

第6章 原子力発電の安全を確保する

6-1 原子力発電の安全設計

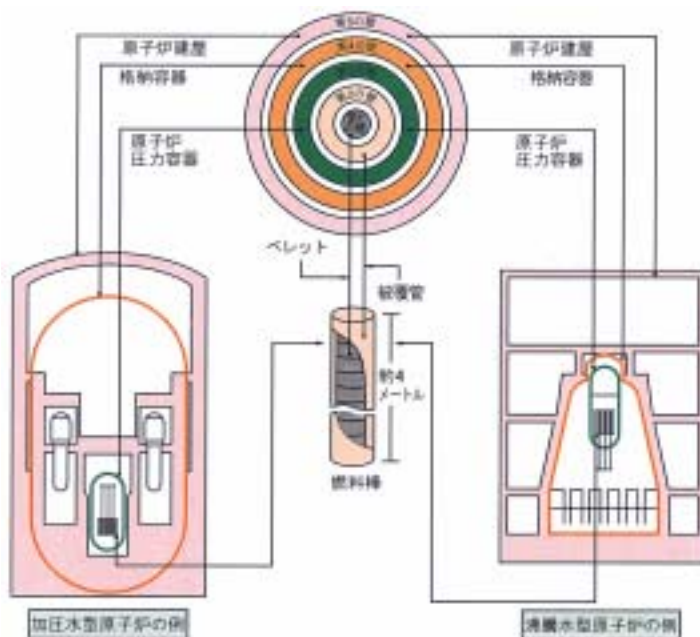
(1) 原子力発電のしくみ

原子力発電所では、原子炉の炉心で燃料であるウランを連続して核分裂させ、そのとき出てくる熱を利用して発電する。日本には加圧水型炉（PWR：Pressurized Water Reactor）と沸騰水型炉（BWR：Boiling Water Reactor）の2つの型の原子力発電所がある。両者の原子炉の構造は図 1.3.1、図 1.3.2 に示したとおりである。PWR では、原子炉で高温になった高圧の1次冷却水の熱を蒸気発生器を通して2次冷却水に伝え、2次冷却水を沸騰させた蒸気でタービン、発電機を回して発電する。BWR では、炉心で原子炉冷却水の一部を沸騰させ、その蒸気でタービン、発電機を回して発電する。

(2) 放射性物質の放出を防ぐための多重の障壁

ウランの核分裂によって生じる核分裂生成物は、 α 線、 β 線、 γ 線等の放射線を出す物質（放射性物質）であり、万一外部に放出されれば周辺住民等の健康障害を引き起こす恐れがある。このため原子力発電所では、放射性物質が外部に放出されないようにする必要がある。具体的には、図 6.1.1 に示すように、燃料ペレット、燃料棒被覆管、原子炉圧力容器、格納容器等の多重の障壁により、生成される放射性物質を原子炉施設内部に閉じ込めている。

図 6.1.1 放射性物質を閉じ込める多重の障壁



[出典] (財)日本原子力文化振興財団「原子力図面集 - 2002-2003 年度版」

(3) 原子力発電所の安全設備

原子力発電所では、例え何らかのトラブルが生じたとしても、それが大きな事故に発展しないようにするため、図 6.1.2 に示すように、安全設備として、原子炉を安全に停止させるための設備、原子炉炉心を冷却する設備、放射性物質を閉じ込める設備と、それらの設備に電気や冷却水を供給する設備等が備えられている。

原子炉を制御・停止させる設備

原子炉は、運転中に暴走する(異常なレベルの核分裂反応により過大な出力を生じる)ことがないこと、また、トラブルが発生した場合は直ちに核分裂反応を停止させることが必要である。そのために、原子炉の出力を制御して一定レベルの核分裂反応が継続するようにする制御系や、必要な場合には瞬時に制御棒を挿入して原子炉を停止させる設備が用意されている。

原子炉を冷却する設備

原子炉の炉心では、停止後も、既に生成された放射性物質がより安定な核になるために崩壊する過程で、熱が発生する¹。このため、運転中だけでなく、停止後も原子炉炉心の冷却を継続することが必要である。特に、万一原子炉冷却系の配管の破損等の原因により、冷却水が失われたりすれば、炉心が空焚き状態になって、高温になり炉心損傷に至る恐れがある。こうした場合に備えて、非常時に直ちに冷却水を炉心に注入する設備が用意されている²。

放射性物質を閉じ込める設備

原子力発電所では、放射性物質が炉心から放出される事故の発生に備えて、格納容器等の障壁が用意されている。これらの障壁は、異常時には直ちに閉じて密閉の容器になる。また、崩壊熱による内圧の上昇等による破損を避けるために、必要に応じ適切に冷却される設計になっている³。

安全設備を動かすための設備

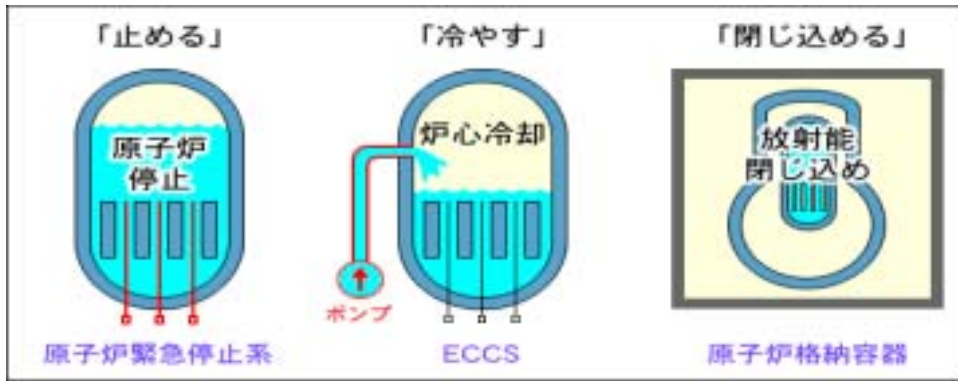
原子力発電所の安全設備を動かすために必要となる設備として、計測・制御系、電源系、機器冷却系等が用意されている。

¹ 崩壊熱は、定常運転が続いていた場合、停止直後は定常出力の数パーセント、炉停止後 1 時間経過時にも 1 パーセント程度のレベルである。

² この設備を「非常用炉心冷却系 (ECCS : Emergency Core Cooling System)」と呼ぶ。

³ 例えば、「格納容器スプレイ冷却系 (Containment Spray Cooling System)」がある。

図 6.1.2 原子力発電所の安全設備



[出典] 経済産業省ホームページ / 原子力のページ、<http://www.atom.meti.go.jp/>

(4) 安全設計の考え方

基本は深層防護

原子力発電所の安全確保の基本は、「深層防護⁴」と呼ばれる考え方である。これは、トラブルが拡大して重大な事故になるのを各段階で阻止しようとするものであり、安全設計の考え方の基本である。具体的には、図 6.1.3 に示すように、第一に、異常・故障の発生を防止するための信頼性の高い設備を設置すること、第二に、異常や故障が発生してしまった場合には、それを早期に検出しそれが事故に拡大するのを防止するために、原子炉を停止するための設備等を設置すること、第三に、万一事故にまで拡大してしまった時は、事故の影響を緩和するために、非常用の炉心冷却系や格納容器等の設備を設置すること等である。

なお、これら安全確保に関係する構築物、系統及び機器は、安全上の重要度に応じ、適切な規格及び基準に沿って設計されている。

多重性、独立性、多様性で信頼性を確保

安全を確保するための機器、設備には、「多重性」、「独立性」、「多様性」によりその信頼性を確保することが求められる。

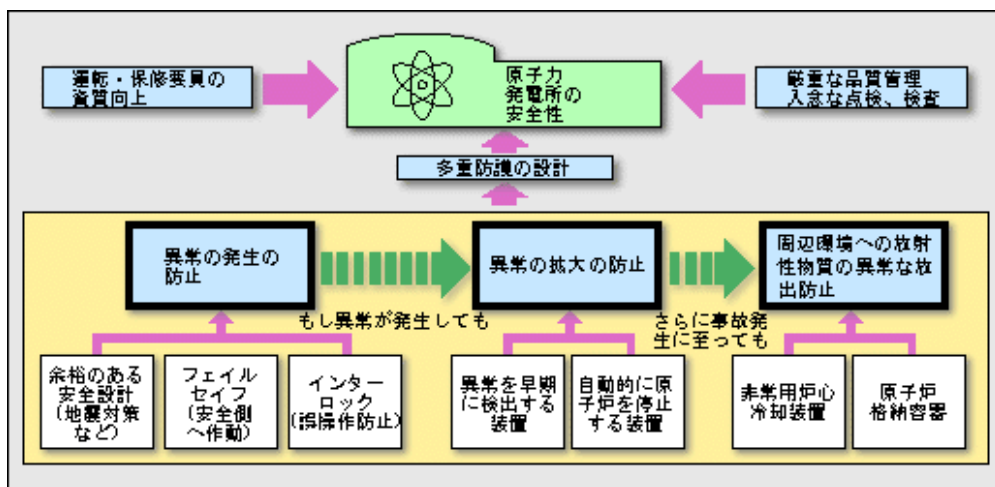
「多重性」の確保とは、安全確保上重要な設備は、それぞれが十分な容量を有する独立の多重の系列で構成し、1 系列の故障によって、全ての安全機能が喪失されないようにすることである。例えば、非常時に必要となる電源を複数系列用意し、一つが故障しても、他の電源が使用可能であるように設計することである。

「独立性」の確保とは、多重に設けた設備が一つの原因で同時に機能喪失しないように、複数系統に独立させておくことである。例えば、非常時に炉心を冷却するための冷却水注入ポンプの電源は、それぞれに独立な電源を用意し、一つが失われても、必ず、他に稼動する電源が用意されていることである。

⁴ Defense in Depth の訳語。「多重防護」とも訳される。

「多様性」の確保とは、できるだけ異なる方式の設備を用意し、単一の共通原因によって複数の設備が同時に機能を失うことを防止することである。例えば、同じ冷却水注入ポンプであっても、その動力源を電気駆動、蒸気タービン駆動、ガス圧駆動など、いくつかの方式を用意することにより、常に稼動が可能な状態を保つことである。

