

第17条 立地

- 締約国は、次のことについて適當な手続が定められ及び実施されることを確保するため、適當な措置をとる。
- (i) 原子力施設の計画された供用期間中その安全に影響を及ぼすおそれのある立地に関するすべての関連要因が評価されること。
 - (ii) 計画されている原子力施設が個人、社会及び環境に対して及ぼすおそれのある安全上の影響が評価されること。
 - (iii) 原子力施設が継続的に安全上許容され得るものであることを確保するため、必要に応じ、(i)及び(ii)に定めるすべての関連要因が再評価されること。
 - (iv) 計画されている原子力施設がその近隣にある締約国の領域に及ぼすおそれのある安全上の影響について、当該締約国が独自に評価することを可能とするため、当該締約国がそのような影響を受けるおそれのある限りにおいて当該締約国との間で協議が行われ及び、要請に応じ、当該締約国に対して必要な情報が提供されること。

我が国においては、原子力施設の立地の適否を判断するために、自然現象・外部人為事象の原子力施設に対する安全上の影響評価、万一の事故を想定した原子力施設による周辺の公衆への安全上の影響評価、原子力施設が立地されることによる環境への安全性以外の影響評価が必要と考え、これらについて必要な法令等を整備し、評価している。

17. 1 原子力施設の立地に係る基本的考え方

我が国においては、原子力施設の立地の適否を判断するために、
・自然現象・外部人為事象の原子力施設に対する安全上の影響評価
・万一の事故を想定した原子力施設による周辺公衆への安全上の影響評価
・原子力施設が立地されることによる環境への影響評価
が必要と考え、これらについて必要な法令等を整備している。

17. 2 実用発電用原子炉の立地に係る主要な評価体系

実用発電用原子炉の立地については、原子炉等規制法により、実用発電用原子炉の位置、構造及び設備が災害防止上支障のないものであることがその設置許可(変更の許可を含む。以下本条において同じ。)の条件となっており、設置許可に係る安全審査の際に、原子炉立地審査指針等に基づき、その立地の適否を審査している。

原子炉立地審査指針は、実用発電用原子炉の立地条件として大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんあるが、将来においてもあるとは考えられないこと、また、災害を拡大するような事象も少ないと、原子炉はその安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること、及び敷地及びその周辺は、必要に応じ公衆に対し適切な措置を講じ得る環境にあることなどを求めている。

発電所の立地選定に当たっては、上記指針に基づいて実用発電用原子炉の異常を誘発する可能性の少ない地点を選ぶとともに、自然現象・人為事象などの外部起因事象に対する安全確保については、基本的にはその地点での特有な外部起因事象を十分考慮した設計とすることで対応している。

これを受け、安全設計審査指針の中で、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象によって実用発電用原子炉の安全性が損なわれない設計であること、また、想定される外部人為事象によって実用発電用原子炉の安全性を損なうことのない設計であること等を要求している。

また、実用発電用原子炉の事故による周辺の公衆への安全上の影響評価について、原子炉立地審査指針は、万一の事故を仮定した場合に、公衆の受けける線量の評価値が判断の目安を下回るように、周囲の非居住区域及び低人口地帯の距離の範囲並びに人口密集地帯からの十分な距離を確保すべきことが安全防護施設との関連において求められている。なお、安全評価審査指針では原子炉立地審査指針を受け、立地評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮す

べき事項等を具体的に示している。

実用発電用原子炉施設を含む全ての発電所に係る環境影響評価については、これまで1977年7月の通商産業省(現、経済産業省)省議決定に基づき行われていたが、1999年6月に環境影響評価法が施行されたことにより、法律に基づいた環境影響評価が実施されている。この点については、17. 5項において記す。

17. 3 外部起因事象に対する評価

外部起因事象に対する評価は、「大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんあるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないと」との原子炉立地審査指針の規定を受け、安全設計審査指針において設計上考慮すべき事象として地震及び地震以外の自然現象並びに外部人為事象を定めている。

地震に対する設計に関して、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震上の区分がなされるとともに、安全機能を維持する設計であることが求められる。

原子力安全委員会は、安全審査に用いられる耐震安全性に係る指針類に最新知見等を反映し、より適切な指針類とするため、2001年7月に原子力安全基準専門部会の中に耐震指針検討分科会を設置し、耐震設計審査指針等の改訂の検討を進め、2006年9月、耐震設計審査指針等を改訂した。新耐震設計審査指針については18. 1節に示す。

地震以外に想定される自然現象(洪水、津波、風、凍結、積雪、地滑り等)に対する設計に関しては、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、これらによって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であることが求められている。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も過酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であることが求められている。

また、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される外部人為事象(飛行機落下、ダムの崩壊、爆発等)によっても、実用発電用原子炉の安全性を損なうことのない設計であることが要求されている。航空機落下に対する考慮については、2002年7月に、原子力安全・保安院が内規として制定した「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(内規)」において、「想定される外部人為事象」として設計上の考慮を必要とするか否かの判断のめやすとともに、標準的な評価手法が示されている。なお、航空機などについては原子力施設上空の飛行が原則制限されている。

第三者の不法な接近等に対しては、我が国の実用発電用原子炉はこれを防御するため適切な措置を講じた設計であることを要求している。

17. 4 実用発電用原子炉の事故による周辺公衆への安全影響評価

原子炉立地審査指針では、万一の事故時にも、公衆の安全を確保するため、実用発電用原子炉は、その安全防護施設との関連において周辺公衆から十分離れた距離にあることを原則的な立地条件として定めており、この要求を満足する条件として、以下のように定められている。

1) 原子炉の周囲のある距離の範囲内は非居住区域であり、非居住区域の外側においては、重大事故の発生を想定しても周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

なお、重大事故とは、敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかも知れないと考えられる事故を指し、原子炉立地審査指針等に規定されている。

2) 非居住区域の外側のある距離の範囲内は低人口地帯であり、同地帯においては、仮想事故の発生を想定しても周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

なお、仮想事故とは、重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故であり、例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちいくつかが作動しない

と仮想し、それに相当する放射性物質の拡散を仮想するものと、原子炉立地審査指針等に規定されている。

3)原子炉の敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。

ここでいうある距離とは、仮想事故の発生を想定しても、全身線量の積算値が、集団線量の見地から十分受け入れられる程度に小さくなるような距離を指す。

なお、上記の判断のめやすとして用いられる線量は、原子炉立地審査指針の別紙において定められている。また、線量評価に際しては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」にて、大気中における放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法を定めている。

17.5 環境影響評価

環境影響評価法の目的は、規模が大きく環境への影響の程度が大きい事業について、事業者が環境への影響評価を適切に行い、環境保全の見地から評価結果を事業計画に反映させるためのものであり、これに関する一連の手続きが定められている。原子力施設を含めた商業用発電設備の環境評価は、環境影響評価法の規定と電気事業法の環境影響評価に関する規定に基づき行われる。原子力施設は、その規模にかかわらず全て環境影響評価の対象としている。図17-1に実用発電用原子炉施設の設置に係る環境影響評価の概略手続きを示す。

事業者は、原子力施設の建設設計画に先立ち、計画の概要、環境影響評価項目、調査方法、予測及び評価手法を記載した方法書を作成し、発電所の環境影響を受ける範囲と認められる地方公共団体に送付するとともに、原子力安全・保安院に届け出る。原子力安全・保安院は方法書に対する関係都道府県知事の意見を勘案するとともに、住民等の意見及びそれについての事業者の見解に配意して方法書を審査し、事業者に対して必要に応じ勧告を行う。

次に事業者は方法書に対する勧告等を踏まえて、環境調査、予測、評価及び環境保全措置の検討を行ったうえで準備書を作成し、関係地方公共団体に送付するとともに、原子力安全・保安院に届け出る。原子力安全・保安院は準備書に対する住民等の意見及びそれについての事業者の見解に配意するとともに、関係都道府県知事及び環境大臣の意見を勘案し、また環境審査顧問の意見を聞いて準備書を審査し、事業者に対して必要に応じ勧告を行う。なお、事業者は、環境影響の程度が極めて少ないと判断される以外の項目については、実行可能な範囲内で環境影響をできるだけ軽減するため、事業計画及び地域の状況を踏まえ、環境保全措置を検討し、必要に応じ代償措置を検討することとなる。

最後に、事業者は準備書に対する勧告等を踏まえて評価書を作成し、原子力安全・保安院に届け出る。原子力安全・保安院は評価書を審査し、事業者に対して、変更の必要がある場合は評価書の変更を命じ、変更する必要がない場合は、確定の通知を行う。確定された評価書は、環境省及び関係地方公共団体に送付される。

また、原子力安全・保安院は、工事計画認可等の際、工事の計画が評価書に従っているものでなければ認可しないこととなる。

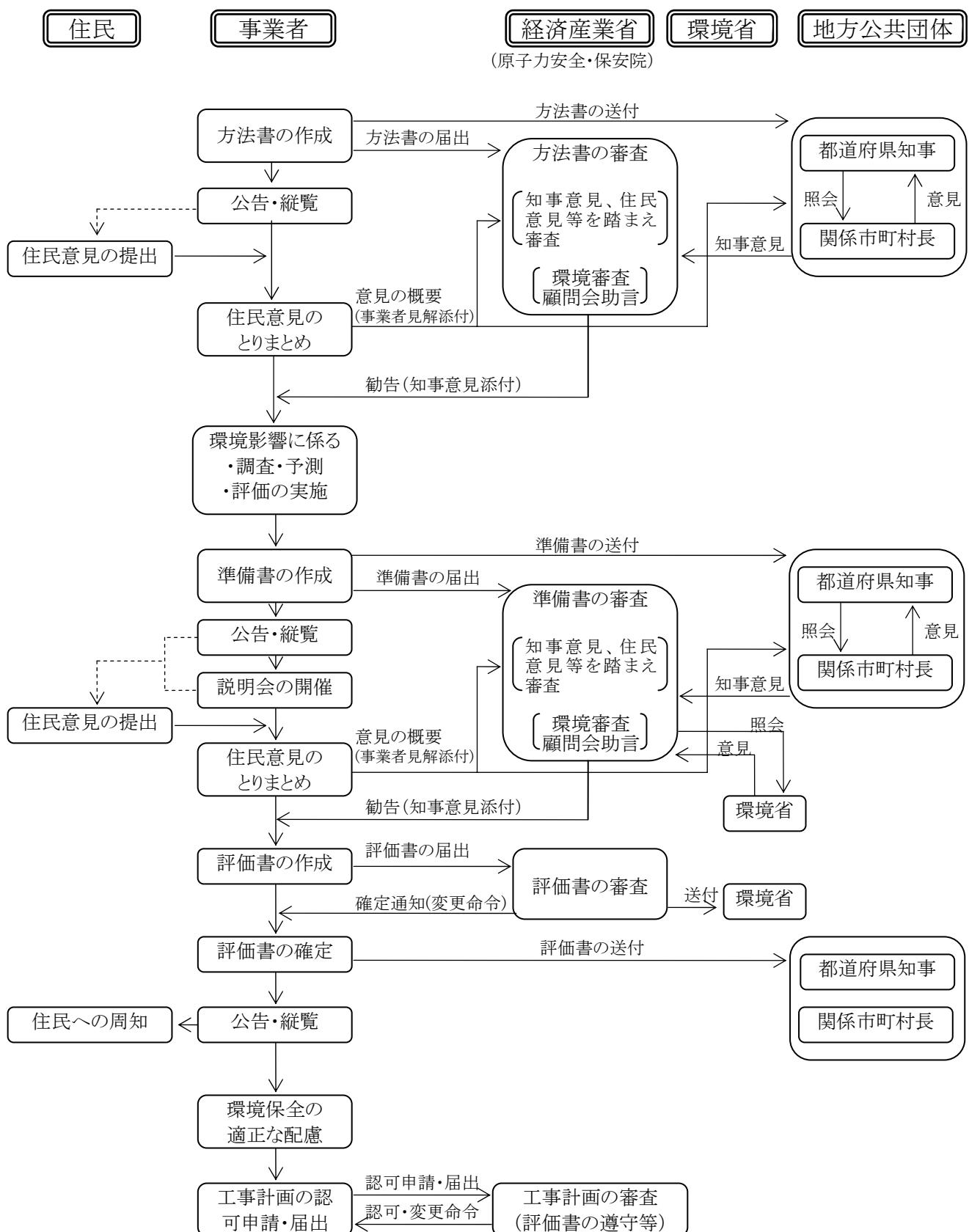
17.6 立地関連要因の再評価

原子力施設の存在が安全上許容され得ることを継続的に確保するために、原子力施設の増設時に、立地選定に係るすべての関連要因の変化を考慮に入れて立地の妥当性を再評価している。また、安全設計への影響が懸念される新しい科学的知見や要因が発生した場合には、安全設計の妥当性を再評価することとしている。

17. 7 安全上の影響に関する近隣諸国との協議

我が国では、立地の選定に当たって、原子力施設の異常を誘発する可能性の少ない地点を選んでいる。さらに、設計においては、自然現象を含めて事故の起因事象に対する安全性を十分に確保するとともに、アクシデントマネジメント策を整備している。その上、我が国は島国であり、かつ周辺国との間には相応の地理的隔たりが存在することから、近隣諸国に対して我が国の原子力施設が安全上の影響を与える可能性は極めて小さいと考えられる。以上の事情から、これまで、原子力施設の立地に当たって、互いに近隣諸国との協議等を行ったことはない。

