AESJ-SC-P004:2009

学会の
マーク

日本原子力学会標準

原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009

公衆審査用

2009 年 10 月

社団法人　日本原子力学会

公衆審査用

まえがき

原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009 は，一般社団法人　日本原子力学会が標準委員会・発電炉専門部会の下に定期安全レビュー分科会を設けて改定版の検討を開始し，その後，標準委員会の組織改正により新たにシステム安全専門部会が設立されたことから，システム安全専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・発行したもので，定期安全レビ　ュー（Periodic Safety Review :以下，“PSR”という。）に関して実施方法を規定したものです。

PSR は，平成 4 年 6 月に資源エネルギー庁から“既設の原子力発電所の安全性等の向上を目的として約 10 年ごとに最新の技術的知見に基づき原子力発電所の安全性等を総合的に再評価”し，結果報告を要請されたことを契機として開始されました。電気事業者はこの通達に対応して，自主的な活動として，平成 6 年 8 月に敦賀発電所 1 号機，美浜発電所 1 号機，福島第一原子力発電所 1 号機について報告書を通商産業省（当時）へ提出して以降，順次，PSR を実施し，報告書を公開してきました。

その後，PSR の一層の充実として，平成 11 年 6 月に資源エネルギー庁によって“高経年化に関する技術評価及び長期保全計画の策定”が追加され，平成 15 年 9 月に原子力安全・保安院によって PSR 実施の義務化，平成 17 年 12 月に“高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生の可能性があり，通常保守管理活動の一環として監視等を行うことが重要である経年劣化事象への保守管理における対応”及び“組織風土の劣化防止への対応”が追加されてきました。

そして，平成 18 年 9 月に新検査制度の開始に当たってとりまとめた報告書において，保全プログラムと高経年化対策及び PSR の連動が要求されています。なお，これを踏まえて改正された省令においては，PSR は品質保証を定める規定に続く規定として，高経年化対策検討は保守管理に関する規定の一つとして定められました。そして，今般，原子力安全・保安院は，“実用発電用原子炉施設における定期安全レビュー実施について”（平成 20･08･28 原院第 8 号　平成 20 年 8 月 29 日 経済産業省原子力安全・保安院 NISA-167a-08-1）を発出し，別添として PSR の基本的要求事項を定めた “実用発電用原子炉施設における定期安全レビュー実施ガイドライン平成 20 年 8 月 29 日原子力安全・保安院（以下，“PSR 実施ガイドライン”という。）”を制定しています。

PSR の意義は，電気事業者の自主的取組も含め，“保安活動の実施状況の評価”，“最新の技術的知見の反映状況の評価”，及び“確率論的安全評価（Probabilistic Safety Assessment：PSA）”を行い，これらの評価の過程で必要に応じてプラントの安全性・信頼性の一層の向上のために“有効な追加措置”を抽出し，その実施について品質保証計画に反映することにより，今後，当該プラントが最新のプラントと同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得ることです。

標準委員会は，電気事業者の PSR の経験を踏まえ，標準的な基準を提示することは，

公表審査用

P004：2009

PSR に携わる人々が共通の理解をもった上で実施していくために，さらには，その他の人々がレビューの結果を理解することを容易にするために有効な手段であるので，PSR の標準的な実施の基準について規定することとし，平成 18 年に“原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2006”として，初版を制定しました。そして，今回，初版制定時以降における経緯を踏まえるとともに，“PSR 実施ガイドライン”の基本的要求事項を考慮し，改定しました。

公衆審査用

Forward

Examination of a revised version of The Code of Implementation of Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants: 2009 was initiated by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) by setting up a Periodic Safety Review Subcommittee under the Power Reactor Technical Specialist Panel of the AESJ Standards Committee. After that, the Standards Committee revised its organization and established a System Safety Specialist Panel, and therefore the Code was formulated and issued by AESJ after deliberation by the System Safety Specialist Panel and the Standards Committee. The Code stipulates a method for implementing Periodic Safety Reviews (PSRs) of nuclear power plants (NPPs) in Japan.

The PSR was launched in June 1992, when the Agency for Natural Resources and Energy (ANRE) of the Ministry of International Trade and Industry (MITI) (at that time) issued a notification that required licensees "to conduct comprehensive review on the safety of each existing NPP once approximately every ten years based on the latest technical findings for the purpose of improving the safety of the NPP" and to submit a report on the review results to the Agency. In response to this notification, licensees conducted the PSRs as a voluntary activity and provided MITI with the reports on the Tsuruga Power Station Unit 1, Mihama Power Station Unit 1, and Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1 in August 1994. Since then, they have conducted a series of PSRs and made the reports open to the public.

Subsequently, for further improvement of the PSR, ANRE added "technical evaluation of aging management and formulation of a long-term maintenance program based on the evaluation" to the requirements for the review in June 1999. The Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) in Ministry of Economy, Trade and Industry (METI) then made the PSR mandatory in September 2003, and added the following items to the PSR in December 2005: "measures taken in maintenance against aging phenomena which should be focused in view of aging management and might occur before reaching 30 years after the commencement of operation, and whose monitoring as part of routine maintenance activities was important", and "preventive measures taken against degradation of the organizational climate".

In the report issued by NISA in September 2006 for starting the new inspection system, interlinking of the maintenance program, aging management program, and the PSR was newly required. In response, a ministerial ordinance was revised and the revised one stipulated the PSR as part of quality assurance,

公表審査用

and the examination of aging management as part of maintenance management. Lately, NISA issued a document called, “Regarding Implementation of Periodic Safety Review of Commercial Nuclear Reactor Facilities” (dated August 28, 2008, Genin No.8 and NISA-167a-08-1, NISA, METI) with its supplement “The Guidelines for Implementation of Periodic Safety Review of Commercial Nuclear Reactor Facilities” (dated August 29, 2008, NISA) (hereinafter, referred to as the PSR Guidelines) , which stipulated the basic requirments for the PSR.

The PSR is an activity which involves: “evaluation of the status of implementation of safety activities” and “evaluation of the status of incorporation of the latest technological findings”, that include the evaluation of voluntary activities of the licensee, and “probabilistic safety assessment (PSA)”. During the evaluation process “additional effective measures” are identified, if any, for enhancement of plant safety and reliability, and their implementation plans are reflected to the quality assurance program. The objective of the PSR is to obtain the prospect that the plant could continue to operate with high level of safety equivalent to that of the newest plants, through these activities.

The Standards Committee decided to provide a code of standard implementation of the PSR, in light of the experiences of the licensees with the PSR and, based on the understanding that the code could provide an effective measure for all personnel concerned with the PSR to implement it on the basis of a common understanding, and for the rest of the people as an aid to clearly understand the results of the reviews. In 2006, the Committee established the first version of the “The Practical Standard for Nuclear Power Plant Periodic Safety Review:2006”. Now, based on developments after issuance of the first version, and taking into account the basic requirements in the PSR Guidelines, the Standard Committee has revised the Code.

公衆縦覧用

制定：2009 年 9 月 11 日

この標準についての意見又は質問は，一般社団法人　日本原子力学会事務局標準委員会担当（〒105-0004東京都港区新橋 2-3-7　TEL　03-3508-1263）にご連絡ください。

免責条項

この標準は，審議の公正，中立，透明性を確保することを基本方針とした標準委員会規約に従って，所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて，専門知識および関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され，さらにその草案に対して産業界，学界，規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人　日本原子力学会は，この標準に関する説明責任を有しますが，この標準に基づく設備の建設，維持，廃止等の活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また，この標準に関連して主張される特許権および著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権や著作権の侵害に係る損害賠償請求に応ずる責任もありません。そうした責任はすべてこの標準の利用者にあります。

なお，この標準の審議に規制当局，産業界の委員が参加していますが，このことはこの標準が規制当局および産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standards Committee Rules, which assure fairness, impartiality and transparency in the process of deliberating on a standard. The Committee was composed of individuals who were competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong as specified in the Rules, although any interested person was provided the opportunity to participate in the deliberation. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts responsibility for interpreting this standard but does not accept responsibility for detriment caused by any actions based on this standard during construction, operation or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard. In addition, AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent right or copyright claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent right or copyright resulting from the use of this standard. The risk of infringement of such rights is entirely the users' responsibility.

Participation by regulatory agency representative(s), and by industry-affiliated representative(s) or person(s), is not to be interpreted that government or industry has endorsed this standard.

公衆審査用

P004：2009

著作権

文書による出版者の事前了解なしに，この標準のいかなる形の複写・転載も行なってはなりません。

この標準の著作権は，全て一般社団法人　日本原子力学会に帰属します。

Copyright

No part of this document may be reproduced in any form, without the prior written permission of the publisher.

Copyright © 2009 Atomic Energy Society of Japan All Right Reserved

公衆審査用

(社)日本原子力学会における原子力標準の策定について

“原子力発電所の定期安全レビュー実施基準”は，1999 年 9 月 22 日に設置された(社)日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が，原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から，原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を，原子力技術の提供者，利用者，専門家の有する最新の知見を踏まえ，影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平，公正，公開の原則を遵守しながら審議し，合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

この委員会は，産業界と学界が共同して我が国の経済的，社会的環境，国民性，産業構造，技術の発達等を十分勘案し，市場における健全な製品を識別する基準を消費者に提供することを目指して，合意できるところを原子力標準として随時制定し，それを最新の知見を反映して改定していくことを使命にしています。これにより，消費者が当該技術についての最新の知見を迅速に利用することが可能になる一方，市場競争に参加している生産者は，当該技術が標準化されたことを前提として，比較優位性を生み出す技術領域の開発に努力を集中することが可能になります。

また，我が国においてはこれまで，国民の生活の質を確保し，経済社会の安定な発展を支えるため，国が規制行政活動の一部として所要の標準を国家標準として制定し，行政判断に使用してきましたが，技術革新のスピードが速く，新技術の利用範囲が連続的に拡大していく今日にあっては，技術の変化に合わせて国家標準を適正化していく作業が追いつかないため，国民が最新の技術知見の利益を享受するのに遅れを生じるおそれが指摘されていました。しかしながら，このような委員会の活動が活発になされ，そこで国民の合意を得て制定されたいわゆるコンセンサス標準を国が行政ニーズに応じて利用していくことになれば，小さい行政コストで新しい技術的知見を迅速に国民の利用に供する環境が整備されることになります。さらに，これを国際標準化していく努力を行うことも学会でこそ可能であり，これの実現は我が国の国際技術戦略上重要な貢献となるでしょう。

標準委員会は，専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら，ボランティア精神を基盤に，原子力施設において今後予想される上記のニーズに対応する標準策定活動を行うために，公平，公正，公開の原則に則って運営規約を定め，発電炉，原子燃料サイクル，研究炉の 3 分野で部会を設置して活動を行ってきましたが，この度専門部会組織を見直し，新たにリスク，システム安全，基盤・応用技術，原子燃料サイクルの４専門部会で活動の充実を図ることとしました。因みにこの標準は発電炉専門部会にて原案作成を開始し，その後システム安全専門部会にて審議しました。この標準が上の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。なお，この内容については原則として 5 年ごとに改定することとしておりますので，本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

2009 年 9 月

標準委員会
委員長　宮野　廣

公表審査用

システム安全専門部会の活動について

システム安全専門部会（以下，本専門部会）は，標準委員会の専門部会構成の見直しに伴い，発電炉専門部会が担当してきた発電炉に関わる分野のうち，炉心・燃料を初めとする原子力施設の安全設計や運転・運用における安全確保について，その手段及び方法を中心に標準の整備を行う専門部会として，2008 年 11 月以来，活動を行っています。

現在，我が国の原子力発電は既に 50 基を超える商用原子力発電プラントが運転中であり，発電量において国内電力量の約 3 割を占めています。しかし，2010 年には，運転開始後 30 年を超えるプラントが 20 基となり，プラントの高経年化が進んでいます。その一方で，近年はエネルギー安全保障の問題や地球温暖化対策への貢献など，原子力発電の安全･安定運転に対する期待は国内外において更に高まっています。このため，我が国では，既存プラントの長期間運転，さらには高燃焼度，炉出力向上などの有用活用に取り組んでいます。また，2006 年からは 20 年ぶりのナショナルプロジェクトとして，2030 年前後からの代替炉建設需要に応える目的で，安全性，信頼性，及び経済性に優れ，世界標準炉になり得る次世代軽水炉開発も進めています。

このような多くの課題に対して，原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上を図りながら，限られたリソースの中で効果的，効率的に推進していくには，関係する産業界，学術界，国・官界，学協会が俯瞰的かつ有機的な連携を図っていくことが必要です。さらに，国の規則の性能規定化の流れのなか，民間規格で仕様規定となる標準はその重要性を増しており，また国の規則とシームレスな関係である必要があります。このような状況にあって，本専門部会では，関係組織の役割分担を明確にしつつ，公平性，公正性，公開性を確保しながら，システム安全に係る標準を体系的かつ計画的に整備する活動を行っています。対象とする標準としては，国の規制に含まれるものから産業界の諸活動における手引き類までを含み，国際的な視点からも検討しております。

本専門部会は公開で行われていますので，事前に連絡頂ければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し，ホームページにも掲載されますので，活動状況を確認いただくことも可能です。

標準は，新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって，その利用価値が維持できるものです。そのため，少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行って，原則として５年毎に改定版発行を行うこととしてその原案を作成していきたいと考えています。

2009 年 9 月

標準委員会
システム安全専門部会
部会長　関村　直人

公表審査用

発電炉専門部会の活動について

発電炉専門部会（以下，本専門部会）は，発電炉に係わる標準原案作成の任務を日本原子力学会標準委員会から与えられ，2000 年 4 月以来活動を行ってきましたが，この度標準委員会組織の再編に伴い，活動を終了しました。

なお，本標準を含め，本専門部会で審議され，発行された標準は，新たに設置された各専門部会にて引き続き必要な見直し等を行い，改定してまいります。

2008 年 9 月

標準委員会
発電炉専門部会
部会長　平野　光將

公衆審査用

標準委員会，専門部会，分科会　委員名簿

標 準 委 員 会

（順不同，敬称略）
（2009 年 9 月 11 日現在）

委員長	宮野　廣	東芝プラントシステム(株)
副委員長	田中　知	東京大学
幹事	平野　光將	東京都市大学
委員	青柳　春樹	日本原燃(株)
委員	石島　清見	(独)日本原子力研究開発機構
委員	石原　準一	中部電力（株）
委員	岩田　修一	東京大学
委員	大島　俊之	経済産業省 原子力安全・保安院
委員	岡本　孝司	東京大学
委員	岡本　太志	富士電機システムズ(株)
委員	小原　徹	東京工業大学
委員	喜多尾 憲助	ISO/TC85･IEC/TC45 国内委員会
委員	三枝　利有	(財)電力中央研究所
委員	佐藤　昇平	(独)原子力安全基盤機構
委員	荘野　尚志	九州電力(株)
委員	関村　直人	東京大学
委員	常松　睦生	原子燃料工業(株)
委員	千種　直樹	関西電力(株)
委員	柴田　洋二	(社)日本電機工業会
委員	辻　昭夫	日立ＧＥニュークリア・ エナジー（株）
委員	百々　隆	(社)日本原子力技術協会
委員	西岡　周二	日本原子力保険プール
委員	西脇　由弘	東京大学
委員	林　大作	日揮(株)
委員	原　広	三菱マテリアル(株)
委員	古川　雄二	三菱重工業(株)
委員	松本　史朗	(独)原子力安全基盤機構
委員	柳沢　務	(独)日本原子力研究開発機構
委員	山根　義宏	名古屋大学
委員	吉田　昌郎	東京電力(株)

旧委員（所属は委員会参加当時）
神田　忠雄（経済産業省原子力安全・保安院），阪口　正敏（中部電力(株)），
重政 弥寿志（(独)原子力安全基盤機構）

常時参加者
菊池　恂（原子力安全委員会事務局），小口　一成（原子燃料工業(株)），中村　隆夫（関西電力(株)），
宮川　俊晴（日本原燃(株)）

公衆審査用

システム安全専門部会

（順不同，敬称略）
（2009 年 9 月 9 日現在）

部会長	関村　直人	東京大学
副部会長	平野　雅司	(独)日本原子力研究開発機構
幹事	河井 忠比古	(社)日本原子力技術協会
委員	阿部　弘亨	東北大学
委員	阿部　守康	東京電力(株)
委員	内田　俊介	元東北大学
委員	及川　弘秀	(株)東芝
委員	大嶽　通明	三菱重工業(株)
委員	勝村　庸介	東京大学
委員	菅野　眞紀	(独)原子力安全基盤機構
委員	木下　幹康	(財)電力中央研究所
委員	工藤　義朗	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン
委員	黒村　晋三	経済産業省 原子力安全・保安院
委員	剱田　裕史	日本原子力発電(株)
委員	瀧口　英樹	日本原子力発電(株)
委員	谷川　尚司	日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)
委員	中村　隆夫	関西電力(株)
委員	西川　進也	関西電力(株)
委員	野中　信之	(独)日本原子力研究開発機構
委員	福谷　耕司	(株)原子力安全システム研究所
委員	文能　一成	(株)原子力エンジニアリング
委員	益子　裕之	原子燃料工業(株)
委員	松岡　由了	三菱原子燃料(株)
委員	三島 嘉一郎	(株)原子力安全システム研究所