図 6.1.3 原子力発電所の安全確保の仕組み



[出典] 経済産業省ホームページ / 原子力のページ、<http://www.atom.meti.go.jp/>

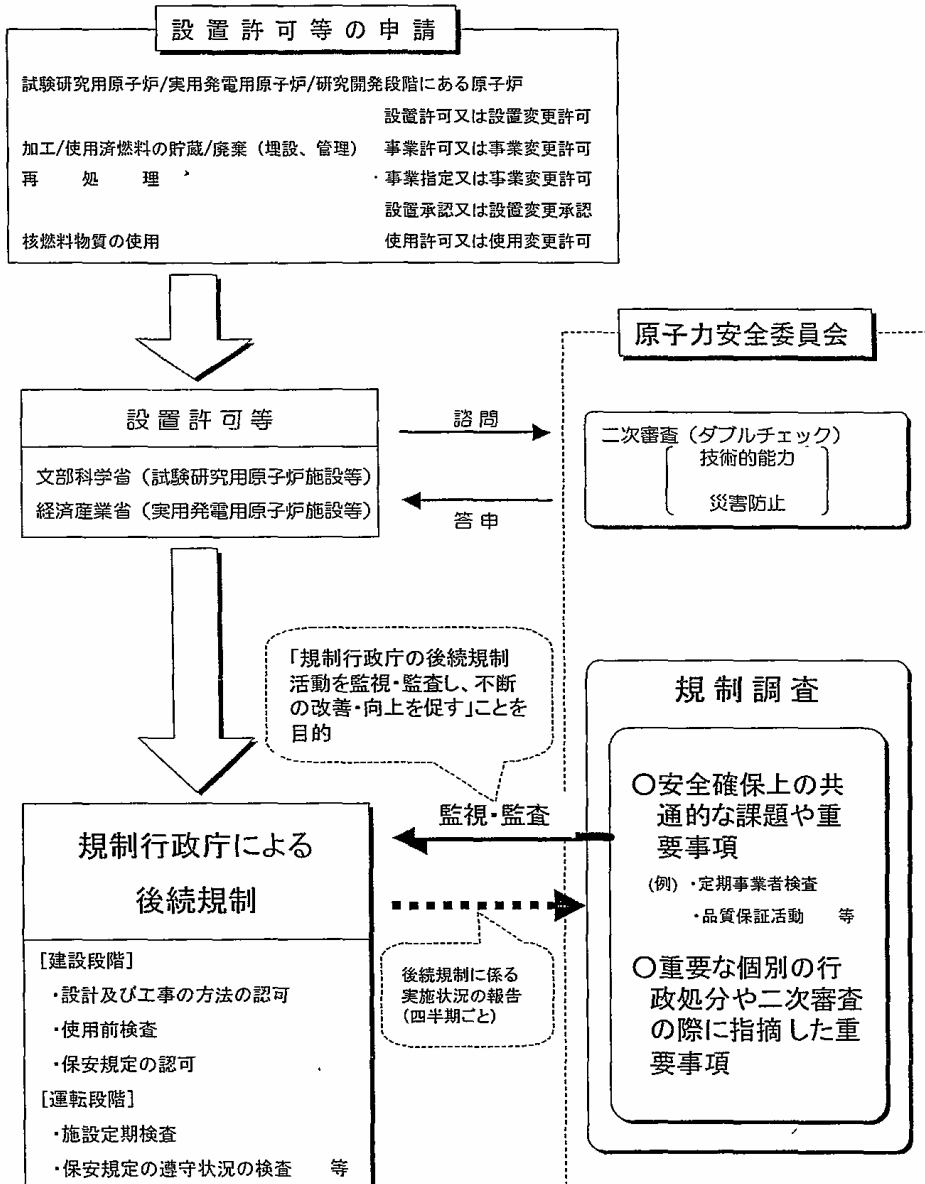
6 - 2 国による安全審査

(1) 安全審査で安全性の確認

原子力施設の安全を確保する第一の責任は、施設を設置した事業者にあるが、国は、災害の発生を防止し、公共の安全を守る立場から、事業者に対して施設の設計・建設から運転に至るまで、必要な安全規制を行っている。

電力会社が原子力発電所を新設あるいは変更(増設を含む)する場合には、電力会社は国に対して設置(変更)許可の申請を行う。これに対して国は、まず経済産業省の原子力安全・保安院が行政庁としての第1次審査を行い、次にはその結果について、原子力安全委員会が第2次審査(いわゆるダブルチェック)を行って、新設あるいは変更される原子力発電所の安全性を確認する。安全審査の手順を図 6.2.1 に示す。

図 6.2.1 国による安全審査の仕組み



※ ダブルチェック

原子力施設(核燃料物質等の使用施設は除く)を設置しようとしている者に対して、国が設置許可等(変更許可を含む)を行う際には、あらかじめ、原子力委員会及び原子力安全委員会の意見を聴かなければならないことが原子炉等規制法に定められています。

[出典] 原子力安全委員会「平成 14 年度版原子力安全白書」

(2) 安全審査における許可の条件

安全審査では、許可の基準である要件として、

- ・ 原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと、
- ・ 原子力の開発、利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと、
- ・ 設置者(事業者)に原子炉を設置するに必要な技術的能力と経理的基礎があり、原子炉の運転を的確に遂行するに足る技術的能力があること、
- ・ 原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質や原子炉に起因する災害の防止上支障がないこと

についての適合性が審査される。このうち、技術的能力と災害防止上支障がないことについては、経済産業大臣から原子力安全委員会に諮問がなされ、同委員会の意見を求めることとされている。同委員会は、安全審査指針等に基づき、技術的能力や原子炉の立地条件及び安全設計の妥当性等を判断し、経済産業大臣は原子力安全委員会の審査結果を十分尊重して原子炉の設置の許可を判断する。

なお、安全審査では特に、既存施設と異なる設計、新しい知見の反映、固有の立地条件等、安全上の重要事項が検討され、審査される。また、審査にあたっては、システム設計、燃料、材料、熱水力、耐震、環境影響、保健物理、安全評価等、様々な分野の多くの専門家の意見を聴取する仕組みがとられている。

(3) 安全設計の妥当性評価

安全審査における安全設計の妥当性評価では、安全審査指針に定められている「運転時の異常な過渡変化」と「事故」について、その影響が判断基準を満足するかどうかを審査する。

「運転時の異常な過渡変化」は、機器の単一の故障もしくは誤動作や運転員の単一の誤操作によって発生する異常状態を代表する事象であり、原子炉施設の寿命中に発生すると予想されるものである。これらの事象に対しては、炉心が損傷せず、かつ、原子炉が通常運転に復帰できる状態で事象が収束されることが要求される。

「事故」は、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生頻度は低いものの安全評価上、工学的な観点から想定される事象であり、安全設計の基準になることから、「設計基準事故(Design Basis Accident : DBA)」と呼ばれている。「事故」に対しては、炉心が著しい損傷に至らず冷却可能な形状が保たれることや、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことが要求される。

代表的な設計基準事故としては、原子炉出力を制御する制御棒の落下等による反応度事故(RIE: Reactivity Initiated Event)や、原子炉冷却系の配管が破損し冷却水が失われる冷却材喪失事故(LOCA: Loss of Coolant Accident)がある。反応度事故に対しては、燃料破損に至る出力上昇に至らない設計であること、冷却材喪失事故に対しては、非常用炉心冷却系(ECCS: Emergency Core Cooling System)が設置され、その作動により炉心冷却を確保できる設計であること、について妥当性の評価が行われる。

(4) 立地の妥当性評価

立地の妥当性評価では、

- ・ 立地点の自然・社会条件が施設に対し事故の誘因となるような悪影響を及ぼさないこと、
- ・ 万一事故時に施設からの放射性物質の放出が周辺の公衆及び環境に悪影響を及ぼさないこと、
- ・ 原子炉の敷地は、その周辺を含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること、

を確認する。このうち、公衆及び環境への影響については、指針で定める「重大事故」やそれを更に上回る「仮想事故」について、周辺公衆への影響を評価し、「重大事故」に対しては、周辺の公衆に放射線障害を与えない設計であること、「仮想事故」に対しては、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えない設計であることが要求される。

【最近の話題 1】

「より整合性のある規制体系の検討」

原子力安全委員会では、安全審査指針全体の体系化をめざして原子力安全基準専門部会に「指針体系化分科会」を設置して検討を進め、平成 15 年 2 月にその報告書を取りまとめた。そこでは、指針類の現状を（体系的に）整理するとともに、使いやすさ、用途・内容に応じた区分・階層化、品質維持、向上、民間の基準等の活用、充実等、指針類の体系化の今後の方向性について提言している。

原子力安全委員会はまた、リスクの観点から一層整合性のとれた規制体系の確立を目的として、平成 12 年 9 月に、安全目標専門部会を設置するとともに、平成 14 年 10 月に、委員会決定した「原子力発電施設における自主点検記録の不正等に対する対応について」において、安全上の重要度やリスク情報に基づいた検査制度を評価する規制の仕組みとして、「リスク・インフォームド型規制」の検討を開始するとした。

安全目標専門部会では、平成 15 年 8 月に我が国の原子力事業活動全般を対象としての安全目標の案を取りまとめたが、そこでは、安全目標を、様々な指針や技術基準をより整合性のとれたものにしていくための目安として用いることが提案されている。

【最近の話題 2】

「原子力事業者の技術的能力に関する検討」

平成 11 年 9 月 30 日に(株)ジェー・シー・オーのウラン加工工場で起きた臨界事故では、その原因として、単に作業者が臨界安全に関する知識を欠いていたというだけでなく、作業工程、運転管理、技術管理、経営管理等の面で多くの問題点が指摘され、原子力事業者、技術者の社会的責任、倫理のような、事故の背景についても考察された。また、国による安全規制についても、設備や機器といったハード面に限らず、ソフト面での充実が必要と指摘された。（参考資料：「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告」、原子力安全委員会、平成 11 年 12 月 24 日）

原子力安全委員会はこの問題に対し、原子力安全総合専門部会に技術的能力検討分科会を設置して、事業者の技術的能力の確保のための枠組みや要件を整理した。そこでは、知

識・技能や組織の管理、更には安全文化や倫理まで含めての要件が整理された。(参考資料：「技術的能力の指針化について」原子力安全委員会原子力安全総合専門部会報告書、平成15年6月30日)

6 - 3 建設、工事、運転段階での安全確保のしくみ

(1) 多段階規制による安全確保

原子力発電の安全を確保するためには、原子炉等規制法や電気事業法、それらの施行令等の法令をはじめとして、安全審査のための指針類や、具体的な設計を行うための規格・基準類、運転中の保安規定等が整備されており、図 6.3.1 に示すように、立地及び基本設計から、詳細設計及び建設、使用前検査、運転へと移る各段階において厳しく安全規制がなされている。

設置許可後の詳細設計段階では、電気事業法に基づき、設置者は工事計画について経済産業大臣の認可を受ける。更に、建設・工事段階では、工程毎に使用前検査、溶接検査、燃料体検査に合格しなければならない。これら工事計画の審査、使用前検査は、経済産業省の定める「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」や、各種技術基準によってなされる。

運転開始に先立っては、設置者は、施設の運転・管理、巡視点検、放射線管理、放射性廃棄物の管理等、安全上重要な事項を記載した保安規定を作成して経済産業大臣の認可を受ける。また、経済産業省は、運転管理の監督のために原子力発電所に原子力保安検査官を派遣するとともに、保安規定の遵守状況を確認するための保安検査を行っている。

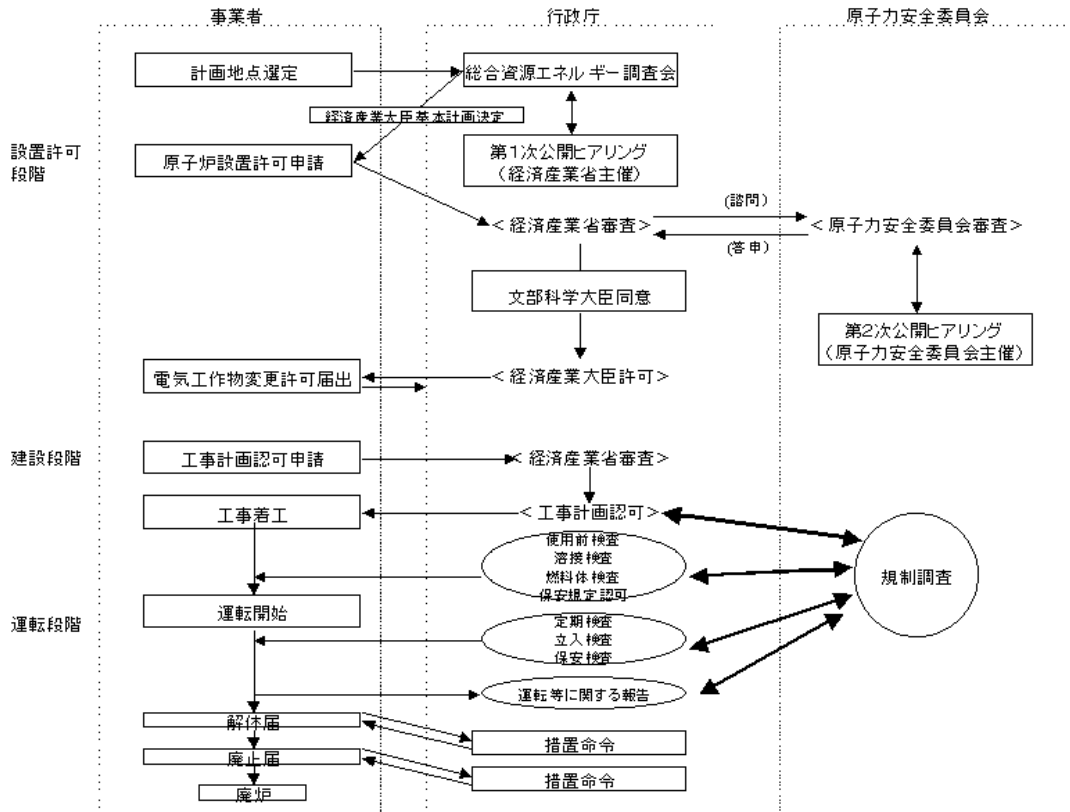
運転開始後は、設置者が自主的に検査を行うほか、電気事業法に基づき運転期間約1年ごとに国の検査(定期検査)を受けなければならない。この定期検査も、上記の技術基準によってなされる。また、原子力発電所で事故や故障が発生した場合には、原子炉等規制法や電気事業法に基づいて経済産業大臣に報告することが義務付けられている。

