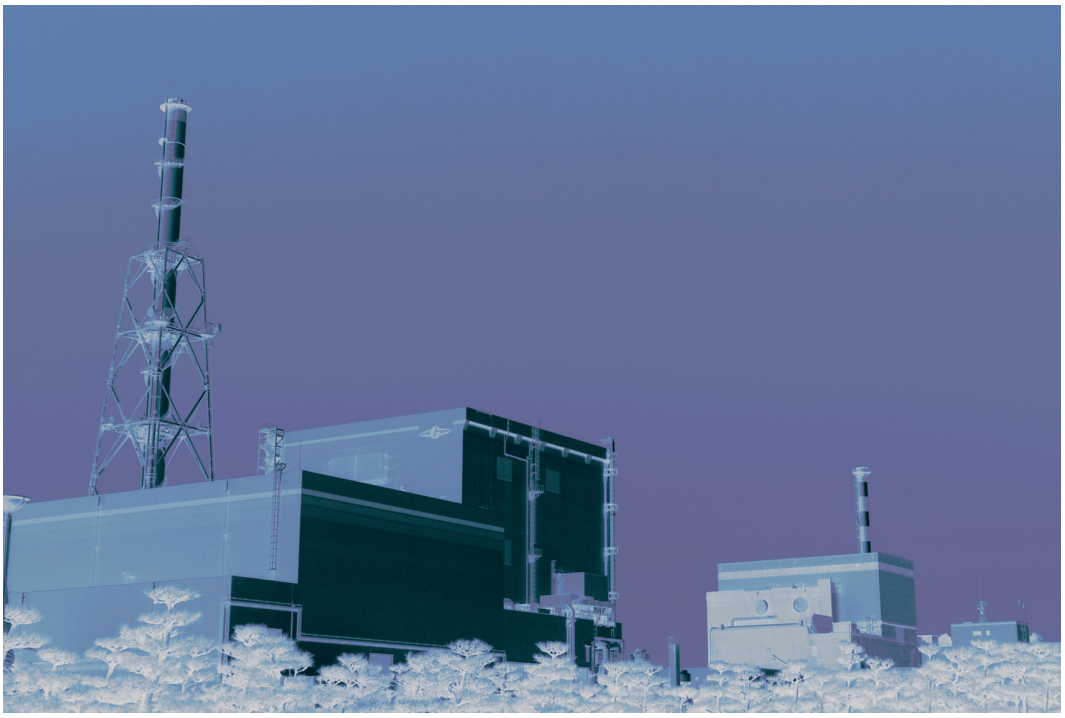
原子力市民委員会特別レポート 5

原発の安全基準はどうあるべきか



原子力市民委員会　www.ccnejapan.com/

原子力市民委員会へのご支援のお願い

原子力市民委員会は、高木仁三郎市民科学基金（http://www.takagifund.org ）の特別支援事業として設立されました。

会議の開催、調査活動、公開フォーラムなどの実施、報告書の刊行などの活動経費は、みなさまからのご寄付に頼っています。

ぜひ、原子力市民委員会の活動を支えて下さるようお願いいたします。

（なお、寄付金は税控除の対象となります）

１）郵便振替口座：００１６０－４－７５８９７２ **加 入 者 名 ：原子力市民委員会** ▼振込用紙には「寄付」とお書きください。
２）銀行口座：ゆうちょ銀行　〇一九（ゼロイチキュウ）店 **当座　０７５８９７２** **口 座 名：原子力市民委員会** ▼email@ccnejapan.com あるいは FAX（03-3358-7064）にて、お名前・ご住所等をお知らせください。
３）クレジットカードでのご寄付 http://www.ccnejapan.com/?page_id=1329 よりご利用いただけます。

原子力市民委員会事務局
〒160-0003　東京都新宿区本塩町 7-7 新井ビル 3F
（高木仁三郎市民科学基金内）
TEL/FAX：03-3358-7064
E-Mail：email@ccnejapan.com
ＷＥＢ：http://www.ccnejapan.com

まえがき

原子力規制委員会（以下「規制委」と略記）は「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（以下「新規制基準の考え方」と略記）という文書を 2016 年 6 月 29 日に策定した。その後、2 回の改訂が行われているが、その文書は、2013 年 7 月の新規制基準施行以来、既設原子力発電所（以下「原発」と略記）の適合性審査を進め、実質的に原発の再稼働を認可しつつある規制委が、各地の市民が提起している原発運転差止などの訴訟において、新規制基準そのものの不備が争点となっていることに対して、新規制基準の正当性を主張し、それによって、規制委が容認した原発再稼働が正当であることの根拠を示して、被告である電力会社や政府機関を助勢し、かつ権威づけて裁判官たちに圧力をかける役目を果たしている。

「新規制基準の考え方」の内容は、市民の目から見ても、科学者・技術者の目から見ても、原発という巨大なリスクを孕むシステムの安全を十分に考慮したものになっているとは言い難い。むしろ、既設原発に後付けの設備を加えられる範囲の改善で妥協している。福島第一原発事故以後の原子力規制は、原発の安全性追求において従前の方針を根本から変更することが期待されていたが、現状はそうではなくて、リスクを軽視することによって現実を容認する傾向が強い。規制委は、発足直後には慎重であったが、時を追うにつれて現状追随の度を増しつつある。

本レポートは原発の安全性に係る諸問題を基本から考え直し、原発のあるべき安全基準について考察し、そして提言するものである。

なお、本レポートは、2017 年 8 月頃の状況を元に執筆されたものであり、その後の原子力規制委員会での審査や原発をめぐる裁判の経過などを反映できていない部分がある。原子力市民委員会および規制部会としての最新の対応等については、原子力市民委員会のウェブサイトでご確認いただきたい。

筒井 哲郎

（原子力市民委員会 原子力規制部会 部会長）

原子力市民委員会特別レポート 5

原発の安全基準はどうあるべきか

目次

まえがき 1
序章　原子力プラントの社会的不整合 8
0.1　原子力プラントの特異な危険性 8
0.2　社会的整合性の欠如 10
0.2.1　一般産業設備の賠償責任と保険制度 10
0.2.2　賠償責任免除のゆがみ 10
0.3　リスク評価の限定的性格 11
0.3.1　「安全目標」について 11
0.3.2　「確率論的リスク評価」について 11
0.4　犠牲を前提にしなければ成立しない軍事的性格 12
0.4.1　原発作業員がさらされる生命の危険 12
0.4.1.1　ベントの諦めと原発放棄 12
0.4.1.2　死を伴う事故 13
0.4.1.3　「説得」による被ばく労働 14
0.4.1.4　労働者を保護する法秩序 14
0.4.2　地元住民に対する被ばくの強要 15

第 1 章　再稼働を推進する新規制基準適合性審査 16
1.1　設計基準地震動、津波の過小評価 16
1.1.1　内陸地殻内地震に関する島崎邦彦氏の指摘 16
1.1.1.1　経緯 16
1.1.1.2　入倉・三宅式の問題点 17
1.1.1.3　強地震動予測手法レシピの改訂 18
1.1.2　プレート間地震に関する野津厚氏の指摘 19
1.1.3　繰り返し地震を耐震基準で想定すべきである 19
1.1.4　津波について 19
1.2　火山灰の影響評価について 19
1.2.1　火山ガイドにおける火山灰の影響評価 20
1.2.2　火山灰による非常用ディーゼル発電機への影響 20
1.2.3　川内原発稼働差止仮処分における住民側の主張と福岡高裁宮崎支部決定 21
1.2.4　規制委による大気中火山灰濃度の見直し 21
1.2.5　セントヘレンズ山の噴火による観測値を用いても過小評価になる 22
1.2.6　富士宝永噴火での火山灰濃度についての電中研シミュレーション 22
1.2.7　産総研による吸気フィルタの火山灰目詰まり試験 22
1.2.8　新知見に対する規制委の対応 23
1.2.9　設備対応が必要でありバックフィットの対象にすべき 24
1.3　非常用取水設備の耐震クラス C の誤り 24
1.3.1　非常用取水設備とは 24
1.3.2　耐震クラスの誤り 25
1.3.3　「規制委員会の考え方」の不合理 25
1.4　不確実さに満ちた過酷事故対策 26
1.4.1　過酷事故対策設備の機能の不確実さ 27
1.4.1.1　想定シナリオの要点と問題点 28

1.4.1.2　運転員・作業員の判断、操作の不確実さ……29
1.4.1.3　故障、人的過誤を想定しない非現実性……29
1.4.1.4　可搬型設備の非信頼性……29
1.4.1.5　炉心注水対策の非信頼性と効果の未検証……30
1.4.2　過酷事故シミュレーション解析の不確実さ……31
1.4.2.1　解析コードの精度検証が不十分……31
1.4.2.2　クロスチェック解析を避ける審査の杜撰さ……32
1.4.3　過酷事故対策の不確実性（まとめ）……33
1.5　水蒸気爆発と格納容器破壊の危険性……33
1.5.1　福島原発事故では大規模水蒸気爆発は避けられたが…　……33
1.5.2　炉心溶融時に原子炉直下に水を張ることの危険性……33
1.5.3　「水蒸気爆発は起こりにくい」とする非科学性と安全性の無視……34
1.5.4　過酷事故対策の思想……35
1.5.5　炉型による溶融炉心の状態の違い……35
1.5.6　PWR の過酷事故対策の問題点……36
1.5.7　適合性審査の問題点……36
1.5.8　事故時の溶融炉心温度と水蒸気爆発発生の関係……37
1.5.9　水蒸気爆発発生の可能性は否定できない……38
1.5.10　核燃料溶融物による実験で水蒸気爆発が発生した事実を無視してはいけない……38
1.6　水素爆発の危険性……39
1.6.1　恣意的なジルコニウム反応量の評価……39
1.6.2　「規制委員会の考え方」の不合理……42
1.6.2.1　高浜 3・4 号機のパブリックコメント提出意見への「規制委員会の考え方」……42
1.6.2.2　玄海 3・4 号機のパブリックコメント提出意見への「規制委員会の考え方」……42
1.7　美浜 3 号機蒸気発生器の耐震評価不正の疑い……43
1.8　クロスチェック解析をしない杜撰な審査……45
1.8.1　クロスチェック解析の必要性……45
1.8.2　クロスチェック解析をしない規制委の杜撰な審査……46

第 2 章　新規制基準の不徹底……47
2.1　特定重大事故等対処施設の設置期限延長……47
2.1.1　なし崩しの期限延長……47
2.1.2　事故発生は待ってくれない……47
2.1.3　設計を分けることの不合理……48
2.1.4　特重施設設置の先送りは福島の教訓に反する……49
2.2　原発の「テロ」・武力攻撃対策の現状……49
2.2.1「テロ対策」の相対的性格……49
2.2.2　福島第一原発事故以前の考え方……49
2.2.3　原子力規制委員会の規定……50
2.2.4　故意による大型航空機の衝突……50
2.2.5　地上からの武力攻撃……50
2.2.6　「サイバーテロ」……52
2.2.7　戦争における攻撃……52
2.2.8　内部で育つ破壊者……52
2.3　免震重要棟の必要性……53
2.3.1　免震重要棟建設の撤回……53
2.3.2　免震構造の意味……54
2.3.3　文科省助成の免震構造研究プログラム……55
2.4　40 年運転規制と老朽化……56

2.4.1　老朽化原発の現状 56
2.4.2　40 年運転規制と特別点検 57
2.4.3　圧力容器の中性子照射脆化 58
2.4.4　脆性破壊の危険性が高い高浜 1 号機 60
2.4.5　そのほかの老朽化事象 61
2.4.5.1　腐食と減肉 62
2.4.5.2　ステンレス鋼の応力腐食割れ 62
2.4.5.3　疲労 63
2.4.6　40 年運転規制のなし崩しを許すべきでない 64
2.5　古い原発はなぜ危険か 65
2.5.1　原発保守管理の致命的な欠陥 65
2.5.2　40 年運転規制の設定経緯 66
2.5.3　原発における劣化管理の困難 67
2.5.3.1　開放点検できない 67
2.5.3.2　品質検査の限界 68
2.5.3.3　装置の破壊に至らない傷は補修しないという綱渡り 68
2.5.4　古いモデルの廃棄 69
2.5.5　東海第二原発の現状 71
2.5.5.1　バスタブ曲線の傾向 71
2.5.5.2　同種プラントの廃炉状況 71
2.5.6　［補足説明１］ 開放点検で発見される傷の割合 72
2.5.7　［補足説明２］ 溶接管理および保守管理の限界 72
2.5.7.1　強度低下の存在 72
2.5.7.2.　非破壊検査の限界 72
2.5.7.3　品質保証・保守管理不備の実例 75
2.5.7.4　求められる信頼性レベル 75
2.6　難燃性ケーブルへの変更 76
2.6.1　適合性審査とケーブルの火災対策 76
2.6.2　プラントにおけるケーブルの役割 76
2.6.3　原発のケーブルは、なぜ難燃性でなければならないのか 76
2.6.4　ケーブルの健全性はプラントの死活的課題 78
2.6.4.1　ケーブルの耐用年数の問題 78
2.6.4.2　ケーブルが一般的な耐用年数を大幅に超過している原発 78
2.6.4.3　日本原電はケーブルの健全性をどのように評価してきたのか 78
2.6.5　現実の施工性 80
2.6.5.1　原則である「難燃ケーブル使用」を実現できない 80
2.6.5.2　「防火シートによる複合体形成」の問題点 80
2.6.6　ケーブルの可燃性問題（まとめ） 81

第３章　新規制基準自体の欠落または不足な項目 82
3.1　新規制基準自体に欠落している項目 82
3.1.1　放射線災害から住民を守る立地評価 82
3.1.2　火山噴火対策の基本思想 83
3.1.2.1　適合性審査における火山影響評価 83
3.1.2.2　運用期間中の巨大噴火の可能性 83
3.1.3　「テロ」・武力攻撃対策の基本思想 84
3.2　立地審査指針と住民被ばく問題 85
3.2.1　立地審査指針の要点 85
3.2.2　立地審査指針の改訂審議の「中間とりまとめ」 87
3.2.3　新規制基準における立地審査指針の不採用 87

3.2.4　不当な立地審査指針の不採用 88
3.2.5　規制委員会「新規制基準の考え方」の不合理 90
3.2.6　立地審査指針の改正、採用を求める 92
3.3　繰り返し地震を想定した耐震基準に 93
3.3.1　熊本地震における繰り返し激震 93
3.3.2　蒸気発生器伝熱管の塑性変形破損 93
3.3.3　原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部の疲労破損 94
3.3.4　「規制委員会の考え方」の不合理 95
3.4　労働安全衛生規則に反する水蒸気爆発防止策・水素爆発防止策 96
3.4.1　労働安全衛生規則における水蒸気爆発と水素爆発の防止規定 97
3.4.2　「規制委員会の考え方」の不合理 99
3.4.2.1　水蒸気爆発の防止 99
3.4.2.2　水素爆発の防止 99

第４章　緊急時原子力防災 101
4.1　緊急時原子力防災とは何か 101
4.2　中央政府の防災体制の見直し 101
4.3　地方の原子力防災体制の見直し 102
4.4　地方の原子力防災計画に対する法令にもとづく厳しい審査 103
4.5　原子力事業者の避難計画の必要性 104
4.6　放射線モニタリングと放射能拡散予測の重要性 105
4.7　SPEEDI 運用停止という愚かな選択 106
4.8　原子力防災の現状（まとめ） 107

第５章　規制組織の振る舞い 108
5.1　原子力規制委員会の判断基準、行政機関としての振る舞い 108
5.1.1　原発再稼働を可能にする新規制基準の策定と適合性審査 108
5.1.1.1　新規制基準の策定における問題点 108
5.1.1.2　適合性審査における問題点 108
5.1.2　原子力規制委員会の構成メンバーの偏り 109
5.1.3　市民への情報公開と独自の調査 110
5.1.4　「新規制基準の考え方」の発行 110
5.2　検査制度の見直し 111
5.2.1　検査制度見直しに係わる炉規法改正 111
5.2.2　検査の隠ぺいに陥りやすい誘惑 112
5.2.3　情報公開に向けた当事者の職業意識 112
5.2.4　公益通報制度の有効化 113
5.2.5　検査技術上の限界と検査計画 114
5.2.5.1　故障原因究明の困難 114
5.2.5.2　検査対象選定の困難 114
5.2.5.3　検査計画の検証 114
5.2.6　ステークホルダーへの説明責任 115
5.3　不明瞭な安全目標と鹿児島地裁の事実誤認 115
5.3.1　原子力規制委員会における安全目標の検討経緯 116
5.3.1.1　安全目標と新規制基準の関係 116
5.3.1.2　決定された安全目標の内容が不明瞭 117
5.3.1.3　安全目標の決定には意見公募をすべきである 118
5.3.2　鹿児島地裁「川内原発仮処分却下」決定における事実誤認 119

第 6 章　原発に関わるリスク評価の虚妄.....122
6.1　安全を追求する権利.....122
6.1.1　絶対安全神話からゼロリスク批判へ.....122
6.1.2　安全とは何か.....122
6.1.3　ものづくりの基本： 壊れにくく、ミスを起こしにくい設計.....122
6.1.4　安全装置を解除した状態で起きる事故.....123
6.1.5　確率的安全から確定的安全へ.....123
6.1.6　「能動的安全」と「受動的安全」.....124
6.2　原発事故のリスクと確率論的リスク評価の手法.....125
6.2.1　原発事故のリスクとは.....125
6.2.2　確率論的リスク評価（PRA）という手法.....126
6.2.3　イベントツリー・アナリシス（ETA）とフォールトツリー・アナリシス（FTA）.....127
6.2.4　PRA の歴史.....128
6.2.5　日本における安全目標.....130
6.3　原発の安全性が担保されていない理由.....131
6.3.1　炉心溶融に伴って破損するような格納容器に意味はあるか.....131
6.3.2　フィルターベントは有効か.....133
6.3.3　PRA の基本的な問題点.....134
6.3.4　セーフティ・カルチャーという幻想.....136
6.3.5　事故に至る可能性が否定できない潜在的な設計ミス.....136
6.3.6　事故の物理的な進展が想定される事象を無視してはいけない.....137
6.3.7　重要な安全評価を不確かさの大きい解析だけで承認してはいけない.....137
6.3.8　科学的視点と安全の論理を無視した水蒸気爆発評価.....138
6.4 原発は他の技術と何が違うのか.....139
6.4.1　原発は安全装置が機能しないと破局に至る.....139
6.4.2　民主主義社会の根幹を揺るがす原発という技術.....140

表　一　覧

章		表タイトル	掲載頁
第 1 章	表 1	PWR 原発の過酷事故時格納容器内水素濃度の評価条件と評価結果	40
	表 2	基準地震動 Ss に対する美浜 3 号機蒸気発生器伝熱管の耐震評価結果	44
第 2 章	表 3	日本の原発の運転年数（2017 年 11 月現在）	70
	表 4	ケーブルの役割と特徴	76
	表 5	電線・ケーブルの耐用年数の目安	78
第 3 章	表 6	原子炉立地審査指針の基本的考え方と達成条件	86
	表 7	希ガスの炉内蓄積量 100％を大気放出した場合の原発敷地境界被ばく線量試算	90
第 6 章	表 8	確率論的リスク評価の歴史	129

図 一 覧

章		図タイトル	掲載頁
序章	図 1	コスモ石油千葉製油所　球形タンク群の火災状況	9
	図 2	安全対策費用と保険費用のバランス（概念図）	11
第 1 章	図 3	原子炉崩壊熱除去に必要な設備構成（PWR）	25
	図 4	事故対策シナリオ＜大破断 LOCA+全交流動力電源喪失＞（短期対応）	27
	図 5	事故対策シナリオ（短期）に対応する設備構成の概要	28
	図 6	過酷事故対策の設備事例	30
	図 7	ジルコニウム反応量と格納容器内水素濃度の関係	40
第 2 章	図 8	原発の「テロ対策」（関西電力の説明資料から）	51
	図 9	免震重要棟の外観（東京電力 柏崎刈羽原発）	53
	図 10A	免震重要棟の解析モデル図	54
	図 10B	免震構造の効果	55
	図 11	地震時の運転者を襲う危険と操作能力の低下	55
	図 12	原子炉圧力容器（PWR）の監視試験片カプセル装着位置とカプセルの構成	57
	図 13	高浜 1 号機脆性遷移温度の経年変化（その 1）	59
	図 14	高浜 1 号機脆性遷移温度の経年変化（その 2）	60
	図 15	バスタブ曲線（故障率曲線）	68
	図 16	東海第二原発のトラブル等発生件数	71
	図 17	超音波探傷試験における傷のタイプ（形状）と検出確率	73
	図 18	超音波検査(UT)によるひび割れ深さの試験結果	74
	図 19	多段積みトレイの遮炎性	81
第 3 章	図 20	事故後約 1 年間の原発敷地境界での月別の最大積算線量（福島第一原発モニタリングポスト　MP7)	89
	図 21	蒸気発生器の構造概念	94
	図 22	原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部（主蒸気系統）の構造概念	94
	図 23	原子炉下部キャビティでの水中での溶融炉心受け止め、冷却方式の概念	98
	図 24	電気式水素燃焼装置（イグナイタ）の設置例	98
第 6 章	図 25	「確率的安全」と「確定的安全」	124
	図 26	イベントツリー（ET）およびフォールトツリー（FT)	128
	図 27	炉心損傷後のマークⅡ型格納容器内の溶融デブリの移行経路	131
	図 28	日本と米国の個別プラント評価（炉心損傷頻度）比較	132
	図 29	フィルターベントシステム概要	134

本書と『原発ゼロ社会への道 2017』の共通図表

特別レポート 5（本書）	原発ゼロ社会への道 2017
図 21	図 4-2
図 22	図 4-3
図 6	図 4-4
表 1	表 4-2
表 2	表 4-3
図 14	図 4-5
図 8	図 4-6

序章　原子力プラントの社会的不整合

筒井 哲郎

神奈川県へ避難してこられた被災者たちが、横浜地方裁判所へ提訴した「福島第一原発事故損害賠償請求事件」（福島原発かながわ訴訟）において、被告である国側は、その準備書面（13）の 38〜39 頁において、岡本孝司氏の意見書を引用しながら、「原子力発電所の安全対策といっても、投入できる資源や資金にも限りがあるのですから、ありとあらゆる事態を想定したアクシデントマネジメントを行うというのは工学的な考え方としてあり得ない」とか、「リソースが有限である中で安全対策を考える以上、余計な設備を増やすことによって、かえって施設全体の安全性に不当なリスクが生じる可能性がある」などと述べて、既存知識の範囲内で行ったシミュレーションに基づいた設計を行うことを正しいとしている。

この態度は、一般産業プラントにおける安全対策の設計姿勢としては適当であるかもしれない。しかし、原子力プラントにおいては無責任な結果に陥る。なぜなら、原子力プラントの事故被害は天文学的な規模になり、安全対策には絶対に過小評価にならない配慮が必要だからである。いったん事故が発生した場合、一般産業プラントにおいては、事業者は自費であれ保険金であれ、事故被害賠償額の全額を事業者の責任において完済することが求められる。しかし、原子力事業者はその責任を免れている。よって、そのような、いわゆる一般産業プラントの工学上の常識を原子力プラントに持ち込むことは、社会的整合性を失したものになる。以下に、そのことについて説明を加える[1]。

0.1　原子力プラントの特異な危険性

一般産業プラントにおいては、一定の確率で事故が発生しても、それによる市民への被害は限定されており、その災害を見越して損害を緩和するための火災保険や第三者賠償責任保険などの社会的補償システムが予め組み込まれている。しかし原発の場合には、第三者である市民への被害が膨大であるにもかかわらず、その損害を緩和する社会的システムが欠落している。そのことは福島原発事故から 6 年以上を経過した現在（2017 年 8 月）でも福島県民の避難者が 6 〜 8 万人に上っているという一事を見ても明らかである[2]。

一般産業プラントの災害の例として、石油プラントの火災の事例を述べる。2011 年 3 月 11 日の東日本大震災の夜、テレビで大きく報道されたのは、赤々と燃えるコスモ石油千葉製油所の球形タンク群であった。同製油所の球形タンクは、不幸にも水張り試験中で、設計条件以上の荷重がタンクの支柱にかかっているところを大地震に直撃されて、支柱が折れたために落下し、LPG 配管を折損して火災が発生し、それが 17 基の球形タンクの火災に発展したのである（図 1）。タンクや配管から漏れた燃料は、10 日間燃え続けた後に自然鎮火した。製油所はもともと燃料を扱うプラントであるから、いったん火が広

[1] 本章は、原発規制庁審議ウォッチ・グループ（2015）「川内原発運転差止仮処分却下に見る『結果責任』観念の欠落」『科学』85(6): p.581、および、筒井哲郎（2013）「死を内包する技術体系」――原子力技術と軍事的論理の一側面『世界』2013年7月号、p.225の改稿である。

[2] 原子力市民委員会（2017）『原発ゼロ社会への道 2017 ―― 脱原子力政策の実現のために』、1.1.1「避難者数の現状」 www.ccnejapan.com/?p=8000参照。行政が実態を把握していない避難者も多く、避難者の正確な数は特定できないのが実情である。

がると人力では消火がほぼ不可能である。その上、気化した燃料に着火すると大爆発が起こるので、人間が近寄ることはきわめて危険である。したがって、製油所で火災が発生した場合には初期消火に失敗したら、遠回しに延焼防止の警戒をするだけで、その後数日間は燃え尽きるのを待つだけである。火災の結果としては、設備被害は大きくても周辺の一般市民にはほとんど被害を及ぼさない。

他方、原発においては、いったん核燃料の冷却水が失われてメルトダウンが発生し、格納容器の破損に至った場合は、放射性物質の外部放出が避けられない。それを食い止めるためには、冷却水喪失事故が発生すると同時に、運転員たちが大車輪で働いて、格納容器破損の直前に必ず冷却に成功しなければならない。これはきわめて過酷な超人的働きを要する。けれども、原発事業者らは、これを必ず完遂するというシナリオを設置変更許可申請書に書いて約束し、国の原子力規制当局もそれを承認している。福島第一原発事故以前には、メルトダウンは必ず未然に防止すると約束していた。メルトダウン事故は福島原発事故で実際に起こった。

その後、福島第一原発の現場では、強い放射線を浴びながら、ガレキを片づけ、消防車を運転し、電源車を移動および接続する、といった過酷な業務が行われたが、その効果は限定的であった。このような作業を強行したとしても放射能の拡散は防ぐことができなかった。しかも、事故拡大は僥倖によって小規模にとどまったが、場合によっては首都圏も避難区域になる可能性があった。

福島原発事故の際の現場作業条件に着目すれば、当時の吉田昌郎所長は免震重要棟から一歩も出ることができず、水素爆発を起こした 3 つの建物を自分の目では見ずに、部下を見に行かせてその報告を聞いて事実の理解に努めている。3 月 14 日夜には 2 号機の冷却が不能に陥り、翌 15 日朝には現場にいた 720 人中 650 人が福島第二原発へ避難し、その後落ち着いたから戻れと指示したが、その後に 16 日午

図 1　コスモ石油千葉製油所　球形タンク群の火災状況

イラスト：　佐藤和宏（プラント技術者の会）

前 1 時半までに戻った人員は 112 人（約 2 割）であった[3]。憲法および労働基準法に規定する労働者の基本的人権からいって、危険な現場から労働者は退避する権利があるし、だれもその権利を無視して危険労働を命令する権利はない。福島原発の過酷事故の際、事実上人力で有効な対策を行うことができなかったし、今後仮に従来の訓練不足を補ったとしても、高い放射線下で働くというのはチェルノブイリ原発事故の際、軍人や消防士などの生命の危険を伴う仕事をする人々が主体となっていたリクビダートル同様に、死を覚悟した行動を要求することである[4]。

ことほど左様に原発のメルトダウンは巨大な被害をもたらすものであり、規制当局が格納容器機能喪失の発生頻度の性能目標を 10 万年に 1 度と要求していることは当然である。これは一般産業プラントがその種の事故確率の制限を規定しないで、万一起こっても社会的な回復措置を定めることによって受容されているのとは雲泥の差がある。

0.2　社会的整合性の欠如

0.2.1　一般産業設備の賠償責任と保険制度

一般の産業設備、たとえば石油プラントでも、あるいは自動車や船舶等の交通機関でも、事故に起因する損害の賠償金は事業者が支払う義務を負う。そして、いったん事故が起こればその賠償額が巨額になるので、その補償金を賄うに足る保険を掛けている。

その際、事故の尻拭いをするための保険金の額と、事故リスク回避のための投資とを一つの財布の中で比較考量し、もっとも費用が少なくなるような折り合い点を求める。このような方法を自発的に見出させるように社会的経済的ルールが機能している。そのことは、次頁の図 2 で説明される。

安全対策費用を過大に投資すれば、保険費用は安くなるが、全体的に不経済になる。一方、安全対策費用を極端に減らせば、保険費用が高くなって、全体的に不経済である。したがって、費用合計がもっとも小さくなる最適点がおのずから決定される[5]。しかるに、賠償費用を事業者が負担しない場合は、事業者は安全対策費用を最小にするようなインセンティブが働く。

0.2.2　賠償責任免除のゆがみ

原発の最大の問題は、事業者の賠償責任が実質的に免除されていることである。賠償額の上限を 1200 億円と決めて、その金額までの保険を掛けてはいるが、その金額は必要額の 100 分の 1 か 1000 分の 1 以下であって、実質的に責任を果たすことにはならない。現行の法体系では、その賠償責任を政府が肩代わりすることになっている。したがって、現行制度の下では電力会社は安全投資をゼロにした方が合理的である。福島原発の場合、10mから 15mものの高さの津波想定が分かっていたが、その対策を行わずに、確率論の議論で片づけたのは、そのような企業論理が働いたことによる必然の結果である。

---

[3] 海渡雄一ほか（2015）『朝日新聞「吉田調書報道」は誤報ではない　隠された原発情報との闘い』彩流社 p.97

[4] リクビダートルの総数は60～80万人、そのうち1986年と1987年に作業にあたった約20万人が大きな被曝を受けたとされている。今中哲二（2006）「チェルノブイリ事故による死者の数」『原子力資料情報室通信』386号 www.cnic.jp/modules/news/article.php?storyid=412

[5] 安全対策費用と保険費用の合計が最小となるところが、最適点となる。

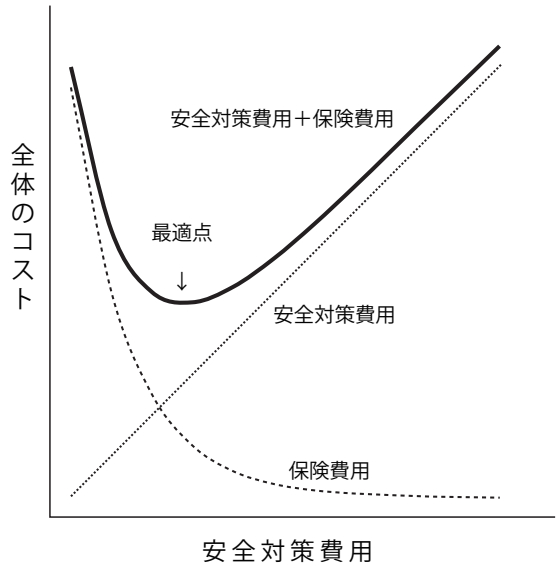


図２　安全対策費用と保険費用のバランス（概念図）

0.3　リスク評価の限定的性格

0.3.1　「安全目標」について

2015 年 4 月 22 日の川内原発稼働等差止仮処分申立事件の決定は、「安全目標」について、「炉心損傷頻度が 10^{-4}／年程度に、格納容器機能喪失頻度が 10^{-5}／年程度に抑制されるべきであるとするもの」で、「さらに事故時におけるセシウム 137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度を 10^{-6}／年程度を超えないように抑制されるべきである」（引用者注：テロ等によるものを除く）というものとして引用されている[6]。この安全目標は、2003 年に原子力安全委員会安全目標専門部会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」として発表したものであり、テロ等の扱いは、その解説で「産業破壊活動等の意図的な人為事象によるリスクについては、安全目標の対象外としている」と記載されている[7]。

規制審査の現実を見ると、固定した設備の内容についての審査に重点がおかれて、人間活動や組織の機能などについては、評価が手薄と思われる。さらに意図的な破壊活動に至っては評価が困難であることは理解できる。しかし、現実に社会に実装された設備にとってのリスクは評価の可否とは関係なく存在する。むしろ、近年は、組織的な破壊工作によるリスクが高まっており、新規制基準および審査ガイドの中にテロ対策を盛り込むようになった。この点が原発の最も弱いリンクになる可能性もあり、上記の鹿児島地裁の決定は社会の現実を反映していない。

0.3.2　「確率論的リスク評価」について

本章の冒頭で紹介した岡本孝司氏の意見書は、原子力工学において安全対策は相対的なリスク評価を行い、有限な資源をその優先順位に基づいて配分していくこと、人間が物を作っていくのだから 100％絶対的な安全性はないこと、「安全寄り」に設定された設計想定といえども、これを上回る事態が絶対に

---

6 「川内原発稼働等差止仮処分申立事件　決定」鹿児島地方裁判所、2015年4月22日 p.84
www.courts.go.jp/app/files/hanrei_jp/509/085509_hanrei.pdf

7 「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」解説7 p.17　www.nsr.go.jp/data/000047322.pdf

発生しないと言えるものではない、と述べている（pp.2-3）。そのことは筆者も同意する。問題は、その想定した事故確率が著しく過小評価になっていることである。そして、事業者がその経済的負担をし、かつ上記 0.2 節でのべたような結果責任を免れている場合には、過小評価する誘因が大きく、歯止めがかからないということである。

事故確率の予測はさまざまな推論や仮定のもとに算出されたものであって、主観的・恣意的な前提でなされているのが実態である。たとえば、福島原発事故のような過酷事故が起こる確率は原発 1 基あたり「100 万年に一度」と評価されてきた。世界中におよそ 400 基の原発が運転されてきたから、この確率評価によれば、過酷事故は「2500 年に一度」起こるという計算になる（100 万÷400＝2500）。ところが実際には、過去 50 年の歴史の中で、スリーマイル島、チェルノブイリ、福島第一の 3 つの発電所で、都合 5 基が過酷事故を起こしている。つまり、実態は「10 年に一度」である[8]。人間の社会的行為の中で、結果責任を負わない事業者が、いくら善意を強調しても 2 桁もリスクを過小評価してしまうことが実態として白日の下にさらされたのである。

0.4　犠牲を前提にしなければ成立しない軍事的性格

0.4.1　原発作業員がさらされる生命の危険

福島原発事故に際して、時の首相菅直人氏は、多数の人命を救うために少数の運転員に死の危険を伴う業務遂行を要求した。それはいわば軍事指揮官としての決断であった。原発はその種の軍事的運営を必然的に要求する性格のものである。発電用原子炉の出自が原子爆弾に引き続く原子力潜水艦用エンジンの開発であることは従来から論じられてきたが、運転における軍事的性格は福島原発事故を契機に初めてわれわれ日本人の眼前に明確に示された。

0.4.1.1　ベントの諦めと原発放棄

以下、原発事故のルポルタージュ『検証 福島原発事故　官邸の一〇〇時間』[9]を元に、事故を起こし、大量の放射能を放出する原発を放棄するか否かという極限の状況を振り返る。

・福島原発事故の際、地震・津波を契機に原発が全交流電源喪失状態に陥り、原子炉圧力容器内の燃料の冷却ができなくなった。このままではベントが必要になるということを専門家から政治家に伝えられたのは 3 月 11 日午後 9 時頃であったという。

・12 日午前 0 時 6 分、福島第一原発の吉田所長は 1 号機のベント実施を指示した。格納容器の圧力が、設計圧力 427kPa を大きく上回っている可能性があった。この時点で、東電本社も官邸の政治家たちも午前 3 時頃にベントを行うという認識であった。しかし、午前 4 時半に、ベントを要する 1 号機周辺の放射線量が高くなって作業員が近づけない、という報告が政治家たちになされた[10]。菅直人首相はその朝 7 時過ぎにヘリコプターで福島第一へ乗り込み、「（ベントを）早くやってくれ！」とい

---

8 原子力市民委員会（2014）『原発ゼロ社会への道 —— 市民がつくる脱原子力政策大綱』 p.139
www.ccnejapan.com/?p=3000

9 木村英昭（2012）『検証 福島原発事故　官邸の一〇〇時間』岩波書店、p.45

10 同上 p.84

い、吉田所長は「ベントはやります。決死隊を作ってでもやります」と答えた。

・現場では、バルブを手動で開けるために 2 人ひと組の 3 班体制を組んだ。第 1 班は午前 9 時 4 分に出発し、予定通り弁を 25％開けて帰ってきた。第 2 班は、現場に向かう途中線量計が警報音を発し、90mSv 超を示したので引き返した。3 班目は、現場に行くこと自体を断念した[11]。（引用者注：つまり、東電の従業員たちには、原発の爆発防止と自分たちの命を天秤にかけるという発想がなかった。それは、民間企業の従業員として当然とも言える。）

・1 号機が爆発したのは 12 日 15 時 36 分、 3 号機が爆発したのは 14 日 11 時ごろであった。東電社内では 14 日の朝から撤退の議論がなされ、清水社長から閣僚たちへ申し入れが試みられた。1 回目は 14 日の夜 7 時ごろから、清水社長は海江田通産相に携帯電話で連絡を試みた。2 回目は同日深夜日付が変わる頃、2 号機の原子炉内の水位が下がり、格納容器の圧力が設計限界を超え、弁操作も失敗した頃であった[12]。

・1 回目の撤退申し入れの電話に、海江田大臣は「残っていただきたい」と応えた。2 回目の撤退申し入れは海江田・枝野・細野の各閣僚たちがそれぞれ断ったが、最終的に菅首相が「撤退なんてありえない」と決断し、「撤退を食い止めるためには東電に乗り込むしかない」と官邸の意見が一致した（15 日午前 3 時台）。

実際の現場では、地震発生時に 6,000 人超、14 日夜でも 720 人ほどいた人員を約 70 名だけ残して 650 人を福島第二原発へ退去させてしまった。これは、東電が事故への対処を諦めて、原発を放棄したのである。

0.4.1.2　死を伴う事故

高線量を理由にベントを諦めて爆発を受容しようという態度、原子炉の冷却手段がなくなったから原発を放棄して、爆発・放射性物質の飛散があろうともあとは成り行きに任せようという態度は、原発という技術体系を指揮・運転していく際に許されることであろうか。一般の生産設備とは違って、原発の場合は、設備の放棄かつ労働者の退避は最適解ではない。一般生産設備と原発では求められる業務範囲が違っている。この判断基準の相違を認識しないために多くの議論が混迷してきた。吉田所長以下の現場スタッフはよくやった、という評価が少なくないが[13]、それは、一般生産設備の従業員としての見方である。しかも、危害が多数の市民に及ぶことが予見されている場合はなおさらである。

結局、原発を容認するということは、事故の際に、そのような過酷な労働を強いるということに他ならない。そのようなものとして、私たちは原発を容認して良いのだろうか。

原発で働く人々の労働契約は、軍人・警察官・消防士などのように、職務遂行のためには生命を危険に晒すということを前提にしていない[14]。そのために、東電の経営者も労働者も原発を放棄して自分たちの命を救うことが当然だというスタンダードで考えている。

---

[11] 同上 p.97
[12] 同上 p.213
[13] たとえば、門田隆将『死の淵を見た男　吉田昌郎と福島第一原発の五〇〇日』PHP、2012年
[14] 実際に福島原発事故の際に、消防車を動かせる人がいない、いわき市に設けた物資の集積所（小名浜コールセンター）から原発まで物資を運ぶ運転手がいない、という事態が生じて、事故対応に大きな支障をきたしたことが、当時のテレビ会議の記録から伺える。朝日新聞社（2012）『検証 東電テレビ会議』朝日新聞出版

原発運用主体の組織がこのような心的態度であるなら、かれらに原発運転の資格があるだろうか。市民は、かれらに運転を任せられるだろうか。さらに、運転を任せるに適した組織体がこの日本社会に存在するだろうか。存在しないなら、日本に原発を設置することを許してはいけないのではないか。
事故時の危険な職務を誰が負うのか。原発の従業員か、自衛隊か消防隊員か。また、危険な仕事を命令するのは、電力会社の経営者か、政府なのか。こういう問題は、あらかじめ決められていなかったし、今も不明確である。すなわち、「安全神話」が原発を一般生産設備並みの認識にずらし込む役割を果たしている。

あらかじめそのような規定がなく、「想定外」という言い訳がなされたところに、原発事故が実際に発生し、その必要が突然現出した。その備えのない事業者の態度は「無責任」としか言いようがない。

0.4.1.3　「説得」による被ばく労働

福島の事故現場におけるもう少し具体的な事例を見ていこう。
東電の本店と現場で交わされたテレビ会議の模様が不完全ながら公開されて、次のような事実が分かっている[15]。

> 3月13日朝、東電テレビ会議の議論は、原子炉へ注水するために、消防車を運転する東電の子会社「南明興産」と「南双サービス」の運転手を手配することに集中していた。消防車自体は関東地方や広野火力発電所などの東電事業所から回送したのがあるし、地元消防署のものもあるが、みな放射線を気にして現場へ入ろうとしない。やっと入ってくれた南明興産の社員3名は、3号機の爆発で負傷し、免震重要棟に引き上げねばならなかった（この時、東電社員4名も負傷。12日の1号機爆発の時も南明興産の社員2名が負傷している）。南明興産側は、当初「火災の消火は契約に入っているが、原子炉注水作業のような放射線量の高い現場での労働は契約に入っていない」と言って断っていたが、東電の強引な〝説得〟によって、しぶしぶこの作業に従事した。

かねてからの契約条項にはなかった危険な作業に、情に絡んだ、あるいは会社間の立場に物を言わせたパワーハラスメント的説得が行われて、「子会社」の経営者が渋々従った様子が透けて見える。

個々の労働者にとっては、たとえ社会的な必要があろうと、自分の意思に背いて危険な被ばく労働に従事することは、われわれが日常当然の前提としている「憲法第13条の基本的人権」（生命・自由及び幸福追求に対する国民の権利については、・・・最大の尊重を必要とする）に違反している。そのことを曖昧にしたまま、深刻な事態に直面して、成り行きから「説得」に及んだのが今回の実態である。

0.4.1.4　労働者を保護する法秩序

核物質を扱う施設が過酷事故に陥った場合には、その現場に残って作業する人々は致死量の被ばくをするリスクにさらされる。そのような労働を要求したり、あるいは仮にも労働契約を結んだりすることは現実的に可能であろうか。それは労働基準法第5条、労働安全衛生法第20条、22条、25条、27条、

---

[15] 前掲『検証東電テレビ会議』（2012）pp.62-66

29 条などに違反すると考えられる。労働安全衛生法第 25 条には「事業者は、労働災害発生の急迫した危険があるときは、直ちに作業を中止し、労働者を作業場から退避させる等必要な措置を講じなければならない」と規定されており、それを補完する通達（昭 47.9.18 基発第 602 号）には「本条は事業者の義務として、災害発生の緊急時において、労働者を退避させるべきことを規定したものであるが、客観的に労働災害の発生が差し迫っているときには、事業者の措置を待つまでもなく、労働者は、緊急避難のため、その自主的判断によって当然その作業場から退避できることは、法の規定をまつまでもないこと」と記載されている。

つまり、原発の過酷事故の対処は、もはや正常な労働契約になじまないものであって、原子炉施設は正常な産業施設として運営することが不可能なものである。

組織的・計画的な攻撃による原子炉の破壊を防遏したり、その結果発生する火災を消火したりするには、放射能が漂う環境で、生命の危険を冒して被ばく労働を行うことを想定しなければならない（チェルノブイリ原発事故でのリクビダートルのように）。故意の航空機衝突や武力攻撃を意図して突入する相手は、生命を賭して襲撃してくるのであり、それに対抗する作業が、現状の民間会社の労働契約の枠組みの中でなされうるものではない。

0.4.2　地元住民に対する被ばくの強要

2017 年 3 月 31 日に浪江町、飯舘村、川俣町の避難指示が解除された。隣接する富岡町はその翌日に解除された。富岡町は避難指示が解除された区域、居住制限区域と帰還困難区域の三つに分断されている。これらの避難指示解除区域での帰還予想率は 10%以下である。2015 年秋にすでに帰還困難区域の避難指示を解除された楢葉町での帰還率は 2017 年 3 月時点で 11%で、60 歳代が多く、若い層はもちろん、70 歳代以上も少ない[16]。

政府の説明資料には、「避難指示の解除について：・・・ただし、帰還するかしないかは、当然ながら、お一人お一人のご判断によるものであり、国が避難指示を解除したからといって帰還を強制されるものではありません」と書いてある[17]。しかし、空間線量率 20mSv/年の地域で、何の防護もせずに生活せよというのは、当事者にとって耐えがたいことである。すぐ近くの福島原発事故現場では、5mSv/年の被ばくが予想される職業人に対して、完全な防護措置をした上での労働を許可していることと比較すると、はなはだしいダブルスタンダードである。

チェルノブイリ原発事故後、旧ソ連各国の政府は避難生活を継続する住民には生活支援を受ける権利を認めているのに対して、日本政府は、2017 年 3 月をもって住宅支援や生活支援を打ち切って、経済的困難を強いるところである。日本政府は避難住民に対して、横柄で冷酷であることを認識しなければならない。

原発プラントは、責任のない周辺住民に犠牲を強いることによってしか成り立たない、社会的に存立基盤のない産業施設であると言わざるをえない。

---

[16] 前掲『原発ゼロ社会への道 2017』、1.1.2「避難指示解除の意思決定のあり方」を参照。

[17] 内閣府 原子力被災者生活支援チーム（2016）「福島における避難指示解除と本格復興に向けて」平成28年7月 p.3 www.aesj.net/document/event-fukushima-pj-20160723_02.pdf

第 1 章　再稼働を推進する新規制基準適合性審査

1.1　設計基準地震動、津波の過小評価

滝谷 紘一、阪上 武

新規制基準が施行された 2013 年 7 月 8 日以降、電力会社から提出された原発の設置変更許可申請書、工事計画認可申請書等について原子力規制委員会（以下、規制委と略記）による新規制基準適合性審査が順次行われている。本節では、地震・津波による自然災害に対する安全対策について、2017 年 8 月までに設置変更許可が出された PWR 原発（12 基）の審査内容の検証をもとにして、新規制基準の不備な点を指摘し、規制基準の改正とそれにもとづく再審査を求める[18]。

以下、内陸地殻内地震の過小評価の問題（1.1.1）、プレート間地震の過小評価の問題（1.1.2）、熊本地震で明らかになった「激震の繰り返し」問題（1.1.3）、津波の過小評価の問題（1.1.4）について順次述べる。

1.1.1　内陸地殻内地震に関する島崎邦彦氏の指摘

1.1.1.1　経緯

設計基準地震動の設定が、耐震安全設計の出発点である。新規制基準に従って各電力会社が設定し、規制委が承認した設計基準地震動の大きさについて、地震学の専門家から過小評価になっている可能性の指摘がなされている。

社会的に大きな注目を受けている指摘として、地震学者の島崎邦彦・東京大学名誉教授（前・原子力規制委員会委員長代理）が 2015 年に複数の学会（日本地球惑星科学連合大会、日本地震学会、日本活断層学会）において、断層モデルをもとに震源の大きさを推定する際に各電力会社が使用している入倉・三宅式は過小評価をもたらす可能性があるので不適切であることを発表した。2016 年 6 月には、そのことが同年 4 月に発生した熊本地震のデータで裏付けられたことを論文発表した[19]。また名古屋高裁金沢支部での大飯原発３・４号機運転差止め訴訟控訴審に、そのことを論じる意見陳述書を提出した[20]。規制委は以前に委員長代理を務めたことのある島崎の指摘を無視できなくなり、同年 6 月に田中俊一委員長らは島崎からの意見聴取を公開の場で行った。しかし、規制委は 7 月 27 日の定例会合で「現時点で大飯原発の基準地震動を見直す必要はない」と結論づけた。島崎が提案した政府の地震調査研究推進本部・地震調査委員会の資料に記載されている別の計算式を使った評価については、原発に対して「今まで使ったことがない」(櫻田道夫・原子力規制庁原子力規制部長)ことを理由に、基準地震動の検証を実施しない考えを示した[21]。この規制委の決定に関して、島崎は異議を唱えている。

---

18 本レポートの脱稿後、2017年10月に柏崎刈羽原発6・7号機（BWR）に対する審査書が公表されたが、その問題点については、原子力市民委員会のパブリックコメント文例集（www.ccnejapan.com/?p=7835）を参照されたい。

19 島崎邦彦（2016）「最大クラスではない日本海『最大クラス』の津波―― 過ちを糾さないままでは「想定外」の災害が再生産される」『科学』86(7): pp.653-660

20 島崎は2017年4月24日の同控訴審に証人として出廷し、意見陳述書の内容を証言した。

21 「大飯原発『基準地震動評価』が批判されるワケ」東洋経済ONLINE、2016年8月17日

1.1.1.2　入倉・三宅式の問題点

島崎が問題にしている入倉・三宅式は、震源断層面積から地震モーメントを算出する際に用いられる経験式である。2015 年 5 月の日本地球惑星科学連合大会において、「入倉・三宅式を用いると地震モーメントが過小評価される傾向が明らかになった」と発表し、同年 10 月の地震学会と同年 11 月の活断層学会においても、同趣旨の発表を行った。

島崎は学会発表において、入倉・三宅式を含む 4 つの経験式について、厚さ 14km の垂直な断層を仮定し、断層長さ L（m）と地震モーメント Mo（Nm)の関係式に変形した上で比較した[22]。その結果、

① $Mo=4.37\times10^{10}\times L^{2}$（武村式、1998）
② $Mo=3.80\times10^{10}\times L^{2}$（山中・島崎式、1990）
③ $Mo=3.35\times10^{10}\times L^{1.95}$（地震調査委、2006）
④ $Mo=1.09\times10^{10}\times L^{2}$（入倉・三宅式、2001。厚さ 14km の地震発生層中の垂直な断層を仮定した場合）

となり、断層長さが同じ場合、①の「武村式」による地震モーメントは、④の入倉・三宅式の約 4 倍となる。武村式は、原子炉施設の耐津波評価に用いられる基準津波の作成過程において使われている。さらに島崎は、これまでに観測された 7 つの地震について、「地震発生前に使用できるのは活断層の情報である」として、地震発生前に想定しうる情報を前提に、各式の計算値を観測値と比較した。これについても、入倉・三宅式の過小評価が見てとれるものであった。

島崎は、2016 年 4 月に発生した熊本地震の観測データに照らしても、入倉・三宅式を用いると過小評価となることから、規制委に対し、入倉・三宅式とは異なる武村式等の式を用いて基準地震動を評価し直す必要がある旨提言した。

島崎は、月刊誌「科学」で発表した論文(☞ 脚註 19)において、熊本地震の地震モーメントの観測値は、$Mo=4.66\times10^{19}$Nm であるところ、入倉・三宅式に対して断層面積 $S=496km^{2}$（断層長さ L＝31km×断層幅 W＝16km）を適用して得られた地震モーメントは $Mo=1.37\times10^{19}$Nm となり、同式では過小評価となることを示している。

2016 年 6 月 16 日に、規制委の田中委員長、石渡委員らが島崎と面会し、島崎は「入倉・三宅式が正しいとして……断層の長さを逆に求めると 57km になる。実際の長さは 30km、35km という人もいるけど、どう考えても 57km にはならない。とくに地震前に 57km という人はいないはずです。……とくに事業者はどちらかというと短い断層を好むわけで、地表の観測データから考えられるところを自ら進んで 57km という長い断層を提案する事業者はおそらくいない、ということはすなわち、今の入倉・三宅式を使っている限り、震源の大きさは過小評価される」と述べた。規制委は、6 月 20 日の定例会合において、大飯原発について地震動評価（試算）を行うこととした。

それに従って規制庁は武村式を用いた試算を行って 7 月 13 日の規制委に提出した。その試算結果では、最大加速度は 644 ガルしかならず、関西電力が評価した基準地震動値 856 ガル（入倉・三宅式を使用）を下回っているので、評価を変更する必要はないと結論づけた。しかし、この試算には、小山英之(美

[22] 島崎邦彦（2015）「活断層の長さから推定する地震モーメント」日本地球惑星科学連合2015年大会（2015年5月28日）、予稿集SSS28-07

浜の会代表)から、比較の出発点となるべき入倉・三宅式による最大加速度設定を関西電力の値(596 ガル)ではなく、それより低めた値(356 ガル)に変えていると指摘されている[23]。ただしこの場合でも、武村式に替えた効果として、加速度は 1.81 倍に上がったことになる。島崎は 7 月 14 日付けで田中委員長に申入書を提出して、7 月 13 日の規制委の議論および結論は納得できないことを表明するとともに、もし基準地震動算定の元になる最大加速度が 1.81 倍になるのであれば、基準地震動は、現行最大加速度 856 ガルの 1.81 倍である 1,550 ガルにもなるのではないかと主張している。大飯原発のクリフエッジ[24]は 1,260 ガル（関西電力公表値）であり、この値を超えることは耐震安全性の確保がもはや不可能であり、運転は認められないことを意味する。

実際に基準地震動が過小評価であったことについては、近年、2005 年 8 月の宮城県沖地震での女川原発、2007 年 3 月の能登半島沖地震での志賀原発、2007 年 7 月の新潟県中越沖地震での柏崎刈羽原発、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震での女川原発、福島第一原発と私たちはたびたび経験している。いずれも各基準地震動を決める当時の地震学の知見には限界があって、それに伴う不確かさの考慮が不十分であったことによる。この不確かさが存在し、それが明確になっていないという問題は、2013 年に耐震基準が改訂された現在においても解消されていない。

1.1.1.3　強地震動予測手法レシピの改訂

政府の地震調査研究推進本部は、2016 年 12 月 9 日に最新の知見を反映すべく「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」（通称「レシピ」[25]）の修正を行った。その後、2017 年 4 月 27 日に改訂版が出された。そこには、入倉・三宅式の入ったレシピ（ア）（電力会社が採用）と武村式の入ったレシピ（イ）が記載されている。島崎はこのレシピ（イ）を用いて大飯原発の基準地震動を評価することを提案している。

なお、上記の修正点はレシピ（ア）と(イ)の内容ではなくて、それぞれの式をどのような場合に使うかを示した表題部分のみであり、修正された結果は次のとおりである。

- レシピ（ア）：過去の地震記録や調査結果等の諸知見を吟味・判断して震源断層モデルを設定する場合
- レシピ（イ）：長期評価された地表の活断層長さ等から地震規模を設定し震源断層モデルを設定する場合

レシピ（イ）については、「簡便化した方法で」という文言が削除された。従来はこの文言があったために電力会社は厳密さを欠くものと見なして採用してこなかったと報じられている[26]。

私たちは断層モデルによる基準地震動の設定にあたっては、不確かさの考慮が必要であることから、少なくとも両レシピによる評価を行って、そのうちの厳しい値の方を採用することを提案する。その結果として、基準地震動が大きくなり耐震安全上の問題が出て原発運転不可になることがあっても、原発

---

[23] 小山英之（2016）「島崎提言に関連する見解：クリフエッジを超える大飯原発・美浜３号は廃炉に」美浜の会ホームページ、2016年7月24日　www.jca.apc.org/mihama/saikado/kenkai160724.pdf

