NRA 面談資料

ATENA 21-S01 Rev.0

2021 年 11 月 9 日版

多様な設備による安全性向上のための
保安規定改定ガイドライン（案）

2021 年〇月

原子力エネルギー協議会

©Atomic Energy Association 2021

【はじめに】

我が国の発電用原子炉施設では安全な運転のため発電用原子炉施設保安規定（以下「保安規定」）を定めている。保安規定には発電用原子炉施設の重要な機能に関して、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）を設定し、LCO を逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCO を逸脱した場合に要求される措置（以下「LCO 逸脱時の措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）を記載している。（以下「LCO」、「サーベイランス」、「LCO 逸脱時の措置」、「AOT」の総称として「LCO 等」という。）

福島第一原子力発電所事故後に改正された規制基準（以下「新規制基準」という。）により、従来の安全設備（設計基準事故対処設備。以下「DB 設備」という。）に加えて、重大事故等対処設備（以下「SA 設備」という。）、特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）の設置が規制上求められ、これらの SA 設備及び特重施設（以下「SA 設備等」という。）に対しても LCO 等を定めている。

これらの設備は順次設置され、都度保安規定を改定してきたが、現在これら全ての DB 設備及び SA 設備等が整備されたプラントの運用が開始されている。これまでは設備の設置の都度、その時点における設備の整備状況に応じて、必要な LCO 等を設定してきたが、全ての SA 設備等が整備されたプラントの運用が開始されている現時点において、更なる原子力安全の向上を目指し、これら多様な設備を活用した運用を明確化する必要がある。

また、事業者は、リスク情報活用のために確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデルを高度化してきていることに加え、リスク上の重要度を考慮し、現場の保安活動全般に対して原子力安全上の重要な事項に注力した原子力規制検査を開始して実績を積み重ねており、リスク情報活用の準備が整えられてきている。

このような背景のもと ATENA では、「SA 設備の重要度に応じた効率的、かつ効果的運用の推進」をテーマとして選定し（2018 年 9 月）、LCO 等の再整理を目的に 2019 年 10 月に「SA 設備運用 WG」を立ち上げ検討を開始した。

この WG においては、新規制基準に適合した原子力発電所の運用実績、現状の設備体系（DB 設備、SA 設備、特重施設）における相互の補完関係等を踏まえ、保安規定の LCO 等に関する二つの改善点について、安全上果たす機能に応じた効果的な運用を目指した検討を行い、それぞれについて対応を検討した。

本ガイドラインでは、一つ目の改善点である「DB 設備、SA 設備の LCO 等の充実」について第 3 章に、二つ目の改善点である「SA 設備等に対する LCO 等設定の見直し」について第 4 章にまとめた。

©Atomic Energy Association 2021

なお、本ガイドラインは、認可事項である保安規定の改正時に、各電気事業者がそれぞれの原子力発電所毎に本ガイドラインを参照して保安規定改定案を策定し、規制手続きをとることを想定している。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては，以下のとおりとする。

（免責）

ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本ガイドラインの作成に関わる関係者（以下「ATENA 関係者」という。）は、本ガイドラインの内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本ガイドラインの使用により本ガイドラインの使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。本ガイドラインの使用者は、自己の責任において本ガイドラインを使用するものとする。

（権利帰属）

本ガイドラインの著作権その他の知的財産権（以下「本件知的財産権」という。）は ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本ガイドラインの使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本ガイドラインの使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

©Atomic Energy Association 2021

改定来歴

改定年月	版	改定内容	備考
2021 年〇月〇日	Rev.0	新規制定	

©Atomic Energy Association 2021

目次

1. 序文
1.1 目的
1.2 概要
1.3 適用範囲
1.4 用語の定義

2. 保安規定 LCO 等の改善点
2.1 保安規定 LCO 等に係る規制要求と運用
2.2 LCO 等の現状と改善点

3. DB 設備、SA 設備の LCO 等の充実
3.1 LCO 等の充実の取り組み方針
3.2 LCO 等の充実の手順

4. SA 設備等に対する LCO 等設定の見直し
4.1 LCO 等設定の見直しの取り組み方針
4.2 LCO 等設定の見直しの手順
4.3 SA 設備等の AOT 設定

5. おわりに

6. 参考資料

©Atomic Energy Association 2021

1. 序文

1.1 目的

本ガイドラインの目的は、新規制基準に適合した発電用原子炉施設において、保安規定の LCO 等に関する二つの改善点について、各電気事業者の保安規定変更認可申請が効率良く進められるために、保安規定改定案を策定するための考え方及びその手順を提供することである。

1.2 概要

保安規定に定められている LCO は、規制プロセスの上流に位置づけられる設置許可申請書に記載されている条件などを踏まえ、安全上重要な機能に対して設定されるものである。LCO を設定することで設計基準事故の安全解析において考慮している設備を維持し、原子炉の運転状態を所定の範囲に制限している。さらに、LCO 逸脱時の措置と AOT をあらかじめ設定しておくことによって、LCO 逸脱時においてもプラント全体のリスクを容認できるレベルに抑制している。

福島第一原子力発電所事故後の規制基準改定に伴い、外的事象に対する頑健性を高めるとともに、SA 設備等を整備することによって各安全機能に厚みができ、プラント全体の安全性を一層向上させている。

新規制基準に適合したプラントでは、SA 設備等が導入され、これらすべての設備に対して LCO 等が設定された。SA 設備は米国において FLEX（Diverse and Flexible Coping Strategies。以下「FLEX」という。）のもとで配備された設備に類似したものであるが、米国 Standard Technical Specification（以下「STS」という。）では FLEX 設備に LCO 等が設定されておらず、我が国特有となっている（解説１）。

新規制基準に適合したプラントにおいては、SA 設備は再稼働当初から備えられているのに加え、特重施設も順次設置されており、これらに対する LCO 等が段階的に設定されてきた。

他方、リスクインフォームド・パフォーマンスベースの考え方に基づく安全上の重要な事項に注力した原子力規制検査が 2020 年度から始まっており、ベースとなる PRA の改善、PRA に基づくリスク情報の活用範囲の拡大がなされ、実績が積み重ねられている。

このように、外的を含めた過酷事象に対しても相応の頑健性を有する SA 設備等が整備されて運用が開始され、またリスク情報が活用され始めた現時点において、LCO 等に関し全体を俯瞰して改善すべき事項が無いかを検討した。

その結果、現行の保安規定の DB 設備、SA 設備等の LCO 等に関して以下の２点について改善することで、さらなる安全性向上につながると判断した。

©Atomic Energy Association 2021

1 点目は、最後に整備された特重施設に対する LCO 等では LCO 逸脱時の措置として、（LCO 逸脱した特重施設に）対応する DB 設備や同様の機能を有する SA 設備等の機能確認等が設定されているが、SA 設備の LCO 等では、対応する DB 設備及び同様の機能を有する SA 設備による措置のみが規定され、特重施設による措置は規定されていない。また、DB 設備の LCO 等では SA 設備や特重施設による措置が規定されていない。これら設備間の安全上果たす機能の類似性を踏まえ、措置を充実することが一つの改善点として認識された。

2 点目は、LCO 設定対象に関し、事業者の連名で策定し、原子力発電所の新規制基準適合性審査に係る審査会合で説明されている「保安規定変更に係る基本方針」（以下「保安規定基本方針」という。）では、安全上の重要度等を考慮することを基本的な考え方として示しているが、SA 設備等については、DB 設備と異なり全ての設備に対して LCO が設定されている。SA 設備等についても、DB 設備と同様に安全上果たす機能に着目した LCO 等を設定することがもう一つの改善点として認識された。

本ガイドラインではこれらの改善点に対する取り組みを示しており、リスク情報を活用し、原子力安全上の重要度に応じた LCO 等の設定を行い、全体として安全性が向上し、かつ整合のとれた保安活動につなげることを意図している。

1.3 適用範囲

SA 設備等を設置し、保安規定の認可済みである原子力発電所の保安規定変更申請もしくは SA 設備等を設置したことに伴う保安規定変更申請に適用する。

1.4 用語の定義

©Atomic Energy Association 2021

2.保安規定 LCO 等の改善点

2.1 保安規定 LCO 等に係る規制要求と運用

原子力発電所の保安規定は、原子炉等規制法第四十三条の三の二十四第一項に基づき認可が求められているものであり、LCO 等の保安規定への記載は実用炉規則第九十二条第一項第八号により求められている。また、その具体的内容は、「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」(以下「保安規定審査基準」という。)に以下のように記載されている。

> 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。)、LCO を逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCO を逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）が定められていること。
> なお、LCO 等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。

これらの要求に従い LCO 等が設定された設備は、実際の運用として以下のような取り組みがなされている。

・定期的、日常的な設備状態の確認、記録
・サーベイランスの実施、記録
・LCO 逸脱時には、保安規定に定められた措置（定められた時間内での健全側設備の動作可能性確認や故障設備の復旧など）の実施、原子力規制委員会や関係自治体への報告、プレスリリース、ホームページ掲示による公開

これらの取り組みは運転員等の原子力発電所の安全を担務する要員の主たる業務となっている。また、LCO 逸脱を関連各所に報告することは、原子力発電所の安全上の状態を示す機会となっている。

2.2 LCO 等の現状と改善点

(1)LCO 逸脱時の措置に関する改善点

新規制基準により SA 設備等の設置要求が追加される以前の保安規定で LCO が設定されていた設備は DB 設備のみであり、LCO 逸脱時の措置において動作確認等を実施する対象も健全側の同 DB 設備のみであった。

新規制基準では SA 設備の設置が要求され、さらに経過措置期間内に特重施設を供用開始することが要求された。このため、SA 設備を整備した段階で保安規定 LCO の改定がなさ

©Atomic Energy Association 2021

れ、その際に、SA 設備の LCO 逸脱時の措置において同様の機能[1]を有する SA 設備の動作確認等だけではなく、対応する DB 設備の確認も規定された。しかしながら、DB 設備の LCO 逸脱時の措置には、同様の機能を有する SA 設備の設置を考慮した LCO 等の変更がなされなかった。

