

報告

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓



平成26年（2014年）6月13日

日 本 学 術 会 議

総合工学委員会

原子力事故対応分科会

この報告は、日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会の審議結果を取りまとめ公表するものである。

日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会

委員長	矢川 元基	(連携会員)	公益財団法人原子力安全研究協会理事長
副委員長	山地 憲治	(第三部会員)	公益財団法人地球環境産業技術研究機構 (RITE) 理事・研究所長
幹 事	松岡 猛	(第三部会員)	宇都宮大学非常勤講師
幹 事	柴田 徳思	(連携会員)	公益社団法人日本アイソトープ協会常務理事
	岩田 修一	(連携会員)	事業構想大学院大学教授
	笹尾真実子	(連携会員)	東北大学名誉教授
	白鳥 正樹	(連携会員)	横浜国立大学名誉教授、同安心・安全の科学研究教育センター客員教授
	関村 直人	(連携会員)	東京大学大学院工学系研究科教授
	竹田 敏一	(連携会員)	福井大学附属国際原子力工学研究所特任教授
	二ノ方 壽	(連携会員)	東京工業大学名誉教授
	山本 一良	(連携会員)	名古屋大学理事 (教育・情報関係担当)・副総長
	澤田 隆	(特任連携会員)	一般社団法人日本原子力学会理事・事務局長
	成合 英樹	(特任連携会員)	筑波大学名誉教授

本件の作成に当たっては、以下の職員が事務及び調査を担当した。

事務	盛田 謙二	参事官 (審議第二担当)
	齋田 豊	参事官 (審議第二担当) 付参事官補佐
	沖山 清観	参事官 (審議第二担当) 付専門職
調査	衛藤 基邦	上席学術調査員
	辻 明子	上席学術調査員

1 作成の背景

原子力発電所で得られた電力は日本の産業を活性化し、さらに放射線は工業・農業等の産業分野だけでなく医学分野にも活用されて診断・治療の発展に貢献してきたように、原子力は日本社会に活用されてきた。しかし今回の東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「福島原子力事故」という）は総合技術としての原子力技術に重大な欠陥があったことを顕在化した。今回の事故を防ぐことができなかったことに関してこれまで原子力にかかわってきた科学者の責任も大きく反省すべきである。

福島原子力事故後政府・国会・民間・学会・東京電力等において事故調査がなされ事故対応やそれに備えた準備等について様々な指摘がなされているが、未解決なものが数多く残されている。具体的には、福島原子力事故で大きな損傷を受けた原子炉を含む廃炉、高レベル廃棄物の処分など、今後長期間にわたって対処すべき課題が、原子力発電を今後も続けるかどうかにかかわらず山積している。上記の課題に立ち向かうには、福島原子力事故の教訓を十分に生かす必要がある。

2 現状及び問題点

福島原子力事故は、原子力施設の安全は絶対的に保証できるものではないこと、言い換えると、原子力施設にはリスクがあることを一般人に知らしめた。またいったんリスクが顕在化すると大きな被害をもたらすことがあるが、これを一般の人々に十分に周知させていなかったことも明らかとなった。さらには事故の与えた損害や規模を考えた時、事故進展過程において設計基準を超えた事故の影響を最小化することができなかった。

これまで人類は今回の福島原子力事故のように放射性物質を施設外に放出する事故をいくつか経験している。しかし日本ではそれらの経験を十分に生かしてきたとはいえない。1979年（昭和54年）の米国スリーマイル島（TMI）事故で明らかになった事故時の組織的マネジメントの課題を分析することによって減災に向けた管理体制を確立するまでには至らなかった。その後も最悪のケースを想定した危機管理システムについての検討に着手できない状態が続いた。日本学術会議としての提言等も特には行われなかった。1986年（昭和61年）にチェルノブイリ事故が起こり国際原子力機関（IAEA）は事故報告書をまとめた。しかし日本においては原子力の安全にかかわる本格的な体制構築のためにこれを参考とするまでには至らなかった。すなわち事故処理、除染、廃棄物処理の技術開発に加えて、風評被害対策、被災者の長期的なアフターケア、国際的な視点での訴訟処理に対する技術等、原子力エネルギー活用のためには不可欠な内容が含まれていたが、日本で十分に役に立てるまで議論を進展させることができなかった。

さらに1999年（平成11年）の東海村JCO臨界事故後、安全体系の抜本的な改善への議論もなされ原子力エネルギー利用の問題が狭義の原子力技術の視点だけでは対応できないことが明らかになったが、原子力の安全確保と減災にかかわる学術の連携に関する日本学術会議提言等のアクションへとつなぐことができなかった。

原子力にかかわる日本の科学者は、福島原子力事故によって顕在化した事実と問題点を直視し日本の原子力開発と原子力規制のこれまでの展開と今回の事故に至るまでの根源的な要因を真剣に考えることが肝要である。また原子力の安全とはいかなるものかということについての議論や、科学者が今後なすべき事項、事故前に掲げられてきた考え方や方法論に関し福島原子力事故を踏まえて改めるべき事項を明確にすべきである。

3 報告の内容

上に述べた背景、現状及び問題点を見据えて、日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会は福島原子力事故で得られた教訓を生かすためにいくつかの議論を行った。その要点は下記のとおりである。

(1) 福島原子力事故の根源的要因

これまで国内外で様々な原子力事故を経験し TMI とチェルノブイリでの先例があるにもかかわらず、設計条件を超えた巨大津波による過酷事故の発生を防止できず人と環境に甚大な被害を引き起こした。これは複雑巨大な人工物システムとしての原子力の安全を向上するために必要な、全体を俯瞰する不断の努力を怠ったことが根源的要因である。

(2) 福島原子力事故の教訓

福島原子力事故以前の日本の原子力安全確保は、過酷事故を防止する段階までに集中し、過酷事故が発生した場合の対応が疎かになっていたことが明らかとなった。今後は地震・津波・テロ等の外部事象によって起因される過酷事故に対して、事故進展を防止する過酷事故管理と外部へ大量の放射性物質放出が生じた場合の防災対策を事前に準備・計画し、訓練によってその有効性を確認する必要がある。

過酷事故対策については、事故の進展シナリオを網羅することは困難なため、可搬式設備等による柔軟な対応策を整備するとともに、事故対応を支援する組織と現場指導力の強化が重要になる。対策には柔軟性ととともに総合力が必要であり、そのためには安全規制を含む原子力安全にかかる全ての組織の間で、日常的に率直なコミュニケーションが行える環境を作り出しておく必要がある。

また原子力における過酷事故リスクの存在を社会に明確に示すとともに、放射線被ばくリスクに関する科学的知見の普及を図り、原子力の安全性を判断する指標としてリスク活用の努力を行う必要がある。

深層防護の理念により、事故に至る事象の進展に対して、多段階かつ多重に対策を用意することは、安全確保の基本要件である。またこの基本要件を満たすために、規制当局、電力事業者、関係する科学者や専門家は、安全の確保が原子力利用の最重要事項であることを意識して取り組み、それぞれの間での情報共有を図って総合力を発揮する必要がある。

(3) 科学者コミュニティがなすべきこと

科学者は、日本学術会議が 2013 年(平成 25 年) 1 月に改訂した「科学者の行動規範」に

基づいて原子力安全のための責務を果たさなければならない。科学者は、これからも中立な立場から安全審査などに関与することが予想されるが、特定の権威や組織の利害から独立して自らの専門的な判断をすべきであることを忘れてはならない。

次に、現地での協働作業や他分野の識者との議論を通して次世代への負担を最少化する方策の検討を行うべきである。事故後3年が経過したが、日本の科学者は放射性物質による地域の汚染がこれほどまでに地域を崩壊させ将来ヴィジョンについての議論さえ難しい状況を作り出すとは予想していなかった。チェルノブイリ事故の時もあのような事故は日本では起きることはあり得ないと考え、汚染事故の社会的な影響について深刻に受けとめなかった。地震、津波やテロなどのリスク、風評被害を念頭に置きながら廃炉や大量の汚染水、汚染物質の処理作業を着実に進めなければならないが、そうした技術的諸課題を解決しながら隣接地域のコミュニティ再構築や新たな地域ヴィジョンの共有と共創のために科学者ができることは何なのかを考えることが必要である。

科学者コミュニティは、社会と原子力専門家とのコミュニケーションの推進役となり相互の信頼関係を構築するための中心的役割を担わなければならない。社会が受け入れられるリスク水準の決定に当たっては、科学技術に問うことはできるが科学技術だけでは答えることができない問題であることを認識すべきである。すなわち社会のリスク選択に際して学術の基本的役割は不確実領域を含めて科学技術的知見の現状を正確に伝えることである。過酷事故リスクの評価については外部事象を含めた確率論的リスク評価の研究を進めて事故対応の改善を図るとともに社会のリスク選択を踏まえた基準への反映が必要である。

原子力安全規制や防災対策については、原子力安全に関する知識と危機管理能力を持つ人材・組織の育成が必要である。原子力安全規制や防災対策の内容についてはさらなる改善を進めるべきであるがこの基盤をなすのは産学官の協力である。

今回の事故の遠因として、日本の学術に関するこれまでの戦略的ななさや海外依存体質があるといえる。この解決のためには、原子力安全に係る学術の内容や方法の抜本的な見直しが必要である。原子力の安全性向上をその場しのぎの研究や開発でなしとげるとは不可能であり、継続性・戦略性に加えて日本としての独自性が不可欠である。

最後に、「知の統合」における科学者のリーダーシップの必要性を指摘する。今回の福島原子力事故は、地震・津波と原子力の専門家の意見の齟齬が、原因の1つとなった。地震・津波と原子力という2つの異なる学術分野の知がうまくかみ合わなかったといえる。原子力安全においては放射線の人体への影響といった医学的な知やその自然環境への影響や食品などへの影響も含めた生物学・環境学の知も重要である。さらに法と経済にかかる知も必要でありこのように直接関連しないと思われる分野の知を統合しておかなければ知が有効な議論や活動に結び付かない。科学者は異なる知を統合して諸課題に対処すること、すなわち「知の統合」の実践におけるリーダーシップを発揮することが必要である。

目 次

1	はじめに.....	1
2	東日本大震災と福島原子力事故の概要.....	3
	(1) 大震災と原子力事故.....	3
	(2) 放射性物質の大規模な放出.....	4
3	発電用原子炉の開発と日本の取り組み.....	6
	(1) 発電用原子炉開発の歴史と経緯.....	6
	(2) 発電用原子炉の安全性に関する対策.....	7
4	顕在化した課題とその背景.....	9
	(1) 海外技術導入体質.....	9
	(2) 高度な科学技術時代における安全確保と規制.....	10
	(3) 安全確保への日本の環境と失われた 20 年.....	10
5	原子力安全性向上のための提案.....	12
	(1) 深層防護による安全確保と確率論的リスク評価.....	12
	(2) 原子力防災.....	13
	(3) 原子力安全規制のあり方.....	14
	(4) 多様な局面・場面に共通するコミュニケーション.....	14
	(5) 安全研究.....	14
	(6) 科学者の責務.....	15
6	結び.....	17
	<用語の説明>.....	19
	<略語集>.....	25
	<参考文献>.....	26
	<参考資料 1> 総合工学委員会原子力事故対応分科会審議経過.....	27
	<参考資料 2> 発電用原子炉の開発と安全確保の経緯.....	29
	<参考資料 3> 原子力の安全とリスクの考え方.....	41
	<参考資料 4> 放射線被ばくの現状と人体影響.....	44

1 はじめに

これまで原子力で得られた電力は日本の産業を活性化し、放射線は工業・農業等の産業分野だけでなく医学分野にも活用されて診断・治療の発展に貢献してきた。しかし原子力には他の巨大技術・巨大システムと同様に光と影の部分が常に共存するのであるが、今回の東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「福島原子力事故」という）はこの後者の面が極めて大きく顕在化したものといえる。

今回の福島原子力事故は原子力の影の部分、すなわち原子力の安全は絶対的に保証できるというものではない、言い換えると原子力には大きなリスクがあることを人々に知らしめた。また大きなリスクがあることを人々に事前に十分に周知させていなかったことも明らかとなった。さらには事故の与えた損害や規模を考えた時、事故進展過程においてこのリスクの影響を最小化することにも失敗した。これらに関しての科学者の責任も大きい。

日本は戦前から原子核物理学の研究において高い実力を持っていた。戦後その主要な研究施設は進駐軍（GHQ）により破壊された。1949年（昭和24年）に日本学術会議が設立され、1951年（昭和26年）のサンフランシスコ講和条約締結後、一部の研究者は原子核物理学あるいはその平和利用にかかわる研究を行いたいという希望を持ったが、核兵器開発へつながる懸念から推進の方向は出されなかった。

第2次世界大戦後の東西冷戦体制を背景として、1953年（昭和28年）12月、国際連合でのアイゼンハワー大統領のAtoms for Peace 演説があり、日本でも戦後の復興に必要なエネルギーという説明で1954年（昭和29年）に国会で最初の原子力の予算が決定され原子力の平和利用が開始された。日本学術会議も「公開・民主・自主」の3原則をもとにこれを容認した。この3原則、特に全ての情報が公開されるという原則が軍事研究への歯止めになるという認識があったが、軍事研究と科学研究との微妙な関係についての深い議論は回避され、この原子力3原則は超党派で成立した1955年（昭和30年）の原子力基本法にそのまま含まれた。1957年（昭和32年）には日本学術会議が最初の原子力シンポジウムを開催した。1959年（昭和34年）に日本学術会議の後押しで日本原子力学会が設立された。1963年からこのシンポジウムは、日本学術会議主催、多くの学協会の共催により「原子力総合シンポジウム」として原則として毎年開催されることとなり今日に至っている。

日本学術会議はその後も適宜原子力に関する研究施設設置の要望を国に提案した。1979年（昭和54年）3月に起こった米国スリーマイル島（TMI）原子力発電所事故（以下「TMI事故」という）については、同年11月に原子力安全委員会との共催でシンポジウムを開催した。しかしTMI事故で明らかになった事故時の組織的マネジメントについての課題分析に基づいて減災に向けた本格的な管理体制を確立するまでには至らなかった。その後も最悪のケースを想定した危機管理システムについての検討に着手できない状態が続いた。日本学術会議や学会などからの提言も特には行われなかった。

さらに1986年（昭和61年）にソ連においてチェルノブイリ事故が起こった。国際原子力機関（IAEA）は事故報告書をまとめ、国際原子力情報システム（INIS）^{†1}の事故アーカ

¹ †のついた語句は、＜用語の説明＞を参照。

イブとして関連論文を集めたデータベースを作成した。国際的な事故、故障に関する情報共有のシステムとして原子力発電運転協会（INPO）/世界原子力発電事業者協会（WANO）[†]の連携も開始された。しかし日本においては原子力の安全にかかわる本格的な体制構築に際し、これらを参考とするまでには至らなかった。すなわちこれらには事故処理、除染、廃棄物処理の技術開発に加えて、風評被害対策、被災者の長期的なアフターケア、国際的な視点での訴訟処理に対する技術等、原子力エネルギー活用のためにはどうしても解決しなければならない課題に関して積極的な内容が含まれていたが、日本で十分に役に立てるまで進展させることができなかった。

この間日本の原子力発電所の数も格段に増えた。また1999年（平成11年）、東海村JCO臨界事故を契機とした安全体系の抜本的な改善への提案等、原子力エネルギー利用の問題が狭義の原子力技術の視点だけでは対応できないことが明らかになったにもかかわらず、原子力の安全確保と減災に必要な学術の連携へとつなぐことができなかった。

また、福島原子力事故後いくつかの事故調査がなされ、事故対応やそれに備えた準備等についての多くの重要な指摘がなされているが、未解決なものが数多く残されている。具体的には、福島原子力事故で大きな損傷を受けた原子炉を含む廃炉、高レベル廃棄物の処分など今後長期間にわたって対処すべき課題が原子力発電を今後も続けるかどうかにかかわらず山積している。上記の課題に立ち向かうには、福島原子力事故の教訓を十分に生かす必要がある。

そこで本報告では、まず、現時点における情報に基づいた事故の概要を要約する。次に、福島原子力事故によって顕在化した原子力開発や規制のこれまでの問題点を直視し、今回の事故に至った背景や要因を分析する。最後に、原子力安全に関する新しい考え方やあるべき姿を議論する。その中で科学者コミュニティに課せられた課題についても整理する。なお散漫になることを避けるために内容は原子力利用のうち原子力発電に絞ることとする。

2 東日本大震災と福島原子力事故の概要

東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波によって東京電力福島第一原子力発電所に何が起きたのかを、また福島原子力事故によって環境に放出された放射性物質の量について簡潔に説明する。

(1) 大震災と原子力事故

東京電力福島第一原子力発電所には6基の沸騰水型軽水炉（BWR）[†]が設置され、電気出力の合計は469.6万kWである。

2011年（平成23年）3月11日14時46分18秒、日本の太平洋三陸沖を震源として発生したマグニチュード9.0の巨大地震（東北地方太平洋沖地震）が発生した。地震発生時には、1、2、3号機は出力運転中であり、4、5、6号機は定期検査中であった。このうち、4号機については、シュラウド[†]を交換する工事中であり、原子炉内にあった燃料は全て使用済み燃料プールに移された状態であった。

地震による揺れを受けて、当時運転中であった1～3号機は、原子炉が正常に自動停止した。同発電所においては、外部から電力を受け入れる受電系統6回線（うち1回線は工事停止中）の全てが、送電鉄塔の近傍盛土の崩壊に伴う倒壊や受電用遮断器、断路器の損傷等により受電できない「外部電源喪失」状態となった。

外部電源喪失により、直ちに非常用ディーゼル発電機（DG）が起動し所内電源を確保するとともに、原子炉隔離時冷却系（RCIC）や非常用復水器（IC）等の炉心冷却系が起動し、原子炉は正常に冷却されていた。

しかし、その後、津波の襲来により1～5号機において、非常用DG、交流電源設備（高圧電源盤、パワーセンター等）が水没・被水すること等により使用不能となり、交流電源を駆動電源として作動する注水・冷却設備が使用できない「全交流電源喪失」となった。また、全ての号機の冷却用海水ポンプも津波により水没・被水し、残留熱除去系及び補機冷却系が機能喪失し、原子炉内の残留熱や機器の使用により発生する熱を海水へ逃がす「最終除熱機能」喪失となった。さらに、1、2、4号機では、津波の襲来により直流電源機能や中央操作室における計測機器等が全て機能喪失し、プラントの状態監視や電動弁の制御等ができなくなった。

また、直流電源機能が残った3号機においても、最終的にはバッテリーが枯渇し、1～4号機において交流電源及び直流電源の双方を長時間にわたって喪失する「全電源喪失」の状態となった。

こうした全電源喪失等の要因で、炉心冷却システムが停止したことにより、原子炉内の冷却水が燃料ペレット中に蓄積された核分裂生成物による崩壊熱で沸騰して蒸発し、原子炉水位が低下した。このため炉心が露出して冷却できなくなり、燃料温度が上昇して最終的には炉心溶融に至った。その過程で、燃料の被覆管中のジルコニウムと水が反応し、大量の水素が発生した。この水素が揮発性の放射性物質とともに格納容器を経て原子炉建屋に漏れ出し、1、3、4号機の原子炉建屋で水素爆発[†]が発生した。この水素爆発により、放射性物質が付着した瓦礫が飛散し、敷地内の放射能汚染を引き起こし、

事故の収束に向けた作業に支障をきたした。

東京電力福島第一原子力発電所の1号機から3号機においては、①外部電源及び非常用電源が全て失われたこと、②炉心の燃料の冷却及び除熱ができなくなったことが大きな要因となり、燃料が損傷し、その結果として放射性物質が外部に放出され、周辺に甚大な影響を与える事態に至った。