[24] クリフエッジ（崖っぷち）とは、これを超えると炉心の冷却ができなくなり、大惨事に至る地震動の値を指す。

[25]（料理のレシピのように）誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論のこと

[26]「熊本地震で新たな知見？地震動過小評価は防げるか」『週刊東洋経済』2017年1月21日号 pp.82-83

震災から住民を守るためにそれを受け入れるべきである。前出のとおり規制庁はレシピ（イ）を用いない理由に「今まで使ったことがない」ことを挙げているが、これでは新しい知見の反映はできないことになり、科学的に厳正な姿勢を欠いている。

1.1.2　プレート間地震に関する野津厚氏の指摘

前節 1.1.1 は、内陸地殻内地震に関する問題点である。耐震基準での基準地震動の検討については、プレート間地震についても評価することが求められている。このプレート間地震に関して、2017 年 4 月に地震研究者の野津厚（海上・港湾・航空技術研究所）は、東北地方太平洋沖地震のデータ分析・調査から強震動パルスを計算する現状のモデルには不十分さがあることを公表した[27]。その中で、より正確に扱える計算モデルを用いて伊方原発を対象にして巨大地震の発生が懸念されている南海トラフについて計算すると、最大加速度は約 1066 ガルとなり、規制委が既に承認した基準地震動(650 ガル)を大幅に超過することを述べている。原発の基準地震動の過小評価を防ぐために、規制委はこの地震学の新知見を真摯に受け止めて早急に精査し、バックチェックの要否検討を行うべきである。

1.1.3　繰り返し地震を耐震基準で想定すべきである

2016 年 4 月の熊本地震では、震度 7 の激震が約 28 時間の短期間に 2 回発生した。気象庁はこのような激震の繰り返しは「過去の経験則にはない」と発表した。しかし、規制委が未だに繰り返し地震を耐震基準に取り入れようとしないことは新知見の無視であり、看過できない問題である。繰り返し地震の問題については、第 3 章で詳述する（3.3）。

1.1.4　津波について

福島原発事故の教訓をもとに新規制基準の設置許可基準規則には新たに「基準津波」が規定され、その審査ガイドが制定されたことは評価される。これらにもとづいて、各原発の基準津波の設定に関する審査が実施されているが、島崎は海域の活断層による地殻内地震に起因する津波について、西日本に多いとされる垂直断層あるいは垂直に近い断層の場合に過小評価になっている可能性を指摘している。その論拠は、前項の基準地震動の過小評価の問題と共通であり、電力会社が用いている入倉・三宅式では震源の大きさを過小評価することにある（☞ 脚註 19）。

基準津波についても、地震調査研究推進本部によるレシピ改訂を受けて、断層モデルによる震源の大きさについてレシピ（イ）にもとづく再評価を早急に行うべきである。

1.2　火山灰の影響評価について

阪上 武、滝谷 紘一

火山灰（降下火砕物）により、原発の非常用ディーゼル発電機が機能喪失する可能性がある。新規制基準適合性審査において事業者は、発電機の吸気フィルタが閉塞する（火山灰により目詰まりする）ま

[27] 野津厚（2017）「原子力発電所の基準地震動策定のために東北地方太平洋沖地震から何を学ぶべきか」『科学』87(5) pp.434-442

での時間を評価し、フィルタ交換する時間的余裕があるとしている（1.2.2）。しかし、その評価に用いられた火山灰濃度に過小評価があることが明らかになった（1.2.4）。規制委は事業者に再評価を指示したが、その再評価に用いられた火山灰濃度も最新の研究知見に照らして不十分であり（1.2.6、1.2.7）、現状で安全性が確認されない状況にある。

規制委は、適合性審査で用いられたセントヘレンズ火山の観測値では過小評価となることを事実上認め、セントヘレンズでの観測値の約 100 倍のオーダーとなる数 g/m^3 の火山灰濃度もありえるとした（1.2.8）。稼働中の川内、伊方原発や設置変更許可済みの玄海、大飯、美浜原発は、いずれもこの強化された規制基準を満たしていない。

規制委は火山灰の影響評価に際し、稼働中の原発について停止を求めていない。しかし、過酷事故を引き起こす可能性のある重大事項である以上、全原発をバックフィットの対象とし、稼働中の原子炉も止めた上で再審査すべきである（1.2.9）。

1.2.1　火山ガイドにおける火山灰の影響評価

「原子力発電所の火山影響評価ガイド」[28]（火山ガイド）は、新規制基準適合性審査における火山影響評価について、立地評価と影響評価の２段階で審査を行うことを定めている。

立地評価においては、火砕流など、設計対応が不可能な火山事象が原発の運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分小さいといえるか否かを検討し、否となれば立地不適となる。

影響評価においては、降下火砕物（火山灰）など、当該原発の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出し、各事象の特定と規模を推定する。そして、設定された各火山事象に対する設計対応および運転対応が、妥当か否かが判断される。

火砕流の立地評価で問題になる噴火規模は、姶良カルデラにおける破局的噴火など、非常に巨大な噴火（噴火規模７以上）に限られるが、火山灰の影響評価で検討される火山噴火は、それよりも噴火規模が小さく（噴火規模５ないし６程度）、頻度が高い噴火が対象となっており、どの原発でも評価が必要となるものである。

1.2.2　火山灰による非常用ディーゼル発電機への影響

外部電源が喪失した場合、非常用電源により、原子炉の冷却機能を維持しなければならないが、火山灰により、非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタが目詰まりを起こし、あるいは、火山灰が発電機内に侵入して閉塞・摩耗することにより、発電機が機能を喪失する可能性がある。この件について、電気事業者は、大気中火山灰濃度を想定した上で、吸気フィルタの閉塞までに要する時間を試算し、２台ある発電機の吸気フィルタを交互に交換することを前提に、交換に要する時間との比較検討を行っている。

九電は、川内原発の火山の影響評価において、約 1.3 万年前の桜島薩摩噴火による火山灰を想定し、川内原発における火山灰の層厚を 15cm と評価している。そして、そのときの大気中火山灰濃度として、2010 年のアイスランドのエイヤヒャトラ氷河の噴火により火口から約 40km 離れたヘイマランド地区で観測された大気中の火山灰濃度である 3,241 μg/m^3 を想定した上で、吸気フィルタの閉塞までに要す

[28] 原子力規制委員会（2013）「原子力発電所の火山影響評価ガイド」平成25年6月
www.nsr.go.jp/data/000069143.pdf

る時間を約 26.5 時間と試算している。これに対し、フィルタの交換に要する時間は約 1 時間であるから、安全上問題はないとの結論を下していた[29]。

1.2.3　川内原発稼働差止仮処分における住民側の主張と福岡高裁宮崎支部決定

川内原発稼働差止仮処分抗告審において住民側は、上記ヘイマランド地区の火山灰（層厚約 5 mm）が、最後の噴火から約 3 週間以上経過した後に再飛散した際の、直径 10 μm 以下の浮遊粒子のみの観測値であること、上記噴火における 24 時間平均 PM10（直径 10 μm 以下の浮遊粒子）濃度の観測値や 1980 年の米国セントヘレンズ山の噴火における同火山から 135km 離れた地点における観測値（九電が用いた値の 10 倍以上）等から、川内原発の敷地に層厚 15cm の火山灰があった場合の大気中濃度を推定すると、九電の用いた数値の数十倍から 100 倍以上になると主張した。その場合、吸気フィルタの閉塞までに要する時間は、数十分の一から 100 分の一以下となり、フィルタの交換に間に合わず、機能喪失に至るおそれがあるとした。

福岡高裁宮崎支部決定[30]は、「相手方（引用者註：九電）が降下火砕物の大気中濃度として想定した値（3,241 μg/m^3）は、降下火砕物が再飛散した際の PM10 の測定値である可能性があり、相手方の大気中濃度の想定値は少なくとも 10 倍以上の過小評価となっている疑いがある」とし、九電による過小評価の疑いを認定した。高裁決定はそれでも、住民側により、ディーゼル発電機が機能を喪失することの証明がされていないとし、申立てを認めなかった。住民側は、大気中濃度に 10 倍以上の過小評価があっても原発の安全性が確保できるのか、事業者側が立証すべきだと批判している。

1.2.4　規制委による大気中火山灰濃度の見直し

規制庁は、関電美浜原発 3 号炉の審査書案に対する意見募集の結果を 2016 年 10 月 5 日の規制委員会において報告した。寄せられた意見のうち、「1980 年のセントヘレンズ山の噴火では、30,000 μg/m^3 超とされている」としながら、エイヤヒャトラ氷河での「3,241 μg/m^3 という値を用いて評価することについて、プロセスとして問題がないかどうか、その妥当性について説明いただきたい」との意見を取り上げ、「御意見を踏まえ、セントヘレンズ山の噴火における大気中濃度を用いて評価を行い、仮にセントヘレンズ山の噴火における大気中濃度を適用した場合であっても、フィルタを交換することで施設の機能を確保できることを確認しました。御意見を踏まえ、知見の拡充に努めていきます。」との考え方を示した。

これを受け、10 月 19 日に開催された技術情報検討会において、規制庁技術基盤グループより、火山灰濃度の新知見として、電力中央研究所（電中研）や産業技術総合研究所（産総研）等の最新の研究成果等について報告があった。この場で当時の更田委員長代理より、既に設置変更許可を行った原子炉施設についても同様の評価・確認を行うよう指摘があった。

上記につき規制庁は 10 月 26 日の規制委員会で報告し、その場で受けた指示に基づき、10 月 31 日までに、川内 1 ・ 2 号炉、伊方 3 号炉、高浜 1 ～ 4 号炉について、セントヘレンズ山の噴火における大気中濃度を用いた影響評価を行うことを九電、四電、関電に求めた[31]。火山灰濃度としてエイヤヒャトラを

---

[29] 2013年10月25日新規制基準適合性審査会合資料3-4　www.nsr.go.jp/data/000034674.pdf
[30] 福岡高裁宮崎支部決定 2016年4月6日 www.datsugenpatsu.org/bengodan/news/16-04-06/
[31] 2016年10月26日原子力規制委員会会合資料３　www.nsr.go.jp/data/000167786.pdf

用いることは過小評価であることを事実上認めたことになる。

1.2.5　セントヘレンズ山の噴火による観測値を用いても過小評価になる

事業者による評価結果は、2016 年 11 月 16 日の規制委で報告された。九電の川内原発についての評価結果によると、大気中の火山灰濃度が、エイヤヒャトラの 3,241 μg/m^3 からセントヘレンズの 33,400 μg/m^3 へ、約 10 倍となり、閉塞までの時間は、26.5 時間であったものが、2.5 時間と約 10 分の 1 となっている。それでもフィルタ交換に要する時間は 1 時間程度であり、また、下方向から吸気することにより火山灰を吸い込みにくい構造になっていることからも、フィルタの交換は可能であると結論している。

セントヘレンズの観測値について、規制庁が判断の前提とした第 21 回技術情報検討会における資料には、「採取器がこのような高濃度に対応できる設計ではなかったので、実際はより高い濃度であった可能性も否定できない」とある[32]。また、規制庁が用いることを指示した観測値は、火山から約 135km 離れたヤキマ地区における大気中濃度であり、層厚は 5 mm ないし 9 mm でしかない。層厚が 10cm や 15cm となれば、それよりもはるかに濃度が高くなる可能性がある。このようにセントヘレンズ山の観測値を用いるだけでは過小評価となる可能性がある。また、交換に要する時間と閉塞時間が近い場合には、常に交換作業をしていなければならず、フィルタや人員の確保が問題となる。吸気の構造については、11 月 16 日の原子力規制委員会の場で、石渡委員が「（火山灰の粒が）細かくなってくると、吸気口がどっちを向いて居ようが吸い込むのは同じだと思う」などと述べている。

1.2.6　富士宝永噴火での火山灰濃度についての電中研シミュレーション

技術情報検討会で原子力規制庁技術基盤グループにより報告された電中研および産総研の研究成果には驚くべき内容が含まれていた。

電中研が 2016 年 4 月に発表した報告「数値シミュレーションによる降下火山灰の輸送・体積特性評価法の開発（その 2）」では、富士山の宝永噴火を素材として、大気中火山灰濃度に関するシミュレーション結果が報告されている。規制庁技術基盤グループは、「電中研レポートにおいて、富士宝永噴火における横浜（降灰実績 1cm 程度）での火山灰濃度のシミュレーション結果は最大 100mg～1,000mg/m^3」であるとしている[33]。層厚 16cm というのは、川内原発の前提条件（15cm）とほぼ一致するが、この場合、火山灰濃度は、エイヤヒャトラの 30～300 倍、セントヘレンズの 3～30 倍となる。フィルタが閉塞する時間は火山灰濃度と反比例の関係にあることから、約 50 分～5 分程度ということになる。

1.2.7　産総研による吸気フィルタの火山灰目詰まり試験

産総研は、吸気フィルタの火山灰目詰まり試験を行い、その結果を報告している。実験で用いられた火山灰濃度は、70 mg/m^3、700 mg/m^3、7,000 mg/m^3 の 3 種類であり、「火山灰濃度 700 mg/m^3 は毎時数 mm の降灰、火山灰濃度 7,000mg/m^3 は毎時数 cm の降灰に相当する」とある[34]。仮に層厚 15cm の

---

32 同上　資料 3
33 同上　資料 3
34 山元孝広・古川竜太・奥山一博（2016）「吸気フィルタの火山灰目詰試験」、『地質調査総合センター研究資料集』629 産業技術総合研究所　www.gsj.jp/researches/openfile/openfile2015/openfile0629.html

火山灰が 24 時間で降る場合には、毎時平均約 6 mm であり、700mg/m^3 に近い値となる。また、700mg/m^3 は、電中研レポートの富士宝永噴火における横浜での火山灰濃度にもおおよそ合致する。産総研レポートによると、700mg/m^3 の条件では 10.3 分でフィルタが機能喪失したという結果になっている[35]。またこの結果は、電中研レポートの結果から推定した値におおよそ合致する。

1.2.8　新知見に対する規制委の対応

規制庁は、2016 年 10 月 26 日の規制委員会における技術情報検討会での報告内容についての議論を受け、九電、四電、関電に対し、以下の事項についても報告を求めた。

- 電力中央研究所が公表した富士宝永噴火に関する数値シミュレーションに関する見解
- 当該研究成果も踏まえた、各発電所敷地において想定される最大の火山灰濃度
- 最大でどの程度の火山灰濃度に対応可能であるかの評価および対応措置

電力 3 社は 2016 年 11 月 25 日に回答したが、その内容は、

- シミュレーションは種々の仮定を前提に実施した研究結果であり、原子力発電所の安全評価に用いることはできない
- 想定される最大の火山灰濃度はセントヘレンズの観測値である
- 最大でセントヘレンズの観測値の 2 倍程度の濃度まで対応可能

というものであった[36]。原子力規制庁は、この報告も踏まえ、「電力中央研究所報告書等の分析および降下火砕物の影響評価に関する研究を進めるとともに、規制基準等への反映に関する検討を開始した。」[37]その後、2017 年 1 月 25 日の原子力規制委員会の場では、検討チームにおける外部専門家の位置付けについて議論があり、直接の担当者である石渡委員が外部専門家を入れるべきとの意見を述べたのに対し、田中委員長は反対の意見を述べた。

2017 年 2 月 15 日の規制委員会において、「今後、降下火砕物濃度の評価及び発電用原子炉施設の機器等への降下火砕物の影響評価に関する考え方及び留意点を検討し、取りまとめる」とし「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」の設置が決まった。外部専門家については、「必要に応じ、外部専門家及び事業者から意見を聴取し、参考とする」との位置づけで、検討チームの構成員には入らなかった[38]。

「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」の会合は 2017 年 3～6 月の期間に 3 回の会合が開かれた。7 月 19 日にその結果を規制庁が取りまとめて規制委会合で承認された「基本的考え方」[39]では、審査で用いられたセントヘレンズの観測値では過小評価となることを事実上認め、規制庁が行った理論的評価から、セントヘレンズの観測値の約 100 倍のオーダーとなる数 g/m3 の火山灰濃度もありえるとし

---

35 同上
36 2017年2月15日原子力規制委員会会合資料 4　www.nsr.go.jp/data/000178680.pdf
37 同上　資料 4
38 同上　資料 4
39 原子力規制委員会・降下火砕物の影響評価に関する検討チーム「気中降下火砕物濃度等の設定、規制上の位置付け及び要求に関する基本的考え方」2017年7月19日　www.nsr.go.jp/data/000212556.pdf（添付 1 ）

た。この濃度になると、川内原発を含むほとんどの原発で、現状ではフィルタの交換が間に合わず、設備対応が求められることになる。さらに「基本的考え方」においては、単一故障の原則により、非常用ディーゼル発電機２台のうち片方を止めながらフィルタを交換するやり方を許さず、２台が同時に運転できることが改めて要求された。この点からも、運転しながら交換できるような設備対応が求められることになった。

このような経緯により、火山灰の影響の評価基準となる火山灰濃度がこれまでの新規制基準適合性審査で採用されていた値の 100 倍規模となった現在、稼働中の川内、伊方原発や設置変更許可済みの玄海、大飯、美浜原発は、いずれもこの強化された規制基準を満たしていない[40]。従って、大規模な火山噴火が起きると、現状では火山灰の影響により非常用ディーゼル発電機が２台とも機能喪失になり全交流動力電源喪失が生じて過酷事故に至るおそれがある[41]。

1.2.9　設備対応が必要でありバックフィットの対象にすべき

火山噴火はいつ生じるか専門家も予測できないのが実状である。規制委の対応は、外部専門家を検討チームに加えない点も問題だが、なにより、原発を動かしながら検討を行うことに問題がある。

新知見等から、現状の評価に過小評価があることが明らかになり、逆に、火山噴火の影響により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失に陥る可能性があることが具体的に示されている状況にある。フィルタは 10 分程度で閉塞する可能性があり、その場合、人員の確保などで対応することはできず、設計の変更による設備対応が求められる状況にある。バックフィットの対象とし、稼働中の原発を止めた上で対策の検討とその審査を行うべきである。

1.3　非常用取水設備の耐震クラス C の誤り

滝谷 紘一

新規制基準適合性審査に提出された設置変更許可申請書に記載されている設備・機器の耐震クラス分類において、全原発共通して、非常用取水設備は C クラスに分類されているが、同設備は崩壊熱除去機能に不可欠であるから、本来 S クラスでなければならない（1.3.2）。非常用取水設備を C クラスとしていることは耐震基本設計の明らかな誤りであり、それを規制委が容認していることは設置変更許可における瑕疵である（1.3.3）[42]。

1.3.1　非常用取水設備とは

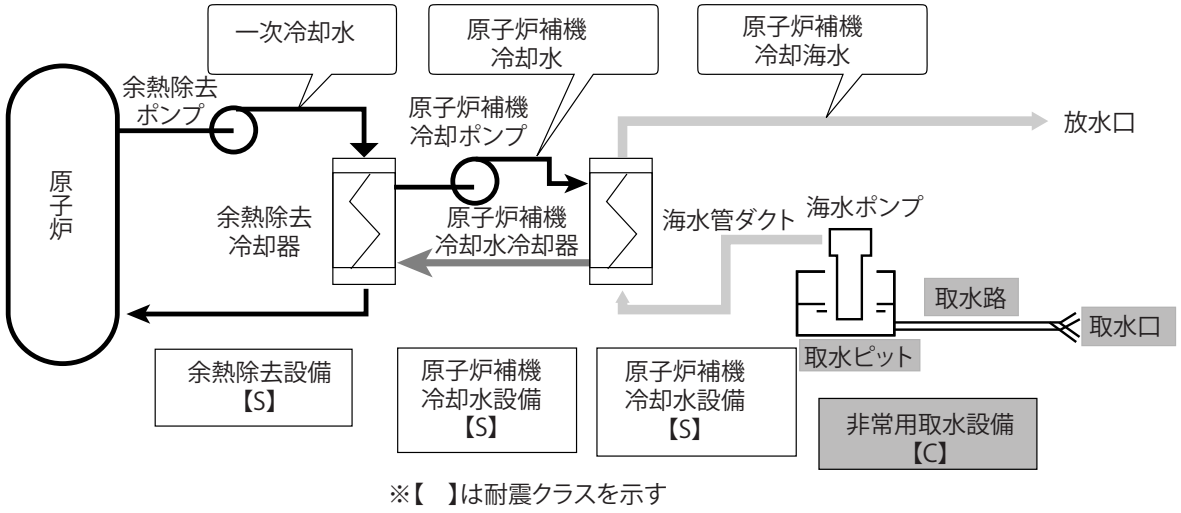
加圧水型原発（PWR）を例に、原子炉の崩壊熱を除去するための設備構成の概要を図３に示す。原子炉に近い側から余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備および非常用取水設備

---

40 電気事業連合会（2017）「機能維持評価用参考濃度への対応について」原子力規制委員会「第3回降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」（2017年6月22日会合）配布資料1-2-2　www.nsr.go.jp/data/000193536.pdf

41 『愛媛新聞』2017年9月19日「火山灰で炉心冷却不能も　噴火時濃度　想定の100倍　非常発電機目詰まり　伊方３号など」

42 滝谷紘一（2016）「検証・原発新規制基準適合性審査 非常用取水設備の耐震Cクラスは誤りである」『科学』86(3): pp.269-273



※【　】は耐震クラスを示す

図３　原子炉崩壊熱除去に必要な設備構成（PWR）　　原図作成：滝谷紘一

で構成されている。非常用取水設備は、原子炉停止後の崩壊熱を最終的に海に放出するために必要である海水を導入する取水口、取水路および取水ピットで構成される屋外土木構造物である。

1.3.2　耐震クラスの誤り

原発の耐震安全設計の出発点は、耐震重要度分類であり、この分類は、事業者が、設置（変更）許可申請書添付書類八に記載する。「設置許可基準規則の解釈」（規制委）に規定されている耐震重要度分類でのＳクラスの施設には、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」が明記されている。これに則って、図３の【　】内に耐震クラスが示されているとおり、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備および原子炉補機冷却海水設備はＳクラスとして申請されている。しかし、非常用取水設備はＣクラスとして申請されており、これは理に合わない。何故ならば、Ｃクラスは基準地震動 Ss に対してその安全機能が保証されないからである。Ss に対して崩壊熱除去機能を維持するためには、非常用取水設備もＳクラスでなければ、安全論理としての首尾一貫性を欠く。

この非常用取水設備がＳクラスでないことは、原発建設時の設置許可当時から続いており、長年にわたっての規制機関による安全審査の瑕疵である。今般の新規制基準適合性審査において、基本設計におけるこのような非常用取水設備の耐震クラスの誤りに気づかないか、あるいは気づいてもそれを正すことなく規制委が設置変更を許可したことには明らかな瑕疵がある。「過ちては改めるにはばかることなかれ」の格言通り、設置変更許可審査をただちにやり直すべきである。

1.3.3　「規制委員会の考え方」の不合理

九州電力玄海３・４号機の審査書案に対するパブリックコメント募集において、この問題を指摘する意見が提出され、それに対して「規制委員会の考え方」が公表された[43]。それによると、

[43] 原子力規制委員会「九州電力・玄海原発の設置変更許可申請書(３号及び４号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方」平成29年1月 p.8

非常用取水設備のうち取水ピットは、原子炉補機冷却海水系の海水ポンプを支持し、また、取水口、取水路及び取水ピットは、海水を取水し海水ポンプへ導水するための流路となる構造物です。これらの設備は、(1)地震によるひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず、S クラス設備である海水ポンプの機能を損なうわけではないため、耐震クラスは C クラスとすることを確認しています。ただし、(2)基準地震動に対して海水ポンプの支持機能を損なわないこと及び機器の冷却に必要な流量を確保できる設計とすることを確認しています。

とされている（下線と番号は筆者による）。

下線部の記載にはそれを裏付ける具体的な証拠が示されておらず、不合理な点を根拠なく言い逃れようとするものである。下線部(1)に「地震によるひび割れ等の損傷があっても」とあるが、C クラスの土木構造物が基準地震動によってひび割れ程度の軽微な損傷にとどまることは設置許可基準規則のどこにも規定されていない。建物・構築物については、S クラスに関して「構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること」（設置許可基準規則の解釈　別記２　第４条(地震による損傷の防止) ６）とある。従って S クラスにはひび割れ等の軽微な損傷は許容されていると言えよう。すなわち、「ひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず」ということは、S クラスで設計されている場合にのみ保証されることである。C クラスの土木構造物の場合には基準地震動に対してひび割れ程度に収まる保証は何もされておらず、壁、床、天井の崩壊、それに伴う流路閉塞などがありうるので、海水ポンプの支持機能の喪失と機器の冷却に必要な流量の確保不能に至る危険性がある。

下線部(2)に「基準地震動に対して海水ポンプの支持機能を損なわないこと及び機器の冷却に必要な流量を確保できる設計とすることを確認しています。」とあるが、確認しているという根拠を示しておらず論理性を欠いている。本来、基準地震動に対して安全機能の確保を保証するのが耐震重要度分類での S クラスである。これにもかかわらず、取水設備は C クラスでよいとする規制委の考え方は不合理である。

1.4　不確実さに満ちた過酷事故対策

滝谷 紘一

2017 年 8 月までに新規制基準適合性審査を終えて規制委が設置変更許可を出した PWR 原発 12 基の過酷事故対策に共通する大きな問題点は、現有の設計基準対象施設に追加される過酷事故対策の実効性に不確実さが満ちていることである[44]。具体的には、過酷事故対策についての次のような点で信頼性が低く、安全性が保証されていない。

１．設備運用を自動化でなく運転員・作業員に依拠していること

２．動的機器の多重性を不要としていること

３．常設でなく可搬型設備を認めていること

[44] 本章冒頭で述べたように、本章では加圧水型炉（PWR）について述べたものであり、沸騰水型炉（BWR）の適合性審査については、別途扱う。

4．過酷事故シミュレーション解析の精度検証が不十分であること

5．規制委によるクロスチェック解析が行われておらず、事業者の解析を厳正に検証していないこと

このような過酷事故対策では、原発を再稼働した場合に炉心溶融と原子炉格納容器破損を確実に防ぐことはできない。

1.4.1　過酷事故対策設備の機能の不確実さ

新規制基準は、過酷事故として想定し得る代表的ないくつかのシナリオに対して、その対策の有効性を評価することを求めている。そのような想定シナリオの一つとして、格納容器の破損防止対策に関する「大破断 LOCA＋全交流動力電源喪失（ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗）」[45]のケースがある。以下には、井野・滝谷による論文[46]を参考にして、九州電力の玄海３・４号機を例にとって論じる。（他の PWR も問題点は共通している。）

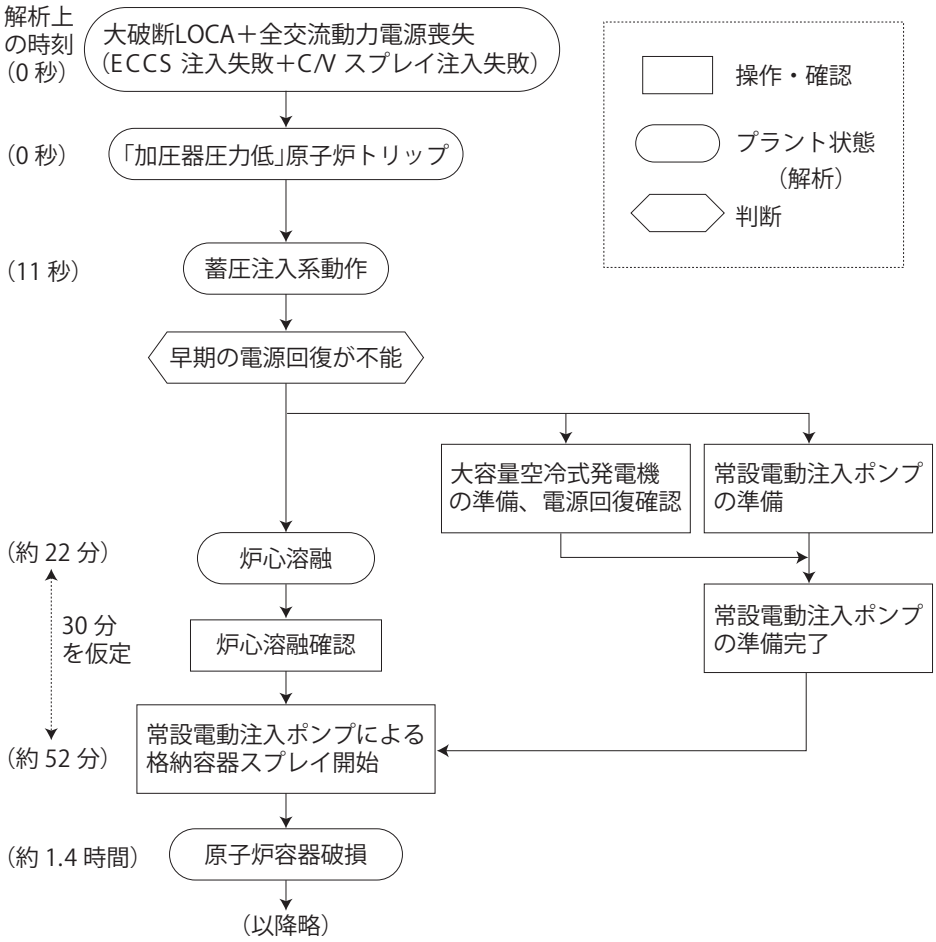


図４　事故対策シナリオ＜大破断 LOCA+全交流動力電源喪失＞（短期対応）

出典：　玄海３・４号機の設置変更許可申請書補正の掲載図をもとに主要部を簡略表示【脚註 47】

---

[45] LOCA:Loss of Coolant Accident（冷却材喪失事故）、ECCS:Emergency Core Cooling System (緊急炉心冷却装置)

[46] 井野博満・滝谷紘一（2014）「不確実さに満ちた過酷事故対策 ― 新規制基準適合性審査はこれでよいのか」『科学』84(3) pp.333-344

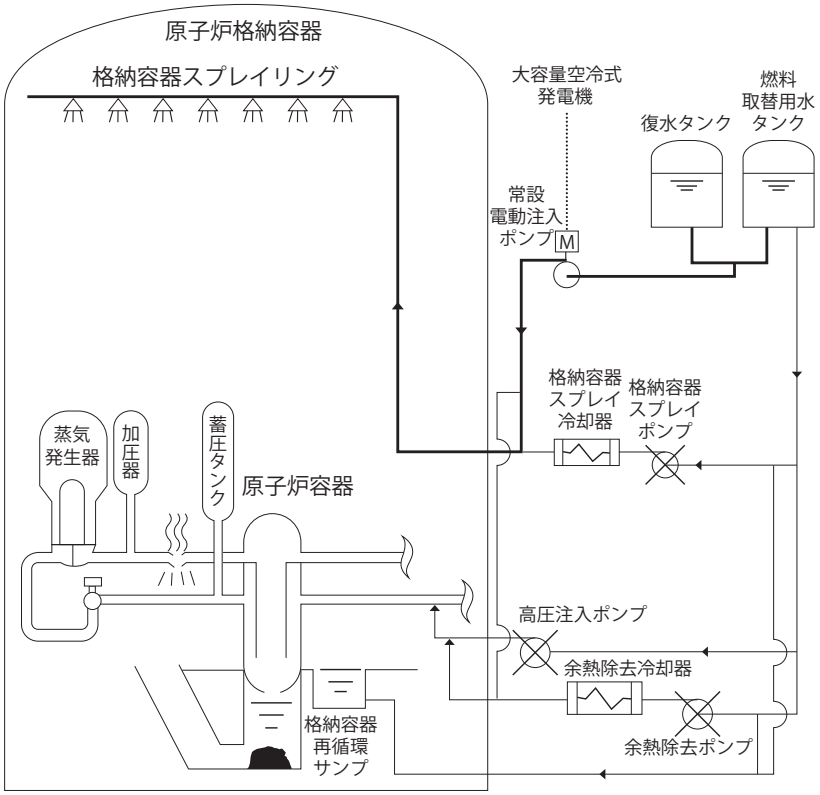


図５　事故対策シナリオ（短期）に対応する設備構成の概要

出典：　玄海３・４号機の設置変更許可申請書補正の掲載図をもとに主要部を簡略表示【脚註 48】

1.4.1.1　想定シナリオの要点と問題点

図 4 はこのケースの事故対策シナリオ（短期）の概要[47]、図 5 はこの事故対策シナリオにおける設備構成の概要である[48]。図 4 に示されるシナリオの主なポイントは次のとおりである。

・大 LOCA が起こり、かつ ECCS が働かないとすると、わずか約 22 分で炉心溶融が始まる。

・早期の電源回復が不能と運転員が判断すると、大容量空冷式発電機と常設電動注入ポンプをつなぎ込み、格納容器へのスプレイ(注水)を準備する。この準備が完了して格納容器スプレイが開始する時間を、炉心溶融開始後 30 分、すなわち事故発生後 52 分と仮定している。

・原子炉容器破損は事故発生後約 1.4 時間で生じる。

・これ以降、溶融炉心が原子炉格納容器内の原子炉下部キャビティ内に流出し、格納容器スプレイ水で水張りされた中でコンクリート床上に堆積して冷却される。この過程で溶融炉心と水が接しても水蒸気爆発は生じることなく、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を考慮しても水素爆轟は生じない。その結果として、原子炉格納容器の圧力と温度は限界圧力、限界温度以下に収まり、破損は生じない。

---

[47] 九州電力玄海３・４号機設置変更許可申請書補正 2016年9月20日 、添付書類十の一部補正　p.10(3)-7-791の第 7.2.1.1.5 図

[48] 同上 p.10(3)-7-786の第7.2.1.1.1図

上記のシナリオに含まれている問題点を、以下、順次指摘し、とるべき対策を示す。

1.4.1.2　運転員・作業員の判断、操作の不確実さ

過酷事故対策設備の運用は、ほとんどすべてが運転員・作業員の判断と操作が必要なものとなっている。過酷事故発生時の中央制御室にはプラントの異常にもとづく多数の警報が次々と同時的に発信、表示され、その現場確認や対応措置を担う運転員と作業員は極度に緊迫した状態の中で正しい判断をするのに長時間を要したり、判断ミスや操作ミスも生じやすくなっている。従って平素から過酷事故対応の教育訓練を定期的に行っているとしても、期待通りに適切な対応ができる保証はない。前掲の図 4 では運転員の判断、作業員の操作に要する時間も入れて、事故発生後約 52 分から格納容器スプレイ開始ができると仮定されているが、そうできるかどうかは不確実である。もしこの格納容器スプレイ開始が、大容量空冷式発電機あるいは常設電動注入ポンプのつなぎ込みと起動に手間取るなどして、計画より 30 分ほど遅れると、原子炉容器破損、溶融炉心の流出開始までの原子炉下部キャビティへの水張り量が不十分になり、水冷却による溶融炉心・コンクリート相互作用の抑制が計画どおりにはできなくなる。

比較対象として、福島原発事故以前から具備されている設計基準対象施設の安全設備の運用は、プラントの異常状態を自動検出し、その検出信号により自動作動することを原則としている。これは運転員・作業員による人的過誤（ヒューマンエラー）を極力排除して、安全設備の機能の信頼性を高めるためである。

様々な過酷事故対策設備の中でもとりわけ重要度の高い格納容器破損防止対策設備、具体例として図４、図５における大容量空冷式発電機と常設電動注入ポンプの機能の信頼性を高めるために、その運用は運転員・作業員に頼ることなく、全交流動力電源喪失の自動検出信号をもとに自動作動にすべきである。

1.4.1.3　故障、人的過誤を想定しない非現実性

過酷事故対策設備は、それが動的機器であっても 1 台だけでよいとされ、多重性は要求されていない。具体例として、図５にある大容量空冷式発電機と常設電動注入ポンプはそれぞれ 1 台しかない。これでは、作動を要求される際に動的機器の故障や運転員・作業員の操作ミスなどがあった場合に、ただちに機能喪失に陥る。

比較対象として、設計基準対象施設の安全設備には、動的機器の起動失敗や作動中の故障を想定し、それに対処するために多重性が要求されている。設計基準対象施設の安全設備と過酷事故対策設備との間で、動的機器の信頼性に特段に有意な差があるとは考えられないので、重要な過酷事故対策設備については、その機能信頼性を高めるために、動的機器の多重性を備えるべきである。過酷事故対策設備の動的機器に故障や操作時の人的過誤を想定外としていることは非現実的である。

1.4.1.4　可搬型設備の非信頼性

過酷事故対策設備として追加設置される設備には、図４、図５に表示されている常設の大容量空冷式発電機と常設電動注入ポンプに付け加えて、可搬型設備である代替電源用高圧発電機車、中容量発電機

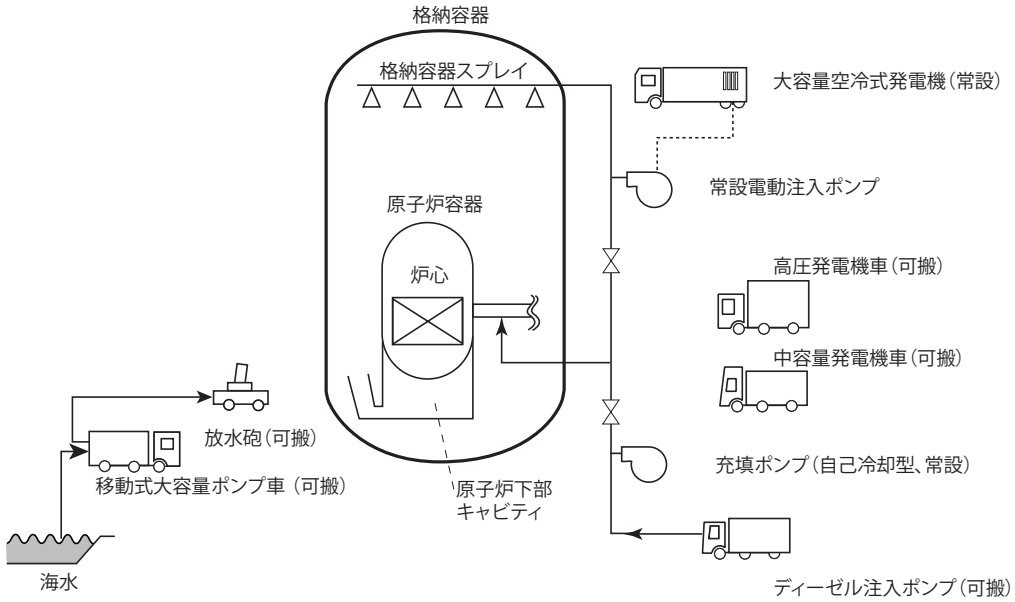


図６　過酷事故対策の設備事例（PWR）

車、また代替注水用のディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車（海水）、放水砲などがある。これらの設備事例の概念を図６に示す。

可搬型設備は暴風雨、積雪、竜巻などの苛酷な気象条件や巨大な地震・津波による敷地内のアクセスルートの地割れ、陥没、隆起、浸水、瓦礫堆積、余震発生などの異変状態においては、設備の移動や屋外での操作に困難を伴うため、その機能に期待することはできない。使用場所、接続箇所が予め判明しているかぎり、可搬型はやめて、常設型にするべきである。さらに、大容量空冷式発電機のように屋外設置されているものもある。この場合は悪天候における作業員による点検、接続、保守などの作業に支障を来すことは目に見えており、屋外設置はやめて屋内設置にすべきである。

1.4.1.5　炉心注水対策の非信頼性と効果の未検証

前出の井野・滝谷（2014）（☞ 脚註 46）では、次の点も指摘されている。

> 技術的能力に係る審査基準[49]への違反：　炉心溶融を止める、あるいは遅らせるための原子炉圧力容器への注水対策がない。このことは同基準 1.8 項の【要求事項】の【解釈】(2) a ）に「溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。」と規定されていることに反している。原子炉容器内に注水する設備を備えるべきである。

上記は、新規制基準の適合性審査の当初に先行審議されていた玄海３・４号機の設置変更許可申請書

[49] 原子力規制委員会（2013）「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」 平成25年6月19日 www.nsr.go.jp/data/000187187.pdf

の最初の補正（2013 年 7 月 12 日）に対する指摘であった。あたかもこの指摘に応えるかのように、その後の補正（2016 年 9 月 20 日）で九電は、炉心注水対策を加えた。それによると、「全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後に B 充てんポンプ（自己冷却式[50]）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともに、B 充てんポンプの準備を行う」としている。この問題点は、LOCA の漏えい規模が小さいか大きいかを運転員が判断して、大きい場合、炉心注水は常設電動ポンプから B 充てんポンプに系統を切り替えることであり、緊急重大な事態において、このような人的な判断と切り替え操作を求めることは、炉心注水と格納容器スプレイの両機能の信頼性を損なうものである。

審査を終えた他の PWR 原発はいずれも炉心注水対策が取り入れられている。九州電力の川内 1 ・ 2 号機は玄海 3 ・ 4 号機と同様である。四国電力の伊方 3 号機は、充てんポンプにより炉心注水を行うが、大 LOCA の際にはそれに加えて代替スプレイポンプで炉心注水するものとしている。その後、炉心損傷の兆候がある場合は、注水先を切り替えることにより代替スプレイポンプによる格納容器スプレイを行うとしている。玄海 3 ・ 4 号機、川内 1 ・ 2 号機と同じく人的過誤を生じやすい運転員の判断と切り替え操作が入る問題がある。

関西電力の高浜 3 ・ 4 号機、高浜 1 ・ 2 号機、美浜 3 号機、大飯 3 ・ 4 号機では、LOCA の大小にかかわらず炉心注水は 1 台の充てんポンプまたは充てん／高圧注入ポンプ（いずれも自己冷却式）で行うとされており、これらには LOCA 規模についての人的な判断、注水系統の切り替え操作は入っていない。この点に関しては九州電力と四国電力の炉心注水対策に比べて人的過誤の可能性は低いと評価される。

また、全原発に共通する問題としては、本来の原子炉圧力容器内に注水する目的である「溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止すること」の評価が何ら示されていないことである。電力会社と規制委は第三者に対して炉心注水の実効性について説明責任を果たすべきである。

1.4.2　過酷事故シミュレーション解析の不確実さ

過酷事故対策の実効性は、「重大事故等対策の有効性評価」として、重要事故シーケンスに関して解析コードによるシミュレーション解析の結果が所定の評価基準を満たしているか、解析コード、解析条件等の不確かさを考慮しても評価基準を満たしていることに変わりはないかの観点で審査されている。事業者は対象とする事故の種類と評価項目に応じて、様々な解析コードを用いて過酷事故のシミュレーション解析を行っている。ここでは、PWR に関して事業者が用いている過酷事故総合システム解析コード MAAP による解析の問題点に焦点をあてて論じる。

1.4.2.1　解析コードの精度検証が不十分

事業者は、過酷事故の進展挙動のシミュレーションとして、炉心の溶融、ジルコニウム－水反応による水素発生量、原子炉容器の破損、溶融炉心の格納容器内への流出、原子炉下部キャビティでの格納容器スプレイ水による溶融炉心の冷却、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）によるコンクリート侵

[50] 自己冷却式とは、ポンプ吐出水の一部を電動機の冷却のためにバイパスする方式であり、全交流動力電源喪失とLOCAが重畳した場合用に追加設置されている。

食とそれに伴う水素の追加発生量、格納容器の圧力、温度などを解析コード MAAP によって解析している。

事業者による MAAP の妥当性確認の説明では、「炉心ヒートアップ(燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化、被覆管変形)」、「リロケーション」および「下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達」に関しては、スリーマイル島（TMI）原発事故の分析結果と比較して妥当であり、MAAP の解析モデルは炉心損傷過程を適切に評価できる、とされている[51]。

しかし、原子炉容器の破損挙動とそれに続く溶融炉心の流出、コンクリート床上でのデブリベッドの形成、原子炉下部キャビティに溜められた水による溶融炉心の冷却、溶融炉心・コンクリート相互作用とそれによる水素の追加発生などについては、TMI 事故データを用いた検証の範囲外であり[52]、実験室規模の関連研究を参考にした解析モデルの部分的な妥当性チェックにとどまっている。

その中での重要な問題点の一例を挙げると、溶融炉心・コンクリート相互作用の解析モデルについては、水のないドライな条件での実験データによる検証は実施されているものの、今般の過酷事故対策で採用されている水中条件での検証が何ら実施されていないことである。しかも更田豊志規制委員（当時）が記者会見で言明したとおり[53]、水中条件での溶融炉心・コンクリート相互作用のシミュレーションに関して、MAAP は、相互作用が始まったら全部止まるというような解析結果を与えることが専門家の間での定説になっているので、MAAP による評価はコンクリートの侵食と水素発生量の過小評価につながるおそれがある。

事業者は、解析モデルや解析条件に含まれる不確かさの影響評価として、デブリ(堆積した溶融炉心)の形状やデブリ表面での伝熱条件などのパラメータ感度解析を行い、その影響は評価基準内に収まっていることを示し、その結果を規制委は容認しているが、パラメータの変化幅の設定根拠が不十分であるし、もともとコンクリート侵食を緩やかに評価する特性のある MAAP を用いて感度解析を行うことは、その感度解析自体が、危険性を過小評価する可能性をはらんでいる。

事業者の MAAP 説明書には、「なお、事故シーケンスの解析においては、溶融炉心とコンクリートの相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象には、現時点でも研究段階のものがあり、実機規模での現象が、必ずしも解明しきれていない現象も含まれている。」と記載されている。まさにそのとおりであり、溶融炉心・コンクリート相互作用は必ずしも解明しきれていない現象であり、MAAP による解析結果には本質的に不確かさが含まれていると言える（☞ 1.6.1）。MAAP の解析結果を審査をするのは時機尚早であり、実機規模での現象を解明する実験的、理論的研究を推進すべきである。

1.4.2.2　クロスチェック解析を避ける審査の杜撰さ

ここで述べるクロスチェック解析とは、事業者が提出する過酷事故シミュレーション解析の結果に関して、事業者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いて同じ解析ケース、解析条件で規制委が独自に解析を行い、その結果を事業者の結果と綿密に照らし合わせて、申請者の解析結果の妥当性を定量的に検証することをいう。

---

[51] PWR電力会社4社共同（2013）「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部　MAAP）」第58回審査会合 2013年12月17日 資料2-2-4 改訂 3-113頁

[52] TMI-2事故では原子炉容器の破損には至らず、溶融炉心（全炉心の約45%）は原子炉容器内に留まった。

[53] 原子力規制委員会定例記者会見録 2014年9月24日 www.nsr.go.jp/data/000068823.pdf

規制庁は過酷事故総合解析コードとしてMELCORを保有し、旧原子力安全基盤機構当時からクロスチェック解析用に整備してきている。それにもかかわらず、新規制基準適合性審査において、MAAPによる解析結果のクロスチェック解析を行うことなくMAAPの解析結果を妥当としていることは、事業者の解析結果を鵜呑みにする審査の杜撰さの現れである。MAAPとMELCORの両解析コード間で結果に有意な相違が出るのであれば、それが何に起因するのか、それは現状技術の到達レベルではやむをえない相違なのか、もしそうだとすれば安全側に立ってより厳しい側の結果を採用すべきではないのか、といった精査を規制委はおこなうべきである[54]。

1.4.3　過酷事故対策の不確実性（まとめ）

以上に論じたとおり、新規制基準適合性審査で認められたPWR原発の過酷事故対策は、設備の機能面でも解析評価面でも不確実さに満ちているものである。規制委が承認した「重大事故対策等の有効性評価」とは、電力会社が作成した事故シナリオどおりに対策が働けばこのようになるという、いわゆる「成功物語」にすぎず、現実に過酷事故が生じた場合にシナリオ通りに事態が進むかどうかの保証はまったくない。

1.5　水蒸気爆発と格納容器破壊の危険性

高島 武雄、後藤 政志、筒井 哲郎

1.5.1　福島原発事故では大規模水蒸気爆発は避けられたが…

原子炉内あるいは格納容器内には、冷却用の水が存在するため、炉心溶融を起こすと、溶融炉心と冷却水の接触による水蒸気爆発が発生する可能性がある。電力会社などでは、水蒸気爆発も含めて、溶融炉心と冷却水の接触をFCI（Fuel Coolant Interaction：燃料冷却材相互作用)と呼んでいる。

沸騰水型原子炉(以下「BWR」)では、格納容器下部に圧力抑制プールがあるが、福島第一原発の事故炉である「マークⅠ型」は原子炉直下にはプールはなく、原子炉圧力容器をメルトスルーした溶融炉心が、水プールに落下する可能性は少なかった。1次系配管の損傷や格納容器スプレイの作動によって、格納容器の床に流れ出た水が多少はあったとしても、大規模な水蒸気爆発は起こらなかったと推測される。

しかしながら、東海第二原発や福島第二原発の格納容器は、「マークⅡ型」であり、もしこれらの原子炉が炉心溶融を起こすと、原子炉圧力容器から落下した溶融炉心は、直下の原子炉を支えるペデスタルにあるコンクリートの床を融かした後、格納容器下部にある圧力抑制プールに落下し、大規模な水蒸気爆発を起こす可能性がある。福島第一原発事故では、格納容器がたまたまマークⅠ型であったので、大規模水蒸気爆発は避けられたが、仮にマークⅡ型であったなら、事故の進展は大きく異なった可能性があった。

1.5.2　炉心溶融時に原子炉直下に水を張ることの危険性

現在、稼働を始めた川内原発、伊方原発など加圧水型原子炉（PWR）では、多重故障が発生した場合、

---

[54] クロスチェック解析の問題については、1.8でさらに詳しく論じる。

最短では約 20 分後に炉心溶融・メルトダウンが起こる。その結果、厚さ 10 数 cm ある原子炉圧力容器をメルトスルーするまで、事故発生から 1 時間半程度しかかからない。BWR の福島第一原発の事故では、少なくとも 4 ～ 5 時間かかった。しかし、PWR では、原子炉の圧力が 15MPa と BWR に比べて約 2 倍の高さであるため、事故の進展が速い。PWR を運転する電力会社は、全電源喪失と配管破断や逃がし安全弁の開固着等によって冷却材喪失事故が発生し、緊急炉心冷却系（ECCS）も期待できない状況では、代替冷却系も 1 次系を冷却できる状況ではなくなるとしている。

このような過酷事故対策としては、原子炉内への水の供給をあきらめ、格納容器内にスプレイで水を散布することで原子炉下部キャビティに水を集めて、溶融炉心を冷却するという。冷却水のような常温の液体と、数百度以上温度の高い溶融物が接触すると、高温の溶融物が粒子状になり水の中に分散し、膜沸騰によって周囲に蒸気の膜ができる。これを粗混合状態といい、この状態で何らかの刺激（「トリガリング」という）を受けることにより、蒸気の膜が壊れると、溶融物は水と直接接触し、周囲の水が一気に蒸発する。1 つの粒子の蒸気膜が破壊し爆発すると、他の粒子も次々と連鎖的に蒸気膜が破壊して爆発が進み、微細化に伴う伝熱面積の急増によって、理論的には約 1600 倍に及ぶ急激な膨張をして周囲の構造物を破壊する[55]。これを「水蒸気爆発」という.

1.5.3 「水蒸気爆発は起こりにくい」とする非科学性と安全性の無視

水蒸気爆発が複雑な過程を経て発生し、条件は同じでも発生する時もあれば発生しない時もある。水蒸気爆発は確率的な現象である。多くの実験結果から、熱伝導率が大きく、表面張力や粘性係数が小さい溶融金属では発生しやすく、爆発も激しくなる傾向があると考えられている。

溶融酸化ウランによる複数の実験では、外部からのトリガリングによって、水蒸気爆発が起こることが確認されている。さらに、条件によっては、自発的な水蒸気爆発が起こることも確認されている[56]。しかし、電力会社は、事故時には外部からのトリガリングは考えられないとか、温度条件が異なるなどとして、水蒸気爆発は極めて起こりにくいとしている。事実上「起こらない」と判断しているとみなせる。だが、事故時には、燃料の酸化ウランだけでなく種々の金属が様々な割合で含まれることになるほか、溶融炉心の温度や重量、水プールの水温や水深、落下速度や状態、粘性ほか様々な物理量、格納容器圧力などが関係してくる。水蒸気爆発が起こるか起こらないかという判断を決定するだけの科学的な根拠は十分ではない。

特に、電力会社および規制委の判断は、実機では原子炉直下の原子炉キャビティでは、トリガリングになるものがないから水蒸気爆発は発生する可能性が極めて低いというものである。しかし、上記理由から、この判断は想像力の欠如と言わざるを得ず、とても同意できるものではない。原子炉容器の溶融破損状態や高圧におけるジェット流、キャビティ底部との接触、水中に落下した後の流動、事故に伴う構造物の落下と衝突、層状系での水蒸気爆発の発生など不確定な現象を含み、特に狭い原子炉キャビティ内での水素爆発などトリガリングはいくらもあり得る。実験室規模のスケールでも、トリガリングがないと思われる状況でも水蒸気爆発は発生しており、トリガリングの存在は断定しがたいということが正確な判断であろう。

---

55 高島武雄・後藤政志（2015）「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性」『科学』85(9): pp.897-905.
56 高島武雄（2015）「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性についての補足」『科学』85(11): pp.1045-1047.

さらに、「溶融炉心相当物質を用いた実験結果から、実機では水蒸気爆発の発生は極めて起きにくい」との上記の電力会社の判断が一定の蓋然性を持つものと仮定しても、これらの実験は実機規模の百分の一から千分の一オーダーの小規模なもので、実機で想定される数トンから百トン近い大規模な現象を実証していない。このことは、科学的な蓋然性の判断だけで安全性を担保し得ないことを物語っている。

1.5.4　過酷事故対策の思想

東京電力福島第一原発 1 号炉から 3 号炉で起こったような過酷事故対策のうち、「溶融した炉心をどのようにして冷却するか」という課題についていくつかのケースを考えてみる。

欧州などでは、格納容器内に設置したコアキャッチャーに受けて、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心を拡げて空冷（一部水冷）する対応をとっている。しかし、既設の日本の原発では格納容器内に拡張型のコアキャッチャーを設置するスペースがなく、規制委も電力会社に設置を求めていない。最近、ルツボ内に設置した材料自身の溶融潜熱と蒸発潜熱によって、溶融炉心を冷却するアブレーション冷却技術を応用した、コンパクトなルツボ型コアキャッチャー[57]も提案されているが日本の原発に採用されるには至っていない。おそらく、設置コストを計算した結果のことであろう。

このため、PWR を採用している電力会社（関西電力、九州電力など）では、コアキャッチャーではなく、水を張ったコンクリートプールに溶融炉心を落下させて冷却することを考案した。規制委は、このような過酷事故対策を認めている。このような対策は「世界一厳しい」とは言えず、むしろ国際基準に比べて遅れた水準になっている。

1.5.5　炉型による溶融炉心の状態の違い

BWR では、制御棒が圧力容器下部から挿入され、原子炉圧力容器の底の空間部分である下部プレナム部分には、多数の計装用導通穴が開いており、炉心溶融時には、これらの穴から多数の流れとなって流出することが想定されている。他方、PWR では、計装用導通穴はあるが、制御棒等が圧力容器の上部から挿入されているため、圧力容器下部プレナムは、炉心流出には、BWR より耐性があると考えられる。いったん冷却水喪失、冷却不能に陥り、炉心溶融が発生すると、大量の溶融炉心が炉材とともに、一挙に落下する可能性がある。当然、温度も高く、温度の不均一性の程度も大きくなる。

1979 年のアメリカで起こったスリーマイル島原発事故（以下、TMI 事故）では、溶融した 45％の炉心（62 トン）の外側温度は融点に達しておらず、絶対温度[58]で 2000K（ケルビン）程度であったにもかかわらず、炉心内部は 3100K まで達したと見積もられている[59]。

仮に、TMI 事故がさらに進展した場合は、最高温度がさらに上昇し、1000K 以上の温度分布を持つ 100 トンから 150 トンにもなろうという高温溶融物が圧力容器底部もろとも落下したことになる。これは水蒸気爆発に対しては非常に厳しい条件である。

---

[57] V.B.Khabensky et al.(2009), *Nucl.Eng.Tech.* 41(5) pp.561-574.

