

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

平成2年8月30日
原子力安全委員会決定

一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会

I. まえがき

本指針は、発電用軽水型原子炉（以下「軽水炉」という。）の設置許可申請（変更許可申請を含む。以下同じ。）に係る安全審査において、原子炉施設の安全評価の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的として定めたものである。

軽水炉の安全審査においては、設置許可申請の内容が本指針に適合していることを確認する必要があり、本指針に適合していれば、原子炉施設の安全設計の基本方針に関する評価（以下「安全設計評価」という。）は妥当なものと判断され、また、原子炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価（以下「立地評価」という。）は妥当なものと判断される。

軽水炉の設置許可申請に係る安全審査において用いられる安全評価審査指針は、最初昭和53年9月に当時の原子力委員会において決定され、以来10年以上が経過した。この間軽水炉の技術の改良及び経験の蓄積には著しいものがある。これを踏まえて、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「安全設計審査指針」という。）が改訂されることとなり、また、「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「重要度分類指針」という。）が制定されることとなった。これらを踏まえて、従来の安全評価審査指針についても、見直しを行い、新たな「安全設計審査指針」及び「重要度分類指針」との対応を図るとともに、指針の内容の一層の明確化を図ったものである。

本指針は、現在使用されている軽水炉施設を対象としているが、基本的な考え方は、その他の原子炉施設の安全審査においても参考となり得ると考える。

なお、設置許可申請の内容が本指針に一部適合しない場合があっても、それが妥当な理由によるものであるときには、これを排除するものではない。また、本指針は、設計の改良、経験の蓄積など新たな知見が得られた場合には、必要に応じて適宜見直しがなされるべきものである。

II. 安全設計評価

1. 安全設計評価の目的

原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性は、「安全設計審査指針」によって審査される。原子炉施設の幾つかの構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、こ

れを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが、「安全設計審査指針」において求められている。したがって、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要である。以下には、安全設計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示す。

2. 評価すべき範囲

2.1 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、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を対象とする。

2.2 事故

「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、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各々に対し、前に示した安全設計評価の目的及び評価すべき範囲に基づいて、評価の対象とすべき事象を適切に選定しなければならない。

3.1 運転時の異常な過渡変化

前記2.1に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
- (3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
- (4) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

3.2 事故

前記2.2に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態

を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
- (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
- (5) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

4. 判断基準

4.1 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下であること。

4.2 事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
- (5) 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。

4.3 判断基準適用の原則

一つの事象に対し、複数の判断基準が適用される場合には、原則として各判断基準ごとに、結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない。ただし、解析条件を変えても、結果に与える影響が小さいこと、あるいは他の判断基準が満足されることが明らかなことが示された場合には、最も厳しくなる一つの判断基準に対する解析条件で代表させることができる。

5. 解析に当たって考慮すべき事項

5.1 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定しなければならない。また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までを包含しなければならない。

5.2 安全機能に対する仮定

- (1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則として「重要度分類指針」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる機能とする。ただし、MS-3に属するものであっても、その機能を期待することの妥当性が示された場合においては、これを含めることができる。
- (2) 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならない。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくてもよい。
- (3) 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮しなければならない。
- (4) 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にしなければならない。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意の影響を与えるものについては、同様とする。
- (5) 「事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮しなければならない。
- (6) 原子炉のスクラムの効果を期待する場合においては、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事

象の条件において最大反応度価値を有する制御棒1本（複数の制御棒が一つの駆動機構に接続される場合にあつては、その制御棒全数）が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮しなければならない。

5. 3 解析に使用する計算プログラム、モデル及びパラメータ

想定された事象の解析に使用する計算プログラム等については、その使用の妥当性を確認しなければならない。

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。ただし、これらは評価目的の範囲内で合理的なものを用いてもよい。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕を見込まなければならない。

Ⅲ. 立地評価

1. 立地評価の目的

原子炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によって審査される。「重大事故」及び「仮想事故」を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、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距離を確保すべきことが、「原子炉立地審査指針」において求められている。したがって、原子炉の立地条件の適否を判断する上では、「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行うことが必要である。以下には、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示す。

2. 評価すべき範囲

「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要がある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

3. 1 重大事故

前記2. に基づき、「Ⅱ. 安全設計評価」の3. 2の解析結果を参考として、それらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、原子炉格納容器内放出に係る事故及び原子炉格納容器外放出に係る事故をそれぞれ想定する。

