

社会と共存する魅力的な軽水炉の展望

「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」

調査専門委員会 報告書

平成 29 年 3 月

一般社団法人日本原子力学会

「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

目次

1. はじめに.....	1
2. 検討の前提条件.....	3
2.1. 検討対象.....	3
2.2. 検討範囲.....	3
3. 社会的受容性の基本要件.....	4
3.1. 各ステークホルダーの観点.....	4
3.1.1. 社会科学の観点.....	4
3.1.2. 立地地域の観点.....	5
3.1.3. 産業界（原子力技術者含む）の観点.....	6
3.2. 社会的受容性における基本要件.....	7
3.2.1. 基本要件.....	7
3.2.2. 社会的受容性から技術要件への展開.....	8
4. 軽水炉が備えるべき技術的特性.....	10
4.1. 安全目標及び性能目標.....	10
4.1.1. 原子力安全の目的.....	10
4.1.2. 安全原則及び安全目標・性能目標の位置付け.....	10
4.1.3. 我が国における安全原則及び安全目標・性能目標に係わる検討の経緯.....	11
4.1.4. 安全原則及び安全目標に係わる論点の整理.....	13
4.2. 深層防護の実装.....	18
4.2.1. 国内外における深層防護に係る検討の経緯 ^{1), 2)}	18
4.2.2. 前提条件.....	18
4.2.3. 社会と共存する魅力的な軽水炉を実現するための深層防護の実装例.....	19
4.2.4. 深層防護の実装に係る論点.....	21
4.3. Practically Eliminated, Evacuation Free の解釈.....	27
4.3.1. PE と EF の歴史的背景.....	27
4.3.2. PE および EF の定義.....	28
4.3.3. PE や EF の概念を取り入れることの是非.....	29
4.3.4. PE および EF を満足するための具体的スペックのありかた.....	29
4.3.5. PE および EF の考え方とサイト外対応との関係.....	30
4.3.6. 1F 事故前の状態と PE および EF の関係.....	30
4.4. 物理障壁.....	36
4.4.1. 物理障壁に対する考え方の検討にあたっての前提条件.....	36
4.4.2. 論点.....	36
4.4.3. 被覆管・圧力容器・一次冷却系.....	36

4.4.4. 格納容器	37
4.4.5. 隔離距離	38
4.4.6. 原子炉建屋.....	38
4.4.7. 物理障壁間の関係、全体設計の視点	38
4.5. 動的 (Active)・静的 (Passive) 安全系の位置づけ	40
4.5.1. 動的・静的とは何を指すか?	40
4.5.2. GENIII+等における静的機器の適用例	41
4.5.3. 動的・静的システムの組み合わせに関する従来の議論	42
4.5.4. 本委員会での議論.....	43
4.6. 多数基、集中立地の考え方.....	45
4.6.1. 多数基・集中立地に係る現状	45
4.6.2. 安全目標と複数基リスク・広域リスクとの関係について.....	46
4.6.3. 海外における状況について	48
4.6.4. 多数基・集中立地の考え方	52
4.7. ライフサイクルを通じた統合設計.....	54
4.7.1. メンテナンスオリエンティッド・バックフィット規制に対する優位性を有した軽水炉設計の在り方	54
4.7.2. 放射性廃棄物の最小化と安全な処理処分の観点で最適化された設計の在り方	55
4.7.3. 廃炉時の優位性を考慮した設計の在り方	56
4.8. 経済性・エネルギー安全保障.....	57
4.8.1. 考えるにあたっての方針.....	57
4.8.2. 経済性 (発電コスト) を左右する要因の洗い出し	57
4.8.3. エネルギー安全保障を左右する要因の洗い出し	61
4.8.4. 国・地域への経済波及効果.....	62
4.8.5. 開発戦略において考慮すべきこと	63
5. 社会と共存する魅力的な軽水炉のために必要となる研究テーマ	65
6. まとめ	67
参考文献	68
付属書 A GENIII+、GENIVの安全設計	72
付属書 B 委員会開催実績	76

図表目次

表 4.1.1. 原子力安全の目的と基本原則.....	13
表 4.5.1. IAEA による passive system の分類 ^[1]	40
表 4.5.2. 主な静的機器・システム.....	41
表 4.8.1. 2009 年までの日米両国の運転パフォーマンス比較.....	64
図 3.2.1. 社会的受容性から技術要件への展開.....	9
図 4.1.1. 放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）.....	12
図 4.2.1. 深層防護の実装例.....	26
図 4.2.2. 深層防護の実装例 ^[13]	26
図 4.3.1. NS-R-1（上）と SSR-2/1（下）の比較 ^[6]	31
図 4.3.2. PE および EF の定義.....	32
図 4.3.3. PE および EF の定義.....	33
図 4.3.4. PE および EF の定義.....	34
図 4.3.5. PE および EF の定義.....	35
図 4.5.1. 動的・静的機器、システムの強みと弱みの整理.....	44
図 4.6.1. NRC によるレベル 3PRA プロジェクト.....	49
図 4.6.2. PRA の手順と構成要素 ^[5]	50
図 4.6.3. 累積集団線量の比較 ^[6]	51
図 4.8.1. エネルギーサプライチェーンにおけるエネルギー安全保障を構成する要素.....	61

委員名簿

区 分	氏 名	所 属	備 考
主査	山本 章夫	名古屋大学	
幹事	山口 彰	東京大学	
幹事	岡本 孝司	東京大学	
幹事	越塚 誠一	東京大学	
委員	木倉 宏成	東京工業大学	
委員	丸山 結	日本原子力研究開発機構	
委員	宇井 淳	電力中央研究所	
委員	糸井 達哉	東京大学	
委員	村上 朋子	日本エネルギー経済研究所	
委員	黒崎 健	大阪大学	
委員	佐治 悦郎	MHI ニュークリアシステムズ・ ソリューションエンジニアリング	
委員	木藤 和明	日立製作所	
委員	浦田 茂	関西電力	
委員	溝上 伸也	東京電力	平成 28 年 3 月まで
委員	松中 修平	東京電力ホールディングス	平成 28 年 4 月～ 平成 28 年 6 月まで
委員	喜多 利亘	東京電力ホールディングス	平成 28 年 7 月以降
委員	堺 紀夫	東芝	
委員	岡村 雅人	東芝	
委員	近藤 雅裕	東京大学	
委員	山路 哲史	早稲田大学	
委員	吉津 達弘	三菱重工業	
委員	成川 隆文	日本原子力研究開発機構	
常時参加者	田中 治邦	日本原燃	
常時参加者	神谷 昌伸	日本原子力発電	
常時参加者	田中 隆則	エネルギー総合工学研究所	平成 27 年 12 月以降

以上、委員 22 名、常時参加者 3 名、計 25 名（敬称略、順不同）

委員会設置期間：平成 26 年 12 月～平成 29 年 3 月

1. はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（1F 事故）を経て、軽水炉の安全性はいかにあるべきかについて、国内ならびに国際的に多くの議論が行われている。その背景には、軽水炉がある程度の期間にわたってエネルギー供給源として期待されているとの見通し、そうであれば社会と共存できる原子力発電のあるべき姿を追求するべきとの期待、それに応えるべく研究開発が再構築されつつあることが考えられる。

平成 26 年に策定されたエネルギー基本計画において、S+3E（安全性+エネルギー安定供給、経済性、環境適合性）がエネルギー政策の基本的視点と確認され、原子力は、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源と位置付けられた。燃料投入量に対するエネルギー出力が圧倒的に大きく、数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の準国産エネルギー源として、優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もないという、原子力エネルギーの特性がその背景にある。同時に、いかなる事情よりも安全性を全てに優先させ、国民の懸念の解消に全力を挙げることで、1F 事故の教訓を踏まえて、そのリスクを最小限にするため、万全の対策を尽くすことを、政策の方向性としている。

そこで、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源としての役割を果たすために、社会から求められる要件を出発点として、軽水炉が担うべき役割や備えるべき特性の再整理を行うことが必要であると考えられる。

現行の軽水炉は、原子力という技術シーズや発電という事業者ニーズを起点として改良されてきたと見ることができる。また、歴史的に見ると、安全性などの社会からのニーズを「後付けで」取り込んで開発を進めてきたとも言える。軽水炉技術は成熟したものと言われる一方で、局所最適に陥っている可能性も存在する。このような開発の歴史が、現在の軽水炉の社会的受容性に有形無形の影響を及ぼしている可能性もあると考えられる。

社会と共存するというキーワードを考えると、必要になることは社会の多様な声を聞き、様々なステークホルダーのニーズを確認することを出発点とし(upstream engagement)、このニーズを達成するための安全確保の考え方や技術要件をバックキャストで検討することではないかと考えられる。そこで、このような取り組みにより、現時点では確立されていると言える軽水炉の安全の考え方の再考・整理を行い、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。このような活動は、現行軽水炉の安全性向上、今後国際的に進むと考えられる次世代炉設計へ寄与、次世代の人材にとって魅力のある研究分野の創出などが可能になると考えられる。

以上の考え方に基づき、本委員会では、以下のテーマについて議論を行うこととした。

- (1)軽水炉が備えるべき社会的受容性
- (2)軽水炉が備えるべき技術的特性

(3)上記の社会的受容性・技術的特性を達成するために必要となる魅力的な研究テーマ

本報告書の以降の構成は、以下のようになっている。第 2 章では、本委員会で実施した検討の前提条件について、想定する炉概念および時間軸の観点から説明する。第 3 章では、軽水炉に本来求められる社会的受容性はそもそもどのようなものかについて、様々なステークホルダーからのヒアリングを入力情報として委員会にて議論を行った結果を取りまとめる。第 4 章では、社会的受容性を満たすために考えるべき技術的特性を 8 つの課題に分類し、これらについて検討を行った結果を取りまとめる。第 5 章では、第 4 章で検討した課題を、今後取り組むべき研究テーマとして整理する。最後に、本報告書のまとめを第 6 章に述べる。

なお、本委員会が議論した範囲は広く、また、容易に結論が出ない検討テーマも含まれている。そこで、本委員会の議論は今後の議論の入力情報になると位置づけ、複数の（ある場合は対立する）論点がある場合は、それらを提示する形で取りまとめることとした。

本報告書が、社会と共存し、魅力的な軽水炉を実現するための一助となれば幸いである。

2. 検討の前提条件

2.1. 検討対象

社会と共存する魅力的な「原子炉」という切り口で考えると、対象とする炉型は、軽水炉のみではなく、**Generation IV** 炉などの革新炉も含み得るものと考えられる。しかしながら、本委員会では、以下の理由から検討対象と軽水炉に限定して議論を行うこととした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 原子力発電が 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から、軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において、1F 事故の当事国である我が国が事故の教訓を反映し、安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。
- 軽水炉は固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

2.2. 検討範囲

本委員会の目的は、第 1 章で述べたように、社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理である。技術要件を達成するための具体的な設計及び仕様は、様々な実現方法が考えられることから、これらの具体的な設計および仕様検討は、本委員会の議論の対象外とすることとした。

また、炉概念を検討する際には、一般的に導入スケジュールも重要となる。しかしながら、上述したように、本委員会の目的がプラントのあり方や技術要件の整理であることから、具体的な導入スケジュール・導入戦略については議論の対象外とすることとした。とは言うものの、ある程度の時間軸の設定は必要であることから、議論にあたって念頭に置く炉型としては、第 3 世代炉プラス (**GenIII+**) の次に導入が想定される軽水炉として、**GenIII++**相当の炉概念を想定することとした。なお、**Generation IV** 炉の安全設計の考え方については、本委員会の議論の参考になるという判断から、入力情報の一つとして取り扱うこととした。

3. 社会的受容性の基本要件

3.1. 各ステークホルダーの観点

まず、本委員会では、「軽水炉が備えるべき社会的受容性」を検討するに際し、原子力発電所が備えるべき社会的受容性はステークホルダーによって異なり得ることに鑑み、「社会」として、国際社会、一般国民、立地地域、産業界（原子力産業界を含む）等、原子力に関わるあらゆるステークホルダーを想定した。このうち、一般国民の立場としての社会学者、立地地域、産業界の方より講話いただき、その内容を起点に、軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件を整理した。

3.1.1. 社会科学の観点

社会科学の観点からは、まず現状の認識として、1F事故以降、既設炉の再稼働、今後の原子力政策についても否定的な意見が多数派であり、この傾向が固定化していることが指摘された。このような状況では、原子力に対する好意的な「出来事」を蓄積していくことにより、漸進的な信頼の回復を図る必要があるとされた。特に、福井地裁の高浜原子力発電所運転差し止めの仮処分決定にみられるように、原子力に否定的な世論の下地にある社会全体の懸念として、「長期の避難を要するような広範囲の土地汚染の具体的可能性の有無」があり、この要求に真摯に応える姿勢を明確にし、「長期の土地汚染を引き起こさないこと」をメルクマール（指標）として、工学的・政策的対応に取り組むことが信頼、支持回復には不可欠との見解が示された。このためには、過酷事故発生確率の大幅な低減、冷温停止までの時間・手順の短縮、作業員被ばくの低減といった安全に係る個別のリスク低減に向けた取り組みに加えて、ハザードそのものの低減（放出される可能性のある放射性物質総量の削減）も視野に入れた検討を行うことが提案された。

このほか、社会からの要求に係る論点としては、

- ・ 廃棄物（高レベル、低レベル）処分時の優位性の考慮
- ・ 運転時の環境負荷低減
- ・ 他電源に対するコスト優位性
- ・ 将来的な人口減少・経済縮小を考慮したシステム
- ・ Pu 在庫問題への対応
- ・ テロ対策等セキュリティの配慮
- ・ 大規模集中電源における地域間公平性への対応
- ・ 気候変動リスクへの対応

等を考慮することが求められた。

上記をふまえた軽水炉の具体的なスペックを検討するにあたっては、開発の初期段階から様々なステークホルダーの意見を聞き、合意形成を重視し、当事者意識、責任意識を分有できるようにしながら、協働により漸次スペックを練り上げる必要があるとされた。ま

た、長足に最善策を目指すよりも漸進的な改良を志向すること、従来技術からの比較で優位性を示していくこと、説明する技術やロジックはわかりやすく明快であるほうが望ましい（この点で、パッシブセーフティーなどの概念が有効であること）と指摘された。

3.1.2. 立地地域の観点

立地地域の観点では、地元のステークホルダーとして、立地地域住民の代表としての市長・村長、議会（議員）、各種団体、隣接自治体があり、特に隣接自治体については、1F事故以降、事業者と安全協定を結びたいとの主張が出てきている状況がある。地元住民が原子力発電所に対して抱く不安は、事故時に放射性物質が放出された際の放射能の影響（被ばくの影響、地域汚染）であり、事故時に避難する際はどうしたらいいのか、どのタイミングで避難すればいいのか等、避難対策の具体化にある。この点では、原子力関係者の側が「自分であったらどのように応えるのか」ということを意識して応えていく必要がある。そのうえで、防災の観点から事故の程度を何段階かに区分して示すこと、事故時のプラント状態を住民がタイムリーに入手できるような、モニタリングの強化が重要であるとの指摘があった。

一方、立地地域では原子力発電所は地場産業であり、定検時には数千人単位の雇用が生まれていることから、雇用創出の場として後続炉に対する期待も高い。1F事故以降、新規制基準への対応により、既設のプラントでは多数の設備の追加が行われているが、現場では配置等に苦勞している場面も見受けられる状況にある。

このような状況において新規プラントの建設を検討するのであれば、以下の点を考慮する必要があると指摘された。

- ・ 地元は、これまで見たこともないような革新的な軽水炉を求めているわけではなく、原子力に対する信頼は、プラントだけでなく運営する事業者の姿勢、対応にもよっていること。
- ・ 福島第一原子力発電所の事故の教訓を反映しており、既設プラントよりも信頼性が高くなっていること。
- ・ テロ対策や、二重格納容器及びコアキャッチャの導入等、海外で行われているような安全対策にも地元は関心を持っていること。
- ・ 新規制基準に対して最適化されたプラントの姿を示す必要があること。
- ・ プラントのライフサイクルを考慮した廃棄物の発生量とその処理を考慮した設計となっていること。
- ・ 建設するサイトの特性（地形、地質、水文）をふまえたプラント設計。例えば、地形を利用して航空機落下対策を講じることなど。

これらの検討に際しては、具体的なサイトを対象として検討することで、若手や学生に対して魅力的なテーマとなるのではないかとの提言があった。

3.1.3. 産業界（原子力技術者含む）の観点

一般産業界の観点として発電コストに着目すると、日本国内においては、資源エネルギー庁の発電コスト検証ワーキンググループにおいて各電源のコストを比較しており、1F事故以降も、原子力が他電源に比べ優位性を維持している結果となっている。世界各国の状況も照らしてみると、必ずしも全ての原子力利用国で原子力の発電コストが最安とは限らないが、電源の多様化、分散化等が原子力利用のドライバーになっていると考えられる。経済性を左右する設備利用率について各国の状況を比較すると、運転保守計画における停止期間に左右される傾向があり、特に日本では定検期間や計画外停止からの復帰リードタイムの短縮が重要と指摘された。

1F事故がもたらした影響については、東南アジア等の一部の原子力導入検討中の国で撤回の動きがあったのを除けば、世界的な原子力開発への影響は限定的となっている。このことは、安全性は原子力利用のドライバーではなく必要条件という位置づけを示している。すなわち、新たに最高水準の安全性を追求するよりも（所定の基準をクリアしたもので）コンベンショナルな要素、実績のある設計を重視し、設備利用率向上を図った経済性のあるプラントの方が、特に新興国市場ではニーズに合致する可能性があると考えられた。

国内事業者の観点では、事故以降、各地の軽水炉の再稼働に対して国民の多数から支持を得られていないなかで、立地地域が軽水炉と共存する状況は地域の「共存衰退」を招きかねないとの認識にたっている。そのうえで魅力的な軽水炉に求められる要件として、技術的側面からは（防災計画は必要だが）避難不要といえるようなコンセプト、地震国としての耐震対策のブレイクスルーとして、共通要因故障の回避及び深層防護の適用に優れた方策の適用を検討することが提言された。経済性については、価格目標を定めて検討すること（現状の原子力の発電コストを下回るようなものであること）が重要であること、バックエンドにやさしい上流側技術を考えることが重要であるとされた。社会的側面からは、立地地域の観点と同じく、事業者が信頼されていることが最重要とされた。

そのほか、委員会の各委員から出された社会的受容性に係る要件については、次節にてまとめた。

3.2. 社会的受容性における基本要件

3.2.1. 基本要件

各ステークホルダーとの議論を通して具体化された軽水炉が有すべき社会的受容性を次の7つの価値判断基準に分類した：(1) 安全性、(2) 環境適合性、(3) 経済性、(4) エネルギーセキュリティ、(5) 核拡散抵抗性、(6) 基準適合性（許認可制）、(7) 運転性。

この各々の価値判断基準について、3.1. 各ステークホルダーの観点における議論において抽出された社会的受容性の内、より普遍的なものを基本的要件として以下の通り定めた。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除
- 避難を含むサイト外対応を考慮した設計により、個人の QOL (Quality Of Life) を低下させない水準にリスクを抑制

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計
- 気候変動リスクの低減に貢献

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給
- エネルギー密度が高く、発生エネルギー量に対して、燃料の輸送/貯蔵量が少ない

(5) 核拡散・核セキュリティ抵抗性

- テロ対策
- 余剰プルトニウムをなるべく出さない設計

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能な設計
- 計画立案から運転開始までの期間の短縮

(7) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムの短縮
- 通常運転時の環境負荷の低減
- 作業員の被ばく線量の低減

軽水炉が有すべき社会的受容性として、この他に、安心、信頼性、及び説明性、並びにリスク負担の公平性に分類される意見が挙げたが、社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上では、評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要であると考えられることから、これらに関する社会的受容性は、この他の社会的受容性を満足することによって実現するものと位置付けた。

3.2.2. 社会的受容性から技術要件への展開

3.2.1.基本要件において、7つの価値判断基準に基づき、軽水炉の社会的受容性の基本要件を定めた。この基本的要件を技術的にどのように達成するかを検討することが本委員会の重要なミッションである。

社会的受容性の基本要件を達成するために求められる技術要件を検討するため、7つの価値判断基準を①安全性(核セキュリティ含む)、②設計・運転、③経済性・エネルギー安全保障に分類した。その上で、各分類に対して必要となる技術的特性に関する論点を展開することとした。基本要件と設定した論点の関係を図3.2.1.に示す。

①安全性については、安全設計に関する出発点として、安全目標/性能目標の考え方を論点とした。また、安全設計を具体的なプラント設計に展開していく上で重要となる深層防護の実装のあり方を論点とした。社会的受容性では、「実質的排除」がキーワードになっており、これを設計でどのように解釈するかがポイントとなるため、Practically EliminateとEvacuation Freeの解釈を論点とした。さらに、物理障壁が原子力安全を担保するために重要であることから、物理障壁の基本的な考察を、1F事故が全電源喪失に伴う安全系の不動作であったことから、社会からの期待が高いと考えられる静的安全系の位置づけ、また、同様に1F事故のポイントである多数基・集中立地を論点とした。セキュリティ対策は、例えば深層防護や物理障壁の議論に含まれると考えている。

②設計・運転については、プラント寿命を通した一貫した設計思想が必要という観点から、ライフサイクル統合設計との論点をあげた。

③経済性・エネルギーセキュリティについては、①、②と異なる切り口となることから、別立てとして論点を提示した。

4. 軽水炉が備えるべき技術的特性においては、以上の技術的特性に係る各論点について検討した結果と、それから展開される技術要件を示す。

社会的受容性

技術的特性(検討事項)

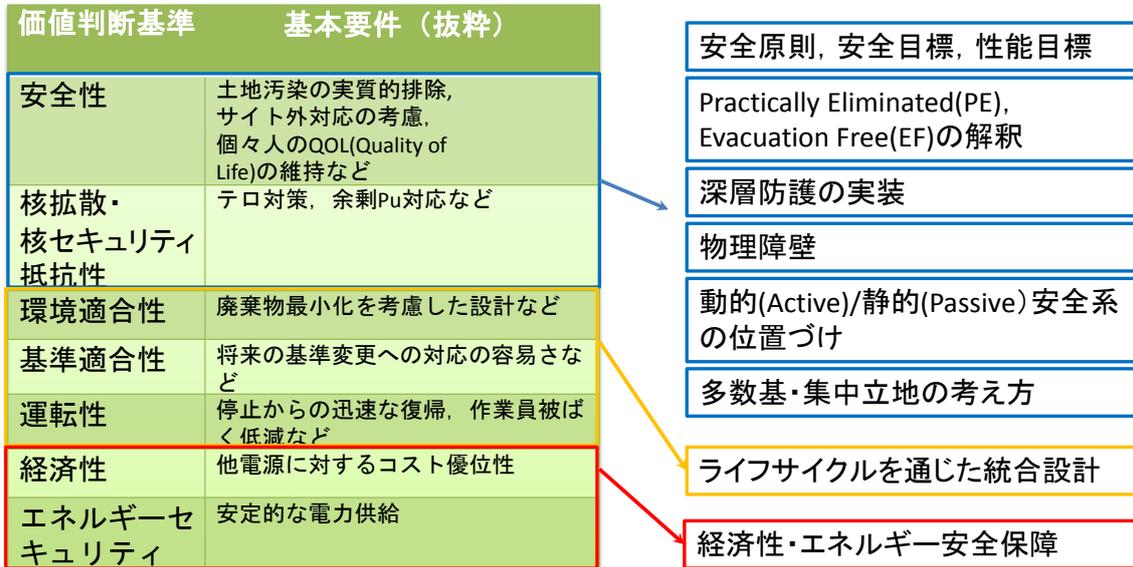


図 3.2.1. 社会的受容性から技術要件への展開

4. 軽水炉が備えるべき技術的特性

4.1. 安全目標及び性能目標

本節においては、「社会と共存する魅力的な軽水炉」の展望を描くための材料を提供することを目的に、安全目標及び性能目標を中心とした定性的な議論（その在り方等）を行う。

原子力安全の目的に触れた後に、安全目標及び性能目標に安全原則を加えて、それらの位置付け、我が国における検討の経緯及び論点を整理する。なお、安全目標や性能目標に対する社会の理解を得るためには、リスクコミュニケーションが重要と考えられるが、ここではその議論には立ち入らないこととする。

4.1.1. 原子力安全の目的

1F 事故後に改正された原子炉等規制法^[1]においては、本法律の目的（第一章総則の第一条）を「・・・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」とし、人の安全に加え、財産及び環境を守ることを明記している。

