

原子炉の事故と安全対策 (軽水炉)

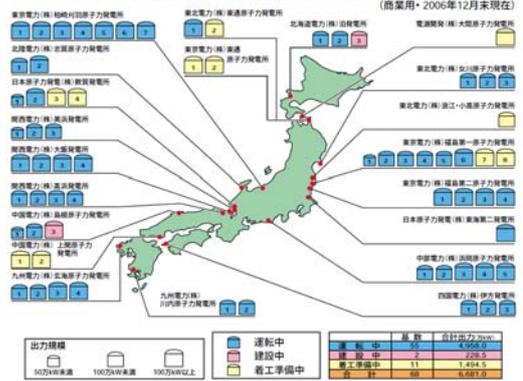
目次

1. 軽水型原子力発電所の概要
2. 安全確保の仕組み
3. 事故・故障と国際事象評価尺度
4. 主な事故事例
 - ① 浜岡原子力発電所1号機配管破断事故
 - ② 美浜発電所3号機二次系配管破断事故
 - ③ 美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管破断事故
 - ④ スリーマイルアイランド2号機事故
 - ⑤ チェルノブイリ4号機事故
5. 主な安全対策
 - ① 教訓の反映
 - ② 過酷事故対策(アクシデントマネジメントの整備)
 - ③ 原子力防災対策の充実・強化
 - ④ リスク情報の活用
6. まとめ

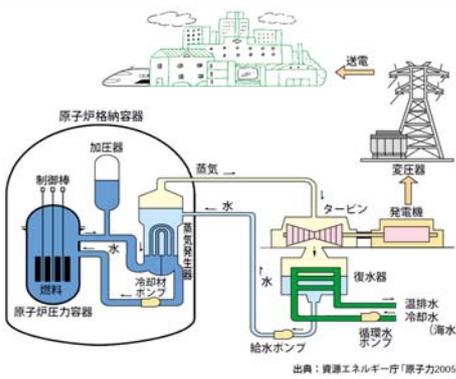
1. 軽水型原子力発電所の概要

日本の原子力発電所の運転・建設状況

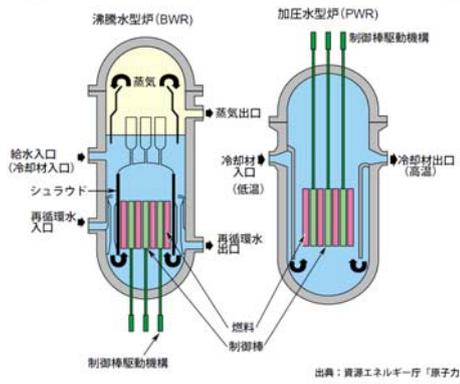
(商業用・2006年12月末現在)

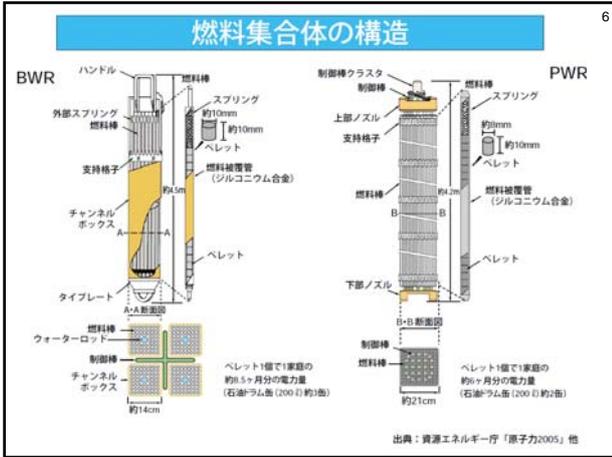


加圧水型炉(PWR)原子力発電のしくみ

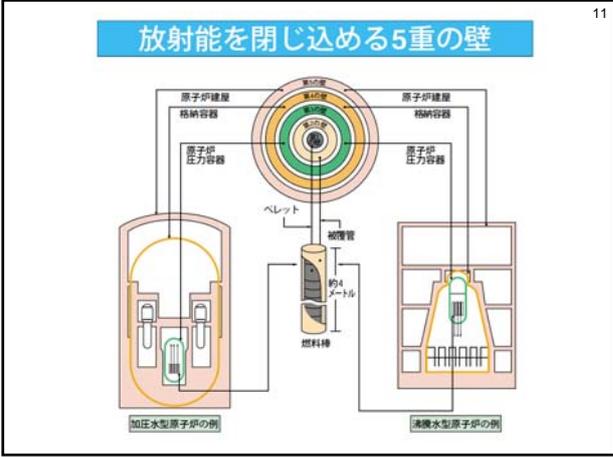
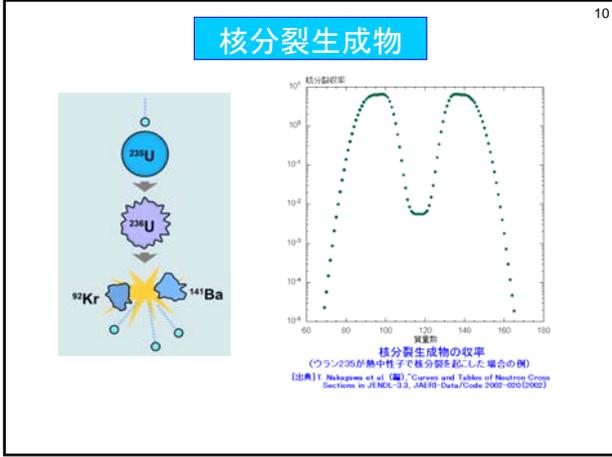
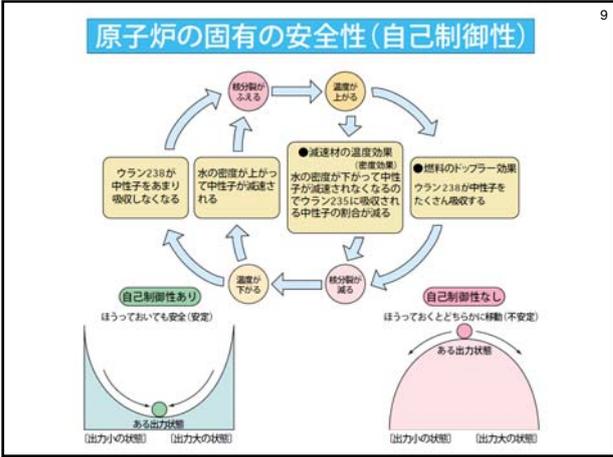
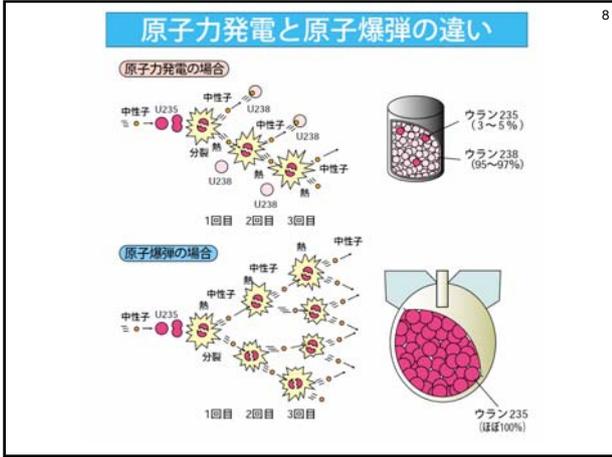


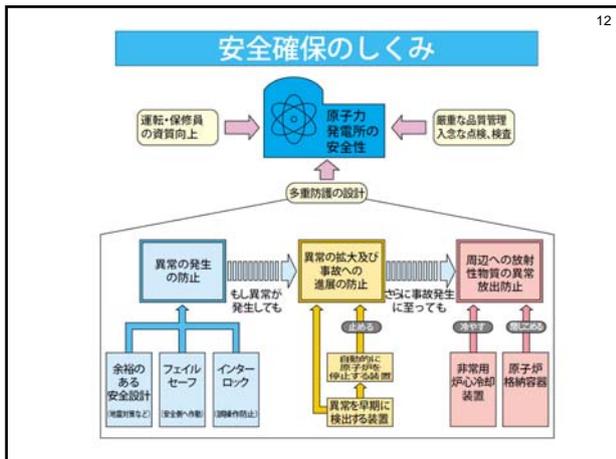
原子炉压力容器断面図



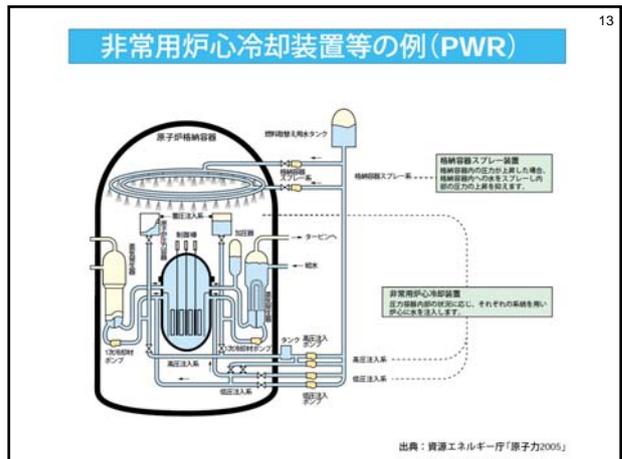


2. 安全確保の仕組み

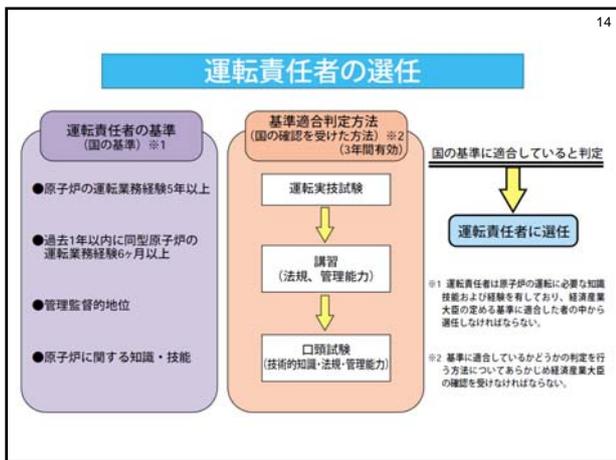




12

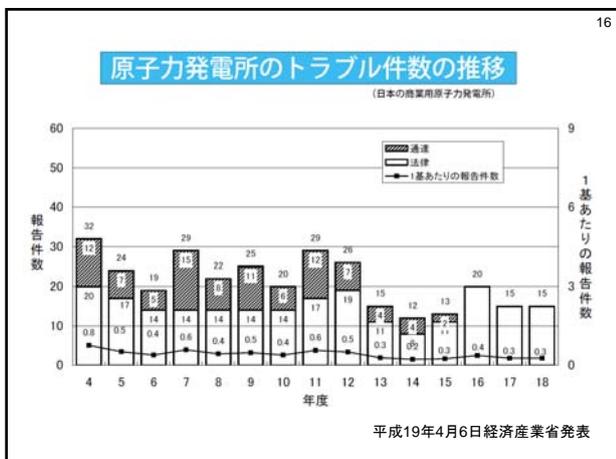


13



14

3. 事故・故障と国際事象評価尺度



16

- ### 国際原子力事象評価尺度 (INES)
- 原子炉施設の事故・故障は、技術的・専門的な内容であり、一般の方が理解するのは難しい。
 - 国際原子力事象評価尺度は、原子力発電所で発生したトラブルの重要度が簡明かつ客観的に判断できるよう、1992年3月に、国際原子力機関 (IAEA) 及び経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) によって策定され各国への正式導入された。
 - 我が国では1989年7月から「原子力発電所事故・故障等評価尺度」が運用されてきたが、1992年8月より切り替えられた。
 - INESの評価結果は、速やかに暫定評価が発表され、その後正式評価が公表される。
 - レベル2以上に分類された全事象の評価結果及び各国から要請を受けた事象に関する情報は、国際原子力機関 (IAEA) へ報告される。

17

国際原子力事象評価尺度 (INES)

レベル	基準 (最も高いレベルが当該事象の評価結果となる)	参考事例
7	放射能物質の重大な外部放出 (30年以内の期間で数テラベクレル以上) (大規模)	チェルノブイリ 事故 (1986年)
6	放射能物質のかなりの外部放出 (30年以内の期間で数百テラベクレル以上) (大規模)	
5	放射能物質の限られた外部放出 (30年以内の期間で数十テラベクレル以上) (大規模)	スリーマイル アイランド 事故 (1979年)
4	放射能物質の少量の外部放出 (30年以内の期間で数テラベクレル) (大規模)	JCO 臨界事故 (1999年)
3	放射能物質の微量の外部放出 (30年以内の期間で数百ベクレル) (大規模)	
2	放射能物質の微量の外部放出 (30年以内の期間で数百ベクレル) (大規模)	
1	放射能物質の微量の外部放出 (30年以内の期間で数百ベクレル) (大規模)	
0	安全上重要ではない事象	
評価対象外	安全に関係しない事象	

レベル7 (7)は、放射能の人間に与える影響を考慮せず、(30年以内の期間で)テラベクレル以上、放射能物質の量を表す単位。1 T (10¹²) = 10¹²

出典：資源エネルギー庁「原子力2005」

わが国原子力発電所のINES評価

年度	評価対象外	レベル 0-	レベル 0+	レベル 1	計
平成 4年度	6	8	4	2	20
5年度	4	19	1	0	24
6年度	3	11	2	3	19
7年度	11	12	3	3	29
8年度	1	18	3	0	22
9年度	7	10	5	3	25
10年度	2	13	4	1	20
11年度	5	19	4	1	29
12年度	7	18	1	0	26
13年度	0	11	3	1	15
14年度	2	9	1	0	12
15年度	1	11	1	0	13
16年度	0	18	1	1	20
17年度	1	11	1	2	15
18年度	1	9	4	1	15
計	51	197	38	18	304

平成19年4月6日経済産業省発表

4. 主な事故事例

浜岡原子力発電所1号機(中部電力)配管破断事故の概要

概要

○2001年11月7日11時2分、高圧注入系の手動試験を実施したところ、余熱除去系蒸気凝縮系配管が破断。

原因

- 配管上部で、蒸気が凝縮。濃度の高い水素と酸素が、水面から約7mの位置まで積積。
- 高圧注入系手動試験による圧力変動で、高温の蒸気が水素と酸素の層に流入し、着火。貴金属が触媒として作用した可能性がある。
- 着火後、燃焼が水素と酸素の層の中を伝播 (燃焼状態：爆燃→爆轟)。
- 配管内の圧力が急激に上昇。水面近くのエルブ部分(約3,000気圧)。また、他の配管部が変形。

INES評価: レベル1

美浜発電所3号機(関西電力)二次系配管破損事故の概要

●事故の概要

- 2004年8月9日、2次系配管破損事故が発生。事故当時、美浜発電所3号機タービン建屋内では、8月14日から実施予定の第21回定期検査の準備などのため、協力会社の方が作業を行っていた。その状況下で、タービン建屋内2階天井付近の復水配管に破損が生じ、約140度、約9気圧の高温水が蒸気となって噴出した。
- 直ちに建屋内に点検に入った運転員がタービン建屋2階のエレベータ前で倒れている被災者を発見し、被災した協力会社の方々11名は病院へ搬送されたが、5名の方が亡くなり6名の方が重傷を負った。

INES評価: レベル1

美浜発電所2号機(関西電力)蒸気発生器伝熱管破損事故の概要

- 1991年2月9日、美浜発電所2号機で、蒸気発生器の伝熱管(直径22.2mm、肉厚1.27mm)1本が破断し、このため原子炉が自動停止し、さらに緊急(非常用)炉心冷却装置(ECCS)が作動するという事象が発生した。原因は伝熱管の振動を抑えるための振れ止め金具の施工ミスによるものと判断された。
- これは、我が国において初めて冷却水の流出によりECCSが実作動したものであったが、放射性物質の環境への放出量は 2.3×10^{10} Bq (0.6Ci)であり、周辺の人々が受ける放射線の量は自然界から人々が1年間に受ける放射線の量の10万分の1以下という値であった。
- この事故は国際原子力事象評価尺度(INES)のレベル2に分類された。

INES評価: なし(レベル2相当)

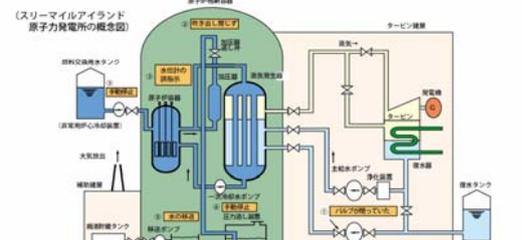
出典：原子力発電便覧'99年版

スリーマイルアイランド原子力発電所事故の概要

24

●事故の主な経緯
1979年3月28日、アメリカのペンシルバニア州スリーマイルアイランド (TMI) 原子力発電所2号機で主給水ポンプが停止。補助給水ポンプが自動起動したものの、ポンプ出口弁全閉で二次冷却水循環水が循環せず、また、自動起動したECCSを運転員が誤判断し、手動で停止したなど機器の故障や誤操作の結果、炉内温度が一部上昇した。

●事故の影響
周辺の公衆が受けた放射線の量は最大で1ミリシーベルト、平均0.01ミリシーベルトと健康上影響のない極めて低いレベルであった。



INES評価: なし(レベル5相当)

出典: 三島良輔監修「わかりやすい原子力」他

米国スリーマイルアイランド事故

25



1979年 2号機で事故発生

希ガス放出量: 約 1×10^{17} Bq (約250万Ci)

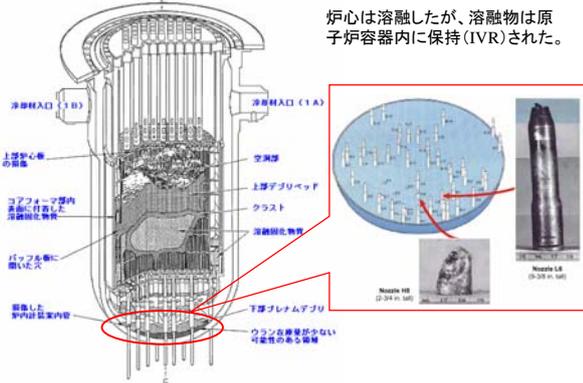
ヨウ素放出量: 約 6×10^{11} Bq (約15Ci)

- プラント状態の認知失敗によってECCSを停止(意思決定過誤)したことが事故を拡大した。
- 作業員の被ばくは30mSvを超えた者は合計7名で、最大は約42mSvであった。年間の線量限界(50mSv)を超えて被ばくした者はない。
- 原子力安全委員会は、原子炉の安全基準関係9項目、安全審査関係4項目、安全設計関係7項目、運転管理関係10項目、防災関係10項目及び安全研究関係12項目から構成された52項目の反映を決定。
- 希ガスの放出が主体であったため、一時的な避難が行われた(実質的には避難は不要であったと評価されている)が、長期的な汚染被害はなかった。

TMI-VIP(原子炉容器検査プログラム)

26

炉心は溶融したが、溶融物は原子炉容器内に保持(IVR)された。



旧ソ連チェルノブイル事故

27

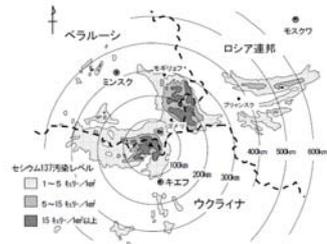


1986年 4号機で事故発生

希ガス放出量: 約 2×10^{18} Bq
その他放出量: 約 2×10^{16} Bq

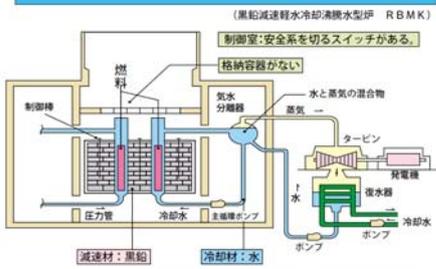
- 事故収束活動に従事した消防士など237人が急性放射線症と診断され、その中で28人が死亡し、他に火傷等で3人が死亡した。
- 希ガス以外の核種が大量に放出され、広範囲に土壌汚染が発生、移住などの長期的な防護対策が実施された。

INES評価: なし(レベル7相当)



チェルノブイリ原子力発電所の構造

28



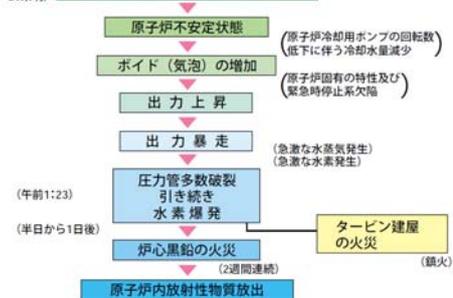
	日本の原子炉	チェルノブイリの原子炉
自己制御性	あり	なくなる場合がある
冷却材	水	水
中性子の減速材	水	黒鉛
安全装置	インターロックにより危険操作の防止	容易にはずせる
原子炉をカバーする丈夫な格納容器	あり	なし

出典: 資源エネルギー庁パンフレット

チェルノブイリ原子力発電所事故の経過

29

(1986.4.25 ~26未明)



※外部からの電力の供給を停止した時に、タービン発電機の慣性回転エネルギーを電気出力としてとまで利用できるが確認するための特殊な試験

出典: 旧科学技術庁パンフレット

チェルノブイリ事故の原因

セイフティーカルチャーの欠如

設計上の問題点

- 格納容器がない
- 安全装置が簡単に切れる設計
- 低出力時に、冷却水中のボイド(気泡)が増えるとう出力が上昇するという特性(正のボイド係数)など

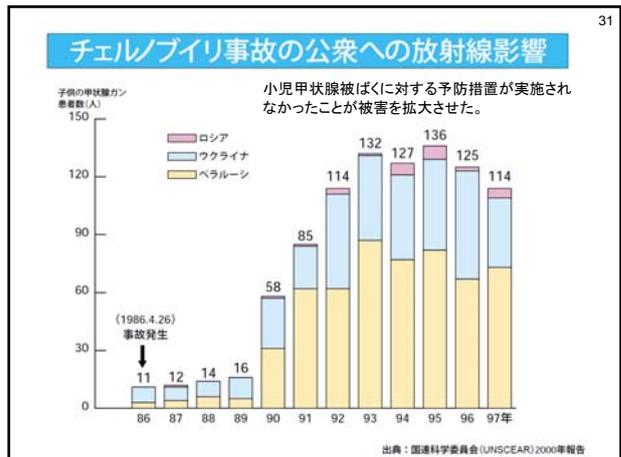
運転員の規則違反

- 制御棒の規定以上の引き抜き
- 非常用炉心冷却装置(ECCS)を切って運転を実施
- 計画を下回る低出力での特殊試験
- 低出力領域(全出力の20%以下)では不安定なため連続運転は禁止されていたなど

運転管理上の問題

- 原子炉の専門家でないものが指揮
- 正規の手続や発電所全体の合意なしに特殊試験を実施
- 安全対策の検討が不十分など

出典：資源エネルギー庁ハンフレット



甲状腺被ばくの予防

放射性ヨウ素の体内への吸収と排出

- ヨウ素は10~30%が選択的に甲状腺に集積する性質を持つ。
- 放射性ヨウ素の吸入は、40歳未満(特に小児)の甲状腺癌の可能性を高める。
- 安定ヨウ素剤の予防的服用は、放射性ヨウ素の甲状腺への集積を防ぐ役割を果たす。

安定ヨウ素剤は、常時備蓄されており、原子力災害時に服用対象者に配布される。

安定ヨウ素剤

丸薬

主な放射性ヨウ素 131I, 132I, 133I, 134I, 135I
安定ヨウ素 127I

原子力災害時における安定ヨウ素剤予防服用の考え方について(原子力安全委員会原子炉施設等防災専門部会H14.4)より引用

(株)ジェー・シー・オー ウラン加工工場臨界事故

○事故の概要
平成11年9月30日、濃縮ウラン溶液を均一化する作業において、作業者が使用目的の異なる沈殿槽に臨界量以上のウラン溶液を注入したことにより、臨界事故が発生。これは、違法な社内マニュアルに従った行為であった。臨界状態は約20時間継続し、作業員2名が亡くなる結果となった。

○住民などへの影響
臨界状態の間、周辺に放射線が放出され続けるとともに、微量の放射性ガス物質も大気中に放出され、従業員、防災業務関係者、周辺住民など319人(うち周辺住民130人)が一般人の年間実効線量限度である1ミリシーベルトを超える放射線を浴びたと推定されている。

INES評価: レベル4

出典：原子力安全白書平成12年度版 他

JCO臨界事故に伴う公衆防護措置

地元の住民に対して、半径350メートル圏内の避難および半径10キロメートル圏内の屋内退避措置がとられ、約31万人の日常生活に影響が出た。

ニューカバルHPより引用

5. 主な安全対策

教訓の反映

36

1. 審査指針類の見直し
2. ヒューマンエラー防止対策の充実
3. 安全機能に着目した手順の整備
 - 止める、冷やす、閉じ込める
4. シビアアクシデント(過酷事故)対策
 - シビアアクシデント発生防止および影響緩和のためのアクシデントマネジメント
5. 原子力防災対応の充実・強化
 - 公衆防護対策、被ばく医療対策
6. 安全文化(セーフティカルチャー)の醸成
 - 安全を最優先し、風通しの良い職場づくり
7. リスク情報の活用
 - 確率的な安全評価と安全目標

設計基準事象(DBE)とシビアアクシデント

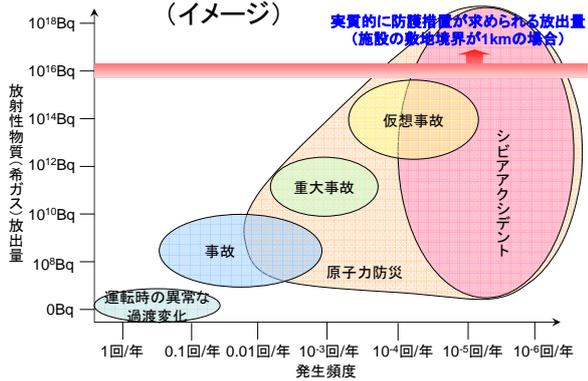
37

事象の分類		内容	着眼点
設計基準事象	安全評価	運転時の異常な過渡変化	原子炉の寿命期間中に発生が予想されるもの
	事故	故障・外乱により放射性物質の放出の可能性がある事象	原子炉の寿命期間中に稀に発生が予想されるもの
	立地	重大事故 最悪の場合、起こるかもしれないと考えられる事象 仮想事故 技術的見地から起こることは考えられない事象	技術的に最大と考えられる放出量を想定したもの 重大事故より多くの放出量を仮想したもの
原子力防災		仮想事故を10倍程度上回る放出量となる事象を想定	防護対策範囲の目安(8~10km以内)
シビアアクシデント		設計基準事象を大幅に超え炉心の重大な損傷に至る事象	炉心の重大な損傷に至る発生確率を計算できるもの

設計基準事象: Design Bases Events (DBE)
 格納容器は設計漏洩率以下に維持されることが評価の前提となっている

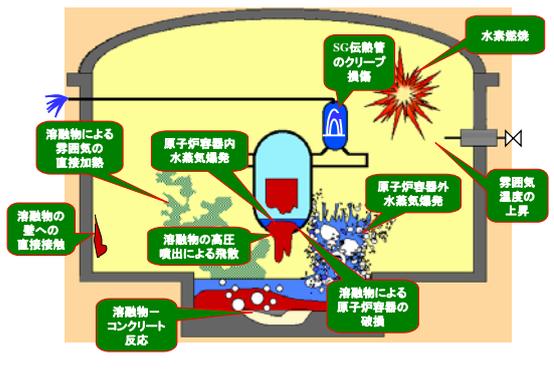
事象の発生頻度と放射性物質放出量

38



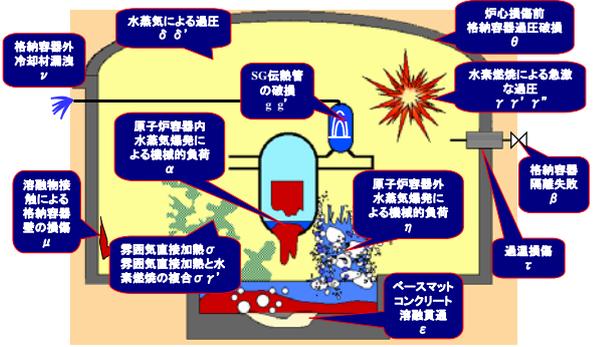
シビアアクシデント時に発生する脅威

39



放射性物質閉じ込め機能喪失の要因

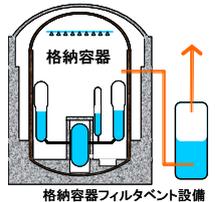
40



シビアアクシデント対策

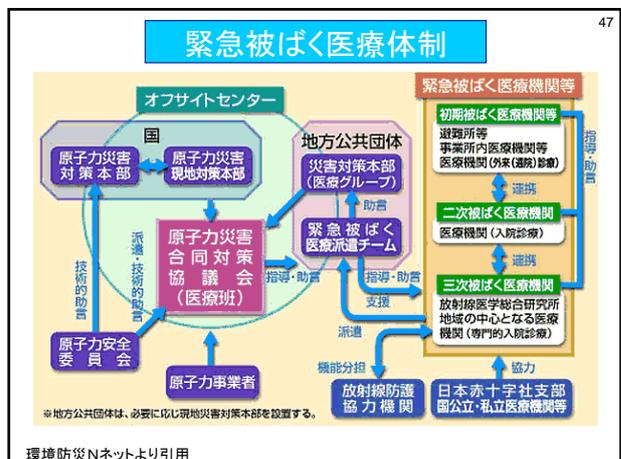
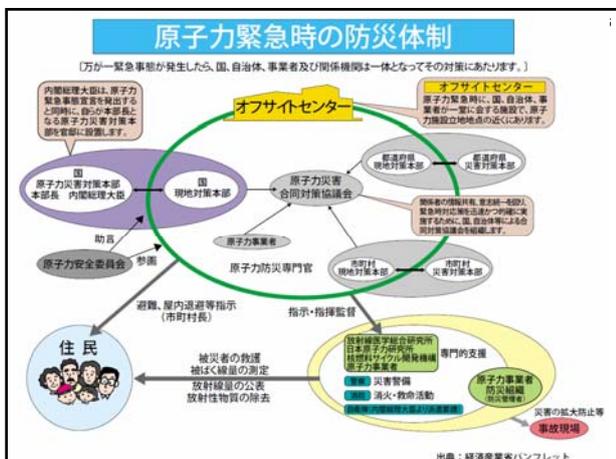
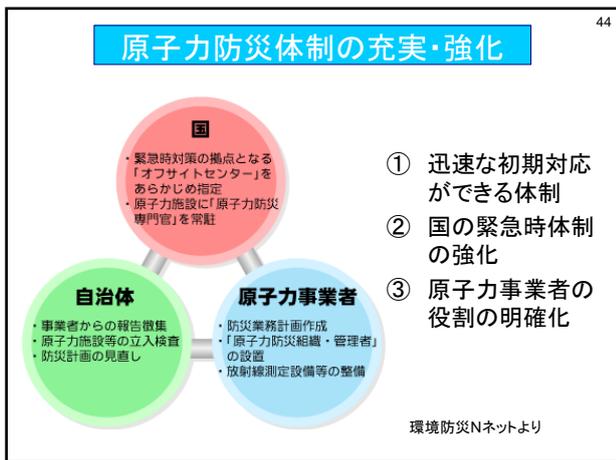
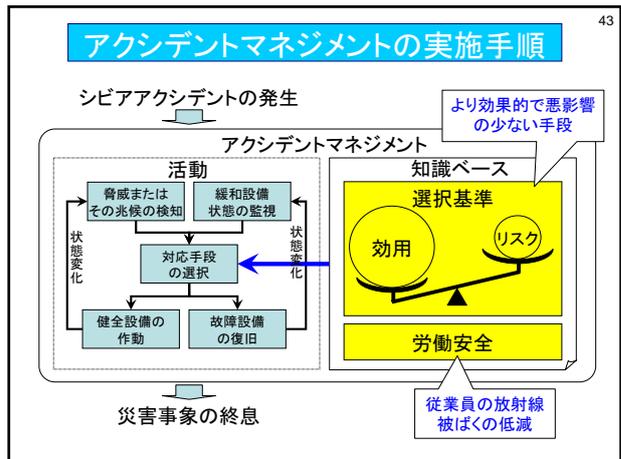
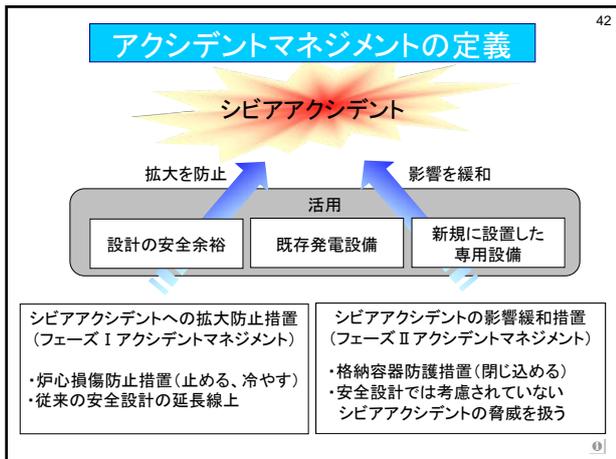
41

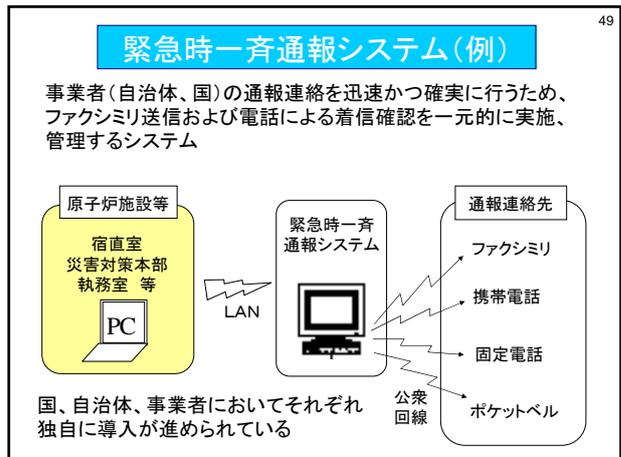
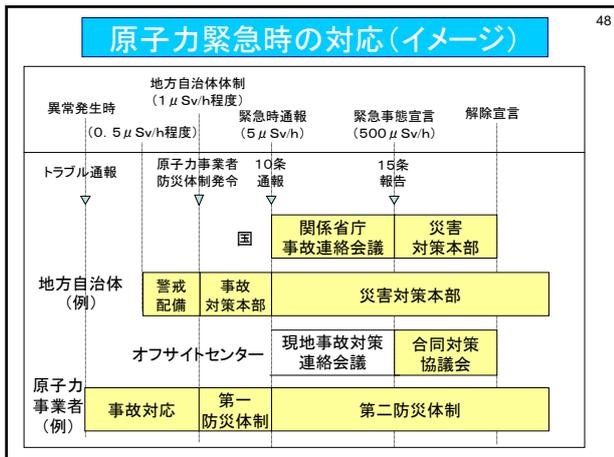
- 欧州: フィルタ付格納容器バント設備の設置 (BWR, PWR)
- 炉心溶融物(コア)キャッチャーの検討
- 米国: 水素燃焼対策の見直し (PWR)
- ウェットウェルスクラビングバント (BWR)



わが国においてもシビアアクシデント対策は原子力政策を推進していく上で避けては通れないものとなり、原子力安全委員会は1992年5月にアクシデントマネジメントを自主的に整備するよう要請。

2002年までに商業用原子力発電所を対象として、シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントが整備された。



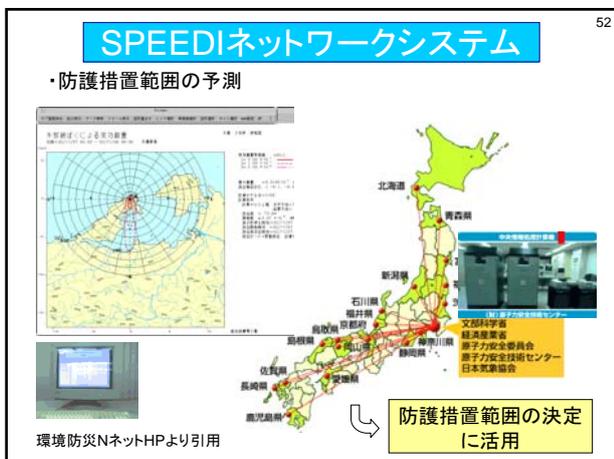
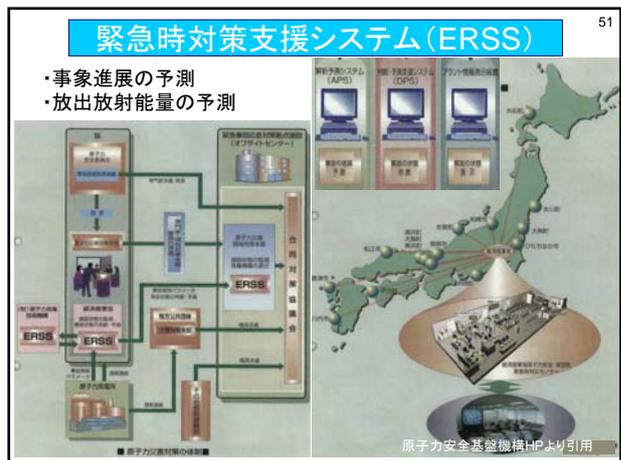


原子力緊急時の公衆防護の基準

表2 屋内退避及び避難等に関する指標

予測線量 (単位: mSv)		防護対策の内容
外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる等価線量 ・放射性ヨウ素による小児甲状腺の等価線量 ・ウランによる骨表面又は肺の等価線量 ・プルトニウムによる骨表面又は肺の等価線量	
1.0~5.0	100~500	住民は、自宅等の屋内へ退避すること。その際、窓等を閉め気密性に配慮すること。ただし、施設から直接放出される中性子線又はガンマ線の放出に対しては、指示があれば、コンクリート建家に退避するか、又は避難すること。
5.0以上	500以上	住民は、指示に従いコンクリート建家の屋内に退避するか、又は避難すること。

防災指針より引用



原子力防災訓練・研修

毎年、年間計画に従い原子力防災訓練・研修が実施されている。

オフサイトセンター

住民避難誘導

緊急時医療

原子力緊急時支援研修センター

汚染サーベイ

環境モニタリング

原子力防災研修

環境防災Nネットより引用

防災ロボットの活用

高放射線区域や危険箇所における情報収集



初期情報収集ロボット



詳細情報収集ロボット



モニタリングロボットA
(視覚情報取得重視仕様)



モニタリングロボットB
(雰囲気計測重視仕様)

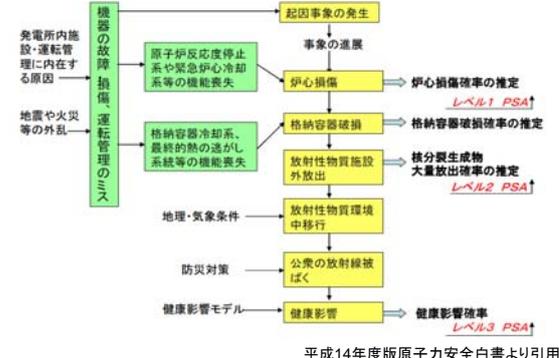


試料等情報収集ロボット



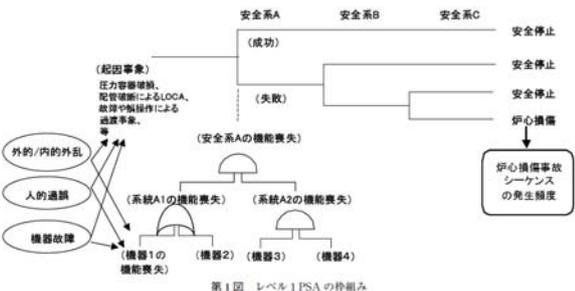
放射線耐性型ロボット

確率論的安全評価(PSA)



平成14年度版原子力安全白書より引用

内的事象レベル1 PSA



第1図 レベル1 PSAの枠組み

連載講座軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門, 日本原子力学会誌, Vol. 48, No. 6(2006)より引用

PSA評価結果(例)