また、原子力安全委員会は、(株)ジェー・シー・オー事故を踏まえ、これら行政庁による設置許可等の後の建設及び運転段階の主要な安全規制の実施状況について、必要に応じて現地調査を行う「規制調査」を平成12年度より実施している。

なお、我が国は国際原子力機関(IAEA: International Atomic Energy Agency)による「原子力の安全に関する条約(原子力安全条約)」に加盟し、国際レベルでの原子力の安全確保を図っている⁵。

⁵ 1986年の旧ソ連邦チェルノブイル発電所4号機の事故は、重大な原子力事故は国境を越えて影響を及ぼすものであるとの認識をもたらすと共に、旧ソ連設計の原子炉の安全性に大きな懸念をもたらした。このため、1991年のIAEA主催「原子力安全国際会議」において、各国の原子力施設の安全確保を目的とした「原子力安全条約」の策定が提案された。本条約は、国際原子力機関IAEAを事務局とし、1996年10月24日に発効した。

図 6.3.1 原子力発電所の設置地点の選定から運転開始段階までの流れ



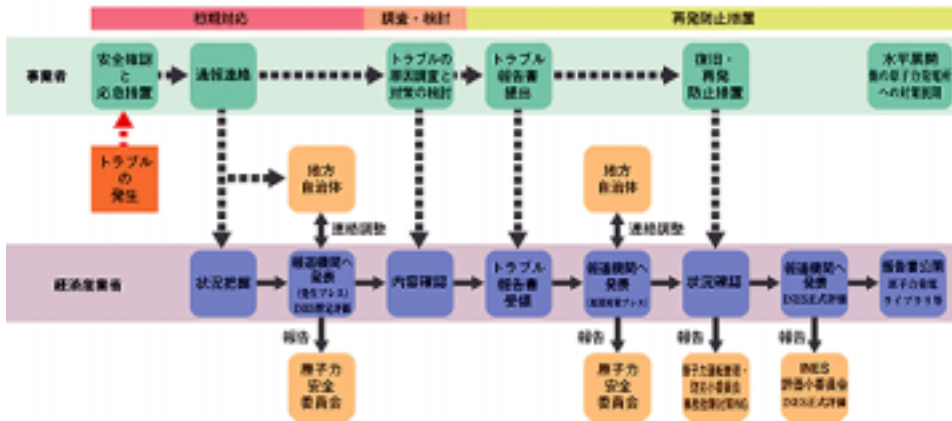
[出典] 原子力安全委員会「平成 13 年度原子力安全白書」

(2) 事故や故障から得られる教訓の反映

十分信頼性の高い安全設計をし、また、適切な運転・保守を行ったとしても、ある確率で、機器故障や人的過誤、あるいは地震や飛来物等の外的衝撃により、異常な過渡変化や事故が発生することは避けられない。また、異常な過渡変化が起きたときに事故防止系の機能が喪失して事故につながる可能性もある。

そのため、国内外の原子力発電所で発生した事故や故障については、その原因等を解明し、得られる教訓を活かすことが、原子力発電所のさらなる安全性の確保と向上にとって有効である。国内の原子力発電所で発生するトラブルに対しては、事業者、国は、図 6.3.2 に示す対応をとることとされている。また、国際的には、発生した事故や故障の重要な事例については、国際原子力機関 (IAEA : International Atomic Energy Agency) 及び経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA : Organization of Economy, Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency) が共同運営する事象報告システム (IRS : Incident Reporting System) において、国際的にも共同で分析作業を行い、そこで得られた教訓を安全性の向上に反映している。

図 6.3.2 原子力発電所におけるトラブルへの対応



[出典] 経済産業省ホームページ / 原子力のページ、<http://www.atom.meti.go.jp/>

(3) 事故・故障の評価尺度

原子力施設での事故や故障は、法令等に基づいて経済産業省等の規制行政庁に報告され随時公表されている。このような事故・故障について、原子力関係者と、報道関係者及び公衆との間での共通理解を促進することを目的として、1990年にIAEA及びOECD/NEAが共同で国際原子力事象尺度(International Nuclear Event Scale: INES)を定め、加盟各国による2年間の試用を経て1992年3月から正式に運用されている。INESでは、表6.3.1に示すように、安全上重要でない事象に対するレベル0から、広範囲に及ぶ健康・環境影響を伴う重大な事故に対するレベル7までを含むが、これらのレベルは、(1)施設外への影響、(2)施設内への影響、(3)深層防護(安全確保のために何層もの対策を設けておくこと)への影響の3つの基準に従って決定される。3つの基準のうち複数の基準で評価する必要がある場合には、その中の最高位のレベルのものを評価されたレベルとする。なお、レベル1から3までは「異常な事象」、レベル4から7までは「事故」として大別されている。

INESで対象とする事象は、原子力発電所や核燃料施設、研究炉などの原子力施設で発生したものだけではなく、こうした原子力施設間の放射性物質の輸送時における事象や放射性線源の取扱時の事象も含まれる。しかしながら、INESは、原子力安全あるいは放射線安全の観点から事象の重要度を評価するためのものであることから、原子力施設で発生した場合でも、火災のように一般災害としては重大と考えられる事象であっても放射線災害を伴う恐れのない場合には、この尺度の対象外となる。

この尺度を分かりやすくするために、過去の原子力施設における事故が具体的例として示されている。例えば、旧ソ連(現ウクライナ)のチェルノブイル原子力発電所事故(1986年)は、放射性物質の重大な放出があったので「レベル7」、米国のTMI-2原子力発電所事故(1979年)は、施設外への影響は小さかったが、炉心の重大な損傷があったので「レベル5」の事例として示されているが、これらは、いずれも、INESが制定される前の事故である。1999年に我が国で発生した(株)ジェー・シー・オー燃料加工施設での臨界事故は作業員の死亡や公衆の被ばく線量の大きさからレベル4とされ、当時では、INES制定後最

大の事故となった（2000年6月に、エジプトにおいて、紛失線源からの被ばく事故が発生し、公衆2名が死亡し、5名が重大な被ばくを受け、レベル4とされた）

INES に報告された情報は、原文（英文）が原子力公開資料センター、和文翻訳が日本原子力研究所ホームページにおいて公開されている。

表 6.3.1 原子力施設の事象の国際評価尺度



[出典]日本原子力研究所ホームページ、<http://nsdel.tokai.jaeri.go.jp/ines/>

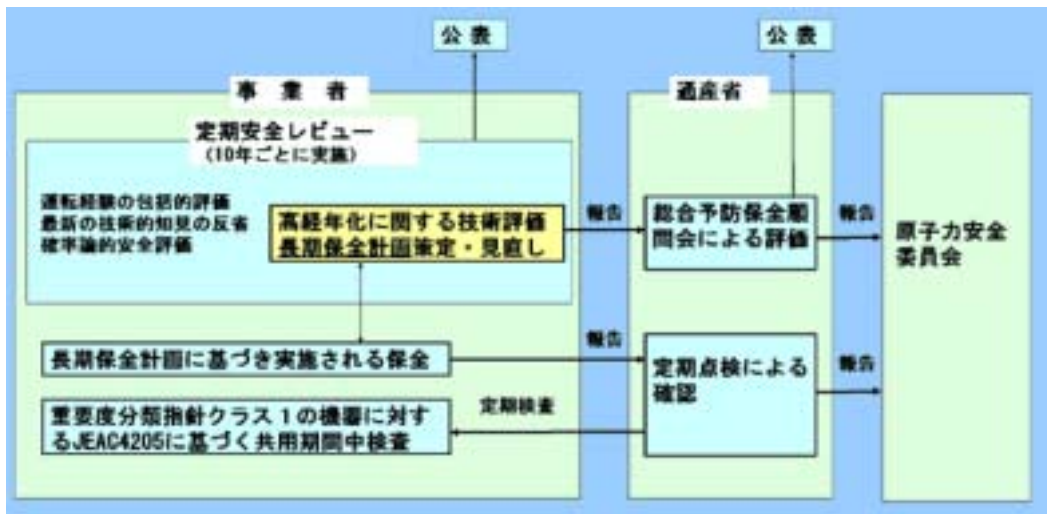
(4) 高経年化対策と定期安全レビュー

原子力発電所の供用期間が長期化するに伴う、構造物や機器類の高経年化については、その健全性を確認することが、原子力発電の安全確保にとって重要である。また、安全上の新たな知見や最新の技術的知見についても、安全確保への反映が求められる。

このため、原子力安全・保安院は、すべての原子力発電所を対象に、およそ10年ごとに定期安全レビュー（PSR：Periodic Safety Review）を行い、最新の知見に照らしても原子力発電所が十分安全であることを確認している。そこでは、安全審査時以降に作成または改訂された審査指針も満足する設計であるか、運転開始後の事故・故障データや確率論的安全評価の結果から特別の弱点がないか等がレビューされる。図 6.3.3 に定期安全レビューによる総合的設備管理方策を示す。

また、平成8年4月には旧通商産業省資源エネルギー庁は、高経年化に関する基本的な考え方をとりまとめ、定期検査の高度化や構造物基準の整備等を進めるとともに、検査・モニタリング、予防保全・補修、経年変化評価等に係る技術開発を進めることとした。（参考資料：通産省資源エネルギー庁「高経年化に関する基本的考え方」平成8年4月）その後、多くの機関によって、原子力施設の高経年化対策に関する技術開発が進められている。

図 6.3.3 総合的な設備管理方策



[出典] 経済産業省ホームページ / 原子力のページ、<http://www.atom.meti.go.jp/>

1. 各プラントについては、定期安全レビュー（PSR）を10年に1回程度の頻度で実施。
2. 今後、PSRの対象となるプラントについて、30年目を迎えることを目途として、技術評価及び長期保全計画の策定をPSRの中で実施するとともに、その他10年毎に、かかる技術評価及び長期保全計画の見直しを実施。
3. 技術評価及び長期保全計画については、通産省による評価を行った上で、原子力安全委員会に報告。
4. 併せて定期検査等において、長期保全計画の進捗状況をフォロー。