IAEA が他の多くの機関と共同して策定した「基本安全原則」(SF-1: Fundamental Safety Principles)^[2]では、「人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護すること」を基本安全目的 (Fundamental Safety Objective) としている。原子力学会の「原子力安全の基本的考え方について（第 I 編）原子力安全の目的と基本原則」^[3]においても同様の目的を明示している。SF-1 における基本安全目的は、IAEA の国際原子力安全諮問グループ (INSAG : International Nuclear Safety Advisory Group) により作成された「原子力発電プラントの基本安全原則」(INSAG-12 : Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1)^[4]に述べられている一般原子力安全目的 (General Nuclear Safety Objective)、放射線防護目的 (Radiation Protection Objective) 及び技術安全目的 (Technical Safety Objective) という 3 つの目的を総合したものと理解できる。

4.1.2. 安全原則及び安全目標・性能目標の位置付け

安全原則は、安全の目的を達成するための基本的な理念と考えることができる (IAEA の SF-1^[2]や原子力学会の「原子力安全の目的と基本原則」^[3])。この考えに基づいて、IAEA においては、「基本安全目的→基本安全原則→一般及び特定安全要件 (General and Specific Safety Requirements) →安全指針 (Safety Guides)」から構成される体系的な安全基準の整備が進められている。

安全目標は、概念的な原子力安全の目的を具体化したもので、「どの程度安全であれば、十分安全といえるのか」という根源的な問いに対して考慮される指標 (要求水準を示す指標) であると考えられる。この指標として「リスク」を用いる場合には、上記の問いは、「どの程度の水準までリスクを抑制すべきなのか」と言い換えることができる。具体的な文言の記載は省略するが、例えば、TMI-2 事故を踏まえて策定された米国 NRC の安全目標は、大別

すると、個人の健康リスクや社会的リスクを抑制するという定性的安全目標とそれを数値的な指標に焼き直した定量的安全目標から成る。

性能目標は、原子力施設等が安全目標に適合する安全性能を備えていることを判断するための目安であり、安全確保活動のやり方を決めるための指標と位置付けられると考える。一般的には、安全目標を代替する指標（Surrogate Metrics）が用いられる。NRCの性能目標を例に採ると、リスク指標として、炉心損傷頻度（CDF：Core Damage Frequency）と早期大規模放出頻度（LERF：Large Early Release Frequency）を併用している。これは、レベル3確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）を必要とする定量的安全目標に係わるリスク情報をレベル1PRAやレベル2（あるいはレベル1.5）PRAの情報で代替していることになる。

4.1.3. 我が国における安全原則及び安全目標・性能目標に係わる検討の経緯

原子力安全委員会の安全目標専門部会において安全目標に係わる調査審議を行い、平成15年12月に「中間とりまとめ」⁶⁾として定性的安全目標案及び定量的安全目標案を提示した。「中間とりまとめ」では、定量的安全目標の指標として公衆の個人の健康リスク（急性死亡リスク及びがんによる死亡リスク）を採用している。この理由として、客観的であり、健康被害が生じる可能性が完全に否定できない様々な活動に伴うリスクに共通するものであることが望ましいという点を挙げている。

同専門部会において性能目標を検討し、その結果を平成18年3月に「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－」⁶⁾として取りまとめた。本報告書において、炉心の健全性や格納容器の閉じ込め機能の健全性に関連し、施設の性能をよく代表するもの、かつ、定義が明瞭で、適切に定量化できる指標として、CDF及び格納容器機能喪失頻度（CFF：Containment Failure Frequency）が合理的である旨が示された。

原子力安全委員会の「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」（平成22年12月2日、原子力安全委員会決定）⁷⁾において、原子力安全の基本原則を明文化する方針を示すとともに、「当面の施策の基本方針の推進に向けた取り組みについて」（平成23年2月3日、原子力安全委員会決定）⁸⁾において、基本方針で整理した課題のうち、特に重点的な調査審議が必要となる事項として安全確保の基本原則に関することを挙げ、外部専門家との意見交換を実施した。この議論は、1F事故の発生により中断し、その後の規制体制の見直しに伴い、原子力安全委員会としての基本原則の策定には至らなかった。

原子力規制委員会は福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、原子力安全委員会が示した性能目標で大規模な放射性物質の放出を抑制する指標としてセシウム137の放出量制限に係わる指標を追加した（管理放出機能喪失頻度 CFF-2：図4.1.1.参照）。これらの数値は、「原子力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であること」を明記している（<http://www.nsr.go.jp/data/000047444.pdf>）。

放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）

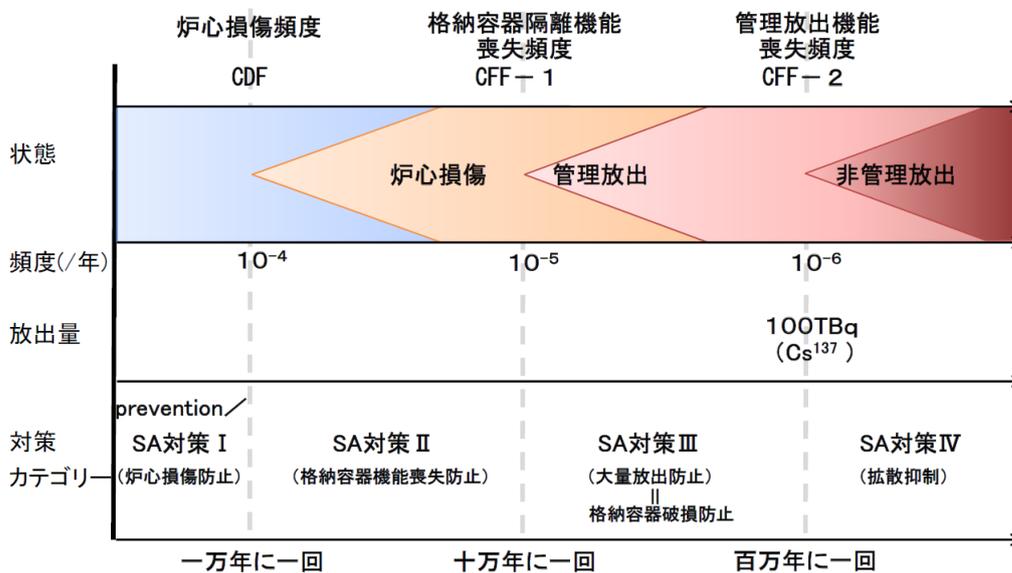


図 4.1.1. 放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）

<http://www.nsr.go.jp/data/000047435.pdf>

原子力学会標準委員会において、IAEA の基本安全原則を参照しつつ、1F 事故の教訓を反映して、2013 年 6 月に「原子力安全の基本的考え方について（第 I 編）原子力安全の目的と基本原則」³⁾を刊行した（表 4.1.1.参照）。IAEA や米国等、諸外国の状況を勘案しながら、我が国としても安全目標等を含む安全確保体系の明確化が必要であると考えます。

表 4.1.1. 原子力安全の目的と基本原則

原子力学会		IAEA
原則 1	安全に対する責務	原則 1
原則 2	政府の役割	原則 2
原則 3	規制機関の役割	原則 2
原則 4	安全に対するリーダーシップとマネジメント	原則 3
原則 5	安全文化の醸成	原則 3
原則 6	原子力の施設と活動の正当性の説明	原則 4
原則 7	人及び環境へのリスク抑制とその継続的取り組み	原則 5、原則 6、原則 7
原則 8	事故の発生防止と影響緩和	原則 8
原則 9	緊急時の準備と対応	原則 9
原則 10	現存する放射線リスク又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置	原則 10

4.1.4. 安全原則及び安全目標に係わる論点の整理

(1) 社会に受容されるために求められる安全に係わる要件等

安全原則及び安全目標・性能目標の論点を整理することに先立ち、原子力が社会に受容されるために求められる安全に係わる要件等として考えられる点を以下に例示する。これらの要件等を備えることにより、安全原則及び安全目標・性能目標がより一層実効的になると考えられる。

- 原子力関係者（事業者、メーカー、規制機関、研究機関等）は、合理的な（社会に対する説明性が高い）安全の論理を有し、その論理を安全の確保に係わる対策や活動に具現化する高い技術力とそれを効果的・的確に活用する組織力を備えていることが重要であると考えます。
- 電力という便益のみを享受する地域と近くに大きな潜在的リスク源を持つ地域間の不公平感を極力小さくするために、最新の技術・知見を反映すること等により、継続的な安全性の向上を図る姿勢を持つべきと考えます。
- 原子力関係者が社会との確固たる信頼関係を構築することが不可欠である。そのためにも、上記の要件等を満たしつつ、原子力関係者がリスクを抑制する活動に積極的かつ合理的に取り組む、その結果として、原子力の持つリスクが受容できるレベルに抑制されていることを示していくことが重要であると考えます。

(2) 安全原則について

安全原則を安全の目的を達成するための基本的な理念と位置付けるならば、規制機関自

らが安全原則を検討しそれを明文化することが、安全審査における説明性の確保や規制基準類の体系的整備、被規制者との認識の共有等の観点から望ましいと考える。例えば、英国 ONR (Office for Nuclear Regulation) においては、IAEA の原則の中から安全規制に係わるものとして7つを選定するとともに、「安全評価」の原則を追加して、合計8個の原則を「原子力施設の安全評価原則」(SAP: Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities)^[9]の中に明記している。また、WENRA (Western European Nuclear Regulator's Association) では、「新型原子力発電プラントの安全目的」(Safety Objectives for New Nuclear Power Plants)に関する声明^[10]を2010年11月に発出している。この声明は、安全目的と称しているものの、その内容は安全原則に近いと言える。

原子力学会「原子力安全の目的と基本原則」^[9]の「1. 背景とねらい」に、「この「原子力安全の目的と基本原則」が十分かつ適切に適用されるならば、原子力の施設と活動の安全性を向上するために大きな力になると考える。」と記載されている。この点に関しては、「十分かつ適切に適用されていること」、すなわち「基本的な理念に則していること」を社会に見える形で示すことが求められると考える。原子力安全の水準を具体化する安全目標や性能目標に適合していることを証明するあらゆる活動の妥当性を示す上でも、安全原則をどのように活用するかについて明確にすることが重要であろう。

(3) 安全目標について

福島第一原子力発電所の事故においては、多くの住民が長期的な移転やそれに伴う経済的な損失等により、社会生活の水準が著しく低下したと言わざるを得ない。この点を考慮すると、個人の健康リスクに加えて、社会的な影響に係わる安全目標を取り入れる検討が必要であると考え。なお、原子力安全委員会安全目標専門部会の「中間取りまとめ」^[5]では、その解説において社会的影響の重要性に触れているが、個人の健康リスクに比べて定量化が困難である上に、目標とすべきリスクの抑制水準について議論が進んでいないとの理由から、社会的影響を属性とする安全目標案は提示されていない。

社会的影響に係わる定性的安全目標として、例えば、「公衆の社会生活の水準を有意に低下させないこと」等が考えられる。「中間取りまとめ」^[5]においては、社会的影響の一部を貨幣価値換算した研究例の調査を通じて、個人の健康リスクを抑制することにより社会的リスクが抑制される効果があることを確認している旨が記載されているが、福島第一原子力発電所の事故を踏まえると、同事故の分析・調査等を参考にしつつ、社会的影響を属性とするリスクの種類(例えば、個人の経済的損失、環境汚染の程度、放射線以外を要因とする個人の健康影響、移転を必要とする住民の数やその期間等)、これらと比較すべき公衆の日常生活に伴うリスクの有無、定量化の考え方等に関する検討が必要になると考える。

原子力規制委員会が示した管理放出機能喪失頻度 CFF-2 (原子力規制委員会の検討においては安全目標としているが、ここでは、原子力施設が備えるべき性能の水準である性能目標の範疇に含める)は、放射性物質による環境汚染の観点から追加されたものであるが、

この背景には、福島第一原子力発電所の事故により顕在化した社会的影響があると推察できる。性能目標は、本来、安全目標から導き出されるべき指標であることを考えると、管理放出機能喪失頻度 CFF-2 に対応する安全目標を明確にすることが望ましいと考える。

(4) 性能目標について

(a) 既設炉と新型炉を区別すべきか否か

IAEA やいくつかの国では、既設炉と新型炉において異なる性能目標を設定している。我が国においても同様の考え方を採るべきか検討を要すると考える。安全目標自体は既設炉であろうと新型炉であろうと同じ水準とすることが適切と考えるが、一層の安全性向上を目指すという点を考慮すると、安全に係わる最新の知見・技術を取り入れるであろう新型炉においてより高い性能目標を設定することには一定の合理性があると思われる。一方で、事業者の自主的な目標ではなく、安全規制の一部として性能目標を定める場合、既設炉と新型炉で異なる水準を採る理由についても公衆に対して合理的な説明がなされ、合意を得ていく必要がある。

(b) 性能目標を範囲で示すこと

英国 ONR の SAP⁹⁾で示されている基本安全レベル (BSL : Basic Safety Level) と基本安全目標 (BSO : Basic Safety Objective) のように、性能目標 (あるいは定量的な安全目標) を範囲で示すことは一考に値すると考えられる。この場合、BSL は、既設炉、新型炉に拘わらず社会から耐容される水準とする必要がある。BSL と BSO の範囲内は、ALARA (あるいは ALARP) の考えに則って、事業者あるいはメーカーの自主的な安全性向上に係わる活動により BSO を満たすことを目指し、規制機関はその活動を監視するというやり方もあり得ると考える。

(c) 放出源ごとの指標とサイトレベルの性能目標

上記の議論は、基本的に、原子炉ごとの性能目標に係わる内容であるが、福島第一原子力発電所の事故を踏まえた場合に、原子炉ごとという考え方がそもそも妥当なのかについて検討する必要があると考えられる。原子炉だけではなく使用済み燃料プール等、複数の放射性物質放出源がサイト内に存在する点を考慮すると、サイトレベルの性能目標が合理的と考えることもできる。サイトレベルの評価には、現時点における手法の状況を見ると大きな困難を伴うことが予想されるが、使用経験を積みながら継続的に手法の改善を図っていくことが重要と考える。なお、複数基立地の影響を適切に考慮すべきことは、原子力安全委員会安全目標専門部会の性能目標に係わる報告書の本文及びその解説 (解説 4.1) においても言及されている。また、複数サイトの近接立地についても、事業者が異なる場合に難しい点が生じ得ると思われるものの、考え方を明確にすることが望ましいと考える。多数基、集中立地の考え方に関する更なる論点は、4.6.節において述べる。

使用済み燃料プールに関しては、既設炉と同様に格納容器外に設置される限り、放射性物質閉じ込め機能の健全性及びソースタームの抑制という性能を過度に期待することはできないと考えるべきであるため、炉心（燃料）健全性に係わる性能に頼らざるを得ない。いずれにしても、放射性物質の放出源ごとに性能目標に対する基本的な考え方を明確にした上で、適切な指標を検討する必要があると考える（例えば、管理放出機能喪失頻度 CFF-2 を活かした上で、使用済み燃料プールの炉心損傷頻度 CDF を格納容器隔離機能喪失頻度 CFF-1 程度とする等）。また、対象とする放射性物質として、セシウムに加えて、酸化（空気）雰囲気下において放出が促進されるルテニウム等を考慮する必要があると考える。

(d) 何を指標とすべきか

性能目標としては多様な指標が考えられる。原子力規制委員会が提示した 3 つの指標、炉心損傷頻度 CDF、格納容器隔離機能喪失頻度 CFF-1 及び管理放出機能喪失頻度 CFF-2 は、原子力安全委員会安全目標専門部会の性能目標に係わる報告書（解説表 2-1）にある、炉心健全性、放射性物質閉じ込め機能健全性及びソースタームの抑制という性能に関連付けることができる。解説表 2-1 によれば、後者 2 つの性能に対しては、早期格納容器機能喪失頻度（ECFF：Early Containment Failure Frequency）、大規模放出頻度（LRF：Large Release Frequency）、早期大規模放出頻度といった放出の規模や時期を考慮した指標がある。格納容器隔離機能喪失頻度 CFF-1 及び管理放出機能喪失頻度 CFF-2 は、これらを含む幅広い指標と捉えることができる。

社会的影響を属性とする安全目標を取り入れる場合には、原則的には、それに対応する性能目標を導入する必要がある。一方で、原子力規制委員会の性能目標に適合することにより、個人の健康影響に加えて、社会的影響も抑制できるとも考えられる。社会的影響に関する安全目標の必要性が認識され、その検討が行われる際には、原子力規制委員会の性能目標がその安全目標に対してどの程度有効であるかを明確にし、必要に応じて適切な性能目標を導入すべきと考えられる。

(e) 深層防護と性能目標

性能目標を検討する際には、深層防護との関連を明確にすると判りやすくなる。例えば、深層防護の前段層が機能喪失すると仮定した上で、シビアアクシデント対策の第 4a 層（炉心損傷防止対策や使用済み燃料プールの燃料損傷防止対策）及び第 4b 層（格納容器機能喪失防止対策や放射性物質大量放出抑制対策）が破られる条件付の確率を指標とすることが合理的とも考えられる。米国 NRC の性能目標においては、新型炉に対して、格納容器の条件付き破損確率（0.1）を設けている。このような考え方は、防護層の第 4 層が瞬く間に破られることを防止するという強い意思表示にもなると考える。また、防護層の弱点をより明確にすることができ、その結果として、防護層をより一層頑健にする対策の検討にも寄与すると考えられる。合わせて、前段防護層の頑健性が十分に高い場合（例えば、

炉心損傷頻度 CDF が極めて小さい場合) に、後段防護層に対してどの程度の性能を求めるべきかについて検討が必要になると考える。

(f) 原子力防災との関係について

福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された原子力災害対策指針においては、予防的防護措置を準備する区域 (PAZ) 及び緊急時防護措置を準備する区域 (UPZ) を定め、緊急事態区分に応じて適切な防護措置を実施することとしている。この防護措置には、放射性物質放出前の予防的避難 (PAZ 内)、モニタリングに基づいた屋内退避や避難等が含まれる。防護措置を確実に実施するためには時間的な余裕が必要であることを考慮すると、早期に大量の放射性物質が放出される事態の発生を極力抑えることが求められる。

前述のように、原子力規制委員会の性能目標には、早期格納容器機能喪失頻度や早期格納容器破損頻度が包含されていると理解できるが、発生した場合の影響の大きさを考慮すると、エナージェティック事象 (水素爆燃/爆轟や水蒸気爆発) や格納容器バイパス等、早期の放射性物質放出に繋がる事象の評価に係わる不確かさの低減を図ると同時に、関連する指標について検討する余地があると考え。合わせて、その際には、公衆への健康影響の観点から、セシウムのみを対象とすることの適切性について検討を要すると考える。

4.2. 深層防護の実装

この節では、「3. 社会的受容性の基本要件」における議論を踏まえ検討した深層防護の実装例を示した上で、深層防護の実装に係る論点について記す。

4.2.1. 国内外における深層防護に係る検討の経緯^[1, 2]

我が国においては東京電力 1F 事故（1F 事故）の以前に深層防護の定義について明文化したものは少なく（原子力安全年報及び原子力安全白書に深層防護の説明が記述されたことがあるものの、深層防護の一貫した定義はなされていない）、1F 事故の直前に原子力安全委員会において深層防護の議論が開始されたところであった。1F 事故後、原子力学会において深層防護の検討がなされ、深層防護の考え方に関する技術レポート¹⁾が発刊された。

国際的には、例えば IAEA^[3,4]、WENRA^[5,6]及び USNRC^[7,8]において、深層防護の検討がなされている。近年の深層防護の考え方の潮流として、設計基準事故としては考慮されない事故状態（例えば SSCs の多重故障）を設計プロセスの中で最良推定手法に従って考慮することが挙げられる（例えば、設計拡張状態（DEC）の設定）。

4.2.2. 前提条件

深層防護の定義及び深層防護の実装方法については、日本原子力学会の安全検討会及びその分科会において検討がなされている。本調査専門委員会における深層防護の実装に係る議論の前提条件については、これら日本原子力学会の安全検討会及びその分科会の検討結果を参考にすることとした。

(1) 深層防護の定義

「不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体として防護の信頼性をできるだけ向上させる概念^[9]」と定義した。

(2) 深層防護の実装の定義

「深層防護の概念をプラントへ適用すること^[9]」と定義した。

(3) 深層防護の基本的な実装方針^[9]

深層防護の実装は次の 3 つのステップで順次実施するものとした。

- (a) 複数の防護の目的（防護レベル、守るべきもの）を設定
- (b) 防護の目的を達成するため（防護レベルを突破されないため）の防止策と緩和策を設定
- (c) 異なる防護レベル間の防止策・緩和策は独立性を有するように設定

(4) 安全目標の要素の確認

原子力分野における深層防護が原子力安全の目的から出発し、目的を達成するための手

段を具体化できるまでに防護の目的を分解する（サブ目的化する）防護体系であることに鑑みると^{9,10}、安全目標の設定は必須¹である。

本調査専門委員会における軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する議論において設定した安全目標の例は次の通りである。すなわち、「個人の QOL の維持、すなわち、（原子力利用に伴う）健康影響リスク及び社会的リスクが、他の要因で発生するこれらのリスクとの比較において、リスクを有意に増加させない水準に抑制されていること」と考えた。

ここで、新たに提示した安全目標において、社会的リスクを定義することが必要であると考えられる。原子力安全委員会では社会的リスクに関して、社会的影響を次の通り定義している：「大きな事故が発生した際に生ずる影響には、放射性物質の放散による、集団への健康影響のほか、土地が汚染して人々の生活空間が制限される等の影響があり、これを社会的影響という。」^[11]。このような社会的リスクを対象とした安全目標の定義は国際的に様々な提案がなされている段階であり、健康影響や経済的リスクだけでなく、国家存亡のリスクまで対象を広げて議論されている。しかしながら、この社会的リスクを対象とした安全目標の定義に関してはまだ十分に議論が深まっていないことから、本委員会における検討においては、社会的リスクの具体的な定義はしないこととした。

一方で、当委員会で議論した社会と共存する魅力的な軽水炉が有すべき社会的受容性を踏まえると、「長期の避難を要する広範囲の土地汚染」を社会的リスクの要因の一つとして考慮することが重要であると考えられる。

4.2.3. 社会と共存する魅力的な軽水炉を実現するための深層防護の実装例

本調査専門委員会の検討の結果得られた深層防護の実装例を図 4.2.1. に示す。この実装例の設定に係る論点を、4.2.4. 深層防護の実装に係る論点において記す。

深層防護の実装例を提示するにあたり、日本原子力学会標準委員会主催の第 2 回深層防護ワークショップにおいて提示されている深層防護^[12]（図 4.2.2.）をベースに、以下の(1)に示す観点から新たな防護レベル、防護策及び緩和策、並びに性能目標を設定した。

(1) 実装に係る着眼点

(a) 性能要求

- 4.2.2. (4) で提示した安全目標の要素から演繹される性能要求として、社会的リスクの最小化及び公衆の有意な被ばくの回避を導入した。公衆の有意な被ばくの回避を明示的に性能要求とすることで、設計段階において、サイト外対応を考慮することが可能になり、公衆の有意な被ばくの回避策の実効性を高めることができると考えられる。また、社会的リスクの最小化を要求することで、放射性物質の管理放出機能に係る性能要求を課すこととした。

¹ 安全目標（Safety goal）は目標（goal）であり、達成されるものが明確な目的（objective）とは位置付けが異なるため、この点、留意が必要。

- 社会に受け入れられる軽水炉を設計するという観点からは、立地条件を初期条件とするのではなく、立地選定も含めて検討することが重要であると考えられることから、外部ハザード防護設計の正当性確認を性能要求とした。

(b) 防止策・緩和策

- 性能要求に対し、設計、管理、運転、及び防災の観点から防止策及び緩和策を検討した。
- 深層防護の防護レベルは、原子力安全の目的から出発し、バックフィットの手法で防護の目的をサブ目的化することで設定した。従って、各防護レベルは連続しており、ある防護レベルの緩和策は、次の防護レベルの防止策と同一であるように設定した。

(c) 性能目標

- 実装した防止策及び緩和策が性能要求を満足することを評価するために、各性能要求に性能目標を設定した。
- 重大事故の発生を所与とした時の性能目標として、原子炉容器破損確率（DEC 対応の信頼度目標）及び放射性物質の管理放出機能喪失確率の二つを条件付き確率として導入した。これにより、多重故障に対する備えの信頼度水準を課すこととした。

(2) 現行の軽水炉を所与のものとして検討されてきた深層防護との変更点、あるいは新たに炉を設計するときに設計に反映させる事項

(a) 閉じ込め機能と管理放出機能の設計上の考慮

- 閉じ込め機能と管理放出機能は、一方で放射性物質の閉じ込めを要求し、他方で管理放出を要求するため、相反する要求であると考えられることができる。従って、閉じ込め機能と管理放出機能の設計にあたり、両者を如何に共存させるかが課題である。

(b) サイト外対応との連携

- 性能要求の一つとして「公衆の有意な被ばくの回避」を設定したことから、現行の軽水炉では「後付け」で考えられてきサイト外対応との連携に関し、地域との情報共有を最初の設計段階から考慮する等の設計対応が必要であると考えられる。