(2) 放射性物質の大規模な放出

福島第一原子力発電所の正門や西門等敷地境界近くの数カ所（原子炉建屋からの距離は1～2km）で測定された放射線量の推移を見ると、3月15日と16日に鋭い大きなピークが見られ、その後3月20日から22日には持続的な放出が見られた。放射線量のピークにはベント[†]や水素爆発との関連を想定させるものもあるが、必ずしも現実の出来事と関連づけられないものもあり、今後の検討が必要である。放射性物質の大気中への総放出量については東京電力がモニタリングカーによる線量率測定データから評価している。放射性物質放出に伴う線量率の増加（ピーク）を再現するような放出量を繰り返し計算により求めたものである。このようにして評価した大気放出量は、希ガスは約500 PBq、ヨウ素131は約500 PBq、セシウム134、137はそれぞれ約10 PBqとなっている。なおBq（ベクレル）は放射能の量を表す単位で、1 Bqとは1秒間に1つの原子核が崩壊して放射線を出す放射能の強さである。P（ペタ）は 10^{15} を表す単位である。

大気中へ放出した放射性物質については、4月以降の放出量は、3月の放出量の1%未満であったことから、大気への放出量の推定期間は2011年（平成23年）3月12日から同年3月31日までとしている（図1）[1]。総放出量に対する寄与が最も大きかったのは、3月15日7時以降の2号機からの放出となっている。

東京電力の他にも日本原子力研究開発機構、電力中央研究所等多くの機関、研究者が放出放射性物質量を評価しており、大気に関しては概ねヨウ素131が120 PBq～200 PBq、セシウム137が9 PBq～20 PBq、セシウム134が9 PBq～20 PBqとなっており、東京電力のヨウ素131の評価値500 PBqは、他の評価値に比べて大きい。

放射性物質の海洋放出量は、放水口付近での海水中放射能濃度の測定値を用いて、この測定値が再現可能になるように東京電力が評価している。主な海洋汚染の原因は、2号機、3号機の取水口スクリーン付近からの放出、集中廃棄物処理建屋内の低濃度汚染水の放出、5号機、6号機のサブドレンピットに滞留していた低濃度地下水の放出であり、これらに加え大気中の放射性物質の降下や雨水からの流入が考えられる。評価の結果、海洋への総放出量は、ヨウ素131は約11 PBq、セシウム134、137はそれぞれ約3.5 PBq、約3.6 PBqとなっている。推定を行った期間は、2011年（平成23年）3月26日から同年9月30日である[2]。

海洋への総放出に関して多くの機関、研究者が評価しており、概ねヨウ素131が9 PBq～13 PBq、セシウム137が3 PBq～6 PBq、セシウム134が3 PBq～6 PBqとなっている。

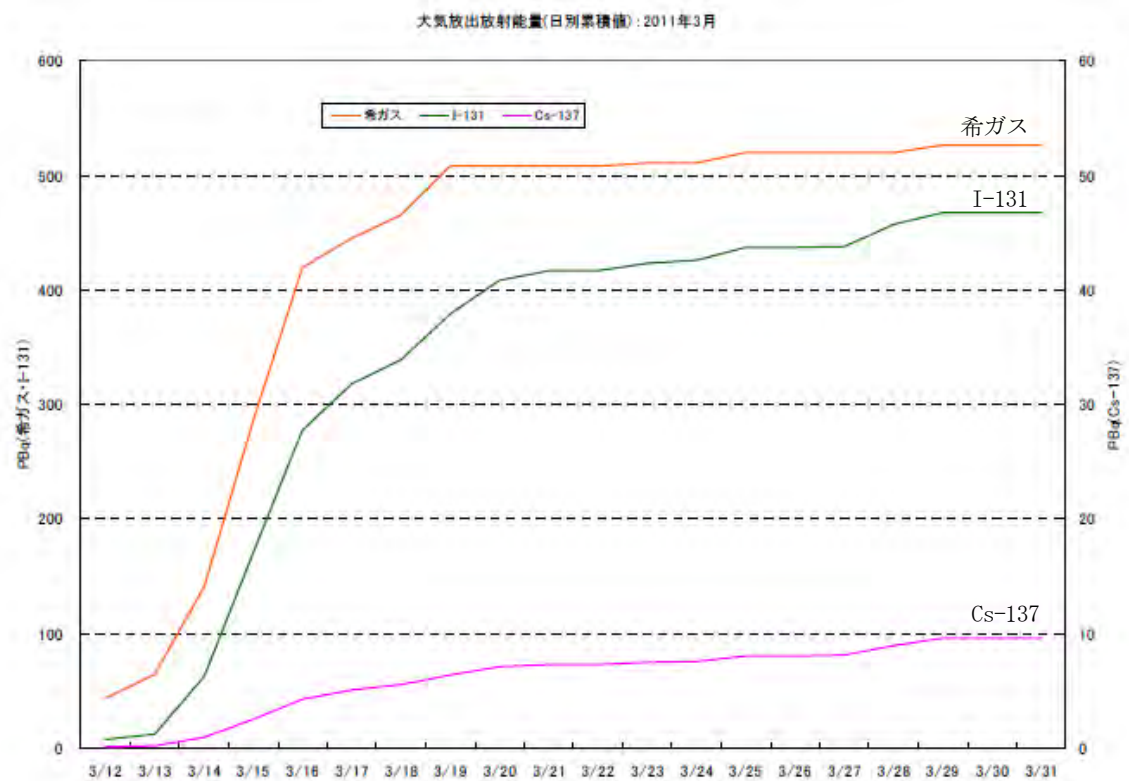


図1 放射能の大気への放出量の経時変化（放出量の累積値）

（出所）東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所の事故に伴う大気への放出量推定について（平成24年5月現在における評価）」、2012年5月。

3 発電用原子炉の開発と日本の取り組み

これまでの海外及び日本における原子炉開発の取り組みがどのような経緯で行われてきたかを議論する。特に日本における原子炉事故・トラブルや安全問題への対応がどのようなものであったかについても述べる（＜参考資料 2＞に詳細）。

(1) 発電用原子炉開発の歴史と経緯

① 海外における発電用原子炉の開発

米国アイゼンハワー大統領の国連での演説で世界的に発電用炉の開発が進み、1956年（昭和31年）には黒鉛減速炭酸ガス冷却炉[†]のコールダーホール原子力発電所が英国で運転を開始した。米国は軽水炉の開発を進め1957年（昭和32年）に加圧水型軽水炉（PWR）[†]による SHIPPINGPORT 発電所が運転を開始した。

米国では軽水炉発電所の住民居住地区近傍への建設に伴う公衆の安全確保対策が重要として、緊急炉心冷却装置（ECCS）による炉心損傷事故防止と格納容器の設置による放射性物質放散抑制対策がなされ、SHIPPINGPORT 発電所から格納容器が設置された。このように工学的安全防護設備が備えられ、安全確保のための深層防護[†]の基本が確立された。

② 日本における発電用原子炉の導入と建設

日本では1954年度（昭和29年度）に原子力予算が成立し、翌年には原子力基本法等の原子力三法成立や日本原子力研究所設置等の基盤が整備された。1957年（昭和32年）に日本原子力発電が設立され、翌年には英国のコールダーホール型炉を東海原子力発電所に導入することとした。しかしこの炉は耐震設計が十分でなく、本格的な格納容器もなかった。そこで耐震対応として燃料体を設計変更し、格納容器の代替機能整備や原子炉緊急停止装置の多重化等を行って建設され、1966年（昭和41年）に運転を開始した。

次いで1960年頃より、米国の軽水炉導入が各電力会社で検討された。そこで1963、64年（昭和38、39年）に、世界に先駆けて非常用炉心冷却系や格納容器冷却系等の工学的安全防護設備の有効性に関する国のSAFEプロジェクト[†]研究が進められた。これらを踏まえ、加圧水型軽水炉を米国のウェスティングハウス（WH）社から、また沸騰水型軽水炉を米国ジェネラルエレクトリック（GE）社から導入することとした。1965年（昭和40年）の日本原子力発電敦賀1号（BWR）を皮切りに発注がなされ、1970年（昭和45年）3月に敦賀1号が運転を開始した。当初のプラントはターンキー契約[†]で、電力会社は運転のキーを回せばよいというものであり、PWRは三菱重工が、またBWRは東芝と日立が製造の一部を請け負ったが、次のプラントから順次これら日本のメーカーが主体的に製造を行った。

運転開始したプラントは、応力腐食割れ（SCC）[†]等の初期トラブルで苦勞し、プラント稼働率も低かった。そこで1975年（昭和50年）から1980年（昭和55年）にかけ、軽水炉の第1次及び第2次改良標準化が国のプロジェクトとして行われ、原子力

工学試験センター（NUPEC）[†]が設置されて実証試験も行われた。1981 年（昭和 56 年）から 1985 年（昭和 60 年）の第 3 次改良標準化では新技術を盛り込んだ改良型 BWR（ABWR）[†]と改良型 PWR（APWR）[†]の開発が行われた。

(2) 発電用原子炉の安全性に関する対策

① 当初の安全確保策

米国では軽水炉の安全確保のための指針・基準類を制定したが、日本はこの面でも米国の状況を学びつつ指針・基準類を定めた。この中には立地に関する指針・基準も含まれており、土木工学者、環境工学者等の知見が反映されてきた。原子炉の安全対策として重要なものは炉心損傷事故防止で、課題は大口径配管破断時の非常用炉心冷却系の能力と燃料棒の冷却特性であった。日本の軽水炉安全研究は日本原子力研究所が 1970 年（昭和 45 年）から冷却水喪失時の炉心冷却にかかわる ROSA 試験[†]を開始した。その成果は国際的にも活用され、また育成された研究者が規制機関へ技術的支援を行なった。一方 1974 年（昭和 49 年）の原子力船「むつ」の洋上出力上昇試験中の放射線漏れを契機に、1978 年（昭和 53 年）10 月に原子力安全委員会が設置され、原子力発電所設置における通産省の審査をダブルチェックで審査する体制となった。

② TMI・チェルノブイリ事故と過酷事故

1979 年（昭和 54 年）3 月に米国で TMI 事故が発生した。この事故は、小さな開口からの冷却水喪失事故と類似の事象で、運転員の誤操作もあって燃料棒の破損熔融事故となった。この事故の前に、ラスムッセン教授（米国マサチューセッツ工科大学）により原子力発電所の確率論的リスク評価（PRA）[†]がなされ、1975 年（昭和 50 年）に最終報告が出された。この報告では、最大口径配管の破断より小破断の方が確率的に大きなリスクとなり得るということが含まれており、小破断相当事象から大事故となった TMI 事故がこれに相当するものであった。これにより PRA 手法による安全（リスク）評価が推進された。TMI 事故は原子力安全委員会の設置半年後の事故であったが、同委員会は日本の原子力安全確保に反映させるべき 52 項目の摘出を行った。

1986 年（昭和 61 年）のチェルノブイリ事故発生を受け、日本も過酷事故（「シビアアクシデント」ともいう）[†]対応として、原子力安全委員会が対応方針の検討を、通産省は NUPEC において研究を開始した。1992 年（平成 4 年）に原子力安全委員会は「事業者はアクシデントマネジメント（AM）[†]を自主的に整備して万一の時に的確に実施するよう強く奨励する」との方針を出した。これは実質上規制要件に近い対応策で、当時の諸外国と比較して遜色はなかった。

1995 年（平成 7 年）に経済協力開発機構原子力エネルギー機関（OECD/NEA）において、過酷事故対応に対する国際的な統一見解として、新設炉に対して設計段階から対策を検討する等の合意がなされ、その後諸外国では規制への取り込みが進められた。一方、日本では新設炉に対する対応として民間自主基準案が 1999 年（平成 11 年）に作られたが、諸外国で進む過酷事故に備えた深層防護対策は進まず、また事業者のア

クシデントマネジメント整備の規制行政庁による最終的承認も 2002 年（平成 14 年）であった。さらに軽水炉は実証された技術として軽水炉安全研究予算も次第に減り、日本全体としてプラント安全を見る専門家集団の弱体化へつながった。緊急時対応の専門家の強化とともに、周辺地域居住者の安全についても、中央、地方、事業者の組織的な連携が必要で、事前のシミュレーションと訓練が極めて重要であるが、そうした緊急時ガバナンスについても不十分なまま先送りされた。

③ 事故・トラブル対応

1990 年代には東京電力柏崎刈羽原子力発電所の 6、7 号としての ABWR を含む 15 基が営業運転を開始した。しかしこの時期には大きな事故・トラブルが続発した。1989 年（昭和 64 年）の東京電力福島第二 3 号炉再循環ポンプ損傷事故、1995 年（平成 7 年）の動力炉・核燃料開発事業団（「動燃」）もんじゅ 2 次系ナトリウム漏洩事故、そして 1999 年（平成 11 年）の東海村 JCO 臨界事故等である。

事業者や規制当局はその時その時の事故対応に追われ、抜本的な安全確保対策が進まず、あるいは原子力利用に関する技術体系を見直し、改善しようとする努力がなされなかった。TMI・チェルノブイリ事故等の過酷事故に対する海外の対応を考え、海外導入型の技術開発でなく、リスク管理さらには危機管理まで含んだ総合的な対応能力を育てることはなされなかった。そして失われた 10 年といわれ、日本全体に蔓延した 1990 年代の閉塞感に引きずられて 21 世紀に入った。2001 年（平成 13 年）の中央省庁再編により、原子力安全・保安院が規制機関として設置されたが、2002 年（平成 14 年）8 月に東京電力の検査にかかわる不正問題、さらに 2004 年（平成 16 年）8 月には関電美浜 3 号で 5 名の死者を出す 2 次系配管破断事故が発生し、対応に追われた。このようにして引き続きその時その時の対応に追われて時が経過した。

④ 地震と津波

耐震設計審査指針は 1995 年（平成 7 年）の兵庫県南部地震を受けて 2006 年（平成 18 年）に改訂された。2004 年（平成 16 年）のスマトラ沖地震によるインドのマドラス原子力発電所での津波被害も審議に反映され、地震随伴事象として施設周辺斜面の安定性評価と津波に対する安全評価が加わった。2007 年（平成 19 年）の新潟中越沖地震で東京電力柏崎刈羽原子力発電所が被災し、教訓として火災対策・免震重要棟の設置等が事業者に指示された。

津波の重要性への認識は専門家や国民の間でも以前は薄かったが、2003 年（平成 15 年）の十勝沖地震やスマトラ沖地震による津波被害から関心と呼ぶようになった。産業技術総合研究所により宮城県を重点に 869 年（貞観 11 年）の貞観地震による津波堆積物の調査も行われる等している中で東日本大震災となった。地震、土木、耐震、原子力、行政に関する専門家が連携し、最悪のケースを考えた踏み込んだ議論や学術面での本質的な議論が事前になされずに福島原子力事故となった。

4 顕在化した課題とその背景

これまでの発電用原子炉の導入・取り組みや安全問題への対応において、特に日本で顕在化してきた課題についてその背景を探り、今後に向けて反省すべき事柄について考える（＜参考資料 2＞に詳細）。

(1) 海外技術導入体質

日本の軽水炉は米国からの導入で当初はターンキー契約によるもので、米国の設計図面どおりに製作することが安全確保上の条件であった。しかし、その後の改良標準化や ABWR・APWR 開発で日本のメーカーはある意味で世界を先導する実力をつけた。

安全規則基準類も、米国等の基準類を翻訳しながら日本の規制に取り入れていった。米国では原子力プラントの詳細な構造設計基準は、米国機械学会（ASME）の構造設計基準や維持基準を用いた。従って日本の規制行政庁も ASME の構造設計規格を翻訳して省令告示に利用した。しかし 1980 年代半ばに有料を基本とする ASME からのクレームがあったが、日本では国としてそのことに対応できず省令告示の改定やその後の維持基準の省令化が不可能となった。日本機械学会（JSME）が ASME と同様の構造設計等の規格基準を作ることにしたのは、この問題解決のためであり、同様の目的で日本原子力学会にも標準委員会が設置された。技術が日進月歩で進展する今日、研究者・技術者の集団である学協会の活用は重要である。特に規格基準は極めて重要で、実効性のある規格基準をいかに制定活用するかが課題である。

次に大型計算コードの問題がある。巨大な原子力プラントの複雑な事象解析や安全評価には、安全解析用大型数値計算が必要であり、日本では 1970 年（昭和 45 年）頃より米国の計算コードを導入して安全解析に用いた。米国では原子力研究所等の安全研究成果を大型計算コードの精度向上に役立てる意味もありその利用に便宜を図った。90 年代中頃から米国は無償での提供に難色を示すようになった。日本では学会が中心になって研究ロードマップの作成を行い、大型計算コード開発への準備を進めつつあった。産業界や規制のニーズに対応した安全解析計算コード開発は原子力の安全確保上極めて重要で、実験データと計算モデルの相関に注意し、複雑な事象解明に役立つ信頼性の高いコードとすることが重要である。

原子力プラントは総合技術で成り立っており、特に各分野の境界領域に弱みが存在してそこから問題が発生しやすい。プラント導入当初は、各分野の専門家が互いに連携・協力しながら原子力プラントを検討した。その後原子力関連学科の新設がなされ原子力を総合技術として教育研究する仕組みができ上がった。しかし今日に至るまで、電力会社が工学系大学院博士課程を修了し高度な技術能力をつけた学生を採用することはそれほど多いとはいえず、このことから推測されるように電力会社として独自に技術の本質を深く解明することに必ずしも熱心とはいえなかった。一方で科学・技術の進展が分野の細分化をもたらし広い分野の専門家の連携が難しくなった。初期の技術者・研究者が連携して懸命に追求した安全確保の努力が十分継承されたかどうか、あるいは継承可能な技術体系の構築がなされてきたかがここでの課題である。

以上のように、ものづくりとしては一流であっても国際標準も含めた総合的な設計力・技術力、戦略性という点では世界を先導するまでには至っていない。原子力の安全を向上させるためには、即応性、頑健性、多重性、物資・人材、復元力等、あらゆる困難な状況に対応できる総合力が要請される。

(2) 高度な科学技術時代における安全確保と規制

1980年代に入って高度科学技術時代といわれるようになったが、日本の原子力の安全確保と規制はこのスピード感を要求される時代に対応できたのであろうか。

伊方原子力発電所裁判の最高裁判決において、安全上の最新の技術的知見を反映することが要求された。すなわち、できるだけ早く法令基準を改訂し対応することが司法からも要請されたのである。従来から、担当者が十分な専門性を持たず、法令改訂等に時間がかかることが問題であった。規制の担当者が高度な技術知見を素早く的確に理解し対処するような専門性を持つことが重要である。これまでのように大学教授等の非常勤委員を中心とした委員会の活用に頼るのではなく、責任と権限を有し高度な業務と判断を行える専門家の組織を作ることが重要である。

次に新しい時代における安全確保の思想についてである。東日本大震災と福島原子力事故後に「想定外」という言葉がしばしば使われた。今日では多くの人工物がその目的に沿うように設計製造されるが、その際に使用状況や環境条件を含む多くの想定がなされる。そこではもちろん「想定外」も生ずるが、これには2種類ある。第1の想定外は本当の想定外のことであり、そんなことが起こるとは誰ひとりとして思わなかった事柄である。一方で、何万年に1回という災害に備えた頑丈な設備を作るには莫大な費用がかかることを考えて現実的な設備を設計製作する。災害がこれを超えた場合が第2の想定外である。しかし災害が起きた時には被害なしではすまないなのでこの想定は国民・住民にしっかり伝え、被害を最小にしておく備えが必要である。

今回の大津波は、以前は第1の想定外に類するものであったが、3.11以降では第2の想定外現象の範疇になったといえる。今日の高度科学技術時代とはいえ人類の有する知見は限られたものであり、今後、火山の大噴火、隕石落下等を含む事態の発生も考えられる。原子力プラントの設備設計の安全確保だけでなく、想定外の事故が発生した場合の危機管理を含めた深層防護を確保することが想定外への対応となる。

(3) 安全確保への日本の環境と失われた20年

日本では安全確保の重要な課題は米国等で対応が進んだ後に取り上げることが多かった。原子力の安全確保には地道な研究開発を長年行わねばならず、安全対策には継続した研究開発が重要で、特に次の世代への技術継承の意味でも必要である。軽水炉は実証された技術という過信から、安全を支えてきた原子力研究所の軽水炉安全研究予算が1980年代半ば以降次第に減少し、これによって軽水炉の安全研究者が減って弱体化を招くとともに、技術継承の面でも問題となった。米国では、軍事用も含め11の国立原子力研究所で約5万人の職員がおり、専門家が必要な場合には補充ができる。専門的に高