[58] 絶対温度（単位はK）は、摂氏温度（単位は℃）に273.15を足した値となる。

[59] 永瀬文久（2012)「溶融燃料の形態及び特性」日本原子力学会2012年春の年会 核燃料部会セッション
www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kikaku_session/2012_spring_kikakusession/2012_kikaku_nagase.pdf

1.5.6　PWR の過酷事故対策の問題点

規制委は、以下の場合は水蒸気爆発が発生することを認めている。すなわち、

A. 溶融物（事故時は溶融炉心）の温度が事故時の想定温度（酸化ウランの融点程度）よりも、数百度程度高い時は自発的な要因がトリガーとなって、水蒸気爆発が発生する。

B. 溶融物温度が（A)の場合より低い時でも、外部要因のトリガーによって、水蒸気爆発が発生する。

この溶融炉心模擬物質による実験（TROI 実験や KROTOS 実験[60]）で A. B. の事実を認めながら、規制委は、PWR の過酷事故時には「水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低い」と断定している。その後の溶融炉心の挙動については、膜沸騰状態を維持して徐々に冷却されるとして、水蒸気爆発の発生は検討すらしていない。すなわち、水蒸気爆発発生時に格納容器に与える影響は全く考えていない。水蒸気爆発は格納容器設計の要因にはなっていないということである。

この考えは、恐るべきことである。2017 年 2 月 22 日、佐賀県武雄市文化会館大ホールで開催された玄海原発に関する県民説明会（武雄会場）で、原子力規制庁の市村原子力規制部安全規制管理官は、「（水蒸気）爆発をした場合にという形での審査をしたものではございません」[61]と述べ、水蒸気爆発が発生した際の格納容器への影響は、検討すらしていないことを表明している。

1.5.7　適合性審査の問題点

一般に高温の液体が水と接触したときに、爆発的現象が起こることは自然現象として当たり前のことである。鉄、アルミなど溶融金属、溶融塩[62]、火山噴火のマグマ、焼却炉の溶融スラグなど、あらゆる溶融物の水蒸気爆発、水蒸気爆発事故が報告されている。溶融金属である溶融炉心では水蒸気爆発が起きないということは実証されておらず、溶融炉心を例外にすべきではない。

実際、規制委も溶融温度が低く、トリガーが発生しない場合のみ、水蒸気爆発が起こる可能性が低いと言っているわけである。想定した温度より高い溶融炉心が落下すれば、TROI 実験の結果が示すように、自発的な要因のトリガーによって水蒸気爆発が起こる可能性が高い。

当然、水蒸気爆発が起きた時に、格納容器が破裂するかどうかについて検討が必要である。おそらく、内々には電力会社側が計算を行って、厳しい条件ではコンクリートピットの底部に亀裂ができる（破損する）ことを把握しているものと推測される。水蒸気爆発は水中での現象であるので、爆発後の負荷については、水撃現象（water hammer）と同じ扱いで計算が可能である。

忖度するに、電力会社では、大気部分の格納容器壁に及ぼす影響は計算していないかもしれない。しかし、大規模の水蒸気爆発が格納容器に影響を与えないとも言えない。吹き飛ばされた水や構造物が容器を直撃すれば、容器壁が破損に至ることは十分考えられる。900 トンともいわれる圧力容器を支えるフランジ部分が破損することも考える必要がある。

---

60 TROIは”Test for Real Orium Interaction with water”の略で、TROI実験は、韓国原子力研究所が実施したもの。また、KROTOS実験はJRC（Joint Research Centre：欧州委員会共同研究センター）のイスプラ研究所で行われた。KROTOSはギリシャ語で爆発を意味する。

61 玄海原子力発電所に関する県民説明会（武雄会場）www.pref.saga.lg.jp/kiji00353792/3_53792_40051_up_7jv38gtb.pdf

62 Pouring Molten salt into Water - Explosion!，溶融塩の水蒸気爆発　www.youtube.com/watch?v=PDRWQUUUCF0

1.5.8　事故時の溶融炉心温度と水蒸気爆発発生の関係

電力会社が「落下した溶融炉心表面は水中で固化するため、水蒸気爆発が起こらない」とするのは、願望でしかない。少量の実験では再現できたとしても、100 トンとも 150 トンとも言われる事故時の溶融炉心の量では、実験と異なる挙動を示すことは十分に考えられる。

事故時の溶融炉心の状況を考えると、

① 溶融炉心表面と内部では、大きな温度差が生じ一様とは言えない。

② また、炉心には、制御棒、燃料被覆管、スペーサなどに種々の金属が用いられており、燃料とこれらの金属の接触による共融現象により、融点（2170K 程度）が低下する。その結果、高い過熱度（過熱度＝融体温度－融点）となる。

③電力会社は、溶融炉心温度の推定はシミュレーションで行っていると思われるが、計算条件が変わると全く異なる値となる。UO2 の融点（3120K）以上にはならないという判断は正しいと言えないのではないか。

④ 欧州の新規原発建設に当たっては、格納容器内にコアキャッチャーを設置して対応しているのが主流になっている。これは、水蒸気爆発の発生が否定できないからである。

これらのことから、電力会社は、溶融炉心が水中では直ちには固化しないことを前提とした対策を立てるべきであろう。原発に限らず、一般に高温の溶融物が水と接触する場合は、水蒸気爆発が発生することを前提に対策を立てるのが常識である[63]。具体的には、一度に扱う高温物質の量を少なくする、トラブルが発生しても両者が接触しないようにするなどである。これが、安全側に立った考え方であると言える。

なお、電力会社は、日本原子力研究開発機構の森山らが行った JASMINE コードによるシミュレーション[64]を、事故時に想定している水深および落下高さが、シミュレーションの条件と大きく異なっていることを理由に、非現実的とまともに扱っていない。水プールの水深と落下高さなどの初期条件や境界条件の相違は、水蒸気爆発の発生や発生する圧力値、動荷重などに大きな影響を及ぼす[65]。しかしながら、電力会社が水蒸気爆発の発生確率を下げるためや爆発の激しさを減ずるために、水深や落下高さの条件について考慮したのか、寡聞にして知らない。さらに、規制委が言及した形跡も見られない。水プールの水深は、落下する溶融炉心のジェットの直径によって、深くすべきという考え方もあり[66]、水蒸気爆発に対して効果的な水深に関する見解が確立されているとは言えない。

さらに、電力会社は、森山らがシミュレーションで入力パラメータのひとつの「融体ジェット直径を 0.1～1m の一様分布」としたことを、「実機での想定と異なる」としている[67]が、実機での想定のジェットの記述が見当たらない。シミュレーションでは、融体ジェット直径を初期条件として、確率密度分布

---

63 滝谷紘一（2016）「検証・原発新規制基準適合性審査　『労働安全衛生規則』に反する過酷事故対策の原子炉下部キャビティの水張りと水素燃焼のイグナイタ」『科学』86(6) p.513

64 森山清史・ほか 4 名 (2007)「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」*JAEA-Research* 2007-072, jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2007-072.pdf p.34

65 Sehgal, B.　R.　(eds.) (2011), Nuclear Safety In Light Water Reactors. *Severe Accident Phenomenology*, Elsevier,　p .257

66 Sehgal,　B.R. et al. (2002), A Review of Steam Explosions with Special Emphasis on the Swedish and Finnish BWRs, *SKI Report* 02:16, p.46.

67 例えば、原子力規制委員会、九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書 2017年 1 月18日 p.193

にして与えており、水中では細粒化につれて減少する結果になっている。電力会社のいう「一様分布」という記述の意味が不明である。

1.5.9　水蒸気爆発発生の可能性は否定できない

水蒸気爆発（あるいは蒸気爆発）の機構解明の研究の結果、爆発の発生には、高温の液体と揮発性の液体があって、1.安定な膜沸騰状態となること。2.トリガーが加わること。3.高温液が細粒化すること。4.現象が拡大・伝播すること、が必要であることが確認されている。

過酷事故時の対策として、溶融炉心をピット中の水プールに投入して冷却することが申請電力会社から提案され、規制委も了承している。このような対策は、上記 4 つの条件を満たして水蒸気爆発が起こる可能性が否定できず、極めて危険な行為である。電力会社が言う「発生の可能性は極めて低い」とする根拠が、限られた実験結果から導いたもので、実機の事故時に適用するにはあまりにも強引である。

まず、溶融炉心は高温の液体であり、水プールに投入された場合、確実に安定した膜沸騰となる。その場合、トリガーが加わり現象が進展していく可能性がある。電力会社は、実験時のような「外乱（外部トリガー）は考えられない」ので、液液直接接触は起こらないとしているが、果たしてそのように言い切れるものであろうか？　疑問である。

トリガーは、しばしば自発的なことで発生することがある、必ずしも外部から強い外乱（たとえば圧力パルス）によってのみ発生するとは限らない。高温液と容器底部や外壁の間に少量の水が閉じ込められただけで、トリガーとなりうるのである（古くは Long のアルミニウムの実験[68]）。したがって、2 の条件もみたされる可能性がある。3 の条件は、TROI や KROTOS 実験、あるいは反応度型蒸気爆発の実験で回収された溶融炉心を見れば、細粒化することもわかっており、この条件は満たされる。

TROI 実験の圧力波形などから、4 の条件もみたされると考えてよいであろう。このように、溶融炉心を被うかもしれない薄い膜と、トリガーがかからないことを前提とした願望は、全く科学的な根拠に乏しく、著しく説得力を欠くものである。

一旦、蒸気膜が破壊されたら、実際には、この段階で、水蒸気爆発へのエスカレーションを阻止する手立てはないだろう。

1.5.10　核燃料溶融物による実験で水蒸気爆発が発生した事実を無視してはいけない

TROI 実験では、2600K や 3000K という、低い過熱度の実験でも自発的な水蒸気爆発が観察されている。電力会社は TROI 実験によるデータを、温度測定の不備を理由に葬り去ろうとしている。都合の良い解釈を行っていると思われる[69]。規制委もこれを追認している。忌々しき事態と言わざるを得ない。規制委の審査は、水蒸気爆発は起こらないとして、その後の検討は行わないという「思考停止」ともいうべきものである。溶融炉心を水に投入するという過酷事故対策は、まさに「自殺行為」と言わざるを得ない危険極まりないものである。「ロシアンルーレット」とも、「綱渡り的対応」とでも呼ぶべきで、原発周辺の広い範囲を「破局状態」へ導く対策と言わざるを得ない。

---

[68] Long, George (1957),　Explosions of molten aluminum in water-cause and prevention,　*Metal Progress* 71(5) pp.107-112

[69] 東北電力ほか（2015）「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」p.5-2-13. www.nsr.go.jp/data/000126342.pdf

1.6　水素爆発の危険性

滝谷 紘一

新規制基準における過酷事故対策としては、原子炉格納容器内での水素爆発の防止が要求されているが、新規制基準適合性審査における加圧水型原発での水素発生量の想定が不十分であり、安全性の審査として極めて不適切である。また、解析条件にも恣意的設定が入って個別の原発の審査によって異なっている点もあり、安全審査における一貫性と整合性を欠いている。事故進展と事故評価におけるさまざまな不確かさの影響を厳しく考慮すると、水素爆発の危険性が明らかに存在する[70]。

1.6.1　恣意的なジルコニウム反応量の評価

規制基準規則では、過酷事故における炉心溶融の際にも原子炉格納容器を破損させないために、水素爆発の防止が要求されている。水素爆発の最も激しい形態が衝撃波の発生する爆轟（ばくごう）であり、それを防止する判断基準として、空気雰囲気である PWR 原発の格納容器内では、「平均水素ガス濃度を13%以下にすること」が定められている[71]。

原発事故に際して、大量の水素が急激に発生するケースとしては、核燃料被覆管に含まれるジルコニウムが高温で水と反応して水素が発生する反応が考えられるので、原子炉内に存在するジルコニウムのどの程度の割合が水と反応するかが水素濃度評価上の重要なポイントである。

図７に設置変更許可が出された、または審査中の原発について、それぞれ電力会社が想定している水素濃度の大きさに着目して４グループ（①川内１・２号機、②高浜１・２号機と美浜３号機、③高浜３・４号機と伊方３号機、泊３号機（審査中）および④玄海３・４号機と大飯３・４号機）に分け、各グループについて、原子炉内に存在したジルコニウムの反応割合と格納容器内の平均水素濃度の最大値の関係を示す。ここで、ジルコニウムの反応割合は３ケース（審査ガイドに定めた原子炉圧力容器が破損するまでに想定すべき値の 75%、原子炉圧力容器破損後の溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う反応量の解析コード MAAP による評価値である約 81～82%、および解析コードに依拠することなく想定される最大限度の 100%）について示している。対応する各原発の水素濃度の値は、各設置変更許可申請書の値およびそれにもとづく滝谷による概算値である。なお、この評価では水素処理設備として静的触媒式水素再結合装置の機能を考慮し、信頼性に欠ける動的機器のイグナイタ(電気式水素燃焼装置)の機能は考慮していない。図７より、水素爆轟防止判断基準を満足できるジルコニウム反応割合が、原発ごとにかなり異なることがわかる。

表１には、設置変更許可が出された PWR 原発 12 基の水素濃度の評価条件と評価結果の比較示す。なお、図７中のジルコニウム反応量 81%は、表１での原子炉容器破損前と破損後のジルコニウム反応量を加算した値（約 81～82%）の概数として表示している。

---

[70] 滝谷紘一（2015a）「加圧水型原発の溶融炉心・コンクリート相互作用と水素爆発に対する対策は新規制基準に適合していない」『科学』85(1) pp.93-102
滝谷紘一（2015b）「検証・高浜審査書（案）：水素発生量の評価を川内審査より緩めて爆発防止基準に適合する判断は認められない」『科学』85(3) pp.240-243
滝谷紘一（2015c）「高浜審査書（案）水素発生量評価についての規制委員会の考え方への反論」『科学』85(4) pp.410-413

[71] 参考として、通常運転中の格納容器内は空気に置き換えて窒素ガスが充填されているBWR原発での水素爆轟防止の判断基準は「酸素濃度が５％以下であること」である。

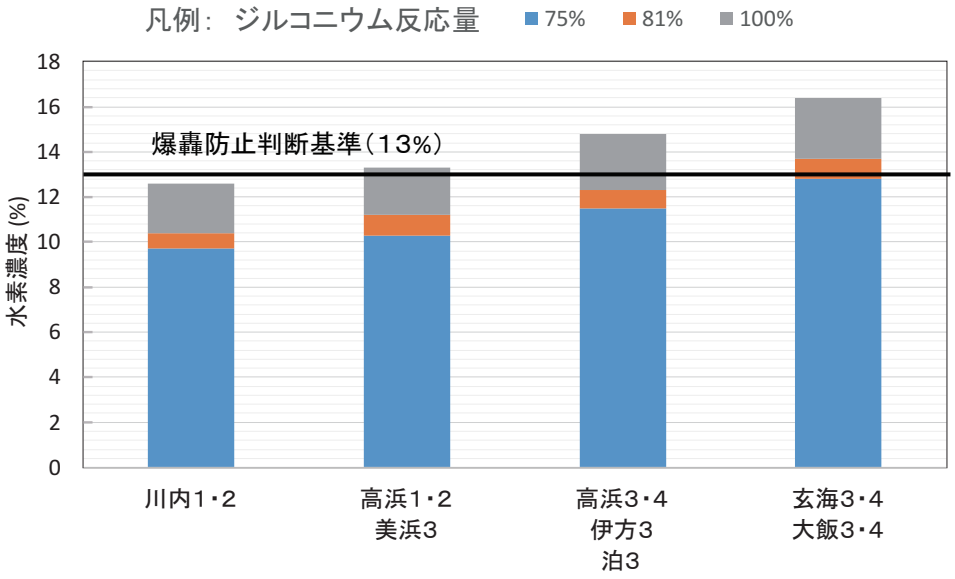


図７　ジルコニウム反応量と格納容器内水素濃度の関係　　原図作成： 滝谷紘一

表１　PWR 原発の過酷事故時格納容器内水素濃度の評価条件と評価結果

原発名	全炉心のジルコニウム反応量		水素燃焼装置（イグナイタ）の効果	格納容器内水素濃度（計算値）
	原子炉容器破損前	原子炉容器破損後		
川内 1・2	75%	25%	無視	約 12.6%
高浜 3・4		約 6%		約 12.3%
伊方 3		約 6%		約 12.1%
高浜 1・2		約 7%		約 11.1%
美浜 3		約 7%		約 11.1%
玄海 3・4		約 6%	考慮	約 9.5%
大飯 3・4		約 6%		約 8.9%
備考	審査ガイドの規定値	川内 1・2 は想定される最大値。他は MAAP 計算値		水素爆発防止判断基準値は 13%

注記：① 出典： 原子力規制委員会による各原発の設置変更許可申請書に関する審査書
② 原発名の欄は、上から下にかけて審査書の発効順に記載
③ 高浜 3・4 から美浜 3 までの各原発は、原子炉容器破損後のジルコニウム反応量を 25％（川内 1 ・2 採用値）とすると、水素濃度は 13%を超えて、不合格になる。
④ 玄海 3・4 と大飯 3・4 は、水素燃焼装置の効果を無視すると、水素濃度は 13%を超えて、不合格になる。

表１において、高浜３・４号機から美浜３号機までの各号機の原子炉容器破損後のジルコニウム反応量（表の網掛け部分）を川内１・２号機と同様に 25%と想定すると、水素濃度は爆轟防止判断基準である 13%を超えて、不合格になる。また、玄海３・4 号機と大飯３・4 号機は、先立って設置変更許可が出された原発と同じように水素燃焼装置の効果を無視すると、水素濃度が 13%を超えて、不合格になる。

最初に設置変更許可が出された川内１・２号機では、原子炉圧力容器外での水中での溶融炉心・コンクリート相互作用（☞ 1.4.2.1）による水素発生量を、MAAP 解析（水中条件での精度検証がなされていない）に依拠することなく、ジルコニウム最大反応量で評価しても、水素濃度は約 12.6%であるので爆轟防止判断基準を満足しているとし、規制委はそれを承認した。しかし、それ以降に審査された高浜３・４号機、高浜１・２号機等ではジルコニウム反応量を MAAP 解析に依拠した値である約 81～82%として、それに対する水素濃度は 13%以下になることを示したのみで、ジルコニウム反応量 100%での評価を行っていないのである。図７に示されるように、川内１・２号機と同様にジルコニウム反応量 100%の条件で評価すると、明らかに水素濃度は判断基準値 13%を超えるのである。これでは審査を通らないので、当該電力会社はジルコニウム反応量 100%での評価を示さず、MAAP 解析に依拠した約 81～82％での評価のみとし、規制委はこのやり方を容認した。このような申請とその許可は、川内１・２号機に対する審査との一貫性がなく、審査を通すための恣意によるものと言わざるをえない。

さらに、設置変更許可が 2017 年 1 月に出された玄海３・４号機と５月に出された大飯３・４号機においては、図７に示されているように、ジルコニウム反応量 81%でも爆轟防止判断基準を超えてしまうので、評価条件を変えている。具体的には、それ以前に審査を終えた原発では水素濃度を厳しく評価する観点から一貫してその効果には期待しないとしてきたイグナイタ（電気式水素燃焼装置)[72]に依拠した水素燃焼の解析結果を示して、水素濃度はそれぞれ最大約 9.5%と約 8.9%であるとし、この評価結果を規制委は容認した。このイグナイタは運転員による起動操作と動力電源が必要であるため、機能の信頼性が低く、さらに使用する水素燃焼解析コードの実験検証も不十分であり、解析結果の信頼性を欠いている。

以上に見たように、個々の原発を合格させるように恣意的な評価条件の変更を認めている規制委の審査は、一貫性・整合性を欠いており、極めて不適切である。

なお、原子炉格納容器体積が相対的に大きいことからジルコニウム反応量 100%でも平均水素濃度が 13%以下に留まる川内１・２号機についても、金属と水の反応による水素発生に関して、ジルコニウム以外に原子炉圧力容器の内外に存在する多量の鉄との反応を考慮していないという問題がある。原子力発電技術機構の資料[73]には「溶融炉心－コンクリート反応が終息せずに継続した場合には、ほかの金属の反応も含めて全炉心ジルコニウムの 100%を超える量が反応することもあり得る」と記載されている。これを考慮すると、水素濃度が爆轟防止判断基準を超えるおそれが十分にある。川内１・２号機の審査でこの点について何ら触れていないことは問題である。

以上のとおり、PWR 原発は、どの原発でも過酷事故時に原子炉格納容器内で水素爆発の危険性がある。

---

[72] イグナイタ（電気式水素燃焼装置）は、電気コイルに通電して約900℃まで加熱し、水素ガスを燃焼させる。原子炉格納容器内に10数個設置される。6.3.6も参照。

[73] (財) 原子力発電技術機構（2003）「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」 平成15年3月 p.2.2-4

1.6.2 「規制委員会の考え方」の不合理

1.6.2.1 高浜３・４号機のパブリックコメント提出意見への「規制委員会の考え方」

高浜３・４号機の審査書（案）に関するパブリックコメントとして、「『溶融炉心・コンクリート相互作用』の不確かさを考慮に入れた水素発生量について、川内原発の評価では、水素を生じるジルコニウムの反応量を解析に依拠せず 100%としているのに対し、高浜原発の評価では、解析に依拠して約 81%とし、不確かさの度合いを小さくして水素濃度 13%以下の結果を出しているのは、恣意的で不合理である」との指摘があったが、これに対する規制委は、

> 「審査ガイドに従い、原子炉圧力容器内の(1)全ジルコニウム量の 75%が水と反応し、水素が発生するという保守的な条件で評価を行っており、水素濃度(ドライ条件)は 11.7%と基準で定めた爆轟条件を下回ることを確認しています。この場合、水素発生に寄与する様々な要素、具体的には格納容器内にあるアルミや亜鉛、MCCI 等による水素発生量が、(2)ジルコニウム量の 75%という保守性に包含されることも確認しています。なお、川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉の審査では、原子炉格納容器が他プラントよりも大きいことから、ジルコニウム 100%が水と反応した場合の(3)安全裕度を参考として確認するため感度解析として実施したものです。」

と回答している[74]。（下線と番号は筆者）

下線部(1)は、ジルコニウム反応量 75%が保守的な条件であると述べているが、その根拠は示されていない。下線部(2)では、「MCCI 等による水素発生量がジルコニウム量の 75%という保守性に包含される」としているが、その根拠は示されていない。審査ガイドでは「原子炉圧力容器が破損するまでにジルコニウム反応量 75%、さらに破損したあとの MCCI による水素発生量を考慮すること」が規定されていることから、ジルコニウム量は 75%＋α（MCCI 相当分）で評価しなければならないのであるから、「ジルコニウム量の 75%という保守性に包含される」という表現は間違っている。下線部(3)で「安全裕度を参考として確認するため感度解析として実施した」という記述は事実に反している。何故ならば、川内原発の審査書には「不確かさの影響評価」としてジルコニウム反応量 100%の想定が明記されており、「参考として確認するための感度解析」として実施されたものではない。これらは、高浜３・４号機に関して、川内１・２号機と同じ条件のジルコニウム反応量 100％の評価を回避するための詭弁である。

1.6.2.2 玄海 3・4 号機のパブリックコメント提出意見への「規制委員会の考え方」

審査書（案）に関するパブリックコメント募集に提出された意見「先行して設置変更許可が出された加圧水型原発８機での評価条件と同じく「イグナイタの機能に期待しない」条件のもとでの解析評価とその審査を行うことを求める」に対して、規制委の考え方として「イグナイタについては、審査ガイドで水素燃焼対策の一つとして位置づけられており、水素燃焼対策として有効なものと考えています。（中略）今回の審査では、イグナイタの信頼性向上対策として、イグナイタは２系統の電源系統から給電すること、また、２系統の電源設備それぞれ異なる区画に設置することで互いに位置的分散を図り、独立

---

[74] 原子力規制委員会（2015）「関西電力高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書(案)に対するご意見への考え方」平成27年2月 p.68

した設計とすることを確認しています。」が示されている[75]。

ここには、イグナイタの信頼性向上対策として、2 系統の電源系統から給電することが挙げられているが、全交流動力電源喪失が生じた場合に給電する大容量空冷式発電機は 1 機しか設けられていないので、完全な独立 2 系統にはなっておらず、信頼性は不十分である。また大容量空冷式発電機の起動には運転員の判断、操作が必要であり、緊急時における人的対応には信頼性を欠く。従って、イグナイタの機能に依拠することを容認する規制委の考え方は不合理である。

1.7　美浜 3 号機蒸気発生器の耐震評価不正の疑い

滝谷 紘一

関西電力は、美浜 3 号機の適合性審査の際、蒸気発生器の耐震評価における伝熱管の許容応力について、改訂された規格にもとづく値を用いると不合格になってしまうため、旧規格にもとづく緩やかな許容応力値を恣意的に用いて合格を図った。このような不正行為の疑いがある美浜 3 号機の工事計画認可は取り消されるべきである。

新規制基準適合性審査を経て設置変更許可（2016 年 10 月 5 日）と工事計画認可（2016 年 10 月 26 日）を受けた関西電力美浜原発 3 号機について、工事計画認可申請資料の精査を行ったところ、蒸気発生器伝熱管に関する設計基準地震動 Ss に対する耐震性評価において、許容応力を 2005 年以降に改訂された規格ではなく、1984 年策定の(規制が緩い)旧規格を用いた値に恣意的に設定したという不正行為の疑いがあることが判明した[76]。以下、その詳細を述べる。

美浜 3 号機の基準地震動の最大加速度の変遷は、「耐震設計審査指針」の旧指針（1978 年）に基づいて 405 ガル、その後 2006 年に改訂された新指針に基づいて 600 ガル、さらに 2013 年に制定された新規制基準の耐震基準に基づく設置変更許可申請時には 750 ガル、その審査の過程で最終的に 993 ガルに引き上げられた。

新規制基準適合性審査会合に提出された基準地震動に対する蒸気発生器の伝熱管応力（膜応力＋曲げ応力）の評価結果における発生値と許容値は、

① Ss750 ガルに対して、発生値 468MPa、許容値 481MPa　(第 296 回審査会合資料、2015 年 11 月 19 日)

② Ss993 ガルに対して、発生値 527MPa、許容値 539MPa　(第 356 回審査会合資料、2016 年 4 月 26 日)

と記載されている。

ここで注目すべきは、許容値が①よりも②において大きい側に変更されていることである。科学的・技術的に地震力増加に伴う応力発生値の増大は理解できるが、材料とその使用温度で定まる許容値の増

[75] 原子力規制委員会「九州電力玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書(案)に対する御意見への考え方」平成29年 1 月 p.48

[76] 滝谷紘一（2017）「検証・原発新規制基準適合性審査　美浜3号機蒸気発生器に耐震評価不正の疑い」『科学』87(2) pp.192-196

大は不可解である。また、美浜３号機と同じ伝熱管材料（インコネル 690 合金）の他の原発（川内１号、伊方３号、高浜１・２号、大飯３・４号）での許容値は①と同じ 481MPa とされている。この許容値の違いの問題は、衆議院原子力問題調査特別委員会(2016 年 12 月 9 日)で取り上げられ、規制委の答弁からその理由が、①での許容値は日本機械学会策定の 2005 年規格[77]（改訂規格と呼ぶ）により、また②での許容値は日本電気協会の 1984 年規格[78]（旧規格と呼ぶ）によるものと判明した。規制委はその席上「耐震設計の工認審査ガイドでは古いほうの規格も新しいほうの規格も両方使っていい。それらを関西電力は使い分けたというふうに思っている。どういう考えで使い分けをしたのかは聞いていない」と述べた。これは問題意識のない責任逃れの答弁である。

関西電力は美浜３号機における基準地震動 Ss の 993 ガルへの引き上げにより、応力発生値（527MPa）が改訂規格にもとづく許容値（481MPa）を超えることになり、これでは耐震不合格の評価になって工事計画認可が得られないので、許容値を旧規格にもとづく緩い値（539MPa）に変更して耐震規制委員会に申請したものと推認される。表２に基準地震動 Ss の 993 ガルに対する耐震評価結果をまとめて示す。

耐震設計の規格の見直しに関しては、約 20 年前に制定された旧規格にはその後の知見にもとづいて問題があるから、改訂規格では許容値の決め方を厳しい側に変更したのである。旧規格と改訂規格との間で同じ評価項目について違いがある際には、改訂規格を使用することは当然のことである。関西電力は、今般の新規制基準適合性審査において高浜１・２号機、大飯３・４号機および当初申請の美浜３号機においては改訂規格を使っている。基準地震動 Ss が引き上げられた美浜３号機の最終申請において旧規格を持ち出して工事計画認可取得を図ったことは、耐震評価における不正行為と言わざるをえない。規制委がこのことに気づかないか、気づいても見逃して工事計画認可を出したことには明らかな瑕疵があり、直ちに認可を取り消すべきである。

表２　基準地震動 Ss に対する美浜３号機蒸気発生器伝熱管の耐震評価結果

一次応力		合否判定	注記
発生値 (計算値)	許容値		
527 MPa	旧規格： 539 MPa	合格	工事計画認可申請書に記載。 旧規格は 1984 年策定。
	改訂規格： 481 MPa	不合格	改訂規格は、2005 年策定。この許容値は現在も変わらない。

[77] 日本機械学会 JSME S NC1-2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格　第Ⅰ編　軽水炉規格
www.pgc.jsme.or.jp/?action=common_download_main&upload_id=1546
[78] 日本電気協会 JEAG 4601・補-1984　原子力発電所耐震設計技術指針
www.denki.or.jp/committee/nuc/jeac/4601/jeag4601-1984.html

1.8　クロスチェック解析をしない杜撰な審査

滝谷 紘一

新規制基準適合性審査において、「重大事故対策等の有効性評価」は重要項目の一つである。この評価において、各電力会社は解析コードを用いて過酷事故のシミュレーション計算を行い、所定の判断基準を満足することを提示しているが、規制委は電力会社のシミュレーション計算結果の妥当性を判断するにあたり、福島原発事故以前には定着していた、定量的に厳正な審査手法であるクロスチェック解析を実施していない。これは厳正ではない杜撰な審査をしていることの証左である。

1.8.1　クロスチェック解析の必要性

原子力施設の安全審査におけるクロスチェック解析とは、設置（変更）許可申請書や工事計画認可申請書などに記載する事故解析あるいは強度解析などに関して、申請者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いて同じ解析ケース、解析条件で規制者自らが解析を行い、その結果を申請者の結果と綿密に照らし合わせて、申請者の解析結果の妥当性を検証することをいう。

福島原発事故以前の安全審査では、原子力安全・保安院および原子力安全委員会はともにクロスチェック解析を取り入れていた。国会議員の資料要求に対して規制庁が提出した資料によると、原子力安全・保安院（一次審査）は 1988 年以降の審査案件 21 件、原子力安全委員会（二次審査）は 1994 年以降 10 件について実施している[79]。いずれも設計基準事故を対象にして、解析ケースは適宜抜き取りで行われている。

新規制基準適合性審査では、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」において、複雑な現象を伴う過酷事故に関する申請者の解析結果の妥当性を厳正に評価することがとりわけ重要である。「設置許可基準規則の解釈」には想定すべき過酷事故シーケンスグループが定められている。これらのグループは、原子炉圧力容器内での核燃料の冷却特性、核燃料被覆管材のジルコニウム－水反応による水素の発生、炉心の溶融・崩壊、原子炉圧力容器の破損、格納容器内での溶融炉心－冷却材相互作用（水蒸気爆発）、水素燃焼・爆発、溶融炉心－コンクリート相互作用（コンクリートの侵食、可燃性ガス（水素・一酸化炭素）の発生）など、きわめて複雑かつ不確実な性質の物理・化学現象を伴う過渡変化である。申請者はこれらを数値解析手法でシミュレーション（模擬）するために、さまざまな種類の解析コードを使用している。

規制委が電力会社の解析結果を調べて、疑問点、不明点について申請者に説明を、場合によっては追加解析を求めるだけの現状でのやり方では、解析結果が定量的に妥当であるかどうかについて適正な判断を下すことはおよそ不可能に近い。なぜならば、申請者が用いる解析コードの解析モデルに不十分な点があったり、入力データに間違いがあったり、また仮に判断基準を満たすために恣意的な解析がなされていたとしても、申請者に「解析コードで計算するとこういう結果になる」と主張されると、それを定量的な根拠をもって妥当でないと判断することは甚だ困難だからである。

そこで、審査者が申請者とは独立に、同じ解析機能をもつ別の解析コードにより同じ解析条件で解析

---

[79] 原発規制庁審議ウォッチ・グループ（2014）「原発適合性審査に『クロスチェック解析』の実施を」『科学』84(2) pp.137-139

を行い、両者の解析結果を定量的に綿密に照合することが、申請者の解析結果の妥当性を判断するにあたっての客観的で実効性のある審査のやり方であり、上述のとおり福島原発事故以前の安全審査では設計基準事故を対象にして定着していたのである。まして過酷事故を対象に審査するのは、今回の新規制基準適合性審査が初めてであり、「クロスチェック解析」による検証を行うことは必要不可欠である。

1.8.2　クロスチェック解析をしない規制委の杜撰な審査

これまでに審査を終えた原発の審査では、クロスチェック解析は実施されていない。これまでの原発の設置変更許可審査書（案）に対するパブリックコメントでの意見募集において、「クロスチェック解析」の実施要求の意見が毎回のように提出されている。この意見に対する回答として示された規制委の「考え方」は次のとおりである。

具体例として、高浜 1・2 号機の審査書（案）に対する意見と規制委の「考え方」を取り上げる。過酷事故シミュレーションに関して、意見「MAAP コード[80]による解析に関して MELCOR コード[81]を用いたクロスチェック解析の実施を求める。」への「規制委員会の考え方」は、「MAAP コードに対しては、規制委は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向であることを確認しています。(中略)　MELCOR を用いた解析事例は NRA 技術報告 2014-2001[82]で公開しています。」であった[83]。この「考え方」は、論点を外した逃げ口上であり、クロスチェック解析を不要とする論理的説明にはなっていない。なぜならば、「MAAP 解析と同様の傾向であることを確認している」ことは、たんに定性的な確認にとどまっており、意見提出者が求めている MAAP 解析の定量的な検証ではないことを示している。また、引用されている NRA 技術報告は PWR 代表 3 ループプラントについての MELCOR による解析結果を示すだけのものであり、MAAP 解析結果と突き合わせた評価は何らなされていないので、クロスチェック解析とは無縁のものである。

規制庁発足当時の技術支援機関であった(独)原子力安全基盤機構(2014 年 3 月に規制庁に統合)は、新規制基準を反映した安全設計の妥当性を評価することを目的にして過酷事故に関するクロスチェック解析手法の整備を国の予算で取り組んでいた[84]。これにもかかわらず、新規制基準のもとで過酷事故に関する安全審査が現実になった際に、その成果を活かしたクロスチェック解析を実施しないことは理解しがたい。規制委は、過酷事故の現象の複雑さ、実験データの不十分さ、解析モデルの精度不足などがある故に、事業者と規制機関が使う各解析コードの信頼性が共にまだ十分に確立していないので、クロスチェック解析をすると、解析コード間で結果の差異が大きく生じて、申請者の評価結果が妥当であるかどうかの判断が困難に陥ることを懸念しているのではないだろうか。もしそうだとすれば、備えるべき審査能力が不十分のまま安全審査を実施していることになる。

クロスチェック解析を実施していないことは、規制委が事業者の解析結果の定量的な検証から逃げて、事業者の解析結果を鵜呑みする杜撰な審査をしていることの証左である。

---

[80] MAAPは、米国EPRIが所有する過酷事故総合解析コードの名称。今般の設置変更許可申請書での過酷事故解析にすべての電力会社が使用している。

[81] MELCORは、米国NRCが所有する過酷事故総合解析コードの名称。原子力安全・保安院当時から導入して、原子力規制用に整備してきている。

[82] 原子力規制委員会（2014）「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析（PWR）」平成26年8月

[83] 原子力規制委員会（2016）「関西電力高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号及び4号）に関する審査書(案)に対するご意見への考え方」 平成28年4月 p.37

[84] その一例として、原子力安全基盤機構（2013）「安全研究年報（平成24年度）」p.7

第２章　新規制基準の不徹底

2.1　特定重大事故等対処施設の設置期限延長

筒井 哲郎

2.1.1　なし崩しの期限延長

原子力規制委員会は、2015 年 11 月 13 日の審査会合で、「特定重大事故等対処施設」（以下「特重施設」と略記）の設置期限延長を認める変更案を発表した。特重施設の設置義務を、「新規制基準制定後 5 年以内」という今までの規定を、「本体施設工事認可後 5 年以内」に変えるというものである。

本来、この「特重施設」の設置は、本体施設の設置許可変更申請（新規制基準適合審査申請）と同時に申請すべきものである。しかし、規制委は、新規制基準制定（2013 年 7 月）の際、経過措置規定として、5 年間の適用猶予を決めたのであった。今回、規制委は、自ら決めた規定を勝手に変更し、その適用猶予の起点を本体施設工事認可時にしようとするものである。

「特重施設」とは、新規制基準の中に、「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して対処する施設」、「原子炉格納容器の破損を防止するための必要な設備」と規定されているもので、具体的には、次のようなものが想定されている[85]。

- 既設制御室が使えなくなった時の第二制御室
- 予備電源設備
- 予備注水設備
- PWR のフィルターベント設備、など

なお、2015 年 9 月と 11 月に再稼働した九州電力川内原発 1，2 号機の特重施設申請が行われたのは同年 12 月のことである[86]。また、2016 年 8 月に再稼働した四国電力伊方原発 3 号機の特重施設申請が行われたのは、2017 年 1 月であり、いずれも再稼働の後である[87]。

2.1.2　事故発生は待ってくれない

原発を動かす場合に特重施設が無くても良いという理由は何もない。たとえば、いわゆる「テロ対策」が当面不要であるなどという事情は何もない。最近のパリ市内やベルリン市内における大規模な襲撃事

---

85 「特重施設」の定義は「実用発電用原子炉及び付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部を改正する規則」第42条、および「同規則の解釈」の該当条文にある。しかし、その審議は非公開にされているので、その具体的な項目を逐一知ることはできない。記載のものは次の電力会社の説明資料に基づく：関西電力「高浜3号炉及び4号炉　特定重大事故等対処施設　原子炉設置変更許可申請の概要について」2015年1月20日および東京電力「柏崎刈羽原子力発電所　原子炉設置変更許可申請の概要について（1号、6号及び7号原子炉施設の変更）」2015年1月20日。www.kyuden.co.jp/press_h151217-1.html

86 プレスリリース「川内原子力発電所1，2号機の更なる安全性・信頼性向上への取組みに係る原子炉設置変更許可申請について」九州電力 2015年12月17日 www.yonden.co.jp/press/re1601/data/pr006.pdf

87 プレスリリース「伊方発電所3号機の特定重大事故等対処施設等に関する原子炉設置変更許可申請について」四国電力、2016年1月14日

件や[88]、ドイツの航空機の操縦士による「拡大自殺」などを見れば[89]、武力攻撃等の危険性は日本においてもきわめて緊急性が高いと考えるべきである。

規制委の田中俊一委員長(当時)は、「現時点では、全般的に本体施設等に係る新規制基準への適合性審査が当初の見込みよりも長期化していることに伴い、特重施設等の審査着手が遅れており、経過措置期間内に特重施設等の完成や検査の完了まで見込めていないプラントがほとんどである」という現実を吐露しているが、適合性審査の遅れは規制委および規制庁の作業が遅いために起こっていることではない。事業者からの適切な申請書類がなかなか提出されないという事実もある。単に規制委側の作業量の問題であれば、委員長として体制拡充に真剣に取り組むべきである。さらに、そもそも多数申請された原発の審査を短期間でできると考える方がおかしい。過去約 50 年をかけて 50 基余の原発を審査してきたのであるから、むしろ、相当の時間がかかるのは当然と考えるべきである。

内部事情でテロ対策設備の設置を遅らせるということ自体が論理矛盾である。テロ行為を目論むものはテロ対策の準備が整わない内にこそ敢行するであろう。したがって対策ができていない設備の工事計画を認可したり、いわんや再稼働させたりすることは、規制そのものの意味をなさない。

2.1.3　設計を分けることの不合理

特重施設の設置猶予期間を工事計画認可後 5 年に変更することの理由として、規制委は、「特重施設等に係る設置変更許可申請の審査では、まず、本体施設等に適用する基準地震動および基準津波並びに本体施設等の設備仕様を確定させた後に、特重施設等の設備仕様について許可の判断をする必要がある」などと述べている[90]。しかし、本体設備の仕様を決めると同時に特重施設の仕様を決めることができない理由はない。特重施設が必要なものであるならば、本体設備の設置変更の際に特重施設をどこにどのように作るかを検討するべきである。工事計画認可を受けた後に、おもむろに特重施設の仕様を検討すればよいとは、そもそも基準策定時には考えられていなかった。設備設計の中に特重施設の内容を組み込むことが不可能になる場合もあり得よう。その場合には設備設計は認可しないという基準でなければならない。

「また、特重施設等に係る工事計画認可申請の審査については、本体施設等に係る工事計画認可申請の審査において、本体施設等の個別配管ごとの位置や、圧力、温度、荷重等の環境条件等の詳細が確定しなければ、特重施設等と本体施設等の接続部分に係る詳細設計を審査することができないため、本体施設等の工事計画認可後に本格的な審査を行うこととなる」などとも書かれているが、本体施設と特重施設の審査を同時に行わなければ統合された健全な設備が完成しない。

現に、新規制基準施行日に、少なからぬ原発の設置変更許可申請書と工事計画認可申請書が同時に提出され、規制委はそれを受け付けた。増設の予定のある設備では、その全体像を把握しておいて、少なくとも配置スペースや接続部分の用意がないために実現不可能という結果にならないように基本設計を固めて置くというのが、設備設計の常道である。

---

88 ここで、「テロ」とは、政治的効果を目的とする、あらゆる種類の武装攻撃、破壊工作などを指す。国家機関などによる軍事作戦も含む。政府の文書や法令に「テロ攻撃」や「テロ対策」などの用語が使われているが、それらの言葉は一方の立場に偏った言葉遣いであるので、ここでは「武力攻撃」という用語を使い、やむを得ないときには「テロ攻撃」「テロ対策」というように、カッコつきで表記する。

89 2015年3月24日に発生したジャーマンウイングス9525便の意図的墜落

90 原子力規制庁「特定重大事故等対処施設等に係る考え方について」2015年11月13日
www.nsr.go.jp/data/000129587.pdf

2.1.4　特重施設設置の先送りは福島の教訓に反する

福島原発事故以前に、シビアアクシデント対策が原子力事業者の自主規制に委ねられた理由は、規制としては必要ではないが「更なる安全性」を高めるためと説明されていた。特定重大事故等対処施設の設置は、この文言と同じく「更なる安全性」を高めるためと喧伝されている。この「更なる安全性を高めるため」という言葉と、その言葉に従った原発の安全性を確保するための制度設計がいかに空疎であったかは、福島原発事故による教訓として我々の共通認識となったはずである。規制委・規制庁は、二度と「更なる安全性」を高めるためという言辞を弄するべきではない。

特定重大事故等対処施設に 5 年間の猶予期間を設けることは、そもそも安全規制を任務とする機関の提案としては許されるものではなかった。その許されない提案をしたうえで、さらに、猶予期間を延長する提案をすることは、規制機関としての職務を投げ出すに等しい行為である。

2.2　原発の「テロ」・武力攻撃対策の現状

2.2.1 「テロ対策」の相対的性格

いわゆる「テロ対策」は、基本的に、武力攻撃を想定して、それに対する適切な備えを行うという業務である。しかし、攻撃者は、防御側の対策レベルを凌駕するように準備するものであり、ここまですれば安全というレベルを定義することはできない。少なくとも原子力プラントという固定設備は、すでに建設済みのものを前提にした場合、ハードウエアの核心部分を変更することが不可能であるから、周辺の付加部分を改造し、可搬式の電源設備やポンプ設備を追加し、その上で災害発生を前提に消防車を増やすなどの対策しか行えない。

日本の原発が建設された 20 世紀後半は、「テロ対策」については、具体的な議論がなされてこなかった[91]。2001 年にアメリカで「9.11 同時多発テロ」が発生し、また、アメリカを中心とする西側諸国が中東への軍事攻撃をエスカレートさせるに及んで、それぞれの国で「テロ対策」が叫ばれるようになった。原発は社会的打撃をめざすものにとっては格好のターゲットとなることが予想されるので、アメリカでは NRC（Nuclear Regulatory Commission：原子力規制委員会）主導で本格的な「テロ対策」が行われるようになった。日本では、政府および電力事業者が、原発の危険性を口にすることを避けて来たために、実際上福島原発事故以前には手つかずであった。

そのような経緯のために、原発の「テロ対策」という問題は、2013 年 7 月の新規制基準施行からようやく正式に議論のテーブルに載せられてきた。したがって、未だ結論を得ておらず、特定重大事故対処設備の一環として規定された「テロ対策設備」も設置期限の猶予が設けられていて、実装されたものはわずかしかない。

本稿では、現状のありのままの状態を記述して、今後の考察の出発点を提供したい。

2.2.2　福島第一原発事故以前の考え方

福島第一原発事故以前には、「テロ対策」は「残余のリスク」というカテゴリーに分類されていて、実

---

[91] 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」2003年8月 p.17 解説 7 www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g31217c10j.pdf

質具体的な対策は要求されておらず、もちろん、各電力事業者も対策に身を入れていなかった。その時代のエピソードとして、泊原発においては、近隣の住民がキノコ採りの一団を引き連れて、フェンスを越えて敷地内に無断で入り、終日作業をして何事もなく引き揚げた、というほほえましい事例がある。

2.2.3　原子力規制委員会の規定

規制委も新規制基準において、特定重大事故等対処設備の設置を義務付け、「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド」および「実用発電用原子炉に係る航空機影響評価に関する審査ガイド」を 2014 年に施行した。

原発に対する「テロ攻撃」とは、意図的に重大事故を発生させ、一般市民の生活環境を破壊するという甚大な被害が発生する。万一悪意あるものの武力攻撃に襲われた場合に、単に撃退もしくは鎮圧するのみならず、設備の運転を安全に継続もしくは停止する必要が生じるが、それは現実的にはとうてい不可能な目標である。

2.2.4　故意による大型航空機の衝突

故意による航空機の衝突は、「9.11 同時多発テロ」の実例がある。そして、原子力施設がそれ自体ダーティ・ボムであることが明らかになった今日においては、破壊活動の意思を持つ者にとって、もっとも効果的な目標であることが周知の事実となった[92]。

原発における特定重大事故等対処施設とは、「故意による大型航空機の衝突その他の「テロリズム」により炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものをいう」とあり（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年六月二十八日原子力規制委員会規則第五号）「第二条第二項第十二号」）、その審査ガイドにおいても「故意による」大型航空機の衝突に対する建屋等の頑強性についての要求が規定されている。

上記の「審査ガイド」においては、当然ながら大型航空機の衝突に伴う大量の燃料による火災の影響も想定することを求めている。そして消火活動などに必要な「重大事故等対処設備」は可搬型設備を想定して、「原子炉建屋と同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100m 以上）か、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること」としている。しかし、大型航空機が衝突し、大量の燃料が飛散炎上している事態を想定すると、可搬型設備を作業員が迅速に必要な箇所に搬送し、かつ運転・稼働させることが可能とは考えられない。人間の判断能力および運動能力には限界があり、福島第一原発において事態把握のみにも長時間を要してメルトダウンや水素爆発を許したことを事実として受け入れなければ、絵に描いた餅になることが明らかである。

2.2.5　地上からの武力攻撃

2013 年 1 月に、アルジェリアにおいてプラント建設会社日揮のキャンプが武装組織に襲撃され、日本人 10 人を含む 48 人が殺害された実例がある[93]。欧米の原発では「テロ組織」による襲撃未遂事件が多

---

92 「ダーティ・ボム（汚い爆弾）」とは、爆薬などで爆発させて放射性物質をまき散らす爆弾のこと。

93 公安調査庁 「主な邦人被害テロ事件」一覧表の「13.1.16 在アルジェリア邦人に対するテロ事件」の項参照。
www.moj.go.jp/psia/ITH/topic/2017_Japanese_suffer.html

数報告されている[94]。日本の原発では従来この種の攻撃に対する備えはなされてこなかった。

米国の場合、各原発に合計 150 人程度の武装警備員を配置している。そして、警備員の視力や聴力、身体能力など心身の適性、武器取扱いの技量、「テロリスト」との戦闘をイメージした防衛計画の策定に関する要件が、それぞれ詳細に規制要件として定められている。これらはすべて個々の事業者の責任範囲として義務化され、NRC は、その実践能力を確かめるための専属の仮想敵チームを使って評価を行っている[95]。その警備員は攻撃者に対しては殺害をも許されるというれっきとした軍事要員である。

現在日本の各原発で行っている「テロ対策施設」は、図８のようにゲートを設けて入出門管理を厳重に行い、不審者の入構を防ぐというものである[96]。

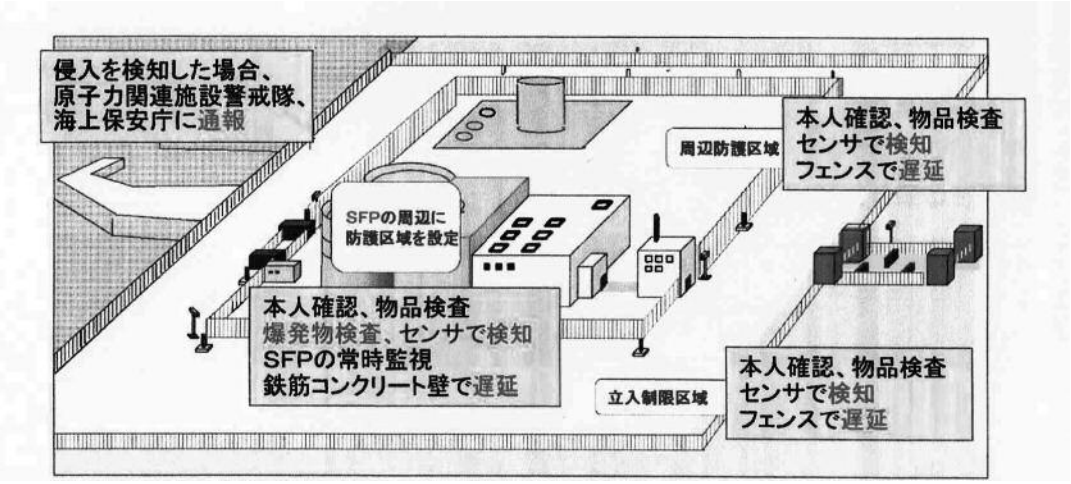


図８　原発の「テロ対策」（関西電力の説明資料から）

実際に、筆者（筒井）が 2015 年 11 月に女川原発を見学した時も警備会社セコムからの派遣社員らが一人ひとり慎重に確認していた。同 12 月に福島第一原発を見学した時も同様であった。つまり、空港のゲートチェックと同様で、人物の認定と手荷物中の危険物確認である。したがって、武器を持って襲う集団に対しては即応力があると思えない。

では、攻撃を受けた時には、警備員が何らかの防圧活動を行うとして、運転員はどういう業務を行うべきか。襲撃される場所が制御室の場合に、もっとも困難が発生する。その場合は、運転員は制御室を離れ、免震重要棟内の第二制御室に移って、そこで、原発の停止作業を行い、同時に外部の警察や消防などへの連絡を行う。万一、原子炉の冷却に失敗した場合には過酷事故に至るのであるから、同じ敷地の中で戦闘行為がなされていても、冷静に冷温停止までの作業を行わなければならない。

---

[94] たとえば、NHK広島「核テロ」取材班『核テロリズムの時代』NHK出版、2003年
グレアム・アリソン、秋山信将・戸崎洋史・堀部純子 訳『核テロ』日本経済新聞社、2006年

[95] 佐藤暁（2013）「核テロの脅威について考える」『科学』83(5)、p.553。また同記事には次の記述がある。「報告では、米国では1969年から1975年までの間だけで240件の爆破予告があり、実際に爆発が起こったか、辛うじて未遂で食い止められたものが14件あったという。ロシアでも1995年から1997年までのあいだに50件の脅迫があったという」（p.556）

[96] 関西電力株式会社（ca 2015）「質問 第4-4　使用済み燃料ピットのテロ対策について（1/3)」より図版「I. 使用済み燃料ピット（SFP）への不審者の侵入や爆弾等の危険物持ち込みの防止」

2.2.6 「サイバーテロ」

現在あらゆる連続プロセスを扱うプラントは、コンピュータシステムによって制御されている。原発も例外ではない。制御システムが外部からの攻撃によって誤作動や誤表示を招くことは原発の安全に重大な支障を与える。「サイバーテロ」の例としては、2009 年から 2010 年にかけてイランの核燃料施設が不正プログラム「STUXNET」の攻撃を受けていたことが知られている。警察庁の文書においても、本件が引合いに出されて「サイバーテロ」への注意が喚起されている[97]。

一方、そのシステムが外部との接続を断たれていても、その制御システムを制作したり、保守・管理したりする人員を 100％自前で用意することが困難で、外注の専門家を雇うことが常態化している。制御に係るすべてのハードウエアとソフトウエアを社内制作するということは不可能である。

その結果、常に制御システムが故障もしくは故意により誤動作するリスクは避けられない。ここにも、核施設特有のリスクがあると言わざるを得ない。

2.2.7 戦争における攻撃

2015 年 9 月 19 日未明、参議院本会議で、いわゆる安全保障関連法案が可決されたことによって、集団的自衛権の行使が容認されるようになった。もし、日本への国家的な軍事攻撃が仕掛けられるとすれば、もっとも標的になりやすいのは原子力施設である。航空機による爆撃、艦船からのミサイル攻撃など、今日の軍事技術は大規模の破壊力を持っており、いかなる施設もそれらに耐えることはできない。その事実を直視して、原子炉施設の存否を再検討しなければならない。

仮に、戦争が勃発して交戦状態になり、原発が正規の軍隊による攻撃を受けたらどうか。いうまでもなく、原発は大破して、福島原発事故の何倍もの放射能を放出し、この国土全体に拡散することは火を見るより明らかである。しかしどの国であろうと、ミサイルなどを擁した正規軍の攻撃に耐えられるような原発はありえない。

2017 年 4 月 21 日、政府は「弾道ミサイル落下時の行動について」を公表し、国民に対して、「屋外にいる場合は、できる限り頑丈な建物や地下街に避難すること」などを呼びかけた。同 4 月 29 日の北朝鮮によるミサイル発射の直後、東京メトロ、東武線、北陸新幹線は、いずれも約 10 分間、安全のため、運転を見合わせた。稼働中の原発の原子炉や核燃料プールミサイルにミサイルが着弾したら、メルトダウンや大規模な放射能の放出が発生する可能性がある。脱原発弁護団全国連絡会は、ミサイル着弾の恐れがなくなるまで原発を停止することを求める声明を発したが、その提言内容は至当である[98]。