図17-1 実用発電用原子炉施設に係わる環境影響評価の概略手続き



第18条 設計及び建設

締約国は、次のことを確保するため、適当な措置をとる。

- (i) 原子力施設の設計及び建設に当たり、事故の発生を防止し及び事故が発生した場合における放射線による影響を緩和するため、放射性物質の放出に対する信頼し得る多重の段階及び方法による防護(深層防護)が講じられること。
- (ii) 原子力施設の設計及び建設に用いられた技術が適切なものであることが、経験上明らかであるか又は試験若しくは解析により認められること。
- (iii) 原子力施設の設計が、特に人的な要因及び人間と機械との接点(マン・マシン・インターフェース)に配慮しつつ、当該施設の運転の信頼性、安定性及び容易性を考慮したものとなっていること。

我が国の原子力施設(軽水炉及び高速増殖炉)は、いわゆる西側諸国の大安全設計思想をベースに設計、建設及び運転されており、IAEA原子力安全基準(NUSS)に規定する深層防護システムとほぼ同じものとなっている。また、継続的に、運転経験及各種の試験・解析・研究開発による知見を取り入れ、より安全で、保守管理のしやすい施設を実現している。さらに、原子炉の安全性と信頼性を向上させるために、これらの新しい知見を必要に応じて逐次、指針類の策定や改訂に反映している。

18. 1 原子力施設の設計及び建設に関する審査

我が国における原子力施設の設計及び建設段階における許認可プロセス並びにそこで適用される法令及び規制要求事項については第7条に関する報告に記述している。原子力施設の安全性に係る設計の審査には、安全設計審査指針、安全評価審査指針及び関連する指針が使用される。

安全設計審査指針には、実用発電用原子炉施設の安全設計の基本方針が定められている。同指針は、原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器それぞれに対して、それらが供用期間中に受ける可能性のある環境条件・荷重条件(通常運転の状態のみならず、想定される異常状態を含む)下において、所定の機能を果たすべきことを求めている。

安全評価審査指針は、こうした構築物、系統、機器で構成される原子炉施設が、全体として十分安全な施設となっていることを安全評価によって確認するためのものである。同指針は、安全評価において想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項などを示している。

許認可を受けた実用発電用原子炉施設の設計に変更する必要性が生じた場合は、その設置者は、新設の場合の許認可プロセスと同様の手続きにより、その変更の影響を受ける安全解析を含めて、変更による安全性の確認及び変更部分の検査を受けなければならない。

18. 2 深層防護及び放射性物質の閉じ込めの具体化

我が国の実用発電用原子炉施設(軽水炉(BWR 及び PWR))は、いわゆる西側諸国の大安全設計思想をベースに設計、建設及び運転されており、IAEA 原子力安全基準(NUSS)に規定する深層防護システムとほぼ同じものとなっている。我が国の軽水炉は、米国で開発された軽水炉を基礎としているが、その後、経済産業省(当時、通商産業省)のイニシアチブによる改良標準化計画が累次推進され、設置許可を受けた者(本条において「原子炉設置者」という。)の運転経験及び原子力産業界の各種の研究開発によって得られた知見を取り入れ、より安全で、保守管理のしやすい施設を実現している。

(1) 深層防護の具体化

深層防護の原則は以下のとおりである。

- ・適切な品質水準及び工学的慣行に従って発電所を健全かつ保守的に設計することにより平常運転からの逸脱を防止すること、
- ・異常の発生を早期に検出し、事故への進展を未然に防止すること、さらに、
- ・前段で防止されないことを仮定して、その結果生じる事故の拡大を抑制し、その影響を緩和すること、

これらの原則を実用発電用原子炉施設の設計に具体化するために、原子力安全委員会の定めた安全設計審査指針は次のような事項を定めている。すなわち、第1の防護は、異常発生の防止対策である。具体的には、安全余裕のある設計を行うこと、製作において厳重な品質管理を行うこと、施設または機器が設計どおりに製作されているかを検査すること、及び運転に入ってから、監視、点検保守により性能低下を防止すること等であり、安全設計審査指針1～10(原子炉施設全般)において要求されている。また、原子力施設を構成する構築物、系統及び機器それぞれについて、それぞれの安全機能上の重要度を設計上の考慮に入れることを求めており、次節の重要度分類審査指針が作成され、設計、製作における品質管理において重要度に応じた考慮を払うことを要求している。

第2の防護は、異常の波及拡大の防止対策である。具体的には、運転中に何らかの故障や誤操作が発生した場合にも、その異常状態を早期に検知しこれを修復し、あるいは事故への進展を未然に防止する対策を講じることであり、安全設計審査指針15～18(原子炉停止系)及び指針34～40(安全保護系)等において要求されている。

第3の防護は、事故時の影響の緩和である。これは、具体的には、上記のような対策にもかかわらず事故が発生した場合にも、事故の拡大を防止し影響を軽減することにより、周辺住民の安全を確保する対策を講じることであり、安全審査指針25(非常用炉心冷却系)、指針28～33(原子炉格納容器)等において要求されている。

このような1)異常の発生防止、2)異常の検知と異常の進展の防止、及び3)事故時の影響緩和といいわゆる深層防護の原則に基づき厳格な安全確保対策を十分に行うことによって原子力施設の安全性は十分確保されるものである。我が国の原子力施設はこれらの諸対策によってシビアアクシデントの発生の可能性を工学的には現実に起こると考えられないほど十分小さくしており、原子力施設のリスクを十分低く保つと考えられる。このような状況を踏まえ、アクシデントマネジメントの整備は、これらの防護レベルを超えた措置として、この低いリスクを一層低減するものとして位置づけられている。なお、我が国で進められているアクシデントマネジメントの整備については、18.6節に、防災対策に関しては、第16条に関する報告に記す。

(2) 放射性物質の閉じ込め(又は、放射線防護壁としての三つの障壁)

原子炉施設は放射性物質を一連の物理的障壁内に封じ込めるように設計、建設及び運転される。これらの物理的障壁には、燃料、被覆管、原子炉冷却系圧力バウンダリ及び原子炉格納容器がある。これらの物理的障壁に対する安全設計審査指針等における要求事項及び設計改良の成果について、以下に示す。

1) 燃料(被覆管を含む。)

燃料集合体については、a. 原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の運転上の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること、b. 運転時の異常な過渡変化時には、安全保護系が原子炉停止系等の作動を開始させ、燃料の許容設計限界を超えないような設計であること、c. 反応度投入事故に対しては、炉心冷却を損なわないような設計であり、具体的には燃料エンタルピの最大値が規定値を超えないこと、及び原子炉冷却材喪失に対しては非常用炉心冷却系が燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆管等の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であることが求められている。

これらについてはa. に対して安全設計審査指針11、12、b. に対して指針34～40(安全保護系)、c. に対して指針12、14及び25においてそれぞれ要求されており、また発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針及び軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針により安全評価上の要求が規定されている。

2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること、通常運転時、保修時、試験時、及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること、漏えいがあった場合その漏えいを速やかに確実に検出できる設計であること、原子炉の供用期間中に試験及び検査が

できる設計であることが安全設計審査指針19～22で要求されており、また反応度投入事象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が規定値を超えない設計であることが安全設計審査指針14で求められている。

3)原子炉格納容器

原子炉格納容器については、設計用想定事象に起因する荷重及び適切な地震荷重に耐え、かつ、所定の漏えい率を超えることがない設計であること、定期的に漏えい率の測定ができる設計であること、そのバウンダリが通常運転時、保修時、試験時、及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破壊を生じない設計であること、及びそれを貫通する配管系が隔離弁を設けた設計であることが安全設計審査指針28、29で求められている。

18. 3 異常発生防止系及び異常影響緩和系(重要度分類指針)

異常発生防止系及び異常影響緩和系については我が国では、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(以下「重要度分類審査指針」という。)で規定している。すなわち安全審査で用いられている安全設計審査指針は、対象となる構築物、系統及び機器の安全上の重要度に応じ、適切に適用されなければならないため、これらの構築物、系統及び機器が果たすべき安全機能と、その安全上の重要度分類を、この「重要度分類指針」で定めている。

(1)安全設計上の重要度分類の考え方

重要度分類指針においては、構築物、系統及び機器の安全機能の重要度は次の二種類に分類されている。

1)その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの(異常発生防止系。以下、PSという。)2)原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの(異常影響緩和系。以下「MS」という。)。このPS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、その有する安全機能の重要度に応じ、3つのクラスに確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、各クラス毎の基本的目標を達成できるものでなければならないことを規定している。

クラス1:合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2:高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3:一般的な産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

なお、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、2つ以上のものの間ににおいて、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮しなければならないこととしている。又、重要度の異なる構築物、系統及び機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、適切な機能的隔離を行えるよう考慮しなければならないとしている。

各クラスに属する構築物、系統及び機器の定義並びにその安全機能を表18-2に示す

(2)異常発生防止系及び異常影響緩和系の設置状況

我が国の軽水炉に設置されている異常発生防止系と異常影響緩和系を整理する。

我が国に設置されているすべての軽水炉を、原子炉タイプと格納容器形式によりグループ分類した上で、原子炉施設の各々において設置されている主要な異常発生防止系と異常影響緩和系を、BWRについて表18-3に、PWRについては表18-4に示す。これらの表は、それぞれの異常発生防止系と異常影響緩和系のうち、主要なシステムとして、原子炉停止系、非常用炉心冷却系及び除熱系の系統構成とその区分、ディーゼル発電機台数、及び格納容器形状の範囲に限定してまとめたものである。

18. 4 安全設計の評価

安全設計評価では、安全評価審査指針に基づき、後述するように、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について想定すべき事象群を定め、安全解析によりその安全性を評価する。これらの事象群は、IAEA の原子力安全基準(NUSS)で定められた分類とほぼ同様である。

原子炉を設置しようとする者は、これらの想定事象群を対象とした安全解析を行い、その解析結果をそれぞれの判断基準に照らし、安全設計が妥当であることを確認しなければならない。

これに対し原子力安全・保安院は、原子炉を設置しようとする者の安全解析を審査し、必要に応じて(独)原子力安全基盤機構が行う独自の解析結果の報告を受けて、その妥当性を確認している。安全評価に当たって想定すべき事象の選定とその評価は、以下のように実施している。

安全評価に当たって想定すべき事象群として、申請された基本設計に含まれる機器や系統の故障や誤操作について分析し、事象の進展過程が類似しているもののうち最も厳しい結果をもたらす事象を選定する。これらの想定事象を、その発生の可能性及び発生した場合の影響の度合いに応じて、安全評価審査指針に示すように「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類し、それぞれの分類に対し定められた判断基準に従って安全性が評価される。

a. 「運転時の異常な過渡変化」

「運転時の異常な過渡変化」とは、実用発電用原子炉の運転中において、原子力施設の寿命期間中に予想される機器の单一の故障若しくは誤動作又は運転員の单一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象であり、評価すべき事象として加圧水型軽水炉(PWR)14件と沸騰水型軽水炉(BWR)12件が選定されている。これらの事象に対して行われた安全解析では、安全評価審査指針に示す判断基準に基づいて炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確認され、その論理的帰着として、安全保護系、原子炉停止系等の安全上重要な機器等の安全設計の妥当性が確認される。

b. 「事故」

「事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は実用発電用原子炉からの放射性物質の放出を評価する観点から敢えて想定する事象であり、評価すべき事象として PWR10件と BWR9件が選定されている。これらの事象に対し行われた安全解析では、安全評価審査指針に示す判断基準に基づいて炉心は著しい損傷に至ることがなく、かつ、原子炉格納容器バウンダリが健全であることが確認され、さらに、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認することにより、その論理的帰着として、工学的安全施設の安全設計の妥当性が確認される。

なお、「事故」事象のうち、冷却材喪失事故は安全評価審査指針及び「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に従って、また、反応度投入事象は安全評価審査指針及び「発電用軽水型原子力施設の反応度投入事象に関する評価指針」等に従って解析の確認と評価が行われている。

18. 5 新しい耐震設計審査指針

安全設計審査指針の関連指針である耐震設計審査指針が、2006年9月に改訂された。これまでの耐震設計審査指針は、1978年に原子力委員会が策定したもので1981年に原子力安全委員会によって静的地震力に関する規定を改訂し、2001年には、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告に基づき一部用語に係る規定が改訂された。その後、今日に至るまで、地震学及び地震工学に関する新たな知見の蓄積や、耐震安全性に係る設計や技術の改良と進歩は著しく、特に1995年に発生した兵庫県南部地震以降には、関連する調査研究の推進とその成果を通じて多くの知見が得られた。

2001年、原子力安全委員会では、これらの最新の知見等を適切に取り入れ、耐震設計審査指針等をより適切なものとするため必要な調査審議を進めた。公開の調査審議及び一般からの意見公募を経て、2006年9月に新しい耐震設計審査指針を決定した。

この新しい耐震設計審査指針の主要点を以下に示す。

1) 地震動の評価・策定方法の高度化(地質調査等関係)

①活断層評価年代の拡張

耐震設計上考慮する活断層(過去の地震の痕跡で将来の地震の震源ともなり得る)について、これまで5万年前以降に活動したものなどとしていたが、これを後期更新世以降の活動が否定できないものに拡張した。

②活断層調査の入念な実施

耐震設計において用いる基準地震動を策定する際に必要である活断層調査については、敷地からの距離に応じ、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査手法を総合して、より詳細かつ入念な調査を実施することとして、耐震設計上考慮すべき活断層の評価に万全を期すこととした。

2) 地震動の評価・策定方法の高度化(基準地震動の策定関係)