次に特重施設が整備された段階で再度保安規定 LCO の改定がなされ、特重施設の LCO 逸脱時の措置において、対応する DB 設備及び SA 設備又は特重施設のうち同様の機能を有する設備の動作確認等が規定された。しかしながら、この段階においても、DB 設備や SA 設備の LCO 逸脱時の措置は、同様の機能を有する特重施設の設置を考慮した LCO 等の変更がなされなかった。

このような状況を示したのが図 2.2 であり、LCO 逸脱時の措置に、SA 設備等の設置が考慮されていない設備については、これを考慮し、いずれの設備の LCO 逸脱に対しても、同様の機能を有する DB 設備とともに、SA 設備等のうち有効な設備を措置に加えることで安全性を向上させる余地がある。

LCO 等の設定設備	LCO 逸脱時の措置で、動作可能性等を確認する設備		
	第 1 段階	第 2 段階（以下の何れかの動作可能性を確認）	
	DB 設備	SA 設備	特重施設
DB 設備	健全側系統の動作可能性確認（起動）	なし	
SA 設備	対応する設備の動作可能性確認（起動及び記録確認）	同様の機能を有する設備の動作可能性確認（記録確認）	なし
特重施設	対応する設備の動作可能性確認（起動及び記録確認）	SA 設備又は特重施設のうち同様の機能を有する設備の動作可能性確認（記録確認）	

図 2.2　設備分類別の LCO 逸脱時に要求される措置（本ガイドライン適用前）

LCO 逸脱時には、LCO 逸脱時の措置をとり、その期間を AOT により限定することで、リスクの増分を抑制している。

DB 設備の LCO 逸脱時のリスク増分に対し、SA 設備等を整備し、LCO 逸脱時に要求される措置を講じることで低減されることから、現状の安全性を確保できる範囲で AOT を変更（延長）することができる。

(2)LCO 設定対象に関する改善点

DB 設備の LCO 等は、2.1 にて引用した、保安規定審査基準の記載、“発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器・・(中略)・・について・・(中略)・・運転状態に対応した運転上の制限・・(中略)・・が定められていること”に基づき、重要度の

[1] 「同様の機能」とは、炉心損傷防止、格納容器破損防止等の観点からの機能の類似性をいう。

©Atomic Energy Association 2021

高い設備に設定している。

一方、SA 設備等に関しては、その導入の際、LCO の設定に関して DB 設備との整合性等の整理が十分に行えていなかったことから、全ての SA 設備等に対して LCO 等が設定されている。このような状況では、安全上の重要度に関係なく一様に、運用管理、保全が行われることになる。

よって、重要度に応じた運用管理、保全を行うことにより、安全性を向上させるため、SA 設備等の LCO の設定対象を適正化する余地がある。

また、LCO 逸脱時は、安全上重要な事象として公表することとしており、重要度の低い事項が LCO 設定されていると、社会に対して不正確なメッセージを届けることとなるため、LCO 設定対象の適正化は、安全に関する適切な情報公開にも資することとなる。

©Atomic Energy Association 2021

3. DB 設備、SA 設備の LCO 等の充実

3.1 LCO 等の充実の取り組み方針

2.2 に記載したように、DB 設備、SA 設備の LCO 逸脱時の措置を充実することで安全性を向上させる余地があることから、それぞれの設備毎に措置を検討していく。

LCO 逸脱時の措置の充実にあたっては、同様の機能を有する設備の選定のため、設備毎の機能整理が必要である。SA 設備等（DB 兼用設備を除く）は自動起動するものはほとんどなく、原子炉運転中においては、DB 設備の機能を完全には代替しない場合がほとんどであるが、そのような場合でも炉心損傷防止、格納容器破損防止の観点からリスクを低減することに寄与する。よって、機能を完全に代替しない場合であっても同様の機能を発揮することで、比較的高い効果が期待できる設備を選定し、LCO 逸脱時の措置に追加することとする。

原子炉停止時には運転時と異なり、運転員が状況を認知し適切な設備を作動させることで安全を確保することができる設計となっており、自動起動の必要がなく、SA 設備等により DB 設備の機能を代替可能（機能充足）なものもある。そのような場合には、LCO 逸脱時の措置として追加するのではなく、LCO において待機させる設備として追加することとする。

また、LCO 逸脱時には、LCO 逸脱時の措置をとることによりリスク抑制を図り、その期間（AOT）を限定することで、LCO 逸脱によるリスクの増分が容認できるレベルになるようにしている。これまで、AOT は信頼性解析や設備構成、LCO 逸脱時の措置の現実的な対応時間等を考慮して総合的に定めてきている。今般、SA 設備等を整備することで DB 設備の LCO 逸脱時のリスクを低減できることから、その低減の効果が大きい場合には、LCO 逸脱によるリスク増分を従来よりも増大させない範囲において、すなわち安全性を損なわない範囲で AOT を変更（延長）することとする。

3.2 LCO 等の充実の手順（図 3.2）

3.2.1 対象の抽出

保安規定にて DB 設備に対して LCO を規定している条文（以下、DB 条文という。）及び SA 設備に対して LCO を規定している条文（以下、SA 条文という。）のうち、設備の動作可能性確認を LCO として規定している条文を同定する。

次に、これらの設備と同様の機能を有する設備を抽出するため、上記で同定した各 DB 設備／SA 設備の機能に対応する SA 設備等がある条文を抽出する。

抽出から外れた条文に関しては、LCO 等の改定対象から除外する。

具体例を表 3.2.1-1 に示す。

DB 設備、SA 設備の有する機能とそれに対応する SA 設備等の機能を比較整理する。具体的には、設置許可申請書に記載されている系統概要、容量、作動条件、外的事象の考慮などの設計仕様を記述する。

©Atomic Energy Association 2021

ここで、例えば電源のように運転モード毎に要求が異なる場合は、運転モードを分けて比較整理する。また、複数の機能を有する設備の場合、保安規定の規定に従い機能ごとに分割する。例えば RHR は ECCS の機能と残留熱除去機能を有するが、保安規定ではそれぞれ別の機能として整理しているため、機能ごとに整理する。

具体例を表 3.2.1-2,3 に示す。

3.2.2 LCO の充実（機能を完全に代替できる場合）

SA 設備等のうち、DB 設備の設計要求を全て満たすと判断できる場合には、DB 設備の冗長性を高めることができるため、当該 DB 設備の LCO に当該 SA 設備等を読み込む形で LCO の改定案を作成する。

同様に、特重施設のうち、SA 設備の設計要求を全て満たすと判断できる場合には、当該 SA 設備の LCO に当該特重施設を読み込む形で LCO の改定案を作成する。

いずれの場合も、LCO 設定機器と同等の機能が適確に発揮できるように、LCO に読み込む設備の運用体制や手順をあらかじめ定めておくこととする。

また、本項が適用されると、当該 LCO 設定機器が使用不能となった場合にも LCO 逸脱とはならないことになるが、遅滞なく復旧することに関して保安規定の他の章や下位文書において規定することにより、品質マネジメントシステムに基づいた不適合管理を適切に行うこととする。

3.2.3 LCO 逸脱時の措置の充実（機能一部充足の場合）

DB 設備の設計要求を全て満たすものではなくとも、DB 設備と同様の機能を有し、リスクの低減に有効であると認められる[2]設備について SA 設備等の中から有効と考えられるものを選定し、当該 DB 設備の LCO 逸脱時の措置として追記する。

同様に、SA 設備の設計要求を全て満たすものではなくとも、SA 設備と同様の機能を有し、リスクの低減に有効であると認められる設備がある場合には SA 設備等の中から選定し、当該 SA 設備の LCO 逸脱時の措置として追記する（添付１）。また、設備の待機除外によるリスクを更に低減させるため、LCO 逸脱時の措置の一環として、健全側の設備の動作確認に合わせて実施している現場確認を充実することとする。現場確認においては、健全側設備の状況のみならず、健全側設備へ影響を及ぼす可能性のある事項も含めた確認を行う（添付２）。

3.2.4 AOT 変更の検討

[2] 有効性は、当該機能の喪失に係る事故シーケンスを抑制する程度を定性的・定量的に検討する他、外部事象への頑健性などを考慮し総合的に判断する。また、当該機能と直接的関わらない設備を対象に有効性を判断することもある。具体例としては、BWR の DB 設備である非常用 DG の LCO では、SBO 時のリスク低減の観点から、RCIC を逸脱時の措置の中に含めていることが参考になる。

©Atomic Energy Association 2021

(1) AOT 変更候補の選定

AOT はその期間が経過すると原子炉停止操作をする場合があり、この操作に伴うリスクがある。この AOT の変更を検討することから、原子炉運転時に適用される条文を対象とする。

PRA を使用した定量的な評価に基づき AOT を変更することから、当該 DB 設備や SA 設備等が運転時 PRA でモデル化されている設備（必要に応じて新たにモデル化する設備を含む）を、AOT 変更の対象とし、AOT の変更を検討する設備を選定する（表 3.2.4-1）。但し、原子炉の安全設計においては、異常時には原子炉を停止することを基本とし、原子炉を冷却し、放射性物質を閉じ込める設計は原子炉が停止されたことを前提としている。このような観点から、原子炉停止機能の AOT 変更はリスク論になじまないと考え、今回は検討の対象としないこととした。

(2)AOT 変更の検討

対象となる DB 設備毎に PRA を使用した定量的な観点から AOT 変更の可否を検討する。

PRA モデルは最新の内的事象の運転時レベル 1 PRA モデルを用いる。格納容器破損に関する計算が必要な場合にはレベル 1.5PRA モデルを活用する。

SA 設備等を活用することによるリスク低減効果を確認するため、各 DB 設備について、新規制基準前の状態における LCO 逸脱時の積算リスクの評価を実施し、SA 設備等が導入された状態における積算リスクと比較する（添付３）。