(5) 原子炉圧力容器の安全確保

原子炉圧力容器は、炉心を取り囲む安全上重要な機器であり、低合金鋼⁶で製作されている。この低合金鋼は、通常の運転温度では延性に富み靱性も高いが、低温になると脆性を示す。鋼材が脆性を示す温度では、万が一大きな欠陥が存在していると、圧力が加わったときに容器は脆性破壊に至ることとなる。また、原子炉の供用期間中には炉心からの中性子が当たるため、鋼材が脆性を示す温度が上昇する。これは、いわゆる中性子照射脆化と呼ばれている。このため、供用期間中の原子炉圧力容器については、中性子照射脆化の程度を調べ、安全であることを確認しながら運転が行われている。具体的には、原子炉圧力容器内に容器と同じ材質の試験片を装荷しておき、それを定期的に取り出して試験を実施することで安全の確認を行っている。この試験は、脆化を監視するために設計建設基準や技術基準で決められているものであり、監視試験と呼ばれている。また、照射脆化の進行については、監視試験結果や材料試験炉による照射データを用いて予測式が作られている。特に、銅(Cu)や燐(P)等の不純物元素が多いと、脆化の進行が大きくなることが分かっている。日本の鋼材は一般的には、これらの不純物元素が少なく、また、最新の鋼材ではこれらの不純物元素がさらに少ないものが使用されている。

(6) 経年構造物の健全性の確保

設計・製造時に適用される設計基準とは別に、さらに機器の運転中の性能を一定水準に維持するための維持基準を設けることが必要である。供用中の材料の劣化や欠陥の発生を前提とする維持基準を適正に設定し運用することは、人間で言えば年齢と老化の程度に合わせた適切な健康診断と健康管理を行うことであり、高経年化しつつあるプラントのより合理的な保守保全と安心できる運転につながる。国内においても軽水炉の高経年化に伴い、維持基準の必要性が高まっており、1997年には日本機械学会に規格委員会が組織され、2000年に国内初の民間原子力維持規格が発行された。2002年には、検査規定を追加した改訂版が出され、今後は常に最新の研究成果を取り入れた規格改定がなされる予定である。また、2003年には、これを国の基準として活用するための検討が、総合資源エネルギー調査会で行われている。

維持基準の3つの重要な要素は、「検査」、「評価」、「補修・取替え」である。供用中の機器の欠陥を超音波探傷試験等の方法により調べ、欠陥が発見された場合にはそれがその後どのように進展・拡大するかを評価し、許容される以上にき裂が進展する可能性がある場合には、補修または材料の交換を行うことになる。欠陥検査では、決められた以上の大きさの欠陥を特に深さについて精度高く検出できる技術が必要である。また、欠陥評価では、材料の使用条件に合ったき裂進展速度データに基づく進展評価が重要である。維持基準を導入するためには、欠陥検出技術のレベルを高めかつ信頼性の高いき裂進展速度データを蓄積することが必要であり、国内においてその活動が活発化している。

⁶ 原子炉圧力容器には、Mn,Mo,Ni等の合金元素をそれぞれ1%程度以下含む鉄鋼材料が使われている。

【最近の話題3】

「シュラウドのひび割れと健全性評価」

どのような工業用材料も、使用される環境や加わる応力の条件により程度の差はあるものの、時間とともに表面に腐食が生じたりき裂が発生し、製造当初の状態から変化して行く。このような材料の劣化は、人間の身体が歳をとり老化して行くことと同じく自然な現象である。材料技術者は、材料の劣化の予測、検知、診断のために劣化メカニズムの研究を行い、劣化を抑えるために耐久性に優れた新しい材料の開発を行って、原子炉の信頼性・安全性の向上に貢献して来た。しかし、人間の老化と同じく、材料の劣化も完全に抑えることは不可能である。このため、原子炉のように長期の寿命を要する場合、材料の劣化がどの程度進んでいるか、それは安全を脅かすものか、いつ交換や補修を行うべきかを的確に判断することが、システムの安全性を保つために必要となる。

近年、沸騰水型原子炉（BWR）の炉内で燃料集合体を囲んでいる炉心シュラウド⁷や炉外の再循環系配管⁸の溶接部の近くに「ひび割れ」が多数発見された。このひび割れの発生原因を調べるため、ひび割れ部分から採取した材料サンプルの詳細な調査が行われ、ひび割れは「応力腐食割れ」（図 6.3.4 参照）であることが明らかになった。応力腐食割れ（以下、SCC）とは、金属材料をある環境で使用するとき、材料が本来持つ引張強さよりも小さな引張応力でひび割れが発生・進展し破損してしまう現象であり、腐食の作用により発生する割れ現象である。1970-1980 年代には、BWR のステンレス鋼一次冷却系配管の溶接部に SCC が多発した。この問題に対しては、集中的な研究により SCC の発生原因が溶接の熱影響による熱鋭敏化と残留応力及び高温水中の溶存酸素によることが明らかにされた。ステンレス鋼は、耐食性を向上させるためのクロムとある程度の量の炭素を含んでいる。このため、溶接により材料の温度が上昇すると結晶粒界にクロム炭化物（ Cr_{23}C_6 ）が形成され、その周囲でクロム濃度が下がるため耐食性も低下し、腐食や SCC の感受性を持つようになる。この熱鋭敏化と呼ばれる現象を防止するため炭素量を 0.02% ~ 0.03% 以下に低めたステンレス鋼（SUS316L 等）が開発され、他の対策技術たとえば残留応力の低減や水質制御とともに適用されることにより、溶接熱影響による SCC の発生を抑制することに成功した。しかし、近年炉心シュラウド等に生じているひび割れはこの炭素を低減したステンレス鋼（低炭素ステンレス鋼）に発生している。低炭素ステンレス鋼の SCC の発生が、機器の製造時に材料表面に施された切削や仕上げ加工による表面の硬化と関係のあることは既に分かっているが、熱鋭敏化とは異なる原因で内部へ進展している可能性が高く、詳細なメカニズムの解明はこれから行われることになる。

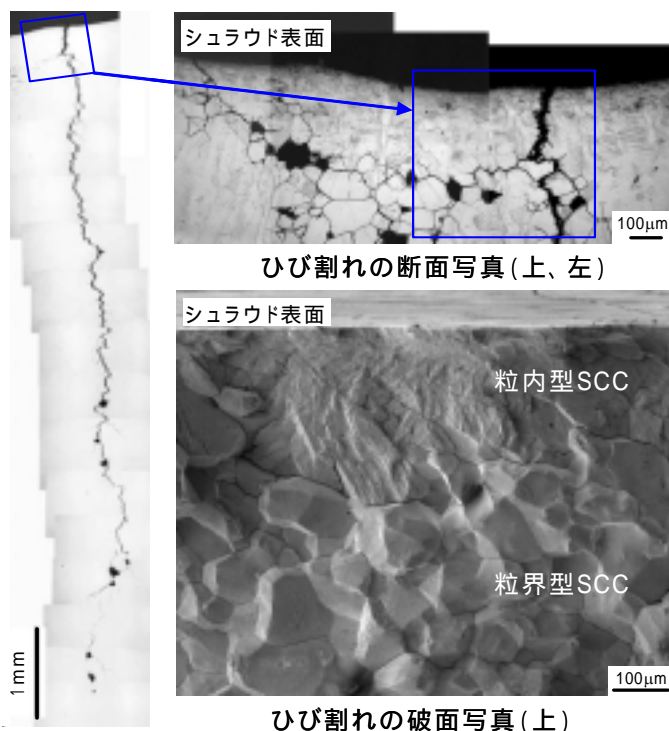
ただし、ひび割れの存在が直ちにプラントの安全性の低下につながるわけではない。また、炉心シュラウドの主な機能は、炉内を仕切ることによりシュラウド内部に配置された燃料集合体へ十分な流量の冷却水が流れるようにすることであるため、シュラウドの一部にひび割れが存在しても、構造が健全であればその機能に実際的な問題は生じない。ひび割れがプラントの安全性に及ぼす影響については、き裂の進展速度評価に基づく客観的な

⁷ 原子炉圧力容器内に取付けられた円筒状のステンレス製構造物であり、内部に燃料集合体や制御棒等を収納し、ジェットポンプによりシュラウド下部から炉心部に導かれる原子炉冷却水の流路を確保するための仕切板の役割を果たす。

⁸ 原子炉圧力容器から炉外の再循環ポンプにつながる冷却水配管であり、圧力容器内のジェットポンプに冷却水を戻す。一次冷却水を循環させかつ流量を調整して原子炉の出力を調整する機能を有する。

判定（健全性評価）により検討する必要がある、この判定を行うための方法を定めた基準が 6-3(6)に述べられた維持基準である。例えば、炉心シュラウドの健全性評価では、原子炉の運転中に想定される最大の地震荷重がかかった場合でも、ひび割れを有する炉心シュラウドが十分な構造強度を有することを確認する。そのため、まず既存のひび割れが、通常時に溶接部近傍に存在する内部応力（溶接残留応力⁹）によりどのように進展するかを評価する。その結果を用いて、例えば5年後にひび割れ部における炉心シュラウドの残存断面積を計算し、それが大地震時にも構造強度を維持するために必要な最小の断面積（必要残存面積）よりも大きいことにより健全性を確認する。このような健全性評価の精度を高めるため今後も、ひび割れの形状・深さの計測技術の向上、SCC 進展速度データベースの拡充、内部応力の正確な評価・計測法の改良などの努力を継続する必要がある。

図 6.3.4 BWR の炉心シュラウド（SUS316L 製）下部リングの溶接部近傍に発生したひび割れの断面及び破面の顕微鏡写真。



[出典] 日高、鈴木（編）「原子炉安全研究ワークショップ - 経年構造物の健全性に関する研究成果を中心に - 講演集 2003年3月17日、東海研究所、東海村」、JAERI-Conf 2003-014, (2003)

⁹ 溶接時に溶融した溶着金属は温度の降下に伴い凝固するが、その際に体積が収縮するため溶着金属の周囲の金属は引張り力を受ける。これが溶接残留応力であり、金属が変形を起こす応力（降伏応力）に近い高い応力となるため、材料の変形や応力腐食割れの原因となる。

【最近の話題 4】

「東京電力の不正とそれへの対応」

平成14年秋に、東京電力の原子力発電所で自主点検記録の不正や格納容器漏えい率検査の偽装等、一連の不正問題が明らかになった。これは第一義的には原子力利用を行う事業者の安全確保体制の問題であるが、規制行政当局の検査のあり方や規制のための基準類の合理性についても問題点が指摘された。

これに対し、経済産業省では、同年9月、東京電力点検記録等不正の調査過程に関する評価委員会を発足させ、東京電力が行った原子力発電の自主点検記録の不正等に関して原子力安全・保安院が実施した調査について、その調査過程の妥当性を評価するとともに、改善策を提言する中間報告書を10月にとりまとめた。

原子力安全・保安院では、事業者が基準等を確実に遵守することを目指して、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力安全規制法制検討小委員会において、自主点検に関する記録の不正等の行為が行われた背景の検証及び再発防止のための法制度等の検討を進め、中間報告書を10月にとりまとめた。これを受け、自主点検を法定の検査とすること、維持基準の導入、罰則の強化等を内容とする電気事業法及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正が12月に行われた。

原子力安全・保安院はまた、その時点で見つかっていた炉心シュラウドと再循環系配管のひび割れに対しては、個別にその健全性を評価する一方、既に日本機械学会が策定した維持規格を規制基準として活用することの妥当性を評価し、高経年構造物のひび割れに対して、ひび割れの進展予測すること、どこまでなら許容できるか、許容されたひび割れをどう検査すべきか等を定める健全性評価制度の整備を進めている。

一方、原子力安全委員会では、技術基準に関して「原子力発電施設における自主点検記録の不正等に対する対応について(平成14年10月17日原子力安全委員会決定)」で、「法令に基づく技術基準は、「安全か否か」の判断基準、すなわち安全確保のために必要な技術的要件を客観的に設定するものであり、最新の知見や技術が反映された合理的なものではない」とした。

