設を構成する安全上重要な構造物、系統及び機器 (SSC) には外部電源系を除いてほとんど被害をもたらさなかった。このことは、耐震設計は概ね妥当であったことを示している。

しかし、着目すべき点は、女川1号機での電源盤火災の例に見られるように、地震動という施設外誘因事象が火災という施設内誘因事象を新たにもたらし得ることであり、また、今後の地震対策では、施設内での火災や浸水については、ランダムに起きるものに加えて地震動や津波等の外力によって起きるものも考えていくことが必要である。

設計の想定を超えシビアアクシデント (SA) に至る事態は事前の対策で避けることが最重要であるが、万一シビアアクシデント (SA) に至ってしまった場合であってもアクシデントマネジメント (AM) を有効に実行できることが重要である。

(5) 各発電所・各施設の比較結果のまとめ

東北地方太平洋沖地震と、これに伴う津波で、4つの発電所の各施設がどのような影響を受け

たかを記述した。その結果からは以下のことが言える。

まず、安全確保において外的事象を考えることの重要性である。そこでは、様々な外的事象に対する防護設計を行うにあたって、設計基準としてどれほどのハザードを想定するのか、どこまでの防護設計を施すのかという問題がある。防護設計に関しては、例えば女川では、中央制御室に手すり棒をとりつけ、地震時にも安定した状態で監視・制御ができるようにしていたこと、津波に対しては海水ポンプ室をピット化して大きな引き波があっても取水が可能となるようにしてあったこと等のように、考え得ることは徹底して考えて、きめ細かい対策をすることが重要である。

一方で、人の考えることには限界がある。考え得ることについては適切な安全設計とすることは当然の前提として、考え得ないことも起き得ると考えて柔軟な対策を用意することも必要である。

次に、従来から重要とされてきた安全の原則は、やはり重要であるということである。

その第一は、深層防護(Defence in Depth)の重要性である。

事故の分析では悪かったことばかり採り上げられてうまくいったことは忘れられがちである。まず、4つの発電所で起きた事象を俯瞰しての一番大きな教訓は、継続的改善(Continuous Improvement)の重要性である。東海第二が茨城県の津波評価を基に工事をやってきたこと、女川が引き波対策への取り組みなど継続的にやってきたのが良かったと言える。両プラントとも一部、配慮不足や工事未了等の抜けがありはしたが、止水工事を実施してきた。これらの取り組みにより事態の収束につながったとも考えられる。また、福島第一5号機は、交流電源が全て喪失したが、アクシデントマネジメント(AM)として整備されていた6号機からの電源融通があつて最悪の事態には至らずに済んだ。地震・津波がもし20年前に襲っていたら、東海第二も福島第一5号機も、より厳しい状況に面していた可能性がある。継続的改善が功を奏した例である。もちろんアクシデントマネジメント(AM)としての活動、行動することが重要であることも示された。福島第二では、津波により浸水したモータの取り換えをいち早く手配し、高圧ケーブルの敷設の実施などのマネジメントにより、プラントの冷温停止につながったことは賞賛される。

もう一つは、設置者に第一義的責任という原則である。現場が最もよく状況を把握していることから、第一に責任を持った対応を行うべきであるということである。アクシデントマネジメント(AM)としての活動、行動することが重要であることも示された。前述の福島第二の例は、現場の責任者のアクシデントマネジメントとしての好例である。設置者が安全設計と日常的な安全管理に全責任を負っているのは当然として、重大な事象が発生したときの対応にも第一義的責任を有する。例えば、東海第二では、ディーゼル発電機(D/G)-2Cが停止した際に、他のポンプ等の状況を、津波等に注意しながら最初を確認し、同時に被害の拡大防止、事象収束のための手順の検討を行った。こうした対応は東海第二に限らず行われた。現場のことは現場が一番よく知っていることから、地震や津波に限らず異常な状態に対して現場確認が原則と考えられる。異常状態が進展し深層防護の高次になればマネジメントの役割が大きくなる。設計を超える範囲においても、現場の状況を正確に把握し適切に対応することが、それ以上の異常状態の拡大を防止し、影響緩和に資し、事象の収束につながることを再認識する必要がある。

2.4 プラント安全設計の基本的考え方と課題⁽⁸⁾

原子力発電システムは、一般の製品と同様に仕様書の要求に基づき設計され、建設、運用に供せられる。その信頼性、安全性は、理論や法令、規制基準に基づき確保されている。その基盤となる考え方は、「原子力安全」を確保する思想であり、「深層防護」によるその確保の方法である。このような仕組みであることを認識して、各組織はそれぞれの役割を果たさなければならない。まず「設計」の範囲を確認する。設計とは、想定される外乱や運用に適切に対応し、使用中の安全を担保するものである。そのため、要求性能を満足し、「原子力安全」が確保されるように、設備の健全性を確認するための解析評価などを行う。それにより設備を製造、建設し、また運転、保守を行うための計画を立案し、図面や手順書などとして設計図書に集約する。

以下では、このようなプラント設計の視点から今回の福島第一原子力発電所での事故を分析し、設計における課題を抽出する。

2.4.1 設計基準事象と設計基準・設計の基本的考え方

設備としての原子力発電プラントの設計において、安全設計はシステム設計の一環として炉心設計と合わせて行われる。「深層防護」の考え方を適用し、防護レベル全体を通して原子力の安全確保を図る設計への取り組み全体を整合させて考えるのが「安全設計」であり、それを受けてプラントの設備を論理的に構築するのが設備設計である。これまでの設計は、安全設計は深層防護の主に第3層までを中心に安全確保の仕組みを検討してきており、「設計基準」を定める設計基準事象が重要な位置づけをもっていた。設備設計は深層防護の第1層から第3層を対象とし、この中で適切な仕様の設備を備えることで安全設計の要求を満たすプラントシステムを構築し、構造を作りあげることにより原子力安全を確実に維持することを目指してきた。

地震動に対しての設備設計を見てみると、自然現象の脅威を過去のデータを基に科学的に想定される範囲で保守的に扱い、不確実性を考慮して多少の基準を超える事態にも構造健全性が確保されるように、安全性の余裕を定量的に定めてきた。この設計に基づき、製造、建設が行われてきている。しかし、これは地震動に対してのみであり、他の自然現象、例えば津波を含めて、竜巻、火山の爆発、隕石の落下などの脅威については、ほとんどの場合、このようなデータに基づく評価は行われてこなかった。また、福島第一事故を引き起こした直接の原因である津波に関しては、評価技術が土木学会の報告書として2001年に整理され、10年が経過した段階であった。

2.4.2 福島第一事故における設計の課題

以下に福島第一で発生した事故での設計上の問題、課題についての分析と対策を検討した。

1) 安全設計の課題と分析

わが国の原子力発電所の設計においては、「深層防護」の第3層までにおいて、“止める”，“冷やす”，“閉じ込める”を確実にすることが主要な考え方であった。福島第一の事故において、津

波襲来以前には、これらに対してはほぼ適切に対応できていた。しかし、津波襲来以後の全電源の喪失という事態に対しては、設計の分野として3要素と同様な取り組みが根本的に欠けていた。すなわち、この電源の喪失は“冷やす”、“閉じ込める”の継続的に対応が必要な要素をも喪失する事態を招くこととなった。今回の津波のような場合には、電源や電源系が重要な安全確保の要素となることが顕在化した。これは、極めて重要な教訓である。

発電所の安全設計は、システム設計に活かされ、安全設計で要求したシステムの機能を満足する設計が行われる。システム設計には、機器設計や配管設計、計装制御・電気設計など含まれ、すべての機器類が統括される。福島第一事故で顕在化したのは、これまでの電源や電気系統などのシステム設計において、異常時、事故時の安全確保に関して総合した評価に取り組んでこなかったことが事故の重要な背後要因の一つと考えられる。

今回の事故の起点は、津波によるすべての電源の喪失と電気系統の機能喪失であり、予備機や可搬機の支援も難しい状況を生んだ。また計装系と電源系の安全確保の齟齬により弁の開閉のみで作動する設備の有用な機能が活かされなかったことなどにより、引き続く重大事故へ展開した。

弁の開閉のみで作動し非常時の炉心冷却機能を有する非常用復水器（IC）は、本来は電源が不要なシステムといわれるものであった。しかし、系統の配管破断に対する安全確保である隔離機能の要求と炉心冷却機能の要求が相反する要求であり、どちらを優先すべきかの考え方が福島第一1号機の事故では、冷却機能も有効に働かすことはできなかった。

また、沸騰水型原子炉（BWR）の減圧には、原子炉圧力容器では主蒸気逃がし安全弁（SRV）の作動、格納容器（PCV）ではベントを行わなければならないが、弁の作動には電源や作動ガスの供給が必要であり、異常時を想定した対応がとられていなかったため、アクシデントマネジメント（AM）策が間に合わずに事故に展開させてしまった。

一方、安全設計は常に見直し、継続的に改善すべきという考えのもと、定期安全レビュー（PSR）を行い最新の技術を取り入れ改善する仕組みを制度として有していた。しかし、この制度が福島第一事故などの事故の視点を防ぐ観点から有効であったという意見は少ない。安全の考え方の変化まで取り入れることはなかった。

以上のように安全設計において、必要な機能を評価する“システム安全”の考え方が安全評価に導入されていなかったことが教訓として挙げられる。再度、深層防護の思想を徹底させ、安全設計が深層防護全体を整合させるものであり、そのための仕組みを構築し、確実に実行される取り組みとすることが必要である。

2) 設備設計の課題と分析

設計基準事象としては冷却材喪失事故（LOCA）などの内部事象を中心に、設備を厚くすることで確実に安全を確保することを目指した設計が進められてきた。

外部事象に対しては、地震動への対応が主体であり、津波に対しては指針への取り込みが進

まず目を向けられなかった。自然現象の正確な評価は難しく自然現象による原子力災害のリスク評価に統一的な評価手法を導入する段階に達していなかった。地震動に対してはようやく2006年の耐震設計審査指針の改定を受けて“残余のリスク”評価に取り組み始めたところであった。

これまでは、設計基準は超えないことが前提で安全確保に取り組んできた。しかし、現実として設計基準を超えることが起き、設計基準を超えることへの対応も設計基準への対応と同様に重要であることが認識された。要求仕様に基づき設計基準を満足するように、設備は設計、製作、建設される。しかし、それに加えて、異常事態を想定した事故時の領域まで、設備設計として踏み込まざるを得ない事態を生んでいる。どこまでを設備設計の領域とするかは、これから議論となるが、各層に応じた設備設計のあり方を検討していかなければならない。

2.5 外的事象への対応

福島第一原子力発電所の過酷事故（シビアアクシデント）は、外部自然現象、特に津波に対する設計と備えが十分でなかったことが大きな要因の一つとして挙げられる。外的事象（自然災害）に対しては、包括的にリスク評価を行うとともに、性能目標に整合した設計基準の設定、設計基準を超過する外的事象に対する備えとして安全裕度と深層防護による設計などを合わせて対処することが重要である。以下に外的事象への対応とその考え方を述べる。

2.5.1 複合災害への対応

東日本大震災の際に各原子力発電所で発生した事象として、特に安全上考えなければならない重要な課題としては地震と津波を含めて、それらの複合災害があげられる。女川原子力発電所では地震時に電源盤の火災が発生した。大事には至らなかったが、地震と火災の複合災害の可能性を示唆するものと考えるべきで、今後の安全評価への取り込みについて検討が必要である。

2.5.2 複数機器の同時機能喪失もしくは共通要因事故の発生

福島第一原子力発電所等、津波が襲来した発電所では、多くの機器がほぼ同時に、特に多重性を持たせてきた複数の機器がその機能を一気に喪失するという事態を招いた。福島第一で事故が進展したのは、プラント設備としては①全電源の喪失、②冷却システムの喪失、③ヒートシンクの喪失が原因である。一方、アクシデントマネジメント対策としては①代替電源の不備、②代替ポンプの能力不足、③想定外の事象に対する準備不足などが問題点として挙げられる。

従来は、各機器の信頼性を安全設計指針に基づいて要求した上で、内的事象を中心に考え、構成機器の単一故障を想定し、それに対してプラントの安全を確保するという評価を行ってきた。一方で、共通原因による複数機器の損傷を想定した、設計基準を超える事故の進展とそれに対する対応が検討されてこなかった。

また、従来の安全評価は主としてプラントの内部に着目しており、外的事象が複数基立地サイトおよびサイト外に及ぼす影響を十分考慮してこなかった。福島第一では複数基において同時に発生した過酷事故が事故対応に大きな影響を及ぼしたこと、サイト外における外的事象の影響が外部支援に大きな影響を及ぼした。

2.5.3 包括的な外的事象の影響評価

米国では外的事象に対する個別プラントの体系的な安全評価 (IPEEE) により地震、火災、強風、洪水、雪崩、火災噴火、氷結、高温、低温、近接の輸送・工場での事故、航空機落下などに対するプラントの脆弱性が検討され、対策がなされている。一方で、国内においては内的事象のリスクに対する確率論的リスク評価が実施されていたが、外的事象に対するこのような包括的な評価は実施されておらず、プラントの脆弱性の把握が不十分であった。わが国においてもIPEEEに挙げた外的事象に津波を加えた包括的な評価が必要である。この評価の過程において、支配的なリスク要因となりうる外的事象に対しその影響を評価した上でプラントの脆弱性を特定し、また評価手法なども継続的に改善しながらプラントの安全性を向上する取り組みが重要である。この際に、外的事象の頻度などについて、予測の不確実さも重要なリスク情報と考えて評価することが重要である。また、2.5.1、2.5.2で議論したような自然現象の偶然、従属、相関の影響による重畳について考慮することが必要である。

2.5.4 クリフエッジの評価

津波はプラント外部から内部に向かって順に影響を与える特性があるため、プラント外部で影響を阻止することに重点が置かれ、阻止できなかった場合の対策が不足していたと考えられる。

従来の安全評価は設計基準内の外的事象に対して実施されてきた。そのため、設計基準を超える外的事象に対してクリフエッジが存在する場合があることが十分に把握されてこなかった可能性がある。また、外的事象がクリフエッジを超える場合のプラント挙動とその対応についても十分に検討されていなかったと考えられる。クリフエッジは設計を超えたところにあるにも関わらず、従来の安全規制では設計基準までの安全評価のみを求めてきたことが対応が十分できなかったことのひとつの要因と考えられる。

2.5.5 設計基準を超える事態への対応

地震動に関しては、2007年新潟県中越沖地震など5回にわたり基準地震動を超える経験をしてきた。

また、2006年の耐震設計審査指針の改定において残余のリスクという考え方を導入し、基準地震動を超えることがありうること、それを残存リスクとして対策をとり低くすることを定めた。このように、外的事象についてはハザードを特定して設計基準を十分な信頼性をもって設定するだけでは不十分であり、設計基準を超える可能性を考え対処方法をあらかじめ用意する必要がある。

る。しかし、津波に対しては残余のリスクと同等の概念が導入されていたとは言えない。

外的事象については、設計基準の設定、設計基準を超過する可能性への対応の2点について検討する必要がある。これまで性能目標（案）として、炉心損傷頻度 10^{-4} ／（炉年）、格納容器損傷頻度 10^{-5} ／（炉年）が用いられてきた。これは事故時の敷地境界での死亡確率を 10^{-6} ／（人年）とするという安全目標に基づいている（旧原子力安全委員会報告「原子力施設の事故に起因する敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクおよび施設からある範囲の距離にある公衆の個人のがんによる平均死亡リスクはともに年当たり100万分の1（ 10^{-6} ／（人・年））程度を超えないように抑制されるべき」が原文）。

設計基準は性能目標と整合する形で、確率論的ハザード評価の結果などを考慮しつつ設定する必要がある。なお、この際には外的事象の影響の評価技術の成熟度や評価精度自身も重要なリスク情報であることを認識する必要がある。旧原子力安全委員会の定めた性能目標（案）より外的事象による影響が設計基準を超過する確率と安全対策があいまって、この性能目標を満足するようにする必要がある。

以上のように、設計基準を超過する確率を十分抑制した上で、なおかつ設計基準を超過する場合の対応を検討しておく必要がある。しかしながら、設計基準を超過した場合の主たる対応であるアクシデントマネジメント（AM）などについては、十分に整備されているとはいえなかった。前述のように、設計基準津波については、超過頻度が 10^{-2} ～ 10^{-3} ／年程度になっていた。つまり、設計基準を超える頻度が地震動と比べて10倍程度大きいにも関わらず、上記性能目標を満足するために、防潮堤を超える津波が襲来した際にプラント側の対策がほとんど用意されていなかったことに顕著に表れている。

外的事象の評価は内的事象の評価に比べて不確実さが大きくなることは避けられない。この不確実さへの対処として安全裕度と深層防護の考え方がある。安全裕度はストレステストなどで確認される。これに加えて、設計基準を超える外的事象も考慮する形で深層防護に倣った安全設計・対策を行う。たとえば、耐津波設計においては、敷地への浸水を防ぐ、建屋への浸水を防ぐ、重要機器室への浸水を防ぐ、高台に代替機器を準備しておくといった対処が考えられる。また、外的事象は場合によって深層防護の複数の層が同時に破られる可能性があるため、以上に示した安全余裕による対処だけでなく、可搬型機器による対応など安全上の効果を独立する対処が必要である。

2.6 事故から得られた課題⁽⁸⁾

2.6.1 安全設計と設備設計、基準を越える事態への対応

設計の視点から、福島第一の事故を分析し、以下の課題が抽出された。

① 3.11以前の深層防護と各設計の役割

3.11の事故以前の原子力発電所の設計では、設計基準を超える事象に対しての検討は、安全設計における安全評価の一環として以下の考え方で検討がなされてきた。まず、具体的なプラント、設備の設計以前に原子力発電所の立地の段階での評価である。わが国で理解してきた「前段否定」とする深層防護の考え方を適用し、立地の妥当性を評価するために仮想事故を想定して、相当量の放射性物質の格納容器からの放出を想定することとして評価してきた。それは過酷な事故の発生から事故進展の具体的なシナリオを想定したものではない。第5層での評価とは、シビアアクシデント発生後の敷地境界での被ばく評価である。事故の評価は事故シーケンスをたどりながら行うもので、シナリオを想定するものではない。

第1層から第4層までのプラントでの安全設計は、安全確保のための必要な性能を明確にすることである。主に第1層から第3層までのものづくりとしての安全設計と、主に設計基準事故に対する安全系が作動しなくなったことに対してのマネジメントを明確にするプラントの運用としての安全設計があり、メーカーと事業者で分担してきた。

設備設計は、深層防護の第1層から第3層までの安全確保を担保するもので、安全設計による要求を満たすものとしてのものづくりのための構造設計を中心としたものである。

原子力発電所についての深層防護は、一般には次の5つの層からなる。

第1層：異常・故障の発生防止

第2層：異常・故障の「事故」への拡大防止

第3層：「事故」の影響緩和

第4層：「設計基準を超す事故」への施設内対策

第5層：公衆と環境の防護のための防災対策

ここで「事故」とは「設計基準事故（DBA）」のことである。

② 安全設計の課題と対策

設計で重要なことは、上述した深層防護の各層の充実はもちろんであるが、全体を整合させた安全設計にあると言える。今回の事故を踏まえると、わが国では第1層から第3層までの安全の考え方、設備設計に重点が置かれ、たとえ設計基準を超える事態となっても、それらの設備を適切にマネジメントすることで十分な対応ができるとしてきた。

しかし、福島第一事故の分析結果を踏まえると、設計では原子力発電所全体をシステムとして安全評価することが必要であることがわかる。単一機器の故障、機能損傷のみを考えるのではなく、多数機同時故障・機能喪失や共通要因故障・機能喪失を考えて、なおかつ、互いのシステムが影響しあい、故障・機能喪失が伝播する事故を考える必要がある。すなわち、システムとして要求される機能の確保を、構成する機器や配管、電気、計装、すべての役割を明確に連携させながら維持する「システム安全」の考え方が重要である。

③ 設備設計の課題と対策

設備設計では、配管破断などによる冷却水の喪失（LOCA）を想定し、非常用の設備等、設備

の設計条件を決め、すなわち設計基準を決めて、深層防護の第1層から第3層までにおいて、確実に「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を確認してきた。

一方、設計基準事象を超える場合、いわゆるシビアアクシデント（過酷事故）領域での対応は、事象、事態により対応が異なることから、この深層防護の第4層ではシナリオが重要となる。できる限り多くのシナリオを想定し、それぞれに対応できる方策を準備することが必要である。しかし、特に外的事象による事故のシナリオは様々であり、事故の発生、進展は、それがどのようなものであるか、どのような条件で発生したのか等、ケース・バイ・ケースで異なる。そして、それぞれの進展の事態に対応することが求められる。したがって、このような多種多様な事故をいかに想定し対応策を検討するか、またこれを継続する仕組みを整備することが重要である。また、現在の知識レベルでは想定出来ないシナリオも当然ある。それを承知の上で、設備や手順を標準化して規格化し、常に見直しを進めて行くことで、より系統的な対応が取れる仕組みが構築されるものとする。これは、マネジメントの領域であるが、設備設計と密に連携した対応策の検討が望まれる。

プラントの設備設計は設計基準事象（事故）の範囲で行われており、設備はこの想定範囲で多重に、多様に、様々な事象に対応できるように準備されている。これまでの考え方は、様々な設計基準事象の脅威を十分に大きく取ることを前提に、設計基準を超える事態が発生しないとしてきた。したがって、これまではスリーマイル島（TMI）やチェルノブイリでの事故への対応の例から、わが国では主に内的事象に重点を置いて検討してきた。その結果、設計で十分に対応できしており、それを超える事態は発生しないと考えがちであった。また一方、外的事象としての自然現象への対応については、わが国の特殊事情から地震動への関心が高く、原子力発電の導入当初から、研究も多くきめ細かな対応を進めてきており、安全確保がなされていると考えられてきた。例えば、平成7年（1995年）の兵庫県南部地震の教訓を生かし、最新の知見を生かして平成18年（2006年）には設計設計審査指針の見直しが行われた。各発電所ではバックチェックが行われ、必要な手立てが取られてきた。この改定において基準地震動の策定法を見直すとともに、万一の基準地震動を超える場合を想定しての対応が示され、安全評価の手段としてリスク評価を行うことが議論されることとなった。最終的には「残余のリスクを評価する」と自主的な対応に留まっていたが、確率論的リスク評価（PRA）を用いる評価の考え方が確立された。平成19年（2007年）には中越沖地震が発生し、柏崎刈羽原子力発電所では大きく基準地震動を越える事態となったものの、進めてきたバックチェックによる耐震性向上の効果もあり、重要設備の構造健全性が保たれた。これらの結果を踏まえ、全国の原子力発電所での耐震バックチェックが進むこととなった。

④ アクシデントマネジメントの課題と対策

耐震基準のように設備に設計基準を満たす安全性を施すことはもちろん必要であるが、東北地方太平洋沖地震の経験からも明らかなように、発生の可能性は小さい事象でも、それを超える

事態の発生はまぬがれない。重要なことは、基準を超えるような事態に、原子力発電所に起きる不具合を幅広く想定し、それぞれの条件において原子力発電所全体のシステムとして「原子力安全」を確保するために必要な機能はなにかを明確にして臨機応変に対応することである。すなわち、アクシデントマネジメントが大切であるということである。自然災害は予測が難しい。どんな場合でも対処できるようにすることは不可能であり、対処しない場合と同じことになりかねない。そこで、広く様々な想定を行い、それぞれの事態に対応できるようにあらかじめマネジメントの訓練、演習を行い、準備しておくことが、想定できない事故に対応する最善策になると考える。

2.6.2 更なる福島第一の事故での論点

① 設計基準を超えることへの対応

地震動での構造健全性が論点となっている。2007年中越沖地震での柏崎刈羽原子力発電所の地震動が基準地震動に対して3倍を超すプラントもあったが、設備の健全性は十分に保たれていることが確認された。地震動に対する構造設計には大きな余裕があることが認識された。その後、全国の原子力発電所においては、基準地震動の見直しがなされ、厳しく設定されたもののまだ余裕があることがバックチェックにより確認されつつあった。これは単純に構造上の健全性の余裕が評価されたものであるが、機能上の余裕はさらに大きなものと推察される。

“設計基準を超える”意味を考え直さなければならない。すなわち、今回の東北地方太平洋沖地震では、東日本太平洋岸にある多くの原子力発電所では基準地震動を僅かだが超える地震動加速度が観測された。プラントの状態を表す観測データに表れるような影響はなく、これまでの解析評価や他のプラントの実績からも地震時の健全性は確保されたと考える。したがって、基準地震動を超える事態に対しては、これまでのように単に加速度応答の基準値を見直すのではなく、今後の免震装置の導入をも視野に入れた幅広い評価法を検討すべきと考える。

すなわち、「いつ設計基準を超えた」と判断するのか、アクシデントマネジメントを実行する上では重要な判断となる。

② 自然災害に設計はどう答えるか

低頻度の自然災害の予測は容易ではない。自然災害に対する設計は、自然災害のハザード評価に加えて、建屋、設備の構造設計や電気計装設計の複合である。シミュレーションの手法も様々であり、様々な推定がなされる。程度は異なるが、地震動と同様、超えることを想定した対応が求められ、様々な自然災害に対して、想像力を豊かな対応が求められる。

しかし、深層防護としての想定外への対応、設計基準を超えることへの対応は、実施できるが、例えば新たな自然災害への脅威を唱えて、対策が必要と誰が判断するか、また誰がそれを受け入れるのか、難しい問題である。

③ アクシデントマネジメントと事前の準備

福島第一事故では、全電源の喪失や全ての安全系の冷却系統が喪失するという事態が発生

した。設計基準を超える事態であり、深層防護の第4層への対応の不備が指摘されている。ここでは、様々なシナリオに対応したアクシデントマネジメントが求められる。これが想定外の事態への対応であり、残された機材を活用し、人の知恵で事態を乗り切ること、それがマネジメントと言われる対応である。このような事故がどのように進展するのかの具体的な検討は少ない。ここでは、いかに様々な事態を想定して、多くのシナリオに対応できるようにしておくか、事前準備や演習が重要となる。米国で9.11以降準備された同様の事態への対応の準備は、福島第一の事態への対応に有効であったはずとの報告がされている。それらの対応がどのように導き出されたのか参考とする必要があろう。

④ フェイルセーフとロバスト性（対応の柔軟性）

福島第一の事故では、格納容器から大量の放射性物質が放出される結果となった。ここでは二つの問題を取り上げたい。一つが、非常用復水器（IC）の活用であり、もう一つが格納容器ベントである。

非常用復水器（IC）は、交流電源が喪失した時に炉心を冷却するのに有用な設備である。配管破断の信号を検知すれば隔離弁が閉じてしまうフェイルセーフの仕組みで設計されていた。この隔離弁は格納容器を貫通する配管の格納容器の壁前後に設置され、格納容器内の弁は、交流電源が断では開けようがない。配管破断が発生していないにもかかわらず、計装制御系の直流電源が断となった時点で、閉信号が発信され、まだ生きていた交流電源が供給された。その結果、電源断ではas-isの状態となる設計であるにもかかわらず、「閉じ込める」機能のために、弁閉となる仕組みが働くこととなった。原子力安全の確保には、まず「止める」、次に「冷やす」、最後は「閉じ込める」の順ではないか。そういう意味では、この設計を見直すことが必要であろう。

一方、格納容器ベントについては、格納容器圧力高でラプチャー板が破断し、圧力が解放されなければならないはずであり、また安全確保にはベントの操作は必要に応じて実施されなければならない。しかし、弁の操作が容易にできず、以後の水素爆発や事故拡大の要因ともなったものと推察される。

本来、格納容器は一定の漏えいを認めるものであり、密封性が厳守ではない。設備のロバスト性とマネジメントのロバスト性がある。格納容器のベントのロバスト性は、排出の系統をいくつか設けることで、冗長性をもたせているが、いつベント弁を開放するかのもマネジメントについては、全く冗長性がなくバウンダリ（「閉じ込める」）機能維持のみが優先されており、設備のロバスト性が活かされていない。

なにが原子力安全に必要なことか、設計としてはフェイルセーフとするもの、ロバスト性を重視するものを見極めて対応しなければならない。何を目指した安全設計とするか見失ってはならない。

2.6.3 新たな設計の取組み

これまでの設計は、安全設計により設備に求められる仕様を決めて、設計基準を担保することを確実に行うことで、原子力安全を確保すればよいとの考えであった。このような設計には重大な限界がある。

これからの設計は、通常運転、異常の検知、異常への対応、設計基準を超える事態への対応、緊急時の対応（防災）の各層を通して整合した安全設計が求められ、共通する評価指標を定めて最適化を目指した設計を提案する。さらに、事故後の対応、レジリエンスと言われる復帰、復興までも視野に入れた安全確保の体系が必要となろう。

設備設計はマネジメントの領域まで踏み込んだ設計が求められ、マネジメントは設備設計、防災の領域まで踏み込んで対応することが求められる。プラントの安全確保は設計だけでは十分に対応はできない。尺度の異なる領域に渡る、機能を中心とした新たな原子力安全確保の概念を構築する必要がある。

設計は重要な役割を担っている。原子力安全を確実に維持するには、基本的には「深層防護」の概念に従った安全設計に基づくものとしなければならない。IAEAの深層防護の第1層から第5層の異なる次元への対応を安全設計により整合させて最適化するものであり、第1層から第3層の設備設計主体の領域と第4層、第5層のマネジメント主体の領域、相互連携が重要であり、プラント全体を求められる機能で結合させたシステムとしての安全確保の仕組みとしなければならない。

原子力発電システムの設計においては、地盤・建屋・機器・配管・電気・計装などのシステム全体を考えた統合化を図るトータルシステムとすること、通常運転から事故・緊急時の対応まで考慮した仕組みとしてのトータルプロセスの視点、深層防護の全領域を考えたマネジメント、ハードとソフトの最適化を図るトータルマネジメントとする、これらを統合した総合的、俯瞰的な取り組みであるトータルデザインとしなければならない。

【参考文献】

- (1) 原子力安全研究協会, 「軽水炉発電所のあらまし」, 平成4年10月
- (2) 経済産業省・原子力安全保安院, 軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価について,
<http://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/286890/www.meti.go.jp/press/0005696/0/041018accident.pdf>, 平成16年10月18日
- (3) 佐竹健治・行谷佑一・山本滋, 石巻・仙台平野における869年貞観地震の数値シミュレーション, 活断層・古地震研究報告, No.8, pp.71-89, 2008.
- (4) 地震調査研究推進本部, 三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について, 2002年7月31日,
http://www.jishin.go.jp/main/chousa/02jul_sanriku/.
- (5) 東京電力, 福島事故調査報告書, 平成24年6月20日, 2011年
- (6) 東京電力: 津波によるICの隔離インターロック
- (7) 日本原子力学会原子力安全部会, 「福島第一原子力発電所事故に関するセミナー」報告書, 何が悪かったのか, 今後何をすべきか, 2013年3月
- (8) 日本原子力学会 東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会, 「その全貌と明日に向けた提言－学会事故調 最終報告書－」, 平成26年3月11日, 丸善出版

第3章 福島原子力事故と放射性物質放出及び防災対策

3.1 環境の放射能汚染

3.1.1 大気中への放射性物質の放出状況

福島第一原子力発電所事故では、大気中への放射性物質の放出はかなり長期間にわたって続いたが、放出は時間的、空間的にもかなり複雑である。大きな放出は1号機からと考えられる3月12日深夜から始まり、その後1週間以上にわたって、各号機の特定の事象（水素爆発、ベント、原子炉および格納容器からの漏えい）に伴って、放出率は複雑に変化している。1週間を過ぎると、いくつかの変動を除いて、放出は急激に減少し4月初旬には最初の1週間に比べ放出率は千分の一以下になったと考えられている。

図1に事故初期の県7方部における空間線量率の時間変化を示す。事故発生当時、福島県が県内に設置していた24のモニタリングポストのうち、大野局を除くモニタリングポストは通信回線の断線などによりすべて機能しなくなった。しかしながら、図1に示すように県7方部の可搬型モニタリングポストのデータから大まかな大気中への放出の様子が推測できる。

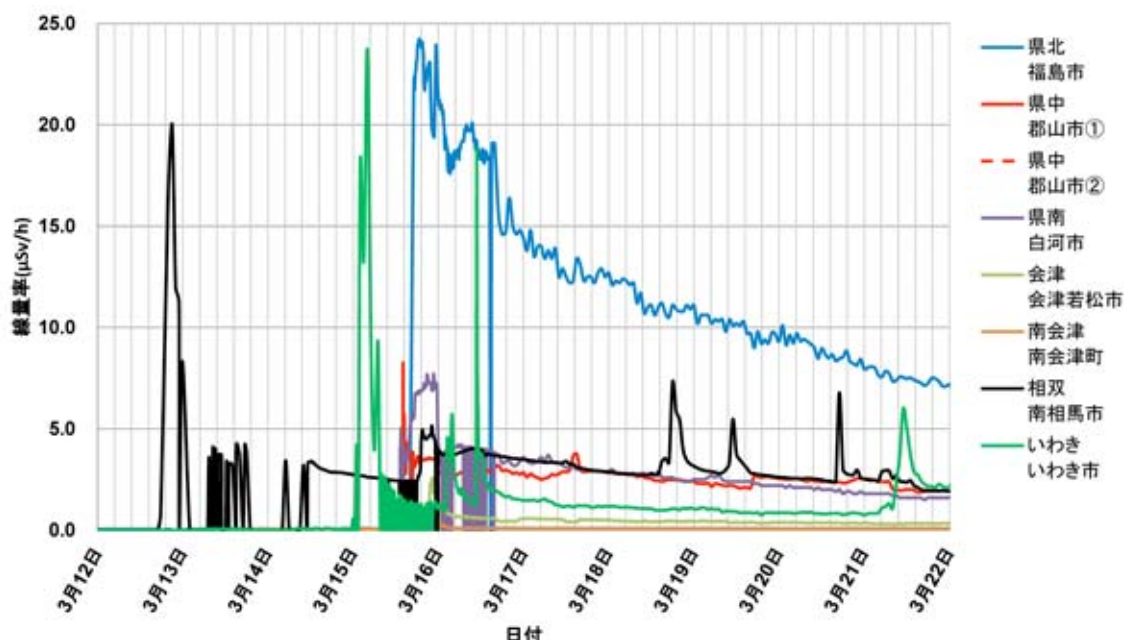


図1 県7方部における事故初期における空間線量率の時間変化

3月12日夕刻から南相馬市で空間線量率の上昇がみられる。これは1号機のベントや建屋内の水素爆発によって放出された放射性プルームの影響と考えられる。東北電力女川発電所のモニタリングポストで、12日夜半から13日未明にかけて空間線量の上昇がみられる（実際、東北電力は原子力災害対策特別措置法第10条に基づく通報を行うに至っている）が、それは同様にこの