度な技術者・研究者の存在が原子力の安全確保には重要である。原子力に限らず巨大で複雑な人工物を長期にわたり安全に利用するための大きな課題である。

日本では 2000 年（平成 12 年）に入る頃には原子力の「失われた 10 年」、さらに 10 年が経過して「失われた 20 年」といわれるようになった。例えば、諸外国で進む過酷事故の規制要件化導入を含む対応の遅れ、欧米で進むリスクに基づく安全確保を行う合理的な規制導入の遅れ、プラント稼働率の低迷、原子力関連の規制が複数の行政機関に分かれていた問題、原子力安全・保安院が原子力を推進する経産省にあることへの IAEA 等の国際的な批判への対応遅れ、停止プラントの再立ち上げや新基準のバックフィット[†]条件をはっきりさせないで来た点等、重要な課題が山積していたが、その時々の問題にとらわれて大きな改革ができないで来た。これは、「原子力村」とも揶揄される原子力にかかわる電力会社、メーカー、監督官庁、科学者・技術者等のいわば閉じた関係とも無関係ではない。このように日本の原子力は、世界の流れと異なった独自の部分的な改善の積み重ねの方向へと進んで基軸になる全体像を見失っていた。原子力では安全確保上最も重要な課題を常に忘れずに追求していく姿勢が重要で、これが真の安全文化[†]であり、その時々の問題にとられることなく本質的に重要な問題解決へ向けて強力に進めるべきである。

また、「失われた 20 年」となった要因の 1 つには情報化社会への対応がある。以前は「まだ確定したわけでない」ということで発表等がされなかった情報もリークされるようになり、一方で公表が後れると「情報隠し」とされた。これに適切な対応ができず、逆に多様なメディアを通して流れる不正確なものも含まれる情報が世の中を支配するようになった。規制当局もこうした問題を収めるために、安全確保上は重要でないが時間と労力のかかる対応を強いることも多く事業者等も忙しい対応が続くこととなった。

高度な科学技術社会ではリスクを踏まえて安全対策を行うことが基本でありリスク概念の定着が今後の重要な課題である（詳しくは＜参考資料 3＞を参照）。原子力では「絶対安全」という言葉がしばしば使われるが、原子力に限らず人工物に「絶対に安全」なものはない。リスク概念での議論が進まず、地元や一般への説明でも「安全に作られていますから心配は要りません」から「絶対に事故は起こしません」、「絶対に安全です」というようになっていったと考えられる。問題はこのような不毛な議論が長年なされ、肝心の「どこが問題でどういうことに気をつけるべき」「一層の安全確保策をどう進めるべき」「いざという時の退避をどうすべき」というような本質的な議論が長年行われずにきた。背景には、原子力発電や放射線・放射能に関する教育が初中等教育を含めて十分行われてこなかったことがある。放射線・放射能は原子力のリスクの根源であり、積極的に進めるべきであった。さらに、リスク対応の専門家の育成と組織化も必要である。

5 原子力安全性向上のための提案

原子力事故や地球環境問題のように科学研究の発展に付随して人類が自ら引き起こした多くの問題は、単独の学術分野から得られた知のみでは解決することが困難であり、解決には複数の学術分野の統合、すなわち「知の統合」が不可欠である[3]。原子力プラントを含む複雑なシステムを設計し運用するために必要な専門科学技術領域の間に抜けがあればシステムの弱点となり、事故の起点となり得る[4]。このような視点から、また今回の福島原子力事故を踏まえて、原子力安全性向上のための方法論や考え方に関して修正点も含めて議論する。

(1) 深層防護による安全確保と確率論的リスク評価

原子力施設における安全確保の目的は人と環境を放射線による被害から守ることである。そのために十分な余裕を持った設計基準が設定されるべきである。さらに設計基準を超える事態が起こり得ることを想定して多層の安全対策を用意しておかなければならない。これが「深層防護」であり原子力安全の基本的な考え方である。

深層防護に基づく安全確保は単なる設備設計への要求だけでなく、不断の設備管理や万一の事故における適切な管理・運用を含んでいる。安全性の確認は原則として確率論的リスク評価に向かうべきである（＜参考資料3＞に詳細）。ただしリスク解析手法が妥当であるか、極めて稀な事象の評価が可能か、リスクを過小評価しているのではないかとの議論もある。すなわち確率の絶対値そのものには不確定性が多いことがよく知られている。従ってリスク手法は相対的評価に用いるなどの留意が必要である。なおリスクが小さくてもリスク低減に効果がある設備の改良や運用手順の改善を継続的に進めなければならないことについてはいうまでもない。さらに単純なリスクとベネフィットの比較だけではなく、社会の変化によって両者のバランスがどのように変化してきたかについて注意を払うとともに経済性の比較のみでは十分でないことを忘れてはならない。

原子力発電所において設計基準事故（Design Basis Accident：DBA）[†]を超えて炉心の溶融に至る過酷事故のリスクは従前より認識されており、そのためのアクシデントマネジメント（AM）[†]が整備されてきた。しかしながら機器の内的誘因に基づく多重故障対策と比べて外的誘因に対しての十分な深層防護対策がなされておらず、それに対する安全向上策がとられていなかった。その結果福島第一原子力発電所では設計条件を超えた津波によって安全機能を有する機器の共通原因故障が引き起こされ大事故に至った。たとえ発生頻度が低い自然現象であったとしてもいったん起こってしまえば甚大な影響をもたらす事故となることが示されたのである。一方、女川原子力発電所や東海第二発電所では津波によるリスクを回避するために特別な配慮をして敷地高さを決定する、あるいは新たな知見に基づいて防護すべき津波高さを順次見直して対策をとっていたことが結果として過酷事故を回避することにつながっている。

地震以外の外的誘因に対しても設計基準を強化するとともに、注水・冷却系の多重性や電源配置の多様性の確保、過酷事故が実際に起こった環境でのAMの実効性確保が必要である。これらに加えてサイトの外からの種々の支援を含む緊急防護策を準備する等、

深層防護のためには各層を独立して完備することが必須である。

自然現象に対する防護レベル設定には不確実性に基づく困難さが伴う。設計基準を超えて過酷事故の領域に至った場合に起こり得る事故進展シナリオを網羅しておくことは極めて難しいことから、AM として可搬式設備等で柔軟性、融通性のある対応が効果的となる。また緊急時における人間の高度な判断力と統率力とこれらに基づく組織マネジメントが必要である。

(2) 原子力防災

福島原子力事故直後の緊急防護措置は、事前に定められた手続きとは異なった形で実施され多くの混乱があった。緊急防護措置の実施は予測システムによる勧告ではなく、発電所の状態に基づいて避難区域が3、10、20 km と順次拡大された。結果として住民に大きな健康影響を生じさせるような放射線被ばくはそれなりには回避できたと考えられるが20 km 圏外の住民避難については病院等での要支援者の避難が適切に行われず犠牲者を出すこととなった（＜参考資料4＞に詳細）。今後は原子力における過酷事故リスクの存在を社会に明確に示すとともに放射線被ばくのリスクに関する科学的知見の普及を図る必要がある。

原子力防災においては放射線防護と事前計画の策定が重要である。IAEA の防護基準はTMI 事故及びチェルノブイリ事故での過酷事故の分析に基づき制定されてきた。これによれば緊急防護措置には事故初期の事象進展に関する情報が限られ放出放射能量評価による敷地外での被ばく線量予測評価には不確実性が大きいことから、プラント状態に関する判断基準によって決められた予防的防護措置が迅速に実施できるようにしておくべきとされている。また避難と一時的移転は安全に実行可能な場合にのみ行うべきであり、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。特に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とすべきとされている。

初期の危機管理段階における飲食物に関しては空間線量率やその他のデータに基づいた制限が迅速に必要となる。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。

緊急時管理では関係機関の責務分担の明確化が重要である。病院等における要支援者の安全な避難のための事前の準備も必要である。緊急事態においては多くの組織がかかる。専門機関や技術専門家が含まれるとともに、地方自治体や警察、消防が主体的役割を担う。特に今回の福島原子力事故においては、米軍や自衛隊が果たした役割が極めて大きかった。事故の時間的推移に応じた各組織間の役割分担と情報共有のあり方は今後の重要な課題である。

また IAEA の安全要件でも要求されているように、これらの原子力防災に関する緊急防護措置は原子力災害以外の緊急事態への対応の取り決めと適切に統合化されるべきである。

(3) 原子力安全規制のあり方

社会から信頼される安全規制を進めるための基本要素としては科学的合理性の徹底がある。2013 年（平成 25 年）7 月より、原子力規制委員会が定めた新しい規制基準が施行されているが、最新の科学技術的知見に基づいた継続的な改善が必須である。

またリスク情報を活用した安全規制が採用されるべきであり、リスクに基づいて資源を重点的に割くグレーディッドアプローチ[†]は、事業者のみならず規制機関にも要求される。さらに個々のリスクを詳細化することよりも他のリスクや大切な対策に抜けがないかの総合的な判断が重要である。

これらのためには安全目標を設定して実施すべき活動や施策を検討しなければならない。また規制基準の性能規定化を進めて規制上の要求事項は規制当局が定め、それを達成する詳細規定は最新の知見に基づいて策定された学協会規格を厳格にレビューした上で活用することが有効となる。なお産官学が協力することと規制が独立性を保つことは同時に達成されるべきである。

危機管理能力を有し総合的な意思決定に必要となる知識基盤を継続的に収集評価するためには、規制における専門家の人材評価・育成制度や人事制度などの基盤が確立されるべきである。

(4) 多様な局面・場面に共通するコミュニケーション

コミュニケーションは原子力安全に関する課題に共通する重要な因子である。原子力は総合的な科学・技術であり、リスク評価には異なる領域間のコミュニケーションとこれらに基づいた総合的判断が要求される。今回津波高さの設定において情報交換と議論の不十分さがあったことが問題となった。原子力安全のためには異なる専門分野間の共通認識が重要である。すなわち「知の統合」の必要性がここにある[3]。原子力安全の専門家は俯瞰的視野と高い倫理観を基本にコミュニケーションを先導する役割を担わなければならない。

緊急時においては、各省庁、警察や消防、自衛隊を含む防災に関連する機関、地方自治体と住民、さらにマスメディアを含む異なる組織や集団とそこに属する人間の間のコミュニケーションが重要となる。事故発生からの時間スケールに応じた連絡体制や情報伝達、双方向の情報交換の手段を予め検討し訓練で確認することが必要であろう。また統括した情報を社会や海外各国へ一元して発信することも重要である。緊急時のコミュニケーション手段として、新たなソーシャルメディアの利用も検討されるべきであろう。

(5) 安全研究

研究者は自らが得意とするある分野を深めようとする。しかし複雑なシステムの安全は専門分野や領域の隙間から破綻するといわれている[4]。

原子力安全研究には最新の科学技術的知見に関する議論に基づいて潜在的に存在する危険性を指摘し警鐘を鳴らすことが期待される。また国内外を問わず原子力プラントの運用経験から得られた知見を広く収集し分析することが必要である。

津波、火災、隕石落下やテロ等の外部事象に対する安全確保のための体系的な研究に加えて、リスク認知にかかる心理学的研究や様々なコミュニケーションに関する社会学的課題等についても総合的に議論を進めることが要請される。なおこの観点からは安全研究と並んでセキュリティに関する深く広い研究も重要な課題である。情報公開のあり方を含めて難しい課題であるが積極的に取り組む必要がある。

なおロボット大国といわれていたにもかかわらず福島原子力発電所事故の初動対応にはそれが十分に活用されず、このことが世間の失望を招く結果伴った。これに対し日本学術会議は東日本大震災に対応する第5次緊急提言「福島第一原子力発電所事故対策等へのロボット技術の活用について」において、国、大学、研究機関、企業等の関連諸機関が協力してこの問題に対処すべきことを述べている[5]。また、日本機械学会では「東日本大震災調査・提言分科会」の中に「WG3：被災地で活動できるロボット課題の整理」を設け、震災後の被災地においてロボットがどのような活動を行ったかを詳細に報告するとともに、今後の活動に向けた具体的な提言を行っている[6]。日本はロボット大国であるはずなのに今回の原子力事故においてなぜそれが十分に活用できなかったのかについてはさらなる検証が必要である。

(6) 科学者の責務

科学者コミュニティは、日本学術会議が2013年(平成25年)1月に改訂した「科学者の行動規範」[7]に基づいて原子力安全のための責務を果たす必要がある。そこには「科学者は、学問の自由の下に、特定の権威や組織の利害から独立して自らの専門的な判断により真理を探究するという権利を享受するとともに、専門家として社会の負託に応える重大な責務を有する。特に、科学活動とその成果が広大で深遠な影響を人類に与える現代において、社会は科学者が常に倫理的な判断と行動を為すことを求めている。」とある。これまで科学者は政府の原子炉安全専門審査会などにおいて安全審査に携わってきたがその際に特定の権威や組織の利害から独立して自らの専門的な判断を行ってきたかどうかは社会問題になった。国会事故調査委員会の議論にもあったように科学者が「電力会社のとりこ」になっていたとすればまずは猛省しなければならない。これからは中立な立場から科学者・技術者は安全審査などに関与することが予想されるが、その際には特定の権威や組織の利害から独立して自らの専門的な判断を下すべきことを決して忘れてはならない。

次に、現地での協働作業や他分野の識者との議論を通して次世代への負担を最少化する方策の検討を行うべきである。事故後3年が経過したが、日本の科学者は放射性物質による地域の汚染がこれほどまでに地域を崩壊させ将来ヴィジョンについての議論さえ難しい状況を作り出すとは予想していなかった。チェルノブイリ事故についてもあのような事故は日本では起きることはあり得ないと考え、汚染事故の社会的な影響について深刻に受けとめることを怠っていた。地震、津波やテロなどのリスク、風評被害を念頭に置きながら廃炉や大量の汚染水、汚染物質の処理作業を着実に進めなければならないが、そうした技術的諸課題を解決しながら隣接地域のコミュニティ再構築や新たな地

域ヴィジョンの共有と共創のために科学者ができることは何なのか、考えることが必要である。

科学者コミュニティは、社会と原子力専門家とのコミュニケーションの推進役となり相互の信頼関係を構築するための中心的役割を担わなければならない。社会が受け入れられるリスク水準の決定に当たっては、科学技術に問うことはできるが科学技術だけでは答えることができない問題であることを認識すべきである。すなわち社会のリスク選択に際して学術の基本的役割は不確実領域を含めて科学技術的知見の現状を正確に伝えることである。過酷事故リスクの評価については外部事象を含めた確率論的リスク評価の研究を進めて事故対応の改善を図るとともに社会のリスク選択を踏まえた基準への反映が必要である。

原子力安全規制や防災対策については、原子力安全に関する知識と危機管理能力を持つ人材・組織の育成が必要である。原子力安全規制や防災対策の内容についてはさらなる改善を進めるべきであるがこの基盤をなすのは産学官の協力である。

今回の事故の遠因として日本の学術に関するこれまでの戦略性のなさや海外依存体質があるといえる。この解決のためには、原子力安全に係る学術の内容や方法の抜本的な見直しが必要である。原子力の安全性向上をその場しのぎの研究や開発でなしとげることは不可能であり継続性、戦略性に加えて日本としての独自性が不可欠である。

最後に、「知の統合」における科学者のリーダーシップの必要性を指摘する。今回の福島原子力事故においては、地震・津波と原子力の専門家の意見の齟齬が、原因の1つとなった。地震・津波と原子力という2つの異なる学術分野の知がうまくかみ合わなかったといえる。原子力安全においては放射線の人体への影響といった医学的な知やその自然環境への影響や食品などへの影響も含めた生物学・環境学の知も重要である。さらに法と経済にかかる知も必要でありこのように直接関連しないと思われる分野の知を統合しておかなければ知が有効な議論や活動に結び付かない。科学者は異なる知を統合して諸課題に対処すること、すなわち「知の統合」の実践におけるリーダーシップを発揮することが必要である[3]。特に日本学術会議は異分野の科学者が一堂に会する場であり、「知の統合」の実践のために学会と協力してリーダーシップを発揮するのに極めてふさわしい場である。これまでも日本学術会議公開シンポジウムなどで文と理の異なる分野の科学者がある特定のテーマについて議論したことはあったが、議論だけで終わってしまいそれが具体的な行動にまでつながったケースは殆どなかった。今後検討すべき課題である。

6 結び

(1) 福島原子力事故の根源的要因

これまで国内外で様々な原子力事故を経験し TMI とチェルノブイリでの先例があるにもかかわらず、設計条件を超えた巨大津波による過酷事故の発生を防止できず人と環境に甚大な被害を引き起こした。これは複雑巨大な人工物システムとしての原子力の安全を確保するために必要な、全体を俯瞰する不断の努力を怠ったことが根源的要因である。

(2) 福島原子力事故の教訓

福島原子力事故以前の日本の原子力安全確保は、過酷事故を防止する段階までに集中し、過酷事故が発生した場合の対応が疎かになっていたことが明らかとなった。今後は地震・津波・テロ等の外部事象によって起因される過酷事故に対して、事故進展を防止する過酷事故管理と外部へ大量の放射性物質放出が生じた場合の防災対策を事前に準備・計画し、訓練によってその有効性を確認する必要がある。

過酷事故対策については、事故の進展シナリオを網羅することは困難なため、可搬式設備等による柔軟な対応策を整備するとともに、事故対応を支援する組織と現場指導力の強化が重要になる。対策には柔軟性ととともに総合力が必要であり、そのためには安全規制を含む原子力安全にかかる全ての組織の間で、日常的に率直なコミュニケーションが行える環境を作り出しておく必要がある。

また原子力における過酷事故リスクの存在を社会に明確に示すとともに、放射線被ばくリスクに関する科学的知見の普及を図り、原子力の安全性を判断する指標としてリスク活用の努力を行う必要がある。

深層防護の理念により、事故に至る事象の進展に対して、多段階かつ多重に対策を用意することは、安全確保の基本要件である。またこの基本要件を満たすために、規制当局、電力事業者、関係する科学者や専門家は、安全の確保が原子力利用の最重要事項であることを意識して取り組み、それぞれの間での情報共有を図って総合力を発揮する必要がある。

(3) 科学者コミュニティがなすべきこと

科学者は、日本学術会議が 2013 年(平成 25 年) 1 月に改訂した「科学者の行動規範」に基づいて原子力安全のための責務を果たさなければならない。科学者は、これからも中立な立場から安全審査などに関与することが予想されるが、特定の権威や組織の利害から独立して自らの専門的な判断をすべきであることを忘れてはならない。

次に、現地での協働作業や他分野の識者との議論を通して次世代への負担を最少化する方策の検討を行うべきである。事故後 3 年が経過したが、日本の科学者は放射性物質による地域の汚染がこれほどまでに地域を崩壊させ将来ヴィジョンについての議論さえ難しい状況を作り出すとは予想していなかった。チェルノブイリ事故の時もあのような事故は日本では起きることはあり得ないと考え、汚染事故の社会的な影響について深刻に受けとめ

なかった。地震、津波やテロなどのリスク、風評被害を念頭に置きながら廃炉や大量の汚染水、汚染物質の処理作業を着実に進めなければならないが、そうした技術的諸課題を解決しながら隣接地域のコミュニティ再構築や新たな地域ヴィジョンの共有と共創のために科学者ができることは何なのかを考えることが必要である。

科学者コミュニティは、社会と原子力専門家とのコミュニケーションの推進役となり相互の信頼関係を構築するための中心的役割を担わなければならない。社会が受け入れられるリスク水準の決定に当たっては、科学技術に問うことはできるが科学技術だけでは答えることができない問題であることを認識すべきである。すなわち社会のリスク選択に際して学術の基本的役割は不確実領域を含めて科学技術的知見の現状を正確に伝えることである。過酷事故リスクの評価については外部事象を含めた確率論的リスク評価の研究を進めて事故対応の改善を図るとともに社会のリスク選択を踏まえた基準への反映が必要である。

原子力安全規制や防災対策については、原子力安全に関する知識と危機管理能力を持つ人材・組織の育成が必要である。原子力安全規制や防災対策の内容についてはさらなる改善を進めるべきであるがこの基盤をなすのは産学官の協力である。

