

# 廃止措置中の原子力発電所に対する合理的な規制 (安全重要度の考え方)

## Reasonable Regulation/Inspection Program for Decommissioning Reactors (How understand the Safety Significance of Decommissioning Reactors)

日本原子力発電(株) 山本 祥司 Shoji YAMAMOTO Member

### Abstract

Using the Significance Determination Process of the US Reactor Oversight Process, we will clarify the significance level of the expected inspection findings in Decommissioning Reactors and the factors that increase the significance level. We will also summarize the differences in the inspection program for Decommissioning Reactors in Japan and the USA. Then, based on the characteristics of safety significance / risk and the comparison of inspection program in Japan and the USA, we make grounded recommendations for the Safe and Reasonable Inspection Program of Decommissioning Reactors.

**Keywords:** Decommissioning Reactors, ROP, Safety Significance, SDP, Reasonable Regulation/Inspection Program

## 1. はじめに

日本における実用炉の廃止措置は、2006年日本原子力発電(株)東海発電所で最初に開始されてから、2020年度末現在で、11原子力発電所13ユニットにおいて行われている。

一方、原子力の検査制度は、2020年4月1日、米国の Reactor Oversight Process (以下「米国の ROP」と言う。)の手法に倣った原子力規制検査(以下「ROP」と言う。)が施行された。日本においては、運転炉のみならず廃止措置施設や核燃料施設等の原子力関連施設を ROP という一つの検査制度により規制することとなっている点が、米国との大きな違いである。

ROP の特徴は、リスク情報を用いてパフォーマンスベースでの事業者の活動を監視・確認し、発電所の安全性を定量的に示し、事業者の自主的な改善活動を促すところにあるが、原子力関連施設の種類により使えるリスク情報の質、程度、そして範囲はバラバラな状況にある。米国の ROP は、運転炉の検査制度であることから、運転炉以外の施設に対して適用する場合には施設毎に合理化の余地があると思われる。

米国の ROP における運転炉のリスクは、炉心損傷確率あるいは格納容器損傷確率等により定量的に安全重要度として示され、事業者の保安活動の安全レベルが客観的かつ定量的に示される。一方、廃止措置炉のリスク／安全重要度は、運転炉とは異なるうえ、そのレベルも全体的に低いと概念的には理解されているものの、根拠を持って定量化されているとは言い難い。

本稿では、廃止措置炉のリスク／安全重要度の特徴とそのレベルを明らかにし、現在日本で動き出した廃止措置炉の ROP について、日米の検査制度の比較を踏まえ、ここで明確化されたリスク／安全重要度を考慮した合理化案の検討を行った。

## 2. 廃止措置炉におけるリスク／安全重要度

### 2.1 運転炉と廃止措置炉のリスクの概要

運転炉(出力運転中)は、強い放射能を持つ大量の核燃料物質・核分裂生成物を内包するため、万一の公衆・従事者に及ぼす被ばくリスクは非常に大きい。

一方、廃止措置になると、出力運転中の原子炉が持つリスクレベルは低下し、運転炉の使用済燃料プールとほぼ同程度のリスクの使用済燃料の搬出期間があり、使用済燃料の搬出完了により、廃止措置炉のリスクは、大きく低下する。施設内の放射性物質は、限定され、リスクは解体作業の対象により公衆・従事者の被ばくリスク、

連絡先: 山本 祥司  
〒110-0005 東京都台東区上野 5-2-1  
日本原子力発電(株) 考査・品質監査室  
E-mail: syoji-yamamoto@japc.co.jp