時の放出が寄与したと考えられる。

3月13日から14日にかけての2号機や3号機からのベントあるいは3号機の水素爆発（3月14日11時01分）による放出は主に海側に流れ陸側では検出されていない。3月14日の夕刻には2号機で炉心溶融が起り、格納容器から原子炉建屋に漏洩した放射性物質は環境中に放出されたと推定される。これにより敷地内の放射線量が上昇し始めた。この放出の影響は折からの北風に乗って福島県浜通りを南下し、3月15日未明にはいわき市で、早朝には東海村の原子力機構でも線量率が上昇し始め朝7時過ぎにピークとなった。その後、関東各地でモニタリングポストの値が上昇し、静岡県まで到達したと考えられる。

図1のように放出された放射性物質は、その後、白河市、郡山市、福島市に達している。福島県のアメダスデータでは15日17時に最初に福島市で0.5mmの降水を観測している。その後、北部から雨や雪が観測され夜半には全域に及んだため、放出プルームの通過と降雨、降雪の影響による放射性物質の沈着により原子力発電所の北西方向の高い汚染分布が形成したと考えられる。

3.1.2 環境への放射性物質の放出量

(1) 大気への放出

福島第一原子力発電所から大気中に放出された放射性物質の放出量、放出パターン、核種組成などのソースタームは、いくつかの報告がなされている。推定は、2つの方法で行われている。

- 各号機の事故進展の詳細なシミュレーション解析
- 環境中の放射線や放射性物質の測定データを用いたモデルによる逆解析

両手法とも様々な限界があり、その推定値には大きな不確かさが伴うことを十分認識する必要がある。

各推定結果は、その対象範囲や時間範囲の違いなどにより、厳密に直接比較することはできないが、全放出量については大まかな比較は可能と考えられる。推定結果によると、I-131の全放出量はおよそ100から500PBq¹、Cs-137は6から20 PBqの範囲に収まる。これは1から3号機の事故当時の全インベントリ（炉内蓄積量）に対して、I-131が2～8%、Cs-137が1～3%と推定されている（UNSCEAR, 2013）。

一方、最新のチェルノブイリフォーラム報告書（IAEA, 2006）によれば、チェルノブイリ事故では環境に放出された放射性物質の総量（1986年4月26日換算）は約14 EBq¹（約4億Ci）にも及んだとされている。原子炉事故で重要と考えられている核種のうち、放射性希ガスは約7EBq（約2億Ci）、I-131が1.8EBq（約5,000万Ci）、Cs-137と他のCs同位体が85PBq（約200万Ci）、Sr-90が10PBq（約30万Ci）、Pu同位体が3PBq（約9万Ci）含まれ、希ガスは事故当時のインベントリの全量、揮発性の放射性ヨウ素は約50～60%、セシウムは33%、比較的難揮発性のストロンチウムが4%放出されたと推定されている。当初インベントリの約3%が放出されたとした

¹ 1 PBq（ペタ・ベックレル）は、10¹⁵ Bq。EBq（エクサ・ベックレル）は、10¹⁸ Bq。

燃料粒子を含むZr-95、Mo-99やPu同位体等の難揮発性の核種は、最新の知見では、当初の半分、インベントリの約1.5%が放出されたと推定されている。

したがって、福島事故で大気中に放出されたI-131およびCs-137の推定放出量の平均的な値は、チェルノブイリ事故と比較すると、それぞれ約10%と20%と考えられる。この2核種とCs-137と同程度放出されたと考えるCs-134以外の核種では、Xe-133を代表とする希ガスおよびTe-132を代表とするテルル類が公衆の被ばくに寄与したと考えられる。国連科学委員会（UNSCEAR）による福島事故の放射線影響評価では、表1に示す核種と放出量が推定されている。これらの核種は、I-131およびCs-137に対するインベントリ、環境での測定データを基に推定している。

表 1 福島事故の大気中への放射性核種の放出量推定（UNSCEAR, 2013）

放射性核種	総放出量（PBq）	放射性核種	総放出量（PBq）
Te-132	29	Xe-133	7300
I-131	120	Cs-134	9.0
I-132	29	Cs-136	1.8
I-133	9.6	Cs-137	8.8

これ以外の核種も放出されたと考えられる。例えば、高崎にあるCTBT放射性核種探知観測所では、Zn-65、Nb-95、Mo-99、Tc-99、Te-129m、Ba-140、La-140、Pr-144なども計測されている。また、ストロンチウム、プルトニウムなどヨウ素、セシウムに比べ揮発度の低い核種も土壌中に存在しているが、量的には非常に少ない。Pu-238, 239, 240の放出は、1GBqという評価もある。ただ、チェルノブイリ事故では難揮発性のZr-95、Nb-95、Mo-99、Ce-141, 144、Eu-154, 155、Np-237, 239、Pu-238-242、Am-241, 243、Cm-242, 244は、水蒸気爆発や水素爆発で直接、燃料粒子マトリックスとして、放出点近傍に降下したのとは、大きく様相が異なる。

（2）海洋への放出

福島第一原子力発電所から海洋へは、直接あるいは間接的に放射性物質が流出している。直接的には、少なくとも2011年4月2日に2号機外のトレンチから高濃度の汚染水の流出が確認されている。また、トレンチに残留している高濃度の汚染水を貯留するために、貯留タンクにある低濃度の汚染水を意図的に放出した。その後、何回か海洋への直接の流入があったが、最初の1ヵ月の量に比べれば十分小さい。間接的な流入には、大気中に放出された放射性物質が海洋に直接沈着した部分と、陸上に沈着した放射性物質が地表面流亡で河川に流入し、さらに海洋に到達したと考えられる部分がある。

UNSCEAR報告（UNSCEAR, 2013）では、様々な文献を精査し、Cs-137の直接放出は3～6

PBq、I-131はその3倍と推定した。間接経路、すなわち大気中に放出されたCs-137、I-131の太平洋への直接沈着寄与は、5～8PBqと60～100PBqと推定されている。ヨウ素、セシウム以外の核種も直接に海洋に放出され、ストロンチウムやプルトニウムは海水や海底土に検出されている。Sr-90の直接放出量は、0.04～1 PBqという推定値もある。

(3) まとめ

学術文献で推定された放射線影響上重要な核種であるI-131とCs-137の環境への放出量をUNSCEARがまとめたものを表2に示す。表には1号機から3号機のシャットダウン時における炉内蓄積量も示してある。インベントリに対して、I-131が約2～9%、Cs-137が約1%～4%と推定されている。ただし、これらの推定値は大きな不確かさを含んでいると考えなくてはいけない。

表2 福島事故で放射性核種の放出量推定まとめ (UNSCEAR, 2013)

放射性核種	1－3号停止時のインベントリ (PBq)	大気への放出 (PBq)	海洋への放出 (PBq)	
			直接	間接
I-131	6000	100－500	10－20	60－100
Cs-137	700	6－20	3－6	5－8

3.1.3 放射性物質の沈着分布

大気中に放出された放射性物質は、3.1.1で見たように事故初期の3月中に放出時の気象条件に応じて陸域および海洋に沈着した。文科省を中心として政府の原子力災害対策本部の決定により、福島第一原子力発電所からおよそ100km内において土壌採取分析と空間線量率の測定が行われた。Ge半導体検出器を用いて、約2,200箇所の調査箇所にて採取された土壌試料約11,000試料の放射核種分析を行った結果を基に、放射性セシウムの土壌濃度マップが作成された。図2は第1期調査の最終日である2011年6月14日時点に放射能濃度を換算したCs-137の土壌濃度分布である。沈着量が10kBq/m²以下から3,000kBq/m²を超える範囲で9段階に分け色別に表示されている。主に3月15日の放出と降雨による湿性沈着の影響でサイトから北西方向に30km圏外まで1,000kBq/m²の高濃度の沈着がみられる。この時点でのCs-137に対するCs-134の比は0.92でCs-137と同様の分布をしている。

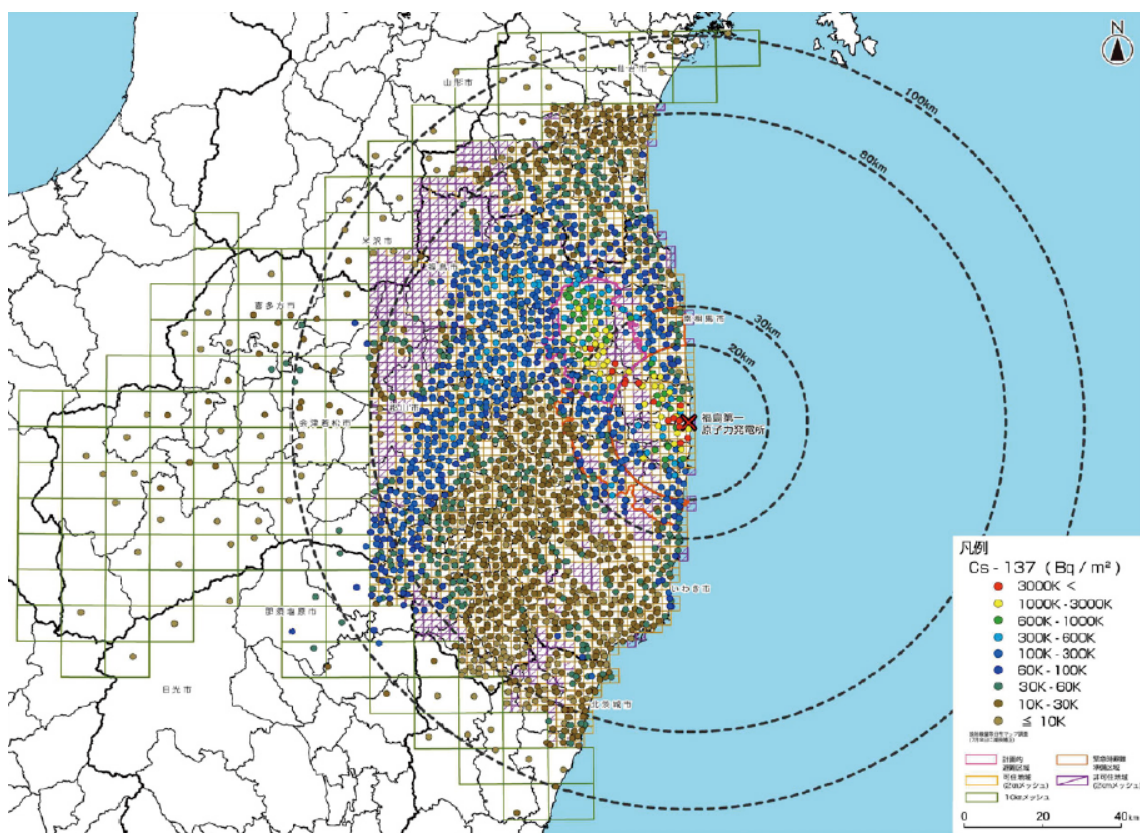


図 2 Cs-137 の土壌表面濃度

土壌試料100 試料について、アルファ線放出核種であるPu-238、Pu-239+240について放射化学分析を実施した結果を基に、Pu-238、Pu-239+240の土壌濃度マップが作成されている。図3にPu-238、Pu-239+240が検出された箇所の土壌表面における放射能濃度を示す。放射性セシウムの放射能濃度が高かった福島第一原発から北西方向においてPu-238、Pu-239+240双方が検出された箇所が存在する。Pu-238の最大値は $4.0\text{Bq}/\text{m}^2$ （浪江町）、Pu-239+240の最大値は $15\text{Bq}/\text{m}^2$ （南相馬市、20km圏内の箇所）である。なお、このレベルは過去の大気圏内核実験の影響（Pu-238の最大濃度 $8.0\text{Bq}/\text{m}^2$ 、Pu-239+240の最大濃度： $220\text{Bq}/\text{m}^2$ ）の範囲に入るレベルであった。この調査におけるPu-239+240（Pu-239の半減期： 2.41×10^4 年、Pu-240の半減期：6564年）に対するPu-238（半減期：87.7年）の放射能濃度の比は0.33～2.2であり、過去の核実験の影響による全国平均値0.026から、事故による寄与と考えられる。

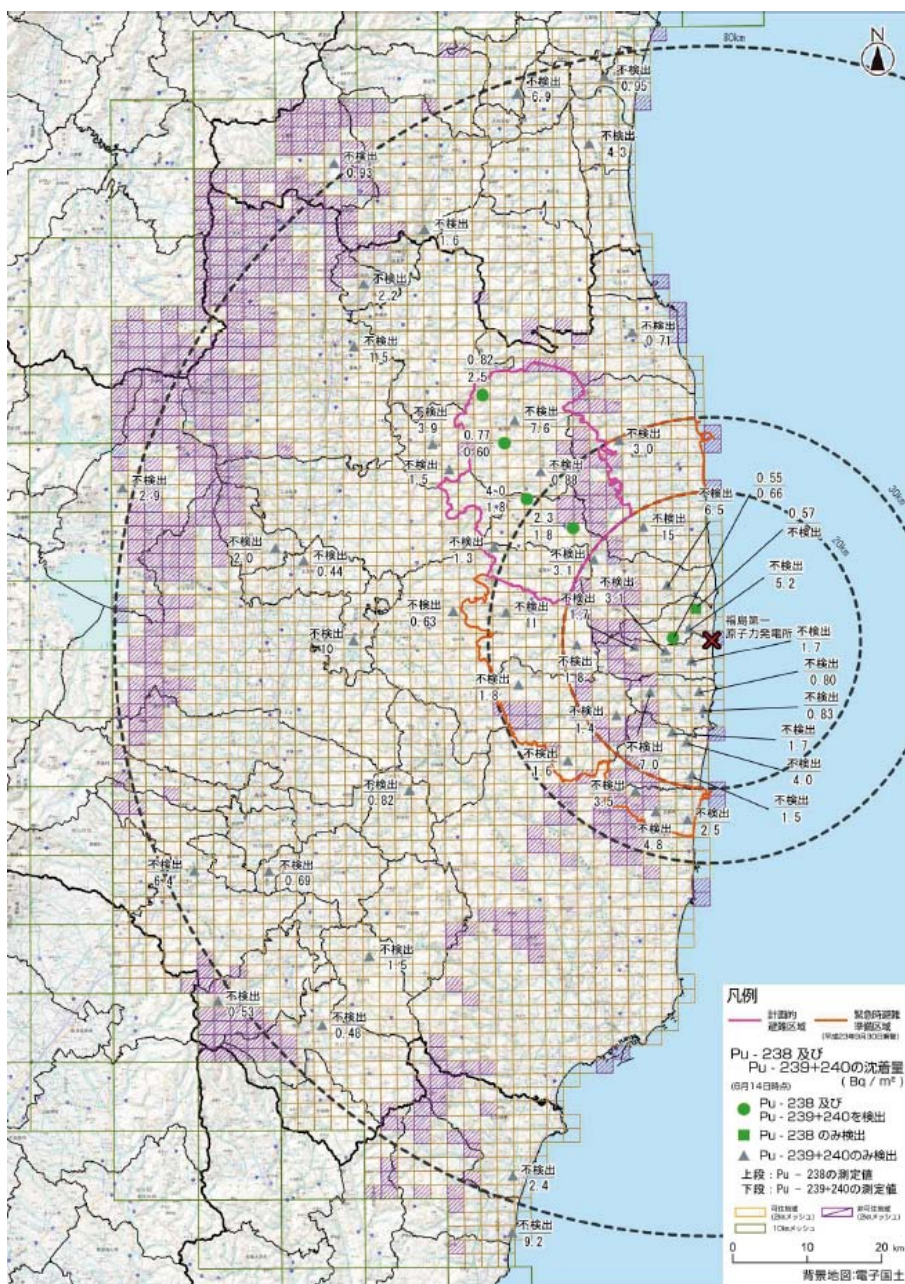


図3 Pu-238、Pu-239+240の土壌表面濃度

一方、チェルノブイリ事故では、破壊された原子炉からの放射性物質の放出は10日間も続き、放出期間中の気象条件によって、放出物質の大気中拡散・沈着は大きく変動したため、環境汚染分布は極めて複雑である。事故から1日半ぐらいまでは、放出物質は最大高さ3kmぐらいまでの大気中に吹き上げられているため、多量の放射性物質の放出にも係わらず、発電所近傍における公衆に早期死亡等の確定的影響の発生には及ばなかったと考えられている。最初に吹き上げられた放射性物質は上空の毎秒5mから10mの風で北西に運ばれスカンジナビアで観測される

ことになる。放出された放射性物質の沈着分布は極めて複雑で汚染プルーム通過時の降雨が強く影響している。図4にベラルーシ、ウクライナ、ロシア3国におけるCs-137の沈着分布を示す。チェルノブイリ北北東のベラルーシ、北東のロシア・ブリアンスク地方に降雨の影響による高い汚染が見られる。Cs-137の土壌沈着レベル 37kBq/m^2 (1Ci/km^2) は、(1) 欧州における核実験フォールアウトレベルの約10倍で、(2) 事故後1年間の線量がおおよそ 1mSv に相当するレベルである。

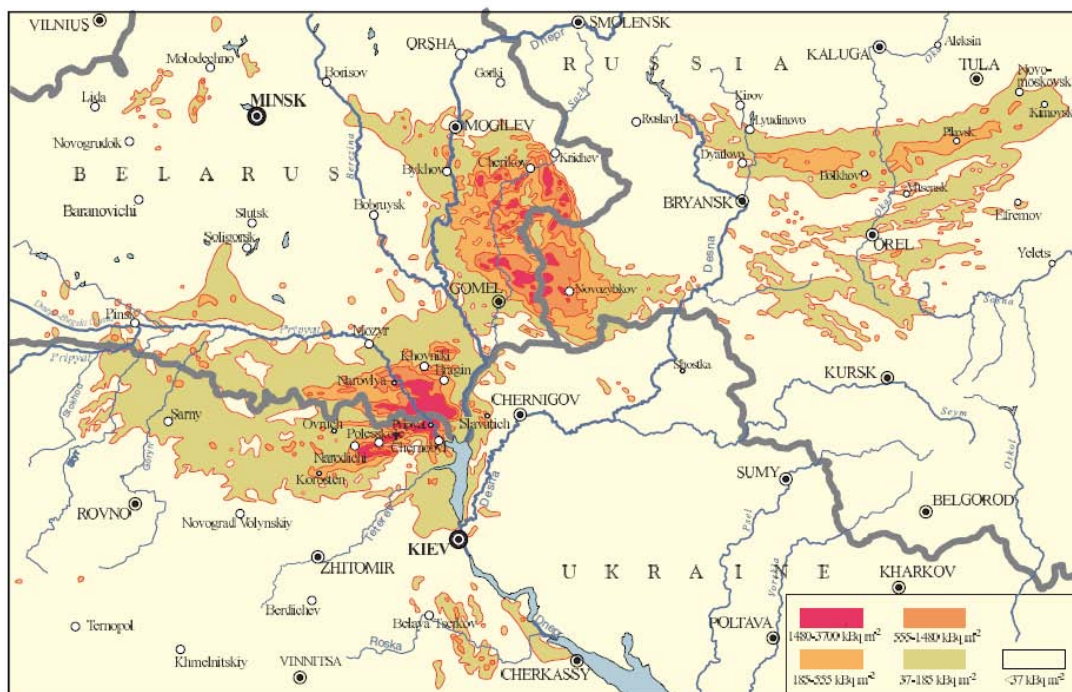


図4 ウクライナ、ベラルーシ、ロシア領域におけるCs-137の地表面沈着分布

チェルノブイリ事故で放出された放射性核種は、ガス状、凝縮粒子、燃料粒子の形態を取って、その物理化学的性状は化合物の揮発度と炉内の環境に支配された。揮発性の高い希ガスやヨウ素はガス状で大気中を輸送され、ガス状の放射性核種やサブミクロンの凝縮粒子の沈着はチェルノブイリから数千キロメートルの場所でも起こっているし、Cs-137の沈着はチェルノブイリから数百キロメートルでも $10,000\text{kBq/m}^2$ と高い。一方、Puなどの難揮発性の核種は燃料粒子マトリックスとして、放出点近傍に降下した(図5参照)。

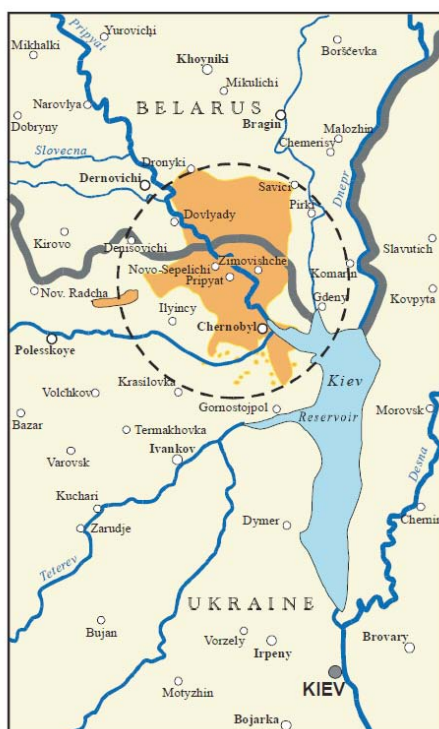


図 5 Pu-239+240 の地表面沈着が 3,700Bq/m²を超える領域

3.2 防災対策

3.2.1 福島第一原子力発電事故における防災対応

(1) 避難等の緊急防護措置の実施

3月11日14時46分の地震発生後、15時30分頃には大きな津波が襲来し福島第一の広範な範囲が浸水する。15時42分には原子力災害特別措置法（以下、「原災法」）第10条の規定に基づく特定事象通報（全交流電源喪失）がなされる。さらに16時45分、原災法15条第1項の規定に基づく特定事象（非常用炉心冷却装置注水不能）通報が行われる。これを受け、17時45分頃には保安院は「緊急事態宣言」の上申プロセスに入り、18時22分に経済産業省大臣より内閣総理大臣に緊急事態宣言の上申がなされる。19時03分に、菅内閣総理大臣は原子力緊急事態宣言を発令し、総理を本部長とする原子力災害対策本部（原災本部）を官邸に、経済産業副大臣を本部長とする同現地対策本部をオフサイトセンター（OFC）に設置する。しかしながら、OFCでは非常用ディーゼル発電機の故障、要員集合の困難もあり、現地対策本部の本格的な活動は本部長到着および電源復旧後の12日午前3時頃以降になる。

政府原災本部は緊急事態宣言から2時間20分後の21時23分に福島第一原子力発電所から半径3km圏内の居住者の避難および半径3～10km 圏内の居住者の屋内退避を指示した。一方、これより早く、20時50分、福島県知事は独自に大熊町及び双葉町に対し、半径2km圏内の居住者

の避難を指示していた。その後、1号機の格納容器圧力の上昇やベント実施の遅れもあり翌3月12日5時44分には、原災本部は避難範囲を10kmに拡大する。さらに12日15時36分に1号機原子炉建屋での爆発が起き、これに対する対応が検討され18時25分には避難指示を20km圏内の居住者までに拡大した。

3月14日11時1分3号機原子炉建屋の爆発、15日6時過ぎには事故当時は2号機付近で生じたとされた爆発的事象や4号機原子炉建屋の損傷や火災発生等の複数号機における事態の発生後、原災本部は15日11時、福島第一原子力発電所から半径20km以上30km圏内の居住者等の屋内退避を指示した。

(2) 飲食物に関する早期防護措置の実施

3.1.1に記したように、主に3月14日夜半から16日未明にかけての放射性物質の大気中への大量放出により、特に放射性ヨウ素および放射性セシウムの地表面への沈着とともに、広範な飲食物の汚染が生じた。特徴的なことは降水によって沈着したと考える放射性物質が早い段階で上水道に見いだされたことである。福島市では3月16日に採取された上水道に放射性ヨウ素が初めて検出された。その後、3月17日川俣町の水道水で原子力安全委員会（以下、「原安委」）の防災指針に示される飲食物摂取制限に関する指標（300Bq/kg）を超える308Bq/kgが、また郡山市、白河市、いわき市、飯舘村の水道中でもI-131が検出された。飯舘村で3月20日に採取した水道水からは今回の事故で最大の放射性ヨウ素（I-131, 965Bq/kg；I-132, 153Bq/kg）が検出された。

また、川俣町で3月16日に採取された原乳から1,190Bq/kgのI-131が検出された。これは同様防災指針の指標（牛乳・乳製品、300Bq/kg）を大きく超えるものであった。茨城県でも水戸市および河内町で3月19日に採取された原乳からは1700Bq/kgのI-131が検出された。また、茨城県高萩市では3月18日に採取されたハウレンソウから15,020Bq/kgのI-131および524Bq/kgのCs-137が検出され、福島県でも3月21日に採取されたハウレンソウから最大19,000Bq/kgのI-131および20,000Bq/kgのそれぞれCs-134とCs-137が検出された。これらも野菜類（ヨウ素の場合、根菜、芋類を除く）に対する指標（放射性ヨウ素：2,000Bq/kg、放射性セシウム：500Bq/kg）を超えるものであった。

このような状況に対して、食品衛生法に基づき飲食に起因する衛生上の危害の発生を防止する管轄権をもつ厚生労働省（以下、厚労省）は、放射能に関する基準をそれまで定めていなかったため、3月17日に上記の防災指針に示された「飲食物摂取制限に関する指標」を暫定規制値として採用し、これを上回る食品については食品衛生法第6条第2号に当たるとして摂取しないように各自治体に通知した。

水道水については、厚労省は3月19日に暫定指標（規制値）を超過した場合に、1. 指標を超えるものは飲用を控えること、2. 生活用水としての利用は問題がないこと、3. 代替となる飲用水がない場合には飲用しても差し支えないこと、を各都道府県に地方自治法に規定する技術的助言と

して通知した。また、3月21日には水道水の放射性ヨウ素が100Bq/kgを超える場合、乳児用調整粉乳を水道水で溶かして乳児に与える等、乳児による水道水の摂取を控えるよう通知した。これにより、3月21日に飯舘村簡易水道の摂取制限が行われた。この制限は乳児を除き4月1日に解除されるが、乳児については5月10日まで続いた。また、乳児については福島県だけでなく、茨城県、千葉県、東京都、栃木県の計20の水道事業者においても、概ね3月中はこの措置が実施された。

一方、農畜産物の最初の出荷制限は、3月21日に福島県において産出された原乳、福島県、茨城県、栃木県および群馬県で産出されたハウレンソウおよびカキナについて実施された。これは、原災法第20条第3項の規定に基づくもので、原災本部長である内閣総理大臣の指示による。厚労省は4月4日に「食品中の放射性物質に関する暫定規制値の取扱い等について」で、食品中の放射性物質に関する暫定規制値の取扱い、地方自治体の検査計画等について公表した。その中で、水道水と同様に福島県及びその近隣10都県で1週間に1回を目途に検査を行うこと。国が行う出荷制限・摂取制限の品目・区域の設定条件および解除条件を示した。

一方、4月1日に茨城県で採取されたイカナゴの稚魚であるコウナゴに4,080Bq/kgのI-131が検出されたことから、厚労省は4月5日に原安委が指標値を示していない魚介類中の放射性ヨウ素について、野菜類中の放射性ヨウ素と同一の暫定規制値(2,000Bq/kg)を準用することとし、各都道府県等に通知した。4月20日に福島県で水揚げされたコウナゴの摂取および出荷制限の指示が出される。また、4月8日には原災本部から稲の作付けに関する考え方が示された。平成23年度に生産される米(玄米)が放射性セシウムの暫定規制値を超える可能性の高い地域については、あらかじめ作付けを制限するというもので、具体的には水田土壤中濃度が5000Bq/kgを上限とするものであった。4月22日には、この考え方に基づいて原災本部長が関係県知事に対し、稲の作付け制限について指示した。6月に入って、茶葉にCs-137が検出され、これらの県のほか神奈川県でも出荷制限が実施されている。さらに7月には、飼料として汚染された稲わらが使用されたと見られる牛肉に暫定規制値を上回るCs-137が検出され、福島県、宮城県、岩手県、栃木県で出荷制限が実施された。

(3) 追加的早期防護措置の実施

3月15日に福島県全域、特に福島第一発電所から北西方向で高い空間線量率が測定され、文部科学省は屋内退避区域となっている20-30km範囲についてモニタリングカーによる測定を実施した。北西約20kmの浪江町周辺では、21時頃200から300 μ Sv/hの高い空間線量率を測定した。3月17日に北西約30kmの浪江町赤宇木で最大170 μ Sv/hを測定するに至り、原安委は翌18日、原子力安全・保安院に対して民家の有無、地形確認等を要請した。また、文部科学省に対しては積算線量計の設置を要請した。

3月18日の現地確認に対して原災本部住民安全班は3月27日、局所的に比較的高い空間線量

率が観測されている浪江町津島地区と飯舘村蔵平・長泥地区付近に約200名程度の住民が自宅屋内に残留しているという情報を回答すると同時に、モニタリングデータから今後、防災指針の屋内退避及び避難等に関する指標（実効線量で10～50mSv）に達すると見込まれるとした。

その後、IAEAが3月30日にWebのFukushima Update Logで彼らの安全指針案（GSG2として2011年5月に刊行）で示す避難に対する運用上の介入レベル（OIL：空間線量率）を福島汚染状況を考慮して、I-131とCs-137の土壌汚染密度（Bq/m²）に変換した場合、飯舘村付近のI-131のデータにこれを超過しているものがあるとして、日本政府に注意深い分析評価を助言した。この間、官邸では文科省のモニタリングデータを基に、原安委の助言を考慮し避難区域の拡大の可能性および20～30kmの屋内退避の変更が検討されていた。

原安委は4月10日、原災本部から原災法第20条第5項に基づく緊急事態応急対策の変更に関する意見を求められ、国際放射線防護委員会（ICRP）2007年勧告で示されている緊急時被ばく状況における公衆を防護するための参考レベル20～100mSv（急性または年間）やIAEAの考え方を考慮して、事故発生から1年の期間内に積算線量が20mSvに達するおそれのある区域を「計画的避難区域」とすることを提案した。また、福島第一原発から20～30kmの屋内退避区域で上記の「計画的避難区域」に該当する区域以外の区域を、発電所の事故の状況がまだ安定せず緊急に対応することが求められる可能性があり得ること等から「緊急時避難準備区域」とすることを提案した。

原安委の助言を受けた形で、4月11日に官房長官から計画的避難区域及び緊急時避難準備区域の設定について基本的考え方が発表された。4月22日には原災本部長より原災法第20条第3項に基づく正式な指示が出された。この指示までの間は自治体への事前説明に当てられた。この指示では3月15日の福島第一原発から半径20～30km圏内の屋内退避指示が一旦解除され、計画的避難区域の居住者等は原則としておおむね1ヶ月程度の間に避難のための立ち退きを行うこと、緊急時避難準備区域の居住者等は常に緊急時に避難のための立ち退き又は屋内への退避が可能な準備を行うこととされた。また当時、伊達市や南相馬市で年間の積算線量が20mSvを超えると推定された一部の地域については、6月以降に住居単位で特定避難勧奨地点として指定され居住に対する注意喚起、情報提供、避難支援等が行われた。

3.2.2 緊急事態への備えと対応の課題

(1) 福島第一事故以前の防災システム

我が国の原子力災害に対する対応は、1979年に発生した米国スリーマイル島原子力発電所2号機（TMI-2）の事故を契機としている。同年7月、国の中央防災会議において「原子力発電所等に係わる当面とるべき措置について」が決定され国と地方を結ぶ緊急連絡体制の整備、「緊急技術助言組織」等の専門家支援の組織体制の整備、緊急モニタリングや緊急医療派遣体制の整備等、国の役割が具体的に示された。翌年1980年6月に原安委は「原子力発電所等周辺の防災

対策について」（以下、「防災指針」）を決定した。防災指針は、原子力災害特有の事象に着目し原子力発電所等の周辺における防災活動の円滑な実施が行えるように技術的、専門的事項を検討した結果をとりまとめたものである。

1995年1月の阪神・淡路大震災の後、災害対策基本法（以下、「災対法」）に基づく防災基本計画に災害の種類ごとの詳細な対応が定められることとなった。これを受け、1997年6月動力炉・核燃料開発事業団東海再処理施設アスファルト固化処理施設における火災爆発事故の直後に、防災基本計画に「第10編原子力災害対策編」が追加された。この原子力災害対策編は、中央防災会議における検討を経て策定されたものであり、原子力防災対策に係る各機関の責務および役割がより一層明確化された。1999年の東海村JCOウラン加工工場での臨界事故（以下、「JCO事故」）では、核燃料施設の安全規制上の問題と共に、防災については迅速な初期活動、国および自治体の連携、国の緊急時対応体制強化、事業者責務の明確化等、様々な課題が顕在化した。これを受け、同年12月に災対法および「核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律（以下、「炉規法」）」の特別法として、新たに原災法が制定公布された。原災法が成立した臨時国会では、関係省庁が協力して、通信連絡機能の強化、放射線モニタリングの強化、オフサイトセンターの整備、防災資機材の整備、緊急医療体制の整備等、予算措置が必要な施策がまとめられ、補正予算によって手当てされた。

日本の原子力防災システムは災対法と原災法を頂点とし、防災基本計画で各関係機関の責務と役割が明確化され法的整備がなされてきた。防災指針は防災基本計画で専門的・技術的事項について十分尊重されるものとして規定され、国、地方公共団体、事業者が原子力防災に係る計画を策定する際、および緊急時における防護対策を実施するための指針として位置付けられた。そして、防災基本計画および防災指針に基づいて、立地地域の地域防災計画が整備されるという構図が出来上がっていた。しかしながら、緊急時において住民の健康を防護するための各種の防護措置に対する明確な運営の考え方（Concept of Operation）は、これまでどこにも示されていなかった。防災指針には、EPZ、通報基準及び緊急事態判断基準、防護対策のための指標という技術的な判断基準は示されているが、どのように防護措置を実行していくのかの基本的考え方、手順が示されていない。また、日本ではTMIは起こり得ても、チェルノブイリは起きないというのが防災の基本とされ、実質的に格納容器破損に至るようなシビアアクシデントに相当する緊急事態への備えと対応は整備されてこなかったといつてよい。したがって、今回の事故で実行された計画的避難のような一時的移転といった長期防護措置の検討もなされていなかった。以下では、福島第一事故における緊急時対応を踏まえて、この防護措置実施の考え方、課題について検討した。

(2) 予防的緊急防護措置の防護戦略と課題

JCO事故以降、頻繁に行われることになった防災訓練においては、ERSS（事故進展と放出

量等のソースタム予測)とSPEEDI(環境中における被ばく線量予測)という緊急時計算予測システムによる予測結果を基に、避難や屋内退避の緊急防護措置を決定するスキームが定着していた。予測システムから得られる予測線量 (projected dose)²を防護措置実施の指標(介入レベル)、例えば屋内退避では実効線量で10mSv、避難では50mSvと比較しその範囲を特定し、避難等の対策を指示するスキームである。しかしながら、このようなスキームは防災指針には示されていない。防災指針には、「防護対策をとるための指標は、なんらかの対策を講じなければ個人が受けると予想される線量(予測線量)又は実測値としての飲食物中の放射性物質の濃度として表される。予測線量は、異常事態の態様、放射性物質又は放射線の予想される又は実際の放出状況、緊急時モニタリング情報、気象情報、SPEEDIネットワークシステム等から推定されることとなる。」とあるだけで、SPEEDIは予測線量を得るための一つの情報に過ぎない。ただ、逆に言えば防護措置を判断する明確な運営の考え方が示されていなかったもので、このような安易な方法が定着してしまったのである。これによって、防災関係者に緊急事態対応における計算予測システムの信仰が醸成されることになった。