2.2.8 内部で育つ破壊者

現在、各原発では入出門管理に加えて、入構者の身元調査を行うように対策を講じている。しかし、その有効性には疑問がある。たとえば、電力会社や原発建設エンジニアリング会社などに正社員として採用された人材でも、長年働いているうちに疑問をもって、内部から破壊を志すテロリストに育つ可能性がないとはいえない。原発の破壊を題材とした一連の有名小説において、破壊者となる主人公はいずれ

---

97 警察庁「サイバー攻撃の情勢と対策」
https://www.npa.go.jp/archive/keibi/syouten/syouten280/pdf/p03.pdf

98 脱原発弁護団全国連絡会「ミサイル攻撃の恐れに対し原発の運転停止を求める声明」2017年5月2日
www.datsugenpatsu.org/bengodan/wp-content/uploads/2017/05/20170502%E5%A3%B0%E6%98%8EFin.pdf

も組織内部の人間である[99]。そのような、社会問題をすべて解決してしまうような盗聴社会をつくることが可能であるとも思えないし、原発のためにそのような社会をめざすという考えは不健全である。

2.3　免震重要棟の必要性

筒井 哲郎

2.3.1　免震重要棟建設の撤回

九州電力の川内原発 1・2 号機の新規制基準適合性審査は全国で初めて認可され、1 号機は 2015 年 8 月から、2 号機は同 10 月から再稼働している。再稼働に先立つ審査中に九州電力は、2016 年 3 月までに 3 階建の免震棟を建て、その中に約 620㎡の「緊急時対策所」を設けると説明していた。そしてそれまでの間は約 1/4 の広さ（170㎡）で耐震構造の「代替緊急時対策所」で機能を果たすとしていた。（図９は、同様の構造と機能をもつ東京電力柏崎刈羽原発の免震重要棟である。）[100]

しかるに、2016 年 12 月になって、免震構造の緊急時対策所建設を撤回し、代替緊急時対策所のまま運転を続けると、原子力規制委員会に撤回の申請をした。原子力規制委員会は不快感を示し、撤回の申請を出し直すように求めていた[101]。

九州電力は、玄海原発の免震重要棟建設も「現時点では白紙」としている[102]。しかし、免震重要棟の有無は、適合性審査の合否に関わるような重大な「変更」であるから、当然、審査をやり直すのが筋である。しかし、その後いずれの原発も審査過程で歩調を合わせて免震重要棟を撤回し、耐震建屋をもって緊急時対策所にあてるとしている。これは、規制の後退である。

図９　免震重要棟の外観（東京電力 柏崎刈羽原発）

---

[99] 高村薫（1991）『神の火』 新潮社、東野圭吾（1995）『天空の蜂』 講談社、若杉洌（2013）『原発ホワイトアウト』 講談社。『神の火』新潮文庫版（上） p.232には、次のセリフがある。「１トンほどの火薬を装填した弾頭を持つミサイルが格納容器に命中したら、格納容器も圧力容器も壊れます」

[100] 東京電力ウェブサイト www.tepco.co.jp/kk-np/safety/prevention/seismic-isolation/index-j.html

[101] 『朝日新聞』2016年1月24日、1月31日社説

[102] 『朝日新聞』2016年1月31日社説

2.3.2　免震構造の意味

免震構造というのは、建物の土台と構造の間に積層ゴムの免震装置を建物重量 1 トン当たりほぼ 1 個の割合で敷いて、その上に建物を載せたものである（図 10A）[103]。その場合、地面が揺れても、建物内部の揺れを大幅に減らすことができる（図 10B）[104]。それによって、内部の人間は、地震の揺れによって立っていることができなくなったり、けがをしたり、身の危険を感じて気持が動転して判断力が低下して、異常状態に陥った原発プラントの停止措置を冷静に行うことができなくなるといった状態に陥ることを防ぐことができる（図 11）[105]。

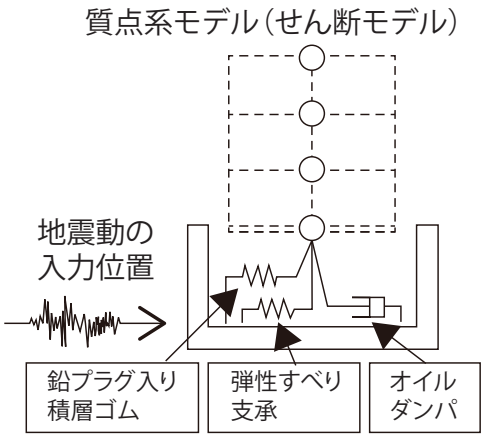


図 10A　重要免震棟の解析モデル図

出典：　西田（2016）【脚註 103】

つまり、建物が「耐震構造」であるということは、単に建物が壊れない強度をもっているということであり、「免震構造」であるということは、建物内部が揺れないので、内部にある設備も人間も揺れにさらされることがなく、設備の損傷は免れ、人間は揺れを受けることがなく、冷静に非常時の停止操作を行うことができるということを意味する。

東電福島原発事故のことを回顧すると、免震重要棟が柏崎刈羽の震災を教訓に福島第一原発でも作られていたことが幸いした。清水正孝社長（当時）は、国会事故調の参考人質疑で「今回の私どものひとつの教訓だと思いますが・・・、もしあれがなかったと思いますと、ゾッとするくらい」と話している。

中央操作室においては、本震はもとより余震においても、運転員が頭を抱えたりしながら床にうずくまったりしている。そして実際、当時の福島第一の中央操作室の写真を見ると、天井盤が落ちたりしている。そんなところで非常時の困難な操作を冷静沈着に行えるはずがない。つまり、重要免震棟だけではなく、中央操作室も免震構造にすることが望ましい。

---

[103] 「原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発」公開ワークショップ（2016年3月10日、東京国際フォーラム　www.jaee.gr.jp/jp/wp-content/uploads/2016/02/ws03.pdf）における西田明美「原子力プラントの地震時挙動とクリフエッジ回避技術の開発 ― その 1 ：建屋システムのクリフエッジ回避技術」発表資料より

[104] 前註の公開ワークショップ（2016）における高田毅士「原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 ― プロジェクト全体概要　背景とねらい」発表資料より

[105] 前々註の公開ワークショップ（2016）における肥田剛典「原子力プラントの地震時挙動とクリフエッジ回避技術の開発 ― その 5 ：人間挙動のモデル化とクリフエッジ評価」発表資料より

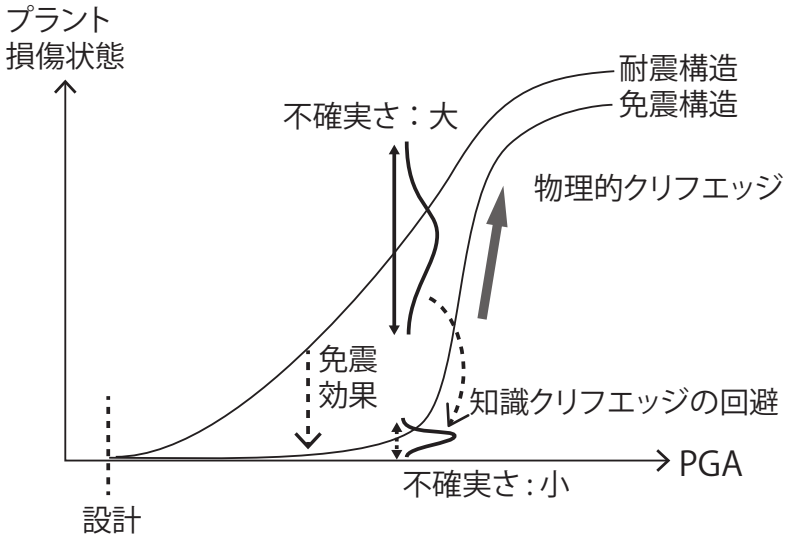


図 10B　免震構造の効果

出典：　高田（2016）【脚註 104】

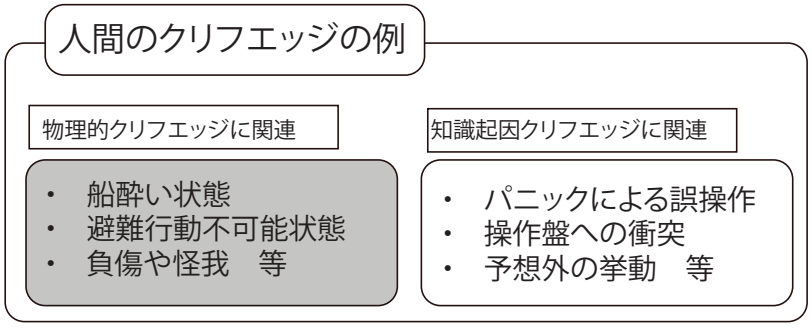


図 11　地震時の運転者を襲う危険と操作能力の低下

出典：　高田毅士（2016）【脚註 105】

2.3.3　文科省助成の免震構造研究プログラム

文科省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」という公募事業による受託研究として、「原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発」という一連の学際的研究が高田毅士東大教授（工学系研究科建築学専攻）を中心に、2015～2018 年にかけて行われている。その研究内容の中心課題は、地震時の原発の安全に、免震構造がいかに有効であるかを実証しようというものである。研究目的は以下のように謳われている[106]。

---

[106]「原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発」公開ワークショップでの高田教授による開催趣旨説明（2017年3月10日、東京大学本郷キャンパス）
park.itc.u-tokyo.ac.jp/tkdlab/clif_edge/20170310_clif_edge_WS.pdf

原子力発電所は、周辺環境、建屋や機器、安全系システム、それらを操作・制御する人間を含めた複雑な系であり、地震時の安全性を議論するには、その系全体を包括的に相互関連性も考慮しながら検討することがきわめて重要です。本研究では、原子力プラントの地盤－建屋－設備機器－安全系－人間システム全体系を分野領域横断的に取り扱い、全体系及び各部の要求性能を明確化した後、それらに係る地震時クリフエッジを特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目的としています。

この研究プロジェクト・チームのワークショップはすでに 2 回開催されて、免震構造が作業員の肉体的安全のみならず、冷静な判断力を維持するためにきわめて有効であると報告されている。政府は、一方でこのような研究を委託して詳細な知見を得ていながら、他方で電力会社の姑息な経済性追求に同調して免震重要棟の建設撤回を容認してしまうならば、国民の生命と財産を守ることが第一の責務である政府として背任行為に他ならない。

2.4　40 年運転規制と老朽化

井野 博満

2.4.1　老朽化原発の現状

日本の商業用原発は、1966 年の東海原発（ガス冷却炉）運転開始を経て、建設ラッシュが始まり、1970 年の敦賀 1 号（BWR）と美浜 1 号（PWR）運転開始を皮切りに、1970 年代には 20 基の原発が運転開始した。1980 年代には 16 基、90 年代に 15 基、2000 年以降に 5 基と、合計 57 基が建設された。

このうち、東海原発は 1998 年、浜岡 1・2 号は 2009 年に運転を終了した。2011 年 3 月 11 日の福島第一原発事故により、同原発 6 基が廃炉になり、また、2013 年 7 月に制定された新規制基準制度のもとで、2015 年 3 月には敦賀 1 号、美浜 1・2 号、島根 1 号、玄海 1 号の廃炉が決まり、2017 年 4 月に規制委が廃炉措置への移行を正式に認可した。伊方 1 号も廃炉となり、2017 年 12 月には大飯 1・2 号機が決まった。これによって、「生き残っている」原発は 40 基になった。

このうち 26 基について、新規制基準が公布された 2013 年 7 月以降相次いで適合性審査の申請がなされ、川内 1・2 号、伊方 3 号、高浜 3・4 号、玄海 3・4 号、大飯 3・4 号の 9 基と、40 年を超えての運転延長を申請した高浜 1・2 号、美浜 3 号の 3 基（計 12 基）が適合性審査に合格し、設置変更許可がだされた（2017 年 5 月末現在）。川内 1・2 号は 2015 年 9 月と 11 月、伊方 3 号は 2016 年 9 月に営業運転を開始した。高浜 4 号は 2015 年 12 月に再稼働したが、2016 年 3 月、大津地裁の仮処分決定により運転停止した。2017 年 4 月に大阪高裁でこの決定が覆り、再稼働が進められている。玄海 3・4 号については、2017 年 4 月佐賀県知事が再稼働に同意した。一方、伊方 3 号については、2017 年 12 月に広島高裁控訴審で、火山噴火の危険性についての原子力規制委員会の判断は不適切だとして、運転差止が認められた。高裁での差止判決は初めてである。

既存原発 40 基のうち、1990 年以前に運転開始した 23 基は、2030 年までに 40 年の運転期限を迎える。このうち、福島第二の 4 基の再稼働は論外としても、19 基の運転延長がどうなるか、例外であるはずの運転延長が常態化するようなことはあってはならない。

2.4.2　40 年運転規制と特別点検

民主党政権時代の 2013 年 7 月、原子炉等規制法の改正により、原発の運転期間を原則として 40 年とすることが決まった。ただし、一回に限り 20 年以内の運転延長認可が認められるという抜け道が設けられた。

この特例を利用して、2016 年 7 月以降、高浜 1・2 号、美浜 3 号の運転延長が規制委に相次いで認め

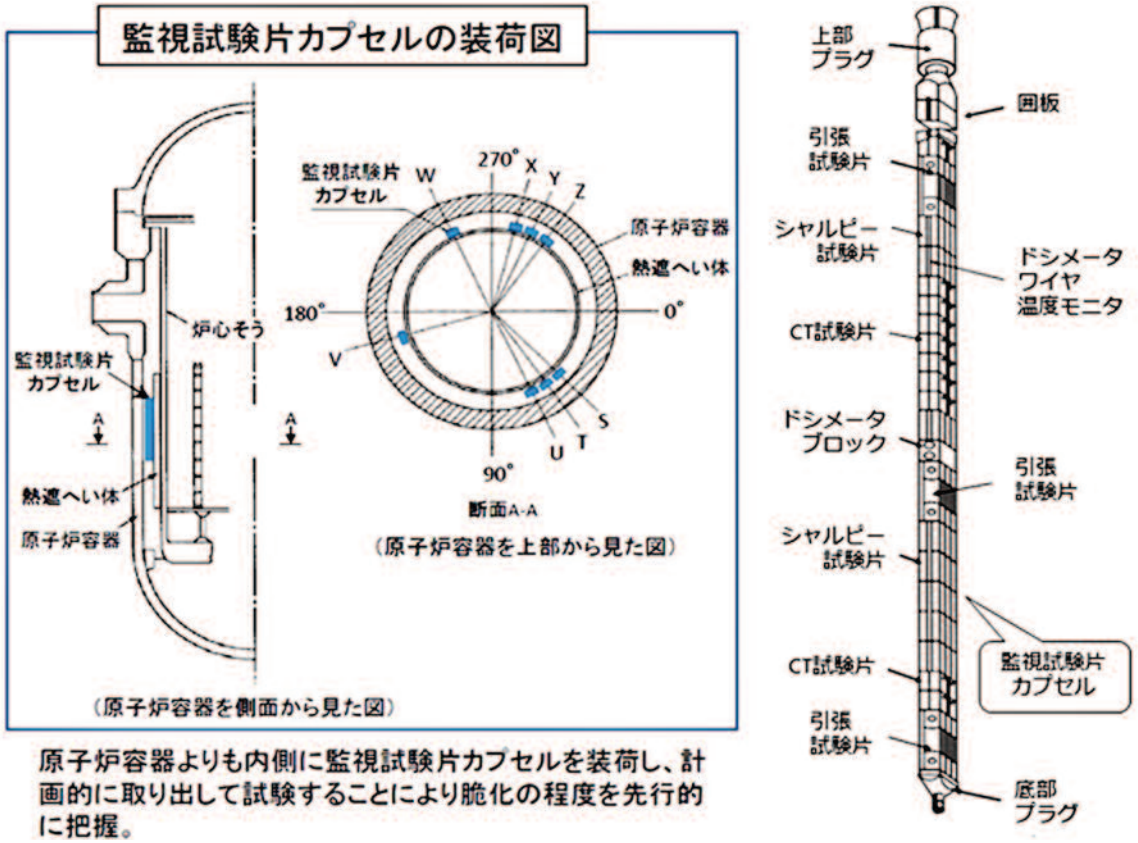


図 12　原子炉圧力容器（PWR）の監視試験片カプセル装着位置とカプセルの構成

出典：　関西電力（2016）および原子力規制庁 原子力規制企画課（2016）より作成【脚註 107】

られた。圧力容器鋼材の脆化が最も著しい高浜 1 号機（後述）を含むこれら 3 基の運転延長認可は、この抜け道がそっと作られた本道であることを物語っている。事業者の意を体した自民党は、それでも満足せず、40 年運転規制自体を廃止しようという動きを見せている。

「原子炉等規制法」（炉規法）の該当箇所は次のとおりである。

第 43 条 3 の 32：・・・発電用原子炉を運転できる期間は、・・・原子炉の設置の工事について最初に検査に合格した日から起算して四十年とする。

2　前項の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、一回に限り延長することができる。

5　・・・劣化の状況を踏まえ、その第二項の規定により延長しようとする期間において安全性を

確保するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準に適合していると認めるときに限り、同項の認可をすることができる。

原子力規制委員会規則はそれを受け、第 114 条（発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の基準）を設け、「特別点検」の結果を受けた劣化評価、保守管理方針の審査を行うとしている。原子炉圧力容器の中性子照射脆化については、「高照射領域における精度等、評価における不確実さが存在するため、以下のすべての対応を求める」として、容器内面における欠陥の有無の確認、40 年に近い時期に監視試験片を取り出し評価すること、加圧熱衝撃評価を行うこと、45 年時点を目処として監視試験片の追加評価を行うことを求めている。この記述は、次節に述べるように、現行の照射脆化の評価法に問題があることを自覚していることの現れであろう。

「特別点検」の対象機器は、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物となっている。圧力容器の超音波探傷検査は、それまで、溶接部（溶接線近傍）に限って実施すればよいとしていたが、炉心部内面すべて（母材と溶接部）へ対象を拡げた。ところが、PWR については、「炉心領域 100％」としているのに対し、BWR については、「炉心領域、接近できる全検査可能範囲」と記されていて、検査が困難な箇所はやらなくてよいとしている。格納容器については、PWR・BWR とも、「接近できる全検査可能範囲」と記されている。これらの記述は、検査ができない箇所は目こぼしすることを意味する。既存の原発を救済することに配慮して手加減した基準であると言わざるを得ない。

2.4.3　圧力容器の中性子照射脆化

まず、もっとも重要な圧力容器の中性子照射脆化について述べる。圧力容器は、低合金鋼でできている。鋼は、温度が下がると脆くなる性質があり、脆性破壊を引き起こす。延性から脆性へと移る目安の温度を脆性遷移温度という。圧力容器内にあらかじめ監視試験片を入れておき、定期点検の際に取り出して試験片の照射脆化を検査することで、圧力容器の脆化の進行をチェックしている。

図 12 に、原子炉圧力容器（PWR）と炉内監視試験片カプセルの装着状況を示す[107]。カプセルは、炉壁に沿うように数セット挿入されていて、各カプセルには、シャルピー試験片、引張り試験片、中性子線量計（ドシメータ）のほか、PWR では、CT 試験片または WOL 試験片（初期の原発）という破壊靭性試験片が設置されている。監視試験片は、圧力容器鋼材の一部を切り出して作られ、容器の内側に置かれているので、容器の脆化を“先取り”して知ることができるとされている。

玄海 1 号機では、1993 年取り出しの第 3 回監視試験で 56℃だった脆性遷移温度が、2009 年取り出しの第 4 回では予測計算からとび離れた 98℃に急上昇した。この問題は、2011 年 11 月から翌年 8 月まで開かれた原子力安全・保安院の高経年化意見聴取会の主要な議題となった。電気事業連合会（電事連）と電力中央研究所は、原因は脆化予測式の不備であるとしてデータに合うよう係数を手直しした予測式を提示したが、とても整合しているとは言えない結果だった。

この高経年化意見聴取会では、脆化予測式の前提となる反応速度式に初歩的な誤りがあることも明ら

---

107 関西電力株式会社（2016）「高浜 1，2 号機　原子炉容器に対する劣化状況評価について」平成28年8月23日　p.3
www.pref.kyoto.jp/kikikanri/documents/documents/d.pdf
原子力規制庁 原子力規制企画課（2016）「米国情報IN2016-02『原子炉圧力容器監視カプセルの不適切な据付け』について」平成28年3月25日　www.nsr.go.jp/data/000144706.pdf

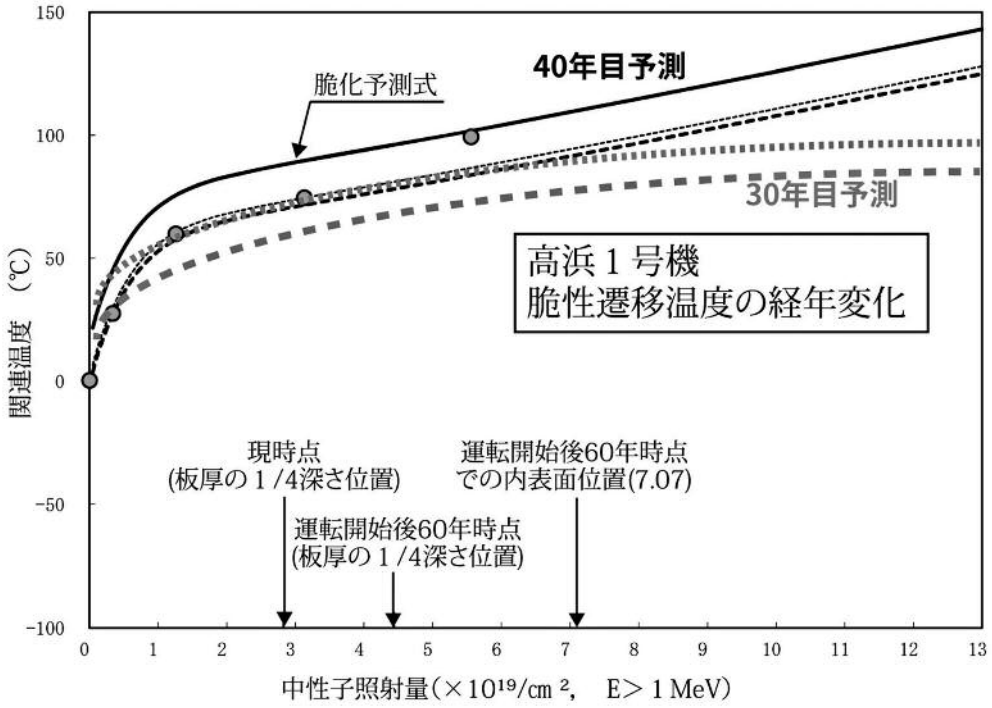


図 13　高浜１号機脆性遷移温度の経年変化（その１）

―― 高浜 1 号炉の脆性遷移温度監視試験データ（●印）と運転開始後 30 年目、40 年目の高経年化技術評価書に示された脆化予測式を重ね合わせて示す。

出典：　井野（2017）【脚註 109】

かになった。初歩的間違いとは、二つの銅原子が動き回る過程で出会う頻度は、動く速さ（拡散常数）に比例するとすべきところ、二乗に比例するとしてしまったことである[108]。その結果、間違った予測式が導かれ、日本電気協会の規程 JEAC4201-2007「原子炉構造材の監視試験方法」に記載された 36 ページにわたる数値表はすべて無意味になった。

原子力安全・保安院も、正しくない反応速度式をもとにした脆化予測式を使っていることを認めざるを得ず、この規程を今後再検討すべきことを日本電気協会に求めた。しかし、同協会は、前述した係数を手直ししただけの予測式を【2013 年追補版】として提出した。この追補版についてはさまざまな問題点が指摘されたにもかかわらず、規制委は、予測でなくデータ間の相関を示す式としてなら使えるという理屈で、追加の監視試験をおこなうという条件をつけて、2016 年 10 月、エンドース（是認）した。この誤った予測式が高浜 1 号機のような脆化が著しい原発の審査にも適用され、60 年までの運転延長が承認されたのである。

しかし、この理論的根拠が失われている規程を使い続けるのは、あまりに根拠薄弱と考えたらしく、原子力規制庁は日本電気協会に「特定指導文書」なるものを送り、2018 年に予定されている次の改訂では規程を根本から見直すことを求めている。

---

108 小岩昌宏（2012）「原子炉圧力容器の脆化予測は破綻している―でたらめな予測式をごまかす意見聴取会」『科学』　82(10) pp.1150-1160

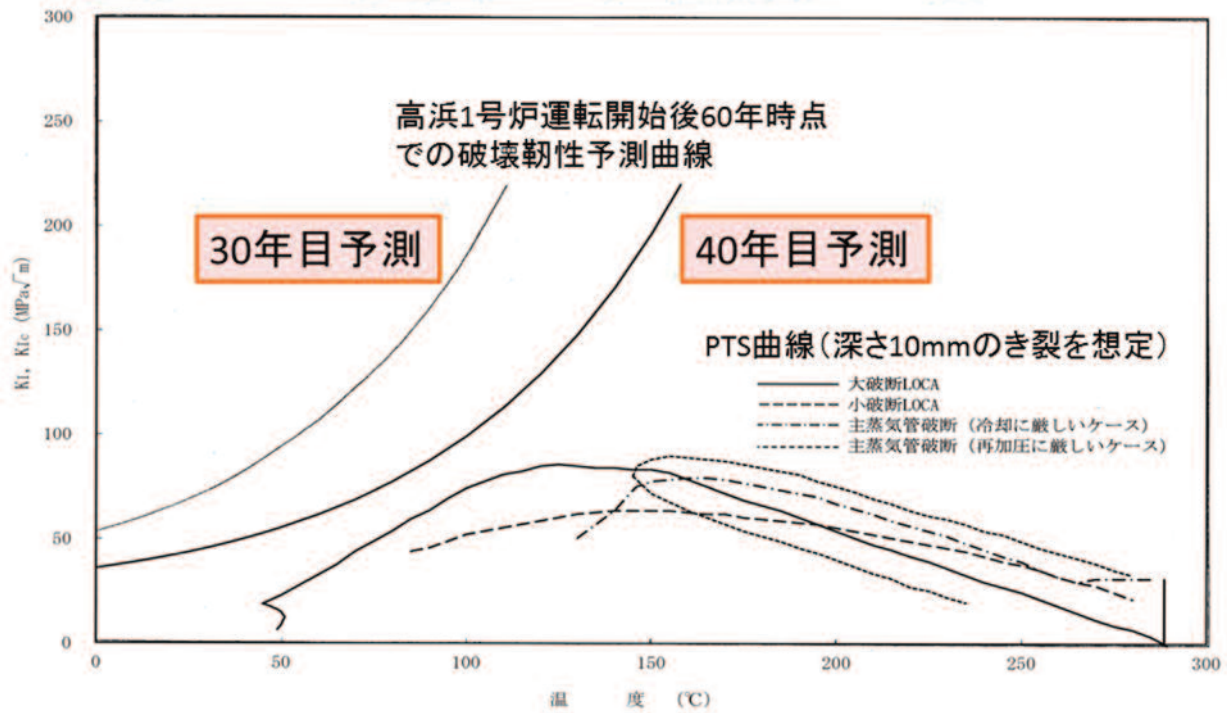


図 14　高浜 1 号機脆性遷移温度の経年変化（その 2）
—— 運転開始後 30 年目、40 年目の高経年化技術評価書に示された「運転 60 年後の破壊靭性曲線」の予測を重ね合わせて示す。　出典：　井野（2017）【脚註 110】

2.4.4　脆性破壊の危険性が高い高浜 1 号機

PWR の圧力容器の健全性評価は二段構えになっている。脆性遷移温度の上昇予測および破壊靭性評価である。高浜 1 号機での審査はどのような結果になっているか。

脆性遷移温度の上昇予測は、炉内に入れてあるシャルピー試験片のデータと脆化予測計算式を用いて行う。高浜 1 号機では、2012 年取り出しの第 4 回監視試験で 99℃という脆性遷移温度が示された。これは玄海 1 号機を超える日本でもっとも高い遷移温度である。このデータと脆化予測計算式から運転開始 60 年後の予測を行うことになっているが、この予測式が間違っていることは前述した。それで、今あるデータの照射量を超えての予測ができないことを規制委も認めざるを得ず、60 年以前に追加の試験片を取り出して、それ以降の運転の可否はその検査結果によるとしている。

高浜 1 号炉圧力容器監視試験（シャルピー試験）から求められた脆性遷移温度と照射脆化予測曲線を図 13 に示す[109]。2002 年 11 月取出しの第 3 回までの監視試験データをもとにした 30 年目の高経年化技術評価書での予測曲線にくらべ、2009 年取出しの第 4 回データを加えた 40 年目の高経年化技術評価書での予測曲線は、約 22℃上方へシフトしている。JEAC4201-2007 で規定された予測式の不備を示している。

第二段の評価である破壊靭性評価は、炉内に入れてある破壊靭性試験片を用いてひび割れに耐える力

[109] 井野博満（2017）「原子炉圧力容器の中性子照射脆化 ― 今まで分かったことの総括」『原子力資料情報室通信』514号（2017年4月）p.15の図 4

の大きさを算出し、60 年後に予測される破壊靭性曲線を導き、PTS 曲線（冷却水喪失などの際にひび割れ先端に発生する力の大きさを示す温度・時間変化曲線）と比較する。

高浜 1 号機についての結果を図 14 に示す[110]。関西電力が 2003 年に提出した「高経年化技術評価書（30 年目）」と 2015 年に提出した「高経年化技術評価書（40 年目）」を比較したものである。図 14 の 2 本の曲線は、それぞれの評価書にある運転開始 60 年後の破壊靭性予測曲線を抜き出したものだが、大幅に違っている。30 年目に作成した破壊靭性予測曲線は、右下方の PTS 遷移曲線とは 70℃程度離れているのに、40 年目作成の予測曲線は 20℃まで接近している。40 年目予測がより現実に近いと考えるならば、30 年目予測は、現実との乖離が非常に大きく、楽観的すぎる（危険性を見落とした）予測だったことになる。

これほど予測が違うということは、40 年目も含めて、破壊靭性曲線の信頼性が著しく低いことを示すものである。40 年目予測曲線は PTS 曲線と交叉はしていないが、もし仮に、40 年目の評価曲線が 30 年目曲線と同程度の不確実さをもつならば、交叉してしまう危険性がある。

30 年目と 40 年目の違いはなぜ生じたのか。破壊靭性曲線を描く際の元データは、脆性遷移温度予測値と破壊靭性観測値とである。このうち前者の脆性遷移温度は JEAC4201-2007 にもとづいて推定されているが、図 14 に示すように、30 年目時点と 40 年目時点とでは予測値に違いがある。新しいデータ点が追加されて予測値が高くなった。この脆性遷移温度予測値の上昇は、破壊靭性曲線を求める際の破壊靭性観測値の温度シフト量を大きくし、その下限値を包絡して求められる破壊靭性曲線の右方向へのシフトをもたらす。これが第 1 の原因である。

第 2 の原因に関わる破壊靭性の観測値および破壊靭性曲線の作成過程はなかなか公表されなかった。3・11 直後、地元住民の要求に応じて玄海 1 号機、高経年化意見聴取会で美浜 2 号機など、大津地裁の訴訟で美浜 1 号機の監視試験生データが公表されたのに比べ、高浜 1 号機に関する関西電力の姿勢は著しい後退である。そのことを衆議院原子力問題調査特別委員会で菅直人議員が田中俊一規制委員長に問いただし、やっと白抜きなしでその導出プロセスが公開された。

そのデータ公開で分かったことは、予想通り、第 4 回の破壊靭性試験で想定以上の悪い結果が得られていたことである。照射量が高い新しいデータほど想定以上の低い破壊靭性値が観測されるということは、玄海 1 号機や美浜 1・2 号機でも同じ傾向だった。このことは、$\Delta T_0 = \Delta T_{NDT}$ という仮定（破壊靭性値を特徴づけるさ温度 T_0 の上昇（ΔT_0）は脆性遷移温度 T_{NDT} の上昇（ΔT_{NDT}）に等しいという仮定）が成り立っていない（$\Delta T_0 > \Delta T_{NDT}$ になっている）からと考えられ、JEAC4206-2007 の規程に欠陥があることを示している。この規程では安全側の評価が得られない。この規程の抜本的な見直しもまた必要であることが明らかになった。

2.4.5　そのほかの老朽化事象

そのほかの老朽化事象として重要なのは、金属材料の腐食、疲労、電気配線被覆材（プラスチック）の劣化、コンクリート建材の劣化などである。下記に、金属材料の腐食と疲労について説明する。

---

[110] 前註 井野（2017）のp.16の図 5

2.4.5.1　腐食と減肉

腐食（コロージョン）は、金属が水や空気などと接触して酸化してゆく現象である。炭素鋼や低合金鋼では全面腐食（一様な錆の進行）、ステンレス鋼では局所腐食（ひび割れの進展）が起りやすい。また、配管の湾曲部などでは、水や空気の流れが乱れて、内面が機械的に削られてゆく現象が起こる。これを侵食（エロージョン）という。化学的な原因などと合わさって起こることが多く、エロージョン・コロージョンという。

2004 年に、美浜 3 号機の二次冷却系配管が破断し熱水が噴出して作業員 5 人が死亡、6 人が重火傷を負うという大事故が起った。これは、配管中のオリフィス（圧力の検出を目的として挿入される流れを絞るための穴のあいた円板）の先で乱流が発生し、エロ―ジョン・コロージョンによる減肉が起きていたためである。この箇所は関西電力と検査会社（三菱重工業と日本アーム）の見落としで点検台帳に登録されておらず、稼働以来 27 年間一度も点検が行われていなかった[111]。

このような配管の減肉は炭素鋼ではありふれた劣化事象である。では、どれぐらいの頻度で発生しているのか。この種のデータは滅多に公表されないが、原子力安全・保安院の高経年化意見聴取会で、運転開始 30 年を迎える美浜 2 号機の高経年化技術評価の審議に際し、委員（井野）質問に対して回答した事例がある。関西電力の説明によれば、「これまでに美浜 2 号機において炭素鋼からステンレス鋼や低合金鋼に取り換えた箇所の総数は約 3200 箇所となっており、全体の約 6 割に相当します」とのことである[112]。同種部位で減肉が確認された配管なども、減肉が起る前に早めに取り換えたとしているが、それにしても驚くべき取り換え箇所の数である。その結果、二次冷却系配管は、炭素鋼とステンレス鋼、低合金鋼とが混在した配管になり、異種金属の接合部で溶接ひずみが残っていないかどうか、新たな問題も生じることになった。幸いにも美浜 2 号機は廃炉が決まったが、ほかの PWR でも共通に多数の減肉事象が起っていることは想像に難くない。その劣化対策は容易ではないはずである。

2.4.5.2　ステンレス鋼の応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）[113]は、材料・応力・環境の三因子によって起こるとされる。家庭でもよく使われるオーステナイト系ステンレス鋼 SUS304 は、クロム 18％とニッケル 8％を含んでいるので 18−8 ステンレスと呼ばれているが、炭素を 0.08％程度含んでいて、熱が加わると炭素原子が動いてクロム炭化物を作る。すると、ステンレス鋼中に溶け込んで耐食性を高めていた固溶クロムを奪ってしまい、耐食性を失ってしまう。結晶粒界でこの現象が顕著に起こる。これをステンレス鋼の鋭敏化という。

ステンレスを溶接すると、その近傍が熱を受ける。この領域を熱影響部いう。ステンレス鋼の熱影響部では、800℃から 600℃の間の温度を通過するとき、このクロム炭化物の粒界析出、すなわち鋭敏化が起こる。また、溶接後の不均一な収縮によって内部に引張応力が残留する。鋭敏化した材料を、原子炉水中の酸素イオン（中性子照射によって水が分解して生成する）がアタックすると、結晶粒界から割れてゆく。これが原子炉水中の応力腐食割れのメカニズムである。

このような応力腐食割れのメカニズムは、1970 年代に明らかにされ、その対策として、炭素含有量を

111 小林英男（n/d）「原子力発電所の配管破裂で蒸気噴出」『失敗知識データベース』
www.shippai.org/fkd/cf/CB0011025.html
112 高経年化意見聴取会第17回資料8、2012年6月20日
113 Stress Corrosion Crackの略

0.03％以下に抑えたステンレス鋼であるＬ材[114]や原子炉級（ＮＧ[115]）材が開発された。このような新材料の開発で、材料の鋭敏化は起こりにくくなり、応力腐食割れは収まったかに見えた。しかし、1990 年代中頃から新しいタイプの応力腐食割れが GE 社の研究者などによって報告され始めた。改良型の低炭素ステンレス鋼でも加工によってひずみを受けると、応力腐食割れが頻発することがわかってきたのである。

その事実をひた隠しにして、原発を運転してきたことが発覚したのが、2002 年 8 月東電のひび割れ隠し事件である。それ以前の 10 年以上にわたって、福島第一・第二・柏崎刈羽原発で 29 件の虚偽報告が行われていたこと、福島第一 1・3 号機で GE 社の技術者が内部告発していたことなどが明らかになった。この事件によって東電の南直哉社長は辞任し、同年 9 月から翌年 2003 年の夏まで東電の全原発 17 基が運転停止するという事態になった。事実を知っていた東電や電気メーカーのエンジニアたちが少なからずいたにもかかわらず、告発したのは外国人エンジニアであり、企業のしがらみにとらわれた日本人エンジニアたちが全員ひび割れ隠しに協力したことに寒々とした戦慄を覚える。

この問題を契機に、ひび割れを検出する超音波探傷試験法や炉水の管理法の改善も進められたが、その後も配管全周に及ぶ大きなひび割れ（福島第二 3 号機）を見逃すなど、万全な対策とは程遠く、ステンレス鋼の応力腐食割れの問題はいまだ解決に至っていない。

2.4.5.3　疲労

金属が疲労を起こす原因としては、熱によるものと外からの力によるものとがある。熱疲労は、機器の温度が変動する際に各部位が伸び縮みすることによって力が加わり生じる。一方、外力による疲労は、モーターの振動が伝わって生じる応力や地震動による揺れなどによっておこる。

疲労設計においては、想定される事象（例えば地震）に際して、どれぐらいの応力が発生するかという応力解析をおこない、発生応力の大きさ S と発生回数 n を求める。次に、設計疲労線図から応力 S に対応する許容回数 N を読み取り、比 n/N を求める。一般に、発生応力のレベルがいくつかあるので、それらを足し合わせて、

$$U = \sum ni/Ni$$

を計算し、U が 1 より小さいかどうかを確認する。この U を累積疲労係数と呼ぶ。

設計に用いる疲労線図（S-N 線図）は、疲労データの平均値を結んだ最適曲線よりも、ひずみ振幅において 1/2、繰り返し数において 1/20 という条件を満たすように作成する。同じ材料でも、（未知の）個別的条件の違いによって大きなバラツキが生じることを考慮せざるを得ないからである。

累積疲労係数が大きくなる部位は、熱疲労を起こしやすい部位や地震などの揺れに弱い部位である。新規制基準適合性審査に合格し、再稼働へ進んだ原発について、累積疲労係数が問題となる事例を調べてみると次のようである。

一次冷却材管設備配管

川内 2 号機・・・0.516

---

[114] Low Carbon材
[115] Nuclear Grade

高浜 1 号機・・・0.714
高浜 2 号機・・・0.877

一次冷却材管加圧器サージ管台（ノズルのこと）
川内 1 号機・・・0.723
川内 2 号機・・・0.709
高浜 3 号機・・・0.709
高浜 4 号機・・・0.709

蒸気発生器給水入口管台（ノズル）
川内 1 号機・・・0.903
高浜 1 号機・・・0.455
美浜 3 号機・・・0.532

これらは基準地震動 Ss に対する耐震性評価値として記載されているが、経年疲労（運転中の熱疲労と機械的振動による疲労）を含んだ数値と考えられる。川内 1 号機蒸気発生器給水入口管台の 0.903 という値は、許容値 1 まで 0.1 以下の余裕しかない。そのほかにも注意すべき高い数値のものが多数ある。

なぜこのような許容値ぎりぎりの評価になる原発が続発するのか。それは、基準地震動の見直しによって設備・機器の各部位における発生応力の評価が大きくなったにもかかわらず、見直し以前に設計したままの原発を再稼働させようとしているからである。当初、270 ガルから 450 ガル程度だった基準地震動の値が、2006 年の耐震基準の見直しにより 600 ガル前後の値に引き上げられ、さらに新規制基準の適合性審査で新たな見直しが行われ、引き上げの数値をめぐって、事業者と規制委との間で駆け引きがおこなわれた。川内 1 号機を例にとると、建設当初は 270 ガルだった基準地震動が、2006 年改訂では倍の 540 ガルになり、現在は 620 ガルに引き上げられた。高浜 1〜4 号機も 360、550、700 ガルと倍近くになった。このような基準地震動の引き上げに経年劣化が加わって、累積疲労は余裕どころかぎりぎりの値になっている。

2.4.6　40 年運転規制のなし崩しを許すべきでない

設備・機器の老朽化事象を考える際に注意すべきことは、原発に使われている機器や配管などの部品が莫大な数量にのぼるということである。100 万 kW 級の原発に使われている物量は、PWR と BWR の平均として、およそ、熱交換器 140 基、ポンプ 360 台、弁 30,000 台、モーター 1,300 台、配管 170㎞（10,000 トン）、溶接点数 65,000 点、モニター 20,000 箇所、ケーブルの長さ 1,700㎞に達するとのことである[116]。経年劣化した原発でも、それらがすべて新品同様に機能することが求められる。その管理維持・健全性の確認検査がいかに大変であるかが理解されよう。

各機器の検査は 13 か月ごとの定期検査ごとに行われるわけではなく、10 年に 1 回程度の頻度で、しかも代表的な箇所について検査するだけである。経年劣化が進むなかで、検査の回数を増やすなどの対

116 日本原子力学会（2011）『原子力がひらく世紀』

策が必要になるが、それは経費との兼ね合いということになっている。

さて、2017 年 1 月に行われた規制委と原子力事業者との意見交換会で、事業者側から、40 年運転規制に関し、運転を停止していた期間を差し引いて延長期間を長くできないかという要求が出された[117]。止まっている間は、中性子照射脆化や金属疲労などの劣化は進まないからというのである。しかし、機器・配管の腐食や電気配線被覆材の劣化、コンクリート材の劣化などは、運転中か停止中かに関わりなく進む。以前、更田委員長代理（現委員長）が（再稼働を遅らせるのはよくないという文脈で）「長期間運転停止した炉を動かすのは新設炉を立ち上げる時よりもむしろ大きな懸念がある」と述べ[118]、配管の健全性の確認が大変だと示唆したこともある。

40 年規制は法律で決まっていることであり、そのルールを変えるというのは、本来、役人が最も嫌うことである。それを事業者が言い出すというのは虫のいい話だが、20 年延長しても休止期間で食われてしまってはメリットが少ないという現実を反映している。次には、40 年規制を撤廃し、米国で検討を始めようとしているように 80 年まで（いや、使えるまではいつまでも）運転延長したいという本音が表面化してくるであろう。老朽化原発の運転が延長されれば故障箇所も増え、事故の危険性が増すことは明らかである。安全の観点から、40 年規制の形骸化は断じて認められない。

2.5　古い原発はなぜ危険か

筒井哲郎

2.5.1　原発保守管理の致命的な欠陥

高浜 1・2 号機をはじめとして、40 年を超える原発の運転寿命を 60 年に延長する動きが加速している。古い原発はなぜ危険かという設問に対して、今までの議論はどの部位が弱点かという問題にとらわれてきたが、原発に特異な弱点は、保守管理の困難にある。

石油プラントでも火力発電プラントでも、毎年開放点検して内部をくまなく調べ、傷んだところ修繕したり、部品を交換したりしている。建設材料においても建設技術においても、原発も他のプラントも大した違いはなく、毎年こまめに開放点検できるかどうかが大きな相違点であり、安全管理の信頼性の分かれ目である。

劣化する部位は個別プラントごとに特性が異なり、どの部位の劣化の進捗が著しいかということをすべて予測することはできない。たとえば、自動車のような何百万台単位で標準生産されている工業製品でも一様に部品交換で済ますことができず、個別車両ごとに 2 年単位の法令上の補修点検が必要である。ましてや、一品料理の設計で建設されるプラントでは、弱点予測が困難で、運転開始以後の定期点検によって弱点を後追いで発見する方法がもっとも確実である。弱点を見出すには目視が最適であり、さまざまな間接的検査方法は、何らかの弱点予測に頼らざるを得ない。

原発は、核心部分の開放点検が困難である。六ヶ所村の核燃料再処理工場や高速増殖炉もんじゅが長

---

117 原子力規制委員会 2017年1月18日 第1回主要原子力施設設置者（被規制者）の原子力部門の責任者との意見交換会 www.nsr.go.jp/data/000181044.pdf

118 原子力規制委員会（2013）「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第13回会合」2013年1月31日、議事録 p.57　www.nsr.go.jp/data/000050423.pdf

年停止しているのは、事故自体は単純な初期設計の不備に過ぎないものだが、直しに行けないために二進も三進も行かないのが現状である。

どんなプラントでも、予め弱点を予想して何十年も継続使用できるように設計建設することはできない。そのため、ほぼ毎年開放点検して局所的な補修を繰り返して使用を継続するのが工業上の標準である。原発はそのプラクティスを不可能にする致命的な欠陥があって、一般産業プラントに比べてもはるかに高い不確実性がある。現在、原発と規模の類似した火力発電所や石油プラントの多くは、古くても1960 年前後に建設されたものである。ようやく運転期間 60 年に達するかどうかという時期である。しかも、消耗の激しい部位はほとんど更新されている。他方、原発では材料が放射化されたり、冷却水に含まれる核分裂生成物が固着したりしているために、大規模更新が困難である。原発において運転条件が過酷な部位を 60 年間継続使用するというのは、不確実な領域に突入させることである。そのように、実績の無いリスクを原発に許すかどうかは、一般産業以上に慎重に検討しなければならない。

2.5.2　40 年運転規制の設定経緯

既存の原発（軽水炉）は、1950 年代に原子力潜水艦の駆動装置を民生用産業設備に転用して生まれた。技術の系譜としては、火力発電プラントのボイラーの代わりに原子炉を設け、スチームを取り出した後のプロセスは、スチームタービンと発電機の組み合わせであり、火力発電設備と同じ設計である。では、その設計寿命をどう設定したかといえば、火力発電設備の実績を参照して、30 年前後と決めたようである。どのような産業プラントでも新規採用した技術を適用する場合は、類似のプラントの形状・素材・施工方法などの適用技術およびその運転実績と寿命実績を参照しながら同様の寿命を目指す。

既存の原発に対しては、新設時にそのような経緯を経て、安全規制上の運転期間を 40 年間と設定した。そして、40 年経過時点で徹底した検査をした上で、安全を確認したプラントに限っては例外的に運転期間を延長し、60 年までの運転期間延長を許可するというルールを民主党政権下の「原子炉等規制法」改正において決定した。この改正法は 2013 年 7 月 8 日に施行された。

このような決め方の背景には、産業プラントにおける経験的な経済性判断がある。どんなプラントでも機械装置でも、30〜40 年以降に使い続けようとすると多額の補修費用がかかり、修繕するよりは更新した方がよいというのが常識である。

1）福島原発事故以後の法規制

2013 年 7 月 8 日に施行された改正炉規法において、次の二つの認可制度を設けた[119]。

a. 高経年化対策制度

運転開始後 30 年を経過する原子炉施設について、以後 10 年ごとに機器・構造物の劣化評価および長期保守管理方針の策定を義務づけ、これを保安規定認可に係わらしめる制度。

b. 運転期間延長認可制度

発電用原子炉を運転することができる期間を、運転開始から原則 40 年とし、その満了までに認可を受けた場合には、1 回に限り延長を認める制度。延長期間の上限は 20 年とし、具体的な延長期間は審査において個別に判断。

---

[119] 原子力規制委員会（2013）「実用発電用原子炉に係る新規制基準について―概要―』2013年7月、p.23 www.nsr.go.jp/data/000047558.pdf

2）設計寿命の設定

プラントを設計する際に、「設計寿命」を設定する。設計寿命は、設備投資額と保守管理費用、商品寿命などの兼ね合いで決定される。設計寿命を念頭に置いて決めるパラメータには次のような項目がある。

- 腐食・エロージョン： 腐れ代（供用期間中に予想される腐食等に対する余裕）。たとえば、年間 0.1mmの腐食・エロージョンに耐えるようにする場合は、腐れ代を 3mmとする。
- 金属疲労： 累積回転数（曲げ応力の繰り返し）、累積シャットダウン回数（熱応力の繰り返し）
- 中性子照射脆化： 運転年数
- 電気計装部品の劣化試験に基づく耐用年数： 経過年数

ただし、設計寿命というのは、平均的な劣化をカバーするように、経済的配慮で決める数値であって、すべての部位がカバーされるわけではない。どのようなプラントでも、局所的な集中劣化が発生して、致命的な事故の原因となる。そのために、1 年に一度程度の定期点検を行って、集中劣化部分を補修することが工業的なスタンダードとなっている。

運転中に事故や故障が発生したり、定期点検中に劣化箇所が判明したりして、さまざまな設備上の弱点が判明しているが、どの原発にも共通に発生している現象もあるし、個別の原発に固有の問題もある。日本国内だけでも、すでに 50 基を超える原発の運転実績があるので、経年劣化に伴う多数の弱点がリストアップされている[120]。

2.5.3 原発における劣化管理の困難

しかし、本質的な問題は、どこがどう劣化するかをあらかじめ予想できないことである。鉄道車両や自動車のように、同一設計の機械が多数生産され、類似の条件で運転されている実績がある製品においては、事故・故障のデータが統計的に把握できる。しかし、火力発電所であれ、原子力発電所であれ、基本的には一つ一つ新しく設計され、毎回設計改善やスケールアップを繰り返しているプラントにあっては、どの部位に集中的な劣化が発生するかは予見できない。したがって、定期検査で緻密に検知する以外に方法はない。けれども、原発の内部点検には、一般産業プラントにない原発固有の困難がある。

2.5.3.1 開放点検できない

火力発電プラントを含む一般産業プラントでは、定期点検の際には開放点検を行って、しらみつぶしに内部の損傷・劣化の状況を目視および検査器具で検査する。何事であれ、内部の状況を目視で一覧できるか否かが、状況判断の正確さを大きく左右する。文字通り「百聞は一見に如かず」である。しかるに、原発では放射線被ばくの問題があって、原子炉周りの開放点検が困難である。その結果、隔靴掻痒を余儀なくされる。その不便は致命的である。

たとえば、高速増殖炉「もんじゅ」の場合を見てみよう。この装置は 1994 年 4 月に初臨界に達し、翌

120 原発老朽化問題研究会（2005）『老朽化する原発―技術を問う―』原子力資料情報室

年 12 月までのナトリウム漏えい事故までの 1 年 8 カ月間と、2010 年 5 月から同年 7 月の炉内中継装置落下トラブルまでの 2 カ月間稼働しただけである（つまり、22 年間のうち 1 年 10 カ月）[121]。その原因について、日本原子力研究開発機構の前理事長・鈴木篤之氏は、これらの二つのトラブルの原因は、建設時の初期設計の欠陥が、この時に現れたのだと説明している[122]。

つまり、どういう設備であれ、最初から完璧な装置を設計・建設することは不可能である。その初期の欠陥は、装置運転開始後の早い段階で出現するので、一定期間運転した後に徹底した修理を行う。ところが、原子力プラントでは、開放点検および内部へ入っての修理作業が困難なために、いったん事故が発生すると長期間に渡って停止することを余儀なくされることがしばしばある（☞ 2.5.6 ［補足説明 1］）。

2.5.3.2　品質検査の限界

上記の対策のひとつとして、原発業界では、外部からの診断を精密に行って早いうちに欠陥を見出して処置をすると言っている。そのことによって、大きな事故を事前に防止できる、というのがその論拠である。

しかし、その欠陥検知の技術の信頼性については、おのずから限界があり、それによって、次の連続運転期間中の事故発生を完全に防ぐことができるとは言えない（☞ 2.5.7 ［補足説明 2］）。

2.5.3.3　装置の破壊に至らない傷は補修しないという綱渡り

2000 年に、日本機械学会は「発電用原子力設備規格　維持規格」を策定し、その規格は、規制委の「規制基準」の一環を成すものとして適用（エンドース）されている。この規格の目的は、破壊力学に基づいて破壊過程を厳密に解析し、傷が発生しても、それが装置の破壊に至らない性格のものであれば補修作業を不要と判別するためのものである[123]。

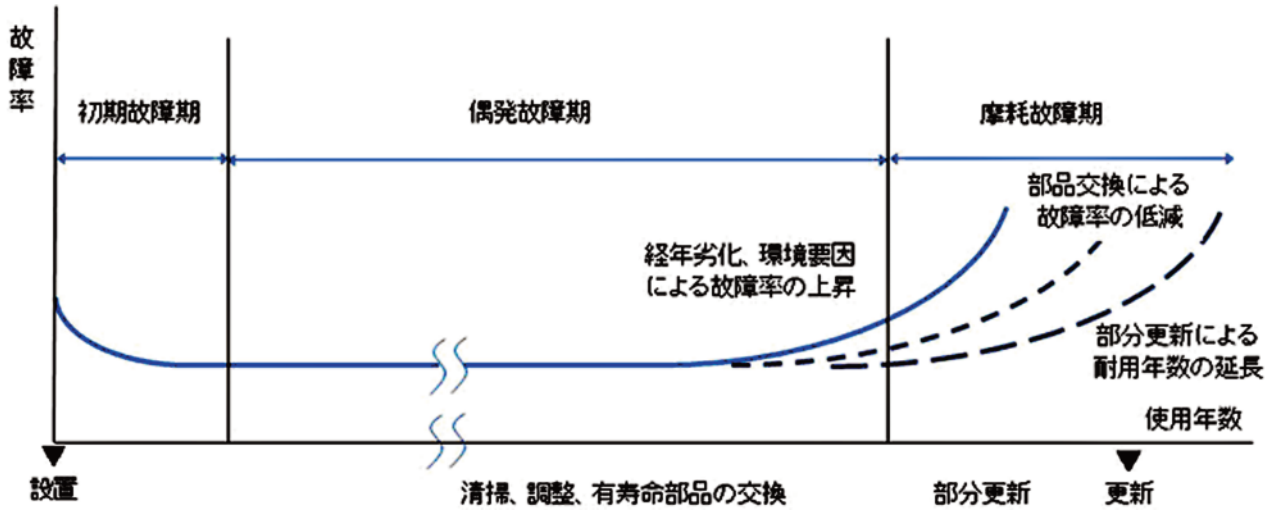


図 15　バスタブ曲線（故障率曲線）

出典：　厚生労働省 職場のあんぜんサイト【脚註 124】

[121] 「もんじゅ」の在り方に関する検討会（2016）「『もんじゅ』の運営主体の在り方について」本文 p.7
www.mext.go.jp/b_menu/shingi/chousa/kaihatu/019/houkoku/1371588.htm
[122] 原子力委員会新大綱策定会議 第9回議事録 2011年11月30日 p.45 鈴木篤之氏説明
[123] 日本機械学会 維持規格JSME S NA1-2008 添付EJG-B-2-6

問題は、あらゆる破壊過程を人知で予測できるかという点にある。人知に頼ってどこまで崖っぷちに近寄っても良いかというリスクを冒している。そのように、一般の産業設備以上にリスクを冒さなければ稼働率を稼げないのが原発の宿命である。