両者を比較した結果、リスク低減効果が大きい場合は、AOT を延長する（表 3.2.4-2）。ただし、リスク評価の結果として極めて長期の AOT が許容される場合でも、現実的な復旧時間を考慮し、過度に長期の AOT を設定しないよう、30 日を上限とする（解説２）。

リスク低減効果が小さい場合、LCO 逸脱時の措置として当該 SA 設備等の動作可能性確認等を追加するのみで、AOT は変更しない。

なお、一部の設備については、新規制基準前後において新規制基準以前よりも炉心損傷防止や格納容器破損防止の役割が大きくなることで、新規制基準後の積算リスクが相対的に増加する場合がある。このような場合は、積算リスクだけでなく、リスクの絶対値の状況も考慮して総合的に AOT の変更を判断することとする。例えば、新規制基準導入前よりもリスクの絶対値が低減している場合には、AOT の変更はせず、現状通りとする。

©Atomic Energy Association 2021

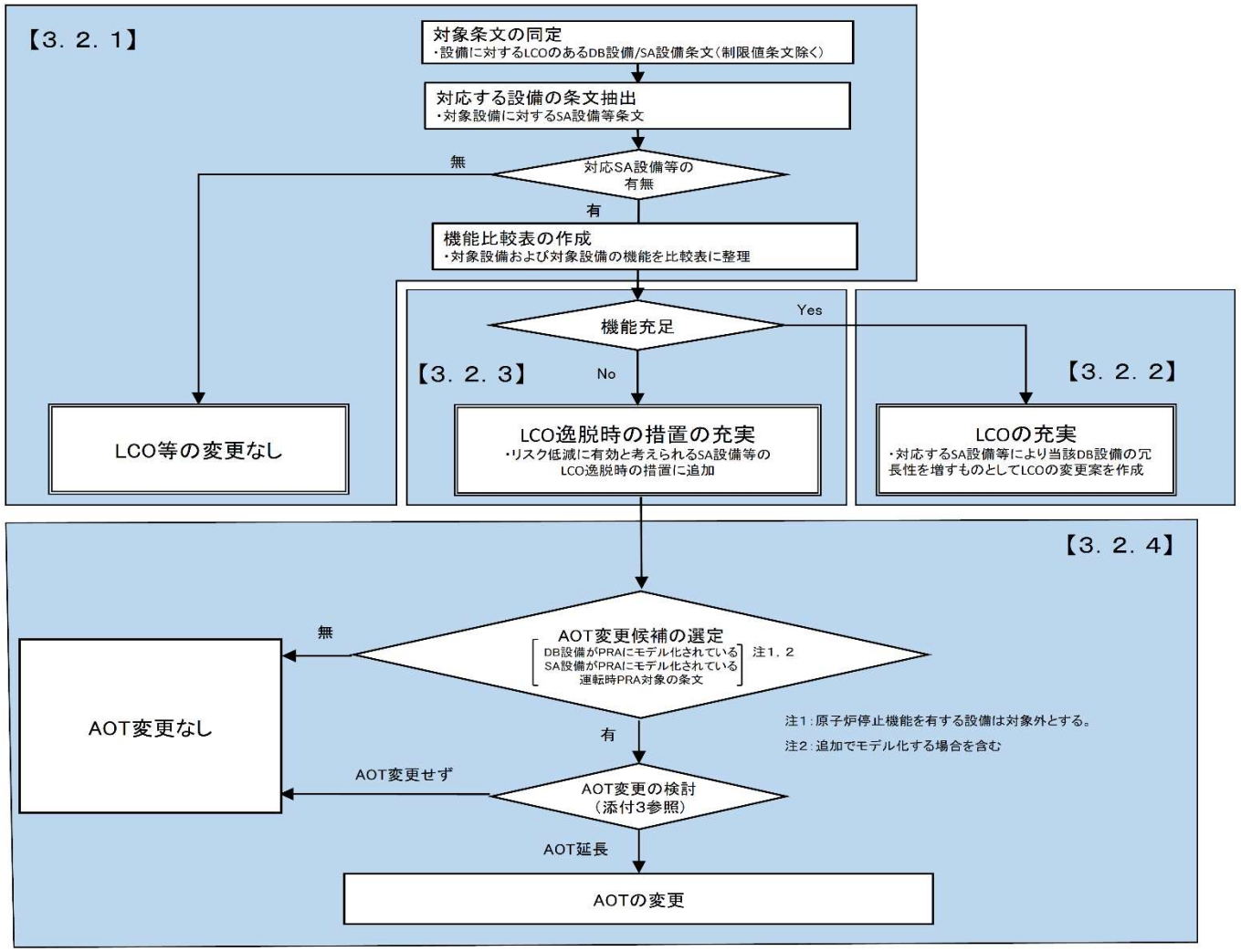

図 3.2　LCO 等の充実の手順

©Atomic Energy Association 2021

表 3.2.1-1　LCO 改定対象条文の抽出（PWR の一例）

緑　設備に対する LCO 条文であるが、対応する重大事故等対処設備等がない
青　設備に対する LCO 条文であり、対応する重大事故等対処設備等がある（対象条文）

条	項目	運転上の制限の概要	対応する重大事故等対処設備等
19	停止余裕	制限値を満足	なし
20	臨界ボロン濃度	制限値を満足	なし
21	減速材温度係数	制限値を満足	なし
22	制御棒動作機能	全ての制御棒が挿入不能でない、不整合ではない	［手動による原子炉緊急停止］ 原子炉トリップスイッチ ［原子炉出力抑制（自動）］ 多様化自動作動盤（ATWS 緩和装置） ［原子炉出力抑制（自動・手動）］ 主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁・安全弁、加圧器逃がし弁・安全弁、蒸気発生器 ［ほう酸水注入］ ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ、燃料取替用水タンク ［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、蓄圧タンク
23	制御棒の挿入限界	制限値を満足	なし
24	制御棒位置指示	制御棒位置指示装置、ステップカウンタが動作可能	なし
25	炉物理検査－モード1－	原子炉熱出力が制限値を満足	なし
26	炉物理検査－モード2－	停止余裕が制限値を満足	なし
27	化学体積制御系（ほう酸濃縮機能）	化学体積制御系動作可能、ほう素濃度等が制限値を満足	なし
28	原子炉熱出力	制限値を満足	なし
29	熱流束熱水路係数	制限値を満足	なし
30	核的エンタルピ上昇熱水路係数	制限値を満足	なし
31	軸方向中性子束出力偏差	制限値を満足	なし
32	1/4 炉心出力偏差	制限値を満足	なし
33	計測および制御設備	(1)原子炉保護系計装 (2)工学的安全施設等作動計装 (3)事故時監視計装 (4)非常用ディーゼル発電機起動計装 (5)中央制御室換気系隔離計装 (6)中央制御室外原子炉停止装置 (7)燃料落下および燃料取扱建屋空気浄化系計装が動作可能	多様化自動作動盤（ATWS 緩和装置）
34	DNBR	制限値を満足	なし
35	1次冷却材温度・圧力および1次冷却材温度変化率	制限値を満足	なし

©Atomic Energy Association 2021

条	項目	運転上の制限の概要	対応する重大事故等対処設備等
36	1次冷却系－モード3－	蒸気発生器による熱除去系が動作可能	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク
			［原子炉圧力バウンダリの減圧操作機能］ （特重施設） ［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）
			［原子炉圧力バウンダリの減圧操作機能］ （特重施設） ［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）
38	1次冷却系－モード5（1次冷却系満）－	余熱除去系が動作可能、蒸気発生器水位が制限値を満足	（同上）
40	1次冷却系－モード6（キャビティ高水位）－	余熱除去系が動作可能、1次冷却材温度が制限値を満足	（同上）
41	1次冷却系－モード6（キャビティ低水位）－	余熱除去系が動作可能、1次冷却材温度が制限値を満足	（同上）
42	加圧器	加圧器水位が制限値を満足、加圧器ヒータが動作可能	なし
43	加圧器安全弁	加圧器安全弁が動作可能	なし
44	加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁が動作可能	［2次冷却系からの除熱（注水）］ タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器 ［2次冷却系からの除熱（蒸気放出）］ 主蒸気逃がし弁
45	低温過加圧防護	加圧器逃がし弁が動作可能または開状態、加圧器安全弁が取り外し、動作可能な高圧注入ポンプが1台以下、蓄圧タンクが隔離	なし
46	1次冷却材漏えい率	制限値を満足、原子炉格納容器サンプ水位計または凝縮液量測定装置が動作可能	なし
47	蒸気発生器細管漏えい監視	漏えいがない、復水器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、高感度型主蒸気管モニタが動作可能	なし
48	余熱除去系への漏えい監視	漏えいがない	なし

©Atomic Energy Association 2021

条	項目	運転上の制限の概要	対応する重大事故等対処設備等
49	1次冷却材中のよう素 131 濃度	制限値を満足	なし
50	蓄圧タンク	制限値を満足、出口隔離弁が全開	なし
51	非常用炉心冷却系－モード1、2および3－	高圧注入系（高圧注入ポンプ）、低圧注入系（余熱除去ポンプ）が動作可能	［炉心注水］ 充てんポンプ、燃料取替用水タンク ［代替炉心注水］ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー
			［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）
52	非常用炉心冷却系－モード4－	高圧注入系、充てん系、低圧注入系が動作可能	［炉心注水］ 充てんポンプ、燃料取替用水タンク、 ［代替炉心注水］ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー
			［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）
53	燃料取替用水タンク	ほう素濃度およびほう酸水量が制限値を満足	なし
			［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）
54	ほう酸注入タンク	ほう素濃度、ほう酸水量、ほう酸水温度が制限値を満足	なし
55	原子炉格納容器	原子炉格納容器圧力が制限値を満足、エアロック、格納容器隔離弁が動作可能	なし
56	原子炉格納容器真空逃がし系	原子炉格納容器真空逃がし系が動作可能	なし
57	原子炉格納容器スプレイ系	原子炉格納容器スプレイ系（格納容器スプレイポンプ）が動作可能、よう素除去薬品タンクの薬品濃度および溶液量が制限値を満足	［格納容器スプレイ］ 格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク ［格納容器内自然対流冷却］ 格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、海水ポンプ、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用） ［代替格納容器スプレイ］ 代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク
			［原子炉格納容器の冷却・減圧・放射性物質低減機能］ （特重施設） ［原子炉格納容器の過圧破損防止機能］ （特重施設）
58	アニュラス空気浄化系	アニュラス空気浄化系が動作可能	なし
59	アニュラス	アニュラスの機能が健全	なし
60	主蒸気安全弁	主蒸気安全弁が動作可能	なし
61	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁が閉止可能	なし
62	主給水隔離弁、主給水制御弁および主給水バイパス弁	主給水隔離弁、主給水制御弁および主給水バイパス弁が閉止可能	なし
63	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁が手動開弁可能	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、蓄圧タンク
64	補助給水系	補助給水系（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ）が動作可能	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、蓄圧タンク
65	補助給水タンク	補助給水タンクの水量が制限値を満足	なし