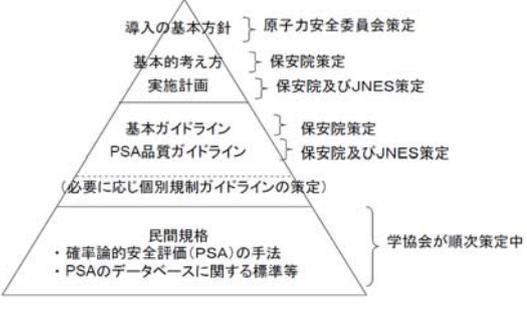
	炉心損傷頻度(1/炉年)		格納容器破損頻度(1/炉年)	
	AM整備前	AM整備後	AM整備前	AM整備後
美浜1号	7.4×10^{-7}	3.3×10^{-7}	2.8×10^{-7}	3.2×10^{-8}
美浜2号	1.1×10^{-6}	5.7×10^{-7}	2.3×10^{-7}	4.5×10^{-8}
美浜3号	1.2×10^{-6}	4.9×10^{-7}	1.8×10^{-7}	9.8×10^{-8}
高浜1,2号	9.6×10^{-7}	3.4×10^{-7}	1.5×10^{-7}	9.6×10^{-8}
高浜3,4号	7.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	1.2×10^{-7}	2.5×10^{-8}
大飯1,2号	1.1×10^{-6}	3.8×10^{-7}	3.1×10^{-7}	1.0×10^{-7}
大飯3,4号	2.7×10^{-7}	1.7×10^{-7}	4.2×10^{-8}	1.0×10^{-8}

AM: アクシデントマネジメント
2004年3月26日関西電力プレスリリースより引用

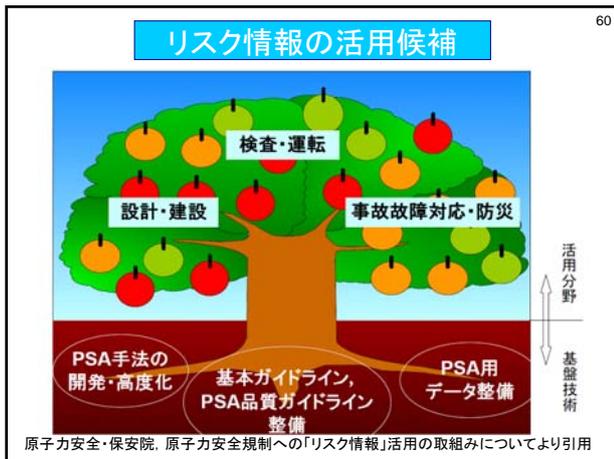
安全目標

- (1) 定性的目標案
 - 原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。
- (2) 定量的目標案
 - 原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。
 - また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

リスク情報活用に向けての取り組み



原子力安全・保安院、原子力安全規制への「リスク情報」活用への取り組みについてより引用



60

- ## まとめ
- 運転中の商業用原子力発電所は55基
 - 多重防護の設計、厳格な品質管理と検査、運転員責任者の選任制度などにより、原子力発電所の安全性を確保
 - 原子力発電所の事故・故障件数は減少傾向
 - 過去の事故例から教訓を反映。(シビアアクシデント対策、原子力防災対応の充実・強化、リスク情報の活用等)

61

参考資料

1. 原子炉施設の事故例（出典：NUCPAL）
2. 原子力防災（出典：NUCPAL）
3. 原子力防災対応支援技術の開発（出典：原子力 eye）
4. 原子力防災の研究課題と原子力安全システム研究所の
取り組み（出典：原子力 eye）
5. 連載講座軽水炉の確率論的安全評価（PSA）入門
 - ① 第1回 PSA 技術活用の経緯と基本的考え方
 - ② 第2回リスク情報の活用事例について
 - ③ 第3回内的事象レベル1 PSA（出典：日本原子力学会誌）

●●●原子力施設の事故例●●●

1. はじめに

1) 原子力施設とは

- 商業用原子力発電所 (2004年10月現在)
- 試験研究用および研究開発段階にある原子炉施設 (2004年7月末現在)
- ▲ 加工・再処理・廃棄施設 (2002年3月末現在)

○ 商業用原子力発電所

	基数	合計出力(万kW)
運転中	52	4,574.2
建設中	4	475.0
建設準備中	12	1,631.8
合計	68	6,681.0



■ 試験研究用および研究開発段階にある原子炉施設

運転中	15
解体中	8
合計	23



写真提供:日本原子力研究所

▲ 加工・再処理・廃棄施設

	加工施設	再処理施設	廃棄施設
運転中	6	1	4
解体中	0	1	0
合計	6	2	4



写真提供:核燃料サイクル開発機構



参考



写真提供:放射線医学総合研究所

放射線障害防止法の対象事業所数 (2003年3月31日)

使用事業所			販売事業所 130
許可 2,432	届出 2,272	合計 4,704	賃貸事業所 2
合計 4,847 事業所			廃棄事業所 11

対象となる事業所は放射線障害防止法で定められている。
詳細は<http://www.nucmext.jp/faq/>へ。

<<図 1-1>> 主な原子力施設

出典:文部科学省「原子力・放射線の安全確保ホームページ」、
日本原子力文化振興財団「原子力2004」より作成

「原子力施設」とは、原子力発電施設などの原子炉施設だけでなく、一般に核燃料サイクルを構成する種々の施設のことである。核燃料サイクルを構成する施設には、ウラン鉱石の採取から、ウラン濃縮、燃料加工、原子力発電所を経て、使用済み燃料を再処理する施設、廃棄物貯蔵施設などがある(図 1-1)。わが国においてはこれらの施設の内、ウラン鉱山を除くすべての施設が「原子炉等規制法¹⁾」による規制を受けている。ここでは「原子炉等規制法」と同じに、ウラン鉱山を除くすべての施設を「原子力施設」と呼ぶことにする²⁾。

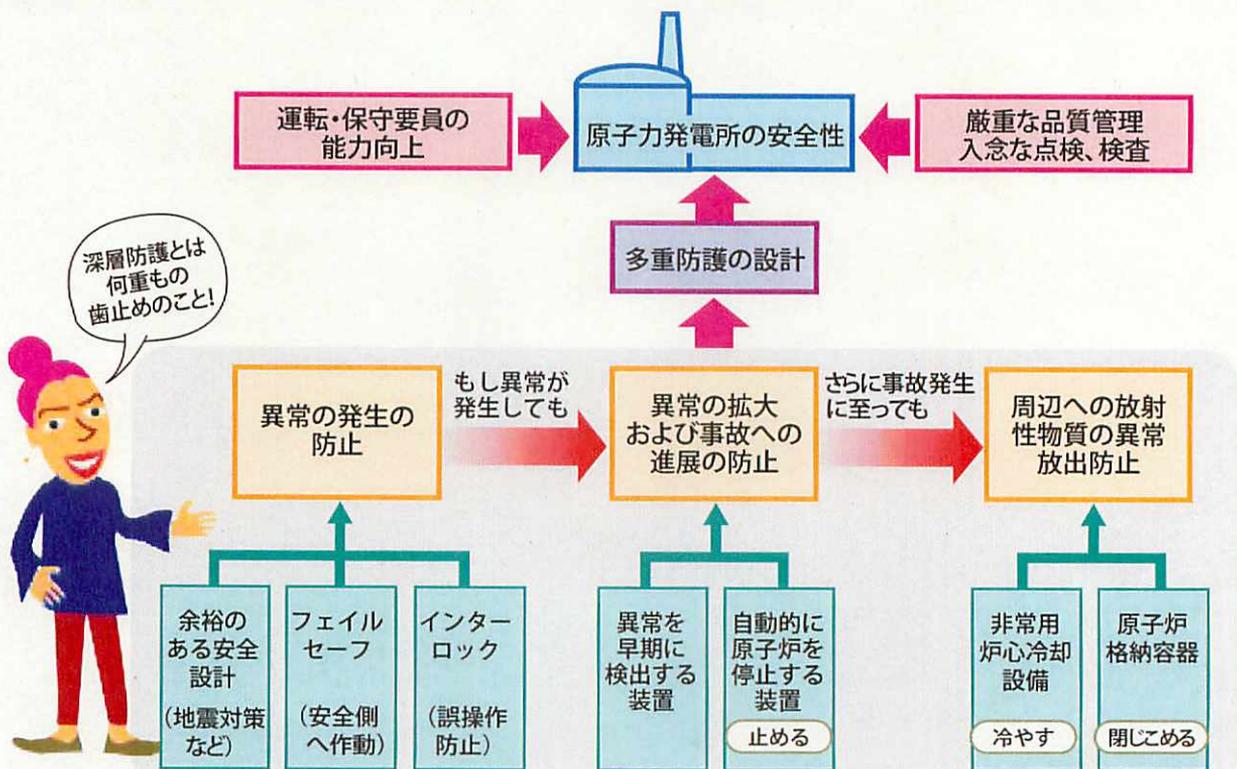
2) 原子力施設の安全対策

原子力以外の産業でも『安全』は重視されてきている。例えば工場に貼ってある「安全第一」のポスターは、その工場で働いている人たちの『安全』を意味している。この「安全第一」の標語が、工場の外に住んでいる人たちの安全を意味することは、普通はないと考えてよいであろう。

一方、原子力施設では、施設で働く人たちの『安全』を重視することは他の産業と同様であるが、それにも増して原子力施設の外の人々の『安全』を開発当初から重視してきた。

原子力の『安全』では施設の外の人々を重視する理由はいまでもなく、原子力施設は放射性物質を内蔵しているからである。原子力施設が内蔵している放射性物質が何らかの原因で外へ出ると、多くの人や環境に放射線の影響を与える恐れがある。このため、原子力の安全確保の基本は、原子力施設が内蔵している放射性物質の危険性を顕在化させないことであるといえる。

ひとくちに原子力施設といってもいろいろな施設があり、それぞれの施設の内蔵している放射性物質の量や放射能の強さも異なっている。それにもかかわらず、原子力施設に共通の安全の基本のひとつは、通常運転時における放射性物質の放出量が、法で定められた限度を下回るようにするだけでなく、「合理的に達成できる限り低く(ALARA:As Low As Reasonably Achievable)」なるように設計・製作・建設し、運転することである。また、通常運転だけでなく、故障や事故が生じることを予め考慮して、それらに対する対策も含めて設計することも全ての原子力施設に共通の安全の基本の一つである。すなわち、機器の故障・破損などの事故の原因となる異常が発生しにくいように品質を管理して設計・製作・建設し、注意深く運転するとともに、仮に異常が発生してもそれが事故に発展しないよう種々の安全対策を講じ、さらに仮に事故が発生しても、多量の放射性物質が環境へ放出されることのないよう配慮しておく。この考え方を「深層防護」というが、この安全の基本的な考え方は全ての原子力施設に共通である(図1-2)。



<<図1-2>> 深層防護

出典:資源エネルギー庁パンフレット等より作成

3) 原子力施設の事故の評価尺度

原子力施設における故障・トラブルなどの程度について一般の人々の理解を得ることを目的として、故障・トラブルについて安全上の視点からみた規模や位置付けを簡明に表現する指標(評価尺度)の検討・作成がおこなわれ、「原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)」が1992年より使われている。これは国際原子力機関(IAEA)と経済協力開発機構の原子力機関(OECD/NEA³⁾)の協力によって作られたもので、原子力施設での事象を評価する世界で共通の尺度である。INESには、ベルギー、イギリス、フランス、ドイツ、インド、韓国、中国など、日本を含む60か国が加盟している。

<<表 1-1>> 原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)

レベル	基準1:所外への影響	基準2:所内への影響	基準3:深層防護の劣化
7 重大な事故	●放射性物質の重大な外部放出 (数万TBq相当以上の外部放出) 旧ソ連 チェルノブイリ事故 (1986年)		
6 大事故	●放射性物質のかなりの外部放出 (数千TBq相当以上の外部放出)		
5 所外へのリスクを伴う事故	●放射性物質の限定的な外部放出 (数百TBq相当以上の外部放出) 英国 ウィンズケール原子炉火災事故 (1957年)	●原子炉の炉心の重大な損傷 米国 スリーマイル島原子力発電所2号機事故 (1979年)	
4 所外への大きなリスクを伴わない事故	●放射性物質の少量の外部放出 (1mSv以上の公衆の被ばく)	●原子炉の炉心のかなりの損傷 ●従業員の致死量被ばく (約5Gy) 仏国 サンローラン発電所事故 (1980年) JCO事故 (ウラン加工工場の臨界事故) (1999年)	
3 重大な異常事象	●放射性物質の極めて少量の外部放出 (0.1mSv以上の公衆の被ばく)	●放射性物質による所内の重大な汚染 ●急性放射線障害を生じる従業員の被ばく(約1Gy)	●深層防護の喪失 スペイン バンデロス発電所火災事象 (1989年) 動燃 東海再処理施設爆発 (1997年)
2 異常事象		●放射性物質による所内のかなりの汚染 ●従業員の法定の年間線量当量限度を超える被ばく(約50mSv)	●深層防護のかなりの劣化 美浜発電所2号機 蒸気発生器伝熱管損傷 (1991年)
1 逸脱			●運転制限範囲からの逸脱 高速増殖炉「もんじゅ」 ナトリウム漏えい (1995年) 浜岡発電所1号機余熱除去系配管破断 (2001年)
0 尺度以下	安全上重要ではない事象		0+ ●安全上重要でないが、安全に影響を与え得る事象 美浜発電所3号機 二次系配管破断 (2004年) 0- ●安全上重要でなく、安全に影響を与えない事象
評価対象外	安全に関係しない事象		

(注) 上記の例として挙げた各トラブルの一部は、INESが正式に運用される以前に発生したものであるため、公式に評価されたものではない。INESの基準で評価すればこのようになるだろうと推定されているものである。

TBq: Bq(ベクレル)は、放射能の強さを表す単位で、放射性同位元素が1秒間に1個崩壊するときの放射能の強さ。

T(テラ)は1兆倍を表す。

Gy: Gy(グレイ)は人や物質に吸収される放射線のエネルギーの大きさを表す単位。

mSv: Sv(シーベルト)は放射線防護の目的に用いられる放射線の単位。種々の放射線の物理的な量に生物学的な影響の強さの係数を掛けて合計する。mSv(ミリシーベルト)は0.001シーベルト。

出典: 日本原子力文化振興財団「原子力2004」等より作成

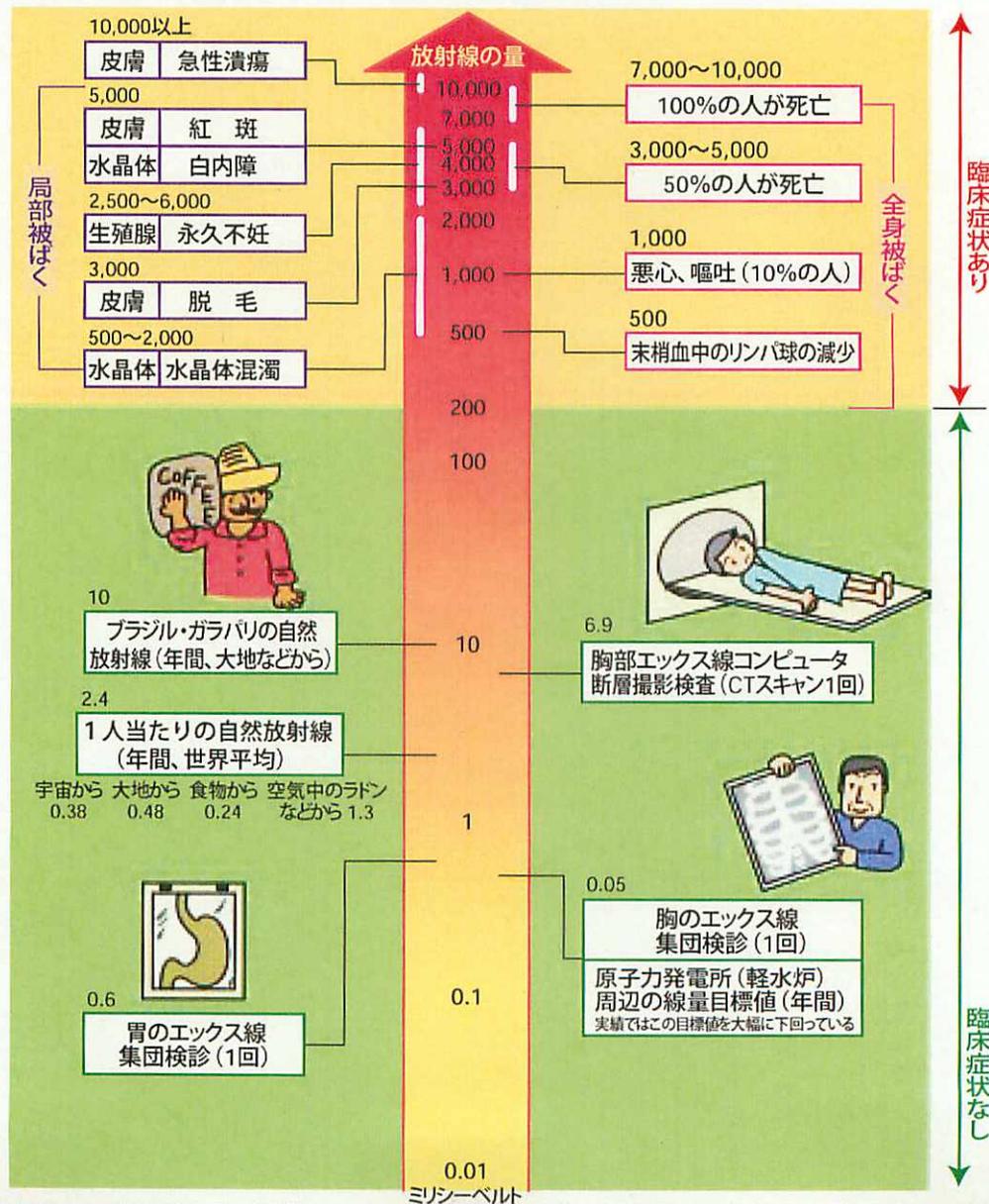
この評価の尺度は、原子力施設での事象をレベル0からレベル7までに分類している。低い方のレベル1からレベル3までを「異常な事象(インシデント)」、高い方のレベル4からレベル7までを「事故(アクシデント)」として大別している。さらに、レベル1に満たない安全上重要ではない事象は「尺度以下(デビエーション)」としてレベル0に分類する。日本では、このレベル0をさらに、レベル0+「安全に影響を与える事象」とレベル0-「安全に影響を与えない事象」とに分けて、より詳しく評価している。

この尺度では、次の3種類の基準により事象を評価することにしており、事象が発生し、これらの基準の2つ以上の基準が適用される場合には、適用した基準の中で最も高いレベルがその事象のレベルとなる。

基準1：所外への影響の基準

〔放射性物質の外部への放出の影響の観点からの基準〕

この基準の最も低いレベルはレベル3で、一般の人々が、法定の年間線量限度(一般公衆の実効線量制限値：1ミリシーベルト/年)の数分の一程度に相当する線量を受ける放射性物質の外部への放出を伴う場合である。この被ばく量は、おおむね自然放射線から受ける年間平均値の数分の一に相当するものである(図1-3)。また、この基準の最も高いレベルは、広範囲にわたり健康および環境に影響を及ぼす放射性物質の放出を伴う事象であるレベル7である。



<< 図 1-3 >> 放射線とその影響

出典：日本原子力文化振興財団「原子力」図面集等より作成

基準2：所内への影響の基準

〔原子力施設内への影響の観点からの基準〕

この基準の最も低いレベルはレベル2で、放射性物質による所内のかなりの汚染や法定の年間線量限度(50ミリシーベルト/年)⁴を超える従業員の被ばくを伴う場合である。また、この基準の最も高いレベルは、炉心の大きな損傷に代表されるレベル5である。

基準3：深層防護の劣化の基準

〔原子力施設の安全を確保するための機能の劣化の観点からの基準〕

「深層防護」の劣化の基準では、ハードウェア、ソフトウェアの両面にわたる安全防护システムの劣化の程度について評価する。この基準では、安全上重要ではない事象を示すレベル0から、安全システムがすべて失われたレベル3の範囲に分類している。

なお、この評価尺度を適用すると米国スリーマイル島原子力発電所2号機の事故(1979年3月)はレベル5、旧ソ連チェルノブイリ事故(1986年4月)はレベル7である。美浜の原子力発電所2号機の蒸気発生器伝熱管損傷事故(1991年2月)はレベル2、もんじゅナトリウム漏えいはレベル1、JCO事故：ウラン加工工場の臨界事故(1999年9月)はレベル4(試行値⁵)と評価されている。

なお、原子力施設における事象であっても、原子炉や放射線に関連する設備の運転には直接は関係しない機器の故障や一般の労働災害などについては、事象評価の内容をより明確にするという観点からこの尺度では対象としていない。2004年8月9日に発生した関西電力(株)美浜の原子力発電所3号機の二次系配管破損事故において、11人もの死傷者をだしたにもかかわらず、国際原子力事象評価尺度(INES)による評価結果が暫定的に「0+」とされたのはこのためである。

4) 故障と事故

一般的に、「故障」は機器や設備が、本来の機能を発揮しない状態をいう。「事故」は、配管が壊れて冷却材が大量に漏れるなどの「ひどい故障」や、「故障」や人の操作のミスが原因となりさらに現象が悪い方へと進展して「ひどい結果になる場合」をいう。「事象」は、軽微な「故障」からひどい「事故」まで幅広い出来事や事柄をいう。

例を挙げて説明すると、走行中に車のフット・ブレーキが効かなくなると、これはフット・ブレーキの「故障」である。フット・ブレーキが効かなくなっても、エンジン・ブレーキやハンド・ブレーキを使って、無事に止まることができれば、単に「ブレー



ブレーキ故障と事故

キが故障した」といわれる状態のままで終わる。これが、ブレーキが故障したために、衝突したり、人が怪我をしたりすると「故障」では済まず「事故」といわれる。

なお、上述の国際原子力事象評価尺度(INES)では、レベル4以上を「事故」と呼んでいる。

5) 事故・故障の情報

原子力発電所で事故・故障などが生じた場合、直ちに国に報告することが実用炉規則⁶で義務付けられている。この規則では、例えば下記の事象が生じた場合には、そのむねを直ちに、またその状況およびそれに対する措置を十日以内に経済産業大臣に報告しなければならないと定めている。

- 核燃料物質の盗取または所在不明
- 運転中原子炉の停止または出力低下
- 原子炉施設の故障による保安規定⁷の制限からの逸脱
- 停止中に発見された安全上重要な原子炉施設の損傷
- 放射性廃棄物の排出
- 核原料物質(燃料)などにより汚染されたもの(例えば、一次冷却材)の漏えい
- 放射線業務従事者または従事者以外の者の被ばく
- 放射性廃棄物の法令限度以上の排出
- 火災による安全上重要な原子炉施設の故障

国への報告の必要のない軽微な事象も含めて、全国の原子力発電所におけるトラブル情報、トラブルに至らない運転管理情報を登録し、一般に公開しているデータベースがある。

このデータベースは、2002年8月に公表された東京電力(株)の自主点検記録に関する不正などの一連の原子力不祥事を契機に設置された。電気事業者の間で情報を共有し、トラブルの未然防止に努めるとともに、電気事業者の情報共有の活動を公開することにより、原子力発電所の運営の透明性向上を図ることを目的としている。このデータベースは「ニューシア(NUCIA)」⁸と呼ばれ、これまで電力業界で蓄積してきた事故・故障の情報を簡単な操作で検索できる「情報検索」や事故・故障の経験の反映状況を確認できる「反映閲覧」のデータが収録されており、データは最新の状況を反映して適宜更新されている。



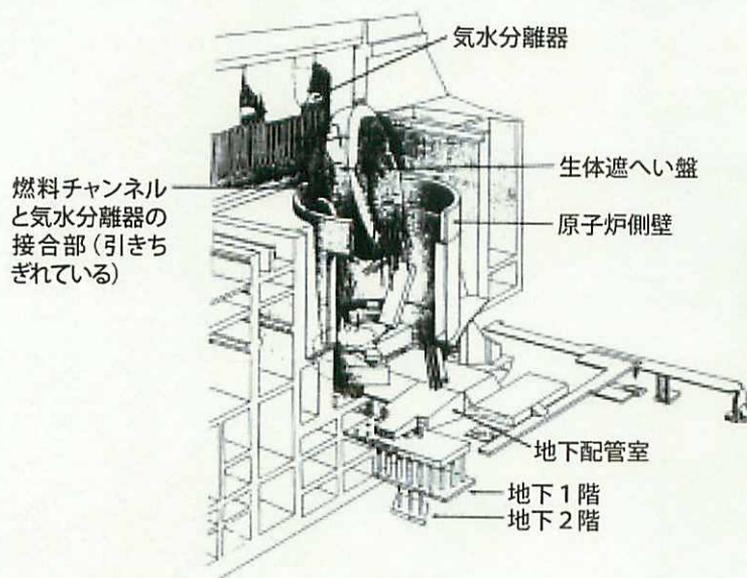
NUCIAのホームページ

参考HPアドレス <http://www.nucia.jp>

●●●原子力施設の事故例●●●

2. 原子力施設の事故例に見る原因と対策—海外編—

1) チェルノブイリ事故



事故後地階にたまった燃料固化溶岩(象の足)
1996年秋
ほとんどがコンクリートや土砂で、燃料は5%
程度混じっている

<<図2-1>> 炉心部の事故後の様子

出典:「原子炉の暴走」石川迪夫 日刊工業新聞社(左図)、
ロシア原子力センター(RRC)/クルチャトフ研究所(写真)

◎事故の概要

チェルノブイリ事故は、1986年4月26日深夜午前1時23分(現地時間)、ウクライナ共和国(当時ソ連)の首都キエフから数十キロメートル離れたところにあるチェルノブイリ原子力発電所4号機において発生した(地図参照)。この炉特有の設計上の欠陥や運転員の規則違反がもととなって、原子炉の大規模な破壊を引き起こし(図2-1)、大量の放射性物質が国境を越えて拡散した。



◎チェルノブイリ原子炉の特徴

この原子炉は旧ソ連が独自に開発した黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉であるが、この原子炉には安全確保の考え方に問題があり、以下の設計上の欠陥が存在した。

- ① 低出力の状態では、出力が増加して炉心で水の沸騰が増加するとさらに出力が増加する特性がある(わが国の原子力発電所では、出力が増加すると出力増加を抑制する特性がある)
- ② 原子炉を停止する制御棒の挿入速度が遅く、緊急停止に関する設備が不完全である
- ③ 日本や西側諸国の軽水炉で使用している気密耐圧型の格納容器が設置されていない

◎事故発生の経緯

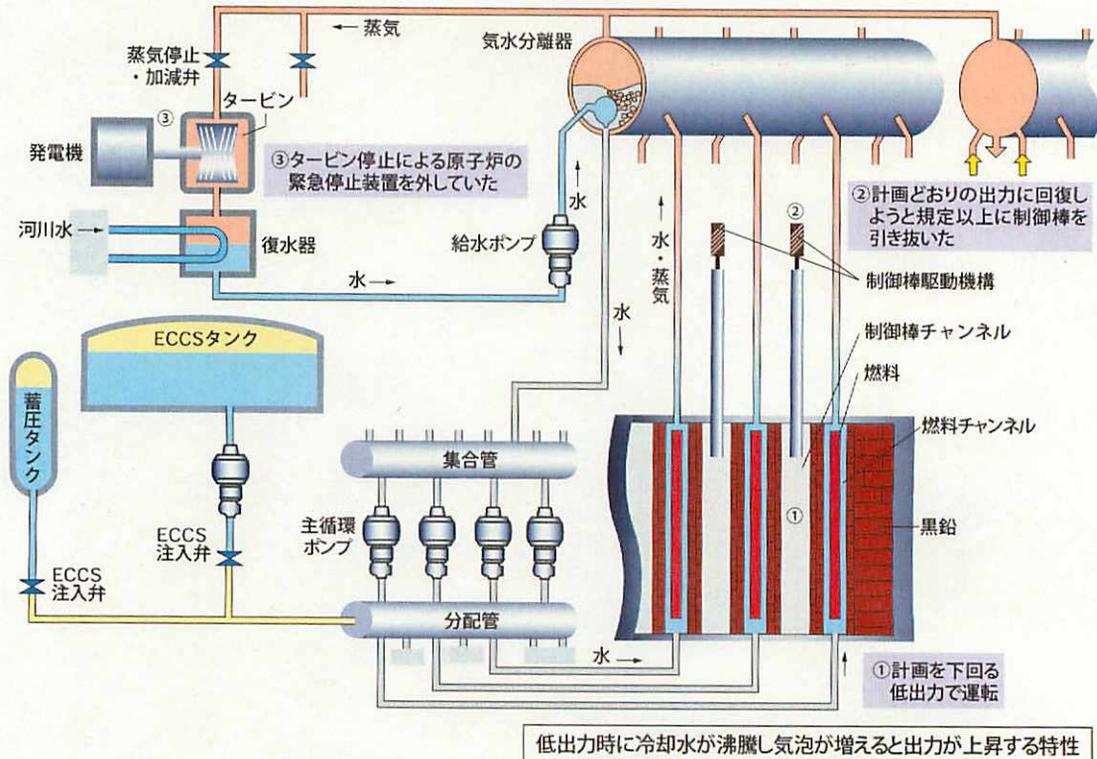
このような設計上の欠陥があるチェルノブイリ原子力発電所4号機において、安全対策もなく、責任者の承認も受けず、原子炉技術者でなく電気技術者が実験を指導するというずさんな計画で実験がおこなわれた。

実験の目的は、原子炉が緊急停止した時にタービンの惰性回転でどの程度の電気を起こすことができるかを調べることで

あった。

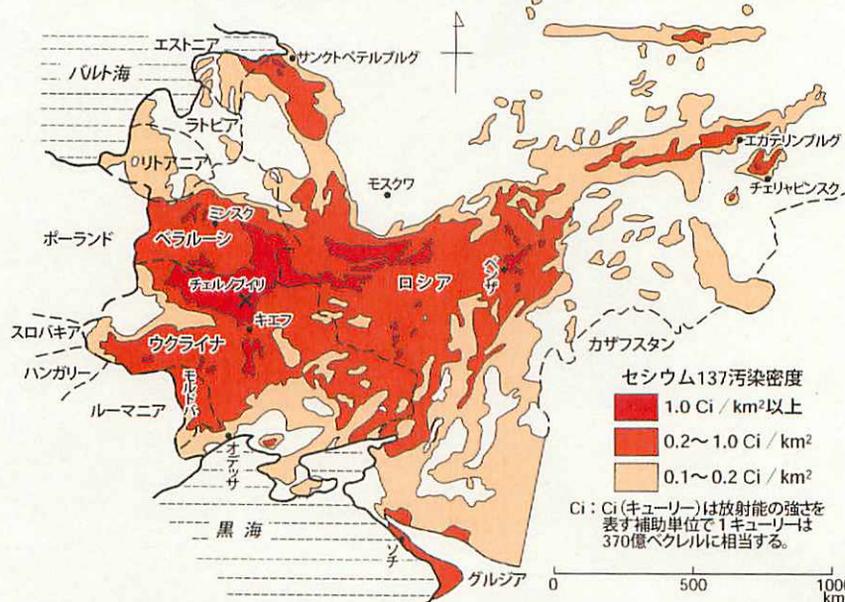
この日は地域の給電指令によって予定外の低い出力で運転していた(図2-2①)にもかかわらず、当初の計画どおり実験を継続しようとした。このため、計画どおりの出力に回復しようと規定以上に制御棒を引き抜いてしまった(図2-2②)。その結果、出力が急上昇したが、実験に先立ちこれがうまくいかなかったときに繰り返し実験が可能なように、原子炉の緊急停止装置を外していた(図2-2③)。このため、原子炉を緊急に止めることができず、出力がどんどん上昇して燃料が壊れ、急速に水蒸気が発生し、蒸気爆発が起きて圧力管が破裂した。これにより、多量の蒸気が噴出して、その圧力で炉心の上の厚いコンクリート製の蓋が持ち上がった。

この結果、炉心の4分の1が炉外へ放出され、原子炉建屋が破損し、大量の放射性物質が国境を越えて拡散した(図2-3)。



<<図2-2>> チェルノブイリ事故の運転規則違反

出典：日本原子力文化振興財団「原子力2004」より作成



<<図2-3>> 放射性物質拡散の図

出典：京都大学原子力安全研究グループHP

参考HPアドレス <http://www.rii.kyoto-u.ac.jp/NSRG/>

◎消火や事故処理にあたった作業者の健康への影響

事故当時構内にいた職員や消防士は、消火と放射性物質の拡散を抑える緊急作業にあたったが、そのうち事故当時構内にいた2人は原子炉の爆発と火傷で死亡した。また134人が急性放射線症と診断され、28人が3か月以内に放射線被ばくが原因で亡くなった。その他、消火作業終了後の帰宅途中に、放射線影響とは直接関係ないと考えられているが、冠動脈血栓症で1人死亡した。

除染作業を中心とする事故後の処理作業には、およそ60万の人が参加した。この人たちの被ばく線量は、1986年が1年間で平均170ミリシーベルト、1987年が平均130ミリシーベルト程度である。

広島・長崎の原爆被爆者の調査では、大量の放射線を受けた後2～3年すると白血病の増加がみられ始めている。チェルノブイリ事故で緊急作業にあたった人々や事故後の処理作業にあたった人々の間には、白血病もそのほかのがんについても今までのところ増加はみられていないが、今後も注意深く観察を続ける必要がある。

◎一般住民への影響

数日のうちに付近のプリピャチという町から4万5,000人が避難し、その後30キロメートル以内に住民13万5,000人がこれに続いて避難した。

チェルノブイリ原子力発電所から放出された放射性物質によって、発電所周辺の広大な地域の人々が被ばくしている。汚染の著しい地域では、事故後に生まれた子どもが生涯(70年間)に受けると予想される線量は、地表上などに積もった放射性物質からの外部被ばくが60～130ミリシーベルト、汚染したミルクや野菜などの摂取による内部被ばくが20～30ミリシーベルト、合計80～160ミリシーベルトと推定されている。この汚染地域の人々については、次項に記す甲状腺がん以外には放射線に直接関係のある病気の増加はみられていない。

しかし、事故に関連した不安、ストレスおよび精神的脅迫感による心身症などの心理的問題がみられている。

なお、事故後に避難した30キロメートル圏では、2004年時点でも居住が認められず、多くの人が故郷に戻ることができないまま生活している。



30kmゾーン検問所 出典：京都大学原子力安全研究グループHP

◎小児甲状腺がん

事故後、ベラルーシ、ウクライナ、ロシアの3か国で1990年ころより小児甲状腺がんの増加がみられている。

小児甲状腺がんの患者は、3か国合わせて1990年から1998年までに約1,800人になったが、治療経過は比較的良く、このがんによる死亡者はこれまでのところ9人だけである。

これらの甲状腺がんの多発は、事故に伴って放出され降下した放射性ヨウ素が最も可能性のある原因とされている。ヨウ素は体の中に取り込まれると甲状腺に集まり、甲状腺ホルモンの合成に使われる。子供は甲状腺が小さいので放射性ヨウ素の密度が高くなり、被ばく線量も大人に比べて大きくなる。しかし、かなり以前から甲状腺の病気の診断や治療に放射性ヨウ素が用いられているが、これによって甲状腺がんが増えたという報告はないので、ヨウ素犯人説を否定する見方もある。いずれにしても原因究明のためのさらなる調査が望まれる。

◎事故後の安全の改善

旧ソ連・東欧諸国の原子力発電所の多くは、チェルノブイリと同じ型か、旧ソ連独自の軽水炉であり、安全上多くの弱点、欠陥を有し、それを改善するには多額の費用を要する。しかし、これらの国々では国家財政がほとんど破綻状態にあった。しかも、これらの国々では他に発電設備を持たないなどの理由で原子力発電所を閉鎖することもできない状況であった。このため、西欧諸国の協力により、チェルノブイリタイプの原子炉については出力が増加するとそれを抑制するように特性を改善することと、安全装置を強化することの二つの緊急措置がとられた。なお、チェルノブイリ原子力発電所は2002年7月閉鎖された。

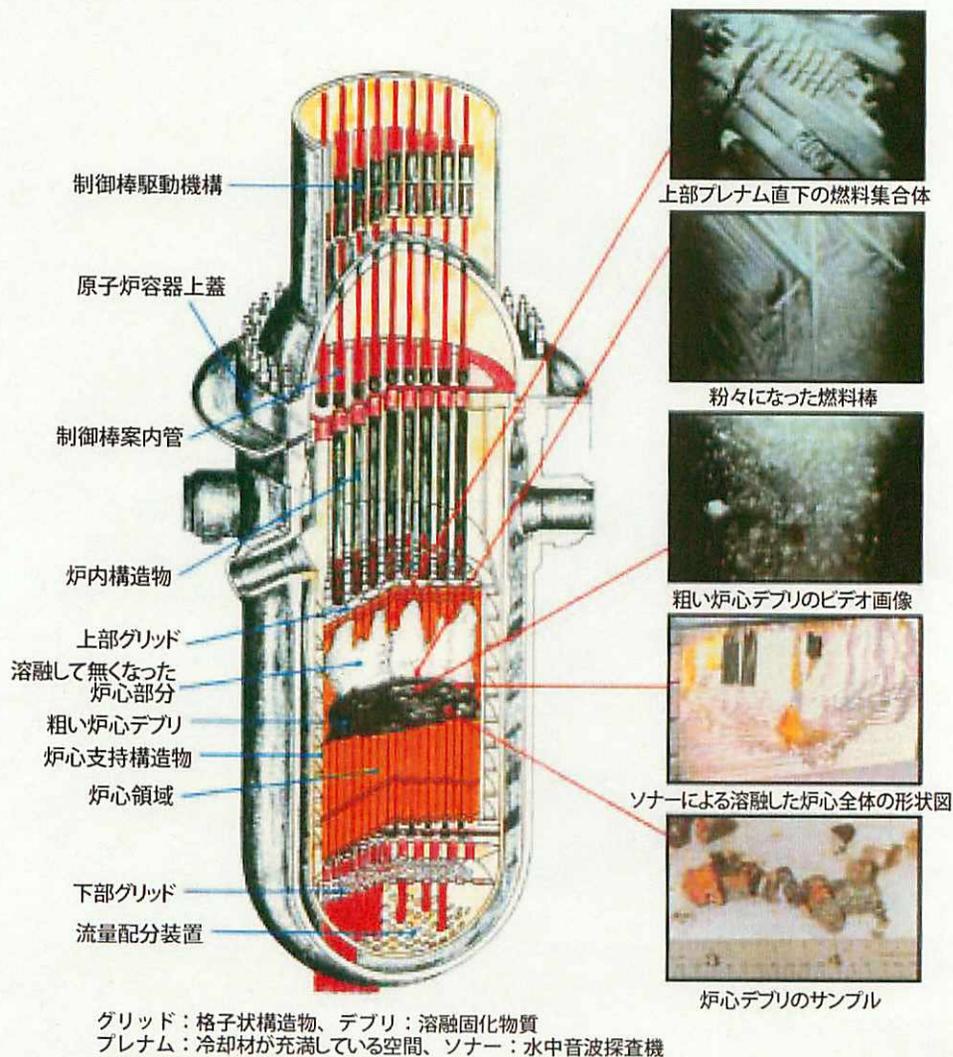
2) スリーマイル島原子力発電所2号機の事故

◎ 事故の概要

米国ペンシルバニア州にあるスリーマイル島原子力発電所2号機で、1979年3月28日未明に事故が起こった。二次系でトラブルが発生したのが始まりで、これが時間の経過とともに大きな事故に発展し、燃料が溶融し、炉心が大規模に損傷するに至った。発電所の保守・補修の不備と運転員の操作ミスが原因であった。

◎ 事故の経緯

最初に蒸気発生器に水を送る二次系のポンプが、制御用空気系の故障により停止した。直ちに3台ある補助ポンプが自動的に起動した。ところが、その出口にある弁が閉じていたため、水は蒸気発生器には送られず、また運転員もそのことに気付かなかった。一次系を冷却する蒸気発生器に水が来ないため、一次系の温度と圧力が上昇した。このため、一次系の圧力の上昇を防ぐために設けられている圧力逃し弁が自動的に開き、また制御棒も炉心に挿入され原子炉は設計どおりに停止した。しかし、一次系の圧力が低下したにもかかわらず一度開いた逃し弁が閉まらず、しかもこのことに運転員が気付かなかった。一次系の圧力が下がりにすぎたため、非常用炉心冷却系(ECCS)が設計どおりに自動的に働き、原子炉容器に水を注入しはじめた。ところが、ここでも運転員が計器の指示を見誤ってECCSを止めてしまった。このため最終的には過熱した燃料の一部が溶けて、原子炉圧力容器の底部に落下する事態になったが、運転員が逃し弁からの水の漏れに気付いて元弁を閉じ、ECCSの流量を増加させたので、それ以上の事故の進展は防止することができた。



<<図2-4>> スリーマイル島原子力発電所2号機圧力容器内の最終状況

出典:IEEE Spectrum "TMI plus five" April 1984

この間、逃し弁から格納容器内に漏れた放射性物質を含んだ水蒸気は凝縮して格納容器内に溜まっていたが、溜まった水の量が多くなったためポンプにより補助建屋に送り出された。補助建屋は気密ではないため、放射性物質の一部が環境に放出されてしまった。