3. 2 仮想事故

前記2. に基づき、「重大事故」として取り上げられた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

4. 判断基準

「原子炉立地審査指針」に適合しなければならない。

5. 解析に当たって考慮すべき事項

「重大事故」及び「仮想事故」の解析に当たっては、「原子炉立地審査指針」の趣旨にのっとり行わなければならない。

解 説

I. 今回の指針改訂の趣旨

軽水炉の設置許可申請に係る安全審査において用いられる安全評価審査指針は、最初昭和53年9月29日に、当時の原子力委員会によって決定され、以後、安全審査において、「安全設計審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を受けて、原子炉施設の安全設計の基本方針に関する評価及び原子炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価の妥当性を判断するために用いられてきた。その後、国際放射線防護委員会（ICRP）勧告（1977年）等の安全審査指針類への反映の一環として、上記の安全評価審査指針の一部が、平成元年3月27日に改訂された。（以下、これを「旧指針」という。）

安全審査指針類は、技術の進歩と経験、知見の蓄積を踏まえて、不断の見直しが行なわれているところであり、「安全設計審査指針」については今般改訂が行われ、また、原子炉の安全機能の重要度に関する「重要度分類指針」が新たに制定されることとなった。安全評価審査指針も、当初の決定以来10年以上を経過し、その間の技術の進歩等を踏まえるとともに、「安全設計審査指針」の改訂及び「重要度分類指針」の制定と整合をとることが大きな課題となり、このための見直しが必要であると判断され、今回の改訂に至ったものである。

今回の改訂においては、安全設計評価に関する部分及び立地評価に関する部分を、それぞれまとめ、全体の構成を整理した。また、評価すべき具体的な事象、解析に当たって参考とすべき具体的な条件等を付録Ⅰとしてまとめ、これら事象における線量評価上参考とすべき事項を、新たに付録Ⅱとして設けた。さらに、付録の解釈上参考となると考えられる事項を、新たに付録解説として設けた。

今回改訂された本指針は、現在国内において標準的と思われる軽水炉の設計を念頭に置いて作成されたものである。設計の改良等は今後も続けられることが予想され、さらに安全研究の進展、経験の蓄積、解析技術の進歩等も期待されるところである。したがって、新しい原子炉の設置許可申請の内容が、本指針に一部適合しないところが生じても、それが技術の進歩等の結果であるならば、これを排除するものではなく、適切な判断が行なわれるべきものである。また、このような進歩等を踏まえて、本指針は今後も必要に応じて見直しが行なわれるべきものである。特に付録及び付録解説については、新しい知見の採用が容易になるように目付を付してまとめ、随時追補等を行うことが可能なようにした。

II. 安全設計評価

1. 安全設計評価について

指針本文中の「II. 安全設計評価」は、「安全設計審査指針」を受けて、原子炉施設の安全設計の基本方針に関する評価、すなわち「安全設計評価」を行うに際して必要な事項を定めるものである。「安全設計審査指針」では、安全確保の見地から、原子炉施設の構築物、系統及び機器に対する各種の要求事項を定めているが、その中には、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に際して、所要の安全機能を確保することを求めているものがある。「II. 安全設計評価」は、この要求に対応して安全設計評価を行うに当たり必要な想定すべき事象、判断基準、考慮すべき事項を示すものである。

2. 評価すべき範囲と評価すべき事象の選定について

安全設計評価における「評価すべき範囲」は、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」であるが、これらの状態を、ある限られた数の事象の解析で適切に包絡するためには、評価すべき事象を適切に選定する必要がある。

ここでいう「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」は、その原因が原子炉施設内にある、いわゆる内部事象をさす。自然現象あるいは外部からの人為事象については、これらに対する設計上の考慮の妥当性が、別途「安全設計審査指針」等に基づいて審査される。これら内部事象は多岐にわたるが、おおむね「重要度分類指針」にいう異常発生防止系（以下「PS」という。）に属する系統、機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作等によるものである。これらのうちから、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出されたものを、「設計基準事象（DBE）」と呼ぶことにする。

あるDBEの発生を仮定した場合、原子炉施設内の各構築物、系統及び機器の動作状況によって、事象の経過は異なる。一つのDBEと、これに関連する主としてMSに属する系統、機器等の動作の状況、電源の状況等を組み合わせたものが、安全設計評価における「評価すべき事象」である。

評価すべき事象のうち、「運転時の異常な過渡変化」に属するものは、原子炉施設の寿命期間中に1回以上発生する可能性があると思われる事象（その原因はおおむね外部電源喪失、動的機器の単一の故障、誤動作あるいは運転員の単一の誤操作によるものである。）を包絡するものである。ここでいう「単一の故障」等（単一の誤動作、単一の誤操作を含む。）とは、単一の原因によって従属的に発生する多重の故障等を含むものである。また、「事故」は、発生する頻度はより低い、原子炉施設及び周辺公衆により重大な影響を与えるおそれのある事象を包絡するもので、安全設計の妥当性の検討の観点から、評価するのが適当と判断されるものである。これら評価すべき事象を、本指