旧委員（所属は委員会参加当時）
荒川　恵史（関西電力(株)），西村　章（(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン），
藤田　博之（(株)原子力エンジニアリング），和智　信隆（日本原子力発電(株)）

常時参加者
中村　年孝（関西電力(株)）

公衆審査用

発電炉専門部会

（順不同，敬称略）
（2008 年 9 月 12 日現在）

部会長	平野　光將	武蔵工業大学
副部会長	三島 嘉一郎	京都大学
幹事	河井 忠比古	(中)日本原子力技術協会
委員	内田　俊介	元東北大学
委員	梅澤　成光	三菱重工業(株)
委員	片岡　勲	大阪大学
委員	梶本　光廣	(独)原子力安全基盤機構
委員	木下　幹康	(財)電力中央研究所
委員	熊本　博光	京都大学
委員	佐藤　崇	(株)東芝
委員	関村　直人	東京大学
委員	竹山　弘恭	中部電力(株)
委員	成宮　祥介	関西電力(株)
委員	西村　章	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン
委員	沼田　邦夫	日本原子力発電(株)
委員	野中　信之	(独)日本原子力研究開発機構
委員	平井　睦	日本核燃料開発(株)
委員	平野　雅司	(独)日本原子力研究開発機構
委員	福田　護	(独)原子力安全基盤機構
委員	本間　俊充	(独)日本原子力研究開発機構
委員	益子　裕之	原子燃料工業(株)
委員	松岡　由了	三菱原子燃料(株)
委員	村松　健	(独)日本原子力研究開発機構
委員	守屋 公三明	(株)日立製作所
委員	森山　善範	経済産業省 原子力安全・保安院
委員	宮田　浩一	東京電力(株)
委員	和智　信隆	日本原子力発電(株)

旧委員（所属は委員会参加当時）
笠井　滋（(中)日本原子力技術協会），遠山　眞（三菱重工業(株)），豊住　健司（中部電力(株)）

公衆縦覧用

定期安全レビュー分科会

（順不同，敬称略）
（2009 年 6 月 2 日現在）

主査	平野　雅司	(独)日本原子力研究開発機構
副主査	岡本　孝司	東京大学
幹事	成宮　祥介	関西電力(株)
委員	上野　信吾	(株)三菱総合研究所
委員	及川　哲邦	(独)日本原子力研究開発機構
委員	大橋　仁	中部電力(株)
委員	奥田　尚登	日本原子力発電(株)
委員	河井　忠比古	(社)日本原子力技術協会
委員	熊田　忠真	(独)原子力安全基盤機構
委員	須之内　信二	経済産業省 原子力安全・保安院
委員	仙石　勝久	関西電力(株)
委員	高野　研一	慶応大学
委員	藤本　春生	(独)原子力安全基盤機構
委員	古橋　和己	東京電力(株)
委員	前田　克治	インターナショナル・ アクセス・コーポレーション

旧委員（所属は委員会参加当時）

小林　正英（(独)原子力安全基盤機構），田畑　雅之（関西電力(株)），三浦　聡志（(独)原子力安全基盤機構），
持丸　康和（経済産業省　原子力安全・保安院）

常時参加者

赤間　喜代志（東北電力(株)），秋月　輝男（(独)原子力安全基盤機構），
石川　正朗（(独)原子力安全基盤機構），大家　知子（関西電力(株)），川越　孝宏（中国電力(株)），
鞍本　貞之（電源開発(株)），高木唯和夫（(社)日本原子力技術協会），中田　睦洋（北陸電力(株)），
名畑　一之（北海道電力(株)），松浦　正幸（四国電力(株)），森下　豊（九州電力(株)），
森脇　光司（中国電力(株)），吉田　尚生（四国電力(株)）

公衆審査用

標準の利用に当たって

標準は対象とする技術，活動あるいは結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他，こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし，標準は，対象としている技術，活動あるいは結果の仕様について，規定している以外のものを排除するものではありません。

また，標準が規定のために引用している他規格・標準は，記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており，公式な解釈は標準委員会が行ないます。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を使用するにあたってはこれらのことを踏まえて下さい。

なお，標準委員会では，技術の進歩に対応するため，定期的に標準を見直しています。利用にあたっては，標準が最新版であることを確認して下さい。

公衆審査用

原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009

目次

1　適用範囲・・・

附属書Ｄ（参考）保安活動の実施状況の評価例・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 23
附属書Ｅ（参考）最新の技術的知見の調査・評価の考え方・・・・・・・・・・・・・50
附属書Ｆ（参考）確率論的安全評価に当たって考慮する点・・・・・・・・・・・ 54
附属書Ｇ（参考）報告書のまとめ方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・56
解説・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・58

公衆審査用

原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009

1　適用範囲【附属書 A，B 参照】

この標準は，発電用軽水型原子炉施設（以下，“プラント”という）において，電気事業者が品質保証活動の一環として実施する定期安全レビュー（Periodic Safety Review：以下，“PSR”という。）における，実施計画の策定，調査の実施，評価の実施，有効な追加措置の抽出及び報告書の作成の方法を規定する。

2　引用規格

次に掲げる規格は，この標準に引用されることによって，この標準の規定の一部を構成する。引用規格とこの標準の規定に相違がある場合は，この標準の規定を優先する。これらの引用規格は，その最新版を適用する。

a) AESJ-SC-P005 原子力発電所の高経年化対策実施基準

b) AESJ-SC-P008 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1PSA 編）

c) AESJ-SC-P009 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）

d) AESJ-SC-P001 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価実施基準

3　用語及び定義

この標準で用いる主な用語及び定義は次による。

3.1　保安活動

原子力発電所の“原子炉施設保安規定”で規定されている活動のうち，PSRで対象とする次の8項目の活動。電気事業者の自主的取組みを含む。**【附属書A.5参照】**

① 品質保証活動
② 運転管理
③ 保守管理
④ 燃料管理
⑤ 放射線管理
⑥ 放射性廃棄物管理
⑦ 緊急時の措置
⑧ 安全文化の醸成活動

3.2　実績指標

保安活動が，その目的に沿って有効かつ適切に行われたかを評価するために，各保安活動の実績又は傾向などを具体的に監視及び測定するための指標。

公衆審査用

3.3　確率論的安全評価

重大な炉心損傷に至る事象に着目して，炉心損傷に至る事故シーケンスと炉心損傷後の放射性物質の推移を同定し，その発生頻度と影響を推定する評価。

3.4　内的事象

プラント内部の原因によって引き起こされる起因事象。

3.5　炉心損傷頻度

燃料の長期的な酸化及び重大な損傷を発生させる炉心の露出並びに過熱が継続し，放射性物質の大量放出を起こすような炉心の状態に至る頻度。

3.6　格納容器破損頻度

設計で想定した以上の荷重が格納容器に負荷されることにより，格納容器の放射性物質閉じ込め機能が喪失する事象又は格納容器をバイパスし直接環境に放射性物質が放出される事象の発生する頻度。

4　実施計画の策定

4.1　実施時期

1回目は，プラントの営業運転を開始した日以後10年を経過する日までに実施する。2回目以降は，PSRの実施後10年を超えない日までに実施する。

なお，AESJ-SC-P005に基づき高経年化技術評価を実施する場合には，PSRと高経年化対策検討の双方を合理的かつ有効に実施できるよう，同一時期に実施する。

4.2　実施計画

実施計画をプラントごとに策定する。ただし，一つの原子力発電所を構成する複数のプラントの PSR を同時期に実施する場合は，一つの実施計画にまとめることができる。

実施計画では，評価対象期間，実施体制及び具体的な実施手順を定める。PSR の流れの概念図を**附属書 B.1** に示す。

評価対象期間は，前回 PSR の評価対象期間後（又は営業運転開始時点）から評価を開始する至近の時点までとし，評価実施期間（評価に要する期間）を考慮して実施計画を策定する。概念図を**図 1** に示す。**【附属書 B.3** 参照**】**

保安活動の実施状況の調査において，原子力発電所の全プラントに共通の保安活動については，評価対象期間に該当する同一原子力発電所の他プラントの調査結果を，当該プラントに用いることができる。**【附属書 B.4** 参照**】**

実施体制においては，責任を明確にするために，統括責任者，実施責任者及び確認責任者を定める。統括責任者は PSR の実施に係る責任を有し，実施計画及び実施結果（報告書）を承認する。実施責任者は，保安活動の実施状況の調査・評価，保安活動への最新の技術的知見の反映状況の調査･評価及び確率論的安全評価を実施し報告書案を作成する（確認結果に基づく修正を含む）。確認責任者は報告書案の妥当性及び実施手順の遵守について

公表審査用

確認する。これらの実施及び確認に当たっては，対象を分け分担してもよい。この場合，実施責任者及び確認責任者は分担ごとに定める。また，確認責任者（確認者を含む）は評価を実施する者以外のものから定める。**【附属書 B.5** 参照**】**

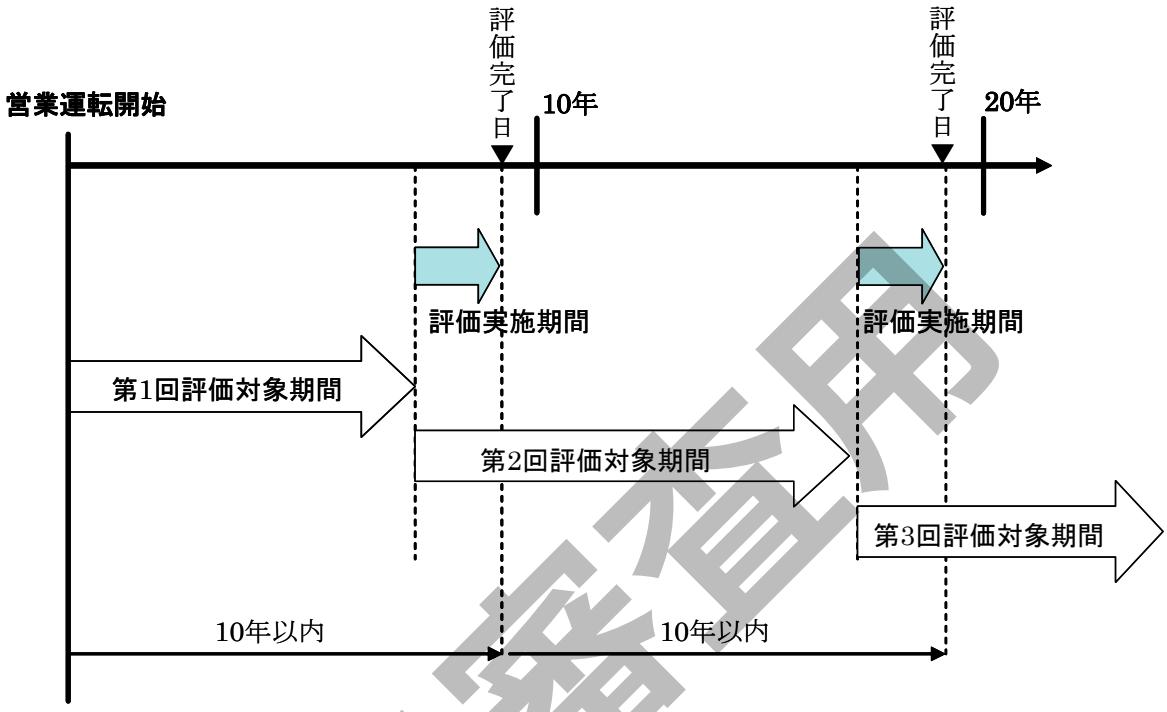


図 1－評価対象期間の考え方（概念図）

公衆審査用

5　保安活動の実施状況の調査･評価

5.1　一般事項

中長期的な視点に立脚して実績指標と改善活動について調査し，評価する。改善活動には，不適合が発生し改善を行った場合と，更なる安全性の向上をめざして改善を行った場合がある。**附属書 A.2** に実績指標と改善活動を調査・評価する考え方を示す。

5.2　保安活動の目的の明文化【附属書 C.1，D 参照】

保安活動の実施状況を調査及び評価するために，次に準じて保安活動ごとに目的を明文化する。

- 電気事業者が保安活動ごとの目的を明確に定めている場合は，その目的を明文化する。
- 目的が明確に定められていない場合は，電気事業者が従来より共通の認識として考えている目的を，改めて明文化するか，又は電気事業者の社内マニュアルにおける個々の取組みの目的を参考に，保安活動の目的を明文化する。

5.3　保安活動の実施状況の調査

5.3.1　実績指標の調査【附属書 C.2，D 参照】

保安活動の目的（**5.2** 参照）に沿って，保安活動ごとに実績指標を選定し，実績指標の時間的な推移を，評価対象期間について調査する。

次に，調査した実績指標の時間的な推移について変動や傾向を確認し，その原因についても調査する。

5.3.2　改善活動の調査【附属書 C.3，D 参照】

個々の保安活動ごとに，保安活動の目的（**5.2** 参照）に沿った改善活動を，評価対象期間について調査する。さらに，評価対象期間以前に開始し評価対象期間内でも実施している改善活動は調査対象に含める。

改善活動は，組織及び体制，社内マニュアル，教育及び訓練並びに設備の 4 つの側面から調査する。

安全文化の醸成活動については，電気事業者の現場に即したものとして明確にした安全文化の要素 （安全文化の醸成活動を評価するための視点，**附属書 C.3.1** 参照）に沿って改善活動を調査する。その際に，上記 4 つの側面が含まれていることを確認する。

調査に当たっては，改善活動の契機，活動内容，活動結果及び改善活動の継続的な見直しについても調査する。なお，最新の技術的知見が契機となって実施した改善活動は，調査の対象に含む。

5.3.3 経年劣化事象に係る調査

AESJ-SC-P005 の **5**（10 年ごとの経年劣化管理）に従って調査する。

公衆審査用

なお，営業運転を開始した日以降30年を迎える時，又はそれ以降においては，同一時期にAESJ-SC-P005の**6**（高経年化対策検討）に従って実施される高経年化対策検討をもって本調査結果とする。

5.4 保安活動の実施状況の評価

5.4.1 実績指標及び改善活動の評価【附属書 C，D 参照】

保安活動ごとに，**5.3.1** の実績指標の調査結果及び **5.3.2** の改善活動の調査結果を踏まえ，次の中長期的な視点に立脚して，保安活動ごとの目的を達成するための活動の適切性及び有効性を評価するとともに，今後とも保安活動を行う仕組みが機能していく見通しがあるかを総合的に評価する。

a)実績指標

① 時間的な推移が安定しているか

② 時間的な推移に著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向があるか

③ 著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向がある場合には，その原因が明らかにされ適切な対策が採られているか

④ 著しい変化がなく安定している場合は，安定した状態を維持するため，又は向上した状態を目指すための適切な対応が採られていたか

b)改善活動

① 改善活動が保安活動に定着しているか

② 改善活動の見直しが継続的に行われているか

③ 改善が必要と判断した事象の再発又は類似の事象が発生しているか

④ 改善が必要と判断した事象の再発又は類似の事象が発生している場合には，原因が確認され，その原因に基づいて追加の改善活動が講じられているか

⑤ 改善活動が，保安活動の目的に沿って有効であったか

なお，安全文化の醸成活動の改善活動については，安全文化の要素に沿って評価する。

5.4.2 経年劣化事象に係る評価

AESJ-SC-P005の**5**（10年ごとの経年劣化管理）に従って評価する。

なお，営業運転を開始した日以降 30 年を迎える時，又はそれ以降においては，同一時期に AESJ-SC-P005 の **6**（高経年化対策検討）に従って実施される高経年化対策検討の評価をもって本評価結果とする。

公表審査用

6　保安活動への最新の技術的知見の反映状況の調査・評価

6.1　保安活動への最新の技術的知見の反映状況の調査　【附属書 E 参照】

評価対象期間中の最新の技術的知見を抽出し，3.1 の 8 項目の保安活動へ反映された状況を調査する。具体的には，次の a)～c)のとおり調査する。加えて，最新の技術的知見の収集及び反映に関する仕組みを調査する。

また，次の a)～c)に関連して，未だ具体的な安全規制，規格基準等に反映されていないもののうち，プラントの安全性又は信頼性の一層の向上を図る上で，保安活動への反映を検討することが重要な最新の技術的知見についても調査する。

a)　安全研究成果の反映状況の調査

安全研究成果のうち，その成果が評価対象期間中に安全規制に取り入れられたものについて，当該プラントへの反映状況を調査する。

b)　国内外の原子力発電所の運転経験から得られた教訓の反映状況の調査

国内外の原子力発電所で発生した事故又は故障等の運転経験より得られた教訓（自社プラントを含む）のうち，安全性又は信頼性に係るものについて，当該プラントへの反映状況を調査する。

・国内の原子力発電所で評価対象期間に発生した事故又は故障等

“電気事業法”，“核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”及び通商産業省指示文書“原子力発電所における安全確保対策の強化について”（昭和 52 年 3 月 3 日 52 資庁第 2311 号）に基づき国に報告されたもの。

