

陳述書

2015年8月3日

2号機の工事計画認可申請に関する異議申し立て

原子力規制委員会が本件処分に係る情報の多くを非公開とする本当の理由は、公開すると川内原発が耐震性に欠けることなど重大な欠陥や問題の発覚を恐れているためと疑うに足る理由がある。

たとえば、1977年に270ガルで設計された余熱除去冷却器・ホウ酸注入タンク・原子炉補機冷却水冷却器などは安全上極めて重要な機器類に当たるにもかかわらず、独自に強度計算をしない。強度計算と耐震計算とを分離して評価し、九州電力によるコンピュータ計算のみで現地確認せずに評価している。

今年11月に運転開始後30年を経過する2号機は、「川内原子力発電所2号機の高経年化技術評価及び長期保守管理方針」を出しているが規制委員会による認可はされておらず、30年を経た機器の経年劣化を考慮し現在の寸法などを確認する手続きは継続中にもかかわらず工事計画認可申請が先に許可されるのは認められない。また、これら工事計画認可申請についても設計値だけで評価してしまうなどの問題点が認められる。

さらに、制御棒クラスタ挿入時間が規定以内である根拠が不明で、弾性範囲を大きく超えた機器があるのにその弾塑性解析方法も不明だ。また「一次冷却系配管」「加圧器逃がし弁管台」「安全注入設備配管」「蓄圧注入系統」「余熱除去系配管」そして「蒸気発生器細管」が、基準地震動により生ずる応力値に比べ、軒並み基準値を超えている。一言で言えば「基準地震動でさえ耐えられない恐れが高い」内容になっている。これら配管類の一部は具体的にどの場所を指すかも明らかにされていない。冷却材のうち原子炉を直接通る一次系配管や設備が軒並み厳しくなっていることは問題である。

蒸気発生器については、川内原発1号機は新しいものに交換したが、2号機は建設当時に取り付けた「F51」型がそのまま付いている。構造上の欠陥と材料の性能不足とで、蒸気発生器細管に減肉やひび割れが多発し、施栓をしてのいた代物を、まだ使おうというのだから「論外」というほかない。

実際に、2号機の審査書を見ると、蒸気発生器が最も厳しい応力値になっている事実がある。

炉心の冷却能力維持に関し、蒸気発生器により一次系の冷却を継続するため、この二次側に注水して一次系の自然循環により冷却を継続するとしているが、一次側逆U字管内部に気体が滞留した場合は自然循環は成立しないが、との問いに対し規制庁は「その場合は一次側に注水する」と回答した。そもそも一次側に注水できなかったケースで自然循環でも一次側冷却が継続できるとの判断だったのに、それが成立しない場合は一次系の注水と、当初の前提を覆す答えでは、到底承認できない。

にもかかわらず、九州電力の工事計画の妥当性を原子力規制委員会は認めた。これは前記した国会決議の懸念する、根本的な耐震補強による莫大な経費負担と工事期間の長期化などを避けたい「推進側の論理」に影響された、「国民の安全の確保を第一として行う」ことの放棄である。

保安規定に係る異議申し立ての理由

1 福島第一原発事故の経験を踏まえない事故対策

以下は「設置許可（添付書類十）」の記述である。

『重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員4名、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長、号炉間連絡、運転操作助勢を行う当直主任、運転員及び運転操作対応を行う運転員の当直員12名、初動の運転対応及び保守対応を行う重大事故等対策要員（初動）20名（以下「初動対応要員」という。）、初動後の保守対応を行う重大事故等対策要員（初動後）の16名（以下「初動後対応要員」という。）の合計52名を確保する。』

保安規定においては次の通り。

第12条（運転員等の確保）

『2 発電課長は、原子炉の運転に当たって第1項で定める者の中から、1直当たり表12-1に定める人数の者をそろえ、中央制御室当たり5直以上を編成した上で3交替勤務を行わせる。』

『4 防災課長は、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する。また、重大事故等の対策を行う要員として、表12-3に定める人数を常時確保する。』

『5 各課長は、表12-1及び表12-3に定める人数の者に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め補充を行う。また、所長は表12-1及び表12-3に定める人数の者の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行させる。』との記述がある。

重大事故対策要員として、合計52名しか準備しないのでは、二基の原子炉が危機的状況になった場合は特に、対応できるとは考えられない。

福島第一原発事故においては、400人規模の過酷事故対策要員に対して、少なくとも700人以上のメンバーが居てすら、3基の原子炉の破壊を防ぐことが出来なかったばかりか、最も厳しい時間帯においては約70名を残して、福島第二原発に「退避」を余儀なくされている。

対策要員の被曝線量が増大すれば、短い時間で交代を繰り返して、法定基準以内に被曝を抑えなければならないが、この人数では到底不可能であり、このままの規定で運転を行うことは、最終的に過酷事故に至った場合、際限のない被曝を強いることになる。最悪の場合は大勢が死ぬことで重大事故対策が不可能になる危険性が高いといわざるを得ない。

福島第一原発事故の教訓とは、一つには十分な訓練を受け、原発の構造や対処すべき事態を正確に読めるメンバーを、十分な引き継ぎをしながら投入して安全確保に努めることが肝要だということだった。

しかし全部で52名しか確保されていなければ、それを行うことも困難ではないのか。また、交代要員が接近できないような状況についても十分な考慮がない。

さらに、事故発生後7日間を、事故収束対応に必要な予備品、燃料等の確保期間と定めているが、自然災害により孤立する場合、高濃度の放射性物質の拡散等により7日以上にわたり接近困難になる事態も想定するべきである。7日間では福島第一原発事故の教訓からも、短すぎる。

結局、事業者にはこれ以上の対策要員を現時点で確保できないから、現有人員により対処する方針を策定したに過ぎないのではないか。これでは従業員の安全確保も原子炉の安全確保も到底不可能であり、結果として「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を定める規則」第37条の重大事故等の拡大の防止等の措置を講じることは出来ないものである。

2 異常時の運転操作基準について

異常時の運転操作基準においては、第90条関係として添付1に記述がある。

この各種異常時についての評価、判断は、ほとんどがパラメータの確認により行うこととなっているが、全電源喪失にともなうパラメータ監視の喪失時において、何を基準にどう判断するかが決められてない。運転員や当直長などが判断に迷う状況が起きた場合に基準を定めなければ、安全上重大な誤操作を生み出す危険性は否定できない。

全交流電源喪失についての記述はあるから、電源喪失を全く想定しないわけではないが、それでも外部、非常用電源喪失は対処可能な時間を大幅に失わせる。また、ここでも温度、水位などのパラメータは可搬型バッテリー等の代替手段を含めて、読み取ることができる前提となっており、これも喪失した場合の判断根拠は書かれていない。これもまた、福島第一原発事故の教訓を生かしたとはいえない。

3 安全機能ベース運転の問題点

添付1の表-12には、安全機能ベース運転操作基準として、「3. 蒸気発生器除熱機能の維持」という項目があり、そこには「一次系フィードアンドブリード運転への移行」という記述がある。蒸気発生器への給水が回復せず、ということは炉心冷却機能を喪失している状態で、蒸気発生器水位がスケールダウンして見えなくなった段階で、加圧器逃がし弁を強制解放して減圧し、低圧注入系または代替注水設備を使って炉心に水を入れると

いうものである。

しかしこの方法は、うまくいかない恐れが高いことは、福島第一原発事故でも経験している。消防用水ポンプなどの代替ポンプで外部から長大な消防用ラインを経由しての注水では、ほとんど入らないことが実証済である。川内原発において消防用水ラインを直接高圧炉心に注水できる系統として敷設し直してもしたのならば別論、そうはでなく既存の経路で水を入れるという考え方ならば、新たなリスクを持ち込むだけであり不当である。

例えば加圧器逃がし弁を強制解放する前に、炉心に注水できる系統を起動しておく、ということも事実上不可能である。なぜならば、加圧器逃がし弁を開いて減圧しなければ水が入らない程度の注水圧力しかない装置を使って冷却材を投入するからだ。高圧で注水できる系統を使って行う手段ではない以上、冷却材が入るかどうかは「やってみなければ分からない」つまりバクチである。また、最悪の場合加圧器逃がし弁が開固着してしまい、リークパスになる危険性も高い。やはりスリーマイル島原発事故で発生したことである。

こんな代替手段で炉心崩壊を招くリスク冒すような手順は、違法である。あらためて高圧炉心注水を、全電源喪失時にも使用可能なタービン駆動ポンプを使って行うような設計変更を要求すべきであった。

なお、「蒸気発生器二次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器二次側による一次冷却系の冷却を行い、一次系フィードアンドブリード運転を停止する」との記述があるが、これはあり得ないことだ。フィードアンドブリード運転とは加圧器逃がし弁を強制解放して一次冷却材を喪失させる運転である。まず減圧沸騰により、大量の気体成分が一次冷却材から遊離するため、蒸気発生器の細管上部に滞留する。また、一次冷却材の補給が出来たとしても、炉心冷却のため注水した水は加圧器逃がし弁に向かって流れることになる。蒸気発生器の細管内部の気体成分を取り除ける唯一の可能性は一次冷却材ポンプの稼働であるが、そもそも全電源の喪失を前提として対処方法を考えなければならないのだから、その前提が成り立つとして対策を考えてはならない。

これは「添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に掛かる実施基準」にも言えることである。

まず3-19ページ、表2にある対応手順によると「一次系のフィードアンドブリード」として、加圧器逃がし弁を使っての一次冷却材の格納容器への放出と、燃料取替用水タンク水の充填/高圧注入ポンプによる原子炉注水操作の組み合わせを行うとしており、さらに二次系の「余熱除去系統が使えない場合」に二次側でフィードアンドブリードを行うこととしている。しかし一次系で加圧器逃がし弁を強制開操作すれば急激な減圧になり、一次系において減圧沸騰が生じ、気体成分は蒸気発生器の細管上部に滞留する。この状態では一次系の自然循環は成立しないので二次側のフィードアンドブリードは機能せず、炉心を破壊する危険性が高まる。安全側に操作したつもりで炉心を破壊する行為になる。このような事態を避けるためには、少なくとも原子炉圧力容器の燃料帯域水位を正確に測定できる技術と、さらに一次冷却材を電源無しで長時間供給可能な系統が最低限必要である。福島第一原発においては2号機が長時間冷却材を供給できていたが、これはタービン動の隔離時冷却ポンプが機能していたからである。川内原発には二次側に供給する系統に似たものがあるが、これは一次系の冷却材を喪失してしまえば意味のないことになる。

加圧水型軽水炉は基本的には沸騰水型軽水炉よりも一次系の冷却材喪失事故に対しては脆弱であるので、一次系に沸騰水型軽水炉と同様の冷却材の供給系統がなければ過酷事故のリスクは高いというべきである。

4 添付2「火災、内部溢水、自然災害対応及び火山活動のモニタリング等に掛かる実施基準」について

3「地震」について、「3.4」の手順書の整備において4つの観点とされる事項が列記されている。「a 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響」「b 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響」「c 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響」「d 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響」であるが、考慮すべきタイミングが誤っている。ここでは手順書の作成という観点から書かれており、そのようなリスクが存在することを認識しているにもかかわらず設備の改修等の対応をしないで手順書で「いざというとき見ましょう」という程度の対応にとどまっている。

これは明らかに安全上重大な欠陥を見逃すことになるから、このようなことが予見される箇所については未然に破損防止措置を執ることを明記させるべきである。

なお、耐震クラスの違いが原子炉安全性の不確実性が増すことを指摘し、運転差止の一因としているのが福井地裁の判決である。事業者側の対応は、この司法判断について完全に無視をしたことになるので、極めて重大である。

「ウ 地震発生時の原子炉施設への影響確認」において、「最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合」「以下の対応を行う」としてあるが、運転を止めるとは記載されていない。原子炉がスクラムしないけれども間近で大きな地震があった場合は、その直後に本震により大きな被害を受ける可能性も高いと考えて「3. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置」として「原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある」と判断する理由の一つとして原子炉の停止を直ちに協議することを明記すべきである。

また、「3. 7 その他関連する活動」として、「ア 新たな知見の収集、反映」として基準地震動の見直しを明記している。既に現在の基準地震動は、想定される地震の種類並びに震源のとりかた、応力降下量、一定の計算式に基づく地震規模の算定等において重大な過小評価があることが多くの専門家により指摘されている。これらに鑑み、直ちに基準地震動の見直しを行い、新たな知見に基づく耐震評価を、規制委員会は指示すべきである。現在の基準地震動 S_s は最新知見を反映していない。

「7 火山活動モニタリング等」について、モニタリングの目的を「破局的噴火の可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的」と記述しているが、このようなモニタリングが可能であるという知見は、そもそも存在しない。

記述されている「7. 1項から7. 3項」について、少なくとも成立可能性を火山学会および専門家により協議し、実現可能性がある事が認められない限り、認可するべきではない。なお、このようなモニタリングが成立するとする知見は現段階では存在しない。

また、「ウ 原子炉停止の計画策定」から「エ 燃料体等の搬出等の計画策定」について、実施計画が具体的に示され、その成立性が実証されるまで保安規定を規制委員会は認可するべきではない。