(c) 重大事故の発生を所与とした設計

- 重大事故の発生を所与とした時の性能目標を条件付き確率として設定したことから、重大事故の発生を仮定しても、原子炉容器の破損防止及び放射性物質の管理放出が可能な設計が求められる。

(d) 外部ハザード防護設計の正当性確認のための設計上の考慮

- 外部ハザード防護設計の正当性確認を性能要求として設定したことから、プラントシステムのリスク水準に照らして、外部ハザードによる影響を低減するための設計上考慮が求められる。すなわち、設計段階から外的事象及び内的事象の双方を対象とした確率論的リスク評価（PRA）を実施し、性能目標を満たすプラントを設計することが重要であると考えられる。ここで、外部ハザードの影響の低減策には、例えば外部ハザードの低い土地の選定等のプロジェクト設計における対応も考え得るため、機器や設備の設計に留まらず、広義の設計上の考慮が必要と考えられる。

4.2.4. 深層防護の実装に係る論点

(1) 防護の目的（性能要求）の設定

(a) 放射性物質の閉じ込めと放出量の抑制の間の優先順位

- 旧原子力安全委員会が提案した性能目標案^[13]では炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器破損頻度（CFF）が提示されているように、従来の深層防護の実装においては、放射性物質の閉じ込め機能を重視している傾向があると考えられる。
- 一方で、原子力安全の究極の目的は原子炉容器や格納容器を破損させないことではなく、公衆影響及び環境汚染のリスクを十分に低い水準に抑えることであることに鑑みると、守るべきは放射性物質の有意な放出の防止であると考えられる²。
- これらの観点から、設計として、閉じ込め機能と管理放出機能を同時に最適化することが重要であると考えられる。
- ここで、設計上の両者の最適化をどのように実行するかが課題である。一つの考え方として、（ある深層防護レベルから見ると）防止：閉じ込め、緩和：管理放出、と見ることができるので、「リスクの最小化」を目的関数にして最適化できると考えられる。

(b) Design extension conditions (DEC)

- 外的事象について、その発生頻度やハザードの規模の評価には大きな不確かさが依然として存在する。従って、深層防護の実装においては、外的事象によって誘因される設計基準事象（DBE）を超える状態（多重故障）に対しても炉心の健全性が維持されることが重要であると考えられる。
- 一方で、例えば大 LOCA ECCS 機能喪失などのシーケンスによっては、放射性物質の significant な放出を防ぐ、というところを目標にせざるを得ない場合があり得るため、シーケンスごとに DEC のエンドポイントを柔軟に規定することも、実装において重要であると考えられる。

²格納容器（containment vessel）という名称は、もともと閉じ込め（confine）ではなく、重要なものを入れておく（contain）ものなので、出せるものは管理、制御しながらベント等出すという発想が重要であると考えられる。

(c) 深層防護の防護層の数（深層防護レベルの数）

- 日本原子力学会の技術レポート¹⁴⁾によると、「望ましくない状態を原子炉の状態の観点とするのか、公衆と環境への影響の観点とするのか、規制に使うために設計基準の観点にするのか、等によって複数の層の定め方は多様である。従って、層の数がいくつかというのは本質の問題ではなく、ハザードの質と規模、防護に係る不確かさ或いは知見の程度に応じて、深層防護を適切に実装することが重要である」とされている。
- 例えば多重故障を誘因する外的事象起因の事故では、深層防護の複数の防護レベルが一度に破られることが考えられる。従って、このような事象の場合は DBE 及び DEC の場合と異なり、炉心の冷却可能形状の喪失を所与とした深層防護の実装が必要であると考えられる。
- ここで、炉心の冷却可能形状の喪失を所与とした場合、現実的な実装が可能かどうか検討する必要がある。特定重大事故等対処施設や可搬設備による炉心の冷却は、実装例の一つと考えられる。

(d) 外部ハザード防護設計の正当性確認

- siting criteria は存在するので、外部ハザードに対する防護設計の妥当性だけでなく、外部ハザードの影響そのものの「最小化」を要求することが妥当であるという考え方がある。これに対し、外部ハザードの影響の「最小化」の要求に関する課題として、どこまでハザードによる影響を低減すべきかその基準が不明確になること、及び将来の軽水炉が目指すべきものは、立地制約（条件）フリーの炉であり、そもそも要求自体が不要であるとの考え方がある。
- また、外部ハザードの他に、ハザードとしての核燃料まで性能要求の対象範囲を拡張することも考えられる。すなわち、プラントの設計段階からレベル 3PRA を実施し、設計対応によりプラントシステムのリスクを所定の水準に抑制できない場合には、燃料の炉心装荷量の適正化を含むプロジェクト設計の見直しまで立ち返ってリスクを低減することを要求することが重要ではないかとの考え方がある。

(2) 各性能要求に対する防止策及び緩和策の設定

(a) 住民避難の実効性を高める対応

- 例えば、「システムに対するテロに関しては、ハードだけでは守れない」¹⁴⁾、「住民対応の実効性を高めるための情報付与のあり方は、検討が必要」¹⁴⁾と指摘されたように、公衆影響を避けるためには、住民避難の実効性を高める対応をプラント内外で実施することが重要であると考えられる。例えば、リスクモニタ（事故進展をリアルタイムで知らせるシステム）などがその役割を果たすと考えられる。

(3) 各防護レベル（防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性）の独立性の考慮

(a) 各防護レベルの有効性が独立（The independent effectiveness of the different levels of defence^[15]）であるということと、安全設計における多重性又は多様性及び独立性との関係

- 日本原子力学会の技術レポート^[1]では、「多重性は、安全設計において、ランダム故障に対するある防護レベルの信頼性を高めるための手段であり、多様性は共通の環境要因に対して防護レベルの信頼性を高めるための手段である。そして独立性は、物理的分離等により共通要因に対する防護レベルの信頼性を高める手段である。このうち多重性については、系統・機器の信頼性を十分に確保した上で設計上の最悪の故障を1つ考える（単一故障基準を採用する）ことにより、その適切性が確認される」としている。
- すなわち、多重性又は多様性及び独立性はある深層防護レベルの信頼性を向上させるための方策であり^[16]、各防護レベルの有効性が独立（independent）であること（広義の独立性）^[16]とは異なる。
- 広義の独立性とは、すなわち、「深層防護レベルが突破されるのを防止する手段の有効性が”independent”であること」^[16]と考えられる。

(b) 異なる防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性の独立性の確保

- 異なる防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性の独立性、すなわち、広義の独立性を如何に確保するかが課題であると考えられる。
- 現時点では、PRAなどの手法によりリスクの低減度合いを見ることで、広義の独立性を確保するための手段の有効性を評価し、より効果的な手段を実装することが唯一の手段だと考えられる。

(c) 外的事象に対する防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性の独立性の確保

- SSCsの多重故障を誘因するような外的事象に対し、防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性の独立性を如何に確保するかが課題である。
- 日本原子力学会の技術レポート^[1]では、「設計基準を超える外的ハザードに対しては、設計基準に対する対策は機能を失うことから、当該ハザードの特質を踏まえた異なる質の対策が必要である。すなわち、当該ハザードの影響を受けない設備の設置（ハード）もしくは、アクシデントマネジメントによる柔軟な対応（ソフト）が効果的と考えられる。」「設計基準を超える津波などの外的ハザードが発生した場合には、恒設の設備が共通的に機能を喪失する可能性が高まる。従って、対策を施すにあたっては、喪失した機能の回復の可能性を高め、それにより環境中への放射性物質の早期大量放出はもとより、有意な影響を生じるような規模の放出を防止することができるよう、事象進展を遅らせることも質の異なる対策として効果的である。このような場合は、

多様な状況に柔軟に対処できる能力（例えば、代替策としての設備の準備や復旧能力）を重視した対策として、基本的には可搬設備や汎用品を活用した代替策を用意することが有効と考えられるが、事象進展が速く、可搬設備では対応が困難な場合においては恒設設備が必要となることもある。」と指摘されている。

- 以上を踏まえると、外的事象に対する深層防護設計として、防護レベルの信頼性を向上させることに加え、広義の独立性^[16]を確保するために、例えば恒設設備と同時に可搬設備を備えることや、放射性物質の放出の防止と同時に事象進展を遅らせることや管理放出を行うこと、サイト内対応に加えサイト外対応を施すことが重要であると考えられる。

(4) 各防護レベルの性能目標の設定

(a) 条件付き確率の導入

- CDF 及び CFF の絶対値として小さな値を設定しても、CDF が低く、CFF の条件付き確率が高い場合には、安全性が革新的に向上することにはならない可能性がある。従って、性能目標そのものに、性能目標間の条件付き確率を陽に規定することが必要であると考えられる。
- また、原子力安全委員会が提示した性能目標の本来の発想は、条件付き確率で CFF に CDF に比して一桁余裕をもたせるというものであった。しかし、この性能目標案は設計基準事象を前提に設定したものであり、多重故障を想定した場合、例えば地震等の共通要因故障を誘因する外的事象に対しては、裕度が取れなくなると考えられる。また、CDF 及び CFF の値はそれぞれ質的に全く異なるものであり、これを多重系による信頼度の向上と同様に考えることは誤解を招くと考えられる。これらに加え、深層防護の各防護レベルの有効性が独立であることを評価するためにも、重大事故の発生を所与としたときの性能目標を明示的に示すことが重要であると考えられる。

(5) その他の論点

(a) 防護レベルのバランス

- 4.2.4.(1)(a)における「放射性物質の閉じ込めと放出量の抑制の間の優先順位」と同じ論点が挙げられる。すなわち、閉じ込め機能と管理放出機能のように、相反する機能を有する防護レベルがある場合、両者を設計上、如何に最適化するかが課題であると考えられる。
- 同時に、防護レベルのバランスを如何に評価するかが課題であると考えられる。

(b) Unknown unknowns（未知の未知）に対する深層防護設計

- 認識されていない不確かさ（unknown unknowns）に如何に対処するかが課題であると考えられる。各防護レベル間の防止策と緩和策の有効性の独立性（広義の独立性）

の確保や、性能目標として、重大事故の発生を所与とした時の条件付き確率を導入することによって、深層防護の有効性を高めることが、unknown unknowns への対処策になると考えられる。

(c) 許容基準の設定（保守性の考え方）

- 深層防護の実装は、原子力安全の目的を達成するための手段を具体化するプロセスであることから、実装にあたり、現実的な事象進展の理解が重要であると考えられる。
- この観点から、性能要求に対する適合度を評価する際には、最適評価により得られる燃料や構造材の実力値を許容基準として設定することが重要であると考えられる。
- 例えば、深層防護の有効性評価にあたり、炉心損傷の判断基準として、非常用炉心冷却系の性能評価指針^[17]に定める基準（燃料被覆管最高温度（PCT）：1200℃、等価被覆酸化量（ECR）：15%）を定めることは、DBA に対する安全設計のために決定論的な手法で定められた一定の保守性を持った基準を深層防護の実装プロセスに組み込むことになり、実現象とかけ離れた防止策及び緩和策の実装に至る可能性があると考えられる。
- 例えば、WENRA では DBE については保守的な許容基準として燃料被覆管破損の防止に関する基準を設けているものの、DBE を超える事象については、急速な炉心溶融状態への進展の防止に関する許容基準とすることもできるとしている^[15]。
- 一方で、USNRC は、①DBA も満たし、②深層防護も考え、③安全余裕、④安全目標政策声明と整合したリスク、⑤モニタリングの 5 つの視点で意思決定することを、**risk-informed integral decision-making** と定義している^[18]。この例からは、DBA が深層防護の中に組み込まれるというよりは、DBA も現実的な事象の評価もそれぞれ考慮することが必要であると考えられる。

防護レベル	1	2	3	4	5	6	7
性能要求	外部ハザード防護設計の正当性確認	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防止策	設計	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理						
	運転		DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災						
緩和策	設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理						
	運転		工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災						サイト外対応
性能目標	・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

図 4.2.1. 深層防護の実装例

性能要求	事故の発生防止	炉心に閉じ込め	原子炉容器に閉じ込め	格納容器内に閉じ込め	サイト内に閉じ込め
防止	異常発生を防止	DBAを防止	重大事故を防止	格納容器損傷を防止	放射性物質放出を防止
緩和	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設で収束	格納容器に閉じ込めて収束	放射性物質放出を管理	敷地外緊急対応
有効性評価	原子炉計装 原子炉保護	設計基準事象発生頻度と影響度	レベル1 PRA 炉心損傷シナリオ	レベル2 PRA ソースターム CV破損シナリオ	レベル3 PRA 放射性物質放出シナリオ
性能目標	設備の信頼度目標	工学的安全系の信頼度目標	炉心冷却形状維持の信頼度目標 10 ⁻⁴ /炉年	格納容器の信頼度目標 10 ⁻⁵ /炉年	放出管理の信頼度目標Cs ¹³⁷ 100TBq 10 ⁻⁶ /年

図 4.2.2. 深層防護の実装例[18]

4.3. Practically Eliminated, Evacuation Free の解釈

ここでは、Practically eliminate（以下、PE とする。）と Evacuation free（以下、EF とする）の解釈と考え方を、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会にてなされてきた議論をもとに、とりまとめる。なお、PE と EF の解釈と考え方についての統一的な結論が出ていないため、ここでは、一つの考えを記載するのではなく複数の考えを併記する形でとりまとめている。

4.3.1. PE と EF の歴史的背景

PE と EF をそれぞれそのまま訳すと、Practically eliminate は実質除外、Evacuation free は避難不要となる。ところが、これから示すように、多くの場合、これらの言葉は、その裏に存在する様々な背景を踏まえたうえで用いられてきている。そこで、まず、PE と EF がこれまでどのような意味合いで用いられてきたかを、当委員会において各委員から提供された情報をもとに、整理する。

PE に関しては、IAEA の原子力発電所の原子炉格納系の設計（NS-G-1.10）^[1]、同安全設計要求（SSR-2/1）^[2]で、以下のように説明されている。

The possibility of certain conditions arising may be considered to have been practically eliminated if it would be physically impossible for the conditions to arise or if these conditions could be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.

（訳文）ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる。

一方、WENRA は、炉心溶融を伴う事故を想定した新設炉に対する安全目標を以下のように表現しており^[3]、そこで PE という文言があらわれている。

(In page 24) Reducing potential radioactive releases to the environment from accidents with core melt, also in the long term, by following the qualitative criteria below; Accidents with core melt which would lead to early or large releases have to be practically eliminated.; For accidents with core melt that have not been practically eliminated, design provisions have to be taken so that only limited protective measures in area and time are needed for the public (no permanent relocation, no need for emergency evacuation outside the immediate vicinity of the plant, limited sheltering, no long term restrictions in food consumption) and that sufficient time is available to implement these measures.

（訳文）以下に示す定性的な基準にしたがって、炉心溶融を伴う事故からの放射性物質の環境への放出の可能性を、長期間にわたって低減する。① 早期にまたは大量に放射性物質の放出を導くような炉心溶融を伴う事故は、「実質的に除外される」こと。② 実質的に除外されない炉心溶融を伴う事故に対しては、一般市民に対して、空間的にも時間的にも限

定的な防護対策（永続的な移住を要しない、発電所近傍の外側では緊急避難を要しない、屋内退避は限定的、食物摂取において長期にわたる制限を受けない）のみが必要とされ、また、その対策を実行するのに十分な時間が得られるような設計規定を設けなければならない。

また、国内においては、上記の引用等において、「実質上除外される」「実質上なくす」（または“Practically Elimination”）に対して、「実質的回避」「実質的排除」といった訳があてられている。

次に、EF に関しては、日本国内で退避不要の意味で EF を使用している例が見受けられるが、そこで明確に定義されていることもなく、一般的に定まった意味を持つ用語とはなっていないと考えられる。国外においては、第 4 世代炉の開発目標として、“eliminate the need for off-site emergency response”が設定されており [4]、EF という用語そのものの使用は見受けられないが、EF と同様の概念が使用されていると考えられる。

4.3.2. PE および EF の定義

軽水炉（原子力発電）が社会に受け入れられることの要件を考えたとき、安全性の確保と放射性廃棄物処理処分問題の解決の二点は必須項目といえる。このうち、前者、安全性の確保において、究極の目標は何か？という問いに対する回答が、「プラント周辺の住民が避難（evacuation）するような事態を引き起こさないこと（free）」、すなわち、Evacuation Free だといえる。

一方、プラント周辺の住民が避難するような事態は、炉心が損傷したり格納容器の機能が喪失したりすることで、大量の放射性物質が環境中に放出された場合に生じる。従って Evacuation Free をうたうからには、「炉心損傷や格納容器機能喪失によって大量の放射性物質が環境中に放出されるような事態は実質上除外できる」と言い切らなければならない。

（ただし、その一方で、万が一このような事態が生じた場合に対しての備えは十分に講じておく。）つまり、「実質上（practically）」の中には「完全には除外できないのでそれに備えておく」のニュアンスが含まれている。これを一言で示した文言が、Practically Eliminate だといえる。

このように、PE と EF はどちらも原子力安全に関する定性的な目標だと考えることができるが、その定義、すなわち目標としての対象に関して、以下の二つの考え方を示す。

- ① PE の対象はシビアアクシデントを起こさないこと、EF の対象は PE の結果生じる避難不要な状態を達成すること、という考え方。
- ② PE の対象は環境中に大量の放射性物質が放出されないこと、EF の対象は PE の結果生じる避難不要な状態を達成すること、という考え方。

上記①、②とも、EF の対象は PE の結果生じる避難不要な状態の達成、であり、ここは共通している。また、EF は PE の結果生じるということは、EF と PE は同列ではない、つまり、EF は PE よりも上位の概念であるともいえる。一方、①と②で異なる点は、PE

における除外の対象であり、①ではそれがシビアアクシデントになっているのに対し、②では環境中への放射性物質の大量放出となっている。なお、②の考えは、IAEA の SSR2-1 の考え^[2,5,6]、つまり、PE は DEC (Design Extension Condition : 設計拡張状態、SSR2-1 では、DEC の中にシビアアクシデントも含まれる) の外側を対象とする、という考えと整合するものである。SSR2-1 の考えを示した図を、図 4.3.1.として、①と②の考えをまとめた図を、図 4.3.2.から図 4.3.5.に示す。

なお、ここで述べた①と②の二つの案がすべてというわけではなく、特に PE における除外の対象は、設計の考え方に依存するという考え、Design Basis Event 及び DEC で包絡できないさらに外側の領域を対象とする考え方があり得る。また、知見に限界がある結果として、考慮できない領域があり得ることを示すという考え方、“eliminate in practice”、つまり、「実装における排除」との考え方などもあり得る。また、EF については、深層防護における前段否定の考え方と同様、設計における基本的な考え方の一つという捉えかたも可能であろう。

4.3.3. PE や EF の概念を取り入れることの是非

一般理解の観点における安全目標と性能目標とのギャップを埋め、安全目標に適合する水準まで設計要求を厳格に設定するために、定性的目標として PE や EF の概念は必要であるという考えがある。一方で、4.3.2.において①で示した案のように、シビアアクシデントの発生が実質上除外できると考えることは、1F 事故の教訓である絶対安全や安全神話からの脱却に反するのではないかと、軽水炉はリスクに基づき設計されているので、PE や EF の概念は不要ではないかとの考えがある。

また、EF の対象として PAZ における予防的避難のようなシビアアクシデントが発生していない状況での避難を含めた場合、トラブルフリーの考え方に繋がりにかねないのではないかと懸念がある。しかし、4.3.2.で定義した EF は PE の結果生じる避難不要な状態の達成を対象とするものであり、すなわち、EF はシビアアクシデントが発生した場合の避難の回避を要求しているため、トラブルフリーの考え方には直接的には関係しないと考えられる。

4.3.4. PE および EF を満足するための具体的スペックのありかた

ここまでは、PE や EF を定性的目標として考えてきたが、そうではなく、定量的な数値として（さらにいうと確率として）定義する、すなわち、現行 CDF や CFF^[4]と関連付けたものにするという考えがあるが、一方で、確率だけを議論することは実際的ではないという考えもある。というのは、CDF や CFF といった性能目標は、異常の発生確率を小さくすることだけでも満足できてしまうが、1F 事故の教訓は低頻度高影響事象のシナリオを考慮することにあるからである。実際、PE という定性的な設計目標を新たに設定することで、壊れるところまでを考えた設計をすることが重要であるという考えを示すことができるよ

うになる。なお、EFを従来の安全目標である公衆の死亡リスクに追加する新たな目標に相当するものと考え、安全目標としてのEFを満足するためにPEの概念によって定性的な目標が設定され、PEを達成するために定量的な性能目標が定められるという階層的な論理展開が可能となると考えられる。

4.3.5. PEおよびEFの考え方とサイト外対応との関係

EFを達成するように設計をするが、サイト外対応も備えておくのがEFの考え方であり、サイト外対応を否定するものではないという考えがある。一方で、サイト外対応を無くさないとすれば、EFという概念は誤解を与え不適切であるという考えがある。

4.3.6. 1F事故前の状態とPEおよびEFの関係

少なくとも1Fに関しては、外部事象に対する対策が不十分であり、現行の性能目標を満足していなかったと考えられるため、PEおよびEFを満足していなかったと考える。

以上、本節では、PEとEFの解釈と考え方をとりまとめてきたが、PEは物理的に発生し得ないまたは高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される状態であり、EFはこれまで明確に定義されてきた用語ではないと思われるが、ここではプラント周辺の住民が避難するような事態を引き起こさないこととした。

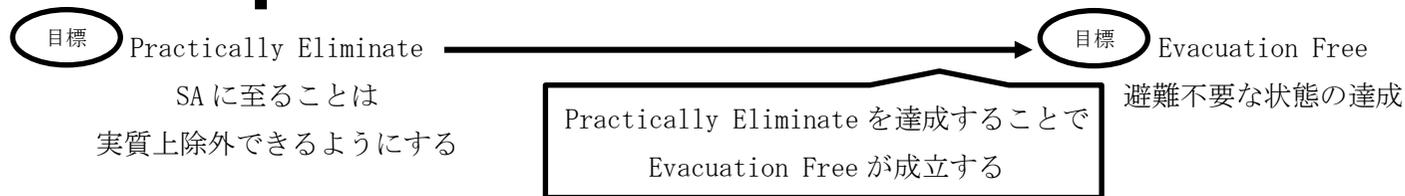
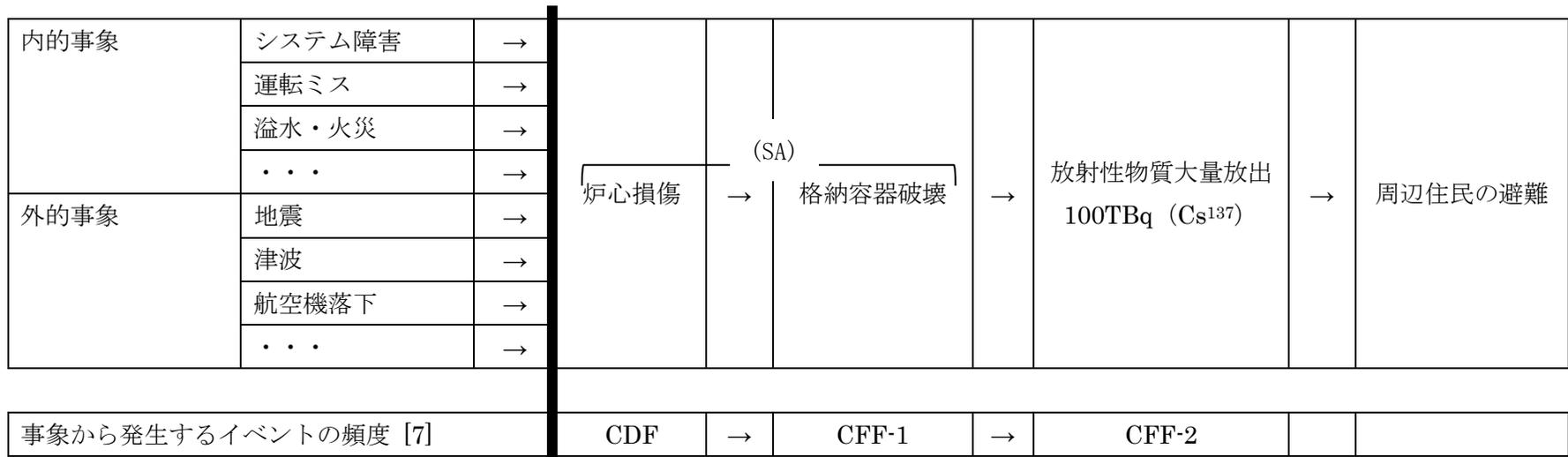
PEとEFの対象としては幾つか考えられるが、いずれにしても、PEの結果、EFを達成させると整理出来ると考えられ、PEとEFは、定性的目標として必要な概念であるという考えがある一方で、絶対安全や安全神話からの脱却に反するため不適切な概念ではないかという考えもある。

NS-R-1, 2000				
Operational states		Accident conditions		
NO	AOO	(a)	DBAs	(Beyond design basis accidents)
		(b)	Severe Accidents	
1 st level DiD	2 nd level DiD	3 rd level DiD	4 th level DiD	
Included in the design basis →			Beyond design basis →	
SSR-2/1, 2012				
Operational states		Accident conditions		
NO	AOO	DBAs	Design Extension Conditions	
			No core melt	Severe Accidents (core melt)
1 st level DiD	2 nd level DiD	3 rd level DiD	4 th level DiD	
Included in the design basis →			Beyond design basis →	
Early or large releases are practically eliminated *				

(*) The possibility of certain conditions occurring is considered to have been practically eliminated if it is physically impossible for the conditions to occur or if the conditions can be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely to arise.