2.5.4　古いモデルの廃棄

一般に、どんなプラントや設備でも故障頻度の傾向があって、建設後初めて運転する時に初期故障が発生する。その後安定期が続き、一定年数を経た晩期に徐々に弱点が現れて故障頻度が増していく。これを「バスタブ曲線」と呼ぶ（図 15）[124]。老朽化した設備は故障リスクが高まる。それを補修によって寿命延長するか、廃棄して新しい設備を導入するかは、そのリスク回避費用、更新後の性能向上利益などのバランスで判断する。自動車・家電製品などのような一般消費財は、性能や補修費用とのバランスで、寿命は 10〜20 年である。

一般産業プラント、たとえば石油精製プラントや化学プラントでは、1950 年代に建設した設備では劣化した部分（機器や配管）を完全に更新した上で、今も使用している場合が少なくない。そういう場合には、更新部分の故障頻度を抑制することになる。

ところが、原発では、炉心部分など、高濃度の放射能に汚染された箇所は、作業員の安全が確保できないため、大規模な更新や補修が難しい。とくに熟練の技能労働者に被ばく労働を要求することは困難で、できるとしても小規模補修に限定される。老朽化した原発、たとえば BWR 型のマーク I のような初期モデルのリスクが高いことは、福島原発事故で実証された。

その後に建設された原発でも、PWR の蒸気発生器のプラグ率や照射脆化の進行度合いなど、通常の運転経過においても劣化が発生しているので、最大でも 40 年を寿命とすることが、妥当と考える（☞ 2.4）。

また、多量の電線の被覆材料はプラスチック（合成樹脂）製であるが、経年劣化によって可撓性を失うため、ひび割れや衝撃による破損が懸念されるが、それらの電線を交換することは、作業スペースなどの関係で、現実的に不可能である。

より深刻な問題は、1970 年前後に設計された原発は、地震に対する認識が今日ほど進んでおらず、基準地震動 270〜400Gal で設計されたものが多いことである。近年の兵庫県南部地震や熊本地震による新たな知見として、基準地震動の大きさ、および繰り返し震動回数など、既存の原発設計においては想定されていなかったリスクが明らかになっている。

現在の新規制基準の審査においては、過酷事故の発生を前提として、その対策を外付けの応急設備で補うことで合格としているが、設備本体の本質的な改善には手をつけておらず、安全率の切り詰めによって大規模破損が発生しないかどうかの審査だけを行っているのが実態である。これは、設計時に想定していたリスク回避の余裕を切り詰めていることにほかならず、早急に設備廃棄を考えるべきであって、運転延長はさらにリスクを加増するものである。

---

[124] 厚生労働省 職場のあんぜんサイト（n/d）「安全衛生キーワード：バスタブ曲線（故障率曲線）」 anzeninfo.mhlw.go.jp/yougo/yougo59_1.html

表３　日本の原発の運転年数（2017 年 11 月末現在）

原発	電気出力（万 kW）	炉型	運転開始	電力会社	運転年数
敦賀 1	35.7	BWR	1970	日本原電	廃炉
美浜 1	34	PWR	1970	関西電力	廃炉
美浜 2	50	PWR	1972	関西電力	廃炉
高浜 1	82.6	PWR	1974	関西電力	43
島根 1	46	BWR	1974	中国電力	廃炉
高浜 2	82.6	PWR	1975	関西電力	42
玄海 1	55.9	PWR	1975	九州電力	廃炉
美浜 3	82.6	PWR	1976	関西電力	41
伊方 1	56.6	PWR	1977	四国電力	廃炉
東海第 2	110	BWR	1978	日本原電	39
大飯 1	117.5	PWR	1979	関西電力	38
大飯 2	117.5	PWR	1979	関西電力	38
玄海 2	55.9	PWR	1981	九州電力	36
福島 II-1	110	BWR	1982	東京電力	35
伊方 2	56.6	PWR	1982	四国電力	35
女川 1	52.4	BWR	1984	東北電力	33
福島 II-2	110	BWR	1984	東京電力	33
川内 1	89	PWR	1984	九州電力	33
福島 II-3	110	BWR	1985	東京電力	32
柏崎刈羽 1	110	BWR	1985	東京電力	32
高浜 3	87	PWR	1985	関西電力	32
高浜 4	87	PWR	1985	関西電力	32
川内 2	89	PWR	1985	九州電力	32
敦賀 2	116	PWR	1987	日本原電	30
福島 II-4	110	BWR	1987	東京電力	30
浜岡 3	110	BWR	1987	中部電力	30
泊 1	57.9	PWR	1989	北海道電力	28
島根 2	82	BWR	1989	中国電力	28
柏崎刈羽 2	110	BWR	1990	東京電力	27
柏崎刈羽 5	110	BWR	1990	東京電力	27
泊 2	57.9	PWR	1991	北海道電力	26
大飯 3	118	PWR	1991	関西電力	26
志賀 1	54	BWR	1993	北陸電力	24
柏崎刈羽 3	110	BWR	1993	東京電力	24
大飯 4	118	PWR	1993	関西電力	24
浜岡 4	113.7	BWR	1993	中部電力	24
玄海 3	118	PWR	1994	九州電力	23
柏崎刈羽 4	110	BWR	1994	東京電力	23
伊方 3	89	PWR	1994	四国電力	22
女川 2	82.5	BWR	1995	東北電力	22
柏崎刈羽 6	135.6	ABWR	1996	東京電力	21
柏崎刈羽 7	135.6	ABWR	1997	東京電力	20
玄海 4	118	PWR	1997	九州電力	20
女川 3	82.5	BWR	2002	東北電力	15
浜岡 5	138	BWR	2005	中部電力	12
東通 1	110	BWR	2005	東北電力	11
志賀 2	120.6	BWR	2006	北陸電力	11
泊３	91.2	PWR	2009	北海道電力	7

原子力市民委員会『年次報告 2015』pp.36-37 の表 3-1 をもとに筒井哲郎作成。
福島原発事故以前に廃炉となっていた東海原発、浜岡原発１・２号機は記載していない。

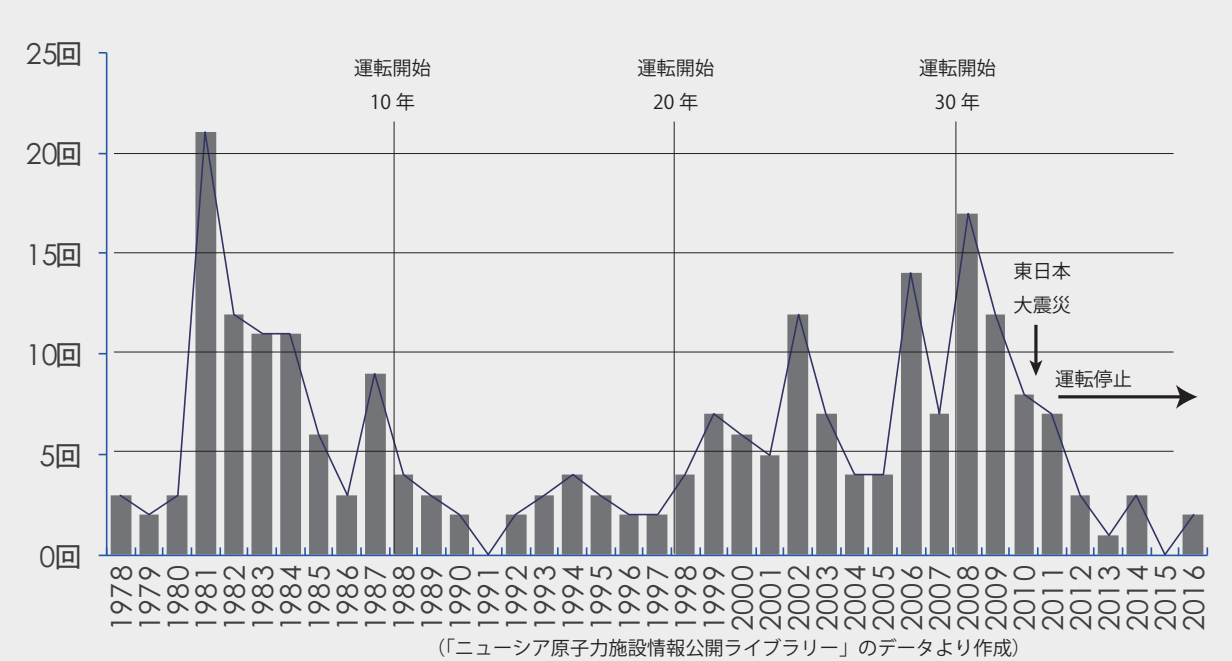


図 16　東海第二原発のトラブル等発生件数

出典：　東海第二原発訴訟運転差止訴訟の原告準備書面より【脚註 125】

2.5.5　東海第二原発の現状

2.5.5.1　バスタブ曲線の傾向

ここで、老朽原発の実例として、東海第二のトラブル発生件数の推移を図 16 に示した[125]。初めのおよそ 10 年間に初期故障が頻発し、それらを克服した後の 10 年間は安定期にあり、20 年間を経過してからはトラブルが漸増して 30 年経過後は高止まりしている。これは典型的な老朽時期に入っていると言えるであろう。

2.5.5.2　同種プラントの廃炉状況

1970 年代に建設された原発は、経年劣化の問題のみならず、原発の歴史が浅くて設計上の未熟さが否めない。加えて材料技術においても、どの不純物が中性子照射において劣化要因になるかといった問題について知見の蓄積がなかった。表３に見るように、その時期の原発に資本投下して再稼働するよりは廃炉にした方が経済的であるという判断を下した電力会社が少なくない。日本原電がもし他の事業者のように他の発電設備をもっていたなら、当該原発を廃炉にすることを技術的にも経済的にも合理的であると判断したのではないだろうか。

---

125 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件（水戸地方裁判所民事第2部、平成24年(行ウ)第15号）準備書面(41)「東海第二原発の老朽化問題主張にあたって」2017年1月26日 p.12の図10「東海第二原発のトラブルフ等発生件数(トラブル情報＋品質保全情報)」。ニューシア原子力施設情報公開ライブラリー（www.nucia.jp）のデータより原告団作成。

2.5.6 ［補足説明１］ 開放点検で発見される傷の割合

「開放点検ができないことが問題だ」「すべての傷を予測したり、非破壊検査で検知したりできない」と前述した（2.5.3.1）。もちろん、プラント部位の弱点は経験的にも知られているから、経験的な知識を無視して、開放点検のみを頼りに傷を探せという主張をしているわけではない。予測される傷の数と、開放点検によって新たに発見される傷の数との比率がどの程度だと考えているかを、筆者の体験に基づいて以下に述べる。

筆者は、約 10 年前に、市原市のコンビナート内にある石油化学プラントのオーバーホールのプロジェクト管理を担当した。この設備は、数年間休止して後、再稼働するために、全面的な開放点検を行い、可動部分のある機器はすべてメーカーの工場へ搬入してオーバーホールし、新品相当の機能を回復するようにした。静的な機械は、その場で開放点検して、可能な限り傷の有無を確かめ、補修をした。

この工事の契約の際には、あらかじめ予測される点検業務と補修業務をリストアップし、それに基づいて契約金額を決め、そのリストに載っていない項目が発見されたら、それを実行して追加金額を加算するという契約をした。点検・補修過程での追加項目は、現場でも発生するし、メーカーの工場で診断した後に、交換部品が増えるといった理由で加算されることもあった。

結果として、初期の契約金額に対する追加金額の割合は 20％程度であった。原発の場合にはもう少し歴史の積み重ねが多いので、その割合が減る可能性はあるが、本質的に、開放点検をしても新たな傷は発見されないというレベルまですべての傷を予測、または外部からの検査で把握できるわけではないと考える。その開放点検によって発見される傷の割合は、オーダーとして 10 分の 1 の桁だと考える。

すべての傷が直ちに破損につながるわけではないが、それだけリスクが増えるのであり、見つけた傷は逐一補修するのが一般工業スタンダードである。

2.5.7 ［補足説明２］ 溶接管理および保守管理の限界

2.5.7.1 強度低下の存在

高浜原発の差止訴訟で、関西電力は設備強度を論じる際に、「溶接の良否、保守管理の良否による強度低下を考慮する必要はない」とし、その理由として溶接に関しては、「万一溶接不良があった場合にもこれを検出できるよう、溶接後に非破壊検査を実施している。」と述べている。これは、現実から離れた空論と言わなければならない。溶接管理においても保守管理においても、間接的な診断手段をもって、100％正確に事態把握を行うことは不可能である。また、たとえ溶接の形状欠陥がなくても溶接残留応力が必ず存在するが、それを算定して強度の低減を考慮するような計算は行われていない。また、保守管理は経年劣化を把握することが目的であるが、「保守管理規定に則っているから完ぺきである」という主張は、非破壊検査という技術手法の実態を過大評価した誤りである。

2.5.7.2. 非破壊検査の限界

溶接の品質管理および運転後の保守管理は非破壊検査という手法によって、欠陥の有無を検出する。その手段には、目視試験、放射線透過試験、超音波探傷試験、過電流探傷試験、磁粉探傷試験、ひずみ測定、アコースティック・エミッション、浸透探傷試験、サーモグラフィ試験、近赤外分光法などがあ

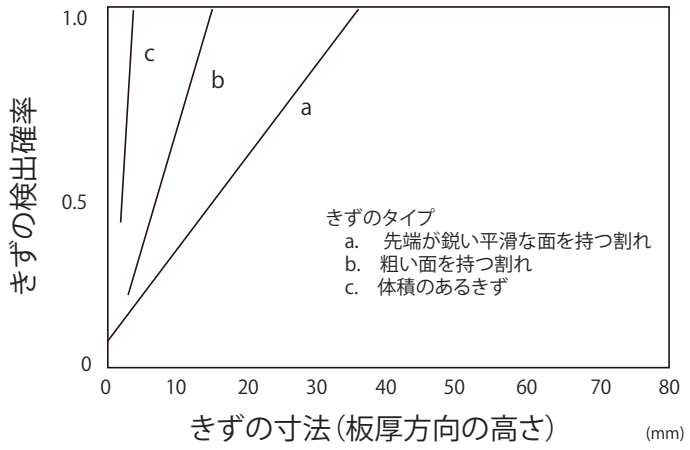


図 17　超音波探傷試験における傷のタイプ（形状）と検出確率

出典：　荒川（2010）【脚註 127】

る。また、それぞれの試験を実施するには、熟練した試験技術の技量が必要であって、業界ではそれぞれの検査方法について検査員の技量試験を行い、6 分野についてやさしい順に、レベル 1／レベル 2／レベル 3 の資格認定が行われる。毎年春と秋の年 2 回試験が実施され、合格率はおおむね 50％／30％／20％程度となっている[126]。また、当然ながら手法によって、検出限界がある。

これらの事実が意味するところは、非破壊試験には以下に示すような限界があるということである。

1）　検出限界はそれぞれの手法によって異なり、目的に従って最適のものを選ぶが、1 例として、超音波探傷試験における傷のタイプ（形状）による検出確率への影響を図 17 に示す[127]。検知できる寸法の下限があるのは当然であるし、それに加えて傷のタイプ（形状）によって検出確率が違ってくる。

このことは原発の非破壊検査の実例においても、つとに指摘されていた。複数の原発において、従来の超音波探傷試験で測定した部位を切断して確認したところ、実測値が検査値を大幅に上回っていた。図 18（左）に見るように、極端な場合には、実測値 12mm の深さの傷を 2ｍｍと指示していたり、7mm の深さの傷をまったく指示しなかったりということがあった[128]。

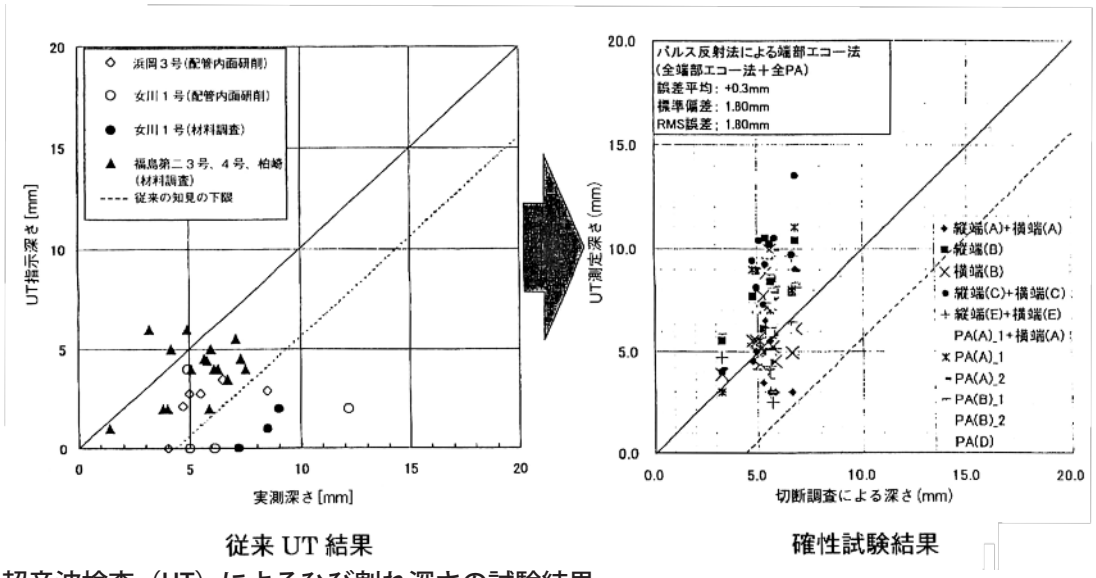
この事態を受けて、発電設備技術検査協会は、柏崎刈羽 1 号機から切り出した配管について「改良」超音波探傷試験を行った。その結果が図 18（右）である[129]。今度は実測値 7mm の傷を 13.5mm とか 11mm とか指示したケースがある。報告書には傷でないものを傷として検出したケースもあることが記されている。これらは傷を見落としてはならないという意識が検査員に強く働いたためと思われる。このように、非破壊検査は検出限界の存在に加えて、検査員の判断（主観）にも依存する誤差のきわめて大きい

126 資格試験情報サイト『資格の難易度』：「非破壊試験技術者資格試験」www.newtongym8.com/G-HihakaiSiken.html

127 荒川敬弘（2010）「非破壊試験の高精度化に関する動向」『IIC REVIEW』43（2010年4月）pp.2-11（www.iic-hq.co.jp/library/pdf/043_02.pdf） p. 3 の図 1 より

128 発電設備技術検査協会（2003）「超音波探傷試験による再循環系配管サイジング（寸法測定）精度向上に関する確性試験について」 第8回 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会（平成15年6月4日）資料8-2: p.25（原発老朽化研究会（2005）『老朽化する原発 ― 技術を問う』原子力資料情報室 p.55に図2.8として収録）

129 前註に同じ： 原発老朽化研究会（2005）『老朽化する原発 ― 技術を問う』原子力資料情報室 p.55の図2.8



従来 UT 結果　　確性試験結果

図 18　超音波検査（UT）によるひび割れ深さの試験結果

出典：　発電設備技術検査協会（2003）【脚註 128】

検査法であって、信頼性を過大評価しては危険である[130]。

２）　欠陥の発見は、人間の五感に依存した技量に頼っている。したがって、見落としや集中力の違いなど、人間の心理的な要素が混入する余地がある。西島敏は次のように述べている[131]。

> 非破壊検査で亀裂や欠陥を発見する精度は、ここにあるはずだから探せといわれたときと、場所を限らずに探せといわれたときでは、非常に違います。皆さんがボタンくらいの小さな落し物をしたとき、机の下と分かっていれば、たぶん見つかるでしょう。でも、家の中のどこかで落としたとなると、見つけるのはすぐには無理かもしれません。非破壊検査にもそのようなところがあります。

３）　非破壊検査は、たとえて言えば、医者が患者を健康診断するのに似ている。患者の肉体組織を破壊してまであくまで欠陥の有無を追及するのが目的ではなく、患者の組織を温存しながら欠陥の有無を検知しようとするものである。その場合には、構造形状によって測定機器が適切に設置できない箇所も少なくないし、欠陥の種類や性状によって測定精度が落ちる場合もある。また、実際の事故調査を行うと、破断箇所は予め予想されなかったところで発生している例が多い。

４）　設備の検査は、施工直後と保守点検時という非連続のタイミングで行われる。しばしば年単位の間隔が開く。検査時に検知レベル以下であった欠陥が急速に進展する場合には有効な検知手段がない。人体にたとえれば、急激に進展するガンの場合に似ている。

---

130 前註の『老朽化する原発』 p.55
131 西島敏（2007）『金属疲労のおはなし』日本規格協会、 p.158

2.5.7.3　品質保証・保守管理不備の実例

現実問題として、製造時の品質管理や稼働以後の保守管理が完全であって、設計で想定された状態を完全に維持するということは困難である。過去に次のような管理のミスがあったという事実を想起していただきたい。

1）1991 年 2 月 9 日　美浜原発 2 号機「蒸気発生器伝熱管の破断」（日本の原発で ECCS が作動した最初の事故）

原因：　蒸気発生器伝熱管の振止め金具が大幅に挿入不足であったため、伝熱管 1 本が流力振動で疲労破断した。製造時の品質管理ミスが根本原因。また、事故対応の中で、加圧器逃し弁不動作、および主蒸気隔離弁不完全閉が生じた。それぞれ、不適切な作業管理および不適切な保守管理による[132]。

2）2004 年 8 月 9 日　美浜原発 3 号機「2 次系配管破断」（高温水蒸気により作業員 11 人が死傷（うち死者 5 人）した事故）

原因：　運転中のエロージョン／コロージョン（侵食／腐食）と呼ばれる配管劣化現象で肉厚減少が進み、破断に至った。原発定期検査において、その箇所の肉厚検査を一度も行っていなかったという、きわめて不適切な保守管理が根本原因である。

2.5.7.4　求められる信頼性レベル

上に述べた非破壊検査は一般産業プラントの安全性を高めるために発達してきた品質管理の手法であり、その試験員の資格認定も行われるほどに産業界に定着した手法である。それを原発の安全管理に応用することについては、何ら異存を差し挟むものではない。しかし、その手法を励行しているから原発の安全性が保証されるという説明は間違っている。もっとも大きな間違いは、原発に要求される検査の信頼性レベルと、一般産業プラントに要求されるレベルとが、桁違いであるという点である。

一般産業プラントに要求される信頼性レベルは、一定の確率で事故が発生してもそれによる市民への被害は限定されており、その災害を見越して損害を緩和するための火災保険や第三者賠償保険などの社会的補償システムが慣行として確立している。しかし、原発の場合には第三者である市民への被害が膨大であるにもかかわらず、その損害を緩和する社会的システムがほとんど欠落している。そのことは現在も福島原発事故による福島県民の避難者が 10 万人近くに上りながら、一向に補償手続きが進展していないという一事を見ても明らかである[133]。

---

[132] 資源エネルギー庁（1991）「原子力発電所事故・故障等評価尺度の適用について」(平成3年11月26日発表文書)

[133] 関西学院大学災害復興制度研究所・東日本大震災支援全国ネットワーク（JCN）・福島の子どもたちを守る法律家ネットワーク（SAFLAN）/共編（2015）『原発避難白書』人文書院、p.11

2.6　難燃性ケーブルへの変更

川澄 敏雄、筒井 哲郎

2.6.1　適合性審査とケーブルの火災対策

現在多くの原発において使用されている電線・ケーブル（以下「ケーブル」と略記）のほとんどが燃え易い非難燃性(可燃性)ケーブルであり、もし再稼働する場合には、全ての非難燃性ケーブルを難燃性ケーブルに取り替えることが求められる。

しかしながら、多くの原発の規制審査申請書に記載されている対策は、きわめて不徹底なものである。

2.6.2　プラントにおけるケーブルの役割

原発プラントに限らないが、工業プラントにおけるケーブルの用途は、２種類に大別できる（表４）。人体に例えれば、「電力用」は「血管」、「計装・制御用」は「神経」とも言える。

(1) 電力用：　電気エネルギーをポンプなどの機器に供給したり、発電プラントにおいては発電した電力を外部に送り出す。

(2) 計装・制御用：　機器や温度計等のセンサーが計測した値や、機器の作動状態、異常信号をプロセスコンピュータ等に伝送したり、機器に対して「運転／停止」等の指令（制御信号）を伝送する。

人体の場合、血管と神経のどちらかいっぽうでも不具合が生じたら異常を来たすのと同様、何れのケーブルでも、機能が失われたら、プラント全体の健全性を失うことになる。原子炉においては、炉内の状態がわからなくなったり、機器の起動・停止ができなくなったりする。あるいは、操作する意思がないのに勝手に動いてしまうという事故が起きる可能性がある。そうした事故を防止するために、ケーブルの健全性はきわめて大切である。

ケーブルは、導線と被覆(絶縁体）から成っており、用途によってさまざまな種類がある。

2.6.3　原発のケーブルは、なぜ難燃性でなければならないのか

1975 年 3 月 22 日、米国ブラウンズフェリー原発 1 号機において、検査に用いていたローソクの火がケーブルに燃え移り、それが導火線の役割を果たして火災がプラント全体に広がり、消火には 7 時間以

表４　ケーブルの役割と特徴

	電力用	計装・制御用
用途	機器に電力を送る	センサーからの計測信号を送る機器に制御信号を送る
特徴	・流す電流は大きい ・1 本のケーブルに通常 3 本の導線。 ・電圧/電流の大きさによって、太さが変わってくる。	・流す電流はごく小さい ・1 本のケーブルに多数の導線。 ・導線の太さは直径 1 mm 程度。ケーブルの太さは導線の数に比例。

表作成：川澄敏雄

上を要し、一時は炉心冷却が不十分になるなど、極めて深刻な事態を招いた[134]。

この火災によって、原発における機器の物理的分離および隔離に関する設計基準を再検討する必要性が認識され、わが国においても、火災に対する設計上の問題点を見直し、1980 年 11 月 6 日付けで「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」[135](以下「火災防護審査指針」と略記）が定められ、原発で使用するケーブルは難燃性のものを使うことが義務付けられた。

この「火災防護審査指針」が検討されていた時期（1980 年）より前に設計、建設された原発は新しい基準が適用されず、燃え易い非難燃性のケーブルが使われ、代替的な措置としてアスベストを含有する「延焼防止塗料」が塗布された。

現在、規制委の新規制基準適合性審査におけるケーブル問題の論議は、難燃性に取り替えられないケーブルをどうするかということに時間が割かれている。

だが、そもそも原発で使用されるケーブルは、放射線にさらされるという点において、原子力以外のプラントでは必要とされない性能が求められる。では、そのようなケーブルはいつ頃、開発されたのか。

1976 年の論文「原子力発電所用ケーブル開発」[136]では、「近年、アメリカではプラント火災の経験から、グループとしてのケーブルの難燃性、特に火災を伝搬させないことについての要求が高まってきた」、「原子力発電所の設計上想定される事故の一つとしての冷却材喪失事故に対しても安全確保上の重要項目にケーブルが取り上げられ、品質認定の基準化の検討が行われてきた」としながらも、「我が国ではこの新しい規格に従い、確実に試験を実施した例はまだない」としていた。

この論文が発表されてから約 5 年半後に発行された 1981 年の論文[137]では、「原子力発電所では、高圧・低圧動力、制御計装、補償導線、特殊同軸などの各種ケーブルが多量に使用される。発電所の防災や安全性を厳しく追求する目的から、電線ケーブルについても JIS 規格の一般特性のほかに、難燃性や原子力特有の耐環境性が要求されている」として、「日立電線株式会社では BWR(沸騰水型原子炉)用に各種の難燃ケーブルを開発した」と発表している。昭和電線電纜株式会社の 1993 年出願の特許には、目的として「耐熱性および耐放射線性に優れ、また、可とう性、電気特性、機械的強度も良好で、さらに、製造も容易な電線・ケーブルを提供する。」と記載してあり[138]、この時期に電線業界では原発向けの難燃性ケーブルの開発が行われていたことがうかがわれる。

これらの記述から、1970 年代に建設された原発には、本来原発に求められる性能（難燃性のみならず原子力特有の放射線に対する耐環境性）を持ったケーブルは使われていないことが裏付けられる。

---

134 原子力百科事典 ATOMICA 「海外の原子力発電所における主な事故（タービン火災・爆発事故を除く）」の「3．米国ブラウンズフェリー発電所 1 号機の火災」参照　www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=02-07-04-17

135 文部科学省 「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針について」
www.mext.go.jp/b_menu/hakusho/nc/t19801106001/t19801106001.html
2.1.2（3）項に「ケーブルは難燃ケーブルを使用すること」と規定されている。

136 栗山将・長谷川徹・小椋二郎・大西隆雄・木村洋「原子力発電所用ケーブル開発」『日立評論』58（3） 1976年3月号 pp.79-84 www.hitachihyoron.com/jp/pdf/1976/03/1976_03_15.pdf

137 「原子力発電所用ケーブル」（新製品の紹介記事）『日立評論』63（9） 1981年9月号 p.73
www.hitachihyoron.com/jp/pdf/1981/09/1981_09_00_sinseihin.pdf

138 公開特許公報、特開平6-223637、1994年8月12日公開「耐熱、耐放射線性電線・ケーブル」
www.patentjp.com/06/V/V100095/DA10048.html

表５　電線・ケーブルの耐用年数の目安

電線・ケーブルの種類	敷設状況	目安耐用年数
絶縁電線 （IV，HIV，DV 等）	屋内、電線管、ダクト敷設、盤内配線	20～30 年
	屋外敷設	15～20 年
低圧ケーブル （VV，CV，CVV 等）	屋内、屋外（水の影響がない）	20～30 年
	屋外（水の影響がある）	15～20 年
高圧ケーブル （CV 等）	屋内敷設	20～30 年
	直埋、管路、屋外ピット敷設（水の影響がある）	10～20 年

出典：　日本電線工業会 技術資料第 107 号の表 1 【脚註 139】

2.6.4　ケーブルの健全性はプラントの死活的課題

2.6.4.1　ケーブルの耐用年数の問題

ケーブルの耐用年数は、構成している導体と絶縁体の材質によって変わる。製造業者の横断的団体である日本電線工業会によれば、「一般の電線・ケーブルの設計上の耐用年数は、その絶縁体に対する熱的・電気的ストレスの面から 20～30 年を基準として考えてあるが、使用状態における耐用年数は、その敷設環境や使用状況により大きく変化する」とし、「ケーブルが正常な状況で使用された場合の耐用年数の目安」を下表のとおり示している（表５）[139]。

2.6.4.2　ケーブルが一般的な耐用年数を大幅に超過している原発

建設後 30 年を超えた原発は、ケーブルメーカーが規定している耐用年数の目安である 10～30 年をとうに過ぎている。仮に、40 年規制を超えて運転期間延長をするならば、60 年間にわたって使用するケーブルが存在する事になる。つまり、一般的な耐用年数の上限値である 30 年の 2 倍にわたって使い続けることになる。これは、常識的には考えられない異常な事態と言わなければならない。

2.6.4.3　日本原電はケーブルの健全性をどのように評価してきたのか

一例として、東海第二原発を運営する日本原電が、同原発のケーブルの健全性をどのように評価してきたのかを以下に示す。

2007 年に日本原電が経産大臣に提出した「東海第二発電所高経年化技術評価等報告書」を、当時の原子力安全・保安院の指示によって独立行政法人・原子力安全基盤機構が評価し、「高経年化技術評価等報告書の技術的妥当性の評価結果（日本原子力発電株式会社東海第二発電所）」[140]（以下「30 年の評価結果」と略記）にまとめ、公表している。

---

139 日本電線工業会（1989）「電線・ケーブルの耐用年数について」技術資料第107号
www.jcma2.jp/data/jcs_pdf/107.pdf

140 原子力安全基盤機構（2008）「高経年化技術評価等報告書の技術的妥当性の評価結果(日本原子力発電株式会社東海第二発電所)」平成20年7月18日
warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/plec/doc/VLR/tokai2.pdf

この報告書によれば、「原電は、長期健全性試験を実施している。この結果、60 年間の通常運転及び事故時雰囲気内において機能維持が求められるものは、ＣＮケーブル及び耐放射線性架橋発泡ポリエチレン絶縁難燃六重同軸ケーブルを除き、事故時雰囲気を重ね合わせても 60 年間の絶縁性能を維持できるとしている」として、原電の主張を追認している。

一方、「長期健全性試験の試験条件が 60 年間の運転期間を満たしていない耐放射線性架橋発泡ポリエチレン絶縁難燃六重同軸ケーブル（ＣＮケーブルについては、上記のとおり短期で対応）についても、実機と同等のケーブルを用いて、中長期（2017 年まで）に、同様な長期健全性評価を実施し、その評価手法についても、同様に国の安全研究の成果の反映を検討していく」とも述べ、「追加保全策」の実施を要求するものとなっており、決して無条件で全てのケーブルの「60 年使用」にお墨付きを与えてはいない。

「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(2014 年 2 月 原子力安全基盤機構)[141]では、原子力プラントに使用されているケーブルについての長期健全性の確認方法として、「最近の知見によると、通常運転時の熱・放射線による経年劣化を想定した電気学会推奨案の加速劣化手法は、必ずしも実機を正確に模擬できていない可能性があることが分かっている」として、それまでの手法による評価では不十分であることを明確に指摘している。

さらに、(株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所の論文「原子力発電所の低圧ケーブル非破壊劣化診断技術」[142]では、「発電所の構内に布設されている低圧ケーブルについては，目視点検や絶縁抵抗測定による健全性の確認は行われているが，それだけでは劣化度や残存寿命の診断が困難である．このため，ケーブルを布設状態のままでケーブルの性能を損なうことなく，劣化度を測定できる非破壊劣化診断技術の確立が望まれている」とし、「表面硬さによる診断法が最も有効である」として、非破壊劣化診断法を提案している。

つまり、これらの論文に示された知見と、現在の技術水準から見れば、原電がこれまでのケーブル劣化の評価において用いてきた手法、即ち「絶縁抵抗測定による健全性評価」は、不十分な手法であって、それによって、「60 年間の絶縁性能を維持できる」などとは到底言えないのである。

しかしながら、原電は自らのホームページに設けた「東海第二発電所の新規制基準への対応について」というコンテンツの「説明会において皆さまからいただいた主なご質問等について」[143] の中で、

> Q：原子力発電所の寿命は 40 年と言われていますが、東海第二発電所は 36 年経っています。その辺りの対応はどうしているのですか？

という設問に対し、

> A：ポンプなどの取替可能な機器は定期的に交換などを実施しますが、ケーブルや構造物など取替が困難な設置物は 10 年毎の高経年化評価を実施しています。30 年目の評価の際に、60 年間の運転を仮定しても十分に健全性を維持できることを評価し、国(旧原子力・安全保安院)に報告し、国

---

141 「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」 2014年2月
warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000127230.pdf

142 三宅悟（1998）「原子力発電所の低圧ケーブル非破壊劣化診断技術」（株）原子力安全システム研究所 技術システム研究所INSS Journal 5 p.98-107
www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/1998_5J098_107.pdf

143 日本原子力発電株式会社「東海第二発電所の新規制基準への対応について」：説明会において皆さまからいただいた主なご質問等について　www.japc.co.jp/shinsei/tokai/goiken.html

の確認をいただいています。

という回答を示している。これは住民に対する虚偽の「安全宣伝」と言わざるを得ない。

2.6.5　現実の施工性

現実問題として、原発内のケーブルを交換することは設計時に予定していなかったために、スペースの余裕がなくて施工性がきわめて悪い状態にある。

原電が東海第二原発のケーブルについて実施しようとしている「安全対策」を、原電が規制委に提出している「東海第二発電所 火災による損傷防止（非難燃ケーブルの対応について）」[144]（以下「非難燃ケーブル対応検討書」と略記）を中心に検討する。

2.6.5.1　原則である「難燃ケーブル使用」を実現できない

規制委が 2013 年に定めた原発の「火災防護に係る審査基準」[145]（以下「審査基準」）では、「ケーブルは難燃ケーブルを使用すること」と明確に規定している。

原電が東海第二原発のケーブルを難燃ケーブルに取り替えるならば、耐久年数を過ぎたケーブルは無くなるのであり、ケーブルの老朽化問題は解決できる事になる。しかしながら、原電は、「非難燃ケーブル対応検討書」の 5 頁で、「設置許可基準規則の解釈（抜粋）」として、

> 設置許可基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は，本解釈に限定されるものではなく，設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば，設置許可基準規則に適合するものと判断する。

という口実で、全部を難燃ケーブルに取り替えることを拒み続けている。

なお、原電は、同検討書 9 頁において「ケーブルの難燃化割合」として、「（既設ケーブルを難燃ケーブルへ取り替え後、安全機能を有する機器に使用されているケーブルの難燃割合は、約 52％（概算値）」としている。安全機能を有するケーブルと有しないケーブルの割合は公表されていないので、ケーブル全体における難燃化の割合については不明であるが、50％を切るものと推定される。

これでは、ほとんどが、老朽化したケーブルのまま残すことになってしまう。

2.6.5.2　「防火シートによる複合体形成」の問題点

原電は、「非難燃ケーブル対応検討書」において、代替措置として「防火シートによる複合体形成」を示し、「外郭を不燃材の防火シートで覆うことにより外部火災によるケーブルへの火炎伝搬を防止するとともに、ケーブル発火時における外部への延焼防止も抑制できる」という楽観的な評価を繰り返している。

2017 年 5 月 25 日の規制委審査会合において、原電は「火災による損傷防止(非難燃ケーブルの対応：

---

144 日本原子力発電株式会社「東海第二発電所 火災による損傷防止（非難燃ケーブルの対応について）」2017年5月25日発表資料　www.nsr.go.jp/data/000190289.pdf

145 原子力規制委員会（2013）「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」平成25年６月制定、同年７月８日施行　www.nsr.go.jp/data/000069151.pdf

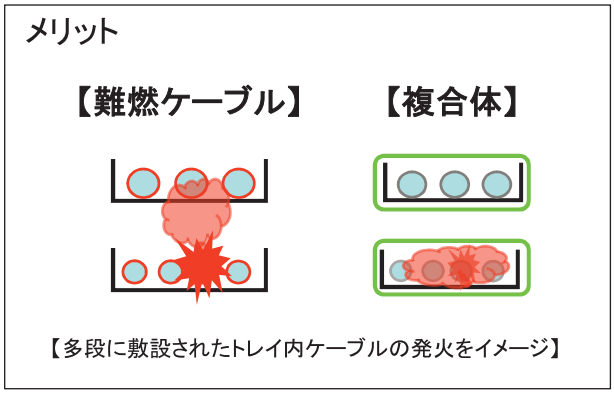


図 19　多段積みトレイの遮炎性

コメント回答)」[146]の 13 頁で、「難燃ケーブルが炎上し、上側のケーブルに延焼する。複合体の場合は、防火シートによって炎を遮断できる」と主張するような図を示したが（図 19)、これに対して、規制委の更田委員長代理（当時）から、(難燃ケーブルの火炎が図のように燃え広がるという前提が)「なんら立証できていないではないか」と厳しく指摘されている[147]。

原電は、防火シートを巻くことによる遮炎効果を強調するものの、下記に示すような、考え得る「逆効果」については、ほとんど検証されていない。

イ. 防火シートを巻くことによって、ケーブルから発生する熱の放出が妨げられてしまう。これにより、ケーブルの絶縁物の劣化がより早まる可能性がある。同時に、通電容量が下がる事についての原電の検討はおざなりであり、説得力に欠けている。

ロ. 防火シートを巻く作業の際に、トレイ内のケーブルをきちんと並べ直す必要が生じるだろうが、ケーブルを引っ張ったりすることによって、ストレスを与えてしまう可能性がある。

2.6.6　ケーブルの可燃性問題（まとめ）

以上、1980 年以前に建設された原発は、可燃性ケーブルが使われ、かつ製造後 30 年以上経って劣化している。「防火シートを巻いて複合体にする」という方法は、規制委も指摘しているとおり、この方法が、全てを非難燃ケーブルに取り替えるのと同等あるいはそれ以上の安全対策になるという保証はない。

もし、このような原発を再稼働させたならば、ブラウンズフェリー原発のような火災につながる可能性があり、原子炉の冷却が不能となり、周辺住民が生存を脅かされる事態を引き起こしかねない。このような不安全な原発の運転は許されるべきではない。

---

146 日本原子力発電株式会社「東海第二発電所　火災による損傷防止(非難燃ケーブルの対応：コメント回答)」2017年5月25日発表資料 www.japc.co.jp/shinsei/tokai/pdf/20170525_1.pdf

147 第469回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2017年5月25日開催）
規制委サイトに会議映像が公開されている。www.youtube.com/watch?v=iXQl7_t507M

第３章　新規制基準自体の欠落または不足な項目

3.1　新規制基準自体に欠落している項目

滝谷紘一・阪上　武・筒井哲郎

現行の新規制基準には、住民を原発災害から守る上で、次の重大な欠落項目がある。

（１）放射線災害から住民を守る立地評価

（２）火山噴火対策の基本思想

（３）いわゆる「テロ対策」の基本思想

これらを取り入れた規制基準に早急に改訂すべきである。

3.1.1　放射線災害から住民を守る立地評価

新規制基準の設置許可基準規則においては、立地審査指針における立地評価に係る事項（「原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること」）を、規制基準として採用しなかった。これは原発周辺の公衆を放射線障害と放射線災害から守る上で看過できない規制改悪である。その理由は次の通りである。

立地審査指針における立地評価の基本的目標は、以下のとおり規定されている[148]。

a　敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる事故（重大事故）の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

b　更に、重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故（仮想事故）(例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかが動作しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮定するもの)の発生を仮想しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

c　なお、仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと

この基本的目標を達成する判断のめやすは、原発の敷地境界[149]における事故時被ばく線量が次の値とされている（Sv はシーベルト）。

重大事故：	甲状腺（小児)に対して	1.5Sv
	全身に対して	0.25Sv
仮想事故；	甲状腺(成人)に対して	3 Sv
	全身に対して	0.25Sv

148 原子力委員会決定「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」 (昭和39年5月27日)、原子力安全委員会一部改訂(平成元年3月27日)

149 立地審査指針には、「立地条件の適否を判断する際には、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること(重大事故)、その外側の地帯は低人口地帯であること(仮想事故)」と規定されている。国内すべての既存原発では、非居住区域と低人口地帯ともに原発敷地内に含まれている。従って、敷地境界での事故時被ばく線量が各めやす値を満足することが要求されている。

これらの値は、人体が放射線被ばくによる確定的影響（急性障害）を受けないめやすとして定められており、避難による被ばく低減効果は考慮しないことが前提である。なお、全身に対する値は、福島原発事故発生当時には、立地指針策定後の国際的な新知見を反映して 0.25Sv から 0.1Sv へとより厳しく設定して運用されていた。

上述の基本的目標と達成判断のめやすは、技術的見地から見て最悪の事故、さらにそれを超えるような過酷な事故が発生した場合においても、原発周辺の公衆を放射線障害と放射線災害から守る上で真っ当であり、不合理な点は何もない。福島原発事故のような炉心溶融から格納容器破損に至る「技術的見地から見て最悪の事故(重大事故)」に対して、その適用を外すべき正当な理由は何もない。

従って新規制基準における立地審査指針の不採用は理不尽の極みであり、立地指針を採用するように新規制基準は早急に改訂すべきである[150]。

3.1.2　火山噴火対策の基本思想

3.1.2.1　適合性審査における火山影響評価

火山の破局的噴火によって原発に火砕流が到達するリスクに対する対策としては、火山の噴火を予知し、何年も前に運転を停止して核燃料を避難させることが必要である。川内原発の再稼働に向けた新規制基準審査に際して、運転停止を判断できるような火山噴火予知を行うことができるか、ということが議論された。2014 年 5 月から 6 月にかけて噴火予知の可能性が議論され、火山噴火予知連絡会の藤井敏嗣会長、高橋正樹日本大学教授、中田節也東京大学地震研究所教授ら、主要な火山学者たちが噴火予知の不可能性を述べた。結局、川内原発の新規制基準審査書は、「申請者が…兆候を把握した場合の対処方針を示している」と記述するにとどまり、具体的な対処方針は記載されないまま合格とされた。

「原子力発電所の火山影響評価ガイド」[151]（火山ガイド）は、新規制基準適合性審査における火山影響評価について、立地評価と影響評価の２段階で審査を行うことを定めている。

立地評価においては、火砕流など、設計対応が不可能な火山事象が原発の運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分小さいといえるか否かを検討し、否となれば立地不適となる。

影響評価においては、降下火砕物（火山灰）など、当該原発の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出し、各事象の特定と規模を推定する。そして、設定された各火山事象に対する設計対応および運転対応が、妥当か否かが判断される。

3.1.2.2　運用期間中の巨大噴火の可能性

川内原発１・２号機は近くに姶良カルデラ（鹿児島湾北部）が存在し、そこで巨大噴火が生じると火砕流などで設計対応が不可能な影響を受けるおそれがある。九州電力は当初、南九州のカルデラの巨大噴火が９万年周期であると主張し、さらに長岡信治長崎大学教授の、いわゆる「噴火ステージ論」を持ち出して、原発運用期間中の巨大噴火の可能性はないとした。これを受けて規制委の審査書案は、「平均発生間隔は約９万年」と表現を修正して記述したが、平均間隔が９万年というだけでは、当面発生しない根拠にはなりえない。噴火ステージ論についても、適用できない事例が多々あるとの火山学者からの

---

150 規制委員会が立地審査指針を不採用とした理由の分析、批判等については、3.2で詳述する。

151 原子力規制委員会（2013）「原子力発電所の火山影響評価ガイド」 2013年6月19日
www.nsr.go.jp/data/000069143.pdf

指摘があった。

そこで九州電力は、カルデラ噴火の予測が可能だという論拠にドルイット論文[152]を用いて、破局噴火の 100 年程度前に発生するはずのマグマ供給速度の上昇がみられていないので、当面は大丈夫であると主張した。しかし、審査の参考用に急遽設けられた外部有識者の意見を聴く「火山検討チーム」の会合において、火山噴火予知連会長の藤井敏嗣・東京大学名誉教授は、「ドルイット論文ではサントリーニ火山ミノア噴火という一例について、噴火直前の 100 年程度の間にマグマ供給速度が上昇したという知見であり、カルデラ一般について述べたものではない。これはドルイット氏本人に確認した」と指摘した。このドルイット論文は、九電および規制委が、巨大噴火が予測でき、しかも核燃料の搬出に間に合うとの主張の根拠に使われているだけでなく、川内原発の運用期間中に巨大噴火が発生しないとの主張の根拠にも使われている。その根拠が崩れ去ったのである。

火山影響評価ガイドには「運用期間中に火山活動が想定され、それによる設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価できない場合には、原子力発電所の立地は不適と考えられる」とある。火山専門家が姶良カルデラなど南九州にある複数のカルデラに巨大噴火の可能性があり、しかもその予知、予測ができないと指摘したにもかかわらず、規制委が火山の影響は問題ないとした九州電力の評価を最終的にそのまま承認したことは、自らが決めた火山影響評価ガイドに違反しているのである。規制委は火山専門家の意見を真摯に取り入れるべきである。

なお、火山灰（降灰）の影響評価については、すでに 1.2 で詳しく述べているので、そちらを参照されたい。

3.1.3　「テロ」・武力攻撃対策の基本思想

いわゆる「テロ対策」[153]に関して、現行の規制基準としては、下記の「設置許可基準規則」での設備上の関連規定に限られている。すなわち、

> 第 42 条　特定重大事故等対処施設を設けなければならない。
>
> 一　原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
>
> 二　原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。
>
> 三　原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

したがって、新規制基準では、昨今の内外の社会情勢において現実に可能性が高まっているとされている原発への「テロ」に対応する対策が十分に検討されているとはいえない。

---

152 Druitt, T.H. et al.（2012), Decadal to monthly timescales of magma transfer and reservoir growth at a caldera volcano. *Nature* 482（February 2012): pp.77-80.