©Atomic Energy Association 2021

条	項目	運転上の制限の概要	対応する重大事故等対処設備等
66	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系が動作可能	[2次系からの除熱(注水)] 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器 [2次系からの除熱(蒸気放出)] 主蒸気逃がし弁(人力) [格納容器内自然対流冷却] 格納容器再循環ユニット(A及びB)、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー、可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口/出口用) [代替補機冷却] 中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー
67	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系が動作可能	(同上)
68	制御用空気系	制御用空気系統の圧力が制限値を満足	[主蒸気逃がし弁の機能回復] 主蒸気逃がし弁(人力) [加圧器逃がし弁の機能回復] 窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池
			[原子炉圧力バウンダリの減圧操作機能] (特重施設)
69	中央制御室非常用循環系	中央制御室非常用循環系が動作可能	なし
70	安全補機室空気浄化系	安全補機室空気浄化系が動作可能	なし
71	燃料取扱建屋空気浄化系	燃料取扱建屋空気浄化系が動作可能	なし
72	外部電源	3 回線以上が動作可能、1回線以上が独立	なし
73	ディーゼル発電機－モード1、2、3および4－	非常用ディーゼル発電機が動作可能、燃料油サービスタンクの貯油量が制限値を満足	[代替電源(交流)による給電] 非常用ガスタービン発電機(非常用ガスタービン発電機燃料貯油槽含む)、空冷式非常用発電装置(重油タンク、ミニローリー含む)、 300kVA 電源車(300kVA 電源車用変圧器、軽油タンク、ミニローリー含む)
			[電源設備] (特重施設)
74	ディーゼル発電機－モード5、6ほか－	非常用ディーゼル発電機が動作可能、燃料油サービスタンクの貯油量が制限値を満足	(同上)
75	ディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気	非常用ディーゼル発電機の燃料油貯油槽等の油量、潤滑油タンクの油量および起動用空気貯槽圧が制限値を満足	(同上)
76	非常用直流電源－モード1、2、3および4－	非常用直流電源(蓄電池および充電器)が動作可能	[非常用電源(直流)による給電] 蓄電池(非常用) [代替電源(直流)による給電] 蓄電池(重大事故等対処用)、蓄電池(3系統目)、可搬型直流電源装置(75kVA 電源車、可搬型整流器)、軽油タンク、ミニ ローリー)
77	非常用直流電源－モード5、6ほか－	所要の設備維持に必要な非常用直流母線に接続する系統(蓄電池および充電器)が動作可能	[非常用電源(直流)による給電] 蓄電池(非常用) [代替電源(直流)による給電] 蓄電池(重大事故等対処用)、蓄電池(3系統目)、可搬型直流電源装置(75kVA 電源車、可搬型整流器)、軽油タンク、ミニローリー)
78	所内非常用母線－モード1、2、3および4－	非常用高圧母線、非常用低圧母線、非常用直流母線、非常用計装用母線が受電	[代替所内電気設備による給電] 非常用ガスタービン発電機、非常用ガスタービン発電機燃料貯油槽、空冷式非常用発電装置、重油タンク、ミニローリー、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器
			[電源設備] (特重施設)
79	所内非常用母線－モード5、6ほか－	所要の設備維持に必要な非常用高圧母線、非常用低圧母線、非常用直流母線、非常用計装用母線が受電	(同上)
80	1次冷却材中のほう素濃度－モード6－	制限値を満足	なし
81	原子炉キャビティ水位－モード6－	制限値を満足	なし
82	原子炉格納容器貫通部－モード5および6－	機器ハッチが全ボルト閉じられている、エアロックが閉止可能、隔離弁が閉止可能、隔離弁以外は閉	なし
83	使用済燃料ピットの水位および水温	水位および水温が制限値を満足	なし

©Atomic Energy Association 2021

表 3.2.1-2　DB 設備の機能に対する SA 設備等の機能の整理（停止時電源：PWR の一例）

停止時（モード5）

ディーゼル発電機（DB設備）の設計要求		DB機能代替として考慮すべき事項		ディーゼル発電機（DB設備）	大容量空冷式発電機（SA設備）		中容量発電機車（SA設備）		
				基準適合性	基準適合性	評価	基準適合性	評価	
設置許可添付八より	外電喪失 外部電源が完全に喪失した場合に、発電所の保安を確保し、安全に停止するための電源を供給する	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	モード5での必要負荷を2545kWと想定した場合、問題無し	×	モード5での必要負荷を2545kWと想定した場合、2台接続としても対応不能。	特重施設のためマスキング
	事故 工学的安全施設作動のための電源を供給する	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	モード5での必要負荷を2545kWと想定した場合、問題無し	×	モード5での必要負荷を2545kWと想定した場合、2台接続としても対応不能。	
ディーゼル発電機設計方針（設置許可申請書より）	自動起動	否	出力時のDBに対する要求であり、停止時は事象進展が緩やかであることから、自動起動は考慮不要	○	△	手動起動であり、停止時としての基準は満足する。ただし、起動までに時間を要するため、事象によっては対応できない可能性もある。	△	手動起動であり、停止時としての基準は満足する。ただし、起動までに時間を要するため、事象によっては対応できない可能性もある。※1	
	単一故障	否	DBにおける設計要求であり、代替設備の機能としては単一系統により満足するため、考慮不要	○	△	単一故障は、DB設備の多重性、多様性、独立性を確認するためのものであることから、考慮不要とする	△	単一故障は、DB設備の多重性、多様性、独立性を確認するためのものであることから、考慮不要とする	
	物理的分離	要	ただし、DB区分分離ではなく、DBと代替設備との機能分離を考慮する	○	○	DB設備と分離された設計となっている	○	DB設備と分離された設計となっている	
	構造強度及び機能維持（荷重組合せ）	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	△	「地震中の機能維持について加振試験での検証が必要	△	「地震中の機能維持について加振試験での検証が必要	
	共用の排除	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要（代替機能に影響する場合の共用は不可。DBとの共用、号炉間の共用）	○	○	共用する設計となっていない	○	共用する設計となっていない	
	試験可能性	否	代替設備の機能要求として関係ないため考慮不要（結果的にSA設備に対しても考慮されている）	○	○	運転可能性を確認するため定期的な試験ができる設計となっている	○	運転可能性を確認するため定期的な試験ができる設計となっている	
	必要容量	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	モード5での必要負荷を2545kWと想定した場合、問題無し	×	モード5での必要負荷を2545kWと想定した場合、2台接続としても対応不能。	
	連続運転期間（燃料容量）	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	発電所内の燃料貯蔵設備に定格出力で7 日間以上連続運転できる容量を保有する設計となっている	○	発電所内の燃料貯蔵設備に定格出力で7 日間以上連続運転できる容量を保有する設計となっている	
外的事象	耐震	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	基準地震動に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	○	基準地震動に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	
	耐津波	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	基準津波に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	○	基準津波に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	
	耐その他外的事象	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	その他外的事象に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	○	その他外的事象に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	
総合評価					代替可能（非常用発電機としてみなすことが可能）	・モード5による必要負荷を大容量発電機の容量以下に制限することにより、代替は可能 ・起動までの時間的制約については、事前に系統構成を行い、体制を整備することにより対応する。	代替不可	・モード5による必要負荷を中容量発電機2台接続した場合でもポンプの起動電流が発電機車容量を上回るため、代替は不可	

○：基準を満たす
△：基準を満たさないものの、影響はなし
×：基準を満たさない

※1：ミッドルーブ運転時等の進展の早いプラント状態時は、ディーゼル発電機は1台動作可能状態であり、1トレンの安全系機器は使用可能であること、及び中容量発電機車の事前系統構成等を行うことにより対応可能と考える。