「7. 4 定期的な評価」について、まず現段階の評価を明らかにし、専門家による評価会議により科学的整合性があると認められない限り、認可するべきではない。

5 決定的に重要な専門的調査・評価と重大な決定を九州電力に一任する規定を認可した違法性

審査書によると「火山活動のモニタリング・評価・対応」は、九州電力（社長）とそれが選ぶ第三者で実施すると「ありえない」規定で、原子力規制委員会が認可したと記載されている。

この記載に関する保安規定は「第17条の3（4-9）」に記載されており、詳細は「7 火山活動のモニタリング等（添2-17等）」に、「エ 燃料体等の搬出等の計画策定」という規定がある。それは「（再稼働前に）具体的で実効性のある計画を策定する」との内容ではなく、「（破局的噴火に備え）貯蔵方法・輸送方法・体制について事前に検討し、計画策定手順を定める」との規定である。しかし、原子力規制委員会がこの規定を認可したことは、違法で不当であり規制に対する考え方を根本的に間違っている。

これはいわば「九州電力に火山対策・対応を国が丸投げした認可」で無責任である。それは（火山研究の専門機関ではない）電力会社の火山噴火に関する調査能力等と、必ず（経営上の不利益などよりも）安全を優先して判断できる能力等を、原子力規制委員会が審査で無責任に「信用」し認めたからである。

しかし、福島原発事故で海水の注入が（廃炉を決定する判断でもあるため）遅れた様に、火山噴火の脅威に対応する上で、利益より安全を優先する判断は困難で期待できない。むしろ、電力会社に有利な調査・評価・決定をして、火山噴火の評価と対応に失敗し深刻な事態を引き起こす恐れが極めて高い。

実際、「断層の有無の調査・断層が活断層かどうかの評価・活断層と評価した場合の（運転停止や廃炉等の）処方針の決定と実行」などを巡る、利益優先でなりふり構わない電力会社の対応が、社会問題となり報道されている。電力会社に火山対策を一任する規定の認可は危険で実効性が無く違法性がある。

原子力規制委員会 席

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号
九州電力株式会社
代表取締役 瓜 生 道 貴

川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について

該原料物質、燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の24第1項の規定に基づき、平成25年7月8日付け、発本原第90号をもって変更認可申請（平成25年12月18日付け発本原第183号、平成26年10月8日付け発本原第100号で一併補正）しました。川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書について、下記のとおり補正いたします。

記

川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について、下記のとおり一部補正する。

- ・ 補付2の「2. 変更の理由」を補付1のとおり補正する。
- ・ 補付3の「3. 履行期日」を補付2のとおり補正する。
- ・ 補付4を補付3のとおり補正する。

以上

補付1

「2. 変更の理由」について、下記のとおり一部補正する。（変更箇所は（下線）は除く。）

2. 変更の理由

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴い、関係規則の整備等が行われ、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等が改正されたことから、関連する保安規定本文の変更並びに新規条文の追加を行う。また、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に係る教育訓練の明確化、工事計画認可申請内容の明確化及び記載の適正化（記載期間の統一及び本文間の記載内容の整合等）のため変更する。

- ・ 第1条（目的）
- ・ 第2条の2（関係法令及び保安規定の遵守）
- ・ 第2条の3（安全文化の醸成）
- ・ 第3条（品質保証計画）
- ・ 第4条（保安に関する組織）
- ・ 第5条（保安に関する職務）
- ・ 第6条（原子力発電安全委員会）
- ・ 第7条（川内原子力発電所安全運営委員会）
- ・ 第8条（原子炉主任技術者の選任）
- ・ 第8条の2（専攻主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任）【新規追加】
- ・ 第9条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・ 第9条の2（専攻主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等）【新規追加】
- ・ 第11条（構成及び設備）
- ・ 第11条の2（原子炉の運転期間）
- ・ 第12条（運転員等の確保）【条本文外変更含む】
- ・ 第13条（監視点検）
- ・ 第14条（運転管理に関する社内基準の作成）
- ・ 第17条（火災発生時の体制の整備）【条本文外変更含む】
- ・ 第17条の2（内部燃焼水発生時の体制の整備）【新規追加】
- ・ 第17条の3（その他自然災害発生時の体制の整備）【新規追加】
- ・ 第17条の4（火山活動のモニタリング等の体制の整備）【新規追加】
- ・ 第17条の5（資機材等の整備）【新規追加】
- ・ 第17条の6（重大事故等発生時の体制の整備）【新規追加】
- ・ 第17条の7（大規模損壊発生時の体制の整備）【新規追加】
- ・ 第18条の2（原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離管理）【新規追加】
- ・ 第22条（制御棒動作機能）

- ・ 第23条（制御棒の挿入限界）
- ・ 第27条（化学体積制御系（ほう酸濃度調整））
- ・ 第31条（軸方向中性子束出力調整）
- ・ 第33条（計測及び制御設備）
- ・ 第35条（1次冷却材の温度・圧力及び1次冷却材温度変化率）
- ・ 第37条（1次冷却系 モード4ー）
- ・ 第38条（1次冷却系 モード5（1次冷却系噴水）ー）
- ・ 第39条（1次冷却系 モード5（1次冷却系非噴水）ー）
- ・ 第40条（1次冷却系 モード6（キャビティ高水位）ー）
- ・ 第41条（1次冷却系 モード6（キャビティ低水位）ー）
- ・ 第43条（加圧器安全弁）
- ・ 第44条（加圧器過がし弁）
- ・ 第46条（1次冷却材漏えい率）
- ・ 第50条（補注タンク）
- ・ 第51条（非常用炉心冷却系 モード1、2及び3ー）
- ・ 第52条（非常用炉心冷却系 モード4ー）
- ・ 第53条（燃料取扱用タンク）
- ・ 第54条（ほう酸注入タンク）
- ・ 第55条（原子炉燃料容器）
- ・ 第57条（原子炉燃料容器スプレイス）
- ・ 第58条（アニオクス空気浄化系）
- ・ 第60条（主蒸気安全弁）
- ・ 第61条（主蒸気隔離弁）
- ・ 第63条（主蒸気過がし弁）
- ・ 第64条（補助給水系）
- ・ 第65条（復水タンク）
- ・ 第66条（原子炉補機冷却水系）
- ・ 第67条（原子炉補機冷却海水系）
- ・ 第68条（制御用空気系）【新規追加】
- ・ 第69条（中央制御室非常用電源系）【条本文外変更含む】
- ・ 第70条（安全補機室空気浄化系）【条本文外変更】
- ・ 第71条（処理設備）【条本文外及び条本文外変更含む】
- ・ 第72条（ディーゼル発電機 モード1、2、3及び4ー）
- ・ 第73条（ディーゼル発電機 モード1、2、3及び4以外ー）
- ・ 第74条（ディーゼル発電機の燃料油、潤滑油及び給油用空気）

- ・ 第75条（非常用直流電源 モード1、2、3及び4ー）
- ・ 第76条（非常用直流電源 モード6、6及び燃料油供給移動中ー）
- ・ 第80条（原子炉キャビティ水位）【条本文外変更含む】
- ・ 第81条（原子炉燃料容器監視部）【条本文外変更含む】
- ・ 第83条（重大事故等対応設備）【新規追加】
- ・ 第84条（1次冷却系の耐圧・漏えい検出の実施）【条本文外変更】
- ・ 第84条の2（安全注入系逆止弁漏えい検査の実施）【条本文外変更】
- ・ 第85条（運転上の制限の確認）
- ・ 第86条（運転上の制限を遵守しない場合）
- ・ 第87条（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合）
- ・ 第88条（運転上の制限に関する記録）
- ・ 第89条（異常時の基本的な対応）
- ・ 第90条（異常時の措置）
- ・ 第91条（異常収束後の措置）
- ・ 第92条（新燃料の選別）
- ・ 第93条（新燃料の貯蔵）
- ・ 第94条（燃料の検査）
- ・ 第95条（燃料の取替等）
- ・ 第96条（使用済燃料の貯蔵）
- ・ 第97条（使用済燃料の選別）
- ・ 第98条（放射能固体廃棄物の管理）
- ・ 第98条の2（専攻由来放射性物質の貯蔵物の影響評価）
- ・ 第103条（管理区域の設定・解除）
- ・ 第104条（管理区域内における区域区分）
- ・ 第105条（管理区域内における特別措置）
- ・ 第108条（保安区域）
- ・ 第111条（水・油等の取替）
- ・ 第113条（放射線計測設備の管理）
- ・ 第114条（管理区域外等への搬出及び運搬）
- ・ 第115条（発電所外への運搬）
- ・ 第116条（請負会社の放射線防護）
- ・ 第118条（保守管理計画）
- ・ 第118条の3（溶接作業者検査の実施）【新規追加】
- ・ 第118条の4（溶接作業者検査の実施）【新規追加】
- ・ 第119条（原子炉防浪組織）

(加圧器過がし弁)

第44条 モード1、2及び3において、加圧器過がし弁及び加圧器過がし弁元弁は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。

2 加圧器過がし弁及び加圧器過がし弁元弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 保修課長は、定期検査時に、加圧器過がし弁の吹出し圧力及び吹止まり圧力が表44-2で定める設定値であることを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 - (2) 保修課長は、定期検査時に、加圧器過がし弁が全開及び全閉することを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 - (3) 発電課長は、定期検査時に、加圧器過がし弁元弁が全開及び全閉することを確認する。
- 3 当直課長は、加圧器過がし弁又は加圧器過がし弁元弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-3の措置を講じる。

表44-1

項目	運転上の制限
加圧器過がし弁 ¹ 及び加圧器過がし弁元弁	全てが動作可能であること

※1：加圧器過がし弁が動作不備時は、第83条(表83-3)の運転上の制限も確認する。

表44-2

項目	設定値
加圧器過がし弁	
吹出し圧力	Mpa[range]以下
吹止まり圧力	Mpa[range]以上

表57-3

項目	確認事項
格納容器スプレイポンプ	テストラインにおける漏洩が \square m以上、容量が \square m ³ /h以上であることを確認する。

表57-4

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉格納容器スプレイ系1系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 及び A.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	10日 4時間 その後の8時間 に1回
B. よう素除去タンクの苛性ソーダ濃度又は苛性ソーダ貯蔵量が制限値を満足していない場合	B.1 当直課長は、制限値内に回復させる。	72時間
C. 条件A又はBの措置を完了するまでに達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。 及び C.2 当直課長は、モード5にする。	12時間 56時間

表51-2

項目	確認事項
冷却水/高圧注入ポンプ	テストラインにおける漏洩が \square m以上、容量が \square m ³ /h以上であることを確認する。
余熱除去ポンプ	テストラインにおける漏洩が \square m以上、容量が \square m ³ /h以上であることを確認する。

表51-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 高圧注入系1系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 及び A.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	10日 4時間 その後の8時間 に1回
B. 低圧注入系1系統が動作不能である場合	B.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 及び B.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	10日 4時間 その後の8時間 に1回
C. 条件A又はBの措置を完了するまでに達成できない場合	C.1 当直課長は、モード3にする。 及び C.2 当直課長は、モード4にする。	12時間 35時間

表83-3 1次系フィードアンドブリードをするための設備

83-3-1 1次系フィードアンドブリード

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
1次系フィードアンドブリードによる冷却効果 ^{※1}	(1) 高圧注入系の2系統以上が動作可能であること ^{※2} (2) 加圧器過がし弁2台による1次冷却系統の減圧系が動作可能であること	
適用モード	設定値	所要数
モード1、2、3及び4(高圧注入ポンプが稼働している場合)	冷却水/高圧注入ポンプ	2台
	加圧器過がし弁	2台
	燃料取替用水タンク	※3

※1：高圧注入系及び加圧器過がし弁による1次冷却系統の減圧系をいう。
※2：動作可能とは、ポンプが自動起動(系統構成上)ができること、又は運転中であることをいう。
※3：「83-14-3 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
冷却水/高圧注入ポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏洩がないこと、及びテストラインにおける漏洩が \square m以上、容量が \square m ³ /h以上であることを確認する。 運転等により設定されていない非常用停止状態の運転中の弁が正しい位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
モード1、2及び3において、2台以上のポンプを起動し、動作可能であることを確認する ^{※1} 。また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復旧していることを確認する。		1か月に1回	当直課長
モード4(高圧注入系が稼働しているために稼働している場合)において、2台以上のポンプが自動起動可能であることを確認する。		1か月に1回	当直課長
加圧器過がし弁	加圧器過がし弁が全開及び全閉することを確認する。	定期検査時	保修課長

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

表 83-4 炉心注入をするための設備

83-4-1 炉心注入

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限	
非常用炉心冷却系	(1) 高圧注入系の1系統以上が動作可能であること※1 (2) 低圧注入系の1系統以上が動作可能であること※2	
適用モード	設 備	所要数
モード1、2、3、4、5及び6	充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク	1台 1台 ※2

※1：動作可能とは、ポンプが自動起動（系統構成含む）できること、又は運転中であることをいふ。
※2：「83-14-3 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 検査事項

項 目	検 査 事 項	頻 度	担 当
充てん/高圧注入ポンプ	施設等により固定されていない非常用炉心冷却系の管路中の弁が正しい位置にあることを確認する。 ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2及び3において、1台以上のポンプを起動し、動作可能であることを確認する※1。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復帰していることを確認する。 モード4、5及び6において、1台以上のポンプが自動起動可能であることを確認する。	定期検査時 定期検査時 1か月に1回	当直係長 発電係長
余熱除去ポンプ	施設等により固定されていない非常用炉心冷却系の管路中の弁が正しい位置にあることを確認する。 ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2及び3において、1台以上のポンプを起動し、動作可能であることを確認する※1。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復帰していることを確認する。 モード4、5及び6において、1台以上のポンプが自動起動可能であることを確認する。	定期検査時 定期検査時 1か月に1回 1か月に1回	当直係長 発電係長 当直係長