福島第一事故では、3.2.1に述べたように地震発生約6時間後に、まず福島県によって半径2km範囲の避難指示がなされ、その後政府は半径3km範囲の避難と10km範囲の屋内退避を指示し、翌12日5:44には半径10km範囲に避難を拡大するという、比較的早い段階で住民に対する予防的な緊急防護措置がとられた。これらの指示は、1号機の冷却機能の喪失、格納容器の圧力上昇の判断から行われた。また、1号機原子炉建屋の水素爆発後の12日18:25には、複数炉の同時災害のリスクに備え、半径20km範囲に避難が拡大し、15日午前の2号および4号機での事象後の11:00には20～30km範囲の屋内退避が指示された。これらの緊急防護措置は事前の準備がない中で行われたため、その実施時期、実施範囲が十分な根拠に基づいたものではなかったが、結果的には3月15日の大量放出以前に、多くの住民が20km圏外へ避難できていたために確定的健康影響を生じさせるような甚大な被ばくを与えることは回避できたと考えられる。

ソースタム情報のないSPEEDIは、放射性核種の単位放出量を仮定した解析が実施され、その結果は対策本部や原安委に配信されていた。また、いくつかのソースタムを仮定した解析も、保安院、文科省で実施されていたが、それらの情報は定量性がないため、とても避難の判断には用いることができず、プラントの危機的状況から予防的措置として避難の判断が下されたのである。

一方、SPEEDIの予測結果が公表されないことが、社会的な問題となった。3月12日に避難指示を受けた半径20km圏内の住民の一部が、福島第一サイトから北西方向20km圏外の避難所(浪江町津島地区)に移り、3月15日の午後にその方面が重大な汚染を被ったことから、SPEEDI予測結果の非公開が無用な被ばくを引き起こしたというものである。これは、3月23日に

2 予測 (projected) 線量とは、何の措置も講じなければ受けると予想される線量で、予測システムによる予測 (predict) とは異なる意味であるが、しばしば誤解されている。

原安委によって公表されたSPEEDIの計算結果を事前に予測していたものと誤って理解したためである。実際、この計算結果は3月15日以降に得られた大気中の放射性ヨウ素の濃度や空間線量率の実測データからSPEEDIを用いた逆解析を行ってソースタームを推定し、そのソースタームから再度計算を行った再現計算の結果に他ならないからである。発表の際に十分な説明がなく、その後、国会などでの追及で明確にされても、報道が十分でなく未だに、この誤解が浸透している。

政府が事故後の2011年6月のIAEA閣僚会合に提出した報告書に記載されたシビアアクシデント解析コードMERCORによるソースターム解析情報を基に、原子力機構で開発した確率論的安全評価コードOSCAAR（レベル3PSAコード）でCs-137の汚染分布を推定した結果を文科省によるモニタリング結果と比較したものを図6に示す。主に2号機からと推定される15日の大量放出の放出時期がこのMERCORの解析では十分解明できていないため、北西方向の汚染分布を模擬できていない。このように事故後でさえ正確なソースタームを再現することは非常に難しい。仮に正確なソースタームが与えられたとしても、放出点から10～20km以上も離れた領域の被ばく線量を高い精度で定量的に評価することも難しい。ソースターム評価および環境影響評価の不確実さを考慮すると、事故初期の情報が不足した中で迅速な判断を求められる危機管理段階において、緊急防護措置の意思決定をこのような計算予測システム依存するスキームは改めなければならない。

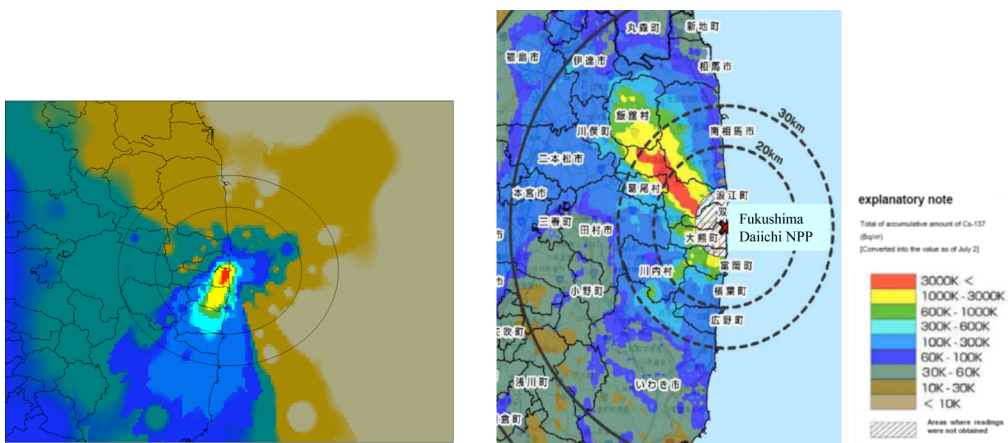


図6 Cs-137 汚染分布の計算コードによる再現とモニタリング結果の比較

チェルノブイリ事故でも明らかになったように、初期の危機管理段階で重要な緊急防護措置のひとつに安定ヨウ素剤の予防服用がある。安定ヨウ素による甲状腺ブロックは、放射性ヨウ素の甲状腺への取り込みを防ぐ。したがって、甲状腺が受ける線量を最大限低減させるためには、放射性ヨウ素の体内摂取前、また後でも可能な限り早く安定ヨウ素を投与しなければならない。政府事故調報告書によれば、現地対策本部は3月12日の13時15分に県および関係町に安定ヨウ

素剤の避難所への搬入準備の確認や薬剤師等の確保の指示を出している。また、原安委も3月13日午前の段階で現地対策本部のスクリーニングレベルに関する意見照会に対して、スクリーニングの結果が10,000cpmを超えた場合には安定ヨウ素剤を投与すべきとするコメントを原災本部事務局（ERC）に送付している（しかし、このコメントは実際には現地対策本部に伝わらなかった）。このように、比較的早い段階で服用準備の着手がなされたが、実際には20km圏内の住民はほとんど安定ヨウ素剤を服用しないで避難した。原安委からは3月15日に20km圏の避難地域の入院患者に対して、16日には同避難地域の残留者に対して、避難時における安定ヨウ素剤投与の助言を行ったが、県は避難地域には対象者がいないことを確認済みとして服用指示を行っていない。その一方で、三春町や一部の市町村では独自の判断で安定ヨウ素剤の配布・服用指示を決定し実施したところもあった（三春町では、3月15日薬剤師立ち会いの下で対象者の95%の配布を行ったとされている）。

こうした安定ヨウ素剤の予防服用の混乱は避難と同様、緊急防護措置の一つとしてどのように実施していくかの具体的な運営の考え方が計画段階で明確にされていなかったことが大きな要因と考えられる。特に、迅速性が最も重要であるにもかかわらず、その指示がオフサイトセンターから原災本部、原災本部長から現地対策本部、道府県知事、住民という、現場よりも国の最終的な決定を重視する構図が災いしている。

政府が3月15日に実施した20～30km範囲の屋内退避措置も大きな混乱を招いた。プラント状態の見通しが十分得られない中、インフラ等、長期間にわたる屋内退避措置の困難さが現実化し、25日には自主的避難を要請する事態に至った。これまでの緊急時計画では、被ばくレベルが高い区域に避難措置を指示し、その外側の一定の範囲は屋内退避という計画が一般的であるが、今回の事故で、屋内退避は非常に難しい判断を要する措置であることが明らかとなった。自宅等への屋内退避は迅速に実行可能で、新たな指示等の情報にも容易にアクセスできるという利点があるが、建屋の構造によっては高い被ばく低減効果は期待できないし、長期の屋内退避は現実的でない。基本的に短期的に放出された放射性物質からの被ばくを一時的に低減させるための措置であり、その後の状況によって早急な解除あるいは避難への移行が求められる。屋内退避、避難、一時的移転、安定ヨウ素剤予防服用といった防護戦略全体の中で各防護措置の実施手順を事前に十分に検討しておく必要がある。

また、事故当時20km圏内の病院や介護施設に取り残された要支援者が過酷な環境下で劣悪な移送を行われ多くの人命を失う結果となった。緊急時計画においては、病院、刑務所等の特殊な施設についての避難手段等に特別の配慮が必要なことは自明である。JCO事故においても、災害弱者に対する対応を含めた防護措置のあり方について検討することが対策・提言で指摘される場所であったが、ここでも十分な事前準備がなされていなかった。

(3) 飲食物摂取に関する防護戦略と課題

汚染した飲食物の摂取による被ばくは、内部被ばくという住民の懸念とともに風評被害という社会的懸念をもたらす。飲食物に関連した防護戦略を如何に合理的に考えていくかは重要である。時間軸に沿って2つの課題がある。

ひとつは、放射性ヨウ素、テルリウム等の短半減期核種の寄与が大きいと考えられるプルーム通過後の早い段階での迅速な出荷・摂取制限である。今回の事故では、3月16日に水道水や農畜産物に基準を超えるI-131が検出されてから実際に出荷・摂取制限を実施するまでに5日を要しており、この間にI-131の取り込みがあったと考えられる。水道水のように人が直ちに直接摂取できる環境にある場合、より迅速な対応によって無用な被ばくを避けることが重要である。それには、測定に時間を要する放射性核種濃度の指標（OIL）による摂取制限の判断ではなく、放射性プルームの通過あるいは地表沈着による空間線量率の上昇を指標とした迅速な判断が有効と考えられる。また、その後に濃度指標に基づくOILで出荷・摂取制限を講じる2段階のスキームを考慮すべきである。

もう一つの課題は、放射性セシウムを代表とする長期的な内部被ばくの影響を防護するための飲食物制限レベル設定の考え方である。厚労省は、食品安全の観点から国際的にみても非常に厳しい規制基準を設けた。ICRP2007年勧告にあるように、個々の防護措置は様々な防護措置からなる防護戦略全体の最適化のプロセスの中で、本来検討すべき問題である。事故によって汚染された飲食物の摂取制限に関する判断基準を設定する場合、以下の観点からの検討が必要と考えられる：

- 摂取制限による放射線影響の回避と栄養の観点も含む代替品の確保
- 基準となる線量レベル設定において考慮すべき経口摂取線量の寄与
- 食品摂取量および汚染割合の現実的評価
- 消費者の食品安全と被災地域における生産者の状況
- 輸出入に関しては国際基準との調和

飲食物摂取制限については、国内事情はもとより国際的に共通の考え方を確立する必要がある。上記の観点を考慮した明確なガイダンスが必要である。

(4) 緊急防護措置の解除と長期防護措置実施

危機管理段階で実施した避難と屋内退避は、政府によって4月22日に20km圏内の警戒区域と圏外の計画的避難区域および緊急時避難準備区域として変更された。事故当時、防災指針には避難や屋内退避の解除、また一時的移転等の長期防護措置に関する考え方や判断基準は示されていなかった。国際的にはすでにICRP2007年勧告が出され、それまでの行為と介入というプロセスに基づいた放射線防護のアプローチから、計画被ばく・緊急時被ばく・現存被ばくといった被ばく状況の特性に基づいたアプローチへと展開している状況にあった。しかしながら、事故

当時、防災指針等はそれ以前の1990年勧告およびそれに基づくIAEAの改訂前のBSSをベースにしていたため、計画的避難区域の設定に当たっても、当初は回避線量に基づく避難の防護対策指標である50mSvを参照して追加的防護措置が必要かどうかの検討がなされていた。

最終的に原安委は3月21日のICRPからのメッセージを考慮して、4月10日に計画的避難（一時的移転）の実施および屋内退避の解除（緊急時準備区域への移行）を助言した。計画的避難範囲は、ICRP2007年勧告の緊急時被ばく状況の考え方に基づく、防護の最適化のための参考レベル20～100mSv（残存実効線量）のバンドから年間20mSvを選択し、それを超えると予想される地域の住民に一時的移転を要請したものである。このように、事故以前に長期的な防護措置の検討を怠っていたこと、緊急時に適用する国際的な放射線防護の考え方が変わり、関係者の十分なコンセンサスを得るのに時間を要したこと等が原因で、追加的防護措置の実施が遅れた。さらに、長期的な防護措置の実施には一時的移転を強いられる住民との対話も必要となるため、政府は関係自治体との協議にも時間をかけられなかった。福島県県民健康管理調査による外部被ばく積算実効線量結果の比較的高い線量は主に計画的避難区域の住民にもたらされている結果からも、意思決定の遅れが指摘できる。3.2.1で述べたように3月30日には、IAEAでは独自に福島第一事故用に避難のOILを修正し、日本政府に慎重な評価助言している。ここにおいても、環境への放射性物質の放出後における緊急防護措置実施の判断が、環境で測定可能な量で示されるOILとモニタリングによって迅速になされるスキームの重要性が明らかとなった。

3.2.3 緊急事態管理と運営の課題

サイト外の緊急時対応は深層防護の第5層と位置づけられている。しかしながら、IAEA基本安全原則では事故の影響の防止と緩和の手段である深層防護として、人や環境に有害な影響を引き起こす可能性を十分に小さくするために講じられるサイト内施設に対する措置の原則8とは別に、いわば最後の砦として、原則9に「緊急事態への準備と対応」として明記されている。その主要な目標は、①現場、地域、国、国際間の各レベルで効果的な対応ができるように確実に取り決めがなされること、②合理的に予測可能な事象に対して確実にリスクを軽微なものとする、③人や環境への影響を緩和するために実施可能な手段を講じること、とされている。

③の防護措置の課題については、すでに3.2.2で分析した。②の目標のためには、IAEA安全要件（GS-R-2）の包括的要件にあるように、脅威の評価ですべての範囲の想定事象を考慮し、地震のような通常の緊急事態との組み合わせを含む緊急事態を考慮しなければならないとされている。格納容器が健全であれば、避難等の緊急防護措置が必要となる可能性は十分に低いのに、そのような前提で防災を考え緊急事態への備えを怠ってきたこと、新潟県中越沖地震を経験しながら地震との複合災害への備えを怠ってきたことが、今回の事故では事業者、地方自治体、国すべての機関の不十分な防災対応として現れた。

どんな事故でも、対応の悪さが露見するのは、予め準備していた想定範囲を超えたところで起こる。したがって、脅威の評価により如何に合理的に予測可能な事象に対して確実に準備するかを問うことが重要であると同時に、それを超えるものに対応する柔軟性もまた重要な要素となる。準備段階では、仮に緊急事態が生じても想定範囲に収まるように平時からその対応可能な範囲を広げる努力が必要である。危機管理段階の対応では、予め決められた手段でまず対処し、その枠を外れた場合に柔軟に対応できる能力を養っておくことも重要である。そのためには、①の現場、地域、国、国際間の各レベルでの関係機関の責務と役割、およびその調整のあり方をもう一度見直し、様々な形式での訓練でフィードバックしていく必要があるだろう。

原安委ではこれまで何回か立地審査指針の見直しが試みられたが、その度に立地とアクシデントマネジメント、防災の位置づけについて議論が行われてきた。平成15年の「安全審査指針の体系化について」では、「防災計画は、災対法に基づき…災害を未然に防止し、あるいは、放射線による影響を実行可能な限り低減させるべく最も有効な臨機の措置を国、地方公共団体等がとることを目的として念のために定められているものである。防災対策は、原子炉施設の安全性確保のためにとられている技術上の深層防護および公衆からの離隔（「災害の防止上支障がない」ことは、ここまでで担保されている。）の外側に位置するものであり、広義の深層防護の一環をなしているものと考えらるべきものである。従って、防災計画は、炉規法に基づく安全規制とは独立に準備される行政的措置であり、設置許可における立地条件の適否の判断の要件として考慮すべきではないと考える。」と位置づけている。同時に同文書では、アクシデントマネジメントについても、炉規法による設置許可条件に係るものではなく、「運転安全」に係わる措置で設置者の自主保安として位置付けていた。

このように我が国においては、防災計画は炉規法とは別の災対法で位置づけられ、JCO事故後問われた事業者の責務の明確化は、防災業務計画の作成など原災法に位置づけられた。ここには、国と地方自治体はオフサイト、事業者はオンサイトのみという明確な仕分けがある。さらに、JCO事故における国の初動対応の不備への反省から、原災法では国による緊急事態の集中的な管理が前面に出ている。こうした責務また役割の分担は、図1に示した緊急事態管理の時間的推移から考えるならば逆行している。今回の事故では事業者による原災法第15条通報から原子力緊急事態宣言まで2時間18分を要し、さらに最初の避難実施の指示まで2時間20分を要している。情報が少なく不確実さが大きい初期の危機管理の段階では、発災現場に近い事業者と地方自治体が連携し、予め決められた手順で現地の判断で迅速に緊急防護措置を実行していくスキームを確立していく必要がある。このためには、原子力規制委員会で新たに策定された原子力災害対策指針で明確にされたように、関係機関が共通に認識するための講ずべき防護措置と関連図付けられた緊急事態区分と施設の状態からどの区分に当たるかを決定するための判断基準である緊急時活動レベル（EAL）の設定、異常事態の通報だけでなく、住民に対する必要な緊急防護措置の判断や勧告といった地域防災計画との境界に踏み込んだ役割を今後検討して

いく必要がある。

原子力災害は、得てしてその特殊性ばかりが強調される。しかしながら、避難や屋内退避のような実際の防護措置は、その範囲や形態は異なっても、自然災害を起因とする緊急事態と共通の措置である。その運営を担うのは地方自治体であり、住民防護の最前線に立つのはプロとしての警察や消防、そして自衛隊である。そういう意味では、複合災害でなくとも、原子力災害における緊急防護措置実施の運営は、他の一般災害における防災対策と共通の基盤でできるだけ統合すべきであろう。福島第一事故では、事故現場から約5km離れたオフサイトセンターは自然災害に対する頑健性がなく、非常用電源の故障、通信インフラの麻痺等で十分な機能が果たせなかったとされているが、そもそも緊急事態の際のみに関係者が集合する施設が機能するかは疑問である。一般災害との統合を考えるならば、既に県単位で存在する災害用の緊急時センターの設備と要員を活用すべきであろう。

3.2.4 まとめ

原子力防災の目的は、人と環境を放射線から防護するために原子力施設や放射線源の制御が失われた際に、その影響を最大限に緩和することにある。その目的を達成する手段がIAEAの安全要件文書 (GS-R-2) の序文に明確に示されている：

「原子力又は放射線の緊急事態の対応には、多くの組織が含まれるであろう。これら組織の機能の多くは、原子力又は放射線の緊急事態に対しても、通常の緊急事態と同様のものであろう。しかしながら、原子力又は放射線の緊急事態の対応には、高度に専門化された機関や技術専門家も含まれるであろう。したがって、原子力又は放射線の緊急事態の対応は、実効的であるように十分調整されなければならないし、取り決めは通常の緊急事態のための取り決めと適切に統合化されなければならない。更に、原子力又は放射線の緊急事態に関して広まっている多くの誤解および放射線被ばくにより引き起こされうる健康影響のため、不適切な行動がとられる可能性がある。それ故、放射線防護と安全に関わる確立された原則に基づく事前計画の策定が極めて重要である。このような事前計画の策定は、調整された方法によってのみ達成できる。」

すべての対応組織間の明確な責務分担、組織間で十分に明確にされた合意および統合化された対応を調整するための取り決めがなされ、それが実効的に機能するように訓練によって絶えず見直しを行っていく必要がある。

最後に、得られた教訓をまとめる：

(教訓1) TMI、チェルノブイリ、ゴイアニア (ブラジルにおける放射線源事故)、JCO等これまでの事故と同様、緊急事態対応の失敗は、そのような緊急事態は起こり得ないとして、事業者も規制側も準備段階で十分な整備を怠ってきたことが主たる理由である。

(教訓2) 緊急防護措置の実施に当たっては、ソースタームを含む事象の進展およびそれに基づ

く敷地外の被ばく線量の予測に基づくのではなく、施設の状態に関して予め決められた判断基準に基づいて、予め決められた範囲の予防的防護措置が放射性物質の環境への放出以前に迅速に実施できるような準備を確立しなければならない。

（教訓3）避難と移転は、安全に実行可能な場合にのみ行うべきである。すなわち、避難実施中に生命に危険を及ぼすようなことがあってはならない。屋内退避は、避難や移転が安全に実施可能となるまでの短期間のみ実施すべきである。

（教訓4）初期対応の危機管理段階における飲食物に関する制限には、空間線量率等の迅速に得られるデータを参照する運用上の介入レベル（OIL）を準備すべきである。

（教訓5）長期的な飲食物に対する防護措置については、被災地の状況とともに国際的な調和も考慮に入れた、現実的な勧告が必要である。

（教訓6）緊急防護措置と長期的防護措置の実施、および通常生活への復帰まで含めた対応の考え方と判断基準を、緊急事態への準備段階において確立していなければならない。想定される範囲の緊急事態の状況と対応する防護措置に対して、放射線防護の原則を適用するためのガイダンスを予め確立していなければならない。

（教訓7）緊急時における意思決定の指針として、運用上の介入レベル（OIL）は非常に重要である。OILについては、より詳細な国際的なガイダンスが必要である。

（教訓8）緊急事態への対応は、非常に発生確率が小さいと考えられる事象も含め、すべての範囲の想定事象を考慮し、また、地震等の緊急事態との組み合わせを考慮した準備を整えておかねばならない。

【参考文献】

原子力災害対策本部 2011, 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－」, 平成23年6月.

IAEA 2006, Environmental consequences of the Chernobyl accident and their remediation : twenty years of experience / report of the Chernobyl Forum Expert Group 'Environment'. Vienna, International Atomic Energy Agency, 2006.

UNSCEAR 2013, SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2013 Report to the General Assembly with Scientific Annexes VOLUME I Scientific Annex A, UNITED NATIONS New York, 2014

第4章 福島原子力事故を踏まえたリスク評価

4.1 福島原子力事故以前のリスク評価の状況

原子力発電所とリスク評価の係りを議論するには、1992年のアクシデントマネジメント（AM）の整備から始める必要があるだろう。1992年5月には、原子力安全委員会（当時）決定として、AMの整備を強く奨励するとの声明⁽¹⁾が出された。声明を受けて、通商産業省（当時）は、1992年7月に、電気事業者に対して原子炉施設ごとに確率論的リスク評価（PRA）^(脚注)を実施すること及びそれらの結果を報告することを要請⁽²⁾した。そこでは、

- ・所有する原子力発電所を対象に、レベル1及びレベル2PRAを実施し、各原子力発電所の特性の把握とAM候補の検討を行うこと
- ・定期安全レビュー等において上記AMについて定期的に評価すること
- ・代表的な原子力発電所を対象に今後1年以内に停止時レベル1PRAを実施すること
- ・引続きPRA手法の精度を高めかつ、その範囲を拡大する研究を行うと共に、各種機器故障率等のデータベースを整備すること

が要請されていた。即ち、当面は内的事象が対象であるが、引続き外部事象等へ範囲を拡大する研究が要請されていた。

電気事業者は要請を受けて、福島第一発電所の全号機を含む国内の全ての軽水型原子力発電プラントに対し、内的事象を対象としたPRAによりプラントの脆弱点を抽出し、それらの対策案（AM策）をとることでプラント安全性向上に貢献した⁽³⁾。内的事象を対象としたPRA手法及び応用については平成16年6月発行の「原子力とそのリスク」⁽⁴⁾に詳しく紹介したところである。

一方で、原子力安全委員会（当時）では耐震設計審査指針の改訂検討を行っており、2006年9月には改訂版が決定⁽⁵⁾された。同指針には、施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動（基準地震動）を適切に策定するとしている。さらに、基準地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できないことから、策定された基準地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと（残余のリスク）の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきとしている。

地震時には、同一の地震動によって単一のみならず複数の異常発生防止系（PS）に係る構造

（脚注）日本原子力学会では、同学会の策定するリスク関連の標準（実施基準）は、PRAと呼ぶこととしている。また、PRAから得られる全てを安全確保活動に活用し有効な安全向上策を構築する一連の行為をPSAと区別している（参考文献（6））。本書では混乱を避けるため、委員会名称等で固有に使われている場合を除き、PRAに統一して記載することとした。

物、機器等が損傷し、当該PSが機能喪失して起因事象が発生するという特有の影響が想定される。つまり、内的事象PRAでは単一の起因事象発生を想定すれば良かったが、地震時には内的事象PRAで言うところの起因事象が複数発生する可能性がある。さらに、内的事象PRAでは発生する確率が小さいとされ、内的事象の起因事象では通常想定されていないような、PWRにおける複数本の蒸気発生器伝熱管破断、複数の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断などを、地震動による起因事象として検討する必要がある。また、地震時には複数のPSの機能喪失だけではなく、同時に異常影響緩和系（MS）が同一地震動の影響を受け機能喪失する可能性がある。このように、地震動に対する影響は、地震動が大きくなると極めて大きくなる可能性があり、その点をリスク評価において適切に考慮する必要がある。

耐震設計審査指針改訂の議論を受け、日本原子力学会では2004年7月に標準委員会発電炉専門部会（当時）に地震PSA分科会を設置し、残余のリスク評価に地震PRAの適用を目指した。2007年9月には実施基準^⑦を制定し、本実施基準に基づく原子力発電所のリスク評価を行うことにより、プラントの脆弱点の把握及び対策案の策定などに活用できることが認識された。その後、日本原子力学会ではPRA対象事象を拡大すべく、2010年1月には内部溢水を対象とするPRA分科会を設置している。図4-1には、地震PRAにおけるレベル1PRAの概要を示す。尚、レベル2PRA（格納容器損傷及びソースターム評価）及びレベル3PRA（環境影響評価）については、日本原子力学会のそれぞれの標準策定に係る分科会の議論によれば、既に発行されている各実施基準が準用されるとしている。

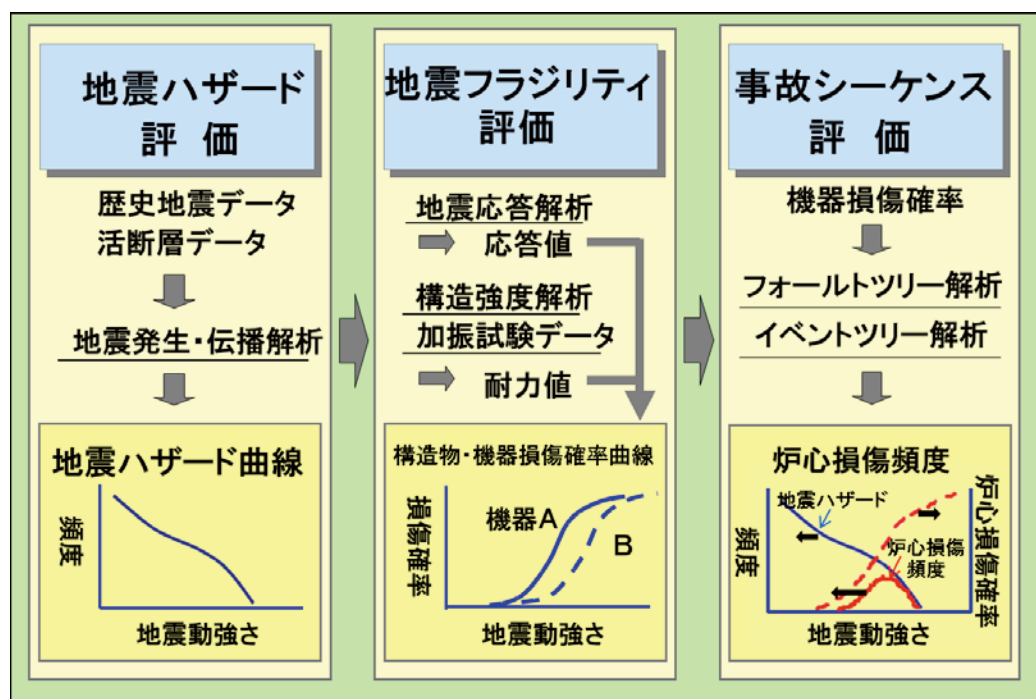


図 4-1 地震 PRA の概要

外部事象を対象としたリスク評価について論ずるには、2011年3月に発生した福島原子力事故以前に、外部事象（地震その他のプラント外部で発生した事象）により原子力発電所が損害を受けた主要な事例として、柏崎刈羽発電所に影響を及ぼした2007年7月の新潟県中越沖地震があったことに触れる必要がある。新潟県中越沖地震時は、柏崎刈羽原子力発電所の安全性に重大な影響を及ぼしはしなかったが、所内変圧器の火災等いくばくかの影響を与えた。

新潟県中越沖地震が生じる前は、地震を起因としたPRA手法の開発は進められてはきていたものの、主に内的事象を対象としてPRA手法の高度化及び応用が進められてきた。ここでは、原子力安全基盤機構で最近実施された、地震を起因としたPRAの試評価の例⁽⁸⁾を参考に、BWRの代表プラントの起因事象別炉心損傷頻度を、地震動強さごとに表した場合のイメージ図を図4-2に示す。地震動強さが相対的に小さい場合は外部電源喪失を起因事象として炉心損傷に至る割合が大きく、地震動強さが大きくなると一次冷却材喪失事故（LOCA）を起因事象として炉心損傷に至る割合が大きくなる結果となっている。尚、図4-2のISLOCAは、インターフェイスLOCAである。

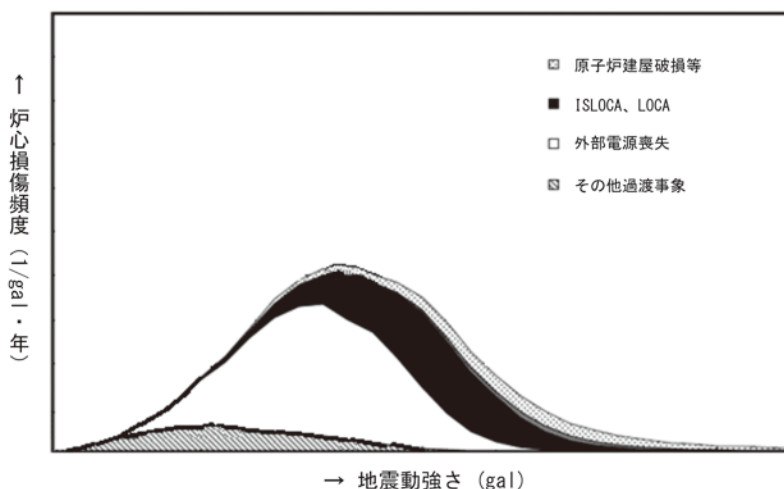


図 4-2 BWR プラントの炉心損傷頻度結果のイメージ

図4-2からわかるように、地震動強さごとにリスクに寄与する起因事象が異なり、これはリスクに寄与する主要な事故シーケンスが地震動レベルごとに変化することを示している。例えば、外部電源喪失を起因事象とする事故シーケンスは、地震動強さが大きくなると炉心損傷に至る割合が小さくなることから、大きい地震動強さに対して耐震対策を施してもリスク低減には寄与しないことになる。言い換えれば、外部電源喪失を起因事象として炉心損傷に至る事故シーケンスの炉心損傷頻度が、全炉心損傷頻度に占める割合が大きい場合であっても、大きい地震動強さまで耐震対策を施す必要性は無いことを意味している。以上のように、地震リスクに対する安全

性向上対策は地震動レベルで異なることを意味しており、プラントの安全性向上のためには地震動レベルごとの主要な事故シーケンスを分析し、地震動レベルに対応した適切な対策が必要となることを示唆している。

一方米国においては、1979年にTMI-2号機において、炉心が著しく損傷するシビアアクシデントが発生し、これを契機に1975年に報告された原子炉安全性研究（WASH-1400）で適用されたPRAの重要性が強く認識されることとなり、シビアアクシデント現象に関する研究が本格的に実施されるようになった。また、NRC は1986年に原子力発電所の運転に関する安全目標の政策声明を公表し、シビアアクシデントによる公衆の健康リスクに関する安全目標並びに炉心損傷頻度及び早期大規模放出頻度を定めた。1988年には、シビアアクシデントに対するプラントの脆弱性を把握するために個別プラントのPRA（IPE: Individual Plant Examination）を事業者に要請し、さらに1991年には、地震等の外部事象を対象とした個別プラントのPRA（IPEEE: IPE for External Events）を事業者に要請した。これらの実施手順及び結果はNRCより報告書⁽⁹⁾ ⁽¹⁰⁾として刊行されている。実施手順では、地震、内部火災、強風及び竜巻、外部洪水、並びに輸送事故及びプラント近傍の産業・軍事施設事故を評価対象として推奨しており、立地サイト特性に応じて変更、追加することとしている。

以上のように米国では、内的事象のみならず、1991年には地震を含めた外部事象までのPRA実施の要請があり、2000年代にはそれら事象を対象としたリスク評価が一通り完了している。

4. 2 福島原子力事故以降のリスク評価に対する取組

4. 2. 1 日本における取組

2011年3月の東北地方太平洋沖地震時には、地震及びその後に生じた津波により、福島第一発電所を始めとして、福島第二発電所、女川発電所、東海第二発電所が影響を受けた。何れの発電所も、地震により原子炉の安全停止は影響を受けなかったものの、福島第一発電所では津波により炉心損傷事故が発生した。日本原子力学会標準委員会では内的事象及び地震以外の事象に係るリスク評価の重要性に鑑み、同年5月に急遽、津波を対象としたPRAの分科会をリスク専門部会のもとに設置し、同年12月には津波PRAの実施基準⁽¹¹⁾を制定している。更に、2012年6月にはプラント内部での火災を対象とするPRA分科会を設置するなど、内的事象以外の事象を対象としたPRAの実施基準の策定を進めている。また、地震誘引の火災及び溢水を対象としたPRA実施基準の策定を計画中である。

一方で、2007年に制定した地震PRA実施基準⁽⁷⁾については、福島原子力事故を受けて地震ハザード、地震フラジリティ及び事故シーケンスの広範囲にわたる評価技術を対象に改訂を進めており、2014年には改訂版が制定される見込みである。

以上のように、日本原子力学会ではPRAの対象範囲を拡大すると共に、最新知見を取り入れ

た評価手法の高度化を行っているが、1992年に通商産業省（当時）からの、引続きPRAの範囲を拡大する研究の要請から見ると、歩みが遅い感があるのは否定できないかもしれない。東京電力による福島事故調査報告書⁽¹²⁾によれば、1992年以降電力共同研究において地震PRA手法の確立に向けた研究を実施していたが、評価に伴う不確実さは依然大きく、PRA手法を用いたりスク低減策の検討等の実務において意思決定に用いるには更なる検討が必要との認識であったようである。また、東京電力の原子力改革監視委員会では、2002年に原子力安全・保安院（当時）に提出したAM整備報告書において、設置許可申請書同様に機器の故障及び人的ミスといった内的事象に対する安全評価のみで、自然現象をはじめとした外的事象に対する安全評価は行っておらず、ゆえにシビアアクシデントに対する評価・対策検討としては不十分なものであったとしている⁽¹³⁾。

なお、福島原子力事故よりも前になるが、原子力安全基盤機構より2009年8月に地震時火災PRA手法の検討報告書⁽¹⁴⁾が出されており、地震により損傷を受けた機器から火災が発生すると想定した評価手法を提案している。