©Atomic Energy Association 2021

表 3.2.1-3　DB 設備の機能に対する SA 設備等の機能の整理（運転時電源：PWR の一例）

モード1～4

ディーゼル発電機（DB設備）の設計要求		DB機能代替として考慮すべき事項		ディーゼル発電機（DB設備）基準適合性	大容量空冷式発電機（SA設備）		中容量発電機車（SA設備）		
					基準適合性	評価	基準適合性	評価	
設置許可添付八より	外電喪失 外部電源が完全に喪失した場合に、発電所の保安を確保し、安全に停止するための電源を供給する	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	×	容量が不足、及び起動に時間を要するため、基準を満たさない	×	容量が不足、及び起動に時間を要するため、基準を満たさない	特重施設のためマスキング
	事故 工学的安全施設作動のための電源を供給する	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	×	容量が不足、及び起動に時間を要するため、基準を満たさない	×	容量が不足、及び起動に時間を要するため、基準を満たさない	
ディーゼル発電機設計方針（設置許可申請書より）	自動起動	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	△	手動起動であり、基準を満たさないが、運転員により速やかに手動起動する手順を整備し、訓練を実施することから問題なし	×	手動起動であり、基準を満たさない。	
	単一故障	否	DBにおける設計要求であり、代替設備の機能としては単一系統により満足するため、考慮不要	○	△	単一故障は、DB設備の多重性、多様性、独立性を確認するためのものであることから、考慮不要とする	△	単一故障は、DB設備の多重性、多様性、独立性を確認するためのものであることから、考慮不要とする	
	物理的分離	要	ただし、DB区分分離ではなく、DBと代替設備との機能分離を考慮する	○	○	DB設備と分離された設計となっている	○	DB設備と分離された設計となっている	
	構造強度及び機能維持（荷重組合せ）	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	×	「地震中の機能維持について加振試験での検証が必要（ただし、車両のため困難）	×	「地震中の機能維持について加振試験での検証が必要（ただし、車両のため困難）	
	共用の排除	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要（代替機能に影響する場合の共用は不可。DBとの共用、号炉間の共用）	○	○	共用する設計となっていない	○	共用する設計となっていない	
	試験可能性	否	代替設備の機能要求として関係ないため考慮不要（結果的にSA設備に対しても考慮されている）	○	○	運転可能性を確認するため定期的な試験ができる設計となっている	○	運転可能性を確認するため定期的な試験ができる設計となっている	
	必要容量	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	△	容量が不足するため、基準を満たさないが、必要補機のみを手動起動する運用であれば問題なし	×	容量が不足するため、基準を満たさない（2台並列運転を行うことで必要容量を補える可能性はあるが、対応に時間を要する）	
	連続運転期間（燃料容量）	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	発電所内の燃料貯蔵設備に定格出力で7 日間以上連続運転できる容量を保有する設計となっている	○	発電所内の燃料貯蔵設備に定格出力で7 日間以上連続運転できる容量を保有する設計となっている	
外的事象	耐震	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	基準地震動に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	○	基準地震動に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	
	耐津波	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	基準津波に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	○	基準津波に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	
	耐その他外的事象	要	代替設備が期待される性能要求として考慮が必要	○	○	その他外的事象に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	○	その他外的事象に対して、必要な機能が損なわれる恐れがないような設計となっている。	
総合評価					一部の機能を代替可能	・必要補機を手動起動にて対応可能であれば、代替可能 ・外部電源喪失及び工学的安全施設の作動信号（シーケンスによる起動）には代用不可	代替不可	電源容量及び電源供給までに時間を要することから代替は困難である。	

○：基準を満たす
△：基準を満たさないものの、影響はなし
×：基準を満たさない

©Atomic Energy Association 2021

表 3.2.4-1　DB 設備等の PRA モデル化有無による AOT 検討対象絞り込み（PWR の一例）

条	項目	運転上の制限の概要	DB 設備 PRA モデル	対応する重大事故等対処設備等	SA 設備等 PRA モデル
36	1次冷却系ーモードー ド3ー	蒸気発生器による熱除去系が動作可能	○ （停止時 PRA）	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク	○ （停止時 PRA）
				［原子炉圧力バウンダリの減圧操作機能］ （特重施設） ［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）	×
37	1次冷却系ーモードー ド4ー	余熱除去系、蒸気発生器による熱除去系が動作可能	○ （停止時 PRA）	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク ［炉心注水］ 充てんポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク ［代替炉心注水］ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー ［2次系からの除熱（注水）］ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器 ［2次系からの除熱（蒸気放出）］主蒸気逃がし弁 ［2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）］ 電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器	○ （停止時 PRA）
				［原子炉圧力バウンダリの減圧操作機能］ （特重施設） ［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）	×
38	1次冷却系 ーモード5（1次冷却系満水）ー	余熱除去系が動作可能、蒸気発生器水位が制限値を満足	○ （停止時 PRA）	（同上）	○ （停止時 PRA）
39	1次冷却系 ーモード5（1次冷却系非満水）ー	余熱除去系が動作可能	○ （停止時 PRA）	［炉心注水］ 充てんポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク ［代替炉心注水］ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー ［2次系からの除熱（リフラックス冷却）］ 主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、電動補助給水ポンプ	○ （停止時 PRA）
				［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）	×
40	1次冷却系 ーモード6（キャビティ高水位）ー	余熱除去系が動作可能、1次冷却材温度が制限値を満足	×	（同上）	×
41	1次冷却系 ーモード6（キャビティ低水位）ー	余熱除去系が動作可能、1次冷却材温度が制限値を満足	×	（同上）	×
44	加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁が動作可能	○	［2次冷却系からの除熱（注水）］ タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器 ［2次冷却系からの除熱（蒸気放出）］ 主蒸気逃がし弁	○
51	非常用炉心冷却系 ーモード1、2および3ー	高圧注入系（高圧注入ポンプ）、低圧注入系（余熱除去ポンプ）が動作可能	○ （モード3は停止時 PRA）	［炉心注水］ 充てんポンプ、燃料取替用水タンク、 ［代替炉心注水］ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	○
				［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）	×
52	非常用炉心冷却系 ーモード4ー	高圧注入系、充てん系、低圧注入系が動作可能	○ （停止時 PRA）	［炉心注水］ 充てんポンプ、燃料取替用水タンク、 ［代替炉心注水］ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	○ （停止時 PRA）
				［炉内の溶融炉心の冷却機能］ （特重施設）	×
63	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁が手動開弁可能	○	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、蓄圧タンク	○
64	補助給水系	補助給水系（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ）が動作可能	○	［1次冷却系統のフィードアンドブリード］ 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、蓄圧タンク	○

©Atomic Energy Association 2021

条	項目	運転上の制限の概要	DB 設備 PRA モデル	対応する重大事故等対処設備等	SA 設備等 PRA モデル
66	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系が動作可能	○	[2次系からの除熱(注水)] 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器 [2次系からの除熱(蒸気放出)]主蒸気逃がし弁(人力) [格納容器内自然対流冷却] 格納容器再循環ユニット(A及びB)、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー、可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口/出口用) [代替補機冷却] 中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	○
67	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系が動作可能	○	(同上)	○
68	制御用空気系	制御用空気系統の圧力が制限値を満足	○	なし [主蒸気逃がし弁の機能回復]主蒸気逃がし弁(手動) [加圧器逃がし弁の機能回復] 窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	×
				[原子炉圧力バウンダリの減圧操作機能] (特重施設)	×
73	ディーゼル発電機ーモード1、2、3および4ー	非常用ディーゼル発電機が動作可能、燃料油サービスタンクの貯油量が制限値を満足	○ (モード3及び4は停止時PRA)	[代替電源(交流)による給電] 非常用ガスタービン発電機(非常用ガスタービン発電機燃料貯油槽含む)、空冷式非常用発電装置(重油タンク、ミニローリー含む)、 300kVA 電源車(300kVA 電源車用変圧器、軽油タンク、ミニローリー含む)	○ (モード3及び4は停止時PRA)
				[電源設備] (特重施設)	×
74	ディーゼル発電機ーモード5、6ほかー	非常用ディーゼル発電機が動作可能、燃料油サービスタンクの貯油量が制限値を満足	○ (停止時PRA)	(同上)	○ (停止時PRA)
75	ディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気	非常用ディーゼル発電機の燃料油貯油槽等の油量、潤滑油タンクの油量および起動用空気貯槽圧が制限値を満足	○	(同上)	×
76	非常用直流電源ーモード1、2、3および4ー	非常用直流電源(蓄電池および充電器)が動作可能	○ (モード3及び4は停止時PRA)	[非常用電源(直流)による給電]蓄電池(非常用) [代替電源(直流)による給電] 蓄電池(重大事故等対処用)、蓄電池(3系統目)、可搬型直流電源装置(75kVA 電源車、可搬型整流器)、軽油タンク、ミニ ローリー)	○ (モード3及び4は停止時PRA)
77	非常用直流電源ーモード5、6ほかー	所要の設備維持に必要な非常用直流母線に接続する系統(蓄電池および充電器)が動作可能	○ (停止時PRA)	[非常用電源(直流)による給電]蓄電池(非常用) [代替電源(直流)による給電] 蓄電池(重大事故等対処用)、蓄電池(3系統目)、可搬型直流電源装置(75kVA 電源車、可搬型整流器)、軽油タンク、ミニローリー)	○ (停止時PRA)
78	所内非常用母線ーモード1、2、3および4ー	非常用高圧母線、非常用低圧母線、非常用直流母線、非常用計装用母線が受電	○ (モード3及び4は停止時PRA)	[代替所内電気設備による給電] 非常用ガスタービン発電機、非常用ガスタービン発電機燃料貯油槽、空冷式非常用発電装置、重油タンク、ミニローリー、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器	×
				[電源設備] (特重施設)	?
79	所内非常用母線ーモード5、6ほかー	所要の設備維持に必要な非常用高圧母線、非常用低圧母線、非常用直流母線、非常用計装用母線が受電	○ (停止時PRA)	(同上)	×

©Atomic Energy Association 2021

表 3.2.4-2　PRA による AOT 検討対象条文のスクリーニング（PWR の一例）

条	項目	要求事項	完了時間（AOT）	Before(DB+AM)			After(DB+AM+SA)		
				CDF1	ΔCDF1	ICCDP①	CDF2	ΔCDF2	ICCDP②
44	加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁	すべてが動作可能	0.0417	7.70E-06	3.6E-06	4.1E-10	2.94E-06	3.3E-06	3.7E-10
51	非常用炉心冷却系 －モード１、２及び３－								
	・高圧注入系	２系統が動作可能	10		2.1E-06	5.7E-08		2.4E-06	6.4E-08
	・低圧注入系	２系統が動作可能	10		2.6E-06	7.2E-08		2.9E-06	8.0E-08
63	主蒸気逃がし弁	手動で開弁可能	7		2.2E-06	4.3E-08		2.9E-06	5.6E-08
64	補助給水系	・モード１～３ 電動補助給水ポンプによる２系統およびタービン動補助給水ポンプによる１系統動作可能 ・モード４（蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合） 電動補助給水ポンプ１系統以上動作可能	10		1.2E-05	3.4E-07		1.2E-05	3.4E-07
66	原子炉補機冷却水系	２系統動作可能	10		4.6E-06	1.3E-07		4.6E-06	1.2E-07
67	原子炉補機冷却海水系	２系統動作可能	10		1.7E-05	4.7E-07		7.5E-06	2.1E-07
72	ディーゼル発電機 －モード１、２、３及び４－	・非常用ディーゼル発電機２基動作可能 ・燃料油サービスタンク貯油量870L以上	10		7.9E-06	2.2E-07		1.8E-06	5.0E-08
75	非常用直流電源 －モード１、２、３および４－	２系統（蓄電池および充電器）動作可能	10		1.3E-05	3.6E-07		3.7E-06	1.0E-07