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

83-4-2 代替炉心注入 - 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入 -

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限	
充てん注入系	充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による充てん注入系が動作可能であること※1	
適用モード	設 備	所要数
モード1、2、3、4、5及び6	充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク	1台 ※2 ※3

※1：動作可能とは、ポンプが自動起動（系統構成含む）できること、又は運転中であることをいふ。
※2：「83-14-3 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。
※3：「83-14-4 復水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 検査事項

項 目	検 査 事 項	頻 度	担 当
充てん/高圧注入ポンプ	施設等により固定されていない充てん注入系の管路中の弁が正しい位置にあることを確認する。 ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2及び3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※1。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復帰していることを確認する。 モード4、5及び6において、ポンプが自動起動可能であることを確認する。	定期検査時 定期検査時 1か月に1回 1か月に1回	当直係長 発電係長 当直係長

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

83-4-3 代替炉心注入

- 可搬型電動低圧注入ポンプ（可搬型電動ポンプ用発電機含む）又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 -

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限	
代替炉心注入系	可搬型電動低圧注入ポンプ（可搬型電動ポンプ用発電機含む）又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入系2系統※1が動作可能であること	
適用モード	設 備	所要数
モード1、2、3、4、5及び6	可搬型電動低圧注入ポンプ（可搬型電動ポンプ用発電機含む） 又は 可搬型ディーゼル注入ポンプ 燃料取替用水タンク タンクローリ	1台×2 ※2 ※2

※1：1系統とは、可搬型電動低圧注入ポンプ（可搬型電動ポンプ用発電機含む）又は可搬型ディーゼル注入ポンプどちらか1台
※2：「83-15-8 燃料取替用水タンク、タンクローリ」による燃料供給設備において運転上の制限を定める。

(2) 検査事項

項 目	検 査 事 項	頻 度	担 当
可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプ	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2、3、4、5及び6において、可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプのうち、2台以上を起動し、動作可能であることを確認する。	1年に1回	係長
可搬型電動ポンプ用発電機	発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常がないことを確認する。 モード1、2、3、4、5及び6において、可搬型電動低圧注入ポンプと同数の可搬型電動ポンプ用発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3か月に1回	係長

(2) 検査事項

項 目	検 査 事 項	頻 度	担 当
△格納容器スプレイポンプ	施設等により固定されていない原子炉格納容器スプレイ系の管路中の弁が正しい位置にあることを確認する。 ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2、3及び4において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復帰していることを確認する。 モード5及び6において、ポンプが自動起動可能であることを確認する。	定期検査時 定期検査時 1か月に1回 1か月に1回	当直係長 発電係長 当直係長
格納容器用循環ポンプ 格納容器用循環ポンプスクリーン	格納容器用循環ポンプが施設等により定位置にないことを確認する。	定期検査時	係長
自余熱除去ポンプ	施設等により固定されていない非常用炉心冷却系の管路中の弁が正しい位置にあることを確認する。 ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2及び3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※1。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復帰していることを確認する。 モード4、5及び6において、ポンプが自動起動可能であることを確認する。	定期検査時 定期検査時 1か月に1回 1か月に1回	当直係長 発電係長 当直係長
○充てん/高圧注入ポンプ	施設等により固定されていない非常用炉心冷却系の管路中の弁が正しい位置にあることを確認する。 ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける漏れが $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上、容量が $1\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。 モード1、2及び3において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する※1。 また、確認する際に操作した弁については、正しい位置に復帰していることを確認する。 モード4、5及び6において、ポンプが自動起動可能であることを確認する。	定期検査時 定期検査時 1か月に1回 1か月に1回	当直係長 発電係長 当直係長

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

3

表 83-6 原子炉格納容器スプレイするための設置

83-6-1 原子炉格納容器スプレイ

項目		運転上の制限	
原子炉格納容器スプレイ系	原子炉格納容器スプレイ系 ^{※1} の1系統以上が動作可能であること		
適用モード	設備	所要数	
モード1、2、3、4、5及び6	格納容器スプレイポンプ	1台	
	燃料取替用水タンク	※3	

※1：より蒸発の蒸気タンクを除く。
 ※2：動作可能とは、ポンプが手動起動（系統構成含む）できることをいう。
 ※3：「83-14-3 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
格納容器スプレイポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、過剰な漏れがないこと、及びスタートアップにおける流量が ≥ 100 以上、流量が ≥ 100 以上であることを確認する。	定期検査時	当直課長
	監視室により指定されていない原子炉格納容器スプレイ系の稼働中の音が正しくない位置にあることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2、3及び4において、1台以上のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 また、稼働する際に操作したかについては、正しい位置に復帰していることを確認する。	1か月に1回	当直課長
	モード5及び6において、1台以上のポンプが手動起動可能であることを確認する。	1か月に1回	当直課長

83-7-2 移動式大容量ポンプ車による原子炉格納容器内自然対流冷却及び代償補給油

(1) 運転上の制限

項目		運転上の制限	
移動式大容量ポンプ車	移動式大容量ポンプ車による海水供給系 ^{※1} が動作可能であること		
適用モード	設備	所要数	
モード1、2、3、4、5及び6	移動式大容量ポンプ車	1台×2名 ^{※2}	
	A. 自然対流冷却監視ユニット	※3	
	燃料油貯蔵タンク	※4	
	タンクローリ	※4	
	可燃物測定計新装置(新装置監視用監視ユニット)出入口監視/出口監視(SI)用	※5	

※1：海水供給系とは、移動式大容量ポンプ車から海水管線(1)までをいう。
 ※2：1名及び2名は2名以上の合計所要数
 ※3：「83-7-1 原子炉格納容器内自然対流冷却」において運転上の制限を定める。
 ※4：「83-15-8 燃料油貯蔵タンク、タンクローリによる燃料供給設備」において運転上の制限を定める。
 ※5：「83-16-1 計装設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
移動式大容量ポンプ車	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及び流量が ≥ 100 以上、流量が ≥ 100 以上であることを確認する。	1年に1回	係長課長
	モード1、2、3、4、5及び6において、2台以上のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	3か月に1回	係長課長

83-6-2 代替原子炉格納容器スプレイ

(1) 運転上の制限

項目		運転上の制限	
代替原子炉格納容器スプレイ系	常設電動注入ポンプによる代替原子炉格納容器スプレイ系が動作可能であること		
適用モード	設備	所要数	
モード1、2、3、4、5及び6	常設電動注入ポンプ	1台	
	燃料取替用水タンク	※1	
	復水タンク	※2	

※1：「83-14-3 燃料取替用水タンク」において運転上の制限を定める。
 ※2：「83-14-4 復水タンク」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
常設電動注入ポンプ	ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭、過剰な漏れがないこと、及び流量が ≥ 100 以上、流量が ≥ 100 以上であることを確認する。	定期検査時	当直課長
	モード1、2、3及び4において、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1か月に1回	当直課長
	モード5及び6において、ポンプが手動起動可能であることを確認する。	1か月に1回	当直課長

表 83-12 使用済燃料ピットの冷却等のための設置

83-12-1 使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水系

(1) 運転上の制限

項目		運転上の制限	
使用済燃料ピット補給用水ポンプ	使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水系 ^{※1} が動作可能であること		
適用モード	設備	所要数	
モード1、2、3、4、5及び6	使用済燃料ピット補給用水ポンプ	1台×2	
	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水ポンプ用監視機	1台×2	
	燃料油貯蔵タンク	※2	
	タンクローリ	※2	

※1：1系統とは、使用済燃料ピット補給用水ポンプ1台及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水ポンプ用監視機1台
 ※2：「83-15-8 燃料油貯蔵タンク、タンクローリによる燃料供給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
使用済燃料ピット補給用水ポンプ	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及び流量が ≥ 100 以上、流量が ≥ 100 以上であることを確認する。	1年に1回	係長課長
	ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	3か月に1回	係長課長
使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水ポンプ用監視機	監視室を起動し、運転状態(注)に異常がないことを確認する。 2台以上の監視機を起動し、動作可能であることを確認する。	1年に1回	係長課長
		3か月に1回	係長課長

※3：「動作可能であること」の確認は、基準となる1台の使用済燃料ピット補給用水ポンプを稼働し運転状態の確認を行うとともに、全台数の設置状態(外観点検、絶縁抵抗測定)の確認を行う。

83-12-2 使用済燃料ピットへのスプレイ系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
使用済燃料ピットへのスプレイ系	(1) 使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち屋外に配備する設備について2系統 ^{※1} が動作可能であること (2) 使用済燃料ピットへのスプレイ系のうち屋内に配備する設備について1系統 ^{※2} が動作可能であること	
運用モード	設 備	所要数
使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	可搬型電動圧入ポンプ(可搬型電動ポンプ用発電機含む) 又は 可搬型ディーゼル圧入ポンプ	1台×2
	使用済燃料ピットスプレイヘッド	2基
	燃料油貯蔵タンク	※3
	タンクローリ	※3

※1：1系統とは、屋外に配備する可搬型電動圧入ポンプ(可搬型電動ポンプ用発電機含む)又は可搬型ディーゼル圧入ポンプどちらか1台
 ※2：1系統とは、屋内に配備する使用済燃料ピットスプレイヘッド2基
 ※3：「83-15-8 燃料油貯蔵タンク、タンクローリによる燃料供給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
可搬型電動圧入ポンプ及び可搬型ディーゼル圧入ポンプ	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及び揚程が ≥ 10 m以上、容量が ≥ 10 kg以上であることを確認する。	1年に1回	係長/課長
可搬型電動圧入ポンプ用発電機	発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常がないことを確認する。	3か月に1回	係長/課長
可搬型電動圧入ポンプと同数の可搬型電動ポンプ用発電機	発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常がないことを確認する。	3か月に1回	係長/課長
使用済燃料ピットスプレイヘッド	所要数が使用可能であることを確認する。	3か月に1回	係長/課長

表 83-14 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

83-14-1 宮山池又は海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
宮山池又は海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給	取水用水中ポンプ等による中間受槽への供給系2系統 ^{※1} が動作可能であること	
運用モード	設 備	所要数
モード1、2、3、4、5、6 (及び使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間)	中間受槽	1個×2
	取水用水中ポンプ	3台×2
	取水用水中ポンプ用発電機	1台×2
	燃料油貯蔵タンク タンクローリ	※2

※1：1系統とは、中間受槽1個、取水用水中ポンプ3台及び取水用水中ポンプ用発電機1台
 ※2：「83-15-8 燃料油貯蔵タンク、タンクローリによる燃料供給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
中間受槽	所要数が使用可能であることを確認する。	3か月に1回	係長/課長
取水用水中ポンプ	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及び揚程が ≥ 10 m以上、容量が ≥ 10 kg以上であることを確認する。	1年に1回	係長/課長
取水用水中ポンプ用発電機	ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常がないことを確認する。 2台以上の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3か月に1回 1年に1回 3か月に1回	係長/課長 係長/課長 係長/課長

※3：「動作可能であること」の確認は、基準となる1台の取水用水中ポンプを起動し運転状態の確認を行うとともに、全台数の保管状態(外観点検、絶縁抵抗測定)の確認を行う。

表 83-13 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

83-13-1 大気への拡散抑制、航空機燃料火災への消滅火

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
原子炉格納容器及びアニュラス前への放水 燃料取扱設備(使用済燃料ピットと燃料体等)への放水 航空機燃料火災への消滅火	1号及び2号機において稼働式大容量ポンプ車及び放水機による放水系1系統 ^{※1} が動作可能であること	
運用モード	設 備	所要数
モード1、2、3、4、5、6 (及び使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間)	稼働式大容量ポンプ車	1台 ^{※2} ×2
	放水機	2台 ^{※3}
	燃料油貯蔵タンク	※4
	タンクローリ	※4

※1：1系統とは、稼働式大容量ポンプ車1台及び放水機2台
 ※2：1号機と2号機の両方に同時に放水できる容量を有するもの
 ※3：1号機及び2号機の合計所要数
 ※4：「83-15-8 燃料油貯蔵タンク、タンクローリによる燃料供給設備」において運転上の制限を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
稼働式大容量ポンプ車	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及び揚程が ≥ 10 m以上、容量が ≥ 10 kg以上であることを確認する。	1年に1回	係長/課長
放水機	1台以上のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	3か月に1回	係長/課長
燃料油	所要数が使用可能であることを確認する。	3か月に1回	係長/課長

83-14-2 中間受槽から復水タンクへの供給

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
中間受槽から復水タンクへの供給	復水タンク供給用水中ポンプ等による復水タンクへの供給系2系統 ^{※1} が動作可能であること	
運用モード	設 備	所要数
モード1、2、3、4、5及び 中間受槽	復水タンク供給用水中ポンプ	2台×2
	常用蓄電池ピット及び復水タンク供給用水中ポンプ用発電機	1台×2
	燃料油貯蔵タンク	※2
	タンクローリ	※3