◎ 周辺住民への影響

事故により発電所から放出された放射性物質による被ばく量は、発電所から0.6マイル(約960メートル)のところに数日間立ち続けていても、胸のエックス線検査2回分程度と評価されている。また、発電所の周囲80キロメートル以内に住む200万人の住民の受けた被ばく線量当量は平均0.015ミリシーベルトと評価され、実質的に事故による放射線の影響はなかったといえる。

◎ 事故の反省

米国では、この事故の原因の徹底解明と再発防止のため、大規模な調査をおこなった。その結果、この事故は機械の故障と運転員のミスが複雑にからまりあったものではあるが、根本の原因は人間に関係したものであることが明らかにされた。すなわち、組織、手順、そして人のあり方について根本的な改善が必要であるとの勧告が出された。

3) その他の代表的事故

その他海外の代表的な事故を以下の表に示す。

年月日	場所/施設名称	施設種類/事故の種類	INES	事故概要
1952年 12月12日	カナダ オンタリオ州 NRX炉	重水減速・軽水冷却型炉 出力暴走		制御ミスが原因で原子炉が暴走。燃料棒が溶融。
1957年 9月29日	旧ソ連・現ロシア チェリャビンスク65	再処理施設 核兵器工場放射性物質放出		旧ソ連軍事核施設で、再処理施設の冷却系統の故障により過熱、爆発が起こり大量の放射性物質が環境に放出された。周辺住民1万人が退避。東ウラル放射能事故(EURT事故)、南ウラルの核災害、あるいはキシテム事故と呼ばれる。
1957年 10年10日	英国 セラフィールド ウインズケール 1号炉	GCR(プルトニウム生産炉) 火災	(運用前) 5	黒鉛(減速材)過熱により燃料の溶融・破損。黒鉛の火災。大量の放射性物質の放出。周辺地域での牛乳の出荷停止。作業員14人が被ばく。
1961年 1月3日	米国 アイダホ州 SL-1炉	BWR 原子炉破壊		制御棒引き抜きにより出力が急激に上昇。作業員3名が死亡。
1964年 7月24日	米国 ロードアイランド州 ウッドリバージャンクション	ウラン回収工場 臨界事故		誤った表示にもとづき高濃度のウランを一つのタンクに入れたため臨界事故となり、1名が死亡、2名が被ばくした。
1973年 9月	英国 ウインズケール	再処理施設 環境汚染		有機溶媒の槽内火災で作業員35名が被ばく。
1975年 3月22日	米国 ブラウンスフェリー 1号機	BWR 火災		格納容器貫通部の漏えい検査に用いていた蠟燭の火がシール材に引火。ケーブル分配室と原子炉建屋での火災。多数のケーブルが焼損し、安全機能が低下。
1975年 12月7日	東独・現ドイツ グライフスバルト	VVER 火災		回路短絡によるスイッチギア室の火災。多数のケーブルが焼損し、補助給水系が作動不能。加圧器安全弁の完全閉失敗により1次冷却材が流出。
1976年 1月5日	チェコスロバキア・現スロバキア ボフニェア 1号機	GCR 冷却材漏えい		燃料交換中にチャンネルプラグが破損し炭酸ガス(冷却材)が漏えい。作業員2名が酸欠で死亡。
1977年 2月22日	チェコスロバキア・現スロバキア ボフニェア 1号機	GCR 燃料溶融		湿分吸収材を外さずに燃料集合体を装荷。冷却材流路の閉塞により燃料溶融。放射性物質の環境への放出なし。
1977年 9月24日	米国 デービスベッシー	PWR 給水喪失		制御系の故障により給水喪失。加圧器逃し弁開固着。スリーマイル島発電所事故の予兆事象。
1979年 3月28日	米国 スリーマイル島 2号機	PWR 炉心損傷	(運用前) 5	加圧器逃し弁開固着により1次冷却材が流出。非常用炉心冷却系を手動で停止。重大な炉心損傷。環境への放射性物質の大量放出はなし。
1980年 3月13日	フランス サンローラン 2号機	GCR 燃料溶融	(運用前) 4	1次系への異物混入により冷却材流路の部分閉塞が起こり燃料の溶融・破損。放射性物質の環境への微量放出。
1980年 6月28日	米国 ブラウンスフェリー 3号機	BWR 制御棒挿入不完全		手動スクラム時に制御棒185本中75本が挿入失敗。2度目、3度目の手動スクラムでも59本、47本が挿入失敗。スクラム排出容器に水が溜まっていたことが原因。
1986年 4月26日	旧ソ連・現ウクライナ チェルノブイリ 4号機	RBMK 炉心損傷	(運用前) 7	低出力運転でタービンの試験を実施。ボイドの発生により出力が急激に上昇。燃料および原子炉の破損。黒鉛(減速材)および建屋の火災。大量の放射性物質の環境への放出。
1986年 12月9日	米国 サリー 2号機	PWR 主給水管破断		主給水管が破断。高温蒸気の噴出により8名の作業員が火傷。うち4名が死亡。原因は配管の減肉による。
1989年 10月19日	スペイン バンデロス	GCR 火災	3	タービン軸振動により発電機が破損、水素に引火して火災。環境への放射性物質の放出はなし。
1993年 2月2日	ロシア コラ 1号機	VVER 竜巻による原子炉停止	3	竜巻により送電線が被害を受けたためタービン発電機が停止。原子炉も停止。非常用ディーゼル発電機が起動失敗。炉心は自然循環で冷却。
1993年 3月31日	インド ナローラNAPS 1号機	PHWR タービン発電機火災	3	タービン発電機火災により原子炉自動停止。発電所の全停電が発生。環境への放射性物質放出はなし。
1995年 11月27日	旧ソ連・現ウクライナ チェルノブイリ 1号機	RBMK 放射能汚染	3	原子炉ホール床で高い汚染が検出され、作業員が被ばく。以前に取り出した破損燃料集合体が原因。
2002年 3月8日	米国 デービスベッシー 1号機	PWR 原子炉容器上蓋劣化	3	燃料交換定期点検中に、原子炉容器上蓋貫通ノズルに隣接する位置で母材のかかりの欠損を発見。
2003年 4月10日	ハンガリー バクシュ 2号機	VVER 放射性物質漏えい	3	定期点検中、燃料集合体洗浄の際に環境に放射性の希ガスが放出。原因は洗浄コンテナ中の燃料の大部分が破損していたため。

GCR:Gas Cooled Reactor ガス冷却炉、BWR:Boiling Water Reactor 沸騰水型軽水炉、VVER:旧ソ連製の加圧水型軽水炉、PWR:Pressurized Water Reactor 加圧水型軽水炉、RBMK:旧ソ連製軽水冷却黒鉛減速炉、PHWR:Pressurized Heavy Water Reactor 加圧重水冷却炉

●●●原子力施設の事故例●●●

3. 原子力施設の事故例に見る原因と対策—国内編—

1) JCO事故

◎事故の概要

わが国の原子力開発史上、原子力事故として初の犠牲者を出したJCO東海事業所ウラン加工工場で臨界事故が起きた。1999年9月30日午前10時35分ごろであった。事故現場から半径10キロメートル圏内の住民約30万人に屋内退避勧告が出された。小中高224校が臨時休校し、交通機関がストップした。また、半径350メートル圏内の住民には退避要請が発動され、丸二日以上にわたっての避難生活を強いられた。

当日JCOの工場において、高速増殖実験炉「常陽」の燃料用として核分裂を起こすウラン(ウラン235)の割合を18.8%⁹⁾に高めたウランの硝酸溶液を製造中に、規定量以上のウラン溶液を1か所に集中したため核分裂が継続して起こる臨界状態になり、作業員3人が大量の被ばくを受けた。その結果、2人が死亡するという、日本の原子力史におけるはじめての重大事故になった。

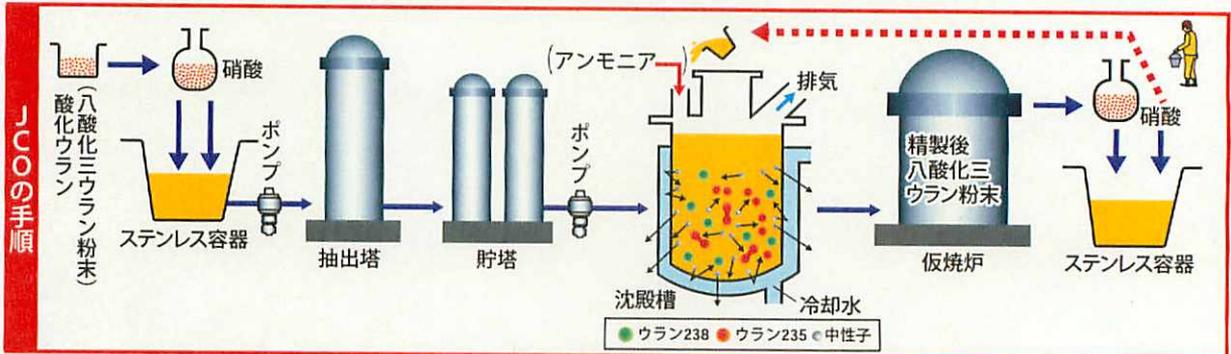
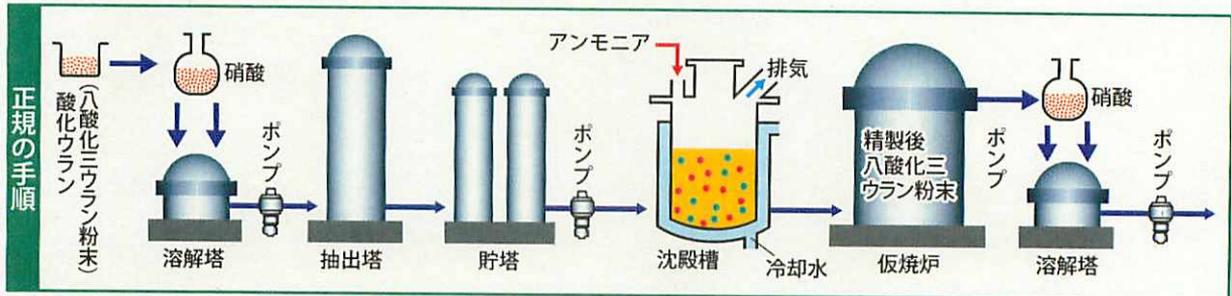


出典:旧(財)原子力発電技術機構「原子力防災」より作成

◎作業の状況

JCOの工場では、ウランの粉末を硝酸で溶かして濃度を均一にするという作業をおこなっていた。定められた手順では、まず溶解塔にウラン粉末と硝酸を入れてウラン粉末を溶解し、これを容量の小さい貯塔に移した後に、製品とすることになっていた。

しかし今回の作業では、ウラン粉末を溶解する際に溶解塔を使用せず、ステンレス容器でウラン粉末を溶解し、作業時間を短縮するため容量の大きな沈殿槽を使用した。その際、規定では2.4キログラムまでとされていたウラン溶液を規定量の6倍を超える量まで沈殿槽に注ぎ込み、その量が約16キログラムに達したとき、ウランが核分裂を連鎖的に継続して起こす「臨界」状態に至った(図3-1、図3-2)。



<<図3-1>> 製造工程の違い

出典：日本原子力文化振興財団「原子力2004」

◎臨界状態の終息

臨界状態を終わらせるために、まず沈殿槽の外側を取り囲んでいる冷却水を抜き取った。これは冷却水が、核分裂によってできた中性子を沈殿槽内に反射して、外部に逃げないようにしているの、核分裂が継続していると考えられたからである。この結果、核分裂が継続して起こる臨界状態は終息した。その後さらに、中性子を吸収するホウ素溶液を沈殿槽に注入して、二度と核分裂が起こらないようにした。



<<図3-2>> ウラン溶液を注ぎ込む2人の作業状況

出典：日本原子力学会「原子力がひらく世紀」

◎大線量被ばく者

ウラン溶液を沈殿槽に注入していた作業員3人は大量の放射線を受け、科学技術庁(当時)の放射線医学総合研究所病院に運ばれ治療を受けた。もっとも被ばく線量の大きかったAさんは82日後に、その次に被ばく線量の大きかったBさんは210日後に亡くなった。またCさんは81日後に退院した。

これらの人々の被ばく線量は、Aさんが16,000～20,000ミリシーベルト、Bさんが6,000～10,000ミリシーベルト、Cさんは1,000～4,500ミリシーベルトと推定されている。

◎被ばくの状況

JCO社員および関連会社社員、防災業務に従事した職員、一般住民など合計319名(うち周辺住民130名)が一般人の年間実効線量限度である1ミリシーベルトを超える放射線を浴びたと推定されている。周辺住民の被ばく線量は最大で21ミリシーベルトと推定され、臨床上に明らかな放射線障害が発生する線量ではなかったが、放射線に対する恐怖による「心の健康」が問題にされている。

◎風評被害

この事故による環境への影響は一時的なもので、一般の人々の健康に影響を及ぼすものではなかった。しかし、この事故のため東海村やその近郊で作られた「干し芋」などの農産物の買い控え、いわゆる風評被害が出た。なかには、事故が起きる前に出荷された農作物まで返品されたという。この風評被害に対する補償額は約145億円とされている。

◎JCO事故の問題点

今回の事故は、①定められていた手順を無視した作業をおこなったこと、②臨界を防止するために規定されている制限量をはるかに超えた量のウランを注入したこと、が直接的な原因である。しかしその背景としては、①核燃料加工業者としての法令違反、②作業員の臨界に関する認識不足、③人員の配置・教育などの管理問題、④設備改善努力の不足などが指摘されている。

2) 美浜発電所3号機二次系配管破損事故

◎ 事故の概要

2004年8月9日、関西電力(株)の美浜の原子力発電所3号機¹⁰において、二次系配管が破損する事故が起き、破損した配管の付近にいた作業員が流出した蒸気および高温水により被災し、5名が死亡、6名が負傷した。なお、原子炉は安全に停止し、漏えいした二次冷却水に起因する周辺環境への放射線による影響は認められなかった。



美浜発電所3号機タービン建屋

◎ 事故発生時のプラントの状況

8月9日15時22分、運転中の美浜の原子力発電所3号機の中央制御室で「火災報知器動作」警報などが鳴った。運転員は、警報がタービン建屋2階で発生したことから現場を確認したところ、建屋内に蒸気が充満していた。このため、二次系配管から蒸気または高温水が漏えいしている可能性が高いと判断し、緊急に原子炉の出力を低下させる操作を15時26分に開始した。15時28分、原子炉を自動的に停止させる警報が鳴り、原子炉、続いてタービンが自動的に停止した。運転員がタービン建屋内を点検し、17時30分にタービン建屋2階の復水配管に破口を確認した。

◎ 事故発生時の従業員の状況

事故発生当時、美浜の原子力発電所3号機のタービン建屋内には、関西電力社員1名と8月14日から予定されていた定期検査の準備をしていた協力会社員104名がいた。

15時27分、タービン建屋2階で倒れている被災者を運転員が発見し、所長室員が119番に救急通報した。

被災した協力会社員は、順次タービン建屋外へ搬出され、救急車で病院へ搬送された。病院へ搬送された11名のうち、5名は死亡(うち1名は8月25日に死亡)し、6名は熱傷のため入院することになった。

◎ 原子炉に対する影響

原子炉施設の安全審査においては、二次系の損傷が原子炉に与える影響を評価するため、原子力安全委員会が定めた指針¹¹に基づき、「主給水管破断事故」¹²、「主蒸気管破断事故」¹³などを想定した安全評価解析をおこなっている。

今回の事故は、復水系配管の破損により二次系の冷却水が系外に流出したものであり、原子炉に与える影響としては、蒸気発生器への給水の一部が停止し、原子炉に対する除熱能力が低下することから、「主給水管破断事故」に相当するものといえる。

今回の事故において原子炉の安全にかかわる系統は正常に作動し、原子炉は安全に停止した。また、原子炉圧力、一次冷却材温度などは、安全評価解析で想定した結果を上回る影響を示してはいない。

◎ 周辺環境への影響

美浜の原子力発電所3号機の型式はPWR¹⁴であり、原子炉を通ってきた熱水を蒸気発生器で熱交換して蒸気をつくり、この蒸気をタービンに導くものである。熱交換されるまでの系統を一次系、熱交換後の系統を二次系と呼んでおり、一次系、二次系はそれぞれ分離されている。

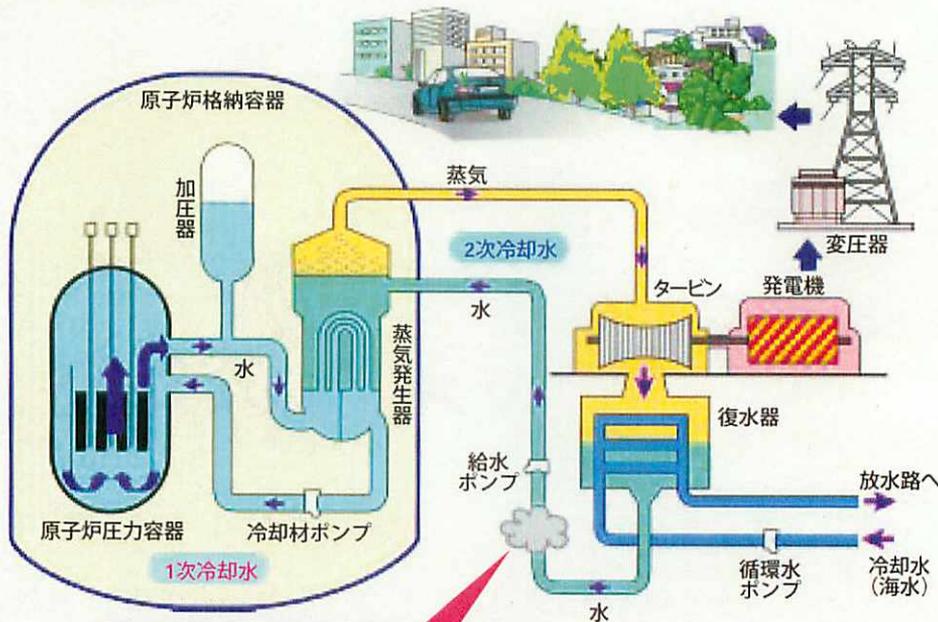
したがって、PWRの二次系は、基本的には冷却水中に放射性物質は含んでおらず、野外モニタ、排気筒モニタを確認した結果、漏えいした二次冷却水に起因する周辺環境への放射線による影響は認められなかった。

◎ 配管破損状況

破損した箇所は、復水器から給水ポンプへ行く途中の配管で、流量を計測するオリフィスの下流近傍である。

破損部においては、配管軸方向に最大515ミリメートル、周方向に930ミリメートルにわたって破口が認められた。また、配管は最も薄いところで0.4ミリメートルであった。配管内面を観察した結果、オリフィス下流部においては、配管下部を除き全体的に、水の化学作用による腐食と水の流れの乱れに伴う機械的作用による侵食との相互作用によって起きる減肉現象の特徴である鱗片状模様を示していたが、配管下部にはほぼ当初設計とおりの肉厚の部分が存在し、鱗片状模様が見られなかった。

配管が破損した原因は、腐食・侵食による減肉現象により配管の肉厚が徐々に減少した結果、配管の強度が不足し、運転時の圧力により破損したものと推定される。



復水配管破損箇所

詳細は
<http://www.kepco.co.jp/notice/jiko3.html>

<<図3-3>> 3号機のしくみと復水配管破損箇所

写真提供: 関西電力

◎ 配管の減肉に関する管理

腐食・侵食による減肉現象により配管の肉厚が徐々に減少することは以前から知られていた。電気事業者においては管理指針を策定して、配管の肉厚が薄くなる可能性のある箇所は定期的に肉厚を測定し、配管が問題となるほど薄くなる前に交換するなど対策が講じられていた。今回の事故は管理指針では測定すべき箇所であるにもかかわらず、点検リストから漏れていた「管理ミス」により発生したものである。

◎ 当面の対応

この事故に関しては、まだ調査が継続中ではあるが、これまでに判明した事実から、その再発を防止するため、原子力発電所の運転に直ちに適用できるものを以下に示す。

○ 品質保証および保守管理面での対応

今回の事故の直接的な原因と考えられる「関西電力(株)、三菱重工業(株)、(株)日本アームの3者が関与する二次系配管の減肉管理ミス」が生じた背景には、過去における関西電力(株)の品質保証、保守管理が機能していなかったことがあるとみられる。こうした状況を踏まえ、減肉管理にかかわる品質保証および保守管理の観点から、次に示す対策をおこなうことが必要である。

- (1) 点検リストの作成および統一的管理
- (2) 的確な外注管理(協力企業の調達管理)
- (3) 配管肉厚管理の規定化
- (4) 問題を未然に防ぐための事業者間の情報共有

○ 作業員の安全確保など

原子力発電所においては、運転員による日常の巡視点検など、運転中にもタービン建屋内に人が立ち入ることが一般的である。したがって、今回運転中に定期検査の準備のため作業員がタービン建屋で作業していたことが直ちに問題となるものではない。しかし、電気事業者は、原子力発電所における放射線障害の防止だけでなく労働災害の防止についてもマネジメントシステムに明確に位置づけ、あらゆる事態を想定し、適切な管理、運営をおこなっていくことが重要である。

3) その他の代表的事故

その他国内の代表的な事故を表に示す。

年月日	場所/施設名称	施設種類/事故の種類	INES	事故概要
1991年 2月9日	福井県美浜町 関西電力美浜発電所2号機	PWR 蒸気発生器伝熱管損傷	2	蒸気発生器の伝熱管1本が破断し、非常用炉心冷却装置(ECCS)が作動。わが国において初めてECCSが作動した事象。環境への放射性物質の放出はわずか。
1995年 12年8日	福井県敦賀市 動力炉・核燃料開発事業団 高速増殖原型炉「もんじゅ」	FBR ナトリウム漏えい	1	2次主冷却系配管に取り付けられた温度計さや管の損傷からナトリウムが漏えい、燃焼。
1997年 3月11日	茨城県東海村 動力炉・核燃料開発事業団 東海再処理施設	アスファルト固化施設 火災爆発	3	低レベル放射性物質をアスファルト固化する施設で火災が発生。8時間後に爆発。35人が被ばく。環境への放射性物質の漏えいはわずか。
1999年 7月12日	福井県敦賀市 日本原子力発電 敦賀発電所2号機	PWR 1次冷却材漏れ	1	再生熱交換器の連絡配管が熱疲労により割れ1次冷却材が漏えい。放射性物質は格納容器に閉じ込められ外部への放出はなし。
1999年 9月29日	茨城県東海村 (株)JCO	ウラン加工工場 臨界事故	4	JCOの核燃料を再転換する施設で臨界事故。49人が被ばく、作業員2名が死亡。
2001年 11月7日	静岡県浜岡町 中部電力浜岡発電所1号機	BWR 余熱除去系配管破断	1	余熱除去系蒸気凝縮系配管内で生じた水素燃焼に伴う急激な圧力上昇で配管が破断。
2004年 8月9日	福井県美浜町 関西電力美浜発電所3号機	PWR 2次系配管破損	0	2次系配管が破損し、付近で作業していた作業員が被災し、5名が死亡、6名が負傷。環境への放射性物質の漏えいはない。

●●●原子力施設の事故例●●●

4. 事故から学ぶ

安全確保のためには、機器・設備の信頼性を確保するとともに、人的な要因によるミスや誤り(ヒューマンエラー:Human Error)を起こさないことが基本である。このため、放射性物質の漏えいに至る可能性がある事故やトラブルはいうまでもなく、放射性物質の漏えいに関係しない事故やトラブルであっても、原因を徹底的に究明し、再発を防止する対策を講じている。また、事故の原因となった設備だけでなく、類似の設備で、あるいは類似のメカニズムで事故やトラブルが生じることのないようチェックを徹底し、必要に応じて対策をたてている(これを「水平展開」とよんでいる)。水平展開は、事故やトラブルを起こした発電所だけでなく、他の発電所でもおこなわれる。

また、国内だけでなく国際的にも事故やトラブルの情報を共有して水平展開が可能なよう、電力間で情報を交換するための組織がある。

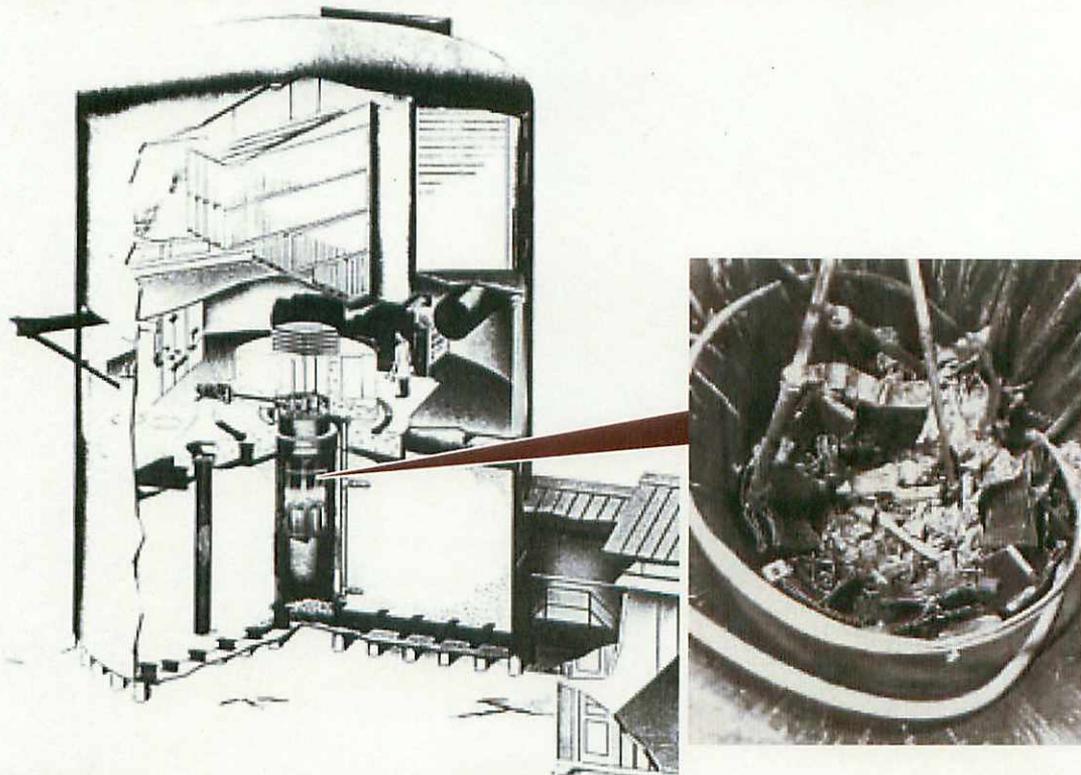
ここでは、過去に起こった主な事故に対して、何を反省し何をどう改善してきたかをまとめる。

1) 個別の事故の教訓

a) 米国国立原子炉試験場沸騰水型軽水炉(SL-1)事故の教訓

1961年1月3日米国のアイダホ州にある国立原子炉試験場において、停止中の試験炉であるSL-1で事故が起こった。この原子炉には5本の制御棒があるが、そのうち1本を誤って引き抜いたことで原子炉は臨界となり、さらに出力が異常に上昇し、3名の従業員が亡くなった。

たった1本の制御棒を引き抜いただけで事故が起きたことを反省し、「原子炉は1本の制御棒を引き抜いただけで臨界になってはならない」とする安全設計方針が定められ、現在の「安全設計審査指針」¹⁰⁾にも引き継がれている。



<<図4-1>> 損傷したSL-1炉(および炉内構造物)

出典: The Idaho National Engineering and Environmental Laboratoryより作成

b) スリーマイル島原子力発電所2号機事故の教訓

1979年3月に起こったスリーマイル島原子力発電所2号機事故は、炉心燃料の2/3以上が損傷したという意味で前例のない事故であった。しかしながら大部分の放射性物質は一次冷却系内部にとどまって環境には放出されず、周辺の住民の健康への影響は無視できる程度であった。このことは多重防護の考え方に基づく原子炉の安全対策は、設計上の想定を超えた事故に対しても余裕を持って対処できることを示している。しかし、一方で人的な要因が複雑に絡むことにより、設計上の対策を超えて炉心が大きく損傷を受ける可能性があることを現実にも示した。事故の直後にわが国の原子力安全委員会は安全規制に反映すべき52項目に及ぶ改善事項を抽出した。このうち、三つの例について以下に記す。

◎ ヒューマンエラーの防止対策(中央制御室設計の改善など)

スリーマイル島原子力発電所2号機では事故時に中央制御室の制御盤で多数の警報が同時に点灯したため、運転員が状況を適切に把握できなかったという反省を受け、人間工学に関する知識などを取り入れて制御盤の表示のあり方を改善した。例えば、原子炉内の状況を把握するために必要なデータを視覚的にCRT(ブラウン管)に表示する、より重要な警報が点灯した場合、それより重要でない警報の点灯を抑制するなどの改善である。

また、スリーマイル島原子力発電所2号機では、事故時に制御室に人が多数集まり混乱を来したとの反省を受け、敷地内で制御室以外の場所から必要な対策の指示を発することのできる「緊急時中央指令所」を設置できるよう、各原子力発電所を整備した。

◎ 設計上の想定を超える厳しい事故に関する研究の推進と防災対策の充実

スリーマイル島原子力発電所2号機事故では設計上想定していた範囲を超えて事故が進展したことから、設計上の想定を超える厳しい事故に関する研究が本格的に進められることになり、さらにそのような事故に対しても周辺住民の安全を確保するために防災対策¹⁶⁾が充実されるようになった。

◎ 非常用炉心冷却系(ECCS)の性能評価の見直し

軽水炉の非常用炉心冷却系(ECCS)は、配管の破断などによる冷却材喪失事故(LOCA¹⁷⁾)時に、炉心を冷却して放射性物質の放出を抑制するために設けられる。非常用炉心冷却系の性能を評価する指針(ECCS性能評価指針¹⁸⁾)は、安全審査の際にECCSの機能および性能が十分かどうかを評価するためのものである。それまでのECCS評価指針は、おおむね大破断LOCAを中心に策定されていた。しかし、スリーマイル島原子力発電所2号機の事故では小さな配管から冷却材が漏れ続けたことが結果として炉心の溶融につながったことを受け、中小破断に対しても安全性を維持できることを確認するようECCS評価指針が見直された。

c) チェルノブイリ事故の教訓

チェルノブイリ事故は、この炉特有の設計上の欠陥や運転員の規則違反がもととなって、原子炉の大規模な破壊を引き起こし、大量の放射性物質が国境を越えて拡散したものであった。

IAEAが中心となって進められた事故調査の過程において、設計面における防護の考え方の欠如など安全認識の欠如、運転現場における規則違反などが明らかになった。このため、改めて『安全確保を最優先にし、そのためにあらゆる努力を惜しまない』という原子力安全の考え方を明確にし、安全意識の醸成を図るべきであるとの気運が高まりを見せた。これが、この事故の最大の教訓で「安全文化(セイフティカルチャー)」が重要であるという認識である。同時に原子力安全の分野における国際協力の重要性が再認識され、安全確保のための国際協力活動が一層活発におこなわれるようになった。



チェルノブイリ4号機制御室

出典: 京都大学原子力安全
研究グループHP

d)もんじゅ事故の教訓

1995年12月に高速増殖原型炉もんじゅで発生した二次系ナトリウム漏えいは、放射性物質を含まない二次系での漏えいであり、原子炉の停止、冷却は問題なくおこなわれた。しかしながら、高速増殖炉において重要なナトリウム技術に関するものであったことや事故時の情報を不適切に取り扱ったことなどから、社会に不信感と不安感をもたらす結果となった。

この事故では、原子力安全の社会性に関する関係者の認識、社会への関係者の説明責任のありかたが厳しく問われた。安全情報の透明性に対する社会からの要求はいつそう厳しいものとなり、「情報の透明性」が社会的信頼を得る上での不可欠の条件であるとの認識が深まった。



もんじゅ事故現場

写真提供:核燃料サイクル開発機構

e)JCO事故の教訓

JCO事故を重視した電気事業連合会は、電力、原子炉メーカー、燃料加工事業者、それに研究機関に呼びかけ、1999年12月9日、「ニュークリアセイフティーネットワーク」(NSネット)を設立した。日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、電力中央研究所など、現在36の原子力産業界の企業(電力会社、メーカー)と研究機関などが加盟している。NSネットでは、原子力安全意識の徹底を図るため、会員の各層を対象にした各種セミナーを開催するとともに、会員の事業所を巡回して安全講演会や安全管理、教育・研修活動などについて意見交換をおこなう安全キャラバンを実施している。



事故を起こしたJCOの沈殿槽

写真提供:JCO

◎JCO事故調査委員会報告書より

JCO事故は、安全の確保が企業活動の前提となっている今日の社会にあつて、多くの相反する命題が突きつけられていることを改めて示す結果ともなった。

それは、1999年12月24日、103項目の改善提案を盛り込んだ事故調査委員会最終報告書の中で、委員長を務めた吉川弘之・日本学術会議会長(当時)が所感として寄せた中でも、「二律背反」として指摘されている。

- A. 安全を向上させると効率が低下する
- B. 規制を強化すると創意工夫がなくなる
- C. 監視を強化すると士気が低下する
- D. マニュアル化すると自主性を失う
- E. フールプルーフ*は技能低下を招く
- F. 責任をキーパーソンに集中すると、集団はばらばらとなる
- G. 責任を厳密にすると事故隠しが起こる
- H. 情報公開すると過度に保守的となる

委員長はさらに次のように指摘する。「長期的視野に立って原子力行政を考えると、これらの矛盾ないし二律背反を解決することは重要だ。ことにA項の安全性と効率性の矛盾を解決しない限り、原子力の将来はないというべきだろう。原子力技術の持つ技術的固有性を明らかにしつつ、原子力技術固有の品質管理を開発することによって、この矛盾は十分に解決可能性を持つと考えて良い」。

*フールプルーフ：正しい知識のない人が誤った操作をしようとしても、操作できない仕組み

f) 美浜発電所3号機二次系配管破損事故の教訓

再発防止にかかわる対策を考える上で、点検項目のリストへの記載漏れやチェック漏れなどのヒューマンエラーは常に起こりうるとの認識が必要である。この観点から、関西電力では肉厚測定計画の策定や測定結果の評価は関連会社に任せずに自社で確実に実施することとし、設備改造などを確実に反映させるよう変更管理の仕組みをルール化することとした。また、点検リストの作成および統一的管理が必要であり、品質保証および保守管理面での具体的な対策として配管系統図の電子化などのシステムを改善・強化することとした。

2) 今後に向けた教訓の反映

以上、例として各事故から得られた教訓を個別に述べたが、個別の対策だけでなく事故から得られた教訓を生かして継続的に努力しなければならない事柄も多い。以下には事故の教訓を生かして継続的に努力されている代表的な分野についてまとめる。

a) 確率論的安全評価と安全目標

スリーマイル島原子力発電所2号機事故は、軽水炉の「深層防護」の有効性を実証することにはなったが、炉心が大きく損傷する事故であった。このような事故の発生可能性は、大方には工学的に起こるとは考えられないものとされていたが、以前から一部の確率論的安全評価の専門家から可能性があるとの指摘があった。その意味で、この事故は、確率論的安全評価の有効性と必要性を示したといえる。

確率論的安全評価は、施設の安全確保システムの相対的弱点を見出すとともに、施設の総合的リスクレベルの評価をする上で有効な手法との認識から研究が進められてきた。確率論的安全評価は、運転データの蓄積とその活用とあいまって、リスク情報に基づく運転管理および安全規制の合理性の向上への道を拓きつつある。

どこまでリスクを低くすればよいかを定めたものが「安全目標」といわれるものである。原子力利用に関しても、国民的なコンセンサスを経て「安全目標」を定める努力が行われている。原子力利用に伴うリスクを適切なレベルに抑制して、「安全目標」を満足していることを確認しながら利用していく必要がある。「安全目標」とリスク評価の活用により、安全確保活動全般の合理性、整合性、透明性を一層向上するとともに、安全を確保する活動のための資源をより適正に配分することが可能になると考えられる。

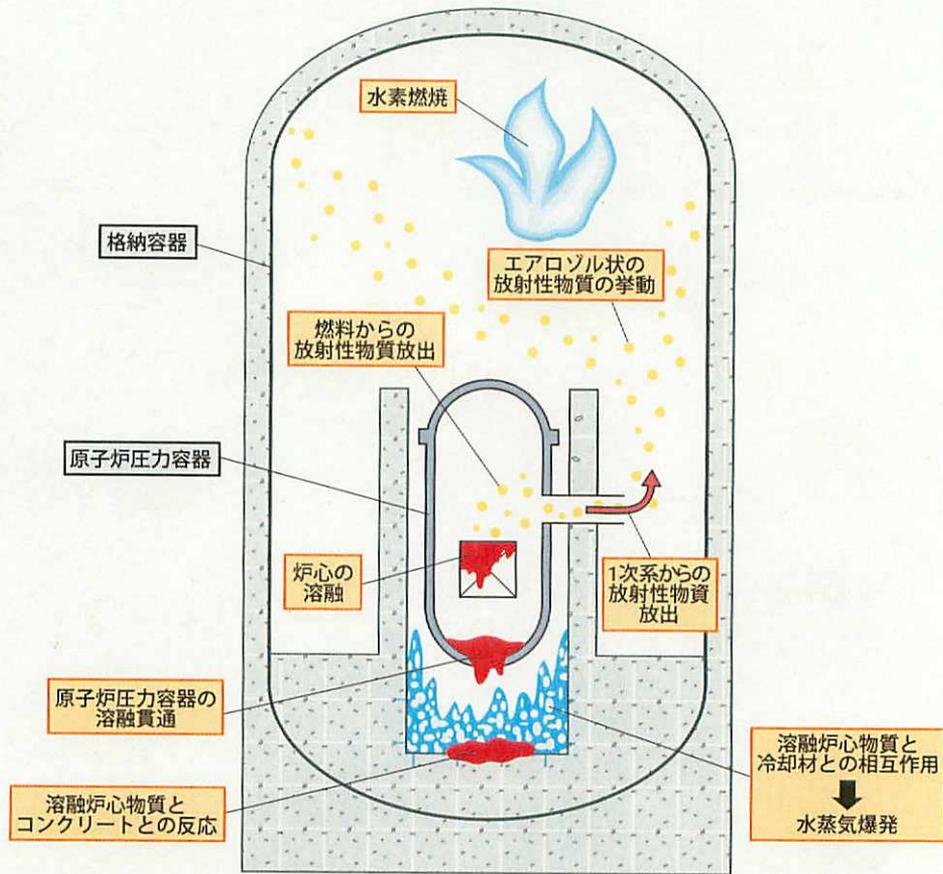
b) 設計上の想定を超える厳しい事故とアクシデントマネジメント¹⁹

スリーマイル島原子力発電所2号機事故は、設計上想定している事象の範囲を超え、炉心の大きな損傷に至る事故であった。この事故を契機として、異常事象が設計上想定している事象の範囲を超えて拡大することをどれだけ確実に防止できるか、あるいは、仮に設計上想定している事象の範囲を超えたとしてもこれに対処できるだけの余裕を持っているかを定量的に把握することについて、わが国を含め国際的に高い関心が寄せられ、設計上想定している事象を超え炉心が大きく損傷する厳しい事故(シビアアクシデント)に関する研究が本格的に進められることとなった。

さらに、チェルノブイリ事故後、設計上の想定を超える厳しい事故に関する研究の重要性が再認識された。わが国においても、軽水炉を中心とするわが国の原子力発電所を対象とする設計上の想定を超える厳しい事故に関する研究の重要性を再認識し、この分野に関する研究が精力的におこなわれた。

その内容には以下の3項目が含まれる。

- (1) 炉心が著しく損傷する事故の現象の正確な理解
- (2) 炉心が著しく損傷する事故を解析する計算プログラムの開発
- (3) 炉心が著しく損傷する事故に関する知見の運転管理などへの反映



<<図4-2>> 設計上の想定を超える事故の現象

c) 原子力防災

原子力防災対策については、従来から「災害対策基本法」に基づいて、地方公共団体などにおいて防災計画を定めるなどの措置が講じられていたが、スリーマイル島原子力発電所2号機事故直後に防災体制の見直しと整備がおこなわれ、原子力安全委員会は、万一の場合に国に対して技術的助言をおこなうための「緊急技術助言組織」を設置した。また、1980年6月には、原子力安全委員会が「原子力発電所等周辺の防災対策について」を取りまとめた。

また、1997年には防災基本計画に原子力災害対策を含む事故災害対策が追加され、災害予防、災害応急対策などの段階ごとに実施すべき措置・施策など、関係機関の役割が明確にされた。

さらに、1999年のJCO事故への対応において、初動段階で事故状況の把握が遅れたことなどの問題が明らかとなった。そのため、初期動作における国、地方公共団体の連携強化、原子力災害の特殊性に応じた国の緊急時対応体制の強化、原子力事業者の防災対策上の責務の明確化などを規定した「原子力災害対策特別措置法」が成立し、原子力災害対策の抜本的強化を図ることになった。