図 4.3.1. NS-R-1 (上) と SSR-2/1 (下) の比較 [6]

SSR-2/1 では、DEC (Design Extension Condition : 設計拡張状態、SSR2-1 では、DEC の中にシビアアクシデントも含まれる) の概念があらわれており、DEC の中にはシビアアクシデントも含まれている。このとき、PE は DEC の外側、すなわち、放射性物質の大量放出を対象としている。

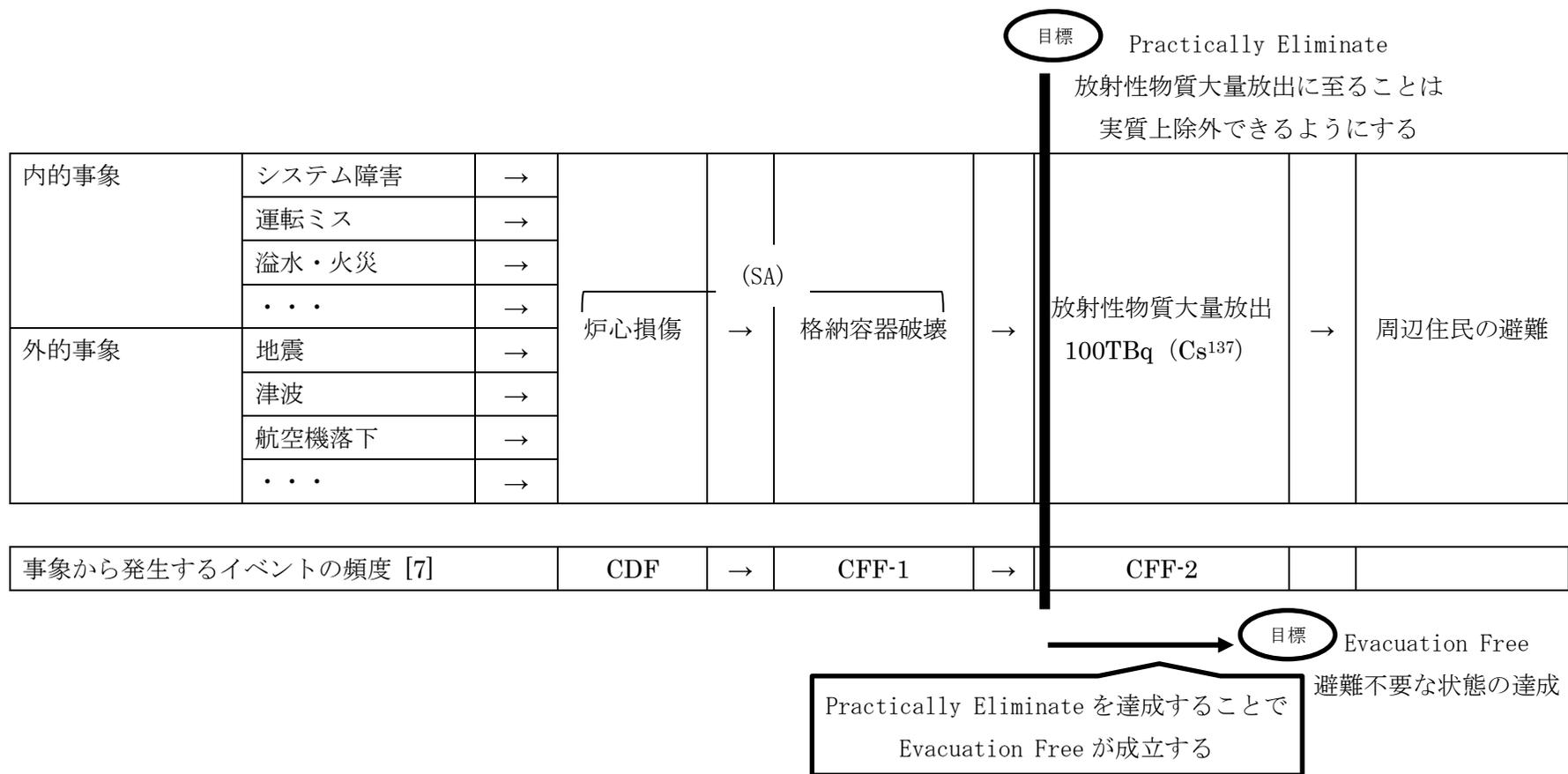


CDF：炉心損傷頻度、CFF-1：格納容器隔離機能喪失頻度、CFF-2：管理放出機能喪失頻度

図 4.3.2. PE および EF の定義

4.3.2 節で示した案①をもとに作成。

(PE の対象：シビアアクシデントを起こさないこと、EF の対象：PE の結果生じる避難不要な状態の達成)



CDF：炉心損傷頻度、CFF-1：格納容器隔離機能喪失頻度、CFF-2：管理放出機能喪失頻度

図 4.3.3. PE および EF の定義

4.3.2 節で示した案②をもとに作成。

(PE の対象：環境中に大量の放射性物質が放出されないこと、EF の対象：PE の結果生じる避難不要な状態の達成)

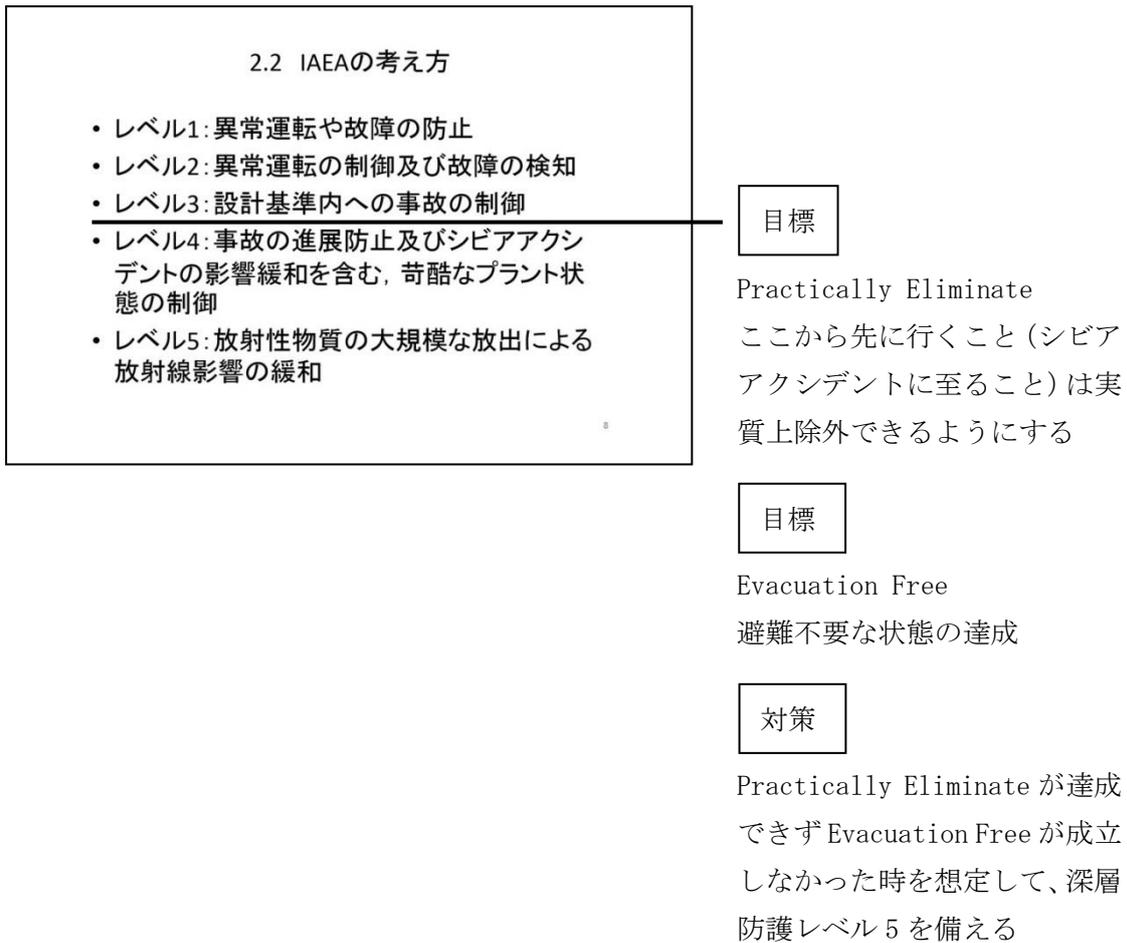


図 4.3.4. PE および EF の定義

(4.3.2 節で示した案①の考え方を、INSAG-10^[8]で示されている深層防護の考え方に落とし込んだもの。図の出展は参考文献^[9]。)

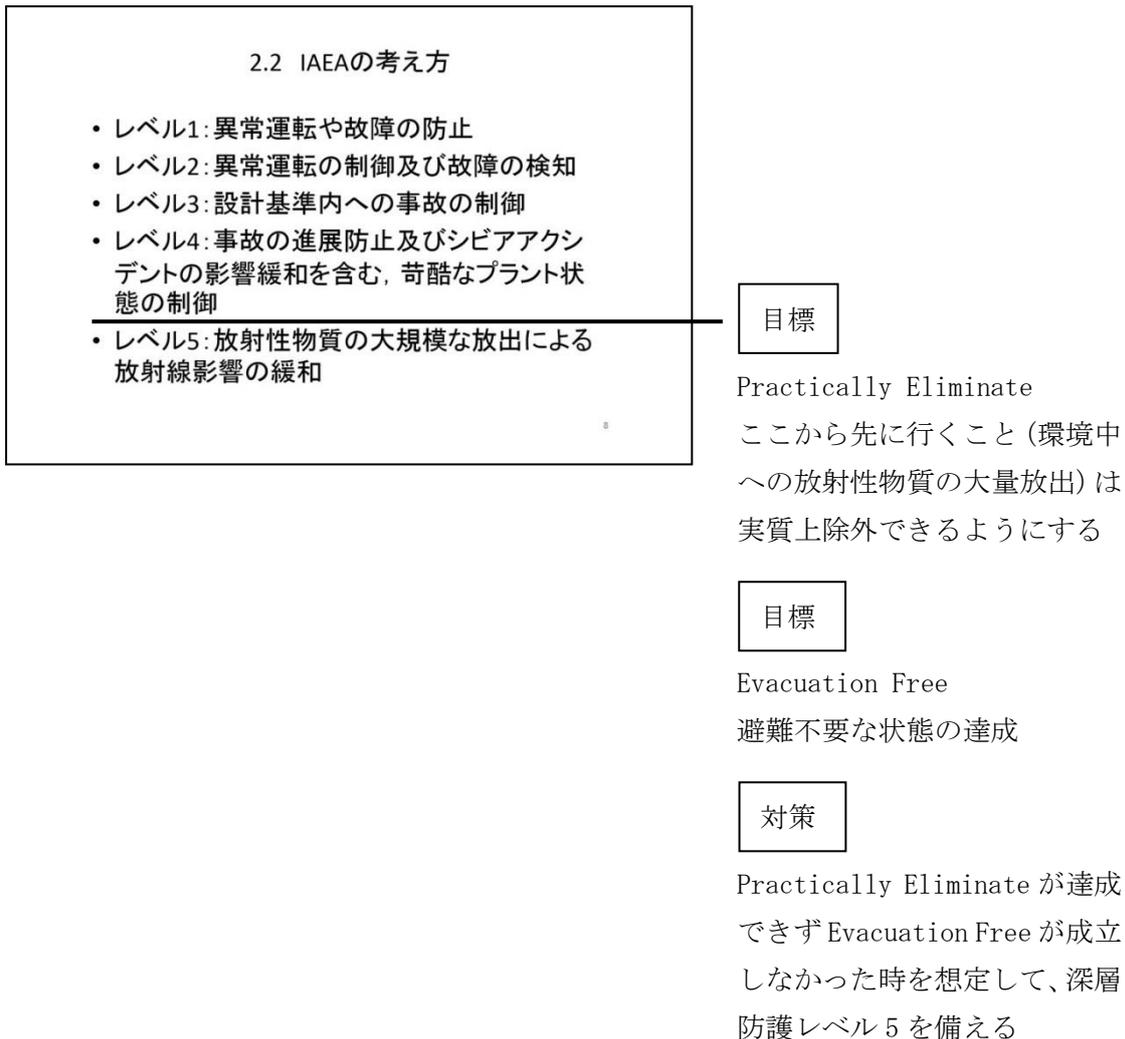


図 4.3.5. PE および EF の定義

(4.3.2 節で示した案②の考え方を、INSAG-10^[8]で示されている深層防護の考え方に落とし込んだもの。図の出展は参考文献^[9]。)

4.4. 物理障壁

4.4.1. 物理障壁に対する考え方の検討にあたっての前提条件

原子力安全は、人(従業員含む)と環境を放射線リスクから防護することが目的であり、これは、放射性物質及び放射線の閉じ込めによって達成することができる。従って、新設炉では、少なくとも、公衆や環境へ影響を与えるような放射性物質の大量放出を実質的に排除すること(practically eliminate)が一つの目標となる。そのような事故シーケンスが発生することを物理的に不可能にできるか、極めて発生しにくいことが高い信頼性で示される場合に、放射性物質の大量放出を実質的に排除できると言うことがある^[1]。

新設炉では、既設炉に比べて、被覆管、圧力容器、一次冷却系、格納容器等の物理障壁を最新の知見を踏まえて適切に設計することが容易であり、これにより、より効果的に原子力安全が実現可能であると考えられる。その際、物理障壁単体では、効果的な性能は達成されるものでなく、物理障壁間の関係などのシステムとしての設計が必要である。その際、SSCs(構築物・系統・機器)は物理障壁という受動的役割だけでなく、重大事故対策が容易な全体設計、極大事故時の公衆への影響が少なくなるような損傷制御設計、事故時に必要な周辺施設なども含めた敷地全体の最適設計等においても役割を担うものである。

4.4.2. 論点

物理障壁に関する検討、物理障壁を効果的に組み合わせた発電システムを実現するための論点として、以下の点が挙げられる。

- 1) 「発電システム上要求される機能が物理障壁を兼ねているもの」と「安全上要求される物理障壁」
- 2) 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の作用を緩和するための物理障壁」
- 3) 「異常発生防止に関わる物理障壁」と「影響緩和に関わる物理障壁」
- 4) 「離隔距離」を「物理障壁」で代替することの可能性
- 5) 各物理障壁のロバスト性(緩やかな性能劣化)

以降では、各物理障壁について以上の論点に基づき論じる。

4.4.3. 被覆管・圧力容器・一次冷却系

燃料被覆管や一次冷却系を含む冷却系は、発電システムとして必須のものであり、通常時から事故時まで様々な役割を担っている。つまり、発電システムとして要求される壁(被覆管と一次系)を放射性物質閉じ込めの物理障壁としても利用する合理的な設計になっていると見ることができる。例えば、圧力容器・一次冷却系は、通常時および異常の発生時に燃料から熱を取り除き運び出す役割、停止時、事故時に残留熱を燃料から最終ヒートシ

ンクへ移す役割など様々な役割を担っている。

4.4.4. 格納容器

既設の軽水炉ではいくつかの事故の経験等から、上記の障壁（燃料被覆管や一次冷却系）だけでは十分に原子力安全が実現できないことが認識された。その結果、「後付け」で格納容器と離隔距離が必要であるとされ、導入された。つまり、格納容器と離隔距離は、純粋に放射性物質によるリスク低減のための手段であると見ることができる。従って、新設炉を対象とする場合、格納容器と離隔距離の安全上の位置づけを再確認する必要がある。

IAEA 安全基準 No.SSR-2/1^[2]によると、格納容器の役割は、1) 通常運転状態および事故状態において放射性物質を閉じ込めること、2) 自然外的事象と人為事象から原子炉を守ること、3) 通常運転状態および事故状態において放射線を遮蔽すること、という 3 つの安全機能を満足することにある（要件 54）。従って、格納容器を貫通する配管等の数は可能な限り少なくする必要があり（要件 55）、原子炉圧力バウンダリーが格納容器を貫通する場合には事故時に自動的に閉じなければならない（要件 56）。格納容器内の状態の圧力や温度、放射性物質やその他の気体、固体の生成をコントロールしなければならない（要件 58）とされる。

格納容器を単に一つの物理障壁と見ると、格納容器を多重化するほど原理的にはリスク低減量は大きくなると考えられる。一方、(2 重目以降の格納容器の破損を防ぐための特殊な対応を考えなければ)一般的に 2 重目以降の格納容器の条件付き格納容器損傷確率 (Conditional Containment Failure Probability, CCFP) は 1 に近いと考えられ、閉じ込めの効果は 1 重目に比べて低下する可能性がある。このことから、2 重格納容器は、これとは別の考え方で整理する方がよいとも考えられる。

原子力安全の議論では、放射性物質閉じ込めのための物理障壁が中心であり、外的事象に対しては、物理障壁が外的事象に対する耐性を十分に持つように設計されることで実現するという手順を踏むことが多い。

一方、特に、事故の主要因が外的事象であることを前提とすると、新設の発電所の設計では、外的事象の特徴を考慮した設計を行うべきであると考えられる。

論点の一つとしては、「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」を一度明確に峻別した方がよいのではないかと考えられる。これまでの物理障壁に関する議論は、(歴史的な経緯から)放射性物質の閉じ込めの観点からなされることが多かったが、外的事象が大きなリスク要因である場合、外的事象の荷重効果緩和の観点から物理障壁の役割を整理しなおすことは有益である。先に述べた、格納容器の 2 重設計についても、この考え方にのっとることで、説明性が向上するものと考えられる (例えば、なぜ 3 重にしないのか、という一般的な疑問に対する回答となりえる)。これは、上述した IAEA 安全基準 No.SSR-2/1 とも整合した考え方である。

外的事象については、格納容器等の影響緩和に関わる物理障壁に関するもう一つの論点

として、異常が発生し、事故に拡大した後に適切に機能することが要求される点が挙げられる。地震を含めた外的事象に対する防護設計においては、このような事故進展を前提とし、各々の物理障壁の性能・裕度を最適化することが必要と考えられる。

また、格納容器および次に議論する離隔距離が深層防護上どのような役割を果たしているのか、これらの効果は、現在の確率論的リスク評価(PRA)において適切にモデル化されているか(PRAのリスク低減量だけで格納容器や離隔距離の役割を見るのが妥当か、今後のPRAの手法の改良は必要か)などが考えられる。

4.4.5. 離隔距離

放射性物質の大量放出を実質的に排除することができれば、原理的には代替可能であると考えられる。例えば、これまでの実践として、燃料加工工場や低出力の実験炉では軽水炉と同程度の深層防護は不要であると考えられてきた。では設計により、どの程度の安全性向上を実現すれば、離隔距離を物理障壁で代替できるのか。例えば、離隔距離を考慮せずに安全目標を満足する原子炉施設があった場合、離隔距離は不要と考えてよいのか。それとも、深層防護の観点から物理障壁と離隔距離は有効性が独立であると考え、離隔距離を必要と考えるのか。「社会と共存する」観点からは、潜在的なリスクがある程度大きな原子力施設には、離隔距離が必要になる可能性がある。また、今日的な観点から言うと離隔距離は「外的事象の影響緩和」、特に人為事象に対する効果が大きいことにも着目すべきである。

4.4.6. 原子炉建屋

原子炉建屋は、通常時の「放射性物質閉じ込め」の役割は求められているが、事故時の「放射性物質閉じ込め」の役割は必ずしも要求されていない。建屋に求められる機能要求としては、支持機能、遮蔽機能、負圧維持機能、漏えい防止機能等の通常時の基本的な機能に加えて、「外的事象の荷重効果の緩和」、また、事故に関係した「共通原因故障を防ぐための安全系・サポート系の物理的分離」や「事故時の重大事故対処のサポート」等の役割があると考えられる。これらの設計要件を明確にする必要がある。

また、原子炉建屋を免震化するという考え方もありうるが、これは、格納容器を二重化と同様に「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」の一種であると考えられることもできる。

4.4.7. 物理障壁間の関係、全体設計の視点

各物理障壁は、深層防護の特定のレベルの目的を実現するために設けられていると考えられることもある。しかし、同時に、深層防護の前後のレベルの手段としても臨機応変に用いることができることが望ましい。そのためには、想定した設計条件を超えても、ある程度の性能を発揮し、また、機能喪失したとしても周囲、あるいは前後の深層防護レベルに与

える悪影響が少ないなどの性質を有することが求められる。この考えをさらに発展されると、極大事故時の公衆への影響が少なくなるような損傷制御設計、事故時に必要な周辺施設なども含めた敷地全体の最適設計をめざした個々の物理障壁の性能の最適化等にもつながる。

また、建設後に新たな知見を踏まえた施設の更新が容易に行えるというような観点からの全体設計の最適化もまた重要と考えられる。

4.5. 動的 (Active) ・ 静的 (Passive) 安全系の位置づけ

本論点においては、軽水炉の安全系機器としての動的(Active)機器・システムと、静的(Passive[※])機器・システムについて、それぞれのメリットとデメリットは何か、これらの機器はどのように組み合わせられるべきかについて検討を行った。

4.5.1. 動的・静的とは何を指すか？

ここで論点とする動的、静的とはどのように定義されるかであるが、IAEA(1991)^[1]の分類によれば、passive system とは、「動作させるために外部の入力を全く必要としない機器のみで構成されるシステムか、あるいは受動的な機能を得るため、非常に限定された部分にのみ外部の入力を用いるシステム」と定義され、これにあてはまらないものを動的(active)なシステムとしている。外部の入力にどの程度依存するかにより、表 4.5.1.のように分類している。また、静的システムは、いわゆる「固有安全」(inherent safety)とは明確に区別すべき概念であることも IAEA では言及されている。一方、国内では、原子力委員会が「受動的安全システムに関する調査報告」(1992)^[2]のなかで、「受動度」という概念に基づき I～VIIの7つに分類を行っており、

I～III：外部信号も外部動力も不要

IV、V：起動に外部信号が必要だが、冷却材等の移動は自然力

VI、VII：冷却材等の移動に外部動力が必要

と整理されている。受動度 I～Vに該当するシステムがIAEAのpassive systemに対応し、一般的にも静的システムとみなすことが共通認識と考えられる。

表 4.5.1. IAEA による passive system の分類^[1]

分類	外部動力源	起動信号	機械部品の作動	流体の移動	該当例
A	なし	なし	なし	なし	格納容器 (閉じ込め機能)
B	なし	なし	なし	あり	自然循環熱交換器 鋼製格納容器(※空冷)
C	なし	なし	あり	- ^{※1}	蓄圧器、安全弁
D	限定的 ^{※2}	あり	あり	- ^{※1}	静的炉心冷却系

※1 流体の移動の有無は分類の判断材料に使用しない。

※2 弁などの起動信号、制御操作等に限定して使用し、動力源は蓄電池等を使用。

[※]Passive は「受動的」の意味であるが、本稿では「動的」機器に対する機器という観点で「静的」という訳語をあてている。

4.5.2. GENIII+等における静的機器の適用例

これまでに既設の軽水炉や GENIII+等で提案されている各種の静的システムを表 4.5.2. に整理した。全体的な傾向として、炉心冷却（崩壊熱除去）に係るシステムは、基本的に IAEA の分類 D、すなわち起動ないし弁の開閉等で直流電源が必要なものが非常に多いこと、液相の自然循環を利用する冷却系の多くが二相、すなわち蒸発・凝縮（潜熱）を利用して