注記　“原子力発電所における安全確保対策の強化について”が出された昭和 52 年 3 月 3 日から廃止された平成 15 年 10 月 1 日まで原子力発電所における軽微な事象が報告されている。

・国外の原子力発電所で評価対象期間に発生した事故又は故障等

当該国規制機関又は国際機関により安全性又は信頼性の観点で重要な事象とされたもの。

・“実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）（以下，“実用炉規則”という。）”の第 16 条（保安規定）第 1 項第 21 号に基づき他の電気事業者から得られた保安に係る技術情報。

・その他

国内外の原子力発電所の事故又は故障等の反映として原子力安全・保安院（原子力安全・保安院が発足する以前は資源エネルギー庁）が評価対象期間中に文書で指示した調査及び点検事項。

c)　技術開発成果の反映状況の調査

公表審査用

安全性又は信頼性に係る自社研究（各電気事業者がそれぞれ取り組んでいる研究）並びに電力共通研究(電気事業者間で共同して取り組んでいる研究)の技術開発成果について，当該プラントへの反映状況を調査する。

6.2　保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

6.1 の調査結果を 3.1 の 8 項目の保安活動において，プラントの特徴を踏まえた分析及び評価がなされ，保安活動に適時及び適切に反映されていることを評価する。また，プラントが最新のプラントと同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得ることをより確実にするため，収集及び反映する仕組み（組織及び体制，社内マニュアルなど）が機能していることについても評価する。

a)　安全研究成果の反映状況の評価

調査した安全研究成果の当該プラントへの適時及び適切な反映（プラントの特徴を踏まえ安全研究成果に対して評価がなされ，保安活動に適時及び適切に反映されていること。）が継続的に行われ，その知見を反映することにより期待していた効果が得られ安全性又は信頼性の維持又は向上が図られていることを評価する。

b)　国内外の原子力発電所の運転経験から得られた教訓の反映状況の評価

調査した国内外の原子力発電所の運転経験から得られた教訓の当該プラントへの適時及び適切な反映（プラントの特徴を踏まえ発生した事故又は故障等に対して分析及び評価がなされ，管理面若しくは設備面において再発防止に取り組んでいること，又は，必要な再発防止策が点検若しくは改造計画等に適時及び適切に反映されていること。)が継続的に行われ，安全性又は信頼性の維持又は向上が図られていることを評価する。評価に当たっては，予防処置の要否，予防処置が取られた場合の実施状況及び実施した予防処置が有効であるかについて考慮する。

c)　技術開発成果の反映状況の評価

調査した技術開発成果の当該プラントへの適時及び適切な反映（プラントの特徴を踏まえ技術開発成果に対して分析及び評価がなされ，保安活動に適時及び適切に反映されていること。）が継続的に行われ，その知見を反映することにより期待していた効果が得られ安全性又は信頼性の維持又は向上が図られていることを評価する。

公表審査用

7　確率論的安全評価【附属書 F 参照】

7.1　一般事項

評価対象期間中の設備変更及び運用変更を考慮し，プラント出力運転状態及び停止状態における内的事象に係る確率論的安全評価（Probabilistic Safety Assessment：以下，“PSA”という。）を実施することにより，当該プラントの安全性が十分確保されているかを確認するとともに，安全性の特徴を定量的に把握する。

7.2　プラント出力運転状態における評価

AESJ-SC-P008 及び AESJ-SC-P009 に準拠して，内的事象における炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度を評価する PSA を実施することにより，プラント出力運転状態における安全性が十分に確保されているかを確認するとともに，安全性の特徴を定量的に把握する。

7.3　プラント停止状態における評価

AESJ-SC-P001 に準拠して，内的事象における炉心損傷頻度を評価する PSA を実施することにより，プラント停止状態における安全性が十分に確保されているかを確認するとともに，安全性の特徴を定量的に把握する。

公衆審査用

8　有効な追加措置の抽出とその実施計画の策定

8.1　有効な追加措置の抽出

次のa)からc)について，プラントの安全確保上必要な措置又は安全性若しくは信頼性の一層の向上の観点から有効な追加措置（以下，両者を合わせ“有効な追加措置”という。）を抽出する。

a) 5.4の保安活動の評価結果に基づき，設備，保安活動の組織及び体制，社内マニュアル，教育及び訓練の改善が必要又は改善の効果が大きいと判断される場合。

b) 6.2の保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果に基づき，設備，保安活動の組織及び体制，社内マニュアル，教育及び訓練への適用が必要，又は，適用により大きな効果が期待できると判断される技術的知見で未反映のものがある場合。

c) 7のPSAにおいて，安全性の特徴を定量的に把握した結果に基づき，安全性の一層の向上の効果が大きいと判断される設備変更又は運用変更が見出された場合。

8.2　有効な追加措置に係る実施計画の策定

8.1で有効な追加措置が抽出された場合には，品質保証計画へ反映させるために，実施内容，実施時期を含めた実施計画を策定する。

9　報告書

9.1　報告書の作成【附属書 G 参照】

・実施責任者は，5～8 の結果を報告書案にまとめる。
・確認責任者は，客観性を確保しながら，PSR が実施計画に基づき適切に実施されていることを確認するとともに，調査結果及び評価結果の妥当性について確認する。
・実施責任者は確認結果に基づき報告書案の必要な修正を行う。
・統括責任者は報告書案を承認する。

9.2　非公開情報の扱い

報告書の記載内容のうち，商業機密を含む情報，核物質防護の観点などから公開すべきではないと判断される情報については，識別し，報告書を公開する場合は，それら非公開情報をマスキングする。

公表審査用

附属書 A
（参考）
定期安全レビューの実施に当たっての考え方

A.1　PSR 実施のねらい

定期安全レビュー（Periodic Safety Review：以下，“PSR”という。）のねらいは，年度単位の活動について改善の必要性を評価する“短期的な評価（マネジメントレビューなど）”と異なり，中長期的な視点に立脚して評価対象期間の保安活動を評価し，必要に応じて安全性向上のために有効な追加措置を抽出することにより，今後，当該プラントが最新のプラントと同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得るものである。

最新のプラントと同等の高い水準とは，最新プラントの高い安全性に近づけるために，当該プラントの安全性を把握し，運転上のルールの変更，プラント運転組織の変更，プラントの改造，運転経験から学んだ教訓や最新技術知見の反映等の保安活動を実施することにより，プラントの安全性の維持及び向上が図られていることである。

A.2　PSR の評価の考え方

A.1 のねらいを達成するために，“保安活動の実施状況の評価”及び“保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価”を行う。“保安活動の実施状況の評価”として，保安活動を行う仕組みがその目的に沿って有効であることを把握し，今後とも仕組みが機能していく見通しがあるかを評価する。“保安活動を行う仕組み”とは，組織及び体制，社内マニュアルなどを指す。“保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価”として，安全研究成果，国内外の原子力発電所の運転経験から得られた教訓及び技術開発成果などに取り入れられている重要な技術的知見が反映されているかを評価することで，最新のプラントと同等の高い水準を維持するための取組みが機能しているかを評価する。

ここで，保安活動を行う仕組みが機能していく見通しについては，中長期的な視点に立脚して保安活動の適切性及び有効性を評価することで得られると考えられる。電気事業者は，原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため，（社）日本電気協会“原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111)[1]（以下，“JEAC4111”という。）”に従って，原子力発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し，実施し，評価確認し，継続的に改善している。また，電気事業者は安全規制に基づくものにとどまらず，自ら様々な工夫をして，多くの自主的な保安活動を実施している。例えば，安全規制に基づく保安活動である，品質保証計画に基づいた保守管理を実施する中で，保全方法や設備の改善内容などは電気事業者が自ら判断して改善に取り組んでいる。

この標準では，電気事業者が上記のように保安活動に取組んでいることを踏まえたうえで，中長期的な視点に立脚した保安活動の適切性及び有効性を評価するために，**5.3** において実績指標と改善活動を調査し，これらを **5.4.1** に示した視点で評価することとしてい

公表審査用

る。この考え方は，次のとおりである。

5.4.1 の視点が保安活動にどう関係しているかを見るために,保安活動が維持されていることと保安活動の変化に係る対応とに着目して，保安活動を次の 2 つに分けて考える。

1）目的を達成するために継続的に実施されている保安活動

2）改善した保安活動

2)がこの標準でいう改善活動である。改善活動には，不適合が発生し改善を行った場合と，更なる安全性の向上をめざして改善を行った場合（予防処置などを含む）がある。ここでいう不適合は，JEAC4111 に規定された“業務に対する要求事項に適合しない状況”である。適合しない恐れのある状況などを契機とする改善活動は予防処置に含まれる。

なお，改善活動はいくらかの実施期間を要するものであるため，実施期間の全てが PSR の評価対象期間に含まれるとは限らない。**5.3.2** で“評価対象期間以前に開始し評価対象期間内でも実施している改善活動”がそれに該当する。評価対象期間以前に終了した改善活動に継続した活動は **1)**の保安活動と整理する。

1)，**2)**の保安活動と **5.4.1** に示した視点で実績指標及び改善活動を評価することとの関係は，例えば次のように整理できると考えている。この整理では，評価ができると考えられる関係を記載しているが，今後の評価経験を反映していくことが重要である。ここで，“適切性”とは保安活動が規制規則類，民間規格などに則って時宜を得て行われていること，“有効性 [1)]”とは計画した活動が実行され，計画した結果が達成された程度である。

注 [1)] JIS Q 9000:2006（品質マネジメントシステム－基本及び用語）のマネジメントに関する用語に定義されている。

5.4.1 の **a)**実績指標の①時間的な推移が安定しているかの視点を用いると，**1)**, **2)**の保安活動の有効性が評価できる。

5.4.1 の **a)**実績指標の②時間的な推移に著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向があるかの視点を用いると，**1)**, **2)**の保安活動の有効性が評価できる。

5.4.1 の **a)**実績指標の③著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向がある場合には,その原因が明らかにされ適切な対策が採られているかの視点を用いると，“不適合が発生したことから実施する改善活動”の適切性が評価できる。

5.4.1 の **a)**実績指標の④著しい変化がなく安定している場合は，安定した状態を維持するため,又は向上した状態を目指すための適切な対応が採られていたかの視点を用いると，**1)**の保安活動及び“更なる安全性の向上を目指した改善活動”の適切性及び有効性が評価できる。

5.4.1 の **b)**改善活動の①改善活動が保安活動に定着しているかの視点を用いると，**2)**の改善活動の適切性が評価できる。

5.4.1 の **b)**改善活動の②改善活動の見直しが継続的に行われているかの視点を用いると，“更なる安全性の向上を目指した改善活動”の適切性が評価できる。

5.4.1 の **b)**改善活動の③改善が必要と判断した事象の再発又は類似の事象が発生してい

公表審査用

るかの視点を用いると，1), 2)の保安活動の有効性が評価できる。

5.4.1 の b)改善活動の④改善が必要と判断した事象の再発又は類似の事象が発生している場合には，原因が確認され，その原因に基づいて追加の改善活動が講じられているかの視点を用いると，“不適合が発生したことから実施する改善活動”の適切性が評価できる。

5.4.1 の b)改善活動の⑤改善活動が，保安活動の目的に沿って有効であったかの視点を用いると，1), 2)の保安活動の有効性が評価できる。

以上の考え方から，5.4.1に示した視点で実績指標及び改善活動を評価することで, 1)の保安活動に関しても2)の保安活動に関しても，中長期的な視点に立脚した適切性及び有効性が評価でき，引いては保安活動を行う仕組みが機能していく見通しを評価することができる。

A.3　PSR の対象とする評価項目

PSR に関しては，“実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）（以下，“実用炉規則”という。）”第 7 条の 5 第 1 項において，原子炉施設における保安活動の実施の状況を評価することと原子炉施設における保安活動への最新の技術的知見の反映状況を評価することが要求されている。

さらに，“実用発電用原子炉施設における定期安全レビュー実施ガイドライン平成 20 年 8 月 29 日原子力安全・保安院（以下，“PSR 実施ガイドライン”という。)”において，(1)原子炉施設における保安活動の実施状況の評価, (2)原子炉施設における保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価, (3)確率論的安全評価について基本的な要求事項が規定されている。このため，この標準の策定に当たっては，基本的な要求事項を考慮して実施方法を規定した。ただし，PSR 実施ガイドラインの中で(3)確率論的安全評価については，事業者が任意に行うことが望ましいとされている。

A.4　“組織風土劣化防止”と“安全文化の醸成”について

原子力安全・保安院がPSRについて示した文書“実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領（平成17年12月）”において“組織風土劣化防止”との用語が使用されている。一方，平成19年12月に施行された実用炉規則において，“安全文化を醸成するための体制（経営責任者の関与を含む。）に関すること。”を保安規定に記載することが義務付けられ，“安全文化の醸成”という用語が使用されている。

組織風土と安全文化の関係を, 熊本大学の吉田道雄氏は次のように述べている [2)]。“すなわち，組織の安全に関わる文化や具体的な行動を規定する基本に組織の安全風土があり，その上で人間が様々な活動を行いながら安全文化は醸成される。醸成された安全文化の中で, 安全に求められる行動基準としての規範が生まれる。こうして確立される安全規範は，逆に組織の安全文化を変えていく。そして，文化の変化によってその基本となっていた組織風土も変貌していき，この流れは上昇スパイラルとなって影響しあい向上していく。”

公表審査用

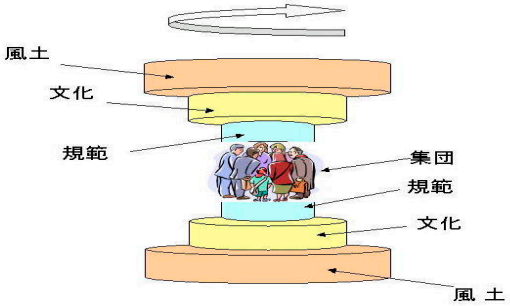


図 A.1－風土・文化・集団規範のスパイラル 2)

安全文化の醸成活動は，安全規範を改善することにより安全文化を高め，その結果組織風土を良くしていく活動である。したがって，“組織風土の劣化防止”と“安全文化の醸成”については，いずれも，電気事業者としての基本的な取組みのアプローチは変わるものではないので，PSR として調査する対象となる取組みは同じである。

したがって，この標準では，“安全文化の醸成”を用いることとする。

A.5　保安活動の定義について

PSR 実施ガイドラインの 4.(2)には，“評価の対象とする保安活動は，保安規定で要求される次の活動項目について，法令で要求される活動のみならず，プラントの安全性，信頼性のより一層の向上に資する電気事業者の自主的活動を含めたものとすること。①品質保証活動，②運転管理，③保守管理（機器・構造物の経年劣化に対する傾向監視を含む。），④燃料管理，⑤放射線管理，⑥放射性廃棄物管理，⑦緊急時の措置，⑧安全文化の醸成活動”と規定されている。

また，電気事業者は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 37 条の第 1 項及び実用炉規則第 16 条に従って，原子炉施設保安規定を定めている。具体的には，実用炉規則第 16 条では，関係法令及び保安規定の遵守のための体制に関すること，安全文化を醸成するための体制に関すること，原子炉施設の品質保証に関することを始めとして，23 号に及ぶ事項について保安規定を定めることが規定されており，これに従って原子炉施設保安規定が定められている。

したがって，原子炉施設保安規定には，PSR 実施ガイドラインで規定されている 8 つの活動項目は含まれているが，それ以外にも保安管理体制に関することなどが規定されており，保安のための必要な措置として規定されている。