153 「テロ」「テロ攻撃」といった用語は、武力攻撃の一方の当事者が他方を非難して使う言葉であって公平な用語とはいいがたい。しかし、政府公文書にも使用されているので、ここではカッコつきで使用する。

一方、米国 NRC は、2001 年 9 月 11 日の航空機を使った同時多発テロで枢要な施設を攻撃されたことを受けて、2002 年に「原子力施設に対する攻撃の可能性」に備えた特別の対策を各原発に義務づける命令を出した[154]。（ただし、その防護措置の具体的な内容が記載されている命令の添付文書 2（通称 B5b）の条文そのものは未公表である。）

「テロ対策」、すなわち武力攻撃を防止する活動は、設備上の対策では不足なことはもちろん、軍隊や警察力のような人間組織であっても、十分ということは不可能である。攻撃と防御は相対的なものであって、一方が方法を強化すれば、他方はそれを凌駕するよう強化するといった関係にあるからである。したがって、これなら万全だという対策は不可能である。

そのような事実を素直に認めれば、「テロ攻撃」によって発生する原発事故の甚大な災害リスクを社会が受容するか否かを判断し、選択するほかはない。原発の運転を停止することが健全な社会的選択である。

3.2　立地審査指針と住民被ばく問題

滝谷 紘一

既存のすべての原発の設置許可において適用されてきた原子炉立地審査指針を、規制委は新規制基準の設置許可基準規則には採用しないこととした。これは、福島原発事故の教訓を反映して過酷事故（炉心溶融事故他）を想定することにした改正原子炉等規制法のもとで、既存原発の設置変更を許可する上で妨げとなる立地審査指針を予め排除しておこうとする政策的意図によるものと言わざるを得ず、過酷事故において周辺の公衆に著しい放射線障害と放射線災害を与えないことを放棄した重大な改悪である。福島原発事故の教訓などの最新の知見を反映して住民被ばくと環境汚染の両方ともに規制するように立地審査指針を改正し、それにもとづく立地評価の実施を求める。

この問題は、『原発ゼロ社会への道』（2014）[155]でも取り上げたが、新規制基準適合性審査により PWR 原発 12 基について設置変更許可が出された現時点においても、重大な改悪になっていることには変わりがない。各地の住民による原発運転差止め訴訟においても争点の一つに取り上げられており、規制委はそれへの対応も意識して、「新規制基準の考え方」[156]の中で取り上げ、釈明を記述している。

以下に、立地審査指針の要点（3.2.1）、福島原発事故の前年までに行われていた見直し改訂の動き（3.2.2）、福島原発事故以降の規制委による不採用の扱い（3.2.3）、規制委の「新規制基準の考え方」への批判（3.2.4～3.2.6）の順序で論じる。

3.2.1　立地審査指針の要点

原子力委員会が 1964 年決定し、原子力安全委員会が 1989 年に一部改訂した「原子炉立地審査指針」は、長年にわたり原発の設置(変更)許可審査における最上位に位置する審査指針として適用されてきた。

---

154 奥山俊宏（2012）「米原子力規制幹部『米原発のテロ対策B5bは日本の事故にも適用できた』」『法と経済のジャーナル Asahi Judiciary』2012年1月29日　http://judiciary.asahi.com/articles/2012012900001.html

155 前掲 『原発ゼロ社会への道』（2014）4-3「立地審査指針を適用しないという重大な改悪」（pp.143-147）

156 原子力規制委員会（2016）「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（2016年6月29日策定、2016年8月24日、2017年11月8日改訂）　www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf

その基本的考え方と達成条件の要点を表６に示す[157]。

ここに記されている「１．基本的考え方」の中の「1.1 原則的立地条件」と「1.2 基本的目標」については、福島原発事故を経験した現時点においても、その必要性と重要性には何ら変わるところはない。「技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故（「重大事故」）の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。」「重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故（「仮想事故」）の発生を仮想しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。」は、万一の大きな事故においても周辺の住民を放射線被ばくから守る上で誰しも頷けるところである。

表６　原子炉立地審査指針の基本的考え方と達成条件

1. 基本的考え方
   1.1　原則的立地条件
   （1）　大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。
   （2）　原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること。
   （3）　原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じて公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること。
   1.2　基本的目標
   a　　敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故（「重大事故」という。）の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。
   b　　さらに、重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故（「仮想事故」という。）の発生を仮想しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。
   c　　なお、仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと。

2. 立地審査の指針と適用する際の暫定的な判断のめやす
   基本的目標を達成するため、少なくとも次の３条件を確認しなければならない。
   2.1　原子炉の周囲は、ある距離の範囲内は非居住区域であること。
   —— ある距離の範囲を判断するめやすは、重大事故の場合の被ばく線量が、甲状腺（小児）に対して 1.5Sv、全身に対して 0.25Sv 。
   2.2　原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。
   —— ある距離の範囲を判断するめやすは、仮想事故の場合の被ばく線量が、甲状腺（成人）に対して 3.0Sv、全身に対して 0.25Sv 。
   2.3　原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。
   —— ある距離だけ離れていることを判断するめやすは、集団線量の外国の例（たとえば２万人 Sv）を参考とすること。

[157] 原子力委員会（1964）／原子力安全委員会（1989）「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（昭和39年5月27日 原子力委員会決定、平成元年3月27日 原子力安全委員会 一部改訂）より、要点を摘出して作成。

3.2.2　立地審査指針の改訂審議の「中間とりまとめ」

立地審査指針に関しては、2009 年 4 月 23 日に原子力安全委員会が原子力安全基準・指針専門部会に新知見の反映も含めて見直しの調査審議を指示し、同専門部会が設けた立地指針等検討小委員会による約 1 年間の調査検討作業をもとにして、2010 年 4 月 8 日に「調査審議状況の中間とりまとめ」[158]が原子力安全委員会に報告された。

その中に記された重大事故、仮想事故に関する改訂素案の要点は次の通りである。

○重大事故解析は廃止。

これは、重大事故評価で確認される内容が、仮想事故評価で確認される内容に包絡されることや、「非居住区域」や「低人口地帯」が基本的に敷地内に収まっていることが明らかになっていることによる。

○仮想事故の名称を立地評価事故に変更。

○原子炉施設の周辺に、立地評価事故の評価により定められる非居住区域を設定。

○立地評価事故の評価においては、被ばく線量を敷地境界で評価。

○低人口地帯を廃止。

○非居住区域の範囲の妥当性を立地評価事故からの評価から判断するためのめやすを実効線量で 100mSv（または 250mSv)とする。

ここで、100mSv は、ICRP（国際放射線防護委員会）2007 年勧告 Publ.103 の最新知見に基づく放射線防護専門部会 WG での検討結果の報告のうち「放射線障害を与えない（確定的影響を防止し、確率的影響のリスクを合理的に達成できる程度に減少させる[159]）めやすは 100mSv と考えられる」を踏まえている。

この「中間とりまとめ」が提出された一年後、最終とりまとめ及び立地審査指針の改訂には至っていなかった 2011 年 3 月 11 日に福島原発事故が発生し、その影響を受けて立地審査指針改訂の動きは凍結された。

3.2.3　新規制基準における立地審査指針の不採用

福島原発事故の原因調査と得られた教訓をもとに、国の規制組織は 2012 年 9 月 19 日付けで原子力安全・保安院と原子力安全委員会のダブルチェック体制から原子力規制委員会（事務局・原子力規制庁）の単独チェック体制に改編され、そのもとで原発の新規制基準策定の取り組みが進められた。その取り組みが開始された当初の 2012 年 11 月、立地審査指針の取り扱いについて、田中俊一規制委員長は記者会見で次のように述べている[160]。

---

158 原子力安全基準・指針専門部会「安全審査指針類の検討について」の別紙：「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」及び関連する安全審査指針類の改訂［調査審議状況の中間とりまとめ］同専門部会立地指針等検討小委員会 平成22年3月30日

159 放射線被ばくによる「確定的影響」とは急性障害（リンパ球の減少、脱毛、皮膚紅斑、骨髄死、腸管死、中枢神経死など）、「確率的影響」とは晩発性障害（発癌、遺伝的影響など）を指す。

160 原子力規制委員会記者会見録 2012年11月14日 www.nsr.go.jp/data/000068540.pdf p.17より抜粋

○記者 「そうなると、立地指針の改定みたいなものも視野に入れていらっしゃるということですか。」

○田中委員長 「今、立地指針は敷地境界で 250（mSv）と言っていますけれども、実質的に 今 100mSv にすべきというのが、ICRP（国際放射線防護委員会）とかいろんなあれが出ていて、運用上は 100mSv ぐらいになっていますから、そういった点での指針の改定も今後必要になると思っています。」

○記者「確認ですが、今おっしゃったのは 100mSv 等の、もし新しい基準ができたとしたら、それに当てはまらない原発は再稼働ができないということでしょうか。

○田中委員長 「そうですね。」

敷地境界での全被ばく線量のめやす値が運用上 100mSv になっていることについて、田中委員長は、2012 年 11 月の衆議院経済産業委員会[161]でも認めた上で、「立地審査指針全体も含めて考え方を検討している。きちっと見直したいと思っている」旨の回答をしている。

以上の経過からも、規制委は新規制基準の策定にあたって、立地審査指針の改訂を検討していたことは明らかである。しかし、結果的には、立地審査指針の改訂は行わず、新規制基準においては立地審査指針そのものを不採用としたのである。

3.2.4 不当な立地審査指針の不採用

規制委は、新規制基準骨子案（当時の呼び方では、「新安全基準(設計基準)骨子案」及び「新安全基準(シビアアクシデント対策)骨子案」）を公表してパブリックコメント募集を行った 2013 年 2 月の段階でも、立地審査指針を不採用としているにもかかわらず、そのことには一切明言せず、その理由の説明もしたことはなかった。

この問題は 2013 年 4 月の参議院予算委員会で取り上げられ、田中委員長は「新基準では重大事故、仮想事故、あるいはめやす線量といった考え方をなくした。今般、福島のような事故が起きた場合、フィルターベントにより福島原発事故の 100 分の 1 以下ぐらいの放射能放出量、セシウムにして、それぐらいの低さまでに抑えることを要求しているので、敷地境界での被ばく線量は 0.01mSv 程度になり、今までから比べれば何桁も低いレベルに収まる」旨の答弁をした[162]。

この田中委員長の答弁には明らかに誤りがある。それは、「フィルターベントにより福島原発事故の 100 分の 1 以下ぐらいの放射能放出量、セシウムにして、それぐらいの低さまで抑えることを要求しているので、敷地境界での被ばく線量は 0.01mSv 程度になる」という箇所である。これは新規制基準の審査ガイド[163]で「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。」（同審査ガイド 3.2.1(6)に記述）を念頭に置いたものであるが、炉心溶

161 衆議院経済産業委員会会議録 2012年11月7日 吉井英勝議員質問への答弁
shugiin.go.jp/internet/itdb_kaigiroku.nsf/html/kaigiroku/009818120121107002.htm

162 参議院予算委員会会議録 2013年4月23日 井上哲士議員質問への答弁
kokkai.ndl.go.jp/SENTAKU/sangiin/183/0014/main.html

163 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」 2013年6月19日 www.nsr.go.jp/data/000069156.pdf

融事故時に格納容器をフィルターベントした場合、セシウムはある範囲内で除去することはできても、放射性希ガスはフィルタを素通りして除去不可能であるから、大量の希ガス放出による敷地境界での全身被ばく線量が 0.01mSv 程度に留まるはずはない。

この成り行きに注目していた滝谷は、次の調査結果を 2013 年 5 月に公表した[164]。

①福島原発事故では敷地境界の被ばく線量実測値(モニタリングポスト)が事故直後の 3 月 11 日～31 日の 20 日間で最大約 234mSv、事故から約 1 年間では約 1190mSv に達している（☞ 図 20）[165]。放射性核種ごとの寄与率の公開値はないが、事故直後の 3 月 11 日～31 日の短期間では希ガスの寄与が大きいと考えるのが妥当である。一方、4 月以降の中・長期期間は環境に沈着したセシウム-137 とセシウム-134 の影響が支配的であると考えられる。

②希ガスの炉内蓄積量 100%が大気放出された場合のいくつかの原発の敷地境界での全身被ばく線量は、各原発の設置許可申請書の評価値を参考にして試算すると、原発によって値は異なるものの、数千～数万 mSv の範囲になる（☞ 表 7 ）[166]。

ここで明らかなことは、重大事故で希ガスの炉内蓄積量が大量に大気中に放出されるような事態を想定すると、立地審査指針で定められた敷地境界での全身被ばくのめやす線量（250mSv、運用値 100mSv）を到底守ることができそうにないことである。新規制基準で立地審査指針を採用すると、新たに重大事故等対策としてフィルタベントを導入することにより放射性のセシウムおよびヨウ素は相当の量を除

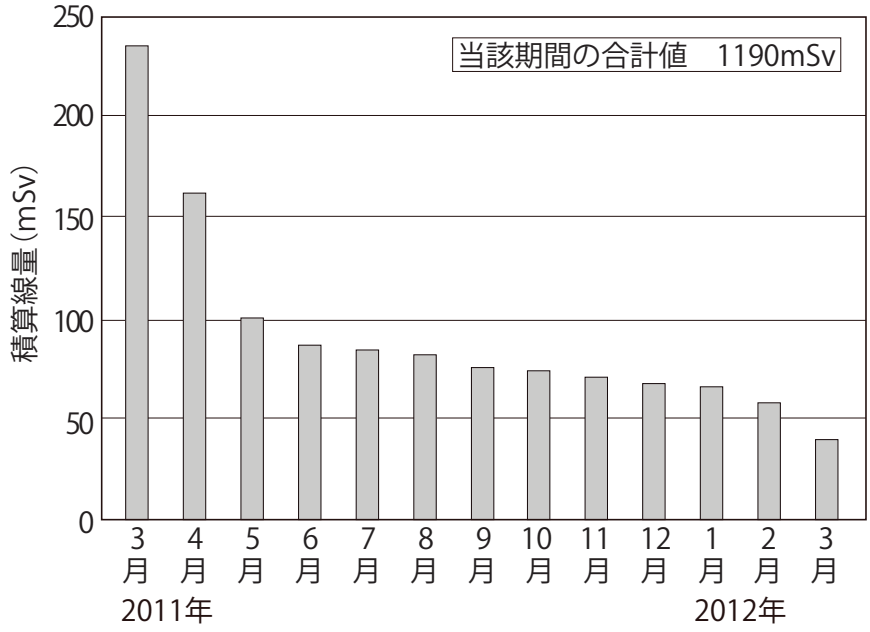


図 20　事故後約 1 年間の原発敷地境界での月別の最大積算線量（福島第一原発モニタリングポスト MP7）

滝谷（2013）【脚註 165】

[164] 滝谷紘一（2013）「立地評価をしない原子力規制の新基準――公衆被ばく線量を公知せず立地不適格を避けているのではないか」『科学』83(6): pp.615-619

[165] 前掲 滝谷（2013）p.616の図 1

[166] 前掲 滝谷（2013）p.617の表 2

去することができても、フィルタを素通りする希ガスには除去効果がない。従って、事故の想定次第では希ガスの大量放出を評価せざるを得なくなり、そうなると審査を合格させることができなくなる。このような事態を回避するために、規制委は立地審査指針そのものを不採用としたのではないだろうか。これは規制委に既存原発を温存して運転再開を図るという国策に沿った恣意が働いたものであり、科学的・技術的見地から意思決定を行うとする規制委の組織理念から逸脱した不当なものといわざるをえない。

表７　希ガスの炉内蓄積量 100%を大気放出した場合の原発敷地境界被ばく線量試算

	BWR			PWR	
	柏崎刈羽 6 号	福島第一 6 号	浜岡 5 号	大飯 3/4 号	伊方 3 号
原子炉出力（万 kW） （参照した設置許可申請書発行年月） 希ガスの炉内蓄積量（Bq）　①	135.6 （1988.5） 4.81×10^{19}	110 （1971.12） 4.07×10^{19}	138 （1997.4） 4.90×10^{19}	118 （1985.2） 4.44×10^{19}	89 （1986.5） 3.30×10^{19}
(仮想事故）* 排気筒放出量（Bq）　② 全身被ばく線量（γ線）（mSv）　③	1.70×10^{16} 0.83	2.60×10^{16} 5.5	1.70×10^{16} 13	8.51×10^{16} 1.2	7.30×10^{16} 2
⑴炉内蓄積量 100％を排気筒より大気放出時⑵ 全身被ばく線量（γ線）（mSv）　④**	2348	8610	37471	6261	9041

（注）*評価期間：30 日、**④＝③×①/②

出典：　滝谷（2013）【脚註 166】

3.2.5　規制委員会「新規制基準の考え方」の不合理

原発の運転差止めおよび運転期間延長認可処分差止め等の訴訟において、新規制基準における立地審査指針不採用が争点の一つになっている。2016 年 8 月に規制委は「国を当事者とする訴訟等においても必要に応じて活用していくこと」を目的の一つとして、「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方」と題する資料を作成し公表した。その中に、下記のような「§6　6－1　立地審査指針」の項目がある（以下は抜粋引用、下線は筆者による）。

（1）　立地審査指針の法的な位置付けとして、福島原発事故後の設置許可基準規則においては、立地審査指針は採用されず、また同規則の解釈においても引用されていない。

（2）　立地審査指針の内容と設置許可基準規則等の関係として、

ア　原則的立地条件①「大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においても考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと」については、同規則の地盤の安定性や地震等による損傷防止など、自然的条件ないし社会的条件に係る個別的な規定との関係で考慮されている。

イ　原則的立地条件②「原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること」は、設置許可基準規則においては採用されていない。改正原子炉等規制法により重大事故等対策が法的な要求事項として追加されたことから、従前、立地審査指針及び安全評価指針を用いて設計基準事故を超える事象の想定をしていた内容が再検討された。上記原則的立地条件②については、(ⅰ)無条件に原子炉格納容器が健全であることを前提に評価しているとの批判もあり、他方、福島第一発電所事故を踏まえて重大事故等対策を法的に要求事項としたことから、(ⅱ)そのような前提による評価よりも、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器破損に至りかねない事象を具体的に想定した上で重大事故等対策自体の有効性を評価することが、より適切に「災害の防止上支障がないこと」について判断できると評価した。そして、設置許可基準規則においては、(ⅲ)立地審査指針における立地評価に係る事項を、基準として採用しなかった。

ここでは、住民被ばくの抑制に直接的に関わる原則的立地条件②に焦点を当てて論じる。

下線部 (i) で述べられている「批判」は、誰がどこに公表されたものか出処不明であり、第三者がその批判の妥当性を原資料にもとづいて検証することが不可能であり、このような記述は論理性を欠いている。その上に、立地審査指針の中にはどこにも「無条件に原子炉格納容器が健全であることを前提に評価すること」とは記されていない。記されていることは「その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること。」である。格納容器は安全防護施設の一つであり、想定する重大事故、仮想事故において格納容器が健全であるかどうか、もし健全性が損なわれる場合はその破損の度合いに応じた放射性物質の放出を評価することが求められているのである。従って、立地審査指針では「格納容器が健全であることを前提に評価すること」との規制委の批判的記載はまったく当を得ていない。

従って、下線部 (ii) の記述にも論理性がない。何故ならば、「そのような前提になる評価よりも」という記述自体に妥当性がないからである。

下線部 (ⅲ)「立地審査指針における立地評価に係る事項を、基準として採用しなかった。」は、何故採用しなかったのか、立地評価を採用しなかった理由が書かれておらず、これもまた論理性の欠如である。

このように規制委の「考え方」には、設置許可基準規則において、立地審査指針における立地評価に係る事項を基準として採用しなかった根拠の論理的説明が欠如しており、立地審査指針不採用が合理性のないことを自ら露呈している。

福島原発事故がそれ以前の重大事故、仮想事故の想定を上回ったことから、従来の重大事故、仮想事故の想定が不適切であったことは事実である。しかしそれは立地審査指針に問題があったのではなくて、重大事故、仮想事故を具体的に規定した安全評価審査指針の方に問題があったのである。具体的には、安全評価審査指針では、重大事故、仮想事故として原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）、蒸気発生器伝熱管破損（PWR）、主蒸気管破損（BWR）を想定し、その評価条件として非常用炉心冷却系の作動を

考慮することで、炉心溶融に至らない事故にとどまっていたことが、現実に生じた福島原発事故と照らし合わせると不適切だったのである。もし、安全評価審査指針で福島原発事故のような炉心溶融に伴う大規模な放射性物質放出事故を重大事故、仮想事故として想定しておれば、立地審査指針のめやす線量を満足できないので、その原発の立地は許可されなかったことは確実であり、そのことにより福島原発災害の発生も防止できたのである。

規制委が、立地審査指針は福島原発事故のような大事故を防ぐ上で適切でないとして不採用にするとの考え方をとっている説明は、重大事故、仮想事故の具体的内容を規定しているのは安全評価審査指針の方であるにもかかわらず、それを立地審査指針に問題があるとの論点すり替えを行っているのであり、理不尽である。

3.2.6　立地審査指針の改正、採用を求める

規制委が直ちにやるべきことは、立地審査指針不採用を撤廃し、福島原発事故の教訓と原子力安全委員会当時の立地審査指針の改訂素案を踏まえて、立地審査指針の改正を行い、それにもとづく立地評価の実施を事業者に求め、審査することである。

立地審査指針の改正の要点として、以下を提案する。

① 従来の重大事故、仮想事故を、立地評価事故に一本化する。（立地審査指針の改訂素案の反映。立地評価事故の想定は、重大事故等対策の有効性評価を行う中で、その対策の信頼性（非信頼性）に関連して、そのいくつかが有効でないと仮定して炉心溶融、格納容器破損を生じる事故の中から選定する。）

② 敷地境界での全身被ばく線量のめやす値を 100mSv とする。（住民の避難による被ばく低減は住民全員には到底保証できないものであるから、たとえ避難ができなくても、住民の確定的な放射線被ばく影響を防止するために設定する。そのめやす値は、ICRP2007 年勧告にもとづく立地審査指針改訂素案値とする。）

③ Cs-137 の放出量のめやす値を 100TBq とする。（環境汚染をできるだけ小さくとどめ、避難した住民が短期に帰還できるようにするために、新規制基準で設定された基準値とする。）

ここで注意すべき点は、③は②に代わるものではない。②は短期的な住民の被ばく抑制、③は中長期的な環境の汚染抑制を図るものであり、どちらも原子力災害を抑制する上で必要な基準である。これら両方を満たせない原発は立地不適にすべきである。

なお、敷地境界での全身被ばく線量としての 100mSv および、Cs-137 の放出量としての 100TB q について、筆者および原子力市民委員会は、これを人体へや環境に対する「安全基準」あるいは「受忍限度」として認めるものではない。原発の立地評価等に関して、一定の数値基準を定めることの必要性を認めるものである。住民や自治体が、このレベルの被ばくや放射能放出を拒否することも、当然、正当なものだというのが私たちの考えである。

3.3　繰り返し地震を想定した耐震基準に

滝谷 紘一

熊本地震では震度 7 の激震が短期間に 2 回発生した。これは過去の経験則にはない新知見である。規制基準ではこのような激震の繰り返しは想定されていないが、蒸気発生器伝熱管など繰り返し地震に脆弱な設備箇所がある。早急に基準地震動として激震の繰り返しを想定するように耐震基準を改正すべきである[167]。

3.3.1　熊本地震における繰り返し激震

2016 年 4 月の熊本地震では、活断層が動いて震度 7 の激震が約 28 時間の短期間に 2 回発生した（4 月 14 日 21 時 26 分と 16 日 1 時 25 分）。1 回目の前震（M6.5）には耐えたが、2 回目の本震（M7.3）で倒壊した建物が数多くあった。気象庁は、このような激震の繰り返しは「過去の経験則にはない」と発表した。原子力市民委員会では、5 月 17 日に熊本地震に関する声明書を出し、その中で、原発の新規制基準のうちの設置許可基準規則における耐震安全性の審査基準（以下、耐震基準と略記）が繰り返し地震を想定外としていることは、重大な欠陥であることを指摘した[168]。しかし、規制委は未だに繰り返し地震を耐震基準に取り入れようとしていない（☞ 3.3.4）。

私たちは熊本地震で激震の繰り返しを現実のものとして経験した。設計基準事象の想定規模に関して、それを排除できる明確な根拠が示されない限り、現実に生じた事象は包絡されなければならないことは、福島原発事故以前からの安全設計の基本的考え方である。基準地震動 Ss の繰り返しにより安全機能が損なわれるおそれの強い機器・配管として、PWR に関しては、蒸気発生器伝熱管（☞ 3.3.2）と原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部（☞ 3.3.3）が挙げられる。従って、耐震基準は Ss の繰り返し地震を想定するように早急に改正し、その基準のもとに耐震評価が行われるべきである。

3.3.2　蒸気発生器伝熱管の塑性変形破損

新規制基準適合性審査を受けて既に認可された 12 機の PWR の工事計画認可申請書中の耐震計算書によると、基準地震動 Ss に対して発生する蒸気発生器の伝熱管（☞ 図 21）[169]の 1 次応力最大値（膜応力と曲げ応力の和）は、美浜 3 号機以外は 316～440MPa にあり、いずれも Ss 用評価基準値(許容応力)を満足しているものの、ここで注目する弾性設計用評価基準値 263MPa の 1.2 倍～1.7 倍となっている。このことは、1 回の Ss に対して伝熱管は弾性範囲を超えて塑性域に入り、塑性変形を生じている可能性があることを意味する。塑性変形した状態では、材料のミクロ組織に転位（結晶格子欠陥）が生じており、そこに再度 Ss あるいはそれ未満でも激しい地震動に見舞われると、転位の蓄積とそれに伴うひずみの増加といった材料組織の変化が進行して、伝熱管の健全性に悪影響が出るおそれがある。

蒸気発生器の伝熱管は原子炉冷却材圧力バウンダリ機能[170]という重要な安全機能を有する。1 台あた

---

167 滝谷紘一（2016）「繰り返し地震を想定する耐震基準改正を求める」『科学』86(12) pp.1205-1210

168 原子力市民委員会「声明：熊本地震を教訓に原子力規制委員会は新規制基準を全面的に見直すべきである」(2016年5月17日)　www.ccnejapan.com/?p=6794

169 川内1号機工事計画認可申請　添付資料3-17-3-2-2 2015年3月10日 p.388/892（＝3(1)-17-3-2-1-4）の第2-2図「蒸気発生器の構造説明図」（ www.nsr.go.jp/data/000100482.pdf ）を簡略化。

170 「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能」とは、高圧の原子炉冷却材を保持する機能を指す。

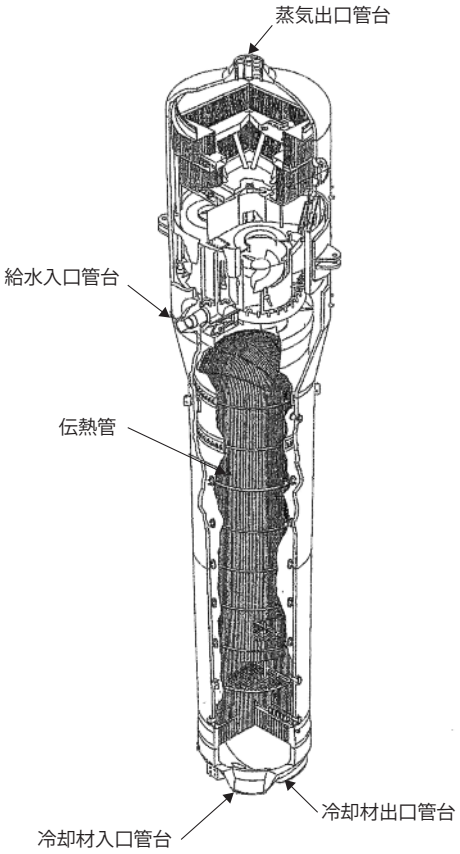


図 21　蒸気発生器の構造概念

出典：　九州電力川内原発 1 号機資料【脚註 169】

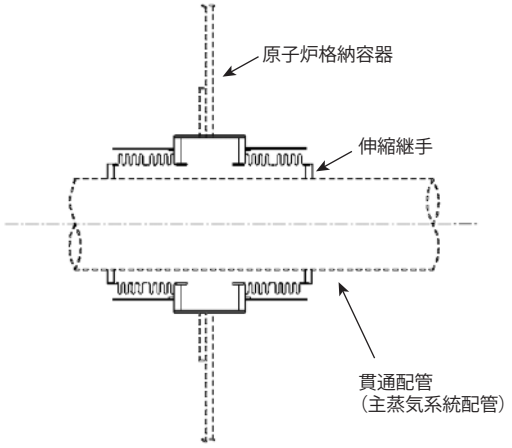


図 22　原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部
（主蒸気系統）の構造概念

出典：　九州電力川内原発 1 号機資料【脚註 171】

りの本数は 3,380 本ほどあり、３台ある電気出力 80 万 kW 規模の原発では総本数が約 1 万本に達する。伝熱管は 1 本でも著しく破損すると、原子炉冷却材バウンダリが破れて 1 次冷却材が 2 次冷却系に流出する原子炉冷却材喪失事故になり、しかも 2 次冷却系配管が原子炉格納容器を貫通しているので、1 次冷却材に含まれている放射性物質が主蒸気逃し弁などを通じて直接大気中に放出され、周辺の公衆に放射線被ばくを与えることになる。設計基準対象設備である蒸気発生器には、繰り返し地震により安全機能を喪失してはならない設計が求められる。

3.3.3　原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部の疲労破損

耐震評価での着目点の一つに、地震時に加わる外力の繰り返しを受けて機器・配管などの金属疲労が進み破損に至ることはないかという問題がある。この点に着目して電力会社の耐震評価書を調べた結果、いくつかの原発において原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部（☞ 図 22）[171]は、繰り返し地震によっ

171 「伸縮式配管貫通部」とは、原子炉格納容器とそれを貫通する配管の動き（変位量）の違いを吸収し、同時に原子炉格納容器の気密性を保つために、金属製の伸縮継手（ベローズ継手とも呼ばれる）を用いた配管貫通部を指す。図 22は、九州電力株式会社（2015）「川内原子力発電所 1 号炉の高経年化技術評価（耐震・耐津波安全性評価結果について）」平成27年7月13日 資料1-2 p.6の図「伸縮式配管貫通部（主蒸気系統配管）」を転載。
www.nsr.go.jp/data/000114565.pdf

て疲労破損が生じるおそれがある。

具体的には、高経年化技術評価と運転期間延長申請の資料によると、主蒸気系統配管の設置箇所では一回の Ss 地震動による疲労累積係数(通常運転中の疲労分は除いた値)のみで川内 1 号機 0.944、美浜 3 号機 0.584 に達しており、これらの箇所では Ss の繰り返し地震に見舞われると、判断基準の 1.0 を超えることが確実である。この箇所は原子炉格納容器バウンダリ機能という安全機能を有しており、繰り返し地震に対してその機能を喪失しない設計が求められる。

3.3.4 「規制委員会の考え方」の不合理

2016 年 11 月に実施された、玄海 3・4 号機の審査書（案）に関するパブリックコメント募集に対して提出された意見

> 熊本地震で得られた繰り返し地震の発生という新しい知見と経験が何ら反映されていないこと、基準地震動規模の繰り返し地震に対して重要な安全機能を持つ設備の健全性が損なわれるおそれがあること、また将来にわたり玄海原発敷地において繰り返し激震が生じないことを科学的に立証することは現在の地震学ではできないことから、早急に繰り返し地震を想定するように耐震基準の見直しを行い、それが終わるまでは審査を保留し、改訂された耐震基準にもとづく審査を求める。

に対して、示された「規制委員会の考え方」には

> 熊本地震については、公表された観測記録や各研究機関の研究報告等の知見について、収集・分析を行っています。これまでのところ (1)規制基準等を直ちに見直す必要があるとの知見は得られていないと考えています。(中略)　なお、原子力発電所で起こり得る最大規模の地震動である基準地震動に対しては、施設の一部の変形が塑性領域に達する可能性もありますが、(2)塑性変形の程度を小さなレベルに留めることを要求しています。さらに、地震発生時に講ずべき措置について定めることを要求しており、地震により運転が停止した場合には、(3)事業者は地震による施設への影響を確認するために点検を行い、施設の異常の有無や健全性を確認し、補修を行う等、必要な措置が講じられることを確認しています。例えば、地震加速度が大きいことによる原子炉の自動停止等をこれまでに経験した原子力発電所では、地震観測記録の分析や建屋の地震時の健全性評価を基に、施設が基準地震動を超える影響を受けたかどうか評価した上で、詳細な点検、補修等の特別な保全計画を策定し運用しています。

と記載されている[172]（下線と番号は筆者による）。

下線部 (1) は、規制委が、過去の経験則にない繰り返し地震が発生したという新知見を無視し、繰り返し地震の原発への影響を軽視して不作為の態度をとっていることを示している。規制委は安全第一の立場に立つかぎり、各原発が繰り返し地震に見舞われないかどうかの検討と、見舞われた場合の原発の安

[172] 規制委員会「九州電力玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方」2017年1月 p.9

全性への影響評価を早急に行い、規制基準等の見直しの要否を科学的に明らかにすべきである。

下線部 (2) は、基準地震動に対して要求している「塑性変形の程度を小さなレベルに留めること」の判断基準が示されておらず、実効性を欠いている。具体例として、3.3.2 で述べた蒸気発生器伝熱管については、発生応力が弾性設計用評価基準値の 1.2 倍～1.7 倍となっており、この塑性変形の程度が小さなレベルに留まっているのかどうかの評価は工事計画認可申請書の耐震計算書には記載されていない。規制委は「塑性変形の程度を小さなレベルに留めることを要求している」と述べているが、その要求が満たされていることの確認をしていない疑いがある。さらに、基準地震動に対して「塑性変形の程度を小さなレベルに留める要求」は、機器・配管系に対してであり、建物・構築物に対しては何らなされていない。建物・構築物の基準地震動に対する要求は「構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること」（設置許可基準規則の解釈（別記２）第４条６）である。東北地方太平洋沖地震に見舞われた女川２号機の原子炉建屋の壁には 1130 カ所のひび割れが確認され、建物上部は剛性が完成直後と比べて７割下がったとの解析結果が規制委の審査会合で報告された。このような状態において繰り返し地震を受けると、原子炉建屋は終局耐力に対して余裕を保てるのか、甚だ疑問がある。このことからも繰り返し地震に対する施設の安全性を評価することは重要である。

下線部 (3) で「地震による施設への影響を確認するために点検を行い、施設の異常の有無や健全性を確認し、補修を行う等、必要な措置が講じられることを確認している」と記していることは、発生間隔の短い繰り返し地震に対してはまったく実効性がない。熊本地震では 28 時間後に繰り返し地震が発生した。わずか 1 ~2 日の短期間に確認できる施設の異常の有無や健全性は、その一部にとどまるし、仮に異常が見つかった場合にも補修を行うことなど不可能に近い。最初の地震で原子炉を停止していても原子炉の崩壊熱除去運転は長期間にわたり不可欠であり、点検、補修等の保全計画に頼ることなく繰り返し地震に対する安全機能維持が要求される。

以上に見たとおり、繰り返し地震を耐震基準の想定外としてよいとする「規制委員会の考え方」は不合理きわまるものである。

3.4　労働安全衛生規則に反する水蒸気爆発防止策・水素爆発防止策

滝谷 紘一

原発の過酷事故において懸念される水蒸気爆発と水素爆発について、これらの防止は従来から労働安全衛生規則に規定されており、それに照合すると、新規制基準で容認されている原子炉格納容器内での溶融炉心を水中で受け止めて冷却する方式および水素濃度低減のための電気式水素燃焼装置の使用は、労働安全衛生規則に違反している。これは法治国として許されない。新規制基準には規制委以外の国内省庁所管で、原発にも適用されるべき法規類の明記が欠落しているので、審査として不備がないように明記すべきである[173]。

[173] 滝谷紘一（2016）「『労働安全衛生規則』に反する過酷事故対策の原子炉下部キャビティの水張りと水素燃焼用イグナイタ」『科学』86(6) pp.513-516

3.4.1　労働安全衛生規則における水蒸気爆発と水素爆発の防止規定

労働安全衛生規則（厚生労働省令）[174]には、水蒸気爆発と水素爆発の防止に関して次の条項がある。

（溶融高熱物を取り扱うピット）

第 249 条　事業者は、水蒸気爆発を防止するため、溶融した高熱の鉱物（以下「溶融高熱物」）を取り扱うピット（高熱の鉱さいを水で処理するものを除く）については、次の措置を講じなければならない。

1　地下水が内部に浸入することを防止できる構造とすること。ただし、内部に滞留した地下水を排出できる設備を設けたときは、この限りでない。

2　作業用水又は雨水が内部に浸入することを防止できる隔壁その他の設備を周囲に設けること。

（建築物の構造）

第 250 条　事業者は、水蒸気爆発を防止するため、溶融高熱物を取り扱う設備を内部に有する建築物については、次の措置を講じなければならない。

1　床面は、水が滞留しない構造とすること。

2　屋根、壁、窓等は、雨水が浸入することを防止できる構造とすること。

（危険物等がある場所における火気等の使用禁止）

第 279 条　事業者は、危険物以外の可燃性の粉じん、火薬類、多量の易燃性の物又は危険物が存在して爆発又は火災が生ずるおそれのある場所においては、火花若しくはアークを発し、若しくは高温となって点火源となるおそれのある機械等又は火気を使用してはならない。

2　労働者は、前項の場所においては、同項の点火源となるおそれのある機械等又は火気を使用してはならない。

（爆発の危険のある場所で使用する電気機械器具）

第 280 条　事業者は、第 261 条の場所のうち、同条の措置を講じても、なお、引火性の物の蒸気又は可燃性ガスが爆発の危険のある濃度に達するおそれのある箇所において電気機械器具（電動機、変圧器、コード接続器、開閉器、分電盤、配電盤等電気を通ずる機械、器具その他の設備のうち配線及び移動電線以外のものをいう。以下同じ。）を使用するときは、当該蒸気又はガスに対しその種類及び爆発の危険のある濃度に達するおそれに応じた防爆性能を有する防爆構造電気機械器具でなければ、使用してはならない。

2　労働者は、前項の箇所においては、同項の防爆構造電気機械器具以外の電気機械器具を使用してはならない。

---

[174] 労働安全衛生規則（昭和47年労働省令第32号、最終改正：平成29年厚生労働省令第89号）
elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=347M50002000032&openerCode=1

このうちの第 249 条と第 250 条が水蒸気爆発の防止に関するものであり、溶融した高熱の鉱物が水と接触することを厳しく禁じている。一方、原発の過酷事故対策では、PWR について図 23 の概念図[175]に示すように、炉心溶融が生じて原子炉圧力容器の下部が破損した場合、流下する溶融炉心を水張りした原子炉下部キャビティ内で受け止めて冷却する方式がとられている。設置許可基準規則の解釈にはこの方式を例示している。しかし、溶融炉心は溶融した高熱の鉱物そのものであり、それを大量の水と接触させる方式は、上述の労働安全衛生規則の条項に違反することが明白である。

また、第 279 条と第 280 条には水素爆発の防止も含まれており、水素爆発が生じるおそれのある箇所で電気器具を使う場合は防爆構造にしなければならない。これに反して、PWR では過酷事故時の水素爆発防止対策として、原子炉格納容器内に図 24 に示すような電気式水素燃焼装置(イグナイタ)[176]という電気器具を設置して、電気コイルに通電し 900℃程度の高熱にして水素ガスに点火して水素を燃焼させる方式を採用している。この電気式水素燃焼装置は規制委の「格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に例示されているが、これは防爆構造とは対極にある誘爆構造であり、上述の労働安全衛生規則の条項に違反することが明白である。

法治国として国内法規に違反する設備の使用は認められない。福島原発事故以前の「安全設計審査指針」には「指針 1　準拠規格および基準」があったが、設置許可基準規則には対応する規定が欠けている。新規制基準に、規制委以外の所管で、準拠すべき国内法規と規格類の明示を求める条項を設け、審査として不備がないようにするべきである。

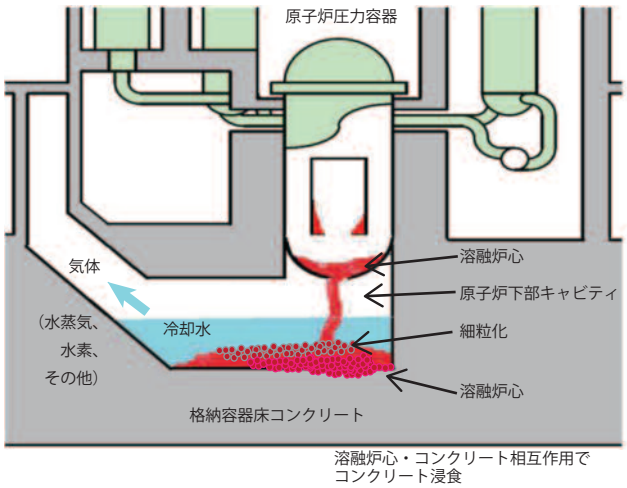


図 23　原子炉下部キャビティでの水中での溶融炉心受け止め、冷却方式の概念

出典：　原子力規制委員会資料の図版に加筆【脚註 175】

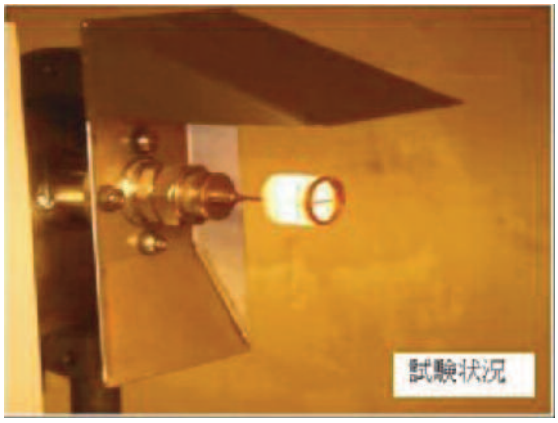


図 24　電気式水素燃焼装置（イグナイタ）の設置例

出典：関西電力資料【脚註 176】

[175] 原子力規制委員会（2013）「格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要」発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第15回会合 平成25年2月15日 資料1-2 www.nsr.go.jp/data/000050295.pdf のp.18、掲載図に加筆して作成。

[176] 関西電力株式会社（2013）「高浜３号炉及び４号炉 重大事故等に対する対策の有効性評価の補足説明」 平成25年10月31日、第40回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合　資料1-3 www.nsr.go.jp/data/000034719.pdf p.322（【水素燃焼】8.7-3）にある「高浜3,4号機での設置例」のうち「試験状況」の写真

3.4.2 「規制委員会の考え方」の不合理

3.4.2.1 水蒸気爆発の防止

玄海３・４号機の審査書（案）に関するパブリックコメント募集に提出された意見「溶融燃料を原子炉下部キャビティに水張りして冷却する方式は、労働安全衛生規則の水蒸気爆発の防止規定に違反するものであり、容認してはならない。」に対して、規制委はこの意見を受け入れない考え方を以下のとおり示した[177]。

『労働安全衛生規則第 249 条の適用対象となるピットについては、(1)「高熱の鉱さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉱滓に注水して冷却処理するもの」が例示されていることから、原子炉格納容器下部注水設備のように、水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではないと承知しております。また、第 250 条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、(2)当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の溶融炉心と冷却水の相互作用は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。』（下線部と番号は筆者）

この規制委の考え方には次のように不合理な点がある。

下線部(1)で、溶融炉心を鉱さいと同一視して例外規定を適用し、「水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではない。」としているが、鉱さいは電気炉または高炉等を用いた製錬工程で溶融金属の表面に浮上する不純物「スラグ」や、鋳造製品の鋳型として使われた「鋳物砂」などを指し、物理的性質も冷却処理する際の温度も溶融金属そのものとは相当に異なっており、水と接触する際の水蒸気爆発の可能性は溶融金属に比べて低いので、水の注入による冷却処理を認める例外規定が設けられているのである。従って、溶融炉心を鉱さいと同一視して「水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではない。」とする考え方は不合理である。また、「と承知しています。」とあるが、溶融炉心と鉱さいを同じように取り扱ってよいとする考え方の根拠（法規、判例、あるいは労働安全衛生法規所管部署への照合結果など）が示されていないので、規制委の自分勝手な考え方にすぎないと言わざるをえない。

下線部(2)で「当該設備を内部に有する「建築物」であることから、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。」とあるが、炉心溶融の発生を受けて格納容器スプレイ水を貯留して、溶融炉心を水で冷却する原子炉下部キャビティは「当該設備を内部に有する建築物」に当たるので、第 250 条が適用されて当然である。

3.4.2.2 水素爆発の防止

玄海３・４号機の審査書（案）に関するパブリックコメント募集に提出された意見「イグナイタの使用は労働安全衛生規則の可燃性ガスの爆発防止対策に反するものである」に対して、規制委はこの意見を受け入れない考え方を以下のとおり示した（下線と番号は筆者）[178]。

---

[177] 原子力規制委員会「九州電力玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書(案)に対する御意見への考え方」平成29年１月 p.38

[178] 同上 p.52

『労働安全衛生規則第 279 条は、危険物（水素等の可燃性ガスを含む。）等が存在して爆発火災が生じるおそれのある場所においては、点火源となるおそれのある機械等を使用してはならないと規定していますが、これは可燃性ガスを扱っている又は可燃性ガスが生じるおそれがある場所で(1)意図せず可燃性ガスに着火してその場所で従事する労働者が被災することを防止することを念頭に規定されたものであり、イグナイタのように格納容器内で水素を意図的に燃焼させることにより、格納容器の損傷を防止することを前提とした設備に適用されるものではないと承知しております。

また、同規則第 280 条は、可燃性ガス等が存在して爆発又は火災が生ずるおそれのある場所をその対象としているところ、第 279 条と同様に、(2)イグナイタのように格納容器内で水素を意図的に燃焼させることにより、格納容器の損傷を防止することを前提として設備に適用されるものではないと承知しております。なお、新規制基準においては、原子炉格納容器内の水素燃焼は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。

この規制委の考え方には次の不合理な点がある。

下線部(1)と(2)について、どちらも「意図的に水素を燃焼させる設備には適用されるものではないと承知しております。」旨述べているが、労働安全衛生法及び同規則のどこにもそのようなことは明記されておらず、また「……と承知している」根拠は示されていないことから、規制委の自分勝手な解釈にすぎない。意図的であろうと意図的でなかろうとイグナイタの使用が水素爆発を生じて格納容器の損傷を生じるおそれがあることには変わりはなく、可燃性ガスの爆発から労働者の安全を守るために制定された規則は厳正に適用されるべきである。

第４章　緊急時原子力防災

吉岡 斉

4.1　緊急時原子力防災とは何か

原子力防災は、原子力事故による被害を最小限に抑えるための活動を指す。それには（１）原子力施設の安全確保のための活動、（２）原子力事故が発生した場合に用いる手段（ハード、ソフト）の整備、（３）原子力事故が実際に発生してからの防災活動、の３つが含まれる。この章では技術面よりも体制面に力点をおいて、日本の原子力防災体制が緊急時に果たして有効に機能しうるかを検討する。

なお、緊急時原子力防災体制は、３つのレベルに分けて議論することができる。

第１は、原子力災害対策本部（首相が本部長をつとめる）を頂点とする「中央政府の防災体制」である。

第２は、内閣府副大臣（福島原発事故までは経済産業副大臣）を本部長とする現地対策本部を中心とする「地方の防災体制」であり、事故を起こした原子力施設近くのオフサイトセンターに指揮管制中枢が設置される。オフサイト防災体制と呼んでもよい。

第３は、原子力施設の所長を本部長とし、敷地内に設置される対策本部（発電所対策本部）を中心とする「核施設内の防災体制」であり、オンサイト防災体制に当たる。

この３つのいずれもが、福島原発事故において機能障害を起こした。その教訓を踏まえ、再び過酷事故が起きた場合でも、この三者のいずれも重大な機能障害を起こさぬよう、抜本的な見直しをはかるべきである。果たしてそれが実現されているかどうかを、幾つかの論点に絞って検討したい。

4.2　中央政府の防災体制の見直し

2011 年３月 11 日に始まった福島原発事故に際し、日本の原子力防災体制は深刻な機能障害に陥った。すでに述べたように原子力防災体制は大きく３つの要素からなる。第１は中央政府の防災体制、第２は地方の防災体制、第３は核施設内の防災体制である。まず第１の中央政府の防災体制について検討する。

中央政府の防災体制は事故後最初の数日、深刻な機能障害に陥った。3 月 15 日に東京電力地階に事故対策統合本部が立ち上げられるまで、官邸対策本部は極度の情報不足に悩まされ、事故対処活動に支障を来した。その最も重要な原因は、官邸対策本部の分室に相当する緊急時対応センター（ERC）を担う原子力安全・保安院が、官邸本部に対して詳しい事故情報や事故対処助言を提供できなかったことにある。

直接の事故対処判断については、基本的に、原子力事業者の緊急時対策所（原子力事業所）、およびそれをバックアップする原子力施設事態即応センター（原子力事業者本店）の判断を追認するとしても、重要な意思決定が必要な場合は最終的に官邸対策本部が判断しなければならない。そのために官邸対策本部はリアルタイムで事故情報を入手・分析する能力を保持しなければならない。福島原発事故ではそれが全くできなかった。

福島原発事故後、原子力安全・保安院は解体され、ERC は原子力規制庁が担うこととなった。原子力

規制庁は、原子力安全・保安院の失敗を反面教師として、事故情報や事故対処助言などの専門的・技術的知見をいかなる非常時においても提供しなければならない。ところが原子力規制庁において原子力防災を担当するのは長官官房にある放射線防護グループの原子力災害対策・核物質防護課だけである。その職務も原子力災害対策指針の策定などに限られており、非常時における事故対応には役立たない。原子力規制庁は本質的に電気保安協会的な、機械設備とその取扱規則をチェックする組織であって、そうした性格を、大半の人材の供給源である原子力安全・保安院とその傘下の原子力安全基盤機構（JNES）から引き継いでいる。緊急事態への対応能力はきわめて低いままである。

また官邸事故対策本部において事務局機能を担うのは内閣府であり、事務局長をつとめるのは内閣府政策統括官（原子力防災担当）である。その上には内閣府特命担当大臣（原子力防災）、内閣府副大臣（原子力防災）、内閣府大臣政務官（原子力防災）が置かれているが、形だけのものである。事務組織は３名の参事官のもとに 60 名の職員を擁するに過ぎず、その大半は他省からの出向組であり、原子力に関する専門的・技術的能力は低い。その任務も官邸対策本部の意思決定サポートの中核を担うのではなく連絡調整係にとどまる。また職員の多くが緊急時にはさまざまの組織の部署に分散配置され、それぞれの部署の活動の補佐に回るとみられる。要するに専門性の低い烏合の衆である。

このように過酷事故が発生した際の中央政府の指揮命令能力はわずかしか強化されておらず、緊急事態に効果的に機能するか疑わしい。原子力事故に対処する政府中央の危機管理体制を一元化し、高い専門性を備えた強力な事務局を構築する必要がある。省庁割拠型の現行システムは迅速な決定に馴染まず、また省庁間の責任の押し付け合いを招く。原子力規制委員会のもとに新たに専門性の高い〈原子力防災庁〉（仮称、以下、原子力市民委員会が設置を提唱する組織等を〈〉付きで示す）を設置し、権限・予算・人員の充実をはかり、それを緊急時の政府対策本部の事務局とするのは、ひとつの有力な方法である。

また原子力災害は日本では多くの場合、複合災害となることが予想される。首相官邸に２つの災害対策本部（災害対策基本法にもとづく緊急災害対策本部と、原子力災害特別措置法にもとづく原子力災害対策本部）が並立することは指揮命令系統の二重化を招くので、一元化の方向で見直す必要がある。それを担う組織として、アメリカの緊急事態管理庁（FEMA ＝ Federal Emergency Management Agency, 1979 年発足）はひとつのモデルとなる。日本版 FEMA が設置されれば、そのもとで原子力防災庁は独自の専門的役割を果すことが期待される。

4.3　地方の原子力防災体制の見直し

福島原発事故に際して、地方の危機管理体制の司令部となることとなっていた緊急事態応急対策拠点施設（オフサイトセンター）はほとんど機能しなかった。オフサイトセンターは大熊町に置かれていたが、東北地方太平洋沖地震により道路が寸断されたため、メンバーがほとんど集まらなかった。しかも福島第一原発からわずか５キロしか離れていなかったため、放射能の襲来によりほどなく福島市への撤退を余儀なくされた。福島市に移転してからもほとんど機能を果さなかった。オフサイトセンターが機能を喪失したために、政府、福島県、福島県内市町村、防災行政組織の間の連絡・調整は、個別の組織ごとに行われた。

オフサイトセンター設置を規定した原子力災害対策特別措置法（原災法）は、1999 年 9 月の JCO のウラン加工工場臨界事故を踏まえ同年 12 月に成立したものである。原災法における事故想定はあまりにも小さく、8〜10 キロ圏の防災を考えればよいと考えられていた。それは国際原子力事象評価尺度（INES）でレベル 5 の米国スリーマイル島原発 2 号機事故（1979 年）を、制度設計の下敷きとしたものだった。ソ連チェルノブイリ 4 号機事故（1986 年）は考慮外だった。大熊町のオフサイトセンターが早期に機能を失ったのは必然である。

ここで、そもそもオフサイトセンターが必要なのかどうかを、考え直す必要がある。通常の自然災害においては、地方自治体が地方の防災の中核として位置づけられている。なぜ原子力災害の場合にのみオフサイトセンターを設置するよう原災法で決められたかの経緯は明らかでないが、地方自治体にとって原子力災害への対処は荷が重すぎるとして、政府が官邸本部と都道府県本部との中間組織として設定したものと推定される。しかし指揮系統の複雑化は避けるべきであり、オフサイトセンターの機能は現地における関係諸機関の間の情報共有・連絡調整に限定し、対処方針の決定権限は官邸対策本部と都道府県の対策本部に集中した方がよい。

オフサイトセンターの設置場所については、過酷事故にともなう放射能によって避難を余儀なくされる可能性のあるような核施設の近隣に設置する必要はない。むしろ核施設から少し離れ、災害時でも周辺各地から交通手段（ヘリコプターを含む）を確保できる場所が望ましい。また被害が広域に及ぶと見込まれる場合、隣接都道府県の自治体などの関係者も比較的容易に招集できるような仕組みを、オフサイトセンターの法令面および施設面で整備しておく必要がある。日本の都道府県は一般に面積が小さく、原発事故の影響は簡単に境界を超えるからである。オフサイトセンターを特定の立地都道府県と対応づける必要はない。たとえば玄海原発についてはオフサイトセンターを福岡市に設置し、佐賀県・福岡県・長崎県の 3 県での統合運用を念頭におくべきである。にもかかわらず政府は、オフサイトセンターについて地震・停電・放射能への対策を少々強化したものの、抜本的な見直しを行っていない。

4.4　地方の原子力防災計画に対する法令にもとづく厳しい審査

地方自治体が制定する原子力防災計画の最大の欠陥は、それが原発の建設・運転を許可する際の法律上の要件となっていないことである。地域防災計画の策定・実施については、自治体（都道府県、市町村）が直接的な責任を負うことになっている。本来は自治体が原子力事業者と協議したうえで計画を策定し、規制委に申請し審査を受けるべきだが、規制委が合否の判定を行う法令上の仕組みがない。

現状では、規制委は地域防災計画作成のための簡単な「原子力災害対策指針」とそれにもとづく「原子力災害対策マニュアル」を公表し、自治体に具体的計画の作成を丸投げしているだけである。さらに福島原発事故後の原子炉再稼働については、政府の原子力防災会議（専門的な評価機能をもたない）が、自治体の防災計画を追認する手続きをとっている。これにより自治体の首長は、防災・避難計画の実効性確認の責任を政府に転嫁している。（☞ 5.2.1）

このような曖昧な手続きを根本的にあらため、原子力規制行政として防災・避難計画を検証することを、原発の建設・運転等の許認可に際しての法律上の要件とする必要がある。規制委は新たに〈原子力防災基準〉（仮称）を定め、それに基づく〈原子力防災審査〉（仮称）に合格することを、原子力施設運

転の原子炉等規制法上の要件とすべきである。その審査は前記の〈原子力防災庁〉が担うものとする。それが〈原子力防災庁〉の平時（緊急時以外）の主な任務となる。（〈原子力防災庁〉は緊急時にのみ活動すればよい組織ではない。）

新たに制定された〈原子力防災基準〉に基づく〈原子力防災審査〉が行われ、合格と判定されるまで、原子炉の再稼働を新たに認めるべきではない。なお原子炉等規制法改定（2013 年 7 月施行）によりバックフィット制度が導入されたので、一連の審査に合格して現在運転中の原子炉も、定期検査までに停止し、〈原子力防災審査〉に合格するまで再稼働しないものとする。

この〈原子力防災審査〉は厳格に行う必要がある。残念なことに、今まで自治体から提出された「地域防災計画（原子力災害対策編）」は全く現実性がない。30 キロ圏内の住民が原発過酷事故時に効果的な避難を成功させるには、「防災・避難インフラ」（避難先、避難手段、避難・防災組織、情報の伝達・共有等）が完全な機能を果すことが不可欠である。だが周知のように福島原発事故では、「防災・避難インフラ」が地震・津波・放射能によって長時間にわたり麻痺した。今日の地域防災計画はみな、福島原発事故の教訓をほとんど真摯に受け止めていない。周辺自治体、病院や福祉施設、バスなどの輸送業者、警察、自衛隊などからの協力を得て、道路や通信などのインフラが十分に機能することをあてにした今日の防災・避難計画は、まさに絵に描いた餅というべきものである。特に危惧されるのは、要援護者（入院患者、要介護者、高齢者等）の避難である。要援護者の避難には多大なサポートが必要であり、避難先の満たすべき要件も厳しい。また避難の期間が短期間に想定されているため、それが数カ月さらには数年の長期に及んだ場合の対策についても記述がない。

もちろん国土が細長く平地が少ない日本では、道路が狭く曲がりくねったものとなるのは避けがたい。そこを自然災害が襲えば道路は寸断され人々は逃げ場を失う。道路以外の「防災・避難インフラ」も、日本では自然災害に対してきわめて脆弱となっている。自然災害と原発事故が重なる複合災害時において、住民の大量避難が困難をきわめることは誰でも容易に理解できる。あらゆる地域防災計画が机上の空論となることは必然である。すなわち、多くの被災者を置き去りにすることを前提とした防災・避難計画しか立てることができないが、そのようなものを防災計画として発表すれば国民・住民の激しい批判を招くのは必定なので、机上の空論に逃げていると考えられる。

4.5　原子力事業者の避難計画の必要性

現在、住民の原子力防災計画はあるが、原発従業員（電力会社社員、協力会社社員・従業員等）の避難計画はない。しかしどのような状況となれば、原発従業員の危険回避のための避難が必要となるかについて、何ら規定がないことは重大な問題である。周知のように福島原発事故において、２号機の格納容器破壊リスクが高まり原発従業員に危険が迫ったとき（2011 年 3 月 15 日朝）、誰が原発から避難し、誰が居残るかに関する深刻な判断を、現場関係者は強いられた（残留組はフクシマ 50 などと呼ばれた）。

そうした事態が繰り返されぬよう、緊急事態における厳格な〈緊急時避難基準〉とそれに基づく〈緊急時避難計画〉をあらかじめ作っておく必要がある。それには原発従業員のみならず防災行政組織（消防、警察、自衛隊）の緊急時作業要員（こうした人々にも原発従業員に準じた線量基準が緊急時に適用される）も含める必要がある。これについても原子力規制委員会の規制要件とし、〈原子力防災庁〉が審

査を行うべきである。なお緊急事態になってから泥縄式に線量基準をゆるめるような、福島原発事故の際に行われたことを繰り返してはならない。

いずれにせよ、原発で過酷事故が起きれば、原発従業員や防災担当者にとって戦場のような事態が現出することが福島原発事故によって実証されたのだから、それを前提とした仕組みを構築しておくべきである。ただし発電施設のような一般の産業施設が、そのように危険なものであることは認められない、というのが大方の人々の認識であると考えられる。なお被災者の避難をサポートする業務を行う国家公務員、自治体職員なども被ばくの危険にさらされるが、そうした公務員に一般人の基準（1年間に1 mSv）を超える被ばくを強要するような作業を課してよいのか、もし課すとすればいかなる条件を満たす必要があるかという問題も未解決のままである。自治体職員については自治体も判断を迫られる。（なお民間の労働者に1 mSvを超える被ばくをさせることは違法である。）

さて、原発従業員の避難を前提としたとき、原発従業員の避難と周辺住民の避難とを、どのように整合させるかという問題が生ずる。原発敷地内には定期検査時には5千人以上の従業員が集中する。定期検査時に事故が起きた場合、避難させるべき人口が2～3倍に増えることもある。福島原発事故の際にもみられたように、協力会社の従業員の大半が原発事故の初期に避難するであろう。従業員の避難が一般住民の避難と重なれば道路は大渋滞に陥る可能性がある。そうした事態を避けるため、原子力発電所内からの従業員の避難と、敷地外からの住民の避難を、統合的に進めるための仕組みが必要である。つまりオフサイトとオンサイトを統合させた防災計画が必要である。問題が発生したときに連絡を取り合うという方式が現在想定されているようだが、それはあまりにも泥縄式であり認められない。

4.6　放射線モニタリングと放射能拡散予測の重要性

放射線モニタリングと放射能拡散予測は、住民の安全を守るために最も重要な手段である。しかし福島第一原発とその周辺のモニタリングポストは、事故時にほとんど全てダウンしてしまった。福島第一原発敷地内に設置されていた8台のモニタリングポストと、各号機に接続する14台の排気塔モニターは全て使用不能となった。モニタリングポストの大半が地震動による測定器や通信機器や通信回線の故障により機能停止した。その代わりに急遽モニタリングカーによるデータ収集が行われたが、その能率はきわめて悪いものだった。しかも収集されたデータは最も汚染度の高い事故初期において秘匿され、住民避難に役立てられなかった。

また福島原発事故時、緊急時の拡散予測システムとして、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI = System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information）が、原子力災害対策特別措置法（原災法）制定以後、防災対策に運用されてきた。それは放射能の大気中濃度や被ばく線量などを、地形データ、放出源情報、気象データをもとに、スーパーコンピュータを用い迅速に予測するシステムである。このうち地形データはあらかじめ入力済みであるが、放出源情報および気象データはリアルタイムで入手する必要がある。原災法において、SPEEDIと一体的に運用すべきシステムとして位置付けられていたのが緊急時対策支援システム（ERSS = Emergency Response Support System）である。ERSSは過酷事故解析コードMAAP（☞ 1.4.2、1.6.1、1.8.2）を用いて原子炉の状態変化を予測するもので、そのデータはSPEEDIと同じく、主要関係機関および全国の原発等のオフサイトセンターに