詳細は、解説書「原子力防災」6. 学校における防災

d)安全文化

チェルノブイリ事故は、あらためて安全確保における「深層防護」の意義と「安全文化」を堅持する重要性を強く認識させるものであった。事故を起こした黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉とわが国の軽水型炉(BWR²⁰、PWR)とは技術的構成がまったく異なっており、この事故から技術的に反映すべき教訓は認められなかった。しかし、「安全文化」の重要性、その醸成と堅持の困難さに関しては、もっと深く認識し、教訓を得るべきであったといえる。

「安全文化」はその本質から規制の対象になりにくいものであり、その醸成には事業者の自主的努力が必要である。今後の安全確保活動において目指すべき、事業者の自主性の尊重や安全規制の合理性の向上には、関係者の強固で、健全な安全文化による支持が不可欠である。しかしながら、「安全文化」は壊れ易いものと考えられるので、「安全文化」の低下・後退を検認する手法の開発と活用を急ぐ必要がある。

e)事故に至る道筋への対策

JCO事故は、核燃料取り扱い施設における臨界事故(放射線被ばく事故)であり、美浜の原子力発電所3号機二次系配管破損事故は、PWRの復水配管の破損による熱水事故である。事故の原因と態様は異なっているが、両者とも事故発生時点よりはるか以前にいずれは事故に繋がる素因が埋め込まれ、事故に至る道筋が設定されてしまっていたとみることができるといって共通性がある。

JCOの管理者は、きわめて危険な状態が生じる可能性があることを十分に認識したうえで、違法な作業を開始した。それが長年にわたり、最後は、臨界事故に十分な知識のない社員が、管理者によって設定されてしまっていた事故に至る道筋を歩ませられた。

美浜の原子力発電所3号機の配管系に対して、過去の経験を勘案して策定された指針にそって検査がなされていた。しかし、配管が破損した箇所については、当然に点検箇所とされるはずが、見過ごされてしまった。これで事故に至る道筋が設定された。その後、当事者には何度かこの道筋を断ち切る機会があったにもかかわらず、対応されない状況が続き、事故に至った。

重要なことは、事故の素因の排除と、事故に至る道筋の検出と切断である。

こうした活動の前提として事業者の組織として留意すべき点としては、

- ・安全を損なう元になる種を蒔かないこと、
- ・蒔かれた種は見つけ出し取り除くこと、
- ・発芽した安全を損なう元になる芽は小さいうちに取り除くこと、

である。また、これらの前提として、特に組織の中に安全を損なう元になる種が育たない土壌づくりが必須になる。

●安全を損なう元になる種を蒔かないこと

安全確保にとって何よりも大切なことは、「安全を損なう元になる種を、施設にも組織にも蒔かないこと」である。

2002年8月に公表された東京電力(株)の自主点検記録に関する不正などの一連の原子力不祥事がおこなわれた要因としては、事業者の組織に安全を最優先とすべき「安全文化」が定着していなかったことが考えられる。その中でも特に、現場の従事者から経営者までのあらゆる階層で常に安全に対する感性を研ぎ澄まし、「これでよいのか、これは何を意味するのか、と常に問い直す自身と他者への批判精神、習慣」(クエスチョニング・アティテュード)の重要性を認識し、行動に移すことが必要である。また経験や失敗について学ぶ習慣(ラーニング・アティテュード)も大切である。



●いったん蒔かれた種を見つけ出し、取り除く

種が蒔かれるのを可能な限り防止することが重要なことであるが、いったん蒔かれてしまった種も見つけ出して取り除くことができれば、安全な状態を維持することが可能である。

東電問題では、原子力専門の技術者を中心とする事業者の原子力部門が、一種の独自の領分を築いていた。原子力部門以外の部署が関与しがたい雰囲気を形成しており、しかも、原子力部門以外の組織が安全確保に制度的に関与する仕組みも無かったことから、蒔かれた種を見つけ出しにくかった原因のひとつになったといえる。



●発芽した安全を損なう元になる芽は小さいうちに取り除く

発芽した安全を損なう元になる芽は、可能な限り早く取り除かなければならない。そのためには、組織内の行動や事象を、安全を確保する上で常に合理性をもって説明できなければならない。さらに、そのことについて、社会からチェックを受けることが、安全確保に責任を有する現場が常に緊張感をもって責務を果たすうえで大きな要素となる。



f)情報の透明性、社会への説明責任

原子力船「むつ」の事故は、原子力の安全確保における科学・技術的な側面と社会的な側面が併存した典型的な事例であった。すなわち、原子力の分野においては、「安全上問題がなければ良い」、「放射線障害が生じなければ、あるいはその可能性が無ければ良い」というのみでなく、社会的な理解が決定的に重要であるということを示すものであった。

高速増殖原型炉「もんじゅ」のナトリウム漏えいは、原子力安全の社会性に関する関係者の認識、社会への関係者の説明責任のありかたが厳しく問われるものであった。安全情報の透明性に対する社会からの要求はいつそう厳しいものとなり、「情報の透明性」が社会的信頼を得る上での不可欠の条件であるとの認識が深まった。

現在、何より重要なことは安全確保の実績をかさねつつ、それを社会に分かりやすく伝え、社会の理解と信頼を得ることであるといえる。

●●●原子力施設の事故例●●●

5. おわりに

社会におけるさまざまな人間活動において、特に高度な科学技術の成果を利用する場合には、その活動が潜在的に、他者や社会・環境に対して悪影響を及ぼす可能性を否定することはできない。したがって、科学技術の利用に伴う活動の安全確保にあたっては、その危険性が顕在化しないように、適切に管理されなければならない。またそのための最大限の努力が傾注されていなければならない。

原子力を利用する活動の歴史は、まさにこの努力とともに歩んできた。この努力は、放射性物質の放散などを伴う事故による災害の危険性を合理的に達成可能な限り十分に低く抑制し、その潜在的な危険性が顕在化しないように適切に管理することが原子力の安全確保にあたっての基本的な考え方となっている。原子力施設の利用にあたっての安全確保の考え方については、「深層防護」の考え方を基にしている。また、この「深層防護」の考え方のもとに、大量の放射性物質が周囲の環境へ放散されることを多重に設けた障壁で防止するなど、多角的な立場から考察を加えた対策が講じられている。さらに人為的なミスや誤操作を生じさせないよう、「安全文化」の向上に努力が払われ、またミスの防止や発見のために品質保証を徹底させる努力が続けられている。

しかしながら、実際にはどんなに注意を払い、努力を重ねても事故・故障を皆無にすることは人工物ではあり得ない。すなわち、原子力に限らず全ての科学技術の利用に「絶対安全」ということはない。したがって、重要なことは事故・故障を大事故に発展させないことである。そのための対策は「早期発見—原因究明—確実な対処」であろう。原子力施設では、これまでの事故・トラブルに関して原因を究明し、同じ過ちを繰り返さないよう「水平展開」をおこなってきた。

これらの取組みにもかかわらず、事故が繰り返され、同じような教訓と対策がその度に議論されるのはなぜかを考えることは、将来の事故の発生を防止していく上で重要であろう。

事故の発生要因としては、人的要因、組織要因、および技術要因の三つがある。これに沿って検討してみると、人間がどのような状況でいかなるふるまいをとるのかということについての理解に現時点では限界があること、したがって、人間の形作る組織の行動や管理方法に関しても同様に完全な理解がなされているわけではないこと、また技術的には、設計時には明らかになっていない新たな技術的要因が存在し得ること、などの事情が、事故が繰り返される要因として考えられる。

こうした要因があることを十分に認識した上で、その克服を図っていくことが重要である。そのために、過去の原子力事故を教訓として学び継承することはもちろん、原子力以外の分野での経験や知見を学ぶことや、常に最新の技術的知見を安全確保に的確に反映させること、さまざまな事故の可能性について対策を検討すること、などを通じて、事故の発生を科学的に防ぐ努力を継続することも重要である。

さらに、「こうした努力によってもはや事故は起こらない」のではなく、「人間のなす業である以上、万一の事故はあり得る」という認識に立って、事故の影響を最小限にするための「深層防護」の徹底や防災体制の整備に引き続き努力することが必要である。これからも原子力施設で事故・トラブルが起きる可能性があることを認識して、常に安全性を維持・向上させる努力を怠らないことが重要である。

【用語解説】

- 1 原子炉等規制法：「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の略称
- 2 放射線の利用、例えば病院でのレントゲン撮影も広い意味での原子力利用であるが、ここでは放射線利用施設は原子力施設には含まない。
- 3 OECD/NEA： Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency
- 4 従事者の線量限度は5年間で100ミリシーベルト、ある年間では50ミリシーベルト
- 5 核燃料施設についてはINESの適用が試験的運用段階であるため
- 6 実用炉規則：「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の略称
- 7 「保安規定」は、原子力施設において、施設を安全に運転・管理するため施設の運転の範囲・条件など原子炉等規制法などに定められた項目について事業所または施設ごとに定める規定である。
- 8 Nuclear Information Archives： <http://www.nucia.jp>
- 9 原子力発電所の燃料は通常4%程度の濃縮
- 10 美浜発電所3号機： 加圧水型軽水炉(PWR:Pressurized Water Reactor)、定格熱出力:244万kW、定格電気出力:82.6万kW、運転開始:1976年12月1日
- 11 指針：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月)」
- 12 主給水管破断事故： 原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、二次系の冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象。
- 13 主蒸気管破断事故： 原子炉の高温停止時に、二次冷却系の破断などにより、二次冷却材の流量が増えて冷却が促進されると、一次冷却材の温度が低下し出力が上昇する事象。日本や西側の原子炉は何らかの原因で燃料や冷却材の温度が上昇すると、これを抑制するため自然に出力が下がるよう設計されている。このため、何らかの原因で冷却材温度が下がると、逆に出力が上昇する。
- 14 PWR： Pressurized Water Reactor加圧水型軽水炉
- 15 「安全設計審査指針」：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の略称
- 16 防災対策： 万が一の原子力施設の事故に備えた、住民退避などを含む対策
- 17 LOCA： Loss of Coolant Accident
- 18 ECCS性能評価指針：「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の略称
- 19 アクシデントマネージメント： 設計上想定していない事態の発生に備えてあらかじめ設置した機器や設計上使用できる保証がなくとも実際には使用可能な機器を活用することにより、事故で炉心が著しく損傷するような厳しい事故に発展することを防止すること。また、万一厳しい事故に至った場合でも被害を最小限にとどめるために採られる措置。
- 20 BWR： Boiling Water Reactor 沸騰水型軽水炉

原子力防災

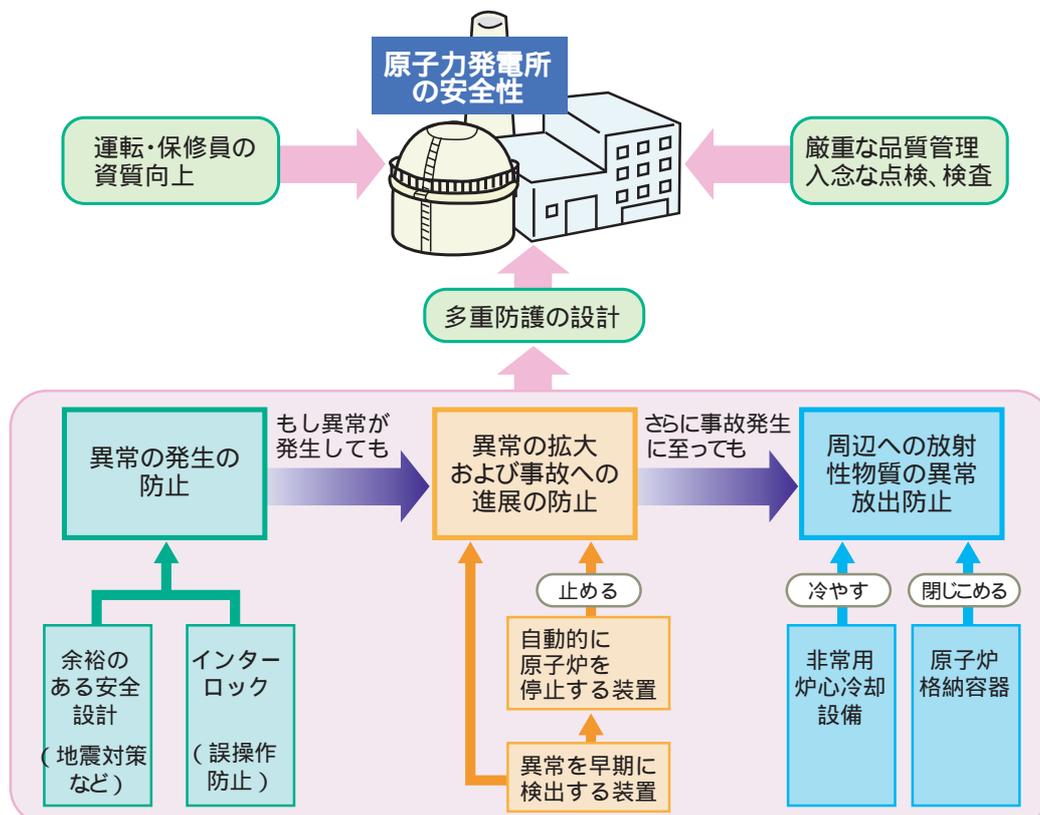
1. はじめに

わが国では、台風、地震などの自然現象が大きな災害をもたらすことがある。このような自然災害を未然に防止し、災害が発生した場合には、その被害の拡大を防ぎ、また復旧を図らなければならない。これらの災害に対する一連の対策が「防災」である。

一方、原子力施設では、事故が起こらないよう、また事故が起きても周辺の人々に放射線による災害を与えることのないよう安全対策をとっている。例えば、原子力発電所では、核分裂に伴う放射性物質を内部に保持しているため、当初から安全対策に配慮してきた。具体的には、放射性物質の放出を防止するために五重の障壁を設ける設計としている。五重の障壁とは、燃料ペレット、燃料被ふく管、原子炉圧力容器、原子炉格納容器および原子炉建屋である。また、使用する機器、設備は異常や故障が発生しにくいよう、信頼性の高いものを用いて余裕を持った設計とし、誤操作による異常の発生を防止するため、運転員が誤った操作をしようとしても設備が動かないシステム(インターロック)を設けている。

これら異常発生防止対策にもかかわらず、異常や故障が発生した場合にもそれが事故に発展することがないよう、異常を早期に検出して原子炉を自動的に停止する装置を多重に設けている。さらに、冷却材の配管が破損するなどの事故が発生した場合にも、燃料被ふく管が多量に破損することがないよう非常用炉心冷却設備を設け、また周辺へ放射性物質が大量に放出されることがないよう原子炉格納容器と原子炉建屋を設けるという多重防護の設計としている(図1-1)。

原子力施設におけるこのような対策にもかかわらず、大量の放射性物質が外部へ放出され、周辺の住民が被ばくする可能性がないとは言えない。大量の放射性物質が外部の環境へ放出された場合には、周辺に及ぼす影響が大規模な自然災害と同等の規模となる可能性もある。このような場合の災害の影響の大きさを考慮すると、原子力施設がもたらす災害に対しても自然災害と同様の防災体制が必要であると考えられ、わが国でも原子力防災体制を整えている。



<<図1-1>> 安全確保のしくみ(原子力発電所の場合)

出典:「原子力」図面集 2002-2003より作成

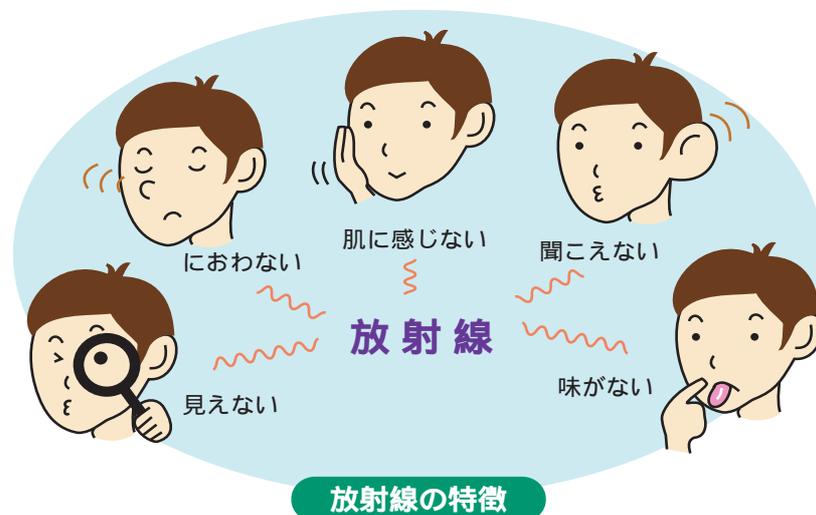
原子力防災

2. 原子力防災とは

原子力防災と他の災害の防災との相違点

原子力防災においても住民の退避などの防災対策については、一般の防災対策との共通点がある。ただし、原子力防災対策には、原子力に特有なものとして以下がある。

- ① 放射性物質または放射線の存在は五感では直接感知することができないので、被ばくの程度を自ら判断できない。
- ② 一般的な災害と異なり、自らの判断で対処するためには、放射線の防御に関する知識、情報を必要とする。
- ③ 原子力災害は、事業者がその予防対策、事故の通報と応急対策について基本的に重要な責務を負う。



原子力防災の概要

原子力事故が発生してから後のおおよその流れを以下に説明する(図2-1)。

a) 異常の発生

異常が発生すると、原子力事業者(原子力施設を所有・運営している組織。原子力発電所の場合は電力会社、以下単に「事業者」と記す)は直ちに国および地方自治体に通報する。通報を受けた国や地方自治体は、発生した事故の内容に応じて体制を整える。

b) 原子力緊急事態の宣言

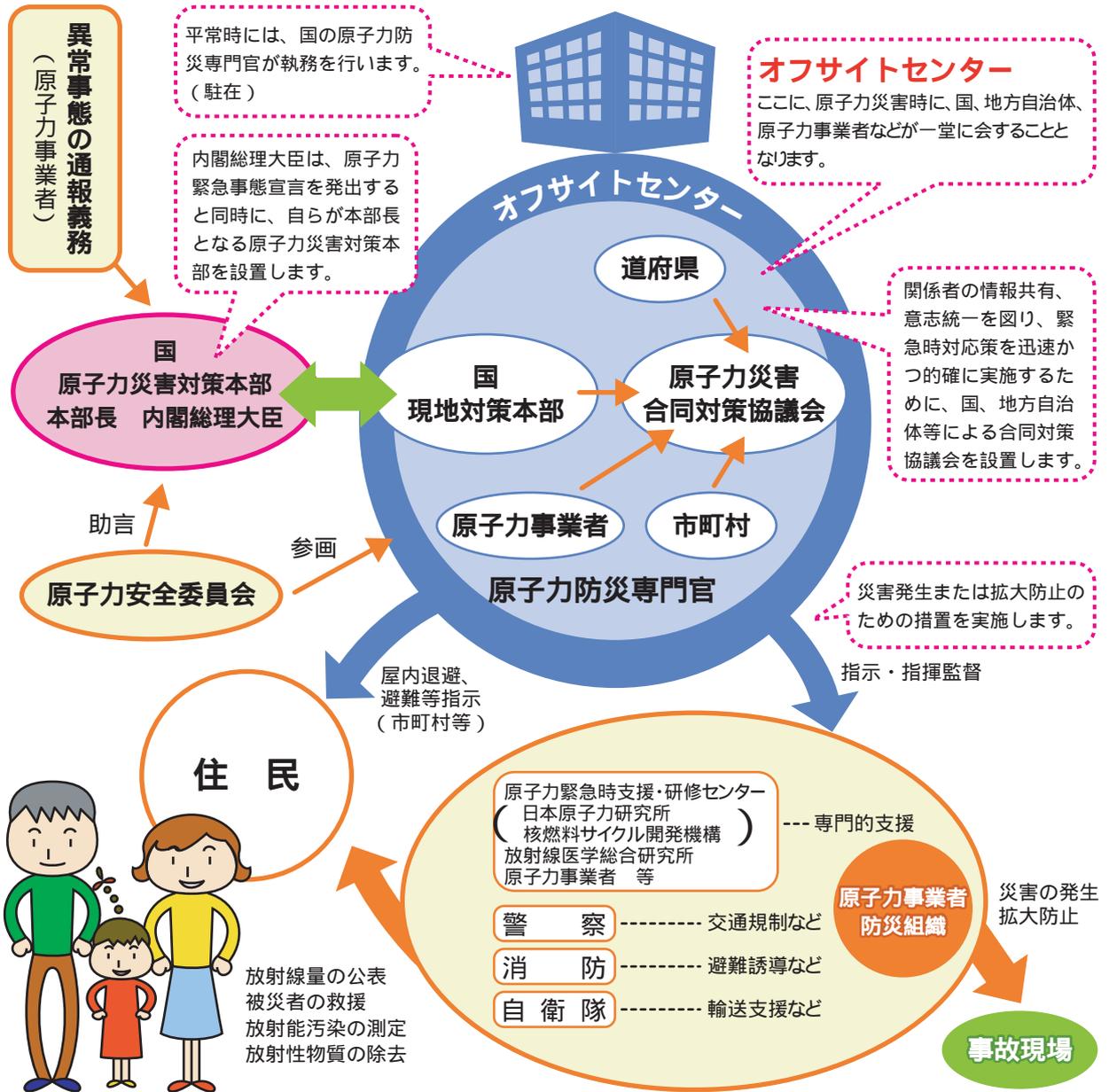
大きな事故の可能性があると判断された場合、内閣総理大臣は「原子力緊急事態」を宣言し、また「原子力災害対策本部」を設置する。地方自治体は「災害対策本部」を設置する。

c) 原子力緊急事態への対応

内閣総理大臣は現地に「原子力災害現地対策本部」を設置する。また、国、地方自治体および事業者などの関係者との連携を図るために「緊急事態応急対策拠点施設(オフサイトセンター)」に「原子力災害合同対策協議会」を設置する。オフサイトセンターでは、原子力施設周辺における放射線や放射性物質の測定結果や、予測結果に基づいて、住民の放射線防護対策など応急対策を決定する。また、現地では、これらの状況を有線放送や広報車で周辺の住民に知らせ、必要に応じて住民を退避させるなどの対策を行う。

d) 原子力緊急事態の解除宣言

事故が終息すると内閣総理大臣は原子力緊急事態の解除を宣言する。その後、国、地方自治体は、速やかに復旧対策を講じる。



<<図 2-1>> 原子力防災の主な枠組み

出典:文部科学省「原子力防災の手引き」

原子力防災における被ばく低減の基本的考え方

原子力施設からの放射性物質または放射線の放出の形態は、施設の特長や事故の形態により異なる。このため、対象とする施設に応じた被ばく低減対策が必要である。ここでは代表的な原子炉施設の事故と核燃料施設の臨界事故の被ばく低減の基本的考え方について説明する。

a) 原子炉施設の事故

原子炉施設においては、多重のコンクリート壁などにより、施設からの直接の放射線はほとんど遮へいされる。また、固体状および液体状の放射性物質が広範囲に漏れいする可能性も低い。周辺に放出され広域に影響を与える可能性があるのは、放射性のクリプトン、キセノンなどの希ガスおよび揮発性のヨウ素が主である。これらの気体状の放射性物質は、プルーム（気体状あるいは粒子状の物質を含んだ空気の一団）となって、風に乗って風下方向に移動する（図2-2）。

このプルームによる被ばくを減らすには、原子炉施設の風下方向から遠ざかることが有効である。また、気密性の高い建家への退避、放射線の遮へい効果の高いコンクリート製の建家への退避も有効である（図2-3）。

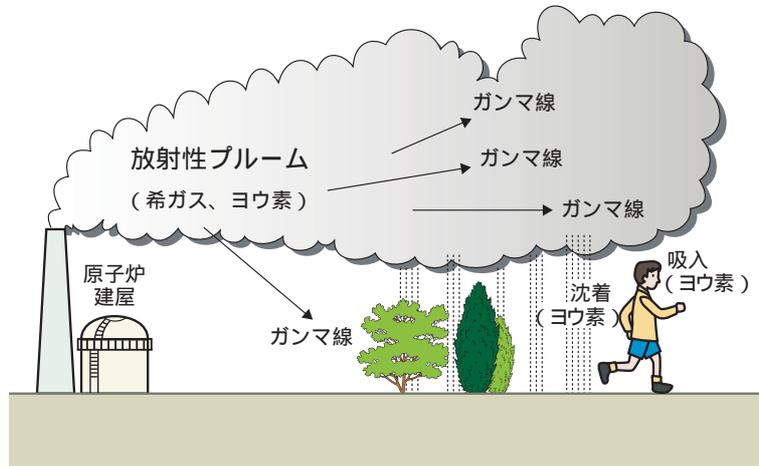
ヨウ素剤

原子力施設の緊急時に、周辺に放出される可能性のある放射性物質のうち、特にヨウ素は、体内に取り込まれると甲状腺に集積する。そのため、身体の内側からの被ばくを生じる可能性がある。しかし、甲状腺に保持しておけるヨウ素の量は限られており、体内に入ったヨウ素は、一部は甲状腺に取り込まれるが、残りは尿や汗とともに排出される。従って、事故で放出された放射性ヨウ素を吸入する前に十分な量の非放射性のヨウ素を甲状腺に溜めておけば、後から摂取された放射性ヨウ素の取り込みは抑制される。この性質を利用した防護剤がヨウ素剤である。

ヨウ素剤は、必要な場合には住民に配布されるので、指示に従って服用する。

b) 臨界事故

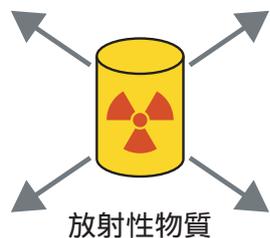
核燃料施設で臨界事故が発生した場合、核分裂反応によって中性子線およびガンマ線が周囲に放出される。施設から直接に放出される放射線は、施設からの距離の2乗に反比例して減衰する。このため、核燃料施設から遠ざかることが被ばくを減らすのに効果的である（図2-4）。また、遮へい効果の高いコンクリート製の建物などへの退避も有効である。



<<図2-2>> 事故が起きた場合に放出される放射性物質

出典:文部科学省HP「環境防災Nネット」より作成

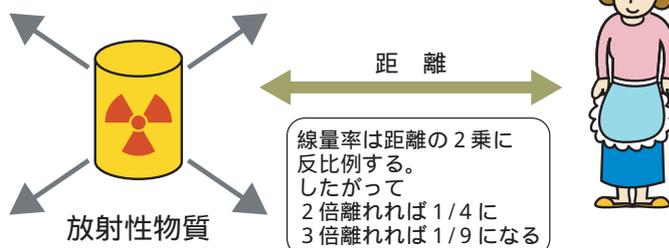
遮へいによる防護



<<図2-3>> コンクリートで遮る

距離による防護

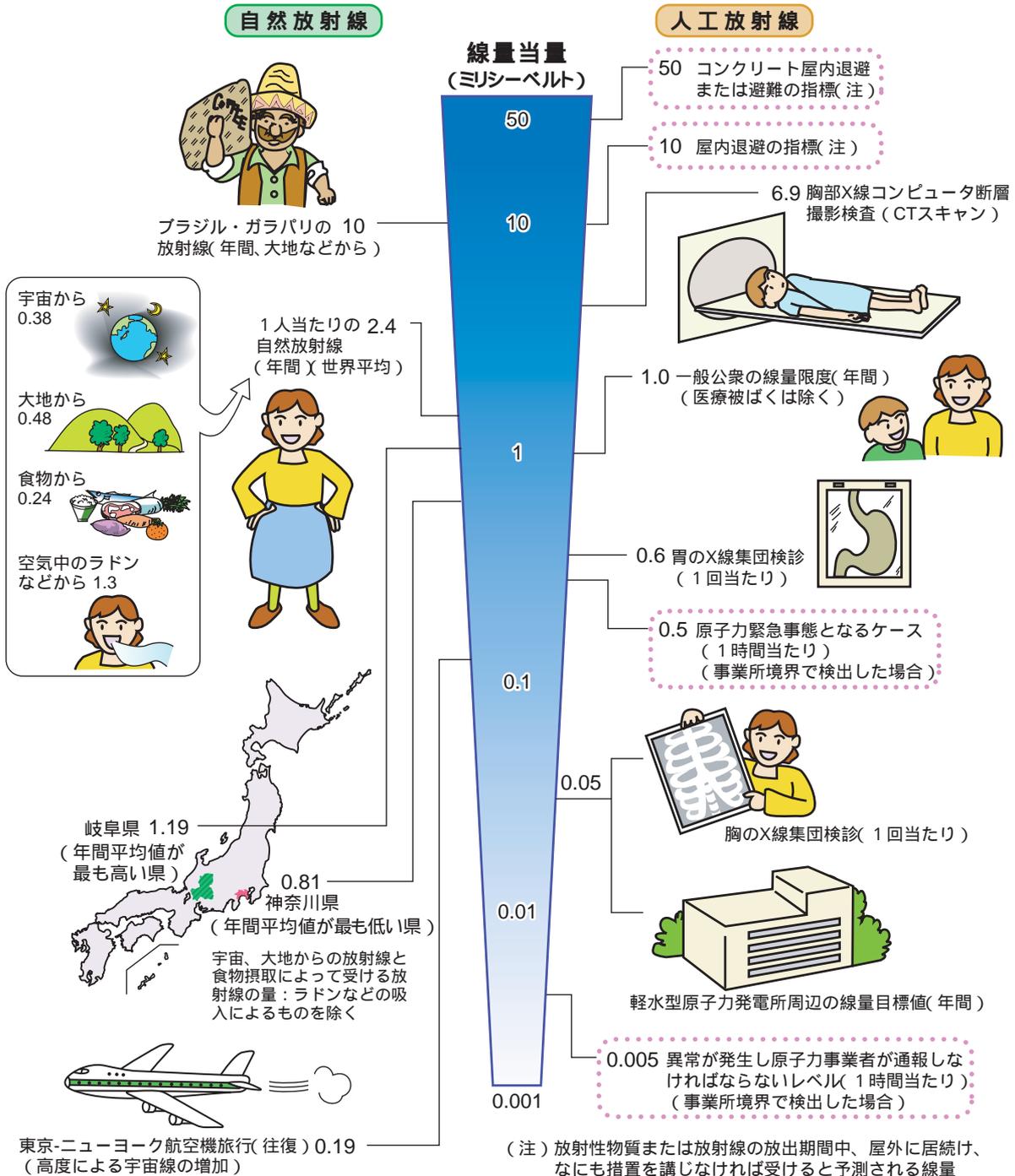
(線量率) = (距離)²に反比例



<<図2-4>> できるだけ遠ざかる

日常生活における放射線と通報や退避の判断指標

普通に生活していても、宇宙や大地からの放射線を受け、また食べた食物により体内から放射線を受けている。またエックス線検診などで人工放射線を受けている。これらの日常的に受ける放射線のレベルと対比して原子力災害時に事業者が通報する放射線レベル、緊急事態と判断するレベル、さらには屋内退避、コンクリート屋内退避または避難に関する指標を図2-5に示す。



<<図2-5>> 日常生活における放射線と異常の通報の指標

出典：国連科学委員会、放射線医学総合研究所、「原子力」図面集 2002-2003より作成

原子力防災に関する法令

1959年9月に伊勢湾台風が名古屋地方を直撃し、5,000人を超える死者・行方不明者を出した。これを契機として、防災関係の基本の法律として「災害対策基本法」が1961年に制定された。この法律の施行令で「放射性物質の大量の放出」にも適用することになり、人為的災害の一つである原子力災害が、自然災害と同様に災害対策基本法の適用を受けることになった。

1999年9月に発生した東海村での「ウラン加工工場の臨界事故（JCO事故）」を教訓として、同年12月、「原子力災害対策特別措置法（原災法）」が制定された。この法律の柱となっているのは次の3点である。

- ① 初期動作の迅速化と、国と地方自治体との連携強化
- ② 原子力災害の特殊性に応じた国の緊急時対応体制の強化
- ③ 防災対策における事業者の責任の明確化

原子力防災

3. 原子力防災活動の実際

事故が発生してから後の事業者、国、地方自治体の役割を説明する。

異常が発生したら

異常が発生し、それが通報の判断指標以上である場合、事業者は、発見後15分以内を目途に国、地方自治体に通報する。事業者が通報しなければならない事象の判断指標を下に示す。また、事業者は発生した事態が災害に至らないように、拡大を抑えるための応急措置をとる。

国は事業者からの通報を受け、事故の状態に応じて対応策を検討し、警戒態勢を整える。また、地方自治体の要請を受け、国の防災関係者や専門家を派遣する。

原子力事業者が通報しなければならないケース **事象**（原災法10条通報）

事業所の境界付近	設置したモニタリングポストで5マイクロシーベルト/時以上の放射線量を検出した場合(ガンマ線が1マイクロシーベルト/時以上の場合、中性子線も測定し、合計する)
排気筒など	通常の放出場所から放出され、拡散を考慮して、事業所の境界付近で5マイクロシーベルト/時以上に相当する放射性物質の放出を検出した場合
管理区域外の場所	50マイクロシーベルト/時の放射線量又は、5マイクロシーベルト/時以上に相当する放射性物質の放出を検出した場合
事業所の外で運搬中に事故	輸送容器から1m離れた場所で100マイクロシーベルト/時以上の放射線量を検出した場合
その他	軽水炉において制御棒による運転停止ができないなど、原子力緊急事態に至る可能性が高まった場合

(注) 1,000マイクロシーベルト = 1ミリシーベルト

地方自治体は、情報を収集し、事故の状態に応じた警戒体制を整える。平常時から行っているモニタリング(放射線の測定)を強化するとともに、「緊急時環境放射線モニタリング」の準備を開始する。

緊急時環境放射線モニタリング

原子力施設の緊急時において、周辺環境の放射線や放射性物質の放出に関する状況を把握し、災害応急対策に必要な情報を得るための測定を「緊急時環境放射線モニタリング」という。

緊急事態となったら

原子力緊急事態と判断された場合、内閣総理大臣はテレビなどを通じて「原子力緊急事態」を宣言し、「原子力災害対策本部」を設置する。緊急事態の判断指標を下に示す。内閣総理大臣は、地方自治体に対して、直ちに、避難の指示を出すなどの緊急事態応急対策を実行に移す。放射線による被ばくを低減するために、屋内退避および避難をする場合の指標を表3-1に示す(図3-1)。

原子力緊急事態となるケース **事象** (原災法15条:10条通報事象の原則100倍の数値)

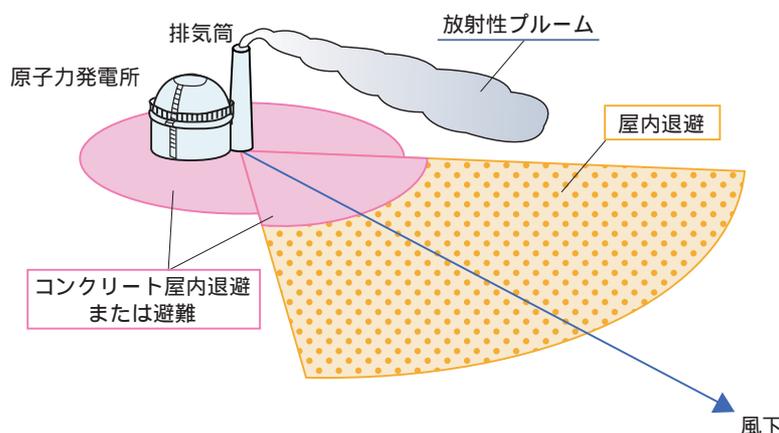
事業所の境界付近	設置したモニタリングポストで500マイクロシーベルト/時(0.5ミリシーベルト/時)以上の放射線量を検出した場合(ガンマ線が5マイクロシーベルト/時以上の場合、中性子線も測定し、合計する)
排気筒など	通常の放出場所から放出され、拡散を考慮して、事業所の境界付近で500マイクロシーベルト/時以上に相当する放射性物質の放出などを検出した場合
管理区域外の場所	火災、爆発などが起こり、5ミリシーベルト/時以上の放射線量、500マイクロシーベルト/時以上に相当する放射性物質の放出などを検出した場合
事業所の外で運搬中に事故	輸送容器から1m離れた場所で、10ミリシーベルト/時以上の放射線量を検出した場合
その他	臨界事故が発生した場合 研究炉の場合、非常停止すべきときに、原子炉を停止するすべての機能が失われかつ、冷却するすべての機能が喪失した場合など(通常は自然放射線レベルで、場所により異なり、又時間的にもかなり変動があり、原子力発電所の周囲でおおむね0.01~0.2マイクロシーベルト/時である)

(注) 1,000マイクロシーベルト = 1 ミリシーベルト

<<表3-1>> 屋内退避および避難に関する指標

予測線量(単位:ミリシーベルト)		防護対策の内容
外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる等価線量 * 放射性ヨウ素による小児甲状腺の等価線量 * ウランによる骨表面または肺の等価線量 * プルトニウムによる骨表面または肺の等価線量	
10~50	100~500	住民は、自宅等の屋内へ退避すること。その際、窓等を閉め気密性に配慮すること。 ただし、施設から直接放出される中性子線またはガンマ線の放出に対しては、指示があれば、コンクリート建家に退避するか、または避難すること。
50以上	500以上	住民は、指示に従いコンクリート建家の屋内に退避するか、または避難すること。

出典:原子力安全委員会「原子力施設等の防災対策について」



<<図3-1>> 防護対策を必要とする区域の概念図

出典:(財)原子力安全技術センター 原子力防災職種別講座テキスト(消防関係) 2000年7月より作成

原子力緊急事態への対応

事業者は、自主防災組織を立ち上げ、防災業務計画に基づいて事故の拡大を防止するために必要な応急措置をとる。

国は、「原子力災害現地対策本部」をオフサイトセンター内に設置する。また、国は技術的なアドバイスを原子力安全委員会に求め、緊急輸送などの必要がある場合には自衛隊に支援を要請する。

地方自治体は「災害対策本部」の設置など、原子力緊急事態に対応する体制を整える。また、地域防災計画に基づいて、必要な対応をとる。

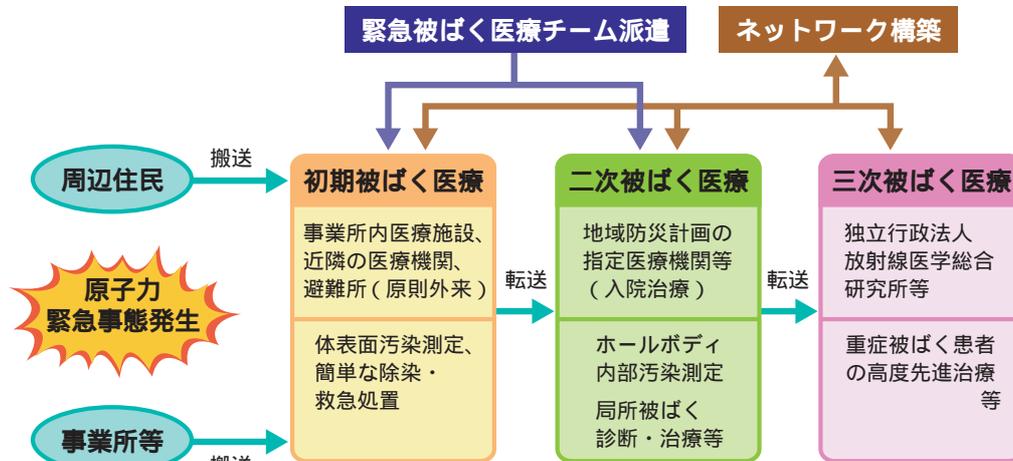
国と地方自治体は、各機関の情報交換の場として「原子力災害合同対策協議会」をオフサイトセンターに開設する。ここには事業者も参画して必要な情報を提供する。オフサイトセンターには、事故の状況、緊急時環境放射線モニタリングの結果、気象データから放射性物質の放出状況を予測した結果などの情報が集められる。国の原子力災害現地対策本部と地方自治体の災害対策本部は、それぞれの役割を受け持ちながら、情報を交換し合い、相互に協力する。さまざまな応急対策はここで調整された後に各機関へ指示される。

国は、国民に対して事態の発生と、防災対策の重要事項について報道機関などを通じて広報する。地方自治体は、住民に対して、事態・災害の概要、決定した防災活動の内容、住民のとるべき措置・注意事項を地元放送局、広報車、防災行政無線などで広報する。

緊急時においては、独立行政法人放射線医学総合研究所などから専門家が派遣され、原子力災害合同対策協議会の医療班の指示のもとに対策が行われる。

緊急被ばく医療体制

緊急被ばく医療体制は、①事業所内医療施設、近隣の医療機関、避難所において簡単な除染(放射性物質の除去)や救急処置などの外来診療を行う「初期被ばく医療」、②地域防災計画で指定されている医療機関において入院診療を行う「二次被ばく医療」、③より専門的な入院診療を行う「三次被ばく医療」の三つの体制からなる(図3-2)。



