

- ・ 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。

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。

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

- ✓ 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

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。

公衆審査専用

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

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
- ・ 垂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。

小型軽量の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。

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。

公衆審査専用

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ヨウ素 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ヨウ素 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ヨウ素 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

- ・ 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。

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。

公衆審査専用

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。

- ・ 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。

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。

公衆審査専用

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り組み

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

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

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。

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。

公衆審査専用

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

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

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。

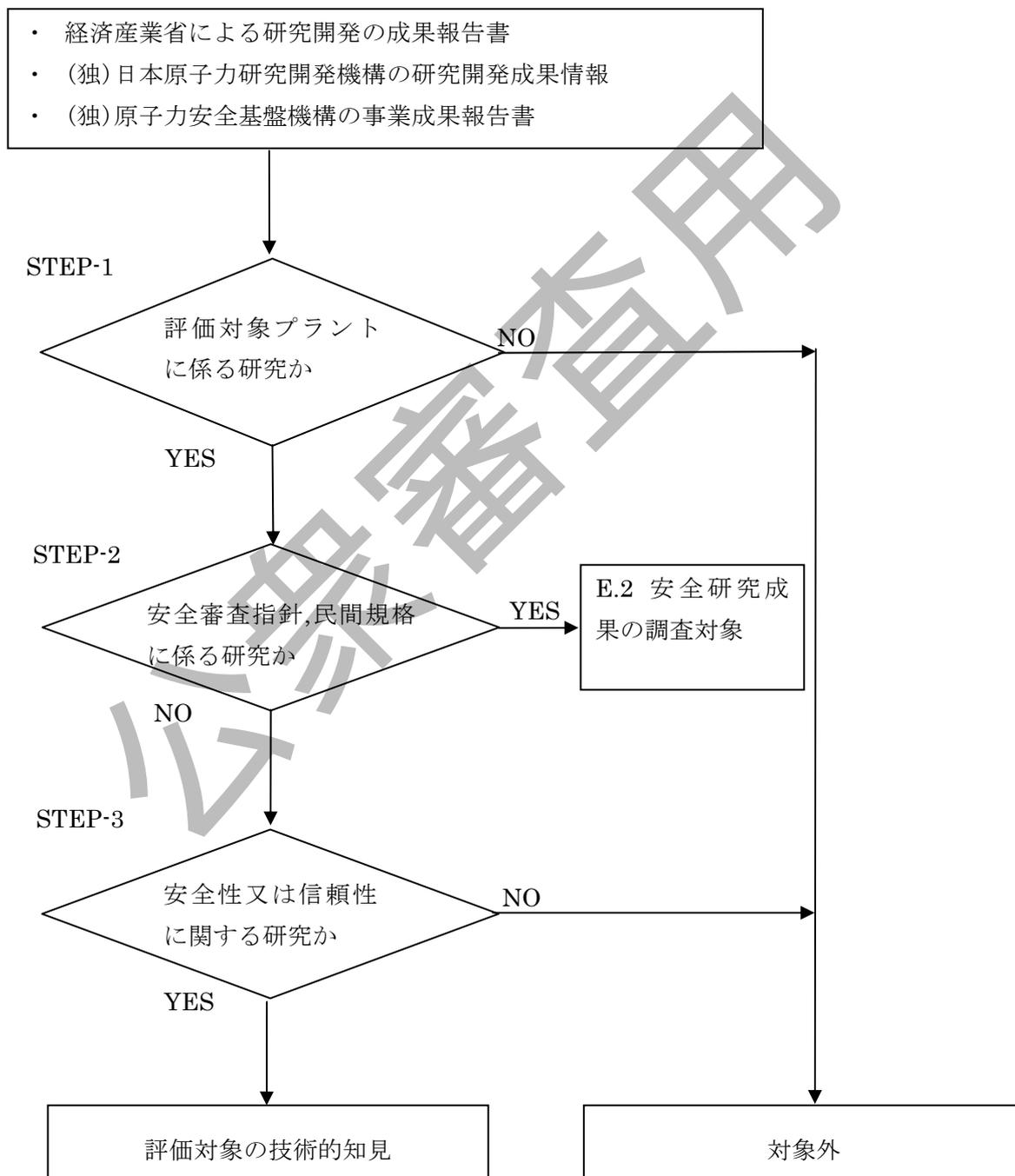


図 E.1—未だ具体的な安全規制，規格基準等に反映されていない
技術的知見の抽出の方法（例）

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

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, 起回事象発生頻度, 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かさ幅を評価すると共に, PSA モデル上の不確か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, 不確か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, 不確かさ解析及び感度解析を実施することとなる。

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。

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。

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。

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

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

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

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。

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)

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