原子力安全委員会は更に、技術基準類のあるべき姿を検討すべく、「技術基準の基本的考え方策定のためのタスクフォース」を設置して検討を進め、平成15年4月24日の安全委員会決定として、短期的には、現行の各技術基準が設計・建設・供用のどの段階に適用されるのか明確にすること、設備の健全性評価のための基準を早急に整備すること、民間規格を積極的に活用することを声明するとともに、中・長期的には、安全審査指針や技術基準の整備で安全目標を参考にすべきこと等を定めている。

また、前述の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正においては、原子力安全委員会のダブルチェック機能を強化する観点から、規制行政庁から原子力安全委員会に対し、原子力施設に係る建設・運転に関する安全規制の実施状況についての定期的な報告等を行うこととされたほか、規制行政庁からの報告を受けて、原子力安全委員会が調査を行う際に、原子力事業者及び保守点検事業者がこれに協力することが義務付けられた。こうした法律改正は、原子力安全委員会のダブルチェック機能に対する国民の付託の大きさを反映したものとして、原子力安全確保に対する原子力安全委員会としての責任が制度的に強化されたもの。

この法律改正を受けて、原子力安全委員会としては、平成 14 年 12 月 19 日に、「電気事業法及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律並びに原子力委員会及び原子力安全委員会設置法の改正に伴う原子力安全委員会の機能強化について」を委員会決定し、規制行政庁が行う安全規制に対する監視・監査機能を強化することとした。具体的には、原子力の安全規制においては、透明性の確保と国民への説明責任が優先されるとの観点から、今回の法律改正により新たに規定された後続規制の実施状況の報告に関しても、規制情報の迅速な公開を第一の原則として規制行政庁に求めるほか、原子力安全委員会として、客観的な立場から独自の調査・分析を行うが、実効性と有効性の観点から、当該調査・分析の安全上の重要性に照らした位置付けを行うとともに、建設・運転に関する安全規制のあり方を中心に、必要に応じ予め原子力安全委員会としての意見や見解を示すなど主体的に取り組む、との方針を示している。原子力安全委員会としては、こうした方針に立ち、今後、原子力安全規制のダブルチェック機関としての責任を十二分に果たしていくこととしている。

6 - 4 安全文化

原子力発電の安全を確保するためには、十分な安全設計をすることに加えて、原子力発電に係る全ての組織、個人が、「安全確保を何よりも優先する」という意識を常に持つことが、重要である。旧ソ連のチェルノブイル事故を受けて国際原子力機関(IAEA: International Atomic Energy Agency)に設置された国際原子力安全諮問委員会 (INSAG: International Nuclear Safety Advisory Group)¹⁰は、チェルノブイル事故は「安全文化」の欠如によって起きたとし、その後とりまとめた「原子力発電所の基本安全原則」¹¹の中で、安全文化を「原子力プラントの安全性に関係ある業務に従事するあらゆる人の献身と責任」と定義した。さらに、「原子力安全の重要性に鑑み、適切な注意が最優先で払われるような、組織や個人に備えてあるべき特性や姿勢を集約したもの」¹²としている。図 6.4.1 に INSAG の示す安全文化の構造を示す。

また、安全文化は、「組織とその構成員の安全に対する意識の改善により、段階的に発展させて行くべきもの」¹³との考え方が示されている。この考え方では、例えば、第 1 段階では、作業員がミスを犯した場合、単にその人を非難するが、第 2 段階では、非難するよりも、何故ミスを犯したのかを検討するようになり、第 3 段階では、非難することを止め、ミスの原因を究明し、二度と類似のミスが起きないように対策を講じることに専念するようになるとしている。

一方、「安全文化の衰退」という概念も極めて重要である。長期にわたり安全向上策が取られ、確固たる安全管理システムが確立されてきたような場合には、安全向上への熱意が

¹⁰ INSAG は、IAEA の事務局長に対して原子力安全、放射線安全及び放射性廃棄物の安全性に関してアドバイスをする国際的な諮問グループであり、1985 年に創設された。メンバーは事務局長により任命される。本文記載の報告書の他、1996 年に原子力安全における深層防護 (INSAG-10)、1999 年に原子力発電所の基本安全原則の改訂版 (INSAG-12) 等を取りまとめ、現在、安全文化の強化に向けた報告書 (INSAG-15) を準備中。原子力安全全般に係わる質の高い活動を行っている。

¹¹ IAEA INSAG, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants," Safety Series No. 75-INSAG-3, (1988).

¹² IAEA INSAG, "Safety Culture," Safety Series No. 75-INSAG-4, (1991).

¹³ IAEA, "Developing Safety Culture in Nuclear Activities - Practical Suggestions to Assist Progress", Safety Report Series No.11, (1998).

薄れ、一方で、システムは硬直化に向かい、規則や良い慣行は形式的となり、その意味が忘れられるといった方向に向うおそれがある。無意識的に、「少しぐらい規則を無視しても、何も起きないだろう」といった考えが蔓延する場合も想定される。グループや組織がそれを容認するようになると、組織としても安全文化の衰退が始まる。効率や生産性の向上の要請や、人員削減、期限までに仕事を仕上げなければならないといった精神的圧迫感も重要な外的要因となる。

原子力発電の分野では、近年、国内外で安全文化の欠落が原因とされる事故、故障が発生している。そのため、原子力産業界では、使用済み燃料輸送容器データ改ざん問題（平成 10 年）、英国 BNFL 社による MOX 燃料検査データのねつ造問題（平成 11 年）等を契機として、企業倫理委員会の設置や企業行動指針の策定等がなされ、安全の確保、環境問題への取組み、法令の遵守、倫理の確立、情報公開等の重要性の再確認とその明文化が進められた¹⁴。さらに、安全意識の高揚など安全文化の醸成に向けた様々な取組みが強化されてきた。また、平成 11 年 9 月の(株)ジェー・シー・オー臨界事故を教訓として、原子力産業界の事業者や研究機関などが一体となって、安全文化の共有化・向上を図るためのネットワーク組織「NS ネット（ニュークリアセーフティネットワーク）」が設立された。これには、現在、原子力産業界の 36 企業及び研究機関が加盟しており、加盟機関が水平的かつ双方向的に繋がり、安全文化の普及活動、ピアレビュー（会員間の相互評価）の実施、安全に関する情報交換および過去の事例等に基づく教育支援などの活動を行っている¹⁵。

しかしながら、こうした努力にも拘らず、原子力発電施設における自主点検記録の不正問題が起きたことから、原子力安全委員会は、平成 14 年 10 月 17 日に安全文化の醸成の必要性について、下記の見解を表明している¹⁶。

「今回の不正等の背景には、経営層も含めた組織全体において安全を最優先とする「安全文化」に係る問題がある。「安全文化」を維持・向上していく観点からは、現場の従事者から経営者までのあらゆるレベルでリスクに対する鋭い感性を保ち、「これでよいのか、これは何を意味するのかと常に問い直す批判精神、習慣」（Questioning Attitude）の重要性を認識し、行動に移すことが必要である。このため、透明性の向上方策と併せて、組織全体として安全最優先という強い意志と責任感を維持すべき安全文化が、表層的なものとなっていないかを見直し、強固な安全文化を意識や行動に深く根付かせること（身体化）を進めていかなければならない。」

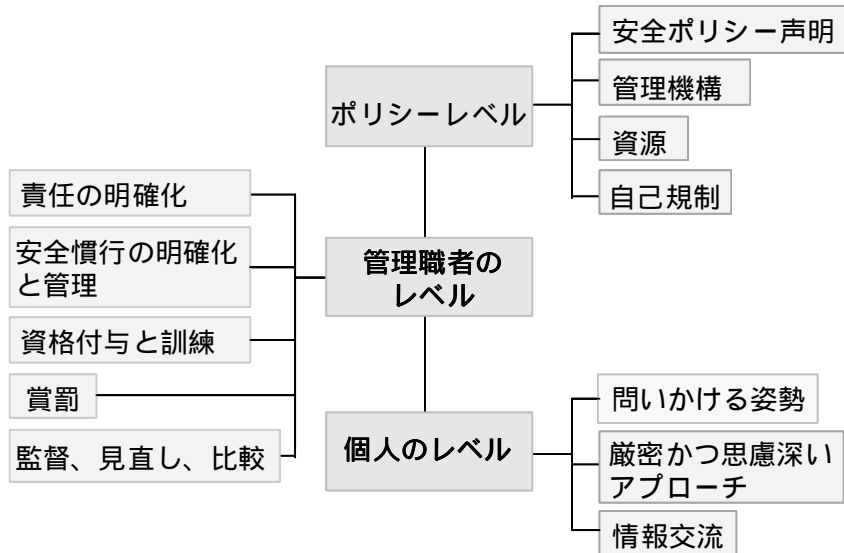
原子力発電の安全確保を真に実のあるものにするためには、安全文化の意義を原子力関係者、事業者、行政庁を問わず全ての者が理解し、安全確保の基本は、安全文化であることを認識し行動することが、今後の原子力発電の安全確保にとって重要である。

¹⁴ 例えば、NS ネット相互評価（ピアレビュー）報告書、東北電力株式会社女川原子力発電所、NSP-RP-009、2001 年 2 月 20 日。

¹⁵ NS ネットのホームページ：<http://www.nsnet.gr.jp/>。

¹⁶ 原子力安全委員会決定、原子力発電施設における自主点検記録の不正等に対する対応について、平成 14 年 10 月 17 日。

図 6.4.1 安全文化の構造



[出典] IAEA INSAG, "Safety Culture," Safety Series No. 75-INSAG-4, (1991)

【最近の話題 5】

「事故からの教訓」

軽水炉の安全に大きな教訓、スリーマイル島事故¹⁷

1979年3月28日未明、米国スリーマイル島原子力発電所2号機（B&W社製PWR、電気出力95.9万kW）において、約97%で定格出力運転中、制御用空気系の故障のため主給水ポンプがトリップ、さらにタービンがトリップしたことから、原子炉一次系の温度、圧力が上昇したため設計通り加圧器逃し弁が開き、原子炉は緊急停止した。その後、一次系圧力低下に伴って自動的に閉まるべき加圧器逃し弁が故障して開固着の状態となり、ここから一次冷却水が系外に流失した。このため炉心は約2/3が露出して大きな損傷を受けた。この事故に伴う放射性物質の外部放出は、希ガスが約93PBq、ヨウ素が約0.56TBq程度と推定されたが、周辺公衆の個人の被ばく線量は1mSv以下であり、健康に与える影響はほとんど無視できる程度であった。

この事故は、加圧器逃し弁が開固着して一次冷却材が流出し、炉心の冷却が不十分であったのに、運転員が一次冷却材は十分にあると誤判断したことによる。制御室内にあった一次冷却材の圧力、温度、逃し弁出口温度、ドレンタンク圧力、温度、格納容器内圧、サンプル水位などの指示計では、加圧器逃し弁から一次冷却材が大量に流出して一次系内保有量が減少していることを示していたが、運転員はアラーム信号を相互に結びつけて考えようとせず、加圧器の水位が上昇し、高い値を示していることのみ注目して、一次冷却材は十分にあると判断し、非常用炉心冷却装置(ECCS)を早期に停止してしまったことが、事故を拡大させた決定的な要因であった。

この事故は原子力発電を推進している世界各国に衝撃を与えた。わが国でも、原子力安

¹⁷ 原子力安全委員会（編）昭和56年度版 原子力安全白書、大蔵省印刷局（昭和56年12月）。

全委員会が直ちに国内の原子力発電所の総合的な再点検を実施し、改善措置を指示する等の対策を講じた。また、同委員会に事故調査特別委員会を設置して、事故の教訓を様々な角度から検討し、「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」として、安全設計、安全基準、安全審査、運転管理、防災、安全研究にわたる 52 項目の教訓を公表し、その後の安全審査指針類の改訂や策定など安全規制行政等に反映されるとともに、確率論的安全評価、シビアアクシデント、ヒューマン・ファクターなどの安全研究の発展の契機となった。