あるいは、労働災害としてのリスクが支配的となり、リスクレベルは運転炉から相当量減少する。

図1は、運転中～使用済燃料搬出中～解体中のリスクがどのように変化するかを示したものである。

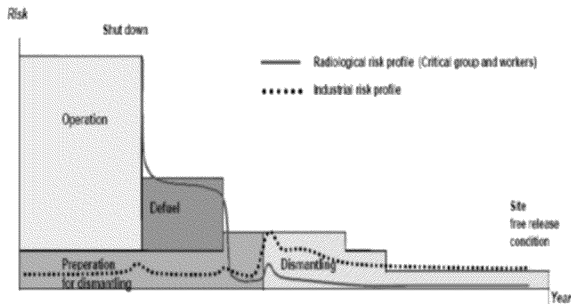


図1. An example of an overall radiological and industrial risk profile during the defueling and dismantling periods.<sup>[1]</sup>

## 2.2 廃止措置炉の安全重要度

米国の ROP には、規制検査による検査所見の重要度判定プロセス (SDP : Significant Determination Process) がある。これは、運転炉における事業者の保安活動あるいはその懸念事項 (規制検査での所見) を安全重要度として定量的に示す判断方法である。

米国の SDP は、Inspection Manual Chapter 0609 Appendix A～N<sup>[2]</sup>からなっている。それぞれについて、廃止措置炉における検査所見を当てはめた場合、その重要度判定が「緑」以上になるかどうかを検討した。

結果を表1に示す。

表1. IMC 0609 附則を廃止措置炉に適用し「緑」以上となる可能性のあるもの

附則記号	名称	補足
A	出力運転中に確認された所見に関する判断	SFP の燃料搬出未完の場合
C	従事者の放射線安全に関する判断	
D	公衆の放射線安全に関する判断	
E	セキュリティに関する判断	SFP の燃料搬出未完の場合
F	火災防護と火災後安全停止に関する判断	SFP の燃料搬出未完の場合
I	運転員の再資格認定に関する判断	運転員が必要な期間 (燃料搬出未完の場合)
L	B.5.b. (テロ対策) に関する判断	SFP の燃料搬出未完の場合
M	定性的基準を用いた判断	定量的に判断できない場合

これから、廃止措置炉のリスクの特徴を整理した。

- 廃止措置炉のリスクは、燃料の搬出が完了した場合、「従事者の放射線安全」と「公衆の放射線安全」の2つになる
- ROP の監視領域の着目すべきコーナーストンとしても、同じ2つの CS になる。
- なお、使用済燃料の搬出が未完の場合、「燃料の健全性及び未臨界性維持」がリスクに加わる。

CS としては「セキュリティ」になる。

次に、廃止措置炉のリスクを定量的に把握するため、運転炉及び廃止措置炉について、公衆被ばくと一部従事者被ばくに関して定量的に示されているもの (例: 廃止措置計画認可申請書<sup>[3]</sup>等<sup>[4]</sup>) を整理し、SDP の公衆被ばくに関する線量レベルとその色分けを当て嵌め、定量的リスクレベルとして表2を得た。

表2. 運転炉と廃止措置炉のリスクレベルの比較

リスクレベル	説明	SDP 評価相当レベル
5mSv/件	【運転炉】設計事故等における線量限度 (公衆被ばく)	赤
5mSv 超過	【共通】排出管理	赤
2.4mSv/年	【参考】自然放射線 (世界平均)	黄
1.7mSv/月 (0.0024mSv/h)	【廃止措置炉】SFP に燃料がある場合の想定事故 (プール水全喪失) における敷地境界評価点における線量率。なお、17 日間以内収束で「黄」に、20 時間以内収束で「緑」におさまる。(公衆被ばく) なお、燃料損傷には至らない。(敦賀1号の例)	黄
1mSv/年	【共通】運用管理上の線量限度 (公衆被ばく) / 公衆の年間線量限度	黄
0.050mSv/件	【共通】施設の妥当性に係る線量限度 (公衆被ばく)	白
0.042mSv/件	【廃止措置炉】想定事故時の公衆被ばく評価値 (炉内構造物解体時の切粉集塵フィルタに火災・爆発を想定して評価: 敦賀1号の例)	緑
0.012mSv/年	【廃止措置炉】原子炉本体等解体期間での公衆被ばく	緑
0.003mSv/年	【廃止措置炉】原子炉本体等解体準備期間での公衆被ばく	緑
0.002mSv/年	【廃止措置炉】建屋等解体期間での公衆被ばく	緑