①基準地震動の1本化

基準地震動は従来の2種類(設計用最強地震に基づく基準地震動 S_1 、設計用限界地震及び直下地震に基づく基準地震動 S_2)から1種類(S_s)とし、かつその設定条件を S_2 より厳しくした。その S_s に対しては耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されるということを基本的要項とした。

②敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価の高度化

これまでの経験的な評価手法(応答スペクトルを用いた手法)に加え、最新の評価法である「断層モデル」による解析手法を新たに全面的に取り入れ、両者の長所を活かすことにより、地震動の評価手法を高度化することとした。

③震源を特定せず策定する地震動の導入

震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内の地震について、その観測記録などから応答スペクトルを設定することにより、地震動を策定することとした。これにより、入念な活断層調査を実施してもなお評価できない可能性のある地震に対する評価に備えることができる。これに伴って、従来のマグニチュード6.5の直下地震の規定は廃止した。

④鉛直方向地震動の個別評価

鉛直方向の地震動評価について、これまで経験的に一律、水平方向の最大加速度振幅の2分の1の値を鉛直震度(静的地震力)として評価していたことを改め、鉛直方向についても個別に評価し、個別の動的地震動として評価することとした。

⑤「残余のリスク」への配慮

S_s を上回る地震動の発生を完全には否定できないため、「残余のリスク」への留意を求めることとした。これに関連して規模・位置・伝播等に対する「不確かさ」の要因とその大きさの程度を適切な方法で考慮するものとし、 S_s の超過確率を安全審査時の参考情報として参照することとした。

3) 耐震安全に係る重要度分類の見直し等

①安全上の最重要施設の範囲の拡張

耐震安全設計上最も重要な施設の範囲を、これまでの原子炉格納容器等(旧Asクラス)に加え、非常用炉心冷却系など(旧Aクラス)にまで拡張した。

②地震随伴事象を考慮することの明記

地震随伴事象(周辺斜面崩壊、津波等)への考慮について明記した。

③岩盤支持要求の改善

免震技術等の進歩を考慮し、建物・構造物の「岩盤支持」要求を性能規定要求とし「十分な支持性能をもつ地盤への設置」に変更した。

4) 確率論的安全評価手法活用への取組み

①原子炉設置者に対し、「残余のリスク」を合理的に実行可能な限り小さくするための努力を払うべきとし、また確率論的安全評価手法の全面的な導入に向けた取組みを今後の課題とした。

以上の新耐震設計審査指針は、新たに設置許可申請がなされる原子力施設へ適用されるが、既設の原子力施設についても、改訂内容に照らした耐震安全性の評価を実施することが、原子炉設置者に対して要請されている。既設原子力施設への対応は、14.5節に示す。

18.6 アクシデントマネジメント策の整備

米国TMI事故以後、世界的にシビアアクシデント現象及び確率論的安全評価に関する研究が本格的に実施される中で、我が国の原子炉設置者は、原子力安全委員会のアクシデントマネジメントに係わる決定文「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて(1992年5月28日付け原子力安全委員会決定(1997年10月20日一部改訂))」に基づく通商産業省(当時)よりの要請により、自主的にシビアアクシデント発生防止や影響緩和の方策について対策を進めてきた。シビアアクシデント発生防止及び緩和のためのアクシデントマネジメントに対応した設備の改造としては、代表的なものとして下記がある。

PWR:代替再循環(代替サンプポンプ設置又は格納容器スプレイ系・余熱除去系間タイライン設置による格納容器スプレイ系を利用した炉心注水), 格納容器自然対流冷却(常用格納容器冷却系の利用), 代替補機冷却(空調用冷水系等の利用), 格納容器内注水(消火系の利用), 号機間電源融通(隣接原子力施設からの電源融通), 水素濃度制御(アイスコンデンサ型PWRのみ)

BWR:代替反応度制御(再循環ポンプトリップ及び自動代替制御棒挿入), 代替注水手段(消火系の利用), 原子炉減圧の自動化(原子炉水位低後の自動減圧), 格納容器からの除熱手段(耐圧強化ベント、ドライウェルクーラー利用), 電源供給手段(隣接原子力施設からの電源融通)

運転中の実用発電用原子炉施設のアクシデントマネジメント策の具体化として、これまでに原子炉設置者は、定期検査期間等を利用し上述のような設備面の充実を図る一方、アクシデントマネジメントの実施体制、手順書、要員の教育等の運用面を含め、アクシデントマネジメントを順次整備してきており、全ての運転中の実用発電用原子炉施設の内的事象についての整備を終了している。

原子炉設置者が整備を終了したアクシデントマネジメント策は、安全性向上に対する有効性を定量的に確認するために代表的な炉型毎に実施された内的事象のPSA結果と共に、2002年5月に原子力安全・保安院へ報告された。原子力安全・保安院は、原子炉設置者がアクシデントマネジメント策の整備を進める中、財団法人原子力発電技術機構(当時)にアクシデントマネジメント策の有効性評価の実施させる一方、原子力安全・保安部会の下に「アクシデントマネジメントワーキンググループ」を設置し専門家の意見を参考にして、2002年10月にこれらの検討評価結果を取りまとめた。取りまとめた結果については、同年同月に原子力安全・保安院から原子力安全委員会に対して報告がなされている。代表的な炉型以外の運転中のすべての実用発電用原子炉施設の内的事象のPSA結果は、2004年3月に原子炉設置者より原子力安全・保安院へ報告されている。

また、原子炉設置者より、2003年7月に、建設中の実用発電用原子炉施設(3基)に対するアクシデントマネジメントの整備計画が原子力安全・保安院へ報告され、2003年9月に、原子力安全・保安院から原子力安全委員会へ評価結果等の報告がなされた。原子力安全委員会は、この報告について検討を行い、2003年12月にその内容が妥当であると判断した。

18.7 経験・試験・解析により技術の信頼性を確保するための措置

我が国においては、実用発電用原子炉施設の運転経験の反映を図ること、及び試験・解析による技術知見を利用することにより、実用発電用原子炉施設の安全性と信頼性を向上させるために、次のような措置が講じられている。また、これらにより得られる新しい知見は、必要に応じて逐次、指針類の見直しや新たな指針類策定に反映されている。

(1) 実用発電用原子炉施設の運転経験の反映

- ・ほぼ毎年実施される実用発電用原子炉施設の定期検査及び国内外の設計、建設及び運転によ

り得られた良好事例並びに不具合事例を分析し、それらが有効と認められる時は、設計改良又は工事方法改善等の形で、必要に応じ設置許可変更、工事計画認可及び使用前検査を経て、その知見を反映している。

- ・実用発電用原子炉施設における事故・故障発生に対する原因究明及びその対策を講ずることはもとより、海外の事故・故障について同様の対応を図っている。
- ・実用発電用原子力施設の総合予防保全の見地から各原子力施設について一定期間(約10年)ごとに実施する定期安全レビューにおいて、運転経験の包括的評価及び最新の技術的知見の反映等の視点から振り返り、必要に応じた改善を施し安全性及び信頼性の向上を図っている。定期安全レビューの実施状況については第14条に関する報告に記述している。
- ・TMI事故を契機に中央制御室の居住性について見直しが図られてきたが、我が国では2004年に発生した美浜3号機の2次系配管の減肉による破断事故時に、噴出した蒸気が中央制御室に浸入するという事象があり、中央制御室の気密性の不足が明らかとなった。これに対しては応急対策として目詰が行われたが、根本的対応が必要であり、技術基準の性能規定化のための改訂の際に、中央制御室の気密性の要求を追加し、新しい原子力施設の審査の際に審査する事項とした。同時に、既設原子力施設についても、これまでに、BWR 3つ、PWR1つの中央制御室で気密試験が行われ、今後いくつかの中央制御室でも気密試験を行う予定であり、これらの試験実績を基に気密試験に係わる民間規格の作成が図られていくことになる。
- ・国内外で多くの火災事例が繰り返して発生していること、また過去の我が国でのOSA R T審査において火災防護管理に関する勧告・提言等の指摘を受けたこと等を踏まえ、我が国の原子力施設の火災防護のための設計面/管理面での基準類の見直し・整備を進めている。設計面では技術基準の性能規定化のための見直しの際に、技術基準における火災防護の要求を見直し、「火災発生防止」、「火災早期検知・消火」、「火災影響緩和」の観点から要求事項を明確にした。これを受けて、設計に関する火災防護規格の見直し、及び運用・管理面における学協会規格の新規策定が行われている。又、安全研究として、火災PSA手法の開発に関する検討を始め、各種火災実験に関する国際的プロジェクトへの参加等を行っている。
- ・原子力施設内で使用されているケーブルは、通常運転時の熱・放射線環境において酸化等により徐々に経年変化が進行するとともに、設計想定事故時の高温水蒸気と高放射線量環境により急激な性能低下を引き起こす可能性がある。このような経年変化、性能低下を合理的に評価し、供用期間中での健全性を確認するための研究が行われている。ここでは、原子力施設で使用されている安全系ケーブルを供試体として、熱劣化データ及び熱・放射線による同時劣化データ等を取得し、これらに近年のあらたな知見を加えてケーブル経年変化特性を総合的に評価するとともに、設計での想定環境条件及び健全性判定方法の適正化を図ることを目的としている。これにより原子力施設内の実条件に即したケーブルの経年変化評価手法及びケーブル経年変化評価試験ガイドラインを確立していく。

(2) 試験及び解析による知見の反映

我が国は、原子力開発利用に当たっては安全性を確保することが重要であるとの認識の下に、安全基準、指針及び安全審査における判断資料等の整備のための研究並びに安全性向上のための研究を積極的に推進している。我が国における安全研究の推進については、14.8節に示す。

主要な関連研究テーマを以下に示す。

1) 軽水炉燃料の高度化に対応する研究

- ・高燃焼度燃料・MOX燃料の安全性に関する研究
- ・高燃焼度燃料安全裕度確認試験
- ・9X9型燃料信頼性実証
- ・全MOX炉心核設計手法信頼性実証試験

2) 安全評価技術の高度化に関する研究

- ・核熱水力最適評価手法の高度化研究
- ・発電用原子炉安全解析コード改良整備

3)シビアアクシデントに関する研究

- ・シビアアクシデント時の気泡急成長による水撃力に関する研究
- ・シビアアクシデント晚期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究

4)原子力施設の耐震安全性研究

- ・想定地震の特性を考慮した設計用地震動に関する研究
- ・原子力施設の耐震性評価技術に関する試験
- ・耐震設計用ハザードマップに関する研究

18. 8 人的要因及びマン・マシン・インターフェースの考慮

我が国の原子力施設の運転管理については、人的要因及びマン・マシン・インターフェースを考慮することにより、信頼がおけ、安定で、管理し易いものとすることが安全設計上の要求事項として定められており、これを踏まえた設計及び運転が行われている。

運転員操作に対する設計上の考慮及び制御室に係る設計上の要件及び具体的な設計対応については、第12条に関する報告に記す。

表18-1 原子力安全委員会の安全設計審査指針に定められている個別指針

(原子炉施設全般)
指針1. 準拠規格及び基準
指針2. 自然現象に対する設計上の考慮
指針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮
指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮
指針5. 火災に対する設計上の考慮
指針6. 環境条件に対する設計上の考慮
指針7. 共用に関する設計上の考慮
指針8. 運転員操作に対する設計上の考慮
指針9. 信頼性に関する設計上の考慮
指針10. 試験可能性に関する設計上の考慮
(原子炉及び原子炉停止系)
指針11. 炉心設計
指針12. 燃料設計
指針13. 原子炉の特性
指針14. 反応度制御系
指針15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性
指針16. 制御棒による原子炉の停止余裕
指針17. 原子炉停止系の停止能力
指針18. 原子炉停止系の事故時の能力
(原子炉冷却系)
指針19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性
指針20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止
指針21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出
指針22. 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験及び検査
指針23. 原子炉冷却材補給系
指針24. 残留熱を除去する系統
指針25. 非常用炉心冷却系
指針26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統
指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮
(原子炉格納容器)
指針28. 原子炉格納容器の機能
指針29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止
指針30. 原子炉格納容器の隔離機能
指針31. 原子炉格納容器隔離弁
指針32. 原子炉格納容器熱除去系
指針33. 格納施設雰囲気を制御する系統
(安全保護系)
指針34. 安全保護系の多重性
指針35. 安全保護系の独立性
指針36. 安全保護系の過渡時の機能
指針37. 安全保護系の事故時の機能
指針38. 安全保護系の故障時の機能
指針39. 安全保護系と計測制御系との分離
指針40. 安全保護系の試験可能性

(制御室及び緊急時施設)
指針 4 1. 制御室
指針 4 2. 制御室外からの原子炉停止機能
指針 4 3. 制御室の居住性に関する設計上の考慮
指針 4 4. 原子力発電所緊急時対策所
指針 4 5. 通信連絡設備に関する設計上の考慮
指針 4 6. 避難通路に関する設計上の考慮
(計測制御系及び電気系統)
指針 4 7. 計測制御系
指針 4 8. 電気系統
(燃料取扱系)
指針 4 9. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備
指針 5 0. 燃料の臨界防止
指針 5 1. 燃料取扱場所のモニタリング
(放射性廃棄物処理施設)
指針 5 2. 放射性気体廃棄物の処理施設
指針 5 3. 放射性液体廃棄物の処理施設
指針 5 4. 放射性固体廃棄物の処理施設
指針 5 5. 固体廃棄物貯蔵施設
(放射性管理)
指針 5 6. 周辺の放射線防護
指針 5 7. 放射線業務従事者の放射線防護
指針 5 8. 放射線業務従事者の放射線管理
指針 5 9. 放射線監視