今回の事故の遠因として、日本の学術に関するこれまでの戦略性のなさや海外依存体質があるといえる。この解決のためには、原子力安全に係る学術の内容や方法の抜本的な見直しが必要である。原子力の安全性向上をその場しのぎの研究や開発でなしとげることは不可能であり、継続性・戦略性に加えて日本としての独自性が不可欠である。

最後に、「知の統合」における科学者のリーダーシップの必要性を指摘する。今回の福島原子力事故は、地震・津波と原子力の専門家の意見の齟齬が、原因の1つとなった。地震・津波と原子力という2つの異なる学術分野の知がうまくかみ合わなかったといえる。原子力安全においては放射線の人体への影響といった医学的な知やその自然環境への影響や食品などへの影響も含めた生物学・環境学の知も重要である。さらに法と経済にかかる知も必要でありこのように直接関連しないと思われる分野の知を統合しておかなければ知が有効な議論や活動に結び付かない。科学者は異なる知を統合して諸課題に対処すること、すなわち「知の統合」の実践におけるリーダーシップを発揮することが必要である。特に日本学術会議は異分野の科学者が一堂に会する場であり、「知の統合」の実践のために学会と協力してリーダーシップを発揮するのに極めてふさわしい場である。これまでも日本学術会議公開シンポジウムなどで文と理の異なる分野の科学者がある特定のテーマについて議論したことはあったが、議論だけで終わってしまいそれが具体的な行動にまでつながったケースは殆どなかった。今後検討すべき課題である。

＜用語の説明＞

アクシデントマネジメント (Accident Management : AM)

原子炉で事故が発生した場合に、過酷事故（「シビアアクシデント」ともいう）への拡大を防止するとともに、過酷事故に至った時の影響緩和対策を講ずること。原子炉施設は、過酷事故の発生リスクを極めて低く抑えるように、設計、建設、運転の各段階において、(a) 異常の発生防止、(b) 異常の拡大防止と事故への発展防止、(c) 放射性物質の異常な放出の防止等の深層防護の思想に基づいた安全対策が施されている。しかしながら、こうした安全対策をもってしてもリスクをゼロにすることはできないため、アクシデントマネジメントを通じて、過酷事故の発生リスクをより一層小さくし、また、万一発生した場合にもその影響を緩和する対策が講じられる。

安全文化 (Safety Culture)

安全にかかわる考え方、認識、組織風土等を総称している。主として原子力利用に関与する組織、個人を対象とする概念であるが、最近では他分野でも用いられている。チェルノブイリ原発事故を契機として、国際原子力機関 (IAEA)、経済協力開発機構 (OECD) 等では原子力安全に関する理念と対策の確立に着手し、各種の定義と対策への指針を公表した。IAEA が 1991 年 (平成 3 年) にまとめた安全文化に関する文書では、「原子力の安全問題に、その重要性にふさわしい注意が必ず最優先で払われるようにするために、組織と個人が備えるべき統合された認識や気質であり、態度である」と定義している。従って Safety Culture を安全の意識ということもある。重大な事故や違反の発生の背景には安全文化の欠如があり、事故予防に対する前向きの姿勢と有効な仕組みを備えるため安全文化の醸成の必要性が指摘されている。

応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking : SCC)

金属に腐食環境下で応力が働いている場合、その腐食環境にない場合より低い応力で破壊することを応力腐食割れという。オーステナイト系ステンレス鋼は高温水下で応力腐食割れを起こすことがある。この発生原因は材質的要因（材質の鋭敏化：溶接の熱影響によって結晶粒界にクロム欠乏層を生じ耐食性が劣化する現象）、応力要因（溶接残留応力の存在）、環境要因（溶存酸素の存在）の 3 要因が重複した場合である。従って、3 要因のうち 1 つ以上をなくせば発生を防止することができる。例えば、極低炭素仕様の 304L または 316 材に窒素を添加した原子力用ステンレス鋼の使用や残留応力対策としては水冷溶接法や高周波誘導加熱による応力分布改善等がある

加圧水型軽水炉 (Pressurized Water Reactor : PWR) (「加圧水型原子炉」ともいう)

燃料として低濃縮ウランを、1 次冷却材として軽水を使用し、高压の 1 次冷却系統とタービンへ蒸気を送る 2 次系統とが蒸気発生器を介して分離された間接サイクル方式による発電用原子炉。PWR は、減速材と冷却材として軽水を用い、炉心部における 1 次冷却材の

沸騰を抑制するために1次冷却系統は100～160気圧程度の高い圧力をかける。この冷却材の軽水（1次冷却水）は沸騰することなく加熱され高温水となり蒸気発生器に導かれる。この高温の冷却材は蒸気発生器において別の水（2次冷却水）に熱を伝えてこれを蒸気に変え、発電機のタービンを駆動させる。

改良型 BWR (Advanced Boiling Water Reactor : ABWR)

従来の沸騰水型軽水炉（BWR）より一層の信頼性、安全性の向上、稼働率・設備利用率の向上、廃棄物量の低減、運転性・保守性の向上及び経済性の向上を目指した炉。改良設計された主要設備は、インターナルポンプ、改良型制御棒駆動機構、主蒸気流量制限器、非常用炉心冷却設備、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器、タービン、湿分分離加熱器、デジタル技術及び新型中央制御盤等。

改良型 PWR (Advanced Pressurized Water Reactor : APWR)

官民共同の第3次改良標準化計画の成果をもとに、従来の加圧水型軽水炉（PWR）の運転・保守の経験及び最新技術を取り込んで集大成し、安全性と信頼性の向上、稼働率の向上、運転性・保守性の向上、被ばく低減、経済性向上等を目指して開発が進められた炉である。

確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) (Probabilistic Safety Assessment : 「PSA」ともいう)

ある活動の結果を確実に予測できない状態、あるいは活動に伴って不測の結果が発生する可能性がある状態をリスクという。確率論的リスク評価とは、発生する可能性のある様々な事象について、その被害の大きさと発生確率を考慮してリスクを評価すること。原子力施設の安全評価、薬物汚染の環境や食品への影響に対するリスク評価のみならず、株や投資に至るまであらゆる分野で確率論的リスク評価は利用されている。

原子力プラントの確率論的リスク評価では通常運転・安全防护に関する設備を個々の機器レベルまで分解し、起こり得る事故シナリオ及びその発生頻度を調べ上げプラント全体のリスクを算出している。個々の機器に発生する偶発的な故障に起因するリスクの算出は、内的事象 PRA と呼ばれその評価結果は妥当性が高いとして広く認知されている。しかし、地震、津波、火災、テロ等外部的な要因によるリスクについては、起こり得る事故シナリオが複雑・多岐にわたるため評価手法は十分確立したものとはなっていない。

過酷事故 (Severe Accident) (「重大事故」「シビアアクシデント」ともいう)

設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象をいう。原子炉の場合には特に炉心損傷事故ともいう。過酷事故の重大さは損傷の程度や原子炉格納施設の健全性の喪失の程度による。米国の TMI 事故及び旧ソ連（現ウクライナ）のチェルノブイリ事故は過酷事故に相当する。また、過酷事故への拡大防止対

策及び過酷事故に至った場合の影響緩和対策をアクシデントマネジメントと呼んでいる。

グレーディッドアプローチ

段階的手法、段階的アプローチ。安全規制の中では、等級別という形で訳されている。例えば、核爆発装置の原料とならない放射性物質は核物質に比べ潜在的危険性は低いと考えられるため、防護の水準は核物質とは異なる。防護すべき対象が持っている潜在的危険性を何段階かに区分をして、その区分に対応して、防護機能体系が有すべき防護の水準を、対象の特徴による想定される脅威の達成の困難性等を考慮しながら設定していく。

原子力発電運転協会（Institute of Nuclear Power Operations : INPO）/世界原子力発電事業者協会（World Association of Nuclear Operators : WANO）

INPO は、1979 年（昭和 54 年）3 月の TMI 事故が契機となって原子力発電所の安全性及び信頼性の向上のための支援組織として 1979 年（昭和 54 年）12 月に米国の原子力発電事業者により非営利法人として設立され、10 ヶ国以上の海外の電気事業者が加盟し、プラント評価活動、訓練計画の評価・認定、事象解析、緊急時対応等への支援、世界規模のコンピュータ・ネットワークによる情報の交換等の活動を展開してきている。その後、1986 年（昭和 61 年）4 月に発生したチェルノブイル原子力発電所の事故を契機として、東側の事業者を含めた全世界的な原子力情報交換組織の設立の動きが起こり、1987 年（昭和 62 年）WANO の構想が提唱され、世界の原子力発電事業者が相互の切磋琢磨と交流により原子力発電所の運転の安全性と信頼性を高めることを目的に 1989 年（平成元年）5 月に設立された。

（１）原子力事業者間の運転情報の交換（２）原子力発電所の運転データの収集と運用（３）重要事象に関する情報の周知（４）原子力発電所で発生した事象を分類、解析し、得られた教訓の周知徹底（５）ワークショップ、セミナー及び技術訪問の実施（６）会員相互の技術面及び制度面での支援（７）国際機関との協力等の活動を行っている。WANO の組織は、原子力事業者中心の 130 の組織による総会、理事会、調整センター、地域センターから構成される。

原子力工学試験センター（Nuclear Power Engineering Center : NUPEC）

原子力発電技術機構（Nuclear Power Engineering Corporation : NUPEC）

原子力工学試験センターは 1976 年（昭和 51 年）に設立された財団法人。1992 年（平成 4 年）4 月に原子力発電技術機構と改称。NUPEC は、原子力発電用機器等の安全性・信頼性を実証する各種の工学試験、安全解析、情報の収集・分析等の他、広く一般に正確な情報を提供する広報活動を行った。工学試験は、多度津工学試験所、勝田工学試験所等で実施され、多度津工学試験所には、世界最大の大型高性能振動試験台設備が備えられて耐震実証試験が行われた。2003 年（平成 15 年）に独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）の設立に伴い、安全規制に関連した事業が JNES に移管され、また、耐震実証試験も 2005 年（平成 17 年）3 月に終了し、残る事業を財団法人エネルギー総合工学研究所が継承して、2008 年（平成 20 年）3 月に解散。

黒鉛減速炭酸ガス冷却炉

核分裂に伴って発生する高速中性子を熱中性子に減速するための減速材として黒鉛を用い、原子炉炉心における発生熱を二酸化炭素によって冷却する原子炉をいう。二酸化炭素（炭酸ガス）冷却型炉には、英国で最初に実用化された発電用マグノックス炉（GCR；天然ウラン金属燃料）、それを改良した改良型ガス炉（AGR；低濃縮ウラン酸化物燃料）がある。

国際原子力情報システム（International Nuclear Information System：INIS）

国際原子力機関（IAEA）加盟国と関連国際機関との協力により、原子力の平和利用に関する科学技術情報の流通を国際的に促進するために1970年（昭和45年）に発足した組織で、現在、INISには128ヶ国24国際機関が参加しており、参加国から提供された原子力文献情報は約350万件（2013年（平成25年）2月現在）である。チェルノブイリ原子力発電所の事故に関しては、約2万件の文献を集約したCD-ROMを作成した。

シュラウド（Shroud）（「炉心シュラウド」ともいう）

沸騰水型軽水炉（BWR）の炉心支持構造物の1つで、炉心部を構成する燃料集合体や制御棒を内部に収容する円筒状の構造物（直径4～5m、高さ7～8m、厚さ3～5cmのステンレス鋼製）である。炉心内の上向きの冷却材流とその外側の環状部を下向きに流れる再循環流とを分離し、気水分離器、蒸気乾燥器等の原子炉圧力容器内構造物等を機械的に支える役割を果たしている。炉心シュラウドのひび割れ事象に対して、2002年（平成14年）12月に電気事業法等の改正が行われ健全性評価制度（原子力発電設備にひび割れが生じた場合に、その設備の健全性を評価するための手法をルールとして明確にしたもの）が2003年（平成15年）10月から施行されている。

深層防護（Defence in Depth）

原子力施設の安全対策が多段階にわたって設けられていることをいう。深層防護は、次の5段階からなる。第1段階は、安全確保のための設計で、異常の発生を防止するため、安全上余裕のある設計、誤操作や誤動作を防止する設計、自然災害に対処できる設計の採用、第2段階は、事故拡大防止の方策であって、万一異常が発生しても事故の拡大防止のため、異常を早く発見できる設計、原子炉を緊急に停止できる設計、第3段階は、放射性物質の放出防止の方策で、万一事故が発生しても放射性物質の異常な放出を防止するための原子炉格納容器や緊急炉心冷却装置（ECCS）、第4段階は事故の進展防止、過酷事故の影響緩和等のプラント状態の制御、第5段階は放射性物質の放出による放射線影響の緩和である。

水素爆発

容積比で水素2と酸素1の混合気体を爆鳴気といい、火源の存在によって爆発的な燃焼

を起こす現象を水素爆発という。チェルノブイリ事故や福島原子力事故等、核分裂反応を利用する原子力発電所の事故（冷却機能の喪失）により起きた爆発は、燃料被覆管のジルコニウム合金が高温の水蒸気と反応して水素が発生し、次いで水素が酸素と反応して爆発したものである。

設計基準事故（Design Basis Accident : DBA）

公衆の健康と安全を確保するため、原子力施設の諸設備、系統に対し、設計条件を定めるために、あるいは設計を評価するために想定した事故。この設計基準事故の想定においては、一定の規則に従って機器の破損や故障の発生を仮定して組み合わせる。また、原子力施設において生じ得る無数の異常あるいは事故の経過と結果をこの少数の想定事故例で包絡できるように、起因事象、途中経過等が定められる。原子力施設設置許可申請書に記載されている各種の事故は、概ね設計基準事故である。

ターンキー契約

原子力発電プラントを含め各種の産業プラントを建設する場合に、設計から建設、試運転に至るまで、全てを一括して企業一社あるいは企業連合が責任を持って請負いプラントを建設し、試運転後プラント所有者に引き渡される形の契約。プラント所有者が、かぎ（キー）を回せば（ターン）全ての設備が稼働するので、プラント建設に関する多大な労力が省かれる。この方式によるプラントの建設は開発途上国への協力において通常採用されている。

バックフィット（Back Fit）

最新の技術的知見を取り入れた新しい基準に適合するよう、古い基準によって認められた既存の政策や設備等を更新・改造すること。

沸騰水型軽水炉（Boiling Water Reactor : BWR）（「沸騰水型原子炉」ともいう）

米国ジェネラルエレクトリック（GE）社が開発した軽水減速、沸騰軽水冷却型の原子炉。加圧水型軽水炉（PWR）と合わせて軽水炉と総称される。また、熱中性子炉（主に熱中性子による核分裂反応を利用する）の一種である。低濃縮ウランを燃料とするが、ウラン－プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料も利用できる。炉心で発生した熱を除去する冷却水が原子炉容器内で沸騰した状態で炉外へ取り出され、その蒸気で直接タービンを回して発電する。この構造は火力発電と同様であり、2次冷却系を持つPWRに比べてシステムは比較的単純であるが、原子炉冷却水は放射化されていてタービン系機器の保守管理に被ばくが伴うので放射線遮へいが必要とされる。

ベント（Vent）

原子炉で、原子炉格納容器内の圧力が異常に上昇した場合に、内部の気体を排出し、圧力を降下させること。ウェットベント：原子炉格納容器内の圧力を降下させるために圧力

抑制プールを通して排気を行うこと。放射性物質が水に吸着されるため、外気への漏出を抑えることができる。ドライベント：原子炉格納容器内の圧力が急上昇し緊急を要する場合に、格納容器内の空気を、圧力抑制プールを通さずに外部へ直接排出すること。格納容器内の放射性物質がプールの水で除染されず放出されることになるが、格納容器の破壊を回避するためやむを得ず行われる。

預託実効線量

預託線量は放射性物質摂取後、体内からなくなるまでの総被ばく線量を、体内摂取時に被ばくしたものと見なす線量として定義される量で、単位は Sv である。実効線量（全身に換算した被ばくの影響）で評価する時は預託実効線量という。実効線量（E）は、放射線被ばくによる各臓器または身体組織に対する確率的影響の程度を表すための量であり、 $E = \sum WT \cdot HT$ で表される。ここで、HT は対象臓器または組織 T の線量、WT は対象臓器または組織 T の荷重係数（生殖腺では 0.20、骨髄（赤色）、結腸、肺、胃では 0.12、膀胱、乳房、肝臓、食道、甲状腺、残りの組織・臓器では 0.05、皮膚、骨表面甲状腺では 0.015）である。内部被ばくでは、放射線源が体内に存在する限り被ばくが継続するので、被ばく期間が特定されていなければ放射線作業従事者の就業期間を 50 年として、放射性物質摂取後 50 年間に受ける実効線量を使用する。乳幼児や子供では摂取時から 70 歳までの総線量とする。なお、国際放射線防護委員会（ICRP）の 1990 年（平成 2 年）勧告の法制度化以降、預託実効線量当量は預託実効線量に統一された。

ROSA 試験 (Rig of Safety Assessment Project)

冷却材喪失事故試験装置（ROSA）を用いて実施された一連の試験をいう。ROSA 試験は、1970（昭和 45）年度から今日まで大きく 5 期の計画からなる。ROSA-I[1970 年度～1973 年度（昭和 45 年度～昭和 48 年度）]では容器単体からの冷却材喪失過程の実験、ROSA-II[1974 年度～1977 年度（昭和 49 年度～昭和 52 年度）]では PWR（加圧水型軽水炉）システムを、ROSA-III[1978 年度～1982 年度（昭和 53 年度～昭和 57 年度）]では BWR（沸騰水型軽水炉）システムを各々模擬した LOCA-ECCS 試験を実施し、ROSA-IV[1980 年度～1992 年度（昭和 55 年度～平成 4 年度）]では小破断冷却材喪失事故の総合試験を行った。ROSA-V[（1991（平成 3）年度以降）]では、アクシデントマネジメントの実炉での有効性評価と安全性向上に役立てるための研究を実施してきた。

SAFE プロジェクト (Safety Assessment for Facility Establishment Project)

日本における原子力施設の安全研究プロジェクトであり、1963 年（昭和 38 年）から進められた軽水炉の冷却材喪失事故（LOCA）を対象とする。1970 年度（昭和 45 年度）以降、日本原子力研究所の ROSA 試験等に発展した。

<略語集>

ABWR : Advanced BWR、改良型 BWR
ACRS : Advisory Committee of Reactor Safety、原子炉安全諮問委員会
AEC : Atomic Energy Commission、(米国) 原子力委員会
ASME : American Society of Mechanical Engineers、米国機械学会
ALARA : As Low As Reasonably Achievable、合理的に達成可能な限り低く
BWR : Boiling Water Reactor、沸騰水型軽水炉
DBA : Design Basis Accident、設計基準事故
DG : Diesel Generator、ディーゼル発電機
ECCS : Emergency Core Cooling System、緊急炉心冷却装置
FVS : Filtered Venting System、フィルター付ベントシステム
GE : General Electric、ジェネラルエレクトリック
GHQ : General Headquarters、連合国軍最高司令官総司令部
HSSTP : Heavy Section Steel Technology Program、超厚鋼材工学計画
IAEA : International Atomic Energy Agency、国際原子力機関
IC : Isolation Condenser、非常用復水器
IGA : Inter Granular Attack、粒界腐食
INIS : International Nuclear Information System、国際原子力情報システム
INSAG : International Nuclear Safety Advisory Group、国際原子力安全諮問グループ
INPO : Institute of Nuclear Power Operations、原子力発電運転協会
JCO : 株式会社ジェー・シー・オー
JSME : The Japan Society of Mechanical Engineers、日本機械学会
LOCA : Loss of Coolant Accident、冷却材喪失事故
LOFT : Loss of Fluid Test、流体喪失試験
NUPEC : Nuclear Power Engineering Center、原子力工学試験センター
Nuclear Power Engineering Corporation、原子力発電技術機構
PRA : Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価
PSA : Probabilistic Safety Assessment、確率論的リスク評価または確率論的安全評価
PWR : Pressurized Water Reactor、加圧水型軽水炉
RCIC : Reactor Core Isolation Cooling、原子炉隔離時冷却系
ROSA : Rig of Safety Assessment、冷却材喪失事故試験装置
SAFE : Safety Assessment for Facility Establishment、施設設置安全評価
SCC : Stress Corrosion Cracking、応力腐食割れ
TMI : Three Mile Island、スリーマイル島
WANO : World Association of Nuclear Operators、世界原子力発電事業者協会
WH : Westinghouse、ウェスティングハウス

＜参考文献＞

- [1] 東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所の事故に伴う大気への放出量推定について（平成 24 年 5 月現在における評価）」、2012 年 5 月.
- [2] 東京電力株式会社、「海洋（港湾付近）への放射性物質の放出量推定について（平成 24 年 5 月現在における評価）」、2012 年 5 月.
- [3] 日本学術会議、社会のための学術としての「知の統合」推進委員会提言「社会のための学術としての『知の統合』－その具現に向けて－」、2011 年 8 月.
- [4] 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、今後何をなすべきか」、2013 年 3 月.
- [5] 日本学術会議、東日本大震災に対する第五次緊急提言「福島第一原子力発電所事故対策等へのロボット技術の活用について」、2011 年 4 月.
- [6] 日本機械学会、「東日本大震災合同調査報告－機械編－」、2013 年 7 月.
- [7] 日本学術会議、声明「科学者の行動規範－改訂版－」、2013 年 1 月.