対して常時伝送されていた。

福島原発事故の際、福島第一原発の原子炉情報が通信装置の機能停止により、東京にある ERSS のスーパーコンピュータに届かなくなったが、SPEEDI の方はシステムとしては生き残った。ERSS 機能停止により放射能拡散マップを濃度の絶対値で予測することはできなくなったが、濃度分布を描くことにより危険地帯を割り出すことはできた。さらに放出源付近（原子炉敷地内）の放射能濃度の実測値に基づく推計により、おおまかな放射能濃度の推定も可能だった。だがその情報は全く活用されることがなかった。

このように周辺住民の避難に際して、モニタリングシステムも拡散予測システムも全く役にたたなかった。幸いにも放射能雲（プルーム）の放射能濃度が、周辺住民に急性放射線障害を起こさせるような高濃度ではなかったため、システムの機能停止が多数の死者をもたらす重大な惨禍をもたらすことはなかった。しかしそれは結果論である。原子炉格納容器が大破壊を起こせば、福島原発事故を大幅に上回る放射能放出があり得た。

米国エネルギー省（DOE）による航空機モニタリング（地表面の放射性物質の蓄積状況を確認するため、航空機に高感度で大型の放射線検出器を搭載し、地上に蓄積した放射性物質からのガンマ線を広範囲かつ迅速に測定する手法）による福島第一原発周辺の汚染マップ作りも 3 月 17 日に実施されていた。だがこの汚染マップも 3 月 22 日まで公開されなかった。モニタリングカーによる汚染データを活用して作成した汚染地図の公開も大幅に遅れた。そのため無用の被ばくが住民にもたらされた。

4.7　SPEEDI 運用停止という愚かな選択

SPEEDI は原子力防災において有用な手段である。にもかかわらずその能力を発揮できなかった主要な要因のひとつは、ERSS との一体的運用によって時間的・空間的に精密な汚染地図を描くという、机上のプランとしては完璧な運用を前提としていたことである。そうした運用を改め、いかなる状況においても、その状況に応じた能力を発揮できる手段として SPEEDI を活用すべきである。

にもかかわらず規制委は 2014 年度限りで、放射能拡散予測システムを住民避難に活用しない方針を決めた。その理由について規制委・規制庁は 2015 年 3 月 4 日、原子力災害対策指針の改正に関わるパブリックコメント募集に際して、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた防護措置と SPEEDI の運用について」というスライド資料を公表した。そこには以下のような記述がある。「従来の考え方では、SPEEDI 等によって推定できるとした予測線量をもとに、各防護措置について定められた個別の線量基準に照らして、どのような防護措置を講ずべきかをその都度判断するとしていた。しかしながら、こうした防護戦略は、実際には全く機能しなかった。」このような認識に立って規制委は、SPEEDI を原子力防災のツールから外した。

だが規制委のこの判断は重大な誤りである。SPEEDI が「全く機能しなかった」のは事実であるが、その主たる原因はモニタリングシステムや ERSS の機能停止であり、SPEEDI に落ち度はない。このスライド資料には、もうひとつ以下のような奇妙な記述が含まれている。「SPEEDI 等の予測的手法によって、放射性物質の放出のタイミングや放出量、その影響の範囲が正確に予測されるとの前提に立って住民の避難を実施する等の考え方は危険であり、規制委はそのような防護戦略はとらない。予測結果が現実と異

なる可能性が常にある中で、避難行動中に放射性物質が放出した場合、かえって被ばく線量が増大する危険性がある。」

このような考え方をとる防災関係者は職務不適格である。不確実な状況の中では確率論的にベストの選択肢を選ぶのが賢明である。もちろんそれが的中しない可能性も少なからずあるが、避難者は的中することによる利益と、的中しないことによる損失を秤にかけて行動しなければならない。人の生命・健康を賭けた選択というのはそういうものである。ところが規制委は、的中しないことによる損失のみを特筆大書している。それは防災関係者として失格であるのみならず、「作為」による失敗だけは回避したいという官僚の価値観を図らずも露呈させる結果となっている。防災当局の「不作為」による国民・住民の大量被ばくは懸念の対象ではないのである。なお SPEEDI を運用するとすればそれは規制委の責任となる可能性がきわめて高いが、責任回避のために規制委はその運用停止を主張したという解釈もできる。

また住民避難はできるだけ早期に行うのが鉄則である。現在のように予防的防護措置を準備する区域（PAZ： 5 キロ圏内）の住民を先に逃がし、緊急防護措置を準備する区域（UPZ：30 キロ圏内）の住民は、居住地域が高濃度に汚染されてから避難させるという方式は、無用の住民被ばく増大を招くので即刻見直すべきである。たとえ政府が見直さなくとも国民・住民は緊急時に避難する権利があり、その権利を政府が奪うことはできない。その権利を保障するために民間の努力により、パソコンやスマートフォンなどを通して放射線データや拡散シミュレーションの予測（簡易版 SPEEDI はその有力な手段となる）を住民に提供し、それに基づき住民が自主的に避難を進めることが期待される。

4.8　原子力防災の現状（まとめ）

総括的に言えば、政府は福島原発事故の教訓を真剣に受け止めず、事故前の原子力防災体制を基本的にそのまま維持しようとしている。何も変えたくはないというのが官僚組織の習性ではあるが、大惨事を経験してもなお、何も変えたくないという方針に固執するのは、公僕として怠慢である。

第５章　規制組織の振る舞い

5.1　原子力規制委員会の判断基準、行政機関としての振る舞い

滝谷 紘一・筒井 哲郎

原子力規制委員会設置法にもとづいて規制委が発足したのは 2012 年 9 月、それから 5 年近くが経過した。同設置法の目的の中に、「原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないという認識に立って、確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定し、又は実施する事務を一元的につかさどるとともに、その委員長及び委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使する原子力規制委員会を設置し、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。」とある。この記述を踏まえながら、規制委の行政組織としてのあり方を検証する。

5.1.1　原発再稼働を可能にする新規制基準の策定と適合性審査

規制委は設置法にあるように「原子力利用における安全の確保を図ること。そのためには中立公正な立場で独立して職権を行使すること」が最大の使命である。しかし、実態としては、以下に述べるように、新規制基準の策定にあたっても（5.1.1.1）、適用にあたっても（5.1.1.2）、「安全の確保」が最優先にされておらず、また中立公正な立場が貫かれてはいない。現存の原発の再稼働を可能とするような恣意が規制委・規制庁に働いていると言わざるをえない。

5.1.1.1　新規制基準の策定における問題点

策定された新規制基準に含まれている主要な問題点を列挙すると、

a. 立地審査指針の不採用　(☞ 3.2)

b. 不確実さに満ちた過酷事故対策　(☞ 1.4)

- 追設される設備には自動作動を求めず、運転員、作業員の判断、操作への依拠を容認
- 追設される設備の動的機器には多重性を要求しない
- 可搬式設備の容認
- 水蒸気爆発リスクを伴う原子炉格納容器下部への注水設備の容認
- 水蒸気爆発の防止とガス(水素)爆発の防止に関する労働安全衛生規則違反及び一般産業界の常識を無視する対策の容認（溶融炉心の水中冷却・貯留方式と電気式水素燃焼器）(☞ 3.4)

過酷事故を想定し、その対策にあたって、これらはいずれも住民の安全確保を第一とするものではなくて、a は既存原発が過酷事故を想定した立地評価で不可とならないように、b は過酷事故対策の追加工事の費用と期間が電力会社の経営上まかなえる範囲に収まるように、周到に配慮されたものといえる。

5.1.1.2　適合性審査における問題点

新規制基準適合性審査における主要な問題点を撤去すると、以下のようになる。

a. 地震、津波、火山など自然現象に関して、事象の規模や影響を過小評価して、対応が可能とする電力会社の説明を容認（☞ 1.1、1.2）

b. 過酷事故対策に関して、次のような一連の問題（☞ 1.4、1.8）

・設備の故障、人的過誤の想定を排除

・運転員対応時間の楽観的な想定を容認

・重大事故等対策の有効性評価で、電力会社の解析コードの検証漏れの見逃し

・電力会社の解析シミュレーション結果を、クロスチェック解析による精査をせずに容認

これらの問題点の存在は、規制委による適合性審査が、あるべき厳正な審査からかけ離れていることを示している。公開された適合性審査会合の議事録、会議映像および関連資料を見ると、審査の過程で規制委・規制庁と電力会社の間でかなり細部にわたる質疑応答がなされたことは認められるが、最終的には電力会社による重大事故等対策の説明および事故シナリオとその解析シミュレーション結果を受け入れる審査結果になっている。現状の知見では様々な不明点、問題点があるにもかかわらず、旧原子力安全委員会当時の安全審査で導入されていた宿題付き設置変更許可（重要な問題に関して、運転開始までに詳細な調査検討あるいは実証試験で電力会社の主張を立証することを前提にした許可）は皆無である。

また、審査段階で中立的あるいは批判的な専門家の意見を聴取して反映する方式もとられておらず、中立公平な審査にはなっていない。審査案に対してパブリックコメントの募集は行われてきたが、寄せられた意見に対する「規制委員会の考え方」は、論点外しを行ったり、根拠を明確に示すことなく自らの判断を正当化する一方的回答に終始し、真摯に意見提出者との間で双方向的に科学的論議を深める態度をとっていない。

5.1.2　原子力規制委員会の構成メンバーの偏り

脱原子力政策大綱（2014 年版）において、最初の原子力規制委員会委員 5 人のうち 3 人が原子力事業に深く関わってきたメンバーから選ばれていることを指摘した[179]。

その後 4 年半余の間に委員 3 人の交替が行われ、2017 年 8 月現在の 5 人の委員は、田中俊一、更田豊志、田中知、石渡明、伴信彦の人達である。このうち、田中俊一氏は日本原子力研究所東海研究所所長、更田氏は日本原子力研究開発機構副部門長を務めた経歴があり、いわゆる原子力村出身である。田中知氏は東京大学大学院工学系研究科教授(システム量子工学専攻、原子力国際専攻)当時に、日本原子力学会会長、日本原子力産業協会理事(非常勤)などを務めるなど、同じく原子力村出身である。就任前直近の 3 年間に原子力事業者からの奨学寄付金も受けている。石渡氏は東北大学教授(基礎研究部門地球化学研究分野)、伴氏は東京医療保健大学教授を務め、両氏は原子力事業との深い関わりはなかったと言えよう。従って、委員 5 人のうち、3 人が原子力事業に深く関わったメンバーであることは規制委員会設立当時と変わっていない。委員任命は国会の承認事項であるが、その推薦をする政府の意向が色濃く反映されている。原子力事業推進にこだわらない中立公正な判断が保証されるように委員任命がなされるべきである。

---

[179] 前掲 『原発ゼロ社会への道』（2014）、4-9 「原子力規制組織および運営の実態」（pp.169-175）参照。あわせて『原発ゼロ社会への道 2017』(2017)、6.2.2「原子力複合体の抵抗」（pp.281-283）も参照されたい。

なお 2017 年 9 月に、5 年の任期を満了する田中俊一氏は退任し、新しい委員に山中伸介氏（大阪大学副学長）の就任が決定している。山中氏は自己申告によると直近 3 年間に核燃料加工関連の 2 社から委託、共同研究として約 400 万円を受け取っており、中立公正な姿勢が貫かれるかどうか懸念される。

5.1.3　市民への情報公開と独自の調査

規制委員会設立当初は情報公開に配慮がなされていたが、次第に原発推進側の意向に近くなり、開示資料もテロ対策や商業機密を口実に多くの図面が「白抜き」「黒塗り」になり、市民や外部の科学者・技術者などが規制審査の内容を検証することができなくなった。

2016 年に日本鋳鍛鋼製の原子炉圧力容器における炭素偏析問題でフランスの原発が多数稼働停止して出荷時の検査成績書の検証作業を行ったが、日本の原発に適用された同種の製品の検証作業において、製造業者の報告をそのまま受け入れるだけで、深く調査する姿勢に欠けていた。次第に、「規制者が虜になる」（国会事故調査委員会）状態に逆行しつつある。

5.1.4　「新規制基準の考え方」の発行

規制委員会は、2016 年 6 月に「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」という文書を策定し、その後、2 回の改訂が行われている[180]。その内容は、全国各地の住民が起こした原発運転差止、あるいは設置変更許可取消の訴訟において新規制基準についての争点になっている深層防護、共通要因故障の考え方、重大事故等対処施設、電源確保対策や使用済み燃料の貯蔵施設に関する要求事項、自然現象関係、立地審査指針などについて Q&A 形式で記載したものである。原子力規制庁はこの「考え方」についての説明資料の「本資料の活用等」という項目において、「国を当事者とする訴訟等においても必要に応じて活用していくこととしたい」と記している[181]。実際に、本文書発行以後の訴訟の場にこの文書を証拠書類として被告(電力会社)や国が提出するケースが頻繁に見受けられるようになった。

そもそも国の規制当局が国や事業者のために訴訟用の「虎の巻」を公然と提供すること自体が異常な行為である。行政機関は国民の信託を受けて公共サービスを行っているという精神そのものを逸脱している。その内容においても、既設の原発の改善を最小限の範囲にとどめて再稼働を許容する判断基準を提示する結果になっている。

国民の負託に耳をふさいで、特定の民間企業の利益を擁護する一行政機関として働くことを宣言したに等しい文書である。

---

[180] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（2016年6月29日策定、2016年8月24日、2017年11月8日改訂）　www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf

[181] 原子力規制庁「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方に関する資料の作成について（その２）」 2016年8月24日 同日の規制委員会配布資料6-1　www.nsr.go.jp/data/000161481.pdf

5.2　検査制度の見直し

筒井 哲郎

5.2.1　検査制度見直しに係わる炉規法改正

検査制度見直しに係わる原子炉等規制法（炉規法）改正案が、2017 年 4 月 7 日に参議院本会議で可決・成立した。改正法の柱となる検査制度の見直しは、1 年半後をめどに試運用に入る。それを目指して、原子力規制庁が中心となって、規則やガイド類の試運用版を作成する[182]。

今回の改正により、これまで原子力規制委員会が行ってきた「使用前検査」が「使用前事業者検査等」に、「定期安全管理検査」が「定期事業者検査」になる。現在規定されている「原子力規制委員会が行う審査を受けなければならない」という要求事項が削除される。

今回の改正に際して、2016 年 1 月に IAEA（国際原子力機関）による IRRS (IAEA が加盟国に提供する「総合規制評価サービス」という外部評価)が行われた。その原子力規制委員会に対する「総合規制評価」では、「緊急時活動レベルという概念は、原子力規制委員会の原子力災害対策指針（原災指針）及び日本電気協会規程の中で詳細に示されているが、より高次の法制度（例えば原子力災害対策特別措置法（原災法）あるいは炉規法）においては一貫した適用がなされていない」と指摘している。つまり、「緊急時（第 5 層の格納容器が破損した場合）」に市民が避難したりヨウ素剤を服用したりして被害を最小化する対策を含めて、一貫した対策を政府と事業者が一貫して実施するように規制委員会が法律で規定しなければ、実効性のある「緊急時活動」を実現できない、というのが IAEA の思想なのだが、日本の原子力規制委員会は原子力プラントの中の規制だけを対象にしており、周辺の市民の避難や防災行動の実施を切り離して地方自治体に押し付けていて、一貫した防災対策がとられていないことに IAEA は懸念を表明している。

同評価（IRSS）では、「原子力施設周辺の緊急時計画区域内の公衆に対する情報の提供に許認可取得者が準備段階で参加していることを検証する手続き」を策定すべきだと勧告しているが、今回の炉規法改正では反映していない。ここにいう「情報提供」には、当然避難訓練の実効性を確実にするために、放射能の発生源からの一貫した情報伝達の仕組みを構築し、継続的に訓練を繰り返すことも求められている。

国際機関は公衆参加を勧告しているが、それを国内法へ反映させることは未だになされていない。ICRP 勧告 109「緊急時被ばく状況における人々の防護のための委員会勧告の適用」において、「緊急時被ばく状況に対する準備」として、「計画のすべての側面において、関係のステークホルダーと協議することが不可欠である。そうでなければ、対応中に計画を実行することはさらに困難になるであろう。防護戦略全体とこれを構成する個々の防護措置は、可能な限り、被ばくまたは影響を受ける可能性のあるすべての人々と連携して取り組み、合意を得るべきである。このような取り組みが、初期に最もリスクが高い人々の防護に焦点を当てると同時に、住民が〝通常の〞生活様式に戻る過程にも焦点を当てた緊急時計画を支援することになろう」としているが、この「公衆参加」に関する国内法への取入れはいつのことか不明である。

IAEA の報告書「原子力問題におけるステークホルダーの参加（Stakeholder Involvement in Nuclear Is-

182 「改正炉規法　1年半後に試運用」『電気新聞』2017年4月13日

sues)」においては、「客観的なステークホルダーとのコミュニケーションは、原子力施設の安全に役立つ」とか、「原子力問題におけるステークホルダーの積極的な関与は安全における実質的な改善をもたらす」、また「ステークホルダーから課題と懸念を突き付けられた事業者と規制当局は、従前の決定を根本から問い直さなければならないだろう」と述べている。このような考え方が国内法に適用する動きもまったく見られない。

これらの乖離をIAEAが知らないわけではない。IRRS評価チームの苦しい事情をIAEA報告書の片隅に漏らしている。曰く「IRRSチームは、発電用原子炉施設近傍に公衆情報センターがあり、同センターに公衆が立ち寄って、発電用原子炉施設にかかわる様々な事項に関する情報を入手できると聞いた。しかし、事業者がこうした活動を確実に行うよう、原子力規制委員会が確認する仕組みはない[183]。」

5.2.2　検査の隠ぺいに陥りやすい誘惑

今回の炉規法改正は、従来規制当局が担当していた現場検査を廃して、事業者の一元的検査にゆだねようとするものであるが（規制当局は書類審査を主とする）、検査結果の信頼性は事業者の自主的なコンプライアンスに負うところが大きい。しかるに、過去の実績は芳しいものではない。定期検査等で欠陥が発見された場合に、運転に入ることができず、検査結果を隠ぺいして経済的利益を得ようとする近視眼的誘惑が大きいからだ。

過去の定期検査結果において、欠陥が見出されたにもかかわらずそれが隠ぺいされた最大の事件は、福島第一における原子炉内部部品（蒸気乾燥器やシュラウドなど）のひび割れ隠ぺい事件であった。1986年、ＧＥの検査技術者ケイ・スガオカ氏が、蒸気乾燥器の取り付けが180度逆向きであったこととクラックが多数存在することを報告したが、取り付け方向間違いの記述の削除とひび割れのビデオの消去を東電から求められて、その時は従った。スガオカ氏は2000年にシュラウドと再循環配管のひび割れを通産省へ内部告発した。同氏が告発したのは2件だけであったが、その後の調査で福島と新潟の3原発であわせて29件のトラブル隠しが判明した[184]。当時の原子力安全・保安院が東電となれ合いになって、事実を知った後も隠ぺいに加担したことは周知の通りである。

これらのことがらが行われる強い動機は、原発の稼働率を上げたいという経営上の理由が挙げられる。また、原発の安全を誇大に見せたいという動機も強い。

そして規制当局は、いわゆる「維持基準」を制定するなどして、検査基準の緩和に力を入れてきた[185]。

5.2.3　情報公開に向けた当事者の職業意識

上記の東電の事例をみると、東電の職員100人近くが隠蔽の指示など事情を知っていたことが判明している[186]。一連の隠ぺい事例のうち、外部の弁護士等による調査団が調査したケースは、1991年と1992年の定期検査の際に、格納容器漏洩試験において、計装用圧縮空気（IA）を継続的に注入したという不正行為である。この行為を指示した東電の管理職９名は処分を受けたと報告されているが、実作業は日立製作所の担当者がその指示を受けて行ったことが記載されている[187]。当然多くの関係者が協力しなけ

183 「日本への総合規制評価サービス（IRRS）ミッション」IAEA原子力安全・セキュリティ局、2016年1月10～22日（仮訳）、p.89　www.nsr.go.jp/data/000148263.pdf
184 原子力資料情報室（2002）『検証　東電原発トラブル隠し』岩波書店（岩波ブックレット）
185 もっかい事故調（2016）「日本の原子力安全を評価する」『科学』86(6) (2016) p.610
186 前掲『検証　東電原発トラブル隠し』（2002） p.31

れば、このような行為は実行できない。

実務上重要なのは、現場で直接に検査に立ち会う技術者たちである。その担当者の信頼性を現実化する手段は、検査報告書にそれぞれの担当者の署名をさせてその検査報告書をインターネットで公開することである。米国の原子力規制委員会（NRC）のホームページにはびっしりと検査報告書の URL が記載されており、それをクリックすると、規制側、事業者側の立ち会った全員の氏名が記載された報告書がダウンロードできる。

現在、各種の設計資料（新規制基準適合性審査用の書類や工事計画審査資料など）はどれも、作成者・照査者・承認者の名前や日付が無くて、フィクションのレベルである。この問題に関する「もっかい事故調」の分析から、要点を以下に引用する。

> 「安全文化の要素の一つに、「個人的な責任遂行義務（PA, Personal Accountability）」がある。これは、自分の過失が自分の損失として降りかかってきても仕方がないという意味の「自己責任」とはまったく異なり、自分の過失が原因で社会に迷惑をかけたときには社会に対してその償いをしなければならないという意味であり、それだけの覚悟をもって自分の業務を遂行しなければならないという意味でもある。（中略）日本において、署名が黒塗りされた解析書や検査記録が公開されることがあるが、その価値はフィクションと同程度のものとなる。PA を覚悟して作った文書の署名が、黒塗りにされなければならない理由があるはずはなく、黒塗りは、そのクレディビリティ[188]の低さを意味するからである。米国の NRC が公開している文書でも、そのようなものはまず見かけない。」[189]

これは、電力会社の社員だけではなく、協力会社社員、メーカー社員、検査会社社員、規制庁職員も含めて、検査関係者全員に要求するべきことである。

5.2.4　公益通報制度の有効化

よく知られているトラブル隠蔽事例は、上記のスガオカ氏の場合のほかに、試運転中事実を記録に残そうとした検査官、藤原節男氏が、その記録を改ざんするように上司から指示され、それを拒否したために職場で不利な処遇をされた事件である。同氏は日本原子力学会倫理委員会（会長北村正晴氏：当時）に通報したがもみ消され、結局内部通報者になった[190]。

現在は、原子力規制委員会が、その中に「原子力施設安全情報申告調査委員会」を設けて、内部通報の受け皿となっている。けれども、委員 8 名のうち 4 名の大学教授はいわゆる原子力ムラの人たちである。これでは従来と変わりがない。

---

[187] 東京電力社外調査団（2002）「原子炉格納容器漏洩率検査に係る問題についての調査結果」2002年12月、 p.18、 p.26など　www.tepco.co.jp/cc/press/betu02_j/images/1211c.pdf

[188] 引用者訳：信用度、真実性

[189] 前掲 「日本の原子力安全を評価する」p.609

[190] 藤原節男（2012）『原子力ドンキホーテ』ぜんにち、p.21、筒井哲郎「原子力村に横行する利益相反」『世界』2012年4月号、 p.179

5.2.5　検査技術上の限界と検査計画

5.2.5.1　故障原因究明の困難

2016 年 7 月の伊方 3 号機の始動試験において、1 次系冷却水循環ポンプのメカニカルシールからの水漏れが発生し、その原因調査結果が発表された。格納容器の耐圧検査の際に比較的大きな外圧がかかってメカニカルシールに付属した O-Ring が噛み込み、そのことによって始動回転時にメカニカルシール本体を傾かせてしまったと説明された。しかし、圧力が軸対称にかかる場所で円環状の O-Ring が傾くという説明には疑念が残る[191]。

それに対して、原子力規制庁の検査員の見解が発表されていない。電力会社の一方的な報告書が発表されているだけである。トラブルであればなおさら原子力規制庁の検査官が詳細な検査をして納得いく説明をしなければならない。

トラブル究明のために、現場に長時間留まるためには、被ばくの蓄積が短期間で起こるという現実に応じた組織上の検査官増員やローテーションが必要である。そのような実戦的な改善が必要である。

5.2.5.2　検査対象選定の困難

2004 年 8 月 9 日、関西電力美浜 3 号機の 2 次系冷却水配管が破断して、140℃の熱水と水蒸気が噴き出し、定期検査の準備作業をしていた作業員のうち、4 人が水蒸気の直撃を受けて即死、7 人が全身やけどを負い重傷となった。そのうちの一人は 2 週間後に死亡した。

原因は、炭素鋼製の直径 560mm、肉厚 10mm の配管の流量計オリフィス設置部（流路を小口径の穴で絞った部分）で、渦流によるエロージョンが発生し、配管の厚みが 1.4mm にまで減肉していたためである。この原発では、蒸気配管のうち、このようなオリフィスを挿入している箇所を点検リストに記載して定期検査の際に減肉の度合いを検査していた。そのリスト作成は関西電力が三菱重工業に依頼していたが、三菱重工業は当初（1990 年）42 件の記載漏れを起こした。その後 1996 年に 10 ヶ所の修正を施したスケルトン図を関西電力に移管したが、依然として 32 カ所の記載漏れがあり、当該箇所もその漏れに含まれていた。2003 年に関西電力のグループ会社である日本アームが当該部位の登録漏れであることを発見し、関西電力に次回の点検箇所リストに含めることを同年 11 月に提案した。そして、関西電力は 2004 年の点検対象に含めることを計画した。事故時にこの周辺で作業していたのは、その準備作業のためと考えられる。結果として、当該部位は 27 年間点検漏れの状態で、破断事故に至ったものである[192]。

5.2.5.3　検査計画の検証

いうまでもなく、原発の検査というのは、上記のような事故を起こさないために行うのであって、ただ単に形式的に決められた溶接検査などを機械的に行えばよいわけではない。それには、規制当局が検査計画の検証に深く関与することが必要である。

上記の事例から、検査計画についてふたつの問題点が見えてくる。

---

191 四国電力「伊方発電所3号機1次冷却材ポンプ3Bの第3シール部のリークオフ流量増加について」 2016年7月19日
www.nsr.go.jp/data/000159773.pdf

192 関西電力「美浜発電所 3 号機事故について」のQ＆Aに、その経緯を記した一覧表がある。
www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/m3jiko/qa/q2.html

a. 検査ポイントの選択は無数の劣化ポイントの中から選択される。その中から重篤な劣化が予想されるポイントを選ぶ必要があり、それを間違いなく行うためには、建設時の納入機器・資材の弱点、建設工事における施工結果の弱点、および運転中に発生する外力や腐食などによる弱点を知悉している必要がある。それらの無数の劣化ポイントの中から、優先する劣化ポイントを的確に漏れなく選択しなければならない。

b. 建設結果の完成図面が、正確に作成され、原図がつねに最新の状態に更新されていなければ、そもそも適正な検査計画の作成が不可能である。そして、日本の原発建設実務においては、元請会社が最終的に正確な完成図面を作成しているのか疑わしい。この事例では、定期点検の計画書作成に際して正確な完成図書がなかったとしか言いようがない。かつ、上記の事実関係記載表を見ると、それにもかかわらず関西電力も三菱重工業もまともな確認をしておらず、1996 年以後に計画業務を移管された日本アームも登録漏れを関西電力に報告していない。どの会社も計画能力および責任意識に欠けている。

上記のような状態が日本の原発プラント管理の現状と考えなければならない。たとえ管理状態が正常であっても、1 次および 2 次冷却材など、高温高圧の熱水や水蒸気を通す負荷の大きい配管系の検査計画を確認するプレ・インスペクション・ミーティングにおいて規制当局者が、机上だけではなくて、現場でラインチェックおよび検査箇所確認に立ち会うことが当然である。

炉規法の改正によって、今後規制当局は、事業者の検査報告書を審査するという手続きになる。しかし、検査に先立つ「検査計画書」の立案の段階で、規制当局が深く検証しなければ意味がない。現状では、真に必要な検査が何かという追求がおろそかになる恐れがある。

5.2.6 ステークホルダーへの説明責任

国会議員会館などにおいて、原子力規制庁の職員が国会議員や市民たちと話し合いを行うときに、言葉をすり替えて直接的に応答しないことが多い。そして、説明役の上級職公務員は技術の専門家ではなく、技術上の問題に通じていないことが多いが、そのことは職務怠慢とは評価されない。たとえば、福島第一原発事故直後の状況説明のスポークスマンに、技術系職員を退けて、文科系の西山英彦氏を充てた事例を思い出せばよい。このような露骨な人事が市民の不信を高めている。けれども未だにこの種の意図的な断絶は改められていない。

ステークホルダーたる市民との間の透明性なくして、原子力安全はありえない。

5.3 不明瞭な安全目標と鹿児島地裁の事実誤認

滝谷 紘一

原子力規制委員会は安全目標について合意、決定したと表明しているが、内容が不明瞭である。決定過程における意見公募はなく、具体的に決められたことを記載した公式文書は発行されておらず、多様

な意見の聴取・反映と説明責任及び公知義務を果たしていない。川内原発１・２号機の稼働差止仮処分決定申立訴訟において、鹿児島地方裁判所が申立てを却下した決定文には、規制委員会が決定したとする安全目標と新規制基準の関係について明らかな事実誤認の記述があり、合理性を欠いた決定であった。

5.3.1　原子力規制委員会における安全目標の検討経緯

5.3.1.1　安全目標と新規制基準の関係

規制委員会は、安全目標を策定する議論を規制委員会の場で 2013 年 2 月 20 日から開始し、4 月 10 日に安全目標の合意、決定を行ったとしている。決定された安全目標の要点は規制委員会資料「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」[193]の中の「§2　2−6　安全目標と新規制基準の関係」の「2（2）原子力規制委員会での安全目標の議論」にまとめられている。主要部を以下に転記する。

> 安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規則を進めていく上で達成を目指す目標である。
> 平成 18 年までに原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われていた
> ・炉心損傷頻度について「10^{-4}／年程度」
> ・格納容器機能喪失頻度について「10^{-5}／年程度」
> といった検討結果は、原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。
> ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時のセシウム 137 の放出量が 100 テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は、テロ等によるものを除き 100 万炉年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきであることを追加するべきである。
> そして、原子炉等規制法によるバックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、現状では安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用するべきものである。
> なお、平成 25 年 3 月 6 日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残された論点（例えば、新設炉と既設炉で目標値を分けるべきか否かなど）に関する議論を含め、安全目標に関する議論は、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていくものとする。

この内容を検証すると、次項以下で詳述するとおり、不明瞭で不可解な点がある。とりわけ問題なのが、「安全目標」そのものの不明瞭さ（☞ 5.3.1.2）とそれについてパブリックコメントが実施されていない不可解さ（☞ 5.3.1.3）である。

---

[193] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（2016年6月29日策定、2016年8月24日、2017年11月8日改訂）　www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf

5.3.1.2　決定された安全目標の内容が不明瞭

2013 年度第 2 回規制委員会の議事録[194]によると、安全目標についての議題についての論議の終わりに、田中俊一委員長は

> この簡単な 1 枚紙ですけれども、この合意を是非うまく生かして、今後の安全の向上を図っていきたいと思います。もしよろしければ、これで委員会の決定としたいと思います。

と述べた（議事録 p.21）。ここでいう「 1 枚紙」[195]の記載内容は、前項（5.3.1.1）で引用した安全目標の要点のとおりである。

問題点の一つは、安全目標として何と何が合意、決定されたのかが不明瞭なことである。「一枚紙」に記載された安全委員会安全目標専門部会での検討結果は、「安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。」とされていることから、規制委での議論の出発点の位置づけであり、議論の結果として決定されたものとは読み難いが、もし安全目標を具体的に決定したのだとすれば、その内容を明記した公式文書を発行すべきである。未だにそれがなされていないことは、行政機関としての説明責任と公知義務を欠いている。

何が具体的に決められたのかを問うために、以下に、安全委員会安全目標専門部会での検討の推移と検討結果の要点をまとめる。

2003 年 12 月に取りまとめられた「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」[196]において、安全目標案として以下が提示された。

> ・定性的目標案：原子力利用活動に伴って放射線の放射や原子力施設から放出される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。
> ・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。

この提示を受けて、2004 年 7 月に同専門部会のもとに性能目標検討分科会が設置され、施設が安全目標に適合しているかを判断する目安となる水準、例えば、重大な炉心損傷が発生する確率や大量の放射性物質が放出される事象が発生する確率等を性能目標とすることについての調査審議が行われた。

その結果、発電炉の性能目標の定量的な指標値として、

---

194 原子力規制委員会議事録（2013年4月10日） www.nsr.go.jp/data/000047854.pdf
195 原子力規制庁「安全目標に関し前回委員会(平成25年4月3日)までに議論された主な事項」（2013年4月10日） www.nsr.go.jp/data/000047444.pdf
196 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」（2003年12月） www.nsr.go.jp/data/000047321.pdf

指標値１．炉心損傷頻度 (CDF)[197] ：　10^{-4}／年程度

指標値２．格納容器機能喪失頻度 (CFF)[198] ：　10^{-5}／年程度

を定義し、両方が同時に満足されることを適用の条件とすることが提示された[199]。

しかし、安全委員会は上記の安全目標と性能目標の指標値を正式に決定することなく年月が経過し、2011 年 3 月に福島原発事故が発生した。福島原発事故の反省・教訓として規制組織の見直しがあり、2012 年 9 月に、安全委員会は規制委員会に改組された。

規制委員会が決定したとする安全目標の内容に、上記の「定性的目標案」と「定量的目標案」、そしてその性能指標の「指標値１」と「指標値２」のすべてが入っているのかどうかが、公式文書が発行されていないので不明瞭である。この点を規制委員会は明らかにし、安全目標が決定されたのであれば、決定文書を作成し公知すべきである。

5.3.1.3　安全目標の決定には意見公募をすべきである

規制委員会の「規制基準の考え方」[1]の「§２　２−６　２ (3)　新規制基準と安全目標の関係について」には、次の記述がある。

> 原子力規制委員会は、安全目標は、基準ではなく規制を進めていく上で達成を目指す目標であると位置付けた。そして、原子炉等規制法の改正により新設された 43 条の 3 の 29（発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価）により、発電用原子炉設置者は施設定期検査終了後 6 ケ月以内に自ら、安全性向上のための評価を実施し、その結果を規制委員会に届け出ることとなる。この安全性向上のための評価には、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度及びセシウム 137 の放出量が 100 テラベクレルを超えるような事故の発生頻度の評価が含まれており、原子力規制委員会は安全目標を参考にこの評価結果を踏まえ、必要な場合には、規制基準等の見直しを行い、発電用原子炉設置者に対策をさせることとなる。
>
> こうした安全目標を参考とする取組により、発電用原子炉施設の安全性について継続的な向上を図ることができる。

ここで明記されていることは、安全目標は、既設炉の設置者が実施して届け出る「安全性の向上のための評価」の結果を、規制委が検討する際の参考とする位置づけである。従って、安全目標は、法規面では規制委員会内規に相当すると考えられ、行政手続法に基づく意見公募（パブリックコメント）の対象からは外れるとしても、法律にもとづく規制活動の実施に係る重要な指標である。これまで規制に関する審査ガイド、評価ガイドなど種々の内規に関して規制委が意見公募を行ってきていることを踏まえると、安全目標の決定にあたっても意見公募がなされて当然であり、安全目標に関する意見公募が実施されていないことは不可解である。意見公募を回避したことは、規制委員会の独断的決定との誹りを免れない。

---

197 CDF：Core Damage Frequency

198 CFF：Containment Failure Frequency

199 原子力安全委員会安全目標専門部会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について――安全目標案に対応する性能目標について――」（2006年3月28日） www.nsr.go.jp/data/000047322.pdf

5.3.2　鹿児島地裁「川内原発仮処分却下」決定における事実誤認

2015 年 4 月 22 日に鹿児島地方裁判所（前田郁勝裁判長）は、住民が申し立てた九州電力川内原発１・２号機稼働差止仮処分申立を却下した。その判決の決定文[200]の中で、安全目標に触れた記述があり、それを検証すると、以下に述べる事実に反する認識がなされている。

決定文にある問題点は、「第 4　当裁判所の判断」の中の次の①～④の箇所にある。（なお、箇条書き表記と西暦の年表示は本論述の便宜上筆者によるものである。各文末の［　］内は決定文の掲載頁を示す。）

① 規制委員会は、2013 年 4 月、原子力施設の規制を進めて行く上で達成を目指す目標である「安全目標」を定めており、その具体的な内容は、2006 年までに原子力安全委員会安全目標専門部会で検討された安全目標案（原子炉施設の性能目標について、炉心損傷頻度が 10^{-4}／年程度に、格納容器機能喪失頻度が 10^{-5}／年程度に抑制されるべきであるとするもの。）を基礎とし、さらに事故時におけるセシウム 137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度を 10^{-6}／年程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く。）ことを加えるものであった。［84 頁］

② 上記の安全目標のうち、周辺住民の健康被害につながる放射性物質の放出量に関する安全目標がとりわけ重要なものになる（以下において「安全目標」という場合は、セシウム 137 の放出量に関する上記安全目標のことを指す。）。［85 頁］
(中略)　この安全目標が達成される場合には、健康被害につながる程度の放射性物質の放出を伴うような重大事故発生の危険性を社会通念上無視し得る程度に小さなものに保つことができると解するのが相当である。

③ なお、規制委員会は 2013 年 7 月 8 日までに新規制基準及び各種審査基準を制定・策定しているところ、安全目標は、上記のとおり、規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標とされているのであるから、新規制基準の内容や各種審査基準の整備も、この安全目標を踏まえたものであると解される。［86 頁］

④ 本件原子炉施設については、確率論的安全評価によってどこまで適正に安全性を評価できるかという点で一定の限界があるもののその評価手法に基づいて算定された基準地震動 Ss の年超過確率が 10^{-4}／年～10^{-5}／年程度とされていること、耐震安全上の余裕の確保、多重防護の考え方に基づく安全確保対策、福島第一原発事故における事故を踏まえた重大事故対策等が実施された結果、厳しい重大事故を想定しても環境に放出されるセシウム 137 の放出量が 7 日間で約 5.6TBq（事故後 100 日間で約 6.3TBq）にとどまることなどを考えると、安全目標が求める安全性の値を考慮しても、本件原子炉に係る基準地震動 Ss の策定及び耐震安全性の評価に不合理な点があるとは認められない。［157～158 頁］

---

[200] 鹿児島地方裁判所「平成26年（ヨ）第36号　川内原発稼働等差止仮処分申立事件　決定」 2015年4月22日 www.cnic.jp/files/20150422_ketteibun.pdf

上記の①～④について、不正確あるいは事実に反する認識が含まれていることを以下に指摘する。

①の中に「安全目標専門部会で検討された安全目標案を基礎とし、」とあるが、5.3.1.2 で述べたとおり規制委員会資料によると「(安全目標専門部会の) 検討結果は安全目標を議論する上に十分な議論の基礎となるものと考えられる」ことを決めたのであって、議論の結果として炉心損傷頻度と格納容器機能喪失頻度の各値を安全目標専門部会の提示値通りに決めたわけではない。裁判所の認識は規制委員会資料と齟齬をきたしていて不正確である。

②の中で裁判所は「セシウム 137 の放出量に関する安全目標が達成される場合には、健康被害につながる程度の放射性物質の放出を伴うような危険性を社会通念上無視し得る程度に小さなものに保つことができる」と解しているが、これは科学的事実に反している認識である。その理由は、周辺住民の放射線被ばくによる健康被害については、放射性の希ガスやよう素も重大な影響を及ぼすおそれがあり、これらの放出量をセシウム 137 の放出量で代表させることはできないからである。具体例として、過酷事故時にフィルターベントにより格納容器からのセシウム 137 の放出を相当量抑制できる場合でも、気体である希ガスはフィルタを素通りするのでその放出量の抑制は不可能である。原子炉内に存在した希ガスが環境に大量放出されると、それを含んだ放射性雲が通過する地域の周辺住民はガンマ線による外部被ばくにより深刻な健康被害を受けることになる。具体的な被ばく線量の試算例[201]では、通常運転中に原子炉内に蓄積された希ガスの全量が放出された場合、原発敷地境界近くの住民は急性放射線障害が生じるおそれのある数千～数万mSv の範囲（敷地条件、気象条件などに依存)の全身被ばく線量を受ける。

③における「新規制基準の内容や各種審査基準の整備も、この安全目標を踏まえたものであると解される。」との記述は事実に反した認識である。その理由は、時期的に新規制基準及び各種審査基準が実質的に策定された後に、安全目標についての検討が開始されているからである。

時系列で説明すると、2012 年 10 月 25 日に規制委員会のもとに専門有識者を委員にした「新規制基準に関する検討チーム」が発足して新規制基準の議論が開始され、「基準骨子案」が 2013 年 1 月 21 日にとりまとめられて 2 月 8 日に意見公募にかけられた。この「基準骨子案」が新規制基準を実質的に形づくるものとなった。規制委員会が新規制基準を決定したのは同年 6 月 19 日であるが、その内容は「基準骨子案」をもとにして行政機関の規則としての様式の整えと文章、用語など一部の手直しをしただけである。一方、安全目標に関しては規制委員会の場で 2013 年 2 月 20 日から検討が開始され、同年 4 月 10 日に議論の基礎となる事項が合意、決定されたのである。新規制基準策定において安全目標を踏まえることはなく、事実として、新規制基準に関する検討チームの会合の中で安全目標を踏まえた論議は何らなされていない。また、2013 年 7 月 8 日から開始された新規制基準適合性審査においても安全目標を踏まえた審議は何もなされていない。安全目標は 5.3.1.3 で引用した規制委の「規制基準の考え方」に明記されているように、定期検査終了後 6 ケ月以内に実施される「安全性の向上のための評価」の参考として位置づけられている。従って、「新規制基準の内容や各種審査基準の整備も、この安全目標を踏まえたものであると解される。」とする裁判所の見解は事実に反している。

④の中で裁判所は「厳しい重大事故を想定しても環境に放出されるセシウム 137 の放出量が 7 日間で

[201] 滝谷紘一（2013）「立地評価をしない原子力規制の新基準 ― 公衆被ばく線量を公知せず立地不適格を避けているのではないか」『科学』83(6) pp.615-619

約 5.6TBq（事故後 100 日間で約 6.3TBq）にとどまることなどを考えると、安全目標が求める安全性の値を考慮しても、本件原子炉に係る基準地震動 Ss の策定及び耐震安全性の評価に不合理な点があるとは認められない。」と記述していることにも、事実に反する認識が含まれている。それは、九州電力が川内原発 1 ・ 2 号機の設置変更許可申請書の中の「格納容器破損防止対策の有効性評価」で示しているセシウム 137 の放出量の評価値（7 日間で約 5.6TBq）を、安全目標が求める安全性の値と関連付けて裁判所が考えていることである。安全目標に追加すべき項目として規制委員会が決めた「セシウム 137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に 1 回程度を超えないこと」では、発生頻度を問題にしているのであり、九州電力は新規制基準適合性審査において 100TBq を超えるような事故の発生頻度については何も示していない。従って、7 日間で約 5.6TBq という放出量値は、安全目標が求める安全性の値（100TBq を超えるような事故の発生頻度）とは何の関係もない。それにもかかわらず、裁判所がこの放出量値を安全目標に関係づけて考えて、「本件原子炉に係る基準地震動 Ss の策定及び耐震安全性の評価に不合理な点があるとは認められない。」としていることは、論理的妥当性のない判断である。

付言すれば、炉心が溶融し、格納容器が破損してセシウム 137 の放出量が 100TBq を超えるような過酷事故の発生頻度については、設計基準を超える巨大地震を含む外部事象の寄与が支配的になる可能性がある。川内原発 1 ・ 2 号機では、基準地震動の年超過確率を 10^{-4}～10^{-5} 程度[202]としており、これは 100 万炉年に 1 回（10^{-6}／年）程度を 10～100 倍ほど上回っていることから明らかなように、安全目標を達成しているかどうかの判断には、設計基準を超える地震動に着目したリスク評価を踏まえることが不可欠である。

[202] 原子力規制委員会「九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」 2014年9月10日

第 6 章　原発に関わるリスク評価の虚妄

後藤 政志

6.1　安全を追求する権利

6.1.1　絶対安全神話からゼロリスク批判へ

原発の安全性を巡っては、福島第一原発事故後、原発推進論者から、原発に絶対的な安全を求める意見を言う人々に対して「ゼロリスク論者」というレッテルをはり、「原発に絶対安全を求めるのは非科学的である」と言った喧伝が少なからずあった。元々、原子力を推進してきた政府（とりわけ経産省）や電力会社は、柏崎刈羽原発が新潟県中越沖地震で設計上の想定を大幅に上回る大きな揺れにより火災を起こした時も、日本の原発は地震に強く、絶対に安全であるかのように強調していた。福島原発事故以後は、さすがにこのような主張は聞かれなくなったが、日が経つにつれて「原発が絶対安全と言ってきたことは間違っていた。そのことはお詫びする」とした上で、「しかしながら、世の中に絶対安全などないでしょう」、「例えば、帰りに交通事故で死ぬこともあり得るので、原発だけが特に危ないとするのは間違っている」として「ゼロリスク論批判」が言われるようになってきた。確かに絶対安全な航空機も自動車もない。人間が作ったものに絶対安全なものはないことは当然であろう。人々はこれらを全面否定せず、注意して使っている。しかし、原発を航空機や自動車と比較しようとした場合、どのように考えることができるのだろうか。

6.1.2　安全とは何か

さまざまな基準等で安全の定義があるが、国際基本安全規格（ISO/IEC GUIDE 51:2014）によれば安全とは「許容できないリスクがないこと」としている。それでは、許容できないかどうかということをだれが決めるかと言えば、当然そのリスクを受ける可能性がある人間ひとりひとりである。原発が安全かどうかは、その有用性とは関係なしに、まずは単純に原発自体が安全かどうかで判断すべきである。原発のように大規模な事故が想定される技術の安全に関する問題は、安易に他の利益があるからといって許容してはならない。許容できないリスクを他の利益と相殺つまりトレードオフしようとしても、不可能であると言うこともできる。エネルギー選択や経済性あるいはそれ以外の社会的な有用性などは、安全性の問題とは同一平面で考えることはできない。

6.1.3　ものづくりの基本：壊れにくく、ミスをしにくい設計

原発の安全設計目標は、「核反応を止める」、「原子炉を冷やす」、「放射性物質を閉じ込める」ということになるが、どのようなシステムも機器の故障や人為的ミスが避けられない。そのため、故障しにくいように、また、ミスを起こしにくいように設計する努力がなされる。しかし、安全装置の機器故障を防ぐことが難しいため、安全装置を多重化することによって安全装置が故障する確率を減らす。同時に、何らかの原因で安全装置が複数台同時に壊れることを防ぐため、仕組みの多様化、場所の分離、系統の独立性を確保する。人為的ミスを防ぐために、誤った操作をしてもそれを受け付けないようにし、ミスをしても極力システムに悪影響を及ぼさないような仕組みにする[203]。しかし、複雑なシステムでは、それ

[203] このような仕組みを「フールプルーフ」という。

でも事故を絶対的に防ぐことは難しい。なぜなら原発の制御対象である核燃料は、非常に短時間に連鎖反応が進み、ひとつ間違うと核暴走に至る恐れがあるからである。基本は、様々な条件の中でも核反応が進むと自動的に反応を抑制するような仕組みにすることが重要である[204]。ただし、核反応を進める因子と抑制する因子は種々あって、それぞれの因子が複雑に関係するため、その制御には細心の注意が必要である。チェルノブイリ原発では、制御棒の仕組みに欠陥があったため、制御棒を挿入していく過程で核反応を促進してしまうことになったとされている。また、低出力で運転していると不安定な状態になり暴走するという設計上の危険もあった。

6.1.4　安全装置を解除した状態で起きる事故

BWR では、核反応を止めるための制御棒を原子炉の下から入れているため、万一にも制御棒が脱落するようなことがあってはならない。しかしながら、日本では 1978 年から 2005 年までの間に、停止中に 20 回もの制御棒脱落や誤挿入のトラブル（同時に 1 本から 34 本）があり、そのうち 2 回は「臨界」に達している[205]。しかも、それらのトラブルの多くは 2007 年まで公表さえされていなかった。制御棒の脱落はきわめて危険であるから、通常は制御棒を回転させて爪が掛かる状態にして、押し上げる力がなくなっても脱落しない仕組みにしている。しかしながら、制御棒を挿入しようとする時には爪を外すが、たまたまその状態で機械の故障やミスで制御棒を引抜く方向に力がかかってしまったり、自重を支える力が抜けてしまったりすると制御棒は脱落してしまう。つまり、どのような脱落防止装置も、装置を動かすためには脱落防止装置を外さざるを得ず、その瞬間に誤った方向の力（機械的か人為的かを問わず）が加わると脱落してしまうことが起こりうるのである[206]。また、制御棒が完全に回転しきれず、爪が部分的にひっかかってロックされた状態になっている場合に、制御棒を引き抜く力がかかると、爪が不安定に引っかかっているため、制御棒が少し回転してロック機構が外れてしまう可能性もある。

6.1.5　確率的安全から確定的安全へ

一定期間に発生する故障の頻度を故障率といい、故障率が小さいことを信頼性が高いという。一般に信頼性が高く、故障しにくい装置は安全だと思われる傾向にある。しかし、それは必ずしも正しくない。故障には、安全側の故障と危険側の故障がある。

たとえば、車のブレーキが故障して効かなくなると、それは「危険側故障」で事故につながる。例えその装置が故障しにくい信頼性の高いものであっても、スイッチを入れて電流を流すことでブレーキを作動させる装置であれば、やがて劣化が進んで、ある確率で故障することになり、その時には安全は確保できない。図 25 の左図のシステムでは、ボタンを押すことで回路に電流が流れ、コイルの電磁石の力でブレーキがかかる仕組みになっている[207]。故障しない時には良いが、構成する電気回路の部品点数が増えると故障頻度が大きくなり、部品の故障率に応じて事故を起こす可能性が高くなる。これを「確率的安全」という。

これに対して、図 25 の右図のシステムでは、常時コイルに電流を流して、電磁石の力で持ち上げて、

---

204 このような自動的に暴走を抑制する性質を「自己制御性」という。

205 日本弁護士連合会「原子力発電所の制御棒脱落事故隠蔽問題に関する意見書」2007年8月23日

206 「制御棒引き抜け事象調査委員会　機構解明WG報告」原子力学会2007年秋

207 佐藤国仁（2001）「国際安全規格の動向と安全確認型システムの概要」『ESPEC技術情報』27（2001年10月）の図 1 「制動装置」を改修。

ブレーキがはずれるようにしておく[208]。ボタンを押すと電流が切れて、重錘の重みでブレーキがかかるように設計する。部品点数が増えるにしたがって故障率は増えるが、部品の故障は電流を切ることになるので、自動的にブレーキがかかり止まることになる。故障すると止まってしまうが、その度に安全装置としてブレーキが確実に効くことになる。こうした設計を「確定的安全」[209]といっている。機械装置はできる限りこうした「確定的安全」に作りこむことが重要である。

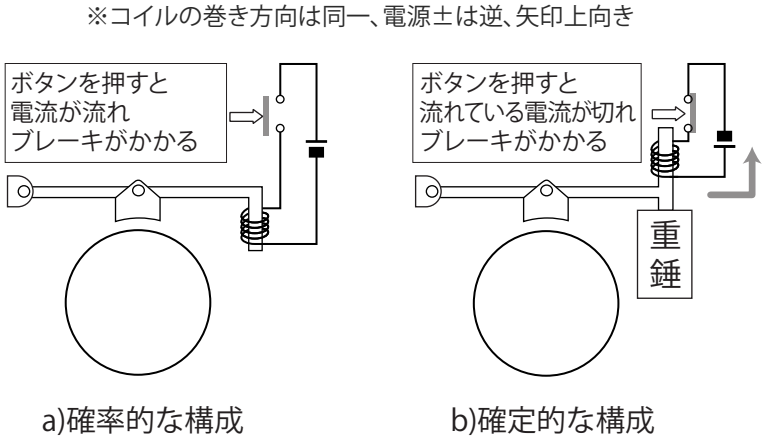


図 25　「確率的安全」と「確定的安全」

出典：　佐藤（2001）をもとに作成【脚註 207】

ブレーキのような安全装置はエネルギーが高い状態つまり電流が流れている状態でブレーキを外しておき、エネルギーレベルが低い（電流が流れていない）状態でブレーキが効くようにすると、故障や人為的なミスでエネルギーレベルが落ちた時にも安全に止まることになる。ただし、ここでいう「確定的安全」の例も、あくまで設計思想の違いを示すことが目的で、この電気回路上の故障のみを対象としている。例えば、ブレーキそのものが故障して動かない等、あらゆる故障を完璧にカバーしているものではない。その意味で、厳密には『絶対安全な仕組み』が存在するわけではない。にもかかわらず、仕組みとして「確定的安全」と「確率的安全」の違いは決定的に重要である。「確率的安全」と「確定的安全」という決定的に異なる設計思想があることを知らないで、あるいは無視して、「世の中に絶対安全などない」と主張し、本来やるべき安全の作り込みを怠ってきたのが原発である。

6.1.6　能動的安全と受動的安全

前項の確率的安全／確定的安全と似たような対の概念として、「能動的安全」（アクティブ・セーフティ）と「受動的安全」（パッシブ・セーフティ）がある。従来の原発の設計は、大半が動力に頼る「能動的安全」を基本にしており、それが故に外部電源喪失時に冷却が困難になった。ウェスティング・ハウ

[208] 前註に同じ。
[209] 佐藤国仁（2001）「国際安全規格の動向と安全確認型システムの概要」『ESPEC技術情報』27（2001年10月）

スの AP1000 という炉型やアレバの EPR という次世代型の原子炉は、動力に頼らない受動的安全系を備えている。

EPR の場合の過酷事故対策としては、炉心溶融を起こした時に、水蒸気爆発を回避しつつ溶融デブリを冷却するコアキャッチャーを備えている。AP1000 は原子炉の外側に水を張って（IVR：in vessel retention ）冷却し、原子炉圧力容器の溶融貫通（メルトスルー）を防ぐ設計になっており、冷却系統も、動力に頼らず格納容器上部のタンクから水を重力で落として冷却する安全設計が取り入れられている。

このように受動的安全とは、動力を使わずに、重力や圧縮ガス等により必要な状況になると自動的に安全装置が作動することをいう。さらに、AP1000、EPR ともに、航空機落下に対して耐えられるよう格納容器を二重化する等の対策もしている。両者とも、これですべての過酷事故対策が解決したというわけではないが、少なくとも現在の日本国内の原発よりははるかに安全性を重視したものであることには違いない[210]。

こうした新規プラントの国際的な安全設計は、福島原発事故以前から試みられてきたもので、日本とは対照的である。日本における新規制基準の対策は、「できることだけをやる」、「対策が難しい問題は、発生確率が小さいとして無視する」、「小手先だけの対策はするが、過酷事故対策は、基本的に人海戦術に頼る」ことにしている。これで事故を収束できるかどうかはきわめて疑わしい。日本の原発も事故が発生した時には、一定時間何もしなくてもプラントの状態が悪化しないような仕組みにしないといけない。新規制基準だけでは、福島原発事故のような事故進展を防ぎ得ない。

安倍総理大臣をはじめとする日本の政府関係者が繰り返し強調する「世界最高水準」とは何を指しているのだろうか？

6.2　原発事故のリスクと確率論的リスク評価の手法

6.2.1　原発事故のリスクとは

異なる事故を比較する場合、何らかの定量化を行う必要があるが、その定量化する指標をリスクという概念で表す。事故のリスクは、〔被害の大きさ〕と〔発生頻度〕に依存するとされ、一般には〔被害の大きさ〕×〔発生頻度〕として表すことが多い。