表18-2 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能（1／2）

分類		定義	機能
クラス1	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	①原子炉冷却材圧バウンダリ機能 ②過剰反応度の印加防止機能 ③炉心形状の維持機能
MS-1		①異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	①原子炉の緊急停止機能 ②未臨界維持機能 ③原子炉冷却材圧バウンダリの過圧防止機能 ④原子炉停止後の除熱機能 ⑤炉心冷却機能 ⑥放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能
		②安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	①工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ②安全上特に重要な関連機能
クラス2	PS-2	①その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	①原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。） ②原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 ③燃料を取り扱う機能
		②通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	①安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能

出典：発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針

(1990年8月30日 原子力安全委員会決定)

表18-2 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能（2／2）

分類	定義	機能
MS-2	①PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようとする構築物、系統及び機器	①燃料プール水の補給機能 ②放射性物質放出の防止機能
	②異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	①事故時のプラント状態の把握機能 ②異常状態の緩和機能 ③制御室外からの安全停止機能
クラス3	①異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	①原子炉冷却材保持機能（PS-1、PS-2以外のもの） ②原子炉冷却材の循環機能 ③放射性物質の貯蔵機能 ④電源供給機能 (非常用を除く。) ⑤プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。） ⑥プラント運転補助機能
	②原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	①核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 ②原子炉冷却材の浄化機能
	①運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	①原子炉圧力の上昇の緩和機能 ②出力上昇の抑制機能 ③原子炉冷却材の補給機能
	②異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能

表18-3 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(BWR) (1/2)

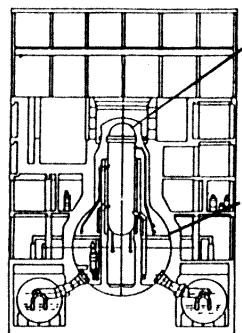
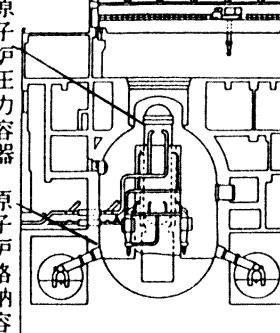
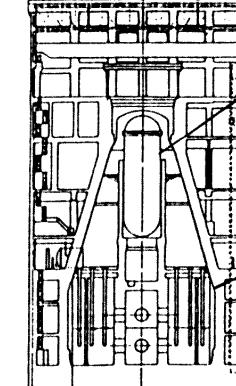
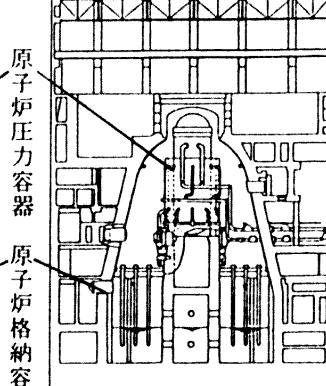
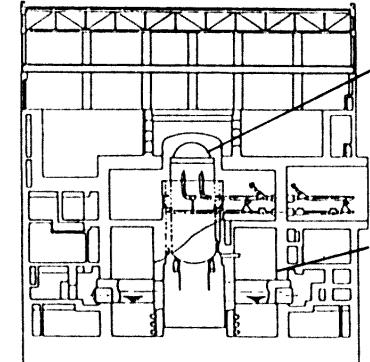
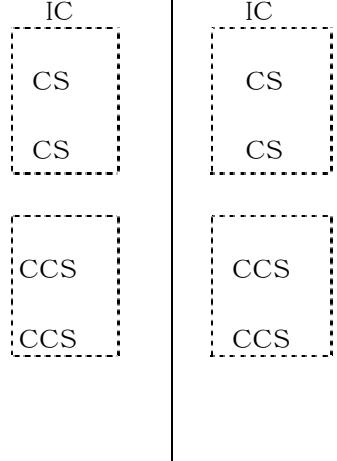
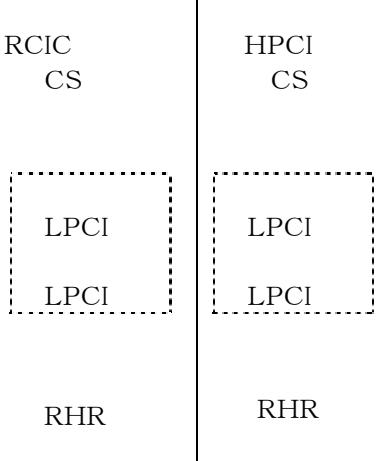
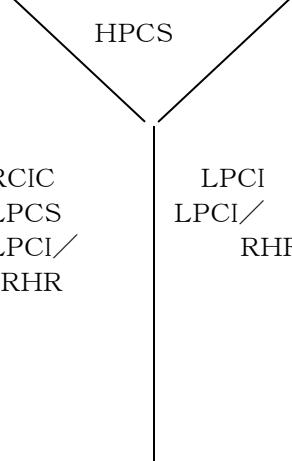
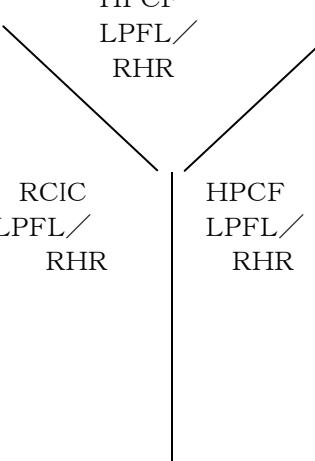
BWRタイプ	BWR2&3	BWR4	BWR5	ABWR	
格納容器形式	MARK-I型	MARK-I型	MARK-I改良,-II,-II改良型	RCCV型	
発電所名	敦賀1号(BWR2) 福島第一1(BWR3)	浜岡1号 女川1号 島根1号 福島第一2号 福島第一3号 福島第一4号 福島第一5号 浜岡2号	志賀1号(MK-I改) 島根2号(〃) 女川2号(〃) 女川3号(〃) 浜岡3号(〃) 浜岡4号(〃) 東海第二(MK-II) 福島第一6号(〃) 福島第二1号(〃) 柏崎刈羽1号(〃) 福島第二2号(MK-II改) 福島第二3号(〃) 福島第二4号(〃) 柏崎刈羽2号(〃) 柏崎刈羽3号(〃) 柏崎刈羽4号(〃) 柏崎刈羽5号(〃)他	柏崎刈羽6号 柏崎刈羽7号 志賀2号 <u>浜岡5号</u>	
原子炉停止系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	
格納容器形状	 MARK-I型	 MARK-I改良型	 MARK-II型	 MARK-II改良型	 改良型BWR

表18-3 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(BWR) (2/2)

BWRタイプ	BWR2&3	BWR4	BWR5	ABWR
格納容器形式	MARK-I型	MARK-I型	MARK-I改良,-II,-II改良型	RCCV型
ECCS 及び 除熱系 の 系統構成	HPCI  SHC SHC ADS	MARK-I型 RCIC CS  RHR ADS	MARK-I改良,-II,-II改良型 HPCS RCIC LPSC LPCI RHR  ADS	ABWR HPCF LPFL RHR RCIC LPFL RHR  ADS
系統構成の区分	2区分	2区分	3区分	3区分
D/Gの台数	2台	2台	3台	3台

IC:非常用復水系

CS:炉心スプレイ系

CCS:格納容器冷却系

SHC:原子炉停止時冷却系

HPCI/HPCF:高圧炉心注水系

LPCI/LPFL:低圧注水系

RCIC:原子炉隔離時冷却系

ADS:自動減圧系

HPCS:高圧炉心スプレイ系

RHR:残留熱除去系

18-4 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(PWR) (1/2)

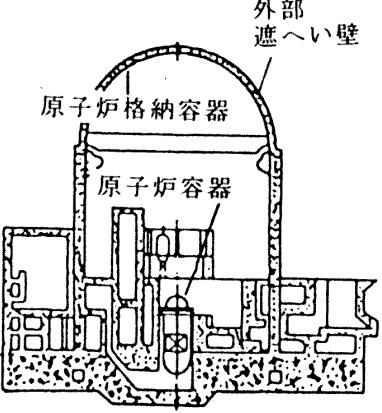
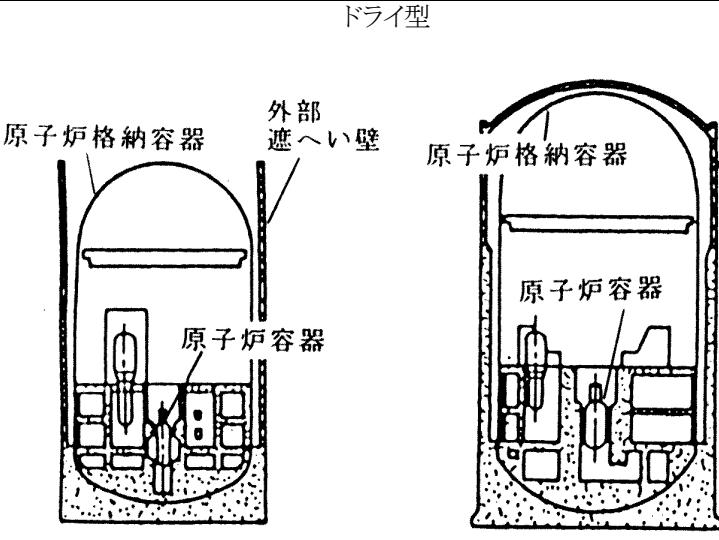
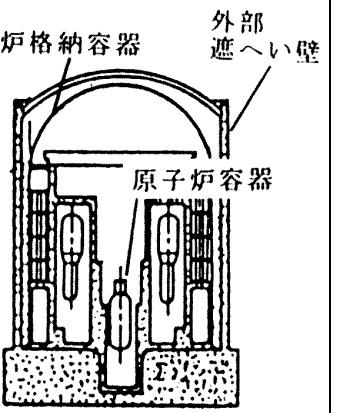
PWRタイプ	4ループ	2ループ	3ループ	4ループ
格納容器形式	PCCV型	ドライ型	ドライ型	アイスコンデンサ型
発電所名	大飯3号 大飯4号 敦賀2号 玄海3号 玄海4号	伊方1号 伊方2号 美浜1号 美浜2号 玄海1号 玄海2号 泊1号 泊2号	高浜1号 高浜2号 高浜3号 高浜4号 美浜3号 川内1号 川内2号 伊方3号	大飯1号 大飯2号
原子炉停止系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系
格納容器形状	PCCV型 	ドライ型  鋼製自立型(トップドームなし) 鋼製自立型(トップドームあり)	アイスコンデンサ型 	

表18-4 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(PWR)(2/2)

PWRタイプ	4ループ	2ループ	3ループ	4ループ
格納容器形式	PCCV型	ドライ型	ドライ型	アイスコンデンサ型
ECCS 及び 除熱系の 系統構成	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">ACC 4台</div> <div style="text-align: center;">ACC 2台</div> <div style="text-align: center;">ACC 3台</div> <div style="text-align: center;">ACC 4台</div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS (電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS (電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS 電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS 電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS (電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS 電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS 電動)</div> <div style="text-align: center;">HPIS LPIS (/RHR) AFWS 電動)</div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;">AFWS (タービン動)</div> <div style="text-align: center;">AFWS (タービン動)</div> <div style="text-align: center;">AFWS タービン動)</div> <div style="text-align: center;">AFWS (タービン動)</div> </div>			
系統構成の区分	2系統	2系統	2系統	2系統
	HPISブースティング不要	HPISブースティング要	HPISブースティング要	HPISブースティング要
D/Gの台数	2台	2台	2台	2台

ACC:蓄圧タンク;AFWS(電動):電動補助給水系; LPIS(/RHR):LPIS 兼 RHR ポンプ; HPIS(/CHP):充填兼高压ポンプ

第19条 運転

- 締約国は、次のことを確保するため、適当な措置をとる。
- (i) 原子力施設を運転するための最初の許可が、適切な安全解析及び試運転計画であつて建設された当該施設が設計及び安全に関する要件に合致していることを示すものに基づいて与えられること。
 - (ii) 運転のための安全上の限界を明示するため、必要に応じ、安全解析、試験及び運転経験から得られる運転上の制限及び条件が定められ及び修正されること。
 - (iii) 原子力施設の運転、保守、検査及び試験が承認された手続に従つて行われること。
 - (iv) 事故及び運転上予想される安全上の事象に対応するための手續が定められること。
 - (v) 原子力施設の供用期間中、安全に関するすべての分野における必要な工学的及び技術的な支援が利用可能であること。
 - (vi) 関係する許可を受けた者が安全上重大な事象につき規制機関に対し時宜を失すことなく報告すること。
 - (vii) 運転経験についての情報を蓄積し及び解析するための計画が作成され、得られた結果及び結論に基づいて行動がとられ、並びに国際的な団体、運転を行う他の組織及び規制機関との間で重要な経験を共有するため既存の制度が利用されること。
 - (viii) 原子力施設の運転による放射性廃棄物の発生が、関係する過程においてその放射能及び分量の双方について実行可能な最小限にとどめられ、並びに当該運転に直接関係し、かつ、当該施設と同一の敷地内で行われる使用済燃料及び廃棄物の必要な処理及び貯蔵が、調整及び処分を考慮して行われること。

原子炉設置者は、実用発電用原子炉施設の設置許可から建設段階まで、原子炉等規制法等に規定されている許認可条件が遵守されることが確認されることにより、運転を開始することができる。

原子炉設置者が安全に運転を行うための法的な規制として、原子炉等規制法等により、実用発電用原子炉施設の運転及び保守等に関して、定期検査等をはじめとする必要な措置が講じられるとともに、運転前に保安規定を作成して、経済産業大臣の認可を受け遵守することなどが義務付けられている。