©Atomic Energy Association 2021

4. SA 設備等に対する LCO 等設定の見直し

作成中

©Atomic Energy Association 2021

5. おわりに

©Atomic Energy Association 2021

6. 参考資料

©Atomic Energy Association 2021

添付１

LCO 逸脱時の措置の充実に係る保安規定記載例

LCO 逸脱時の措置の充実として、DB 設備の LCO 逸脱時に SA 設備等の動作可能性確認等を行う場合の保安規定記載例を下表に示す。

現行保安規定では、DB 設備の LCO 逸脱時の措置 A.2 により健全側系統の起動により動作可能であることを確認することを規定している。SA 設備等については、下線のとおり措置 A.3 として、「同様の機能を有する重大事故等対処設備等」が動作可能であることを確認することを追加する。

また、動作可能確認の対象設備は、必要に応じ準備時間短縮等に係る補完措置を実施することも含め、現行保安規定の SA 条文や特重施設に関する条文と同様に注釈として記載する。

DB 条文（現状）

第７４条　ディーゼル発電機　－モード１、２、３および４－

表７４－３

条　件	要求される措置	完了時間
A.ディーゼル発電機１基が動作不能※4である場合	A.1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りのディーゼル発電機を起動（無負荷運転）し、動作可能であることを確認する。	１０日 ４時間 その後の１日に１回
B.条件Ａの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、残りのディーゼル発電機を運転状態（負荷運転）にする。 および B.2 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３０日
C.ディーゼル発電機１基が動作不能である場合 および 動作可能な外部電源が１回線である場合	C.1 当直課長は、動作不能となっているディーゼル発電機１基または外部電源１回線を復旧する。	１２時間
D.条件ＢまたはＣの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード３にする。 および D.2 当直課長は、モード５にする。	１２時間 ５６時間

※４：燃料油サービスタンクの貯油量（保有油量）が制限値を満足していない場合を含む（以下、本条において同じ）。

DB 条文（変更後）

第７４条　ディーゼル発電機　－モード１、２、３および４－

表７４－３

条　件	要求される措置	完了時間
A. ディーゼル発電機１基が動作不能※4である場合	A.1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りのディーゼル発電機を起動（無負荷運転）し、動作可能であることを確認する。 および A.3 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備等※5が動作可能であることを確認する※6。	３０日 ４時間 その後の１日に１回 ４時間
B. ディーゼル発電機１基が動作不能である場合 および 動作可能な外部電源が１回線である場合	B.1 当直課長は、動作不能となっているディーゼル発電機１基または外部電源１回線を復旧する。 および B.2 当直課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備等※5が動作可能であることを確認する※6。	１２時間 ４時間
C. 条件ＡまたはＢの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード３にする。 および C.2 当直課長は、モード５にする。	１２時間 ５６時間

※４：燃料油サービスタンクの貯油量（保有油量）が制限値を満足していない場合を含む（以下、本条において同じ）。
※５：「表８５－１５　電源設備」、または「特重施設」をいう。
※６：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

©Atomic Energy Association 2021

DB 条文（現状）

第５２条　非常用炉心冷却系－モード１、２および３－

表５２－３

条　件	要求される措置	完了時間
A.高圧注入系１系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	１０日 ４時間 その後の８時間に１回
	（低圧注入系　記載略）	
C.条件ＡまたはＢの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード３にする。 および C.2 当直課長は、モード４にする。	１２時間 ３６時間

DB 条文（変更後）

第５２条　非常用炉心冷却系－モード１、２および３－

表５２－３

条　件	要求される措置	完了時間
A.高圧注入系１系統が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 および A.3 当直課長は、当該系統と同様の機能を有する重大事故等対処設備等※4が動作可能であることを確認する※5。	１０日 ４時間 その後の８時間に１回 ７２時間
	（低圧注入系　記載略）	
C.条件ＡまたはＢの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード３にする。 および C.2 当直課長は、モード４にする。	１２時間 ３６時間

※４：「表８５－４　炉心注水をするための設備」または「特重施設」をいう。

※５：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。また、「動作可能であること」とは、当該系統に要求される準備時間を満足させるために、当該系統と同様な機能を持つ重大事故等対処設備を設置し、接続口付近までのホースを敷設する補完措置が完了していることを含む。

©Atomic Energy Association 2021

添付 2

LCO 逸脱時の措置に伴う現場確認の充実について

1. LCO 逸脱時における取り組みの考え方

これまで、LCO 逸脱時には健全側設備の動作確認を実施し、その際、現場においても異音、異臭、振動、漏えい等のないことを確認している。

安全機能を有する設備が待機除外となった場合、プラントのリスクが増加する。動作確認は設備のランダム故障の可能性が小さいことを確認する行為であり、主として内的事象リスクの上昇を抑制することに寄与する。外的事象リスクの増加に対しては現場の状態確認が有効であり、これまで実施してきたことに加え、充実すべき事項を抽出した。

原子炉のリスクには、いわゆる内的事象（設備等のランダム故障やヒューマンファクター等を要因とするリスク）により生ずるものと外的事象（プラント内外の自然発生的あるいは人為的なハザードを誘引とするリスク）により生ずるものとがある（表１）。

表１　事象・ハザードの分類と具体例

内的事象	外的事象		
	内部ハザード	外部ハザード	
		自然ハザード	人為ハザード
・機器のランダム故障 ・人的過誤 ・外部電源の喪失	・内部火災 ・内部溢水 ・内部ミサイル ・内部爆発 ・重量物落下 ・化学物質放出 ・その他	・地震 ・津波 ・外部火災 ・強風 ・火山噴火 ・隕石落下 ・生物学的現象 ・異常気象 ・その他	・原子力施設外での爆発 ・原子力施設外での化学物質放出 ・航空機落下 ・意図的な不法行為 ・その他

これらの外的事象に対しては、新規制基準において必要な措置が求められ、プラントを再稼働するにあたって十分なリスク低減措置がなされている状況にある。

現場の状態確認を充実させるため、各種の外的事象の特徴を踏まえ、LCO 対象設備の一つが待機除外になった場合に有意なリスクを有する外的事象に対するリスク低減の取り組みを検討した。

2. LCO 逸脱時の外的事象に対する追加措置

LCO 逸脱時に，代替設備の機能確認（動作確認）に加え，外的事象に対する考慮が確保されていることを補完的に確認する。

現状の保安規定（第 17 条体制の整備及び添付 2）では，要員の確保、教育訓練、資機材管理、手順書の整備、定期的な評価などについて、これら外的事象に対する設備管理や運用が日常的に維持され，PDCA を回すプロセスとなっている。

これを踏まえ、LCO 逸脱時においては，代替設備が設置された区画に注目し，外的事象によるリスクを低減するよう，現場確認を実施する。

©Atomic Energy Association 2021

なお、厳密には当該設備に接続するケーブルや計器等は当該設備と異なる場所に設置されているものもあり、その箇所も外的影響を受けうるが，動作確認時の現場確認に合わせて当該設備の区画に対して現場確認する。

(1)内部ハザードに対して

- ✓ 内部ハザードは発生リスク，影響範囲を踏まえ，内部溢水，内部火災に対し追加措置を実施する。
- ✓ LCO 逸脱時において，代替設備が設置されている重要区画（ポンプ室，電気品室等）の防護対策について，内部溢水、内部火災の観点で（例；防火扉，水密扉の閉状態，仮置き資機材等による可燃性物質，排水路の阻害有無　等），確認を行う。
- ✓ なお，既に日々の巡視点検における要領，手順書等において上記観点は包絡され実施されているが，LCO 逸脱時にはリスクが増加していることに鑑み、同様な観点にて対象区画を選定し改めて実施する。
- ✓ なお、代替設備が建屋外に設置されている場合，追加措置は不要。

(2)自然ハザードに対して

- ✓ 自然ハザードは、「３．自然ハザードへの取り組み」で述べたとおり、地震に対し考慮する。
- ✓ 代替設備の耐震健全性については，設備の設置状況や波及的影響防止の観点（代替設備やサポートの周囲に資機材や足場等が設置されていないか　等）で確認し，また，代替設備同士の位置的分散が図られていることを確認する。

(3)人為ハザードに対して

- ✓ 人為ハザードは意図的な不法行為（テロ）に対し考慮する。
- ✓ 代替する設備の区画の立ち入り規制，監視強化（巡視点検頻度増加，カメラ等による監視）等，現場の状況に応じて適切な措置を選択する。

○LCO 逸脱時の外的事象に対する追加措置のまとめ

ハザード	確認範囲	確認の観点
内部火災・内部溢水	代替設備が設置された区画（ポンプ室，電気品室等）	➢ バウンダリ（防火扉，水密扉の閉状態）の管理状況 ➢ 仮置き資機材等による可燃性物質,排水路の阻害有無等
地震		➢ 代替設備周囲の資機材等の設置状況 ➢ サポートへの足場材設置等の追加荷重の有無　等代替設備同士の位置的分散が図られていること （位置的分散が自明なものは機能確認に含む）
意図的な不法行為（テロ）		➢ 監視強化 （巡視頻度増，又はカメラ等による監視，立入規制等）

以上

©Atomic Energy Association 2021

添付 3

リスク評価の手法

1. はじめに

新規制基準に適合した発電所は、SA 設備等を整備することで DB 設備の LCO 逸脱時のリスクも低減している。よって、この低減の効果が大きい場合には、LCO 逸脱に伴うリスクを SA 設備等の整備前よりも増大させない範囲において、すなわち安全性を損わない範囲で AOT を変更（延長）することが可能となる。