<< 図3-2 >> 緊急被ばく医療体制

出典：文部科学省「原子力防災の手引き」より作成

なお、JCO事故は、わが国の原子力平和利用の歴史において初めての重症被ばく患者が発生した事故である。1998年に放射線医学総合研究所に設けられた「緊急被ばく医療ネットワーク会議」が有効に機能したため、この時、複数の医療機関から多分野の専門家の協力を得て迅速に診断と治療が行われた。

しかし、この事故の教訓として、緊急医療対応マニュアルの整備と訓練の必要性、放射線管理の専門家の役割の明確化、医療ネットワークの強化などが挙げられた。このため、原子力安全委員会の下に設けられた緊急時医療検討ワーキンググループにおいて、最も優先されるべきことは人命の救助であるという視点から実効性のある体制が検討された。上記の体制はこの検討結果を反映したものである。

原子力緊急事態の解除宣言

事態が終息したとき、内閣総理大臣は、原子力安全委員会の意見を踏まえ、原子力緊急事態の解除を宣言する。

国、地方自治体は速やかに復旧対策を講じる。また、施設周辺をモニタリングし、放射線や放射性物質の影響が残っていないかを調査し、住民の健康診断、心身の健康についての相談を行う。さらに、風評被害が広がらないよう、報道機関などを通じて正しい情報を広報する。

事業者は、災害復旧対策に関する計画を作成・実施し、また事後対策がスムーズに進むように防災要員を派遣するなど国や地方自治体に協力する。

原子力防災

4. 原子力防災への備え

平常時の備え

a) 事業者

事業者は地方自治体と協議して「原子力事業者防災業務計画」を作成し、その要旨を公表する。

事業者は、原子力災害の発生や拡大を未然に防ぐための組織を設け、原子力防災要員を置く。また、「原子力防災管理者」を選任し、国、地方自治体に届け出る。

原子力施設に異常が発生した際に状況を的確に把握できるよう、事業者はモニタリングポストなどの放射線測定設備を設置している。また、防護服、非常用通信機材などを備え付け、いつでも使えるよう保守点検をしている。事業者が平常時も測定している放射線の数値は、地方自治体に報告し公表する。

b) 国

文部科学省と経済産業省には、「原子力防災専門官」が置かれている。原子力防災専門官は、原子力施設のある地域に常駐しており、ふだんは事業者に対して、防災に関して指導・助言し、地方自治体と連携して防災に備えた活動をしている。

事故が発生した際、周辺の住民の被ばくを低減するための防護措置を短時間に効率良く行うために、あらかじめ異常事態の発生を仮定し、施設の特性を踏まえて、その影響の及ぶ可能性のある範囲を「防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲」（EPZ:Emergency Planning Zone）として定めている。原子力施設の種類ごとのEPZを表4-1に示す。

原子力緊急事態を想定した総合防災訓練は、国、地方自治体、事業者が共同して行う。この訓練の対象や時期などの計画は国が立案する。

<<表4-1>> 原子力施設の種類ごとのEPZのめやす

施設の種類	EPZのめやすの距離(半径)	
試験研究の用に供する 原子炉施設 (50MW以下)	熱出力 1kW	約50m
	1kW < 熱出力 100kW	約100m
	100kW < 熱出力 10MW	約500m
	10MW < 熱出力 50MW	約1500m
	特殊な条件の施設	個別に決定(1)
加工施設および臨界量 以上の核燃料物質を使用 する使用施設	核燃料物質(質量管理、形状管理、幾何学的安全配置などによる厳格な臨界防止策が講じられている状態で静的に貯蔵されているものを除く)を臨界量(2)以上使用する施設であって、以下のいずれかの状況に該当するもの ・不定形状(溶液状、粉末状、気体状) ・不定形状(物理的・化学的工程)で取扱う施設 ・濃縮5%以上のウランを取扱う施設 ・プルトニウムを取扱う施設	約500m
	それ以外の施設	約50m
原子力発電所、研究開発段階にある原子炉施設および熱出力が50MWより大きい試験研究の用に供する原子炉施設	約8~10km	
核燃料再処理施設	約5km	
廃棄施設	約50m	

(1) 日本原子力研究所JRR-4 約1000m (2) ウラン(濃縮度5%以上) 700g ²³⁵U
 日本原子力研究所HTTR 約200m ウラン(濃縮度5%未満) 1200g ²³⁵U
 日本原子力研究所FCA 約150m プルトニウム 450g ²³⁹Pu
 東芝NCA 約100m

出典:原子力安全委員会「原子力施設等の防災対策について」

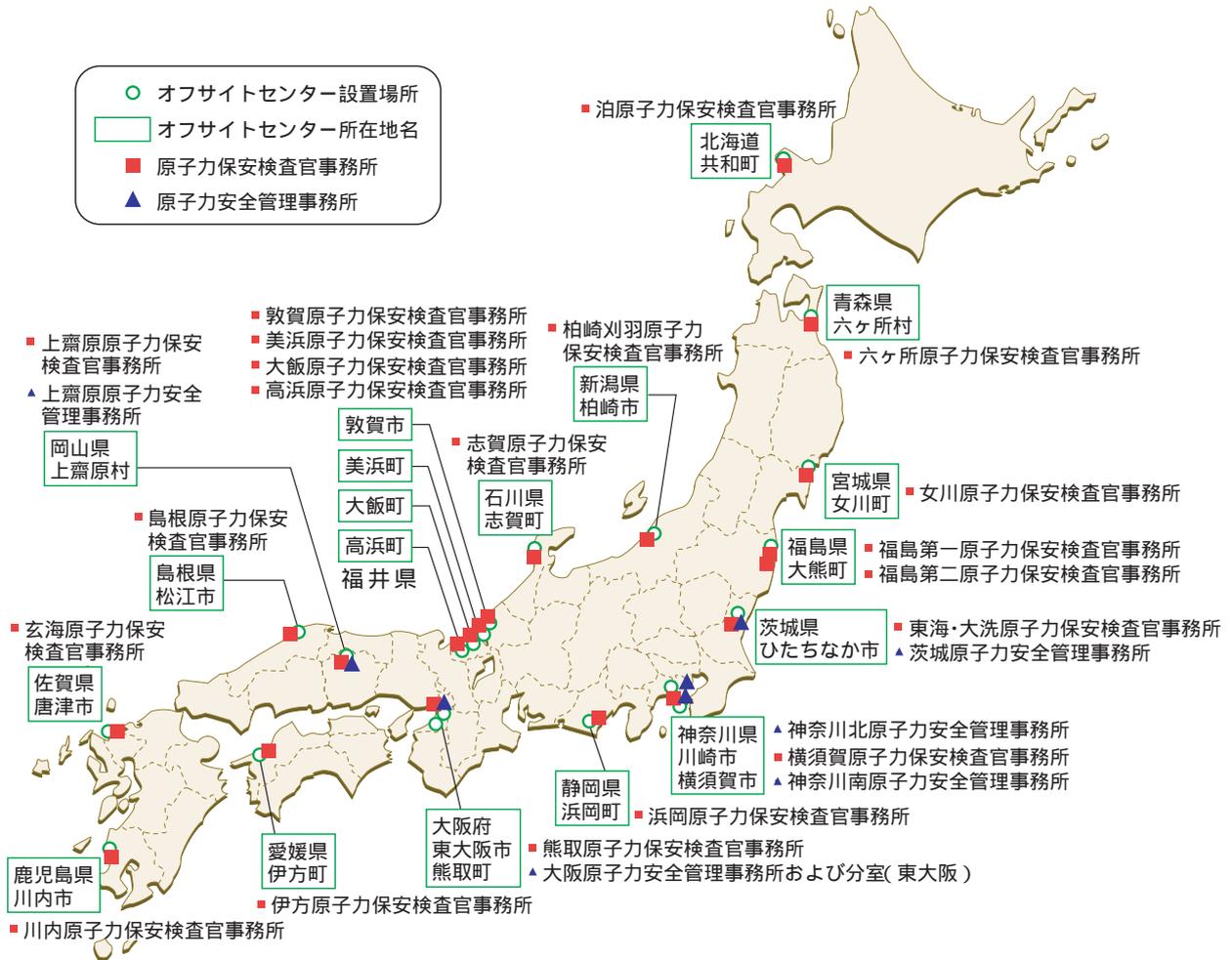
c 地方自治体

地方自治体は「地域 原子力 防災計画」を定め、緊急対策に必要な備品を備え、職員の非常参集体制を整備し、日頃から訓練を行う。また、日本原子力研究所などで用意されている研修を受けるなど教育、訓練に努めている。

緊急事態に備えた施設

a) オフサイトセンター

原子力災害発生時に国、地方自治体、事業者および専門家などのさまざまな関係者が一堂に会して情報を共有し、指揮の調整を図るための拠点となる施設が「緊急事態応急対策拠点施設 オフサイトセンター」である(図 4-1)。

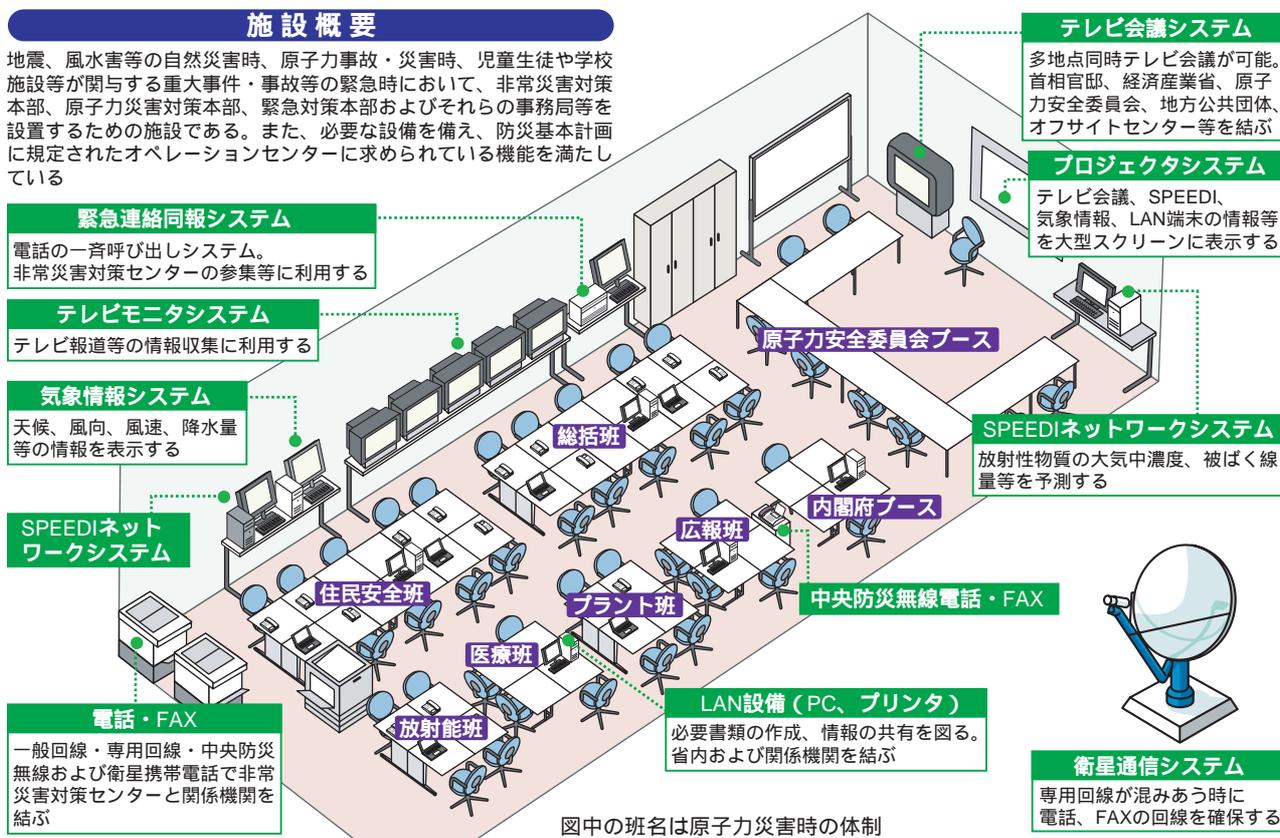


<< 図 4-1 >> オフサイトセンターの位置と原子力
 防災専門官・原子力保安検査官の配置

出典: 旧(財)原子力発電技術機構 防災センター
 パンフレットより作成

b) 非常災害対策センター

文部科学省「非常災害対策センター」は、原子力災害時には原子力災害対策本部を、自然災害時には非常災害対策本部を設置するための施設である。原子力災害時には、関係機関と連携して活動を遂行するための専用の通信機材などを整備している(図4-2)。



<< 図 4 - 2 >> 文部科学省 非常災害対策センター

出典:文部科学省HP「環境防災Nネット」より作成

c) 原子力緊急時支援・研修センター

「原子力緊急時支援・研修センター」は、緊急時に対応にあたる国、地方自治体、事業者などの防災関係者に対して技術的に支援するために、日本原子力研究所および核燃料サイクル開発機構が設けている機関である。この活動拠点として、茨城県ひたちなか市と福井県敦賀市にセンターを設置し、平常時には関係者に対し研修をしている。事故時には、オフサイトセンターとネットワークを通じて情報を共有し、中央官庁や現地の専門家と連携を図りながら、技術的な助言を行う(写真)。

原子力緊急時支援・研修センター



茨城県ひたちなか市

写真提供:核燃料サイクル開発機構



情報集約エリア

d)防災技術センター

「防災技術センター」は、緊急時には地方公共団体の防災活動を支援し、平常時には原子力防災に関する調査研究や防災研修を行うための拠点として、(財)原子力安全技術センターが青森県六ヶ所村に設置したものである(写真)。

防災技術センター(青森県六ヶ所村)



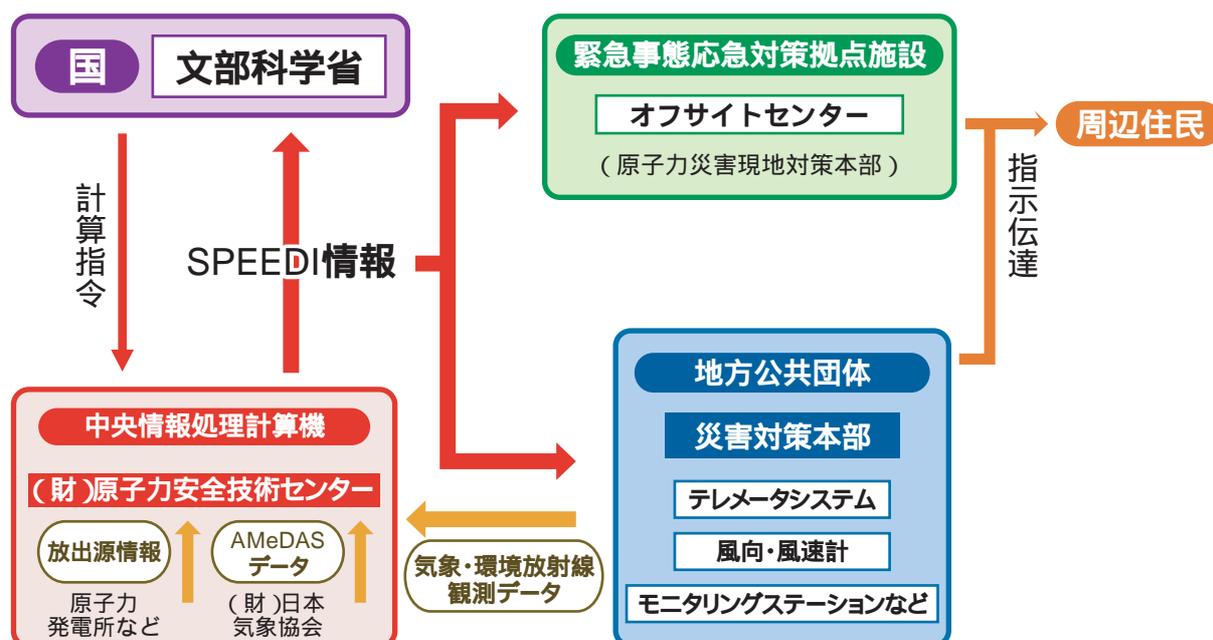
写真提供:(財)原子力安全技術センター

原子力防災の技術

a)SPEEDI

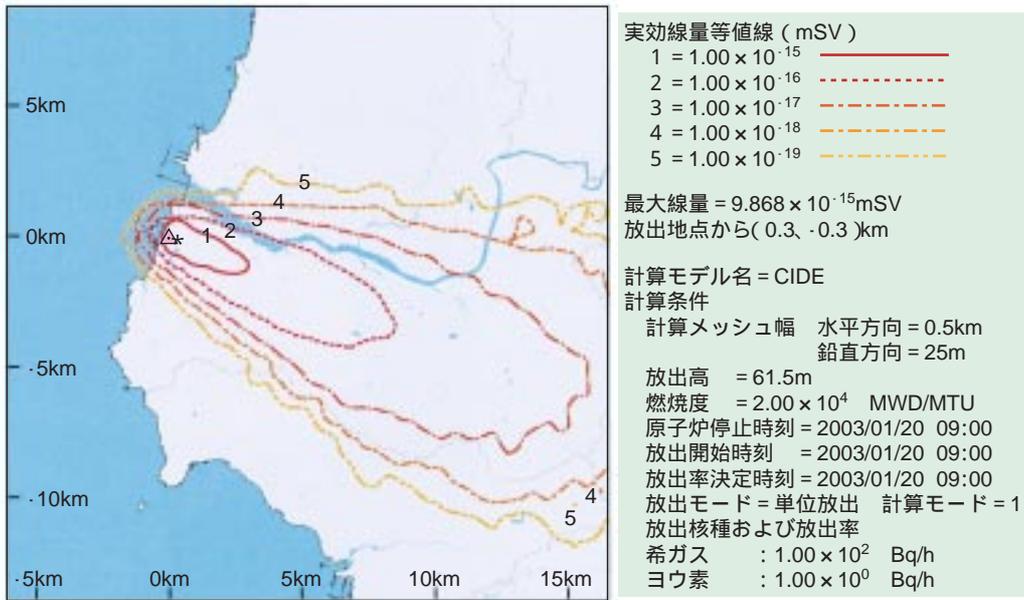
SPEEDIとは、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information)のことである。

SPEEDIは(財)原子力安全技術センターにより管理・運営されており、原子力施設で事故が発生した場合、収集したデータおよび通報された事故情報をもとに、地形や気象を考慮し、放射性物質の大気中濃度および被ばく線量の予測計算を行う。これらの結果は、国、地方自治体およびオフサイトセンターに配信され、防災対策を講じるための重要な情報として活用される(図4-3、図4-4)。



<<図4-3>> SPEEDIネットワークシステム

出典:文部科学省HP「環境防災Nネット」



日時 = 2003/01/20 09:00 - 2003/01/20 12:00の積算値

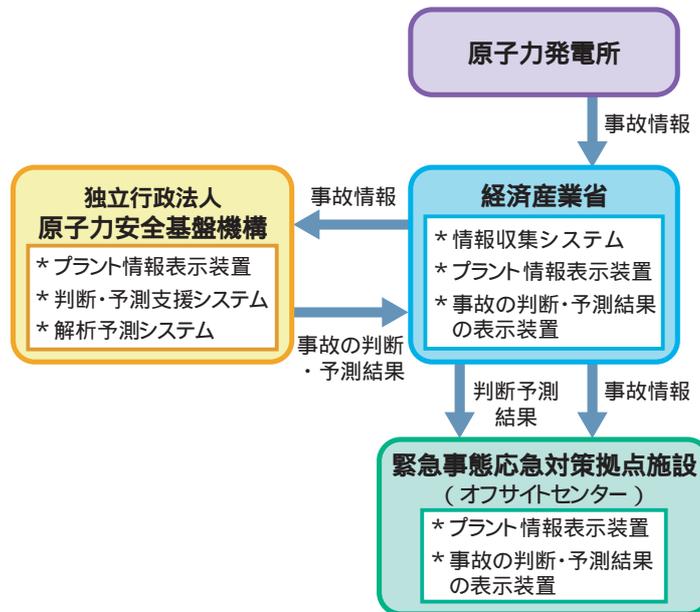
<< 図 4 - 4 >> SPEEDIネットワークシステム
 による予測計算結果の例
 (外部被ばくによる実効線量図形)

出典:(財)原子力安全技術センター「 SPEEDI 」

b) ERSS

ERSSとは、緊急時対策支援システム(Emergency Response Support System)のことである。

ERSSは独立行政法人原子力安全基盤機構 (財)原子力発電技術機構)により管理・運営されており、原子力発電所で事故が発生した場合、事業者から送られてくる情報に基づき、原子力発電所の状態を監視し、専門的な知識ベースに基づいて現在の施設の状態を判断し、その後の事故進展を計算機により予測するシステムである(図 4 - 5)



<< 図 4 - 5 >> ERSSの構成

c) 航空機サーベイシステム

(財)原子力安全技術センターでは、原子力緊急時における放射線モニタリングにおいて、ヘリコプターによる空中モニタリングシステムを開発し、試験研究を行っている。

空中モニタリングは広域性、迅速性において有効な手法であり、以下の2段階により実施される。

第1段階 モニタリング	放射性物質の拡散範囲を迅速に把握する (簡易航空機サーベイ)
第2段階 モニタリング	事故終息後に詳細に汚染状況を把握する (詳細航空機サーベイ)

なお、簡易航空機サーベイは、原子力防災訓練においても緊急時モニタリング訓練の一環として実施されている。

簡易航空機サーベイシステム



写真提供: 文部科学省HP「環境防災Nネット」

d) 防災ロボット

日本原子力研究所と(財)原子力安全技術センターでは、原子力緊急時に事故現場の放射線量などの情報を遠隔操作収集するための防災ロボットを開発し、試験研究を行っている。

防災ロボットを使って情報収集を行うことにより、作業者の被ばく量を減らし、迅速で適切な対応が可能となることが期待されている。

日本原子力研究所の防災ロボットの例



RESQ-A(初期情報収集用)

(財)原子力安全技術センターの防災ロボット



防災モニタリングロボット



RaBOT(放射線耐性型)

写真提供: 文部科学省HP「環境防災Nネット」

原子力防災

5 . 原子力防災訓練

原子力防災訓練には、国が主体となつて行う原子力総合防災訓練と、原子力施設等を抱える関係都道府県が立地市町村などと合同で行う原子力防災訓練とがある。いずれも国、地方公共団体、事業者等の関係機関が協力して、緊急時通信連絡、緊急時環境放射線モニタリング、防護対策の検討・決定、広報などの防災活動を模擬して行っている。

以下に、2001年および2002年に行われた原子力総合防災訓練を例に紹介する。

2001年10月27日に北海道電力株式会社泊発電所において、平成13年度原子力総合防災訓練が行われた。この訓練の参加機関は、北海道のほか、泊村など4町村に加え、原子力安全委員会、文部科学省、経済産業省などの国の機関、北海道電力など合計約70機関であった。また、国から約1,000人の防災業務関係者と周辺住民を含め約2,700人が訓練に参加した。訓練の内容は、初動体制の確立として通報の訓練、原子力緊急事態対応、退避や放射線モニタリングの訓練および緊急事態解除宣言に関する訓練である。この訓練では、初めてオフサイトセンターを運用し、テレビ会議システムの機能などを確認した。

2002年11月7日に関西電力株式会社大飯発電所において平成14年度原子力総合防災訓練が行われた。この訓練の主催は福井県、大飯町など3市町村で、参加機関は合計117機関で、約4,400人が訓練に参加した。訓練では、首相官邸と福井県大飯原子力防災センター(オフサイトセンター)を結んだテレビ会議を通じ、小泉純一郎首相が原子力緊急事態を宣言し、「住民の安全を最優先に万全の措置をとる」と述べた。また、初めて知的障害者施設の入所者が避難訓練に参加した。

合同対策協議会の開催(北海道)



救護所で検査を受ける避難住民(福井県)



合同対策協議会の活動状況(北海道)



ヘリによる輸送(福井県)



原子力防災

6. 学校における防災

原子力災害に備えて

原子力施設のある市町村およびその周辺の市町村では、地域の実情を踏まえ、「学校原子力防災委員会」を設置するなどして、学校ごとに防災マニュアルを作成する。

具体的には、情報を円滑に伝達できる連絡網を整備し、屋内退避に備えて教室に児童生徒を集合させる経路を児童生徒に周知する。また、退避に備え、地方自治体の手配する車両に児童生徒が安全に乗車できる場所を設定し、乗車場所までの経路を児童生徒に周知する。

なお、以下の緊急事態発生時、屋内退避指示、避難指示、飲食物摂取制限への対応などは、学校に限らず一般市民の対応も同様である。

緊急事態発生時の行動

緊急事態発生の情報を知ったら、まず落ち着いて行動すること、自分勝手な行動をとらず、次の指示が出るまで待つことが大切である。現地対策本部や自治体の情報・指示を信頼し、憶測で判断しないことが必要である。

【主なポイント】

テレビ、ラジオのスイッチは入れたままにし、正確な情報をつかむ。

防災活動の妨げになるので、電話での問い合わせは控える。

デマ情報に惑わされない。

自分勝手な行動をとらず、次の情報が出るまで待つ。



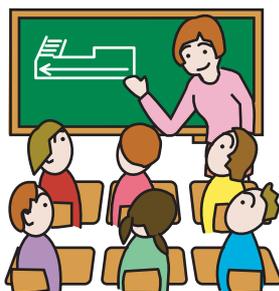
自分勝手な行動をとらず
次の情報が出るまで教室
内で退避する



屋内退避する



防災活動の妨げに
なるので電話による
問い合わせはしない



落ち着いて、教師の指示を
よく聞く



ラジオやテレビのスイッチを
入れ、デマに惑わされないよう
正確な情報をつかむ

緊急事態の連絡があった場合

屋内退避の指示が出たら、屋内に入り、屋内にいる

休み時間、体育の授業などで屋外にいた場合は、マスクまたはタオルやハンカチなどで口と鼻をおおって屋内（教室）へ退避する。屋内では、ドアや窓をすべて閉めて放射性物質ができるだけ入ってこないようにする（表 6-1）。

<<表 6-1>> 建物構造等による低減係数及び除去効率

● 建物構造と甲状腺線量の低減係数

建物構造	ヨウ素の低減係数
気密性の高い建物	1/20～1/70
通常の換気率の建物	1/4～1/10

● 建物構造とガンマ線による被ばく低減係数*

場所	低減係数
屋外	1.0
自動車内	1.0
木造家屋	0.9
石造り建物	0.6
木造家屋の地下室	0.6
石造り建物の地下室	0.4
大きなコンクリート建物 (扉および窓から離れた場合)	0.2以下

*低減係数とは、建物内外のガンマ線の強さの比をいう

● 家庭内および個人が利用可能なものによって口および鼻の保護をおこなった場合の1～5μm微粒子に対する除去効率

	折りたたみ数	除去効率
男性用木綿ハンカチーフ	16	94.2%
男性用木綿ハンカチーフ	8	88.9%
けばの長い浴用タオル	2	85.1%
ぬれた女性用木綿ハンカチーフ	4	63.0%

【主なポイント】

外から屋内に入ったら、顔や手を洗い、衣服を着替える。着替えた服はビニール袋に保管する。体操着などの着替えを日ごろから学校に置いておくなどの備えが必要である。

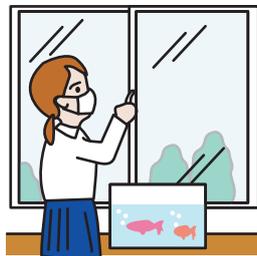
ドアや窓を閉め、換気扇を止める。

児童生徒全員の安全を確認し、学校から保護者に連絡する。

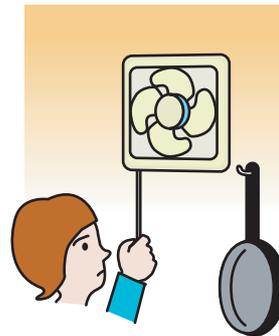
児童生徒の健康状態を観察し、その結果を学校（原子力防災委員会）の担当者に連絡する。



屋外にいた場合、教室に戻ったら手や顔を洗い、衣服を着替える（着替えた衣服はビニール袋に保管する）



ドアや窓を全部閉める



換気扇、エアコンなどを止める



児童生徒の健康状態を観察し、学校原子力防災委員会に連絡する



食品にはフタをしたり、ラップをする

屋内退避の指示が出た場合

コンクリート屋内退避や避難の指示が出たら一時集合場所や避難施設に

コンクリート屋内退避の指示が出た場合、校舎がコンクリート製の場合には前述の屋内退避と同様にする。校舎がコンクリート製でない場合や避難の指示が出た場合には、一時集合場所や避難施設を確認し、落ち着いて避難する。

【主なポイント】

電気器具のコンセントを抜き、ガスの元栓を止める。

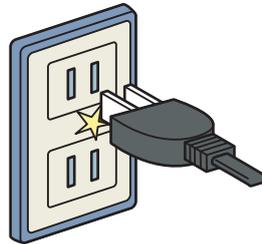
窓やドアを閉め、カギをかける。

救急用品などの携帯品を確認する。

地方自治体の指示に従い、自治体の手配する車両にまとまって児童生徒を乗車させるなどして退避施設に移動する。



下校の準備をする



電気器具のコンセントを抜き、ガスの元栓などを止める



携行品は最小限にし、貴重品は忘れずに。救急用品も確認する



指示された場所へ避難する



自家用車は使わずに避難施設へは徒歩または避難用車両で行く

避難などの指示が出た場合

避難所では

避難所では地方自治体の係員の指示に従う。児童生徒全員の安全を確認して、学校から保護者に連絡する。児童生徒の健康状態を観察し、その結果を学校(原子力防災委員会)の担当者に連絡する

飲食物摂取制限が指示されたら

放射性物質によって飲料水や飲食物が、飲食物摂取制限の指標(表6-2)以上に汚染されたことが見つかり、飲食の制限指示が出される。その場合、地方自治体では必要に応じて、代わりとなる飲食物を支給する。各家庭で、屋内に保存してあるものであれば、飲食しても支障はない。安全が確認された時点で制限は解除される。

<<表 6 - 2>> 飲食物摂取制限に関する指標

対 象	放射性ヨウ素 (混合核種の代表核種 : I-131)	対 象	プルトニウムおよび超ウラン元素のアルファ核種 ^{注1 注2}
飲料水	3 × 10 ² Bq/kg以上	飲料水	1Bq/kg以上
牛乳・乳製品		牛乳・乳製品	
野菜類 (根菜、芋類を除く)	2 × 10 ³ Bq/kg以上	野菜類	10Bq/kg以上
		穀類	
		肉・卵・魚その他	

対 象	放射性セシウム	対 象	ウラン
飲料水	2 × 10 ² Bq/kg以上	飲料水	20Bq/kg以上
牛乳・乳製品		牛乳・乳製品	
野菜類	5 × 10 ² Bq/kg以上	野菜類	1 × 10 ² Bq/kg以上
穀類		穀類	
肉・卵・魚その他		肉・卵・魚その他	

注1 : ²³⁸Pu、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴²Pu、²⁴¹Am、²⁴²Cm、²⁴³Cm、²⁴⁴Cmの放射能濃度の合計。

注2 : 乳児用として市販される食品の摂取制限の指標としては、ウランについては20Bq/kgを、プルトニウムおよび超ウラン元素のアルファ核種については1Bq/kgを適用するものとする。ただし、この基準は、調理され食事に供される形のものに適用されるものとする。

出典:原子力安全委員会「原子力施設等の防災対策について」

退避などが解除されたら

退避などが解除されたら、安全を確認して、児童生徒を下校させる。地域の状況などにより、教職員や保護者の引率により集団で下校させたり、迎えにきた保護者に引き渡したりする。保護者には、帰宅したあとに健康状態を観察してもらい、児童生徒に異常があった場合にはすぐに学校に連絡してもらう。

原子力防災

7. 原子力防災対策が発動された事故の例

住民避難という原子力防災対策が実際に発令された原子力事故の例として、スリーマイル島原子力発電所 2 号機の事故 (Three Mile Island-2 : TMI 事故)、チェルノブイリ原子力発電所 4 号機の事故 (チェルノブイリ事故) およびわが国の JCO 事故を紹介する。

TMI 事故は、米国ペンシルバニア州で 1979 年 3 月 28 日に発生した事故で、炉心の一部が溶融し、周辺に放射性物質が放出された事故である。この事故では、原子炉の状況の把握や、その評価について現地と米国原子力規制委員会との情報伝達がうまくいかず、正確な事態が把握できなかった。これに加え状況誤認もあり、事故後 2 日たった 3 月 30 日、州知事は「発電所から 8 キロメートル以内の妊婦と学齢前の乳幼児の避難」を勧告した。これを聞いて、妊婦、乳幼児にとどまらず、圏内の住民の 40% が避難した。仮に事故発生から数日間、発電所のそばに留まっていたとしても、住民の被ばく量は年間の線量限度の 50 分の 1 以下であり、結果から見ると、避難措置は不必要なものであった。事故時の情報の混乱などが、このように不必要な措置をとらせる結果となった。



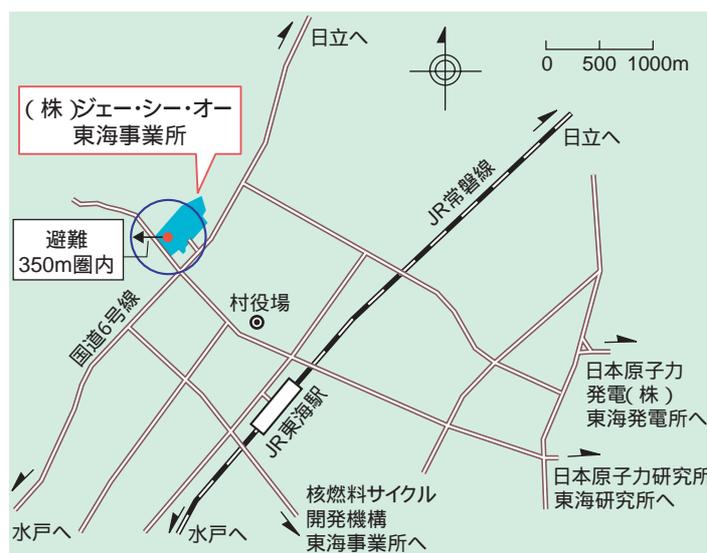
チェルノブイリ事故は、1986 年 4 月 26 日、いまのウクライナ共和国 (当時ソ連) にある旧ソ連型の原子力発電所で起きた事故で、炉心が爆発し、この発電所には格納容器がなかったために大量の放射性物質が環境に放出された。この事故では消火にあたった消防士を含む 31 人の労働者が急性放射線障害で数カ月以内に亡くなった。事故発生から数日のうちに付近のプリピャチという町から 4 万 5,000 人が避難し、その後 30 キロメートル以内に住む 13 万 5,000 人が避難した。



JCO事故は1999年9月30日に茨城県東海村で発生したわが国初の臨界事故であり、3名の作業員が多量の被ばくを受け、2名が亡くなった。最初の瞬間的な核分裂の後、緩やかな臨界状態が約20時間にわたり続いた。臨界状態の間、周辺に放射線が放出され続けるとともに、核分裂により生成した微量の放射性のガスも大気中に放出され、従業員、防災業務関係者、周辺の住民319名(うち、周辺の住民130名)が一般人の年間実効線量限度である1ミリシーベルト(図2-5参照)を超える放射線を受けたと推定されている。地元の住民に対して、半径350メートル圏内の避難および半径10キロメートル圏内の屋内退避措置がとられ、約31万人の日常生活に影響が出た。



10km圏内屋内退避措置区域



350m圏内避難措置区域

出典: IBC(財)原子力発電技術機構「原子力防災」

【参考資料】

- (1)「原子力施設等の防災対策について」 原子力安全委員会(平成15年7月一部改訂)
- (2)「原子力防災の手引き」 文部科学省、平成15年5月
- (3)「学校における原子力防災マニュアル」 茨城県教育委員会
- (4)「原子力防災」 IBC(財)原子力発電技術機構
- (5)「緊急事態応急対策拠点施設(オフサイトセンター)」 IBC(財)原子力発電技術機構
- (6)「原子力の安全・防災対策 もしにも備えて」 経済産業省原子力安全・保安院
- (7)「原子力がひらく世紀」 日本原子力学会、1998年3月20日
- (8)「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告」 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会、平成11年12月24日
- (9)「原子力安全白書」 <http://nsc.go.jp/hakasyo/s56/mokuji.htm>
- (10)「環境防災Nネット」 <http://www.bousai.ne.jp/>
- (11)「原子力百科事典ATOMICA」 http://www.mext-atm.jst.go.jp/atomica/ti_frame.html

原子力防災対応支援技術の開発

(株)原子力安全システム研究所 吉田至孝

原子力防災対応支援技術の開発

(株)原子力安全システム研究所 吉田至孝

1 はじめに

近年、わが国では各種災害に対する対応能力の向上に対する国民からの要請の高まりを受け、地震や火山活動の予知、中小ビルの防火対策、原子力防災そして航空機や生物化学兵器によるテロ対策など各方面で対応の充実・強化が図られている。災害対策では、地震や火山噴火の予知に見られるように地殻変動や内部のエネルギー等の計測に基づく予測技術の開発など、兆候から災害を予知・予測し、事前に対応策を準備しておくことが重要であり、このための技術開発に重点が置かれることはいうまでもない。原子力防災では、1999年9月30日に発生した茨城県東海村のJCO事故を踏まえ原子力災害対策特別措置法が制定され、災害対応にかかわる技術開発のニーズが高まっている。

原子力防災は、発電所の設計において考慮された異常事象をはるかに超え、炉心の重大な損傷に至る事象（以下、シビアアクシデントという）において、大規模な放射性物質の放出があった場合でも、住民の健康と安全を確保できるよう必要な措置をとるものである。このため、あらかじめ計画を立て、必要な資機材を整備するとともに、毎年各地で住民参加の原子力防災訓練が実施されている。原子力防災訓練では、大量の放射性物質の放出に至る訓練用の事象進展シナリオの想定と周辺環境への影響評価結果に基づき、通報連絡のタイミングや住民避難の範囲などを定め、具体的な訓練計画が立案されている。

一方、原子力発電所の災害を想定した時、発電所の緊急時組織は、災害の発生したプラントに対して、適切な事故マネージメント（以下アクシデントマネージメントという）¹⁾の実施、及び関係機関等へ事象発生状況や今後の予測等に関する通報連絡を行う責務を負っている。緊急時組織は、これらの活動を行う際に災害が発生したプラントからの放射線による従業員被ばく及び放出された放射能による周辺環境への影響を把握し

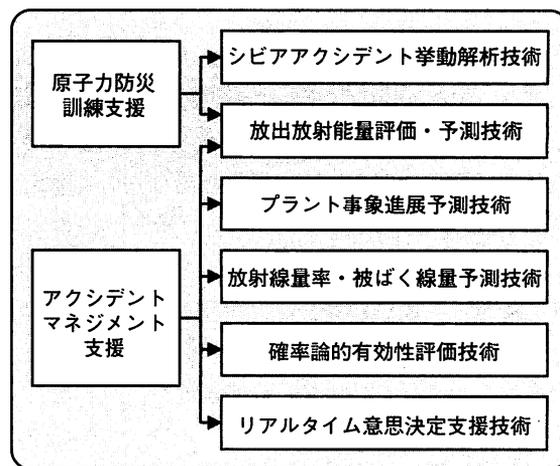


図1 原子力防災にかかわる支援技術開発の枠組み

ておく必要がある。周辺環境への影響評価は、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）²⁾及び緊急時環境影響評価システム（AREDES）などをはじめとする3次元大気拡散計算コードが整備され、放出放射線量および気象条件等を入力することにより影響を予測することが可能となっている。

原子力安全システム研究所では、このような現状を踏まえ、図1に示すような枠組みで、原子力防災訓練のシナリオ作りに求められるプラント挙動解析や放出放射線量評価技術、原子力災害に備えた各種予測技術とアクシデントマネージメント支援のための技術開発研究を進めている。

2 原子力防災訓練支援

原子力防災訓練シナリオは、発電所の設計において考慮された多重の安全防護設備をすべて故障させ、さらに電気事業者の臨機応変な措置として準備されているアクシデントマネージメント策の大半を失敗させた場合における、①放射性物質大量放出の主要事象の発生時刻、②プラントパラメータの変化、③放出放射線量