規制側の動向としては、2012年9月に原子力規制委員会が発足し、2013年6月には新規制基準が制定されている。新規制基準においては、炉心損傷及び格納容器損傷に至る事故シーケンスを特定し、それらの防止対策を事業者に義務付けている。特筆すべきは、事故シーケンスの選定にあたり内的事象、地震及び津波を対象としたPRA技術を取り入れていることである⁽¹⁵⁾。規制基準では、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとする事故シーケンスを示しているが、事業者に対して個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関する適用可能なPRAまたはそれに代わる方法で評価を実施し、基準で示した事故シーケンスに含まれない有意な炉心損傷頻度または影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には追加することとしている。当然ではあるが、福島原子力事故における事故シーケンスをも対象としている。

さらに、プラント安全性向上をより一層確保するために、安全性向上評価に関する運用ガイド⁽¹⁶⁾を制定している。安全性向上評価は原則として5年ごとに実施するものとし、大規模な工事を行うなど、PRAの結果が変わることが見込まれる場合においても改訂することとしている。安全性向上評価の一環として、内部事象及び外部事象を対象としたレベル1PRA及びレベル2PRAの実施及び届出が義務付けられている。但し、PRA技術の成熟状況に応じて対象範囲を拡大するとしており、今後検討していく事象として、内部事象には溢水及び火災を、外部事象には地震及び津波の重畳、地震及び津波以外の外部事象が取り上げられている^(脚注)。

以上のように、規制側としてもPRA技術の導入を促し、プラントの安全性向上に積極的に活用することを図っている。学協会、民間、規制のいずれもプラントの安全性向上にPRAの活用を

(脚注) PRA については、安全性向上に係る活動の実施状況の評価として実施するものとされ、対象は外部事象としての地震及び津波等に係るハザード評価が示されている。第 1 回目の評価については、評価時点における地震及び津波等に係る評価を記載するとしている。

図っている状況にあるといえよう。

4. 2. 2 海外における取組

IAEAにおいては、2011年6月の原子力安全に関する閣僚会議で、福島原子力事故から得られる教訓を受け原子力安全性向上を図ることとなり、原子力安全に関する行動計画を策定した。行動計画⁽¹⁷⁾は2011年9月のIAEA総会 (General Conference) において理事会 (Board of Governors) で採択され、加盟国の全会一致により承認された。行動計画に対する進捗状況は、2012年の理事会及び総会に報告されるものとされ、引続き原則として毎年理事会及び総会に報告されることになった。行動計画の目的は、国際的な原子力安全の枠組みを強化するための事業計画を定めることにある。また、計画遂行のためになすべきこととされた中に、IAEAが加盟国規制機関を対象に実施する統合的規制評価サービス (IRRS) から得られた結論を分析し、加盟国規制機関の福島原子力事故後の規制動向を把握すること、福島原子力事故の分析から得られる知見を考慮し、IAEAの安全要件 (Safety Requirement) を体系的にレビューすることが挙げられている。

本書執筆時点で最近の経過報告は2013年8月で、報告書⁽¹⁸⁾も出されている。同報告書におけるリスク評価に係る記載内容は次の通りである。IAEAでは、加盟国からの要請によりIRRSを実施しており、2011年以降から2013年まで20 (内フォローアップは6) ヶ国の規制機関を対象に規制評価している。IRRSにおいて規制機関と議論する中で明らかになったことの中には、福島原子力事故を考慮して規制機関によって採られた措置の中に、PRA及びシビアアクシデントを含む設計拡張状態 (Design Extension Condition: 設計基準事故を超える多重故障状態) に対して、より正式に規制する機会と捉えているのが見られたこと、PRAの結果を安全解析報告書に加えることが検討されていることがある。また、福島原子力事故後の規制機関及び事業者による過酷な外部ハザード (Extreme External Hazard) に対する安全評価で明らかになったことは、事故防護策に対する規制監視は、決定論的な方法並びに地震及び津波PRAのような確率論的な方法を利用することで安全性向上を検討することを要求することで強化される可能性である。これはIAEAの安全基準及び国際的な最良事例 (best practice) と整合している。さらに外部ハザード及びその影響についての定期的な再評価も安全性向上に活用できる可能性がある。シビアアクシデントマネジメント (SAM) の強化においては、追加するAM策の同定またはシビアアクシデント時に必要となる所内作業員及び運転員の放射線防護策の変更の同定のためにPRAを実施すること、SAM策の有効性評価においてPRAを考慮することも検討されている。

欧州の原子力安全規制の枠組みは、西欧の原子力発電プラントを有する17のEU加盟国及びスイスを加えた原子力安全規制機関の長によって構成される西欧原子力規制者会議 (WENRA) により策定されている。WENRAは新設炉を対象とした安全規制を検討しているが、これは既設炉に対しても定期安全レビュー (PSR) を通して合理的に達成可能な安全性の向上において参考として

適用されるものとしている。また基本的な安全性評価は、決定論的方法及び確率論的方法が互いに補完する形で行う方針となっており、安全規制の枠組みの鍵となるのは深層防護（DiD）とされている。

WENRAでは福島原子力事故後の2013年3月に新設炉設計の安全性に関する報告書⁽¹⁹⁾を刊行している。表4-1には、同報告書で示されているDiDのレベル、プラントの状態及び主要な防護策を示す。

表 4-1 深層防護のレベル構成⁽¹⁹⁾

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Radiological consequences	Associated plant condition categories
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation, control of main plant parameters inside defined limits	No off-site radiological impact (bounded by regulatory operating limits for discharge)	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and failures	Control and limiting systems and other surveillance features		Anticipated operational occurrences
Level 3	3.a Control of accident to limit radiological releases and prevent escalation	Reactor protection system, safety systems, accident procedures	No off-site radiological impact or only minor radiological impact	Postulated single initiating events
	3.b to core melt conditions	Additional safety features, accident procedures		Postulated multiple failure events
Level 4	Control of accidents with core melt to limit off-site releases	Complementary safety features to mitigate core melt, Management of accidents with core melt (severe accidents)	Off-site radiological impact may imply limited protective measures in area and time	Postulated core melt accidents (short and long term)
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response Intervention levels	Off site radiological impact necessitating protective measures	-

DiD 3.bのレベルは設計基準外事象となり、多重故障状態がこのDiDレベルに含まれる。多重故障による炉心損傷を防護するための設備設計における安全性評価では決定論的に行われるべきとしている。また事故時手順書には、安全設備のマネジメント及び必要となる操作についてのガイダンスが含まれなければならない。しかし、この安全設備設計の適切性は、PRAによるモデル化と結果により評価されるべきだとしている。さらにDiD 4の炉心損傷及び放射線影響の緩

和においては、相互補完する形での決定論的及び確率論的方法が必要であるとしている。決定論的方法は、現実的な仮定及び最適評価手法に基づく炉心溶融事故進展評価に適用する。確率論的方法は決定論的評価を補完するために用い、格納容器損傷基準を満たすことを示すために総合的レベル2PRAまで実施すると共に、決定論的解析に用いた事故シーケンスの選定が適切かどうかを示すために適用する。

外部事象に対しては、外部事象ハザードの発生頻度を評価し、予め設定した基準と比較してスクリーニングするため又はPRAにおいて利用する。スクリーニングされた外部事象は全て、外部事象ハザード特性に応じて過酷度若しくは規模及び期間を設定する。PRAのモデル化においては、建屋及び構造物の信頼性並びに設備及び機器の脆弱性を考慮し、外部事象の影響を受ける人的行為も考慮し、さらにそれらの不確実さも考慮しなければならないとしている。同報告書には評価対象候補とする73の外部事象のリストを示している。

また、WENRAでは福島原子力事故の教訓を反映したPSRに関する政策方針書⁽²⁰⁾を2013年3月に刊行している。ここにおいても、PSRの一部としてプラントの総合的安全評価を実施する場合、決定論的方法及び確率論的方法を相互補完する形で適用すべしとしている。

尚、欧州にはEU加盟の27カ国の原子力規制機関で構成される欧州原子力安全規制グループ(ENSREG)があるが、福島原子力事故後は、WENRAの仕様に基づくストレステストを実施している。但し、2012年8月の原子力安全に関する第二回臨時会議^(脚注)では、ENSREGから加盟国規制機関に対して、外部事象PRAを含む外部事象に対する安全裕度の決定並びに設計及び設計基準外ハザードの規制レビューのために、より整合性のとれたアプローチの促進によるPSRプロセスの強化を推奨している。また、安全性向上策のスクリーニング及び優先順位付け並びにSAMの完全性を評価するためには、PRAは重要なツールの一つであるが、影響が極めて大きい場合には、特定の事故シーケンスをSAMの考慮から排除するために、数値上低いことを根拠として用いるべきではないことを表明している⁽¹⁸⁾。

米国規制機関である原子力規制委員会(NRC)では、東日本地震による福島第一発電所での炉心損傷を含む事故を受け、米国内の原子力発電所の改善の必要性などを検討し、勧告することを目的として短期タスクフォース(The Near-Term Task Force: NTTF)を2011年4月に設置した。2011年7月には、NTTFによる事故調査結果及び勧告が報告された⁽²¹⁾。勧告の主なものは外部事象に対する設計基準及び設計基準外プラント防護対策の確保である。特に福島原子力事故を受け、地震による配管、タンク等の破損は溢水を引き起こし複数の安全系機器に影響を与える可能性があること、地震誘引の溢水及び火災は複数個所で同時に発生する可能性があること、構造物及び機器の劣化を招く可能性があることなどから、地震誘引の溢水及び火災に対する防護及び緩和対策の必要性を指摘しており、勧告3(Recommendation 3)として反映された。

(脚注) Second Extraordinary Meeting of the Contracting parties to the Convention on Nuclear Safety, Vienna, Austria, 27-31 August 2012.

NTTFによる勧告を受け、NRCスタッフは対策方針を3段階に分けてNRC委員に報告した⁽²²⁾。

第1段階：遅滞することなく開始すべきとNRCスタッフが判断したもの

第2段階：更なる技術的評価と調整の必要性等のため、早期に開始できないもの

第3段階：規制措置の裏付けに更なる検討が必要等、長期的評価として判断されたもの

報告を受けたNRC委員は、地震誘引の火災及び溢水に対する防護及び緩和対策能力の向上評価を第3段階に該当することを了承したが、さらにそれら事象を対象としたPRA手法の開発を指示している。委員の指示に従い、NRCスタッフは地震誘引火災及び溢水PRA手法の調査及び整備を進めている。一方、米国機械学会／原子力学会（ASME/ANS）では、既に制定したPRA標準書⁽²³⁾に、地震誘引火災及び溢水事象並びに地震と同時に発生する事象を対象としたPRAに関する要件を具体的に追加することを検討しているようである。

米国では以上述べたように、地震誘引火災及び溢水PRA手法の開発に取り組んでおり、地震時火災及び溢水に対する防護及び緩和対策の有効性評価に活用する計画である。

OECDでは、福島原子力事故のフォローアップ活動⁽²⁴⁾を行っており、原子力規制については原子力規制活動委員会（CNRA）が、原子力安全については原子力施設安全委員会（CSNI）が対応している。CSNIは幾つかの優先順位の高い活動を決定したが、その中に自然現象による外部ハザードを対象としたリスク解析（PRA）が取り上げられている。2013年6月にはワークショップが開催され、報告書は2014年6月のCSNI会合に提出予定とのことである。ワークショップの目的は、自然外部ハザードを対象としたPRAの現状調査、福島原子力事故の教訓を部分的に反映したPRAの再評価支援、適切な緩和対策及びアクシデントマネジメント策の同定と妥当性におけるPRAの活用に関する評価、加盟国におけるPRA手法、良好事例及び経験の共有、並びに自然外部ハザードを対象としたPRA分野において想定される新規活動の抽出である。ワークショップ報告書は、規制機関及び産業界で活用されることが期待されている。

OECDは地震及び津波に限らず、あらゆる自然現象による外部ハザードを対象としたPRAを想定しているが、リスクに対して寄与の大きい自然現象（これは地域及びサイトの特性によって異なってくる）に対象が絞られてくると考えられる。

4.3 今後想定されるリスク評価の取組

福島原子力事故以前は、主に内的事象及び地震を対象としたPRA手法の開発及び実施基準の策定に力が注がれていた。その他の現象に関心がなかったわけではなく、評価技術の成熟度、評価者の充実度、地域やサイトで異なる重要な自然現象のため評価者及び評価技術の分散などの理由により、PRA対象事象の拡大が遅れていたと思われる。参考として、表4-2には日本原子力学会における内部事象及び外部事象を対象としたPRAに係る標準の策定状況⁽²⁵⁾を示す。むしろ、アクシデントマネジメント策の策定にPRA結果を活用する試みは成功例であり、福島第一発電所を始めとし、国内原子力発電プラントの安全性向上にPRAは一役買ったと言えるの

ではないであろうか。

表 4-2 日本原子力学会における PRA 標準に係る策定状況 ⁽²⁵⁾

分科会	策定標準	状況(2013. 9. 3)
レベル1PRA分科会	レベル1PSA標準:2008	改定作業中
レベル2PSA分科会	レベル2PSA標準:2008	発行済み
レベル3PSA分科会	レベル3PSA標準:2008	発行済み
レベル1PRA分科会	停止時PSA標準:2010	発行済み
レベル1PRA分科会	PSA用パラメータ推定標準:2010	発行済み
地震PRA分科会	地震PSA標準:2007	改定作業中。地震起因事象のフラジリティ評価を規定。
リスク情報活用ガイドライン分科会	リスク情報活用標準:2010	発行済み
津波PRA分科会	津波PRA標準:2011	改定(地震随伴への拡張)中。
内部溢水PRA分科会	内部溢水PRA標準2012	発行済み 地震起因内部溢水PRAへの拡張。
火災PRA分科会	内部火災PRA標準(案)	新規策定作業中
PRA品質確保分科会	PRA品質確保標準(案)	新規策定作業中
リスク専門部会	外部ハザードリスク評価方法選定実施基準	新規策定作業中
リスク専門部会	PRA共通用語集:2011	発行済み

しかし、福島原子力事故を契機に、地震以外の自然現象に対するプラントの防護対策及び緩和対策の重要性が指摘され、有効な対策の策定及び評価にPRAを活用することが、日本を始めとした世界的な流れとなっている。IAEA及びWENRAでは、決定論的な方法並びに地震及び津波PRAのような確率論的な方法の利用を規制上要求することで安全性が向上及び強化される可能性があること、また外部ハザード及びその影響についてのPSRなどにおける定期的な再評価も安全性向上に活用できる可能性があること、SAM策の有効性評価においてPRAを考慮することが指摘または検討されている。NRCでは具体的に地震誘引火災及び溢水PRA手法の開発に取り組んでおり、地震時火災及び溢水に対する防護及び緩和対策の有効性評価に活用する計画である。

今後は、あらゆる内部事象及び外部事象を対象としたPRA技術の開発及び成熟が要請されることであろう。しかし一方で、PRA技術者の育成と拡大には時間を要することから、OECD/CSNIの目論む、ワークショップによる技術及びツールの共有が必要になる。また、リスクに寄与する自然現象は地域特性などに依存することから、各自然現象に対する解析技術者の有効な配分も重要となってくる。何れにせよ、規制機関及び産業界ともに、PRAによりプラント安全性を確認し、安全性に有効な防護策及び緩和策の策定にPRAを活用することが望まれており、その期待にこたえることが重要である。

自然現象を対象としたPRAを実施する場合には、常に不確実さについての議論がつきまとうものと思われる。平成16年6月発行の「原子力とそのリスク」⁽⁴⁾でも述べたが、PRAは不確実さの寄与

因子とその重要度を明らかにし、不確実さが存在する状況で意思決定を行うための有効な情報を提供するものであり、不確実さの存在が意思決定を妨げることはないことを、ここにあらためて述べておく。

【参考文献】

- (1) 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて（決定）」、原子力安全委員会、平成4年5月28日。
- (2) 「原子力発電所内におけるシビアアクシデントマネジメントの整備について」、通商産業省資源エネルギー庁、平成4年7月28日。
- (3) 「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について 評価報告書」、経済産業省 原子力安全・保安院、平成14年10月。
- (4) 「原子力とそのリスク」、NSA/COMMENTARIES:NO.12、社団法人 日本原子力産業会議 原子力システム研究懇話会、平成16年6月。
- (5) 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」、原子力安全委員会決定、平成18年9月19日。
- (6) 大阪大学教授 山口彰、「確率論的安全評価（PSA）と確率論的リスク評価（PRA）」、日本原子力学会誌、2012年6月号。
- (7) 「日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」、AESJ-SC-P006:2007、社団法人 日本原子力学会、2007年9月。
- (8) 「地震に係る確率論的安全評価手法の改良=BWRの事故シーケンスの試解析=」、11原確報-0002、独立行政法人 原子力安全基盤機構、平成24年3月。
- (9) “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities,” USNRC, NUREG-1407, June 1991.
- (10) “Perspectives Gained From the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program,” USNRC, NUREG-1742, April 2002.
- (11) 「日本原子力学会標準 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価実施基準：2011」、AESJ-SC-RK004:2011、社団法人 日本原子力学会、2012年2月。
- (12) 「福島原子力事故調査報告書」、東京電力株式会社、平成24年6月20日。
- (13) 「福島第一原子力発電所の安全性に対する総括」、第二回原子力改革監視委員会 配布資料1、東京電力株式会社、平成24年12月14日。
- (14) 「地震時火災影響評価手法の開発」、09原確報-0008、独立行政法人 原子力安全基盤機構、平成21年8月。
- (15) 「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」、原子力規制委員会、平成25年6月19日。
- (16) 「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」、原子力規制委員会、平成25年11月27日。
- (17) “IAEA Action Plan on Nuclear Safety,” approved by the IAEA Board of Governors on 13 September 2011, as endorsed by the IAEA General Conference during its 55th regular session on 22 September 2011.
- (18) “IAEA Report on Strengthening Nuclear Regulatory Effectiveness in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant,” IAEA, September 2013.
- (19) “Safety of new NPP designs,” Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013.
- (20) “Position Paper on Periodic Safety Reviews (PSRs) taking into account the lessons learnt from the TEPCO Fukushima Dai-ichi NPP accident,” Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013.
- (21) “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century; The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident,” USNRC, July 12, 2011.
- (22) “Prioritization of Recommended Actions to be taken in response to Fukushima Lessons Learned,” USNRC, SECY-11-0137, October 3, 2011.
- (23) “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008; Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS-RA-Sa-2009, February 2009.
- (24) “The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt,” OECD 2013 NEA No.7161, December 2013.
- (25) 大阪大学教授 山口彰、「リスク評価の手法と活用」、総合資源エネルギー調査会 原子力の自主的安全性向上に関するWG、第3回会合 資料1、平成25年9月11日。

第5章 自然災害と複合事象のリスク

5.1 東日本大震災における地震・津波と福島原子力事故

5.1.1 東北地震・津波⁽¹⁾

(1)概要

日本列島周辺のプレートは、図5.1.1に示すように北米、ユーラシア、太平洋、フィリピン海の4プレートからなる。日本列島は、太平洋プレート及びフィリピン海プレートの沈み込みにより2方向から強い圧縮力を受けている。

東北地方太平洋沖地震(東北地震)は、日本海溝沿いで2011年3月11日14時46分に発生した。震源及び規模は、図5.1.2に示すように宮城県沖130km、深さ24km、マグニチュード9.0である。震源域は、岩手県沖から茨城県沖までの領域であり、長さ約400km、幅約200km、最大滑り量は7m前後と推定されている。プレート破壊は、宮城県沖領域のA震源から開始され、浅いB震源に移行した後、北方の岩手県沖、南方の福島県沖及び茨城県沖へと連動しながら伝播したと推定されている。地殻変動は、図5.1.3に示すように宮城県沿岸から福島県沿岸地域において、0.5m～1.2mの範囲で沈降(平均沈降:約0.8m)した。宮城県牡鹿観測点では、水平変位-約5.3m、上下沈降-約1.2 mであった。

「しんかい6500」による震源海域の潜航調査結果が公開されている。潜航調査地点は、図5.1.4(左図)に示す3サイトである。図5.1.4(右上図)はサイト1で潜航して認められた亀裂(2011/8/3潜航)、図5.1.4(右下図)は過去の調査結果(2011/8/3潜航)である。調査結果から、南北方向に少なくとも約80m続く、幅および深さが約1mの亀裂が確認された。海溝軸の西側の領域が南東～東南東方向に約50m移動し、上方に約7m移動した可能性ありとされている。



図 5.1.1 日本列島周辺のプレート構造

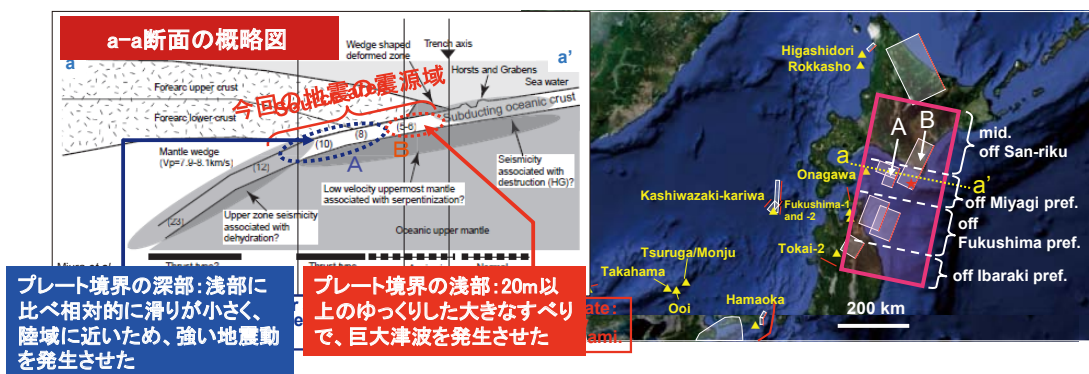


図 5.1.2 東北太平洋沖地震の震源域と破壊の運動

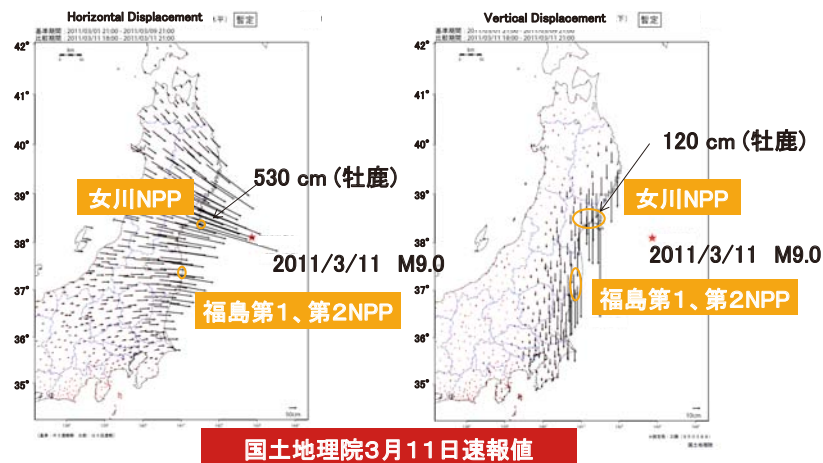


図 5.1.3 東北太平洋沖地震による地殻の変動
(国土地理院 2-11 年 3 月 11 日速報値)

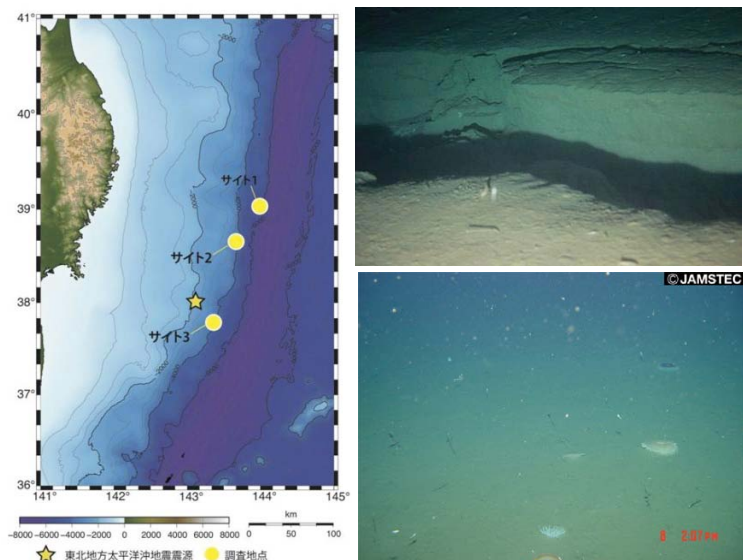


図 5.1.4 「しんかい」による震源海域における潜航調査結果
(左図: 調査地点、右上図: サイト1での潜航で確認亀裂、右下図: 過去の潜航結果)

(2) 想定外か

地震本部では、図5.1.5に示すように、海溝型地震を対象に、地震の規模や一定期間内に地震が発生する確率を予測したものを公表し、今後10、30、50年以内の地震発生確率等次の3つの項目を示し、注意を促していた。①宮城県沖の領域、②地震の30年以内の発生確率を99%、③地震規模をマグニチュード (M) 7.5

これらから、次の項目は想定されていた。

- ・地震の破壊開始点（宮城県沖領域）
- ・同領域内の2つの震源領域A及びBの連動破壊
- ・発生時期

しかしながら、次の項目は想定し得なかった。

- ・震源域範囲が三陸沖中部、宮城県沖、福島県沖、茨城県沖の広範囲に亘ると共に、連動する
- ・地震規模がM9
- ・滑り量が既往最大の16m以上

宮城県沖における日本海溝沿い浅部のプレート境界が、ずるずると滑っている領域で、大きなひずみが蓄積されていないと推定されていた。しかしながら、実際にはその領域が固着されていたようで、長期間に亘りひずみが蓄積され、宮城県沖領域での破壊が引き金となって、今回の地震が発生したとする専門家もいる。

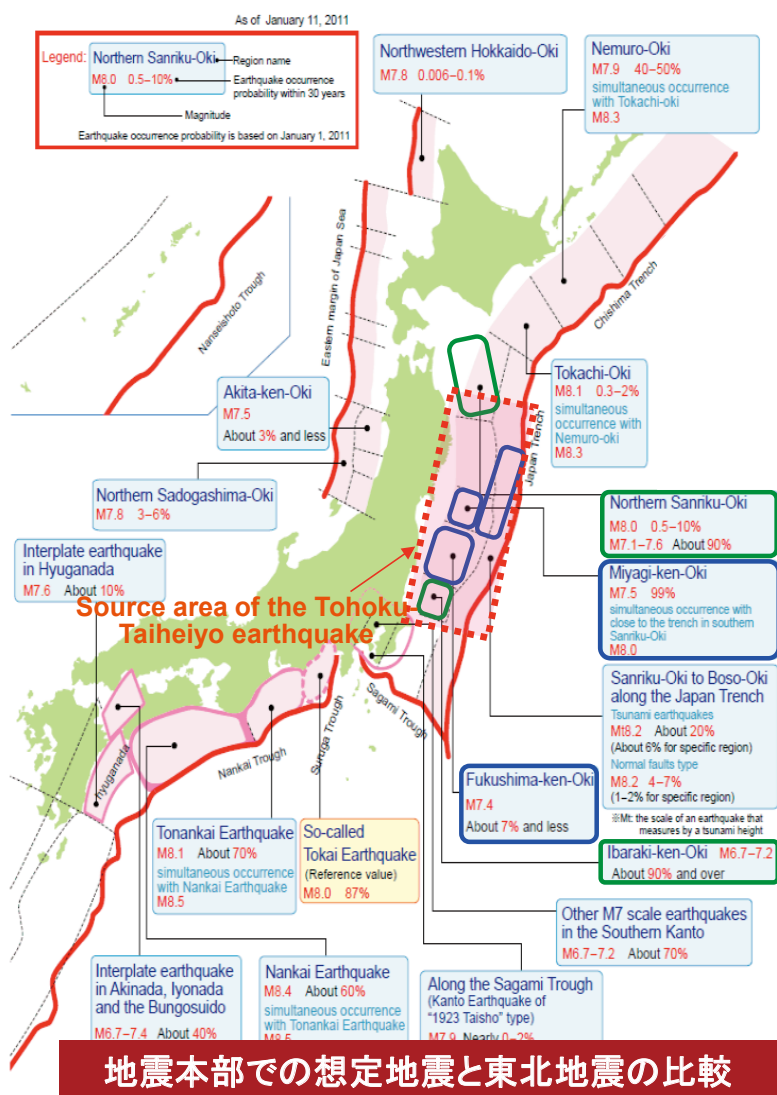


図 5.1.5 地震調査研究推進本部で想定していた地震と東北太平洋沖地震との比較

5.1.2 福島原子力事故の概要

(1) 福島第一原子力発電所の概要

福島第一原子力発電所は、図5.1.6に示すように、BWRタイプの6つの号機からなる。北から、6,5,1,2,3及び4号機の順番で設置されている。全てのタービン建屋が海側に配置されている。

(2) 津波による事故の状況

福島第一原子力発電所の補機冷却用海水ポンプ施設（高さ5.6～6m）は、図5.1.7に示すように、津波によって全号機が冠水した。津波の波力によって損傷したかは確認中である。また、原子炉建屋やタービン建屋の地下階（高さ0m～5.8m）に設置されている非常用ディーゼル発電機及び配電盤が、6号機を除き冠水し、非常用電源の供給が失われた。6号機については、3台ある非常用ディーゼル発電機のうち2台は、原子炉建屋の地下1階に設置されていて冠水したが、1台は、ディーゼル発電機建屋1階に設置されていたので冠水せず、非常用電源の供給が可能であった。

海水取水系機器や非常用ディーゼル発電機等が冠水した結果、炉心が損傷し、放射性物質が敷地外に放散された。そして、発電所周辺の住民の方々は、緊急に避難し、多くの方々が現在も避難生活を強いられている（図5.1.8）。

(3) 地震動による事故の状況⁽¹⁾

福島第一原子力発電所の外部電源の送電網とその被害状況を、図5.1.9,図5.1.10に示す。地震により、1、2号機の開閉所の遮断器が損傷した。東北電力からの東電原子力線についても、原因は推定できないが、ケーブルが損傷した。3、4号機は、工事中の大熊線3Lに加え、新福島変電所側の3L及び4Lの遮断器等が損傷した。また、5、6号機は、開閉所に接続する送電鉄塔1本（#27鉄塔）が倒壊した。結果として1号機から6号機までの全ての外部電源が失われた。

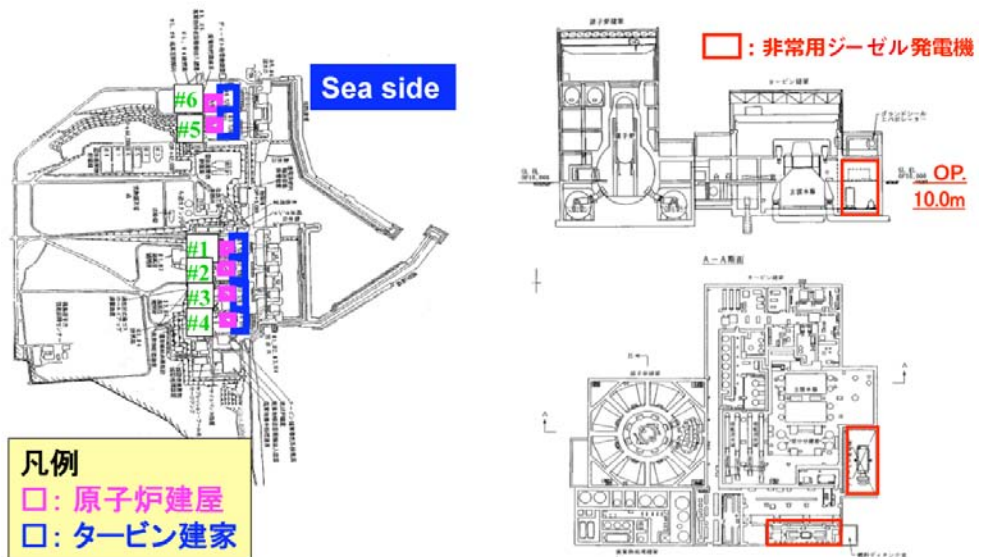


図 5.1.6 福島第一原子力発電所敷地と原子炉・タービン建屋の断面及び平面図

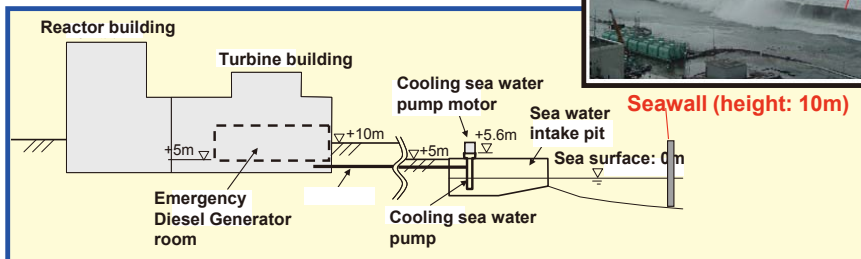


図 5.1.7 福島第一原子力発電所の津波による被害状況



図 5.1.8 津波による被害および避難状況

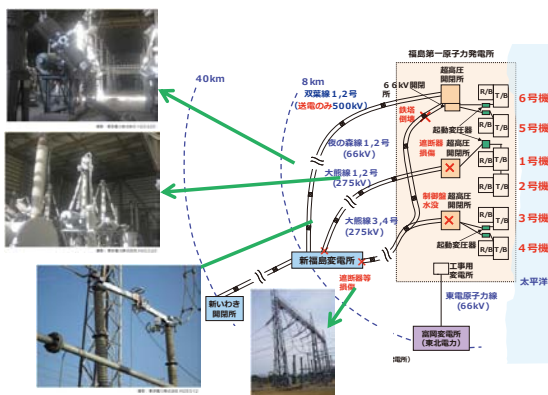


図 5.1.9 福島第一原子力発電所の外部電源施設の被害状況 (1)

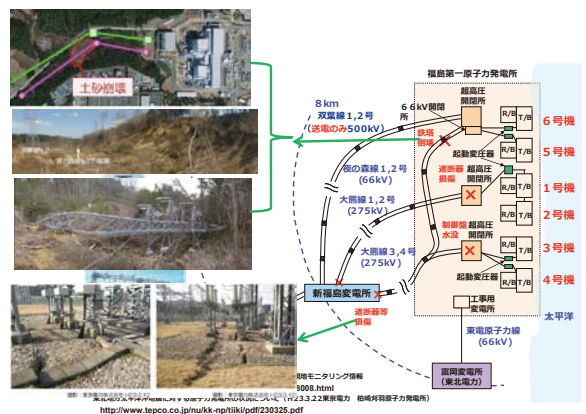


図 5.1.9 福島第一原子力発電所の外部電源施設の被害状況 (2)

5.1.3 東北地震・津波の被害調査及び課題の同定と原因究明

(1) 東北地震・津波の被害調査及び課題の同定^{(2)、(3)}

原子力安全基盤機構（JNES）専門家は、東北地震・津波による福島 NPP 事故を踏まえて、2011 年 5 月 3 日～5 日、7 日の 4 日間、宮城県女川町から岩手県久慈市までの約 300km の海岸地域の被害調査を実施した（図 5.1.11）。これらの調査等に基づき、以下の課題を同定した。