以下に、リスク低減の効果を測る指標及びリスク低減に伴う AOT の変更の考え方について検討した。

2. 使用するリスク指標及び判断基準

使用するリスク指標として、AOT 評価を規定した米国 NRC の R.G.1.177[1]で用いられている条件付き炉心損傷確率増分（ICCDP：incremental conditional core damage probability、以下 ICCDP という。）がある。

右図では、縦軸が炉心損傷頻度（以下、CDF という）で、LCO 逸脱時の CDF と、基準状態（LCO 逸脱のない状態）の CDF との差が Δ CDF である。ICCDP は Δ CDF と AOT の積で定義される。

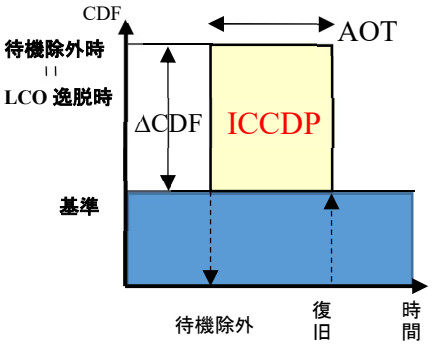

図 1 リスク指標の概念図
(CDF の例)

本検討においても、LCO 逸脱に伴うリスク増分及び AOT が直接反映される ICCDP をリスク指標として用いることとする。（リスクの増分でなく絶対値を使用することも考えたが、基準の CDF が加算されることで LCO 逸脱に伴うリスクが薄まってしまうことから採用しなかった。）

次にリスク指標に対する判断基準として、以下の２通りについて考察した。

手法１：（R.G.1.177 で採用されている手法を準用）新規制基準適合後の当該 DB 設備 LCO 逸脱時の ICCDP に上限値（1.0×10^{-6}）を設定し、上限値以下となる範囲で AOT 変更の可否を判断。

手法２：新規制基準適合前の当該 DB 設備 LCO 逸脱時の ICCDP を超えない範囲で AOT 変更の可否を判断。

手法１は、米国での AOT 評価と同じ手法ではあるが、定量的なリスク評価手法定着している米国で採用されている基準値である 1.0×10^{-6} が、国内でも採用できるかどうか、

[1] AN APPROACH FOR PLANT-SPECIFIC, RISK-INFORMED ECISIONMAKING: TECHNICAL SPECIFICATIONS

©Atomic Energy Association 2021

議論の余地がある。

一方、手法２は設備の LCO 逸脱時のリスク増分を SA 設備等の導入前と同等以下に抑える、すなわち安全性が向上する範囲での AOT の変更であることから、手法２を採用することとする。

上記では、炉心損傷防止の機能を有する DB 設備を念頭に、CDF を基に検討を行った。一方、格納容器スプレイ設備のような格納容器破損防止の機能を有する DB 設備については、格納容器機能喪失頻度（以下、CFF という）を基に、上記と同様に考える（図１の縦軸を CFF に変更して考える）[2]。すなわち、CFF の条件付き格納容器損傷確率増分（ICCFP: incremental conditional containment failure probability、以下 ICCFP という。）を用い、新規制基準適合前の“当該 DB 設備 LCO 逸脱時の ICCFP”を超えない範囲で AOT 変更の可否を判断する。

2. 使用する PRA モデル

現在、SDP 評価用の PRA モデルが NRA により品質確認がなされてきており、ICCDP 等の計算に使用する PRA モデルはこの動向を踏まえた最新の内的事象の運転時レベル 1 PRA モデルを用いる。ICCFP 等の計算には内的事象レベル 1.5PRA モデルを活用する。

3. 評価手順

新規制基準前に保安規定に規定された LCO 逸脱時のリスクレベルを確認する観点から、新規制基準前の状態（DB 設備及び AM をモデル化）での LCO 逸脱の有無に応じた CDF を計算し、ICCDP 等を算出する（図２の積算リスク［1］; $ICCDP_1$）

新規制基準以降のリスクレベルを確認する観点から、新規制基準後の状態（DB 設備、AM＋SA 設備等を考慮）での LCO 逸脱の有無に応じた CDF を計算し、ICCDP 等を算出する。（図２の積算リスク［2］; $ICCDP_2$）

[2] R.G.1.177 では、早期大規模放出頻度（以下、LERF という。）の条件付き早期大規模放出確率増分（ICLERP：incremental conditional large early release probability、以下 ICLERP という。）もリスク指標とし、基準は 1×10^{-7} とされている

©Atomic Energy Association 2021

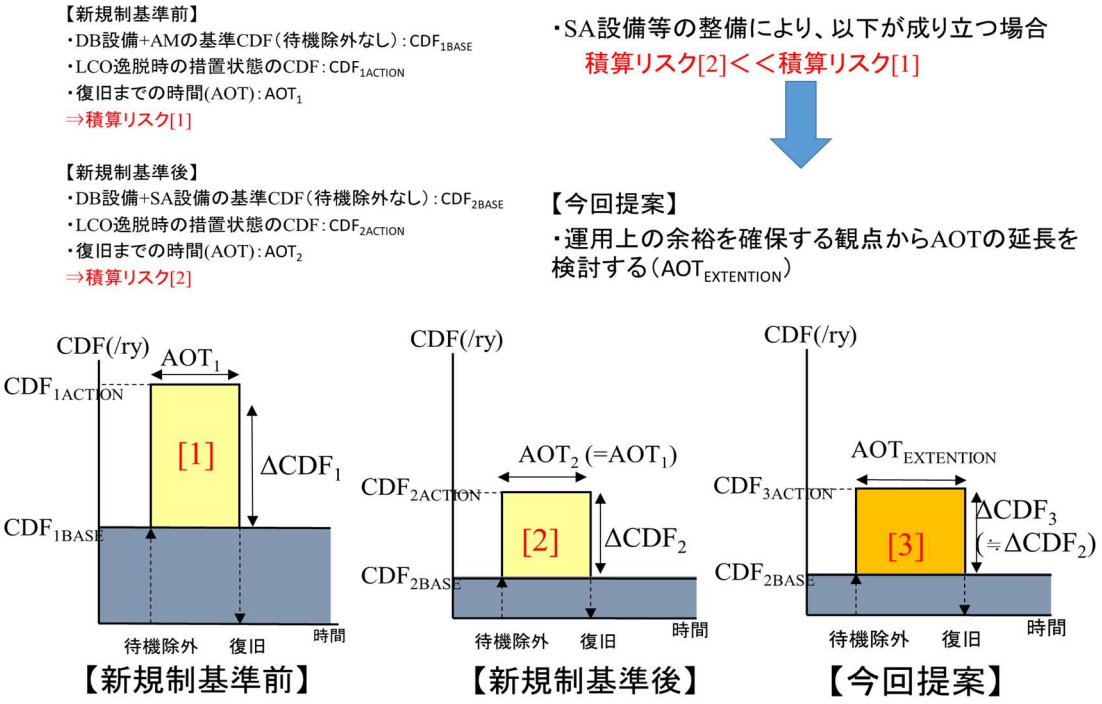

図 2　PRA モデルとリスク評価手法（CDF の例）

（参考：ICCDP 等の計算方法）

対象となる一つの DB 設備が故障等により LCO 逸脱となった場合の炉心損傷頻度（CDF_{ACTION}）は、ベースとなる炉心損傷頻度（全ての DB 設備が健全時の炉心損傷頻度, CDF_{BASE}）と当該 DB 設備のリスク増加価値（以下、RAW という。）を用いて簡易的に以下のとおり算出できる。

CDF_{ACTION} =RAW×CDF_{BASE}

ICCDP＝ΔCDF［／炉年］×AOT［日］／365［日］

＝（RAW - 1）×CDF_{BASE}×AOT［日］／365［日］

ΔCDF= CDF_{ACTION} - CDF_{BASE} = RAW×CDF_{BASE} - CDF_{BASE} ＝（RAW - 1）×CDF_{BASE}

※各パラメータについて新規制基準前は添字として「1」を、後は「2」を記載。

3.1 炉心損傷防止の機能を有する DB 設備の評価手順

新規制基準前後の積算リスクを比較し、; $ICCDP_1$に対して $ICCDP_2$が十分に小さいと判断した場合は、新規制基準前の積算リスクと等しくなる時間（$AOTE_{XTENTION}$＝$ICCDP_1$/ΔCDF２）を算出し、新しい AOT を $AOTE_{XTENTION}$を超えない範囲で設定する。なお、リスク評価の結果として極めて長期の AOT が許容される場合でも現実的な復旧時間を考慮し、過度に長期の AOT とならないよう現在の AOT の最大である 30 日[3]を超えないよ

[3] 米国 RMTS(Risk-Managed Technical Specifications)の取組で最長の AOT として設定されている Back Stop が 30 日となっている。

©Atomic Energy Association 2021

うに設定する。

なお、$ICCDP_1$に対して$ICCDP_2$が増加する場合もありうる。これは、SA 設備等の導入で、CDF は低減されるものの、個別の事故シーケンスごとに見た場合、SA 設備等の導入で成功パスが増えることで ICCDP（ΔCDF）が相対的に上昇するためである（SA 設備の導入に伴い高圧注水系が寄与する新たな事故シーケンスが加わった等）。

このような場合は、ICCDP だけでなく、CDF の状況も考慮して総合的に判断することとする。例えば、全 CDF が低減し新規制基準導入前よりも全般的にリスクが低減している場合には、AOT の短縮はせず、現状通りとする。

3.2 格納容器破損防止の機能を有する DB 設備の評価手順

3.1 の CDF を CFF に、ICCDP を ICCFP にそれぞれ読み替え、同様の手順で AOT を検討する。

以　上

©Atomic Energy Association 2021

解説 1

欧米における LCO 設定

1. 米国

(1)LCO の要件

米国では、10CFR50.36 Technical specifications.にて LCO の設定要件 4 つが記されている。

(A) Criterion 1. Installed instrumentation that is used to detect, and indicate in the control room, a significant abnormal degradation of the reactor coolant pressure boundary.