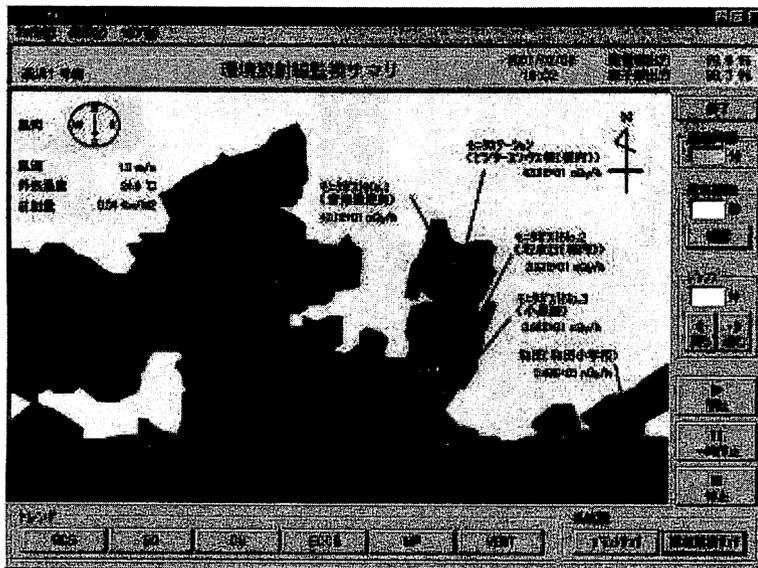


図2 原子力防災訓練データ表示システム画面(例)

等への送信用データに加工するとともに、放出放射エネルギー評価結果のうち希ガスとヨウ素の放出量データを用いて、SPEEDI及びAREDESのための予測用データを作成する技術を開発した。さらに、訓練の臨場感を高めるため、発電所から1分ごとに伝送されてくるデータ表示画面(図2)を模擬したシステム⁴⁾を構築した。これらは、実際の原子力防災訓練において使用され、好評を博している。

を求め、これらをベースに策定される。このため、当研究所においてはシビアアクシデントに至る事象進展の解析技術としてMAAP4コードを導入し、ORIGEN2コードによる原子燃料内の放射性物質蓄積量計算結果を基に放出放射エネルギーを評価する技術を整備している。これらにより、発電所の主要な計器類及び放射線モニタ類の指示値を求め、緊急時対策支援システム(ERSS)³⁾

3 アクシデントマネジメント支援

シビアアクシデント状況下において、「安全」をより確かなものに⁵⁾するためにアクシデントマネジメントが整備されている。アクシデントマネジメントは、シビアアクシデント現象に対する最新の知見とプラントの事象進展等から知識ベースに基づき臨機応変にとられる措置であることから、プラント状況の把握、現在進行しているシビアアクシデント現象の理解及び将来の挙動予測が重要である。筆者のこれまでの知見からまとめた緊急時組織におけるアク

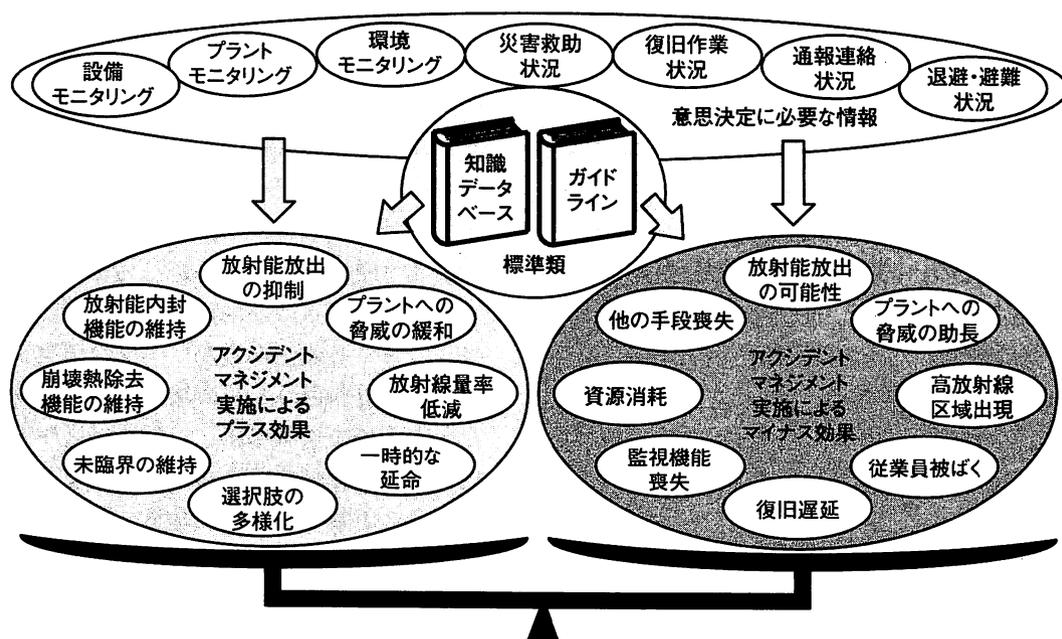


図3 緊急時組織におけるアクシデントマネジメントの選択要素

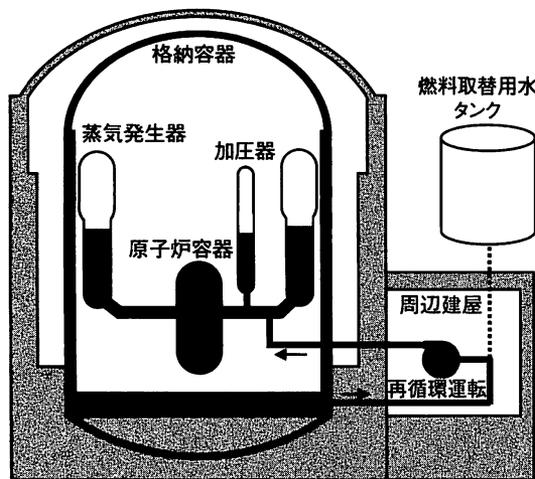


図4 加圧水型軽水炉の再循環運転概念図

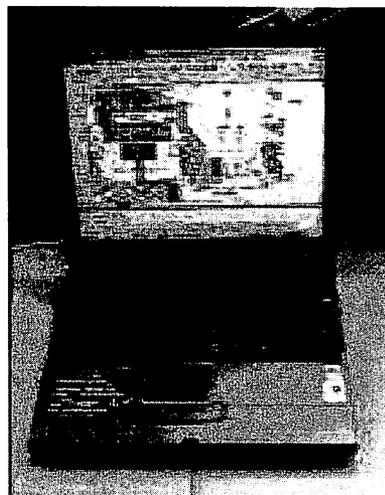


図5 プロトタイプシステム外観

シデントマネジメントの選択要素を図3に示す。

一方、アクシデントマネジメントを実行する際には、現場操作等にあたる従業員の被ばく線量を推定し、緊急時の被ばく線量限度以下であることを把握しておくなければならない。

当研究所においては、(A) 原子力災害時において、実際のプラント挙動から、①将来の放射性物質放出の可能性、②放出される場合の放出時期と、③放出放射エネルギーを迅速に予測するための事象進展予測技術開発、(B) 事象進展とともに変化する発電所構内の推定放射線量率マップを作成し、発電所構内において活動する従業員の被ばく線量を予測するための技術開発⁶⁾、さらには、(C) このような知識ベースに基づく措置であるアクシデントマネジメントが、実際の場面でのどの程度の成功確率を持つのかを確率論的安全評価 (PSA) の面から評価するため、①緊急時組織が意思決定する際の人的過誤率の評価手法⁷⁾、及び②アクシデントマネジメント有効性評価のための確率論的手法開発⁸⁾、③緊急時組織の意思決定支援技術に関する技術開発に取り組んでいる。今回は、(B) 項に焦点を当て、以下に技術開発の現状を紹介する。

4 シビアアクシデント時の発電所内被ばく線量評価手法の開発

(1) 目的

シビアアクシデント時には、原子炉内の燃料 (炉心

という) から放出された放射性物質が気体状またはエアロゾル状となって格納容器内部に移行し、設備設計上やむを得ない漏洩や偶発的な漏洩、あるいはアクシデントマネジメントの実施により周辺構造物に強い線源点を出現させるため、放射線量率は、個々の事象と時間経過、その間に実施されたアクシデントマネジメントに大きく依存して変化する。例えば、加圧水型軽水炉 (PWR) の事故対応操作として、格納容器内の冷却水を一度周辺建屋内に移送し、冷却器で十分冷却した後で再度格納容器内へ注水する操作である再循環運転 (図4) を行った場合、冷却水中に含まれる多量の放射性物質の放射能により周辺建屋内の当該配管ルート、弁、冷却器、ポンプは放射線源となる。

緊急時組織は、被災者の救助活動、アクシデントマネジメントの実施、故障機器の復旧作業、従業員避難誘導等を適切に行うために、発電所構内の放射線量率分布及びこれらの活動に伴う従業員の被ばく線量を把握しておく必要があるが、アクシデントマネジメントの実施が計画されている場所や復旧作業が想定される安全系機器の設置場所には放射線監視装置が設置されていない場合が多く、事象の進展により変化する放射線量率を把握することは困難となることが予想される。

このため、発電所構内における高線量区域の所在認知や従業員の作業に伴う総被ばく線量の推定、現場移動経路選択等に適用できる機動性を持った実用的な予測システム (図5) を開発している。

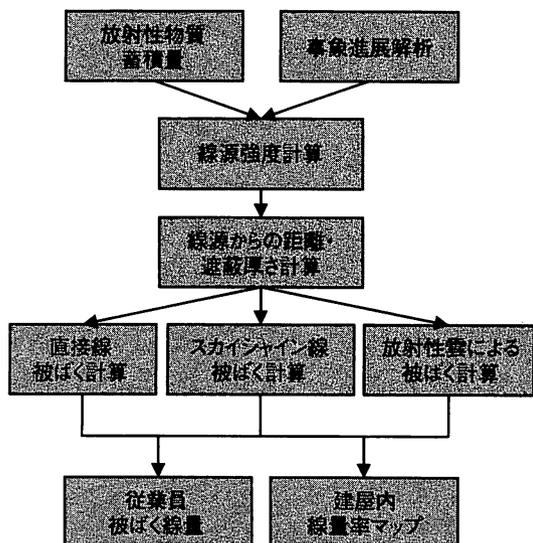


図6 評価手法の概念

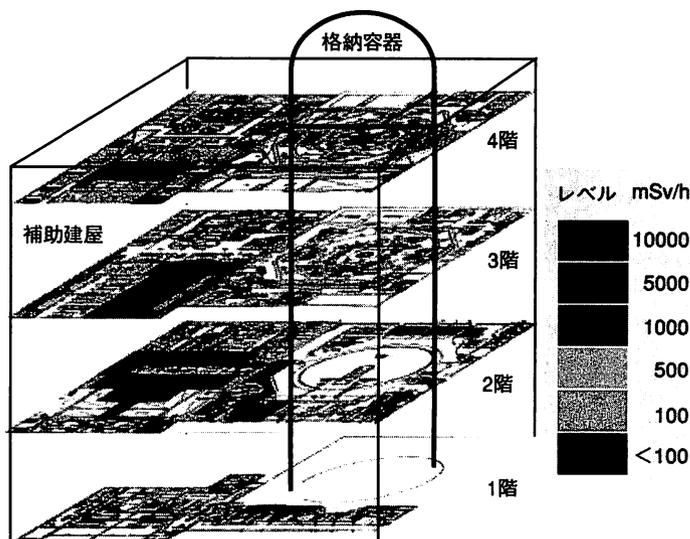


図7 プロトタイプシステムによる放射線量率マップ

(2) 手法の概要

シビアアクシデント時に炉心に蓄積されている放射性物質が、燃料の損傷により構造物内に放出され、格納容器内や周辺構造物に移行して強い放射線源となるため、任意時刻における線源点と線源強度を事象進展解析コードにより解析する。次に、発電所構内をモデル化したCADを使用してこれらの線源点から発電所構内の任意点までの距離、遮蔽体の物質（主にコンクリート）と構造（遮蔽厚さ）を求める。放射線量率は、放射線源の線源強度、評価点までの距離、遮蔽体の物質と構造（遮蔽厚さ）から、点減衰核法を用いて計算する。発電所構内を多数の方形区画に区切り、その中心点における放射線量率を計算し、放射線量率の大きさにより色分け表示することにより線量率マップを作成する。また、作業等により滞在または通過する方形区画と滞在（通過）時間を指定することにより、各区画の放射線量率と滞在（通過）時間の積を求め、全区画を合計することにより総被ばく線量を求める。以上の基本的な計算概念を図6に示す。本手法の特徴としては、①評価対象核種は、炉心で生成される放射性物質の99%をカバーする146種を取り扱い、 γ 線エネルギーは18群のエネルギースペクトルを使用していること、②放射性物質の時間経過による壊変を考慮していること、③発電所構内の任意点・任意時刻における放射線量率を推定することがあげられる。

(3) 結果と考察

プロトタイプシステムを使用して放射線量率マップを作成した例を図7に示す。このシステムは実現可能性を見ることを重点に建屋の一部のみモデル化して評価したものである。システム上は建屋フロアごとに表示され、低線量率区域を青とし高線量率になるに従い赤表示になるようにしており、ここでは2階部分が高線量区域があることがわかる。

このように本表示法が高線量区域の認知に有効であることが確認できた。

シビアアクシデント時においては、安全系機器の多重故障等により現場での復旧作業の実施やアクシデントマネジメント機器の現場操作が想定される。このうち、オペレータが待機場所からある機器を現場で操作して、また待機場所に戻ってくるまでの総被ばく線量を推定した結果を図8に示す。評価対象の事象進展シナリオはPWRの1次冷却系統小破断冷却材喪失時に安全注入系統と格納容器スプレイ系統の再循環切替に失敗し、炉心損傷後再循環系が復旧するケースを選定した。これは、再循環系が作動する前後での線源点の相異や線源強度の変化が総被ばく線量にどのように影響を与えるかを把握できるからである。本計算では、オペレータは行き帰りとも同一通路を通過するものとし、往復の移動に15分、管理区域立入り時の着替えと汚染検査に20分、現地点検に5分の計40分かかるものとして、各評価区画に滞在（通過）時間を設定し

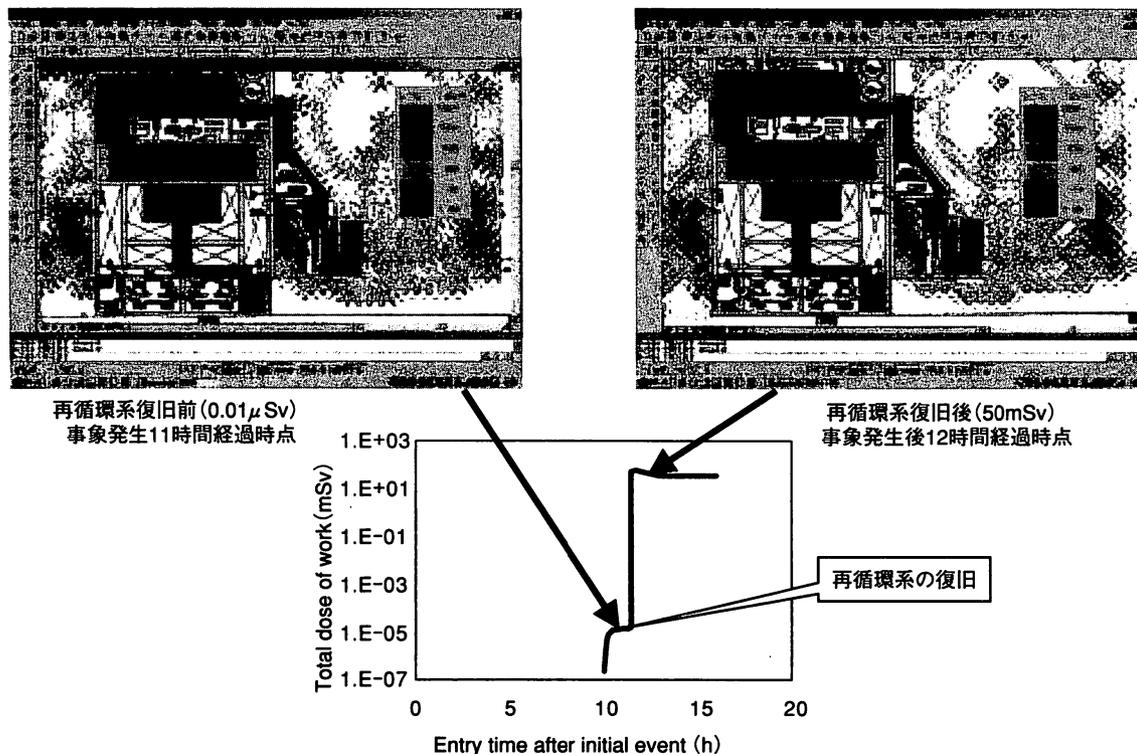


図8 システムによる総被ばく線量の推定(例)

た。この結果、再循環系復旧前までは非常に低い放射線量率であるのに対して、再循環系復旧後は緊急作業時の従業員被ばく線量限度に近づいていることがわかる。さらに、線量率マップ表示と組み合わせて活用することにより、現場までの移動経路として放射線量率の低い場所を選択し、その総被ばく線量を把握することができる。実用面では、PWRプラントのシビアアクシデント事象を1～3日分予測する場合、取り扱う事象により変動するが、1～3時間程度あれば計算可能である。このように本評価手法は、原子力災害時における従業員被ばくの低減に役立つものと考えている。

5 まとめ

原子力安全システム研究所では、原子力防災のより一層の充実に向け、実際の原子力防災訓練に活用される技術開発を行うとともに、本誌で紹介したような原子力災害時における支援技術の開発を進めている。当研究所は、原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上と社会や環境とのより良い調和をめざして幅広い視野から調査・研究を進め、その成果を広く国内外に公開して社会の発展に貢献していく所存である。 ◻

参考文献

- 1) “発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて”，原子力安全委員会安全審査指針集改訂10版，大成出版社，1194 - 1217，(2000)
- 2) “緊急時環境放射線モニタリング指針”，原子力安全委員会安全審査指針集改訂10版，大成出版社，1412 - 1460，(2000)
- 3) 緊急時対策支援システム ERSS (Emergency Response Support System) 通商産業省資源エネルギー庁パンフレット (現経済産業省)
- 4) 奥田恭令，吉田至孝，後藤和子：日本原子力学会 2001 年秋の大会要旨集，H40，(2001)
- 5) 原子力発電所のアクシデントマネジメント「安全」をより確かなものに，通商産業省資源エネルギー庁パンフレット (現経済産業省)
- 6) 吉田至孝，郡山民男，入江隆，工藤清一，西村和哉：“シビアアクシデント時従業員被ばく線量評価手法の検討”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.1, No.2，(2002)
- 7) 吉田至孝，大谷昌徳：日本原子力学会 2001 秋の大会要旨集，I33，(2001)
- 8) 吉田至孝，飯塚弘之：日本原子力学会 2002 春の年会要旨集，J19，(2002)

[技術システム研究所 技術支援プロジェクト主任研究員]

原子力防災の研究課題と 原子力安全システム研究所の取り組み

原子力安全システム研究所 技術システム研究所
吉田 至孝

原子力防災の研究課題と 原子力安全システム研究所の取り組み

原子力安全システム研究所技術システム研究所

吉田 至孝 (よしだ・よしたか)



はじめに

原子力防災は、異常な水準の放射性物質または放射線が環境に放出されるような事態(これを「原子力災害」という)が発生した場合に、国民の生命や財産を保護し、被害を最小限に止める種々の活動¹⁾をいう。1999年9月に発生したジェー・シー・オー燃料加工施設の臨界事故(JCO 事故)は、わが国初の原子力災害として、広範囲に公衆の防護措置が実施された。この反省をもとに、原子力防災体制、資機材などの充実・強化が図られ、大規模な原子力防災訓練が実施されている。そこで、防災訓練など原子力防災の状況を踏まえ、わが国や国際機関の動向ならびに国が示す課題やニーズなどから、最近注目されている研究課題を解説するとともに、原子力安全システム研究所の取り組みを紹介する。

原子力防災の現状

原子力災害は、チェルノブイリ事故、スリーマイルアイランド事故およびJCO 事故など国際事象評価尺度で事故に分類されるレベル4以上のものが該当し、旧動燃東海アスファルト固化設備爆発火災事故、関西電力美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管破損事故および北陸電力志賀原子力発電所1号機臨界事故など異常な事象に分類されるレベル3以下は含まれていない。原子力災害時は、災害対策基本法および原子力災害対策特別措置法に基づき、公衆の防護措置および安全の確

保が図られるとともに、災害の拡大防止ならびに影響緩和が実施される。さらに、原子力損害賠償法および原子力損害賠償補償契約法に基づき、原子力災害によって生じた被害の補償が行われる。JCO 事故の反省に基づき、①迅速な初期対応ができる体制、②国の緊急時対応体制の強化、③原子力事業者の役割の明確化が図られ、さらに、毎年の原子力防災訓練において、緊急時の通報連絡、災害対策本部およびオフサイトセンターの運営、公衆の避難誘導、避難所の運営、交通規制・治安対策、緊急時環境モニタリング、緊急時の被ばく医療、災害の応急復旧、災害情報の伝達などが実施され、実効性の向上が図られている。このような活動を、著者の考えに基づき原子力防災の目的に従い研究分野に整理したものを表1に示す。生命と財産の保護の観点からは、公衆および防災要員の放射線被ばくに対する防護措置、被ばく患者の治療技術、被災者の心のケアや風評被害などの社会心理に関する研究が考えられ、被害を最小限に止める観点からは、災害事象を終息させる応急対策とその後の環境回復に関する研究が考えられる。

原子力防災の最近の動き

原子力安全委員会は、国際原子力機関(IAEA)が、2002年に原子力防災の安全要件²⁾を発表し、その後も防護措置範囲などの安全基準^{3),4)}の策定を進めていることを踏まえ、原子力防災指針の見直し⁵⁾を実施した。新しい原子力防災指針は、放射線による確定的影響の防止と確率的影響の低減ならびに健康への不安の軽減、

表1 原子力防災の研究分野と課題例

原子力 防災の 目的	研究分野		研究課題(ニーズ)の例	
国民の生命と財産の保護	防護措置	公衆	●防護措置範囲予測	●食物連鎖
			●避難者輸送	●長期避難対策
	防災要員	●ヨウ素剤運用	●汚染検査技術	等
		●過剰被ばく防止	●監視ロボット	
		●被ばく低減手法	●作業ロボット	
		●被ばく線量評価	●体内汚染防止	等
	被ばく治療	●低線量放射線影響	●被ばく者救急救護	
		●放射線障害の治療	●体内外除染	等
	社会心理	●災害時行動心理	●災害報道	
		●リスクコミュニケーション	●被災者ケア	
●風評被害対策		●損害額の推定	等	
被害を最小限にする	応急対策	●シビアアクシデント現象解明	●情報収集・分析技術	
		●最適手段の選択支援	●事態の推移予測	
		●アクシデントマネジメント	●放射性物質移行挙動	
	環境回復	●高放射線場での復旧手法	●リスク評価技術	等
		●災害復旧長期対策	●汚染拡大防止	
		●放射能除去	●放射性物質回収	等

●：国の研究課題(ニーズ)に含まれているもの
下線：INSSが取り組んでいる研究課題

被ばく患者に対する適切な治療を目的とすることが明記された。IAEAの安全基準では、防護措置範囲として、放射線による確定的影響を防止するために放射性物質の異常な漏洩が始まる前または直後に実施されるPrecautionary Action Zone (PAZ)と放射線による確率的影響の低減を図るためのUrgent Protective Action Planning Zone (UPZ)の2つが定義されている。わが国の新しい原子力防災指針は、PAZに相当する規定は明確ではないものの、防護措置を段階的に実施することを求め、放射性物質の異常な放出前または直後(以下、「早期」という)の防護措置が有効であることに言及されている⁶⁾。一方、UPZに相当するものは、すでにEmergency Planning Zone (EPZ)が定義されており、趣旨が同等であると位置づけられている⁵⁾。

また、2004年に原子力安全委員会から安全目標案が発表され、定量的目標として施設敷地境界付近の個人平均急性死亡リスクが年あたり百万分の一を超えないことが示された⁷⁾。このリスクの定量化には確率論的安全評価(PSA)手法が用いられる。原子力災害による死亡リスクの算出は「レベル3PSA」と呼ばれ、その評価には、施設からの放射性物質放出量とその頻度、年間の気象データに加えて、公衆に対する防護措置が考慮される。即ち、新しい原子力防災指針で求めている早

期の防護措置の実施が定着すると、敷地境界付近の個人急性死亡リスクをより一層小さくすることが可能である。

原子力防災の研究課題

原子力安全委員会および原子力安全・保安院は、原子力安全研究の課題(ニーズ)⁸⁾⁻¹⁰⁾を発表しており、このうち原子力防災分野の課題を見ると、緊急時に情報を収集し分析する技術の高度化、意思決定を迅速かつ的確に実施するための技術的指標、被ばく患者に対する高度な医療措置ならびに事故後の長期的な災害復旧策に対する研究を求めている。特に、事態の把握と公衆の防護措置に関しては、計算コードに過度に依存することなく予測技術を高度化すること、意思決定のための技術的指標の整備ならびに避難・退避等の効率化があげられ、これらの課題は、新しい原子力防災指針に示された早期に防護措置を実施する考え方とも整合が取れたものである。

公衆の防護措置に関する日米の対応手順を整理すると次のようになる。米国では、商用原子炉施設の場合、一般緊急事態(General Emergency)に該当すると補足条項¹¹⁾を適用して、図1に示すように事業者から自

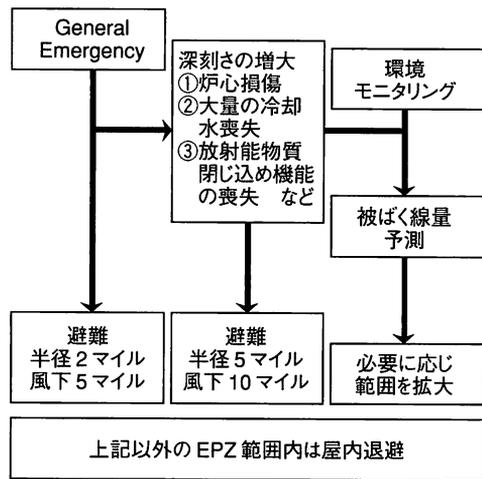


図1 米国家事業者の防護措置の判断方法(例)

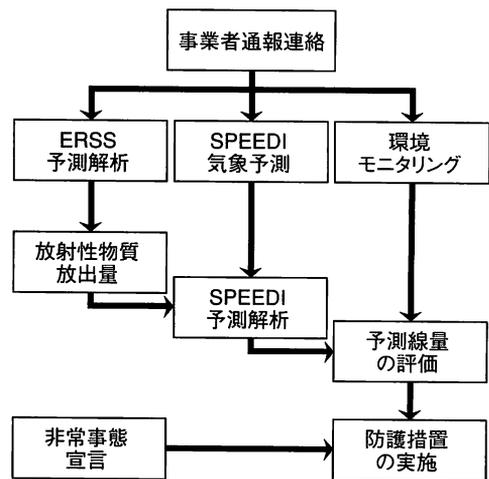


図2 わが国の防護措置の判断方法

治体に対して半径2マイル、風下5マイルの範囲で避難が、半径10マイルの範囲で屋内退避が要請される。より事態が深刻になると半径5マイル、風下10マイルに避難範囲が拡大される運用が行われている。米国家原子力規制委員会(NRC)は、事業者から要請された防護措置範囲が妥当かどうかを緊急時対応マニュアル¹²⁾とこれを支援する高速計算ツール¹³⁾によって確認することとなっている。一方、わが国の防護措置は、原子力災害の恐れがあるとき、図2に示すように事業者から国や自治体に通報され、何ら防護措置を受けることなく屋外に留まった場合に受けると予想される被ばく線量(予測線量)を速やかに評価して、これが基準を超えるときに実施される。防護措置の種類は、避難、コンクリート屋内退避、屋内退避の3種類がある。日米ともに、これとは別の防護措置として、飲食物中に含まれる放射性物質濃度の測定等による飲食物摂取制限がある。わが国では、予測線量を評価するため、原子力安全基盤機構が運用している緊急時対策支援システム¹⁴⁾(ERSS)と原子力安全技術センターが運用している緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム¹⁵⁾(SPEEDI)が用いられる。ERSSは事態の進展を予測し、環境への放射性物質放出量を評価するものであり、SPEEDIは放射性物質放出量と放出場所付近の気象予測に基づき、大気拡散計算を実施して周辺の予測線量等値線図を作成するものである。このようなわが国の2つの高度な計算システムを用いた予測線量の評価方法では、ある程度の時間が必要であることを踏まえて、上述の研究課題があげられているものと考えられる。

原子力安全システム研究所の取り組み

(1) 原子力防災への取り組み

原子力安全システム研究所(INSS)では、表1に示す原子力防災の研究課題のうち、意思決定に関連する予測技術を中心とした研究(下線のついたもの)に取り組んでいる。原子力災害時の事業者の取り組みを支援するため、事象進展予測システム(IPPS)を開発・整備し、①事態の今後の進展、②事態の抑制/緩和措置を実施した場合の効果、③防災要員の被ばく線量(前報で紹介した従業員の被ばく評価を行うシステム¹⁶⁾)、④環境への影響などの予測研究を行っている。この技術は、毎年原子力防災訓練に参加して手法の改良を行うとともに、これまでに20回を超える原子力防災訓練シナリオの解析に活用している。このうち一部の訓練シナリオの解析結果は、国や自治体の訓練に採用され、報告書が公開されている。

(2) 異常放出前の予測手法の開発

これまで防災訓練に参加して予測技術の改良を実施してきたが、環境への影響予測には1~3時間程度かかり、防護措置の検討に間に合わない恐れがあることがわかった。このため、米国の高速計算ツール¹³⁾のように、迅速に計算できるシステム(R-Cubic)の開発に取り組んだ。開発にあたっては、「通報連絡に含まれる程度の限定された情報で、詳細な評価より、安全側の予測結果が10分以内に得られること」を目標とした。予測は、早期に防護措置を実施することを前提とし、環境への放射性物質放出量に大きな影響を与える因子

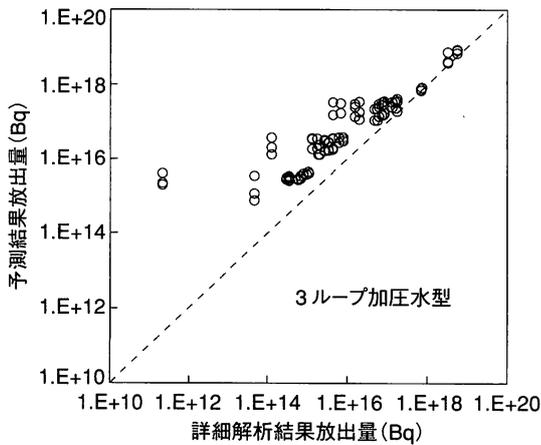


図3 IPPS 詳細解析結果と R-Cubic 予測結果の比較

を簡単な相関式でモデル化した。これにより、迅速な計算の実現ならびに計算コードへの過度の依存による計算過程のブラックボックス化を避け、第三者による再現を容易にしている。放射性物質放出量は、図3に示すように IPPS と比較して安全側の予測結果が得られることを確認し、環境への影響は、SPEEDI と比較した結果¹⁷⁾が発表されている。本システムは、昨年度に完成して2ヵ所の原子力発電所に導入いただいている。

(3) 今後の課題

放射性物質放出量を異常な放出が始まる前に予測する際、観測されたパラメータでは推定できない情報が2つ存在する。1つ目は、放射性物質の閉じ込め機能がいつからいつまでの間に喪失するかであり、2つ目は、その時の漏洩率(漏洩箇所大きさ)はいくらかである。1点目は、放射性物質の閉じ込め機能が設計で考慮された範囲を逸脱した時点から放射性物質の異常な放出が発生し、設計で考慮された範囲に復帰した時点で終了すると仮定すると、起点は推定可能であるが、終点は不確定である。仮に終点を放出可能な放射性物質がすべて放出されるまでとすると、放出前の段階でありながら、原子力防災の基本思想である介入の正当化および最適化に対して、あまりに過大な放出量を想定することになる。そこで、次の防護措置の見直しを実施されるまでの間、放出が継続されると仮定する方法を提案したい。この方法は、原子力防災指針に規定された防護措置の段階的实施と整合していると考えられる。2点目の漏洩率は、設計で考慮された範囲を逸脱したとき、設計漏洩率より大きくなる可能性がある。では、いくらかを用いるかということであるが、米国では放射

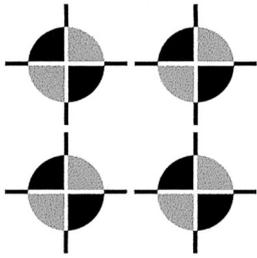
性物質閉じ込め機能が破壊的状況にある場合は100%/時間、設計より漏洩が拡大すると想定される場合は100%/日がい用いられている¹²⁾。これら2つの予測条件は防災関係者の間で合意形成されたものではなく、今後、わが国の原子力防災の実情に合った予測条件を設定するための研究に取り組む必要があると考える。

おわりに

JCO 事故以降、原子力防災体制の強化と設備の充実が図られ、訓練によって実効性の向上が図られている。これを踏まえ、国は、緊急時の情報収集・分析の充実および的確な判断に必要な技術的指標の整備など、原子力防災に係る研究課題を提示している。さらに、国際機関の防護の考え方を取り入れた新しい原子力防災指針では、放射線による確定的影響の防止と確率的影響の低減ならびに健康への不安の軽減、被ばく患者に対する適切な治療を目的とし、放射性物質放出前または直後の防護措置が推奨されている。原子力安全システム研究所は、防護措置および応急対策に係る予測技術の開発研究に取り組んでおり、早期に防護措置を実施することを前提とした R-Cubic システムを開発した。今後は、異常な放出が始まる前の段階において、観測されたパラメータから推定することができない放射性物質の放出継続時間と漏洩率について、予測条件の合意形成を図る研究が必要と考えている。

参考文献

- 1) 原子力災害対策特別措置法。
- 2) IAEA, GS-R-2(2002)。
- 3) IAEA, GS-G-2.1(DS-105), (2006)。
- 4) IAEA, DS-44(2000)。
- 5) 原子力安全委員会, 「原子力施設等の防災対策について(改訂案)」, 防専第15-2-6号(2007)。
- 6) 原子力安全委員会, 防災指針検討ワーキンググループにおける検討結果, 第2回原子力安全委員会資料第1-3号(2007)。
- 7) 原子力安全委員会安全目標専門部会, 安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ, 専目第19-2号(2003)。
- 8) 原子力安全委員会, 原子力の重点安全研究計画(2004)。
- 9) 原子力安全委員会, 日本原子力研究開発機構に期待する安全研究(2005)。
- 10) 原子力安全・保安院, 原子力安全・保安院の原子力安全研究ニーズについて(2006)。
- 11) F. Congel, et al. NUREG-0654 FEMA-REP-1 Rev.1 Supp.3(1996)。
- 12) T. McKenna, et al. NUREG/BR-0150, Vol.1, Rev.4(1996)。
- 13) A. L. Sjoeren, et al. NUREG-1741(2001)。
- 14) 原子力安全基盤機構ホームページ, 「緊急時対策支援システム(ERSS)」。
- 15) 環境防災Nネットホームページ, 「SPEEDIとは」。
- 16) 吉田至孝, 「原子力防災対応支援技術の開発」, 原子力 eye 2002年7月号, pp.54-58(2002)。
- 17) 原子力安全技術センター, 平成18年度緊急時対策総合支援システム調査(2007)。



連載講座 軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門

第1回 PSA 技術活用の経緯と基本的考え方

原子力安全基盤機構 平野光将

はじめに

近年、確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA)技術の進歩により、PSA から得られるリスク情報を活用して、原子炉施設の安全管理を効果的・効率的に行う試みが欧米諸国を中心に多くの国で実施されてきている。米国では原子力発電所の高稼働率が達成されているが、その理由の一つに、リスク情報を活用した保守管理およびそれに対する合理的な安全規制の進展を上げることができる。現在、わが国でもリスク情報の活用に向けて精力的な活動が進められており、PSA 技術はその根幹となる技術なので、今般、連載講座を企画した。

I. PSA 技術の発展と活用の経緯

原子炉施設を対象とした PSA 技術は、米国で 1960年代から開発が進められ、1975年10月に公表された原子炉安全研究¹⁾において、その骨格がほぼ確立された。1979年3月のスリーマイル島(TMI)事故以降、シビアアクシデント(設計で想定した事象を大幅に超え重大な炉心損傷に至る事象)に関する研究の進展に伴い、軽水炉の安全性は著しく向上したが、原子炉安全研究で TMI 事故の類似事象が取り扱われていたことから、PSA 技術が注目され(TMI 事故報告では決定論的安全解析に加えて PSA 技術の使用が推奨された)、これ以後、米国のみならず、多くの国々において PSA が原子力発電所の安全性を総合的に評価する手段として多用されることとなった。原子力発電所の運転や建設をしている国々はプラント個別の PSA 実施プログラムを有しており、いくつかの国々では PSA は実質的に

許認可上の必須項目にもなり、多くの国において、規制側の要請により産業界が実施する、あるいは産業界が自主的に実施し規制側が支援するなど、形態は様々であるが、PSA から得られるリスク情報の活用が安全管理に必要不可欠なものになりつつある。

1991年初頭に、米国原子力規制委員会(NRC)はそれまでの研究成果を踏まえ、PSA を用いて5つの原子力発電所のリスク評価²⁾を公表したが、この研究はリスクの概念を安全管理に使用するという点で著しい転換をもたらすとともに、ここで開発された方法はその後のリスク評価技術の貴重な基礎となっている。

一方、TMI 事故後の規制の強化に伴い、プラント要員増加、プラント改修、改修期間中の炉停止による損失等のプラント運転コストの大幅な増加を経験した産業界は、安全上の貢献度が低い規制要件を緩和し、より重要なリスク低減活動に重点的に資源を配分すべきと考え、1992年に NRC に対し定量的リスクに基づく規制を導入すべきであるとの提言を行った。NRC は規制活動における PSA 活用に関する全体政策の検討を行い、1994年8月に、原子力規制における PSA 活用に関する政策声明書案とそれを実現するための PSA の組織的な実施計画案³⁾を発表し、定量的リスクの本格的な規制への導入へ歩み始めた。

NRC は、1995年8月の最終政策声明書⁴⁾で以下のように述べている。

規制の安定性と効率性を増進し安全性を向上させるような整合性と先見性のある方法で PSA が適用できる枠組みを確立すべきである。政策声明書の実行により、規制プロセスにおいて、①安全上の意思決定の改善、②NRC 資源のより効率的な使用、③原子炉設置者の不必要な負担の軽減が期待されるので、次の4項目を提案する。

An Introductory Course of the Probabilistic Safety Assessment (PSA) for LWR—(1) The Progress and Fundamental Philosophy of the Application of PSA Methodology : Mitsumasa HIRANO.