表 4.5.2. 主な静的機器・システム

Passive 系機器	使用目的	作動原理	IAEA 分類	関連する Active 系機器	適用(例)
制御棒 (原子炉トリップ時)	炉停止機能	重力	D	化学体積制御系	PWR 全般
制御棒 (スクラム時)	炉停止機能	差圧	D	CRD ポンプなど	BWR 全般
SLC(蓄圧注入)	炉停止機能	差圧	D	SLC ポンプなど	ESBWR
蓄圧器(改良型含む)	崩壊熱除去	差圧	C	高圧・低圧注水系	PWR 全般 (改良型は APWR、 ATMEA-1)
安全弁	崩壊熱除去	差圧	C	-	炉型によらず全般
重力注水タンク、 プール	崩壊熱除去	重力	D	高圧・低圧注水系	AP-1000、ESBWR など多数
SG 二次系自然循環 (水冷)	崩壊熱除去	自然循環 (二相)	D	給水系	PWR 全般
SG 二次系自然循環 (空冷)	崩壊熱除去	自然循環 (単相)	D	-	VVER など
静的 RHR	崩壊熱除去	自然循環 (単相)	D	高圧注水系	AP-1000
Isolation Condenser (IC)	崩壊熱除去	自然循環 (二相)	D	高圧注水系	ESBWR、iBR など
格納容器サンプ 自然循環	崩壊熱除去	自然循環 (二相)	D	低圧注水系	AP-1000
(圧力抑制)プール	崩壊熱除去 放射性物質拡散防止	差圧	B	-	BWR 全般、AP-1000
格納容器除熱(PCCS)	崩壊熱除去	自然循環 (二相)	B	格納容器スプレイ	ESBWR、iBR など
格納容器除熱(PCS)	崩壊熱除去	重力	D	格納容器スプレイ	AP-1000、VVER など
コアキャッチャ	崩壊熱除去 放射性物質拡散防止	自然循環 (二相)	B	-	EPR、ATMEA1、 ESBWR、iBR など
In-vessel retention(IVR)	崩壊熱除去 放射性物質拡散防止	自然循環 (二相)	B	-	AP-1000
溶融弁	崩壊熱除去 放射性物質拡散防止	温度差	B	電動弁、爆破弁 など	ABWR など
(二重)格納容器	放射性物質拡散防止	隔離	A	-	二重化は EPR、 VVER-TOI など
フィルターベント	放射性物質拡散防止	差圧	D	格納容器スプレイ SGTS	BWR/PWR(一部)
静的触媒式再結合器 (PAR)	放射性物質拡散防止	化学反応	B	FCS	BWR(建屋)の一部 PWR(格納容器)の一部

4.5.3. 動的・静的システムの組み合わせに関する従来の議論

従来、これらの静的システムの原子力安全系への活用について、IAEA は「安全機能の信頼性を高めるとともに、簡素化を達成する望ましい手段であり、適切に活用していくべき」^[3]と位置付けている。一方で、「静的機器にどのような故障・異常な動作のメカニズムが想定されるかを慎重に調査し、静的システムと動的システムの最適な組み合わせが信頼性、経済性の観点から達成されるべき」とも指摘し、同年発行された INSAG-5 においても「静的システムの活用があらゆるケースで従来よりも安全に寄与するとは限らず、実証や解析によってその有効性が示されるべき」^[4]と述べられている。

動的システムと静的システムの組み合わせという観点では、1998 年に IAEA が韓国で実施したシンポジウム^[5]で議論されており、そこで示されている見解は下記のようなものである。

- ・ 従来の動的機器は、高い信頼性、多重性、独立性を確保し、動力（電源）供給を確実にすることによって、必要な安全機能を担保するという考え方に基づく。これに対し、静的機器のねらいは、動的機器よりも構成機器を少なくすることによって簡素な構成とし、ヒューマンエラーを低減、機器の故障による悪影響の防止、対処までの時間余裕を拡大することにある。
- ・ 静的システムの課題として、作動原理、現象に対する知見が不足していることから、検証試験や解析コード開発が必要で、コストアップ要因になりうること、必要な駆動力が基本的に自然力であることから、駆動力が弱く、制御が難しく、作動条件の柔軟性が少ないこと、必要な運転条件をカバーするために容量増大や高位置設置等を行い、耐震上の制約が起りうることがあげられる。

この指摘をふまえ、動的・静的機器の最適な組み合わせは、建設しようとするプラントの基本設計条件（出力、立地、運転方法等）、運転中検査の必要性、メンテナンスの要求度、期待される信頼性、コストなどを変数として決まるものとした。そのうえで、一つの提言として、静的機器を動的機器のバックアップに位置付けること（汚染の可能性がある事故や、動的機器が何らかの理由で動作せず、機器補修、操作ができない状況）への対応策としてアドバンテージがありうるとしている。

仏 IRSN^[6]においても、IAEA と同様の問題意識に加えて、

- ・ 作動を期待する期間中及びプラント寿命中全期間に渡り、システムが適切に作動することが実証されるべき。この時、実証に用いる小型の実験結果の実機へのスケールアップ適用性の課題に配慮が必要。
- ・ 想定されるあらゆる事故条件（シナリオ）で期待する機能が非常に高い信頼性を持って提供されることが必要。例えば現場では、静的機器の動作に期待する事故状況で、運転員が（常用系を含む）動的機器による事象収束を図る可能性がある。このような人為的外乱があるケースでも、静的機器が本来期待されるパフォーマンスを発揮できるか、影響評価が必要。

- ・ 静的機器といっても、起動には弁や直流電源を使用するものが多数あり、これらの信頼性への考慮が必要。また、同じ自然現象がいくつかの静的機器に使われている場合、この機能失敗は共通要因故障となり得るため、やはり信頼性評価が必要。静的システム特有の PRA 評価手法、熱水力メカニズムの評価が必要。
- と指摘し、静的機器、システムの信頼性評価に係る研究の必要性を提言している。

4.5.4. 本委員会での議論

これらの調査結果をふまえ、本委員会では図 4.5.1 に示すような、動的機器と静的機器の強み、弱みを整理し、両者のあり方について検討を行った。動的機器は、Tec Spec に基づく定期的なサーバランス試験の実施が可能であり、それらの運転経験に基づく故障率のデータに基づく信頼性評価が可能である。一方で、電源喪失に端を発する 1F 事故の教訓をふまえ、社会一般からの要求として、動力源の信頼性に依存しない静的機器を安全系に導入することは、軽水炉の社会的受容性の向上に寄与するほか、システムが簡素化し、物量が減ることで経済性が向上することや、メンテナンス性が向上することが期待される。これら静的機器の強みに対し、前述のいくつかの調査結果が指摘するように、実機スケールにおける動作信頼性評価、弁などの起動・制御機構の信頼性、駆動力が自然力であるための作動範囲の制限、大型炉への適用性などの課題が認識されている。

このように、動的機器と静的機器は互いに強み、弱みともに表裏一体の概念であるため、多様性を確保する点からは、両者が混在した安全システムを構築することが望ましい。特に静的機器においては、世界的にも過酷事故への対応として静的機器を導入する傾向にあることをふまえ、重大事故対処設備として活用することを念頭に、我が国として前述の技術的課題を克服する研究開発を進め、社会からの期待に応えることを目指した軽水炉像を構築していくことが必要である。動的・静的機器を具体的にどう組み合わせるかについては、以下のような考え方があげられる。

- ① 深層防護の各レベル別に動的機器と静的機器の役割を位置付ける考え方。例えば、IAEA の提言のように、設計基準事故に対しては動的機器、過酷事故に対しては静的機器の機能に期待する等、静的機器を動的機器のバックアップとするなど。
- ② 動的機器のみで構成された安全系と、静的機器で構成された安全系それぞれが独立に過酷事故を含む深層防護の各段階に対応できる機能を備えるように設計する考え方。
- ③ 事象・事故発生からの時間経過別に、動的・静的機器の役割を位置付ける考え方。例えば、短期的対応は動的機器による注水、長期的対応は静的機器の空冷機能に期待するなど（逆の組み合わせもありうる）。

また、福島第一原子力発電所では、原子炉隔離時冷却系(RCIC)による注水が（一時的ではあるが）炉心冷却に寄与している。RCIC や PWR におけるタービン駆動給水ポンプ等は、炉心の崩壊熱自体を駆動力とするシステムであり、IAEA の分類では静的機器と分類できるが、動的機器概念の特徴も持つ設備であり、いわば自律型機器と位置付けられる。この考

え方は、安全系の重要指標であるグレースピリオドを確保する点でも重要であり、自律型のシステムの考え方を上記①～③に取り込んで検討することも、動力源の多様化の観点から必要と考えられる。

	動的(Active)	静的(Passive)
強み	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 5px;">故障率データ ⇒信頼性への反映</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">実機試験可能性</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 5px;">社会からの期待</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 5px;">メンテナンス性</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">物量・簡素</div>
弱み	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 5px;">震災の経験 動力源の信頼性に依存</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 5px;">作動範囲・柔軟性</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 5px;">人為介入時の影響</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">実機スケールの 動作信頼性, 評価手法の妥当性</div>

図 4.5.1. 動的・静的機器、システムの強みと弱みの整理

4.6. 多数基、集中立地の考え方

4.6.1. 多数基・集中立地に係る現状

福島第一原子力発電所では6基の原子力発電所が稼動しており、そのうち3基が運転中、2基が定期検査で停止し原子炉から崩壊熱を除去していた。もう1基は修繕のため原子炉から燃料を取り出した状態で定期検査中であった。2011年3月11日に発生した原子炉事故は、運転中の3基で炉心が損傷、メルトスルーした。定期検査中の2基は幾つかの安全機能を失い、燃料が損傷する可能性があった。また、全ての号機にて使用済み燃料プールの液位確保が懸念される状態になった。この事故から私たちが学んだことは、単基に注目したリスク評価は必ずしも公衆へのリスクを代表しないこと、原子炉炉心だけでなく、使用済み燃料プールも公衆リスクをもたらす得るということであった。さらに、各号機の状態は同様ではなく、様々な運転状態の組み合わせがあるということであった。すなわち、シビアアクシデントシナリオを描くとき、単機を独立に考慮するだけでは原子力リスクを表しておらず、単機のリスク評価では原子力発電所のもたらすリスクを正しく描くことはできない。

さらに、福島第一原子力発電所の南方およそ15kmにある福島第二原子力発電所や茨城県の東海第二原子力発電所、宮城県の女川原子力発電所においても設計基準を逸脱するプラント状態に至った。例えば、福島第二原子力発電所においてもシビアアクシデントが発生していれば、福島第一原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント活動が適切に行われたのかという問題も提起される。一方で、女川原子力発電所では周辺住民の避難先となり、避難住民に食糧や衣料などを提供し、地域全体としての災害リスク低減に貢献した。東日本大震災は、地震と津波による広域的影響が原子力発電所の緊急対応と相互に影響しあうことも示した。すなわち、シビアアクシデントマネジメントや緊急時対応活動では複数のサイトも含めた広域の問題として取り組む必要性をも示唆したと考えられる。

カナダ、日本が多数基立地として考えられていたが、韓国、中国において、15基の集中立地サイトがある。国際的な動向としても、多数基・集中立地は重要な立地・安全の要件である。

原子力施設のリスク評価の目的は、原子力発電所のリスクを管理し安全と性能(performance)を向上させることと、リスクの知見に基づき公衆の防護を着実に実施することである。従って、上述した複数基のリスク、使用済み燃料プールなど原子炉炉心以外の放射能ハザードを考慮する必要がある。また、複数のサイトの影響や、周辺の社会インフラの状況、原子力発電所で事故が発生した時の公衆の放射能リスクと他の自然災害などのリスクとの相対関係も含め考慮することによって公衆の防護を総合的に着実に達成することができる。これを広域リスクと呼ぶこととする。

すでに述べたように、原子力安全の目的を踏まえれば、リスク評価の枠組みをオンサイトにとどめておくことは不十分である。それには、オフサイトの施設などがハザード源に

なる悪影響と外部からの支援などの影響緩和効果と両方がある。また公衆への影響の観点からも放射能の影響だけでなく、公衆のリスク緩和としても役割を果たしうることも指摘される。原子力発電所の事故がもたらすオフサイトへの影響を評価する活動として、レベル3 PRA が実施される。現状のレベル3 PRA は、単機のサイトから放出される放射性物質がオフサイトに及ぼす放射線影響や住民の避難に注目しているのみである。原子力発電所とオフサイトの相互作用を評価することはレベル3 PRA の役割であると考えれば、広域リスクを扱う総合的な視点が求められる。広域リスクを定義し、それを踏まえてレベル3 PRA の範囲と枠組みを定めることが適切であると考えられる。

オフサイトに及ぼす放射性物質の影響や住民の避難などの緊急時計画を考えるのであれば、影響を及ぼしうるすべての放射性物質を考慮する必要がある。

- ① 当該サイトにおける複数の原子炉
- ② 当該サイトにある原子炉以外の放射性物質（使用済み燃料プールなど）
- ③ 近郊サイトにある原子炉並びに原子炉以外の放射性物質

このように前提条件を置いた上で、今後建設される軽水炉が魅力的であり社会から受け入れられるために求められるコンセプトを検討する。

4.6.2. 安全目標と複数基リスク・広域リスクとの関係について

我が国では、原子力安全委員会が安全目標に関する報告をしている^[1]。この中では、リスク管理の目安とされる安全目標は、単基に関するものであると考えられる。Fleming^[2]によれば、米国 NRC においてはサイトあたりの機数がそれほど多くないことと単基のリスクが大きくはないことから両者を明確に意識してはいないが、公衆リスクの観点からは複数基で考えていることを示唆している。

原子力安全委員会の安全目標の中間とりまとめは以下の通りに述べている。

”ここで、「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」というのは、「原子力施設の設計・建設・運転においては、当該リスクが年あたり百万分の1を超えないように合理的に実行可能な限りのリスク低減策が計画・実施されている」ことを求めるが、個別施設について、このような考え方を基に必要な対策が計画・実行されている場合、リスク評価結果が年あたり百万分の1を超えているからといって直ちにこの要求に適合していないとするものではないことを意味している”

さらに、解説12において以下のように指摘する。これは、多数基の影響は、日常生活にともなう健康リスクの変動程度以下であることを示唆しているとも読める。

”上記の定性的目標案は、原子力利用に伴う健康リスクが、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としている。我が国における2001年の死亡率データ（表-1参照：省略）によると、定量的目標案に示されるリスク水準は、公衆の個人の死亡リスク（全ての死因による死亡率）の8000分の1程度である。また、定量的目標案のそれぞれの指標について、急性死亡リスクは、不慮の事故による死亡率の300分

の1 (0.3%)程度に、がん死亡リスクについてはがんによる死亡率の2000分の1 (0.05%)程度になっており、いずれも日常生活に伴うリスクに比べ十分に低いレベルである。また、表-1に示すように、個人の年間死亡率の統計によると、2001年の死亡率は1991年の死亡率と比べて、がんによる死亡で10分の3 (30%)程度、不慮の事故による死亡で10分の1 (10%)程度異なっていること、2001年の都道府県別死亡率は全国平均のまわりに、がんによる死亡でプラスマイナス10分の3 (30%)程度、不慮の事故による死亡でプラス10分の8 (80%)、マイナス10分の3 (30%)程度の範囲にばらついていることがわかる。したがって定量的目標案に示される死亡リスクは、これらの死亡率の都道府県ごとの平均値と比べてはるかに小さいことはもとより、これらの死亡率の時間的及び地域的ばらつきの大きさに比べても十分小さな値である。(解説12) ”

Fleming は以下のように述べている。

“Traditionally, it has been the staff’s practice in making risk-informed decisions to consider risk on a per plant basis. This has been considered reasonable because of the limited number of plants on a site (maximum 3) and because of the low risk generally posed by currently operating plants, as indicated by staff and industry studies (e.g., NUREG-1150, Individual Plant Examination Program). However, it is recognized that the population around a site is exposed to the hazard of everything that is on that site. In promulgating the Safety Goal Policy in 1986 both the term “plant” and “site” were used. Whether this was intended to address integrated risk or not is not clear, but is a consideration with respect to how to treat integrated risk. Nevertheless, with the potential for modular reactors in the future it is appropriate to consider when and how (if at all) integrated risk should be addressed, since the number of reactors on a site could be significantly more than three.”

原子力発電所のリスクが安全目標を踏まえて低いレベルに抑制されており、その状況の中で外的事象などの共通要因を孕む事象が支配的なリスク要因であるならば、その事象の影響範囲を考慮した上で安全目標を定めることが適切である。すると、複数基リスクに加え、複数サイトあるいは、周辺のインフラストラクチャや外部支援の潜在能力の維持、公衆の避難に及ぼす影響をも含め、総体的にリスクと安全目標の関係を検討することは適切であると考えられる。この際、広域リスクを考えると安全目標で対象とすべき範囲が以下のように拡大する。

- ① 他サイトプラントの事故による当該プラントの安全確保活動への悪影響
- ② 当該プラントの事故影響緩和活動に対する外部からの支援
- ③ 複合自然災害が地域の交通網や通信網などに及ぼす影響
 1. 発電所の安全確保活動との相互作用
 2. 住民の避難に及ぼす影響
- ④ 安全確保活動に必要なリソースのマネジメント

⑤ 原子力発電所の充実した防災対策、計画による広域リスクの低減

また、PAZの根拠の1つとして確率論的手法による検討結果³⁾が用いられたという指摘もあり、広域リスク評価の枠組みで、PAZやEPZといった原子力防災上の緊急時区域の考え方は、広域リスクとして捉える範囲の目安として合理性と規制への適合性があるとも考えられる。これらは、多数基リスクや広域リスクを評価する場合の論点であることを念頭に置く必要がある。

4.6.3. 海外における状況について

(1) 米国のレベル3PRAプロジェクト

米国NRCのレベル3PRAプロジェクトは注目に値する多くの報告がなされている。2014年2月に東京で開催された日米PRAラウンドテーブルにおいて、プロジェクトの概要が紹介されている⁴⁾。レベル3PRAプロジェクトの目的は、NUREG-1150以降の技術の進歩を反映した、方法、ツール、データについてState-of-Practice³⁾とすることと、多数基リスクなどの従来考慮していなかった点をスコープに加えることである。さらに、NRCのミッションである公衆の防護を達成するための知見を得ること、重要な問題に資源を向けること、NRCのスタッフの能力向上、PRA情報をよりよく知ってもらいまた活用するためにドキュメント実績を増すこと、最新のレベル3PRAの技術的実現性とコストに関する経験を得ることがプロジェクトの目的と述べられている。

本プロジェクトで参照すべき論文として以下が示されてある。

- SECY 11-0089, "Options for Proceeding with Future Level 3 Probabilistic Risk Assessment Activities," July 7, 2011
- SECY 12-0123, "Update on Staff Plans to Apply the Full-Scope Site Level 3 PRA Project Results to the NRC's Regulatory Framework"
- Technical Analysis Approach Plan, Revision 0b, October 2013 (publicly available in ADAMS at ML13296A064)
- NUREG-1935, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report"

このうち、Technical Analysis Approach Plan for Level 3 PRA Project, October, 2013⁵⁾は技術的な方法論や考え方をまとめたもので、複数サイトリスクを検討する上で、参考となる。この報告書は344ページに及び、レベル3PRAプロジェクトの技術的アプローチを網羅している。第2章は全般的アプローチを述べており、そこではキーチャレンジとギャップ分析として(1)サイトリスクモデル、(2)使用済燃料のPRA技術、(3)人間信頼性解析、(4)その他のモデル化に関する課題を指摘し、最後に品質保証について論述している。

³⁾ 以下の説明が加えられている。"State-of-practice" methods, tools, and data are those that are routinely used by the NRC and licensees or have acceptance in the PRA technical community.

目標は、フルスコープのサイトレベル PRA である。この研究スコープを定める考え方は、複数サイト・広域リスク評価の問題において参考になると考えられる。

以下に、SECY-12-0123 の概要を示す。Vogtle 発電所の 1 号機と 2 号機がモデルプラントとして選定されている。これについては、JCNRM (Joint Committee on Nuclear Risk Management) にて、リスク評価のパイロット研究プログラムとして設定されている。

NRCによるレベル3 PRAプロジェクト

- 1990年 NRCのPRA研究 NUREG-1150以来
 - その後の運転・保守・訓練・手順書などの改善、過酷事故の理解、PRA技術の向上を反映
 - これまで評価していない範囲までのフルスコープレベル3PRA実施可能性を評価
- 2010年 NRCスタッフがレベル3PRAフィジビリティ研究をNRC委員会に提案
NRC委員会が検討方針案作成をNRCスタッフに指示
- 2011年 NRCスタッフが検討方針案をNRC委員会に提出
NRC委員会が検討方針案を了承
 - 産業界と協力して4年間でフルスコープレベル3PRAを実施する計画
- 2012年9月 進捗状況報告
 - パイロットプラントに Vogtle-1/2(WH-PWR)を選定

(出典)SECY-12-0123(2012年9月13日付)

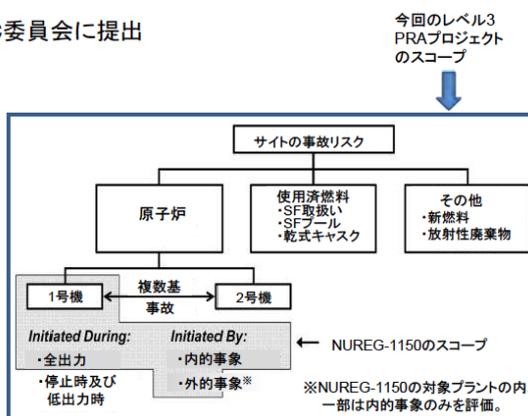


図 4.6.1. NRC によるレベル 3PRA プロジェクト

PRA の手順と構成要素は下図のようになる。リスクの同定に始まり、影響度を定め、原子炉の運転状態を分類し、ハザードを同定し、最後に解析するリスクを決める。図に示されるように、すべての放射線源を対象とし、フルスコープでレベル 3 までの PRA が実施される。特徴は以下の通りである。

- ① サイトの全ての放射性物質（照射燃料）を対象とする
- ② 影響評価ではサイト内の影響とサイト外の影響を評価する
- ③ 原子炉の全ての運転状態（運転状態の組み合わせも含め）を考慮する
- ④ 内的事象、外的事象、人的事象の全てのハザードを考慮する
- ⑤ レベル 1 からレベル 3 までを実施する
- ⑥ 最後に以上の結果を統合化し、サイトリスクとして評価する。

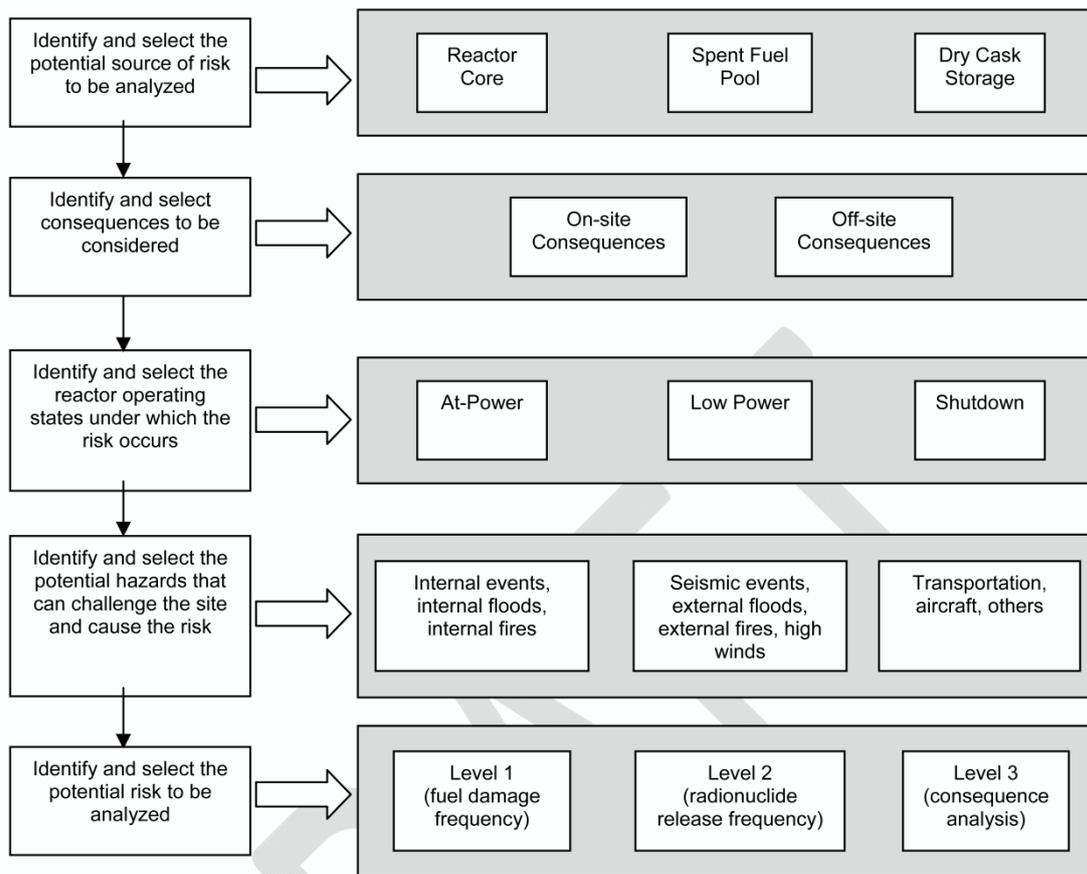


図 4.6.2 PRA の手順と構成要素^[6]