＜参考資料１＞ 総合工学委員会原子力事故対応分科会審議経過

2011 年（平成 23 年）

- 11 月 16 日 日本学術会議幹事会（140 回）
総合工学委員会原子力事故対応分科会 設置
総合工学委員会原子力事故対応分科会委員決定

2012 年（平成 24 年）

- 1 月 27 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 1 回）
役員の決定、今後の進め方について
- 4 月 4 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 2 回）
各小委員会、関連活動についての経過報告について
- 7 月 3 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 3 回）
今後の議論の進め方について
関連学会、小委員会からの報告について
- 10 月 3 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 4 回）
今後の議論の進め方について
関連学会、小委員会からの報告について
- 11 月 21 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 5 回）
今後の議論の進め方について
関連学会、小委員会からの報告について

2013 年（平成 25 年）

- 1 月 7 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 6 回）
提言・報告のドラフト内容についての議論
- 3 月 11 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 7 回）
提言・報告のドラフト内容についての議論
- 4 月 23 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 8 回）
原子力事故対応分科会对外報告案の構成についての議論
- 5 月 28 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 9 回）
原子力事故対応分科会对外報告案についての議論
- 6 月 24 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 10 回）
原子力事故対応分科会对外報告案についての議論
- 7 月 29 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 11 回）
原子力事故対応分科会对外報告案についての議論
- 9 月 11 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 12 回）
原子力事故対応分科会对外報告案についての議論
- 10 月 24 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 13 回）
原子力事故対応分科会对外報告案についての議論
- 12 月 27 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 14 回）

原子力事故対応分科会対外報告案についての議論

2014 年（平成 26 年）

- 2 月 7 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 15 回）
原子力事故対応分科会対外報告案についての議論
- 3 月 5 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 16 回）
原子力事故対応分科会対外報告案についての議論
- 3 月 5 日 公開シンポジウム「安全な原子力であることの要件－福島原子力事故の
教訓－」
場所：日本学術会議講堂
- 5 月 14 日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第 17 回）
原子力事故対応分科会対外報告案についての議論
- 5 月 30 日 日本学術会議幹事会（第 193 回）
報告「東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓」について承認

＜参考資料 2＞ 発電用原子炉の開発と安全確保の経緯

日本及び諸外国における発電用原子炉の開発についての歴史的経緯を、安全確保の観点からまとめる。なお、歴史的経緯は主に、故内田秀雄東大名誉教授（元原子力安全委員長）の著書[1]及び米国機械学会（ASME）の福島原子力事故のタスクフォース報告書[2]を部分的に引用した。

（1）海外における原子炉の開発

原子炉は1945年（昭和20年）の第2次世界大戦直後から米国等戦勝国により原子力潜水艦等軍用艦動力用として開発が始まった。これを発電用に適用するための研究も各国で進められたが、世界初の原子力発電（100kWe）に成功したのは米国的高速増殖実験炉 EBR-1 で1951年（昭和26年）である。ソ連の原爆開発によって米国の一国支配が保てなくなったことを背景に1953年（昭和28年）12月に米国のアイゼンハワー大統領による国連での「原子力平和利用 Atoms for Peace」宣言がありこれにより発電用炉開発が国際的に活発化した。発電用炉としては大量の電力が必要な濃縮ウランを用いる軽水炉は米国が開発を行いその他の英国やソ連等は天然ウランを用いる炉の開発を目指した。

1954年（昭和29年）にソ連が黒鉛減速加圧水冷却炉を開発し、1955年（昭和30年）に米国が沸騰水型軽水炉 BWR の実験炉（BORAX）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（昭和31年）には英国の黒鉛減速炭酸ガス冷却のコールダーホール原子力発電所（45MWe）が運転を開始した。米国では軍用艦動力用として加圧水型軽水炉 PWR を開発し、1955年（昭和30年）に原子力潜水艦、1961年（昭和36年）に航空母艦が就役した。米国の最初の商用原子力発電所は、航空母艦用に製造された PWR を転用して1953年（昭和28年）に発注され1957年（昭和32年）に営業運転を開始した電気出力60MWe（1959年・昭和34年に90MWeへ出力増強）の Shipping Port 発電所である。また沸騰水型軽水炉の最初の商用原子力発電所は、1960年（昭和35年）に営業運転を開始した210 MWe の Dresden 発電所である。

このような開発過程において大きな事故も発生した。1つは1957年（昭和32年）英国ウインズケールのプルトニウム Pu 生産用原子炉の炉心溶融事故であり、「格納容器がなかったためヨウ素 I-131、セシウム Cs-137 等の放出となり、炉心溶融事故でのヨウ素の重要性、格納容器の必要性和放射性物質の放出対策の重要性」がその教訓となった。2つ目は1961年（昭和36年）に米国アイダホ国立研究所の海軍訓練用原子炉 SL-1 である。5本の制御棒のうちの1本を引き抜き核暴走事故となったもので、「反応度事故の解明と制御棒1本が炉心外に引き抜かれても炉心を臨界未満にできる設計余裕の必要性」が炉心設計上の教訓となった[1]。

米国は1946年（昭和21年）に原子力エネルギー法を制定し、原子力委員会（Atomic Energy Commission : AEC）を設置したが、当初原子炉の民間商用利用は許可されなかった。AEC は1947年（昭和22年）に原子炉安全保障委員会（Reactor Safeguard Committee、後の原子炉安全諮問委員会 Advisory Committee of Reactor Safety : ACRS）を設置し、

安全確保策の強化を目指した。

米国では当初、遠隔の広大な政府保留地に低出力工学試験炉が建設されたが、原子炉の大型化と住民居住地区近傍への立地に対する公衆の安全確保対策として、格納容器の設置による放射性物質放散抑制と非常用炉心冷却系の強化による非常時の炉心損傷事故の防止を重要対策として、最初の商用発電所である Shipping Port から格納容器が設置された。米国原子力委員会 AEC は安全性に関する 1956 年（昭和 31 年）の議会審議において、「起こりうる事故の認識・炉心溶融となるシビアアクシデント（過酷事故）の防止・格納容器の設置・核分裂生成物 FP の隔離によって公衆を守ることを言明した。具体的には、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のような工学的安全設備」が導入された[2]。

1957 年（昭和 32 年）には原子力損害賠償法制定に関連して議会に BNL（ブルックヘヴン国立研究所）による報告書 WASH-740 が提出されたが、これは「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とソースターム（放射性物質の種類と量）の評価」であり、1961 年（昭和 36 年）に発表された立地指針にも反映された[1]。このようにして、過酷事故発生防止と放射性物質拡散防止のための多重障壁（Multiple Barrier）・深層防護（Defense-in-Depth）の基本が確立されるとともに、最大想定事故としての圧力バウンダリー損傷にかかわる最大口径冷却配管破断や中小配管破断時の対応として、非常用炉心冷却系や格納容器冷却系等の工学的安全防護設備が備えられることとなった。

米国では商用原子炉の安全確保に関し多くの議論がなされた。1965 年（昭和 40 年）の WASH-740 の改訂版の結論の 1 つとして、大型炉の過酷事故では炉心溶融が圧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する、いわゆるチャイナシンδροーム問題が含まれていた。炉心溶融と格納容器破損が同時に起こるということで規制当局や産業界は議論し、大型炉の炉心溶融確率を下げるため緊急炉心冷却装置（Emergency Core Cooling System : ECCS）の強化へとつながり、また最も炉心溶融の可能性の高いものとして冷却材喪失事故 LOCA の重要性が指摘された。1966 年（昭和 41 年）に AEC と ACRS は ECCS 改良にかかわるタスクフォース（アーゲン委員会）を設置し、1968 年（昭和 43 年）にアーゲン報告書をまとめたが、大破断 LOCA の際の ECCS の改良要求とともに、格納容器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よう推奨した[1、2]。

1964 年（昭和 39 年）のロスアンジェルス郊外への PWR 設置申請での ACRS のレビューにおいて、津波対策が議論になった。申請者は格納容器が海面上 15m の高さで浸水しないこと、非常用電力系は妥当な高さに配置し水密構造とすること、非常用電源は十分な容量とすること等を説明し、委員会も十分と納得したが、非常用炉心冷却系が弱く、最終的には住民の反対もあって実現しなかった[2]。

原子炉圧力容器の大破損も問題とされ、1965 年（昭和 40 年）からオークリッジ国立研究所で国際的な大型プロジェクト研究 HSSTP（Heavy Section Steel Technology Program）を行い、圧力容器のような板厚の大きい鋼板は運転温度では急速破断を起こ

すことはない」と結論した。この結果が後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仮定の基礎となった[1]。さらに 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にした。品質管理に関しては、米国機械学会 ASME のボイラー压力容器規格に原子炉压力容器の節を加え、压力容器の供用中検査プログラムを増強した。破損防止に関しては、ECCS にかかわる基準を示した[2]。

(2) 日本における原子炉の導入と建設

日本は第2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、広島・長崎での原爆による被爆を受け、戦後その主要な研究施設は進駐軍により破壊された。また実質的には何もしなかったとはいえ、原子核物理学者が戦争中に軍への協力をしたということで核兵器開発へつながる研究への反対感情も強かった。1951年（昭和26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（昭和27年）には日本学術会議で原子核物理研究の促進にかかわる茅・伏見提案があったが、広島大学三村教授による涙の演説もあり、核兵器研究につながるという危惧から賛同者が少なかった。1953年（昭和28年）12月のアイゼンハワー大統領による原子力平和利用宣言があつて政治が先に動いた。

日本では1954年度予算に原子力予算が組み込まれて原子力の平和利用が開始された。この年には久保山愛吉氏がビキニ環礁で被災して亡くなられたが、日本学術会議は「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。原子力留学生の米国への派遣や大学・産業界における勉強が開始されたが、同年には既に核反応と原子炉の原理に関する本も出版された。1955年（昭和30年）に原子力基本法、原子力委員会設置法、原子力局設置にかかわる改正法の原子力三法が成立した。日本学術会議の3原則は原子力基本法に盛り込まれ、超党派での賛成であった。エネルギーの厳しい時代であり、今後の有力なエネルギーということで特に大きな問題はなかった。また日本原子力研究所（原研）が財団法人として設置され1956年（昭和31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 が1957年（昭和32年）には臨界に達した。ウラン鉱床が人形峠で発見され1956年（昭和31年）に原子燃料公社が設置された。1958年（昭和33年）には原子力委員会に原子炉安全専門部会（後の原子炉安全審査専門部会）が設置されたが、1961年（昭和36年）には法律で制定される原子炉安全専門審査会となった。原研が米国から導入することになった動力試験炉 JPDR（15MWe の沸騰水型軽水炉 BWR）が同審査会の最初の動力炉安全審査案件であった。JPDR は1963年（昭和38年）に日本で最初の原子力発電に成功した。

民間の動きも活発で、1957年（昭和32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（昭和33年）に166MWe の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。このコールダーホール型炉には十分な耐震設計がなされておらず、また本格的な格納容器もない炉であった。日本では関東大震災を経験して耐震技術も進んでおり、それらをベースに燃料体の設計変更を行い、また格納容器の代替と熱交換器からの直接ガンマ線

遮へい強化のためのコンクリートでの覆い、米国の安全確保の考え方を参考に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、緊急炭酸ガス冷却系等を追加した。近くの米軍爆撃演習場問題（模擬爆弾の原子炉施設への誤投下）も演習場の移転要望を出すことで決着した[1]。この発電所は1959年（昭和34年）に設置許可が出され、1965年（昭和41年）に初発電に成功し1966年（昭和42年）より営業運転を開始した。

耐震設計は1958年（昭和33年）に通産省に設置された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（昭和36年）に原子炉の耐震設計技術基準（案）がまとめられたが、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力の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、許容応力等について規定しており、その後の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東京電力（東電）等各電力会社で1960年（昭和35年）頃より検討された。米国では、熱出力55MWの小型PWRを用いた冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident : LOCA）の実験を行うLOFT（Loss of Fluid Test）計画がアイダホ国立研究所で進められ1963年（昭和38年）にAECの認可を受けた。当初の計画は実炉の1/50縮尺の装置でLOCA現象とその際のヨウ素等の放出挙動を調べる目的であったが、その後大幅な装置変更等もあって、実際の実験は1976年（昭和51年）以降であった[1]。1962年（昭和37年）にLOFT計画の情報が入ると、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にSAFE（Safety Assessment and Facilities Establishment）プロジェクト小委員会が設けられた。LOFTと異なり工学的後備安全防護装置（非常用炉心冷却系や格納容器等）の研究を目的とし、日本が軽水炉導入を決定する前の1963・1964年（昭和38・39年）に国の研究費を受けて世界に先駆けて非常用炉心冷却系（炉心スプレイ）や格納容器冷却系（格納容器スプレイによる冷却とヨウ素除去効果）、格納容器の機密性（ケーブル等貫通部）等の工学的安全防護設備の有効性に関する研究を進め、アーゲン報告書に引用される等、世界的に高い評価を得る成果を得た[1]。

原子炉の導入当初の専門家は各分野の大学教官と産業界の技術者が中心であったが、短期間にもかかわらず原子力プラントの安全対策に懸命に取り組んだことがわかる。

日本ではこれらを踏まえて、加圧水型軽水炉PWRを米国のウェスティングハウス（WH）社から、また沸騰水型軽水炉BWRをジェネラルエレクトリック（GE）社から導入することとなった。1965年（昭和40年）に原電が敦賀1号（BWR）、1966年（昭和41年）には東電が福島第一1号（BWR）及び中国電力が島根1号（BWR）、1967年（昭和42年）に関西電力（関電）が美浜1号（PWR）と発注がなされ、敦賀1号は1970年（昭和45年）3月、美浜1号は1970年（昭和45年）11月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、米国の設計どおりに製作を行い、電力会社は運転のキーを回せばよいというものであって、設計図面どおりに製作することが安全確保上の条件でもあった。PWRは三菱重工が、またBWRは東芝と日立が製造の一部を請け負ったが、次のプラント

から順次これら日本のメーカーが主体的に製造を行うようになった。1970年代には2度のオイルショックでエネルギー対策が大変な時期であったが、20基の軽水炉が営業運転を開始して電力供給に貢献した。

日本が米国から導入して運転開始した原子力プラントは、しかし初期トラブル、特に応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking：SCC）等で苦勞した。1963年（昭和38年）に運転開始した自然循環冷却のJPDRで1966年（昭和41年）に圧力容器上蓋内面のステンレス肉盛部にヘアクラックが発見され、さらに1972年（昭和47年）に改造して強制循環にしたJPDR-2で炉心スプレイ系ノズルにSCC貫通亀裂が発見された。商用発電炉でのSCC問題や溶接部熱影響部の鋭敏化問題は米国で最初に問題になったが、日本でも同様にBWRの再循環系及び炉心スプレイ系配管等にSCCや熱疲労割れ、そしてPWR制御棒案内管の支持ピン等にもSCCが発見された。これらに対して材料の変更や溶接の入熱量制限等で対処した。また1972年（昭和47年）のPWR美浜2号炉を皮切りに蒸気発生器（SG）伝熱管にピンホールができる伝熱管減肉問題が発生した。水質管理を変更することにより事実上解決したが、その他粒界腐食（Inter Granular Attack：IGA）の発生もあり、後に蒸気発生器の取替えが実施されるようになった[1]。

当初のプラントはこのような損傷問題で苦勞し、そのための対策を行ったがプラント稼働率も50～60%と低かった。そこで1975年（昭和50年）から1980年（昭和55年）にかけて通産省のプロジェクトとして、PWRとBWRにつき第1次及び第2次改良標準化として信頼性・作業性や稼働率の向上を目指した改良と日本型とも呼ばれる標準化が行われた。1976年（昭和51年）には原子力工学試験センター（Nuclear Power Engineering Center：NUPEC、後の原子力発電技術機構、Nuclear Power Engineering Corporation：NUPEC）が設置され、通産省の原子力発電信頼性実証試験の実施母体となった。NUPECには1982年（昭和57年）に多度津に耐震用1000ton. g振動台が設置されて大型機器の振動試験が行われ、さらに1980年（昭和55年）に原子力安全解析所が設置されて安全解析を行い、1984年（昭和59年）には原子力発電安全情報研究センターが設置されて運転記録・保守管理の資料集積を行った。これらの活動もあり、1980年代に入ってプラント稼働率は次第に向上した。さらに、1981年（昭和56年）から1985年（昭和60年）にかけて第3次改良標準化としてABWR（改良型BWR）とAPWR（改良型PWR）の開発が行われた。米国の軽水炉は1973年（昭和48年）までに基本的な開発とプラント発注がほぼ終わって建設段階に入っていたこともあり、この両プラントはデジタル制御システム等の新しい技術を盛り込んだ最新プラントであって日本の技術力の向上に貢献するとともに技術者に自信を与えるものであった。

1980年代の日本の軽水炉は16基が建設され、ABWR・APWRの開発もあり、TMI事故やチェルノブイリ事故のような過酷事故の発生はあったが、電力・メーカーともに大変自信を持った時代であった。トラブル等の対処においても原子力を最初から見てきた第一世代の大学教授や技術者・研究者がしっかりと対応した。しかし、軽水炉が実証された技術ということで原研の軽水炉安全研究が大きく減って基礎科学指向となり、安全確保を見る専門家の弱体化へと進み、また順調な経済成長が原子力工学科への学生の人気の

減少をもたらし、学科名の改称等が行われることにもなった。軽水炉はその後、1990 年代に 15 基、2000 年代に 5 基が建設された。

(3) 安全確保と規制

米国原子力委員会（AEC）は軽水炉の安全確保のための指針・基準類を制定した。日本は発電用原子炉の導入において、規制の面でもこの米国の状況を学びつつ、1964 年（昭和 39 年）に立地指針、1970 年（昭和 45 年）に安全設計審査指針（1977 年・昭和 52 年に改訂）というように指針・基準類を作った。これら指針類の多くは米国の指針の翻訳に近かったが、米国の指針を参考に日本の状況を考慮して作られたものもある。

原子炉の安全性における重要な対策は、格納容器の設置による放射性物質放散抑制と非常用炉心冷却系の強化による非常時の炉心損傷事故の防止である。後者における最大の課題は、冷却水配管破断による冷却水喪失（LOCA）による炉心損傷であり、大口径配管破断時の非常用炉心冷却系（ECCS）の能力と燃料棒の冷却特性が最大想定事故としての課題であって、SAFE プロジェクト研究はその解明にかかわるものであった。日本の軽水炉安全研究はその後原研に引き継がれ、1970 年（昭和 45 年）から冷却水喪失時の炉心冷却挙動にかかわる試験装置 ROSA シリーズにより大型試験が開始された。