※1：1系統とは、復水タンク供給用水中ポンプ2台及び使用済燃料ピット及び復水タンク供給用水中ポンプ用発電機1台
 ※2：「83-14-1 宮山池又は海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給」において運転上の制限を定める。
 ※3：「83-15-8 燃料油貯蔵タンク、タンクローリによる燃料供給設備」において運転上の制限を定める。




(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当
復水タンク供給用水中ポンプ	ポンプを起動し、運転状態に異常がないこと、及び揚程が ≥ 10 m以上、容量が ≥ 10 kg以上であることを確認する。	1年に1回	係長/課長
常用蓄電池ピット及び復水タンク供給用水中ポンプ用発電機	ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常がないことを確認する。 2台以上の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3か月に1回 1年に1回 3か月に1回	係長/課長 係長/課長 係長/課長

※4：「動作可能であること」の確認は、基準となる1台の復水タンク供給用水中ポンプを起動し運転状態の確認を行うとともに、全台数の保管状態(外観点検、絶縁抵抗測定)の確認を行う。

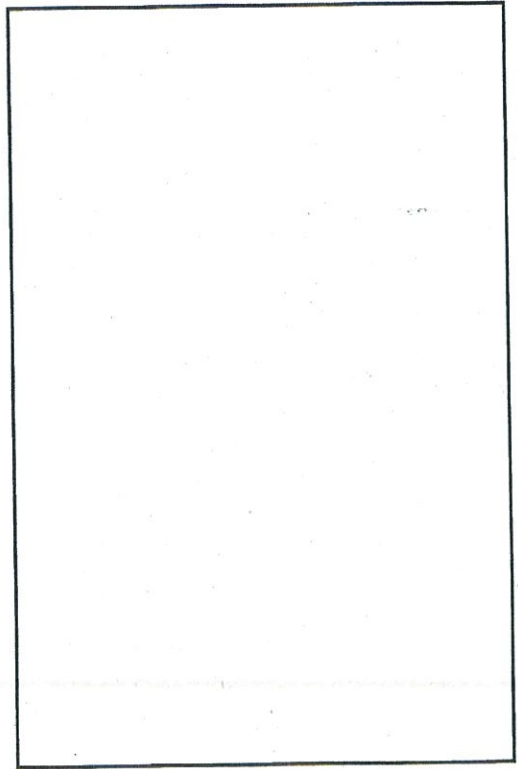
添付4 管理区域図
(第103条及び第104条関連)

管理区域表示凡例

-  管理区域※1
-  汚染のおそれのない管理区域
-  管理区域設定・解除予定エリア

※1：第104条第1項(2)に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

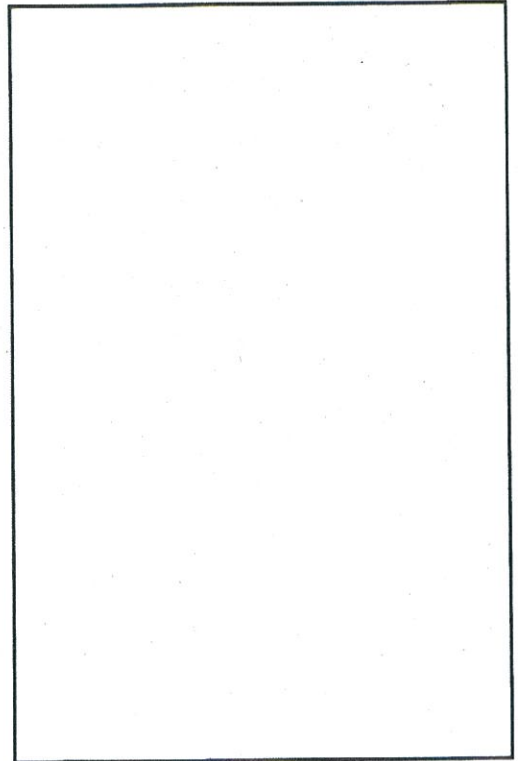
1. 管理区域全体図



管理区域図目次

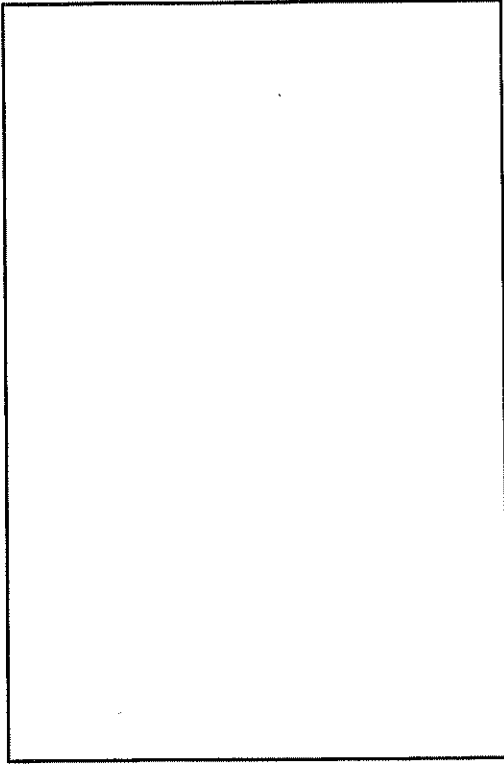
1. 管理区域全体図
2. 1、2号炉 管理区域図 その1
3. 1、2号炉 管理区域図 その2
4. 1、2号炉 管理区域図 その3
5. 1、2号炉 管理区域図 その4
6. 1、2号炉 管理区域図 その5
7. 1、2号炉 管理区域図 その6
8. 1、2号炉 管理区域図 その7
9. 1、2号炉 管理区域図 その8
10. 廃棄物処理建屋 管理区域図 その1
11. 廃棄物処理建屋 管理区域図 その2
12. 廃棄物処理建屋 管理区域図 その3
13. 固体廃棄物貯蔵庫 管理区域図 その1
14. 固体廃棄物貯蔵庫 管理区域図 その2
15. 固体廃棄物貯蔵庫 管理区域図 その3