(2) リスクを参照した緊急時対応の研究

NRC は、Risk-informed Emergency Preparedness のプログラムを実施している^[6]。その序文には、“原子炉の事故解析の科学は、事故影響解析に関するリスクベース情報により緊急時対応の規制の枠組みを高めることができるところまでに至っている”と述べている。短期全電源喪失と、大 LOCA シナリオについて緊急時計画の違いによって集団線量がどのように変わるかを検討した。これは、RBR レポート（後述）を基礎としている。

この研究のために参照している研究は、1) Review of NUREG-0654, Supplement 3, “Criteria for Protective Action Recommendations for Severe Accidents” (NUREG/CR-6953)と、2) the State of the Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) project, (NUREG-1935 Part 1, Part 2)である。福島第一の事故を踏まえ（Near Term Task Force 報告として 2011 年に発行）、緊急時計画の規制要求とソースタームの最新成果を活用して、またレベル 3PRA プロジェクトの成果ともつながる研究である。

規制活動に関する優先度を改善することによって、有効性と効率を向上させる活動として、緊急時対応(EP)プログラムのリスク重要度を定めることを支援するための決定プロセスを開発した。Deductive Quantitative Index(DUQI)を提案し、二つのサイト、二つのシ

ナリオについて適用を行った。DUQI 法は、原子力発電所の EP プログラムに対してリスク情報による支援を行う。これに基づいて、NRC は EP 計画についての政策変更を行うべきか、しない方が良くかなどを決めることができる。

原子力緊急時計画を完全実施する場合と、原子力でなく一般的な全ハザードの対応計画を実施する場合 (Ad Hoc) を比較した。累積集団線量の低下を図に示す。さらに個々の EP 要素のリスク上の重要性を調べるために DUQI を適用した。2-5 マイルの範囲でサイレンがならない場合、オフサイト対応組織への連絡が遅れる場合を解析した。その結果、定量的に DUQI の指標が得られることがわかった。

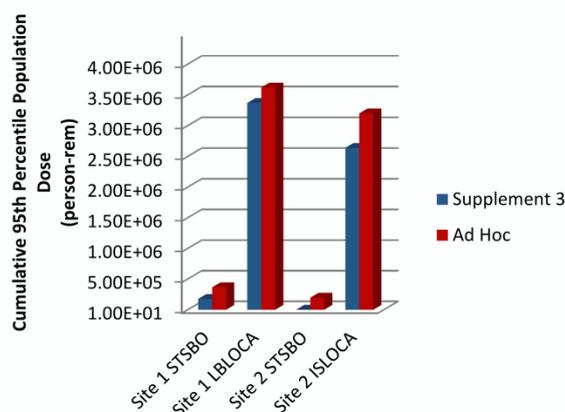


図 4.6.3 累積集団線量の比較^[6]

リスク情報を活用した緊急時対応では、事故シーケンスの選定が極めて重要である。この場合に、リスク指標として使用される炉心損傷頻度 (CDF)、炉心損傷までの時間、プラント損傷状態 (PDS)、格納容器の損傷時間とモード (事故進展分類: APB)、ソースタームの放出カテゴリ (量と時間) を分析した上で、ソースターム放出カテゴリに注目して事象を選定する必要がある。しかし、PRA の過程では、オフサイトへの影響の観点から重要な事象を選定することは容易ではない。そのようなシナリオを同定する方法、考え方については、別のレポート^[7]を参照している。このレポートは、現在、レベル 3PRA プロジェクトが進行中であるが、State-of-the-art Level 3 PRA が存在しなくとも Risk-informing EP が可能となるよう、事故シナリオのスペクトラムを決める研究として実施されたものである。

RBR レポート: コンサルタント会社の RBR は NRC の委託により "Enhanced Emergency Planning" を報告した (2009 年 7 月)。シビアアクシデント時に様々な緊急時対応を取る時に影響度がどのように変わるのかを定量化することにより Risk-informing EP を行うための技術的根拠を提供するものである。高人口地域において悪意活動を限界事象として設定する。それに対する緊急時対応により早期大規模放出への影響を分析するものである。敷地外の仮想的な健康影響を用いて緊急時対応の変更に対する影響を定量化する方法を提案

し、リスクに基づく EP が有効であることを示した。

これらのレポートをレビューした結果、緊急時計画をリスク情報に基づいて決めるための取り組みがなされていること、緊急時対応の効果を定量的な指標によって示し、優先度を決めていること、シナリオの選択が極めて重要であり特にオフサイトへの影響の観点からリスク評価の結果を再整理していることなどがわかった。レベル 3PRA の結果その効果を定量的に示す研究である。シナリオやリスク指標など、目的に応じたアプローチを検討している。

集中立地に対応して **Regional Risk** を原子力発電所のリスク評価に取り組む研究は行われていないようである。しかし、レベル 3 PRA と緊急時計画との対応に関係する幾つかのプログラムは、公衆リスクの視点から原子力安全を問い直すものである。共通する考え方は、すべてのハザード源を考慮し、意味あるシナリオに基づき、リスク情報を活用して、公衆リスクの抑制と緊急時計画をより合理的で適切なものとするところである。この考え方は、**Regional Risk** の評価に通じるものであると考える。

4.6.4. 多数基・集中立地の考え方

以上に述べた分析に基づき、多数基・集中立地の考え方を検討する。原子力発電所のシビアアクシデントマネジメントはサイト内での恒設、仮設、可搬設備を活用する。複数基サイトにおいて、複数基間でリソースを融通することはシビアアクシデントマネジメントの有効な手段である。サイト外からの支援もシビアアクシデントの収束には重要な役割を果たす（実際に、支援センターが設置されている）と期待される。福島第一事故ではサイト外からのリスク管理支援が事故の安定化に大きく貢献した。1999 年 12 月に発生した仏国のル・ブライエ原子力発電所の外部洪水でも外部からの通信や支援が滞ったことを外的複合事象の特徴と指摘している。従って、オフサイトへの影響、オフサイトからの影響、オフサイトへの支援、オフサイトからの支援、これらとオンサイトの活動の相互作用を考慮することが適切である。

複数サイトのリスク研究は公開されているものはない。しかし、米国では、緊急時計画を効果的かつ効率的に実施するために、シビアアクシデントのシナリオと PRA に基づいて検討する研究を実施している。その内容は、ソースターム研究、レベル 3 PRA 研究、すべてのリスクを統合化したリスク評価、テロも含めた緊急時計画のためのシナリオ研究、リスク情報に基づく緊急時計画と対応の研究である。これらの枠組みは、広域リスクの研究の必要性を示唆している。ある一定の距離内に含まれる近郊他サイトの発電所からも重要な影響を受ける可能性があることは、同一サイト内の複数基のリスク評価と同様である。当該発電所の事故の起因事象やシナリオに応じて影響範囲が異なる。その確からしきや影響度に応じて考え方を整理する必要がある。事故の原因となる事象が地震や津波などであれば、それが住民の避難に及ぼす影響なども考慮する必要がある。また、米国の RIEP プロジェクトでは悪意敵対行動をシナリオの一つとしている。シナリオの選定が重要である。

同一サイト内の複数基からの影響に比べると一定の距離にある他サイトからの影響は、相互の独立性が高い。考慮すべき範囲を適切に定める必要があることに留意しなければならないし、また、重要な事故シナリオを選定するためにスクリーニングの考え方を確立する必要がある。複数サイトにおける相互作用はオフサイトからの支援による事故の影響緩和とリソース、緊急時計画と対応の二点がポイントになる。

次世代炉の魅力的なコンセプトとするための多数基・集中立地に関するポイントを以下に述べる。

- (ア) 多数基立地・集中立地は、単にインベントリや容量が増加することによる直接的な脅威と便益があるだけでなく、適切な設計や影響緩和方策を構築することによる安全性向上効果と施設の耐性を向上させることができる。直接的な脅威によるリスクを低減・抑制・制御するための配慮が必要である。
- (イ) 安全設計・評価においては、多数基の相互作用を考慮すること
 - ④ 安全設計に影響を及ぼさないこと（機器・設備等の共用）
 - ⑤ シビアアクシデントマネジメントの遂行に影響を及ぼさないこと
 - ⑥ シビアアクシデントマネジメントの効果とその信用度を向上させること（深層防護の“障壁”の独立性）
- (ウ) 複数プラント運転状態の組み合わせの多様性を考慮すること
- (エ) 原子炉以外の放射性物質（ソースターム）に考慮すること
- (オ) サイト外からの支援が効果的に行われるよう配慮すること
- (カ) 緊急時の備えと対処（EPR）の実効性とそれに対する影響に配慮すること

4.7. ライフサイクルを通じた統合設計

本節ではメンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化等、軽水炉のライフサイクルを通じたあるべき統合設計はどのようなものかを考える際に必要な論点についてまとめる。これまでの軽水炉の研究開発では通常運転時のリスクは、外的要因を除けば十分に低減されていると考えられる一方で、これまでと同様な軽水炉システムの物理的なリスク低減への取り組み以外に、社会的リスクを低減し、社会が受容する軽水炉の在り方について、その論点を整理する。特に、運転中だけではなく、廃棄物処理処分まで含めて、事故やセキュリティのリスクを極限まで低減し、ライフサイクルを含めた総合的なリスク低減を図るにはどうすれば良いかについての論点をまとめる。

4.7.1. メンテナンスオリエンティッド・バックフィット規制に対する優位性を有した軽水炉設計の在り方

軽水炉の保守性の向上はその安全性、信頼性の向上に効果的であるが、新設炉と現在運転中の既設炉は分けて考える必要がある。新設炉ではシステム化規格、オンラインメンテナンス、並びに **Advanced Instrumentation, Information and Control (II&C)** 等の技術の導入・更新をプラントの設計段階から考慮し、ライフサイクルを通じて経済性・安全性の維持を図ることが重要と考えられる。さらに、プラント寿命の約 60 年の間に継続的改善として安全性向上対策を実施すると予想されること、規制基準や社会通念の変化が予想されることから、改造やバックフィットへの対応が容易に可能なプラントの概念を考えることが重要であると考えられる。安全目標や **practically eliminated, evacuation free** をどのように満足するか、という観点でプラント設計を考えることが重要と考えられる。

システム化規格では、構造設計に対する安全裕度を、メンテナンスの信頼性等を含めた変数とすることや、同時に掛かる荷重と、同時に掛からない荷重を分離して統計的に扱うこと等で、総合的な安全性を確保することが効果的と考えられる。また、発電中のプラントがどのような状態で稼働しているかを都度把握できている必要があり、プラントの状態監視やオンラインモニタリング等、プラント関連データの収集強化は、オンラインメンテナンスの重要な観点と考えられ、そのためには、新たなデータ収集技術の導入（例えば、無線を含むリアルタイム通信システムなど）やデータセキュリティの強化も必要と考えられる。デジタル化や共通プラットフォーム化に向けて、既存データ整理とデジタルバックボーンが必要であり、エンジニアリング情報を含むあらゆるデータベースの統合化が重要な位置づけとなってくると考えられる。収集した各種データの分析や解析評価から、故障リスクや性能予測評価技術、これらに基づく運用計画可視化等、新たな運転・保守・検査技術の導入が重要と考えられる。

さらに、規格基準、規制制度の改善が必要である。例えば、単一故障基準のために過度に保守的になっている部分があると考えられるので、単一故障基準を代替する軽水炉設計の在り方を考えることは重要な視点であると考えられる。例えば、単一故障基準の見直し

により、同等の安全性を確保しつつ系統数の削減が検討できる可能性がある。あるいは、既設炉の恒設設備に相当する機能（例えば緊急時の注水機能）を可搬式設備で代替することでオンラインメンテナンスを実施すること等の検討も有効と考えられる。その一方で、**risk-based regulation** でなく、**risk-informed regulation** という観点からは、単一故障基準を考慮しないことは難しいという考え方もある。

既設炉については、ライフサイクルを通じた統合化設計の観点から規格基準や規制制度の改善が必要であり、システム化規格を含めたメンテナンスの規格化が重要と考えられる。また、米国のようにリスク情報活用の進展を図り、オンラインメンテナンスを実現することが期待される。例えば、米国では除外時間（AOT: Allowed Outage Time）を事業者が任意で決定できる仕組みになっており、今後、日本でも同様な仕組みの導入が期待される。

4.7.2. 放射性廃棄物の最小化と安全な処理処分の観点で最適化された設計の在り方

放射性廃棄物の最小化と安全な処理処分の観点からは、プラント物量の削減、低放射化材料の開発、稼働率並びに熱出力及び発電効率の最大化、ライフサイクルを通して発生する放射性廃棄物及び使用済み燃料の貯蔵施設を含めたサイトデザイン、高転換炉・プルトニウム利用、Minor Actinide (MA) 燃焼、トリウムや超高濃縮 ^{235}U 燃料の利用等が考えられる。

廃棄物最小化には、徹底した構造物量の低減が反映されたプラント設計が重要であり、これまでのデータ蓄積から得られたノウハウを駆使し、安全上必要なものは残す一方で、必要以上の部位の追加を無くすことが重要と考えられる。また、低放射化材料の開発は日本のように処分場が限られている国にとっては重要な視点と考えられる。さらに、オンラインメンテナンスや定期点検の効率向上による稼働率の向上や、熱出力および発電効率の向上が廃棄物低減に効果的であると考えられる。一方、将来の軽水炉のプラント寿命（60～80年）と、核燃料サイクル開発の遅延や方針転換の可能性も想定し、十分な中低レベル放射性廃棄物および使用済み燃料の中間貯蔵容量を発電所内に持つことや、フィンランドのように、原子力発電所の立地と中間貯蔵施設の立地をセットで誘致する（原子力発電所のライフサイクルにわたる責任を明示する）ことも、軽水炉の社会的受容性向上につながる可能性が考えられる。

高転換炉は古くから研究されており、国内でもJAEAやメーカー各社が取り組んできた。プルトニウムは貴重な資源の一つであるが、現時点では軽水炉によるプルトニウム利用はウラン燃料の利用を経済性で上回るような状況にはなっていない。我が国では、利用目的のない余剰プルトニウムは持たないという原則を踏まえて、状況に応じて同一のプラントシステムで柔軟にプルトニウムの燃焼炉にも転換できる炉や、様々なMOX燃料を燃焼させることができる軽水炉があれば、プルトニウムの柔軟な利用が可能になると考えられる。また、軽水炉使用済み燃料に含まれるMA等の高速炉による燃焼の必要性は従来、広く認知されており、その意義は今後も変わらないものと考えられるが、高速炉によるMA燃焼を

基本とする一方で、それを補完するような軽水炉による MA 燃焼も有効と考えられる。特に高レベル廃棄物の管理期間は数万年以上と長く、環境負荷が大きい。再処理やプルトニウム利用の遅れにより、余剰プルトニウムが蓄積している中、管理期間短縮には、Pu に加え MA、FP の回収と燃焼は、環境負荷低減の観点からも重要と考えられる。例えば、少数基の軽水炉により将来の高速炉による MA 燃焼のための（MA 分離技術、MA-TRU 燃料製造技術、輸送、使用済燃料マネジメント技術等の）技術実証が可能であり、商業ベースで多数の軽水炉による MA 燃焼が実現すれば、今後 20-30 年で MA インベントリを平衡状態にできるとの OECD/NEA の報告¹¹もある。但し、これらの研究開発を進めるには、現在の使用済燃料の処理・処分の戦略が軽水炉導入を制約しているということを示す必要がある。また、使用済燃料を一度だけ再処理して核変換した場合の効果は限定的で、大幅な最終処分場面積の低減や放射性毒性の低減には多重リサイクル核変換が必要との報告もある¹²。

4.7.3. 廃炉時の優位性を考慮した設計の在り方

過度なシステムの冗長性や機器の独立性の追求ではリスク低減効果は小さく、むしろ不要な廃棄物の増大を招きかねないことから、廃棄物最小化や廃炉工程合理化の観点からも設計を考えることが望まれる。IAEA の標準では、廃炉を考えた設計を要求することがトレンドになってきているが、その具体的な方法論についてはまだ議論が進んでいない。例えば一部の GenIII+炉で取り入れられている建設時の工期短縮策であるモジュール化工法の活用が考えられる。但し、GenIII+炉にも設計段階から明示的にプラントの解体の方法までを考慮したものは見当たらない。但し、自動車のように解体頻度が高いものについては解体を考慮した設計にメリットがあると考えられるが、原子力プラントについては、廃炉は 60 年に 1 回程度の頻度であり、メリットは相対的に小さいと考えられる。

また、プラントの状態監視やオンラインモニタリング等、プラント関連データの収集強化により、プラント固有な状態が現れてくると思われるため、固定された廃炉工程だけではなく、そのプラントにあった廃炉工程の適用が、被ばく低減、作業の合理化、経済性の観点からも望ましいと考えられる。例えば、構造材各部位の線量率データや運転中炉水放射性物質濃度等から、あらかじめ廃炉計画が立てられていることで、後戻りの少ない、安定した作業進行等に繋げることが、信頼性向上に寄与すると考えられる。

4.8. 経済性・エネルギー安全保障

本項では「軽水炉が備えるべき技術的特徴」のうち「経済性」及び「エネルギー安全保障」に着目し、それらを左右する要因を踏まえて軽水炉が備えるべき仕様を分析する。

4.8.1. 考えるにあたっての方針

本来、原子力発電はその特質（エネルギー出力密度、資源有効活用性等）により、世界第5位の一次エネルギー消費国でありながら天然資源に乏しい日本にとって、経済性やエネルギー安全保障の観点から数ある電源の中でも魅力的となるポテンシャルを持っている。

産業基盤もあり経験もある軽水炉において、そのポテンシャルを最大限顕在化するためには、どのような設計上の特徴や仕様が望ましいのか、すなわち、どんな設計や仕様であれば経済性やエネルギー安全保障の上で魅力的となるのかを考えることが、本項の目的である。原子力発電全般が持つ特徴（化石燃料の代替エネルギーであること、発電段階で地球温暖化ガスを排出しないこと等）はどの軽水炉にも共通事項であるため、ここでは扱わない。

なお、“魅力的”であることの意味は「誰にとって」すなわち主体によって変化しうることも考慮する必要がある。第3章3.1において、社会、立地地域、産業界等ステークホルダーが異なれば社会的受容性の基本要件も変わってくることに言及があったとおり、経済性・エネルギー安全保障の重要性や関心度もステークホルダーごとに異なる。ここでは、「軽水炉が備えるべき設計や仕様」を提案する相手、すなわち原子力事業者の視点での考察を行うこととする。

4.8.2. 経済性（発電コスト）を左右する要因の洗い出し

発電コストを構成する主要な要素は「資本費（初期投資＋固定資産税＋廃止措置費）」「運転維持費」「燃料費」である。このほか、日本では「社会的費用（政策経費）」「事故リスクコスト（事故対策費）」も発電コストに内部化しているが、標準的な手法で内部化するものではない。

したがって、ここでは、発電コストを左右する要因として、「初期投資」「廃止措置費」「運転維持費」「燃料費」に着目し、更に細かく分解した構成要素に影響する因子を挙げることとする。なお、ここで挙げた発電単価はいずれも経済産業省の審議会「発電コスト検証ワーキンググループ」報告書（2015年）^[1]による、基準年2030年の原子力モデルプラントにおける割引率3%の値である。

また、これらの発電コスト構成要素を合計した発電コスト全体の大小を決める要因として、設備利用率・稼働年数・出力・熱効率及び割引率がある。割引率には技術的な要因が全くないので、ここでは設備利用率、稼働年数、熱効率、出力を取り上げる。

(1) 初期投資 (3.1 円/kWh)

プラント寿命の開始前に集中して発生し、発電コストのうち大きな比率を占める初期投資（建設費等）はまさに経済性の鍵である。最も単純化すれば、建設費は資材単価×物量と人件費×工期の和である。よって、建設費を左右する要因は、設備のクラス（S～C）別物量・工期であると言える。以下、それぞれに影響すると思われる因子を挙げる。

- **物量**：設計がシンプルであり、単位出力当たりの設備の大きさ（容量・重量）や点数が少ないほど総物量は少なくなる。一般的に高クラスほど高価であるから、特に S クラスや A クラスの物量を下げることがすなわち建設費低減には効果的である。ただし、言うまでもなく、S クラスや A クラスには特に基準適合性や自主的な安全性確保の観点から必須の設備がほとんどであり、建設費低減を目的とした物量低減ないしは設備の簡素化は、主としてそれ以外の設備を対象として行うこととなる。「この境界条件は譲れない」といった毅然とした**設計思想**が設計側になればこの作業は目的意識のない無限ループに陥る恐れがあるであろう。
- **建設工期**及び**工数**：設計段階における建設工期を左右するのは工法、特に多くの工数を投入する建屋の土木建築部門である。クリティカルパスにおいて部門間の連絡に行き違いがあれば即、工期遅延となることから、工事期間中の連絡体制と責任の所在といった体制も重要である。
- **規制（基準適合性審査及び工事認可審査）**：基準への適合性が認可され、最初の工事認可を取得した後に着工となるのが通常と考えれば、工事認可段階における審査の有無も工期を左右する大きな要因となりえる。建設期間中に規制の変更があった等、やむを得ない事情がある場合は別として、設備・部品の調達にあたっては詳細な規格等、基準への適合性を確認することは重要である。
- **リピート効果**：初号機以降の場合、設計・建設経験を適切にフィードバックできることによる建設費削減の可能性も期待される。

(2) 廃止措置費 (0.1 円/kWh)

廃止措置費用はプラント寿命廃止後に発生する費用であるため、現在価値に割り引いた場合、総発電コストに占める割合は少ない。一般的に建設費に比例すると考えられているため、左右する要因は建設費と同様である。

(3) 運転維持費 (3.5 円/kWh)

運転維持費は運転中・停止中を問わず、プラント寿命中に発生する点検・補修・取替工事費である。発電コスト検証ワーキンググループ」による試算では、年間修繕費を建設費の 2.2%と想定しているが、実際にこういった費用を左右する要因としては以下が考えられる。

- 規制変更を想定した**検査・補修思想**：数十年にわたる長期の運転期間中には規制も改

訂されるし、革新技術や新材料の開発も進む。発生費用の平準化や円滑な運転の都合からも、設備の交換は長期間にわたり徐々に行われるのが理想的でもあるし、実際の運用もそれに近いものであった（1F事故前の日本では）。そのような設備のリプレースをより円滑に効率的に進めるためには、規制の変更とそれに伴う設備変更を考慮した設計があれば望ましい。運転中検査（ISI）や事後保全をどこまで考慮するかといった検査適合性もひとつの観点である。ただし、それにより設計の自由度を狭め、レイアウトや運用に制約が生じ、結果的に運転期間や停止期間に影響を及ぼす可能性もあることにも留意が必要である。

- **保守補修事業者等との協力体制**：運転中に頻繁な交換が想定される部品や保安規定上必須の部品については、敷地内に予備品が常備してあることも多い。それ以外の部品についてもより迅速な交換や代替品の調達を可能にするには、サプライヤー等との関係が良好であることが重要であろう。
- **運転制御性**：保守補修計画は運転履歴とも密接な関係がある。頻繁な動作を必要とする設備は点検・交換頻度も高いであろう。規制要求への適合性を前提として、運転手順書がどのようなものになるかも設計段階で考慮しておくことが望ましい。

(4) 燃料費（1.5 円/kWh）

核燃料サイクル費はウラン取得費及び濃縮、転換、成型加工の各役務費、及び再処理費・高レベル放射性廃棄物処分費の各項目で構成されている。いずれもそれ自体はプラントや炉心の設計仕様と直接関係は無いが、それらの費用を発電単価に換算する際、ウラン燃料・MOX 燃料それぞれの燃焼度や熱効率、所内負荷率、増殖比または転換比が関係してくる。

以上より、燃料費を左右する因子として、以下の項目を挙げる。

- **運転サイクル期間**：炉心管理手法、炉心燃料配置、燃料仕様（ペレットや被覆管の制限温度等）、設備健全性（点検間隔等）、設備や燃料の基準適合性等、多くの要因が関わる。欧米主要国では18～24カ月あるいはそれ以上の運転サイクル期間の実績も既に多くあり、しかもそれらの国の燃料仕様が日本と大きく異なるわけでもないことから、燃料の設計以外の要因に留意することが示唆される。
- **燃焼度**：高燃焼度燃料はより少ない濃縮ウランで多くの出力を得ることができる。しかし、高燃焼度燃料を可能とするには一般的にウラン濃縮度が高くなり、濃縮役務費、成型加工費、及び再処理費に影響することにも留意したい。
- **MOX 燃料の適用性**：上記燃料費のうち約3-4割が天然ウラン取得費及び濃縮費である。MOX 燃料の比率を上げればその天然ウラン取得費及び濃縮費をその分削減することができる。一方で、再処理費・MOX 燃料成型加工費が日本ではまだ割高であることから、仮に MOX 混在炉心の許認可がより得られやすくなったとしてもそれだけでは MOX 燃料の利用は今以上には普及しないであろう。