(B) Criterion 2. A process variable, design feature, or operating restriction that is an initial condition of a design basis accident or transient analysis that either assumes the failure of or presents a challenge to the integrity of a fission product barrier.

(C) Criterion 3. A structure, system, or component that is part of the primary success path and which functions or actuates to mitigate a design basis accident or transient that either assumes the failure of or presents a challenge to the integrity of a fission product barrier.

(D) Criterion 4. A structure, system, or component which operating experience or probabilistic risk assessment has shown to be significant to public health and safety.

Criterion 3 で記載されているように、設計基準事故・過渡において緩和措置として機能する設備に対し LCO 設定が求められており、米国の Standard Technical Specification の多くの LCO はこの要件に対応するものとなっている。

(2)FLEX 設備の要件

米国では SA 設備等に類似の設備として FLEX (Diverse and Flexible Coping Strategies)（以下「FLEX」という。）に使用される設備が挙げられる。FLEX 設備は設計基準を超えた状態で使用される設備であり、米国テックスペックで LCO の対象になっておらず、NRC がエンドースした NEI のガイドライン（NEI 12-06）[1]に従い、各発電所のマニュアルにて管理されている（添付）。

NEI 12-06 では、FLEX 設備の状態でプラント運転を制限する要求はなく、11.5 MAINTENANCE AND TESTING の 4.において機能性（functionality）に関する記述がある。まず、FLEX 設備は発電所単位で N の能力が要求されており（発電所全体で 1 プラントの安全機能の 100%能力に相当）、この能力を満たさない場合、24 時間以内に復旧活動を開始し、7 日以内若しくは外的事象が予想される前に補償措置をとることが要求されている。

©Atomic Energy Association 2021

2. 欧州

欧州に関しては公開情報が限られていることから、LCO 設定の例として、WENRA（Western European Nuclear Regulators' Association）の要件(WENRA Safety Reference Level for Existing Reactors 2020)を示す。

(1)LCO の要件

Issue H として Operational Limits and Conditions (OLCs)の要件等が記載されている。なお、WENRA の示す OLCs は米国や我が国の LCO より広い範囲を扱っている。

H1.1 OLCs shall be developed to ensure that plants are operated in accordance with design assumptions and intentions as documented in the Safety Analysis Report (SAR).

H1.2 The OLCs shall define the conditions that must be met to prevent situations that might lead to accidents or to mitigate the consequences of accidents should they occur.

H2.1 Each established OLC shall be justified based on plant design, safety analysis and commissioning tests.

H1.1 では、安全解析書（SAR）に記載の設計上の仮定や意図に従って運転されるように OLCs が規定されねばならないとされている。

(2)SAR の記載内容

Issue N: Contents and Updating of Safety Analysis Report (SAR)において、SAR に記載する内容が示されている。

N2.7 The SAR shall include justification that it adequately demonstrates that the plant fulfils relevant safety requirements. The SAR shall describe the safety analyses performed to assess the safety of the plant in response to anticipated operational occurrences, design basis accidents and design extension conditions against safety criteria and radiological release limits. Safety margins shall be described.

我が国の SA 設備等と類似の設備は、Design Extension Condition(DEC)に対応する設備で、Issue F: Design Extension of Existing Reactors に規定されており、SAR においても記載されるようになっている。

すなわち、欧州においては我が国の SA 設備に相当する設備（DEC 設備）に対しても LCO を設定する要求がある。

参考文献

[1] NEI 12-06 rev.4," DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE", December 2016

以上

©Atomic Energy Association 2021

添付

FLEX 設備の管理要求（Indian Point-2 の例）

Tech.Spec.の下位文書として、Technical Requirements Manual(TRM)があり、この中の「3.10 BEYOND DESIGN BASIS COMPONENTS」において FLEX 設備に対する管理要求が記述されている。

LCO に相当するのが TECHNICAL REQUIREMENTS FOR OPERATION (TRO)で、FLEX 設備毎に機能達成に必要な数とスペア要求に基づく数が規定されている（TABLE 3.10.A-1）。適用は常時であるが、燃料が原子炉から取り出された場合には除外される規定となっている。なお、サーベイランスに関しては TRO で管理するものではないとしている。

TRM 3.10 BEYOND DESIGN BASES COMPONENTS

TRM 3.10.A Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Equipment

TRO 3.10.A The FLEX equipment specified in TRM Table 3.10.A-1 shall be FUNCTIONAL:

APPLICABILITY: At all times.

TRM Table 3.10.A-1

FLEX EQUIPMENT THAT DIRECTLY PERFORMS A FLEX MITIGATION STRATEGY FOR THE KEY SAFETY FUNCTIONS

COMPONENT	NUMBER REQUIRED TO SUPPORT FLEX STRATEGIES (Column 1)	NUMBER TO MEET FLEX SPARE REQUIREMENTS (Column 2)
600KW FLEX Diesel Generator(1) (FLEX-PDG-1C / FLEX-PDG-1B)	1	2
RCS Inventory Makeup Pump(1) (FLEX-P-1C / FLEX-P-1B)	1	2
SFP Makeup Pump (FLEX-P-2C / FLEX-P-2B)	1	2
Steam Generator Makeup Pump(1) (FLEX-P-3C / FLEX-P-3B)	1	2
CST Makeup Pump(1)with spool piece (FLEX-P-4C / FLEX-P-4B)	1	2

(1) Component FUNCTIONALITY is NOT required if reactor pressure vessel is defueled.

ACTION（TRO 逸脱時の措置）としては、スペア要求数と機能達成数のそれぞれについて記述されている。

©Atomic Energy Association 2021

スペア要求数を満たさない場合（ACTION-A）、90 日以内に設備を復旧すること、15 日以内に復旧できない場合には OSRC[1]に 14 日以内に報告することとされている。ACTION-A を満足しない場合（90 日以内に復旧しない場合）、代替設備をすみやかに準備することとされている（ACTION-B）。

機能達成数を満たさない場合（ACTION-C）、24 時間以内に FLEX 機能を復旧することとされている。ACTION-C を満たさない場合、補償措置をすみやかに準備することとされている（ACTION-D）。

ACTIONS

CONDITION	REQUIRED ACTION	COMPLETION TIME
A. One or more FLEX components specified in TRM Table 3.10.A-1 does not meet the Column 2 FUNCTIONAL requirements.	A.1 Restore the FLEX component to Column 2 FUNCTIONAL status AND A.2 If not restored within 15 days, present a report to OSRC giving why out of service and plan to repair	90 days 14 days
B. Action A.1 completion time not met. OR One or more FLEX components specified in TRM Table 3.10.A-1 does not meet the Column 2 FUNCTIONAL requirements during a forecast site specific external event.	B.1 Initiate actions to supplement the FLEX component with alternate suitable equipment	Immediately
C. One or more FLEX components specified in TRM Table 3.10.A-1 does not meet the Column 1 FUNCTIONAL requirements.	C.1 Restore site FLEX capability to Column 1 FUNCTIONAL status	24 hours
D. Required Action and associated Completion Time of Condition C not met.	D.1 Initiate actions to implement compensatory measures	Immediately

以上

[1] OSRC（On-Site Safety Review Committee）はプラントが規制要件を満たして運転されることを保証するための追加的な独立組織でマネージャークラスで構成され、GMPO にレポートする。
GMPO（General Manager, Plant Operations）は Tech.Spec.に規定されるプラントマネージャーで、SVP-IPEC にリポートする。
SVP-IPEC（Site Vice President – Indian Point Energy Center）は、発電所長

©Atomic Energy Association 2021

解説 2

AOT の上限について

AOT は当該プラント状態のリスクを抑制するものであり、設備の信頼性評価や実際の設備の復旧時間等を考慮して設定されてきたものである。

リスク情報活用の進展によりプラント状態に応じたリスク評価が可能となり、AOT も定量的リスク評価を活用して設定することができるようになった。米国ではリスク情報を活用したテックスペックの改善に関する規制ガイドがR.G.1.177[1]として1998年に発行され、2011 年には改訂がなされている。

米国ではオンラインメンテナンスが日常的になされており、近年では、プラントの設備状態に応じて AOT を動的に割り付ける RMTS（Risk-Managed Technical Specifications）の取組が NEI06-09[2]としてまとめられ、NRC にエンドースされている。

この取組でのひとつの特徴として、リスク上昇（ΔCDF）が小さい設備のメンテナンスでは評価上、100 日を超えるような AOT が許容されるが、決定論的な上限として 30 日を設定している（Back Stop と呼ばれる）。これは、待機除外が 90 日を超えると 10CFR50.59 に基づく評価が必要となること[1]、既存の AOT の最大が 30 日であること、30 日あれば故障機器の復旧ができることを考慮して定められたものである。

我が国の保安規定 LCO における AOT についても同様に考え、30 日を上限とする。

参考文献

[1] Regulatory Guide 1.177 rev.1, “AN APPROACH FOR PLANT-SPECIFIC, RISK-INFORMED DECISIONMAKING: TECHNICAL SPECIFICATIONS”, US-NRC, May 2011

[2] NEI 06-09, “Risk-Informed Technical Specifications Initiative 4b, Risk-Managed Technical Specifications (RMTS) Guidelines", NEI, May 17, 2007

NEI 96-07 “Guidelines for 10 CFR 50.59 Implementation”

以上

[1] 10CFR50.59 Changes, tests and experiments.に対する運用が NEI96-07（エンドース済み）に示されており、一時的な設備変更も原則として 10CFR50.59 の要求に従うこととなるが、10CFR50.65 Maintenance rule(a)(4)項に基づきリスクが評価された場合は、90 日を超えない限り 10CFR50.59 の要求から除外されるとしている。

©Atomic Energy Association 2021

発行者：原子力エネルギー協議会
問合せ先：contact@atena j.jp

©Atomic Energy Association 2021