針では、「運転時の異常な過渡変化」については3種類、「事故」については4種類に分類して表示し、その具体的な事象、基本的な解析条件等を付録に示した。なお、この他に、原子炉施設の具体的な設計によっては追加して評価するのが適当事象もあり得るので、これについては個々の場合について慎重に検討する必要がある。事象の想定によっては、一つの事象が上記の分類の二つ以上に関連する場合があるが、この場合には、それぞれの分類の趣旨を考慮して、解析条件等を適切に定める必要がある。また、同一の分類の中に、類似の事象が二つ以上ある場合には、結果が最も厳しくなる事象で代表させることができる。

3. 判断基準について

安全設計評価における「判断基準」は、前述した「評価すべき事象」を解析した結果、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に対する原子炉施設の安全設計が妥当であるか否かを判断するための基準である。この基準の基本的な考え方は以下のとおりである。

「運転時の異常な過渡変化」については、基本的には原子炉施設は、事象の原因となった故障部等の復旧を除けば、格段の修復なしに通常運転に復帰できることを求めるものであって、旧指針の基準と基本的に異なるところはない。なお、判断基準の(3)については、具体的には、「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」(以下「反応度投入事象評価指針」という。)によることとする。

「事故」については、事象の発生によっても、炉心の熔融あるいは著しい損傷に至ることなく、かつ、周辺への放射性物質の放出をある限度内にとどめ得ることを確認することが基本である。この場合、一つの事象が収束されるまでに、新たな異常状態の原因となつてはならないということが考慮されている。判断基準の(1)から(5)は、これらの基本的な考え方に基づくものである。判断基準の(1)のうち、「十分な冷却が可能」とは、炉心の形状が、炉心からの除熱を定量的あるいは少なくとも半定量的に予測できるようなものであること、すなわち「冷却可能形状」を維持することを意味する。この具体的な判断は、原則として、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS性能評価指針」という。)の基準の一部である。

(イ) 燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。

(ロ) 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

によることとする。なお、原子炉冷却材圧力、燃料の高温持続時間等の条件により、他の適切な判断基準を満足することによって、炉心は著しい損傷に至ることがなく、かつ、十分な冷却が可能であることが明らかな場合には、その判断基準によってもよい。

判断基準の(2)については、具体的には、「反応度投入事象評価指針」によることとする。

判断基準の(5)については、「著しい放射線被ばくのリスク」を、事故による線量と

事故の発生頻度の兼ね合いを考慮して判断するものである。ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1mSvを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもありうるとなっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。

公衆の線量の計算において評価の対象とすべき放射性核種について検討した結果、よう素と希ガス以外の核種の大気中放出による寄与はわずかであると考えられる。したがって、放射性物質の大気中放出に起因した実効線量の評価に当たっては、原則として、よう素と希ガスに着目し、よう素の吸入に伴う内部被ばくによる実効線量と希ガスに起因した外部被ばくによる実効線量の合算値を評価するものとする。なお、原子炉施設の建屋内放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に起因した外部被ばくによる実効線量についても、適切に評価するものとする。

4. 解析に当たって考慮すべき事項について

4.1 解析に当たって考慮する範囲

安全設計評価における「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析は、通常運転の全範囲及び運転期間の全域にわたって生じ得る異常な事象をすべて包絡して、安全設計の基本方針に関する評価を行うものでなければならない。したがって、具体的な解析条件等の選定は、この趣旨に沿って行う必要がある。さらに、解析結果は、想定した事象が、判断基準を満足しながら支障なく収束できることを、その事象が包絡している全事象について確認できるものでなければならない。そのためには、少なくとも事象が収束して原子炉が支障なく冷態停止に移行できることが、合理的に推定できなければならない。なお、これには事象によって例外もあり、例えば、「原子炉冷却材喪失」の場合について「ECCS性能評価指針」の基準(4)が適用される。

4.2 安全機能に対する仮定

- (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、「重要度分類指針」において、安全機能の重要度に応じ三つのクラスに分類され、これに対応して、異常影響緩和機能を有するものは、MS-1、MS-2及びMS-3に分類されている。異常状態が発生したときに、これを収束し、あるいはその影響を緩和する機能は、その重要度に応じた信頼性を有するものでなければならない。この見地から、原子炉施設は、原則として、一般の産業施設と同等の信頼性を有するMS-3に属するものの緩和機能を期待することなく、「事故」に対処できること

が必要と考えられる。したがって、指針本文では、「事故」の解析上期待し得る緩和機能は、原則としてMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものが高い信頼性を有する場合には、その緩和機能を考慮に入れることができる。すなわち、「事故」の解析において、MS-3に属する構築物、系統及び機器の緩和機能を期待する場合には、それらは、MS-1あるいはMS-2と同等の高い信頼性を有することが必要である。