チェルノブイル事故は人災¹⁸

1986 年 4 月 26 日、旧ソ連のチェルノブイル原子力発電所 4 号機において、原子力史上最大の事故が発生した。この原子炉は、黒鉛減速軽水冷却型と呼ばれるソ連独自の設計によるもので、低出力時には不安定になる特徴を有していた。原子炉のスクラム時にタービンの惰性回転で発電される電力で発電所内の電力需要がどの程度まかなえるかを試す試験を低出力で実施した結果、原子炉の出力が暴走する反応度事故に至った。出力の急上昇により燃料が破壊され、水蒸気の大量発生により炉心と周囲のコンクリートが破壊された。気密性の格納容器がなかったこともあり、原子炉内にあった放射性物質のかなりの量が環境中に放出された。事故の消火に当たった消防士や運転員など 31 名の労働者が急性放射線障害で数ヶ月以内に死亡した。また、半径 30km 以内の住民約 13 万 5 千人が避難を余儀なくされた。放出された放射性物質は、食物への汚染などヨーロッパにも影響を及ぼした。

事故の原因としては、原子炉や制御系など安全設計が元々脆弱であること、それを補う十分な規則や手順が整備されていなかったこと、炉の安全上の特性が運転現場に伝えられていなかったこと、有効な規制体制が確立されていなかったことなどが挙げられる。この事故の教訓から、この型の原子炉の設計上の改善が施されるとともに、安全を何よりも優先させるべきであると言う「安全文化」の重要性が強く認識されることになった。我が国の原子炉とは設計が著しく異なることから技術的な面では直接の教訓はなかったものの、原子力安全委員会の事故調査特別委員会では、設計の改良に応じた適切な安全評価、設計範囲外事象の知識の把握と運転管理への反映、安全意識の向上、人的因子に関する研究の拡充、シビアアクシデントに関する研究の推進、防災対策の充実、国際協力の推進を「改めて心に銘ずべき事項」として摘出した。また、この事故を契機として、原子力事故の早期通報に関する条約（早期通報条約）、原子力事故又は放射線緊急事態の場合における援助に関する条約（相互援助条約）及び原子力の安全に関する条約（原子力安全条約）が策定され、我が国を初め多くの国が締結し、国際的な安全確保と向上を図っている。民営・官営を問わず各国で実際に原子力発電プラントの運営にあたる事業者による、原子力安全文化の浸透と向上のための国際的なネットワーク組織「世界原子力発電事業者協会（WANO）」が発足し、事業者同志の迅速な情報交換・相互研修など「世界の事業者による原子力安全文化の共有」が進んでいる。

¹⁸ 佐藤一男、他、「チェルノブイル事故から 15 年 - 私たちが学んだこと」、日本原子力学会誌、Vol.44, No.2 (2002)。

日本で最悪のジェー・シー・オー事故¹⁹

1999年9月30日、茨城県東海村にあるジェー・シー・オーウラン加工工場において、我が国の原子力施設では初めて作業員2名の死亡、住民の避難などをもたらした臨界事故が発生した。この事故は、ウラン粉末から濃縮度18.8%の硝酸ウラニル溶液の製造作業中に発生したものである。燃料の加工施設等においては、核物質の質量、濃度や容器の形状により、核分裂が継続する、いわゆる臨界にならないように規制されているが、この事故では、許認可上許されている装置や手順とは全く異なる作業が行われた。すなわち、許可申請書上の溶解装置ではないステンレス鋼製の容器、いわゆるパケツを用いてウラン粉末を溶解し、さらに濃度を均一にするための社内作成の手順書をも無視して、認可された保安規定上の核制限値である2.4kgウランを超えるウラン溶液をタンクに注入する作業が行われた。その結果、午前10時35分頃、臨界に達し、最初瞬間的に大量の核分裂反応が起こり、その後約20時間にわたって緩やかな臨界状態が続くこととなった。政府は、事故対策本部を設置し、事故の終息と防災対策を実施した。日本原子力研究所や核燃料サイクル開発機構の専門家による解析結果を基に、タンクの外側を流れ、臨界反応を助長している冷却水を抜き取ること、及び中性子を吸収する効果のあるホウ酸水をタンクに注入することにより、翌10月1日午前8時50分頃に臨界状態の終息が最終的に確認された。一方、現地では、施設から半径350m圏内の住民に対し、午後3時に避難が要請され、半径10km圏内の住民に対しては午後10時30分に屋内退避勧告が出された。それぞれの解除は、緊急技術助言組織の助言の下、安全性の確認の上、事故終息確認後の10月2日午後6時30分、10月1日午後4時30分に発表された。

原子力安全委員会に設置された事故調査委員会の報告によると、事故の直接の原因は、「安全確保のための手順を逸脱して、臨界量以上のウランを含む硝酸ウラニル溶液を注入したこと」とされており、事業者が守るべきルールを守らなかったこと、安全管理体制の不備にあると言える。その背景として、安全確保を優先するという意識（安全文化）の欠如がある。この事故から、初動段階で事故の状況の迅速かつ正確な把握が極めて重要であること、設置者の技術的能力の審査強化及び日常的な保安検査が必要なこと、原子力の防災対策の実効性向上が必要であること等、多くの教訓が指摘された。これらの教訓を踏まえ、原子力事業者による工程管理や作業管理による安全確保の徹底を図るとともに、原子炉等規制法の改正を行い、原子力災害対策特別措置法を制定した。さらに、原子力安全委員会の独立性と機能強化のため、事務局機能を科学技術庁から総理府に移管し、事務局の人員を大幅に拡充した。また、行政庁による規制の各段階におけるチェックを強化するなど、安全確保体制の充実が図られた。

「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故²⁰

1995年12月8日、福井県敦賀市にある、動力炉核燃料開発事業団（動燃）（当時）の高速増殖原型炉「もんじゅ」において、出力上昇中に2次冷却系配管からナトリウムが漏えいする事故が発生した。この事故では、放射性物質の環境への影響は無かったものの、

¹⁹ 原子力安全委員会（編）「平成11年版 原子力安全白書」。

²⁰ 原子力安全委員会（編）「平成9年版 原子力安全白書」。

我が国で初めてのナトリウム漏えい事故であったこと、事故後の情報の取り扱いが不適切であったことから原子力安全に対する信頼を著しく損なう結果となった。事故の直接の原因は、温度測定用さや管の設計ミスに基づく高サイクル疲労による温度計さや管の破断である。原子力安全委員会では、ワーキンググループを設置し、原因究明、再発防止策等の検討を行った。

この検討から、関連する要因として「品質保証活動の不全」「不適切な異常時運転手順書」「ナトリウム漏えい検知システムの不備」、さらには「教育・訓練の問題」や「運転体制、技術支援体制の問題」等の教訓が抽出された。また、こうした技術的な要因の背景に、「技術の蓄積と継承の問題」及び「新しい技術への挑戦という意識の問題」、「事故時の情報の重要性に関する認識の欠如」があり、これらが事故の未然の防止、拡大の防止、社会的影響を最小限に止めることを阻害したことが指摘された。さらに、新たな技術的知見を得るためには、問題意識をいかに持つかが課題であり、原子力分野以外の科学技術分野からの情報収集、専門家との意見交換が極めて重要であること、設置許可後において安全上重要な新しい技術的知見が得られた場合、これらの知見を施設的设计、建設及び運転の各段階に的確に反映させることが重要であると指摘された。また、ナトリウム漏えい時の腐食抑制対策等について、床ライナの機能維持効果が期待できることから、動燃の改善策は妥当であるとされた。

事故後、科学技術庁（当時）では、安全性を確認するため、「もんじゅ安全性総点検」を実施し、設備類並びに保安規定及びマニュアル類について点検を行った。また情報通信体制の充実を図るなど事故時対応の強化に努めた。

動燃・東海再処理施設のアスファルト固化処理施設での火災と爆発²¹

1997年3月11日、茨城県東海村の動燃東海事業所再処理施設に付属するアスファルト固化処理施設において火災が発生した。一旦は消火されたと判断がなされたが、約10時間後に爆発事故が起こり、建屋の一部を破損して周囲に放射性物質が飛散した。この事故では、放射性物質の閉じ込め機能が失われ、更に原子炉等規制法に基づく法令報告に虚偽の記載がなされたため、科学技術庁が動燃及びその職員を告発するという事態に至った。

安全審査ではアスファルトと硝酸塩化合物等との混合物の発熱反応について詳細な検討を実施していなかった。動燃では、安全審査後、アスファルト固化体が燃焼し、これを消火する場合には一定期間以上の水噴霧が必要であるとの知見を得ていたにも係らず、組織内で共有・継承等もなされず、規制側にも知らせていなかった。

原子力安全委員会は、入手した安全上重要な技術情報を動燃が施設的设计等に反映していなかった背景として、アスファルトという可燃物と硝酸塩という酸化物を混ぜることの危険性に対する基本的な認識が運転実績の積み重ねとともに風化し、組織として継承されなかったことが、事故の発生や拡大に繋がったと考えられ、厳しく指摘されるべきであるとした。また、安全審査後に得られた技術的知見を施設的设计や運転管理等にいかんにか活用していくことが重要であるとの教訓が得られたことから、設置者による技術情報の共有・継承等の重要性を指摘するとともに、原子力安全委員会自らが技術的知見のデータベース化

²¹ 原子力安全委員会（編）「平成9年版 原子力安全白書」。

等の措置を講じることとした。動燃では、再処理施設全域の自主保安の一環として安全性確認を行った。また、科学技術庁は、フォローアップチームを設置し、事故調査委員会で指摘された教訓と提言への対応の具体化を進めた。事故調査委員会及びフォローアップチームでの会合において、核燃料サイクル開発機構（旧動燃）は、事故発生直前の運転条件変更に伴う混練機内での発熱の可能性を実験的に証明し、アスファルト固化体の充てん温度が上昇したことによってドラム缶に充てんされた後の緩やかな発熱反応により火災が発生したと結論づけた。また、爆発の原因は消火不十分な固化体から可燃性ガスが発生し、アスファルト固化体が発火した際に発生したと結論づけた。

6 - 5 原子力発電技術と他の技術分野とのリスクの比較

異なる技術分野のリスクを比較するには、その尺度を定義する必要がある。一般には、ある活動のリスクとは、その活動により何らかの悪影響が生じる確率とそれによる被害の大きさの積（または何らかの関数）として表される。しかし、異なる技術分野では被害の形態や頻度の特性が大きく異なる場合があるので、その特性の相違にも留意する必要がある。原子力発電施設の事故については、発生頻度は極めて低くても被害が大きいのではないかと不安が持たれている。また、事故時や平常時の放射能放出による発がんの増大についても懸念されている。このため、以下では事故時の死者数の観点及び平常時の環境汚染による健康影響の観点での比較を示すとともに、原子力発電所での事故によるリスクの評価例を紹介する。

（１）多数の死亡者を出した事故

多数の死者を伴う事故については、近年に世界で発生した種々の技術分野での大事故の事例の調査²²によれば、航空産業では 1985 年に 520 名の犠牲者を出した日航ジャンボ機墜落事故があったが、その後も数年に 1 回程度数百人規模の事故が発生しており、そのうちの一部は地上の人口密集地やアパートに被害を与えている。海運分野では、1986 年黒海でのソ連の客船と貨物船の衝突により 705 人の死者を出した例など、数年に 1 回程度数百人規模の事故が発生している。鉄道分野では、1991 年信楽高原鉄道列車衝突事故での 59 人など、数年に 1 回程度数十から数百人規模の事故が発生している。化学工業分野では、1984 年にインドで化学工場周辺の地域住民に 2000 人規模の死者が発生した事例がある。石油・ガス分野では、1988 年の北海油田爆発火災では 160 人、1989 年のソ連パイプライン漏洩爆発では 645 人など、数年に 1 回程度数百人規模の死者を伴う事故が発生している。ダムについては、中国及びインドで数千人規模の死者が発生しているほか、1976 年米国の Big Thomson ダム決壊での 144 人などの事例がある。