米国では LOFT 計画を進める上で、1966 年（昭和 41 年）より、その予備実験としてセミスケール（Semiscale）実験と呼ぶブローダウン実験を進めていた。ところが冷却系が 1 ループであったことと、発熱長が短かったことが主原因で冷却効果がうまくいかなかった。AEC は ECCS に不具合のあることを認めて ECCS 暫定基準を発表し、1973 年（昭和 48 年）12 月に確定した。その要点は、「ECCS の機能は、いかなる LOCA に対しても、燃料棒の熔融・大きな破損を防止し、炉心の長期冷却を可能にし、金属－水反応によって発生する水素の量が格納容器の健全性を損なわないものであること」である。この実験では、炉心と注入水との熱流体力学的現象、スチームバインディング、チャギング現象、炉心バイパス等の重要な現象の一端が判明し、これを契機に ECCS 研究が一層推進されることになった。LOFT 計画は 1976 年（昭和 51 年）に実験装置ができ上がった。大型 4 ループ PWR を寸法比で 1/4 にして、破断模擬部や ECCS 等を持つ装置で、非核試験から初めて、核加熱試験も行われ、1979 年（昭和 54 年）の TMI 事故後は中小配管破断試験等も行われた。最初は米国 AEC の計画としてスタートして各国が参加したが、1983 年（昭和 58 年）からは OECD の国際共同研究として実施され 1989 年（平成元年）に終了した[1]。

この ECCS 問題は日本では原研の安全研究の促進にもつながり、ROSA 研究は、高温高压冷却水の流出挙動（ROSA-I）、PWR の LOCA・ECCS 挙動（ROSA-II）、BWR の LOCA 挙動（ROSA-III）、へと進んだ。1976 年（昭和 51 年）からは日本・米国・西ドイツの 3 国協力研究として、LOCA により過熱した燃料棒へ ECCS が注入された時に起こる再冠水過程を研究する大型再冠水効果実証試験が行われた。さらに 1976 年（昭和 51 年）から反応度事故にかかわる原子炉安全性研究炉 NSRR による LOCA 時の燃料損傷実験や反応度投入時の燃料棒挙動実験が行われた。これらの研究により原研では安全分野の専門家が育成

されるとともに、研究成果は国際的に大きな貢献をした。その研究成果は国の規制へ活用され、またそこで育成された研究者が規制機関へ技術的支援を行うようになった。

日本の ECCS 指針は米国の基準を参考に作成され、暫定基準を経て 1975 年（昭和 50 年）に原子力委員会の指針となった。この「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」では、LOCA 事象の安全解析を行い、定められた審査基準を満足しなければならないとし、その基準として、①燃料被覆管温度の計算値の最高値が 1,200℃以下であること、②被覆の酸化量の計算値は被覆管厚さの 15%以下であること、③炉心の水素発生量が十分低いこと、④崩壊熱の除熱が長期間にわたって行えること、である。

一方、1974 年（昭和 49 年）の原子力船「むつ」の洋上での出力上昇試験中の放射線漏れは、日本の規制体制にも影響を及ぼした。8 月 25 日に大湊港を出航した「むつ」は初期臨界試験中の 9 月 1 日に放射線漏れを起こし、漁民等の反対による 1 ヶ月半の漂流の後に帰港した。政治的解決策として地元対策費の支払いが決定されたが、これが地元対策費の始まりであり、原子力発電所にも及ぶようになった。さらに原子力プラント建設や運転等に対する地元了解が慣例化して優先事項となったが、世界的には異例の慣習となった。放射線漏れ対策で設置された調査委員会は、安全審査体制と安全規制行政組織の再検討の必要性を示した。そこで原子力行政懇談会が設置されて検討がなされ、安全行政の一貫化を図り、安全確保の中心となる原子力安全委員会を独立して設置するという報告がなされた。1975 年（昭和 50 年）に米国原子力委員会が原子力規制委員会（NRC）とエネルギー研究開発省へ分離されたこともあり、1978 年（昭和 53 年）10 月に原子力安全委員会が原子力委員会から独立して設置され、原子力発電所設置における通産省の審査をダブルチェックで審査する体制となった。この原子力安全委員会設置の半年後に TMI 事故が発生した。

米国では 1970 年代に入る頃より原子力発電の安全問題と環境問題への対処に関する議論もあり、AEC は 1972 年に報告書 WASH-1250 のドラフト、翌年に最終報告を発表した。原子力施設の構造・安全確保方法・安全規制等、原子力開発における安全問題に関する広範な内容をまとめたもので、多重防護を基本とする安全設計思想、設計基準事故評価等を述べている。また、ALARA（As Low As Reasonably Achievable）の概念を取り入れ、特に便益とリスクに関する確率論的評価を含めた基本的事項が論議されており、米国・日本等各国の安全確保の教科書的存在となった[1]。

WASH-1250 への回答の意味もあって、ラスムッセンにより原子力発電所の確率論的リスク評価（PRA）が報告書 WASH-1400 としてなされ、1974 年（昭和 49 年）にドラフト、1975 年（昭和 50 年）10 月に最終報告が出された。これは原子力プラントのリスクを確率的に評価したもので、その考え方は以前からあったが、原子炉施設のような大規模なものにはコンピュータの駆使と資金が必要であって、これが最初の組織的研究であった。ルイス委員会による再評価報告も TMI 事故の前の 1978 年（昭和 53 年）に出たが、ラスムッセンの確率論的評価手法の骨格の妥当性を認めた上で絶対値は不確定性が多いが事故の相対的評価には意義があるというものであった[1]。

原子力の安全を常に真剣に議論し、深く考えていく米国の姿勢は大変重要である。

(4) TMI・チェルノブイリ事故と過酷事故

1979 年（昭和 54 年）3 月に米国において炉心溶融となった TMI 事故が発生した。TMI 2 号原子炉は B&W 社製の PWR で、2 次給水系の故障に端を発し、主給水系がトリップし、さらに補助給水系が誤って閉であったために給水全喪失となった。さらに、加圧器の安全弁が開いたまま固着したことに運転員が気がつかなかったため、小さな開口からの冷却水喪失事故と同じことになり、運転員の操作の誤りもあって炉心上部が露出して燃料棒の破損溶融という大事故となった。この事故は、それまでの最大想定事故を中心に対策を施してきた安全対策に影響を与えた。

NRC はタスクフォースを設けて検討し、1979 年（昭和 54 年）に短期的に反映すべきことを報告書 NUREG-0578 にまとめた。1 つは、事故時に格納容器内で水素ガスの燃焼爆発が何度かあったことの反映として、BWR の Mark-I 及び II 格納容器の不活性化、外部再結合器の設置等である。さらに、運転員訓練要件の厳格化、プラントシミュレータの利用促進、制御室・計装系の再評価、常駐検査官プログラムの拡大、等があげられて、順次実行された。

またラスムッセン報告には「最大口径配管の破断想定よりは小破断の方が確率的に大きなリスクとなり得る」ということが含まれている。これは小破断相当から始まった TMI 事故に相当するものであった。これにより PRA の有効性が認められ日本でも PRA 手法による安全（リスク）評価が推進されるようになった。

TMI 事故は日本の原子力安全委員会の設置半年後の事故であったが調査委員会を設置し、日本の原子力安全確保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 項目の摘出を行った。これを受けて適用可能なものから「安全研究年次計画」での実施、機器系統の重要度分類等の指針策定、事故時の環境放射線・原研の放射能の予測システム SPEEDI 計画、運転員の教育訓練の強化と資格制度、中央制御盤の改良等が進められた。また小破断 LOCA、水素発生・燃焼問題、ソースターム（ヨウ素・セシウム等の放射性物質の核種・量・形態）、過酷事故、確率論的リスク評価（PRA）、アクシデントマネジメント（AM）、ヒューマンファクター等の研究に拍車がかかった[1]。また、1979 年（昭和 54 年）11 月には、日本学術会議と共催でシンポジウムを開催した。しかし過酷事故対応問題はこの時点では大きくはならなかった。

1986 年（昭和 61 年）4 月にソ連チェルノブイリ原子力発電所 4 号炉において過酷事故が発生した。この原子炉は黒鉛減速軽水冷却の圧力管型炉で、プルトニウム生産炉を発電用に設計変更したものである。この事故で広範囲に放射性物質が放出されたが、「特に半減期の長い Cs-137 が土に浸透して草類等に吸収され、トナカイ・羊の体内に進入する食物連鎖により、それらを常食とする北欧・英国等で大きな社会問題となった。このことから過酷事故時の放出放射能は、ヨウ素よりセシウムが重要」とであるという教訓が得られた[1]。

TMI 直後からの提言に基づき、国際的に重要性を持つ安全目標・過酷事故・ソースターム等の原子力安全問題について議論するため、1985 年（昭和 60 年）に IAEA に INSAG（International Nuclear Safety Advisory Group）が設置されたが、その直後にチェ

ルノブイリ事故が発生した。INSAG はチェルノブイリ事故に関する報告書をまとめ 1986 年（昭和 61 年）9 月の特別総会に提出したが、これが INSAG-1 となった。さらに全ての国の原子力発電所に共通の安全原則を定める必要性から、1988 年（昭和 63 年）に INSAG-3 が発表された。これには、「①安全の達成には原子炉の設計・製造・建設・試験・運転・保守管理、安全規制等に関係する全ての人に「安全の意識（Safety Culture）」が行きわたることの必要性、②基本原則として、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 3 原則を立てること、③事故が起こった時の事故管理（Accident Management）の重視、が述べられている。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 10^{-5} /炉年以下を達成可能であり、また事故管理（AM）と影響緩和対策によって、大量の放射性物質の放出の可能性はそれより 1 桁小さくできる、とする安全目標」が掲げられた[1]。

「ある国の原子炉施設の隣国に及ぼす安全問題」が EC 諸国間で問題提起されたが、TMI 事故後一層実質感を持ったものになった。オランダは、近い国のスウェーデンの Basebeck 発電所の安全について不安を持っていた。そのこともあり、スウェーデンでは TMI 事故直後から、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（Filtered Venting System：FVS）の開発が進められ、1982 年（昭和 57 年）に同発電所に設置することが決定された。このシステムは、過酷事故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している。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が、ハードウェア対策として各国に先鞭をつけるものであった[1]。

チェルノブイリ事故後 FVS 設置の議論が国際的に盛んになり、西ドイツ・フランス両国はそれぞれ独自の研究による FVS 設置を事業者に推奨した。FVS は格納容器内の圧力が過大となる事象のみに有効であり、過酷事故全てに有効というものではない。米国では、1989 年（平成元年）に事故で放出されるヨウ素・セシウムを格納容器圧力抑制室のトーラス水を潜らせて除去するため、Mark-I 型 BWR のトーラス空気層をベントする方式（フィルターなし、強化ベントという）を採用することの検討を各発電所ごとに確率論的リスク評価の中で行うことを勧告した。フランスでは砂フィルターを使用したベントシステムが 1989 年（平成元年）までに整備された。ドイツでは自主整備とはいえ、大部分の既存の原子力発電所に格納容器ベンディングシステム（ベンチュリスクライバー及び金属メッシュフィルターで CsI を除去）が整備された。その他過酷事故対策として、米国ではアイスコンデンサー型 PWR に水素イグナイターの整備等がなされた[1]。

1986 年（昭和 61 年）のチェルノブイリ事故の発生を受けて、日本も積極的に過酷事故対応を行うことになり 1987 年（昭和 62 年）に原子力安全委員会は共通問題懇談会において、確率論的リスク評価を含む過酷事故対応の検討を、また通産省は NUPEC において可燃性ガス（水素）の格納容器内での混合分布挙動（主に PWR）や、燃焼挙動、放射性物質の格納容器内への捕集特性、格納容器の破壊限界等の研究を開始した。1992 年に原子力安全委員会は「事業者はアクシデントマネジメント（AM）を自主的に整備して万一の時に的確に実施するよう強く奨励する」との方針を出した。これは規制要件ではな

いが、規制行政庁や原子力安全委員会は事業者の実施状況をレビューしており、実質上規制事項に近い形で行われた。この当初の対応策は諸外国と比較して遜色はなかった。しかし、1995 年（平成 7 年）に OECD/NEA（経済協力開発機構原子力機関）の原子力規制活動委員会において過酷事故対応に対する国際的な統一見解が決定された。新設炉に対しては設計段階から対策を検討するが、特に格納容器の機能と AM の問題が重要であること、施設外防災対策は公衆防護の観点から重要であるが、将来炉においては施設外放出を制限することとなつて防災対策を現行より減らすことが可能であること、関連する安全研究と国際協力の推進が重要であること等の合意がなされ[1]、その後諸外国では規制への取り込みを進めた。日本では新設炉に対する過酷事故対応策としての民間自主基準案が 1999 年（平成 11 年）に作られたが、事業者の AM 整備の規制行政庁による最終的承認は 2002 年（平成 14 年）になってからであった。通産省の過酷事故研究予算も 1990 年代後半以降減少し、2000 年代に殆どなくなった。これにより若手研究者も育たず「過酷事故研究者は絶滅危惧種」と自嘲の言葉が出るほどであった。原子力安全・保安院が過酷事故の規制要件化を含めた検討を内的に開始したのは 2010 年（平成 22 年）に近くなってからである。原子力安全委員会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、2010 年度（平成 22 年度）に始めて独自の予算をとって原子力安全推進事業として実施した。その募集課題は「放射線影響分野」と「過酷事故分野」である。これら分野の弱体化を原子力安全委員会も強く危惧していたと考える。しかし 1 年を経ずして東日本大震災となり福島第一原子力発電所で過酷事故の発生となった。

(5) 事故・トラブル対応と安全確保策失われた 20 年

1990 年代に入って日本のバブルが崩壊し、また 1991 年（平成 3 年）には旧ソ連の崩壊があつてグローバリゼーションが進んだ。軽水炉は 1990 年代に 15 基が営業運転を開始したが、その中には東電柏崎刈羽原子力発電所の 6、7 号炉として 1996・1997 年（平成 8・9 年）に営業運転を開始した ABWR が含まれている。しかしこの時期には大きな事故・トラブルが続発した。

1989 年（平成元年）東電福島第二原子力発電所 3 号炉の再循環ポンプ水中軸受リング損傷事故、1992 年（平成 4 年）関電美浜発電所 2 号炉の蒸気発生器細管破断事故、1995 年（平成 7 年）動燃事業団の高速増殖原型炉もんじゅの 2 次冷却系ナトリウム漏洩事故、1997 年（平成 9 年）動燃事業団のアスファルト固化処理施設の火災爆発事故、そして 1999 年（平成 11 年）の JCO 臨界事故である。これらはそれぞれ重要な反省点を事業者・規制側にもたらしたが、同時に、以前なら事故・故障ということで専門家が原因究明を行って解決したと思われるものも、情報化社会の進展により社会的な問題となった。事業者や規制当局はその対応に不慣れで、その時その時の事故対応に追われて国際的にも進みつつあった過酷事故対策を含む本質的な安全確保対策が後回しとなって進まず、失われた 10 年といわれて 21 世紀に入った。

2001 年（平成 13 年）の中央省庁再編により、JCO 事故を踏まえた規制改革として原

原子力安全・保安院が経産省の特別の機関として設置され、失われた 10 年を取り返すべく努力が始まった。その年の 9 月 11 日に米国で同時多発テロが発生し、原子力発電所もテロ対象になるということで日本でも対応が始まった。しかし、一般見学者の原子炉中央制御室の見学が禁止される等、外部への情報漏れを厳しくし、さらに米国 NRC の対応処置情報も、これを受けた原子力・保安院の中で閉じられており、過酷事故対策にも適用可能な情報が発電所を含む外部に伝わることはなかった。

翌 2002 年（平成 14 年）8 月に東電の検査にかかわる不正、いわゆる東電問題が発覚した。このため自主検査となっていた検査項目を法定検査として国がチェックすることになり、原子力の安全にかかわる専門業務を行う支援機関としての原子力安全基盤機構の設置が半年早まって 2003 年（平成 15 年）10 月となった。さらに 2004 年（平成 16 年）8 月には関電美浜 3 号で 5 名の死者を出す 2 次系配管破断事故が発生した。この事故は 2 次系配管の減肉検査を長年行わなかったことから発生したもので、運転開始後 30 年を超えるプラントが続く中での寿命評価とともに高経年化プラント対策の重要性を知らしめるものであった。

原子力安全委員会は、PRA を活用したリスク評価の進展を見て、諸外国でも進む安全目標の検討を行うこととして 2000 年（平成 12 年）に安全目標専門部会を設置して審議を開始し、2003 年（平成 15 年）に中間取りまとめとして定性的目標案と定量的目標案がまとめられた。そして各施設がこれに適合するかを性能目標として検討して 2006 年（平成 18 年）に取りまとめた。ここでは内的事象と外的事象の両者を検討の対象としたがテロ等のリスクは対象外であった。そしてこの性能目標の適用に当たり、複数基立地における影響や地震等自然現象に伴う不確実さの考慮と PRA 技術向上を考慮すべき事項としてあげた。

耐震設計審査指針は 1981 年（昭和 56 年）に大きな改定がなされたが、1995 年（平成 7 年）の兵庫県南部大地震を受けて原子力安全委員会はその改訂の準備を進め、2001 年（平成 13 年）7 月に正式に審議が開始され 2006 年（平成 18 年）9 月に改訂された。2004 年（平成 16 年）12 月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用取水ポンプが使用不能になったことも審議に反映され、地震随件事象として施設周辺斜面の安定性評価と津波に対する安全評価が加わった。指針の改定から 1 年経たない 2007 年（平成 19 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。変圧器からの火災が注目されたが、地下の地質層の褶曲具合により地震波が曲げられて局部的に大きな地震波となること等の知見も得られた。これらを踏まえ火災対策・免震重要棟の設置等が教訓として事業者に指示された。事業者は耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震性のバックチェックと、新潟中越沖地震の教訓による設備の追加等を懸命に行った。柏崎刈羽原子力発電所ではバックチェック等の国の許可が出た段階で 7 基のプラントを順次立ち上げつつあり、2011 年（平成 23 年）3 月の福島原子力事故の発生時には、7 号、6 号、1 号に続く 4 基目として 5 号の運転が 2 月に始まったばかりであった。また浜岡原子力発電所 1、2 号はこの対応もあって 2009 年（平成 21 年）に廃炉の方針が出された。

東日本大震災では大津波を経験したが、以前には津波が重要なものという認識は専門家や国民の間でも低かった。計算技術の向上で解析ができるようになり、1990年代半ば以降関心がもたれるようになり、2003年（平成15年）の十勝沖地震や2004年（平成16年）のスマトラ沖地震による津波被害から特に関心を呼ぶようになった。産総研では2005年（平成17年）から2009年（平成21年）まで宮城県を重点に869年（貞観11年）の貞観地震による津波堆積物の調査を行った。この成果の国の評価が2010年度（平成22年度）に行われ、2011年（平成23年）4月に評価結果が公表される予定であった。

一方、諸外国を見ると、グローバリゼーションが進んだ今世紀に入り、発展途上国を含めて多くの国が原子力発電の導入・新設を考え、原子力リネッサンスと呼ばれるようになった。中国・インドはもとより、中東の産油国や長い間新設のなかった米国も将来のエネルギーを考えて原子力発電プラントを計画・建設しつつあり、最近米国でのシェールガス利用が進みつつあるがこの大きな流れは福島原子力事故後もそれほど変化はないといえる。

<参考文献>

- [1] 内田秀雄、『機械工学者の回想』、原子力安全研究協会、1997年11月.
- [2] ASME Presidential Task Force Report on Response to Japan Nuclear Power Plants Events, “Forging a New Nuclear Safety Construct”, The American Society of Mechanical Engineers, 2012.