公表審査用

参考文献

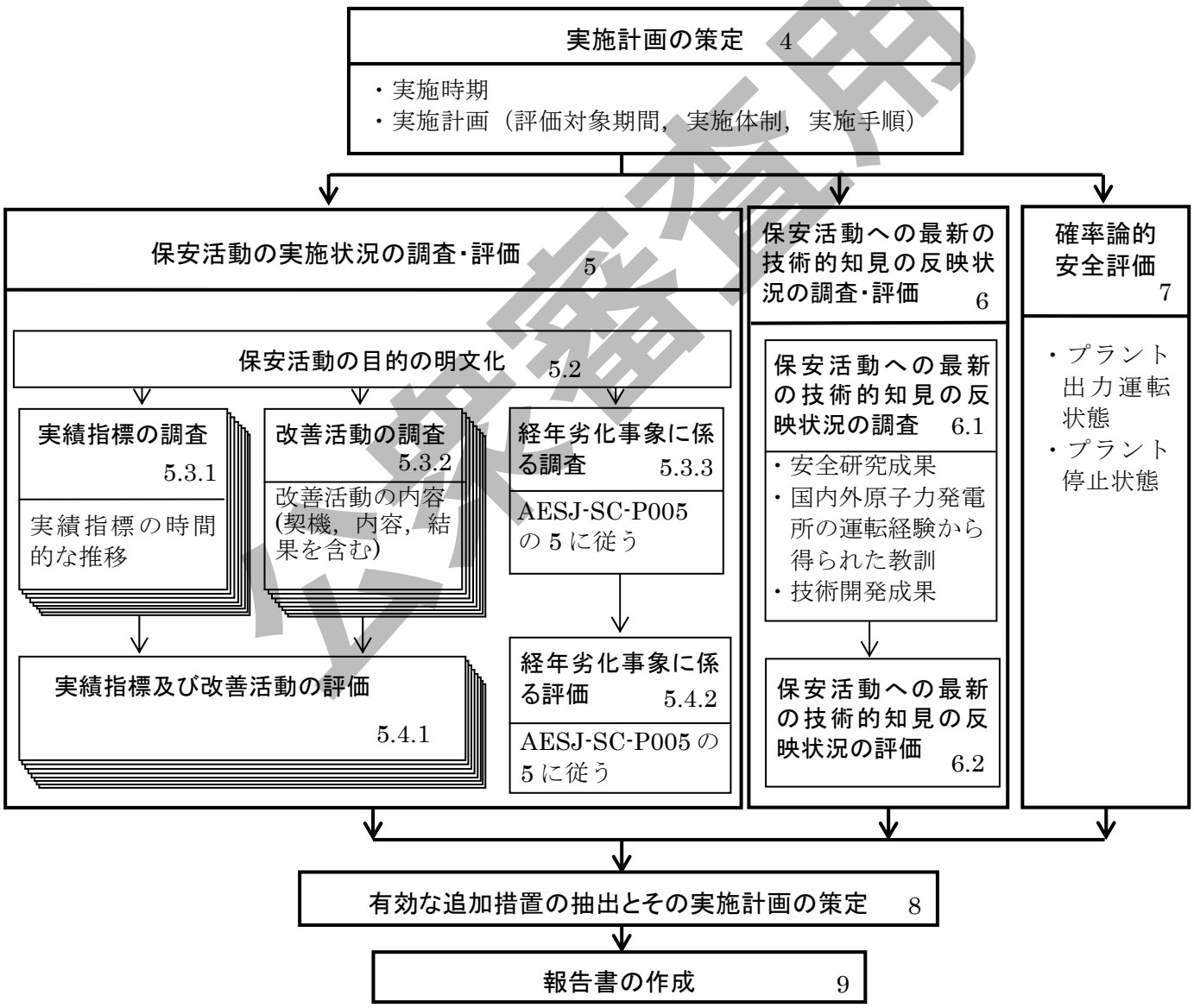
1) JEAC4111　原子力発電所における安全のための品質保証規程，（社）日本電気協会
2)電気評論社 電気評論, 89 巻 5 号, 17-22　組織の安全とグループ・ダイナミックス　吉田道雄（2004）

附属書 B
（参考）
定期安全レビューの実施計画の策定に当たっての考え方

B.1　PSR の流れ

PSR の流れを**図 B.1** に示す。この図で，本体 **5～7** が PSR における調査・評価の実施方法を規定していることを示している。

“経年劣化事象に係る調査”及び“経年劣化事象に係る評価”は，保安活動の実施状況の評価のうち，保守管理の実施状況の調査及び評価の一環として実施する。



注　数字は本体の章又は節の番号を表す。

図 B.1－PSR の流れ（概念図）

公表審査用

B.2　品質保証活動と安全文化醸成活動の関係について

原子力発電所における保安活動は，安全文化を基礎とし，適切な品質保証活動に基づき実施することが重要である。

すなわち，日常の保安活動は品質保証が基本となるが，これに加えて品質保証では直接は考慮されていない安全態度や安全行動も含めてその活動が劣化ないし形骸化しないよう，日常の業務に継続的に取り組むことが重要であり，その取り組みを促すのが安全文化の醸成活動である。

安全文化と品質保証は本質的に不可分の関係にあるが，評価における重複を避けるため，安全文化の醸成活動と品質保証活動をある程度区分けすることが必要な場合がある。ある保安活動を品質保証活動ととらえるか安全文化の醸成活動ととらえるかは，電気事業者がその活動にどのような目的意識を持っているかに左右されるので，両者の区分けは，電気事業者が現場に即したものとして実施することとする。

したがって，品質保証の項目で対象とした活動は安全文化の醸成活動では調査の対象から外すことができるが，活動としては共通していても，評価の視点が異なるものについては，安全文化の醸成活動の調査項目の対象とする。

B.3　PSR の評価対象期間

PSR は，評価対象期間が長期間におよび，また，原子力発電所の運営全体に関係する大規模なプロジェクトであることから，適切に計画を定め，実施プロセスを明らかにする必要がある。評価対象期間の考え方の例を**図 B.2** に示す。

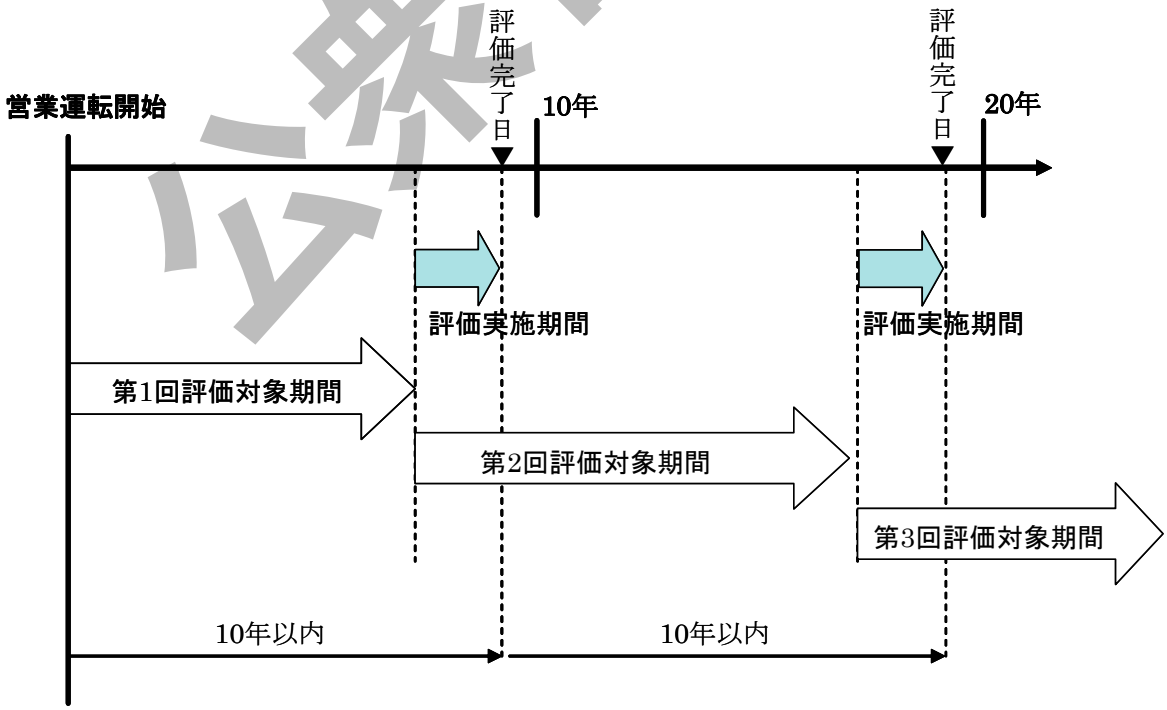


図 B.2－評価対象期間の考え方（概念図）

公衆審査用

- PSR の評価に要する期間を考慮して評価対象期間を設定することを規定した。また，前回評価対象期間以降の保安活動を評価の対象とするよう適切な評価対象期間を設定する必要がある。
- PSR の評価完了日は，計画において定める実施体制に基づく統括責任者の承認日である。
- 評価対象期間後であっても，評価実施中に保安活動の実施状況に顕著な変化があった場合や，新たな技術的知見が得られた場合にはそれらについての評価を含めることは有効である。
- PSRと高経年化対策検討を同一時期に実施することは，重複期間を利用して，PSRと高経年化対策検討の双方を合理的かつ有効に実施することを意図している。これに関して，PSR実施時期が必ずしも運転開始から10年ごとのサイクルになっていないプラントもあり，評価対象期間の調整が必要となる。このような調整においては，“中長期的な視点に立脚した保安活動の評価”というPSRの本旨に基づき，10年を超えない期間の中で極端な短期とならないよう適切な評価対象期間の設定を行うことが重要である。

B.4　評価対象の保安活動

保安活動には，プラントに係るもの（プラントに固有な保安活動）と原子力発電所に係るもの（原子力発電所の全プラントに共通の保安活動）がある。原子力発電所に係る保安活動においては，個々のプラントごとでなく，原子力発電所の全プラントに関して保安活動の PDCA が回される。例えば，運転，保守管理などはプラントに係る保安活動であり，品質保証活動，緊急時の措置及び安全文化の醸成活動は原子力発電所に係る保安活動である。あるプラントの PSR において原子力発電所に係る保安活動の調査及び評価を実施することは，同時に残りのプラントの保安活動について実施することにもなる。このため，任意のプラントの PSR において，同一原子力発電所の他のプラントの PSR 実施結果がある場合は，改めて全評価対象期間に亘り調査を行う必要はなく，未実施の期間について調査し，これを加えて 10 年間の保安活動の評価をすればよい。

なお，プラントに固有な保安活動についても，保安活動の構成要素（プロセス）全てが，必ずしもプラントに固有なプロセスでは無く，原子力発電所に共通するプロセスが含まれることがある。例えば，放射性廃棄物管理においては，プラントの廃棄物処理設備の運用管理及び改善はプラントに固有なプロセスであるが，共用排気筒からの放出は，各プラントの設備管理に加え原子力発電所としての放出管理を行っている共通プロセスである。

プラントに固有な保安活動の調査及び評価においても，構成要素である原子力発電所共通プロセスの調査及び評価が含まれており，これらについては，前記の調査及び評価の考えを適用してもよい。

公表審査用

B.5　確認責任者の役割

PSR 実施結果の客観性を確保するため，本体 **4** において独立評価として，“確認責任者（確認者を含む）は，評価を実施する者以外の者から定める”ことを規定している。独立評価に当たっては，評価者の独立性が求められるが，同時に，当該プラントの保安活動の内容についての理解が必要とされる。このため，独立評価を行う意義を踏まえ，社外の第三者や PSR 実施者以外の社員からの確認者の選任を含めどのように PSR の確認を行うかは，個々の電気事業者が判断すべきものとしている。

公衆審査用

附属書 C
（参考）
保安活動の実施状況の評価の流れ

C.1　保安活動の目的

PSR において保安活動の目的を明文化するのは，保安活動を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価し，今後とも仕組みが機能していく見通しがあるかどうかを評価するためである。

電気事業者の保安活動ごとの目的は，電気事業者間で共通することが多いため，電気事業者が PSR において保安活動の目的を明文化する際の参考として，現時点において電気事業者間で“共通に認識した目的”を，附属書 D に例示するとともに，保安活動の目的を達成するために電気事業者が行っている具体的な取組みも，併せて例示する。

C.2　実績指標に着目した保安活動の評価

C.2.1　実績指標の選定

実績指標としては，次の 3 つに分類される。

a)複数の保安活動をまとめて監視及び測定する実績指標（例：スクラム回数など）

b)一つの保安活動を監視及び測定する実績指標（例：定検期間中の作業被ばく線量など）

c)保安活動の中の活動要素を監視及び測定する実績指標（例：主要作業別の作業被ばく線量など）

PSR の考え方としては，保安活動を行う仕組みがその目的に沿って有効であることを把握し，今後とも仕組みが機能していく見通しがあるかを評価することから，a)と b)から実績指標を選定することになるが，プラントで特に強調して活動してきた要素について評価するために，c)のような実績指標を設定することも有効である。

実績指標を設定するに当たっては，プラントで蓄積している安全実績指標（PI 指標：Performance Indicator）や保全活動管理指標（PC 指標：Performance Criteria）等を参考とするのも有効である。

また，定量的な実績指標を選定することが難しい場合や，定性的な実績指標の方がより効果的に保安活動を評価できる場合には，定性的な実績指標を選定することも有用であり，3.2 において定義した実績指標は，定量的な実績指標に限定したものではない。

なお，定性的な実績指標とは，数値化できない活動状況の実績指標や，母集団が違うことなどにより比較しても意味をなさない実績指標などをいう。

定量的な実績指標又は定性的な実績指標を附属書 D に例示する。例示した全てを実績指標として選定する必要は必ずしもなく，保安活動を行う仕組みがその目的に沿って有効であることを把握するために必要な項目を，電気事業者が適切に選定すればよい。

公表審査用

C.2.2　実績指標に着目した保安活動の評価

調査した実績指標の時間的な推移が安定しているか，時間的な推移に著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向があるかについて，その特徴を踏まえ確認することで，保安活動の適切性及び有効性を評価する。

ただし，評価に当たっては次に留意する必要がある。

・ 定量的な実績指標は電気事業者が実施してきた保安活動の結果を数値として表すものであることから，時間的な推移の変化や傾向と保安活動の結果の因果関係について分析すること
・ 実績指標が当該保安活動の全体を示す指標なのか，保安活動の中の活動要素を示す指標なのかに注意して評価すること
・ 単独の実績指標の変化だけではその本質が見えてこない場合があることから，個々の保安活動に応じて，複数の実績指標を勘案して総合的に判断すること

また，時間的な推移は，保安活動の適切性及び有効性の評価に用いる以外にも，前回 PSR 時との比較調査などにも活用できる。

C.3　改善活動に着目した保安活動の評価

C.3.1　改善活動の調査

5.3.2 で，保安活動の目的に沿った改善活動を，評価対象期間について，各保安活動に共通して，組織及び体制，社内マニュアル，教育及び訓練並びに設備の 4 つの側面から保安活動ごとに調査することとしている。

安全文化の醸成活動において改善活動を調査するための安全文化の要素（安全文化の醸成活動を評価するための視点）については，日常的な安全文化の醸成活動の中で明確にしている場合はそれを用いる。日常的な活動の中で明確化されていない場合は，**表 C.1** に示すような安全文化の要素を記述する試みを参考に，自社の現場に即したものとして PSR の中で明確にする。

改善活動の調査に当たっては，改善活動を軽微なものまで含めて網羅的に抽出する必要はなく，影響の範囲又は効果の程度などを考慮して重要なものを抽出する。

抽出された改善活動については，保安活動を行う仕組みがその目的に沿って有効であることを把握し，今後とも仕組みが機能していく見通しがあるかを評価するために，次について調査する。

－改善活動が定常的な PDCA サイクルの中で実施されたものであることを調査する。
－改善活動の契機，活動内容，改善措置の実施の有無及び実施した改善措置の結果を調査する。契機としては，不適合，外部評価，最新の技術的知見などがある。
－改善活動が保安活動に定着しているか，定着した改善活動が保安活動の目的に沿って継続的に見直しが行われているかについて調査する。

公表審査用

C.3.2　改善活動に着目した保安活動の評価

保安活動において改善が必要と判断された事象が発見されれば，電気事業者は何らかの改善活動を行っていると考えられる。

5.4.1 では，調査した改善活動について，改善活動が保安活動に定着しているか，改善活動の見直しが継続的に行われているかなどを確認し，保安活動が良好な状態に維持されていること，又はより良い状態へ向上していることを評価することとしている。

具体的には，組織及び体制，社内マニュアル，教育及び訓練並びに設備の 4 つの側面（安全文化の醸成活動については，安全文化の要素ごとの視点も加える）から抽出された改善活動が保安活動に定着しているかを確認し，それらが改善活動Ａ，Ａ’，Ａ”･･･のように保安活動の目的に沿って継続的に見直しが行われているかを確認することで，保安活動の有効性を評価する。

改善活動が有効であれば，同じ事象の再発や類似の事象は発生しない又は減少するものと考えられる。このため，**5.4.1** では調査した改善活動について，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きている場合には，原因が確認され，その原因に基づいて追加の改善措置が講じられているかについて確認し，改善活動の結果から保安活動が有効であることを評価することとしている。

なお，原因を確認する場合には，必要に応じて根本原因分析を実施することも有効である。

抽出された改善活動は，すべてが独立している訳ではなく共通する改善活動もある。共通する改善活動は，併せて評価することでその本質が見えてくることが考えられることから，共通性に留意する。

改善活動が共通する場合としては，保安活動の中での共通，複数の保安活動間での共通が考えられる。

C.4　保安活動を行う仕組みの有効性の評価

C.2.2 の実績指標に着目した保安活動の評価及び **C.3.2** の改善活動に着目した保安活動の評価を踏まえ，保安活動ごとに，保安活動を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価することにより，今後ともその仕組みが機能していく見通しがあるかを総合的に評価することとしている。