2. 1、2号炉 管理区域図 その1



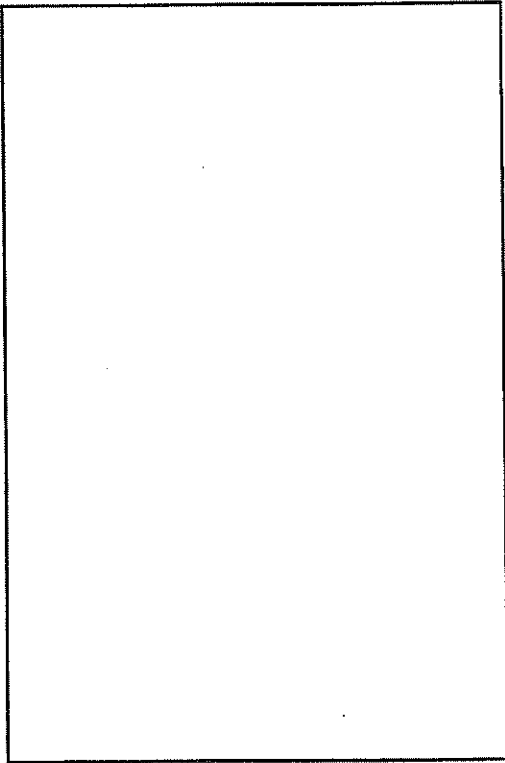
6

3. 1. 2号庁 管理区域図 その2



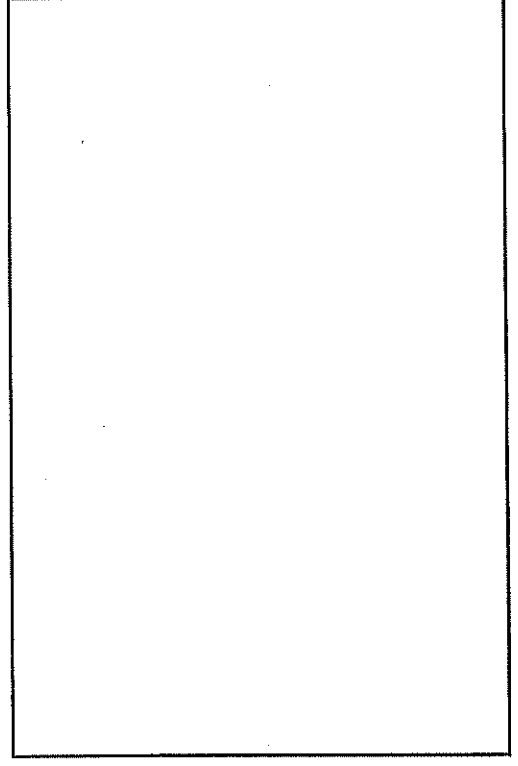
-図4-3-

4. 1. 2号庁 管理区域図 その3



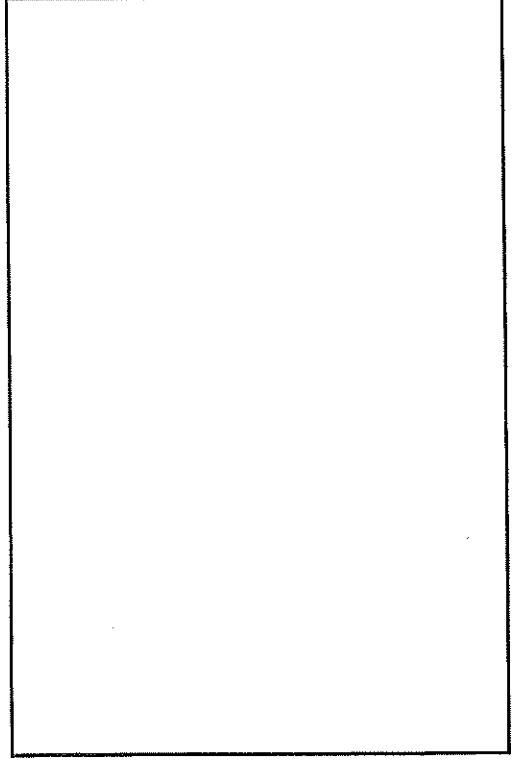
-図4-4-

5. 1. 2号庁 管理区域図 その4



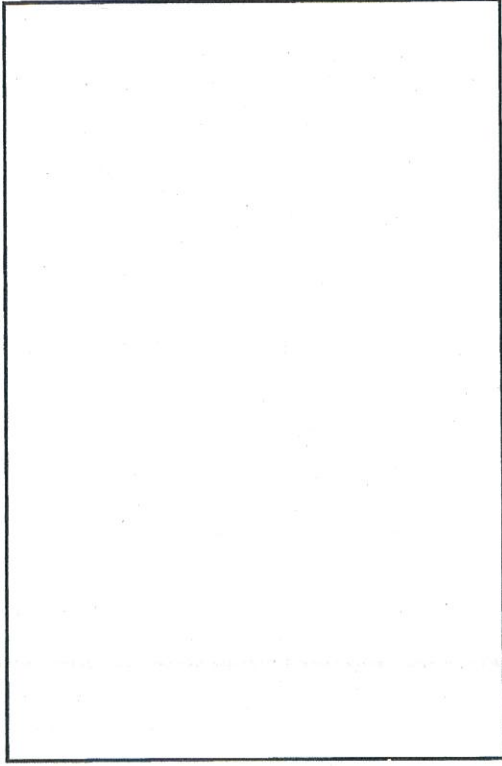
-図4-5-

6. 1. 2号庁 管理区域図 その5



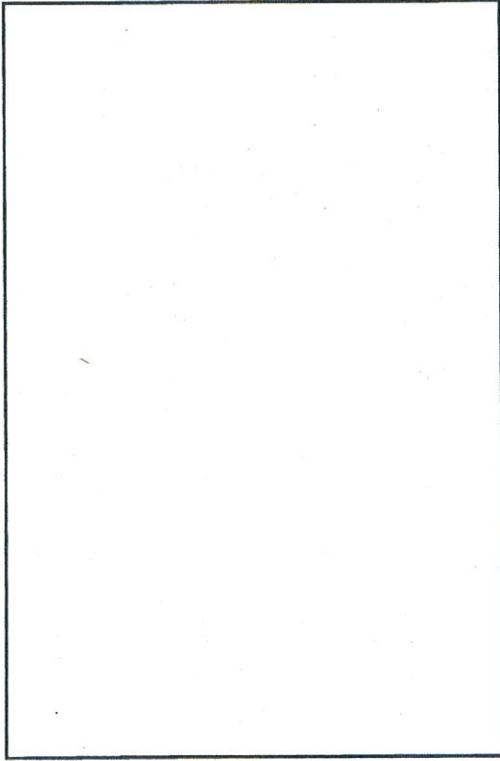
-図4-6-

7. 1、2号炉 管理区域図 その6



-添4-7-

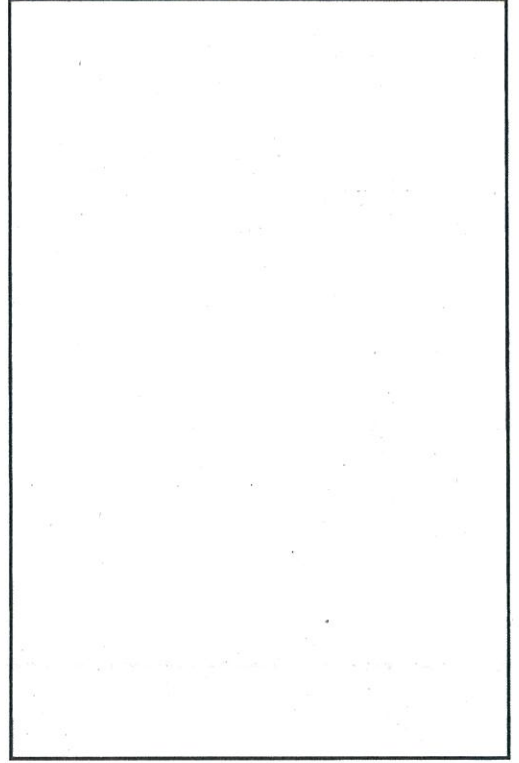
8. 1、2号炉 管理区域図 その7



-添4-8-

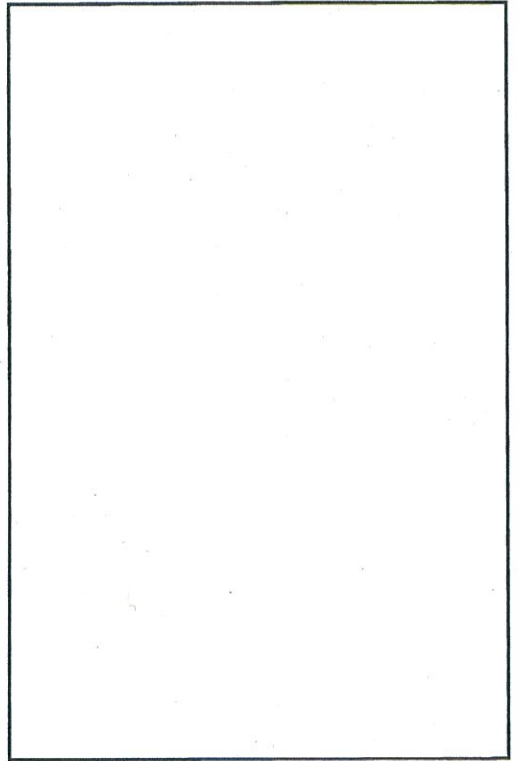
8

9. 1、2号炉 管理区域図 その8



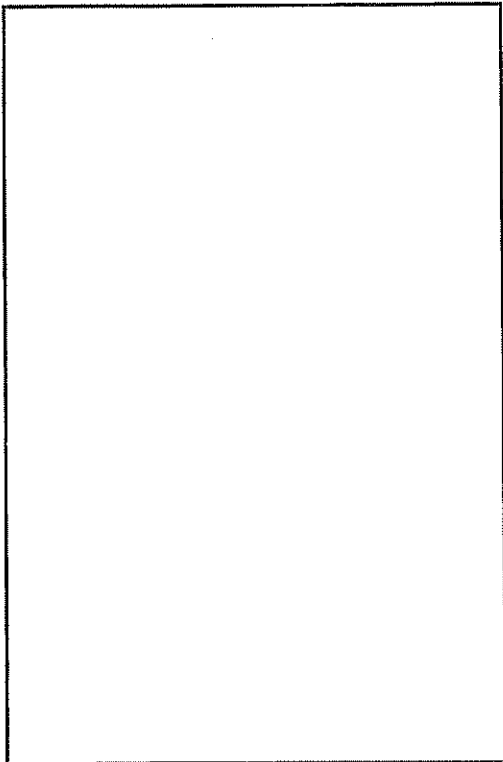
-添4-9-

10. 廃棄物処理建屋 管理区域図 その1



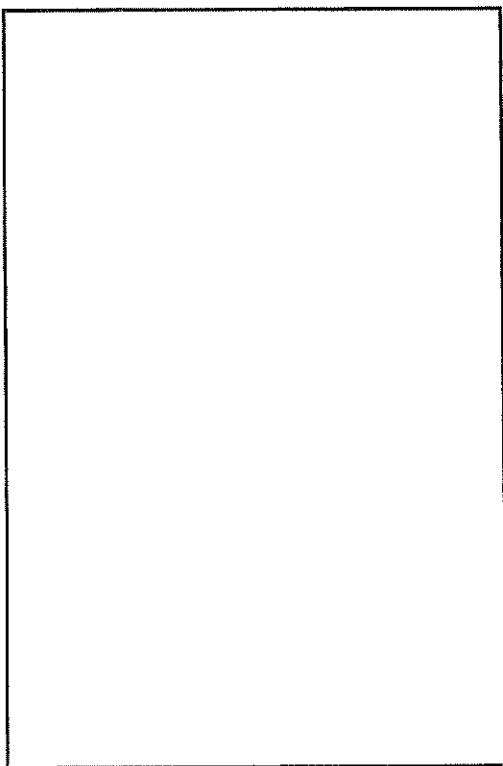
-添4-10-

11. 廃棄物処理施設 管理区域図 その2



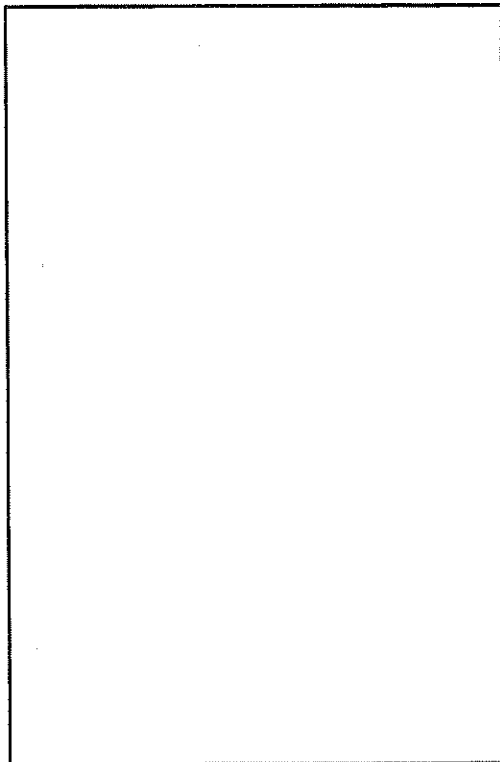
-図4-11-

12. 廃棄物処理施設 管理区域図 その3



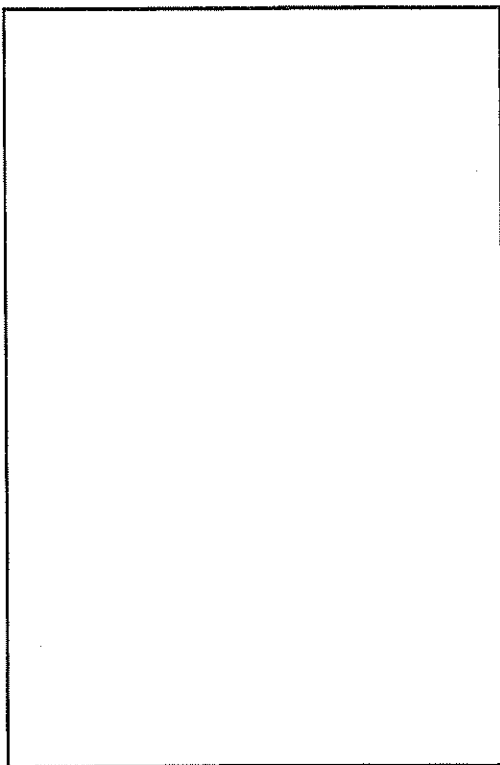
-図4-12-

13. 固体廃棄物貯蔵庫 管理区域図 その1



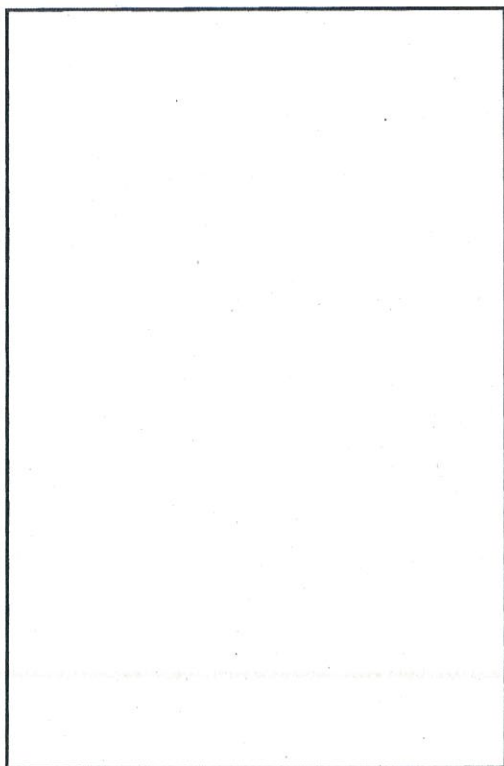
-図4-13-

14. 固体廃棄物貯蔵庫 管理区域図 その2



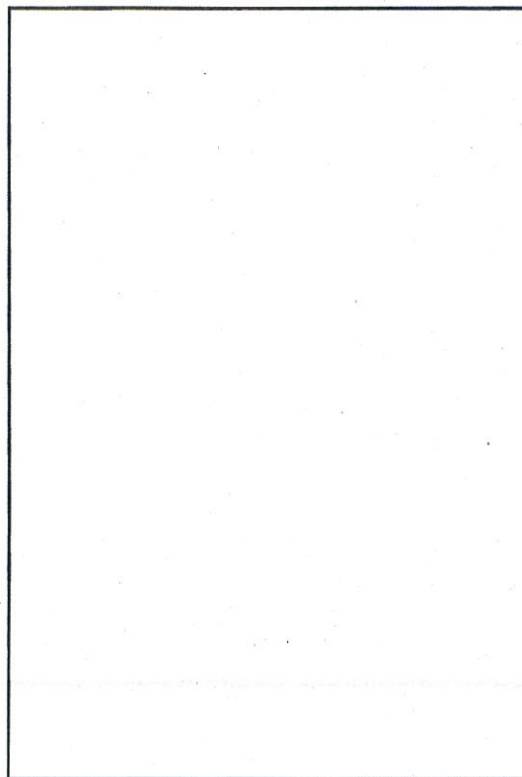
-図4-14-

15. 国体廃棄物貯蔵庫管理区域図 その3



-第4-15-

保全区域



-第5-1-

添付5 保全区域図
(第108条関連)

**「新規制基準」も設置変更許可審査も工事計画審査も保安規定審査も
世界最低水準 ～「行政不服審査法」に基づく異議申立を無視する規制委～**

福島原発事故を検証せずに策定

新規制基準
2013年7月8日施行

国内現存原発を稼働させる為の基準

- ・ ストレステストを課さず
- ・ 深層防護第5層（防災）を課さず
- ・ コアキャッチャ、受動的安全性課さず
- ・ バックフィット容認
- ・ 地震対策、火山対策は緩る過ぎ
- その他多岐

福井地裁高浜再稼働停止仮処分決定
「緩やかに過ぎ、合理性を欠く」

設置変更許可 認可
川内原発1, 2号機
2014年9月10日認可

設置変更許可認可処分に対する異議申立

- ・ 規制行政の過ちを無視
- ・ 原発「推進側の論理・意向」で妥協
- ・ 基準地震動決定過程は「違法」
- ・ 火山予知できず対策が無い
- ・ 原子力防災計画は実現性無し
- ・ 周辺住民の理解が全く得られていない
- その他多岐

異議申立

工事計画 認可
川内原発1号機
2015年3月18日認可

工事計画許可処分に対する異議申立

異議申立

工事計画 認可
川内原発2号機
2015年5月22日認可

工事計画許可処分に対する異議申立

- ・ 行政不服審査法に関する違法性
- ・ 原子力規制委員会設置法と国会決議に関する違法性
- ・ 耐震性に重大な欠陥
- ・ 情報公開の拒否（黒枠白抜きマスキング）
- ・ 航空機事故や破壊行為の防止対策が不十分
- ・ 重大事故対策が不十分、拡大可能性
- ・ 高経年化対策議論まだ

異議申立

保安規定 認可
川内原発1, 2号機
2015年5月27日認可

保安規定変更認可処分に対する異議申立

異議申立

使用前検査を誰が信用？
川内原発1号機
2015年8月11日以降に稼働？

保安規定変更認可処分に対する異議申立

- ・ イチエフ事故を踏まえない
- ・ 異常時の運転操作基準が曖昧
- ・ 安全機能ベース運転に問題点
- ・ 火山活動モニタリング調査・評価を九電に一任
- ・ 情報公開を拒否（黒枠白抜きマスキング）

筆者は、海洋構造物や海洋開発用特殊作業船の設計に20年ほど携わった後、1989年より原子力発電所のメーカーにて原子炉格納容器の設計および耐性評価の研究に従事した。福島事故で様々な技術的な問題点が指摘されてきたが、原子力発電技術の特徴と大規模事故の起こり方とその対策について再度検討すべきと考える。現在行われている原子力規制基準の内容、あり方に重大な欠陥があると考えるので、改めて原子力発電の安全性についての意見述べる。

1. 事故防止の考え方と対象技術の受忍

(1) 本質安全の追求が不十分

一般に、技術の選択における安全性の考え方を図1に示す。フローのはじめでまず対象とする技術は、本質安全化できるかを問うている。原則は『事故を確実に防ぐには、“事故が起きても、ひとが傷つかない”ように本質安全にすることである。