これにより、廃止措置炉のリスクレベルについて、以下が言える。

- SFP に燃料があった場合、最大のリスク (プール水全喪失) であっても、運転炉の DBA 線量限度の 4/10 程度の低いリスクレベルにある。また、収束に必要な時間的な余裕も相当ある。
- 燃料搬出が完了した場合、最大のリスク (炉内構造物解体作業でのフィルタ火災・爆発) でも、運転炉であれば SDP 評価ではマイナーな範囲にとどまるレベルである。(運転炉の線量限度 5mSv に比べ、廃止措置炉では 1/100 程度のレベル)

## 2.3 設備に要求される信頼性

運転炉と廃止措置炉の設備に要求される信頼性について比較・整理した。

- 運転炉は、高温・高圧の高エネルギー環境下で炉心に膨大な核燃料物質及び核分裂生成物を内包しているため、PS 系設備及び MS 系設備には、高い信頼性が要求される。
- 燃料搬出が未完の廃止措置炉では、燃料冷却系設備、未臨界維持設備、及び燃料取扱設備等については、運転炉とほぼ同等の信頼性要求があるとす

ておけば万全である。なお、事故時に収束させるための時間的な余裕は、運転炉に比べて十分にある。更に、停止後5年程度経過すると、SFPプール水の喪失を想定しても、燃料温度は溶融点に達しない。<sup>[9]</sup>

- 燃料搬出が完了した廃止措置炉は、施設全体が常温・常圧であり、施設が内包する放射能インベントリも限られていることから、設備に要求される信頼性は、運転炉に要求されるほど高いものではない。

### 3. 日米の廃止措置炉の検査制度についての整理

#### 3.1 米国の廃止措置炉の検査制度

米国の廃止措置炉の検査制度の概要を整理した。

- 施設のライセンスは、運転中から廃止措置を経て、License Termination Plan に沿って実施されるライセンスの終了をもって失効する。つまり、ライセンスとしては、運転から廃止まで同じものとなり、その間検査は繰り返し行われる。
- 廃止措置炉の検査制度は、運転炉の ROP とは異なり、廃止措置に先立ち事業者が提出する「運転停止後廃止措置活動計画書 (PSDAR)」、あるいは「技術仕様 (TS:)」等に沿って実施される保安活動に対して、運転炉の ROP とは別の「廃止措置炉の検査プログラム (IMC : Inspection Manual Chapter 2562)」<sup>[5]</sup>とそれに関連した「検査手順 (IP : Inspection Procedure)」及び IMC に沿って直接観察及び検証による検査が行われる。
- 検査の目的は、事業者のパフォーマンスの低下傾向を特定し、パフォーマンスが許容レベルを下回る前に事業者が問題を解決したことを確認することにある。
- 検査での確認の観点とは、①規制に関する事業者の手順、プロセス、及びプログラムの適切性 ②必要なプログラムが規制要件に従って運転中から廃止措置まで継続していること ③運転中に確立された安全文化が維持されていること。
- 検査の評価分野は、「プラント状態」、「改造、保全及びサーバランス」、「問題の特定及び解決」、「放射線防護」4つの機能領域について行われる。

- 検査プログラムには、検査リソースを適切に配分するため、サイトの状況に応じてどの検査にどの程度の時間を割くかの目安時間が示されており、サイト毎の基本検査計画は、これを参考に策定される。(表4「検査テンプレート」参照)

このように、廃止措置炉でも運転中に構築された安全文化や必要なプログラムが継続されていることを要件とし、検査が目指すもの、検査としての着目点に大きな違いはなく、廃止措置炉の検査として必要な検査範囲(対象)が加わり、不要なものは削除され、検査プログラムが構築されている。