それでは、〔被害の大きさ〕はどのようにして定量化できるのか。死傷者の数か避難者数か。避難したくてもできなかった人の数は？　土地の汚染の程度は？　地下水の汚染はどう定量化できるのか？　経済的損失はいくらか？　これらの諸要素を考えると、そもそも〔被害の大きさ〕そのものが曖昧である。

他方、〔発生頻度〕は、炉心溶融や放射性物質の大量放出について、1 年間 1 基の原子炉を運転した時に発生する頻度として表す。具体的には、10^{-1}／炉年（＝10 炉年に一度）とか 10^{-4}／炉年（＝1 万炉年に一度）と表すことができる。しかしながら、地震や津波、火山の噴火などの自然現象について〔発生頻度〕を予測するには多くの不確かさがある。

地震で言えば、そのメカニズムと地球表面の地殻の移動量などの観測データから〔発生頻度〕を推定するが、そもそも影響する因子が地殻の移動量だけとは限らない。地殻の移動によるひずみが一定値に

---

210 前掲 『原発ゼロ社会への道』（2014）4-7「新規制基準は「世界最高水準」には程遠い」 pp.160-164 参照。

達すると、地殻（岩盤）の破壊現象としての地震が起きるが、破壊面の方向や広さは一義的に決まるものではなく、そのひずみ値自体が相当バラツキの大きなものである。したがって、そうした物理的なメカニズムによる推測だけではなく、過去の地震のデータを元に〔発生頻度〕を統計的に推定することが重要になる。

とはいえ、発生頻度の少ない地震のデータから推測する場合には、推測しようとする期間より一桁あるいはそれ以上長期にわたるデータが必要である。1 万年に 1 回という頻度の地震をデータで検証するには、10 万年あるいは 100 万年にわたるデータが必要であるが、地震観測が始まってから数百年しか経っていないことから、そのような長期にわたるデータがあるはずがない。したがって、過去の限られた地震動の記録と、地盤の動きや過去の地震の記録と見做される活断層や地盤の特性等を調査し、推測するしかない。

現実には、1995 年の兵庫県南部地震（阪神・淡路大震災）以来、2004 年の新潟県中越地震、2007 年新潟県中越沖地震と大きな地震が続き、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震という日本観測史上最大の地震が起きた。そして、2016 年 4 月の熊本地震では、最大震度 7 を記録する地震が 2 回も繰り返した(☞ 1 .1.3)。熊本地震では、熊本市から阿蘇山を経て大分県までの広範囲を震源とする余震が頻発し、かつてなかったほど長期に渡り大きな揺れを繰り返し、かつ震源が浅かったこともあり、甚大な被害が発生した。こうして次々と過去に経験のない地震が起こってきたことを考えても、津波も含めて自然現象が持つ現象面の不確定性は避けられない。

さらにその発生頻度を正確な数字で議論しようとすることに無理がある。地震学者も、各電力会社が決める基準地震動を超える可能性つまり超過確率（原子力学会 2007 年）が

> 年あたり、10^{-4} から 10^{-5}/年、場所によっては 10^{-5} から 10^{-6}/年となっており、1 万年から 10 万年、場所によって 100 万年に一回の非常に稀な現象とされていたが、実際には過去 10 年間に 4 回も基準地震動を越えていることは考えがたい。

として、

> 見直し後の基準地震動も、実際の超過確率はせいぜい 1000 年から 100 年に一度程度しかないのではないか

と危惧している[211]。さらに、原発事故は、地震や津波などの自然現象の発生をきっかけに機器や配管の損傷や機能喪失が起こり、事故に進展していく可能性を考慮しなければならない。原発事故のリスクは、放射性物質の拡散による事故の〔被害の大きさ〕とその〔発生頻度〕の双方において、きわめて大きな不確実性を持つものなのである。

6.2.2　確率論的リスク評価（PRA）という手法

前項は地震や津波による自然現象を起因事象（きっかけ）とする事故の話であるが、その他にも航空機落下や人為的な攻撃など、外部からの影響で原発事故に至る可能性がある。また原発事故は、機器や

211 浜田信生（2013）「原発の基準地震動と超過確率」『日本地震学会ニュースレター』25(3)

配管の損傷や制御系のトラブルなど、内部事象[212]がきっかけでも起こる。内部事象により起きたトラブルが人のミス（ヒューマンファクターという）や事態の進展によって次々に起こる様々な機能不全が重なり、やがて炉心溶融等の過酷事故（重大事故と呼んでいる）に至る場合もある。

原発事故においては、起因のいかんに関わらず、大規模なプラントシステムとして、制御棒による核反応停止の失敗や、建屋・配管や格納容器および機器の破損から、緊急炉心冷却系の機能喪失が発生すれば、原子炉が空焚きとなり炉心溶融へと進み、やがて格納容器破損あるいは格納容器ベントという格納容器機能の喪失へと進展していくことが予測される。事故防止の成否はそれをどこで阻止できるかにかかっている。こうした事故の進展は装置自体が複雑であると同時に、事故の進展経路も無数に考えられ、人の介在もあるため不確かさが極めて大きい。

そこで、事故の進展を極力客観的に評価する目的で、確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）という手法が用いられている。炉心溶融までの評価を「レベル 1 PRA」といい、直接的には炉心損傷頻度（Core Damage Frequency、CDF）を求めることになる。その先の、格納容器機能喪失に伴う放射性物質の放出までの評価を「レベル 2 PRA」といい、現在は「レベル 1.5 PRA」として、格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency、CFF）を求めることにしている。その上で、敷地外部への放射性物質の放出による放射線被ばくや汚染の拡散までの評価を「レベル 3 PRA」と定義している。

福島原発事故以前は、自然現象である地震 PRA は、手法の研究は続けられていたが確立してはいなかった[213]。福島原発事故以降は、原子力学会を中心に「地震 PRA」とさらに「津波 PRA」として解析手法が整備され、使用され始めた。また、「プラント停止時 PRA」も整備され、現在は、出力運転時、停止時、地震、津波のレベル 1 PRA が一応でき上がっている。実運用されているのは「レベル 1 PRA」から「レベル 1.5 PRA」までで、それ以降の評価は今のところ実施されていない。

6.2.3　イベントツリー・アナリシス（ETA）とフォールトツリー・アナリシス（FTA）

PRA の評価手法の核は、イベントツリー・アナリシス（Event Tree Analysis、ETA）およびフォールトツリー・アナリシス（Fault Tree Analysis、FTA）である。これらは、複雑な現象を論理的に展開し、発生頻度を定量化する方法として工夫されているものである。これらの手法を簡潔にイベントツリー（ET）およびフォールトツリー（AT）とも言い、図 26 に示すように組み合わせて使うことが多い。

ET（A）では、起因事象の発生頻度 F_I を求めておき、事象の進展を各段階の成功と失敗に振り分ける。例えば、原子炉停止に失敗した場合は、F_I に別途求めてある原子炉停止の失敗確率 P_A を掛けて I_A（炉心損傷）の発生頻度を求める。原子炉停止に成功した時には、原子炉冷却（直接的には ECCS の作動）の成功・失敗にわけ、F_I に原子炉冷却の失敗確率 P_B を掛けて I_B（炉心損傷）の発生頻度を求める。同様に原子炉冷却後、長期にわたる崩壊熱の除去の成功・失敗の確率から、各炉心損傷頻度を求める。すべての事故シーケンスに成功した場合に「安全停止」が実現する。このように、時間軸に沿って各イベント（原子炉停止や原子炉冷却など）の成功・失敗に展開し、それに後述する FT（A）で求めた失敗の確率を入れて、すべての炉心損傷への事故シーケンスのパスの確率を積算することで全炉心損傷発生頻度 CDF を求めることができる。

---

[212] 事故に進展する可能性のあるプラント内部の機器類の故障や人的過誤を意味する。地震や津波、火山、航空機落下などの外部事象に対して、それ以外を内部事象とみることもできる。

[213] 地震PRAは津波PRAに比べると研究が先行していて、2007年には原子力学会で地震PRAの実施基準がまとめられていた。

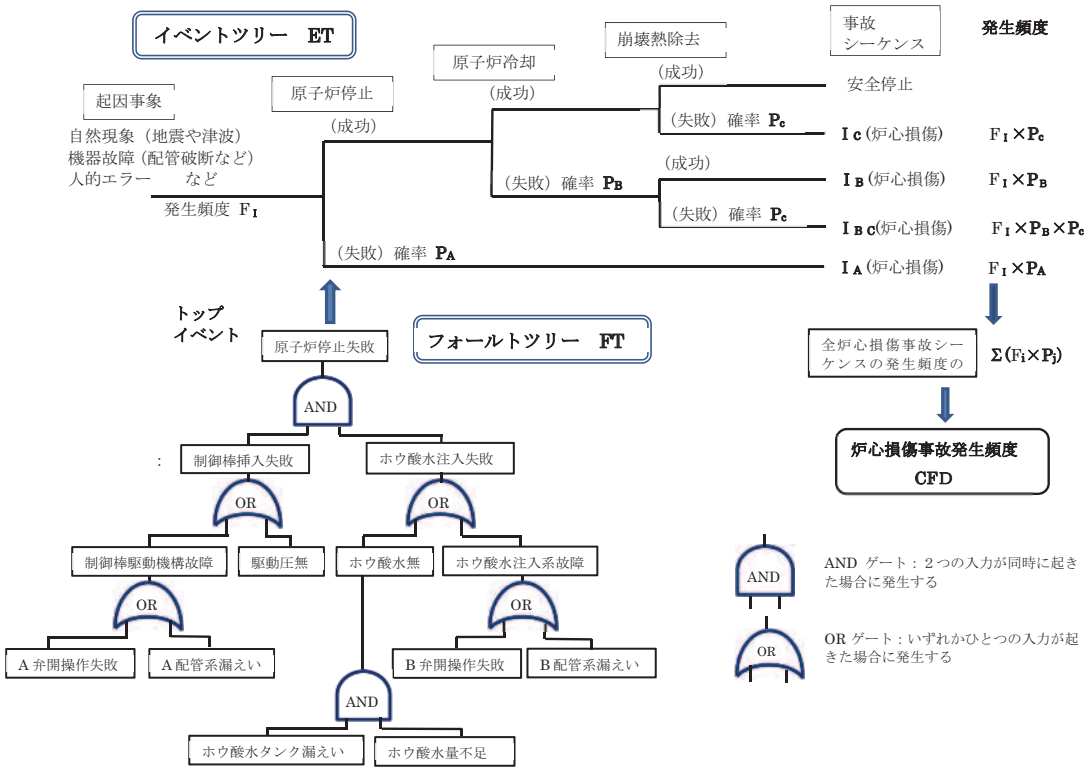


図 26　イベントツリー（ET）およびフォールトツリー（FT）

図版作成：　後藤政志

他方 FT（A）は、トップ事象（トップイベント）に例えば原子炉停止失敗をおき、論理的に原子炉停止に失敗する可能性がある「制御棒挿入失敗」と「ホウ酸水注入失敗」を考える。両方とも失敗した場合に原子炉停止失敗に至るので、ここでは、「AND ゲート」で表す。次に「制御棒挿入失敗」が発生する要因として「制御棒駆動機構故障」と「駆動圧無」を抽出し、両者のいずれかひとつが発生すると「制御棒挿入失敗」に至るとして「OR ゲート」で表す。同様に「制御棒駆動機構故障」を展開し、「A 弁開操作失敗」と「A 配管漏えい」を「OR ゲート」で結びつける。こうして、次々と失敗の要因を展開し、最後に一番下の機器の故障率と操作の失敗確率を入力して、トップイベントである「原子炉停止失敗」の確率 P_A を求める。このトップイベントの失敗確率をイベントツリー（ET）の入力とする。

つまり、時間軸に沿った成功・失敗の連鎖としての ET（A）を展開し、成功・失敗の分岐における失敗をトップイベントとして抽出する。失敗の原因を論理的に抽出する FT（A）を用いて分岐における失敗確率を求め、ET（A）に代入することで、事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を求め、すべての事故シーケンスから、理論上、全炉心損傷事故発生頻度（CDF）を求めることができる。

6.2.4　PRA の歴史

米国では、1946 年に原子力委員会 AEC（Atomic Energy Commission）が設置され、軽水炉の開発と安全性研究の後、1973 年に WASH-1250 という報告書が PRA の促進のために発表された。この段階で、

すでに多重防護・深層防護による安全設計思想と設計基準事故評価やALARA（as low as reasonably achievable：合理的に達成可能な範囲で低くする）概念による放射線被ばくを50μSv／炉年に制限すること、および便益とリスクに関する基本的な考え方、事故の発生確率が議論されていた。

1975年にラスムッセン報告（WASH-1400）が確率論的リスク評価PRAとして公表され、事故の発生確率や放射能の放出量と化学形態および公衆の放射線による身体影響などが示された。その後1978年にNRC内で構成されたルイス委員会は、ラスムッセン報告の基本的な評価手法は認めつつ、リスクの定量的絶対値は不確実性が多く信頼できないとした。ただし、相対的評価に意味があるとした。

そして1979年3月にスリーマイル島原発事故（TMI事故）が発生する。TMI事故では、加圧器逃がし安全弁が開固着（開いたままの故障）して小口径配管相当の小LOCAが起きたが、大LOCAよりも起き易いことがラスムッセン報告で指摘されていた。TMI事故を受けて過酷事故に関する研究が盛んになった。1986年には、旧ソ連のウクライナでチェルノブイリ原発事故が発生し、ヨーロッパが広域にわたって汚染された。1990年12月米国で「NUREG-1150最終報告書」が刊行された。同報告書では、米国内の炉型の異なる5基の原発[214]について確率論的リスク評価（PRA）を適用している。

表8　確率論的リスク評価の歴史

1973年	WASH-1250　米国AEC　PRAの促進
1975年	WASH-1400「ラスムッセン報告」
1978年	ルイス委員会がWASH-1400を再評価
1979年	米国スリーマイル島原発事故
1986年	旧ソ連チェルノブイリ原発事故
1987年	NUREG-1150ドラフト報告　代表的5プラントを評価
1990年	NUREG-1150最終報告

日本では、確率論的リスク評価をまがりなりにも進めてきたが、プラント名を出して、きちんとした形で公表してこなかった。新規制基準による再稼働を巡る適合性審査においてPRAを一部実施しはじめているが、外部事象の評価方法、共通要因故障、人為的ミスの扱い、外部からの攻撃、システム相互間の独立性、適用する故障率データ、結果の上限下限の評価方法と妥当性などによって結果に大きなばらつきが発生するためである。結局、PRAはその絶対値を評価するにはあまりに不確定性が大きいゆえに「評価結果は極度に個々のプラントに依存している」、「炉心損傷確率あるいはリスク評価の定量的な結果は、類似の設備を持ち、設計・建設者が同一であったとしても、他のプラントには適用できないこともある」と指摘されている[215]。

[214] サリー原発（PWR、3ループ、低圧格納容器）、ザイオン原発（PWR、4ループ、大型ドライ格納容器）、セコイア原発（PWR、アイスコンデンサー型格納容器）、ピーチボトム原発（BWR、MARK-Ⅰ格納容器）、グランドガルフ原発（BWR、MARK-Ⅲ格納容器）

[215] 佐藤一男（2006）『改訂 原子力安全の論理』日刊工業新聞社 p.278を要約

6.2.5　日本における安全目標

日本では電力会社とメーカーおよび原子力研究開発機構等の研究機関が中心になって代表的なプラントのレベル 1 PRA が検討された。他方、規制の立場として原子力安全委員会は 1987 年に共通問題懇談会で検討を行い、1990 年に重大な炉心損傷頻度 CDF が 10^{-5}／炉年以下と評価した。CDF が米国より小さい結果となったのは、日本では外部電源と非常用ディーゼル発電機の信頼性が高いことが要因であった。さらにレベル 2PRA では 10^{-6}／炉年以下となった。しかし、これらは内部事象を中心にしたもので、外部事象は除外されていた。原子力安全委員会は、2001 年に安全目標専門部会を設置して安全目標の検討をはじめ、2003 年に中間とりまとめを実施した。そこで、事業者が達成すべき安全目標案を下記のように示した[216]。

- 定性的目標は公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意に増加させない水準に抑制すること
- 定量的目標は原子炉施設の事故に起因する被ばくによる施設周辺の公衆個人の急性死亡リスクが 10^{-6}／炉年程度を超えないように抑制すること、及び事故に起因する放射線被ばくによるがんにより施設からある範囲の個人平均死亡リスクが 10^{-6}／炉年程度を超えないように抑制されること

そして、内部事象と外部事象の安全目標への適合性の判断の目安を原子力施設の性能目標とした。その指標として、①炉心損傷、②格納容器機能喪失、③早期格納容器機能喪失、④大規模放出などがあるが、施設を代表して定量化できる①と②だけを性能目標とした。具体的に、指標 I として、①炉心損傷頻度 CDF が 10^{-4}／炉年程度、指標Ⅱとして、②格納容器機能喪失頻度 CFF が 10^{-5}／炉年程度とした。なお、考慮すべき事項として、複数立地の影響、地震等自然現象に伴う不確かさの考慮や外部事象の PRA 技術の向上があげられている。

ここで大きな問題は、③早期格納容器機能喪失と④大規模放出を除外していることである。その背景には、両者は発生頻度が小さいという評価があるように思われるが、早期格納容器機能喪失というのは、高圧で原子炉が破壊する格納容器雰囲気直接加熱や水素爆発、水蒸気爆発のほか、水蒸気や非凝縮ガスによる格納容器過圧破損以外の格納容器破壊モードを意味し、エネルギーの大きな爆発的現象が多い。また、放射性物質の大規模放出は、格納容器フィルターベントの故障や格納容器の隔離弁が開いたまま故障する格納容器バイパスあるいは格納容器早期破損に伴うケースも考えられる。いずれにしろ、片方で CDF や CFF を計算しておきながら、発生確率の小さい現象を無視することで格納容器の健全性を担保したことにしようとしていることが、きわめて無理な論理展開である。福島原発事故を考えれば、たとえば BWR 型格納容器の建屋内で立て続けに水素爆発が発生することを予見できなかったことをどう見ているのか？　建屋内水素爆発の発生確率はどれほどと見做されていたのか再確認してみれば、確率が小さいとして無視することの問題は明らかであろう。

さらに、炉心損傷確率を安全目標にする時に、「日本では地震・津波が多いが内部事象による炉心損傷確率が米国よりも小さく、日米の炉心損傷確率は米国に比べて十分低い」と言った議論がされている。し

[216] 成合英樹（2016）「原子力発電プラントの安全目標」『学術の動向』21(3) pp.39-43

かし、事故の被害の影響を比較するには、日本と米国の国土の差や人口密度を考慮する必要がある仮に日米で同じ規模の事故が起きた時、集団被ばく量や汚染の範囲、経済的損失など影響の程度は圧倒的に日本の方が厳しい。ともすると日本は自らの頭で考えないで、米国の安全目標の都合がよい部分だけをそのまま引き写しにしたりする傾向がある。

6.3　原発の安全性が担保されていない理由

6.3.1　炉心溶融に伴って破損するような格納容器に意味はあるか

チェルノブイリ原発事故に際して、チェルノブイリ原発のような RBMK 型原子炉（黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉、いわゆるチャンネル炉）には格納容器が設置されていない（つまり、格納容器をもつ日本の原発ではチェルノブイリのような事故は起きない）と日本の原子力工学者たちは主張したが、日本の原発の格納容器は、福島原発事故で明らかになったように、最終的には格納容器ベントを強いられ、状況によっては大規模に破壊する可能性もあった。福島第一原発 2 号機の格納容器は明らかに破損しているが、原因は分かっていない。格納容器があるから大丈夫だというのは幻想にすぎない。

国内の原発について、各電力会社が行った PRA の結果をみると、例えば BWR マーク Ⅱ 型の東海第二

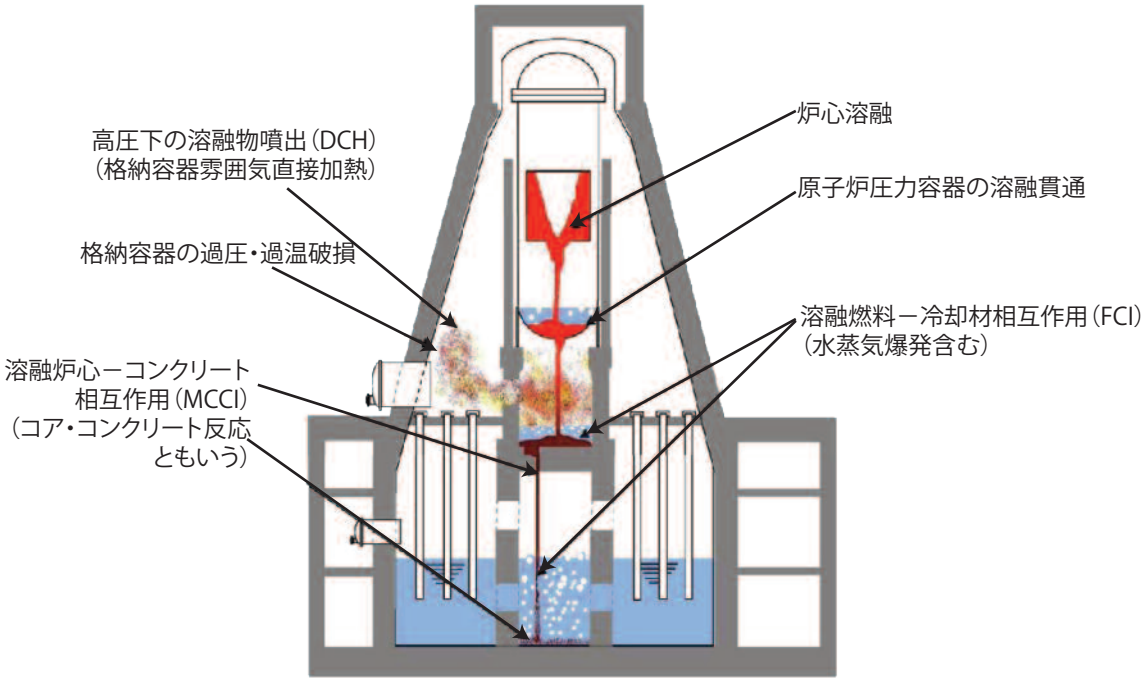


図 27　炉心損傷後のマーク Ⅱ 型格納容器内の溶融デブリの移行経路

出典：　東海第二原発審査資料（2014 年 9 月）に加筆して作成【脚註 217】

（☞ 図 27）[217]では、炉心損傷頻度 CFD が 3.6×10^{-5}／炉年に対して、格納容器破損頻度 CFF はまったく同じ 3.6×10^{-5}／炉年であり[218]、これは崩壊熱除去失敗（TW、TBW）による格納容器先行破損（炉心溶融前に格納容器破損）が事故シーケンスの大半を占めるためである。また、同じく BWR マーク I 改良型の女川 2 号[219]でも、CDF と CFF は同じ 5.5×10^{-5}／炉年で、ここでも格納容器は過酷事故に対してまったく役に立っていない。他方 PWR を見ると、伊方 3 号[220]、玄海 3・4 号[221]、泊 3 号[222]ともに、CDF が 2.2～2.3×10^{-4}／炉年に対して、CFF は 2.1×10^{-4}／炉年と炉心損傷した場合には、約 95％の割合で格納容器破損に至る。つまり、BWR も PWR も過去の事故を考えると、格納容器はほとんど存在価値がないことになる。

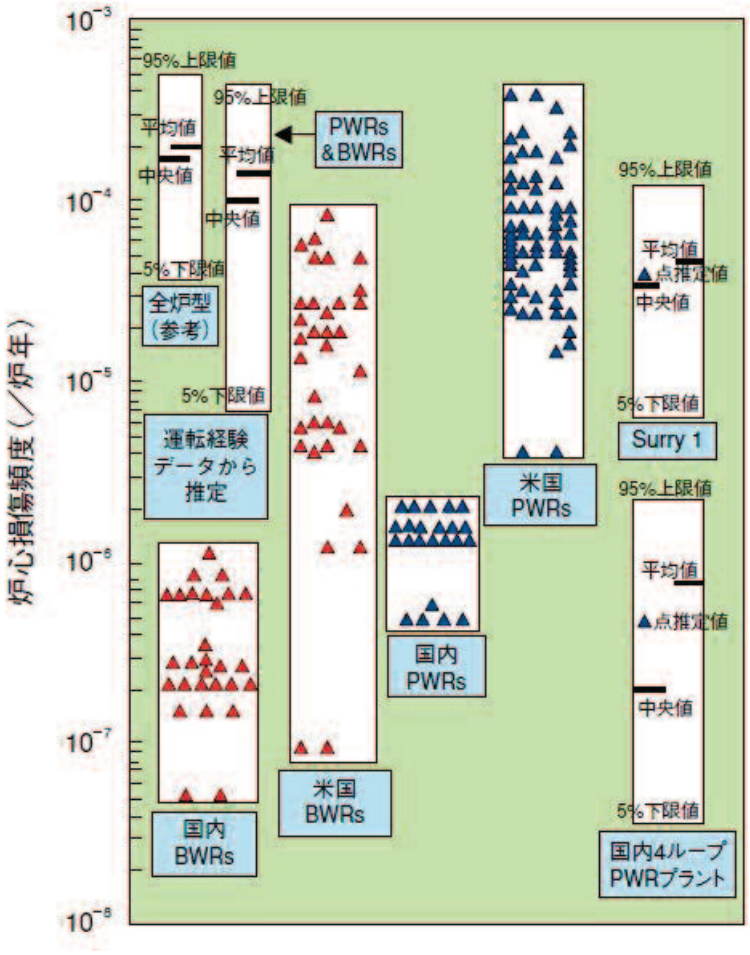


図 28　日本と米国の個別プラント評価（炉心損傷頻度）比較

出典：　嶋田（2002）【脚註 223】

---

217 日本原子力発電株式会社（2014）「東海第二発電所　確率論的リスク評価（PRA）について（内部事象出力運転時レベル1.5PRA）」資料2- 4（平成26年9月）www.nsr.go.jp/data/000035967.pdf　のp.4.1.1-54、第4.1.1.1-1 図「格納容器の形状及び溶融デブリの移動経路の概略」に加筆修正して、本章の図27とした。

218 日本原子力発電株式会社（2014）「東海第二発電所 確率論的リスク評価（PRA）について」 平成26年9月 資料2-1 www.nsr.go.jp/data/000035964.pdf

219 東北電力株式会社（2015）「女川原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」平成27年7月 資料1-1-2 www.nsr.go.jp/data/000112857.pdf

220 四国電力株式会社（2013）「伊方発電所3号機　確率論的リスク評価（PRA）について　補足説明資料」 平成25年12月 資料3-2-3 www.nsr.go.jp/data/000034915.pdf

221 九州電力株式会社（2013）「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉　確率論的リスク評価（PRA）について」 平成25年12月 資料2-2-2 www.nsr.go.jp/data/000034908.pdf

222 北海道電力株式会社（2013）「泊発電所3号機　確率論的リスク評価（PAR）について」 平成25年12月 資料1-1 www.nsr.go.jp/data/000034879.pdf

なお、PRA の絶対値を詳細に議論しても始まらないが、傾向として PWR は福島原発事故を起こした BWR に比べて 1 桁近く炉心損傷頻度が大きいことは注視しておく必要がある（☞ 図 28）。なぜなら、PWR を採用している電力事業者の中には、福島原発事故について、「PWR は福島のような事故を起こす可能性は小さい」とする見解も時々聞かれるが、そもそも最初に炉心損傷事故を起こしたのは米国スリーマイル原発であり、PWR ではなかったのか。図 28 の日本および米国の全個別プラント評価の PRA の結果[223]をみる限り、むしろ PWR の方が炉心溶融を起こし易いと見做せる。また、この解析結果の傾向は米国 NRC が 1975 年に代表的な 5 プラントの確率論的リスク評価として実施した NUREG－1150（☞ 6.2.4）でも同様である。

6.3.2　フィルターベントは有効か

格納容器は放射性物質の拡散を防ぐ最後の砦とされているが、BWR 型の場合は事故時に圧力抑制プールが機能しない事態になったり、長期的には海水冷却系つまり原子炉の熱を格納容器を経て海に捨てる最終ヒートシンクと呼ばれる機能が失われれば、格納容器の圧力・温度が上昇し、やがて格納容器過圧破損・過温破損に至る。PWR 型では、圧力抑制プールはないため格納容器の体積が BWR の 5 倍から 10 倍近く大きいが、それでも最終ヒートシンクがなければ、時間の問題でやがて格納容器過圧破損・過温破損に至る。

こうした格納容器の過圧・過温破損は、格納容器の最も代表的な破壊モード（壊れ方）であり、福島原発事故でも格納容器の過圧が進行し、格納容器から放射性物質と共に水蒸気やガスを放出する格納容器ベントを実施せざるを得なくなった。BWR は格納容器ベントに際して圧力抑制プール水を通して放出（これをウェットウェルベントという）すれば一定程度放射性物質を除去できるが、圧力抑制プールの水温が上がってしまったり、バルブ操作ができないか、あるいは故障してしまえば、圧力抑制プールを介することなく格納容器ベント（これをドライウェルベントという）をせざるを得なくなる。福島でもドライエウェルベントが行われた。

このような事態に備えて新規制基準では格納容器ベントラインにフィルターを付けて放射性物質の除去と抑制することを義務づけた。フィルターベントは、ヨーロッパでは 1990 年代から導入されており、遅まきながらではあるが設置する方向で動いている。それでは、フィルターベントを付ければベントに際して放射性物質の放出が抑制され、避難の必要がなくなるのか。

図 29 に東海第二原発のフィルターベント装置の概念図を示す[224]。フィルターは水プールによるものと、金属フィルターの 2 種類のものが組み込まれているが、前者は水位と水温を制御し、この系統に必然的に流れ込んでくる大量の水素の処理装置も必要であり、極めて複雑なシステムである。金属フィルターも長時間の使用には交換が必要であろう。ベントラインもフィルターベント系と従来の耐圧ベント

---

223 嶋田善夫 (2002)「加圧水型原子炉に対するレベル1PSAの不確実さの収束性と不確実さに寄与する重要要因の解析」、原子力安全システム研究所『INSS JOURNAL』Vol.9: pp.58-66（ www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2002_9J058_066.pdf ）の図 5「世界の原子力発電所運転経験データ(PWRs & BWRsおよび全炉型(参考データ))、米国108基の個別プラント評価、国内51基の個別プラント評価、Surry1号機、国内4ループPWRプラントの炉心損傷頻度90%信頼区間比較」。嶋田の典拠データは、米国NRCの“NUREG-1560”（米国内108基の個別プラント評価）と第54回原子力安全委員会臨時会議 2001年8月2日 添付資料「PSA結果一覧」に掲載された日本国内51基の個別プラント評価。

224 日本原子力発電株式会社（2017）「東海第二発電所　重大事故等対処設備について」資料2-1-3 平成29年6月 p. 167（3.5-29）、第3.5-3図「格納容器圧力逃がし装置系統概要図」 www.nsr.go.jp/data/000192490.pdf

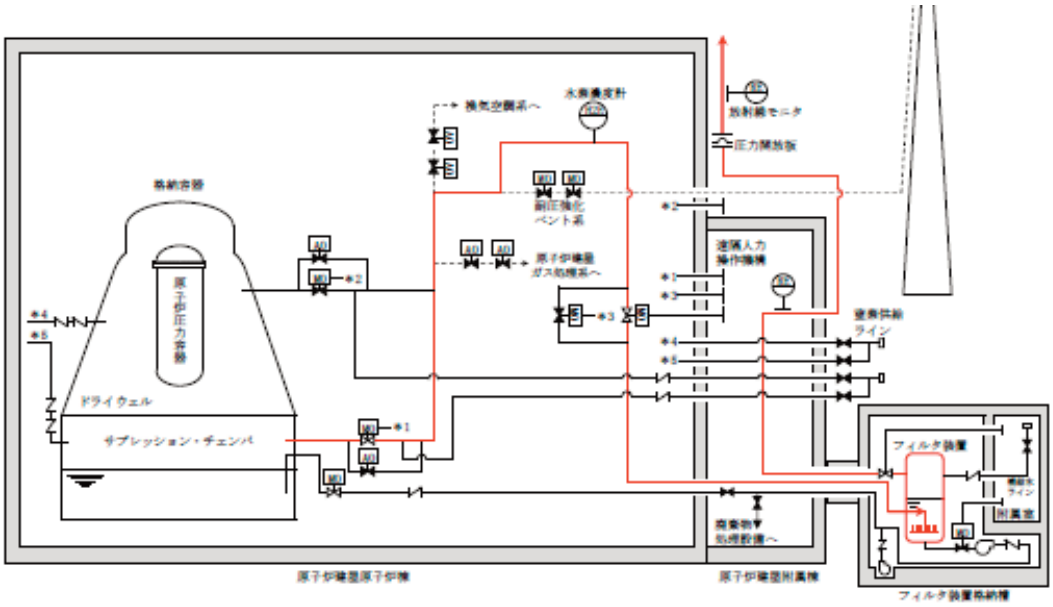


図 29　フィルターベントシステム概要

出典：　東海第二原発審査資料（2017 年 6 月）【脚註 224】

系に分かれ、多くのバルブを複雑な手順でタイミングよく操作する必要がある。福島原発事故でたった 2 つのベント用バルブを 8 時間もかけてやっと開いたことを考えてもこのような複雑な装置が、しかも過酷事故という緊急事態に果たして機能するかどうかは極めて疑わしい。

そもそも、フィルターベントシステムは、本来ある格納容器の圧力抑制プールと基本原理は同じであり、信頼性の疑わしいシステムを過酷事故用に多重化したものとも見做される。さらに問題は、過酷事故時に格納容器から出た後のフィルターベント系は、本来すべての配管・バルブが格納容器バウンダリと同等の機能・信頼性を要求される。もし、フィルターベント系の一部で漏えいしてしまえば、フィルターが機能せず、フィルターベント系は格納容器から隔離することになり、やがてフィルター無しのベントに移行することになる。格納容器バウンダリは、シンプルな容器と隔離弁で構成された準パッシブセーフティーな装置であるが、そこに信頼性の低い複雑なフィルターベント装置を追加する設計思想は設計工学および安全設計の視点からは疑問である。

このような状況の変化（放射能を閉じ込める格納容器からベントせざるを得なくなった）に対して対症療法的な付け足しの改良をすることを、設計工学の分野では「付加的設計」として戒めている。最初の設計時の条件から大きく変わった段階で、一から全体の設計を見直す「トータル設計」の視点が重要である。改めて基本的な設計の視点で見れば、もともと格納容器そのものの大きさが足りないという事実に行き着く。安全設計の根幹は、故障しても安全が保障される設計にすることである。

6.3.3　PRA の基本的な問題点

WASH-1400 以来、確率論的リスク評価（PRA）には、次のような問題点のあることが指摘されてきた。

佐藤一男は下記①から⑨を指摘している[225]。

① ある事故シーケンスが起こる確率には不確定性がある。
② ある事故シーケンスの中でどのような現象が起こっているか不明なことがある。
③ 機器の故障率データに不確定性（国内のデータがなく海外の故障率データを使用することもある）がある。
④ PRA の結果に有意に寄与する事故シーケンスを網羅できているか必ずしも明確ではない。
⑤ PRA は「代表プラント」ではなく各プラントの特徴をきめ細かく考慮するべきとされているが、故障率のデータは多数の同種の機種の平均として求められることが多い。そうすると、どれほどプラント独自の設計を考慮しても、そのプラントの PRA が完全にそのプラント独自のものになっているとは限らない。
⑥ ET（Event Tree）においては、その分岐において、成功か失敗かの二者択一になっており、それ以外の中間的な状態は想定しえない。
⑦ ET は基本的に静的なもので、時間と共に変動する動的な状態を完全に記述するには限界がある。（動的 ET の開発も進められている。）
⑧ ET および FT（Fault Tree）の分岐した枝は各々独立（相互に因果関係がない）である必要があるが、共通要因故障などがあるとそのままでは成立しない。共通要因故障は、設計段階で十分調べて取り除く必要があるが、設計上の見落としが懸念されると同時に、建設、保守工事の段階でもその潜在的な要因が意図せずに組み込まれ得る問題でもあり、PRA の実施上原理的に難しい問題である。
⑨ PRA 適用上の最大の問題とされる不確定性の要因のひとつが人的因子である。その中にマン・マシン・システムにおける人と機械の役割分担の最適化の問題が関係する。なお、こうした場における人間の能力、環境に支配されがちな人間の信頼性の維持、評価のために「セーフティ・カルチャー」が重視されている。

PRA で気をつけねばならない重要な問題は、リスクの洗い出しの作業で、対処可能なリスクのみを抽出し、対処困難なリスクを無視する傾向があることである。

福島原発事故について、二人の鉄道技術者[226]が「原子炉は、PSA（確率論的安全評価、PRA と同意）の立場を重視して設計されてきたものであるが、本質安全[227]の立場を最後まで追求することなしに、PSA でよしとしたところに今回の根本的な問題がある」。また予備電源が不十分だったといった状況について「本質安全論の立場に立てばそもそも電気エネルギーを供給し続けなければ、安全が確保されないという仕組みそのものが重大な誤りということになる」。「PSA を絶対視すると、本質安全による『最後の手段』への思考が及ばぬまま、数値のみで問題なしとしてしまうことがある」と厳しく指摘している。本質安全や確定的安全、あるいは受動的安全などの基本的な安全設計思想を押さえることなしに、PRA（あるいは PSA）に頼ってしまうことの限界をよく表しており、原子力関係者には傾聴に値する内容である。

---

225 前掲 佐藤（2006）pp.279-306
226 「本質安全と確率的安全評価について」中村英夫、山本正宣 横幹 第5巻 第2号（2011年10月号） pp.53-57
227 装置が故障したり、人が間違っても必ず自動的に安全な状態になるシステム。フェールセーフが基本。

6.3.4　セーフティ・カルチャーという幻想

福島原発事故の状況を見ると、どんなに「セーフティ・カルチャー」をベースに人的・組織的な活性化を目指したとしても、人間の持つ持続力の維持には限界があり、時間の経過とともにカルチャーそのものが変質していくことを考えざるを得ない。「セーフティ・カルチャー」の重要性を否定するものではないが、理想的な人的要因、組織的要因を目指す原子力安全の基盤は、常にその劣化にさらされることになり、やがて一世代も過ぎないうちに形骸化すると考える方が自然であろう。

TMI 事故から 7 年後にチェルノブイリ事故が起こり、さらにそれから 25 年後には福島原発事故が起きた。それぞれ、設計も違い、国や運転員も違うが、事故の教訓は学んだはずだ。しかし、長い年月にわたって事故の教訓を風化させずにセーフティ・カルチャーを維持できると考えること自体が幻想であろう。安全性の根幹は原発の設計思想そのものとその仕組みおよび運用方法であり、福島原発事故の徹底した洞察と反省がないまま「セーフティ・カルチャー」に期待することなどできないと思われる。「セーフティ・カルチャー」に頼って原発の安全性を確保しようとすることは、安全神話そのものである。

伊方原発の再稼働に際して、規制委は、「安全目標の継続的な検討を含め、安全文化醸成を始めとした安全性向上に資する取組の促進を図ることが必要であると考える」などと、必要性を述べるだけで検証を行っていない。このようなうわべの言葉遣いに終わっているのが現在の状況である。

6.3.5　事故に至る可能性が否定できない潜在的な設計ミス

原子力プラントの設計、製作、設置、運転、保守の全過程を通じてエラーや故障などがあり得るが、とりわけ重要なのが顕在化しにくい基本的な設計ミスである。福島原発事故でいえば、過酷事故時の格納容器の耐性評価（設計基準を超えてどこまで圧力・温度に耐えられるか）は一応行っていたが、格納容器のフランジや電気ペネトレーションなどの有機シール材からの水素の漏えいは考慮していなかった。そのため、格納容器から漏れた水素が原子炉建屋上部にたまり、1 号機、3 号機、および 4 号機（3 号機の排気系統からの逆流とされている）で水素爆発を起こし、事故の収束をきわめて難しくした。BWR は格納容器内に窒素を封入し、水素爆発に対する最大級の対策を実施してきたのに、水素爆発を防げなかったことは大変重要な問題である。

もうひとつは、格納容器内の温度・圧力が設計基準を越えていたため、炉心溶融後の原子炉の水位計が誤作動したり、格納容器内の圧力上昇により、原子炉を減圧する SR 弁が、背圧で作動しなかった可能性があることである。これらは、設計基準はそのままにして、過酷事故時の条件で格納容器本体は不十分ながらも耐性評価をしたが、その他の計器や機器類の機能確認はされていなかったことによる。

これは、過酷事故対策の設計ミスであり、組織間の伝達ミスである。その背景には、過酷事故対策が規制要件ではなく、事業者すなわち電力会社とメーカーの自主性に任されていたことがある。現行の新規制基準においても、過酷事故時の条件は単なる目標値にすぎず、それ以上に圧力・温度が上がった時には、福島原発事故と同様に機器類の機能不全が起きる危険性が否定できない。

そもそも、炉心溶融を起こした場合、温度や圧力の正確な予測や計測ができるとは限らない。また、同様に建設時において津波対策などは十分考慮されず、地下に配電盤や非常用ディーゼル発電機を設置したが、その後の津波基準の見直しの機会があったにもかかわらず、設計変更をしなかった。これも、設

計条件の設定・見直し段階での広い意味での設計ミスである。

BWR の格納容器の圧力抑制機能も条件次第で機能喪失してしまう欠陥があった。福島原発事故でどこまで生じたかは不明だが、少なくとも地震による圧力抑制室のプール水の揺動（スロッシングという）が BWR 型格納容器の設計の根幹である圧力抑制機能を失う、あるいは弱める働きをすることは、設計上考慮されていない重大な欠陥であり、現在も放置されている。

つまり、具体的なシステムや機器の設計で、潜在的な設計上のミスが隠されている可能性があることが危惧される。こうしたエラーはたまたま事故の進展に伴って顕在化することになるが、当該事故に関係がない部分のエラーは見過ごされている可能性があり、それはやがて次の異なるタイプの事故を準備していることになる。

6.3.6　事故の物理的な進展が想定される事象を無視してはいけない

複雑なシステムのリスク評価を行う上で、一つの指標として PRA が有効である場合があることは否定しない。たとえば、あるシステムにおいて装置を改善した時に、設計変更の前後でどれだけ改善されたかの相対的な評価には一定の意味がある。しかしながら、起因事象や事故シーケンスの中で、明らかに大きな（被害の）危険性が指摘されている場合は、決定論的に事故の発生・進展が予見されたとして、慎重な評価・対策をすべきである。

たとえば、過酷事故対策の評価において、「航空機落下は確率（10^{-7}／炉年以下）が小さいから起きないとする」、「PWR では、解析により格納容器内水素濃度は爆轟限界に至らないとする」、「格納容器内に発生した水素の濃度を低下させるためにイグナイタで着火した場合に爆発するリスクを無視する」、「PWR で原子炉が冷却できなくなった時、原子炉キャビティに予め水を張って原子炉から落ちる炉心溶融デブリを水に落下させても水蒸気爆発が起きない」とされている。航空機落下は確率が小さいとしているが、欧米ではすでに二重格納容器を設置する対策がされつつあることはすでに述べた（☞ 6.1.6）。事業者側の主張では、あり得ないと思っていた地震や予見されていたがそれを無視してきた大津波を経験した日本で、なぜ航空機落下が無視できるのか不思議である。

確率が小さいが甚大な被害が推測される事態に、強度評価すら行わず全く対策などしないまま、起こらないことにして目を背けようとすることは原子力発電事業者としての質が問われる。それを確たる証拠もなしに追認する規制委も、原子力安全規制に関わる資格があるとは言い難い。

6.3.7　重要な安全評価を不確かさの大きい解析だけで承認してはいけない

PWR の格納容器内で水素が発生した場合、BWR と違って格納容器内に窒素充填をしていないため、水素爆発の危険性がきわめて高い(☞ 1.6)。にもかかわらず、容量の小さい触媒式水素再結合装置で水素を減らすとか、全量水素が出ても爆轟限界（約 13%）には至らないとの解析結果を基に水素爆発は起きないという電力事業者の説明が新規制基準の下でも承認されてきた。水素の発生量から、格納容器内の構造物への気体の浸透および排出は、機器の熱源、格納容器内対流などの影響を受けるため、水素濃度のばらつきを考慮すべきである。爆燃から爆轟への遷移や思わぬ事故の進展など、もろもろの可能性を考えると、外乱のない理想的な状態での解析により、「水素濃度が 13%に達することはない」とする机上の評価で結論を出すのは、安全性を評価する工学の常識からも逸脱している。

ちなみに、加圧水型原発では、大飯３・４号機および玄海３・４号機の水素濃度最高値が約 12.8％、伊方３号機が約 11.3％、泊３号機が約 11.6％とし、爆轟防止の判断基準値 13％以下であるから爆轟は生じないとしている。個々のパラメータは保守的に評価しているとしているが、様々な数値の不確定さと共に、想定外の事故シナリオ、例えばコア・コンクリート反応や配管・機器の破損等の不測の事態を考えると、爆轟の発生する水素濃度には、安全余裕はほとんど入っていない[228]。コア・コンクリート反応によるコンクリート侵食量を MAAP（主として電力事業者が使用）という解析コードと MERCOR（主として規制側が使う）という解析コードで比較すると、時間の経過と共に両者の解析による値は離れていき、数百時間後には、前者のコンクリート侵食量 2m に対して、後者のそれは 18m にもなるというデータすらある（☞ 1.6.1）。

そもそも、解析評価上の不備が懸念されるだけではなく、安全性をいかに確保するかという視点がない中で、厳しい環境条件における実証試験は行われていない。旧原子力発電技術機構（NUPEC）で「可燃性ガス濃度分布混合挙動試験」と「可燃性ガス燃焼挙動試験」が実施されているが主として解析コードの検証が主たる目的で、水素の成層化に対する評価や本格的な爆轟等、実機における実証性は示されたとは言えない。また、水素を部分的に燃焼させるイグナイタ（☞ 3.4.1）は、着火のタイミングを間違えば自爆装置になる。こうした評価方法は、労働安全衛生法上も問題である。複雑なプロセスを含む重要な安全の問題を、机上の解析により妥当とする判断に基本的な疑問が残る。

6.3.8　科学的視点と安全の論理を無視した水蒸気爆発評価

水蒸気爆発に関しても、実験データの解釈から爆発はおこりにくい、実機における爆発の引き金になるトリガリングが存在しない等の理由で、全 PWR 型原発について、水蒸気爆発のリスクは小さいとしてしまった（☞ 1.5）。確かに、水を入れないとコア・コンクリート反応（溶融炉心・コンクリート相互作用）[229]が起き、コンクリートと溶融デブリの反応は止められないが、溶融デブリが水と接触した場合に起こる可能性が高い大規模な水蒸気爆発を不確かな情報を元に起きないとする電力会社および規制委は、問題の深刻さをどこまで理解しているのか疑わしい。

最近は、原子炉キャビティ内で水蒸気爆発が起きても、構造破壊は起こらない可能性があるとの報告も見られる。しかしながら、実機における溶融炉心デブリは 100 トン近くにも及ぶが、水蒸気爆発実験のデブリの重量は、せいぜい数十キロから百キロ程度であり、スケールが違いすぎる[230]。水蒸気爆発の規模を規定する機械的エネルギーへの変換率、爆発による構造破壊部位の強度検討などすべて慎重に確認ができた後で、はじめて安全性を確認する審査が可能となる。曖昧かつ不確定性が大きく、数百分の一から一万分の一という、スケールの違う実験で一体どこまでわかったと言えるのだろうか？

福島原発事故では、BWR のマークⅠ型格納容器であったため、原子炉圧力容器直下には大量の水がなかったことから、大規模な水蒸気爆発は起きなかったと考えられている。しかし、東海第二原発のようなマークⅡ型の場合には、原子炉圧力容器の直下に原子炉ペデスタルの中間スラブ（厚さ約 1.5m内外のコンクリート床）があり、溶融炉心は中間スラブ上で水蒸気爆発を起こすか、あるいは中間スラブを融

---

228 井野博満・滝谷紘一（2014）「不確実さに満ちた過酷事故対策－新規制基準適合性審査はこれでよいのか」『科学』84(3) pp.333-345

229 MCCI（Molten Core Concrete Interaction）、1.4.2.1、1.6.1、1.8.1参照

230 高島武雄・後藤政志（2015）「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性」『科学』85(9) pp.897-905

かして直下の圧力抑制プールに落下し、大規模な水蒸気爆発を起こす可能性が高い（☞ p.131 の図 27）。しかも中間スラブにはドレンサンプ（排水溝）が深く切り込まれており、コンクリート床の厚さは半分以下になっている。日本原子力発電（原電）では、ドレンサンプ等の改造工事をするとしているが、十分な対策には成り得ない。原電は新規制基準の審査では、炉心溶融を起こした場合、水が無いとコア・コンクリート反応が防げず、水深が深いと水蒸気爆発の規模が大きくなるので、中間スラブの水深を約１mにコントロールするという[231]。福島原発事故の経緯を思い起こすと、過酷事故状態でそのような水深１mを守るとする水量の微妙なコントロールができるとする発想が尋常とは思えない。

水蒸気爆発は、歴史的に原子力安全の最も基本的な問題のひとつであり、特に格納容器内水蒸気爆発はもっとも不確定性の大きい課題とされてきた。水蒸気爆発に対する、福島原発事故以降のおよそ科学的とは言い難い解釈と、基本的な安全の視点がまったくないことに恐ろしさすら感じる。

6.4 原発は他の技術と何が違うのか

6.4.1　原発は安全装置が機能しないと破局に至る

原発が安全性の観点で航空機や自動車と異なるのは、その制御の困難さと同時に、大量の放射性物質の存在である。事故の初期状態で収束できれば良いが、事故の進展とともに放射性物質の漏えいを伴い、作業環境が厳しくなり、事故収束が益々困難になる。そして事故がある一定の段階（しきい値、スレッシュホールド）を超えると一気に原状回復が困難になる。火災で言えば初期消火の段階で消火に失敗し、部屋一杯に火が広がってしまいもはや消火が不可能な状態に相当する。この「しきい値」に相当するのが炉心溶融である。原発の安全設計思想はこの炉心溶融を起こさないようにすることにあったはずだが、現実の原子力プラントは炉心溶融を防ぎ得ないことが明らかになった。すると深層防護の設計思想を持ち出し、炉心の冷却はあきらめて水蒸気爆発の危険性を無視して格納容器下部に水を張る一か八かの賭けに出た。同時に、格納容器の過圧破損を防ぐために格納容器フィルターベントを用意することにした。

しかし、福島原発事故時の中央操作室と原子炉建屋および周囲の情況を思い出すと、水素の処理装置をはじめ様々なサブシステムや複雑なフィルターベント装置を、ミスも故障もなく運用できる保証は全くない。フィルターベント装置は、格納容器バウンダリー（境界）の一部と考えるべき装置であり、従来に比べて格納容器のもつ受動的安全機能（☞ 6.1.6）を阻害する面も否定できない。つまり、フィルターベント装置によって放射性物質の放出という事故の発生確率を落としても、あくまでも確率的安全（☞ 6.1.5）であり、事故の発生をなくすことはできない。しかも追加したフィルターベント装置が機能しない事態を考えれば、格納容器破壊あるいは機能喪失による放射性物資の大量放出という最悪の事態がなくなる訳ではない。

つまり確率的な安全装置の追加は、事故の発生確率は減らせても、最悪の事故の被害規模を減少出来るとは言えない。事故の発生確率が減ることは、平均的には事故の途中で進展が止まる可能性を高めるが、最悪の事故の被害の大きさとは何ら関係しない。

---

[231] 日本原子力発電株式会社「東海第二原子力発電所　ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針」原子力規制委員会審査資料1-1 平成29年4月27日 www.nsr.go.jp/data/000187388.pdf

原発は確率的安全に頼った設計であり、多重防護や深層防護をどんなに強化しても、大規模な事故の発生可能性は残ることになる。しかも、事故の状況によっては、自らの命を省みずに事故に立ち向かう“決死隊”の犠牲の上にしか事故収束ができない事態に陥る。航空機や自動車事故でも事故の可能性は無くならないが、最悪の事故の被害の大きさという点では比較対象にすらならない。なぜなら、1 回の事故で国家の存立すら危ぶまれる規模の事故を起こすことなど、許されるはずがないし、また起きた時の損失の大きさをだれも補償することができないからである。

6.4.2　民主主義社会の根幹を揺るがす原発という技術

電力会社が補償できない原発事故の経済的損失は、結局は税金、つまり国民の負担になってしまう。また、運転手の注意力に依存する自動車は一定の水準以下に事故を減らすことは困難だが、不幸にして起きてしまった自動車事故に対しては保険でカバーすることで社会的慣行が成立している。航空機の場合は、事故が起きればかなりの確率で死者がでるが、事故が怖い人は航空機に乗らないこともできる。この場合も搭乗前に生命保険を掛ける等、事故の結果と補償に関して、一応本人を含む社会的な合意が成立していると見做すことができる。

原発の場合には、どの範囲までどの程度の被害が及ぶかを事前には把握できず、事故の規模の上限すら分からない。そして、現在の日本において、より大きな問題は、国民の過半数が再稼働に否定的な中で、事故の被害規模やその可能性についてきちんとした説明をしていないことである。被害の最大規模とその発生可能性についても、すべての情報を開示した上で、住民一人一人の意見を聞くべきである。しかし、便宜的に 30km という距離で線引きをし、行政の都合で説明の対象から外されている人たちが大勢いる。

原発は、事故を起こした時に突然予想外の被害者を生み出すが、そのような立場になり得る人たちの意見すら聞かない。潜在的な被害者は、理不尽に原発事故が万一起きたら取り返しの付かない被害を受ける可能性があり（急性または晩発性の放射線障害のリスクを負わされるおそれ、生業や故郷を失うおそれなど、多岐にわたる）、その被害人数も日本の人口密度を考慮すると、数百万人どころか数千万人に及ぶ可能性を否定できない。原発を運転することで利益を得る人たちは、潜在的被害者と一致しない。つまり、都市に住む人や電力会社や関連企業のメリットのために、都市以外の住民にきわめて厳しいリスクを負わせるという理不尽さがあり、それを一方的に押しつける原発の存在は、民主主義社会の根幹を揺るがす問題なのである。

原子力市民委員会　特別レポート５

原発の安全規制はどうあるべきか

作　成　：　原子力市民委員会　原子力規制部会
執　筆　：　筒井哲郎、井野博満、川澄敏雄、後藤政志、阪上武、高島武雄、滝谷紘一、吉岡斉
執筆協力：　添田孝史、藤原節男、八巻俊憲、細川弘明、菅波完
イラスト：　佐藤和宏
DTP 編集：　佐久間淳子

表紙画像の元写真：東海第二原発（茨城県那珂郡東海村）

2017 年 12 月 25 日発行

原子力市民委員会
160-0003 東京都新宿区四谷本塩町 4-15　新井ビル 3 階
（認定 NPO 法人　高木仁三郎市民科学基金内）
TEL/FAX　03-3358-7064
E メール　email@ccnejapan.com
ウェブサイト　http://www.ccnejapan.com/
Twitter　https://twitter.com/ccnejp
Facebook　https://www.facebook.com/ccnejapan

頒価　1,000 円　ISBN 978-4-9907828-5-6