本質安全とは、『危険源をなくすか無害化すること、危険源から距離をとり被害をおよぼさないようにすること、または、事故になってもひとが傷つかない程度のエネルギーに限定することなど』である。技術を社会へ適用させていく上で、まず最初に本質安全を成立させる努力をすべきである。原発は本質安全を追及する努力を怠って、単なる多重防護に依存してきた結果が、福島事故で働くべき重要な冷却系が機能しない事態を数多く生じ、その機器の機能不全の連鎖が結果として1号機から3号機までメルトダウンしてしまった。しかも、米国から技術導入された原発が日本で独自に進められた「軽水炉改良標準化計画」によると、作業の効率化や被ばく低減、機器の信頼性向上といった経済性を終目的とするはあくまで稼働率向上であり、格納容器設計の基本的な性能や安全性向上という原発の技術的な根幹に関わる改良をしてこなかった。

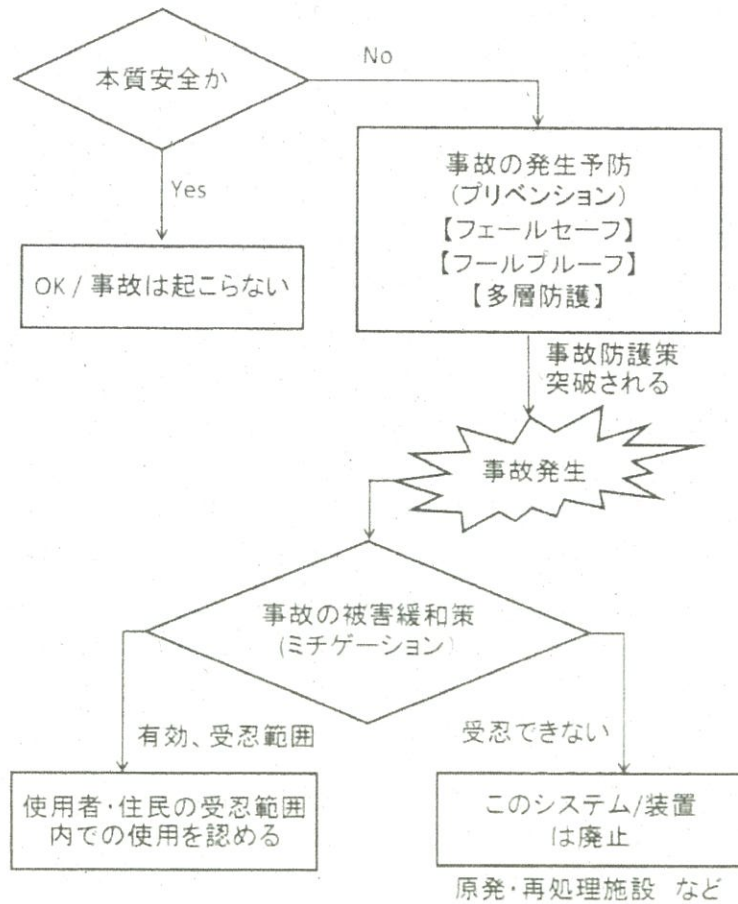


図1 事故防止の考え方と対象技術の受忍

(2) 福島事故をどうみるか

福島事故は、地震・津波が事故のはじまりであるが、安全性の確保という観点からは事故の進展に伴い安全を支えるべき装置類が機能しなかったことが、原発の持つ本質的な欠陥である。例をあげれば、1号機の隔離時復水器（非常用復水器ともいっている。ICと略称で言われる）は（ECCS系ではないが、）電源がなくても原子炉の蒸気で起動できる、いわば外部からのエネルギー供給（駆動動力）を必要としないある面では優れた冷却システムであり、事故時に吉田所長も頼りにしていたものであるが、現実には機能（冷却）しなかったし、機能していないことすら分からなかった。本来、電源に依存しないはずであるが、電源がないことでバルブを思うように開いたり閉じたりできず、そのバルブの開閉状態すら事故後長い間調査してもはっきりしない。さらに原子炉の水位計に欠陥があり水位が把握できなかったことから、原子炉の冷却に失敗した。実は多重防護の観点から他の冷却系を検討する方向もあったが、ICの機能確認ができないままそれに頼りすぎた結果、

後段の冷却系を利用することに失敗したと言える。ただ、このことは判断ミスというより、そうした判断ミスを誘発するシステムの欠陥を示すもので、現行の規制基準はこうした事故の本質的な構造にきちんと対応するものになっていないし、そうした努力をしているか極めて疑わしい。実際、福島事故で分かってきた技術的課題に多くの未解決問題があることは東電自身も認めている。こうした問題について規制委員会は、福島事故を踏まえて対策したとしているが、例えば、原子炉格納容器を貫通している配管に取り付けられた隔離弁（事故時に格納容器を外部と遮断して放射性物質の外部への漏えいを防ぐ弁）が原子炉の冷却を担う ECCS 配管であった場合、IC と違って電源喪失時に自動的に閉まる設計にはなっていないことを確認しただけで、装置の故障モード（壊れ方）が隔離弁の開閉にどのような問題が生じるかという基本的な検討をしていない。IC そのものは、福島第一原発 1 号機と敦賀 1 号機だけにしかついていないが、隔離弁の機能という面で普遍の問題である。これでは、事故が起き必要な時に ECCS 系配管の隔離弁が閉じてしまい冷却ができなくなる可能性の検討と、逆に配管が破断した時に何らかの要因で隔離弁が閉じることができなくなる可能性について本気で検討しているように見えない。事故の進展シナリオに応じて、働くべきシステムが機能しない事態を丁寧に分析し、確実に事故の進展を阻止するロジックを組み込む努力がなされていない。機器の損傷だけでなく、後に出てくるフェールセーフを含めてシステム上の潜在的欠陥が既存の原発には多く含まれていることはほとんど疑う余地がない。規制側は、そうした基本的な安全系のシステムの欠陥をいかにして洗い出すかが問われている。形式的な審査で電力会社の説明を追認するだけでは原発の安全確保などできるはずがない。原発は本質安全が成立しないだけでなく、こうした基本的な規制の審査がおろそかにされていることが原発をより危険なものとしていると言わざるを得ない。

（3）六本木自動回転ドア事故

－「赤外線センサーがあるので安心」という“安全神話”－

2004 年 2 月六本木ヒルズで大型自動回転ドア（図 2 参照）に挟まれた小学生が死亡した事故では「赤外線センサーがあるので安心」という誤った考え方が、事故を生んだ。回転ドアは、質量 2.7 トン、毎秒 76 cm もの速度で回転しており小型トラック並みの運動エネルギーを持つ。挟まれたら子供でなくとも十分に死亡する可能性が高い。

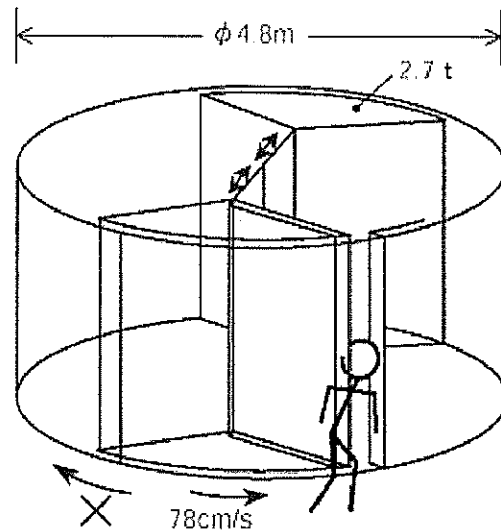


図2 大形自動回転ドアで人が挟まれる状況の想定

赤外線センサーは、人を検知してドアを止めるとされていたが、実際にはセンサーの性能上の限界があり人を検出できないことがあることが分かった。また、センサーが故障していれば回転ドアを止まらないことは自明である。さらに実験によるとセンサーが機能しても、慣性力（勢い）により止まるまで約 25 cm動いてしまうことがわかった。こうしたセンサーで人を検出し、止める安全を「制御安全」と言い、センサーや機構部分の故障があると止めることができない。つまり、止めるべき安全装置が機能せず、人がはさまれることになる。例えば、10 万年に 1 回しか故障しない回転ドアであっても、それが全国に 10 万台あると、確率的にはどこかで回転ドアが毎年 1 回故障することになり人が挟まれることになる。しかも、小型トラック並みの重さを持った回転ドアであるから、挟まれればほぼ確実に人が死ぬ。つまり回転ドアは、「赤外線センサーがあるから安全だ」とした安全神話が、「毎年一人ずつ人を殺す殺人マシン」ということになる。

（4）原発の設計は本質安全が成立しない —LOCA に対する対策の難しさ—

これに対して原発では本質安全化の努力はなされてきたであろうか？歴史的にも、代表的な設計基準として配管破断による冷却材喪失事故（LOCA）を想定し、最も影響の大きい配管の瞬時に破断を考え、炉心の水が無くなり空焚きになりそうな状態になると緊急炉心冷却系（ECCS）のポンプが働き炉に大量の水を注入するシステムを複数台設置することにした。しかし、ECCS 設置直後には、原子炉が空焚き状態になった時に、実際に水を入れることができるか疑われる事態となった。その後何年もかけて試験をしてある程度の信頼性があることになったが、その間、ECCS の信頼性は未定な状態であったと考えられる。そもそもそうした基本的な信頼性に疑問があっても直ぐには確認が難しく、実機レベルでの多くの安全システムが実際の事故時に確実に働くか証明が困難である。それでは、ECCS

が一定の効果があるとした場合にも、大規模な配管破断つまり大 LOCA 時には原子炉内の水が一気になくなり、圧力が急激に減少するので大量の水を入れる低圧系の ECCS が作動するよう計画している。しかし、ECCS のひとつを考えても構成する機器や配管は非常に多数、多量にわたり、原子炉の状態を把握して ECCS を作動させるためのセンサーやその信号が確実に働くこと、水を送るポンプが作動すること、水を供給する水源が十分に確保できていること、水の流れを制御する多数の弁（バルブともいう）等が機能することが必要である。個々の部品が確実に作動することが重要であり、信頼性のないものをいくつ多重化しても機能するとは限らない。例えば、LOCA に対して「ECCS がいくつもあるから炉心溶融は起きない」といった固定観念が、結果として「炉心溶融を起こす」原因となっている。原発の基本的な特性は、一旦制御ができなくなると直ちに危険な状態になり得ることである。そのことが、スリーマイル島原発事故やチェルノブイリ原発事故の教訓を生かせず、福島で次々と 3 機とも炉心溶融を起こしてしまった背景にある。

1979 年の米国スリーマイル島原発事故では、配管が切れた訳ではないが一次系の加圧器逃がし安全弁が開いたまま（開固着という）になってしまい、結果として LOCA に至っている。ちなみに、逃がし安全弁の多重化を考えた場合、圧力を下げるために、弁の故障（弁が開かない閉固着）を想定して、同類の弁を 5 個も 6 個もつけて多重化をして信頼性を上げている。これは、万一にも過圧してしまい原子炉 1 次系が破壊してしまうことを恐れて徹底した多重化をしているものである。しかし、弁が開いて圧力が下がった時には、逃がし安全弁はバネで閉じるようになっているが、スリーマイル島原発事故のように、逃がし安全弁が一つ開いたまま故障（開固着という）してしまうと、LOCA になる。これは、1 次系の圧力バウンダリー（容器や配管、バルブの圧力のかかるすべての場所）の 1ヶ所でも穴が開くと事故になるが、この故障は逃がし安全弁の数を増やしても意味が無いことを示している。つまり、バルブの開固着には多重化が可能だが、開固着に対しては数を増す多重化が意味をなさないわけで、物の故障モード（故障の仕方）が安全機能に対して非対称であることが重要な点であり、多重防護が困難な事例である。したがって多重化により LOCA を防ぐことができないとなると、緊急炉心冷却系（ECCS）作動の段階で事故を収束させるしかないが、ECCS 自身が信頼性に依存した装置で、複数個の ECCS を用意するが、すでに述べたような限界をもっていることになる。

スリーマイル島の事故以降に、大 LOCA を中心していた対策の考え方が改められた。大 LOCA の場合には原子炉の圧力が急速に下がるので大容量の低圧系 ECCS が作動するが、小規模な冷却材喪失事故（小 LOCA）では、原子炉は高圧のままなので、かえって冷却が難しいことがある。つまり、大 LOCA ばかりでなく、小 LOCA の重要性が認識されるようになった。

福島事故では、電源がなく高圧系、低圧系の ECCS すべてが使用できない事態になった。外部から消火系配管に繋ぎこんで、容量の小さいポンプで注水することになったので、原

子炉の圧力を下げるため、逃がし安全弁を開こうとしたが、格納容器内の圧力が設計圧を越えていたので、逃がし安全弁がなかなか作動しない事態があった。

肝心な時に、逃がし安全弁作動できなかったことは重大な問題であり、すべての同様な部分に関してプラント全体に検討しておく必要がある。

(5) 目指すべき本質安全対策

従来の回転ドアのような危険な装置は放置するべきではない。対策は、例えば、回転ドアの重さを3分の一にして速度を半分にすれば、速度は2乗で効くので、運動エネルギーは $1 / (3 \times 2^2) = 1 / 12$ になり、人が死ぬようなことにならない。こうした、事故があっても確実に安全（少なくとも人が回復不能な傷を負わない、死ぬことがない）を確保することが本質安全である。あらゆる装置は本質安全をまず追及すべきである。