(a) 外的ハザードに対するリスク評価

- ① 巨大本震・津波，巨大余震，誘発地震及び地殻沈下、敷地及び周辺における断層変位
- ② マルチハザード（地震動ハザード及び津波ハザードの重畳）
- ③ マルチハザードに対するマルチサイト / ユニットでのレベル 1-3 リスク評価
- ④ サポートシステム（海水給水系、電源系、信号系）機能喪失による短時間での炉心損傷
- ⑤ 複数構造物・機器の同時機能喪失
- ⑥ 隣接号機間での機能の従属性（3号機水素ガスの 4 号機への転移に伴う水素爆発）
- ⑦ 外的事象に対する対策工としての免震技術

(b) 外的事象に対する原子力防災と警報システム

- ⑧ 自然災害と原子力災害の複合災害

(c) 外的事象を対象とした原子力リスクコミュニケーション

- ⑨ 市民と専門家間での原子力リスクコミュニケーション

(d) 外的事象に対するトータルな広範技術

- ⑩ トータルな広範技術（ハザード、フラジリティ、炉心損傷、放射性物質放出、原子力災害、リスクコミュニケーション）、技術ガバナンスの確立

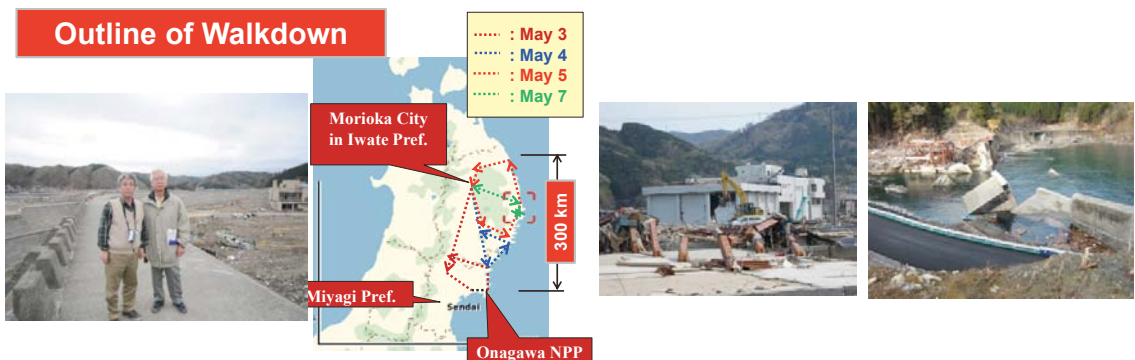


図 5.1.11 現地調査の概要

(2)東北地震・津波の原因究明⁽³⁾

東北地震・津波の特徴は、図 5.1.12 に示すように次の 5 項目であり、これらの原因究明への考慮が必須である。

- ① 巨大な地震規模 $M_w9.0$
- ② 複数セグメントの連動
- ③ 観測地震動に見られる時間差発生
- ④ 観測津波水位に異なる性質の波の重なり
- ⑤ 日本海溝付近の大きなすべり量分布

原因究明の方針は、次の通りとして行われている。

- ・ 原子力サイト以外の広域の観測津波波形・痕跡高と、原子力 4 サイトにおける観測津波波形・痕跡高を1つの波源モデルで再現する
- ・ 原子力 4 サイトとしては、女川、福島第一、第二、東海第二としている。

1つの波源モデルによる再現のメリットは、原子力サイト間の津波高の相違の比較・分析を、共通の条件で可能とし得る。

JNES は、上記方針に基づき、上記①～⑤を考慮した津波再現モデルを開発した。同モデルによるシミュレーション結果と観測津波波形を図 5.1.13（原子力サイト以外）及び図 5.1.14（原子力サイト）に示す。両者は良く整合している。福島第 1 及び第 2 の沖合 150m水深点の最大水位約 1.5m の違いの原因は、図 5.15 中の小断層 S01 からの波形のピークが共に支配するが、小断層 S01、S02 及び W10 の波形の重なるタイミングによることが分かった。これらから、破壊時間の違いの影響が大きく、今後の基準津波策定ではこの要因の考慮が必須であることが分かった。

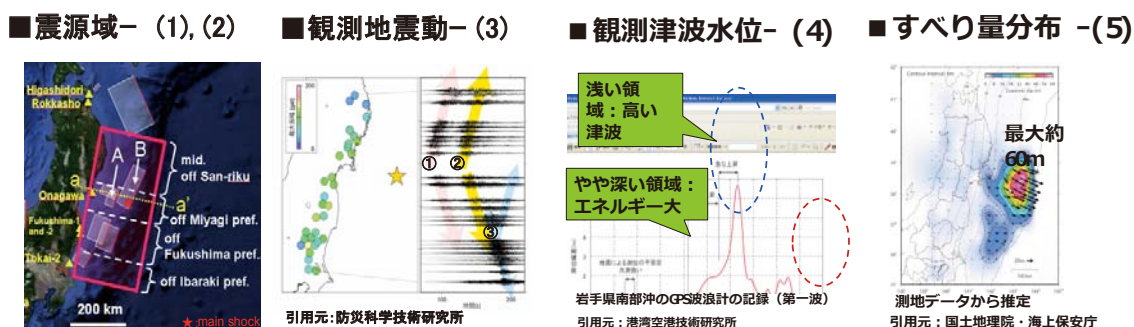


図 5.1.12 東北太平洋沖地震による津波の特徴

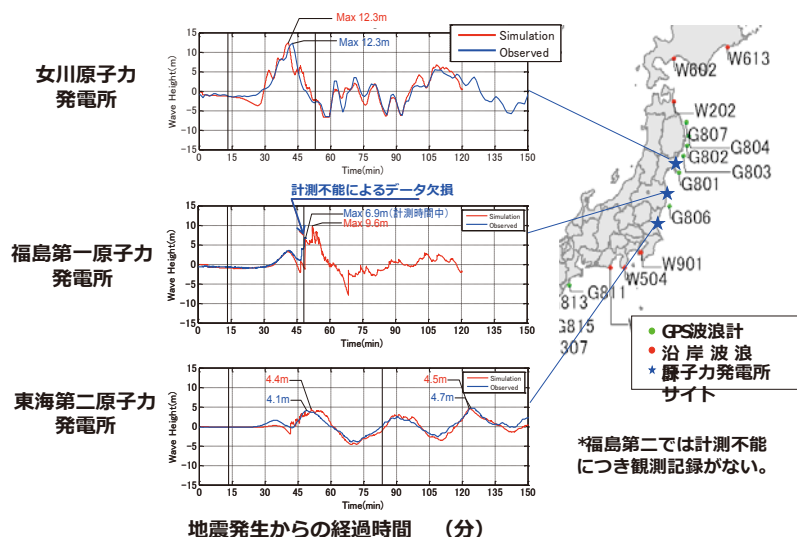


図 5.1.13 シミュレーションと観測津波の波形の比較（原子力サイト）

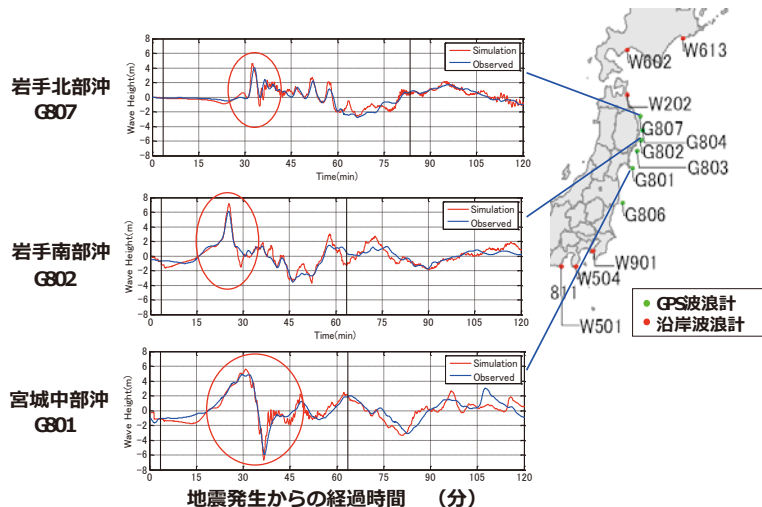


図 5.1.14 シミュレーションと観測津波の波形の比較（原子力サイト以外）

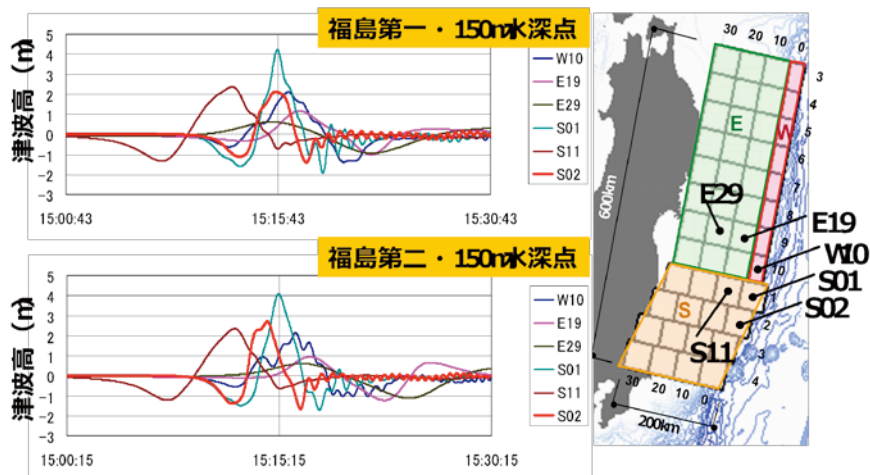


図 5.1.15 福島第1と第2の観測波形の違いの原因分析結果

5.2 自然災害・複合事象に関わるリスク評価

5.2.1 リスクに係る規制行政の経緯

(1) 原子力安全委員会 耐震設計審査指針改定における残余のリスクとPRAとの関係

(a) 改定耐震設計審査指針(2006.9)の特徴

改定耐震設計審査指針(2006.9)の特徴については、表5.2.1に示す4つの観点(①設計地震動策定、②構造設計、③地震随件事象の取り扱い、④残余のリスクの認知)から述べる。

- ①設計用地震動は、旧指針では2つの地震動(S1波:弾性領域(水平動)、S2波:機能確認(水平動))を対象とし、特に、S2を超える可能性はなし、即ちリスクを0としていた。これに対し、改定指針では、地震動の一本化(Ss波:機能確認(水平・上下))を行い、更に、不確実さを考慮し、Ssを超える可能性を否定し得ないとして、Ssを超える可能性を認知した。
- ②構造設計は、旧指針では耐震重要度分類を4分類(As,A,B,Cクラス)とし、許容応力体系を用いていた。これに対し、改定指針では耐震重要度分類を3分類(S(As,A)、B,Cクラス)とした上で、性能規定体系とした。
- ③地震随件事象は、旧指針では取り扱っていなかったが、改定指針では周辺斜面と津波の考慮を明記した。
- ④リスクとしては、旧指針では上記①で記述の通り、リスクを0としていた。これに対し、改定指針ではSsを超えた場合の残余のリスクを認知した。

表 5.2.1 原子力安全委員会耐震設計審査指針における主内容の新旧比較

観 点	旧指針	改定指針
(1) 設計用地震動	・2つの地震動 ・S1波:弾性領域(水平動) ・S2波:機能確認(水平動) ・S2を超える可能性なし	・地震動の一本化 ・Ss波:機能確認(水平・上下) ・ 不確実さの考慮 ・ Ssを超える可能性の認知
(2) 構造設計	・耐震重要度分類 4分類: As,A,B,Cクラス ・許容応力体系	・耐震重要度分類 3分類: S(As,A)、B,Cクラス ・性能規定体系
(3) 地震随件事象		・ 周辺斜面の考慮 ・ 津波の考慮
(4) リスク		・Ssを超えた場合の 残余のリスクの認知

(b) 残余のリスクの定義

残余のリスクの定義は、次の通りである。これらは、図5.2.1に示すように、PRAのレベル1～3に対応している。

- ①基準地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぼすことにより、施設の重大損傷事象が発生すること

- ②大量の放射性物質が放散する事象が発生すること
- ③これらの結果として周辺公衆に対して、放射線被ばくによる災害を及ぼすこと

(2) 残余のリスクの判断指標及び評価手法

(a) 残余のリスクの判断指標

残余のリスクの判断指標としては、旧原子力安全委員会が策定の次の安全目標及び性能目標が挙げられる。

■安全目標(案)：残余のリスクの③に対応

- ・地境界付近の公衆の個人平均急性死亡リスクと敷地周辺の公衆の個人平均がん死亡リスクが 10^{-6} /年・サイト程度以下

■性能目標：残余のリスクの①及び②に対応

- ・炉心損傷頻度(10^{-4} /炉・年)且つ格納容器機能損傷頻度(10^{-5} /炉・年)以下

(b) 残余のリスクの評価手法

「残余のリスク」の評価手法としては、日本原子力学会 PRA 実施基準が挙げられる。

- ・施設の重大損傷事象評価：レベル1PSA手法（平成20年3月制定、平成21年3月発行）
- ・放射性物質の放散事象評価：レベル2PSA手法（同上）
- ・周辺公衆の放射線被ばく評価：レベル3PSA手法（同上）
- ・原子力学会地震PSA実施基準策定：（平成19年3月制定、同9月発行）
- ・原子力学会津波PRA実施基準策定：（平成24年2月制定・発行）

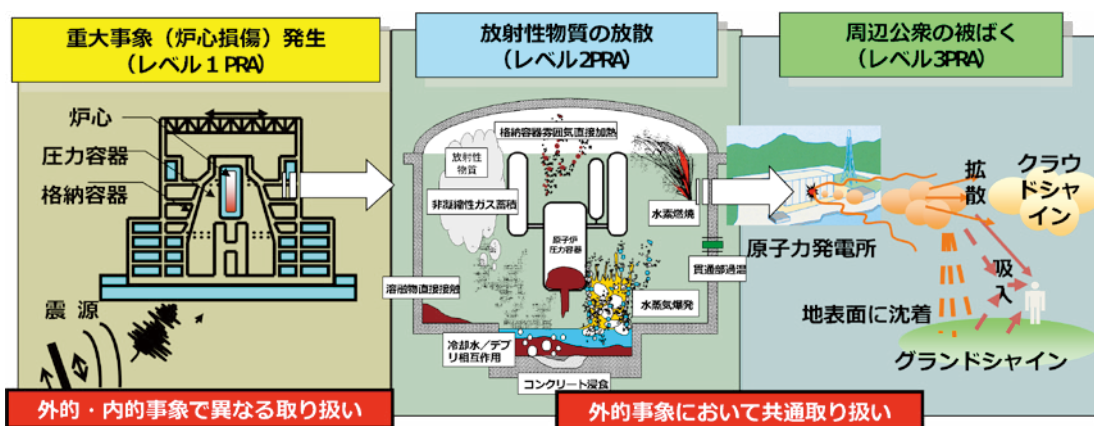


図 5.2.1 残余のリスクの定義・概念

(3) 原子力規制委員会の新規制基準及び地域防災計画の概要

原子力規制委員会は、下記の規制基準・対策指針を策定した。

- ・新規制基準（地震・津波等）（2013年6月）：地震・津波設計を明記。
- ・同基準（重大事故対策）（同上）：有効性評価にPRA等の実施を明記。

- ・原子力災害対策指針(2012年10月)：地域防災計画を明記
 - ・安全目標に関し上記委員会で議論された事項(2013年4月)：安全目標
- 特に、安全目標に関する事項として、図 5.2.2 に示す内容を示した。

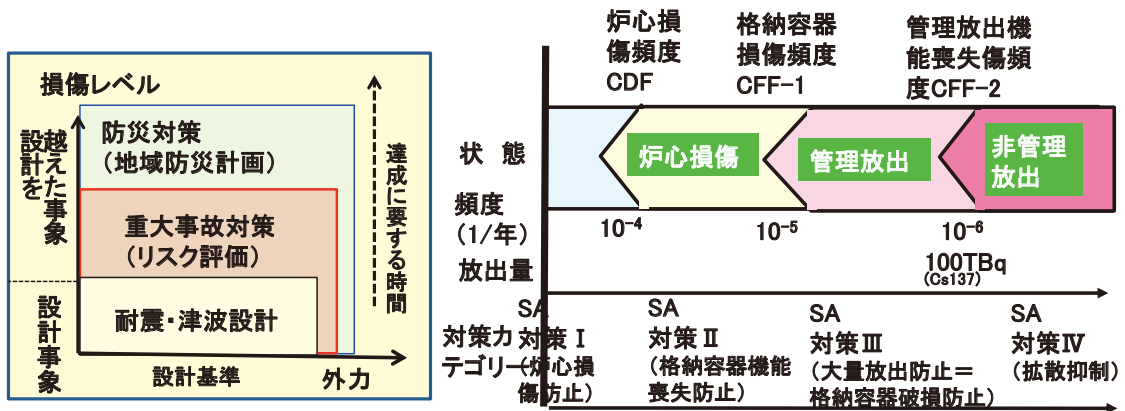


図 5.2.2 原子力規制委員会新基準の枠組みと重大事故対策の概要

5.2.2 単一号機を対象とした地震・津波等外的事象に対するリスク評価の現状

(1) 地震・津波 PRA 手順と得られる有用な原子力リスク情報

(a) 地震・津波 PRA 手順

地震及び津波 PRA 手順は共に、図 5.2.3 に示すように、次の 5 つの項目からなる。これらの詳細は省略する。詳細は参考文献を参照のこと^{(4),(5)}。

- ・プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析の流れ
- ・ハザード評価
- ・建屋・機器フラジリティ評価
- ・事故シーケンス評価

(b) 得られる有用な原子力リスク情報

外的事象 PRA から得られる有用な原子力リスク情報には、次の項目が挙げられる。

- ① 炉心損傷頻度 (CDF) へ寄与する事故シーケンス、システム、機器の同定結果 (各種安全系がどのように破られるか、即ち、多重防護は有効性か)
- ② 外的事象に対し、複数機器の同時損傷による CDF への影響 (共通原因損傷の CDF への影響はどれ程か)
- ③ CDF へ寄与する外的事象の大きさ及び超過頻度の範囲 (地震ハザード評価における地震動の大きさは工学的保障の範囲か、超過頻度は活断層データから得られる保障の範囲 (30 万年の時間情報 3×10^{-5} か)
- ④ 上記①～③を踏まえた重大事故対策は有効か (対象機器として適切なものが選ばれているか)
- ⑤ CDF の把握 (安全目標 / 性能目標との対比からリスクの程度の国際標準との比較が可能)

- ⑥上記①～⑤においては、評価条件、評価モデル、使用データ、評価結果の明示(透明性、説明性が十分か)

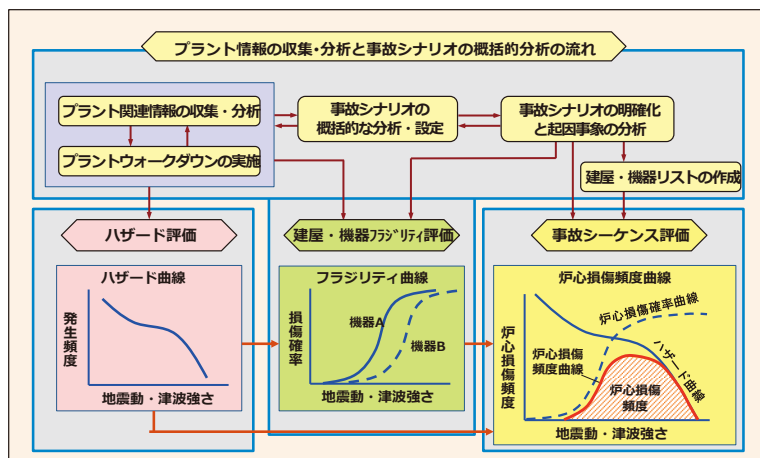


図 5.2.3 地震・津波 PRA の手順

(2)単一号機を対象とした地震 PRA 技術の現状と実効的取り扱い

(a) 単一号機を対象とした地震 PRA 技術の現状

単一号機を対象とした地震PRA技術の現状は、次の内容が認識されている。

- ・ 地震 PRA 手法は、米国で 1980 年、日本で 1985 年から開発・整備され、共に 30 年近い実績を有する。
- ・ 米国では、U.S.NRC の指示により、1990 年代に簡易地震 PRA 手法による個別プラント評価を行い、評価結果に基づき改善が実施された。
- ・ 日本の原子力地震 PRA 実施基準は、OECD/NEA 主催の地震 PRA 国際会議(2006 年)において、U.S.NRC や他の多くの参加機関から極めて高い評価を受けた。
- ・ 上記国際会議において、「地震 PRA 技術は成熟している」との決議がなされた。
- ・ U.S.NRC は、上記原子力学会地震 PRA 実施基準の英訳化を実施し、NUREG 化を進めている。

(b) 地震PRAの実行的取り扱い

地震PRAの実行的取り扱いとしては、図5.2.4に示す原研法に基づくことにより、旧原子力安全保安院でのバックチェックでのデータや新規規制基準適合性評価等のデータを用いて効率的・実効的の評価が可能となる。具体的には、地震ハザードは、基準地震動の超過頻度の参照として評価したものをを用いる。 fragility における耐力は JNES 公開の振動台試験での機能限界データを、現実的応答における設計応答は保安院公開の設計応答値を、応答係数は JNES 公開データを用いる。事故シーケンスでのフォールトツリ、イベントツリは内的事象定期安全レビューデータを用いる。

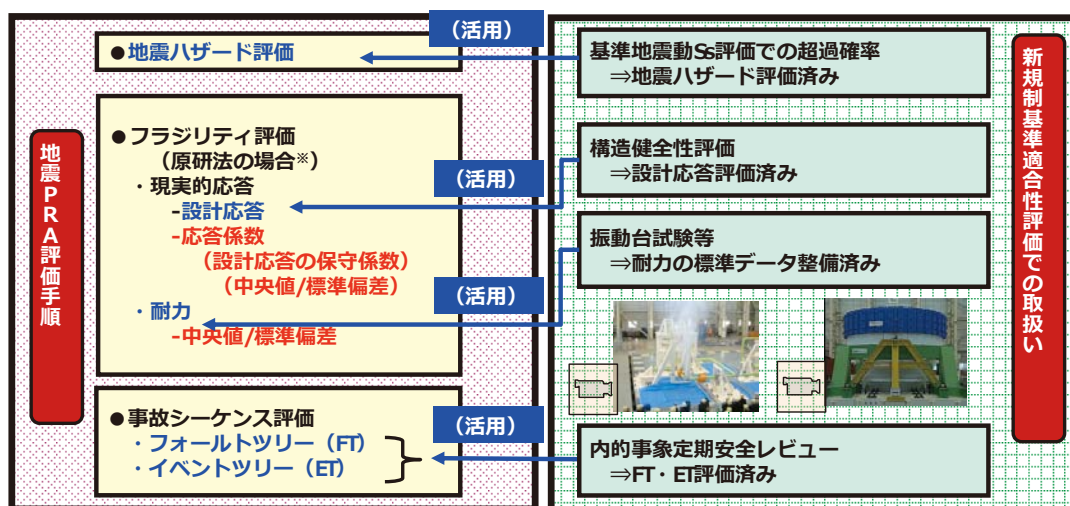


図 5.2.4 炉心損傷頻度の原研法に基づく実効的評価手順

(c) 地震 PRA に基づく重大事故対策の評価例

JNES では、地震 PRA 手法を高度化し重大事故対策を含めた有効性を定量評価している。具体的には、炉心損傷頻度 (CDF) に寄与する機器を抽出する (例えば、非常用ディーゼル発電機 (DG)、電気盤等)。これらを免震構造化し、地震応答が非免震の $1/3 \sim 1/5$ に低減する条件下で地震 PRA を行い、CDF 低減効果を定量評価した。・地震 PRA 手法は、米国で 1980 年、日本で 1985 年から開発・整備され、共に 30 年近い実績を有する。

- ・非常用 DG 及び補機ユニットを免震化 ⇒ CDF は約 $1/5$ に低減
- ・非常用 DG を含む全ての機器を免震化 ⇒ CDF は約 $1/50$ に低減

(3) 単一号機を対象とした津波PRA技術の現状

JNES は、2004 年度から津波 PRA 手法整備を進め、約 10 年の実績を有す。スマトラ沖津波 (2004.12) におけるインド NPP 海水ポンプ冠水を踏まえ、IAEA/EBP (2007.4 ~ 2010.3) を提案し、津波 PRA 手法を高度化した。同手法の高度化の一環として、津波による事故シナリオを同定すると共に、炉心損傷の評価を進めていた。これらの研究成果 (津波事故シナリオ) は、原子力学会 (2007.9)、世界地震工学会議 (2008.10)、IAEA 国際津波 EBP 会議 (2010.3) 等で発表した。

同定津波事故シナリオは、図 5.2.5 に示すように、福島第 1NPP 事故 (2011.3) と良く一致していた。そこで、東北地震・津波による津波 PRA の有用性を確認し、それを明らかにした。

一方、東北地方太平洋沖地震を踏まえ、津波設計・評価手引き策定分科会を設置 (2012.7) し、「津波に対する構造設計・リスク評価手引き」を策定した。同手引きを福島第 1NPP に適用し、その有効性も確認している。

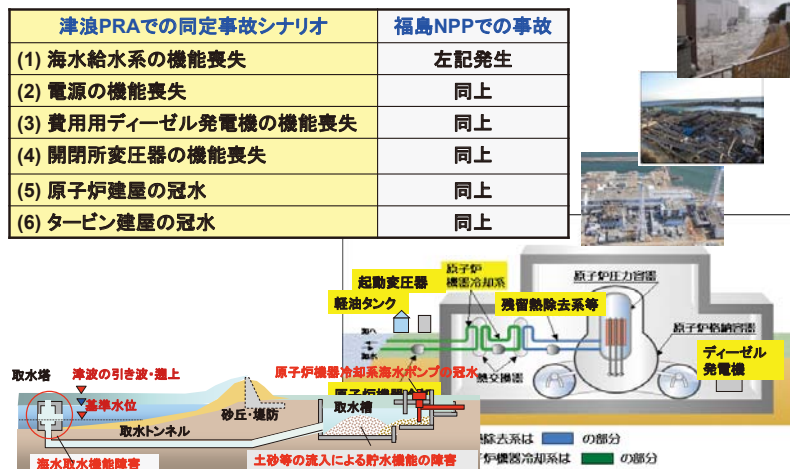


図 5.2.5 津波 PRA による事故シナリオと福島 NPP 事故との比較

(4) JNES 外的事象安全研究ロードマップ作成及び各種手引きの公開

(a) JNES 外的事象安全研究ロードマップ作成

JNESでは、福島第1NPP事故を踏まえて、5.1.3の課題や日本国政府IAEA閣僚会議報告書における28の教訓⁽¹⁾に基づき、外的事象安全研究ロードマップを作成している。同ロードマップは、ハザード、フラジリティ、リスクの各評価からなる。津波関連項目を挙げる。

(b) JNESにおける各種手引きの作成・公開

JNESでは、上記安全研究ロードマップに基づき研究を進め、研究成果を報告書にまとめ公開した。以下に、津波関連のものを挙げる。

- ① 確率論的津波評価に基づく基準津波策定手引き⁽⁶⁾
- ② 津波堆積物調査・評価に関する手引き⁽⁷⁾
- ③ 津波堆積物調査ハンドブック⁽⁸⁾
- ④ 津波に対する構造設計・リスク評価手引き⁽²⁾
- ⑤ 地震・津波PRA手法に基づく耐震・耐津波裕度評価コードSAMMARGの使用手引き⁽⁹⁾
- ⑥ 地震・津波等外的事象に対する原子力災害対応システム(TiPEEZ)の適用に関する手引き⁽¹⁰⁾

上記①の手引きの特長は、確率論的津波ハザードにおける超過頻度を判断指標として、基準津波を策定することである。

上記④の手引きの特長は、津波構造設計後、津波リスク評価を行い、炉心損傷頻度の性能目標と十分対応していない場合、設計を見直すとの基本概念と、プラント生涯に亘る評価としていることである。

(c) ロードマップに基づく津波関連試験研究の例

ロードマップでは、フラジリティ評価における課題として、浸水対策設備の耐力データ整備がある

が、これの一環として、図 5.2.8 に示す各種試験を進めている。

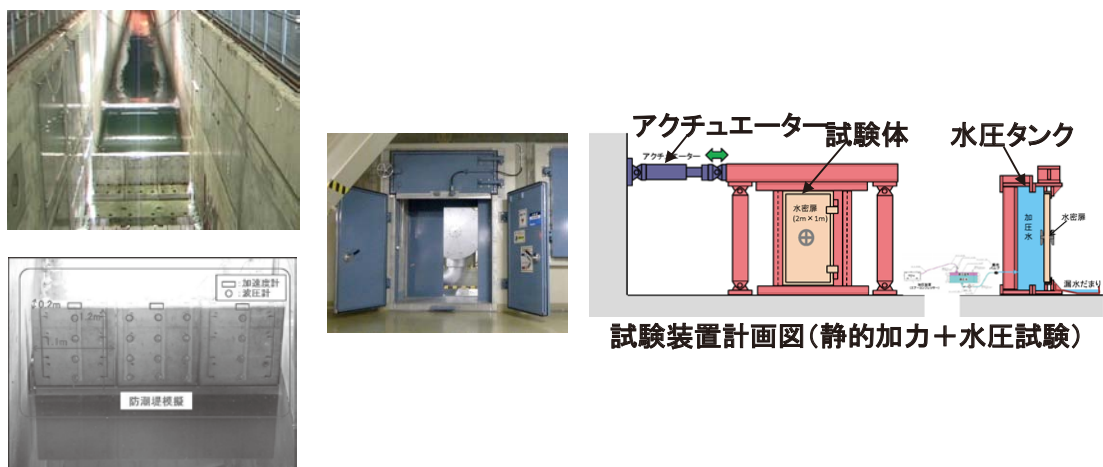


図 5.2.8 津波関連試験（左上下図：防潮堤波圧試験、右図：水密扉試験）の概要

5.2.3 マルチハザードに対するマルチユニットのリスク評価の取り組み

(1) 地震及び津波の重畳を考慮した地震 - 津波 PRA 手法⁽¹¹⁾

地震及び津波事象に対する PRA 手法は、両事象の従属性を考慮せずに、互いに独立に整備された。東北地震・津波による福島 NPP 事故の教訓から、地震及び津波の重畳を考慮した地震 - 津波 PRA 手法の開発が必須と考える。JNES では、地震-津波 PRA の概念・手順（図 5.2.9）を整備し、原子力学会地震 PRA 基準及び IAEA 基準に反映している。

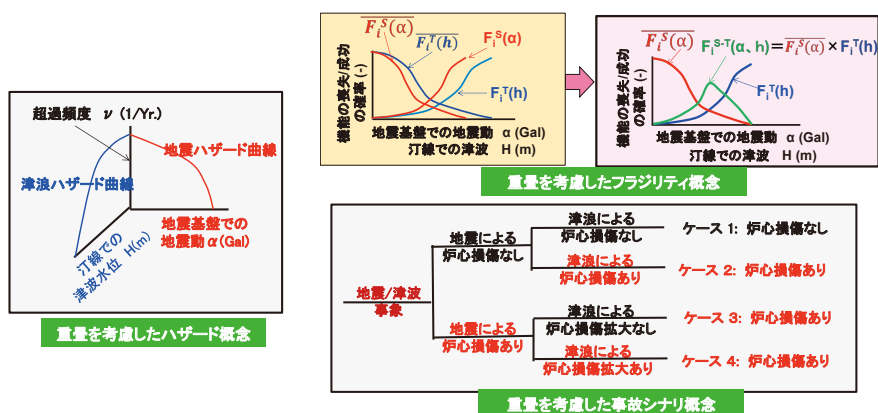


図 5.2.9 地震及び津波の重畳を考慮した地震—津波 PRA 手順

(2) 多数基立地における地震 / 津波 PRA の取り扱い⁽¹²⁾

(a) 日本における多数基 / 多数サイト及び地域の現状

日本では、多数基 / 多数サイト / 地域がある（図 5.2.10）。地震動は、広域の施設に影響を及ぼす（半径約 30-300km）。我が国の耐震設計は、標準化されていることもあり、強震動下で複数

の機器が同時に機能喪失する可能性が高い。

(b) マルチユニットにおける損傷の関連の概念

JNES は、入力地震動の関連、同一サイトにおける複数の建屋内の機器の応答の関連、マルチユニットにおける損傷の関連の概念及び定量評価手順（図 5.2.11）を確立している。これらは、原子力学会地震 PRA 実施基準、IAEA 技術基準に反映されている。マルチユニット / サイトを考慮した安全目標 / 性能目標の検討が重要となる。

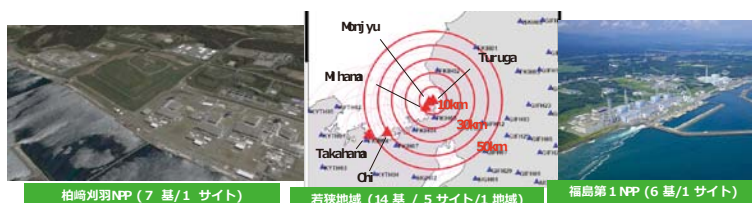


図 5.2.10 我が国における多数基／多数サイト及び地域の例

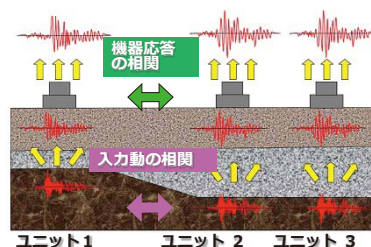


図 5.2.11 多数基における損傷の関連の概念

5.3 自然災害下での原子力防災

5.3.1 地震・津波等外的事象に対する原子力防災の背景

福島発電所事故を通して、地震・津波に対する原子力防災や原子力リスクコミュニケーションに係る課題は一層顕在化し、これらについては事故調査報告書においても取り上げられている^{(1), (13)–(15)}。

地震・津波に対する原子力防災に関しては、JNES は 2004 年 12 月スマトラ沖津波を踏まえて、IAEA 津波 EBP プロジェクト (EBP: Extra Budgetary Programme, 2007.4 ~ 2010.3) において、「原子力発電所周辺地域含めた津波・地震に対する防災システム TiPEEZ (Protection of Nuclear Power Plant against *T*sunami and *P*ost *E*arthquake consideration in the *E*xternal *Z*one)」の整備を進めた⁽¹⁶⁾。同プロジェクトは継続されており、IAEA「地震・津波防災システムに関する安全基準策定」に反映される。

一方、地震・津波に対する情報伝達・コミュニケーションに関しては、JNES は 2007 年 7 月新潟県中越沖地震を契機に、情報伝達の課題等に取り組み、柏崎・刈羽地域の大学、市民、自治体、メディア等の支援・協力を受け、「平常時 / 緊急時両用機能を有する地震情報伝達システム」や「柏崎・刈羽モデルレシピー」の整備を進めている^{(3), (10), (17)}。同研究は原子力リスクコミュニケーション研究へ拡張し進められている。同研究成果は、IAEA「原子力コミュニケーションに関する安全基準策定」にも反映される。