(5) 設備利用率

設備利用率を決定するのはいうまでもなく運転期間であるから、運転サイクル期間・停止期間（定期検査などの計画停止期間及び計画外停止期間）に着目し、設計段階でどのようなことに考慮し得るかに注力すべきである。

➤ **定期検査期間**：基準及び検査制度との適合性があることは言うまでもないが、それ以外の要因としては機器点数が挙げられる。基準に適合し、また継続的な安全性向上の余地を残したうえで**検査・補修の容易な設計**とは何かを研究することが、特にプラント設計者には設計思想として求められるところである。

➤ **運転サイクル期間**：前述 4.8.2.(4)に同じ

計画外停止の頻度及び停止期間：基準との適合性を前提に、オペレータにとっての**トラブル対処性**が問われよう。実機においては規制が必ずしも停止を要求していなくともオペレータが自主的に停止する場合も見受けられるが、社会的受容性の観点からこれをどう考えていくかは継続的な検討課題である。

(6) 設計稼働年数

技術的には、技術進展や規制変更に適合できる設計（**バックフィット性**）が考えられるが、現実には稼働年数は電力需給状況や電力市場設計・動向、オペレータの経営戦略、時には国の大きな政策変更等、設計とは無関係の事業環境で決まることが多い。設計段階で考慮しておくことが望ましいのは 60 年～80 年の運転を想定し、ある程度の規制変更にも対応できることであるが、それにどれだけ経済合理性があるかは不明である。

(7) 出力

火力や原子力のような大規模発電設備は、ある程度以上の出力になると設備点数がさほど変わらないため、単位出力当たりのコストが低減する「**スケール効果**」があるとされている。それは一般論としては正しいものの、現実には大規模化すればそれだけ建設工期も長期化し、初期投資が増加することによる借入利子も増大することから、一概に効果的とはいえない。

(8) 熱効率

第 3 世代炉の軽水炉の設計熱効率は概ね 35-37%であるから、熱効率が 1%上昇すれば得られる電気出力は 3%程度増加する。ただし、熱効率はタービン発電機や水蒸気系を構成する構造材の仕様によるところが大きく、これらの設備の変更による建設費上昇とのトレードオフであることに留意が必要である。

(9) その他

発電コストのうち建設費や修繕費や政策経費は、それによる「国・地域への経済波及効

果」という観点でも評価が可能である。これについては直接発電コストとは別に項を立てて議論したい。

4.8.3. エネルギー安全保障を左右する要因の洗い出し

エネルギー安全保障という概念を定量的に説明・要因分解することは容易ではなく、確立された汎用手法があるわけでもない。過去の分析事例として、我が国では2010年「エネルギー白書」において、エネルギー安全保障の定量評価指標が提唱されたことがある²⁾。その際に用いられた指標を参考に、以下の4点の指標を取り上げ、プラント仕様との関係进行分析する。



図 4.8.1. エネルギーサプライチェーンにおけるエネルギー安全保障を構成する要素
出所) エネルギー白書 2015 図【第 113-1-1】

(1) 燃料及びフロントエンド役務の自給率

我が国はウラン燃料を100%海外から輸入しており、燃料自体の自給率はプラント仕様に関わらずゼロである。しかしながら、そのウラン燃料の発電電力量当たりの消費量を最小化できれば、ウラン燃料の海外依存度低減につながるといえる。発電電力量当たりのウラン燃料消費量を最小化する要因としては以下が考えられる。

- 燃焼度：前述 4.8.2.(4)に同じ
- ウラン濃縮度：一般的に濃縮度が高ければ燃焼度も高く、運転サイクル期間も長くなる。一方で濃縮役務費用も濃縮度に応じて高くなるため、ウラン価格と濃縮役務価格とのバランスから最適な濃縮度が決まることが多い。
- MOX燃料の適用性：前述 4.8.2.(4)に同じ

(2) 構造材・設備類の自給率

燃料に比べるとあまり知られていないが、実は発電所の資材・設備は必ずしも立地国の国内で生産されているとは限らない。発電所の資機材の国内調達率向上は、原子力技術の国産化率を評価する際にも重要な指標である。

設計との関連で言えば、設計がどの程度、特定の一すなわちそのプラントを設計したメ

一カーの一仕様を設備に要求しているか、であろう。例えば、GE Hitachi Nuclear Energy 社が開発する ESBWR¹³⁾において、ICS（非常用復水器システム：Isolation Condenser System）を構成する資機材が世界中どこの国のサプライヤーも作れるものなのか否かは、ESBWRを将来導入する国にとってサプライチェーン上の重要な問題になると考えられる。

(3) 知的財産・ライセンスの国産化率、設計・建設のリソースの自給率と分散度

日本で現在運転中・建設中の軽水炉はもともと海外より導入されたものであり、日本のプラントメーカーは日本国内において独占使用権を有しているだけである。今後設計・建設される軽水炉は、国を問わず、建設される国内においてライセンスを有しているとは限らない。

また、プラント設計・建設は、相当な長期間にわたり多くのリソースの投入を必要とする。資機材や人材といったハード・ソフト両面において高品質のリソースを安定確保することも、エネルギー安全保障に関連する因子であると言えるのではないかと。

ただし、この指標は定量的にはもとより、定性的な評価も困難である。

(4) チョークポイント

化石燃料においては「その燃料（原油・石油製品、天然ガス、石炭）がどのような経路を経て日本に輸入されてくるか」「その経路上に簡単に塞がってしまいそうな点（チョークポイント）はないか」も、エネルギー安全保障を大きく左右する要因である。前述のエネルギー白書 2010 では、各国が輸入する原油が、ホルムズ海峡、マラッカ海峡、バル・エル・マンデブ海峡（イエメンとアフリカ大陸の間にあり、紅海とアデン湾を隔てる海峡）及びスエズ運河の 4 つのチョークポイントを通過することをリスクととらえ、評価を試みた。その結果、大半の原油が上記 4 つのうち 3 つを通過する日本及び韓国の評価は、いずれのチョークポイントにもほとんど関係ない欧州主要国より格段に低くなっている。

原子力発電所の資機材や燃料についても同様の評価は可能であるが、これから建設される第 3 世代+炉においては、資機材の通過ルートの特定は困難であるため、ここではそのような評価が可能である、というにとどめる。

4.8.4. 国・地域への経済波及効果

「経済性（発電コスト）を左右する要因の洗い出し」で取り上げた発電コストの構成要素には、地域や国の経済にプラスの波及効果をもたらすものも含まれている。このうち、今後設計・建設される軽水炉（プラントメーカーや研究者が追求すべき炉概念）に関連する項目としては以下のようなものが考えられる。

- **資機材の現地調達率・工事会社の立地地域採用率**：ある国で新規プラント建設をする際、ベンダーが自らのグループ傘下のサプライヤーを連れていく場合と、立地地域において資機材やサプライヤーを調達する場合とでは、立地地域への経済波及効果が異

なる。現地調達率を上げる要因は 4.8.3.(2)にある通り、特定のメーカーにしか作れない仕様かどうか依存する。

- 点検・補修作業等による地域の雇用への長期貢献：長期の運転期間を通して継続的に点検・補修作業を立地地域の企業が行うことは、大きな経済効果を地域にもたらす。ただ、プラントの運転計画はあくまでオペレータの経営視点から行うことに経済合理性があり、地域の雇用をどこまで考慮すべきかは議論の余地がある。

関連設備との共存性：前述の「資機材の現地調達率」との関係があるが、建設時に部品を供給したサプライヤーはその後交換部品を供給する可能性が高い。立地地域の企業が交換用資材組み立て工場や廃棄物貯蔵設備を発電所近傍に有し、運営することにより、長期の経済効果が期待される。

4.8.5. 開発戦略において考慮すべきこと

これまで「経済性」「エネルギー安全保障」に係るいくつかの要因を挙げてきたが、それらを概観すると、設計において考慮すべきポイントを以下の 3 点程度挙げるができる。

第 1 点は、設計上の経済合理性である。発電コストの大きな部分を建設費が占め、その主な決定要因が基準適合性を前提とした物量及び建設工期であることを踏まえれば、設計者にまず求められるのは経済合理性のある設計思想である。経営者が投資判断をしなければ社会的に受容される以前にそもそもプラントが建設されないことを忘れてはならない。

第 2 点目は、40 年かそれ以上の長期にわたる持続的な経済性及びエネルギー安全保障度を支えるための仕様、具体的には検査・補修の容易な設計である。4.8.2.(5)において設備利用率向上には定期検査期間の短縮が有効であることを指摘したが、それを可能とするのは検査・補修性に優れた設計であり、また規制の変更もある程度想定したバックフィット性である。継続的かつ安定した検査・補修サイクルは、4.8.4. で述べたような資機材の現地調達率向上も可能にする。

第 3 点目は、こういった議論を継続的に、少なくとも 3 年に一度程度、最新の動向を考慮しつつ見直していくことである。1F 事故を踏まえ、日本の規制基準や検査制度や規制体制は著しく変更されたが、仮に 1F 事故がなくとも技術は進歩しており社会の価値観も変わっていている。日本が資源に乏しいエネルギー大消費国であることはここ半世紀程度変わっていない現実であるが、日本を取り巻く国際情勢は数年で大きく変化した。設計者にはそういった情報をタイムリーに伝え、どんな仕様の軽水炉がどのような国で必要とされているのか、正確に判断していくことが求められている。

<参考：設備利用率の日米比較>

1F 事故前の日米の停止期間を原因別にみると、計画外停止より、むしろ定検に相当する補修&燃料交換時間が長くなっていることが分かる⁴⁾。2009 年までの日米両国の運転パフォーマンス比較を下表⁴⁾に示す。

表 4.8.1. 2009 年までの日米両国の運転パフォーマンス比較

	評価に用いたデータ	基数	平均運転サイクル期間	運転中停止の回数	運転中停止の頻度(回/年・基)	運転中停止1回あたりの停止日数	平均定検停止日数	設備利用率(%)
日本	各プラントの運転期間とその前後の定期検査期間	53基	約13ヶ月	31	約0.54	約34	約140	約70%
米国		103基	約19ヶ月	188	約1.2	約4.7	約38	約92%

この表から、米国・日本それぞれの当時の設備利用率は、近似的に以下の式で表せる。
設備利用率⁵⁾ = 運転サイクル期間 / (運転サイクル期間 + 計画外停止日数 + 定検停止日数)

$$\text{(米国)} \quad \frac{570 \text{ 日}}{(570 \text{ 日} + 4.7 \text{ 日} \times 1.2 \text{ 回} + 38 \text{ 日})} = 92.8\%$$

$$\text{(日本)} \quad \frac{390 \text{ 日}}{(390 \text{ 日} + 34 \text{ 日} \times 0.54 \text{ 回} + 140 \text{ 日})} = 71.1\%$$

この 3 項目の差異がそれぞれ設備利用率に与える影響を要因分解すると、以下の通りとなる。

- 1) 日本が米国並みの定検停止日数 (38 日) を達成できたとする :

$$\frac{390 \text{ 日}}{(390 \text{ 日} + 34 \text{ 日} \times 0.54 \text{ 回} + 38 \text{ 日})} = 87.3\%、\text{現状から } 16.3\% \text{ の増加}$$

- 2) 日本が米国並みの運転サイクル期間 (19 ヶ月) を達成できたとする :

$$\frac{570 \text{ 日}}{(570 \text{ 日} + 34 \text{ 日} \times 0.54 \text{ 回} + 140 \text{ 日})} = 78.3\%、\text{現状から } 7.1\% \text{ の増加}$$

- 3) 日本が米国並みの計画外停止日数 (4.7 日) を達成できたとする :

$$\frac{390 \text{ 日}}{(390 \text{ 日} + 4.7 \text{ 日} \times 0.54 \text{ 回} + 140 \text{ 日})} = 73.2\%、\text{現状から } 2.1\% \text{ の増加}$$

⁴⁾総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会原子力部会(第 22 回) 資料 5(2010 年 3 月 5 日)より(一財)日本エネルギー経済研究所作成

⁵⁾この定義は厳密には時間稼働率を示すが、本論では設備利用率の近似値として想定。設備利用率を考える場合は、分子に運転時の出力、分母に定格出力を考慮する必要がある。

5. 社会と共存する魅力的な軽水炉のために必要となる研究テーマ

本委員会では、社会的受容性の検討から出発し、社会と共存する魅力的な軽水炉が備えるべき技術的要件について検討を行ってきた。本委員会で取り扱っている技術領域は非常に広いことから、個々の技術課題について検討することに加え、どのような課題・論点が存在するかの整理を行った。

本委員会で抽出された課題・論点は、今後の研究テーマとして考えることが可能である。そこで、課題・論点を今後取り組むことが望まれる課題・研究テーマとして整理する。

(1)安全目標及び性能目標

- ・安全目標への社会的影響の明示的取り入れ
- ・性能目標に関連して、①新型炉と既設炉の取り扱いの差異、②性能目標の提示方法(値、範囲)、③サイトレベルでの性能目標の設定、④性能目標に対する CDF/CFF 以外の指標の取り入れ、⑤社会的影響を属性とするリスクの種類（例えば、個人の経済的損失、環境汚染の程度、放射線以外を要因とする個人の健康影響、移転を必要とする住民の数やその期間等）、これらと比較すべき公衆の日常生活に伴うリスク、定量化の考え方等に関する検討、⑥性能目標に対する条件付き確率の導入、⑦原子力防災と性能目標の関連づけ

(2)深層防護

- ・放射性物質の閉じ込めと管理放出による放出量抑制の優先順位
- ・新型炉における設計拡張状態の取り扱い
- ・深層防護レベルの設計(例：防護レベルの数)
- ・立地制約条件フリーのプラント設計
- ・第 5 層の有効性を向上させるプラント設計(例：事故進展を広域にリアルタイムで知らせるリスクモニタ)
- ・各防護レベルに対する性能目標の設定
- ・Unknown unknowns に対する深層防護設計のありかた

(3)Practically Eliminate (PE), Evacuation Free (EF)

- ・PE 概念、EF の位置づけの明確化
- ・PE を満足するプラントの具体的スペックの策定方法

(4)物理障壁

- ・物理障壁の位置づけの再検討(放射性物質閉じ込め、外的事象の効果緩和)
- ・格納容器や隔離距離のリスク低減効果の定量的評価

- ・過酷事故時に公衆への影響が小さくなる損傷制御設計、サイト外の周辺施設と合わせた離隔距離の観点からの敷地最適設計
- ・プラントの改造・バックフィットが容易な物理障壁設計

(5)動的・静的安全系

- ・動的・静的安全系の最適な組み合わせを念頭に置いたプラント設計と技術開発
- ・動力源として自らの発生エネルギーを使用する自律型プラント設計

(6)ライフサイクル統合設計

- ・メンテナンスオリエンテッドのプラント設計
- ・廃棄物最小化・廃棄物処分/廃止措置が容易なプラント設計

(7)複数基・集中立地

- ・インベントリが増加することによるリスクの増大を相殺できるサイトとしての統合設計
- ・広域災害を想定した外部支援を効率的に行うことができるプラント設計

(8)経済性・エネルギー安全保障

- ・経済的合理性を有するプラント設計
- ・検査・補修の容易なプラント設計
- ・サプライチェーンを考慮したプラント設計(調達のしやすさを考えたプラント設計)

6. まとめ

本委員会では、軽水炉がエネルギー供給の安定性に寄与しえる重要なベースロード電源としての役割を果たしていくことを考え、社会から求められる要件を出発点として、軽水炉が備えるべき基本的な技術的要件について検討を行った。

第1章では、本委員会の位置づけや検討の方向性について説明した。現在の軽水炉は、技術シーズや事業者ニーズを起点として改良・技術の成熟が進んできたと見ることができ、一方で、現在の軽水炉技術は局所最適に陥っている可能性もあり、社会からの要件を整理し、これを出発点として、軽水炉に必要とされる技術要件に展開することで、現行軽水炉および国際的に今後進むと考えられる次世代炉の安全設計に寄与できる可能性があることを説明した。

第2章では、本委員会における検討の前提条件を説明した。これまでの実績などを考えると、軽水炉を検討対象とすることが適切であり、また、ある程度具体的なイメージをもって議論を進められるよう、**Generation III+**の次に設計・導入が想定される軽水炉として**Generation III++**相当の炉概念を議論の対象とすることとした。なお、本委員会では、具体的なプラントの仕様について検討を行うのではなく、社会的要件から展開される基本的な技術要件について検討を行うことを説明した。

第3章では、軽水炉に対する社会的受容性に関する基本要件を検討した結果を記載した。代表的なステークホルダーからヒアリングした意見をもとに、基本的な要件として、(1)安全性、(2)環境適合性、(3)経済性、(4)エネルギーセキュリティ、(5)核拡散抵抗性、(6)基準適合性、(7)運転性を抽出した。また、これらの基本要件から、軽水炉の技術的特性に係る論点を展開した。

第4章では、第3章で展開された技術的特性について検討を加えた。検討した技術特性は、安全目標及び性能目標、深層防護の実装、**Practically Eliminated, Evacuation Free**の考え方、物理障壁、動的/静的安全系の位置づけ、多数基、集中立地の考え方、ライフサイクルを通じた統合設計、経済性・エネルギー安全保障であり、いずれも社会的受容性を考えるうえでキーポイントになる論点である。これらの論点について、基本に立ち返った議論を行うことで、重要となるポイントを浮かび上がらせた。

第5章では、第4章で検討した課題を、研究テーマの形で整理した。

第6章では、本報告書のまとめを述べた。

本報告書が、社会と共存する魅力的な軽水炉像をさらに具体的に検討する際に有益であることを、また、現行の軽水炉の安全性向上に対して寄与することを期待したい。

参考文献

4. 軽水炉が備えるべき技術的特性

4.1. 安全目標及び性能目標

- [1] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十二年六月十日法律第百六十六号）。
- [2] IAEA, Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals No. SF-1, 2006.
- [3] （一社）日本原子力学会、標準委員会技術レポート原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則、AESJ-SC-TR005: 2012、2013 年 6 月 4 日。
- [4] IAEA, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, 1999.
- [5] 原子力安全委員会安全目標専門部会、安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ、平成 15 年 8 月。
- [6] 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－、平成 18 年 3 月 28 日。
- [7] 原子力安全委員会、「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」、原子力安全委員会決定、平成 22 年 12 月 2 日。
- [8] 原子力安全委員会、「当面の施策の基本方針の推進に向けた取り組みについて」、原子力安全委員会決定、平成 23 年 2 月 3 日。
- [9] ONR, Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, 2014.
- [10] WENRA RHWG, WENRA Statement on Safety Objectives for New Power Plants, November 2010.

4.2. 深層防護の実装

- [1] （一社）日本原子力学会、標準委員会技術レポート原子力安全の基本的考え方について第 I 編別冊深層防護の考え方、AESJ-SC-TR005(ANX)、2014 年 5 月。
- [2] （一社）日本原子力学会福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会、福島第一原子力発電所事故その全貌と明日に向けた提言－学会事故調最終報告書－、平成 26 年 3 月 11 日。
- [3] IAEA, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, 1996.
- [4] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, 2012.
- [5] WENRA RHWG, Safety Objectives for New Power Reactors, December 2009.
- [6] WENRA RHWG Report, Safety of new NPP designs, March 2013.
- [7] USNRC, A Proposed Risk Management Regulatory Framework, NUREG-2150,

April 2012.

- [8] USNRC, Feasibility Study for a Risk-informed and Performance-based Regulatory Structure for Future Plant Licensing, NUREG-1860, December 2007.
- [9] 山本、深層防護実装の有効性評価、(一社)日本原子力学会 2015 年秋の大会標準委員会セッション 2 発表資料、平成 27 年 9 月 10 日.
- [10] 山口、深層防護実装の考え方、(一社)日本原子力学会 2015 年秋の大会標準委員会セッション 2 発表資料、平成 27 年 9 月 10 日.
- [11] 原子力安全委員会安全目標専門部会、安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ、平成 15 年 8 月.
- [12] 山口、第 2 回深層防護ワークショップ講演資料、2015.6.30.
- [13] 山本、深層防護について改めて考える、原子力安全部会夏期セミナー、2015 年 8 月 18 日.
- [14] 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ー安全目標案に対応する性能目標についてー、平成 18 年 3 月 28 日.
- [15] 野口、第 2 回深層防護ワークショップ講演資料、2015 年 6 月 30 日.
- [16] IAEA, Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals No. SF-1, 2006.
- [17] 原子力安全委員会、軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針、昭和五六年七月二〇日.
- [18] USNRC, An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis, DG-1285, May 2012.

4.3. Practically Eliminated, Evacuation Free の解釈

- [1] IAEA, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, NS-G-1.10, 2004.
- [2] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 rev. 1, 2016.
- [3] WENRA RHWG, RHWG safety of new NPP designs, Study by WENRA RHWG, March 2013.
(http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf)
- [4] OECD NEA GIF, Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, January 2014.
- [5] J. E. Lyons, Developments in Safety Requirements for NPP Design, January 10, 2014.
(<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/slides/2014/20140110/lyons-slides-20140110.pdf>)

- [6] M. Gasparini, Safety Design Requirements, Overview of SSR-2/1, Joint ICTP-IAEA Essential Knowledge Workshop on Deterministic Safety Analysis and Engineering Aspects Important to Safety, 12-23 October, 2015.
(<http://indico.ictp.it/event/a14286/session/20/contribution/102/material/slides/0.pdf>)
- [7] 原子力規制委員会 HP 掲載情報. (<https://www.nsr.go.jp/data/000047435.pdf>)
- [8] IAEA, Defense in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, 1996.
- [9] 山口 彰、「深層防護の考え方、活用」の検討状況.
(<http://www.aesj.or.jp/sc/comittees/gijiroku/etc/sc2013-0102.pdf>)

4.4. 物理障壁

- [1] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, 2012.
- [2] IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 rev. 1, 2016.

4.5. 動的 (Active) ・ 静的 (Passive) 安全系の位置づけ

- [1] IAEA, Safety related terms for advanced nuclear plants, IAEA-TECDOC-626, 1991.
- [2] 原子力委員会, 「受動的安全システムに関する調査報告 (概要)」, 原子力委員会月報 (第 36 巻第 7 号), 1992.
(<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/ugoki/geppou/V36/N07/199110V36N07.html>)
- [3] IAEA, The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future, Proceedings of an International Conference organized by the IAEA, 1992.
- [4] IAEA, INSAG-5 The Safety of Nuclear Power, 1992.
- [5] IAEA, Evolutionary water cooled reactors: Strategic issues, technologies and economic viability, IAEA-TECDOC-1117, 1999.
- [6] IRSN, Considerations on the performance and reliability of passive safety systems for nuclear reactor, 2016.

4.6. 多数基、集中立地の考え方

- [1] 原子力安全委員会 安全目標専門部会、安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ、平成 15 年 12 月。
- [2] Karl N. Fleming, On the Issue of Integrated Risk – A PRA Practitioners Perspective, ANS International Topical Meeting On Probabilistic Safety Analysis, San Francisco, CA (2005).

- [3] 日本原子力研究開発機構安全研究センター、内閣府原子力安全委員会委託事業「発電用原子炉施設の災害時における予防的措置範囲（PAZ）の調査」、平成 22 年 3 月。
- [4] Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, Japan-US PRA Roundtable Meeting.
- [5] USNRC, Technical Analysis Approach Plan for Level 3 PRA Project, October, 2013.
- [6] USNRC, Emergency Preparedness Significance Quantification Process: Proof of Concept, NUREG/CR-7160, June 2013.
- [7] Risk-Informing Regulatory Oversight of Emergency Preparedness, Identification of Representative Accident Scenarios, JCN R3149, Letter Report, July 2011.

4.7. ライフサイクルを通じた統合設計

- [1] OECD Nuclear Energy Agency, Minor Actinide Burning in Thermal Reactors, A Report by the Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems, 2013.
- [2] K. Nishihara, T. Iwamura, H. Akie, et al., Comparative Study of Plutonium and Minor Actinide Transmutation Scenario, Proc. Global 2015, Paris, France, September 20-24 (2015).