#### 3.2 日米の廃止措置炉の検査制度の比較

米国の廃止措置炉の検査プログラム (IMC2561)<sup>[5]</sup>等<sup>[6][7][8]</sup>を参照し、日米の廃止措置炉の検査制度の比較として整理した。その結果を表3.に示す。

表3. 廃止措置炉の検査制度に関する日米の比較

比較項目	米 国	日 本
規制の全体概要	・運転炉の検査制度 (ROP) とは分けて構築 (例: 検査官、検査プログラム、個別の検査手順)	・ROP を導入 (原子力全体を同じ規制体系で網羅できる形になっている) ・運転炉と同じ (例: 検査官、検査ガイド)
SDP の仕組み	無	日本版 SDP を導入 (運転炉と同じであり、廃止措置炉に適用する場合不明確な事項がある)
検査の内容・頻度	廃止措置炉の状況・リスクに見合った頻度・内容とする ・IMC で検査テンプレート (施設のカテゴリー、項目と頻度・時間数) が設定されている ・施設の状態から、どの検査カテゴリーに属するか分類 ・NRC が伊毎に年度検査計画を作成・検査状況で見直す ・IP (検査手順) に沿って、サイトのウォークダウンにより事業者の活動状況を確認・評価	廃止措置炉に対する検査の内容・頻度は、現状で明示されていない ・施設の状態により、検査サンプリング頻度は調整されることになっている ・事業者から、施設の状況に応じて規制関連事項の見直しができる仕組みとなっている ・現時点では、廃止措置炉の検査制度は、施設の状態によらずに同じ
安全文化・品質保証	運転炉で構築した状態を継続	運転炉と同じ
施設管理	運転炉と同じメンテナンスルールに基づき策定された保全プログラムに沿って実施される事業者の保全活動が確認・評価される (保全プログラムは、設備の信頼性要求により見直される)	規制検査の中で、以下確認・評価される ・性能維持施設に対する定期事業者検査 ・保全プログラムに沿った保全活動
その他検査事項	・廃止措置の計画に対する進捗 ・費用管理	特に無 (運転炉と同じ)

### 4. 合理的な廃止措置炉の検査制度について

上述のリスク/安全重要度、日米の比較、及び設備に要求される信頼性を踏まえ、合理化項目案について検討し、以下4項目の提言にまとめた。

- ① 廃止措置炉にも ROP を適用することで事業者の自主的な改善が継続することを旨とするという目的は理解できるが、リスク情報がより少なくなる燃料搬出完了後にまで ROP を当て嵌めることは、不合理と考えるため、ROP 適用を燃料搬出完了までとするこ

とを提言する。

補足：廃止措置になっても、運転中に構築した「安全文化」並びに「品質保証」は、事業者が継続することは、米国の考えであるが、ROP でなくとも安全文化は維持できるとするのが米国である。一度、安全文化が構築されれば、その劣化状況の確認・評価は、ROP でなくとも可能というスタンス。また、リスクレベルが低い（リスク情報も無い）施設状況にROP を当て嵌め、検査結果を定量的に示す意味は薄く、制度の形骸化である。実際、米国では、運転炉で構築した安全文化を維持した保安活動が許容レベル以上で維持されていることを廃止措置炉での重要なポイントし、ROP とは異なる検査プログラムによる廃止措置炉の検査制度の実績が積み重ねられている。

- ② ①の別案として：廃止措置全期間を対象としてROP を適用する場合は、現状の運転炉と同じCS とするのではなく、廃止措置の公衆リスクとして網羅できていない「(廃止措置の) 工程遅延」を注目すべきCS として追加し、それに繋がるリスク情報を別途設定する。それにより、より安全で合理的な廃止措置の検査制度の実現に繋げる。なお、ROP に用いるリスク情報は、定性的であっても廃止措置に見合ったものとする。