(2006年 2月6日 受理)

- a. すべての規制活動において、現行の深層防護に基づく安全確保の考え方を補完するために PSA の利用を促進する。
- b. 規制要求事項等における不必要な保守性の低減、あるいは必要な追加要求事項の提案の支援のために、PSA を利用する。
- c. PSA は可能な限り現実的に実施し、公開する。
- d. 公衆に対するリスクの抑制水準としての安全目標とその補助的数値目標(炉心損傷頻度等)を、リスク評価の不確かさを十分に考慮して用いる。

次いで、リスク情報を考慮に入れた規制の試験的適用研究として、供用期間中試験頻度の見直し、系統・機器のリスク上の重要度に応じた品質保証の導入、供用期間中検査項目の見直し等の具体的個別課題の検討を進め、それらの経験を踏まえて、リスク情報の活用を奨励する規制関連の規則、指針⁵⁾の作成を行い、本格的なリスク情報活用の枠組みを整えた。これらの指針は、既存の指針を否定するものではなく、オプションとして追加されたものである。すなわち、申請者は、例えば試験対象機器および試験頻度を変更する場合、どちらの指針に適合した方法でも選択できる。

一方、チェルノブイリ事故を経験したヨーロッパ諸国は、IAEA や OECD/NEA の場を通じて、安全文化の醸成を図りながら、シビアアクシデントの防止、緩和のために、プラント改造、事故対応の運転手順整備等の対策を、最新の PSA 技術、リスク情報を共有して実施するようになった。

PSA 実施の初期の目的の多くは、設計上の相対的弱点の把握や運転手順書の改良整備のためであったが、最近では、保守、試験等の運転活動、検査活動および品質保証活動の支援に活用されるようになり、さらには、運転中のオンラインリアルタイムリスク評価や経年管理活動への利用も進められている。

II. PSA 技術の概要

原子炉施設には多量の放射性物質があるため、潜在的に大きなリスクが存在する。そのため、多重防護の考え方に基づき、「故障やトラブルなどの異常の発生を防止する対策」、「異常の拡大および事故への発展を防止する対策」、「放射性物質の異常な放出

を防止する対策」などの安全防護対策を並行して実施するとともに、設計基準事象を想定して原子炉施設の挙動や周辺環境への影響を評価し、それらの安全防護対策の妥当性を確認している。設計基準事象としては、想定される数多くの異常・事象の進展性を考慮して、公衆に対する影響が最も厳しくなると考えられる少数の代表シーケンスを選定し、保守的な仮定(例えば、最も効果のある事故緩和系に 1 つの故障を仮定、事象発生後短時間は運転員操作に期待しないなど)を用いて評価する。

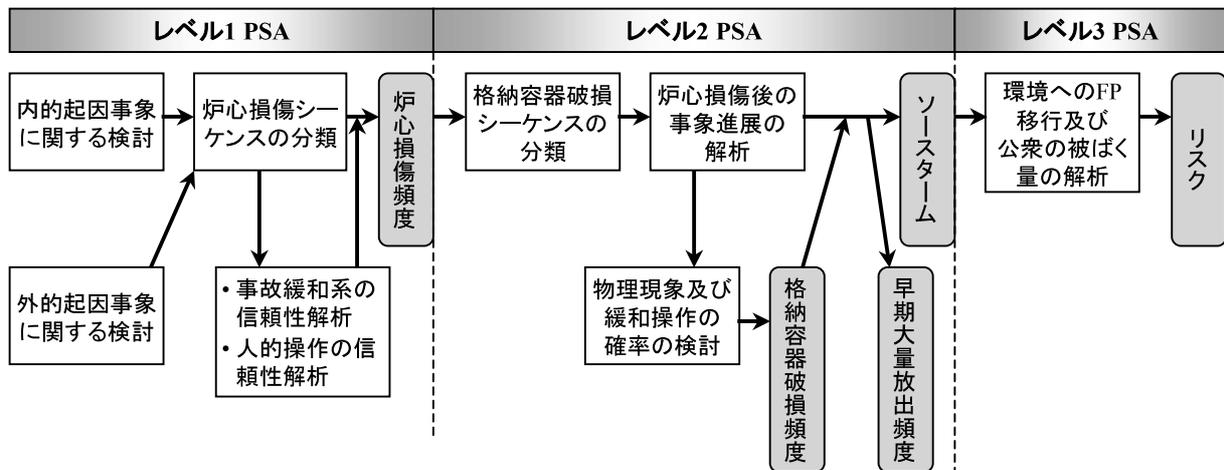
これに対し、PSA は、理論的に考え得るすべての事故シーケンスを対象とし、異常・故障等の起回事象の発生頻度、発生した事象の拡大を防止し影響を緩和する安全機能の喪失確率および事象の進展・影響を定量的に分析・評価することにより、その発生確率や影響の大きさ、あるいは両者の積(リスク)を基に総合的な安全性を評価するものである。特に PSA は、発生確率が極めて小さいが、事象の進展が広範・多岐にわたるシビアアクシデントの発生防止や影響緩和の諸対策の効果を総合的に評価する上で有効である。第 1 表に決定論的安全評価と PSA の特徴を比較して示す。

PSA は、第 1 図に示すように、原子炉施設を構成する系統、機器の信頼性を分析し、炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1 PSA、多量の放射性物質が施設外へ放出される事故の発生頻度とソースターム(放射性物質の種類、化学形、放出量、放出時期など)までを評価するレベル 2 PSA、さらに公衆のリスクまでを評価するレベル 3 PSA の 3 段階に分けられる。

なお、PSA から得られる不確かさは、我々の知識の限界に由来するものと物理現象や機器の性能、人間の能力などに本質的に伴うばらつきに由来するものがあるが、決定論的手法においては一般に保守的な条件を課すことによって処理してきたものである。PSA はプラント挙動の洞察に影響を与える様々な不確かさ要因とその重要性を明らかにし、不確かさを踏まえて意思決定することを可能にする。一般に、一たんリスクが数値で示されると、評価者の意図を超えて正確なリスク値が提示されたと受け止められる危険があるので、リスクを確率分布(平均値、エラーファクタ、分布形)で提示する必要がある。

第1表 原子炉施設の決定論的安全評価と確率論的安全評価の比較

	決定論的安全評価	確率論的安全評価
対象とする事象	発生すると想定される事象のうち、最も厳しいと考えられる少数の代表事象	有意と考えられるすべての事故
事故発生頻度	一義的に生ずると仮定(発生頻度の論議はしない)	発生頻度は確率分布するので、中央値または平均値と不確かさの幅とで評価
事故解析の方法	安全評価指針などで定められたシナリオに沿って、保守的な仮定のもとに解析(例えば、最も効果のある事故緩和系に単一の故障を仮定)	考え得る様々な事故の推移を考慮して、有意なすべての事故(事故シーケンス)に対して現実的な仮定のもとに解析(緩和系の多重故障を想定)
リスク評価	なし、または定性的に評価	定量的に評価
不確かさの扱い	「保守的に設定した事故解析の方法」に従うことにより不確かさの論議を回避	不確かさの伝播を含めて定量評価(現実的評価を試みるため、知見の乏しい分野を扱う際には不確かさが大きくなる)
評価結果の解釈	各事故ごとに個別に解釈	すべての事故シーケンスをもとにして総合的に解釈
適用例	原子炉設置許可申請 添付書類 10	原子炉安全研究(WASH-1400) シビアアクシデントリスク (NUREG-1150)



<得られる主な情報>

- > 起回事象発生頻度
- > 系統・設備及び人的操作の非信頼度
- > 炉心損傷頻度(CDF)
- > 格納容器破損頻度(CFF)
- > 早期大量放出頻度(LERF)
- > ソースターム(放射性物質の種類、化学形態、放出量など)
- > リスク(公衆の個人及び集団に対する健康影響など)
- > 系統又は機器のリスク重要度
- > 解析結果の不確かさ幅とその要因
- > 支配的な炉心損傷シーケンス
- > システムの相対的脆弱点
- > 設計や運転管理の変更による炉心損傷頻度の変化量等

第1図 確率論的安全評価の評価範囲と得られる情報

Ⅲ. リスク情報活用の基本的考え方

安全管理は、対象施設が公衆や従業員の安全および周辺環境の保身に過度のリスクを与えないために

行うものであり、すべての安全管理活動はリスク評価に基づいており、定量的リスク情報の活用は特別な新しい考え方に基づくものではない。

現行の安全管理では、設計、建設および運転の各

段階において、決定論的安全評価の結果を含め、不確かさを考慮して安全余裕をもって定められた規制規則類を満たすならば、安全は十分確保されていると判断する。このような考え方に基づく現行の安全管理は、これまでの原子力安全の実績に照らしても、その有効性は十分確保されていると考えられる。しかしながら、現行の安全規制の科学的合理性を一層高める観点からは、以下のような課題があるといわれている。

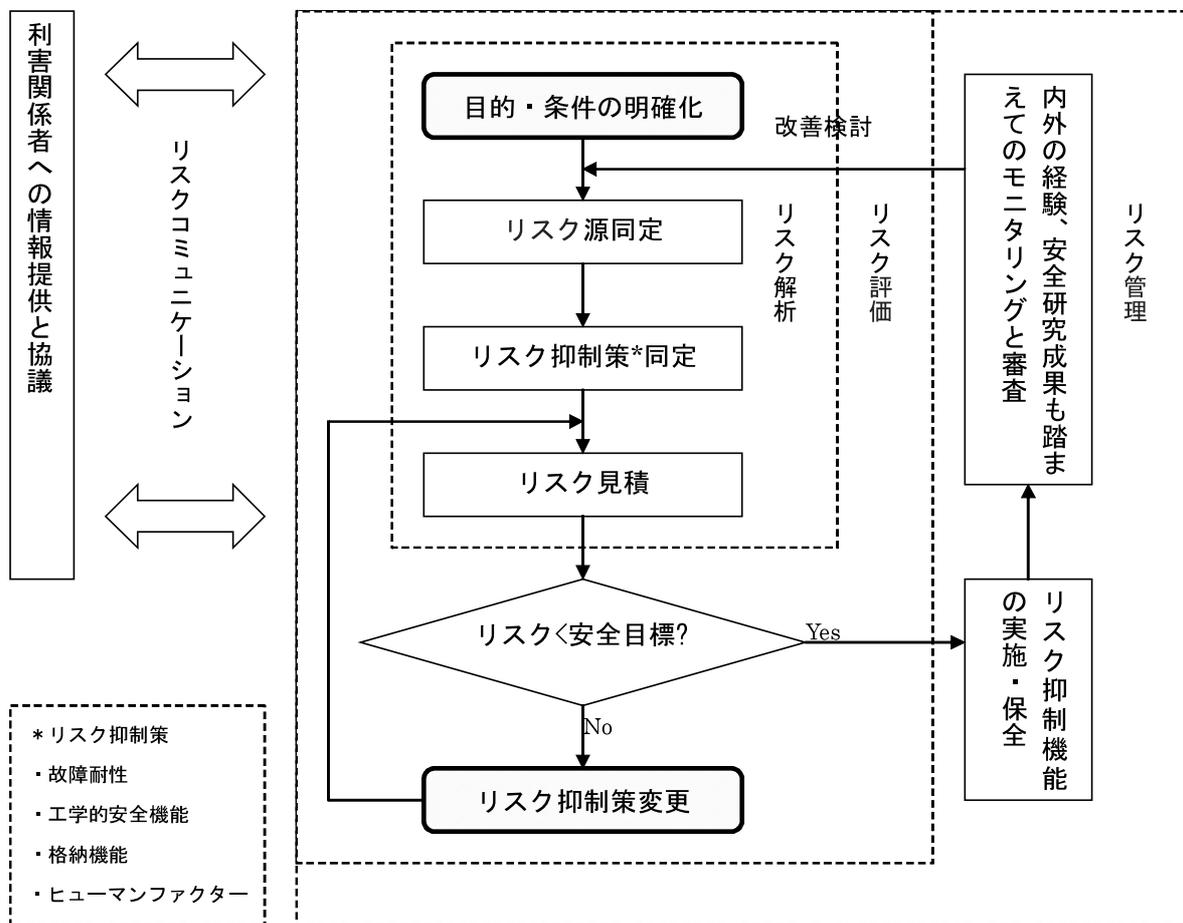
- (1) 公衆の安全が十分高く保たれているとしても、そのレベルは？、残りのリスクはどのぐらい？との国民の疑問に対し説明しにくい。
- (2) 各段階の規制規則で様々な不確かさはどのようにどの程度考慮されているのか、また各段階の安全余裕のバランスが取れているのかを示しにくい。
- (3) 設計や運転に関する代替案が安全上どの程度重要であるかを判断しにくい。

PSA は公衆が原子炉施設から受けるリスクの大きさ、系統・機器等のリスクへの寄与、リスクの不

確実さ要因とその大きさ等の決定論的安全評価では得られない様々な定量的リスク情報を評価するので、これらの課題に答える情報を提供することができる。

すなわち、リスク情報を活用することにより、リスクの理解を一層深めて安全上重要な事項に活動の焦点を絞り、現行の安全管理をリスクに関してより整合性のとれたものにするにより、安全管理上の判断の科学的合理性を高めるとともに、国民への説明責任を果たすことができると期待される。

リスク情報を活用した合理的な安全管理活動の1つの姿を第2図⁶⁾に示すが、PSA手法の一層の成熟化とそれに必要な運転経験等を反映したデータベースの整備および安全目標を踏まえたリスク判断基準の策定が期待される。なお、リスク情報を用いた判断を行う場合、必ずしもリスクの絶対値を判断基準とはせず、リスクの変化量あるいは変化割合を判断基準とすることが多い。これは設備や運転管理の変更においては、常にすべてのリスクを評価するのではなく、変更が影響を与えるリスクを把握すること



第2図 安全管理活動

で良いとするものであり、基本的には現行の深層防護に基づく決定論的規制により、原子炉施設の安全性は十分高いとの判断に基づいている。

Ⅳ. 我が国における取組み

欧米諸国の動向に応じて、1990年代に入り、国、研究機関および産業界は、PSA技術の高度化とそこから得られるリスク情報の活用検討を行い、アクシデントマネージメント整備計画立案とその有効性評価、定期安全レビューにおける総合的な安全評価、保安規定に規定される許容待機除外期間(待機状態にある安全系の1系統が故障した時に修復のために待機しないことが許される期間)の評価等において具体化し、リスク情報活用の経験を蓄積してきている。

このような状況を踏まえて、原子力安全委員会は2000年1月に「当面の施策の基本方針について」⁷⁾において、どこまでのリスクなら許容されるかを示す安全目標の設定が必要であると述べ、9月に安全目標専門部会を設置した。安全目標専門部会は2003年12月に中間取りまとめ⁸⁾を行い、原子力利用活動に対して求めるリスク抑制の程度として、原子力施設周辺の個人リスク(平均急性死亡リスク、平均がん死亡リスクとも 10^{-6} /年・サイト)を提案した。その後、安全目標への適合性を判断するための補助的数値目標であるとともに、原子力発電所における安全確保活動が目標とすべきリスク抑制水準としてのプラント性能目標を、炉心損傷頻度および格納容器破損頻度を用いて設定する検討を進めている。この性能目標は、原子力発電所の設備や運転管理の変更あるいは規制規則の変更の妥当性評価等に有用であり、リスク情報を活用した安全確保活動は、性能目標を踏まえ、これと整合するよう実施する必要がある。また、原子力安全委員会では、安全目標の検討状況等を踏まえ、2003年11月に、安全規制の合理性、整合性、透明性、説明性の向上および安全規制活動の資源の適正配分の観点から、原子力安全規制にリスク情報の活用を導入するための基本的方針⁹⁾を示した。

これを受け、原子力安全・保安院は2003年12月に、原子力安全規制により広範にリスク情報を活用するための基本的アプローチを示し、具体的な検討を開始した。その後、リスク情報活用の位置づけ、考え方、意義等を整理して明確にし、PSA手法や

データの整備状況を踏まえて、リスク情報活用推進の当面の考え方および中長期的取組みを示した基本的考え方¹⁰⁾を2005年5月に取りまとめた。現在、原子力発電所の安全規制におけるリスク情報活用の基本原則を検討中であるが、①現行の規制規則との整合、②深層防護の堅持、③安全余裕の確保、④ALARAの適用、⑤安全目標、性能目標への適合、⑥高いPSA品質、⑦影響を受ける性能の監視等が考えられており、これらは米国が「従来の決定論的な評価と確率論的な評価を統合した意思決定基準を有する規制」と定義している「リスク情報を考慮に入れた性能ベースの規制」と基本的には共通するものである。また、リスク情報を算出するために必要なPSAの品質ガイドラインの作成を進めている。

Ⅴ. 日本原子力学会におけるPSA標準作成

日本原子力学会は1999年9月に標準委員会を設置し、原子炉施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、原子炉施設の設計・建設・運転・廃止に関する規格・指針・手引き等(標準という)を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定している。

標準委員会は、原子力安全委員会がリスク情報を活用した規制導入の方針を示したことを踏まえて、そのための基礎技術であるPSA関連標準の作成を開始した。PSA技術関連標準の作成状況を第2表に示す。

国の指針、基準の性能規定化の方針を踏まえて、国は「規制が達成しようとする目標」、「目標を達成するために施設が求められる機能上の要求」、および「機能要求項目ごとにそれを実現するための定量的な判断基準や満足すべき水準などを定めた性能水準要求」を示すことになるが、それを受けた「性能水準要求への適合性を実証、確認し、あるいは性能水準要求を満足するための具体的な方法や技術的手段(容認可能な実施方法)」については、民間規格(主に学協会規格)が作成されることが期待されている。

したがって、PSA関連標準では、性能水準要求への適合性を論じる手段として必要なPSAの品質上の要件とそれを用いた容認可能な実施手順について規定する。加えて、関係者の理解、判断が共通なものとなるよう要件、手順に解説を付すとともに、個別施設への展開が容易となるように具体的な適用

第2表 PSA 関連標準の作成状況

標準名または原案名	制定(予定)	用途等	現在の状況
①原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順	2002年	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所の停止状態における安全性を総合的に評価するために実施するレベル1 PSA の実施手順を規定 定期安全レビュー(PSR)等における活用 	<ul style="list-style-type: none"> 2002(AESJ-SC-P001:2002) 2002年4月30日発行
②原子力発電所の出力状態を対象とした確率論的安全評価実施基準(レベル1 PSA 編)	2006年	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所の運転状態における安全性を総合的に評価するために実施するレベル1 PSA の品質に対する要件と実施手順を規定 発電所におけるリスク情報を活用した安全確保活動(性能目標との適合性評価, 定期安全レビュー, 検査対象・項目の重点化, 待機除外時間の設定, オンラインメンテナンスの実施, 事故・故障の分析・評価等)に活用 	<ul style="list-style-type: none"> 2006年1月に標準委員会の承認を得て公衆審査中
③原子力発電所の出力状態を対象とした確率論的安全評価実施基準(レベル2 PSA 編)	2006年	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所の運転状態における安全性を総合的に評価するために実施するレベル2 PSA の品質に対する要件と実施手順を規定 発電所におけるリスク情報を活用した安全確保活動(性能目標との整合性評価, アクシデントマネージメント整備, 定期安全レビュー等)に活用 	<ul style="list-style-type: none"> 標準委員会発電炉専門部会にて担当分科会最終案に対する決議投票中
④原子力発電所の出力状態を対象とした確率論的安全評価実施基準(レベル3 PSA 編)	2006年	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所の運転状態における安全性を総合的に評価するために実施するレベル3 PSA の品質に対する要件と実施手順を規定 原子力発電所における安全目標適合性評価等に活用 	<ul style="list-style-type: none"> 担当分科会で原案作成中 2006年前半に発電炉専門部会にて決議投票予定
⑤原子力発電所の地震時を対象とした確率論的安全評価実施基準	2006年	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所の地震時の安全性を総合的に評価するために実施するレベル1 PSA 並びに格納容器破損に至る事故シーケンスを同定する方法の品質に対する要件と実施手順を規定 本標準と上記の内的事象を対象とした標準(レベル2, レベル3 PSA)により地震時における個人リスク(安全目標案)までの評価が可能となるように規定 地震時のリスク低減, 改定耐震設計指针对応(バックチェック等を含む)等における活用 	<ul style="list-style-type: none"> 標準委員会発電炉専門部会にて担当分科会最終案に対する決議投票中
⑥PSA 用信頼性データベースに関する標準	(2006年着手目標)	<ul style="list-style-type: none"> PSA 実施に際して必要な情報の選択の基準, データ算出手法とともに標準的なデータベースを規定 各種用途の PSA における活用 	<ul style="list-style-type: none"> 準備中
⑦リスク情報の活用に関するガイドライン	(2006年着手目標)	<ul style="list-style-type: none"> 各種リスク(炉心損傷頻度ほか)情報を活用するための枠組みとなる許容基準, 既存の安全設計, 安全管理に対する決定論的な規制要求にリスク情報を組み合わせた安全確保の考え方, 意思決定の方法を規定 発電所におけるリスク情報を活用した安全確保活動に活用 	<ul style="list-style-type: none"> 準備中

例を記載する。なお、原子力安全・保安院は、PSA 品質ガイドライン等との整合性を含め技術的妥当性の評価を行った上で、PSA 関連標準を積極的に活用するとの方向性を示しており、PSA 関連標準の安全規制における位置づけを明確にして作成される

ことが期待されている。

本講座は全7回で、次回以降、以下の解説を予定している。

第2回 PSA により得られるリスク情報の活

- 用に関する国内外の事例(他産業におけるリスク情報活用を含む)
- 第3回 重大な炉心損傷までを扱う内的事象レベル1 PSA
- 第4回 起因事象発生頻度, 機器故障率, ヒューマンエラー等のデータベース
- 第5回 格納容器損傷とソースタームまでを扱う内的事象レベル2 PSA
- 第6回 地震を初めとする外的事象起因のレベル1 PSA
- 第7回 公衆の個人ならびに集団リスクを取り扱うレベル3 PSA

—参考文献—

- 1) USNRC, *Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*, WASH-1400, (1975).
- 2) USNRC, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*, NUREG-1150, (1991).
- 3) USNRC, *Proposed Agency-Wide Implementation Plan for Probabilistic Risk Assessment (PRA)*, SECY-94-219, (1994. 8. 19).
- 4) USNRC, *Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement*, 60 FR 42622, (1995. 8. 16).
- 5) USNRC, *An Approach for Using Probabilistic Risk*

Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis, Regulatory Guide 1.174, (1998. 7), 1.174 rev.1, (2002. 11).

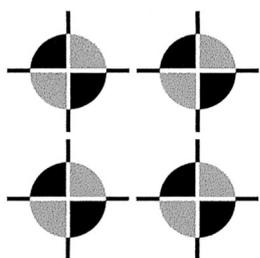
- 6) 近藤駿介, “原子力発電所の安全確保に対するこれからの取り組みについて”, 電気協会報, 平成15年10月号; AS/NZ 4360 The Australian and New Zealand Joint Standard on Risk Management.
- 7) 原子力安全委員会, 原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について, 平成11年1月.
- 8) 原子力安全委員会安全目標専門部会, 安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ, 平成15年12月.
- 9) 原子力安全委員会, リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について, 平成15年11月10日.
- 10) 原子力安全・保安院, 原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方, 平成17年5月31日.

著者紹介

平野光将(ひらの・みつまさ)



(現職)原子力安全基盤機構(JNES)総括参事。
(専門分野/関心分野)原子力施設のシステム安全性、特に確率論的安全評価技術とその原子力施設の安全確保への応用



連載講座 軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門 第2回 リスク情報の活用事例について

東京電力(株) 田南 達也,
(株)テプコシステムズ 宮田 浩一



I. はじめに

本連載講座は、全体を通じて確率論的安全評価(以下、PSA)の技術的手法を読者に理解していただくことに主眼をおいているが、そのためにはまず、この技術に興味を持っていただくことが先決である。そして興味を持っていただくためには、この技術が実際にどのように使われるものなのか、あるいはどのように役に立つのかという、いわば技術が活用される具体的なイメージを持っていただくのが良いであろう。こうした観点から、今回は原子力発電所の設計や運転管理の実態において、PSAの技術がこれまでどのように使われてきたか、あるいは今後どのように活用され得る技術であるか、国内外の具体的な事例を中心に紹介する。

II. 我が国における活用事例

1. 決定論の枠組みでの事例

我が国で商業用原子力発電所を建設し運転するための法的な手続きの中に、原子炉設置(変更)許可や保安規定の認可がある。これらの申請における様々な技術的なベースや安全評価は、おおむね決定論的安全評価と呼ばれるもので、主題の確率論的安全評価と対極をなすものとして説明されることが多い。

ただし、これらの決定論の枠組みの中でも、従来より一部に確率論的評価あるいは確率論的考え方が採用されてきている。以下にその事例を紹介する。

(1) 航空機落下

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の「指針3. 外部人為事象に対する設計上の考

An Introductory Course of the Probabilistic Safety Assessment (PSA) for LWR—(2) Application of PSA Technology to Plant Management: Tatsuya TAMINAMI, Koichi MIYATA.

(2006年 2月22日 受理)

慮」の中で、航空機の落下がそのハザードのひとつとして規定されている。原子力安全・保安院の「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準」において、原子炉施設に航空機が落下する確率の評価手法と設計上の防護対策要否の判断基準(10^{-7} 回/炉・年)を示している。

(2) 耐震設計

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下、耐震指針)では、施設・設備の安全上の特性に応じクラス分けし、当該施設・設備の有する機能に照らして考慮する設計用の荷重と地震荷重との組合せを規定している。耐震指針の解説「IV. 地震と他の荷重との組合せと許容限界について」では、事故の発生が極めてまれで、かつその事故事象が極めて短期に終結するものであれば、地震力と組み合わせて考慮する必要はないとしている。JEAG 4601-補-1984では、LOCA(原子炉冷却材喪失事故)発生後1年間で設計用最強地震が発生する頻度は 10^{-6} ~ 10^{-8} /炉・年であることから、非常用炉心冷却系や原子炉格納容器冷却系の耐震クラスをAクラスと分類し、設計用最強地震との加重の組合せを考慮することとしている。

(3) 安全限界最小限界出力比(SLMCPR)

炉心燃料は、通常運転時には核沸騰で効率よく冷却されているが、何らかの異常で膜沸騰状態となり熱伝達が著しく悪化することがある(沸騰遷移という)。「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」では、過渡状態における沸騰遷移を抑制する基準としてGETAB(GE Thermal Analysis Basis)の考え方を取り入れ、炉心全燃料棒数の99.9%以上が沸騰遷移を生じないことに対する基準(SLMCPR: Safety Limit Minimum Critical Power Ratio)を設定している。

(4) 気象条件発生頻度

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」

の「VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法」では、想定事故時の放射性物質の濃度を求めるための放出放射性物質の量(ベクレル)に対する相対濃度(χ/Q)の計算方法を規定している。評価対象地点の1年間にわたる1時間ごとの気象データから算出される χ/Q を小さい方から累積し、97%の出現確率に対応する χ/Q を採用するというものである。これは、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くための方法である。

(5) 保安規定維持基準

原子力発電所の保安規定には、重要な安全設備が何らかの理由で待機除外状態になった場合の許容待機除外時間(AOT: Allowable Outage Time)を規定している。ECCS(非常用炉心冷却系)は、複数の系統(BWR5であれば、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、低圧注水系×3)で構成され、非常用炉心冷却の機能の観点から、これらの組合せの信頼性を評価し、AOTの技術ベースのひとつとしていた。なお、JCO事故後に保安規定が大幅に改訂され、その際にはPSA手法を用い、炉心損傷の観点からAOTの妥当性を評価している。

以上の例は、確率論的考え方が決定論の枠組みに取り込まれている事例であるが、原子力発電所のリスクの一要因を評価しているに留まっていることから、これらを活用して科学的合理的な運転管理を行っていくことには、やや技術的困難さがあるといわざるを得ない。

2. PSAの活用

このように、従来より原子力プラントの設計や評

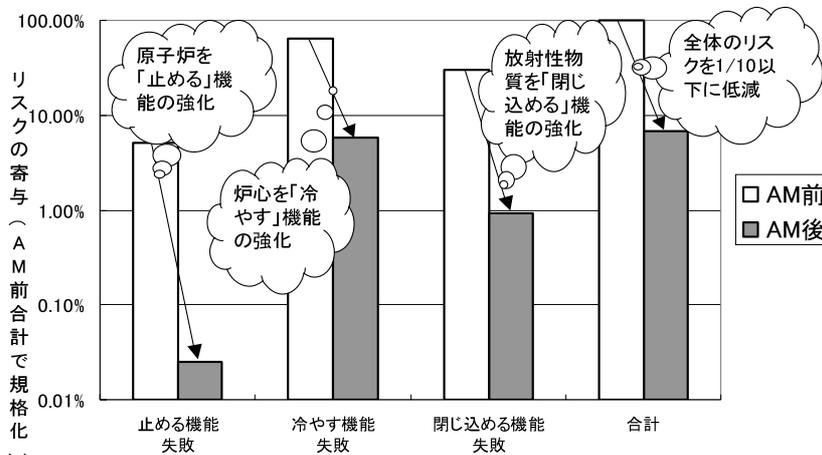
価に際しては一部にリスクの概念が用いられてきたが、PSAの技術はさらに明示的に、かつ定量的、系統的にプラント全体のリスクを評価することができるツールであることに大きな特徴、メリットがある。技術自体の紹介は次回以降に譲るが、一言でいえば、PSAによれば原子力プラントのリスク上の特徴、つまりどのようなシナリオでリスクが顕在化するか、その際、どのシステムが重要な役割を果たすか、どこに弱点があるか、を知ることができる。これはすなわち、プラントのリスクを下げるにはどのような対策が有効か、という情報を得ることができるということでもある。

(1) PSAの活用事例1: アクシデントマネジメント

我が国ではこうしたPSAのメリットに注目して、アクシデントマネジメント(AM)と呼ばれる取組みにおいてPSAを活用した実績がある。1994年頃までに電気事業者は、国内のすべてのプラントを対象にPSAを実施し、リスクの観点からのプラントの特徴、いわば各プラントのリスクプロファイルを把握した。この結果を参考にして、リスクをバランスよく下げるための効果的な対策(これをAM策と呼ぶ)を立案、実施したのである。これらの対策の整備は2002年にはすべて終了し、再度PSAを実施することによって、実際に原子炉の安全性が大幅に向上したことが確認された(第1図)。

(2) PSAの活用事例2: プラント運転、停止中のリスクマネジメント

一方、運転管理におけるPSAの活用として、従来、経験や決定論的な考えに立脚して定められてい



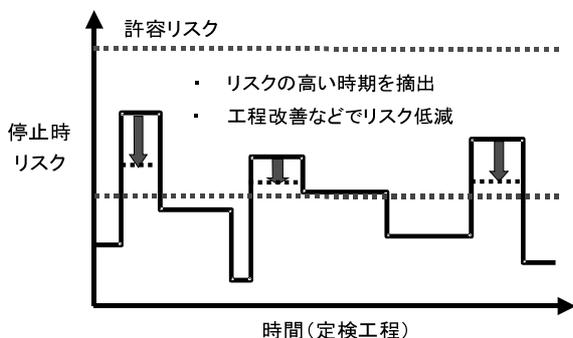
第1図 PSA評価結果とAM有効性評価例

た運転保守管理の取決めを、PSA によって得られる定量的なリスクに基づいてより科学的、合理的に見直そうという検討も進められている。

例えば、定期検査の工程を決める際、事前に PSA を用いたリスク評価を行い、その結果、リスクが突出するような期間があることがわかれば、定期検査の工程を若干変更するなど適切な調整を行うことによって、リスクが高い期間をなくしたり、高いリスクを低減したりすることが可能である(第2図)。さらにリスク評価によって工程変更の妥当性を確認したり、リスクが比較的高い期間には相応の準備や体制を整える等、日々の定検作業に密着した合理的な管理も可能になる。こうした方法は CRMP (Configuration Risk Management Program) と呼ばれ、PSA の有効な活用方法の一つである。

(3) PSA の活用事例 3 : 発生した事象の重要度評価

運転保守管理における PSA のもうひとつの活用例として、事象の重要度評価を挙げることができる。これは、発電所で発生した事象のリスク上の影響(重要度)を PSA を用いて定量的に評価し、その



第2図 リスクを用いた工程管理のイメージ

結果を合理的な対策の検討に役立てようとするものである。最近の ECCS ストレナー閉塞問題(吸込み口の金網にゴミが詰まる懸念)の検討に際して、PSA を用いて当該事象の安全上の重要度を示した事例等がこの好例であろう。こうした取組みは、事業者の運転保守管理の高度化に役立つことに加え、一般にはわかりにくい原子力プラントにおける事象をリスクという「物差し」で定量的に示すことで理解促進に役立つという効果も期待できるものである(第3図)。

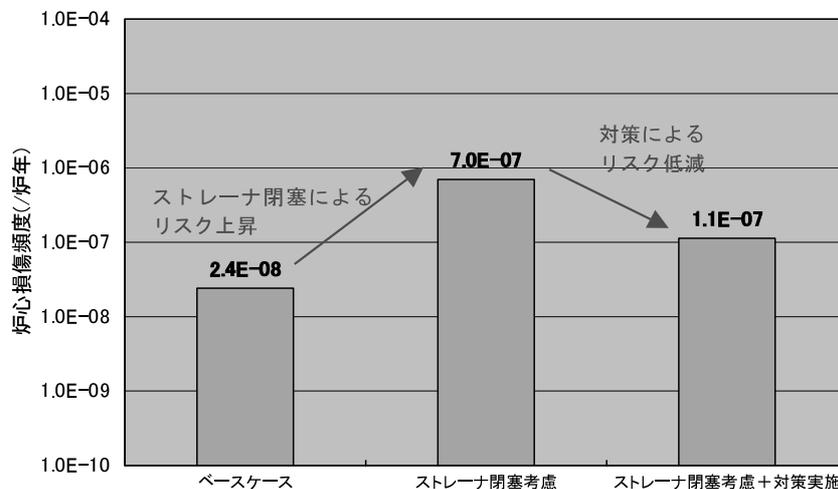
(4) PSA の活用事例 4 : スクラム頻度評価

レベル1 PSA の評価指標である炉心損傷頻度は、周辺公衆に影響を及ぼす可能性を示す指標であるが、その数値は通常の感覚では知覚不能なほど小さな数値となる(内部事象であれば年当たり100万分の1以下)。一方、炉心損傷の発端となり得る原子炉の停止は、例えば、原子炉スクラムであれば年に0.1~0.2回程度と、認識するのが可能なレベルである。このような観点から、安全の指標として、また、発電停止リスクの指標として、炉心損傷には至らないが原子炉が停止する頻度等を評価する、いわゆるレベル0 PSA が実用化されつつある¹⁾。この手法では、炉心損傷頻度を評価するレベル1 PSA で対象としない常用系の機器をモデル化することになり、安全系以外の設備の重要度を評価することができることから、今後 PSA の対象と応用範囲の拡大につながるものと考えられる。

Ⅲ. 米国における活用事例

1. これまでの取組み

米国ではスリーマイルアイランドの事故以降、リ



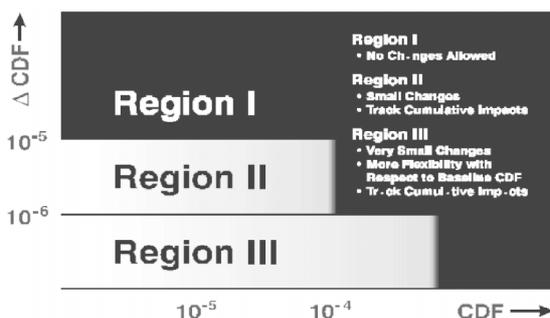
第3図 ECCS ストレナー閉塞事象の影響評価例

スク情報活用に向けた取組みが積極的に行われてきたことは前回紹介された通りである。ここではこれらの中で、リスク情報の具体的な活用という観点で特に重要なものを紹介する。

米国においてPSAやその活用に関する議論や実績が重ねられていたころ、1996年にパフォーマンスベースの保守規則(メンテナンスルール)が新たに発効した。この規則は、原子炉施設の安全に関連する設備の状態を監視することや設備と安全機能の関連を定義することを求める等、原子炉安全に対する発電所現場の意識を高めるものであり、結果として、その後の発電所の成績の大幅な向上に寄与したものと考えられている。さらに、規則発効後の改定において、保守の実施前に当該保守に伴うリスクの増加を査定し、これを管理する要求が追加された(いわゆる(a)4)項の追加)。この規則の追加によって、米国の原子力発電所でリスクモニタが本格的に導入され²⁾、PSAの活用分野のひとつとなった。

このほか、米国におけるリスク情報活用の進捗において大きな役割を果たしたのは、原子力規制委員会(NRC)が1998年に発行したリスク活用に関する5つの規制ガイドラインである。このうち、包括ガイドとも呼ぶべきRegulatory Guide 1.174「個別プラント許認可ベースの変更をリスク情報に基づき判断する場合の確率論的安全評価の使用」³⁾では、許認可ベースの変更プロセスと5つの原則(規制への適合、深層防護維持、安全裕度維持、リスク増加抑制、監視)を示している。このうち、リスク増加抑制に関しては、電力研究所(EPRI)と類似した基準が示されており、基準となる現状の炉心損傷頻度(CDF)を横軸にし、何らかの変更に伴う増分の炉心損傷頻度(Δ CDF)に応じ、その変更の可否を判断するものとなっている(第4図)。

残りの4つの個別ガイドラインにおいて使用されているリスク指標は、リスク重要度と累積リスクと



第4図 NRCの炉心損傷頻度増分の許容基準

なっている。リスク重要度の活用は、機器ごとに評価される定量的重要度指標を用いて当該活動の軽重を変えるもので、安全上重要であるものは手厚く、重要性の低いものは軽減した活動をとるというようにメリハリをつけることで、各種のリソースの適正分配を目指すものである。また、累積リスクは、機器の待機状態など、あるプラントの状態を継続することに対して時間的な制限を設けるというものである。これらのうち、最も活用が盛んであるのは、テックスペックの変更と供用期間中検査であり、以下に具体的な事例を紹介する。

(1) テックスペックの変更

わが国の保安規定に相当するテックスペックに関し、Browns Ferry-2/3(BWR)において、非常用ディーゼル発電機のAOTが7日間であり、機械系の点検と電気系の点検を同時に実施するのに不足することから、これを14日間に延長する申請を提出した。条件付増分炉心損傷確率(ICCDP: Incremental Conditional Core Damage Probability)は、Regulatory Guide 1.177の基準値(5×10^{-7})を下回り、また、補償措置として、リスクが増大するようなメンテナンス活動を同時に実施しないよう監視し、悪天候では非常用ディーゼル発電機のオンラインメンテナンスを実施しないといった管理措置もとることとし、NRCの認可を取得した。

(2) リスク情報を活用した供用期間中検査(RI-ISI: Risk Informed In Service Inspection)

Surry-1(WH-PWR)において、供用期間中検査をリスク情報を活用して見直す申請を提出した。515ヶ所の配管セグメントの破損頻度とその影響をモデル化し、安全上の重要度を算出、専門化パネルにより、108セグメントを安全重要度高、残りを安全重要度低と分類し、検査部位数や検査方法の変更が検討された。この変更の結果、ASME Section XIの検査プログラムに比べて炉心損傷頻度等のリスクの低減と被ばくの低減が可能であり、NRCはこの変更を認めている。RI-ISIの導入は、リスクと被ばくが同時に低減できる活動であるが、このようなことが可能になるのは、従来のASME Section XIの検査プログラムが、定量化されたリスクとの関連で規定されたものではなく、リスク情報の活用により、リスクに効く部分に検査の資源を集中させられるからである。

2. 最近の新たな取組み

以上のように、リスク情報活用に関して、米国は世界でも先駆的な役割を果たしてきたといえるが、その後もさらに進んだ取組みを行っている。以下にその事例を紹介する。

(1) リスク重要度分類(10 CFR 50.69)

NRCは2004年に、従来の安全系/常用系の区別による規制にリスク情報を加味し、多くの規制要件に横断的に関連する新たな規則(10 CFR 50.69)を公表した。この規則は、原子力発電所の設備をリスク重要度に応じてクラス分けをし(第5図)⁴⁾、それぞれのクラスで規制上の取扱いの軽重をつけるというものである。例えば、RISC-1はリスク重要度の高い安全系であり、従来どおりの厳しい規制を受けるが、RISC-3は安全系ではあるがリスク重要度の低いものであり、規制が緩和され(例えば供用期間中試験が免除)、一方、RISC-2は非安全系ではあるもののリスク重要度が高く、従来より厳しい規制(性能の監視)が課されることになる。なお、リスク重要度分類の具体的方法などについては、民間規格が準備されている⁵⁾。

(2) 10 CFR 50改訂(ECCS性能要件検討等)

NRCでは、リスク情報を活用して従来の規則を改訂する施策をとっており、すでに、可燃性ガス制御要件が見直され、我が国BWRのように不活性化された格納容器では、不活性化は維持すべきであるものの可燃性ガス濃度制御系が不要となるといった改訂がなされている。さらには、ECCSに対する要件の改訂が検討され、つい先日、規則案が公表されたところである。規則改定案は、大破断LOCAの定義を破損頻度 10^{-5} /年相当の配管破断とし、これより大きな規模の破断は設計基準を超えるLOCAと位置づけ、被覆管最高温度の基準の不適用、外部

電源に対するクレジットを許容、単一故障基準の不適用といった規制内容になっている。

(3) リスク管理テックスペック

先に記したメンテナンスルールにより、リスクモニタが導入されており、メンテナンス活動をリスク管理しながら遂行していく上での良いインフラであると捉え、South Texas Projectはリスク管理テックスペックのひとつとしてNRCに対してパイロットプログラム申請している。具体的な内容は、炉心損傷確率の増分(ICDP)が 10^{-6} を超えた場合は、リスク管理を行い、必要に応じて補償措置を講じ、ICDPが 10^{-5} を超えた場合は、リスクを低減する運転モードに移行するというものである。

以上の米国の事例は先進的なもので、我が国で取り組むにはある程度時間がかかると思われるが、原子力発電所の安全確保のひとつの方向性として注目すべき動きであろう。

IV. 他産業における活用事例

原子力以外の産業でも、リスク情報の活用が盛んになってきている。化学プラントや航空機、鉄道等の運輸、ガス事業といった様々な領域で活用が進められている。

その中から、2例を紹介する。

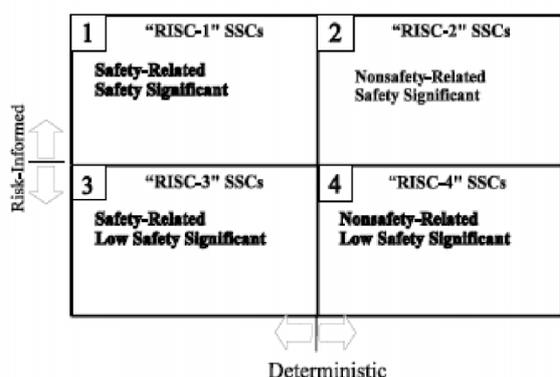
1. ベンゼン濃度環境基準

ベンゼン等の発がん性物質に関し、日本の行政で始めてリスク概念に基づき、化学物質の環境基準が定められた⁶⁾。具体的には、しきい値のない有害大気汚染物質に関し、環境基準の設定等に当たってのリスクレベルとして生涯リスクレベル 10^{-5} を目標としたものであり、この目標のもとに、ベンゼンの環境基準を1年平均値で 0.003 mg/m^3 以下としている。

2. 自動車の安全対策

自動車事故による死者は大変多く、事故の発生を防止するだけでなく、事故の影響を軽減することも含めた対策が検討されてきている。平成11年旧運輸省の運輸技術審議会より、車両の安全対策により2010年には年間死者を1,200人低減する等の目標が答申され、対策の検討、評価が実施されている。

「事故の分析なくして対策なし」の考え方のもとに、(財)交通事故総合分析センターで事故情報を取



第5図 リスク重要度分類

集・分析し、事故の実態を踏まえて、取り組むべき重点分野を抽出し、事前評価を実施して対策を検討している。

以上のような施策が功を奏してか、1995年までは年間1万人の死亡者数であったが、年々減少し、2005年には6,871人になっている⁷⁾。

V. まとめ

以上のように、PSAは原子力プラントの設計から運転保守管理まで広範な分野において有効に活用でき、規制側、事業者側の双方にとってメリットの大きい優れた技術である。現在では、わが国における活用分野や事例はまだ限定されてはいるが、今回紹介したような具体的な活用事例や取組みの積み重ねによって近い将来、より合理的に、より高い安全性を達成できる優れたツールとして、PSAがさらに積極的に活用されるようになることを大いに期待したい。また、現状PSA技術はともすれば、いわゆる「安全屋」のツールとして認識され、必ずしも現場の運転管理のツールとしての認識が薄い感があるところ、本稿によって、実際には運転管理、保守管理といった実務に役立つツールである、ということをご理解いただき、次回以降のPSAの技術的な紹介についても興味を持って読んでいただければ幸いである。

—参考文献—

- 1) 東電ソフトウェア, 他, “BWRプラントのスクラムFT作成とその妥当性評価”, 原子力学会「2000春の年会」要旨集, 発表No. N 19(2000).