5.3.2 福島第一原子力事故における原子力防災及び原子力リスクコミュニケーションに係る教訓

(1) 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書⁽¹⁾

原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書では、福島発電所事故からの28教訓を挙げている。これらのうち、原子力防災及びリスクコミュニケーション関連の教訓としては、次の3つが挙げられている。

- ・教訓19: 事故に関するコミュニケーションの強化（周辺住民等に対して、事故の状況や対応等に関する的確な情報提供、放射線影響等についての適切な説明等の取組みを強化する。事故進行中での情報公表について、今後のリスクも含めて示すことを情報公表の留意点として取り入れる）。
- ・教訓20: 各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化。
- ・教訓27: リスク管理における確率論的安全評価手法（PSA）の効果的利用（不確かさに関する知見を踏まえつつ、PSAを更に積極的かつ迅速に活用し、それに基づく効果的なアクシデントマネジメント対策を含む安全向上策を構築する。）

(2) 全国原子力発電所所在市町村協議会原子力災害検討WG調査報告書⁽¹³⁾

全国原子力発電所所在市町村協議会原子力災害検討ワーキンググループは、福島第一原子力発電所事故による原子力災害被害自治体等を対象とした調査報告書を公開した。同報告書では、避難やコミュニケーションに係る教訓を次の通り指摘している。

(a) 避難

福島NPP事故では、7市町村の住民凡そ8万7千人の方々が避難した。市町の枠を超える広域避難は、市町だけでは対応が困難であった。重症患者及び老人ホーム等の入居者は移動に伴うリスクがあり、迅速な避難が困難であった。市町から長期避難の可能性や避難に必要な準備事項の指示がないまま、着の身着のまま避難したため、避難後の生活に支障をきたした。避難に応じない住民の説得に苦慮した。

国からの放射能拡散の状況についての情報提供が行われなかったことにより、避難先を高線量地域に設置してしまった。

(b) 情報伝達・コミュニケーション

調査した市町の範囲では、避難指示に関する国や県から情報連絡がなく、テレビ報道等に頼らざるを得ない状況であった。県、自衛隊、警察等機関によって指示内容や行動が異なり混乱が生じた。国や事業者の情報公開は適切性を欠き、疑念や不信感を抱かせた。市町では情報が不足していたため、住民への情報提供が不十分となった。

専門的・技術的な内容を住民に説明しなければならなかった。発電所周辺市町に対しては、事業者からの通報連絡や職員派遣もなく、情報連絡に差違があった。

(3) 国会事故調査委員会報告書⁽¹⁴⁾

国会事故調報告書では、事故前の原子力防災体制整備の遅れ、複合災害対策の遅れと共に、

既存防災体制改善に消極的であった歴代規制当局の問題点を指摘している。

5.3.3 TiPEEZの整備の経緯と機能及び評価例

(1)整備の経緯

京都大学は、1995年兵庫県南部地震を踏まえて、「リスク対応型地域管理情報システム」の概念を提案し、同概念に基づいた「時空間地理情報システム」を開発した。旧日本原子力研究所は、1998～2000年度に上記京大システムを活用し「地震情報緊急伝達システム」を開発した⁽¹⁸⁾。

JNESは、2004年度に上記「地震情報緊急伝達システム」を導入し、「大地震後のプラント健全性評価・情報伝達システム」研究に着手した。そして、2004年12月スマトラ沖津波を踏まえて、IAEA津波EBP（2007.4～2010.3）を実施した（図5.3.1）。同プロジェクトの実施項目は、TiPEEZシステムの整備及び適用と、原子力施設の津波ハザード評価手法の普及である。参加国は、IAEA加盟国のインドネシア、韓国、インド、パキスタン、トルコ、エジプト、アメリカ、日本である⁽¹⁶⁾。

一方、2007年中越沖地震を踏まえ、2009年度から5か年計画で、柏崎刈羽地域へTiPEEZの一部機能を活用し、「平常時/緊急時地震情報伝達システム」の整備・運用を進めている^{(3)・(10)}。

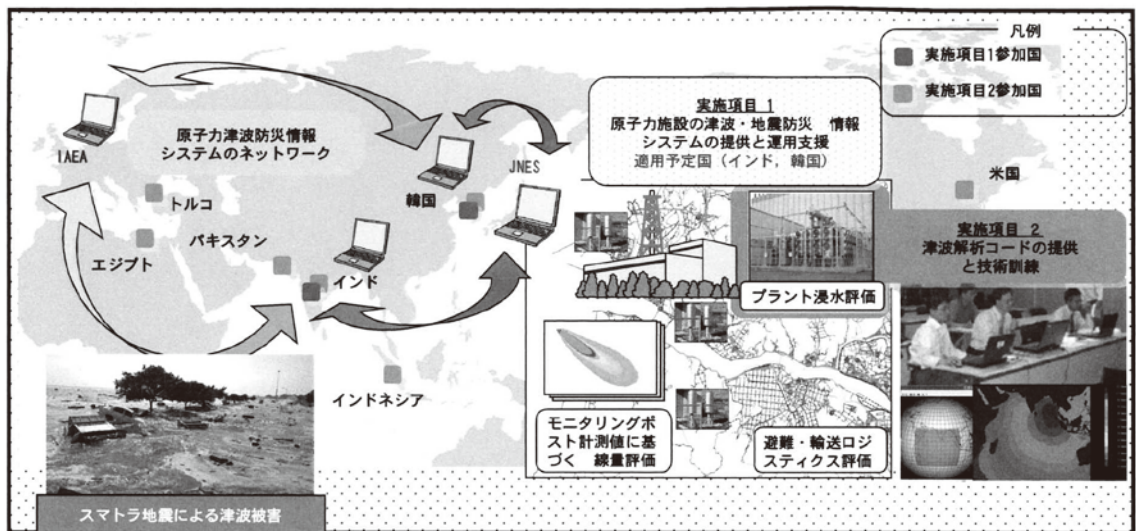


図 5.3.1 IAEA 津波 EBP（2007.4～2010.3）の概要

(2)TiPEEZの機能及び評価例

(a)機能・想定条件

TiPEEZは、地震及び津波等外的事象に対する確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）による原子力リスク情報（例を後述5.3.4で示す）を活用し、原子力防災/避難、情報伝達/コミュニケーションを実施するためのシステムである。主な機能と想定条件は次の

通りである。

①地震及び津波を含む外的事象災害と原子力災害との連携：

複合災害への対応。

②原子力施設敷地内と敷地外との連携：

PRA手法による敷地内設備と敷地外設備（道路・橋梁被害、住民避難の支援機能）の被害評価。原子力関連機関と周辺関連自治体機関等との連携。

③平常時・緊急時両用機能：

例えば、大地震動下での緊急時機能の円滑な稼働のためには、平常時に日常業務で常に稼働していることが必須。

④自律分散機能（図5.3.2）：

システムが対象地域だけに設置されていると、被災し稼働しない可能性が高い。システム機能を広域の複数の場所に自律分散配置し、被災地をバックアップする。システム機能回復後に期待し、システム機能を対象地域内の複数の場所にも自律分散配置し、複数の広範なユーザへ情報を双方向伝達する。

⑤時空間情報処理機能（図5.3.3）：

緊急時に最新情報でシミュレーションするためには、情報・データを新情報へ廉価な形で時間的・空間的更新が必要。緊急時に必要な情報・データは、自治体の日常窓口業務のもの（道路・橋梁等都市インフラ、住民台帳等）が殆どであり、平常時の窓口業務で、逐次時間更新する。これにより緊急用データ整備費が不要となる。

⑥全国地図データベース機能：

緊急時の各種意思決定は、家屋、道路、地番等地図情報とセットでなされる。緊急時において、施設被害、避難者等の情報は時々刻々と変化するので、時間情報と地理情報をセットで整理・シミュレーションし、意思決定が必須。

⑦地震動分布・津波水位分布、道路・橋梁等被害、放射性物質（FP）放出分布、避難経路の推定機能（図5.3.4）：

地震動分布・津波水位分布、道路・橋梁等被害、放射性物質（FP）放出分布、避難経路推定機能を重ねて効率よく意思決定する。

⑧ノートパソコン（PC）等による可搬機能：

劣悪な通信環境が想定されるが、PCの場合、自転車・バイク等で複数の被災箇所へ可搬し、無線通信等によって被害情報を複数箇所へ双方向で同時伝達が可能となる。電源は放置された車から充電可能で、操作が一般化普及し、PCは大型計算機に比し極めて廉価である。

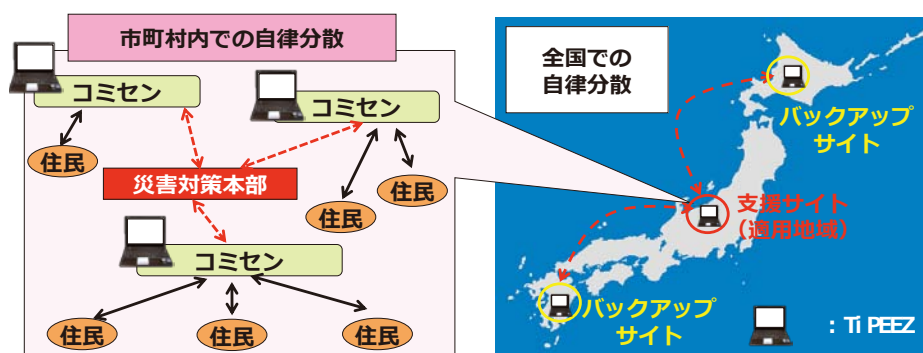


図 5.3.2 自律分散機能の概要

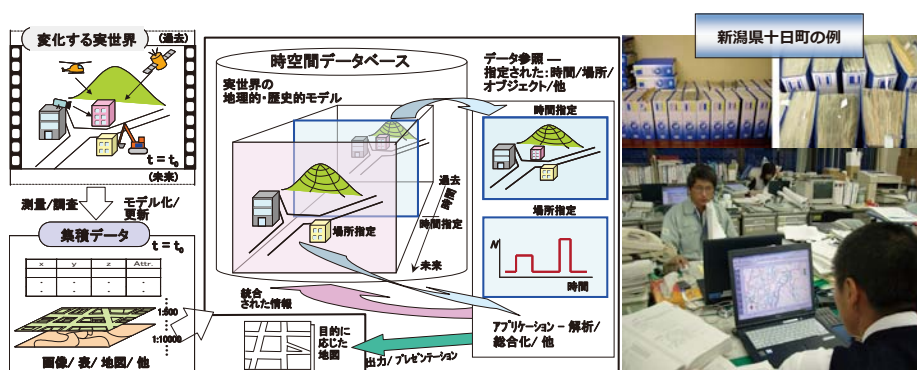


図 5.3.3 時空間情報処理機能の概要

A 従来の災害対応での情報収集

▲手作業による情報の整理・分析



地図

▲紙ベースの地域情報の管理



B Ti PEEZによる災害対応の情報支援

市町村：住民安否情報（避難対象者）



市町村：計画策定、訓練・緊急対応

図 5.3.4 震動分布・津波水位分布、道路・橋梁等被害、放射性物質（FP）放出分布、避難経路の推定機能の概要

⑨公開型データベース機能・ソフトウェア無償提供：

公開型とした場合、既存の緊急時システムや地震計ネットワーク等と連携可能で、互いのシステムを排除せず互助・共存可能。ソフトウェア無償提供。

⑩実運用体制：

運用形態は、複数の自治体で共同運用し、各自治体は関連データの整備・管理を行い、隣組・シニアパワー・NPO・等の地域力を充実・活用。これにより、開発費、維持費が低廉。地域の大学、研究所等と契約し、技術的支援を得る。各機関は24時間体制をシニア人材の活用で確保。これにより、自治体職員の定期異動に伴う技術熟練度の低下、誤操作等防止可能。運用単位は、例えば日本を例にすると、北海道、東北、関東、中部、近畿、中国・四国、九州単位で（例えば、大地震災害は広域で発生（M8程度で、約300km四方））。

(b) 評価例のイメージ

TiPEEZによる評価のイメージの1例として、③機能の内の緊急時における各種評価内容を図5.3.5に示す。①、②、⑤～⑧機能を用いて、まず、サイト内のプラント状況を評価し、放射性物質放出分布を推定する。次いで、敷地内外の地震動分布、津波水位分布を推定する。また、敷地周辺の道路、橋、斜面等の被害を推定する。更に、これらの情報を用いて、避難の最適ルートを自動推定する。図中の緑線は通過可能なルートを示す。赤線は緑線を繋いだ推定避難ルートである。推定避難所要時間は、住民数、避難車両、避難距離等から、図中のようなガンチャートで示す。④機能を用いて、これらの情報は各種機関や住民に双方向情報伝達される。



図 5.3.5 TiPEEZ システムによる住民避難計画の自動推定のイメージ

(2) インド原子力発電所への適用

(a) 緊急時訓練の概要

緊急時訓練は、2010年2月25日にインド/クダンクラム原子力発電所を想定NPPとして、模擬演習の形態でムンバイ市NPCIL事務所において実施された。演習では、自律分散の対象場所をクダンクラムNPPサイト、ムンバイ市電力会社本社、現地想定プレスセンター（クダンクラム～ムンバイ間距離：約400km）の3か所とし、それぞれをNPCIL事務所内の別々の3部屋を割り当てた。

各部屋には、TiPEEZシステムがインストールされたPCを設置すると共に、カメラ付きビデオも設置して、各部屋毎の演習の進捗状況をモニターした（図5.3.6）。各PCには、クダンクラム原子力発電所等に関するTiPEEZ入力データ（道路等地図、避難所・橋・放射線モニタリング地点の位置、気象、輸送、津波を発生させる地震の震源諸元、津波伝播諸元等）がインストールされている。

(b) 訓練の結果

演習は、2月25日11時30分に開始し14時に終了した。演習では、まず、地震がクダンクラム原子力発電所沖合で発生し、津波が襲来し、発電所内外が浸水したと想定した。TiPEEZシステムの各種機能が順調に作動し、適切な演習が行われた。例えば、線量評価機能によって、適切に第1次及び第2次の避難ルートが推定・表示された。

今後の主な検討課題としては、次が挙げられた。

- ① TiPEEZシステムは避難ベースのものであり、屋内退避（避難しない）等の機能の考慮が必要である。
- ③ 時折の記者会見の実施が有効である。
- ④ 家畜は農村地域の住民にとって、重要な経済的資産であることから、家畜の避難も組み入れ可能とするべきである。



図 5.3.6 TiPEEZ を用いたインド原子力発電所を想定した緊急訓練の状況

(4) NIIT/JNESにおける地震・津波等外的事象による原子力防災研究

新潟工科大学（NIIT）と柏崎市間では、地震・津波等外的事象による原子力防災の訓練計画立案等に関する技術支援が合意された。NIITとJNESは、住民視点に立った防災訓練計画の検討のために、市民向けにTiPEEZを用いたデモンストレーション（DS）とアンケート調査を実施した（図5.3.7）。

DSでは、まず、地震・津波の被害推定結果や、バスを用いた避難方法を柏崎市役所及びコミュニティセンターに伝達した。次いで、市役所及びコミュニティセンターから柏崎耐震センターに対し、避難所の待機者数や現地の橋梁等の被害情報を伝達し、これら現場からの情報に基づき再推定を実施し、双方向の情報連携の具体的方策を示した。アンケートの結果、参加市民の84%はTiPEEZを用いた防災訓練への参加に前向きな姿勢を示した。これは、福島事故を契機に高まった市民の問題意識の表れと認識した（図5.3.8）。



図 5.3.7 TiPEEZ を用いたデモンストレーション状況

質問：防災訓練の参加経験（内側円グラフ）
TiPEEZの平常時活動への参加（外側円グラフ）
回答数：市民47人

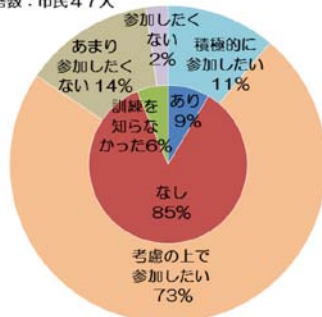


図 5.3.8 参加民のアンケート調査結果

5.3.4 原子力リスクコミュニケーションの取り組み

(1) 原子力リスクコミュニケーションの経緯

北村によれば⁽¹⁹⁾、当初、原発の多くの専門家は、リスクコミュニケーションの目的を、相手方の意思へ影響を与えることや啓蒙・説得することとしていた。原発に反対する人々は科学技術的知識が不足しており、正しい科学技術情報の提供により彼らの不安は解消し、反対運動は姿を消すとの見方であった。

しかしながら、1986年チェルノブイリ事故等に伴い、1990年代後半から専門家に対する社会の信頼が大きく損なわれ、啓蒙・説得の目的設定は意味を失った。それ以降、市民と専門家が協働作業を進めながら問題解決を図るとの市民参加方式による社会的意思決定の方向が、問題を打開しようとする一部の専門家と市民の間に登場し、実践されてきた。この方法を育てるためには、原子力リスクコミュニケーションの実践を通して経験的知見を蓄積することが重要と指摘されている。

原子力エネルギーは潜在リスクが大きいものの、エネルギー集約型の魅力的資源という利点のもとに普及されてきた。潜在リスクの議論なしで、魅力的資源だけを強調しても、国民からの十分な信頼は得られない。

一方では、潜在リスクを定量評価するPRAの有用性を論じると、有用性は理解するが「リスク論は日本の文化に馴染まない」とする意見の壁にしばしばぶつかる。日本文化の特質を論ずることは他の機会に譲るとして、少なくとも、原子力発電を推進するためには、硬直した「疑似文化論」に逃避するのではなく、原子力リスクを直視し、市民との対話に積極的に取り組むことが必須である。即ち、信頼形成のためのリスクコミュニケーションこそ重要である。この前提のもとで、原子力リスクに関する明確な科学技術的説明力が求められることに変わりはない。

(2) 原子力リスク情報と取り扱い上の留意事項

(a) 原子力リスク情報とは

地震・津波PRAから、残余のリスクに係る以下の情報が作成される（TiPEEZによって評価し得る）。即ち、(i) 炉心損傷頻度（CDF）／格納容器損傷頻度／放射性物質の放出量／公衆被ばくの種類、(ii) CDFへの寄与度が高い重要な事故シーケンス及びシステム・構造物・機器、(iii) 強震動下での複数の構造物・機器の同時損傷の可能性（共通原因損傷のCDFに及ぼす影響の程度）、(iv) CDFに寄与する地震動強度と超過頻度の範囲、等である。これらの情報は、原発の地震安全に関する以下の事項を判断する要件となる。

- ① 安全目標/性能目標との対比から残余のリスクが適正か、国際標準から適正か
- ② 多重防護が有効か
- ③ 耐震重要度分類が適正か
- ④ 構造物・機器の補強や免震構造化等によりどの程度CDFが低減されるか

⑤複数の構造物・機器が同時損傷した場合に多重防護が有効か

⑥地震動評価の信頼性が適正か

(b) 原子力リスク情報の取り扱い上の留意事項

原子力リスク情報の取り扱いの留意事項としては、残余のリスク情報の数値結果だけではリスクコミュニケーションは成立しない。評価条件、評価モデル、使用データ、評価結果を陽に明示し、透明性・説明性が確保されていることが必要となる。即ち、「結果」だけでなく、結果に至る「過程」を示すことがより重要である。

原子力リスク情報は、原子力システム安全の専門家と協力して実施し有用情報を同定・提供すること、結果を説明性の高い情報に加工・編集し社会や市民と双方向で繰り返し発受信すること、これにより信頼の醸成を図ることである。特に、地震・津波という自然現象の不確実さを考慮した地震・津波ハザード評価、これに基づく設計地震動・津波水位、これらを超えた領域における構造物・機器のフラジリティ（即ち、耐震・耐津波裕度）について、工学的に意味するところを丁寧に説明することが必須となる。

(2) 原子力リスクコミュニケーション実践における克服すべき課題

原子力リスクコミュニケーションの課題として、北村⁽¹⁹⁾は自らの実践経験に基づき、①市民と専門家との双方向コミュニケーションの実践において、論争の本質が共有・認識されないまま、類似的討論が繰り返されており、効率的討論のために、ヒューマンインタフェース技術の導入が有効であること、②専門家と市民とのコミュニケーション以前に、専門家間でのコミュニケーションの拙さを克服すべきことを指摘している。

NIIT,JNES及び東京電力は共同で新潟工科大学耐震安全・構造研究センターを設立し、耐震安全研究を進めている。市民と専門家の協働作業の実践例として、同研究センターを拠点として、地元の柏崎・刈羽市民／メディア／教育機関／自治体（柏崎市、刈羽村）の協力を得て、さらに国際原子力機関（IAEA）と連携して原子力リスクコミュニケーションの研究を進めている⁽³⁾。IAEA及びJNESは、国際リスクコミュニケーションワークショップ（2012年11月、新潟工科大学）を地元の協力のもとに開催した（図5.3.9）。同WSでは、次の決議がなされた⁽³⁾。

- ・「今は同意していないという状態であることに同意する（agree to disagree）」の認識が重要
- ・「不毛の対立を超えて意義のある不一致」の実現が必要

これまでの整合性を前面に押し出して対立を激化させる手法とは異なる、柔軟な考えをリスクコミュニケーションに包含する新しい方向の芽生えがある。

JNESは、「地震・津波に対する原子力防災・原子力リスクコミュニケーション」の演題で、柏崎・刈羽地域における原子力リスクコミュニケーションの実践例を報告した。

(4)IAEA主催地震・津波等外的事象ハザード専門家会合

JNESは、上記柏崎・刈羽地域での研究成果をIAEA主催地震・津波等外的事象ハザード専門家会合において報告した。その結果、パネルディスカッションの4トピックスの1つに「リスクコミュニケーション」が取上げられ、議長決議書中の重要課題として「原子力リスクコミュニケーション戦略」が明記された(図5.3.10)。



図 5.3.9 IAEA/JNES 主催原子力コミュニケーションワークショップの状況 (2011.12、新潟工科大)



図 5.3.10 IAEA 主催地震・津波等外的事象ハザード専門家会合におけるパネルディスカッションの状況 (2012.8、IAEA, ウィーン)

5.4 今後の取り組み

5.4.1 プラントバックフィットと原子力地域防災との両輪の整合をもった推進⁽²⁰⁾

福島事故後の原子力の信頼を向上・確保するためには、図5.4.1に示すようにプラントバックフィットと地域防災との両輪の整合性を確保し推進することが必須と考える。

前者については、新規制基準（地震・津波規制基準）やシビアアクシデント（SA）規制基準への適用性の確認が重要となる。そのためには、プラント健全性及び原子力リスク情報の透明性、説明性を一層進める必要がある。後者については、原子力災害防災指針に基づく地域防災情報の実効的提供を進める必要がある。これら両者の整合性は、自然科学分野間での技術ガバナンスの確立が重要となる。

一方、これらプラントバックフィットと原子力地域防災に係る情報は、市民との双方向での原子力リスク情報のコミュニケーションが重要となる。そこで、人文・社会科学分野の活用が必須であるとの認識を持ち進める必要がある。

以上のように、自然科学と人文・社会科学間での技術ガバナンス⁽¹⁷⁾の確立が必須となる。

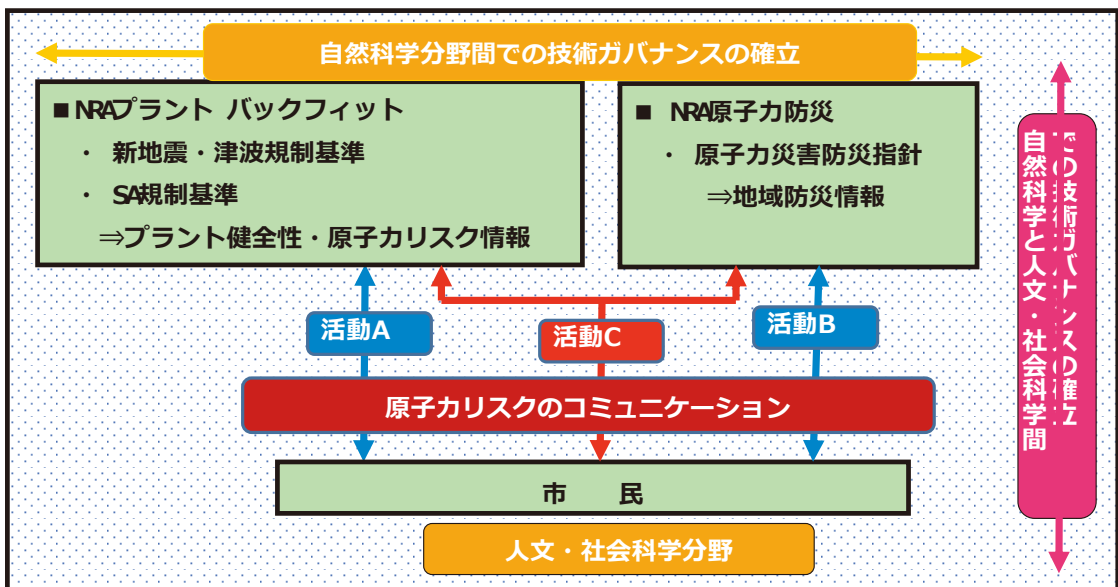


図 5.4.1 プラントバックフィットと原子力地域防災との両輪の整合をもった推進の概要

5.4.2 地震・津波等外的事象に対するリスク評価に係る国際戦略と国際貢献

JNESでは、IAEA津波EBP（平成18年～21年）を開始し、引き続き、より広範な技術課題を対象に、IAEA/EBPとして、津波EBP開始時に作成・確立した耐震国際戦略方針に基づき国際戦略（図5.4.2）を進めている。同方針及び福島NPP事故以降の改善内容は、以下の通りである。

①我が国の原子力技術が海外展開する場合、個別技術の優秀さとともに、プラントの安全等に

係わる明確な指針を示す必要がある。我が国の基準と国際基準（特にIAEA）の間に乖離があると、優れていても技術的に孤立して採用されない、解決にムダな時間が掛かりすぎる、などの事態に陥る。この状況は、国際基準を整備する場に我が国の視点を反映する以外に打開策はない。“海外は負けそうになるとルールを変える”といわれる現象は、もともとそこに日本が参画していないか、参加していても、強く主張し得る体制を構築していないかのためと認識すべきである。

- ②逆に、福島事故以降は、我が国の原子力安全が国際基準に整合することが要求されている。しかし、国際基準が我が国の実情を的確に包含するものでなければその意味は無い。この点でも国際基準に対する我が国の積極的な関与が不可欠である。さらに、その中で他国の基準（特にNRCなど）との切磋琢磨を経て、我が国の基準をより包括的に向上させる効果は大きい。これらの活動が我が国の原子力安全に対する国内外の信頼を回復するために重要な役割を果たすと認識すべきである。
- ③これらの課題を克服するためには、我が国の技術・基準を国際基準に反映する不断の努力が必要であり、そのために、その持続力を保持するために、海外に通じる若い国際人を多く育成することが必須である。

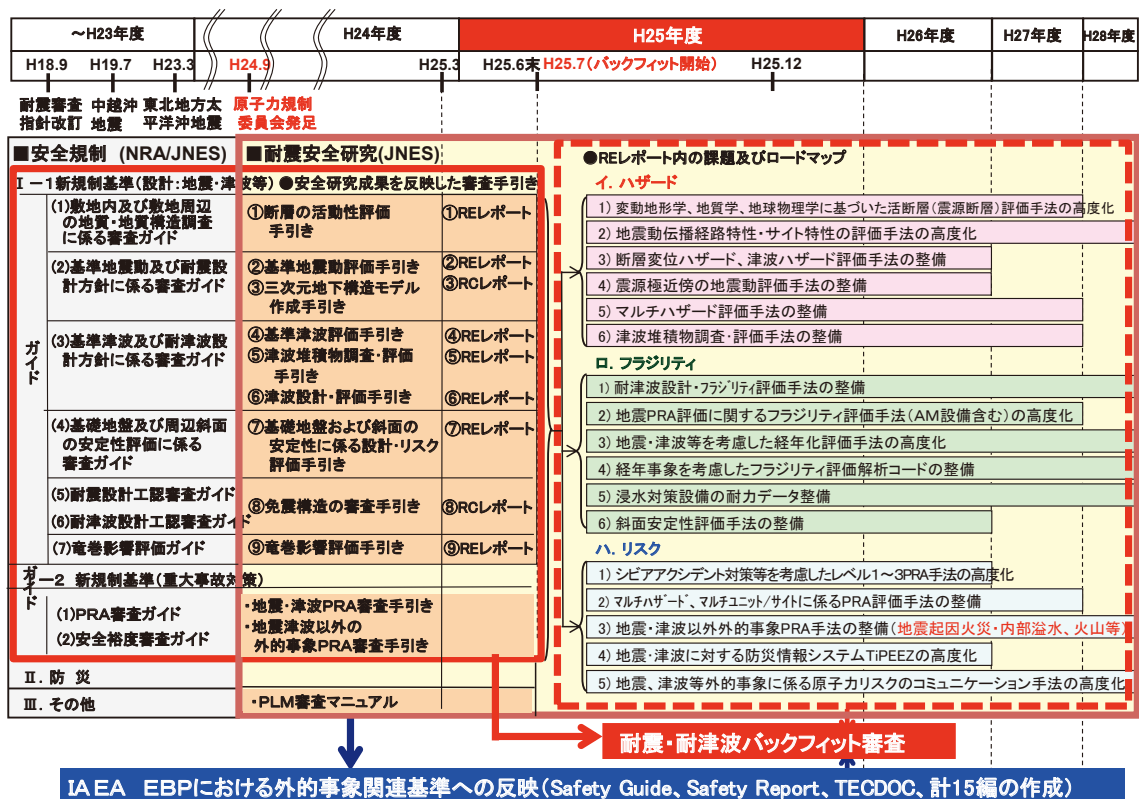


図 5.4.2 国際戦略に基づく外的事象研究ロードマップの例

5.4.3 若手・中堅技術者の育成

若手・中堅技術者の育成では、図5.4.3に示すように、一貫通貫技術と、プラント生涯対応を認識し、科学的・合理的に、タイムリーに、国際感覚も踏まえ、意思決定し得る人材育成が必須と考える。この一貫通貫技術は、PRAそのものであり、換言すると、「技術ガバナンス」に基づく人材育成が重要となる。

・一貫通貫技術：地震及び津波という自然現象、地盤という造山運動の産物、建屋、機器、システムという人工構築物、放射性物質（FP）という近代科学の産物、被ばくという人の健康

・プラント生涯：立地、設計、評価、建設、運転、廃炉

我が国では、図5.4.3中の分野毎の専門技術を深堀し、“職人技の域”まで極めることをもって、専門家育成の王道とみる向きがある。しかし、これは人材育成の必要条件ではあるが、必要十分条件ではないと考える。換言すると、戦術思考であり、戦略思考ではない。兎角、広く俯瞰する思考を、“浅はか”とか、“評論家”といって、忌み嫌う風土があるが、俯瞰技術は最も重要な戦略技術である。俯瞰し得る専門家は、極めた分野を必ず持っている。戦略思考型の専門家の育成は、組織内全ての専門家に求める必要は無く1割程度であろう。他は戦術型として育成する。

1つ注意を要することがある。“ジェネラリスト育成”との言葉を、鳥瞰し得る人材育成と見做し、法令、基準、規則等を熟知した専門家と定義している組織も見受けられる。これも必要条件ではあるが、必要十分条件ではない。これら法令等に加え、上記一貫通貫技術を持つこと、技術ガバナンス⁽¹⁷⁾を身に着けることが必須要件である。

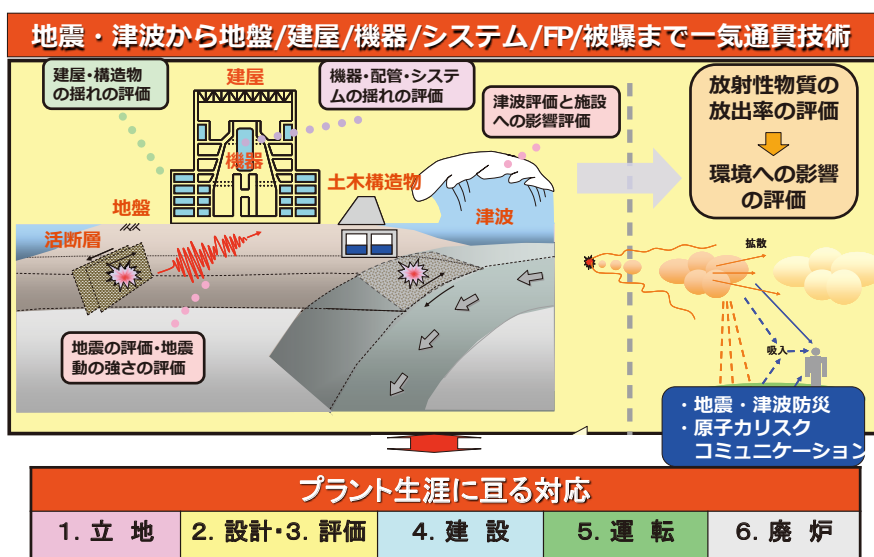


図 5.4.3 リスク論に基づく人材育成の概念

【参考文献】

- (1) 日本国政府原子力災害対策本部：原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書IAEA報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—、2011年6月。
- (2) JNES：津波に対する構造設計・リスク評価手引き、JNES-RE-2013- 2027,平成26年1月。
- (3) 蛭沢勝三：原子力規制の技術支援機関・原子力安全基盤機構における津波関連安全研究活動、原子力安全のための耐津波工学に関するシンポジウム、日本地震工学会、平成26年3月20日。
- (4) 日本原子力学会：原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準2007、AESJ-SC-P006:2007, 2007.9。
- (5) 日本原子力学会：原子力発電所の津波を起因とした確率論的安全評価実施基準2011、AESJ-SC-RK004:2011, 2012.2。
- (6) JNES：確率論的津波評価に基づく基準津波策定手引、JNES-RE-2013- 2041, 平成26年2月
- (7) JNES：津波堆積物調査・評価に関する手引き、JNES-RE-2013- 2022,平成26年1月。
- (8) JNES：津波堆積物調査ハンドブック、JNES-RE-2013- 2039,平成26年2月。
- (9) JNES：地震・津波PRA手法に基づく耐震・耐津波裕度評価コードSANMARGの使用手引き、JNES-RE-2013- 2047,平成26年2月。
- (10) JNES：地震・津波等外的事象に対する原子力災害対応システム（TiPEEZ）の適用に関する手引 JNES-RE-2013- 2031,平成26年1月。
- (11) K. Ebisawa et al.: Concept for Developing Seismic-Tsunami PSA Methodology considering Combination Seismic and Tsunami Events at Multi-Units, Proceedings of the International Symposium on Engineering Lessons Learned from the 2011 Great East Japan Earthquake, March 1-4, 2012, Tokyo, Japan, pp.1574-1585.
- (12) K. Ebisawa et al.: Current Issues on PRA Regarding Seismic and Tsunami Events at Multi Units and Sires Based on Lessons Learned from Tohoku Earthquake/Tsunami, Korea Nuclear Society, Nuclear Engineering and Technology, Vol.44 NO.5, June 2012.
- (13) 全国原子力発電所所在市町村協議会原子力災害検討ワーキンググループ：福島第一原子力発電所事故による原子力災害被害自治体等調査結果,平成24年3月。
- (14) 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会：国会事故調報告書、2012年6月。
- (15) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会：最終報告、平成24年7月23日。
- (16) 原子力安全基盤機構：地震・津波に対する原子力防災と一般防災に関するIAEA/JNES/NIEDセミナー、2007年12月。
- (17) 亀田・高田・蛭沢・中村：原子力災害の再発を防ぐ（その3）地震工学分野からの原子力安全への提言、日本原子力学会誌VOL.54, No.9, pp.593-601, 2012。
- (18) 蛭沢・久野・柴田・堀内・大井・阿部・都築：地震情報緊急伝達システムの研究開発、日本原子力学会和文論文誌、Vol.1、No.2、pp.177-190、2002年6月。
- (19) 北村正晴：原子力リスクとヒューマンインタラクション、ヒューマンインタフェース学会誌、Vol.14, No.1, 2011。
- (20) 蛭沢勝三：地震・津波等外的事象に退位する原子力防災システムTiPEEZと原子力リスクのコミュニケーション（1）概要、日本原子力学会2013年秋の大会、2013。