2003年の電気事業法改正により、定期検査と定期事業者検査の位置づけが明確化され、新たに定期安全管理審査が導入されている。また、品質保証活動、保守管理活動、定期安全レビュー等が保安規定の中に取り込まれた。リスク評価や安全確保水準(パフォーマンス)評価を活用した検査制度の見直しが2008年実施を目指して進行中である。

19. 1 最初の許認可

我が国では、原子炉等規制法によって、原子炉設置者に、原子力施設の保安及び特定核燃料物質の防護のために適切な措置を講じることを義務付けている。

1) 「設置許可」

原子力施設の詳細設計、建設及び運転を通じて、経済産業大臣が許可した基本設計(設置許可申請書本文記載事項)の遵守が、要求される。

2) 「工事計画認可」

設置許可後に原子力施設の構成部分毎に行われる工事計画認可(燃料体については設計認可)においても、原子炉設置者に認可条件の遵守が求められる。

3) 「使用前検査」

原子力施設を最初に運転するにあたり原子力安全・保安院は、使用前検査に適宜立会つて、認可条件が遵守されていることを確認している。

19. 2 運転上の制限値及び遵守条件

我が国では、原子力施設の運転及び保守は、経済産業大臣の認可を受けた保安規定に基づいて行われる(保安規定の記載事項を19. 3「保安規定」に示す)。

原子力施設の運転上の制限値については、停止余裕、原子炉の熱的制限値等が該当し、表19-1

に、詳細を示す。

運転上の制限が遵守されない場合、経済産業大臣は、原子炉等規制法により、原子炉設置者に対して、原子力施設の停止等を命ずことができる。

2001年12月以降、熱出力についてのみ制限する定格熱出力一定運転が可能となり、現在までに表19-3に示す発電所において実施済である。

19.3 運転、保守、検査及び試験に関する規制

原子力安全・保安院が原子炉等規制法に基づいて行っている(1)現行規制の枠組み、(2)検査制度の概要及び現在進められている(3)検査制度の見直しは以下の通りである。

(1) 現行規制の枠組み

運転開始以降の我が国での規制を構成する要素は以下の通りである。

・「設置許可変更申請・工事計画認可申請」

運転開始後の改造或いは修理の場合、設置許可申請の変更申請或いは、工事認可申請が必要とされる場合がある。

・「保安規定」

実用発電用原子炉設置者は、原子炉等規制法に基づく規則により、保安規定に運転に関わる以下の項目を記載することが義務づけられている。

- 一 原子炉施設の運転及び管理を行う者の職務及び組織に関すること。
- 二 原子炉施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育に関すること
- 三 原子炉施設の運転に関すること。
- 四 原子炉施設の運転の安全審査に関すること。
- 五 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること。
- 六 排気監視設備及び排水監視設備に関すること。
- 七 線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関すること。
- 八 放射線測定器の管理に関すること。
- 九 原子炉施設の巡視及び点検並びにこれらに伴う処置に関すること。
- 十 核燃料物質の受扱い、運搬、貯蔵その他の取扱いに関すること。
- 十一 放射性廃棄物の廃棄に関すること。
- 十二 非常の場合に講すべき処置に関すること。
- 十三 原子炉施設に係る保安(保安規定の遵守状況を含む。)に関する記録に関すること。
- 十四 原子炉施設の保守管理に関する事項(次号に掲げるものを除く。)。
- 十五 原子炉施設の定期的な評価に関する事項。
- 十六 原子炉施設の品質保証に関する事項。
- 十七 その他原子炉施設に係る保安に関し必要な事項

「保安規定」は、通常の運転期間中であっても必要に応じ改訂されることもある。

「保安規定」中、原子力施設の運転に関する事項については、停止余裕、原子炉の熱的制限値等の運転上の制限が具体的に規定される。表19-1に、我が国の原子力施設に関する運転上の制限を規定する項目を示す。

上記のうち、2003年10月以降十四、十五及び十六が以下のように新たな項目として定められた。

- ・保守管理に関すること:原子炉設置者は、保守管理の方針と目標、保守管理の実施に関する計画、実施結果の評価、是正処置、記録等に関することを定めて実施すること。
- ・原子炉施設の定期的な評価に関すること:原子炉設置者は、原子炉施設の運転開始後十年毎に原子炉施設の定期的安全レビューを実施すること。
- ・品質保証に関すること:原子炉設置者は、品質保証の実施に係わる組織、保安活動の計画・実施・評価・改善について定めて実施すること。

原子炉設置者は、各種の運転操作手順書、試験要領書を、保安規定に基づき、更に細かな運転手順を決めるものとして作成している。原子炉設置者は、委員会を設置し、保安規定や手順書の変更、原子炉の保安に関する重要事項をその実施に先立ち審査している。

第6条に記した総点検の結果、原子力安全・保安院は、保安規定の変更命令を行った。変更内容は個々の事業者によって異なるが主なものは以下の通りである;

- ・経営責任者による安全確保に対する関与を強める
- ・原子炉主任技術者が保安の監督を行う責務を十全に果たすことできるようにするために、主任技術者の独立性を確保し、十分な責任と権限を持たせる
- ・正式な手続きを経た原子炉施設の運転管理に係る作業手順書等に基づいて実際の作業が行われることを、関係する各部門や保守点検に係る関係事業者との間で徹底することができるようになる
- 等である

・「定期検査」

原子力発電設備(廃止措置中のものを除く)の定期検査は、原子炉およびその附属設備、蒸気タービン設備など発電の用に供する電気工作物の事故故障の未然防止、拡大防止を図るために、また電気の供給に著しい支障を及ぼさないようにするために定期的に行う検査であり、電気事業法第54条の規定に基づき実施が義務づけられている。

この法律によれば、定期検査の時期は、蒸気タービンにあっては1年+13カ月、他の電気工作物(原子炉およびその附属設備)については13カ月を超えない時期と定められている。定期検査は、これらの設備が工事認可申請および経済産業省令で定める技術基準に適合するよう維持、運用されていることを確認する。

定期検査では、現在約60にわたる検査項目実施されている。検査は、各設備の健全性確保のため、次のような点がその目的となっている。

- 1) 電気事業法第47条に基づき認可された工事計画の内容及び同法第48条に基づき届出された工事計画の内容の維持状況
- 2) 原子力設備関係技術基準の遵守状況
- 3) 過去に発生したトラブルの再発防止のための措置
- 4) 原子炉等規制法に基づく原子炉設置許可内容の維持の状況

・「定期事業者検査、定期安全管理審査」

事業者は、従来より原子力発電設備の技術基準適合性を自主的に確認していたが、これを2003年の電気事業法改正により事業者による「定期事業者検査」と定義し、規制機関もこれを定期的に確認している。具体的には、(独)原子力安全基盤機構は、この定期事業者検査の実施体制について、実施組織、検査方法、工程管理、記録管理、協力会社の管理及び教育訓練の適切性の観点から、文書確認と立会いにより審査する。これを「定期安全管理審査」と呼ぶ。国は、原子力安全・保安院に、「原子力発電所に係る定期安全管理審査評定委員会(以下「評定委員会」という。)」を設置する。評定委員会は、定期事業者検査に係る事業者の実施体制について、(独)原子力安全基盤機構が行った定期安全管理審査の結果に基づき総合的な評定を行い公表すること

によって、事業者が常に改善努力を行いながら適切に定期事業者検査を行う実施体制の確立を促す。

「定期検査」は、従来から国が行っている原子力発電設備の安全確保上特に重要な施設及び設備に対する検査である。具体的には、事業者が主体的に実施する「定期事業者検査」のうち、特に重要度の高い安全機能を有する設備の検査として実施されるものであり、国や(独)原子力安全基盤機構が立ち会ったり記録を確認することによって、定期事業者検査のプロセスに着目し、品質保証規格を活用しながら、検査要領、検査要員や結果判定の適切性などについて確認している

・「保安検査」

原子炉設置者の保安活動について、品質保証計画を策定し、実施し、継続的に評価と改善を行うことを求めるとともに、このような品質保証について保安規定に定めることを求めている。

これにより、以下の二つが網羅的に品質保証の実施として位置づけられている；

- 1) 施設・設備の点検方法等を定める保守管理、運転中の制限事項等を定める運転管理
- 2) 燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、緊急時の措置など、原子炉施設の安全確保のために原子炉設置者が行う保安活動

国は、このような保安規定の遵守状況を検査する保安検査の中で、品質保証計画の適切性、実施・評価・改善活動の実施状況等を確認している。保安検査は 2000 年に導入されたものであり、年四回、それぞれ 3 週間程度実施される。

・「定期安全レビュー」

保安活動の実施状況と保安活動への最新の技術的知見の反映状況を原子炉設置者が 10 年ごとに評価するいわゆる定期安全レビューも原子炉設置者に義務づけた。

同時に、高経年化対策として、運転開始後 30 年を経過する前に経年変化に関する技術的評価の実施と、この評価に基づく 10 年間の長期保全計画の策定等を義務づけている。

この定期安全レビューの結果を保安活動に適切に反映して実施しているかどうかについては、国は、保安検査により確認している。また、長期保全計画の実施状況については、保安検査、定期検査及び定期安全管理審査により確認している。(詳細については第 14.3 節を参照)

高経年化対策については、従来、原子炉設置者による自主的な取組みとして原子炉施設毎の技術的評価及び長期保全計画の策定等を求めていたが、2003 年 10 月の関係省令の改正により、これを原子炉設置者の法令上の義務とし、更に、2006 年 1 月からは、その結果の国への報告を義務づけ、国は、この評価の妥当性の確認を行うなどの制度を導入した。

・「検査官の常駐、立ち入り検査」

原子力保安検査官が発電所に常駐し、原子炉等規制法に基づき年 4 回の保安検査を実施するほか、日常的に保安規定の遵守状況について巡視を行っている。なお、前述の「総点検」の結果、原子力保安検査官が事業者の同行なし(フリーアクセス)で原子炉施設の安全性を確認することについて、各原子力保安検査官事務所への周知徹底が図られた。

その他経済産業大臣が必要と認めたときは何時でも、原子力安全・保安院の職員による立ち入り検査を実施することができる。立ち入り検査においては、職員は事業者の事務所、事業所等に立ち入って文書、記録及びその他の物件の検査、関係者への質問等を行うことができる。

・「原子炉主任技術者、運転責任者」

原子炉設置者により原子炉ごとに配置される原子炉主任技術者は、国家試験により認定された資格

を持ち、その選任と解任は原子力安全・保安院への届出を必要とする。原子炉主任技術者は、保安上必要と認めた場合、所長に対し意見を述べることができ、各職位に助言、勧告を行い、保安に関する計画の策定に参画することができる。

運転責任者は、原子炉設置者によって選任され、原子炉毎に配置される。運転責任者の任務は運転全般の監視、運転員の指揮・監督を行うことであり、定期的に構内を巡視して、運転状況及び保安に係る現況を把握している。

原子炉設置者が作成、保管する運転記録には、原子炉等規制法によって、燃料体、原子炉の検査、運転、放射線管理、保守、異常や事故、気象に関する記録を含むこと、とされている。また、電気事業法により、定期事業者検査の結果として、検査の対象・方法・結果等を記録・保存することとしている。

「原子力安全委員会が行う規制調査への協力」

原子炉設置者又は原子炉施設の保守点検を行う事業者は、原子力安全委員会が法律に基づく認可及び検査等の報告に係る事項について調査を行う場合においては、当該調査に協力しなければならない。(第8. 5節参照)

上述した法的な規制行為を以下に図示する。

安全に運転を行うための法的な規制



(2) 現行検査制度に至る経緯

現行検査制度に至る歴史的経緯を以下説明する。

・「第一回検査のあり方検討会発足」 2002年2月

2002年2月に総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に「検査の在り方に関する検討会」が設置され検討が開始された。その結果は、2002年6月に原子力安全・保安部会報告(検査制度見直しの方向性について)(以下、「保安部会報告」という。)としてまとめられた。

検査制度の見直しの基本として、「あらかじめ決められた施設の健全性をあらかじめ決められたとおり確認する検査」から「施設の健全性だけでなく、施設の設置のプロセスや事業者の保安活動全般を、抜き打ち的手法も活用し確認する検査」に移行すると言う考え方が取られた。

・検査の実効性を向上するため

- ①品質保証活動の充実、
- ②抜き打ち的手法の導入、
- ③定量的なリスク評価の活用、
- ④安全確保水準(パフォーマンス)の評価に応じた検査の適用、
- ⑤基準・規格の整備、
- ⑥法律に基づく措置の機動的活用、
- ⑦軽微なトラブルから得られる教訓の活用、
- 等の対応が必要であるとされた。

・「東京電力(株)における検査データ改ざん事件以降の対応」 2002年8月

東電での検査データ改ざんが発覚し、保安部会、保安院等での検査制度の改革が検討された

・「法令改正」 2003年10月

上記の検討の結果、原子炉等規制法が改正され、現行検査制度の枠組みが導入された。保守管理を含めた原子炉設置者による保安活動を品質保証の実施として位置づけ、国等の規制当局が保安検査、定期検査及び定期安全管理審査により、その実施状況及び実施体制について検査するという体系となっている。

なお、この時点で、ひび割れに対する健全性評価制度を規制に導入した。従来、日本では明確な維持基準が無く、ひび割れ等が発見された場合は全て補修することが求められていたが、健全性評価制度を導入した維持基準が明示されたことにより、一定期間は補修しないでも供用することが可能となった。これにより原子炉設置者は、適正かつ合理的な保全計画をたてることが可能になった。これによる作業の最適化による集団線量の被ばく量の低減化を検討する。