- 2) *Survey on the Use of Configuration Risk and Safety Management Tools at Nuclear Power Plants*, TR-102975, EPRI, (1998).
- 3) *An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis*, Regulatory Guide 1.174, rev. 1, USNRC, (2002).
- 4) *Guidelines for Categorizing Structures, Systems, and Components in Nuclear Power Plants According to Their Safety Significance*, Regulatory Guide 1.201 (for trial use), USNRC, (2006).
- 5) *10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline*, NEI 00-04, rev. 0, (2005).
- 6) 中央環境審議会第2次答申, (1996.10.18)
- 7) 交通事故統計(2005年12月末), 警察庁交通局交通企画課. 2005

著者紹介

田南達也(たみなみ・たつや)

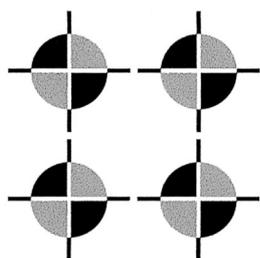


東京電力(株)原子力技術・品質安全部原子炉安全グループ
(専門分野/関心分野)原子炉の安全設計/評価, 確率論的安全評価, 安全文化

宮田浩一(みやた・こういち)



(株)テプコシステムズ原子力エンジニアリング部
(専門分野/関心分野)原子力安全, 確率論的安全評価/教育



連載講座 軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門 第3回 内の事象レベル 1 PSA

日本原子力研究開発機構 村松 健

I. はじめに

本稿では、確率論的安全評価(PSA)の第3回として、原子力発電施設の出力運転時において、施設内の原因で発生する事象(内の事象)に関するレベル 1 PSA について述べる。本連載講座の第1回¹⁾に説明されたように、レベル 1 PSA では、炉心損傷に至る事故のシナリオを同定し、その発生頻度を評価する。その結果から、炉心損傷頻度への寄与の観点から重要な事故シナリオ、機器故障、人的過誤などを明らかにすることができる。また第2回²⁾に示された例のように、レベル 1 PSA の技術は、様々な安全管理・安全規制の分野で応用されつつある。以下では、その手法について基本的な考え方に重点を置いて解説する。手法の詳細や具体的な実施例および停止時の PSA については、末尾に参考文献を示す。

II. レベル 1 PSA の手順の概要

1. レベル 1 PSA の枠組み

PSA は、その解析の範囲や対象とする事象、対象とする運転状態などで分類されているが、以下では、出力運転時の内の事象のレベル 1 PSA について扱うので、PSA とは、特に断らない限り、そのような PSA を指すものとする。

炉心損傷事故の発生頻度や影響を評価するには、まず発生しうる炉心損傷事故のシナリオを明確にする必要がある。軽水炉は極めて複雑なシステムであるため、シナリオを洗い出し、分類する体系的な手法が必要である。その手法として、世界初の PSA である WASH-1400³⁾では、炉心損傷事故のシナリ

オを、起回事象とその炉心損傷への進展を防止するための緩和設備や運転操作の成功・失敗の組合せ(事故シーケンスと呼ぶ)として定義し、この考え方で分類した結果をイベントツリー(ET)として表現する方法が用いられた。ここで起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷および格納容器損傷に波及する可能性のある事象である。ET では、起回事象を起点として、安全設備や運転操作の成功/失敗で分岐させることにより、各経路が事故シーケンスを表すことになる。各事故シーケンスに対して、炉心損傷または安全停止という最終状態が決められる。

炉心損傷に至る事故シーケンス(炉心損傷事故シーケンス)の発生頻度は、起回事象の発生頻度と ET の分岐確率(成功/失敗の確率)の積として計算される。また、その分岐確率は緩和設備等の失敗に至るシナリオを、フォールトツリー(FT)解析などの手法により機器故障や人間の過誤のレベルまで分解し、機器の故障率に関する統計データや人間信頼性解析(HRA)により推定する人的過誤の発生確率から評価する。

このようにして、事故のシナリオを起回事象、ET、FT 等を組み合わせて表現し、発生頻度を評価する枠組みは今も変わっていない。この枠組みを第1図にまとめる。

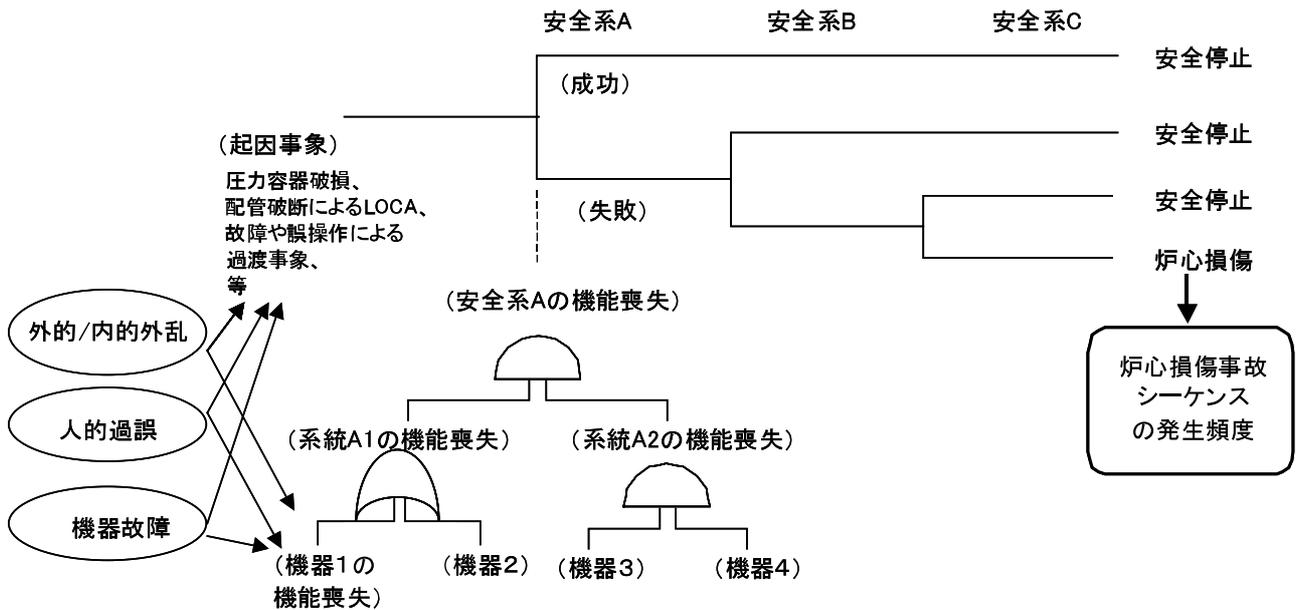
2. PSA の作業の流れ

上述の枠組みに沿った PSA の作業を第2図に示す。なお、このような流れの説明図は文献4~6)等にもあり、区別の仕方が異なる部分もあるが、基本的には同じ内容を含んでいる。

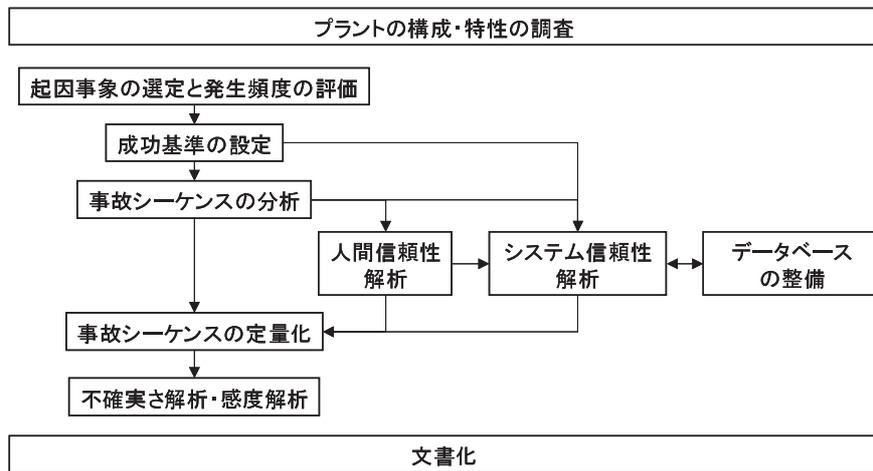
各作業の目的は以下の通りである。(1)プラントの構成・特性の調査では、PSA で必要なプラントの設計や運転手順の情報を集め、整理する。(2)起回事象の同定と発生頻度の評価では、設計情報と運転経

An Introductory Course of the Probabilistic Safety Assessment (PSA) for LWR—(3) Level 1 PSA for Internal Events : Ken MURAMATSU.

(2006年 5月22日 受理)



第1図 レベル1 PSA の枠組み



(注)プラントの構成・特性の調査は全ての作業に情報を与え、文書化は全ての作業の方法と結果を記述するので線を省略した。

第2図 レベル1 PSA の作業の流れ

験情報を基に発生しうる起因事象を洗い出し、運転経験のデータベース等を基に発生頻度を評価する。(3)成功基準の設定では、起因事象ごとに、安全な停止状態に移行させるために必要な設備や操作を、設備の系統数なども含めて明確にする。このような各安全機能の達成に必要な条件を成功基準と呼ぶ。(4)事故シーケンスの分析では、起因事象を出発点として、成功基準や運転手順書などの情報を基に事故の進展を予測し、進展に影響を与える設備や操作の成功・失敗を分岐点として、ETを作成する。ETの分岐点での条件をヘディングという。(5)システム信頼性解析では、ETの分岐点となる設備等について、失敗の原因となりうる事象を分析し、運転経験等のデータベースから得られる機器故障率等のパラ

メータを用いて、システムとしての失敗確率(非信頼度)を評価する。(6)データベースの整備では、運転経験から得られる故障やトラブル、スクラム事象などのデータをデータベースとして蓄積するとともに、それらを基にPSAで用いる起因事象発生頻度、機器故障率等のパラメータを導出する。(7)人間信頼性解析では、安全機能に係わる運転や保守の作業を分析して考慮すべき人的過誤を同定するとともに、その発生確率を評価する。(8)事故シーケンスの定量化では、起因事象の発生頻度およびシステム信頼性解析やHRA等の結果をETの分岐確率に代入することによって、各炉心損傷事故シーケンスの発生頻度とその合計としての炉心損傷頻度(CDF)を評価する。また、CDFへの寄与因子を分析する。

(9)不確実さ解析・感度解析では、PSA で用いたモデルやデータに伴う不確実さの要因とその大きさを検討し、それに基づいて、PSA の結果として得られる CDF や事故シーケンス発生頻度、寄与因子の情報などに伴う不確実さを定量的に評価するとともにその支配因子の分析を行う。(10)文書化では、PSA のレビュー・利用・更新・品質保証活動などに用いるために、PSA で用いた手順、モデル、データ、評価結果などを報告書等にまとめる。

Ⅲ. レベル1 PSA の作業

上述の各作業の内容を説明する。ただし(6)データベースの整備は、本講座の第4回で扱われるので、含めていない。

1. プラントの構成・特性の調査

PSA で必要となる安全設備の構成、それらの従属関係、運転手順、試験・検査の方法などの詳細を理解するため、プラントの構成・特性の調査を行う。具体的には、設置許可申請書、工事計画認可申請書、機器配置図、配管計装線図、通常時および事故時に関する運転要領書、試験・検査に関する要領書などを収集し、整理する。また、これらの情報の補完・確認を目的に現地調査(プラントウオークダウン)やプラント関係者へのインタビューを行う場合もある。

2. 起回事象の選定と発生頻度の評価

(1) 起回事象の洗い出し

有意なリスク寄与をもつ起回事象を漏れ落ちなく洗い出すことが重要であり、幾つかの方法が組み合わせて用いられる。基本的なものとして、故障モード影響解析(FMEA)法、マスターロジックダイヤグラム(MLD)法、運転経験データに基づく方法などがある。FMEA では、帰納的(ボトムアップ的)なアプローチをとり、1次冷却系の配管、再循環ポンプなど、プラントの構成要素に順次注目し、故障した場合の影響を検討し、他の故障との重畳により炉心損傷事故に発展しうるものを起回事象とする。MLD では、演繹的(トップダウン的)なアプローチをとり、例えば炉心損傷を頂点とし、それに至る経路を、冷却の低下と熱出力の過大増加(反応度事故等)に分け、さらに前者は、冷却材の喪失(LOCA)と1次冷却系に対する除熱機能の喪失に分ける、と

いった論法で系統的に細分化していく。FMEA と MLD は相互に補完、確認するように用いることができる。一方、運転経験からプラント停止の原因になった事象を抽出し、分類するという手法も用いられている。新型炉の設計など、運転経験のみに頼れない場合は FMEA や MLD などの系統的な分析が必要となる。軽水炉では、既存の PSA での起回事象分類を主に用い、それを上述の方法で補完することも多い。

(2) 起回事象のスクリーニングとグループ化

起回事象となりうる機器故障や人的過誤は無数にあるので、以後の事故シーケンスの分析を効率的に進めるため、起回事象のうち、有意でないものの削除や起回事象のグループ化を行う。

まず、同定された起回事象について、施設への影響や発生頻度についてさらに分析を加え、CDF や公衆へのリスクの観点から、無視できる事象は削除する。PSA のプロセスでは、様々な寄与因子について最終的な評価結果への寄与が小さいと判断できるものを除外し、詳細な評価を行う対象を絞っていくことが多く、これをスクリーニングと呼んでいる。例えば、制御棒駆動系故障等による反応度事故については、関与する制御棒が単数であれば影響は小さく、複数の制御棒が同時に関与する事象は確率が極めて低いといった考察から、通常はスクリーニングされている。

起回事象のグループ化は、ET の形状やその分岐確率の評価結果が同じになる事象をまとめる必要があるため、事故進展の類似性や成功基準の類似性に基づいて行う。

(3) 起回事象発生頻度の評価

起回事象発生頻度や機器故障率などのパラメータの評価については、本講座の第4回で扱う予定であるが基本的な事項のみ参考として述べる。

起回事象発生頻度は、類似施設の運転経験データから定めるのが望ましい。しかし、第1表に示すように、発生頻度が低く、発生事例がないか、または極めて少ない起回事象については、専門家判断や FT による評価、確率論的破壊力学(PFM)による評価などが用いられる。また、第1表の例も限定的なものではなく、異常な過渡事象(PSA ではトランジェントと呼んでいる)のうち、緩和系の失敗を伴うような特殊な過渡事象や配管の部位ごとの LOCA の発生頻度が必要な場合は FT や専門家判

第1表 起因事象発生頻度のオーダーと代表的評価法

起因事象のタイプ	起因事象の例	発生頻度のオーダー (1/(炉・年))	評価手法
各種のトラン ジェット	外部電源喪失	~0.1	国内の運転経験データ から評価
	給水喪失	~0.1	
	タービントリップ	~0.1	
配管破断に よる LOCA	小 LOCA	~0.001	国内および米国の運転 経験から評価
	中 LOCA	~0.0003	小 LOCA の頻度から 工学的判断により評価
	大 LOCA	~0.0001	
ECCS の容量を 超える LOCA	圧力容器破損	<0.000001	必要な場合は、確率論 的破壊力学手法などに より評価
格納容器をバイ パスする LOCA	低圧注水系の隔離 弁故障の重畳によ るインターフェー ス LOCA	~0.00000001	弁の多重故障の発生頻 度を FT により評価

断等も用いる。目的に応じて、利用可能な運転経験データや PFM などの理論的な評価手法を合理的に選択するとともに、その手法に伴う不確実さを適切に考慮することが重要である。

3. 成功基準の設定

起因事象ごとに、必要な安全機能とその達成に必要な設備の種類・数などの成功基準を同定する。安全設備は、もともと設計段階で様々な事故を想定し、単一故障の想定などの設計基準を満足するように設計されているので、その情報が利用できる。例えば、冷却材喪失事故に対する非常用炉心冷却系については、破断口径に応じて設備の組合せが整理され、事故時手順にも反映されている。ただし、本講座第1回でも述べたように、設計に対する評価は保守的モデルによる決定論的安全評価手法で行われるが、PSA では出来る限り現実的な評価とするのが原則であり、決定論的評価では期待しない設備を考慮する。例えば、PSA では、給復水系を崩壊熱除去手段として考慮する。また保守的モデルに基づく安全評価用コードに替えて最適評価コードで評価すれば炉心損傷防止が確認できる場合には、成功と見なせる。

成功基準の設定では、このほかに、安全確保のために安全設備が作動し続ける必要のある時間(使用時間)の評価も行う。

4. 事故シーケンスの分析

起因事象ごとに ET を作成する。その目的は2つあり、第1には、炉心損傷事故のシナリオを緩和設備等の成功・失敗の組合せとして分類することであり、第2には、事故進展の道筋を視覚的に表現することである。特に、後者は、レベル1 PSA の結果をレベル2、3の PSA に用いる際に、事故時のプラント挙動を解析するコードに対して重要な境界条件を与えることになる。

ET 作成の基本的な手順は、以下のようになる。
 (1)各起因事象発生時に必要となる設備を列挙する。
 (2)各設備を作動する順に並べ、これをヘディングとする。
 (3)ヘディングとした設備の状況(作動の成功/失敗)による影響を考慮しつつ事故の進展を推定し、炉心損傷に至る経路(炉心損傷事故シーケンス)を同定する。このうち、(3)では、原子炉停止、炉心水位維持といった基本的な安全機能が満足できなければ炉心損傷に至るわけであるが、その条件として前述の成功基準を参照する。

なお、実用上は、ET の規模から、小 ET/大 FT 法および大 ET/小 FT 法の2種の方法が用いられている。前者は、安全機能またはフロントライン系(原子炉スクラム系、低圧注水系、高圧注水系といった安全機能を直接に果たすシステム)の成否をヘディングとし、後者は、サポート系(交流電源系、補機冷却系といった補助的機能を持つシステム)を含めてすべての系統を個別にヘディングとする方法

である。数学的には等価なものを作成することができるが、前者はETがコンパクトで事故シーケンスの全体像を理解しやすく、後者はETは大きいが定量化のための計算コードへの負荷は小さいといった長短があり、現在も両方が用いられている。

また、ヘディングの順番は時間的進行の順に加えて、システム間の依存関係を考慮して、故障した場合に多数のシステムの不作動に繋がるサポート系は前に出すことにより、後の分岐を減らし、ETを簡潔にする工夫がなされる。

5. システム信頼性解析

(1) システムのモデル化

ETのヘディングとなる設備(システム)の作動失敗の確率は、システム信頼性解析により評価する。その方法としては、FT解析、ブロックダイアグラム法、GO手法、GO-FLOW手法などがある^{4,7)}が、原子力発電所のPSAでは、FT解析が中心的に使われている。

FT解析の基本的な手順は、以下の通りである。(1)対象システムと他のシステムの境界およびシステムの成功・失敗の条件を明確にする。(2)システムの失敗をツリーの起点(頂上事象)として、その原因を洗い出し、ツリーの下層に順次書き並べていき、通

常は機器の故障や人間の操作失敗のレベルまで分解する。FTの構成要素のうち、それ以上分解しない事象を基事象という。

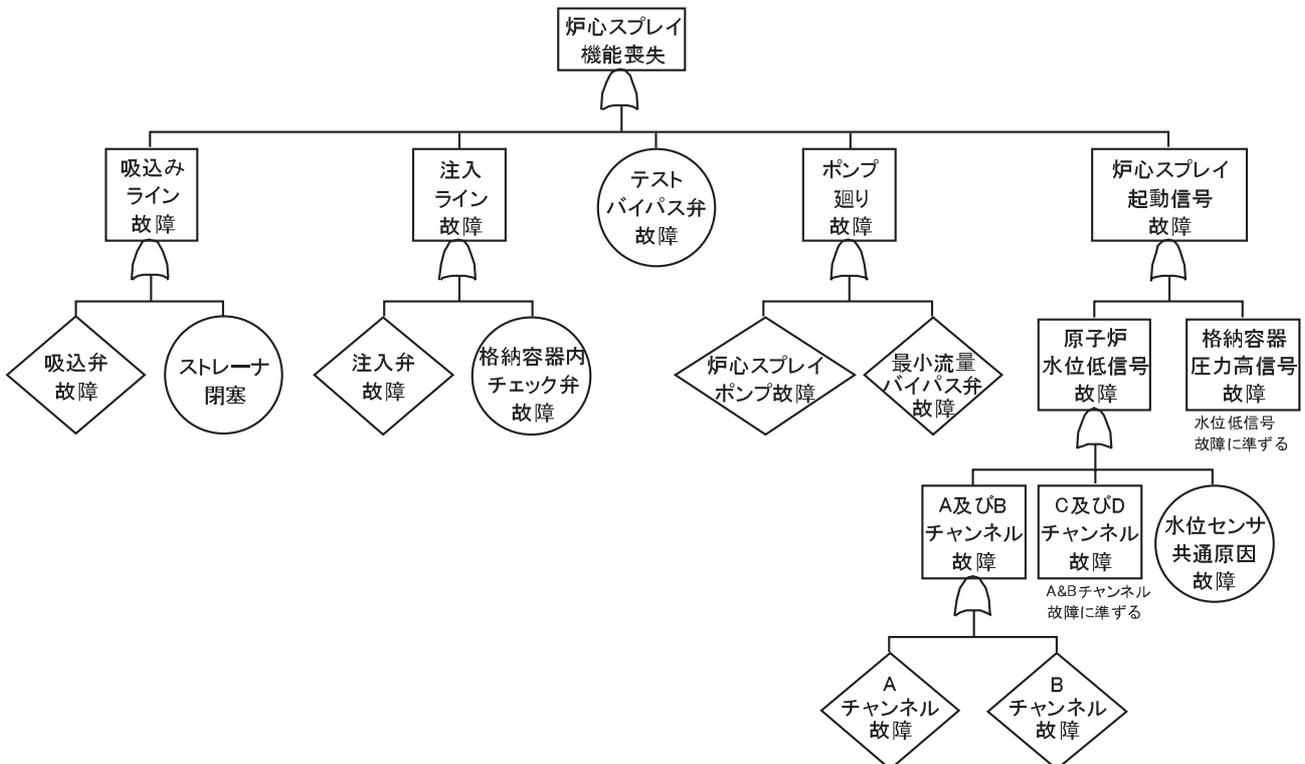
FTでは、各システム内の原因による失敗と、サポート系など、他のシステムに依存する失敗を考慮する。各システム内での失敗の原因としては、機器故障および人的過誤に加えて、安全設備等が試験や保守作業のために直ちには作動できない状態(待機除外)にある可能性を考慮する。機器故障は、必要に応じ、故障の形態(故障モード)を区別して基事象を定義し、適切な故障率データを適用する。FTの例を第3図に示す。

(2) 共通原因故障の考慮

PSAでは、炉心損傷事故シーケンスは、様々な事象の組合せ(積事象)として表現される。一般に、2つの事象A、Bが独立ならば積事象A and Bの確率は単純に確率の積になるが、事象間に従属性があれば、下式のように、積事象の確率は確率の積より大きくなる。

$$P(A \text{ and } B) > P(A) \cdot P(B) \quad (1)$$

このためPSAにおいて炉心損傷頻度を正しく評価するには、事象間の従属性を考慮することが極めて重要になる。PSAでは、従属性を有する故障を従属故障と呼ぶ。従属性の原因のうち、2つのシス



第3図 フォールトツリーの作成例⁴⁾

テムが共通の電源に依存する場合のように、機能的な依存関係によるものはET/FTの中で因果関係を明示的に表現できる。PSAでは、因果関係を明示的に表現できない従属故障を共通原因故障(CCF)(または狭義のCCF)と呼び、特別の扱いをする。

CCFの原因としては、共通の物理環境(同一の部屋では湿度、温度等が共通)、共通の人的要因(共通の作業員による保守作業のミス等)、設計・製作におけるミスなどがある。

共通原因には、異なる機器にも影響しうるものがあるが、同種・同一設計の機器の方が格段に多くの要因を共有するので、現在の多くのPSAでは、類似構成の冗長系の同種機器の間でCCFを考慮している。

CCFをFTでモデル化した例を第3図に示す。ここでは、水位低信号を発生するチャンネルの故障に加えて、その主要な共通原因である水位センサのCCFを別の基事象としてモデル化している。

共通原因故障の定量化のためのアプローチは種々提案されているが⁴⁾、最も基本的な β ファクタ法について概念を説明する。ここでは、故障のうち共通原因によるものの割合を一定値 β で表し、それが発生したときは対象機器すべてが故障すると仮定する。単純な例として、2個の並列の水位センサーがあり、おのおのの失敗確率が0.01である場合を考えると、同時故障確率は、 β がゼロならば $0.01 \times 0.01 = 0.0001$ になるが、 β が0.1ならば、同時故障の確率はおおよそ $0.01 \times 0.1 = 0.001$ となる。

CCFの定量化には、運転経験に基づくデータベースが必要であり、現在は米国で整備されたものが引用されている。また、対象施設と同一の機器のデータを準備することは難しいので、類似性があると考えられる機器のデータに基づいて工学的判断で β 値などのパラメータを設定する。

また、保守作業のミスによるCCFについては、後述のHRAの中で取り扱うことも可能であり、HRAを行う場合は、CCFの原因となる作業が同定されるので、対策検討への利用可能性などのメリットがある⁸⁾。

6. 人間信頼性解析

人的過誤による安全機能達成の失敗確率を評価するためにHRAを行う。HRAの手法はいくつか提案されているが^{4,8,9)}、ここでは、WASH-1400に適

用され、現在も広く使われているTHERP(Technique for Human Error Probability)手法について述べる。Swainによる、そのハンドブック¹⁰⁾では、原子力発電所のPSAで考慮すべき人間の多様な行動を体系的に分類し、失敗確率を評価する手法をまとめている。

PSAで考慮する過誤は、A:起因事象発生前に発生し起因事象発生時に顕在化する過誤、B:起因事象を発生させる過誤、C:起因事象発生後の対応操作における過誤の3種のカテゴリーに分けられる⁸⁾。カテゴリーAとしては、待機除外された設備の戻し忘れや計測器の校正ミスなどがある。カテゴリーBの過誤は、通常時の運転操作のミスでスクラムに至る場合などであり、起因事象発生頻度のデータの中に含まれると考えられるので、通常、HRAの対象とするのはAとCのカテゴリーである。カテゴリーCには、事故時運転手順書等に定められた作業と臨機応変に対応して回復させるような作業がありうるが、後者については、通常は手順書や必要な設備等の利用可能性が明確な場合以外考慮しない。

THERPでは、ある目標を達成するために機能的に要求される作業のまとまった単位をタスクと呼び、このタスクの失敗確率を以下のような手順で評価する。

- (1) 全体タスクの把握: 運転員等が行う作業の内容の全体および境界条件、PSAの他の評価作業との関係を明確にする。
- (2) タスク分析: タスクを要素となるサブタスクに分解し、その内容と相互関係を論理的に整理する。サブタスクは、後述の手法で定量化ができる段階まで細分化する。
- (3) 過誤の同定: サブタスクごとに発生しうる過誤を洗い出す。
- (4) 過誤回復の可能性の分析: タスク分析結果や手順書などを基に、失敗に気づき修正するメカニズム(過誤回復)があるか調査し、その可能性を検討する。
- (5) 行動形成因子の分析: サブタスクの失敗確率に影響しうる要因を分析し、大きい影響を与える可能性のある因子を同定し、関連する情報を整理する。
- (6) 定量化: 過誤の発生確率、過誤回復の確率、作業全体の失敗確率およびこれらの不確実さ幅

などを評価する。

以上のうち、(6)の定量化では、サブタスクの失敗確率(HEP: Human Error Probability)を以下のように表す。

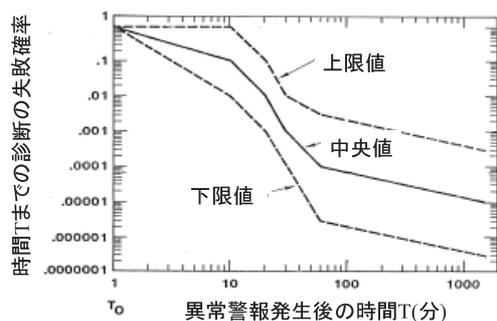
$$HEP = HEP_n \cdot \prod_i PSF_i \quad (2)$$

ここで、 HEP_n は代表的な条件でのHEP(ノミナル値と呼ぶ)であり、PSFは行動形成因子の影響を表現する補正係数である。PSFの添字*i*はPSFとして考慮する個々の影響因子を表す。

THERPにおいて、ノミナル値 HEP_n の評価法は、過誤の種類ごとに定められている。診断の過誤については、診断の余裕時間等の関数として与えられる。例を第4図に示す。操作の過誤については、行動のタイプ(監視、データ読取り、制御室操作、現場操作など)、過誤のタイプ、手順書に則した操作か否かなどの分類に応じて定められる。

また、行動形成因子PSFについては、運転員のストレスのレベル、熟練度、タスク遂行が段階的か否か(ステップバイステップで手順が定められているか意思決定を含む動的なものか)などの観点で分類して複数の係数が与えられている。なお、過誤回復を考慮する場合など、例えば、他の運転員の判断を信じて誤りに気付かない場合などのように、サブタスク間の従属性にも注意する必要がある、そのための失敗確率の評価法も与えられている。

THERPで使用する HEP_n 、 PSF_i などのパラメータやその不確かさ幅はSwainらにより原子力発電所等での過誤事例に基づき、専門家としての判断を加えて作成されたものであり、実際の適用段階でも解析者の判断が入るので、不確かさは小さくない。また、THERPでは、オMISSIONエラー(やり忘れ)を主たる対象としており、COMMISSIONエラー(やり損ない: 誤った操作を行ったり、別の機器を操作すること)により、誤った操作を行い、事態を



第4図 THERPで用いる診断の失敗確率の例¹⁰⁾

悪化させる可能性については一般的に適用可能な手法がなく、現在も研究が継続されている。また国内のデータを整備して確認することも望まれる。しかしながら、各国のPSAで継続的に使われ、PSAに基づく運転手順の改良も多数なされていること¹¹⁾は、この手法は十分に理解して用いれば、有用な結果を与えると多くの専門家が認めていることを実績で示しているとも考えることもできよう。

7. 事故シーケンスの定量化

(1) 定量化の方法

ETで定義された炉心損傷事故シーケンスの発生頻度を評価するには、各シーケンスごとに、該当するFTを組み合わせ、それぞれの条件での機器故障や人的過誤の発生確率をFTに代入して計算を行う必要があるが、この作業は極めて複雑になり、コンピュータの助けが必要である。近年では、パーソナルコンピュータやワークステーション上で稼働するソフトウェアが市販されている。商業ベースでなく一般に公開されている例としては、USNRCが開発したSAPHIRE¹²⁾があり、大規模なET/FTの図上での編集や定量化が可能である。また、近年では、運転管理の支援を目的に、設備待機除外や設備構成変更などを迅速に反映しCDFへの影響を検討できるものも開発され、特にリスクモニタと呼ばれている。

(2) 炉心損傷頻度の評価結果の表現

PSAの目的は、通常はCDFの評価だけでなく、CDFに寄与する事故シナリオ、起因事象、機器故障、人的過誤などを総合的に理解することにあるので、全炉心損傷頻度のほかに事故シーケンス別頻度、起因事象別炉心損傷頻度などを示す。

(3) 重要度解析

CDFへの寄与の観点から、機器やシステム、人的過誤などの重要度を把握するために重要度解析を行う。重要度解析では、機器や人間の失敗確率(非信頼度)を個別に変化させて、CDFへの影響を系統的に調べる。

そのための指標の代表的な例としては、Fussell Vesely指標やリスク達成価値(Risk Achievement Worth: RAW)指標がある。前者は、各機器等の非信頼度をゼロ(全く故障しない)とした際のCDFの減少割合として定義され、保守や設計の改良により信頼性を向上することがどれほど安全性向上に寄与

するかを目安になる。RAW は非信頼度を 1 とした場合の CDF 増加の倍率として定義される。RAW は、現在の安全水準を達成する上で各設備等がどれほど寄与したかを表すと解釈できる。また運転管理の観点では、RAW は緩和機能を持つ設備の待機除外や故障状態の放置が CDF に与える影響の度合いであると考えられることもできる。

8. 感度解析および不確実さ解析

PSA の定性的、定量的評価結果への重要な影響因子を理解することおよび評価結果の不確実さを定量的に把握するために感度解析や不確実さ解析を行う。

(1) 影響因子に関する感度解析

様々な因子の影響を個別に理解するためには、感度解析が用いられる。上述のⅢ-1～6節までのモデル作成の段階で大きい影響がありうると考えられたモデルや仮定、工学的判断で設定したパラメータなどを選定し、それらを個別に変化させて CDF への影響を調べる。

(2) 不確実さ解析

不確実さの要因は、評価プロセスとの関連で、モデルの不確実さとパラメータの不確実さに分けることができる。前者は、事故シナリオを表現する ET/FT, HRA での仮定、成功基準設定に使用する解析モデルなどに含まれる不確実さである。後者は、故障率、人的過誤率、共通原因故障割合などのパラメータに含まれる不確実さである。なお、モデルの不確実さのうち、モデルで考慮できない要因を不完全性による不確実さとして区別することもある。

不確実さ解析では、定量化用ツールの制限などのため、通常は ET/FT を固定して、パラメータの不確実さによる CDF の不確実さをモンテカルロ法などによる不確実さ伝播解析で評価している。不確実さの総合的な考慮が必要な場合には、不確実さ解析手法を拡張するか、感度解析を併用する必要がある。

9. 文書化

PSA のレビュー・利用・更新・品質保証活動などに用いるために、PSA で用いた手順、モデル、データ、評価結果などを報告書等にまとめる。PSA を安全管理等に継続的に用いるには、設計・運転の変更の迅速な反映や PSA モデルの改良が系統的か

つ容易にできるよう文書化の形式や PSA 更新の手順を整備することが重要となる。

Ⅳ. おわりに

今回は、レベル 1 PSA の手法について基本的な事項を中心に説明した。誌面の関係で具体例を十分示せなかったため、PSA 手法の詳細に関心のある読者のために参考文献を示す。全体的な手法の解説としては、原子力安全研究協会の手順書⁴⁾がある。システム信頼性解析については、多数の著書があるが熊本⁷⁾および古田の HRA の章⁹⁾がわかり易い。洋書を含めれば、PSA 手順書では文献 5) は世界的に参照された。文献 13) は FTA の詳細な解説である。IAEA による文献 5, 8) では適切な推奨事項を含め簡潔に解説されている。PSA の実施例としては NUREG-1150¹⁴⁾ およびその関連文献が最も詳細な説明を示している。我が国の実施例としては、(財)原子力発電技術機構^{15, 16)}がある。今回は出力運転時を対象としたが停止時については、日本原子力学会の標準¹⁷⁾が手法の解説を含んでいる。

—参考文献—

- 1) 平野光将, “連載講座 軽水炉の確率論的安全評価 (PSA) 入門, 第 1 回その背景と概要, 日本原子力学会誌, 48[3], 190~196 (2006).
- 2) 田南達也, 宮田浩一, “連載講座 軽水炉の確率論的安全評価 (PSA) 入門, 第 2 回リスク情報の活用について”, 日本原子力学会誌, 48[4], 251~256 (2006).
- 3) USNRC, *Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*, WASH-1400, (1975).
- 4) (財)原子力安全研究協会, 確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討—レベル 1 PSA, 内的事象, (1992).
- 5) IAEA, *Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (Level 1)*, Safety Series No.50-P-4, (1992).
- 6) USNRC, *PRA Procedure Guide—A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants*, NUREG/CR-2300, (1983).
- 7) 熊本博光, *モダン信頼性工学*, コロナ社, (2005).
- 8) IAEA, *Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power*

- Plants*, Safety Series No. 50-P-10, (1995).
- 9) 古田一雄, プロセス認知工学, 海文堂, (1998).
- 10) A.D. Swain, H.E.Guttman, *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications*, NUREG/CR-1278, Final Report, (1983).
- 11) OECD/NEA/CSNI, *Critical Operator Actions: Human Reliability Modeling and Data Issues*, NEA/CSNI/R(97)6, (1997).
- 12) 関連サイト, <http://saphire.inel.gov/>
- 13) USNRC, *Fault Tree Handbook*, NUREG-0492, (1982).
- 14) USNRC, *Severe Accident Risk: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*, NUREG-1150, Vols. 1~3, (1990).

- 15) 原子力発電技術機構, 110万 kW 級 BWR プラントのレベル1 PSA, (平成9年11月).
- 16) 原子力発電技術機構, 110万 kW 級 PWR プラントのレベル1 PSA, (平成9年11月).
- 17) 日本原子力学会(標準委員会), 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順: 2002 (AESJ-SC-P 001:2002), (2002).

著者紹介

村松 健(むらまつ・けん)



(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター研究主席
(専門分野/関心分野)確率論的安全評価とその各種原子力施設への適用

From Editors 編集委員会からのお知らせ

— ホームページ更新情報 —

<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/> (6/10 現在)

- 電子投稿についてのお問合せは, 事務局 電子投稿担当 e-submit@aesj.or.jp まで。
- 投稿された論文の査読状況は下記にてご確認下さい。



<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/ronbunshi.htm>

- 英文・和文論文誌の掲載料が改定されました。8月1日受理分より本誌会報掲載の新掲載料が適用されます。



— 最近の編集委員会の話題より —

(2006年6月9日 第11回幹事会)

- 理事会より編集委員会も含め規程類の整合性ある書式への見直し要請があり対応することとした。

【学会誌】

- 諮問委員として, 新たに原産協会の喜多智彦氏を委嘱した。
- 新年度は, インタビュー, 座談会記事の企画を増やすこととし, 各委員より提案を求める。
- 関連規則類の取りまとめを中島 D グループ長に依頼した。
- 学会ホームページに学会誌目次, 巻頭言等を掲載することとし, 委員コメントを反映し最終版を作成する。

- 会員増強の一助として, 新大学院生に学会誌1冊を寄贈することとした。
- 各編集グループより, 今年度活動報告, 次年度活動計画の報告があった。
- 学会誌評価活動として, 3月号と4月号(中間報告)のWEB アンケート評価の集計結果の報告があった。寄せられた意見のフィードバック方法を検討することにした。

【論文誌】

- 新受理論文は23編(英文19, 和文4)。
- 4件の掲載否を確認した。
- 論文種別の変更を含む投稿規程の改定について議論した。変更の際は, 投稿者・編集委員などに十分に周知する必要があることを確認した。
- 学会賞「論文賞」の編集委員会推薦については, 昨年度と同様に行う。論文賞の選考方法に関して, 表彰・推薦委員会への提案事項を検討することとした。
- 外国人エディタによる英文校閲は, 論文作成の基本的な面まで踏み込んでおり, 若手研究者には大変参考になるが, その活用があまり進んでいない。編集委員に対し, 積極的な利用を呼びかけることとした。
- 科研費補助金について議論。英文校閲の充実, 審査の国際化の推進, 電子化推進などのアイデアを検討する。

編集委員会連絡先 hensyu@aesj.or.jp