一方、原子力発電施設では、最大の被害をもたらした事故は 1986 年の旧ソ連チェルノブイル原子力発電所事故であり、31 名が放射線による急性影響により死亡している。我が国での死亡事故としては 1999 年に(株)ジェー・シー・オー ウラン加工工場で臨界事故が発

²² 原子力安全委員会安全目標専門部会、パネル討論会参考資料「安全目標専門部会の調査審議状況」、パネル討論会「リスク社会で安全を得る - 原子力は特別なのか -」、京都、2002 年 10 月 5 日。原子力安全委員会ホームページ (<http://nsc.jst.go.jp/>) を参照。資料は原子力安全委員会事務局（東京都千代田区霞ヶ関 3-1-1、Tel:03-5253-2111）より入手可能。

生し、2名の作業従事者が死亡している。現在世界で400基以上の発電用原子炉が稼働しているが、このうち、我が国を始め多くの国で採用している軽水炉の設計ではチェルノブイル炉にはない頑丈な格納容器の設置などにより、同炉より格段に安全性が高いと考えられるが、その点をさしおいて発電用原子炉全体での実績を単純に比較しても、急性影響による死亡に関しては、原子力発電は他の技術に比較して多数の死者を発生させる事故は起こしていないといえる。

(2) 発電手段のリスクに関する近年の研究

近年ではエネルギー政策検討の参考として、エネルギー生産手段のコストやリスクを統一的な尺度で総合的に比較する研究がいくつかなされているので、その代表的な例を示す。図 6.5.1 は、種々のエネルギー生産手段について健康や環境への影響を総合的に評価した欧州連合 (EU) の ExternE 計画²³での評価結果である。平常運転時に放出される物質による健康影響のリスクを発電電力量 1 ギガワット時あたりの寿命の損失年数 (Years of Life Lost: YOLL) で示している²⁴。ここでのリスクは、1 ギガワット時の電力を得るために放出される有害物質による公衆が受ける被害の合計値の期待値として評価されている。原子力、天然ガス、石油、石炭の順でリスクは高くなっており、窒素酸化物 (NOx)、硫黄酸化物 (SOx) の放出量の大きい石炭は最もリスク寄与が高いと評価されている。これらは 1990 年当時の欧州の条件での評価であり、現在の我が国にそのまま当てはまるわけではないが、原子力施設からの放射能放出による発がんのリスクが、他の発電手段での有害物質放出による健康影響のリスクに比較してより高いとは言えないことは明らかである。

(3) 原子力発電施設の事故によるリスクの評価例

原子力発電施設では、深層防護の考え方に基づき幾重もの安全対策が施されている。これにより環境に有意な影響をもたらす事故の発生頻度 (年あたりの確率) は極めて低く抑えられているので、その発生頻度を統計で評価することは不可能であるが、次節 6-6 に述べるように、近年では事故の発生確率を論理的に評価する確率論的安全評価の手法が開発され、これによりリスクの評価がなされつつある。

確率論的安全評価によるリスク評価の一例として、図 6.5.2 に米国原子力規制委員会²⁵及び日本原子力研究所 (原研) の評価結果を示す。米国の評価は同国内の BWR2 基及び PWR3 基に関するものであり、原研の評価は我が国の BWR の代表的なタイプを想定した仮想的プラントでの評価である。これらの評価は、施設内で発生する機器故障や人的過誤 (内的事象という) から大事故に発展するシナリオのリスクを評価したものである。同図では、リスクは、原子力発電所周辺に居住する個人の 1 年・1 原子炉あたりの死亡確率として定義しており、事故による被ばくの急性影響による死亡と晩発性の発がんによる死亡に分け

²³ ExternE 計画は、欧州連合 (EU) の全加盟国と米国が参加している研究計画である。発電プロセスに伴う大気汚染や事故のリスクは、電気料金に含まれない隠れた社会的負担 (externality または外部性コストとも呼ばれる。) であり、これを明示的に評価し、比較できるように貨幣換算して示すことにより、エネルギー源選択や環境政策の参考とするべきであるとの考えに基づき、共通の手法で参加国ごとに外部性コストの評価を行っている。(http://www.externe.info/)

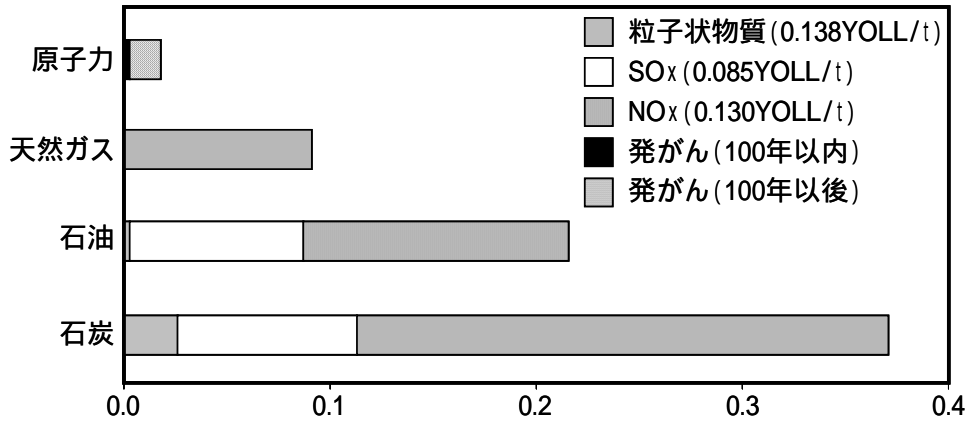
²⁴ A. Strupczewski, "Comparative Assessments of Emission from Energy Systems, Benefits and Burdens", IAEA Bulletin, Vol.41 No.1,(1999).

²⁵ USNRC, "Severe Accident risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, (1990).

て評価している。こうした確率評価には不確実さがあるので、米国の評価では不確実さの幅を線の長さで示しており、その幅は上下に各々1桁から2桁程度とされている。同図から、個人のリスク(死亡確率)は、発電所近傍でおよそ1兆分の1から1千万分の1程度であることが分かる。同図では、小さい確率の目安として、種々の原因による死亡の全国平均の確率を併記している。原子力発電所の事故のリスクは、落雷のような極めて希な自然現象と同程度又はそれ以下である。

以上の(1)、(2)、(3)により、これまでのリスク評価研究によれば原子力発電のリスクは極めて小さいと評価されており、また他の技術に比較して、リスクがより大きいとは言えないことが分かる。

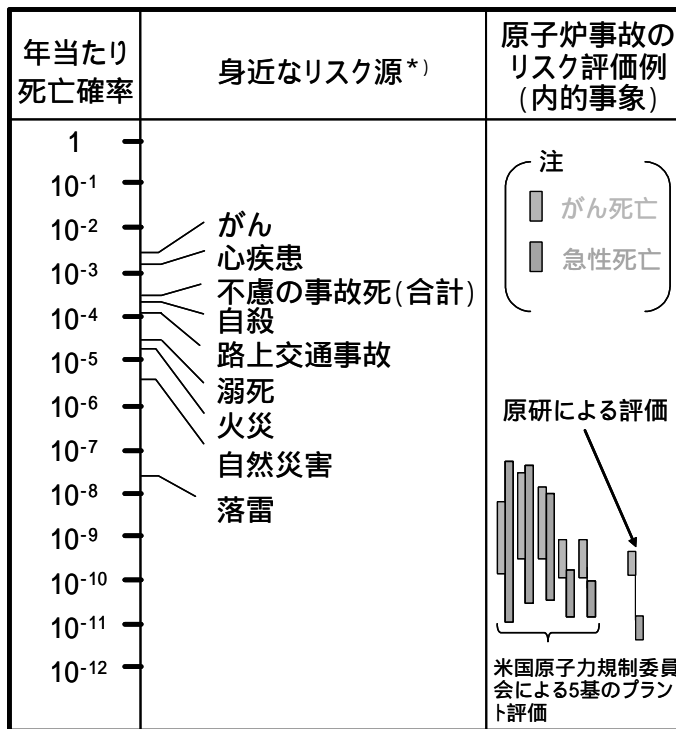
図 6.5.1 平常運転時の有害物質の放出によるリスク推定値の比較



発電量 1GWh あたりの有害物質放出による寿命損失年数 (YOLL) の評価値

[出典] IAEA Bulletin, Vol.41, Nr.1, (1999)

図 6.5.2 原子力発電所のリスクの評価例



* [出典] 厚生省人口動態統計、警察白書 (平成 2 ~ 11 年版)

6 - 6 新技術開発に伴うリスクをどう評価すべきか

(1) リスクの事前評価の必要性

人類は、科学技術により生産力を高め、生活を豊かにしてきた。過去数10年にわたり日本人の平均寿命はほぼ一貫して延伸していること²⁶などからも、科学技術の進歩が総体として、人類の安全を向上させてきたことは疑う余地がない。

一方で、科学技術の進歩は、自動車の増加が交通事故の危険を増加させているように、新たな危険も生み出しており、人類は、事故やトラブルを経験しつつ、安全の低下を防ぐ技術改良を行ってきた。科学技術の進歩は、常に、新たな危険の発生、その顕在化としての事故や被害の発生、それに対応する安全確保技術の開発という、サイクルを伴ってきたといえる。このサイクルの中で大きい犠牲も生じている。化学コンビナートの周辺で大気汚染による呼吸器疾患などの公害が発生し、汚染防止策や規制の強化が必要となったことなどの経験から1993年に環境基本法、1997年に環境影響評価法が制定され、環境に著しい影響を及ぼすおそれのある事業に環境影響の事前評価が義務付けられたことは、その一例である。

特に近年では、極めて大規模な技術システムが開発され、その中には事故発生の可能性は低くとも、万一発生した場合には重大な影響をもたらすのではないかと危惧されるものが増加している。原子力発電施設の炉心損傷事故、大規模コンピュータネットワークの故障、遺伝子組み換えによる有害動植物の発生などである。こうしたリスクを伴う新技術については、その技術の利用開始以前から、万一の事態を予測し、事故の発生の可能性や社会に対する被害の大きさを検討して、被害の特に大きい事故については、その大きさに応じて、その可能性を極めて低く抑えるように安全対策を講じる必要がある。

(2) 原子力発電施設におけるリスクの評価

原子力施設では、深層防護の考え方にに基づき、高い信頼性を確保するための設計、建設、運転の方法をとったうえで、万が一の事故の可能性を考えて多重、多層の安全設備が設けられている。そして、設置許可段階で行う安全審査において、これらの安全対策の方針が十分かが審査される。しかしながら、深層防護によりリスクは極めて低く抑制されていると考えられるものの、従来はリスクの定量的評価の手法がなかったため、安全設備の設置や設備の保守管理の努力がリスク抑制にどれほど寄与しているかを定量的に検討することができなかった。しかし近年では、リスクを事故の発生頻度とその被害の大きさの積として評価する確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA)により、それが可能となりつつある。

PSAによりリスクを評価する一般的な手順を図6.6.1に示す。PSAでは始めに公衆の健康に有意な被害を及ぼしうる事故のシナリオを洗い出すための分析を行う。ここでは、可能性のあるシナリオを網羅するように、事故の原因となる事象(起因事象)として地震や航空機の衝突などの外的事象と施設内での機器の故障や運転員の失敗などの内的事象を考慮するとともに、安全設備の多重故障の可能性を含めて系統的な分析を行う。原子力発電施設の場合は、公衆に有意な被害を及ぼすのは、炉心が溶融し、そこに蓄積された放射性