現実にはすべての装置で本質安全が成立する訳ではないが、技術において本質安全を追求せずに安易に不確かな“安全装置もどき”に頼ることは間違っている。

原発においても、完全な本質安全化はできないにしろ、部分的には機械類に頼らない受動的な安全系を強化すべきだ。しかし、一例として受動的な安全装置の典型である放射性物質を閉じ込める格納容器ですら本質安全とは程遠いものであることを示す。事故のシナリオによっては過圧・過温すると、格納容器がもつ本来の閉じ込め機能を放棄して格納容器ベントする。放射性物質がでるので、フィルターをつけるということだが、こうした格納容器の基本的な設計を見直すことなく、フィルターベントをつけるから良いとすることは、次のような問題がある。

①フィルターベント装置は希ガスは取れないから、事故初期の大量の放射性物質の拡散は避けられない。②水を利用したフィルター機能は、水位や流量、温度ほか非常に限定された範囲でしか機能しない。③金属フィルターは詰まる可能性がある。特に長時間使用すると信頼性は著しく落ちる。④重大事故時には、大量の水素が出るので、水素爆発を防ぐ装置が独自に必要であるが、確実に機能する仕組みが困難。⑤フィルターベント装置自体が電源構成、流量、圧力・温度、水位等の制御、水素対策など非常に複雑なプラントで、バルブ構成も複雑で、事故の時に確実に作動する可能性が到底保証できない。⑥格納容器は、隔離弁だけ閉じればあとは何も複雑な機能は要求されないが、フィルターベントシステムを追加することが、格納容器の閉じ込め機能の信頼性を著しく低下させる。⑦過酷事故時には想定した条件を逸脱する可能性があるから機能しないことを考えておく必要がある。

実際に、格納容器に接続された配管から、フィルターベント措置の出口までのいずれかで破損して放射性物質が漏れる事態になると、隔離弁を閉じて切り離すことになるが、そうなるとやがて格納容器からフィルターを通さずにベントすることになる。もちろん、フィルターベントシステムを複数つけば、多重性はあがるが、似たような装置を付けることは共通要因故障のリスクを免れない。フィルターベントのような装置は、確実に作動す

る保証のないもので、回転ドアの「赤外線センサーがあるから安全」というのに等しく「フィルターベントがあれば安全」というのは、新たな安全神話そのものである。格納容器という安全の最後の砦に、不十分な付加的な仕組みをつけることは、格納容器のもつ本来の閉じ込め機能を強化する面よりも、格納容器ベントを正当化させるために付ける“アクセサリー”のようなものと解せる。本質安全とは対極にあるものである。

格納容器本来の“閉じ込め機能”を確実に担保できないなら、安全性の基本に立ち返って、放射性物質の最終障壁となっていない格納容器を認可することがそもそも間違っている。ただし、PWRの場合、格納容器が大きいとしてフィルターベントを不要と決めつけたり、装置の設置に猶予期間を設けたりすることが許される訳ではない。それらの議論は、格納容器の過酷事故に対する最低限のことすらしていないだけで、こうした基本的な安全性の議論以前の話である。

(6) 事故の防止対策（プリベンション）

図1にもどって、現実の複雑なシステムでは、本質安全が成立しない場合が多い。その場合には、事故の発生を予防する（プリベンションという）ための仕組みを組み込む。

その場合にも、基本的にはフェイルセーフとフルプルーフを基本とし、さらに事故に至る経路を遮断する防護柵を多重に設ける多重防護にする。フェイルセーフとは、部品や装置が故障した時に、安全側になるように設計することで、安全設計上重要な考え方である。フルプルーフとは、人がミスをしそうになっても危険な状態にならないよう設計することで、あらゆる装置で広く採用されている。

(7) 事故の影響緩和（ミチゲーション）と残余のリスクの説明

しかしながら、どんなに事故の発生を予防しようとしても、事故を防ぎ得ない場合があるので、事故が起きたと仮定して事故の影響を緩和する手段（ミチゲーションという）を講じる。原発に限らずある技術が社会に適用される条件を考える。その技術がもっている特性から、どのような危険があるか洗い出し、回避措置をとる。十分な安全対策をしたとしても、本質安全が成立していない限り、事故の予防策、事故の緩和策を徹底する。その上で、技術を提供する側が、回避できない可能性がある「残余のリスク」に関してその危険性、つまり起こり易さではなく最悪の被害の程度をきちんと説明することが必要である。

最悪の事故で避難が必要であればその具体的な手順を決め、その実現性を示した上で、当該技術を使用する判断を、その被害を受ける可能性のある潜在的被害者が可否を決定する権利がある。原発においては、規制基準の厳しさは関係なく、核反応の停止に失敗するとか、格納容器が破壊するなどの例えその可能性が小さい事故でも、最悪の被害を及ぼす事故を想定し、避難の可能性を含めて、潜在的な被害者はその技術を受忍できるかどうか判断することが民主主義のルールである。原発の場合、国のエネルギー政策としての面もあるが、その前に潜在的に被害者となり得る人たちに最悪の事故が起きた時のことを説明

し納得してもらわなければ、国の政策の議論の入り口にすら立てない。国のエネルギー施策であるから、個人の生存権が脅かされてもしかたがないということにはならない。このことは、福井地裁の大飯原発訴訟で明確にされており、正に図1の技術の社会的受忍の決定プロセスそのものである。現在各原発の地元で説明されていることは、技術システムとして確実に作動することを保障されていない“括弧付きの安全装置”（安全装置もどき）が作動するものとして、書いた事故シナリオに沿った新たなる安全神話にすぎない。しかも、放射性物質の被害の広がり、限定などできないのが自明であるのに、福島事故から推定した（実際にははるかに広い被害であるが）「緊急防護措置区域（UPZ）」を30kmとし、周辺市町村を極めて限定的に選んで説明をしている。福島事故は結果としてあのような不幸な被害にあったが、それでも最悪の事故とは程遠いことは、事故直後の政府の想定した最悪シナリオ（元原子力委員会委員長近藤駿介作成）でも明らかである。半径170kmがチェルノブイリの強制移住基準並みの汚染が予想され、首都圏・東京を含む半径250kmの東日本が避難の対象になり得るという事実は原発事故を考える上で無視できない最も重たい事実である。本質安全の成立していないばかりか、電力会社の事故シナリオをそのまま追認し、格納容器が破損しないという希望的な予測の上に避難計画を考えるという二重、三重の過ちを犯していることになる。

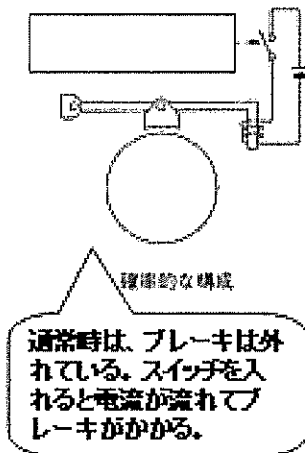
（7）確率的安全と確定的安全

安全設計上、本質的に異なる二つの安全設計思想がある。議論の前提として、今安全を確保するとは、どのような状況でも“ブレーキ働き止まること”と定義する。その上で、図3に示す、通常のブレーキシステムでは、危険が迫ると制動信号が発生され、スイッチが入る。回路に電流が流れコイルで電磁石が働いてブレーキをかけることで止まる安全が確保できる。

こうしたシステムでは、スイッチ、電源、電気回路、コイルのいずれか1つでも故障するとブレーキが効かなくなる。つまりすべての部品が確実にすべて作動することを前提にしたブレーキであり、部品の故障率にしたがって機能を失う。したがって構成部品が多くなるほど故障する可能性が高くなり、故障するとブレーキが効かなくなるので安全性が低下する。

確率的安全

部品点数が増えるほど故障し易くなりブレーキが効かなくなる可能性が高まってくる！！



- 1) スイッチの接触不良
- 2) 電源ダウン
- 3) 回路断線
- 4) コイル断線

いずれの故障もブレーキが効かなくなる

→全ての機構が常に正常に動くことを保証しなければならない

(確率的に必ず故障が起こる)

『佐藤国仁 技術における安全とは何か』に加筆

図3 確率的安全

構成する部品の故障率に応じて止める機能が失われるつまり構成部品の信頼性 (= 1 - 故障率) によって安全性が左右される「確率的安全」である。例えば、ある部品 (例えば電源回路) の故障率が年間 100 万分の一であった場合、ブレーキの部品点数が 10 個であれば、部品故障率が同じとすれば故障率は年間 10 万分の一であるが、100 個の部品で構成されたブレーキの故障率は 100 倍になり、年間 1 万分の一になる。つまり、このブレーキシステムは信頼性 (故障率としてもよい) に応じて機能するため、確率的安全という。信頼性に依存した確率的安全は、故障した場合に直ちに危険になるシステムで、一定の確率で確実に事故を起こすことになる。

原発の安全が確実でないのは、ひとつにはこうした確率的安全に依存しているからである。では、すべての機械類は宿命としてこうした確率的安全に依存しているかというところのような訳ではない。工学的には機械安全の安全基準として図4に示すような確定的安全を採用 (概念として) することができる。

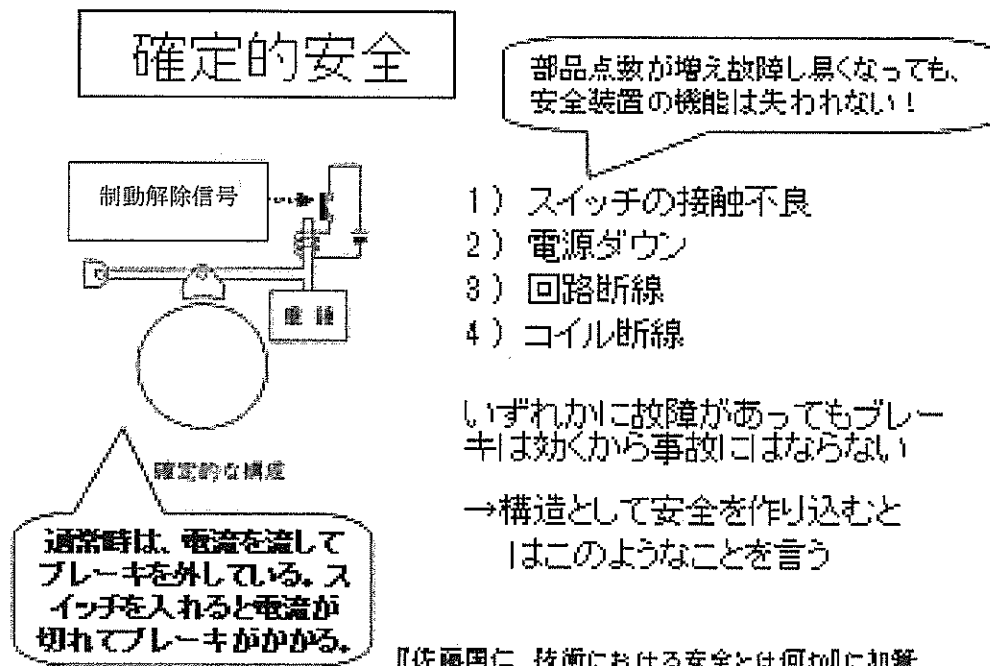


図4 確定的安全

同じブレーキでも、重りを取り付けて、通常運転時には電磁石（コイル）に電流を流してブレーキをはずして車輪が回転しているようにする。制動解除信号が発せられ、スイッチを切ると、磁石の電流が切れて重りの重さでブレーキがかかり車輪がとまる仕組みにする。このようにすると、スイッチ、電源、回路、コイルのいずれの部品が故障しても電流が切れてブレーキがかかる。つまり、故障すると自動的にブレーキがかかる。部品点数が増えると、図3のシステムと同様に故障し易くなる。つまり部品の故障率に応じてある確率で故障する。しかし、故障してもブレーキが自動的にかかり安全が確保できる。このようなシステムでは、故障はしても安全が脅かされることがないので確定的安全という。安全とは、受け入れ不可能なリスクがない状態であり、例え一人の命、一人の取り返しのつかない怪我也起こさないようにすることである。決して確率が小さいからよいとするものではない。もし、機械をこうした設計にできれば、想定した故障の範囲であればフェールセーフが成立する。ただ、例えばブレーキシュー（車輪を押さえつける部分）が摩耗したり、油が着くようなことがあればブレーキが効かなくなるので、本質安全が成立する訳ではない。ただ、それにも関わらず想定した範囲のもであっても、その範囲内の安全性が確定するので、その違いは事故の発生確率で言えば、何桁も違う。逆に、ブレーキシュー

一の機能維持の問題は、別途対策をすればよい。機械の安全設計は、やたらと安全装置の追加で複雑化するのではなく、重要な安全装置を確実に作動するよう設計することである。具体例として、長い貨物列車では、各貨車のブレーキを1本のエアホースでつなぎ、エアの力でブレーキをはずしておき、エアーを抜くことでブレーキがかかるようにする。万一どれかの貨車が脱線しホースが切れた場合、自動的にブレーキがかかり止まる安全が確保できる。いわゆるフェールセーフ機構である。原発においても、こうした安全設計思想に沿った対策を組み込む努力をしていれば、無暗にももの信頼性や多重性だけに頼った現行の安全設計から抜け出し、ワンレベル上のシステム設計ができるはずである。やたらと多重化するような力づくのシステム構築ではなく、まず可能な限りこうした確定的な安全系を構築したその上で、多重化、多様化を付加していくべきである。そのためのリスク評価は大いにやるべきであり、故障することと、システムが機能しなくなることの違いを明確に分けて設計することである。重要なことは、「ものは一定の確率で故障することがある。だから一定の確率で安全性が失われることがある。これが技術の安全対策の限界である。」などといった全く工学的な安全の原理を無視した開き直りの議論が安易に語られていることである。しかもそれを原発のような事故の被害が限定できないようなシステムにおいても公然と適用しようとする愚かさは、到底見過ごすことはできない。