(3) 現行検査制度の見直し

上記検査制度は、これまでの2年強の経験の積重ねの結果、現在においてはかなりの定着をみていく。しかし、検査制度の実施状況や、現行の検査制度の導入後2004年8月に発生した美浜3号機の二次系配管破損事故の原因分析、更には長期間運転する原子力施設の増加が見込まれる中で高経年化対策を一層充実していくことの必要性から見て、2005年11月に、「検査の在り方に関する検討会」を再開した。その後、2006年9月に、検査の在り方に関する検討会報告書(「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」)としてまとめられ、次のような課題が指摘され、これらの改善に早急に取り組んでいくことが必要であるとの認識に至っている。

a. 原子力施設毎の保全活動の充実

高経年化対策では、原子炉設置者に対し、原子力施設毎に評価することを義務づけ、国がその妥当性を確認しているが、定期事業者検査及び定期検査では、全ての原子力施設に対しほぼ一律に

検査を行っているため、個々の原子力施設毎の特性に応じたきめ細かい検査を実施することが困難である。運転年数、原子力施設の設計、事故・トラブル等の運転履歴、協力会社を含めた管理体制など、原子力施設毎に設備や運転の状況は異なっており、原子力施設の保全活動に万全を期すためには、高経年化対策を講じることを義務づける前の段階から、原子炉設置者に原子力施設毎の状況を適切に把握することを求めた上で、これを踏まえた保全活動を行うことを求めることがより望ましいと考えられる。

また、高経年化対策を充実するためには、高経年化に伴う劣化事象の管理を適切に行うことが必要である。機器・系統の使用中の状態を監視しながら、科学的知見を踏まえて劣化の進展状況を把握し、寿命の予測等を行い、適切な時期に点検、補修等を行う状態監視保全を始めとして、運転中を含めた新しい監視・評価技術の導入が有効である。このためには、原子力施設毎に、機器・系統の劣化状況を継続的又は一定の期間毎に監視し、劣化傾向の評価を行うことが必要となる。

このようなことから、原子炉設置者に対し、日常的に、原子力施設毎の特性を踏まえた保全活動を充実することを求めるための検査制度の導入が課題となっている。

b. 保安活動における安全確保の一層の徹底

原子力施設の保全活動は、日常の巡視点検、機器の状態監視や安全上重要な機器の定例試験等、運転中に行われるものを含む。従い、これらの行為が行われている時点で国が検査を行い、保全活動の適切性を確認することが必要である。

2003年10月の制度改正以降の保安検査において、原子炉設置者の保安活動に重大な不適合(品質保証上の要求事項に適合しない状態をいう。)があり、直ちに改善を指示した事項では、運転管理に係るものが全体の7割を占めており、運転管理は保守管理と並んで重要な保安活動である。

保安検査官は、保安検査の期間以外は、保安調査を実施しているが、この保安調査の際に確認された比較的軽微な不適合については、その後の保安検査において、対応を再確認している事例も少なからずある。このようなことを考慮すれば、運転中であっても、立会い等により検査を行い、保安活動の適切性を確認することによって、早期に不適合を是正したり、事故・トラブル発生時の対応を強化することを求める必要があると考えられる。運転中か停止中かを問わず、原子炉設置者における安全確保を一層徹底させるための検査制度の導入も課題である。

又保安検査において、定期事業者検査に対する品質保証に係わる定期安全管理審査の結果を活用することにより、効率的、効果的な確認を行うとともに、運用上の重複を排除することも必要とされている。

c. 原子炉設置者による不適合是正の徹底

我が国の原子力施設の安全水準は、概ね問題はないが、人的過誤に起因する事故・トラブル件数の全件数に占める割合は、減少傾向にはない。人的過誤の中には、組織要因あるいは安全文化・組織風土の劣化を背景としているものがみられる。

また、1990年代後半以降、組織要因あるいは安全文化・組織風土の劣化により発生した事故・トラブルが顕在化してきている。美浜3号機二次系配管破損事故の背景には、原子炉設置者の安全文化の綻びがあったことが指摘されている。

原子力施設の安全確保水準を更に高めていくには、このような要因による不適合の是正を徹底していくことが課題となっている。

(4)今後の検査制度の改善の方向

前述したプラント毎の保全活動の充実、保安活動における安全確保の一層の徹底及び事業者による不適合の是正の徹底という3つの課題の解決に取り組んでいくためには、検査制度を以下のように改善することが必要であり、2008年4月以降の実施を目指して関係者による検討が進んでいる。

①「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

a. 「保全プログラム」の充実

品質保証計画の一環として位置づけられ、事業者の行う保全活動全体を対象として、保全活動の実施体制、保全の対象となる機器・構築物の範囲、保全活動の実施計画を具体的に記載したプログラム(以下「保全プログラム」という。)の的確な策定が重要な課題である。

b. 「保全プログラム」の実施状況を確認する検査

事業者が実際に「保全プログラム」に基づいて適切に保全活動を実施していることを確認する検査が必要である。「保全プログラム」は、プラント停止中のみならず運転中の保全活動も含むものである。このため、上記の国が行う検査としても、プラント停止中の検査に加えて、運転中における検査が必要となる。また、事業者による「保全プログラム」の実施状況を検査した結果、不適切な行為等が認められた場合には、「保全プログラム」の変更や必要な改善を実施するよう国が事業者に求めることを可能とする制度が必要となる。

②安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入

a. 安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入

事業者の保安活動における安全確保を徹底させるための検査制度の導入が課題であり、このような検査制度を導入するためには、運転中と停止中とを問わず、安全確保上の重要な行為を特定することが必要である。

b. 効率的・効果的な検査の実現

運転中と停止中とを問わず安全確保上重要な行為に着目した検査を導入することは、これまで保安検査として定期に行われてきた検査を運転中にも着実に実施することにより、結果的に、定期検査と保安検査に係る期間の重複を是正することを可能とすると考えられている。

③根本原因分析のためのガイドラインの整備(第10. 2節参照)

(5) 検査制度等の実績

保安検査、定期安全管理審査、健全性評価の実績を以下に示す。

①「保安検査」の実績

保安検査の結果について2006年度の二つの実例を引用する。保安検査の導入当初は、品質マネジメントシステムの形式的な部分改善を促す指摘が多い傾向にあった。現在は、品質保証上の要求に係る指摘がなされている。

国内某 BWR原子 力発電所	6月5日（月） ～6月23日 (金)	○マネジメントレビュー及び内部監査の実施状況（本店検査） ○保守管理の実施状況 ○原子炉給水流量計等の調達管理を含む品質保証活動の実施状況（本店検査を含む） ○定例試験（非常用ガス処理系手動起動試験）の立会；抜き打ち検査 ○過去の違反事項に係わる改善措置状況	○マネジメントレビュー及び内部監査の実施状況（本店検査）」 ○保守管理の実施状況 ○原子炉給水流量計の調達管理を含む品質保証活動の実施状況（本店検査含む）	今回の保安検査においては、「マネジメントレビュー及び内部監査の実施状況（本店検査）」、「保守管理の実施状況」、「原子炉給水流量計等の調達管理を含む品質保証活動の実施状況（本店検査含む）」等を検査項目として検査を実施した。 検査の結果、「保守管理の実施状況」に関して、配管肉厚管理の計画に係ること及び保守管理要員の力量管理に係ること、「原子炉給水流量計等の調達管理を含む品質保証活動の実施状況（本店検査含む）」に関して、原子炉給水流量計の処置計画に係ることについて監視事項が認められたことから、今後の日常巡視や保安検査等において、その改善状況について確認していくこととした。 また、給水流量計を含む原子炉施設の調達管理の実施状況に関しては、再発防止の実施状況の確認において、計画は策定されてはいるものの具体的な活動はこれからであること、再発防止対策のための体制や調達先選定にあたっての評価方法等において改善すべき事項が確認されたことから、再発防止対策の実施状況について引き続き確認することとした。 さらに、過去の監視事項（「発電所の土木・建築担当の業務」及び「水質管理に係る是正処置」）に対する原子炉設置者の改善状況を確認した結果、それぞれ、適切な改善が図られていることを確認した。 保安検査実施期間中の日々の運転管理状況については、原子炉設置者からの施設の運転管理状況の聴取、運転記録の確認、原子炉施設の巡視、定例試験（非常用ガス処理系手動起動試験）の立会い等を行った結果、特段問題がないことを確認した。 以上のことから、今回の保安検査を総括すると、選定した検査項目に係る保安活動は、概ね良好なものであったと判断する。
----------------------	--------------------------	---	---	--

国内某 PWR原子 力発電所	5月29日(月) ～ 6月16日(金)	○2号機燃料管理の実施状況 ○巡視点検の実施状況 ○マネジメントレビュー	○2号機燃料管理の実施状況 ○巡視点検の実施状況	今回の保安検査においては、「2号機燃料管理の実施状況」、「巡視点検の実施状況」、「マネジメントレビューの実施状況」、「作業管理の実施状況」等を検
----------------------	---------------------------	--	-----------------------------	--

	の実施状況 ○作業管理の実施状況 ○保安教育の実施状況： 抜き打ち検査 ○定例試験（1・2号機タービン動補助給水ポンプ起動試験等）の立会い	査項目として検査を実施した。 検査の結果、「巡視点検の実施状況」、「作業管理の実施状況」及び「保安教育の実施状況」について、規定文書及び業務要領の記載不明確に係ること、常設資機材等の管理不十分に係ること等について監視事項が認められたことから、今後の日常巡視や保安検査等において、その改善状況について確認していくこととした。 保安検査実施期間中の日々の運転管理状況については、原子炉設置者からの施設の運転管理状況の聴取、運転記録の確認、原子炉施設の巡視・定例試験（1・2号機タービン動補助給水ポンプ起動試験等）への立会い等を行った結果、特段問題がないことを確認した。 以上のことから、今回の保安検査を総括すると、選定した検査項目に係る保安活動は、概ね良好なものであったと判断する。
--	---	--

②「定期安全管理審査」の実績

定期安全管理審査の実際の運用は以下の通りである。

(独)原子力安全基盤機構は、定期事業者検査項目の中から実地審査の対象項目を選定して文書確認と立会いによる審査を実施するが、そのサンプリングの基本的な考え方は以下の通りである。

- ①審査対象項目数は定期事業者検査項目数の約10%程度とし、前回の評定結果により増減する。
- ②審査対象は、定期事業者検査の検査種別、設備種別、設備区分、請負形態等の諸要素を考慮して偏りのないように選択する。
- ③当該事業所の前回の審査結果を反映、特に前回指摘事項、発見事項があった場合はその改善状況の確認を行う。
- ④当該事業所の前回評定結果で、次回の安全管理審査で重点的に審査するとされた項目があれば、これを選定する。

国は、(独)原子力安全基盤機構から通知を受けた定期安全管理審査の結果に基づいて、次の三段階で評定を行い、審査を受けた事業者へ通知する。

- A：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。
- B：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、一部改善すべき点が認められるものの、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。
- C：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得るために、相当程度改善すべき事項がある。

評定の結果によるインセンティブ

評定の段階に応じ、次回の定期安全管理審査の実施項目を増減させるなどのインセンティブ規制を行い、定期事業者検査の信頼性・透明性を確保するとともに、事業者の安全確保の取り組みを促すものとなっている。

制度発足以降の審査の実績を年度別に示す。

年度	審査件数	評定結果		
		A	B	C
2003	12	2	4	5
2004	37	1	28	7
2005	35	4	26	2
2006	24	-	2	-
合計	96	7	60	14

定期安全管理審査の具体的発電所についての2006年度の結果の一例を示す。

定期安全管理申請者	* * 電力株式会社 取締役社長 * * * * * (申請日 2005年*月*日 申請番号 総官発* * 第* * * *号)
審査の対象事項	* * * * 原子力発電所*号機 第* *回定期検査における定期事業者検査
定期安全管理審査 (独)原子力安全基盤機構	<p>1. 審査実施期間 2005年*月*日～2005年*月*日</p> <p>2. 定期安全管理審査結果の通知日 2005年*月*日(通知番号 05検計受安-* * * *)</p> <p>3. 審査結果の概要 機構からの定期安全管理審査結果の通知及び説明によれば、当該号機に係る定期事業者検査について審査した結果、重大な不適合と判断されるものは認められなかつたものの、改善が必要と判断された事項が3件認められたとしている。当該3件のうち2件については審査期間中に是正処置が確認されたが、残る1件については、審査期間中に是正処置が確認できなかつたことから、今後の同発電所の定期安全管理審査においてフォローアップを行うこととしている。 また、同発電所の先行審査号機である*号機、*号機、*号機及び*号機の定期安全管理審査において改善すべきと判断された4件のフォローアップについては、2件については是正処置を確認したが、残る2件については是正処置に取り組んでいることは認められるものの、本機では対象となる検査がなく、確実に実施されていることが確認できなかつたことから、今後の同発電所の定期安全管理審査において引き続きフォローアップを行うこととしている。 これらのことから、機構は、本機及び先行審査号機の審査で改善すべきと判断され、是正処置の確認が出来なかつた事項3件については、今後の是正状況を確認していく必要はあるものの、改善に向けての検討及び実行が着実に進められ、継続的に取り組まれていると判断されることから、品質マネジメントシステムは概ね機能しており、定期事業者検査は自律的かつ適切な体制で実施されているとしている。</p> <p>4. 審査項目 文書審査及び実地審査13項目(①監視機能健全性確認検査、②蒸気タービン設備検査、③炉内構造物検査など)</p>
評定 (原子力安全・保安院)	<p>1. 評定結果:B</p> <p>2. 評定の通知日 2006年*月*日(通知番号* * * * *原第*号)</p> <p>3. 評定の理由(結果と根拠) 当院は、審査結果について、当該通知及び機構の説明に基づき精査した結果、改善が必要と判断され、是正処置の妥当性が確認できなかつた事項3件については、引き続き是正状況について観察する必要があると判断する。 以上から、当院は、当該号機に係る定期事業者検査の実施体制は、一部改善すべき点が認められるものの、自律的かつ適切に行い得ると判断する</p> <p>4. 評定委員会の開催状況 2006年*月*日 審査結果に係る説明聴取、質疑応答 2006年*月*日 評定の検討</p> <p>5. 評定における特記事項 なし</p>
その他	