²⁶ 厚生労働省ホームページ、<http://www.mhlw.go.jp/toukei/saikin/hw/life/life00/index.html>。

物質が大量に放出される炉心損傷事故だけであるため、PSA では炉心損傷事故に至る故障の組み合わせを洗い出すことになる。次いで事故の発生頻度の評価では、運転経験から得られた機器の故障率や専門家による人的過誤率の推定値などを用いて、複数の機器の故障や人間の失敗が重畳して発生する事故シナリオの発生頻度を計算する。さらに、被害の評価では計算プログラムにより事故のシミュレーションを行って、放射性物質の環境への放出量や公衆の被ばく線量、健康への被害などを評価する。被ばく線量の評価では施設及び地域で整備されている防災対策も考慮される。公衆のリスクは、周辺の居住者が急性の放射線障害や晩発性のがんにより死亡する確率や死亡者数の期待値などとして評価される。

PSA により、どのような事故シナリオがリスクに寄与しているかが分るので、これをもとに一層効果的な安全確保の方策が明らかになる。こうした考え方から、我が国では、原子力安全委員会の奨励に基づく事業者の自主的努力として平成 4 年から 12 年にかけて全ての軽水型原子力発電施設について PSA が実施され、その知見を参考にしてシビアアクシデントの発生防止や影響緩和のための対策(アクシデントマネジメント)が整備された。また、この際には、いずれの施設においても炉心損傷事故の発生頻度は 1 原子炉・1 年あたり 10 万分の 1 以下、格納容器破損にまで至る事故の発生頻度については 100 万分の 1 以下であると評価された。

安全性の検証は実績に基づいて行うことが望ましいが、年あたり 10 万分の 1 という低い頻度のレベルまで実績で検証することは不可能である。このため確率論により論理的にリスクを評価する PSA の手法は、原子力発電のように事故の発生確率を極めて低く管理せねばならない技術分野においては、一つの有用な評価手法と言える。

(3) 安全目標とリスクインフォームド規制

PSA によりリスクの定量的評価が可能となったことから、確保すべき安全のレベルをリスクで表現し、それを安全目標として示すことや、安全規制の参考として PSA を利用することが各国で実施または検討されている。最も早く 1986 年に定められた米国原子力規制委員会の安全目標では、原子力発電施設の事故により周辺公衆が急性障害又はがんで死亡する確率は、一般の事故またはがんによる死亡の発生確率に比較して、それぞれ 1000 分の 1 以下とすべきとしている。この他、イギリスやオランダにおいても同種の目標が定められている。さらに、これらの国を含む多数の国で、安全規制における許認可の参考や従来の基準の見直しなどにリスク評価結果を参考とする、リスクインフォームド型規制(リスク情報を参考とする規制)と呼ばれる考え方が導入されつつある。

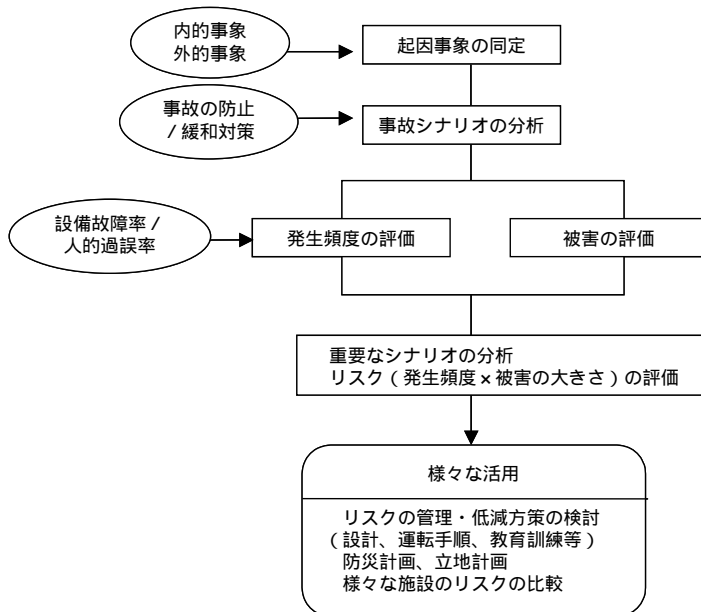
我が国では、原子力安全委員会において平成 12 年より安全目標の策定にむけた検討²⁷が開始されるとともに、平成 14 年にはリスクインフォームド型規制の導入について検討することが決定されている²⁸。原子力安全委員会では、安全目標の策定により確保しようと

²⁷ 原子力安全委員会安全目標専門部会、パネル討論会参考資料「安全目標専門部会の調査審議状況」、パネル討論会「リスク社会で安全を得る－原子力は特別なのか－」、京都、2002 年 10 月 5 日。原子力安全委員会ホームページ (<http://nsc.jst.go.jp/>) を参照。資料は原子力安全委員会事務局(東京都千代田区霞ヶ関 3-1-1、Tel:03-5253-2111)より入手可能。

²⁸ 原子力安全委員会決定(平成 14 年 10 月 17 日)「原子力発電施設における自主点検記録の不正等に対する対応について」(http://nsc.jst.go.jp/anzen/sonota/nscnews_kettei_f.htm)。

する安全のレベルを明示することは安全規制の説明責任を果たし、国民とのリスク・コミュニケーションを向上させることにも役立つものとして、安全目標専門部会での公開の議論に加えて、各地でのパネル討論会などにより安全目標への国民の意見を聞く努力が進められている。

図 6.6.1 確率論的安全評価によるリスク評価の一般的手順



[出典] 日本原子力研究所

6 - 7 原子力事故に対する防災対策

原子力災害対策については、原子力発電所や再処理施設の事故による放射性物質の大規模放出を対象に、従来から災害対策基本法、防災基本計画に基づき種々の対応策が立てられてきた。しかし、平成 11 年 9 月に(株)ジェー・シー・オー事故が起き、従来想定していなかった事故に対して防災対策を講じる必要性が明らかとなったこと、また、初動段階で事故状況の迅速かつ正確な把握が遅れたこと、国と地方公共団体との連携が十分ではなかったこと等の問題点が明らかとなった。こうした認識の下、平成 11 年 12 月、原子力災害対策の抜本的強化を図るために「原子力災害対策特別措置法」(以下「原災法」という。)が制定され、翌年 6 月から施行された。同法により、対象となる原子力施設が規定されるとともに、初期動作における国と地方公共団体の連携の強化、原子力災害の特殊性に応じた国の緊急時体制の強化、原子力事業者の防災対策上の責任の明確化等がなされた。また、原子力安全委員会では、(株)ジェー・シー・オー事故対応での教訓や原災法との整合性を踏まえ、平成 12 年 5 月に防災指針²⁹を改訂して「原子力施設等の防災対策について」を取り

²⁹ 原子力安全委員会は、TMI 事故を契機として昭和 55 年 6 月に「原子力発電所等周辺の防災対策について」(防災指針)を策定した。平成 12 年 5 月の改訂に際しては、特に以下の事項に留意した検討がなされた。(1)原災法の仕組みに対応

まとめるとともに、平成 12 年 6 月には、緊急技術助言組織の防災体制の充実強化を図った。

図 6.7.1 に原災法下の緊急時対応体制を示す。

適切な初期動作を確保するためには、迅速に正確な情報を把握することが必要であることから、原災法では、一定基準を満たす事故・故障が生じた場合の通報を原子力事業者に義務付けている。また、通報を受けた主務大臣は、当該事象が予め定められた事態に至った場合には、直ちに内閣総理大臣に原子力緊急事態宣言の発出を上申する。内閣総理大臣は直ちにそれを発出するとともに、政府の原子力災害対策本部を設置し現地には原子力災害現地対策本部を設置することとされている。さらに、原子力防災専門官が平常時より原子力事業所の所在地域に駐在している。

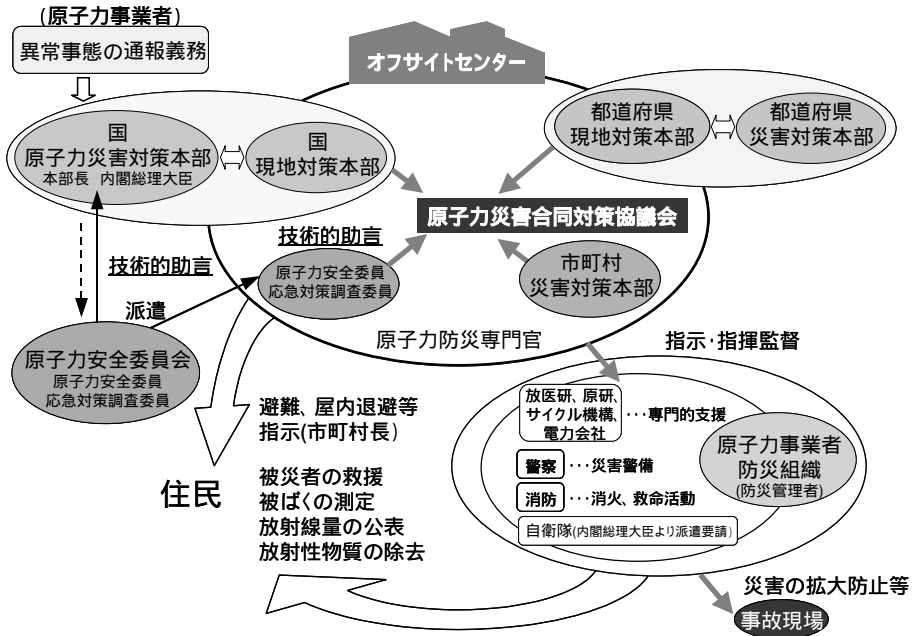
さらに、国と地方公共団体との有機的な連携を強化するため、原子力防災に関する知識や経験を有する国からの指導や地方公共団体と連携した活動を行うこととしている。また、緊急時には、国、都道府県、市町村等の関係者が一堂に会し、情報の共有や緊急事態応急対策の実施について相互に協力するため、必要な機能を有する緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）に原子力災害合同対策協議会を組織し、円滑な協力体制を構築することとしている。オフサイトセンターは既に 21 ヶ所の原子力施設立地地域に設置され、これを拠点として様々な訓練や研修等の活動が実施されている。

また、緊急時に国が実効的に対応するため、政府の原子力災害対策本部長には、関係行政機関、地方公共団体、原子力事業者に対して必要な指示を行うといった権限や、自衛隊の派遣要請権限を付与することとし、国としての対応体制の強化が図られた。また、政府の現地対策本部長は、現地における関係機関に対する調整や指示を行い、原子力事業者、原子力の専門家、自衛隊、警察、消防、医療チーム等が連携を取りつつ、総力を挙げて緊急事態応急対策を実施することとしている。また、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構等は、災害対策基本法に基づく指定公共機関として、緊急時に対応にあたる活動拠点施設（原子力緊急時支援・研修センター）を整備し、オフサイトセンター等で防災対応にあたる国、地方自治体、その他防災関係機関に対して技術的支援を行う体制を整えている。

原災法により国が定める防災訓練計画に基づき、国、地方公共団体、原子力事業者等関係者が共同して実践的な防災訓練が実施されており、平成 12 年度は島根県で、平成 13 年度は北海道で、平成 14 年度は福井県で、地元住民も参加して大規模な訓練が行われた。

できること、(2)従来の原子力発電所、再処理施設等に加え、対象施設として研究炉、核燃料関連施設にも対応できること、(3)従来の希ガス及びヨウ素対策に加え、核燃料物質の放出や臨界事故にも対応できること。さらに、表題を「原子力施設等の防災対策について」に変更するとともに、防災対策の内容をより実効性のあるものとなるよう、必要な修正が行われた。

図 6.7.1 原災法下での緊急時対応体制



[出典] 原子力安全委員会、「平成 13 年度版原子力安全白書」、平成 14 年 4 月