＜参考資料3＞ 原子力の安全とリスクの考え方

ここでは、安全の考え方と原子力プラントへのリスク評価手法活用の経緯、日本におけるリスクに対する理解の現状について述べ、最後に原子力分野におけるリスク評価のあり方についてまとめる。

(1) 原子力プラントのリスク評価手法

安全は、「受容できないリスクがないこと」と一般に定義される。つまり安全であるとは、「起こる可能性のある事故の危険性が低いレベルに抑えられているように配慮されていること」といえる。ここでリスクとは「人間の生命や経済活動にとって望ましくない事象の不確実さの程度及びその結果の大きさの程度の組み合わせ」ということができる。安全の定義から考えて、高度な科学技術社会ではリスクを踏まえて安全対策を行うことが基本といえる。

人間の作った工学的なシステムには絶対安全は存在しないことが日本においても広く認識されるようになってきている。しかしリスク概念の定着とリスクに基づく対策は欧米では社会に浸透しているが日本では未だ十分とはいえない。

米国では原子力発電所あるいは原子力施設の安全をリスクの観点から定量的・科学的に検討する動きが 1970 年代中頃から始まった。ラスムッセン教授（米国マサチューセッツ工科大学）を主査とする原子力発電所の確率論的リスク評価（PRA）の研究が実施され、1974 年（昭和 49 年）にドラフト、1975 年（昭和 50 年）10 月に最終報告が出された[1]。これは原子力プラントのリスクを確率的に評価したものであったが、解析手法が妥当であるか、極めて稀な事象の評価が可能か、リスクを過小評価しているのではないか等の疑問が出された。ルイス委員会による再評価報告が 1978 年（昭和 53 年）に公表され [2]、その中で PRA 手法の骨格の妥当性を認めた上で確率の絶対値そのものには不確定性が多いが相対的評価には意義があるという結論が述べられた。TMI 事故が 1979 年（昭和 54 年）に発生し、ラスムッセン報告が TMI 事故に相当する小配管破断 LOCA が厳しい事態になる可能性があることを予測していたということで、PRA の有効性が認められるようになった。米国では規制に PRA が活用され個々の原子力プラントに対し PRA を実施し安全レベルを評価するとともに、安全性が不十分と判断された場合は設計変更等で対処するよう義務付けられてきている [3]。

このような米国の状況に対応して日本でも PRA 手法による安全（リスク）評価の議論がなされるようになった。原子力安全研究協会から「確率論的安全評価（PSA）実施手順に関する検討－レベル 1 PSA、内的事象－」が 1992 年（平成 4 年）に出され、日本原子力研究所、動力炉核燃料開発事業団、原子力安全基盤機構、電力各社、プラントメーカー等で PSA の手法整備・評価実施等が行われてきた。また、1992 年（平成 4 年）以降、アクシデントマネジメントの有効性評価、定期安全レビューにおける総合的な安全評価等において「リスク情報」が活用され始めた。2003 年（平成 15 年）11 月に原子力安全委員会が「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」を決定し、その中で規制行政庁・事業者に対する期待として、具体的な安全確保・安全規制の活動

への「リスク情報」を活用した原子力安全規制の導入について積極的な検討を始めた。日本原子力学会では各種の PRA 標準をまとめている[4、5]。しかしながら日本の規制においてリスク情報は十分には活用されてこなかった。

(2) 日本におけるリスクに対する理解の現状

既に存在しているもの、通常の社会生活上不可避なものについては、日本人の多くはリスクの考え方を認めている。近年、絶対安全は存在しないという考え方もかなり日本の社会に浸透してきている。大気汚染、土壌汚染、水質基準等は全てリスクの概念に基づいて規制値が設定され、人々も基準値を下回っていれば安心して受け入れている。

例えば、津波については、災害を完全に封じることができるとの思想ではなく災害時の被害を最小化する「減災」の考え方のもと、政府・自治体が対策をとってきた。今回の東日本大震災の経験から、日本人は津波リスクをより明確に認識したと思われる。予想される東南海地震時の津波については、100 年に 1 度規模の津波（レベル 1）は防潮堤等のハード的防御で対応し、1000 年に 1 度規模の津波（レベル 2）の防御には限界があるとして、避難を重点にしたソフト的な対策をとる方針となっている。具体的な対策は各自自治体ごとに実態、費用、効果を十分に検討して決定されることになっている。このことは、津波については既にリスクの存在を認めた上での対策をとっているといえる。

一方、原子力においては、リスクの考え方は欧米とは異なり日本においてなかなか浸透してこなかった。その背景には日本の原子力関係者が原子力プラントのリスクに正面から向き合っていないことがある。原子力関係者からの社会への説明も「原子力においては事故はあり得ない」といった趣旨でなされてきた。すなわち「安全とはリスクゼロである」との建前をとってしまいリスクを踏まえての本質的な議論が行われてこなかった。事故の発生確率がある数値で示されるとそれがいかに小さくても発生する可能性がゼロではない事象は「起こる」と捉えられてしまう傾向にある。従って「万が一の事故はあってはならない、あるはずがない」との立場から事故が起こることに目をつぶり、結果的には事故時の対応（アクシデントマネジメント）がなおざりにされてしまった。

原子力プラントにおける地震リスク評価においては最大地震動を設定し、それに耐え得ることをもって安全と判断していたが、地震は確率的事象であり、最大地震動を超える大きさの地震動は皆無ではない。従ってそれをを超える地震動によるリスクを残余のリスクと捉えた評価が始まっていた。つまり地震に対してはリスクに向き合い始めていたといえる。不幸にして残余のリスクの評価が完成する前に今回の東日本大震災が発生した。今回の事故の教訓から、発生確率は極めて低いが事故の被害が甚大な規模となる場合のリスクの扱いについては、今後の議論を行うべきである。

(3) 今後のリスク評価のあり方

今後はリスク情報を活用した原子力の安全性の評価、リスク概念に基づいた判断を行うことが必要である。リスクの考え方、安全の意味、原子力発電、放射線・放射能等に

関する教育が初中等教育を含めて殆ど行われてこなかったことも、今回の福島原子力事故において氾濫する情報に対する国民の正確な判断を妨げることとなった。この種の教育・広報を子供のみならず成人に対して行っていくことが原子力分野のリスクの理解にとって極めて重要である。合理的、科学的なリスクの捉え方を折あるごとに平易に説明し、私たち日本人のリスク理解を深めていくように努力すべきである。これはアカデミアの重要な責務の1つである。

＜参考文献＞

- [1] U. S. NRC, *An assessment of accident risks in US commercial nuclear power plants*, WASH-1400, NUREG-75:014, 1975.
- [2] Lewis, H. et al., *Risk Assessment Review Group Report to the U. S. Nuclear Regulatory Commission*, NUREG/CR-0400, 1978.
- [3] U. S. NRC, *Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities*, Generic Letter 88-20, November 23, 1988.
- [4] 日本原子力学会、『原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル1 PSA 編）』、日本原子力学会、2009年3月.
- [5] 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』、日本原子力学会、2007年9月.

＜参考資料 4＞ 放射線被ばくの現状と人体影響

原子力発電所事故による被ばくは、廃炉作業や除染作業等に携わる作業者の被ばくと事故によって生じた環境汚染による住民の被ばくがあるが、ここでは非常に多くの人々の被ばくをもたらした環境汚染による住民の被ばくに関して既存の結果を取りまとめる。

放射線被ばくの影響は、低線量被ばくではがんのリスクが主要なものとなる。がんについてはその要因が多く放射線による影響だけを区別することができないので、疫学的に放射線被ばくによる過剰リスクの評価をすることは 100mSv 以下では難しくなる。このため生物学的データの役割が大きくなり、国際放射線防護委員会（ICRP）では、不確実性や論争がある場合には、ピアレビューを行ったデータに基づいた科学的にバランスのとれた判断が求められるとして、その判断基準を示している。これは多くの放射線生物影響分野の研究者に支持されているのでここでは ICRP の評価したリスクに基づき議論を進める。放射線の性質と被ばくへの影響についてもまとめておく。

（1）放射線被ばくの現状：福島原子力発電所事故による福島県民の被ばく状況

福島県における線量率の高い区域については、20mSv/年以下を避難指示解除準備区域、20mSv/年から 50mSv/年を居住制限区域、50mSv/年以上を帰宅困難区域として、居住等の制限が行われている。個人の被ばくの実態に関しては、福島県「県民健康管理調査」検討委員会が推計している[1]。2013 年（平成 26 年）2 月 7 日の第 14 回検討委員会の資料によれば（外部被ばくの推計期間は 2011 年 3 月 11 日から同年 7 月 11 日まで）、12 月末現在、回答数 515,212 件のうち 91.3%に当たる 470,234 件（放射線業務従事者を除くと 460,408 件）の推計作業が完了している。放射線業務従事者を除く県民の推計値を表 1 に示す。

内部被ばくに関して福島県がまとめた調査結果によると 2011 年（平成 23 年）6 月 27 日から 2014 年（平成 26 年）1 月 31 日までの間に行われた検査数は 178,630 名で、預託実効線量の分布は、1mSv 未満が 178,604 名、1mSv が 14 名、2mSv が 10 名、3mSv が 2 名となっている[1]。また、放射性ヨウ素による甲状腺の被ばくについては、2011 年（平成 23 年）3 月 24 日から 2011 年（平成 23 年）3 月 30 日までにいわき市、川俣町、飯舘村の 0 歳から 15 歳の 1,080 人に対して NaI サーベイメータによる簡易検査が行われ、全体（1,080 人）の 55%は毎時 0 μ Sv で、全体の 99%は毎時 0.04 μ Sv 以下であり、全ての人が毎時 0.2 μ Sv を下回っていたと推計された。この結果、当時の原子力安全委員会は、甲状腺等価線量にして 100mSv を超えるものはないと判断した[2]。

表 1 放射線業務従事者を除く県民の推計外部被ばく積算実効線量(mSv) [1]

実効線量	<1	1~2	2~3	3~4	4~5	5~6	6~7	7~8	8~9
人数	305,286	131,606	20,403	1,457	578	437	258	128	82
実効線量	9~10	10~11	11~12	12~13	13~14	14~15	>15	最高値 25mSv	
人数	46	45	32	14	13	11	12		

(2) 放射線被ばくの現状：これからの被ばく

チェルノブイリ事故に関する IAEA の報告「チェルノブイリ原発事故による環境への影響とその修復：20 年の経験」では単位面積当たりの ^{137}Cs の沈着量に対する 70 年間の外部被ばく累積線量を推定している[3]。チェルノブイリ事故における外部被ばくの推定のための規格化された平均外部実効線量を表 2 に示す。

チェルノブイリ事故における放射性物質による汚染では、事故の際の核燃料の温度が福島原子力事故に比較して高かったために、事故初期の短寿命核種の放出量はチェルノブイリ事故の方が大きかったと考えられ、今後の福島での測定結果を見なければならぬが、70 年間の実際の被ばく量は上記の値より小さいと考えられる。

表 2 チェルノブイリ汚染の中間ゾーン（100～1000km 圏）における成人に対する規格化された平均外部実効線量（ ^{137}Cs に関する値、単位は $\mu\text{Sv} \cdot \text{kBq}^{-1} \cdot \text{m}^2$ ）[3]

	地域	^{137}Cs の E/σ_{137}^a ($\text{mSv} \cdot \text{kBq}^{-1} \cdot \text{m}^2$)				
		1986	1987-1995	1996-2005	2006-2056	1986-2056
ロシア連邦	農村地域	14	25	10	19	68
	都市域	9	14	5	9	37
ウクライナ	農村地域	24	36	13	14	88
	都市域	17	25	9	10	61

a σ_{137} は 1986 年の値

(3) 福島原子力事故による被ばくの影響：WHO による健康リスク評価

WHO は福島原子力事故による健康リスク評価を公表した[4]。この評価における、被ばく経路は、沈着した放射性物質からの外部被ばく、放射性プルームからの外部被ばく、放射性プルームの吸入による内部被ばく、食品・飲料水からの内部被ばくである。被ばく線量評価は WHO 予備線量推定報告[5]に与えられている実効線量と甲状腺線量から、結腸、骨髄、乳房線量、甲状腺の生涯線量を求め、全固形がん、白血病、乳がん、甲状腺がんについてリスク評価を行った。

この評価では汚染の度合いにより福島県の地域を区分しており、その区割りとして、グループ 1 は図 1 の地域①と地域②、グループ 2 は地域③～⑭、グループ 3 は福島県他の地域、隣接した県、残りの日本国内、グループ 4 は近隣諸国と残りの世界、となっている。最も汚染された地域①は浪江町で 2 番目に汚染された地域②は飯舘村である。

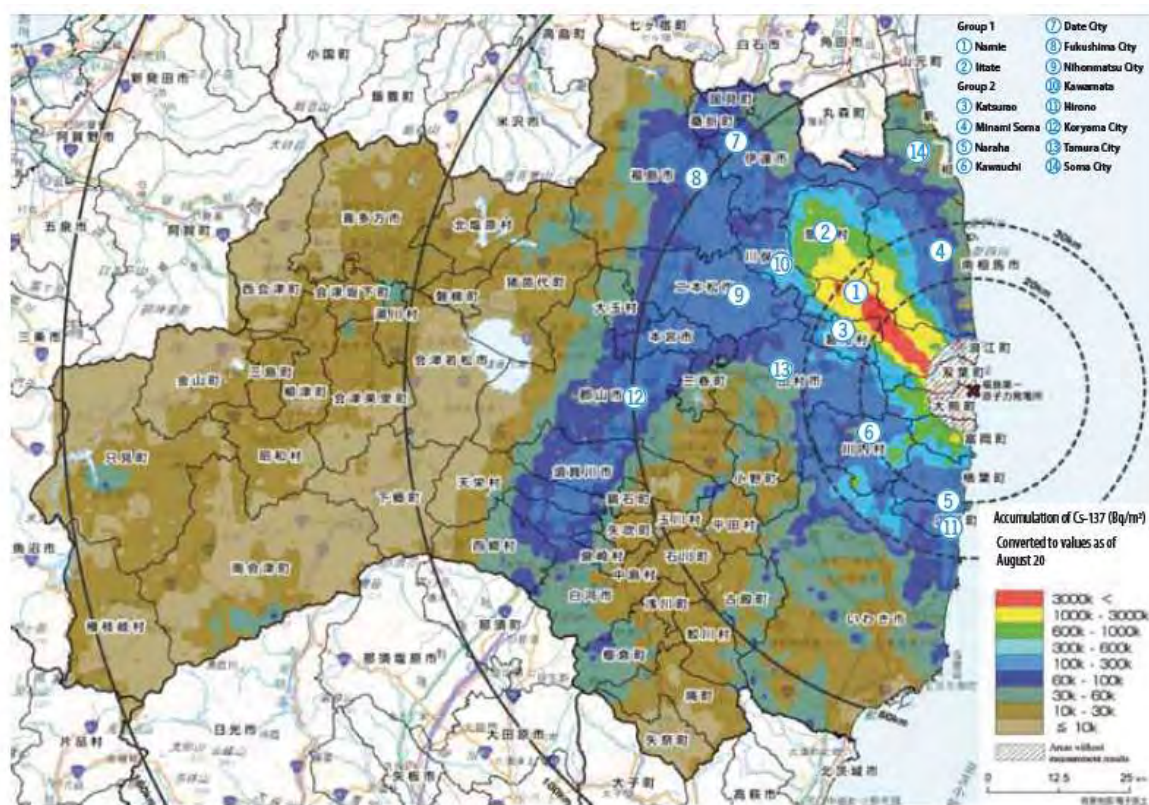


図1 福島県における汚染の度合い[4]。

チェルノブイリの経験では生涯にわたる線量は、1年目の被ばくの3倍となっている。日本の場合は、除染等の対策がとられているので、WHOは生涯にわたる線量は2倍として評価している。また、地域①及び地域②は計画的避難区域に指定されていて避難したために、避難後の地域での被ばく線量はそれほど高くないので、生涯にわたる組織線量は、1年目の被ばくと大きく変わらない。

評価に当たっては、過小評価を避けるために、被ばくした線量の推定に対して以下のような保守的な仮定がなされている。１）２０１１年（平成２３年）４月２２日に設定された計画的避難区域では、その後避難が始まったが、WHO のリスク評価では、４ヶ月間はそこにとどまったとして線量評価がなされている。２）食品の摂取による内部被ばくに関して、福島県の人には全て福島県産の食品を摂取したとして評価している。３）食品に含まれる放射性物質の量は測定された値を持つとして評価している。その中で、試験的に測定した結果で、実際には流通していない測定値を用いている場合が含まれている。

最も汚染された地域である地域①（浪江町）と②（飯舘村）に対する評価結果を抜き出して表3と表4に示した。この表でベースラインリスクとは、事故による放射線の被ばくのない場合のリスクを示している。ベースラインリスクは89歳までのリスクを推定しているので、1歳時の被ばく者では1歳から89歳までのリスク、10歳時の被ばく者では10歳から89歳までのリスクを示している。このため、年齢により異なる値となる場合がある。

表3 固形がん、白血病、乳がんに対する生涯リスク[4]

1歳で被ばく

場所	固形がん			白血病			乳がん	
	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)	生涯組織線量 (mSV)	女性 ($\times 10^{-2}$)
①	27.0	0.730	1.113	26.3	0.040	0.027	27.7	0.357
②	15.8	0.425	0.647	15.3	0.023	0.016	16.1	0.205
ベースラインリスク		40.60	29.04		0.60	0.43		5.53

10歳で被ばく

場所	固形がん			白血病			乳がん	
	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)	生涯組織線量 (mSV)	女性 ($\times 10^{-2}$)
①	26.2	0.568	0.859	26.3	0.020	0.014	25.9	0.222
②	14.8	0.317	0.479	14.7	0.011	0.007	14.5	0.122
ベースラインリスク		40.71	29.09		0.58	0.41		5.54

20歳で被ばく

場所	固形がん			白血病			乳がん	
	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)	生涯組織線量 (mSV)	女性 ($\times 10^{-2}$)
①	23.3	0.394	0.591	22.4	0.015	0.009	24.2	0.129
②	13.5	0.225	0.336	12.9	0.008	0.005	13.8	0.072
ベースラインリスク		40.74	29.07		0.57	0.40		5.55

表4 甲状腺がんに対する生涯リスク[4]

1歳で被ばく

場所	甲状腺がん		
	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)
①	122.3	0.118	0.524
②	74.1	0.071	0.317
ベースラインリスク		0.21	0.77

10歳で被ばく

場所	甲状腺がん		
	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)
①	96.1	0.054	0.245
②	52.5	0.029	0.133
ベースラインリスク		0.21	0.77

20歳で被ばく

場所	甲状腺がん		
	生涯組織線量 (mSV)	男性 ($\times 10^{-2}$)	女性 ($\times 10^{-2}$)
①	64.0	0.019	0.088
②	35.2	0.010	0.048
ベースラインリスク		0.21	0.76

(4) 福島原子力事故による被ばくの影響：評価結果の主要点

WHO がニュースとして公表した評価結果[6]の主な点は以下のとおりである。

1) 日本の福島第一原子力発電所災害に伴う健康リスクに関する国際的専門家による包括的評価は日本国内外の公衆に対して、予想されるリスクは低く、がん発生率における増加は予想されないと結論した。しかし、福島県のある集団に対する特定のがんのリスク推定は増加し、これらの人々に対する長期にわたる監視と健康検査が必要だと記載している。

2) 最も汚染された地域の人々に対する特定のがんのリスクは通常予想される値を超える。

○固形がん－乳児期に被ばくした女性で約4%の増加

○乳がん－乳児期に被ばくした女性で約6%の増加

○白血病－乳児期に被ばくした男性で約7%の増加

○甲状腺がん－乳児期に被ばくした女性で約70%の増加（女性に対する生涯にわたる通常の推定リスクは0.75%で、最も汚染された地域で乳児期に被ばくした女性の生涯のリスクは1.25%に増加する）

3) 福島県で2番目に汚染された地域の人々に対して推定リスクは、最も汚染された地域の人々の約半分である。

(5) 福島原子力事故による被ばくの影響：避難とリスク

東京大学の野村等の「福島原発事故後の避難による高齢者死亡リスクの分析」では、老人介護施設入所高齢者について福島原子力事故に伴う避難の影響を次のように分析した[7][8]。原子力発電所から23km内の5つの老人介護施設について、事故後1年間の入居者の死亡リスクを、入所者の属性、入所期間、避難距離、避難回数の要因ごとに算出した。5施設の入所者328名のうち、避難後約1年で75名が亡くなり、避難前に比べて死亡率は2.7倍に増加したとされている。これを詳しく見ると、この死亡率の増加は、介護施設間でばらつきが見られ、避難後死亡率が平年時の3－4倍に上昇した施設がある一方で、同じ避難経路をたどった場合でも震災前に比べ死亡率の増加が見られない施設もあった。また長距離の移動による身体的負担以上に避難前の栄養管理や避難先の施設のケア・食事介護への配慮が重要であることが示唆されるという結果が得られた。この分析では、高齢者の被害を最小限に食い止めるには、避難によるリスクと避難しない場合のリスクを検討することが必要であるとし、避難が必要と判断した場合に、身体的負担の軽減と食事介護を中心とした避難先のケアの充実が欠かせないとしている[7][8]。