③健全性評価の実績

健全性評価制度の導入以来、延べ15の原子力発電ユニットでシュラウド等にき裂が確認され、健全性評価が実施された。約13カ月毎に実施される定期検査時にこれらき裂の成長状況が観察され、安全水準を満たしているかどうかが確認されている。(2006年10月現在)

事業者	発電所	ユニット	報告日	評価対象部位
中部電力	浜岡	4号機	2004/12/21	① シュラウドサポートリング溶接部のき裂 ② シュラウド下部リング及び下部胴のき裂
東北電力	女川	1号機	2005/01/06	シュラウド中間部リング及び下部リングのき裂
中国電力	島根	2号機	2005/02/09	PLR配管のき裂
四国電力	伊方	1号機	2005/03/01	原子炉容器入口管台内表面の微少き裂
東京電力	柏崎刈羽	3号機	2005/04/13	シュラウド中間胴と下部リングの溶接線外側近傍のき裂
中国電力	島根	2号機	2005/04/13	シュラウド中間胴溶接線内側のき裂
東北電力	女川	2号機	2005/05/27	シュラウドサポートリング内側のき裂
中部電力	浜岡	3号機	2005/05/24	① シュラウドサポートリングのき裂 ② シュラウドサポートシリンド及びサポートレグ溶接部のき裂
日本原子力発電	東海		2005/07/13	シュラウドサポートシリンド縦溶接線のき裂
中国電力	島根	1号機	2005/07/20	PLR配管のき裂
東京電力	福島第二	3号機	2005/08/18 2006/04/19	PLR配管のき裂
東京電力	柏崎刈羽	2号機	2005/11/04	シュラウド中間胴とシュラウドサポートリングとの溶接線のき裂
四国電力	伊方	2号機	2006/02/06	原子炉容器入口管台内表面の微少き裂
東京電力	柏崎刈羽	1号機	2006/04/19	PLR配管のき裂
東京電力	柏崎刈羽	3号機	2006/04/19	PLR配管のき裂

(PLR=Primary Loop Recirculation)

19. 4 事故及び運転上予想される異常事象に対する対応

原子炉設置者は、保安規定に「原子炉施設の運転に関する事項」を記載するように義務付けられている。

これには通常の運転操作に関する手順書の他、事故、異常時の運転操作に係る手順を定め、事故や異常事象に円滑に対応できるようにしている。「異常時の措置」に係るものとしては以下を定めている；

- ・状況の把握
- ・原因の除去
- ・応急処置
- ・原子炉自動スクラム後の措置
- ・非常用交流電源及びガス処理系等の手動起動

また、原子炉設置者は、原子炉等規制法に基づく実用発電用原子炉の運転に関する措置の中で「非常の場合に講すべき処置を定めること」が義務付けられており、保安規定の中で、「緊急時の措置」を定めている。これには以下が含まれる；

- ・原子力災害対策特別措置法で義務付けている原子力防災組織の設置
- ・原子力防災資機材の整備
- ・社内外の通報連絡系統の整備
- ・原子力防災訓練の実施
- ・緊急時体制の発令
- ・緊急時体制の解除等

なお、緊急時対策については、第16条に関する報告に記す。

19. 5 工学的及び技術的支援(研究開発成果の反映)

我が国では、原子力施設の安全性向上を図るため、主要な機器、設備を対象とした信頼性の実証試験及び各種の安全研究を実施している。これらの試験・研究の推進については、14. 8節に示す。

主要な関連研究テーマを以下に示す。

(1) 軽水炉の高経年化に関する研究

- ・高経年化対策関連技術調査（技術的知見の蓄積、ケーブル経年変化評価技術等）
- ・高経年化技術対策としての原子炉用機器材料の非破壊検査技術実証
- ・高経年化対策としての SCC き裂進展評価技術等(OECD/NEA における国際情報共有化)

(2) 原子力施設等の確率論的安全評価に関する研究

- ・リスク情報の活用法に関する研究
- ・原子力防災に関する研究

(3) 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究

- ・地震荷重を受ける減肉配管の破壊過程解明研究

19. 6 事象報告

原子炉設置者は、原子炉等規制法及び電気事業法により、原子力施設で発生した事故又は故障について、その内容及び対応措置について報告することを義務付けられている。法令に基づく報告基準を表19-2に示す。原子炉設置者は、発生した異常事象について、状況やそれに対する処置、さらに原因と再発防止策について、他の原子力施設に対して水平展開している。

なお第 6 条に記した「総点検」の結果、制御棒操作をしていない状態において、制御棒が動作したものについては、国への報告対象とされた。

我が国の原子力施設における最近の原子炉計画外停止の発生件数は、0. 2回／炉年程度と世

界的な水準を大きく下回っている。また、我が国では、1992年8月以来、国際原子力事象評価尺度(INES)を用いて事故・故障を評価している。INESによる我が国の事故・故障の評価状況を附属書2.5に示す。

なお「総点検」の結果、明らかになった過去の事案のうち、原子力安全・保安院が我が国の電気事業者に対して、1以上と評価したものは以下のとおりである。

発電設備に係る総点検により明らかになった事案

発生日	施設名	件名	評価結果
1996年12月24日	日本原子力発電(株) 敦賀発電所 2号機	化学体積制御系等配管からの漏えい	1
1998年6月11日	東北電力(株) 女川原子力発電所 1号機	原子炉停止操作中における中性子高に伴う原子炉自動停止	1
1999年6月18日	北陸電力(株) 志賀原子力発電所 1号機	臨界事故	2

19.7 運転経験の情報蓄積と反映及び共有

原子力安全・保安院は、前項で述べた事故、故障に関する報告を受けると、直ちにその旨を公表するとともに、原子力安全委員会に報告している。また、原因が判明し、再発防止対策が決定した時点で、それらの公表及び原子力安全委員会への報告を行っている。原子力安全委員会は必要に応じて、報告内容について指摘等を行っている。また、原子力安全委員会では、原子力事故・故障分析評価専門部会を設置し、国内外の原子力事故・故障の分析・評価に関して調査審議を行っており、2007年3月に原子力施設の事故・故障情報の活用のあり方についてとりまとめている。

原子力安全・保安院は、また、運転管理、検査及び放射線管理の専門家からなる原子力安全・保安部会委員の助言を得て、これら事故、故障に関する情報を逐一吟味し、安全上の教訓事項の導出に努め、必要に応じ、運転保守や安全規制に反映させている。

また、(独)原子力安全基盤機構は国内外の安全情報の収集評価を行う体制を整備している。(独)原子力安全基盤機構の収集した安全情報の収集・評価結果については、原子力安全・保安院との間で迅速に共有するとともに、規制上の対応やそのフォローアップを的確に実施していくため、(独)原子力安全基盤機構と原子力安全・保安院の合同の「安全情報検討会」を設置し、定期的に検討を行っている。

原子力安全・保安院及び(独)原子力安全基盤機構による海外との情報交換については、IAEA及びOECD/NEA等の国際機関、並びに二国間協力として中国、仏国、韓国、瑞国及び米国との間で事故、故障情報を共有する仕組みを有している。

一方、原子炉設置者は、2005年3月15日、技術基盤の整備、自主保安活動の促進を行い、原子力産業の活性化に貢献することを目的として有限責任中間法人「日本原子力技術協会」(原技協=JANTI)を設立した。原技協は、従来、電力中央研究所 原子力情報センター(NIC)が行っていた業務と、原子力産業界の事業者をはじめ、研究機関などの関係団体が行っていたニュークリアセイフティーネットワーク(NSネット)の業務を統合・再編し、継承、内外の運転経験情報を収集して、分析を行っている。国内原子力施設における安全情報については、軽微な事象も含め、国民全般で情報共有できるツール、原子力情報公開ライブラリー「ニューシア」を構築し、原技協のインターネット上で公開している。2007年5月原技協はニューシアの登録基準を見直した。

「ニューシア」の概要を図19-1に示す。

また、原子炉設置者と原技協は、海外とは、原子力発電運転協会(INPO)及び世界原子力発電事業者協会(WANO)東京センターを通じて運転経験の情報交換を行っている。さらに、個々の原子炉設置者は、仏国、独国及び米国等の原子炉設置者や、メーカーとの間に個別に情報交換協定を結んで、情報を収集する体制を整えている。原子炉設置者による運転経験情報活用の具体例は枚挙にいとまなく、予防保全や計画的な部品の修理や交換に現れている。例えば、BWRでは、炉心シユラウド及び中性子計測ハウジング等の部品交換、PWRでは、原子炉圧力容器上蓋交換の例がある。

事業者においても、東北電力、東京電力、中部電力、北陸電力、中国電力、日本原子力発電、電源開発、東芝、日立製作所によって2006年4月「BWR事業者協議会」が、三菱重工業、三菱電機、北海道電力、関西電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電によって2005年10月「PWR事業者連絡会」が情報共有を目的として結成されている。

19. 8 使用済燃料及び廃棄物の適切な管理

「使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約」に基づく、日本国第2回国別報告書(2005年10月)に詳細を述べている。

表19-1（その1）運転上の制限項目(BWR)

運転上の制限項目	
反応度制御系	停止余裕、反応度監視、制御棒の動作確認、制御棒のスクラム機能、制御棒の操作、ほう酸水注入系
出力分布	原子炉熱的制限値、原子炉熱出力及び炉心流量
計測制御系	計測及び制御設備
原子炉 冷却材系	原子炉再循環ポンプ、ジェットポンプ、主蒸気逃がし安全弁、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視、原子炉冷却材中のよう素131濃度、原子炉停止時冷却系、原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率、原子炉圧力、 <u>燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位</u>
非常用炉心 冷却系	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系
原子炉格納 容器系	主蒸気隔離弁、格納容器及び格納容器隔離弁、サプレッションチェンバからドライウェルへの真空破壊弁、サプレッションプールの平均水温、サプレッションプールの水位、可燃性ガス濃度制御系、格納容器内の酸素濃度、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁、非常用ガス処理系
プラント システム	残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系、非常用ディーゼル発電設備冷却系、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系、使用済燃料プールの水位及び水温、中央制御室非常用換気空調系
非常用電源系	外部電源、非常用ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料油等、直流電源、所内電源系統
その他	原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き、単一制御棒駆動機構の取り外し、複数の制御棒引き抜きを伴う検査、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査、 <u>原子炉の昇温を伴う検査</u>

表19-1(その2) 運転上の制限項目(PWR)

	運転上の制限項目
反応度制御系	停止余裕、臨界ボロン濃度、減速材温度係数、制御棒動作機能、制御棒の挿入限界、制御棒位置指示、炉物理検査、化学体積制御系(ほう酸濃縮機能)
出力分布	原子炉熱出力、熱流束熱水路係数、核的エンタルピー上昇熱水路係数、軸方向中性子束出力偏差、1/4炉心出力偏差
計測制御系	計測及び制御設備
1次冷却系	DNB比、1次冷却材の温度・圧力及び1次冷却材温度変化率、1次冷却系、加圧器、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、低温過圧防護、1次冷却材漏えい率、蒸気発生器細管漏えい監視、余熱除去系への漏えい監視、1次冷却材中のほう素131の濃度
非常用炉心 冷却系	蓄圧タンク、非常用炉心冷却系、燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク
原子炉格納 容器系	原子炉格納容器、原子炉格納容器真空逃がし系、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気浄化系、アニュラス
プラント システム	主蒸気安全弁、主蒸気隔離弁、主給水隔離弁・主給水制御弁及び主給水バイパス制御弁、主蒸気逃がし弁、補助給水系、復水タンク、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、中央制御室非常用循環系、安全補機室空気浄化系、燃料取扱建屋空気浄化系
非常用電源系	外部電源、ディーゼル発電機、ディーゼル発電機の燃料油・潤滑油及び始動用空気、非常用直流電源、所内非常用母線
その他	1次冷却材中のほう素濃度、原子炉キャビティ水位、原子炉格納容器貫通部、使用済燃料ピットの水位及び水温、 <u>一次冷却系の耐圧・漏えい検査、安全注入系逆止弁漏えい率検査</u>