第6章 原子力のリスクと安全目標

6.1 はじめに

原子力の安全確保の目的は、原子力に伴う潜在的な危険性から、従事者、公衆、環境を適切に防護することにある。したがって、施設あるいは活動に伴うリスクを管理し、低減することが目標となる。それを達成するため、従来、深層防護の考え方に基づき決定論的なアプローチで規制要件を満たすかを見てきたが、近年、成熟度が増したリスク評価の成果を踏まえて、リスクをより明示的に意思決定と行動の基礎とするようになってきた。

もちろん、連続した障壁と安全側の仮定で、放射性物質の環境への放出を防止する深層防護の概念が安全確保の中心的概念であるが、望ましくない影響のスペクトルに対して、影響の発生を防止し緩和するのに必要な安全手段のバランスを如何にとるかを決定することは難しい。達成すべき安全のレベルがバランスのとれたもので、特定の状況に適切であることを確実にすることは、どんな場合でも困難が伴う。そのため、近年、よりバランスのとれたアプローチを得るために、意思決定を支援し運転経験から得られる教訓や研究成果を取り入れたリスク評価が次第に注目されるようになった。

基本的に、どんな施設、活動、機器もある一定の安全目標を満たすように設計、運転されるべきで、目標を最初に定めるアプローチでは、それに従って施設、活動、機器が設計、運転され維持される。安全目標は、そもそもリスクの概念を基礎としていて、リスクを低減することはできるがゼロにはできない。どれだけリスクを低減すれば、社会はリスクが十分低いとみなして、施設や活動を受け入れるかが、従来から「How safe is safe enough?」として、原子力に問われてきた。このように、安全目標は上位の概念としては、原子力活動が公衆の健康と環境の防護の観点から、社会から容認されるレベルを示すと同時に、施設、活動、機器が設計、運転で満たすべき要件のレベルとみることもできる。以下では、国際機関およびいくつかの代表的な国における安全目標の現状についてレビューする。

6.2 国際機関における安全原則と安全目標

6.2.1 国際原子力機関（IAEA）の安全原則

IAEAの安全基準に法的拘束力はないが、加盟国が自国の活動に対して要件を課す際のベースラインとなる。安全基準は、基本原則（Fundamentals）、要件（Requirements）、指針（Guides）の3つのレベルから成る。

基本原則（SF-1）（IAEA, 2006）は安全目的と、その目的を達成するために適用すべき10の安全原則を提供している。“基本安全目的は、人と環境を電離放射線の有害な影響から防護することである”。人（個人および集団）と環境を防護する基本安全目的は、放射線リスクを生じる施設の運転又は活動の実施を過度に制限することなく達成されなければならない。合理的に達成できる安全の最

高水準が達成されるように施設が運転され活動が実施されることを確実にするため、次の手段が講じられなければならない。

- (a) 人の放射線被ばく及び環境への放射性物質の放出を管理すること。
- (b) 原子炉の炉心、核連鎖反応、放射性線源またはその他の全ての放射線源に関する制御の喪失に至ると思われる事象の可能性を制限すること。
- (c) そのような事象が発生した場合、その影響を緩和すること。

安全原則10項目が制定され、それらに基づいて基本安全目的を達成するために安全要件が策定され、安全対策が講じられる。これらの安全原則は、全体として適用できる一式を構成している。実際には特定の状況に応じてそれぞれの原則の重要性に大小があるとはいえ、全ての関連する原則の適切な適用が必要である。安全目標を考える際には、次の原則が重要となる。

原則4：施設と活動の正当化：施設と活動が正当であると考えられる為には、それらが生み出す便益が、それらが生み出す放射線リスクを上回っていなければならない。便益とリスクを評価するために、施設の運転及び活動の実施による全ての有意な影響を考慮しなければならない。

原則5：防護の最適化：放射線リスクを生じる施設と活動に適用される安全手段は、施設の利用または活動を過度に制限することなく、その存続期間全体を通して合理的に達成できる最高レベルの安全を提供するとき、最適化されていると考えられる。放射線リスクが合理的に達成できる限り低いかどうかを判断するために、通常運転もしくは異常又は事故状態から生じる全てのリスクを演繹的に（graded approachを用いて）評価するとともに、施設と活動の存続期間全体を通して定期的に再評価しなければならない。（施設と活動の存続期間の異なる段階に対して、異なるグループが受けるリスクに対して、または放射性廃棄物管理の異なる段階に対して）関連する行為間またはそれらに付随するリスク間に相互依存性がある場合、これらの相互依存性も検討しなければならない。また、知識の不確実性も考慮しなければならない。

原則6：個人のリスクの制限：正当化と防護の最適化は、それにより、害の許容できないリスクをいかなる個人も負わないことを保証するものではない。そのため、線量と放射線リスクは所定の制限の範囲内に管理しなければならない。

原則8：事故の防止：施設と活動から生じる最も有害な影響は、原子炉の炉心、核連鎖反応、放射線源またはその他の放射線源に関する制御の喪失から生じている。したがって、有害な結果をもたらす事故の可能性がきわめて低いことを確実にするために、措置を講じなければならない。

安全要件レベルでは、いくつかの文書で原子力発電所のリスク評価に関するより詳細な要件が設定されている。電離放射線に対する防護のための国際基本安全基準（BSS）では、電離放射線による害から人と環境を防護する観点から基本的な安全目的が策定されている。したがって、防護と安全の体系では、放射線リスクと健康影響を合理的に達成できる限り低減するように、放射線被ばくを評価し、管理し、制御することを目的としている。

IAEAでは、その他、規制機関、研究機関、大学、産業界の安全分野の高度な専門知識を有した専門家から成る国際原子力安全諮問グループ（INSAG）が、原子力安全のアプローチ、方針や原則をIAEAに助言、勧告している。INSAG-12（IAEA,1999）では、目的（包括的原子力安全の目的、放射線防護の目的、技術的な安全目的）と原則（基本安全管理原則、深層防護原則、包括的技術原則）を述べている。原則には、管理責任（安全文化、運転機関の責務、規制による管理と独立の検証）、深層防護と包括的技術原則（証明された技術、品質保証、自己評価、ピアレビュー、人的因子等）が含まれている。また、文書には、立地、設計、製造、建設、運転、アクシデントマネジメント、廃止措置、緊急事態準備の各原則も記載されている。

6.2.2 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）

CSNIのリスク評価に関する作業グループ（WGRISK）のミッションは、加盟国における原子力施設の継続的な安全を確かなものとするために、確率論的安全評価（PSA）の理解と利用を促進することにある。そのため、WGRISKではリスク寄与因子とその重要度を確認するためのPSA手法に着目すると同時に、PSAの利用に係る様々な課題、例えば、人間信頼性、ソフトウェア信頼性、高経年化、安全目標等を検討するためにPSAの適用にも注目している。

米国における“リスク情報を利用した意思決定に関する作業グループ（COOPRA）”や北欧諸国のプロジェクト“安全目標の有効性”を勧案して、WGRISKでは2006年に“確率論的リスク判断基準（クライテリア）”（NEA,2006）という課題を取り上げた。

この課題では、個人と社会的リスク、敷地外への放出、炉心損傷、さらに下位の目標から、様々なリスク情報の適用に用いられる数値基準に至るまでの広範なクライテリアを対象にした。“安全目標”という用語は、しばしば上位のクライテリアとして用いられるが、この課題ではクライテリアの設定と適用、およびPSAの現状と利用に関連した手法や根拠の情報を集めることに着目した。

安全目標を含め確率論的なリスククライテリアは、近年、規制機関や事業者徐々に導入されつつある。「原子力利用は安全でなければならない。」といった上位の定性的な宣言から、「燃料被覆管温度が1204度を上回る確率」といった技術的判断基準まで様々であり、法的文書に示される場合から内部文書への記載、あるいは、法的限度として、また単なる“方向づけの値”として適用されることがある。

このため、WGRISKの作業グループではクライテリアの根拠、適用方法とその経験を問に含

めた質問票を作成し加盟国に配布した。質問票には13の原子力安全機関（カナダ、ベルギー、台湾、フィンランド、フランス、ハンガリー、日本、韓国、スロバキア、スウェーデン、スイス、英国、米国）と6の事業者（カナダ、フィンランド）が回答した。質問は15問から成り、クライテリアの位置づけ等の全般的な質問では、社会的なリスク基準なのか、中間的あるいは技術的レベルの指標かを問う。また、指標ごとに、設定理由、参照文献、定義、適用のレベル（炉なのかプラント、あるいはサイト全体か）、数値（単一値かバンドか）、位置づけ、解析のスコープなどを質問した。最後に、不確かさの扱い、適用の現状、適用経験などが問われた。

確率論的リスククライテリアを法的制限値としたのは、唯一フィンランドで将来炉に要求しており、制限値を満足しなければ設計変更を要求する。また、事業者としては制限値であるが法的要求ではないとする例もあった。多くは、目標値で、“target value”, “orientation value”, “expectation”, “safety indicator”として使用している。満足しない場合、費用便益あるいはALARP原則を考慮して設計改善を考慮すべき、もしくは規制監視の強化となる。多くの国では、既存炉に比べ将来炉については低い数値、典型的には1/10を目標としている。

13機関のうち、8つの機関のクライテリアは社会的レベルでの定性的表現で、例えば、“公衆及び環境に対して不合理なリスクを防止する”というものが一般的で、一部フィンランド規制機関（STUK）のように、“must, shall not cause”のような厳密な表現も存在した。同様に、8機関で定量的及び、あるいは定性的な中間レベルのクライテリアとして、“核エネルギーの利用によるリスクは、他のリスクと比較して小さくなくてはならない”というような表現、あるいは、がんのバックグラウンドリスク、他のエネルギー源からのリスクのような原子力以外のリスクとの比較等で表現する機関もあった。

さらに、確率論的リスククライテリアは、定量的な確率論的な評価手法との関連で、技術的レベルが4つに分類できる。

- 炉心損傷頻度 (CDF) /レベル1PSA-16回答
- 放出頻度 (LERF, LRF, SRF) /レベル2PSA-14回答、うち
 - 早期大規模放出 (LERF) -12回答
 - 大規模放出 (LRF) -12回答
 - 小規模放出 (SRF) -1回答、カナダ
 - 格納容器破損頻度-1回答、日本
- 個人健康リスク/レベル3PSA-4回答
 - 個人死亡リスク-3回答、日本、英国、米国
 - 線量頻度-1回答、英国
- スクリーニング基準/システムレベル-4回答

PSAの現状を考慮すると、多くの機関で深層防護の観点から炉心損傷頻度 (CDF) を判断基準としている。定義は様々で、炉のタイプにも依存し、1204度の燃料温度、長期炉心不冠水、冷却不能等の表現である。数値は炉を対象とし、フルスコープPSA (内的小および外的事象、運転および停止時) に適用されるが、国によって注釈がつく。図1に示すように、CDFの値は 5×10^{-4} /年から 1×10^{-5} /年。将来炉の場合、ほとんどの国が 1×10^{-5} /年を目標としている。

格納容器損傷による大規模放出頻度も公衆の安全に直結した重要な判断基準となる。図2に示すように、その値は 1×10^{-5} /年から 1×10^{-7} /年と大きな巾を示す。CDFと同様、将来炉の場合、ほとんどの国が 1×10^{-6} /年を目標としている。IAEAのINSAG-12では許容できない放出限度として 1×10^{-5} /年を設定している。大規模放出の定義は様々で、LRFの場合、Cs-137の100TBq放出 (CNSC, STUK)、インベントリの0.1% (SKI)。LERFの場合は、早期の対策を要する、あるいは防護措置実施以前の大規模放出、と言った定性的表現も見られる。

リスククライテリアは、定期安全レビュー (通常10年ごと) の枠組みの中でPSAを実施する際に、また、より短期 (3年、毎年) および設計変更時に適用される。リスククライテリアを上回った場合、事業者でCDF規準に対して独自の活動を設定している例はあるが、通常はあくまでも目標である。将来炉に対しては、多くの場合、運転許可の判断基準となる。

リスククライテリア適用の経験は、全体的にポジティブな回答で、設計や手順の改善に繋がる、PSAモデルの質の改善に繋がるという回答であった。絶対値の適用は、PSAの品質に係わるので改善のトリガーやスクリーニングとしての使用を推奨し、厳密な定量的安全指標としての適用には多くが懐疑的で、スコープに制限がある場合の適用の困難さを指摘している。リスククライテリアの共通の定義のためには、さらなる検討が必要であるが、厳密な共通の定義によりプラント相互の比較が促進されるところとしている。また、公衆とのコミュニケーションには、困難さを指摘するものが多く、影響 (consequence) は理解されやすいが頻度は難しい。誤解のない結果の表示が課題であるとしている。

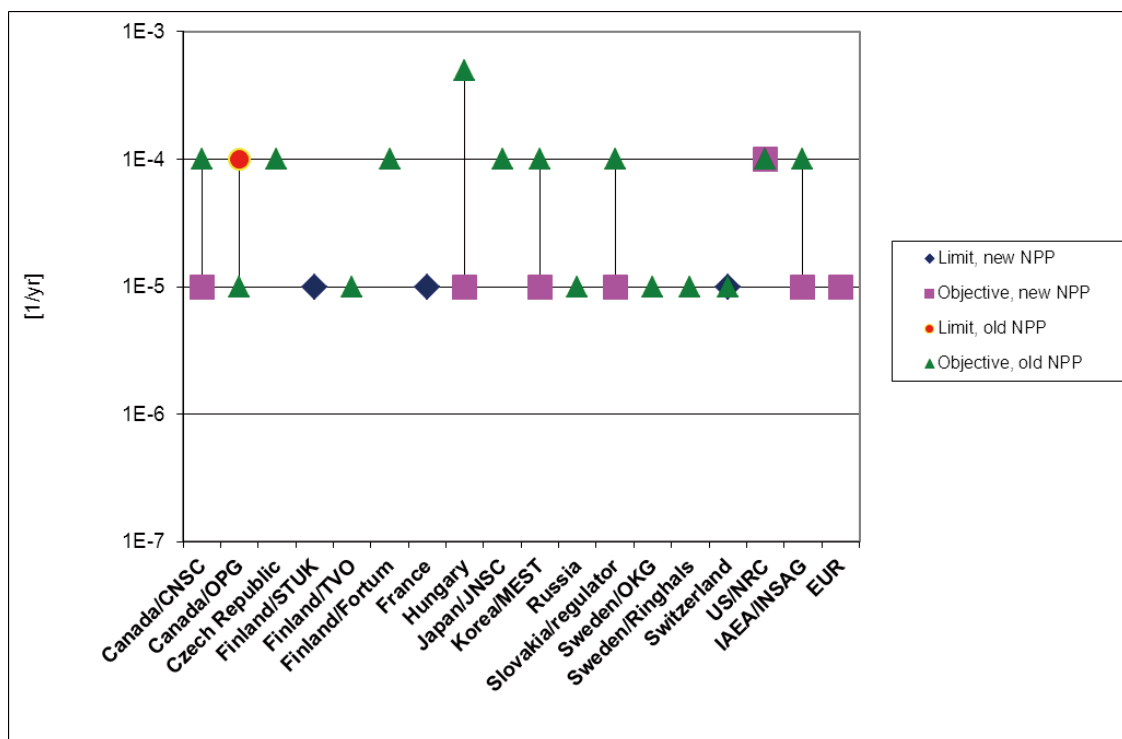


図 1 炉心損傷の数値基準

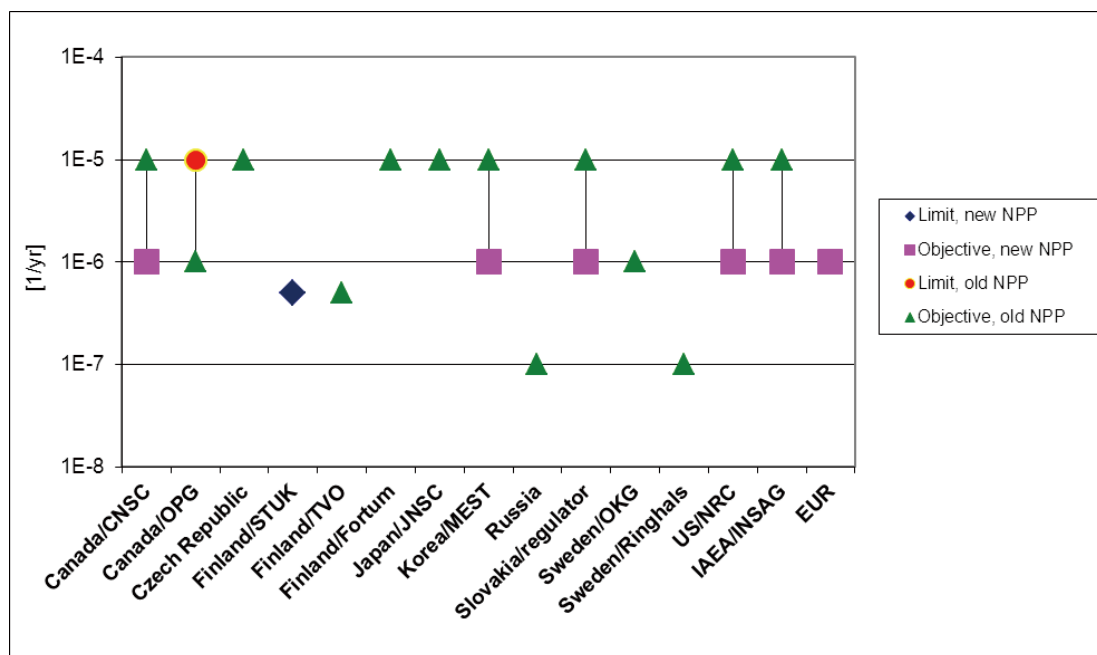


図 2 大規模放出に対する数値基準

6.3 各国の安全目標

6.3.1 米国の安全目標

6.3.1.1 安全目標の策定

(1) 安全目標政策声明

1979年のスリーマイル島原子力発電所事故に対する大統領事故調査委員会の勧告に応え、原子力規制委員会（NRC）は「NRCの安全に関する意思決定における安全方針と、安全と費用のトレードオフの役割についての明確な政策声明の作成に取り組む意志」を発表した。NRCは原子炉安全諮問委員会（ACRS）に、「どれだけ安全ならば十分安全なのか（How safe is safe enough?）」という定量的安全目標に向けたアプローチ案の作成を要請し、その後、1980年10月にNRCは安全目標の作成計画を、ACRSはアプローチ案の報告書を発行し、政策声明作成がスタートした。

1981年の2度のワークショップにおける議論の後、1982年2月17日に最初の政策声明案（47 FR 7023）が官報に掲載された。1983年3月14日には改定案（48 FR 10772）が掲載され、2年間の安全目標の評価期間が設けられた。期間中、NRCスタッフは原子炉規制局長を議長とする安全目標評価グループを組織し、安全目標政策実施を想定した安全目標案の評価を行い、報告書及び勧告を提案した。最終的に、NRC委員会はスタッフからの改定案及びACRSからの意見も参考に、安全目標政策声明（51 FR 28044）を1986年8月4日に官報に掲載した。

策定された「原子力発電所の運転に対する安全目標政策声明」（NRC, 1986）は、基本的に以下の2つの定性的安全目標と2つの定量的安全目標からなる：

• 定性的目標

- － 原子力発電所の運転による影響から、個人が生命と健康に対して新たに有意なリスクを負うことがないように、一定のレベルで公衆の構成員は保護されなければならない。
- － 原子力発電所の運転による生命と健康への社会的リスクは、実行可能な競合発電技術によるリスクと同等またはそれ以下とし、他の社会的リスクへ有意なリスクを別途与えてはならない。

• 定量的目標

- － 原子力発電所近傍の平均的個人に対する、原子炉事故に起因すると思われる急性死亡リスクは、米国民の構成員が通常さらされる他の事故に起因する急性死亡リスクの総和に対する1%の10分の1（0.1%）を超えてはならない。
- － 原子力発電所周辺の住民に対する、原子力発電所の運転に起因すると思われるガン死亡リスクは、これ以外のすべての原因に起因するガン死亡リスクの総和に対する1%の10分の1（0.1%）を超えてはならない。

この他、規制実施ガイドラインの中で、

- － 格納容器システムの信頼性の高い性能が要求される従来の多重防護手法と事故の影響

緩和方針に従い、事故による環境への放射性物質の大量放出の全体的な平均頻度を原子炉運転1年あたり100万分の1未満とする。

という一般性能ガイドラインが示された。

NRCは、政策声明の中で、規制の意思決定プロセスでの定量的健康目標 (QHO) の使用を含め定性的目標の使用を認め、安全目標が規制の妥当性や規制の変更に関する規制決定の判断の有用な手段になることを認めた。しかしながら、発電所の安全レベルが安全目標政策に従っているか否かを判断する根拠として、特定の個別のガイドラインが必要であるとし、一般性能ガイドラインの他に、「プラント性能ガイドライン」、「運転性能指標」、「費用便益解析の実施ガイドライン」の作成の意思表明をするとともに、スタッフ向けのガイダンスの検討も示唆した。

この一般性能ガイドライン (大規模放出頻度 10^{-6} /炉年未満) の策定には、既にACRSが安全目標への合致を確実にするため、プラントの性能ガイドラインとして炉心損傷に至るような冷却機能の喪失を 10^{-4} /炉年未満、格納容器性能に関するものとして大規模放出頻度 10^{-6} /炉年未満を提案していたこと、及びNRCスタッフが格納容器性能目標の開発に着手し、目標案の一つとして大規模放出頻度を設定し炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の間の適切なバランスを与える案が含まれていたという経緯があった。

(2) 補助的指標の検討

安全目標を実施するための政策を作成することは、安全目標それ自体を作成するより複雑であった。安全目標政策声明では、「NRCは過酷な炉心損傷事故が米国の原子力発電所で発生しないことを十分に保証する目標として規制プログラムを引き続き推進する意向である」ことを示したが、定性的目標としては明示されなかった。また、対応する炉心損傷頻度 (CDF) の定量的目標も明示されなかった。

NRC委員会は、スタッフに対し、安全目標の補助的な下位目標としてサイト特性を省いたプラントの性能目標の策定可能性及び大規模放出の定義の検討を指示した。この検討に当たってNRC委員会は1990年6月15日付けスタッフ要件覚書 (SECY-89-102) において次の点を指示している。

- 補助的な下位目標には、新たな保守性を導入すべきではない。
- PRA手法による評価結果には不確実さがあるので、PRA目標数値を許認可基準または要件として用いるべきではない。
- 安全目標は格納容器のサイズや放出緩和機能の設計上の相違に依存すべきではない。したがって、大規模放出のガイドラインを下位の炉心損傷頻度 (CDF) と条件付格納容器破損確率 (CCFP) に区分するような場合には、それぞれが設計のアプローチによらない「最低限」の許容規準を示し、防止と緩和の2つの機能に対するガイダンスを与え、これにより設計における適切な深層防護のバランスが確保されるようにすべきである。

- 事故防止を目指す規制の一部の判断として、 1×10^{-4} /炉年未満のCDFは適切なレベルと考えられる。
- 格納容器性能目標については、
 - － CCFPは、保守的にならず、事実上大規模放出のガイドライン (1×10^{-6} /年) となるようにする。
 - － CCFPへの要求を過大にすると、CDFを小さくする努力を阻害する可能性があるので、この点を考えてCCFPを設定する適切なガイダンスを与えるべきである。また、その方法は共通に使えるものとすべきである。
 - － 決定論的に設定された格納容器性能目標の利点を審査し、実行可能であればCCFPの代替として受け入れるべきである。
- NRCは先進炉の設計に対してCCFP目標 10^{-1} を使用することに異議はない。

政策声明やこの覚書で指摘されているように、安全目標の使用は規則や他の一般案件を検討するためであり、個別プラントの判断を下すためものではない。このため、リスクの有意性に対する潜在的バックフィットをスクリーニングするために、炉年 1×10^{-4} のCDFに対する目標を含む安全目標の補助的目標に基づいた基準をスタッフが策定しNRCが承認したのである。このプロセスと基準自体は規制解析ガイドラインに記載された。

また同様に政策声明では、安全目標はNRCの規則または深層防護概念の代用ではなく、「適切な防護 (adequate protection)」の声明書でもない、と指摘されている。安全目標の目的は、「どのように安全にすれば十分な安全性が確保されるか」を明確にすることであり、一般性能ガイドラインとして平均の大規模放出頻度、 1×10^{-6} /炉年を示し、大規模放出の定義を検討するとしていた。しかし、その後、健康影響に関する安全目標との整合性を考えた場合、サイトの依存性やレベル3PSAの考慮が必要であること等の困難があり、1993年にNRCは大規模放出に関する定義を定める作業を打ち切った (SECY-93-138)。しかし、その後、格納容器破損頻度に関する補助的指標は、リスク情報を考慮した規制 (RIR) の検討の中で取り上げられる。

NRCスタッフは、NRCの審査と承認が必要な原子炉に対する現行の許認可手続き基準 (CLB) の一部を変更する上で、リスク情報を考慮した規制手順においてPRAをどのように使用するかについて説明する一連の規制指針と標準審査計画 (SRP) の策定と審査を進めた。その基本原則 (DG-1061) の中で、QHOの2つの補助的目標、すなわち、CDF炉年 1×10^{-4} と早期大規模放出頻度 (LERF) 炉年 1×10^{-5} の使用が提案された。

6.3.1.2 安全目標政策声明改訂

(1) 経緯

ACRSは1996年8月15日付けのS.A. Jackson委員長宛書簡 (SECY-98-101) の中で、発電所個

別の安全目標適用のためのガイドラインを作成するため、安全目標とその補助的目標を使用すべきであり、 10^{-4} /年というCDFをNRCの基本安全目標として表明するべきであるとした。1997年4月11日の書簡（SECY-98-101）では、リスク情報を考慮した規制を進める上で、発電所個別の適用のためのリスク容認基準としてQHOをそのまま適用するには、包括的なレベル3PRAが必要になること、また、このリスク評価は、CDFとLERFでも実施可能であることを勧告し、さらに、「適切な防護」の概念の定義と安全目標との関係を検討した。さらに、6月17日の書簡では、PRAや安全目標に関連する多重防護の概念について検討し、具体的な指針となる新政策声明の作成を勧告した。

同年7月、Jackson委員長はNRCスタッフに、 10^{-4} /炉年というCDFをNRCの基本安全目標にするというACRSの勧告について見解を示すよう要請した。NRCスタッフは、この要請に対し、CDFの基本的安全目標への格上げも含め、安全目標政策声明の修正に取り組むのが妥当と思われる案件を特定した。しかしながら、リスク情報を考慮した規制指針DG-1.174（DG-1061案）の最終版を完成させるまでは、政策声明の更新決定を先送りし、ACRSとの協議後に決定すべきであると勧告（SECY-97-208）した。

NRCスタッフは、規制指針1.174最終版の作成後の1998年、安全目標政策声明の修正に関する分析を示し、修正の方向で1年間の検討期間を提案（SECY-98-101）した。NRCスタッフは、1999年7月その後の結果をまとめて、これまでの原子炉施設のための安全目標から、NRCが管轄する非原子炉も含めた包括的安全原則の策定が実現可能かを確認するための研究を開始することを提案（SECY-99-191）したが、NRC委員は時機尚早として否決した。

(2) 原子炉安全目標政策声明の修正案

2000年3月NRCスタッフは、上記のSECY-97-208、SECY-98-101及びSECY-99-191に関するNRC委員会のSRMを受けた形で、再度、原子炉安全目標政策声明書の改訂方針をまとめ委員会に報告した（SECY-00-0077）。この中で、政策声明の可能な修正項目として、以下の9項目が勧告された。

① 安全目標の個別プラントへの適用と「どれだけ安全ならば十分安全なのか」という定義を含む現行政策を反映するための変更

NRCは、規制指針1.174「発電所別の許認可基準の変更に関するリスク情報に基づく意思決定において確率論的リスク評価を使用する手法」において、リスク情報を使用する5つの一般原則を制定し、この一般原則を個別プラントに適用することも承認した。安全目標を利用して規制を策定する場合のガイダンスを示すために、一連の一般原則を政策声明書のセクションVの規制実施ガイドラインで表明すべきである。

また、安全目標の実施に関するガイダンスに関する以下の2点を、政策声明書のセクション

III.A「安全目標の達成の評価に使われる定量目標、一般検討事項」に直接盛り込むべきである。

- 安全目標では、十分に安全であると考えられる安全レベルを設定する。安全強化措置を提案する場合にスタッフがどの程度まで踏み込むべきか、そのガイダンスを示す。
- スタッフは、規制の策定または改定において安全目標に従ったリスクレベルを得るために努力すべきである。このような新しい要件を策定し、在来発電所に適用する場合、10CFR Part 50.109のバックフィット規則を適用すべきである。

②炉心損傷頻度を基本目標とする格上げを含む補助的目標について

政策声明書の「米国の原子力発電所で過酷な炉心損傷事故を発生させないことをNRCが目的とする」という表明を定性的目標へ格上げし、CDF炉年 10^{-4} の数値を有用な補足的性能目標として残す。CDFとLERFの補助的目標を組み合わせると、現行の業務に沿った定量的健康目標の実用的な実施ガイダンスとなる。

③不確実さの取扱い

政策声明書が作成されてから、産業界、政府、学界によって不確実さ解析を改善する努力が払われ、リスク情報に基づく判断において、パラメータの不確実さの他に、モデルの不確実さや完全性の不確実さも考慮する重要性についてのガイダンスが規制指針1.174に示された。スタッフは、規制指針1.174のセクション2.2.5にあるより一般的な要素を、必要に応じて政策声明書（セクションIV）に盛り込むべきであると提案した。

④深層防護

リスク情報に基づく性能基準規制に関する白書で示した以下のガイダンスを政策声明書に盛り込むことが提案された：

「リスク情報により、深層防護の要素は可能な限り数値化することでより明確となる。いくつかの重要な防護要素に不確実な要素が相当伴うこともあるが、これらの要素と不確実な要素が数値化されているということが、防護がどの程度規制上意義あるものとなっているかを判断するのに役立つはずである。防護要素の妥当性または必要性について判断する場合、防護系の個々の性能を性能全体と照らし合わせて特定することで得たリスク情報を考慮すべきである。」

⑤安全目標の内容と「適切な防護」の検討

現行の安全目標では上限に言及していない。「適切な防護」概念は複数のNRCガイダンス文書により明確に表現され、安全に関する意思決定の根拠となるが、「適切な防護」とい

う用語と「過度のリスクがない」という類似の表現は、原子力法により明確かつ端的に定義されていない。

しかしながら、政策声明書の変更は勧告しない。規制行為でリスク情報を使用した経験が得られるので、上限の定義をより明確にするのにリスク解析と多重防護をどの程度使用できるか今後検討するのは妥当であると思われる。

⑥放射性物質の大規模放出頻度の一般性能ガイドライン

ガイドラインが定義に関係なく定量的健康目標よりも制限的になること、規制に関する意思決定の枠組みが規制解析ガイドラインに提案されているということで、1993年6月10日付けのSRMにおいて、大量放出の定義付けの打ち切りが承認された。その後、NRCは規制解析ガイドラインを承認した。NRCは、この決定以降、白書の中でLERFを定義した。この大きな利点は、防止と緩和とのバランスの必要性を明示する、安全目標の定量的健康目標を実施するための実用的なガイダンスを示すという点である。早期大規模放出頻度の使用により、レベル3 PRA計算値の固有の不確かさが払拭され、許認可取得事業者の管理下の活動に基づいたパラメータ計算値が表示される。

一般性能ガイドラインの参照基準を削除する。LERFとして炉年 10^{-5} を採用する。現行の規制行為は変更しないが、安全目標政策は今後、目下使用中の補助目標を強化する土台になるとと思われる。

⑦社会的リスク

第2の定性的目標と、定量的健康目標は社会リスクに関するものであるが、規制解析ガイドラインと政策声明に沿った環境影響解析で行われている社会リスクの計算では、その計算の範囲（半径50マイルに対し、政策声明では半径10マイル）と対象（計算範囲内の個人リスクの総和であるのに対し、政策声明では近傍の個人に関するリスクの平均）とが異なっていることの整合性を検討する必要がある。

定量的健康目標を実施するために、発電所リスクの増加の影響は、このリスクの大部分を受ける住民に対する影響と比較すべきであり、このためには10マイルという距離は適切である。しかし、逆に言うと、この2つの文書の目的は異なり、提案されている規則のために、保守的な数値により規制解析で回避される人レムを評価するのは適切なこともある。但し、すべての有意な想定と境界条件の影響が示されることを前提とする。

現行の政策声明書に表示されている10マイル範囲が適切であり、変更する必要はないと我々は考えている。同じく、スタッフは、規制解析ガイドラインに表示されている50マイル範囲を変更する必要はないと勧告している。

⑧土地汚染と社会全体への影響

NRCの戦略的計画では、環境問題に対処するように、また、放射線による一般公衆の健康と安全を防護する独立した規制機関としてのNRCの責務に沿うように規制の役割を常時果たす義務を認めている。そこで、追加の安全目標または補助目標でこれらの検討事項を上位目標に反映する必要があるか否かを検討した。目標を追加すれば、シビアアクシデント後の環境汚染を検討する重要性と社会全体への影響を検討する必要性について、NRCの意図を明確に伝えるものとなる。

土地汚染と社会的影響の程度を一層把握するには、最新の手法が必要となる。土地汚染は、規制解析ガイドラインの一部として考えられているが、レベル3PRAを実施する現行の計算手法は、土地汚染と発電所からの長距離での集団線量の予測値の使用に限られるという大きな欠点がある。スタッフは、この分野では追加の安全目標を策定すべきではないと勧告している。政策声明書では、戦略的計画で環境保護を実際に検討していることを認めるが、環境への悪影響が一切ないとする定性的声明を追加すべきである。規制解析の必要な手法の創出は、計画・予算編成・遂行運営プロセスで検討される。