この例のように、避難後のケアも含め避難の準備が十分に行われていないと、避難したことによるリスクが顕在化し住民を守ることは難しい。このこと自体は今後の大規模な放射線事故に対する対策として検討しておくべき課題であるが、より重要なことは普段から避難にかかわる準備を十二分に行っておく必要があるという点である。

(6) 福島原子力事故による被ばくの影響：避難している人々の帰還に際して必要な情報の提供

事故により放射線レベルの高い地域から避難している人々が、除染等でどの程度の放射線レベルまで下がれば、帰還できるかを判断するに当たり、住民がリスクを理解して自ら判断することが必要である。このためには、住民へ放射線の健康影響に関してわかりやすく説明することに加えて、住民自らが個人線量計で被ばくを測定できる環境を整えることが欠かせない。

(7) 放射線の性質と被ばくへの影響：放射線の性質

① 放射線の物質中の透過

放射線は物質との相互作用で放射線のエネルギーの一部あるいは全部を物質に与える。電荷を持つ放射線は物質中の電子とクーロン力で相互作用を引き起こし、電子にエネルギーを与える。 α 線は物質中で、短距離で大きなエネルギーを失うので、電子に比べて透過力は小さい。

γ 線、ニュートリノ、中性子は電荷を持たないので、物質中では電子あるいは原子核と反応を引き起こすまではエネルギーを失うことはない。このために透過力が高い。

このような事情から、 α 線は透過力が小さく、薄い物質でエネルギーを失うため紙1枚で遮へいできる。電子線は人体では数ミリメートルの透過力であり1～2mmの金属板で遮へいできる。 γ 線は人体を透過する間に電子にエネルギーを与えることがあるが、人体を透過する割合は大きく、遮へいするには原子番号の大きな物質でかなりの厚さが必要になる。中性子は γ 線より透過力が高い。

② 放射線の透過力と被ばくへの影響について

放射線被ばくは体外からの放射線で被ばくする外部被ばくと、放射性物質を体内に取り込んで体内で発生する放射線により被ばくする内部被ばくに分けられる。 β 線(電子線)や α 線は透過力が弱く、外部被ばくの場合、殆ど皮膚で止まり、重要な臓器には届かず、低線量被ばくでは影響は殆どない。一方、内部被ばくでは α 線や β 線は細胞のような小さい領域に大きなエネルギーを与えることから大きな影響を及ぼす。 γ 線は透過力が高いので、極低いエネルギーの γ 線を除けば、体内で発生する場合でも、外部で発生する場合でも影響は同様であると考えられる。従って、内部被ばくと外部被ばくで影響が異なるのは α 線や β 線である。

(8) 放射線の性質と被ばくへの影響：放射線の人への影響

放射線被ばくの影響は、被ばく線量がある値(しきい値)を超えると影響の現れる確定的影響と細胞内の遺伝子に障害が生じてがんの発生や遺伝的影響の現れる確率的影響に分けられる。

被ばくの影響を見る場合放射線量の単位は、確定的影響に対してはGyを用い、確率的影響についてはSvを用いる。1Gyは1kgの物質を放射線が照射して1Jのエネルギー

一を与えた時の放射線量（吸収線量という。）をいう。確率的影響の場合は吸収線量が同じでも、放射線の種類や臓器によりがんの発生する影響が異なるのでこの影響を補正した Sv が用いられる。放射線がβ線、γ線の場合は $1\text{ Gy} = 1\text{ Sv}$ となる。

① 確定的影響

人が被ばくした場合、引き起こされる影響は被ばく線量により異なる。確定的影響としきい値について表5に示した[9]。この表からわかるように、胎児の被ばくでは低い被ばく線量でも影響が表れるので妊娠可能な場合には 100mSv を超える被ばくは避けなければならない。

表5 影響としきい値[9]

影響	しきい値(Gy)	影響	しきい値(Gy)
臨床的症状なし	0~0.25	脱毛	3
リンパ球の減少	0.25	皮膚の紅斑	3
悪心、吐き気、嘔吐	1	白内障	2
一時的不妊 (男性)	0.15	胎内被ばく	
(女性)	0.65~1.5	発育遅延	0.1
永久不妊		精神遅滞	0.5~1
(男性)	1回 3.5~6	胎児奇形	0.2
(女性)	1回 2.5~6	個体死(急性致死)	
		骨髓死	3
		消化管死	10

② 確率的影響

確定的影響は被ばく線量がしきい値を超えると現れ、しきい値以下の低線量では組織の破壊等が起こらず確定的影響は現れない。しかし、放射線のエネルギーは物質を形作る化学結合を壊すエネルギーに比べてはるかに高いので、細胞内の遺伝子を傷つける。これがもとでがんの発生や遺伝的影響が現れる。これらの影響を推定する根拠として主要なものは、広島・長崎の原爆被爆者の追跡調査結果である。

被ばく線量に対する固形がんの過剰相対リスクを図2に示す[10]。この図からわかるように、リスクは線量に比例し、しきい値はないように見える。なおリスクは下記のように分類される[10]。

①相対リスクは、性、年齢等を一致させた対照群と比較して被ばく群のリスクが何倍になっているかを表すもの。相対リスクが1であれば、放射線被ばくはリスクに影響を及ぼしていないということを意味する。

②絶対リスクは、観察期間にわたって、集団中に生じた疾患のうち、放射線被ばくにより影響を受けた総例数または率であり（通常人年で示す）、10,000 人年あたりあるいは10,000 人年 Gy 当たり（すなわち、1 Gy 当たりの10,000 人年あたり）で表されることが多い。相対リスクが過剰リスクの度合いを表している（つまり関連の強さを示している）のに対して、絶対リスクは影響を受けて罹患した人の数を表し、従っ

て集団全体に及ぼす公衆衛生上の影響の強さを表す指標となる。

③過剰相対リスクは、相対リスクから1を引いたもので、相対リスクのうち、調査対象となるリスク因子（この場合は被ばく放射線）が占める部分。

④過剰絶対リスクは、放射線被ばく集団における絶対リスクから、放射線に被ばくしなかった集団における絶対リスク（自然リスク）を引いたもの。

子供へのがんリスクに関しては、広島長崎の原爆被爆者の調査で得られている被ばく時年齢と到達時年齢における過剰相対リスクと過剰絶対リスクのデータから推測することができる[10]。図3は被ばく時の年齢と過剰相対リスク（左）及び過剰絶対リスク（右）の関係を示している。過剰相対リスクを見ると被ばく年齢時が10歳のリスクは30歳での被ばくの場合に比べ3倍程度高いことがわかる。

絶対リスクで見ると相対リスクと同様に被ばく年齢時が10歳でのリスクは高くなっている。過剰症例数を見ると年齢が高くなるにつれて過剰症例数が上がる。つまり、若年で被ばくしてもがんのリスクが増えるのは、主として高齢になってからであることがわかる。

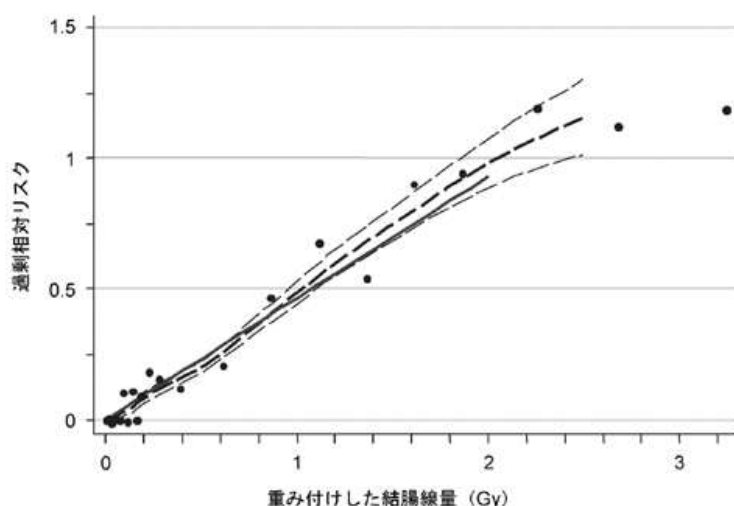


図2 結腸がんの過剰相対リスク[10]

太い実線は被ばく時年齢が30歳の人が70歳に達した場合に当てはめてある。

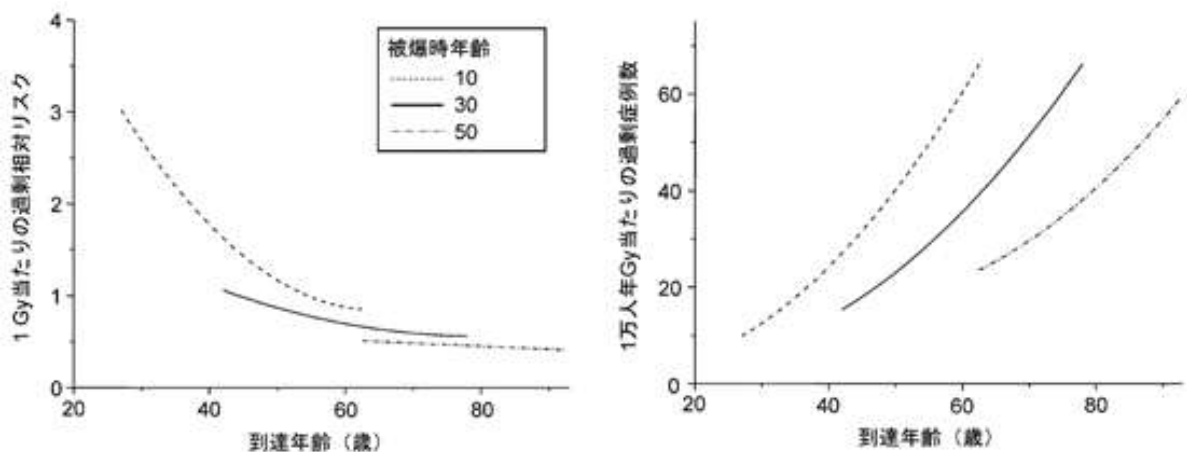


図3 被ばく時年齢が10歳、30歳、50歳の時に1Gyの被ばくを受けた場合の過剰相対リスク（左）と過剰絶対リスク（右）[10]

(9) 放射線の性質と被ばくへの影響：ICRPの考え方[11]

① 防護の枠組み

ICRPは、放射線防護のための枠組みとして、被ばく状況のタイプ、被ばくのカテゴリー、放射線防護の諸原則を定めている[11]。被ばく状況のタイプとして、1) 計画被ばく状況、2) 緊急被ばく状況、3) 現存被ばく状況に区分している。計画被ばく状況とは線源の意図的な導入と運用を伴う状況、緊急被ばく状況とは計画された運用の間に予想しない状況から（あるいは悪意から）生じる好ましくない結果を避けたり減らすために緊急の対策をとる必要のある状況、現存被ばく状況とは管理を決定する時に既に存在する緊急事態後の長期被ばくを含む状況であるとしている。被ばくのカテゴリーとして、職業被ばく、公衆被ばく、患者の医療被ばくに区別している。放射線防護の諸原則として、正当化の原則、最適化の原則、線量限度の適用の原則を定めている。なお放射線防護に関しては「防護の3原則」があり、「正当化」、「最適化」、「線量限度」として示される。「正当化」は放射線を使った時の便益が損害を上回ること、「最適化」は経済的、社会的な要因を考慮した上で合理的に達成できる限り、被ばく線量を小さくすること、「線量限度」はこれを超えてはならない水準を示す。

さらに、最適化の原則を実際の状況に適用するために、線量拘束値と参考レベルを定めている。被ばく状況のタイプと被ばくのカテゴリーの中で線量拘束値と参考レベルが表6に示すように位置づけられている。なお「線量拘束値」は1つの線源からの被ばくをこの線量拘束値以下に抑えることにより「最適化」が達成できるというための数値で、ICRPはいくつかの条件のもとで線量拘束値を線量の幅（バンド）で与えている。

表6 防護体系に用いられる線量拘束値と参考レベル[11]

		被ばくのカテゴリー		
		職業被ばく	公衆被ばく	医療被ばく
被ばく 状況の タイプ	計画被ばく	線量限度 線量拘束値	線量限度 線量拘束値	診断参考レベルd) (線量拘束値e))
	緊急時被ばく	参考レベルa)	参考レベル	b)
	現存被ばく	c)	参考レベル	b)

a) 長期的な回復作業は計画された職業被ばくの一部として扱うべき。b) 該当なし。c) 線源が「現存」する場合で長期的な改善作業や長期雇用によって生じる被ばくは計画職業被ばくの一部として扱うべき。d) 患者。e) 介護者及び研究における志願者。

今回の福島原子力事故では、事故直後は緊急時被ばく状況で、現在の状況は現存被ばく状況である。多くの人々が関係する公衆被ばくについて、取り上げると表7のようになる。

表7 緊急時被ばく、現存被ばくの場合の公衆被ばくに対する参考レベル[11]

	参考レベル
緊急時被ばく 1つの全体的な防護戦略に 統合された全ての対策	計画では、状況に応じ一般的に20mSv/年から100mSv/ 年の間
現存被ばく	状況に応じて1mSv/年から20mSv/年の間

② 確率的影響誘発

確率的影響について以下のように述べている。1) 約 100mSv 以下を下回る低線量領域では、がんまたは遺伝性影響の発生は、直線しきい値なしという見解を指示する。2) 原爆被爆者の被ばくは一瞬間の被ばくであり、細胞には確率的影響を引き起こすDNA 異常が生じて修復作用のあることから、慢性被ばくでの影響は異なると考えられる。これを線量・線量率効果係数 (DDREF) で表し、DDREF = 2、つまり、原爆被爆者から推定された影響は慢性被ばくの影響の2倍、とする大まかな判断をした。このような条件で1 Sv の被ばくをした時の確率的影響の名目リスク係数を表8とした。表の 10^{-2}Sv^{-1} は1 Sv 被ばくした時のがんあるいは遺伝的影響が1%増加するという意味である。

表8 低線量率放射線被ばく後の確率的影響に対する損害で調整された名目リスク係数 [11]

被ばく集団	がん (10^{-2}Sv^{-1})	遺伝性影響 (10^{-2}Sv^{-1})	合計 (10^{-2}Sv^{-1})
全集団	5.5	0.2	5.7
成人	4.1	0.1	4.2

ここで、「損害で調整された名目リスク係数」とは、放射線で生じた健康影響をその重篤度で重みづけしたリスク係数という意味である。これは同じ致死がんでも平均余命は異なるので、これを考慮に入れたということである。また、放射線の影響は性別や被ばく時の年齢で異なるので、個人に対して適用することには限界があるとしている。

(10) 放射線の性質と被ばくへの影響：放射線のリスクと他のリスク

2011 年（平成 23 年）の死亡率[12]から見たリスク（男女合わせたもの）を表 9 に、不慮の事故の死亡率[13]から見たリスクを表 10 に、2010 年度（平成 22 年度）の不慮の事故に対するリスク（産業別）[14]を表 11 に示す。また、喫煙のリスクについては、喫煙とがん死亡についての相対リスクは男性で 2.0、女性で 1.6 とされている[14]。がんのリスクが 2.8×10^{-3} であるので、年当たりリスクは男性で 2.8×10^{-3} 、女性で 1.7×10^{-3} となる。さらに受動喫煙では肺がんが 20～30 上がるとされている[15]。このように我々の生活環境には、年間 $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度のリスクがある。放射線によるがんのリスクは 1 Sv の被ばくで 5.5×10^{-2} の増加であるので、被ばくに換算するとおよそ年間 0.2mSv ～20mSv の被ばくに対応することになる。

表 9 死亡率から見たリスク（年当たり）[12]

項目	がん	心疾患	肺炎	脳血管疾患	不慮の事故
死亡率	2.8E-03	1.5E-03	9.9E-04	9.8E-04	4.7E-04

項目	老衰	自殺	腎不全	慢性閉塞性 肺疾患	肝疾患
死亡率	4.1E-04	2.3E-04	1.9E-04	1.3E-04	1.3E-04

表 10 不慮の事故の死亡率から見たリスク（年当たり）[13]

項目	交通事故	転倒・転落	溺死	誤えん等による窒息	地震
死亡率	5.3E-05	6.1E-05	5.8E-05	7.8E-05	1.5E-04

表 11 2010 年度（平成 22 年度）の不慮の事故に対する 15 歳から 64 歳までの男性のリスク（産業別）（年当たり）[14]

項目	農業・林業	漁業	鉱業	建設業	製造業	電気・ガス・水道業
死亡率	1.9E-04	5.6E-04	9.1E-04	1.3E-04	6.3E-05	3.3E-04

項目	情報通信業	運輸業	不動産業	医療・福祉	教育・学習支援業	複合サービス業
死亡率	4.2E-05	1.1E-04	4.1E-05	4.0E-05	2.2E-05	5.9E-05

＜参考文献＞

- [1] 福島県ホームページ <http://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/21045b/>
- [2] 原子力安全委員会、「小児甲状腺被ばく調査結果に対する評価について」、2011 年 9 月 9 日. <http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/ad/pdf/hyouka.pdf>
- [3] IAEA, *Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience*, Vienna : IAEA, 2006. 日本語訳は日本学術会議のホームページに公表されている。
- [4] WHO, *Health risk assessment from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan Earthquake and Tsunami : based on a preliminary dose estimation*, Geneva: World Health Organization, 2013.
http://www.who.int/ionizing_radiation/pub_meet/fukushima_dose_assessment/en
- [5] WHO, *Preliminary dose estimation from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan earthquake and tsunami*, Geneva: World Health Organization, 2012.
- [6] WHO, *Global report on Fukushima nuclear accident details health risks*, News releas , Geneva: World Health Organization, 28 FEBRUARY 2013.
http://www.who.int/mediacentre/news/releases/2013/fukushima_report_20130228/en/index.html
- [7] S.Nomura, S.Gilmor, M.Tsubokura, D.Yoneoka, A.Sugimoto, T.Oikawa, M.Kami, and K.Shibuya, *Mortality risk amongst nursing home residents evacuated after the Fukushima nuclear accident*, PLOS ONE(Published: March 26, 2013) .
- [8] 渋谷健司・上昌広・野村周平、「福島原発事故後の避難による高齢者死亡リスクの分析」、東京大学大学院医学系研究科・医学部広報・プレスリリース最新情報(2013 年(平成 25 年)リリース文書 (2013/03/27 掲載)。
http://www.m.u-tokyo.ac.jp/news/admin/release_20130327.pdf
- [9] 日本アイソトープ協会、『放射線取扱いの基礎 (第 7 版)』公益社団法人日本アイソトープ協会、2012 年 12 月。
- [10] 放射性影響研究所、「放射性影響研究所要覧」、2013 年 6 月。
<http://www.rerf.or.jp/shared/briefdescript/briefdescript.pdf>
- [11] 国際放射線防護委員会 (日本アイソトープ協会訳)、『国際放射線防護委員会 2007 年勧告 (ICRP Publ. 103)』、社団法人日本アイソトープ協会、2009 年 9 月。
- [12] 厚生労働省、「人口動態調査 (2012 年)」、(死亡 第 5.11 表)。
http://www.e-stat.go.jp/SG1/estat/GL08020103.do?_toGL08020103_&listID=000001108739&requestSender=estat
- [13] 厚生労働省、「人口動態調査 (2011 年)」、(死亡 第 5.30 表) .
http://www.e-stat.go.jp/SG1/estat/GL08020103.do?_toGL08020103_&listID=000001101884&disp=Other&requestSender=estat
- [14] 厚生労働省、「人口動態職業・産業別統計 (平成 22 年度)」、(保管表 死亡第 7 表-1)。

http://www.e-stat.go.jp/SG1/estat/GL08020103.do?_toGL08020103_&listID=000001109850&requestSender=estat

[15] 国立がん研究センターがん対策情報センターホームページ

http://ganjoho.jp/public/pre_scr/cause/smoking.html