また，プラントの安全性又は信頼性の一層の向上の観点から，有効な追加措置の必要性を検討する。

公衆縦覧用

表C.1－安全文化の要素

	原子力安全委員会 8軸[1]	IAEA　GS-G-3.1 5つの特性[2]	INPO　強固な安全文化のための原則 （８原則）[3]	日本原子力技術協会 ７原則[4]	NRC　ROP 13要素[5]	JNES　PSR組織風土ガイドライン 10の重要課題[6]	NISA/JNES　安全文化ガイドライン 14項目[7]
安全文化の要素	●組織統率（ガバナンス） ●責任関与（コミットメント） ●相互理解（コミュニケーション） ●危機認識（アウェアネス） ●学習伝承（ラーニング） ●作業管理（ワークマネジメント） ●資源管理（リソースマネジメント） ●動機付け（モチベーション）	1.安全は明確に認識された価値である 2.安全のリーダーシップが明確である 3.安全の説明責任が明確である 4.安全が学習によって向上する 5.安全がすべての活動に組み込まれている	1．全ての従業員は原子力安全に対して個人の責任を持つ 2．リーダーは安全に対するコミットメントを態度で示す 3．信頼が組織に浸透している 4．安全最優先を反映した意思決定 5．原子力技術は専門的で特別なものと認識される 6．問いかける姿勢を深める 7．組織的な学習が取り入れられる 8．絶えず原子力安全が検証されている	1. 安全最優先の価値が組織で徹底されその構成員である個人に認識されている 2. トップは安全のコミットメントを強いリーダーシップにより明確にする 3. 業務や活動に安全確保の仕組みが取り込まれている 4. 関係機関・組織・部門間及び社会との間で円滑なコミュニケーションがなされている 5. 組織及びその構成員である個人は問いかけ，学び，責任を持って是正する姿勢がある 6. 組織及びその構成員である個人は，業務や設備に潜む潜在的なリスクを認識する 7. 自由に物が言え，活気と創造力のある職場環境である	i）意思決定 ii）資源 iii）作業管理 iv）作業慣行 v）是正措置プログラム vi）運転経験 vii）自己評価と独立評価 viii）安全上の懸念を提起する環境 ix）報復意識の防止，検出，及び緩和 x）説明責任 xi）継続的学習環境 xii）組織的変更管理 xiii）安全方針	①トップマネジメントのコミットメント ②上級管理者の明確な方針と実行 ③品質マネージメントシステム（ＱＭＳ）の改善と定着 ④報告する文化 ⑤学習する組織 ⑥コミュニケーションの良好な職場 ⑦誤った判断による意志決定の排除 ⑧ルールの遵守 ⑨説明責任，透明性 ⑩自己評価（第3者評価）	(1)トップマネジメントのコミットメント (2)上級管理者の明確な方針と実行 (3)誤った意思決定を避ける方策 (4)常に問いかける姿勢 (5)報告する文化 (6)良好なコミュニケーション (7)説明責任・透明性 (8)コンプライアンス (9)学習する組織 (10)事故･故障等の未然防止に取り組む組織 (11)自己評価または第３者評価 (12)作業管理 (13)変更管理 (14)態度・意欲

仮訳

参考文献

1) 原子力安全文化評価ガイドラインの検討に係る調査　（財）原子力安全研究協会　平成 17 年 3 月
2) IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, “Application of the Management System for Facilities and Activities,” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria , 2006
3) Principles for a Strong Nuclear Safety Culture, INPO, Nov. 2004（http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/enforcement/INPO_PrinciplesSafetyCulture.pdf#search='INPO）
4) セイフティ・カルチャー シリーズ VOL.7　「原子力安全文化ってなに？②」　平成 20 年 3 月 24 日　一般社団法人　日本原子力技術協会
5) NRC REGULATORY ISSUE SUMMARY 2006-13 INFORMATION ON THE CHANGES MADE TO THE REACTOR OVERSIGHT PROCESS TO MORE FULLY ADDRESS SAFETY CULTURE, NRC, 2006.7
6) 組織風土劣化防止の取り組みの考え方と把握の視点　JNES-SS-0514-00　平成 17 年 12 月　独立行政法人　原子力安全基盤機構
7) 規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン　平成 19 年 11 月 1 日　原子力安全・保安院／原子力安全基盤機構

公衆審査用

附属書 D
（参考）
保安活動の実施状況の評価例

序文

附属書 C(参考)の参考として，保安活動を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価するとともに，今後ともその仕組みが機能していく見通しがあるかを評価するための具体的な例を，保安活動ごとに示す。

なお，例示した実績指標については，必ずしも全てを選定する必要はなく，保安活動を行う仕組みがその目的に沿って有効であることを把握するために必要な項目を，電気事業者が適切に選定する。複数の分野で共通した実績指標を選定してもよい。

また，例示した改善活動については，必ずしも同様の保安活動に含める必要はなく，改善活動をどの保安活動で扱うかは,電気事業者が保安活動の目的に沿って適切に判断する。

D.1　品質保証活動の評価の例

D.1.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1）共通に認識した目的

原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため，原子力発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し,実施し,評価確認し継続的に改善すること。

2）目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の品質保証活動の主目的は，原子力発電所の安全・安定運転を確保することであり，JEAC4111 に基づき，品質保証活動の取組みを行っている。

具体的な取組みを次に示す。

- マネジメントレビュー：品質マネジメントシステムが適切で，妥当で，有効であることを確認するために，組織としての PDCA により品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価を行う。
- セルフアセスメント：原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため，業務計画に対する監視・測定項目や品質目標の分析・評価を通して，品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- 内部監査：原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため，保安活動に対して独立した立場から，内部監査を実施する。
- 不適合管理：設備や業務の安全性及び信頼性を継続的に維持・向上させるため，原子力発電所で発生した不適合を管理するとともに，不適合の是正処置・予防処置を通して改善の PDCA を確実に回す。

公表審査用

・ 力量管理：原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため，原子力安全に関わる業務に従事する要員に必要な力量を明確にし，その力量を確保・向上させるために力量管理を行う。

D.1.2 実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

・ 人的過誤による不適合の発生件数（例 D.1.2 b),c)の①）
・ 不適合事象発生件数（重要度に応じて分類分けをしている場合において，あるレベル以上のもの）
・ 第三者による評価結果
・ トップマネジメントによる品質マネジメントシステムの評価結果

b)実績指標の調査の視点

次は D.1.2 a)の“人的過誤による不適合の発生件数”について調査の視点を示すものである。

①人的過誤による不適合の発生件数

次の視点で調査する。

・ 著しい変化の発生や中長期的な増加傾向の有無
・ 対策実施後の時間的な推移の変化

c)実績指標の評価

次は D.1.2 a)の“人的過誤による不適合の発生件数”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①人的過誤による不適合の発生件数

次の評価方法で評価する。

著しい増加が認められた場合，又は増加傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が再発防止につながっているか，などについて評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

人的過誤による不適合の発生件数は一時的に著しい増加が認められても，他の実績指標は安定し，不適合の原因が調査され，その原因に対して対策が採られ，人的過誤による不適合の発生件数の改善が認められていることから，品質保証活動を行う仕組みが有効であることを評価できる。

公衆審査用

D.1.3　改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

・不適合管理プロセスの充実・強化（例 D.1.3 b)①）
・品質保証・安全管理体制の充実・強化（例 D.1.3 b)②）
・力量管理の充実（例 D.1.3 b)③）
・継続的に改善するための仕組みの構築
・品質マネジメントシステムにおける各プロセス（文書管理プロセス，設計管理プロセス，調達管理プロセス等）の改善
・過去のトラブルの確実な水平展開
・不適合の迅速な処理による再発トラブルの未然防止

b)改善活動の内容・評価

次は D.1.3 a)の“不適合管理プロセスの充実・強化”，“品質保証・安全管理体制の充実・強化”，“力量管理の充実”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①不適合管理プロセスの充実・強化

活動内容の具体的な例を次に示す。

原子力発電所で発生する不適合事象を，重要度に応じて分類し，不適合管理委員会において内容を確認の上，グレードに応じた対応を実施していくシステムを構築（本活動が抽出された経緯は，品質マネジメントシステムの確立が適切になされているかという視点で抽出された）。

評価結果の記載例を次に示す。

原子力発電所で発生する不適合を見える化し，漏れが無くなるとともに，重要度に応じた適切な管理が実施出来るようになり，原子力発電所の安全性，設備の信頼性の向上に寄与している。中長期的な視点として，不適合管理をシステム的に管理していなかった時代と平成 15 年以降の不適合管理の状況を評価し，例えば，原子力安全・保安院の指示により実施した平成 19 年の発電設備の総点検では，平成 15 年以降の重要な事案が発見されていないことなどから有効に機能していると評価できる。本プロセスは社内マニュアルで規程され，その仕組みについては，外部評価で確認されており確立していることから，今後も確実に不適合管理プロセスが実施されると考えられる。このことから，適切な活動が継続的に実施される見通しがあると評価されるものの，不適合管理の事務局の力量については引き続き向上策を実施していくことが望まれる。

②品質保証・安全管理体制の充実・強化

活動内容の具体的な例を次に示す。

原子力発電所長の下にユニットの運転管理及び保全業務に関して責任を負うユニ

公表審査用

ット所長を設置，原子力発電所の品質保証活動を定着・推進するための品質・安全部の設置，原子力発電所とは独立した社長直属の原子力品質監査部の設置。

評価結果の記載例を次に示す。

ユニット情報が迅速にユニット所長に伝達され，よりきめ細やかな指導・指示ができるようになったことにより，原子力発電所の安全性の向上に寄与している。また，従来に比べて，社内マニュアルの体系化をはじめとした品質を確保する様々な施策により業務の的確な遂行に向けた環境が整い，作業品質の向上に寄与している。

③力量管理の充実

活動内容の具体的な例を次に示す。

作業の安全性向上，品質向上を目指した原子力発電所で作業に従事する現場作業のリーダーである作業班長に原子力発電所のルールなどを深く習得してもらい，これを作業の安全性向上，品質向上に活かすべく保全関係者品質安全研修を継続的に実施。

評価結果の記載例を次に示す。

保全関係者品質安全研修を通じ，従来にも増して安全最優先の基本方針が各作業班長に浸透し，作業班長が監督する作業員が実施する作業の安全性の向上に寄与している。

D.1.4　保安活動を行う仕組みの有効性の評価

品質保証活動についての有効性評価の記載例を次に示す。

実績指標に着目して，人的過誤による不適合の発生件数は一時的に著しい増加が認められても，原因が調査され，その原因に対して対策が採られていること，他の実績指標は安定していることが確認できた。

改善活動に着目して，改善活動の見直しが継続的に行われていること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，品質保証活動の適切性・有効性が確認できた。

以上の評価から，品質保証活動を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公表審査用

D.2　運転管理の評価の例

D.2.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

系統監視や系統操作を実施するとともに，その実施を確実なものとするために，運転員の組織・体制の確立，運転操作マニュアル類の整備，通常時から事故時に至るまでのプラント操作等の教育・訓練等を適切に行うことにより，プラントの安全・安定運転を確保すること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の運転管理の主目的は，プラントの安全確保を確実に実施することであり，そのための具体的な取組みを次に示す。

- 運転員の確保：プラントを安全・安定に運転するために，プラントの運転員を確保する。
- 運転操作：プラントを安全・安定に運転するために，運転操作を確実に実施する。
- 状態管理：プラントを安全・安定に運転するために，プラントの状態を的確に把握する。
- 水質管理：原子力発電所の安全性・信頼性を継続的に確保するために，原子炉一次系の水質を適切に管理する。
- トラブル等の報告：原子力発電所立地地域の方々の安心を得るために，トラブルが発生した場合の社内報告，官庁等への通報連絡・報告を確実に実施するために，通報経路を確保する。

D.2.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 発電電力量
- 設備利用率（例 D.2.2 b), c)の①）
- 計画外自動・手動スクラム回数（例 D.2.2 b),c）の②）
- 計画外出力変動回数
- 事故・故障発生件数

b)実績指標の調査の視点

次は D.2.2 a)の“設備利用率”，“計画外自動・手動スクラム回数”について調査の視点を示すものである。

①設備利用率

次の視点で調査する。

公衆審査用

・　著しい変化の発生や中長期的な減少傾向の有無

②計画外自動・手動スクラム回数

次の視点で調査する。

・　スクラムの発生の有無

・　中長期的な増加傾向の有無

・　対策実施後の時間的な変化

c)実績指標の評価

次は D.2.2 a)の“設備利用率”，“計画外自動・手動スクラム回数”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①設備利用率

次の評価方法で評価する。

著しい減少が認められた場合，又は減少傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が再発防止につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

時間的な推移が安定していることから，運転管理を行う仕組みが有効であることを評価できる。

②計画外自動・手動スクラム回数

次の評価方法で評価する。

スクラムの発生が認められた場合に原因究明されているか，原因に対する対策が採られているか，実施した対策が回数の低減につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

スクラムが発生していないこと，また，万が一発生したことを想定して運転訓練センターで訓練を実施していること，適切な操作手順があることから，運転管理を行う仕組みが有効であることを評価できる。

公表審査用

D.2.3　改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

・プラント操作に係る教育・訓練の充実（例 D.2.3 b)①）

・水質管理の充実（例 D.2.3b)②）

（水素注入による腐食環境改善，給水高 pH による鉄腐食量の低減など）

・起動時のトラブル発生の未然防止

・プラントのきめ細やかな状態監視

・人的過誤発生の防止

b)改善活動の内容・評価

次は D.2.3 a)の“プラント操作に係る教育・訓練の充実”,“水質管理の充実”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①プラント操作に係る教育・訓練の充実

活動内容の具体的な例を次に示す。

運転員に対する技能及び知識レベルの更なる維持･向上,誤操作防止を図るため，学習用小型シミュレータを廃止し，実機をモデルにしたサイトシミュレータを所内に設置し訓練を開始（運転操作の充実によりプラントの安全性を確保するという目的から抽出)。

評価結果の記載例を次に示す。

サイトシミュレータによる訓練を実施することにより，操作訓練を実プラントに近い環境で実施することができるようになり，プラントの安全・安定運転に寄与している。

②水質管理の充実

活動内容の具体的な例を次に示す。

原子炉一次系の腐食環境を改善するために水素注入を実施（プラントの安定運転の確立という目的に照らして抽出された)。

評価結果の記載例を次に示す。

応力腐食割れ（SCC:Stress Corrosion Cracking）の発生が無いことから有効と評価。

D.2.4 保安活動を行う仕組みの有効性の評価

運転管理についての有効性評価の記載例を次に示す。

実績指標に着目して，計画外のスクラムや出力変動が発生していないこと，その他の指標は安定していることが評価できた。

改善活動に着目して，改善活動の見直しが継続的に行われていること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，運転管理の適切性・有効性が評価できた。

以上の評価から，運転管理を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

D.3　保守管理の評価の例

D.3.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

原子力発電所を構成する設備の点検･補修･改良，運転中の水質管理（化学管理を含む）などを行い，その機能の健全性の確認と信頼性の維持･向上を図ることにより安全･安定運転を確保すること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の保守管理の主目的は，原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器の安全機能及び供給信頼性を確保することであり，（社）日本電気協会“原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209）”[1)]に基づき，保全活動の取組みを行っている。

具体的な取組みを次に示す。

- 保全計画：設備の安全性・信頼性向上及び保全の適正化を図るため，保全対象範囲の策定，保全重要度の設定，保全方法・周期の決定を行う。
- 原子力発電所施設の点検・保守：設備の安全性・信頼性向上及び保全の適正化を図るため，原子力発電所の状態を監視し，機器の劣化状態に関するデータを採取・評価し，工事を計画・監理し，施設の点検・保守を行う。
- 保全の有効性評価：設備の安全性・信頼性向上及び保全の適正化を図るため，保全活動管理指標を設定し監視するとともに，設備に対しての保全の有効性評価を行い，次サイクルの保全計画へ反映する。
- 保守管理技術情報：原子力発電所の設備不適合の未然防止を図るため，保守管理技術の情報共有を行う。

D.3.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 保全活動管理指標（例 D.3.2 b), c)の①）
- 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視実績（例 D.3.2 b), c)の②）

b)実績指標の調査の視点

次は D.3.2 a)の“保全活動管理指標”，“保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視実績”について調査の視点を示すものである。

①保全活動管理指標に基づく保全の有効性評価

次の視点で調査する。

- プラントレベルの保全活動管理指標の傾向
  - ✓ 計画外自動・手動スクラム回数

公衆縦覧用

- ✓ 計画外出力変動回数
- ✓ 工学的安全施設の計画外作動回数

・ 系統レベルでの保全活動管理指標の傾向

- ✓ 原子炉冷却材系統の故障回数及び非待機時間
- ✓ 化学体積制御系統の故障回数及び非待機時間

②保全データの推移及び経年劣化の中長期的な傾向監視実績に基づく保全の有効性評価

次の視点で調査する。

・定期検査ごとに行う保全の有効性評価結果について，中長期的な視点で調査する。

c)実績指標の評価

次は D.3.2 a)の“保全活動管理指標”，“保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視実績”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①保全活動管理指標に基づく保全の有効性評価

次の評価方法で評価する。

著しい増加が認められた場合，又は増加傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が使用不能時間割合の低減につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

安全系の使用不能時間割合は一時的に著しい増加が認められても，原因が調査され，その原因に対して対策が採られていることから，保守管理を行う仕組みが有効であることを評価できる。

②保全データの推移及び経年劣化の中長期的な傾向監視実績に基づく保全の有効性評価

次の評価方法で評価する。

保全計画書に基づいて定期検査ごとに実施する保全の有効性評価について，保全データの時間的な推移に変化がある場合はその原因が究明されているか，原因に対する適切な対応が実施されているかなどの視点で保全の有効性を評価する。