4.8. 経済性・エネルギー安全保障

- [1] 資源エネルギー庁、「長期エネルギー需給見通し小委員会に対する発電コスト等の検証に関する報告」、2015 年 5 月。
(http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/cost_wg/pdf/cost_wg_01.pdf)
- [2] 資源エネルギー庁、「エネルギー白書 2015」第 1 部 エネルギーを巡る状況と主な対策 第 1 章 「シェール革命」と世界のエネルギー事情の変化 第 3 節 主要国の「エネルギー安全保障」の変化、2015。
(<http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2015html/1-1-3.html>)
- [3] 日立 GE ニュークリア・エナジー、「ESBWR 開発」 .
(<http://www.hitachi-hgne.co.jp/activities/innovation/esbwr/>)
- [4] 永富悠、米・欧・韓の原子力発電所設備利用率向上に向けた取り組みー日本は何を学ぶべきかー、(一財) 日本エネルギー経済研究所、2010 年 6 月。
(<https://eneken.ieej.or.jp/data/3203.pdf>)

付属書 A GENⅢ+、GENⅣの安全設計

1. はじめに

本付属書は、「社会と共存する魅力的な軽水炉」の技術的特性を検討するにあたり、参考情報として、従来、原子力関係機関により軽水炉の安全設計の上位に位置づけられている安全目標の概要と、これまでに検討されている GENⅢ+および GENⅣの原子炉における安全設計の考え方と特徴について、本委員会できりまとめたものである。

2. 高レベルの安全目標

a) IAEA INSAG-12 (1999) : 3つのカテゴリにおける安全目標

General Nuclear Safety Objective (一般目標) :

- ・ 原子力発電所における放射線のハザードに対し効果的な防護を確立、維持することにより個人、社会、環境を保護する

Radiation Protection Objective (放射線防護目標) :

- ・ 通常運転において発電所内および発電所から放出される放射性物質による被ばくが社会、経済的要因を考慮して合理的に達成可能な範囲で低く、制限値以内であること
- ・ 事故による被ばくを緩和することを確実にすること

Technical Safety Objective (技術的安全目標) :

- ・ 原子力発電所での事故を高い確度で防止すること
- ・ そのためにプラント設計で考慮される全ての事故(低確率のものも含む)において、放射線影響が小さいこと
- ・ シビアアクシデントの発生確率はきわめて低いこと

b) NRC Safety Goal Policy Statement (1986)

- ・ 公衆の個人は、原子力発電所の運転の影響により、個々人の生命と健康に著しい追加的リスクが生じることがないように防護されること
- ・ 原子力発電所の運転による生命と健康に係る社会的リスクは、他の現実的に競合する発電技術によるリスクと同等以下とし、また他の社会的リスクに対する著しい増加とはならないこと

c) WENRA (RHWG 2013 Report) : 7つの Safety Objectives

1 通常運転、異常事象、事故の防止

- ・ プラントを正常状態内に留める設計
- ・ 余裕増大による異常事象の発生確率を低減
- ・ 異常事象の抑制による事故事象への進展可能性の低減

2 事故(炉心損傷なし)への対応

- ・ 敷地外への影響の確実な排除(避難等の対応不要)

- 外的事象ではインフラが壊滅的な被害を受けるため、AM 策はインフラの被害を想定したものであること。

に留意する必要がある。

b) GENIV

- 2030 年以降に商用化され、第 4 世代炉の目標を満足する炉型。
- 安全設計の基本的考え方は、
 - 現在のものよりも高い安全性（5 層からなる深層防護の第 5 層、すなわちサイト外対応への移行を実質的に排除する）
 - 内部・外部事象両方のリスクを考慮
 - 共通要因故障の発生を考慮
 - 事故進展を十分に遅くする設計
 - 動的、静的安全系の組み合わせからなる。

付表. GENIII+を含む各種軽水炉の安全上の特徴

GENIII+を含む各種の既設・新設軽水炉について、従来の深層防護レベルで「事故の拡大防止」と位置付けられる段階、および「放射性物質大量放出の防止」に対する設計上の特徴を下表に分類した。なお、下記「炉型の例」は、各特徴の違い、イメージを把握するために本委員会で議論されたものを記載したものであり、GENIII+を含む全ての軽水炉の安全上の特徴が網羅的に整理されたものではないことに注意のこと。

付表 GENIII+を含む各種軽水炉の安全上の特徴の分類

性能要求	カテゴリ	設計の特徴	炉型の例
事故の拡大防止	炉心冷却 (SBO 対応含む)	アクティブ系の強化(区分強化を含む)	ABWR, APWR, EPR, ATMEA-1
		パッシブ(自然循環, 重力注水等)	AP-1000, ESBWR
		ハイブリッド(アクティブ+パッシブの組み合わせ)	APWR, ATMEA-1, iBR, VVER-1200/TOI
	格納容器冷却	アクティブ系の強化	ABWR, APWR, EPR, ATMEA-1
		パッシブ(水冷)	AP-1000, ESBWR VVER-1200, iBR
		パッシブ(空冷)	VVER-TOI
	航空機落下対策	建屋強化	ABWR, APWR, ATMEA-1, AP-1000, EU-ABWR, ESBWR iBR
		二重格納容器	EPR, VVER-1200/TOI
放射性物質大量放出の防止	熔融炉心 (デブリ)冷却	IVR(In-vessel Retention)	AP-1000
		コアキャッチャ+ハイブリッド冷却 (アクティブ+パッシブの組み合わせ)	EPR ATMEA-1
		コアキャッチャ+パッシブ冷却	EU-ABWR, EU-APWR, ESBWR, iBR, VVER-1200
	格納容器冷却	アクティブ系の強化	APWR, ATMEA-1
		パッシブ(水冷)	AP-1000, ESBWR VVER-1200, iBR
		パッシブ(空冷)	(AP-1000)
	FP閉じ込め機能	二重格納容器	EPR VVER-1200/TOI
		アクティブ浄化系	ABWR, APWR, EPR, ATMEA-1, EU-ABWR, iBR, VVER-1200
パッシブ浄化系		VVER-TOI	

付属書 B 委員会開催実績

第 1 回専門委員会開催報告

専門委員会名	第 1 回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成 27 年 3 月 3 日(木) 10:00～12:30
開催場所	東京大学工学部 8 号館 502 講義室
参加人数	<p>【委員 14 名】山本主査(名大)、山口幹事(東大)、岡本幹事(東大)、越塚幹事(東大)、宇井委員(電中研)、糸井委員(東大、途中出席)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MHI)、石井代理(日立/木藤委員代理)、溝上委員(東電)、岡村委員(東芝)、近藤委員(東大)、吉津委員(MHI)、成川委員(JAEA)</p> <p>【常時参加者 2 名】田中氏(JNFL)、神谷氏(原電)</p> <p>【オブザーバ 1 名】藤田氏(AESJ)</p> <p>【講師 2 名】佐藤 崇氏(東芝)、岡野 靖氏(JAEA)</p>
議 事	<p>1. 委員会の趣旨説明 山口幹事より本調査専門委員会の設立趣旨について説明がなされた。また、藤田氏及び山本主査から設立趣旨に関する補足説明がなされた。</p> <p>2. 各委員の資料説明及び議論 事前に提出された資料に基づき、軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性について、各委員及び常時参加者から説明がなされた。また、提出された意見をもとに、本委員会の議論の方向性に関して議論がなされた。社会的受容性が重要であることが各委員の共通した意見であったため、次回委員会では社会科学系の先生に軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する講演をしていただき、議論する方向で検討することになった。</p> <p>3. GenIII+及び GenIV 炉設計の概要説明(講演)と質疑 東芝の佐藤氏より GenIII+炉の設計の概要について、また、JAEA の岡野氏より GenIV 炉の設計の概要について説明があり、これらについて質疑応答を行った。</p> <p>4. 次回日程と今後のアクション</p> <ul style="list-style-type: none"> 事務局は社会科学系の先生を対象に軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する講演を依頼する。 今回出された意見をもとに、本委員会で議論すべき論点について主査、幹事及び事務局で整理を行う。 今回の議論内容について意見やコメント等があれば、事務局に連絡する。 次回委員会の日程は事務局にて調整後、別途連絡する。 <p style="text-align: right;">以上</p>
備 考	なし。

第2回専門委員会開催報告

専門委員会名	第2回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成27年5月25日(月) 13:00～15:30
開催場所	東京大学工学部8号館 226講義室
参加人数	<p>【委員14名】山本主査(名大)、岡本幹事(東大)、越塚幹事(東大)、丸山委員(JAEA)、宇井委員(電中研)、村上委員(IEE)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MNEC)、木藤委員(日立)、塚委員(東芝)、近藤委員(東大)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川委員(JAEA)</p> <p>【常時参加者2名】田中氏(JNFL)、神谷氏(原電)</p> <p>【講師1名】寿楽 浩太氏(電機大)</p>
議事	<p>1. 前回議論の論点整理 事務局より前回会合における議論の論点に関して説明がなされた。</p> <p>2. 社会と共存する魅力的なプラントとして軽水炉を対象とすることに関する議論 事前に提出された資料に基づき、社会と共存する魅力的なプラントとして軽水炉を対象とすることについて、各委員及び常時参加者から説明がなされた。提出された意見をもとに、検討の対象とする時間軸の設定等について議論がなされた。</p> <p>3. 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する講演と質疑 東京電機大学の寿楽先生より軽水炉が備えるべき社会的受容性について説明があり、これらについて質疑応答を行った。魅力的な軽水炉を検討していく上では、広くステークホルダーの意見を聴くことが重要である等の意見が提出された。</p> <p>4. 次回日程と今後のアクション</p> <ul style="list-style-type: none"> • 事務局は今回議論した内容を整理し、その論点をまとめ、次回会合までにメールにて各委員に連絡する。 • 事務局は寿楽先生のご講演についてその内容を整理し、次回会合において提示する。 • 広くステークホルダーの意見を聴くことについて、幹事及び事務局にて別途検討する。 • 次回会合は3か月後を予定している。詳細日程は事務局にて調整後、別途連絡する。
備考	

第3回専門委員会開催報告

専門委員会名	第3回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成27年9月7日(月) 13:00~16:00
開催場所	東京大学工学部8号館 226講義室
参加人数	<p>【委員17名】山本主査(名大)、山口幹事(東大)、岡本幹事(東大)、越塚幹事(東大)、木倉委員(東工大)、丸山委員(JAEA)、宇井委員(電中研)、糸井委員(東大)、村上委員(IEE)、佐治委員(MHI NS エンジ)、石井代理(日立/木藤委員)、堺委員(東芝)、溝上委員(東電)、近藤委員(東大)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川委員(JAEA)</p> <p>【常時参加者2名】田中氏(JNFL)、神谷氏(原電)</p> <p>【講師2名】田淵浩三氏(MHI)、他1名</p>
議 事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、事務局よりこれまでの議論の論点に関して説明がなされた。</p> <p>2. 今後の進め方について 山本主査より、今後の当委員会における議論の進め方に関し、今後のスケジュール及び論点等の説明があり、これについて議論を行った。魅力的な軽水炉像に関し、ステークホルダーの一つとして、産業界からの意見を聴くことが重要であるとの意見が提出された。</p> <p>3. 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する講演と質疑 原子力発電所の立地地域の観点から軽水炉が備えるべき社会的受容性について説明があり、これについて質疑応答を行った。地元の関心は主に事故時の避難対策にあり、プラントの状態を監視するモニタリング機能の強化が求められていることや、安全性や経済性、保守性等の面で最適化されたプラントのあり方を議論することが重要である等の意見が提出された。</p> <p>4. Gen III+炉設計に関する講演と質疑 三菱重工の田淵様より ATMEA1 の設計概要について説明があり、これについて質疑応答を行った。アクティブ及びパッシブ安全系の設計の考え方やサイト外退避の可能性の排除の設計上の考え方等について議論がなされた。</p> <p>5. 次回日程と今後のアクション ・産業界からの意見を聴くことについて、幹事及び事務局にて別途検討する。 ・次回会合は12月頃を予定している。詳細日程は事務局にて調整後、別途連絡する。</p>
備 考	

第4回専門委員会開催報告

専門委員会名	第4回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成27年12月21日(月) 13:00~16:00
開催場所	東京大学工学部8号館 226講義室
参加人数	【委員17名】山本主査(名大)、山口幹事(東大)、越塚幹事(東大)、丸山委員(JAEA)、宇井委員(電中研)、糸井委員(東大)、村上委員(IEE)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、木藤委員(日立)、浦田委員(関電)、溝上委員(東電)、塚委員(東芝)、岡村委員(東芝)、近藤委員(東大)、山路委員(早大)、成川(JAEA)記 【常時参加者2名】田中氏(JNFL)、神谷氏(原電)
議 事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、事務局よりこれまでの議論の論点に関して説明がなされた。</p> <p>2. 安全原則、安全目標、及び性能目標に係る論点の検討 丸山委員より、社会と共存する魅力的な軽水炉が満足すべき安全原則、安全目標、及び性能目標に係る検討結果の報告がなされ、これについて質疑を行った。安全目標と性能目標の位置づけ等について議論がなされた。</p> <p>3. 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する講演と質疑 軽水炉が備えるべき社会的受容性について2件の講演及び質疑を行った。村上委員より産業界の視点から、世界の原子力発電開発動向等に基づき、原子力開発の主要なドライバは3Eであること等が説明された。神谷氏より事業者の視点から、長期避難を実質的に不要とする設計のコンセプトが重要である等の説明がなされた。</p> <p>4. 次回日程と今後のアクション ・事務局は GenIII+及び GenIV 炉の炉型の安全上の特徴をまとめた資料を再度整理し、各委員に提示する。 ・安全原則、安全目標、及び性能目標に係る検討チームは論点を再度整理し、社会と共存する魅力的な軽水炉が満足すべき安全目標及び性能目標を次回会合において提示する。 ・Practically eliminate、Evacuation free 及び深層防護に関する各検討チームは、次回会合において検討結果を報告する。 ・幹事及び事務局は、経済性・エネルギー安全保障に関する検討チームのメンバーに事業者やメーカー所属の委員を入れることを検討する。 ・次回会合は3月頃を予定している。詳細日程は事務局にて調整後、別途連絡する。</p>
備 考	なし。

第5回専門委員会開催報告

専門委員会名	第5回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成28年3月17日(木) 13:00～16:00
開催場所	東京大学工学部8号館 510号室
参加人数	【委員16名】山本主査(名大)、山口幹事(東大)、岡本幹事(東大)、越塚幹事(東大)、宇井委員(電中研)、糸井委員(東大)、村上委員(IEE)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、木藤委員(日立)、溝上委員(東電)、堺委員(東芝)、岡村委員(東芝)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川(JAEA)【常時参加者1名】神谷氏(原電) 【オブザーバー1名】松中氏(東電)
議 事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、山本主査及び事務局より、これまでの議論の経緯及び論点に関して説明がなされた。</p> <p>2. Practically eliminate (PE)とEvacuation free (EF)の解釈と考え方に係る論点の検討 黒崎委員、溝上委員、岡本幹事より、PE及びEFの解釈と考え方に係る検討結果の報告がなされ、これについて質疑を行った。PE及びEFをプラント設計の目標とすることの意味等について議論がなされた。</p> <p>3. 物理障壁に係る論点の検討 糸井委員より、物理障壁に係る論点の検討結果の報告がなされ、これについて質疑を行った。障壁の概念を拡張し、定義すること等について議論がなされた。</p> <p>4. 深層防護の実装に係る論点の検討 成川委員より、深層防護の実装に係る論点の検討結果の報告がなされ、これについて質疑を行った。潜在的なハザードや、社会的リスク、サイト外対応を考慮した深層防護の実装の在り方等について議論がなされた。</p> <p>5. 次回日程と今後のアクション ・事務局は GenIII+を含む各種軽水炉の安全上の特徴をまとめた表を再度整理し、各委員に提示する。 ・PEとEF、物理障壁及び深層防護に関する各検討チームは、本委員会におけるこれまでの議論をまとめ、次回会合において提示する。 ・Active/passive系機器の最適化に関する論点は次回会合において議論する。 ・次回会合は6月上旬を予定している。詳細日程は事務局にて調整後、別途連絡する。</p>
備 考	なし。

第 6 回専門委員会開催報告

専門委員会名	第 6 回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成 28 年 6 月 6 日(月) 13:00～16:00
開催場所	東京大学工学部 8 号館 226 号室
参加人数	【委員 11 名】山本主査(名大)、宇井委員(電中研)、糸井委員(東大)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、石井代理(日立/木藤委員)、松中委員(東電)、堺委員(東芝)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川(JAEA)【常時参加者 3 名】神谷氏(原電)、田中氏(JNFL)、田中氏(エネ総研)
議 事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、山本主査及び事務局より、これまでの議論の経緯及び今後の議論の進め方に関して説明がなされた。</p> <p>2. Practically eliminate (PE) と Evacuation free (EF) の解釈と考え方に係る論点の検討 黒崎委員及び松中委員より、PE 及び EF の解釈と考え方に係る検討結果が報告され、PE 及び EF を満足するための具体的なスペックの在り方等について議論がなされた。</p> <p>3. Active/Passive 機器の最適化に係る論点の検討 堺委員より、Active/Passive 機器の最適化に係る論点の検討結果が報告され、これについて質疑を行った。Active/Passive 機器の組み合わせの評価方法、並びに Passive 機器の利点及び欠点等について議論がなされた。</p> <p>4. 安全原則及び安全目標・性能目標に係る論点の検討 安全原則及び安全目標・性能目標に係る論点について、特に性能目標の在り方について議論がなされた。</p> <p>5. 深層防護の実装に係る論点の検討 成川委員より、深層防護の実装に係る論点の検討結果が報告され、特に深層防護の防護レベルの設定の在り方について議論がなされた。</p> <p>6. 次回日程と今後のアクション ・各検討チームは、報告書を念頭に、論点整理資料を作成する。 ・ライフサイクル統合設計、多数基・集中立地、経済性・エネルギー安全保障に関する各論点の検討チームは、次回会合において検討結果を提示する。 ・日本原子力学会秋の大会における報告について、事務局は発表資料を作成し、次回会合において提示する。 ・次回会合は 8 月下旬頃を予定している。詳細日程は事務局より別途連絡する。</p>
備 考	なし。

第7回専門委員会開催報告

専門委員会名	第7回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成28年8月22日(月) 10:00～12:00
開催場所	東京大学工学部8号館 226号室
参加人数	【委員15名】山本主査(名大)、岡本幹事(東大)、越塚幹事(東大)、山口幹事(東大)、丸山委員(JAEA)、宇井委員(電中研)、村上委員(IEE)、黒崎委員(阪大)、喜多委員(東電)、堺委員(東芝)、岡村委員(東芝)、近藤委員(東大)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川(JAEA) 【常時参加者3名】神谷氏(原電)、田中氏(JNFL)、田中氏(エネ総研)
議事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、山本主査及び事務局より、これまでの議論の経緯及び今後の議論の進め方に関して説明がなされた。</p> <p>2. 報告書目次案の確認 堺委員より、報告書の目次案について説明がなされた。社会的受容性から展開される基本要件と技術的特性の関心の整理や技術的特性の項立ての順序について、報告書を執筆する中で再検討することとした。</p> <p>3. 2016年秋の大会における報告内容の確認 山本主査、堺委員、及び成川より、2016年秋の大会企画セッションにおける報告内容が説明された。</p> <p>4. ライフサイクルを通じた統合設計 山路委員より、ライフサイクルを通じた統合設計に係る検討結果が報告され、メンテナンス・継続的改善、廃棄物最小化・中間貯蔵、及び廃炉の観点からプラントのライフサイクルを通じた統合設計の在り方について議論がなされた。</p> <p>5. 安全原則及び安全目標・性能目標 丸山委員より、安全原則及び安全目標・性能目標に係る論点に関し、使用済み燃料プールに対する性能目標の在り方や原子力防災と性能目標の関係等の論点について報告がなされた。</p> <p>6. Practically eliminate (PE)と Evacuation free (EF)の解釈と考え方 黒崎委員及び喜多委員より、PE及びEFの解釈と考え方に係る検討結果が報告された。</p> <p>7. 深層防護の実装に係る論点の検討 成川より、深層防護の実装に係る論点の検討結果が報告された。</p> <p>8. 次回日程と今後のアクション ・各検討チームは、今回の議論内容を踏まえ論点整理資料を更新する。 ・多数基・集中立地及び経済性・エネルギー安全保障に関する各論点の検討チームは、次回会合において検討結果を提示する。 ・事務局は報告書目次案及び秋の大会における講演内容について、各委員の意見をとりまとめる。 ・次回会合は11月頃を予定している。詳細日程は事務局より別途連絡する。</p>
備考	なし。

第8回専門委員会開催報告

専門委員会名	第8回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成28年11月17日(木) 9:30～12:00
開催場所	東京大学工学部8号館 226号室
参加人数	【委員15名】山本主査(名大)、越塚幹事(東大)、山口幹事(東大)、宇井委員(電中研)、村上委員(IEE)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MHINS エンジ)、木藤委員(日立)、喜多委員(東電)、堺委員(東芝)、岡村委員(東芝)、近藤委員(東大)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川(JAEA) 【常時参加者3名】神谷氏(原電)、田中氏(JNFL)、田中氏(エネ総研)
議事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、事務局より、これまでの議論の論点について説明がなされた。</p> <p>2. 今後の進め方 山本主査より今後の議論の進め方に関して説明がなされた。本委員会の設置期間を2017年3月31日まで延長し、3月にシンポジウムを開催することが説明された。</p> <p>3. 報告書目次案の確認 堺委員より、報告書の目次案について説明がなされた。</p> <p>4. 2016年秋の大会企画セッション開催報告 成川より、2016年秋の大会企画セッションの議事概要が報告された。</p> <p>5. 多数基、集中立地の考え方 山口幹事より、多数基・集中立地の考え方に係る検討結果が報告され、多数基立地に対する防災計画や性能目標の設定の考え方について議論がなされた。</p> <p>6. 経済性・エネルギー安全保障 村上委員より、経済性・エネルギー安全保障に係る検討結果が報告され、本委員会における検討の方向性及び検討対象について議論がなされた。</p> <p>7. ライフサイクルを通じた統合設計 山路委員より、ライフサイクルを通じた統合設計に係る検討結果が報告され、リスク情報を活用したオンラインメンテナンスの在り方等について議論がなされた。</p> <p>8. Practically eliminate(PE)とEvacuation free(EF)の解釈と考え方 黒崎委員より、PE及びEFの解釈と考え方に係る検討結果が報告され、DEC及びPE・EFの定義について議論がなされた。</p> <p>9. 次回日程と今後のアクション ・12月末を目途に、報告書のドラフトを完成させる。 ・事務局は報告書フォーマットを作成し、委員に配布する。 ・次回会合は2017年2月頃に開催し、報告書内容の確認と、シンポジウムの実施内容について議論する。日程の詳細は事務局より別途連絡する。</p>
備考	なし。

第9回専門委員会開催報告

専門委員会名	第9回「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会
開催日時	平成29年2月20日(月) 13:00~16:00
開催場所	東京大学工学部8号館 226号室
参加人数	【委員15名】山本主査(名大)、岡本幹事(東大)、越塚幹事(東大)、丸山委員(JAEA)、村上委員(IEE)、北山代理(東工大/木倉委員)、黒崎委員(阪大)、佐治委員(MHINS エンジ)、石井代理(日立/木藤委員)、堺委員(東芝)、岡村委員(東芝)、近藤委員(東大)、山路委員(早大)、吉津委員(MHI)、成川 ^記 (JAEA) 【常時参加者1名】神谷氏(原電))
議 事	<p>1. 前回会合の議事録の確認及び論点の整理 前回会合の議事録について、事前に委員に配布されていた内容が承認された。また、事務局よりこれまでの議論の論点について説明がなされた。</p> <p>2. 今後の進め方 山本主査より今後の議論の進め方に関して説明がなされた。3月13日のシンポジウム開催に向け準備を進めること、及び3月末までに報告書を完成させること等が説明された。</p> <p>3. シンポジウムプログラムの確認 事務局より、3月13日開催のシンポジウムプログラム案について説明がなされた。</p> <p>4. シンポジウム講演内容: 検討の背景と目的 山本主査より、「検討の背景と目的」に関するシンポジウム講演内容が説明された。</p> <p>5. シンポジウム講演内容: 安全の上位概念 黒崎委員より、「安全の上位概念」に関するシンポジウム講演内容が説明され、これについて議論がなされた。</p> <p>6. シンポジウム講演内容: 安全設計に係る技術要件 堺委員より、「安全設計に係る技術要件」に関するシンポジウム講演内容が説明され、これについて議論がなされた。</p> <p>7. シンポジウム講演内容: 社会的受容性とそれから展開される基本要件 成川委員より、「社会的受容性とそれから展開される基本要件」に関するシンポジウム講演内容が説明され、これについて議論がなされた。</p> <p>8. シンポジウム講演内容: 経済性・エネルギー安全保障 村上委員より、「経済性・エネルギー安全保障」に関するシンポジウム講演内容が説明され、これについて議論がなされた。</p> <p>9. シンポジウムにおける総合討論 シンポジウムにおける総合討論のテーマに関し議論がなされた。</p> <p>10. 今後のアクション ・シンポジウム講演資料案及び報告書案に関するコメントを事務局が集約する。 ・3月末に報告書を完成させる。</p>
備 考	なし。