補足：廃止措置炉の注目すべきCS は、「公衆の放射線安全」、「従事者の放射線安全」、そして燃料搬出が未完の場合には、「セキュリティ」であるが、廃止措置の公衆へのリスクとして、廃止措置の工程遅延がある。これに関連する「廃棄物管理」、「工程管理」あるいは「労働安全」について監視が行われることは重要であり、これらCS が追加として考えられる。また、リスク情報として、これらCS に関連する事項（例：廃棄物管理として「廃棄物管理に関する懸念が全体工程に及ぼす状況・程度」「廃棄物管理に関する計画の見直しの程度」など、工程管理として「工程遅延の程度」「工程遅延による増加費用の程度」など、労働安全として「労災発生状況」「労災の程度」など）が考えられる。

- ③ 米国の検査プログラムに倣い、施設をカテゴリー分けし、施設のリスクを勘案して検査（監視）分野毎に目安の頻度を定める「検査テンプレート」<sup>9)</sup>を策定し、それを基に各サイトの状況に応じた検査を行うことができる。（表4「検査テンプレート」）。

補足：現状の廃止措置炉のROP は、サイトによる違いがほとんど無く一様である。米国のように、サイト毎の状況により、検査の対象・頻度等を決定論的であるがテンプレート的に定めておき、それに沿って各サイトの検査にあたることとした方が、透明性もあるし、サイトのリスクレベルに応じた検査にもなり、検査リソースの合理化にもつながる。つまり、リスクが低く懸案も少ないサイトの検査は合理化され、リスクが高く懸案が多いサイトの検査は密度が濃くなる。日本のROP では、リスクやサイトの状況に応じた検査内容のフィッティングのようなことは考慮されていないし、更にリスクが低い廃止措置のサイト毎に検査内容の微調整は容易ではない。テンプレートは、労力をかけずに、サイトの状況に応じた類別を可能とする。

- ④ 性能維持施設に対する定期事業者検査は、燃料搬出が未完の場合に限り、燃料取扱設備、未臨界維持設備、燃料冷却設備等の燃料の健全性維持に必要な設備に絞って実施することとし、燃料搬出が完了した施設については、定期事業者検査の対象外とする。

補足：廃止措置炉の設備の保全是、保全プログラムに基づく保全と、性能維持施設の定期事業者検査が独立している。極端な例として、性能維持施設のうちの設備について、同じ保全内容（例：外観点検、分解点検 等）が同一年度内に異なる位置づけで2回実施されることもある。また、燃料搬出完了後の廃止措置炉のリスクは、全体としてSDP判断で緑以下の低いレベルであり、設備に求められる信頼性も一般産業界の設備レベルである。これらのことから、燃料搬出完了後の定期事業者検査は、形式的な行為と言え、合理化対象と考えられる。更に、米国では、規制検査の他に定期事業者検査に匹敵するような別途検査の実施については確認できていない。