日常的な保守管理において，時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理が行われているかなどの視点で保全の有効性を評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

定期検査ごとに保全データの推移について評価などを行い，適切な対応が実施されていることから，保守管理を行う仕組みが有効であると評価できる。

日常的な保守管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理が的

公表審査用

確に行われていることから，経年劣化事象について，保守管理を行う仕組みが有効であると評価できる。

D.3.3　改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

- 計画的に定期検査を実施するための取組み（例 D.3.3 b)①）
- 設備改良の実施（例 D.3.3 b)②）
- 系統・設備・機器の劣化状態の監視による経年劣化による不具合の未然防止（例 D.3.3 b)③）
- 保守作業時の人的過誤発生の防止

b)改善活動の内容・評価

次は D.3.3 a)の“計画的に定期検査を実施するための取組み”，“設備改良の実施”，“系統・設備・機器の劣化状態の監視による経年劣化による不具合の未然防止”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①計画的な定期検査を実施するための取組み

活動内容の具体的な例を次に示す。

定検プロジェクトチームを早い段階で設置し，定期的に会議を開催し，必要な資材の確保状況を確認するなど，リードタイムを確保するために改善した。

評価結果の記載例を次に示す。

早い時期から計画的に整備し，目標設定したマイルストン遵守度合いが向上したことにより，設備の信頼性の向上，プラントの安全性の向上に寄与している。

②設備改良の実施

活動内容の具体的な例を次に示す。

原子力安全･保安院指示文書に基づき非常用炉心冷却系（ECCS：Emergency Core Cooling System）ストレーナの大型化を実施。

評価結果の記載例を次に示す。

保温材によるストレーナ詰まりのリスクが低減され，プラントの安全性が向上した。

③系統・設備・機器の劣化状態の監視による経年劣化による不具合の未然防止

活動内容の具体的な例を次に示す。

時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理を的確に実施するための劣化管理の計画を適切に見直した。

評価結果の記載例を次に示す。

時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理を的確に実施していることから，保

公表審査用

守管理が機能していると評価できる。

D.3.4 保安活動を行う仕組みの有効性の評価

保守管理についての有効性評価の記載例を次に示す。

実績指標に着目して，安全系の使用不能時間割合は一時的に著しい増加が認められても，原因が調査され，その原因に対して対策が採られていること，その他の指標は安定していることが確認できた。

日常的な保守管理における設備の劣化管理に着目して，経年劣化事象に対する時間経過に伴う劣化管理の計画及び実績を基に，日常的な保守管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理が的確に行われていることが確認できた。

改善活動に着目して，改善活動が保守管理に定着していること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，保守管理の適切性・有効性が確認できた。

以上の評価から，保守管理を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

参考文献

1) JEAC4209　原子力発電所の保守管理規程，（社）日本電気協会

D.4　燃料管理の評価の例

D.4.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

新燃料としての受入れから,使用済燃料としての搬出までの間,燃料集合体の取扱い,予期せぬ臨界の防止（臨界管理，臨界防止措置），炉心管理，崩壊熱除去など一連の措置により，燃料の健全性を確保すること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の燃料管理の主目的は，燃料の健全性を確保することであり，そのための具体的な取組みを次に示す。

- 炉心設計：原子炉を安全に運転するために，適切な炉心設計を行う。
- 新燃料管理：新燃料の信頼性を確保するために，新燃料の手配・受入れ，燃料体管理を行う。
- 停止時燃料管理：炉心の信頼性を確保するために，原子炉停止時の燃料体管理，燃料移動管理，照射燃料管理を行う。
- 炉心管理：炉心の信頼性を確保するために，炉心管理を行う。

D.4.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 一次冷却材中のよう素 131 濃度（例 D.4.2 b), c)の①）
- 核分裂生成物（FP:Fission Product）濃度

b)実績指標の調査の視点

次は D.4.2 a)の“一次冷却材中のよう素 131 濃度”について調査の視点を示すものである。

①一次冷却材中のよう素 131 濃度

次の視点で調査する。

- 著しい変化の発生や中長期的な増加傾向の有無
- 対策実施後の時間的な推移の変化

c)実績指標の評価

次は D.4.2 a)の“一次冷却材中のよう素 131 濃度”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①一次冷却材中のよう素 131 濃度

次の評価方法で評価する。

公表審査用

保安規定の運転上の制限値を十分下回っているか，著しい増加が認められた場合，又は増加傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が濃度の低下につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

よう素 131 濃度の時間的な推移が安定していることから，燃料管理を行う仕組みが有効であることを評価できる。

D.4.3　改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

・異物による燃料リークの発生数減少（例 D.4.3 b)①）
・改良された燃料の採用（例 D.4.3 b)②）
・予期せぬ臨界に達しないための措置の実施

b)改善活動の内容・評価

次は D.4.3 a)の“異物による燃料リークの発生数減少”，“改良された燃料の採用”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①異物による燃料リークの発生数減少

活動内容の具体的な例を次に示す。

近年の漏えい燃料発生原因は，その多くが金属デブリ（異物）によるものと推定されていることから，異物による漏えい燃料の発生の低減を図るため，デブリを捕捉するフィルタを装備した燃料の導入。

評価結果の記載例を次に示す。

漏えい燃料の発生率の低減により，燃料の健全性の向上に寄与している。

②改良された燃料の採用

活動内容の具体的な例を次に示す。

燃料集合体のチャンネルファスナのバネ押付け力を増加させることにより，地震発生時の燃料集合体の間隔変化に伴う中性子高スクラム発生頻度を低減させるために，地震対策用のチャンネルファスナを採用。

評価結果の記載例を次に示す。

燃料集合体の間隔変化に伴う中性子高スクラム発生頻度低減により，プラントの安全・安定運転に寄与している。

D.4.4　保安活動を行う仕組みの有効性の評価

燃料管理についての有効性評価の記載例を次に示す。

公表審査用

実績指標に着目して，各指標の時間的推移が安定していることが確認できた。

改善活動に着目して，改善活動が燃料管理に定着していること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，燃料管理の適切性・有効性が確認できた。

以上の評価から，燃料管理を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

D.5　放射線管理の評価の例

D.5.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

“合理的に達成可能な限り低くすること（As Low As Reasonably Achievable）”（以下，“ALARA の考え方”という。）を尊重し，放射線業務従事者及び一般公衆の放射線防護を確実に実施すること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

放射線管理の主目的は，ALARA の考え方を尊重し，原子力発電所の運転・保守において放射線業務従事者が受ける被ばく線量の低減，及び原子力発電所の周辺公衆が受ける被ばく線量の低減を図ることであり，そのための具体的な取組みを次に示す。

- 放射線作業管理：放射線業務従事者の受ける被ばく線量を合理的に達成できるかぎり低く保つため，放射線作業管理を行う。
- 放射線管理区域管理：放射線業務従事者の受ける被ばく線量を合理的に達成できるかぎり低く保つため，放射線管理区域内を特定し放射線線量率等を管理するとともに，管理区域立入者を管理する。
- 線量管理：放射線業務従事者及び一時立入者の線量について法令の線量限度を遵守するため，被ばく線量管理を行う。
- 物品移動管理：物品の運搬に伴う無用な被ばく及び汚染の拡大を防止するために，放射線管理区域からの搬出物品を測定し，物品管理を行う。
- 環境放射線管理：原子力発電所周辺住民等の健康と安全を守るため，環境における原子力発電所に起因する放射性物質又は放射線による周辺住民等の線量を測定する。

D.5.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 定期検査期間中の作業の総被ばく線量（例 D.5.2 b),c)の①）
- 定期検査期間中の１日当たりの被ばく線量
- 定期検査の主要作業別の被ばく線量
- 特定ポイントにおける線量当量率(例：BWR プラントにおける原子炉再循環系（PLR：Primary Loop Recirculation System）配管)

b)実績指標の調査の視点

次は D.5.2 a)の“定期検査期間中の作業の総被ばく線量”について調査の視点を示すものである。

①定期検査期間中の作業の総被ばく線量

公衆審査用

次の視点で調査する。

・ 著しい変化の発生や中長期的な増加傾向の有無
・ 対策実施後の時間的な推移の変化

c)実績指標の評価

次は D.5.2 a)の“定期検査期間中の作業の総被ばく線量”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①定期検査期間中の作業の総被ばく線量

次の評価方法で評価する。

著しい増加が認められた場合，又は増加傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が被ばく線量の低減につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

総被ばく線量が減少傾向にあることから，放射線管理を行う仕組みが有効であることを評価できる。

D.5.3 改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

・除染，遮へい等工事上の工夫による被ばく線量の低減（例 D.5.3 b)①）
・定期検査時の総被ばく線量の低減
・被ばく線量の低減への取組みの浸透
・亜鉛注入による線量率低減

b)改善活動の内容・評価

次は D.5.3 a)の“除染，遮へい等工事上の工夫による被ばく線量の低減”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①除染，遮へい等工事上の工夫による被ばく線量の低減

活動内容の具体的な例を次に示す。

小型軽量な床面除染装置を開発・導入し，除染作業の効率化を図る。

評価結果の記載例を次に示す。

原子力発電所の清掃時における除染作業の効率化が図られ，作業員の被ばく低減に寄与している。

D.5.4 保安活動を行う仕組みの有効性の評価

放射線管理についての有効性評価の記載例を次に示す。

公表審査用

実績指標に着目して，被ばく線量が減少傾向にあることが確認できた。

改善活動に着目して，改善活動が放射線管理に定着していること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，放射線管理の適切性・有効性が確認できた。

以上の評価から，放射線管理を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

D.6　放射性廃棄物管理の評価の例

D.6.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

原子力発電所から放出される放射性気体廃棄物，放射性液体廃棄物については，法令に定められる濃度限度を遵守することは当然のこととして，ALARA の考え方に基づき放出量の低減に努め，公衆の被ばく線量を低いレベルに制限すること。また，放射性固体廃棄物については，適切に保管又は貯蔵するとともに，保管量の低減に努めること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の放射性廃棄物管理の主目的は，放出にあたり周辺公衆が受ける被ばく線量を低減するためであり，そのための具体的な取組みを次に示す。

- 放射性液体気体廃棄物管理：原子力発電所の安全性及び信頼性を継続的に確保・向上するとともに，原子力発電所立地地域の住民の安心を得るために，ALARA の考え方に基づき，原子力発電所で発生する放射性液体廃棄物及び放射性気体廃棄物の放出管理を行う。
- 放射性雑固体廃棄物管理：原子力発電所の安全性及び信頼性を継続的に確保・向上するとともに，原子力発電所立地地域の住民の安心を得るために，雑固体廃棄物の発生，集積，処理，収納，運搬及び保管廃棄の管理を行う。
- 使用済燃料プールなどにおける照射廃棄物管理：原子力発電所の安全性及び信頼性を継続的に確保・向上するとともに，原子力発電所立地地域の住民の安心を得るために，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の放射性固体廃棄物等の運搬・移動，貯蔵，保管廃棄の管理を行う。

D.6.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 放射性気体廃棄物中の放射性希ガス及びよう素 131 の放出量（例 D.6.2 b) ,c)の①）
- 放射性液体廃棄物中の放射性物質(トリチウムを除く)及びトリチウムの放出量
- 放射性固体廃棄物の発生量，保管量

b)実績指標の調査の視点

次は D.6.2 a)の“放射性気体廃棄物中の放射性希ガス及びよう素 131 の放出量”について調査の視点を示すものである。

①放射性気体廃棄物中の放射性希ガス及びよう素 131 の放出量

次の視点で調査する。

- 著しい変化の発生や中長期的な増加傾向の有無

公衆縦覧用

・ 対策実施後の時間的な推移の変化

c)実績指標の評価

次は D.6.2 a)の“放射性気体廃棄物中の放射性希ガス及びよう素 131 の放出量”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①放射性気体廃棄物中の放射性希ガス及びよう素 131 の放出量

次の評価方法で評価する。

保安規定に定める放出管理目標値を下回っているか，著しい増加が認められた場合，又は増加傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が放出量の低減につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

放出量が減少傾向にあることから，放射性廃棄物管理を行う仕組みが有効であることを評価できる。

D.6.3 改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

・放射性固体廃棄物の保管量の低減（例 D.6.3 b)①）
・放射性固体廃棄物の発生量の管理
・放射性液体・気体廃棄物の発生量の管理
・計画外の放射性物質の系外放出防止

b)改善活動の内容・評価

次は D.6.3 a)の“放射性固体廃棄物の保管量の低減”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①放射性固体廃棄物の保管量の低減

活動内容の具体的な例を次に示す。

プラズマアークの高いエネルギーを利用して雑固体廃棄物を溶融し，ドラム缶等の放射性廃棄物貯蔵量の低減を図る。

評価結果の記載例を次に示す。

ドラム缶等の貯蔵量が低減でき，周辺公衆の被ばく低減に寄与している。

D.6.4 保安活動を行う仕組みの有効性の評価

放射性廃棄物管理についての有効性評価の記載例を次に示す。

実績指標に着目して，放出量などが減少傾向にあることが確認できた。

公衆審査用

改善活動に着目して，改善活動が放射性廃棄物管理に定着していること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，放射性廃棄物管理の適切性・有効性が確認できた。

以上の評価から，放射性廃棄物管理を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

D.7　緊急時の措置の評価の例

D.7.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

万が一の原子力発電所の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために，緊急時における体制の確立，通報連絡及び実施に係る社内マニュアルなどを整備し，これら一連の対応を適切に実施できる体制を確立し，訓練を実施することにより，原子力災害の発生及び拡大を防止すること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の緊急時の措置の主目的は，万が一の原子力発電所に緊急事態が発生した場合に備え，あらかじめ原子力防災組織を確立することであり，そのための具体的な取組みを次に示す。

- 原子力災害対策：原子力発電所の安全性及び信頼性を継続的に確保・向上するとともに，原子力発電所立地地域の方々の安心を得るために，原子力災害の発生及び拡大を防止する。
- 地震後の対応：災害に強い原子力発電所を構築するとともに，原子力発電所立地地域の方々の安心を得るために，地震に起因する原子力災害の発生を防止する。
- 防火管理：災害を発生させない原子力発電所を目指し，原子力発電所立地地域の方々の安心を得るために，火災に起因する原子力災害の発生を防止する。
- 防災訓練：原子力災害の発生及び拡大を防止するために，原子力災害発生を想定した訓練を行う。

D.7.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 訓練への参加人数
- 防災訓練回数
- 原子力災害発生回数
- 地震，火災に対する対応状況
- 訓練時の改善提案の処理状況（参加者の多様化，地元との連携）（例 D.7.2 b),c)の①）

b)実績指標の調査の視点

次は D.7.2 a)の“訓練時の改善提案の処理状況”について調査の視点を示すものである。

①訓練時の改善提案の処理状況

次の視点で調査する。

公衆審査用

・ 著しい変化の発生や中長期的な減少傾向の有無
・ 対策実施後の時間的な推移の変化

c)実績指標の評価

次は D.7.2 a)の“訓練時の改善提案の処理状況”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①訓練時の改善提案の処理状況

次の評価方法で評価する。

処理率の減少傾向が認められた場合に原因究明されているか，必要に応じて対策が採られているか，実施した対策が処理率の増加につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

訓練時の改善提案の処理が継続的に実施されていることから，緊急時の措置を行う仕組みが有効であることを評価できる。

D.7.3 改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

C.3.1 の具体例として，次の視点から改善活動を抽出・調査する。

・防災活動の体制等の強化（例 D.7.3 b)①）
・緊急時対策室における防災関連設備の自主保全活動の実施
・防災資機材の維持管理
・防災訓練の実施

b)改善活動の内容・評価

次は D.7.3 a)の“防災活動の体制等の強化”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①防災活動の体制等の強化

活動内容の具体的な例を次に示す。

新潟県中越沖地震による原子力発電所の被害に鑑み，初期消火体制を整備。

・ 24 時間体制の初期消火要員の配備
・ 化学消防車等の配備
・ 所轄消防署との専用回線の配置

評価結果の記載例を次に示す。

初期消火活動のための体制の強化が図られ，原子力発電所の安全性の向上に寄与している。

公衆審査用

D.7.4 保安活動を行う仕組みの有効性の評価

緊急時の措置についての有効性評価の記載例を次に示す。

実績指標に着目して，維持されていることが確認できた。

改善活動に着目して，改善活動が緊急時の措置に定着していること，改善が必要と判断された事象の再発や類似の事象の発生が起きていないことが確認できた。

これらのことから，緊急時の措置の適切性・有効性が確認できた。

以上の評価から，緊急時の措置を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

D.8　安全文化の醸成活動の評価の例

D.8.1　保安活動の目的

a)保安活動の目的の明文化

1)共通に認識した目的

経営責任者が掲げる安全文化の醸成に係る方針とその方針に基づく活動を確実にするための仕組みにより，組織に属する個々の要員が安全文化の醸成活動に参画することで継続的に安全文化を醸成させること。