⑨リスクの一時的変更

安全目標を適用する場合に、一時的な構成の変化の影響を検討する方法に関する詳細は複雑であるが、実施案件であり、政策声明書の中では必要ではない。構成の変化は、構成管理による多数の機能が保守規則に基づいて既に検討されているので現行の規制行為に影響しないものと思われる。

したがって、スタッフは一時的なリスクの変更について安全目標政策の変更を一切勧告しない。

これらの提案に対して、ACRSは「適切な防護」と安全目標との関係、個別プラントに適用するリスク限度の概念及び不確実さに対処するための多重防護に関するガイダンスを含む、リスク情報を考慮した規制に関する全く新しい政策声明書の作成を勧告した（ACRS Letter Reports）。NRCでは、委員の投票が行われ、炉心損傷による事故防止に関する定性的声明を定性的安全目標へ格上げする案は3対2で否決されたが、CDFの炉年 10^{-4} とLERFの炉年 10^{-5} という補助的目標の採用は認められた。また、上記⑧に関連して「環境への悪影響を一切与えない」という声明を政策声明書に盛り込むべきとするスタッフの勧告には同意しなかったが、環境を防護する目的を表現する定性的声明には支持を与え、「規制に関する意思決定において環境への悪影響を最小限に抑える必要性を検討する」という声明が盛り込まれた。

その後、NRCスタッフから1986年安全目標政策声明の改訂案が2001年1月に提案された（SECY-01-0009：付録参照）。改定案では、一般性能ガイドライン（大規模放出頻度 10^{-6} /炉

年)を削除し、事故の発生防止に関する規制上の意思決定のベンチマークとしてCDF炉年 10^{-4} 、また事故の発生防止と影響緩和のバランスを適切に促進する上でのベンチマークとしてLERF炉年 10^{-5} が記載され、一般的意思決定及び個別プラントへの両方の適用等の方針が示された。

2001年4月16日付けで公表されたNRC委員会の採否の決定では、改定案は4対1で否決された(NRC議決記録:SECY-01-0009:付録参照)。否決した委員の理由の中では、現在進めているリスク情報を考慮に入れた規制活動の進展を待って、今後の改定を検討すべきであるとされている。

6.3.2 英国の安全目標

英国では、保健安全執行部(HSE)の原子力施設検査局(NII)が原子力施設の安全規制に係わる責務を有している。安全規制における許認可プロセスにおいては、安全評価原則(SAP)への適合性が審査される。その際、SAPの解釈等として、検査官は技術評価指針(TAG)を援用する。

原子力発電炉に対して、SAPの初版が1979年に公開され、1988年にはSizewell Bの審査経験に基づいて改定された。その後、1992年の大規模な改正を経て、2006年に最新版が刊行されるに至っている。1992年の改正における主な特徴は、国際的な基準(IAEAの安全標準、規約及び指針)との整合性を図ったこと、HSEが作成した「原子力発電所のリスクに受忍性(TOR: The tolerability of risk from nuclear power stations, 1988, revised in 1992)」の報告書の指摘事項を反映したこと、原子炉と核燃料プラントの原則の合体等である。SAPの1992年版と2006年版の相違に関する詳細は参考文献にあるが、主要な項目のみを列挙すると、2006年版においては、IAEA安全基準の再編及び改定を受けて同基準との比較・検討を行ったこと、安全管理体制に係わる評価を明確化したこと、社会的リスクに関するHSEの考えとの整合を図ったこと等がある。

SAPの2006年版には、8つの基本原則(FP)を含めて、原子力施設の安全評価に関する約300の原則が示されている。この中で、安全目標や性能目標に参考となる項目が、数値目標及び法定限度(NT)にまとめられている。以下に、その概要をまとめる。

数値目標と法定限度

数値目標と法定限度は、事業者が放射線被ばくハザードを適切に管理し、ALARP(As Low As Reasonably Practicable)の原則に則ってリスクの低減を図っているか否かを検査官が判断するために用いられるものとされている。

数値目標と法定限度の構成は、TORの枠組みに基づいており、それは最近「リスク低減と公衆の防護(R2P2: Reducing risks, protecting people: HSE's decision making process)」に拡張されている。原子力施設の安全を評価する際に、検査官は目標値が達成され、法定限度が満た

されている程度を判断するためにセーフティーケースを検討する。数値は線量レベルあるいは頻度又はリスクで表される。TOR (R2P2) の枠組みを目標値に変換する時に、基本安全レベル (BSL) 及び基本安全目標 (BSO) が用いられる。BSL及びBSOは、それぞれTORにおいて定義されるリスクレベル、すなわち「容認不可 (Unacceptable)」、「受忍可能 (Tolerable)」及び「広く容認可能 (Broadly acceptable)」なレベルの境界に相当する。

BSLのうち、通常運転時の施設内の放射線作業従事者の被ばく線量に関するBSL (年間20mSv) 及び通常運転時の公衆の個人の被ばく線量に関するBSL (年間1mSv) は、法定限度BSL (LL) である。これ以外の通常時の施設内の放射線作業従事者以外の被ばく線量と事故時の被ばく線量やリスクに関するBSL及びBSOは全て、法定限度ではなく目標値 (Targets) である。

新設の施設及び活動に関しては、少なくともBSLに合致すべきというのがHSEの方針であるが、BSLを満足するだけではリスクはALARPでない可能性がある。ALARPの適用によってリスクの低減が図れる。リスクレベルがALARPであるかの決定はケースバイケースの原則で実施される必要があるとしている。比例アプローチを用い、リスクが高ければ高いほど、ALARPと考え得る前に必要な不均衡の度合いが大きいとして、追加の安全対策を実施しなくてもよいことを正当化するために、より堅固な議論が必要となるとしている。

既設の施設については、それらが異なる安全基準等に基づいて設計・建設されていること、時間の経過とともに劣化が生じている可能性があること等を勘案して、必ずしもBSLを制限値として使用しない。ただし、BSLを満たさない場合においては、検査官は事業者のALARPの考え方を精査し、追加の安全上の改善を事業者に対して求めるとしている。

(1) 目標値とTOR/R2P2

R2P2の個人死亡リスクレベルは、サイトの活動による作業者と公衆の構成員に対するリスクをカバーし、以下のように設定されている。

- *Boundary between the 'tolerable' and 'unacceptable' regions for risk entailing fatality:*

Worker:	1 in 1000 pa
Member of the public:	1 in 10 000 pa

- *Boundary between the 'broadly acceptable' and 'tolerable' regions for risk entailing fatality:*

Worker:	1 in 1 000 000 pa
Member of the public:	1 in 1 000 000 pa

放射線リスクは、通常運転の線量と事故に起因し、その寄与は別々に扱われる。また、TORでは大規模事故による社会的リスクの影響が議論され、100人から数百人の死亡をもたらす事象は10万年に1回の頻度を超えるべきでないとした。このTORのアプローチがSAPの社会的リスクの目標値を導く際に使われている。

(2) 通常運転の線量目標値と法定限度

通常運転時(敷地内の個人)

Normal operation – any person on the site	Target 1
The targets and a legal limit for effective dose in a calendar year for any person on the site from sources of ionising radiation are: Employees working with ionising radiation: BSL(LL): 20 mSv BSO: 1 mSv Other employees on the site: BSL: 2 mSv BSO: 0.1 mSv <i>Note that there are other legal limits on doses for specific groups of people, tissues and parts of the body (IRR).</i>	

本目標は、1992年版のP11を更新したもので、IRRとの整合から‘放射線作業従事者’、‘他の従事者’など多少用語に変更がある。

放射線作業従事者

BSLの20mSv/yrはIRRにある従事者の法定年線量限度であるので、BSL(LL)と示されている。作業者集団に対する現在のリスク係数Sv当り 4×10^{-2} を用いると、これは年死亡リスク 8×10^{-4} で、R2P2に示される全線源からの作業者に対するリスク受忍限度 1×10^{-3} /yrより若干低い。

1992年版SAPではBSOは2mSv/yrであったが、最近の線量低減を考慮して1mSv/yrに下げた。この値は死亡リスク 4×10^{-5} /yrに対応し、R2P2で規定される広く受容されるリスクレベル 1×10^{-6} /yr(年線量0.025mSv)を超えるが、最近の線量低減を考慮して合理的に実行可能なレベルと判断されている。

他の従事者

他の従事者とは、通常業務では放射線被ばくを伴わないが、敷地内で放射線業務を実施する従事者である。IRRに対する“認可された行為規範(ACoP: Approved Code of Practice)”では、通常業務で放射線被ばくを伴わない従事者には被ばくを制限する特定の措置がとられるべきで、線量制御対策によって1mSv/yrを超えるような被ばくの可能性はほとんどないとされている。それで、1mSv/yrを超えるありそうにない線量レベルとしてBSLは2mSv/yrに設定され、これ以下では合理的に実行可能な線量制御対策が可能であるべきとしている。

BSOとしては、1mSv/yrより十分に小さく、最近の線量低減を考慮して1992年版SAPの0.5mSv/yrより小さい値として0.1mSv/yrが採用された。この値は、放射線作業従事者に対する

BSOと同様BSLの1/20で、年死亡リスクは $4 \times 10^{-5}/\text{yr}$ に対応し、R2P2で規定される広く受容されるリスクレベル $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ を超えるが、線量をALARPに保つ要求は多くの場合、 $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ のリスクレベル以下の線量の結果となるであろうとしている。

通常運転時（敷地内の集団）

Normal operation – any group on the site	Target 2
The targets for average effective dose in a calendar year to defined groups of employees working with ionising radiation are: BSL: 10 mSv BSO: 0.5 mSv	

集団線量の目標は設計時に決められ、放射線作業従事者の人数を考慮すると従事者の平均線量の情報が得られる。平均線量に対するIRRの限度は無いが、個人の最大線量以下にももちろん制限される。BSL及びBSOはTarget 1の半分の線量に設定されている。TORの作業者のリスクレベルはR2P2でも変更は無く、したがってBSLについては1992年版SAPのレベルを変更していないが、最近の線量低減傾向を考慮してBSOは低減した。

通常運転時（敷地外の個人）

Normal operation – any person off the site	Target 3
The target and a legal limit for effective dose in a calendar year for any person off the site from sources of ionising radiation originating on the site are: BSL(LL): 1 mSv BSO: 0.02 mSv <i>Note that there are other legal limits to tissues and parts of the body (IRR) .</i>	

BSLの1mSv/yrはIRRにある‘他の人’の線量限度であるので、BSL (LL) と示されている。一般公衆に対するリスク係数Sv当り5%を用いると、この線量は年死亡リスク 5×10^{-5} で、R2P2に示される公衆の構成員に対するリスク受忍限度 $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ より低く、1992年版SAPの値を変更していない。

0.02mSv/yrのBSOも1992年版SAPと変更がなく、R2P2で提案された特定の原因で死亡する個人に対する広く受容されるリスクレベル $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ に等しい。これは比較的低い線量であるが、Hinkley Pointの聴聞会の証言では‘緑地’の新設炉に対するALARPレベルに対応する。したがって、既設の施設が多数立地するサイトでは、より小さな負担を伴う (less onerous) ALARPレベルがより現実的であるが、現代的に標準設計された新設炉に対しては適切である。

複数サイトが近接する場合、敷地外の人々の全線量はIRRの線量限度以下であることを確保するのは重要である。この理由で、適切な線量拘束値が各サイトに適用されるべきである。複数の事業者が関連する場合、協力して各サイトに対する適切な線量拘束値を導出すべきである（IRRの規則8（3）及び15参照）。HPA（旧NRPB）は“単一の新規線源に対する最適化の拘束値”は0.3mSv/yrを超えないことを勧告している。放射線防護が全体として最適化できることが重要であり、ここで単一線源とは単一の責任主体の下にあるサイトと解するべきとした。

(3) フォールト解析に対する数値目標

SAPのフォールト解析の節では、設計基準解析（DBA）、確率論的安全解析（PSA）及びシビアアクシデント解析（SA）の3つのタイプの解析が記述され、解析の結果はこの節に示される数値目標に対して判断される。

DBAでは、頻度と緩和されない潜在的影響の点で、非常に重要な起因フォールトに対する安全対策に着目し、以下のTarget 4が設定されている。PSAではフォールトシーケンスの全範囲を見て、その結果は敷地内及び敷地外の両方について、指定された範囲内の線量の発生頻度の推定値を与えるために分類される。Target 6と8には単一施設に対するBSOとBSLが与えられ、すべての施設からの個人の全リスクは、Target 5と7を用いて評価される。

SAでは、起こりそうにない大規模事故が考察され、社会的リスクに対するTarget 9が用いられる。

設計基準事故時（任意の個人）

Design basis fault sequences – any person	Target 4
The targets for the effective dose received by any person arising from a design basis fault sequence are: On-site BSL: 20 mSv for initiating fault frequencies exceeding 1×10^{-3} pa 200 mSv for initiating fault frequencies between 1×10^{-3} and 1×10^{-4} pa 500 mSv for initiating fault frequencies less than 1×10^{-4} pa BSO: 0.1 mSv pa Off-site BSL: 1 mSv for initiating fault frequencies exceeding 1×10^{-3} pa 10 mSv for initiating fault frequencies between 1×10^{-3} and 1×10^{-4} pa 100 mSv for initiating fault frequencies less than 1×10^{-4} pa. BSO: 0.01 mSv pa	

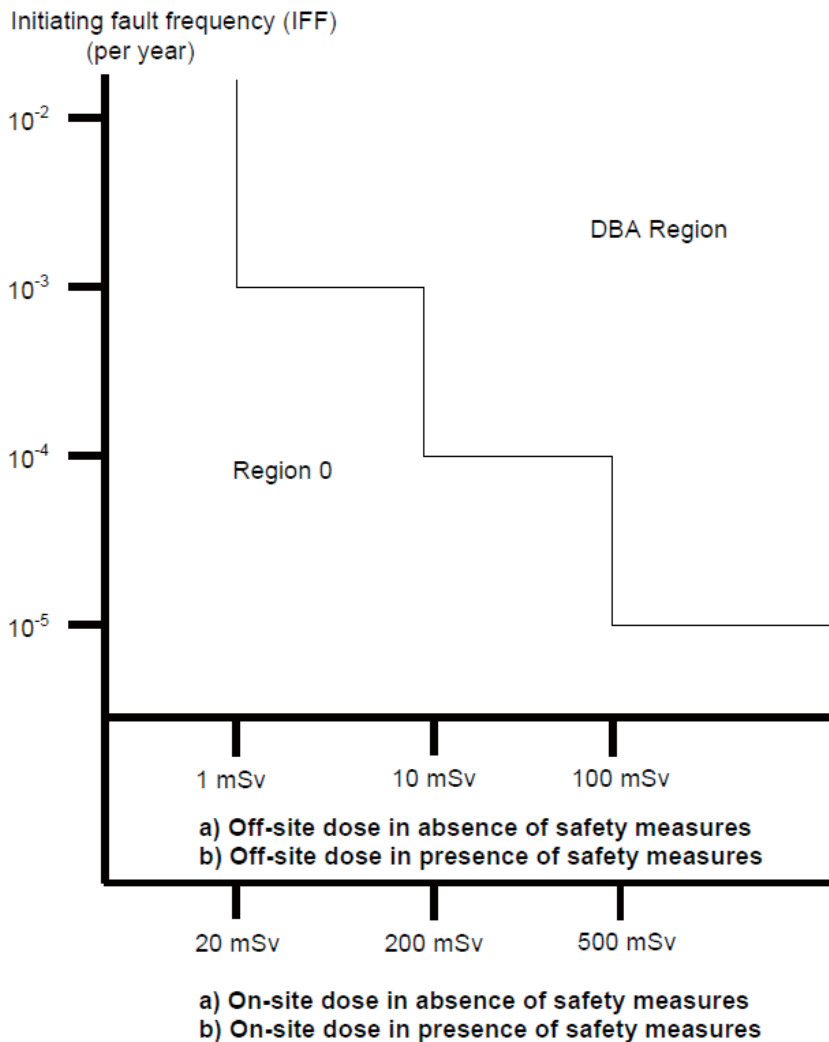


図1 起因頻度と敷地内及び敷地外の人に対する影響で起因フォルトを分類するダイアグラム。SAPでは2つの目的で利用される：a) DBAに含まれるフォルトを定義する－DBA領域内；b) 安全対策の成功操作に対する性能基準を提供する－与えられたIFFに対して、緩和された影響は領域0にあるべき。

DBAのために選ばれたフォルトは、図1に示す起因フォルト頻度 (IFF) と潜在的放射線影響を基礎に選択されている。1992年版SAPで採用したアプローチに従い、 $1 \times 10^{-5}/\text{yr}$ より大きなIFFのフォルトのみDBAとして考慮する。これがDBA領域の下限境界となる。1992年版SAP P25 (b) で100mSvまでの敷地外線量は“重篤”な設計基準フォルトシーケンスの中で許容できると示している。したがって、DBAとして最小のIFFをもち、100mSv以下の線量のフォルトは除外される。これがDBA領域の最下層の左側境界となる。100mSvの線量を選択したので、どんな起因フォルトをもつ解析も、サイト近傍からの避難を想定するに至る。1992年版SAPの付

録2第1項及び改定版SAP第621項には、敷地外放出の影響の詳細が与えられている。

敷地内線量については、1992年版SAP P25 (c) では、如何なる設計基準フォールトシーケンスも“過剰な線量”を与えるべきでないとしている。事故による放射線被ばくによる観察可能な確定的症状は、設計基準フォールトでは容認されないので、改定版SAPでは、これは500mSvの線量に対応している。これが敷地内線量に対するDBA領域の最下層の左側境界となる。

より頻度の高いフォールトについては、仮にTarget 1及び3のBSLである1mSv/yr (敷地外) 又は20mSv/yr (敷地内) を超える可能性のあるフォールトに対して設計基準の安全対策が提供されないならば、容認できないと考えられる。UKの発電所のDBAプラクティスを基礎に適用可能な頻度は $1 \times 10^{-3}/\text{yr}$ と設定された。これが図1のDBA領域の上部の左側境界となる。

他のDBA領域の境界は、凡そログスケールで内挿している。図1はDBAと期待され適用されるだいたいの領域を示しており、厳密な規則を意図していない。事業者は固有の状況に則したDBAの範囲を決める独自の方法を作成することが期待されている。図1は、特に十分確立されたガイダンスがない場合、HSE検査官にとっての一般的な出発点として提供されている。

DBA領域の定義は、それ以外の領域では安全対策が必要ないことを意味すると解すべきでない。図1のRegion 0の起因フォールトでも可能な安全対策の考慮が必要であるし、リスクをALARPまで低減しTarget 5から9を満足することを確実にするための良好事例の適用が必要である。これらの安全対策の同定と設計はPSAとSAAの適用を通して知らされる。

施設内の事故による個人リスク (施設内の任意の個人)

Individual risk of death from on-site accidents – any person on the site	Target 5
The targets for the individual risk of death to a person on the site, from on-site accidents that result in exposure to ionising radiation, are: BSL: 1×10^{-4} pa BSO: 1×10^{-6} pa	

Target 5は、敷地内のすべての施設起因のすべての事故からの敷地内の個人のリスクを対象とする。通常運転時の敷地内の個人のリスク限度は、Target1で $8 \times 10^{-4}/\text{yr}$ に設定した。R2P2で設定した $1 \times 10^{-3}/\text{yr}$ の上限レベルを満たすには、事故の割り当てられるリスクは $2 \times 10^{-4}/\text{yr}$ 以下である必要がある。事故に対する改定BSLは、作業者のリスク推定に係わる困難さと不確実さを考慮して、若干低い $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ を設定したが、第604項で指摘したように通常運転時のリスクはTarget 1のBSLより十分低いと予測されるので、事故に対してより高いリスクを許容できる可

能性はある。

BSOはきついレベルで、このレベルまでのリスクの低減は合理的に実行可能でない場合もあるが、BSLを満たしALARPまで低減されることが示されるならば認められる。

個別施設の単一事故に対する頻度及び線量目標（敷地内の個人）

Frequency dose targets for any single accident – any person on the site			Target 6
The targets for the predicted frequency of any single accident in the facility, which could give doses to a person on the site, are:			
Effective dose, mSv	Predicted frequency per annum		
	BSL	BSO	
2 – 20	1×10^{-1}	1×10^{-3}	
20 – 200	1×10^{-2}	1×10^{-4}	
200 – 2000	1×10^{-3}	1×10^{-5}	
> 2000	1×10^{-4}	1×10^{-6}	

Target 5に対する補助目標値で、個別施設の事故からの敷地内の人に対するリスクに関係する。新しい目標値で1992年版SAPにはない。当初、線量－頻度階段は施設の全事故に対して適用しようとしたが、要求が厳しくなりすぎるので、目標値は単一の事故に適用するように修正された。

線量－頻度階段は、Target 8の敷地外の人に対する目標と同様に、最も重大な影響を及ぼすフォールトに対して最大の防護レベルの適用が確実であるように設計されている。各段階の線量と頻度の制限値は、最大に被ばくする位置にいるどんな人も、凡そ 1×10^{-4} /yrの死亡リスクに対応する。このリスクはTarget 5のBSLに等しくないが、Target 6の頻度は事故頻度に適用するもので、個人が被ばくする線量の頻度ではない。提案された線量－頻度階段は、どんな事故もTarget 5に与えられた個人リスクに対するBSO及びBSに過剰な寄与をもたらさないことを確実にする。

事故による敷地外の公衆に対する個人リスク

Individual risk to people off the site from accidents	Target 7
The targets for the individual risk of death to a person off the site, from on-site accidents that result in exposure to ionising radiation, are: BSL: 1×10^{-4} pa BSO: 1×10^{-6} pa	

Target 7は、敷地内のすべての施設起因のすべての事故からの敷地外の個人のリスクを対象とする。これは新しい目標値であるが、1992年版SAPにTORを参照して、すでにBSLとBSOが示唆されていた。

通常運転時の敷地内の個人のリスク限度は、Target 3で $5 \times 10^{-5}/\text{yr}$ に設定した。事故に対するBSLの目標値を加えると、全リスクは $1.5 \times 10^{-4}/\text{yr}$ で、R2P2で公衆の構成員に要求したレベルよりわずかに高い。しかしながら、実際には通常運転時と事故時の予想リスクがBSLのレベルに到達することはありそうに無いので、事故リスクの推定の不確実さを考慮すればBSLの選択値は適切と考えられる。同様の議論は、BSOの選択にも言える。

このBSLとBSOはTarget 5の敷地内に対して設定したリスクと同じ値であるが、これは全くの偶然である。R2P2の作業者のリスクレベルは公衆のレベルより1桁高いが、作業者に対するリスクは通常時が大きく寄与し、事故時に対しての割当が小さいので、公衆の事故時の目標値と同一になっている。BSOも同様である。

個別施設の事故に対する頻度及び線量目標（敷地外の個人）

Frequency dose targets for accidents on an individual facility – any person off the site		Target 8
The targets for the total predicted frequencies of accidents on an individual facility, which could give doses to a person off the site, are:		
Effective dose, mSv	Total predicted frequency per annum	
	BSL	BSO
0.1 – 1	1	1×10^{-2}
1 – 10	1×10^{-1}	1×10^{-3}
10 – 100	1×10^{-2}	1×10^{-4}
100 – 1000	1×10^{-3}	1×10^{-5}
> 1000	1×10^{-4}	1×10^{-6}

Target 8は、1992年版SAP (P42参照) から変更がない。各バンドのリスクの和をとり、1Sv以上の線量に死亡確率1を仮定すると、BSLを満足するプラントは $3 \times 10^{-4}/\text{yr}$ のリスクをもたらす。しかしながら、近傍に生活する人のリスクを導くには、風向の変動と気象条件を考慮する必要がある。これを考慮すると、BSLを満足するプラントから受ける敷地境界外の個人の死亡リスクは、 $1 \times 10^{-5}/\text{yr}$ をわずかに上回る程度に低減する。同様に、BSOを満たすプラントは、 $1 \times 10^{-7}/\text{yr}$ をわずかに上回る個人リスクを与える。したがって、これらの値はTORで一般産業のハザードに対して提案した $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ 及び $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ の値より小さいが、TORの値は単一施設に対するよりむし

る全サイトに適用すべきなので、単一の施設に対する適正なリスクレベルと考えられる。

(4) 社会的リスク

社会的リスクについては、サイト内外を含めて100人以上の死亡が発生するリスクとして以下の数値が示されている。死亡人数が100人に満たない事故に関しても、その発生頻度がBSOを超える場合には、総合的なALARPの説明において考慮されるべきとしている。

100名以上の死者を伴う事故の全リスク

Total risk of 100 or more fatalities	Target 9
The targets for the total risk of 100 or more fatalities, either immediate or eventual, from on-site accidents that result in exposure to ionising radiation, are: BSL: 1×10^{-5} pa BSO: 1×10^{-7} pa	

社会的影響を生起する事故の頻度目標は、1992年版SAPではP44に、予想されるガン死亡数に基づいて選択された特定の2つの核種の放出量に対して与えられていた。しかしながら、1992年版SAP刊行後P44に関連して様々な問題が見出された。特に、放出量と死亡数の関係、またP44で指定された核種が主たる対象でない場合の対応するソースタームを定める方法の問題に遭遇した。

SAPの改定では、社会的リスクの問題を再検討し、頻度目標の設定に様々な選択肢が考察された。それには、主要事故による放射線関連の潜在的死亡数、サイト周辺の詳細緊急時計画範囲の拡大の必要性の程度、及びその組み合わせなどである。

HSEではHPAの研究結果に基づき、P44を100名以上の即発又は最終的死亡の発生リスクに置き換えるべきとした。この形式は単一の主要な産業活動からの事故で多数の死亡者が出るリスクを判断する方法と同様である利点がある（R2P2第136項参照）。影響がTarget 9より、遥かに大きい事故の場合、予想発生頻度は見合うように低いことを示す必要があろう。

Target 9はより詳細な解析が必要かどうかを判断する際のガイドとして用いられる。特に、第628項にあるように、ALARPの考察ではより低いBSOあるいは100人以下となるような事故解析を適用することが要求されるであろう。

Target 9は社会的リスクを扱う新しい方法であるが、Hinkley Pointに関するBarnes報告とも整

合している。また、HSEは手法や、データ、仮定についても国際的なコンセンサスがあると考えている。

1992年版SAPのP45及びP46

改定SAPの‘数値目標及び法令限度’にある目標値は通常運転と事故時の人に対する影響に直接関連しており、1992年版SAPのP45（重大なプラント損傷頻度）とP46（臨界事故の発生頻度）が改定版より削除された。第583項にあるように、このような中間指標の有用性は理解されており、事業者のセイフティーケースで用いられた場合、ケースバイケースで、HSEの評価が行われるとしている。

6.3.3 日本の安全目標

平成15年12月、原子力安全委員会安全目標専門部会は「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」（以下、中間とりまとめ）で、我が国の原子力安全規制活動によって達成し得る原子力利用活動によるリスクの抑制水準として安全目標を提案した。

「中間とりまとめ」では、安全目標は、原子力安全規制活動の下で事業者が達成すべき、事故による危険性（リスク）の抑制水準を示す定性的目標と、その具体的水準を示す定量的目標の案が、以下のように示されている：

(1) 定性的目標案

原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準にされるべきである。

(2) 定量的目標案

原子力施設の事故に起因する放射線被曝による、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

また、原子力施設の事故に起因する放射線被曝によって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

また、同時に、定量的目標が主として原子力施設の安全確保活動の深さと広さを決めるために用いられることから、原子力施設の種類毎に、その施設に固有の重大な事故事象を選び、定量的目標に適合する事故事象の発生確率を性能目標として策定することを検討するものとしている。

中間とりまとめでは、安全目標として定性的目標案と定量的目標案が示されたが、提案された定量的目標案に対し、原子力施設が安全目標に適合していることの判断のめやすとなる水準として、施設に対する性能目標を検討し示しておくことが合理的であるとした。

6.4 まとめ

多くの国で公衆に大きなリスクを追加しないという観点で安全目標が提示されている。それは、個人の死亡リスクで見た場合、1%あるいは0.1%の追加の程度であり、これは事故のリスクだけでなく、従事者の被ばく、平常時の排出による公衆の被ばくも含まれる。多くの安全目標は個人に関する影響がベースであるが、もちろん、チェルノブイリ事故や福島事故に見られるように、より広範な影響、例えば土地汚染や食品汚染のような観点の重要性も認識されている。そのため、新設炉に対しては、放射性物質の環境への放出を制限する目標が提案されている。

【参考文献】

- IAEA (2006) . Fundamental safety principles : safety fundamentals, SF-1, International Atomic Energy Agency, 2006.
- IAEA (1999) . BASIC SAFETY PRINCIPLES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, International Atomic Energy Agency, 1999.
- NEA (2009) . Probabilistic Risk Criteria and Safety Goals, NEA/CSNI/R (2009) 16.
- NRC 1986. Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants, August 1986.<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/policy/51fr30028.pdf>
- HSE (2006) . Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities 2006 Edition, Revision 1, Redgrave Court, Bootle, Merseyside, L20 7HS, 2006.

あとがき

2011年3月11日の東日本大震災の発生により、福島第一原子力発電所が、地震とその後の大津波により結果的に3基の運転中プラントの炉心損傷事故と3基の原子炉建屋の水素爆発による崩壊、そしてそれに伴う大量の放射性物質の環境中への放出という大事故となった。付近の住民の避難がなされたが、3年経過した現在でもまだ多くの住民の帰宅ができない状態である。

原子力プラントは、事故の発生防止、そして万一事故が発生しても放射性物質の環境中への放出を最小限に留めるよう開発当初より多くの努力が払われてきた。しかし自然は大変厳しく、また容赦なく弱点を突いてくる。発電所従業員の厳しい状況下での必死の努力にも関わらず、このような大きな事故となった。

本書は、この事故からの教訓を引き出し、今後の原子力の安全確保策を一層充実させるための方策を考える上での資料となるよう多くの情報をまとめた。第1章では、軽水炉の開発とその際の安全確保策の進展を歴史的に振り返った。軽水炉は米国が開発し、日本はその導入からスタートした。安全確保策も多くは米国から学んだが、日本が積極的に努力したものもある。その後科学技術が高度に進展したが、日本はそれに対応して技術力を高め世界をリードする程になった。さらにソ連の崩壊を契機にグローバリゼーションが進み、世界的視野で物事を考える必要が出てきた。一方情報化社会が進んだが日本ではこれに対応ができず、ジャーナリズム等が発するその時々の問題にとらわれ、原子力のような本質的に常に深く安全確保を考えることがおろそかになって、世界の潮流から外れてガラパゴス化が進むと共に、失われた10年から20年が過ぎた。第1章ではこの失われた20年に至る前の経緯を中心に記した。

第2章は福島原子力事故について詳細に記した。他の発電所の成功事例を含めた現状をまとめたもので、今後の原子力の安全確保における課題を考える上で良い資料として活用が期待される。第3章は事故に伴う放射性物質の放出と沈着挙動、及び防災対策について記した。放射性物質の放出沈着についてはチェルノブイリ事故との比較も含め、また防災対策では今回の事故での実施状況と共に今後の課題について記した。

第4章は原子力のリスク評価であり、約10年前の「原子力とそのリスク」以降の国内外のリスク評価の現状について記した。第5章は自然災害と多数基立地等の複合事象のリスクについて、原子力安全基盤機構での約10年の検討を中心に東日本大震災の事故の状況調査を加えて記したが、今後の対策への参考となると考える。

第6章は、原子力の安全確保のための安全目標につき、国内外の状況をまとめた。本書が今後の原子力の安全確保対策に有効に活用されることを期待する。

— NSA COMMENTARIES —

原子力システム研究懇話会 編著

- | | | |
|-------|-----------------------------|--------------------|
| No. 1 | 「原子力と環境」(1750 円)〔品切れ〕 | 平成 5 年 6 月 23 日発行 |
| No. 2 | 「原子力と先端技術〔Ⅰ〕」(1750 円) | 平成 6 年 6 月 20 日発行 |
| | ①材料関連 | |
| | ②バイオ関連 | |
| No. 3 | 「原子力と先端技術〔Ⅱ〕」(1950 円) | 平成 7 年 6 月 21 日発行 |
| | ①原子力への先端的計算機技術の応用 | |
| | ②核融合技術開発の最前線 | |
| No. 4 | 「原子力と先端技術〔Ⅲ〕」(1950 円)〔残部僅少〕 | 平成 8 年 6 月 18 日発行 |
| | ①放射線利用による新材料開発 | |
| | ②レーザー応用 | |
| No. 5 | 「原子力と先端技術〔Ⅳ〕」(1950 円) | 平成 9 年 6 月 18 日発行 |
| | ○原子力におけるロボット技術の動向 | |
| No. 6 | 「原子力と先端技術〔Ⅴ〕」(2160 円) | 平成 10 年 6 月 29 日発行 |
| | ○加速器の現状と将来 | |
| No. 7 | 「中性子科学」(2160 円) | 平成 11 年 6 月 29 日発行 |
| No. 8 | 「放射線利用における最近の進歩」(2160 円) | 平成 12 年 6 月 27 日発行 |
| No. 9 | 「原子力利用の経済規模」(2160 円) | 平成 13 年 6 月 26 日発行 |
| No.10 | 「原子力による水素エネルギー」(2160 円) | 平成 14 年 6 月 18 日発行 |
| No.11 | 「放射線と先端医療技術」(2160 円) | 平成 15 年 6 月 23 日発行 |
| No.12 | 「原子力とそのリスク」(2160 円) | 平成 16 年 6 月 21 日発行 |
| No.13 | 「原子力施設からの放射性廃棄物の管理」(2160 円) | 平成 17 年 6 月 21 日発行 |
| No.14 | 「軽水炉技術の改良と高度化」(2160 円) | 平成 18 年 6 月 20 日発行 |
| No.15 | 「原子力による運輸用エネルギー」(2160 円) | 平成 19 年 6 月 19 日発行 |
| No.16 | 「原子力と地球環境」(2160 円) | 平成 20 年 6 月 17 日発行 |
| No.17 | 「原子力国際人材育成の必要性と戦略」(1080 円) | 平成 21 年 12 月 1 日発行 |
| No.18 | 「原子力開発の光と陰を見つめて」(2160 円) | 平成 22 年 6 月 15 日発行 |
| No.19 | 「対談集：原子力の利用」(2160 円) | 平成 23 年 9 月 30 日発行 |
| No.20 | 「核燃料サイクルと高速炉開発」(2160 円) | 平成 25 年 3 月 29 日発行 |

別冊シリーズ

- No. 1 「原子力のリスクと安全の確保」内藤奎爾著(1500 円)〔品切れ〕

平成 18 年 12 月 19 日発行

福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク

—NSA/COMMENTARIES : NO.21—

平成 26 年 6 月 17 日発行

編集・発行 一般社団法人 日本原子力産業協会

原子力システム研究懇話会

〒150-0001 東京都港区虎ノ門 1-7-6 升本ビル 4 階

電話 : (03)3506-9071 FAX : (03)3506-9075

URL : <http://www.syskon.jp>

E-mail : konwakai@syskon.jp

印刷 アサヒビジネス株式会社 東京都千代田区神田須田町 1-12-6

ISBN978-4-88911-308-2