(8) 原発の安全設計上の基本的な問題点

①安全性を追求する姿勢に誤りがある —グレーゾーン問題—

安全性にかかわる科学的知見や普通の一般的なものごとを判断する時に、通常白黒がはっきりしないグレーゾーンをどう考えるかが重要である。

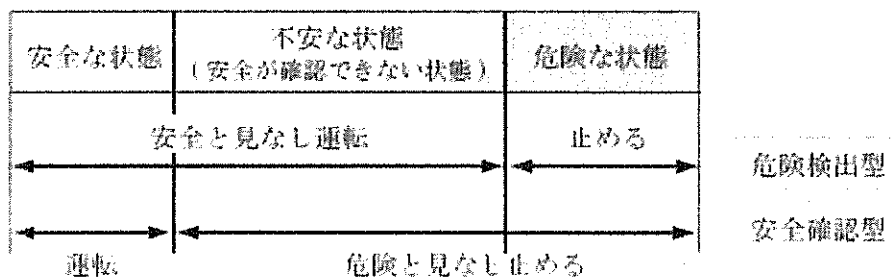


図5 グレーゾーン問題

図5において左側の「安全な状態」では運転できるし、右側の「危険な状態」であれば

止まれば良い。しかし、中間の「不安な状態」つまり安全が確認できない「グレーゾーン」においては、判断が分かれる。上の段の「危険検出型」というのは、危険があるか調べて危険が検出できなければ安全とみなして運転することを意味する。

これは、原子力の設計基準地震動を決める為の活断層の評価や津波の評価に典型的に表れている。そもそも活断層が必ずしも地表に出ているとは限らず、むしろ地表まで現れていないことの方が多いとも言われており、地面の下を一生懸命調べたとしてもすべての活断層が詳細にわかるわけではない。活断層の長さや広がり等調査で把握したことを基礎に震源を決めて解析で地震動を求める。同時に地層の3次元的な構造を調べ、地震波を増幅することがあるかどうかを特定することになっているが、複雑な地層の褶曲構造や密度の違いなどどこまで把握できるのか極めて疑わしい。柏崎刈羽原発で想定より4倍も大きな地震動が観測され、その原因を調べる為、地層内の3次元的な構造を調べた結果、本来は地震動が減衰（振動が小さくなる）していくはずだった所で地層の構造によって地震波が増幅したとされている。日本中の原発で、そうした増幅する構造があるかどうか、新規制基準では調べることになった。しかし、地震波の伝播は回折、反射、複数の波の干渉など、極めて複雑な現象が起こることが推測され、柏崎刈羽原発のように地震動の増幅したデータがあった場合ならともかく、地層のデータだけから地震波の増幅を現実の予測することなど不可能なことだと考える方が自然である。しかも、地震の原因となる地殻の破壊現象は、1ヶ所で起こるだけではなく時間と共に相当長い距離を進んで行くため、次々と発生する複数の地震動が複雑に関係するため益々予測が難しいと考えられる。（阪神神戸大震災以降特に、次々と新たな地震動が増幅するメカニズムの議論がなされてきたが、こうした議論は、いつも地震の後で“なぜこんなに当初の推測と違うのか”という形で後追いの議論がなされてきた。決して、地震前に最大規模な増幅された地震動を議論する構造にはなっていない。）それが、証拠に全国の原発の設計基準地震動は軒並み当初の2倍から4倍近くになったが、さらに、それで十分かどうかははっきり分からない。はっきりしない場合には、少なくとも既往最大の4倍、あるいは5倍レベルまで増幅するものと設定し、詳細を調べて明らかにもっと小さい増幅率になることが断定できた時（科学・技術の現在のレベルである程度可能とみるか、あるいは科学・技術の根源的なレベルで不可能とみるべきか見方は分かれるが）に増幅率を減少させるようにすべきであろう。原発の耐震基準は、最大規模の地震動を予測するために、この不確定な情報に基づいたデータの上に築かれたものでグレーゾーンの問題だ。本来なら、不確定な場合には、推定される最大規模の増幅を考慮（必ずしも十分であるか分からないが）する安全側の判断をしない限り過去に何回も経験してきた設計基準地震動を上回る地震動に遭遇することになる。不確かさを考

慮し、“従来より厳しい規準”を設けたとしても、そもそもが稀に起こる自然現象の予測あり、統計学的には、例えば1000年に一度とされる現象を証明するにはその100倍も1000倍も長期にデータをとってはじめてその信頼性が証明されるわけで、たかだか数百年（そのデータすら当時の科学・技術のレベルから限界があるが）のデータでそのような予測の正しさを証明できるはずもなく、それをもって設計基準を超えないことは保証されない。

同様に津波、火山など自然に関わる不確かさが関係する問題は、当然ながらすべてグレーゾーン問題を内包する。原発の安全性を考える際、少なくとも設計基準地震動や設計基準津波、火山などの考慮すべき自然現象が特定できなければ、原発の設計などできないことは論を待たない。

②過酷事故を巡るグレーゾーン問題

原発の過酷事故時の問題は様々な不確定性があるが、ここでは、PWR 原発が LOCA と電源喪失が重なり、炉心溶融を起こした場合の対策で、炉心への給水をあきらめ、格納容器スプレイで格納容器を冷却する厳しい事故シナリオを取り上げる。炉心溶融開始まで20分前後で、原子炉容器も事故開始から1時間半程度溶融貫通するという。

この時、格納容器内に上部からまいたスプレイ水が、原子炉容器直下の原子炉キャビティに1m以上の水プールをつくり、そこに原子炉容器を溶融貫通した溶融炉心と溶けた炉内構造物が水中に落下し、冷却されるので溶融物とコンクリートが反応して、水素や一酸化炭素などのガスを大量に発生するコア・コンクリートを防ぐことができるとしている。この時最も懸念されるのが、水蒸気爆発の発生で、今までの水蒸気爆発に関する実験結果を恣意的に解釈して水蒸気爆発を起こす可能性が極めて小さいとした。したがって、この手順は審査基準を満たしていると結論づけている。水蒸気爆発は、原子力の歴史の中でも、昔から発生が危惧されてきたもので、実機の100分の一以下の質量による実験結果から解釈しているが、実機に対してスケールを外挿して評価したり、実機における事故の状況を恣意的に限定して水蒸気爆発は起きないと結論している。この判断は、少なくとも金属工場における水蒸気爆発事故や火山の水蒸気爆発事故の現実を無視した理論的な根拠の薄弱な評価であり、少なくともグレーゾーン問題であり、しかも万一起き場合には取り返しのつかない事故に至る可能性が高い。こうした極めてクリティカルな爆発現象を確率的に起きにくいなどという判断は、グレーゾーン問題を安全側に判断すべきことを無視したあまりに非常識な結論である。原発の過酷事故時に、水蒸気爆発を起こさないというなら、金属工場における水蒸気爆発や火山で起こる水蒸気爆発をコントロールできるというのであろう？そして、忘れていけないことは溶融した燃料は基本的に水で冷却せざるを得ない

ため、水との接触は避けられない、つまり、溶融燃料は水で冷却しないとどこまでもコンクリート等を侵食し、やがて格納容器も突き抜けることになるが、水を入れると大規模な水蒸気爆発の発生が懸念されるという、“水を入れる”“入れない”のいずれの選択も安全側の選択とは言えない。このことが原子力の過酷事故時の安全対策上最も深刻な問題のひとつである。現在,PWR で取ろうとしている炉心溶融後の対策は、この矛盾を、“水蒸気爆発の危険性に目をつぶって、冷却することを優先”し、“本来なら避けるべき水プールへの溶融炉心の落下でも水蒸気爆発は起こりにくい”と、科学的事実と安全の原則に基づいた判断をせずに、詭弁を弄しているにすぎない。

③単一故障基準は共通要因故障や多重故障を防ぎ得ない

原子力の安全性の基本は、単一故障基準と多重防護によっている。単一故障基準とは安全系の装置において、それが機能すべき時に、それを構成するサブシステムあるいは部品の一つが故障して働かないもの仮定して、それでも安全系の当該装置が機能を失わない設計にしている。この時、故障を仮定する対象は、当該安全系装置を構成するすべての構成サブシステムあるいは部品を含んでおり、どれかひとつではあるが、順番に個々の故障を仮定しても装置が機能障害を起こさないことを意味する。したがって、ひとつの故障とはいえ、すべての構成サブシステムあるいは部品の故障を仮定する検討せねばならないので、単一故障基準を適用するということは、設計上の作業を膨大なものにすると同時に、それを適用しない場合に比べると安全性のレベルははるかに上がることは事実である。いわば、前述の確率的安全を一つ一つの部品毎に故障対策をするような形である。しかしながら、福島事故で明らかになった（実際には昔から批判の対象になっていたが）ように、地震や津波が原因で複数の故障が同時に発生することもあり得る訳で、単一故障基準は安全系装置の機能喪失する可能性を減らしはするが、完全に防げるわけではない。福島事故では地震による鉄塔の倒壊や変電設備の損傷と外部電源喪失、未だにはっきりしない機器の機能喪失や配管破断の可能性、津波による非常用電源装置、配電盤の浸水および外部のタンク流失や海水系ポンプ等装置の機能喪失が発生した。しかも、実際に発生する地震や津波が設計基準を超えることが否定できない以上、ひとつの地震や津波（起因事象）により複数の故障を発生する多重故障あるいは共通要因故障が十分予想される。さらに、膨大な数の部品から構成させるシステムでは、製造上あるいは劣化による類似欠陥やソフトの共通のバグ等が潜在的に内包している可能性が十分あり、たまたまその部分に負荷がかかった時に破損あるいは機能喪失が顕在化することもある。単一故障基準による安全性はあくまで確率的安全であり、確定的安全にはなっていない。

単一故障基準を採用したからといって、社会通念上、起こしてはいけない原発の重大事故の発生を排除できる訳ではない。

④多重防護における多様性の重要性と限界

機器の多重化では防ぐことができない安全系装置の機能喪失は、地震や津波だけでなく、システムの内在した特性にも依存している。その故障の特性については後で項を改めて述べる。多重性は、機器のレベルだけでなく、一つの装置全体を多重化することもある。例えば緊急炉心冷却系（ECCS）はいくつかの独立した系統から多重化する形で、そのひとつ高圧炉心冷却系統 ECCS-A がポンプ、配管、バルブ等多くの部品から構成されるが、単一故障として当該冷却系統全体が機能喪失したと仮定して、その系統をそのまま多重化するやり方をとっている。しかし、ここで気をつけるべきことは、備品点数が増えるほど故障の可能性が高まることと、通常動かしていない非常用装置が、いざと言う時に本当に働くかということである。もちろん、定期点検時には ECCS などは作動確認するだろうが、実際の事故と同じ状態を再現して試験をできる訳ではない。したがって、定期検査で機能確認した装置が、ある程度時間が立ってくると劣化の進捗や微妙な状態の変化、環境の変化により、機能しない不安が出てくる。もし、完璧な機能確認をしたいなら、運転中も常時作動確認の試験が必要である。その装置の確実な作動を保障するなら、作動試験の間隔をできるだけ短くすることになるが現実には困難である。そこで、当該 ECCS-A の信頼性（故障し難さ）はそのままにし、その装置全体をもうひとつ別の ECCS-B を設置し多重化するが、ここでも注意が必要である。多重化するということは、ECCS-A と ECCS-B が独立しており、非常用電源（あるいは他の動力源）やポンプ、配管、バルブおよびバルブ駆動用動力あるいは状態監視用の計器とその電源、水源およびそれを機能させるための様々な補助的装置、等々すべてが別々に設置する必要がある。しかし、現実には福島事故で津波の影響が問題になったように、設置される高さや場所などを分けること、上記の構成部品が同じものではない（ECCS-A の部品と ECCS-B の部品が同じ製造過程でつくられていると、潜在的に同じ欠陥を内包する可能性がある。

安全性確保という観点から、多重化は必ずしも十分とは言えない。もちろん、ここで多様化や独立性を検討するが本質的なフェールセーフは成立しない。

それでは、本質的なフェールセーフなど、他のシステム、例えば化学プラントであれば、ある意味原発と似たりよったりであるが、決定的に違うことはその被害の大きさである。

化学プラントでは、万一火災が起ると消火に全力をつくすが、初期消火に失敗すると

消火は不可能なので、人は全員避難して、そのまま燃え尽きるまつことで、被害は敷地内あるいはせいぜい限定された周辺が被害をうけるだけである。

原発は、そのような被害が限定されないことが最も重要な認識である。

参考文献

- 1) 「徹底検証・21世紀の全技術」現代技術史研究会編 藤原書店 2010年 共著
- 2) 「福島事故に至る原子力開発史」原子力技術史研究会編 中央大学出版部 共著
第9章格納容器から見た原発の技術史 後藤 P.142～160