2)目的を達成するための具体的な取組み

原子力発電所の安全文化の醸成活動の主目的は，安全文化を継続的に醸成させることであり，そのために経営責任者が掲げる安全文化の醸成に係る方針を示し，その方針に基づく活動を確実に実施するための仕組みを構築し，組織に属する個々の要員が安全文化の醸成活動に参画することで，継続的に安全文化を醸成させている。

D.8.2　実績指標に着目した保安活動の評価

a)実績指標の選定

C.2.1 の具体例として，次の実績指標がある。

- 安全文化に関する教育の受講率，計画に対する実施率，受講者の理解度（例 D.8.2 b),c)の①）
- 安全文化に問題があり発生した不適合の発生件数
- 従業員の申告により明らかになったコンプライアンス上の問題の件数
- 不適合管理の実施状況を示す指標（発生から報告までの日数，処理期間など）
- 安全文化に関連するアンケート結果（数値指標として用いる場合と条件を付けて○△×などで評価する場合がある）（例 D.8.2 b),c)の①）
- 根本原因分析の評価結果
- 第三者による評価結果

b)実績指標の調査の視点

単独の指標で安全文化の状態を把握するのは難しく，複数の指標等を組み合わせて評価することが有効と考えられる。

次は D.8.2 a)の“安全文化に関する教育の受講率，計画に対する実施率，受講者の理解度”，“安全文化に関連するアンケート結果”について調査の視点を示すものである。

①安全文化に関する教育

次の視点で調査する。

・教育が計画どおり実施されているか

・教育内容が理解されているか

・教育内容が適切か

公表審査用

c)実績指標の評価

次は D.8.2 a)の“安全文化に関する教育の受講率，計画に対する実施率，受講者の理解度”，“安全文化に関連するアンケート結果”についての，評価方法と評価結果の記載例である。

①安全文化に関する教育

次の評価方法で評価する。

受講率や計画に対する実施率が低下傾向にある場合や，教育の理解度は高いが自社の安全文化の醸成活動の仕組みの理解度が低下傾向にある場合に，原因究明されているか，必要に応じ対策が採られているか，実施した対策が理解の向上につながっているか，などの視点で評価する。

評価結果の記載例を次に示す。

自社の安全文化の醸成活動の仕組みに対する理解に低下傾向が認められたが，原因が調査され，その原因に対して対策が採られたことにより理解度が向上したことから，安全文化の醸成活動を行う仕組みが有効であることを評価できる。

D.8.3　改善活動に着目した保安活動の評価

a)改善活動の抽出・調査の視点

次のような安全文化の要素に沿って改善活動を抽出・調査する。

1) 安全文化の要素に沿った改善活動

・風通しのよい企業風土構築（例 D.8.3 b)①）
・情報公開による透明性の確保（例 D.8.3 b)②）
・ルールの遵守
・現場社員の士気と誇りの高揚
・報告する文化
・常に問い直す習慣
・謙虚に学ぶ文化
・安全を最優先する経営姿勢の表明
・外部機関による評価

2) 安全文化の醸成活動の仕組みの改善活動

・安全文化の醸成の基本方針や目標の見直しの調査
・安全文化の醸成に係る規定，標準，手順等の改善状況の調査
・評価手法の改善状況の調査（例 D.8.3 b)③）

b)改善活動の内容・評価

次は D.8.3 a)の“風通しのよい企業風土構築”，“情報公開による透明性の確保”，“評価

公表審査用

手法の改善状況の調査”についての，活動内容と評価結果の記載例である。

①風通しのよい企業風土構築

活動内容の具体的な例を次に示す。

社員の安全第一に対する意識の浸透，社外に対する説明責任等の意識醸成を図るため，安全第一を基本とする業務運営，社外に対する説明責任等について経営層と社員との懇談会，意見交換会を実施。

評価結果の記載例を次に示す。

経営層と社員との懇談会，意見交換会が継続的に実施され，形骸化が防止されていることにより，社員の安全第一に対する意識の浸透，社外に対する説明責任等の意識醸成が図られている。

②情報公開による透明性の確保

活動内容の具体的な例を次に示す。

地元住民から信頼を得るために，安全上問題のない軽微なトラブル情報等について，お知らせとして原子力発電所ホームページに迅速に公開。

評価結果の記載例を次に示す。

技術系，事務系職員の一体となった活動により，公開される情報の範囲が時間の経過とともに拡大されるとともに，迅速な情報提供が図られ，透明性の向上に資している。

③評価手法の改善

活動内容の具体的な例を次に示す。

実績指標が定期的に見直されている。

評価結果の記載例を次に示す。

実績指標が，量と質の両面において改善され，活動の有効性の評価に寄与している。

公表審査用

D.8.4 保安活動を行う仕組みの有効性の評価

安全文化の醸成活動についての有効性評価の記載例を次に示す。

実績指標に着目して，安全文化に関する教育の自社の安全文化の醸成活動の仕組みに対する理解に低下傾向が認められ，手順書の不遵守による不適合の報告件数に一時的な著しい増加が認められたが，これらの原因が調査され，その原因に対して対策が採られたことにより安全文化の醸成活動の仕組みに対する理解が向上し，手順書の不遵守による報告件数も減少し，安定していることが確認できた。

改善活動に着目して，安全文化の醸成活動において継続的改善が定着しており，改善が必要と判断した事象の再発や類似の事象の発生は起きていないことが確認でき，さらに，実績指標の見直しなど，安全文化の醸成活動を行う仕組みの継続的な改善が実施されていることが確認できたことから，安全文化の醸成活動の適切性・有効性が

確認できた。

以上の評価から，安全文化の醸成活動を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることを評価でき，今後とも仕組みが機能していく見通しがあると評価できる。

公衆審査用

附属書 E
（参考）
最新の技術的知見の調査・評価の考え方

E.1 最新の技術的知見の反映状況の調査の考え方

6.1 の“保安活動への反映状況を調査する”とは，最新の技術的知見の“設備又は保安活動を行う仕組みなどへの反映状況（例えば，知見の収集，知見の分析・検討，保安活動への取り入れの決定，保安活動への取り入れの実施，保安活動への定着という流れ）を調査する”ことをいう。

なお，評価対象期間以前の技術的知見の反映が継続している反映状況は，最新の技術的知見を契機とした改善活動となるため，その評価は，5 の保安活動の実施状況の調査及び評価の対象となることから，報告書にはその関係性を記載しておくことが望ましい。

E.2 安全研究成果の調査対象

原子力発電所の設計においては，通常運転時における設備の信頼性確保はもとより，原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮される事象（設計基準事象）を想定し，その事象に対処するために種々の設備上の考慮を払っている。

このような設計を実現するために，実用発電炉の開発段階において，事故の際の炉心の挙動，燃料の冷却性などの種々の安全性又は信頼性に関連する研究が実施されてきた。

原子力発電の実用化以降も更に詳細にわたって，これらの研究は継続的に実施され，種々の知見が蓄積されてきている。

当該プラントが，最新のものと同等の高い水準の安全性及び信頼性を維持しているかを確認するためには，設備及び保安活動を行う仕組みなどに係る安全研究から得られた知見が保安活動へ適切に反映されているかを確認することが一つの有効な手段である。

安全規制に取り入れられたものの具体的な例としては，次のものが挙げられる。

- 原子力安全委員会の安全審査指針類
  （専門部会報告書を含む）
- 民間規格類のうち，安全規制に取り入れられたもの

今までの PSR において取り上げられた例としては，反応度投入事象に関する安全評価，原子炉冷却材喪失事象に関する安全評価，原子炉容器の加圧熱衝撃に関する評価，配管破損防護に関する評価，耐震設計及びシビアアクシデントに関する研究に関連するものがある。

E.3 国内外の原子力発電所の運転経験の調査対象

国内の原子力発電所で発生した事故又は故障等の運転経験として 6.1b)に記載している“実用炉規則に基づき他の電気事業者から得られた保安に係る技術情報”とは，一般社団

公表審査用

法人日本原子力技術協会が運営する原子力施設情報公開ライブラリー“ニューシア”において公開されている事故及び故障等の情報（保全品質情報を含む）並びに電気事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報（BWR 事業者協議会情報又は PWR 事業者連絡会情報）として電気事業者間で情報共有されているものである。

国外の原子力発電所で発生した事故又は故障等の運転経験として **6.1b)**に記載している“当該国規制機関又は国際機関により安全性又は信頼性の観点で重要な事象とされたもの”とは，運転経験から得た教訓に基づき，当該国規制機関又は国際機関が電気事業者へ対応の実施を指示，勧告したものであり，例えば米国原子力規制委員会（NRC: Nuclear Regulatory Commission）が公表している指示文書“Bulletin”，“Generic Letter”がある。また，米国原子力発電協会（INPO: Institute of Nuclear Power Operations），世界原子力発電事業者協会（WANO: World Association of Nuclear Operators）及び国際原子力機関（International Atomic Energy Agency: 以下，“IAEA”という。）事故故障報告データベース（IRS: Incident Reporting System）を通じて電気事業者間で共有している情報の中にも，電気事業者へ対応を勧告したものなどがあり参考にすることができる。

E.4　技術開発成果の調査対象

安全研究による安全評価手法の整備，事故又は故障等の運転経験による予防措置に加え，既存技術及び設計などの改良に係る技術開発並びに保安活動を行う仕組みなどに係る技術開発についても，知見として採りあげるべきものがある。技術開発成果としては，各電気事業者がそれぞれ取り組んでいる自社研究と，電気事業者間で共同して取り組んでいる電力共通研究がある。電力共通研究は，複数プラント，複数電気事業者に共通な優先度の高い課題を対象として安全性又は信頼性の向上を目指すものであり，その中で実用化された成果を技術開発成果に係る知見として扱うことが妥当であると考える。自社研究の成果のうち，当該プラントの安全性又は信頼性に与える影響が，電力共通研究の成果と同程度以上と考えられるものについては，保安活動への反映状況を確認することが有効である。

E.5　未だ具体的な安全規制，規格基準等に反映されていない技術的知見から調査対象を抽出する方法の例

PSR 評価時点において，安全規制及び規格基準に反映されていないが，プラントの安全性又は信頼性の向上を図る観点から重要と考えられる設備及び保安活動を行う仕組みなどに係る技術的知見について調査対象とすることは有効である。なお，電気事業者の自主的に取り組む技術的知見としては，**E.3**（原子力安全・保安院からの指示によるものを除く）及び **E.4** が含まれる。ただし，PSR 評価時点において安全規制及び規格基準に反映されていない技術的知見であることから，原子力発電所の安全性又は信頼性の一層の向上を図る上で有用なものがあるかどうか電気事業者の判断で見極める必要がある。

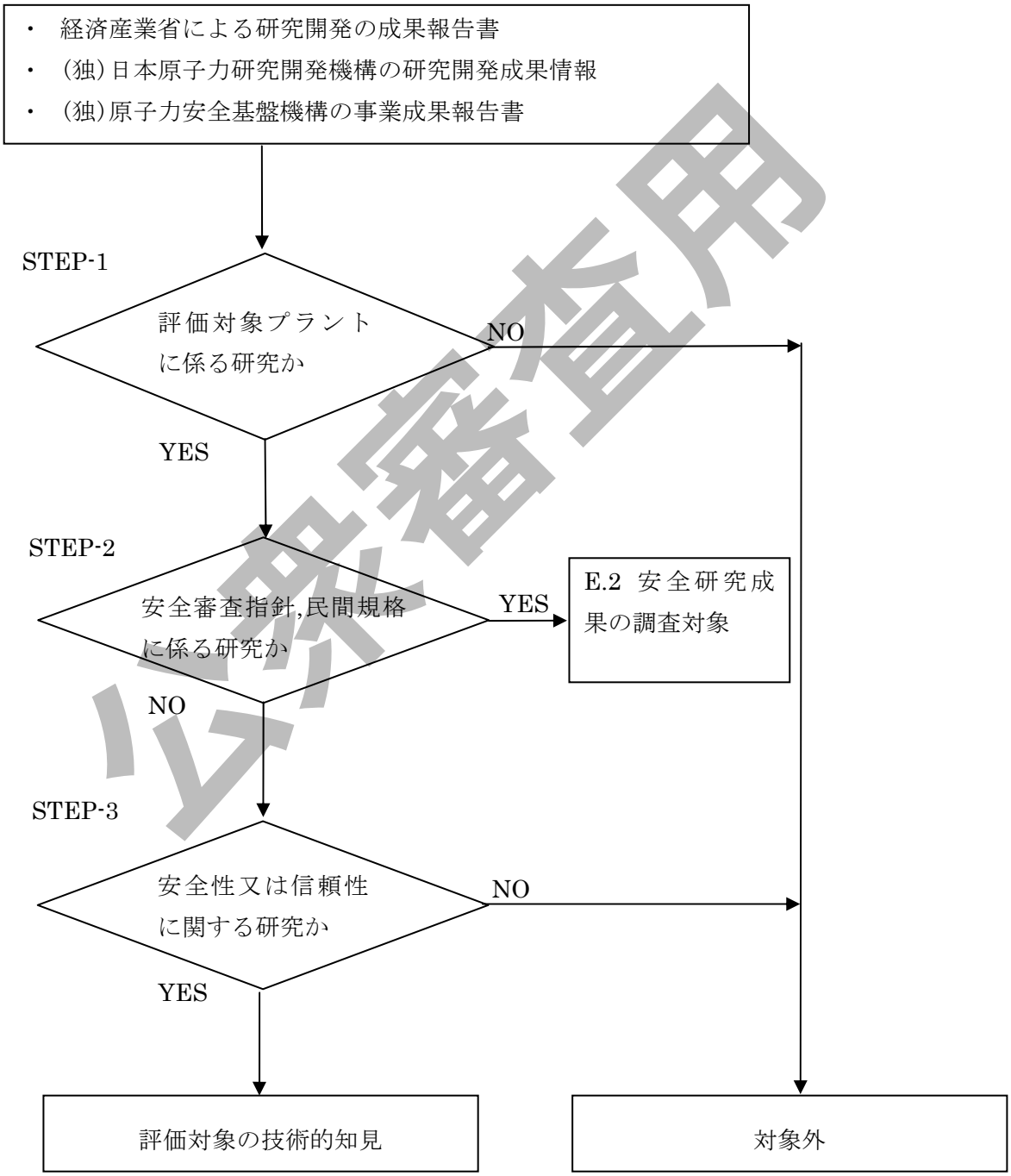
プラントの安全性又は信頼性の向上を図る上で保安活動への反映が重要である可能性

公表審査用

のある技術的知見（**E.3** ， **E.4** を除く）の調査対象例としては次のものが考えられる。

- 経済産業省による研究開発の成果報告書
- (独)日本原子力研究開発機構の研究開発成果情報
- (独)原子力安全基盤機構の事業成果報告書

未だ具体的な安全規制，規格基準等に反映されていない技術的知見の抽出としての事例を**図 E.1** に示す。



公表審査用

図 E.1－未だ具体的な安全規制，規格基準等に反映されていない技術的知見の抽出の方法（例）

STEP-１：評価対象プラントに係る研究か

a)評価対象プラントに係らない研究は対象外とする。

1）新設プラント，廃炉措置に関する研究

2）廃棄物の埋設及び輸送,燃料の輸送，中間貯蔵及び再処理に関する研究

3）その他

b)評価対象プラントと異なる炉型に対して行われた研究は対象外とする。

炉型に関係なくプラントに共通的な研究は対象とする。

STEP-2：安全審査指針，民間規格に係る研究か

a） 安全審査指針(原子力安全委員会)化のための研究

原子炉施設の安全性又は信頼性に影響を及ぼすような研究成果は，結果として原子力安全委員会の安全設計指針や安全規制に用いる民間規格に取り込まれ整備される。これらについては，『安全研究成果』評価に含まれることから対象外とする。