表19-2 法令に基づく事故・故障の報告基準

原子炉等規制法	<p>一 核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたとき。</p> <p>二 原子炉の運転中において、原子炉施設の故障により、原子炉の運転が停止したとき若しくは原子炉の運転を停止することが必要となったとき又は五パーセントを超える原子炉の出力変化が生じたとき若しくは原子炉の出力変化が必要となったとき。ただし、次のいずれかに該当するときであつて、当該故障の状況について、原子炉設置者の公表があつたときを除く。</p> <p>イ 電気事業法（昭和三十九年法律第百七十号）第五十四条第一項に規定する定期検査の期間であるとき（当該故障に係る設備が原子炉の運転停止中において、機能及び作動の状況を確認することができないものに限る。）。</p> <p>ロ 運転上の制限（保安規定で定める原子炉施設の運転に関する条件であつて、当該条件を逸脱した場合に原子炉設置者が講ずべき措置が保安規定で定められているものをいう。以下この項において同じ。）を逸脱せず、かつ、当該故障に関して変化が認められないときであつて、原子炉設置者が当該故障に係る設備の点検を行うとき。</p> <p>ハ 運転上の制限に従い出力変化が必要となつたとき。</p> <p>三 原子炉設置者が、経済産業大臣が定める原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物（以下この項において「安全上重要な機器等」という。）の点検を行つた場合において、当該安全上重要な機器等が発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和四十年通商産業省令第六十二号）第九条 若しくは第九条の二に定める基準に適合していないと認められたとき又は原子炉施設の安全を確保するために必要な機能を有していないと認められたとき。</p> <p>四 火災により安全上重要な機器等の故障があつたとき。ただし、当該故障が消火又は延焼の防止の措置によるときを除く。</p> <p>五 前三号のほか、原子炉施設の故障（原子炉の運転に及ぼす支障が軽微なものを除く。）により、運転上の制限を逸脱したとき、又は運転上の制限を逸脱した場合であつて、当該逸脱に係る保安規定で定める措置が講じられなかつたとき</p> <p>六 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、気体状の放射性廃棄物の排気施設による排出の状況に異状が認められたとき又は液体状の放射性廃棄物の排水施設による排出の状況に異状が認められたとき。</p> <p>七 気体状の放射性廃棄物を排気施設によって排出した場合において、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が濃度限度を超えたとき。</p> <p>八 液体状の放射性廃棄物を排水施設によって排出した場合において、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が濃度限度を超えたとき。</p> <p>九 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物（以下この項において「核燃料物質等」という。）が管理区域外で漏えいしたとき。</p> <p>十 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、核燃料物質等が管理区域内で漏えいしたとき。ただし、次のいずれかに該当するとき（漏えいに係る場所について人の立入制限、かぎの管理等の措置を新たに講じたとき又は漏えいした物が管理区域外に広がつ</p>
---------	--

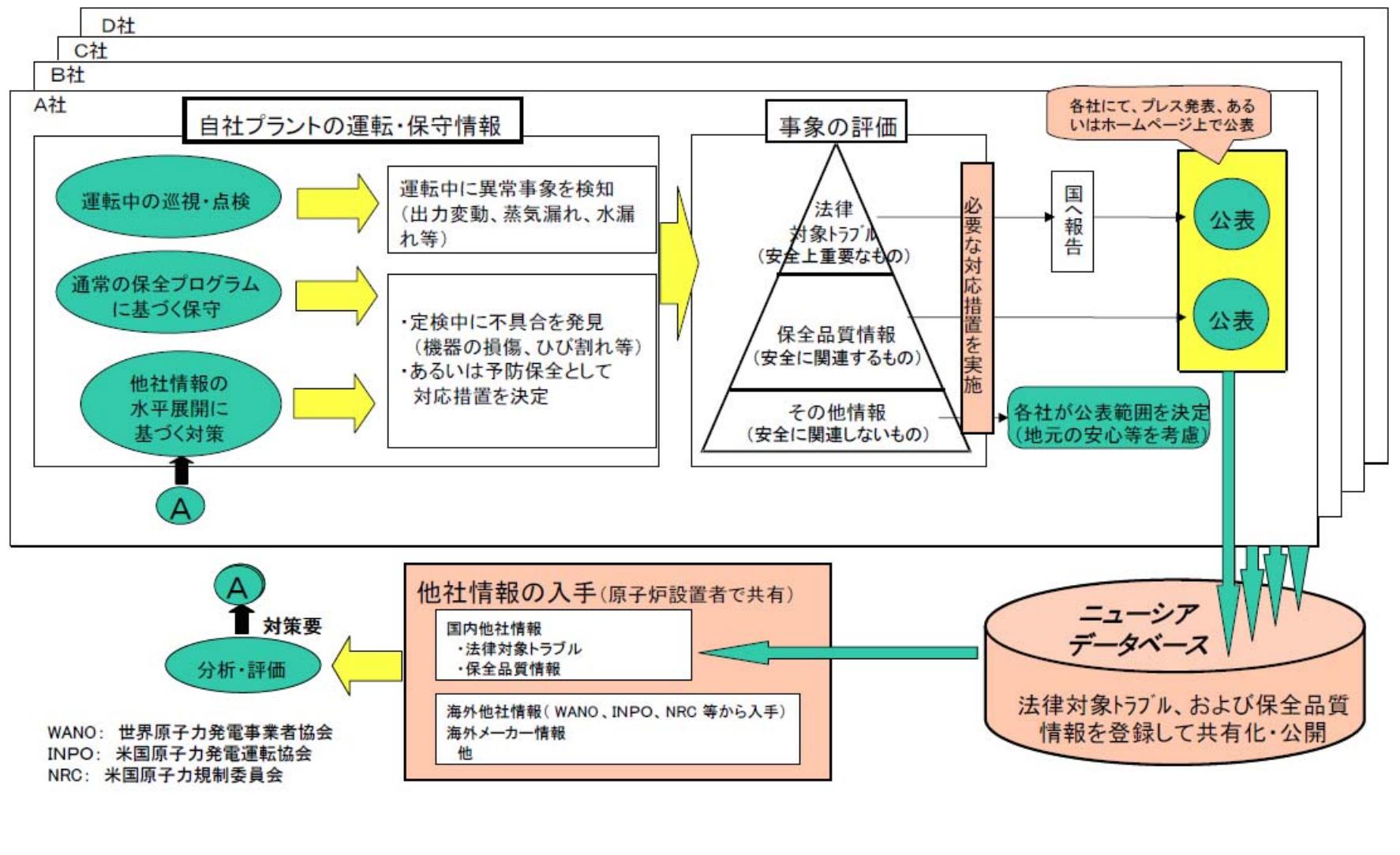
	<p>たときを除く。)を除く。</p> <p>イ 漏えいした液体状の核燃料物質等が当該漏えいに係る設備の周辺部に設置された漏えいの拡大を防止するための堰の外に拡大しなかつたとき。</p> <p>ロ 気体状の核燃料物質等が漏えいした場合において、漏えいした場所に係る換気設備の機能が適正に維持されているとき。</p> <p>ハ 漏えいした核燃料物質等の放射能量が微量のときその他漏えいの程度が軽微なとき。</p>
	<p>十一 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域に立ち入る者について被ばくがあったときであって、当該被ばくに係る実効線量が放射線業務従事者にあっては五ミリシーベルト、放射線業務従事者以外の者にあっては〇・五ミリシーベルトを超えるおそれのあるとき。</p> <p>十二 放射線業務従事者について線量限度を超え、又は超えるおそれのある被ばくがあつたとき。</p> <p>十三 前各号のほか、原子炉施設に関し人の障害(放射線障害以外の障害であつて入院治療を必要としないものを除く。)が発生し、又は発生するおそれがあるとき。</p>
電 氣 事 業 法	<p>一 感電又は原子力発電工作物の破損事故若しくは誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより人が死傷した事故(死亡又は病院若しくは診療所に治療のため入院した場合に限る。)</p> <p>二 電気火災事故(工作物にあつては、その半焼以上の場合に限る。ただし、前号及び次号から第五号までに掲げるものを除く。)</p> <p>三 原子力発電工作物の破損事故又は誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより、公共の財産に被害を与え、道路、公園、学校その他の公共の用に供する施設若しくは工作物の使用を不可能にさせた事故又は社会的に影響を及ぼした事故(前二号に掲げるものを除く。)</p> <p>四 主要電気工作物の破損事故(前三号及び次号に掲げるものを除く。)</p> <p>五 原子力発電工作物の破損事故又は誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより他の電気事業者に、供給支障電力が七千キロワット以上七万キロワット未満の供給支障を発生させた事故であつて、その支障時間が一時間以上のもの、又は供給支障電力が七万キロワット以上の供給支障を発生させた事故であつて、その支障時間が十分以上のもの</p>

表19-3 定格定熱運転を実施している発電所

電力会社	原子力施設	導入実績
北海道電力(株)	泊 1 号	2003.6.18
	泊 2 号	2003.2.21
東北電力(株)	東通1号	—
	女川 1 号	2003.8.11
	女川 2 号	2003.12.8
	女川 3 号	2003.5.6
東京電力(株)	福島第一 1 号	—
	福島第一 2 号	—
	福島第一 3 号	2003.12.25
	福島第一 4 号	—
	福島第一 5 号	2003.12.25
	福島第一 6 号	2005.2.22
	福島第二 1 号	2003.9.3
	福島第二 2 号	2002.7.9
	福島第二 3 号	2002.5.27
	福島第二 4 号	
	柏崎刈羽 1 号	2004.4.15
	柏崎刈羽 2 号	2002.5.7
	柏崎刈羽 3 号	2004.4.27
	柏崎刈羽 4 号	2003.7.31
	柏崎刈羽 5 号	2002.5.7
	柏崎刈羽 6 号	2003.7.4
	柏崎刈羽 7 号	2002.8.6
中部電力(株)	浜岡 1 号	—
	浜岡 2 号	2003.8.21
	浜岡 3 号	2003.12.10
	浜岡 4 号	2003.11.28
	浜岡 5 号	2004.12.20
北陸電力(株)	志賀 1 号	2003.4.1
	志賀 2 号	—
関西電力(株)	美浜 1 号	2002.11.2
	美浜 2 号	2002.7.17
	美浜 3 号	2003.6.19
	高浜 1 号	2003.2.15
	高浜 2 号	2002.6.6
	高浜 3 号	2002.11.6
	高浜 4 号	2003.6.17
	大飯 1 号	2003.6.4
	大飯 2 号	2002.12.18
	大飯 3 号	2003.2.25
中国電力(株)	大飯 4 号	2002.4.16
	島根 1 号	2004.1.5
	島根 2 号	2003.11.14

四国電力(株)	伊方 1 号	2002.5.10
	伊方 2 号	2002.4.16
	伊方 3 号	
九州電力(株)	玄海 1 号	2002.3.20
	玄海 2 号	2002.3.22
	玄海 3 号	2003.3.7
	玄海 4 号	2002.11.12
	川内 1 号	2002.3.20
	川内 2 号	2002.6.28
日本原電(株)	東海第二	2002.12.20
	敦賀 1 号	2003.3.14
	敦賀 2 号	2002.7.15

図19-1 原子炉設置者における運転・保守情報の活用



安全性の向上のための計画的活動

安全性の向上のための計画的活動

安全性の向上のための活動状況については、各条において述べているが、ここにまとめて将来の計画的活動として記載する。

(1) 耐震設計審査指針の改訂を受けての既設原子力施設の耐震安全性の評価（14. 5節）

2006年9月に原子力安全委員会は、耐震設計審査指針等を改訂した。

これを受けて、原子炉設置者に対して、原子力安全・保安院は、稼働中の原子力施設等について改訂された耐震設計審査指針等に照らした耐震安全性の再評価を実施し、その結果を報告するように求めた。

各原子炉設置者等は、2006年10月に耐震安全性評価の実施計画を原子力安全・保安院に提出した。

実施計画では、耐震安全性の評価を、地質調査・地震調査、基準地震動の策定、耐震安全性の評価の順に実施することとし、2~3年以内に安全評価を実施するとなっている。

原子力安全・保安院は、原子炉設置者からの耐震安全性評価の報告書の提出があったものから、内容の妥当性の確認を行っていく。

(2) 原子力分野での人材育成（11. 4節）

原子力発電の安全を図るためにには、これを支える優秀な人材を育成・確保していかねばならない。我が国では、少子高齢化、人口減少、熟練技術者の退職、原子力施設の建設機会の減少により、人材の維持が課題となっている。

文部科学省及び経済産業省は、2007年度から、i) 原子力基礎教育研究の充実、インターンシップの充実、原子力のコアカリキュラムの整備等教育活動の支援、ii) 研究後継者的人材育成の観点から原子力を支える基礎・基盤技術分野の研究活動の支援を柱とする原子力人材育成プログラムを実施していく。

(3) 既存の原子力施設の安全の確保（14. 3節（2））

原子力安全・保安院は許可を受けた者に対し約10年毎に定期安全レビューを実施するよう義務付けて、運転経験及び最新の技術的知見の反映状況並びに確率論的安全評価について評価を行っている。原子力安全・保安院は、高経年化対策の充実及び事業者の組織風土の劣化防止の観点からのレビューも、定期安全レビューに含めることにし、今後もこの活動を継続する。

既存の原子力施設の高経年化対策として、定期安全レビュー及び定期検査等を充実させ、技術基準の整備に取り組み、また、技術開発を推進していく。

(4) 緊急事態のための訓練及び演習（16. 3節）

緊急事態のための訓練の実施に当たっては、国、地方公共団体、原子力事業者等の防災業務関係者及び一般住民が原子力防災対策を理解し、適切に行動することが重要である。国際的な訓練への参加を含め、今後もこれらの活動を継続する。

(5) 原子力安全研究の推進（14. 6節）

原子力安全委員会は、2005年度からの約5年間に重点的に実施すべき安全研究（重点安全研究）を提案した。このなかで、原子力施設に関する安全研究としては、重点研究分野として1) 規制システム分野（例：リスク情報の活用、事故・故障要因等の解析評価技術）2) 軽水炉分野（例：安全評価技術、材料劣化・高経年化対策技術、耐震安全技術）及び原子力防災技術を提案している。これらの研究の推進状況は、専門部会を通じて評価を行っていく。