表4. 検査テンプレート例 (IMC2561) <sup>[9]</sup>

機能領域	主な IP	件名	Cat1	Cat2	Cat3	Cat4	Cat5	Cat6	Cat7	Cat8	手順のコスト
			準備期間	DECON/ 燃料有	DECON/ 燃料無	SAFSTOR/ 燃料有	SAFSTOR/ 燃料無	最終 サイト サーベ イ	SAFSTOR Co- located /燃料有	SAFSTOR Co- located/ 燃料無	
プラント サイト	36801	永久停止炉に おける組織、 管理、役割管 理	42	30	20	2	2	0	0	0	この IP の内容を他の主な IP に移動し、IP36801 の削 除について現在検討中。代 替として、この手順の名前 を「訓練と力量の検査」と する。
プラント サイト	71801	永久停止炉に おける廃止措 置のパフォーマンス 及び状態	32	24	24	10	5	10	8	8	これは、本質的に全ての行 ゴリに対するプラントサイト手 順に必要な時間である。
是正処 置プロ グラム	40801	永久停止炉に おける自己評 価、監査、及 び是処置	64	64	64	21	21	4	4	4	補足情報として IP71152 が サイトを添付。常に是正処 置プログラムのレビューを含むこ とを推奨する。
改造、 保全及 びサーベ ランス	37801	永久停止炉に おける安全レ ビュー、設計変 更、及び改造	32	32	12	6	2	0	2	2	サイトは、廃止完了計画 (IP で議論されたものとして) まで変更できるため、評価 時には、最終状態のサー ベイまで含めるべきである。
改造、 保全及 びサーベ ランス	60801	永久停止炉に おける SFP の 安全性	40	25	0	25	0	0	4	0	サイトでの運転プラントの手順 は、全ての SFP の検査ニーズ を包含すべき。例外は、プ ラントとは独立 (分けられ た) した SFP のサイトであ る。
改造、 保全及 びサーベ ランス	62801	永久停止炉に おける保全及 びサーランス	28	28	10	4	0	0	0	0	これは、「メンテナンス」の検 査手順。この検査は、SFP があるところでは全て実施 されるべきである。代替と して、メンテナンスが使用済 燃料の安全貯蔵には制約が あることから、適用可能な セクションを IP60801 に再配置 できよう。
改造、 保全及 びサーベ ランス	71111 .01	悪天候への準 備	12	4	0	4	0	0	4	0	運転プラントの手順は、サイトに おける全ての悪天候からの 防護のニーズを含むべきプラ ントとは、独立 (分けられ た) したサイトは除く。
放射線 防護及 び健康 物理	83750	従事者被ばく	64	48	46	28	24	30	4	4	
放射線 防護及 び健康 物理	83801	永久停止炉に おける是正及 び最終サーベ イの検査	20	78	78	2	2	96	0	0	
放射線 防護及 び健康 物理	84750	放射性廃棄物 の取扱、並び に放出及び環 境モニタリング	40	40	18	8	4	2	2	2	
放射線 防護及 び健康 物理	86750	固体放射性廃 棄物管理及び 放射性物質の 輸送	72	72	72	10	2	10	2	2	

注記

1. 複数ユニットの廃止措置の場合、推定時間を 1.5 倍する。
2. これらは推定時間のみであり、実際の検査ニーズを反映するために変更される場合がある。
3. 運転ユニットと同じ場所にある廃止措置施設については、放射線防護及びその他のサイトのプログラムは、常駐検査官がレビューする。
4. ほとんどの場合、推定時間は、直接検査の労力を表している。

## 5. おわりに

廃止措置炉にも、ROPによる新検査制度が施行となった。ここでは、検査制度に絞った規制の合理化検討にとどまっているが、廃止措置全体を安全かつ合理的に進めるためには、廃止措置に関する規制全体の合理化が必要である。今回の検討が、より良い規制への見直しに繋がることを期待している。

なお、本稿における検討内容の骨格は、保全学会「原子力規制関連検討会」にて、廃止措置炉の安全重要度／リスクを定量的に把握するために米国のSDPを使用するというアイデアから、論理展開等議論頂いたもので、この場を借りて主査はじめ、各委員に御礼申し上げます。

## 参考文献

- [1] IAEA “Safety assessment for decommissioning, Annex I , Part A, Fig.3”, pp.13.
- [2] NRC Inspection Manual, Manual Chapter 0609, “Significance Determination Process. Appendix A ~ N”.
- [3] 日本原子力発電（株）“敦賀発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書” .
- [4] 原子力規制庁 “原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007\_r0)、附属書4
- [5] NRC Inspection Manual, Inspection Manual Chapter 2561, ”Decommissioning Power Reactor Inspection Program”.
- [6] NRC Inspection Manual, Inspection Procedure 62706, “Maintenance Rule”.
- [7] NRC Inspection Manual, Inspection Procedure 62801, “Maintenance and Surveillance at Permanently Shutdown Reactors”.
- [8] NRC Inspection Manual, Inspection Procedure 64704, “Fire Protection Program”.
- [9] NRC Inspection Manual, Inspection Manual Chapter 2561, ”Decommissioning Power Reactor Inspection Program”, Appendix A, “ II . Recommended Average Annual Inspection Hours per Decommissioning Category”, pp. AppA-2.