主なものは次のとおり。

1)燃料開発(8×8型，9×9型，17×17型燃料集合体)に関する研究

2)耐震設計に関する研究

3)シビアアクシデントに関する研究等

b)現行法令や安全規制に用いる民間規格との適合性を確認した類の研究結果は，『安全研究成果』の評価に含まれることから対象外とする。

STEP-3：安全性又は信頼性に関する研究か

a)原子力発電所の安全性又は信頼性に類しない研究は対象外とする

1)将来的な課題(長期運転サイクルなど)解決に向けた研究

2)原子力発電所の保安活動に直接類しない研究

公表審査用

附属書 F
（参考）
確率論的安全評価に当たって考慮する点

F.1　PSR における確率論的安全評価で考慮する点

PSR における確率論的安全評価（Probabilistic Safety Assessment：以下，“PSA ”という。）は，電気事業者が PSR の評価対象期間中に行った，運転経験及び新知見の反映などの，安全性への影響を定量的に評価するものとして位置づけられる。したがって，PSR の PSA では，次の点に留意することが重要である。

a) PSR における PSA では，PSR の評価対象期間中の安全性を評価するという観点から，評価時点における当該プラントの設備変更及び運用変更を可能な限り反映していることが重要である。ただし，PSA モデルで対象外としている，もしくは PSA 結果への影響が小さい設備変更及び運用変更も多く，PSA モデルへの反映の要否は PSA 結果への影響を考慮して判断することが重要である。

b) PSR における PSA 結果の解釈において，炉心損傷頻度の平均値にのみ注目するのではなく，起因事象発生頻度，機器故障率，人的過誤率などの入力パラメータの確率分布の伝播による炉心損傷頻度の不確実さ幅を評価すると共に，PSA モデル上の不確実さの要因及び結果に大きな影響を与える重要な解析条件を変化させ炉心損傷頻度などの評価結果にどのように伝播するかを調べることによって，不確実さの要因や重要な解析条件の PSA 結果への潜在的な影響を把握することが重要である。これは，安全性の特徴を定量的に把握するという PSR の PSA のねらいに合致している。

c) PSA では，当該プラントの“安全性の特徴を定量的に把握する”ために，炉心損傷頻度に対する支配的な因子を同定することができる重要度解析を実施することが重要である。レベル 1PSA 実施基準では，重要度解析の実施にあたって Fussell-Vesely 重要度とリスク増加価値（RAW: Risk Achievement Worth）を算出することを求めている。PSR において保安のために有効な追加措置を抽出するが，その際，重要度解析結果を活用することが有効となる。

d)“安全性の特徴を定量的に評価する”方法は次の 2 つの方法があると考えられる。一つは，PSA を実施して安全性の特徴を把握する方法である。また，もう一つは，設備変更及び運用変更が以前に実施した PSA 結果に大きく影響しないと判断した場合，その影響の程度を評価し，安全性の特徴を把握する方法である。

e)この標準は，AESJ-SC-P008 及び AESJ-SC-P009 に準拠してプラント出力運転状態における PSA，並びに AESJ-SC-P001 に準拠してプラント停止状態における PSA を実施することを規定しているため，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施することとなる。

公表審査用

F.2　安全性を判断する目安

PSA 結果によって安全性が確保されていることを判断する目安としては，例えば，“原子力発電プラントの基本安全原則（INSAG-12）”（国際原子力機関（IAEA）国際原子力安全諮問委員会，1999）[1] が示す目標（炉心損傷頻度として，既設炉に対して 10^{-4}／炉年以下，新設炉に対して 10^{-5}／炉年以下）がある。我が国では，原子力安全委員会安全目標専門部会から 2003 年 12 月に“安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ [2]”，及び 2006 年 3 月には“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－[3]”がとりまとめられている。

F.3　対象とする確率論的安全評価の範囲

PSR における PSA は，確立された手法が存在し，国内原子力発電所を対象とした評価事例が多数あり，評価経験が蓄積されている内的事象を対象として，プラント出力運転状態における炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度並びにプラント停止状態における炉心損傷頻度を評価することにより，設備及び運用に関する改善の効果を把握している。ただし，外部電源の喪失は，プラント外の原因によるものも含めて内的事象とみなす。

ここでいうプラント停止状態とは，PSA を実施するに際して，BWR においては原子炉停止過程における復水器真空破壊の時点から原子炉起動過程における制御棒引き抜き開始の時点まで，PWR においては原子炉停止過程における非常用炉心冷却系の自動起動信号ブロックの時点から原子炉起動過程における同ブロック解除の時点までをいう。プラント出力運転状態とは，プラント停止状態以外の状態をいう。

なお，すでに標準が制定されている地震 PSA，及び標準化の検討を重ねる必要がある火災 PSA，溢水 PSA などの PSA については，評価経験を蓄積した上で，PSR での実施要否を判断することが必要である。

公表審査用

参考文献

1）INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 1999
2）安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ 原子力安全委員会 安全目標専門部会（平成 15 年 12 月）
3）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－原子力安全委員会 安全目標専門部会（平成 18 年 3 月 28 日）

附属書 G
（参考）
報告書のまとめ方

G.1　報告書の作成

PSR の実施結果を的確に報告書にまとめるために，次に示す項目を記載することは有効である。

・ 実績指標について， 選定理由，データにより判断できる事項及びデータを考察するにあたっての具体的な基準
・ 保安活動の継続的な改善並びにプラントの安全性及び信頼性の維持向上が図られているかについての評価結果

G.2　報告書の確認の視点

確認に当たっては，本体 5～8 の結果の妥当性に加え，実施計画に基づき適切な評価が行われていること，実施手順が遵守されていること，根拠となる記録及び文書が明確にされていることなどを視点とする。

G.3 報告書の構成例

報告書の構成例を次に示す。

— PSR の実施計画（評価対象期間，実施体制及び実施項目）
— 原子力発電所の概要
　原子力発電所の経緯，特徴，設備概要
— 保安活動の実施状況の評価
— 保安活動への最新の技術知見の反映状況の評価
— 確率論的安全評価
— 有効な追加措置及びその実施計画
— まとめ

注記 1　保安活動の実施状況の評価については，継続的な改善効果が“現在の保安活動の仕組み”に繋がっていることから，現在の保安活動の仕組み（概要）について記載することは，報告書としての判り易さのために有効である。

注記 2　まとめにおいては，保安活動の実施状況の評価，保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価及び確率論的安全評価の各評価結果，並びに必要により抽出された有効な追加措置の実施計画の策定結果により，当該プラントが最新のプラントと同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得ることを記載する。

公衆審査用

G.4　営業運転を開始した日以降 30 年を迎える時又はそれ以降における経年劣化事象に係る評価結果の記載例

営業運転を開始した日以降30年を迎える時又はそれ以降における経年劣化事象に係る評価を行う場合において，“PSRと高経年化対策検討の双方を合理的かつ有効に実施する”との主旨から，PSR報告書の記載例としては，高経年化対策検討の評価の状況を踏まえ，次のような場合があげられる。いずれの場合もこの標準で規定している報告書の作成手続きを経ることになる。

- 統括責任者によるPSR報告書案の承認までに，保安規定（高経年化対策検討の評価書を含む）が認可又は変更認可申請されている場合は，その旨を記載し，引用する。ただし，評価の概要を記載することは有効である。
- 統括責任者によるPSR報告書案の承認までに，保安規定（高経年化対策検討の評価書を含む）が変更認可申請されていない場合は，AESJ-SC-P005の5（10年ごとの経年劣化管理）に従って評価を行い，その結果を記載する。

公衆審査用

原子力発電所の定期安全レビュー実施基準

解　　説

この解説は，本体及び附属書に規定・記載した事柄，並びにこれらに関連した事柄を説明するもので，規格の一部ではない。

【解説】1. 制改定の趣旨及び経緯

【解説】1.1　制定の趣旨

定期安全レビュー（Periodic Safety Review :以下，“PSR ”という。）は，平成 4 年 6 月に資源エネルギー庁から“既設の原子力発電所の安全性等の向上を目的として約 10 年ごとに最新の技術的知見に基づき原子力発電所の安全性等を総合的に再評価”し，結果を報告することが要求されたことを契機として開始された。また，平成 11 年 6 月には，資源エネルギー庁によって PSR の一層の充実として，“高経年化に関する技術評価及び長期保全計画の策定”が実施内容に追加された。その後，平成 14 年 8 月の東京電力(株)における原子力発電所に係る不正問題などの一連の問題を踏まえた再発防止の一環として，原子力安全･保安院は，平成 15 年 9 月 24 日に実用炉規則を改正し，その実施を義務化して，原子炉施設保安規定の要求事項として位置付けた。

上記の通達などに対応して，電気事業者は自主的な活動として，平成 6 年 8 月に敦賀発電所 1 号機，美浜発電所 1 号機，福島第一原子力発電所 1 号機について報告書を通商産業省(当時)へ提出して以降，順次，PSR を実施し，報告書を公開してきた。

原子力学会標準委員会は，電気事業者の PSR の経験を踏まえ，標準的な基準を提示することは，PSR に携わる人々が共通の理解をもった上で実施していくために，さらには，その他の人々がレビューの結果を理解するのを容易にするために有効な手段であるので，PSR の標準的な実施の基準について規定することとし，2006 年に“原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2006（以下，“PSR 実施基準：2006”という。)”を制定した。

【解説】1.2　今回の改定の趣旨

平成 16 年 8 月の関西電力(株)美浜発電所 3 号機における二次系配管破損事故を契機とした高経年化対策の充実の一環として，原子力安全・保安院によって“実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン（以下，“高経年化対策実施ガイドライン”という。)”（平成 17 年 12 月 26 日制定，平成 19 年 6 月 15 日 一部改正，平成 21 年 1 月 1 日廃止）が制定され，“原子炉の運転を開始した日から 30 年を経過する日以前に，①高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生の可能性があり，通常保守管理活動の一環として監視等を行うことが重要である経年劣化事象への保守管理における対応及び②組織風土の劣化防止への対応について，原子炉の運転を開始した日以降 10 年ごとに実施する定期

公表審査用

安全レビューにおいて評価すること”が要求された。

一方，原子力安全・保安院が平成 18 年 9 月にとりまとめた報告書“原子力発電施設に対する検査制度の改善について[1)]”において，“保全プログラム”に基づく保全活動に対する検査制度の導入など検査制度の新たな方向性が示されるとともに，“保全プログラム”と高経年化対策及び PSR が連動したものとすることとされた。これを踏まえ，平成 20 年 8 月 29 日に実用炉規則が改正されたが，この際，PSR は評価対象が品質保証についての規定であることから，品質保証を定める規定に続く規定と位置づけられ，高経年化対策検討は保守管理に関する規定の一つと位置づけられた。また，保全プログラムと PSR との連動を受け，PSR 結果を踏まえた措置を講じることについても新たに規定されている。

今般，原子力安全・保安院によって，品質保証活動の一環である PSR の基本的要求事項を定めた “実用発電用原子炉施設における定期安全レビュー実施ガイドライン平成 20 年 8 月 29 日原子力安全・保安院（以下，“PSR 実施ガイドライン”という。)”が制定されている。

また，改定された高経年化対策実施ガイドライン（平成 20 年 10 月 22 日制定）でも，“①原子炉の運転を開始した日から 30 年を経過する日以前からの高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生の可能性があり，通常保守管理活動の一環として監視等を行うことが重要である経年劣化事象への保守管理における対応，及び②安全文化の醸成活動のうち組織風土の劣化防止への対応について，原子炉の運転を開始した日以降 10 年ごとに実施する定期安全レビューにおいて評価すること”が要求されている。

今回の改定に当たっては，“PSR 実施基準：2006”制定時以降における上述の経緯を踏まえ，経年劣化事象に係る調査及び評価並びに安全文化の醸成活動の調査及び評価を追加した。さらに，電気事業者が PSR 標準を使用した経験を踏まえるとともに，PSR 実施ガイドラインの基本的要求事項を考慮して実施方法を規定した。

なお，確率論的安全評価については，PSR 実施ガイドラインにおいて，“事業者が任意に行うことが望ましい”とされており，従来の確率論的安全評価の位置づけと変更がないため，大きな改定をしていない。

【解説】2　国外の PSR の調査及び分析

この標準の策定に際して，欧州で実施されている PSR の状況を調査するとともに，国際原子力機関（International Atomic Energy Agency：以下，“IAEA”という。）がまとめた PSR の安全基準（No. NS-G-2.10，“原子力発電所定期安全レビュー”）[2)]の内容を分析した。また，2005 年以降の運転継続認可を受けるために 2001 年から 2003 年にかけて実施された英国サイズウェル B 発電所の第 1 回 PSR 報告書及び英国規制当局（Nuclear Installations Inspectorate：以下，“NII”という。）による評価結果[3)]について調査，分析した。

欧州で実施されている PSR は，我が国の PSR と同様に，原子力発電所の安全性及び信

公表審査用

頼性のより一層の向上を図るために約 10 年ごとに実施を要請しているものである。しかし，欧州の PSR が運転継続の条件としているのに対して，我が国の PSR は，13 か月ごとの定期検査による運転認可を義務付けた上で実施を要求しており，規制上の位置付けが異なる。

IAEA の PSR 安全基準は，IAEA 加盟国で実施されている PSR を参考に作成した包括的な内容となっている。また，IAEA の PSR 安全基準で規定しているレビュー項目も安全上重要なすべての分野を包括した選定がなされている。この標準のレビュー項目の選定に際しては，我が国における PSR の規制上の位置付けを考慮した上で，IAEA の PSR 安全基準で規定しているレビュー項目も参考にしている。

英国サイズウェル B 発電所の第 1 回 PSR は，IAEA の PSR 安全基準発行後に実施されており，英国法規制体系（原子力設置法，規則・指針等）に基づき安全評価原則（SAP: Safety Assessment Principle）ごとに適合性を確認するとともに，最新の国際基準として IAEA の PSR 安全基準を位置付け，レビュー項目に対する適合性も確認している。NII は，PSR 技術審査ガイド[4]（T/AST/050）に基づき電気事業者の PSR を評価し，評価に基づく指摘事項の解決を図ることで，2005 年 10 月以降の運転継続が認可された。

この標準を改定するに際しては，これらの調査を踏まえ，国外とは規制上の位置付けは異なることを認識した上で，こうした国外の PSR の実施，評価プロセスも参考にしている。

【解説】3　PSR における経年劣化事象の評価について

解説 1.2 にも記載したとおり，高経年化対策実施ガイドラインにおいて，PSR のうち高経年化対策に関することについて基本的な要求事項が規定され，“①原子炉の運転を開始した日から 30 年を経過する日以前からの高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生の可能性があり，通常保守管理活動の一環として監視等を行うことが重要である経年劣化事象への保守管理における対応，及び②安全文化の醸成活動のうち組織風土の劣化防止への対応について，原子炉の運転を開始した日以降 10 年ごとに実施する定期安全レビューにおいて評価すること”が要求されている。

一方，AESJ-SC-P005 において，高経年化対策は“保守管理のうち原子力発電所の構築物，系統及び機器に想定される経年劣化事象に対して，長期間の供用を考慮した活動を行うこと。（注記：この対策は，運転初期からの経年劣化管理，10 年ごとの経年劣化管理，高経年化対策検討及び長期保全計画に基づく保守管理を内容とする）”と定義され，10 年ごとの経年劣化管理の実施内容が規定されている。また，“10 年ごとの経年劣化管理は，劣化進展特性が比較的緩やかで中長期的な視点に立脚した評価を行うことが有効な事象に対して，高経年化対策検討よりも前段階から行うものであることから，PSR にて実施することが合理的であり，有効である”と説明されている。

そこで，この標準では，PSR における経年劣化事象に係る調査及び評価について

公表審査用

AESJ-SC-P005 の 5（10 年ごとの経年劣化管理）に従って実施することを規定している。

なお，運転初期からの経年劣化管理を含む保全活動の有効性評価については，保守管理の評価として実施することとなる。

【解説】4　保安活動の目的を達成するための適合状況について

保安活動の目的に対する適合状況は，**5** で規定されている次の①～③の内容で明確になる。

① 保安活動ごとの目的の明文化

② 明文化した目的に沿った実績指標，改善活動の調査

③ 実績指標及び改善活動の調査結果を踏まえた，保安活動を行う仕組みがその目的を達成するために有効であることの評価

【解説】5　有効な追加措置に係る実施計画について

有効な追加措置に関しては，実用炉規則第 7 条の 3（品質保証）の第 2 項において“原子炉設置者は，第七条の五第一項の規定に基づく措置を講じた時は，同項各号に掲げる評価の結果を踏まえて前項の措置を講じなければならない”と記載されており，抽出された有効な追加措置は品質保証計画に基づいた保安活動において実施することとなる。したがって，PSR では，有効な追加措置の抽出とその実施計画の策定までを範囲としている。

【解説】6　JEAC4111 との関係

PSR は品質保証活動の一環として実施する。また，電気事業者は，（社）日本電気協会“原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111)（以下，“JEAC4111”という。）に従って原子力発電所の保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し，実施し，評価確認し，継続的に改善するという品質保証活動を実施している。これらのことから，PSR についても JEAC4111 に従って実施するものである。

公表審査用

参考文献

1) 原子力発電施設に対する検査制度の改善について，平成 18 年 9 月，原子力安全・保安院

2) Safety Standards Series No.NS-G-2.10 （Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants），IAEA, 2003

3) Sizewell B nuclear power station: the findings of NII's assessment of British Energy's periodic safety review, Health and Safety Executive (http://www.hse.gov.uk/nuclear/sizewellb.pdf)

4) NSD Technical Assessment Guide T/AST/050 Periodic Safety Review Issue 3, April 2004 (http://www.hse.gov.uk/foi/internalops/nsd/tech_asst_guides/tast050.pdf)

公衆審査用

AESJ-SC-P004:2009

日本原子力学会標準

原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009

2009年10月16日　初版　第1刷発行
2011年　4月15日　初版　第3刷発行

定価 10,500 円

発行所　社団法人　日本原子力学会
（〒105－0004）東京都港区新橋2－3－7
（新橋第二中ビル3階）
電話（03)3508-1263；FAX（03)3581-6128
振替 00130－5－55932番

印刷　富士リプロ株式会社
（〒101－0048）　東京都千代田区神田司町2丁目14番地

© 2009　Atomic Energy Society of Japan

ISBN978-4-89047-326-7　C3058　¥10,500E