

廃止措置時の安全確保に係る標準類の整備

(4) 廃止措置時におけるグレーデッドアプローチのあり方に係る検討

Developing safety standard for decommissioning

(4) Study on applying Graded-Approach to safety measures on decommissioning activities

岩田 竹広¹, *仲田 宗生², 田中 健一³, 工藤 清一⁴

¹日本原電, ²日立 GE, ³エネルギー総合工学研究所, ⁴MHI NS エンジニアリング

廃止措置に対して、確定論による公衆被ばく評価及び部分的リスク分析を行い、SRS-77[1]が示すものと類似のクライテリアと比較して、廃止措置時のグレーデッドアプローチのあり方について提案する。

キーワード：廃止措置、標準、安全評価、潜在被ばく、判定条件

1. 緒言 廃止措置においては、計画時の安全評価で裏付けられる設備による安全対策はほとんどの施設で不要とする SRS-77 の考え方の妥当性及び廃止措置時のグレーデッドアプローチのあり方を検討した。

2. 方法 SRS-77 の Annex I, Part A では、廃止措置の安全評価を順序立てて行う概念が示されており、確定論による評価結果がクライテリアの 1/10 を超過する場合には、部分的なリスク分析を行うとしている。確定論のクライテリアとしては、我が国の廃止措置計画審査基準に示されている参考値 5mSv/Event と同じものが SRS-77 で示されており、この 1/10 にあたる 0.5mSv/Event を上回る場合、部分的リスク分析に移行するものと考えられる。公衆影響が 0.5mSv/Event となる Co60 の放出量は、廃止措置計画で従来用いられる事故評価で約 0.2TBq である。一方、廃止措置時の作業でその都度取り扱う放射性物質量は少ないため、原則としては確定論のみで十分に下回ると判断できる。部分的リスク分析を要するような量が飛散するのは、多数の機器が衝突落下して破損するような特殊なケースに限られる。ここでは保守的に、解体片ひとつを運搬している最中に落下させてしまい、それが多数の機器に衝突して全て破損するという極端な仮定をおく。運搬作業の失敗に伴う落下の頻度は、英国において用いられているパラメータ[2]等を踏まえると 10⁻³/年前後と考えられる。この頻度での SRS-77 と類似の部分的リスク分析クライテリアは、計画時安全評価から生じる対策無しの場合 5～50mSv/Event 程度であるため、Co60 の放出量は約 2～20TBq となるが、この規模の被ばく影響は、典型的な原子力発電所の廃止措置における施設と活動のリスク特性からは考えにくい。

3. 結論 衝突落下を例とした上記の保守的な検討を踏まえると、計画時の安全評価における規制上のクライテリアから特定される安全対策は、廃止措置ではほとんどの施設で不要となる。これは SRS-77 と同じ見解であり、当該検討及び SRS-77 の考え方は双方ともに妥当と考えられる。但し、事業者におけるグレーデッドアプローチの取組みとしては、廃止措置実施時における放射線防護の最適化のための努力目標を達成するにあたっては、放出量の合理的な抑制などが対策としてあり得ることに留意を要する。

参考文献 [1] IAEA SRS-77 “廃止措置のための安全評価”

[2] Foden R.W. Level 1 PSA Fault Sequence Assessment for Decommissioning Nuclear Power Stations NNC Report C5609/TR/002, Issue 02, June 1998

Takehiro Iwata¹, *Muneyuki Nakada², Ken-ichi Tanaka³ and Seiichi Kudo⁴

¹Japan Atomic Power Company, ²Hitachi-GE nuclear energy, Ltd., ³The Institute of Applied Energy, ⁴MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd

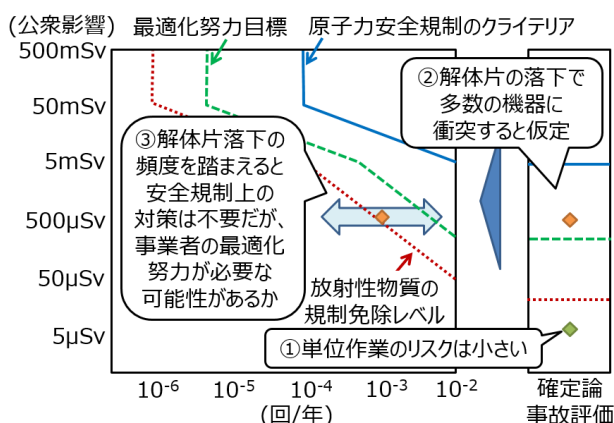


図 1. SRS-77 類似クライテリアと頻度の関係 (公衆影響が 0.5mSv/Event に至る仮定での例)