同様に、「運転時の異常な過渡変化」についても、解析上期待し得る緩和機能は、原則としてMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものの信頼性が十分であれば、その緩和機能を期待することができる。具体的には、付録I及び付録解説においてこれらを示す。

- (2) 「安全設計審査指針」は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、その系統の安全機能が阻害されないことを要求しており、「重要度分類指針」は、この要求が適用される系統を具体的に示している。これは、単一故障の仮定を系統ごとに適用するもので、いわゆる「系統別適用」である。これに対して、旧指針においては、一つの安全機能を果たすべき系統、機器の組合せに対して、結果を最も厳しくする故障を仮定する、いわゆる「機能別適用」を要求していたところである。ここでいう「単一故障」とは、異常状態の発生原因としての故障とは異なるものであり、異常状態に対処するために必要な機器の一つが所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含むものである。

今回の指針改訂においても、単一故障の仮定の適用に関する基本的な考え方に変わりはない。すなわち、「事故」に対処するために必要なMSの系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能ごとに、その機能遂行に必要な系統、機器の組合せに対する単一故障を仮定する。例えば、「原子炉冷却材喪失」において、炉心冷却という一つの安全機能を達成するためには、冷却水を注入する非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）はもとより、これを起動する安全保護系、ECCSを駆動する電源、機器を冷却し最終的な熱の逃がし場まで熱を輸送する系統等が適切に組み合わせられることが必要である。本指針においては、このように一つの安全機能の遂行のために形成される系統、機器の組合せに対して、解析の結果が最も厳しくなる単一故障を仮定することを求めるものである。

本指針において求める単一故障の仮定は、「事故」に対処するために必要なMSについて、重要度のクラスの如何を問わず、上記の各基本的安全機能を果

たすために必要なすべての系統、機器を対象とするのが原則である。単一故障を仮定する対象となる安全機能を果たすべき系統、機器には、「重要度分類指針」でいう「当該系」のみならず、当該系の機能遂行に直接必要となる関連系も含まれなければならない。ただし、事象発生前から機能しており、かつ、事象の過程でも機能し続ける、いわゆる“on-duty”の機器等については、故障の仮定から除外することができる。

- (3) 安全機能を有する系統、機器は、一般に異常状態の発生直後は、運転員の操作を期待せずに必要な機能が発揮できるように設計されなければならないのが原則である。運転員の操作を期待する場合には、運転員が事態を的確に判断し、高い信頼性でその操作が行えるように、十分な時間的余裕と適切な情報が与えられなければならない。運転員が的確な判断ができるような適切な情報が与えられてから、操作を開始するまでには、少なくとも10分間は時間的余裕を見込んだ評価を行う必要がある。
- (4) 安全保護系の動作を期待する場合には、その信号の種類、信号発生時点等を明示する必要があることは当然である。この場合、安全保護系の信号の種類は、想定された事象が包絡している範囲を考慮して、適切に選定しなければならない。安全保護系以外の系であっても、この趣旨は同様である。
- (5) 「安全設計審査指針」及び「重要度分類指針」では、非常用所内電源からも給電されるべき系統が示されている。したがって、これらの系統は、外部電源喪失時にもその機能を発揮できるように設計されていることが確認されなければならない。特に、工学的安全施設の評価解析の中で、このことが示される必要がある。ただし、外部電源喪失の有無は、想定している事象の内容等によって、その影響が異なる。したがって、「事故」の解析に当たっては、外部電源が健全である場合についても考察した上で、解析結果が最も厳しくなるように、解析条件を選定する必要がある。
- (6) 原子炉のスクラム効果に期待する場合には、最大反応度値を有する制御棒1本（複数の制御棒が一つの駆動機構に接続される場合にあつては、その制御棒全数）が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮すること、すなわち“stuck rod margin”を考慮することが必要である。これは、制御棒による停止系が設計上保有すべき余裕であつて、故障等によって制御棒1本が動作不能になるということ仮定するものではなく、前記の単一故障の仮定とは趣旨が異なるものである。

Ⅲ. 立地評価

1. 立地評価について

指針本文中の「Ⅲ. 立地評価」は、「原子炉立地審査指針」を受けて、原子炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価、すなわち「立地評価」を行うに際して必要な事項を定めるものである。「原子炉立地審査指針」では、「重大事故」及び「仮想事故」を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、原子炉と周辺公衆との離隔を適正に確保することを求めている。「Ⅲ. 立地評価」は、この要求に対応して立地評価を行うに当たり必要な想定すべき事象、判断基準、考慮すべき事項を示すものである。

2. 評価すべき範囲と評価すべき事象の選定について

立地評価における「評価すべき範囲」は、「重大事故」と「仮想事故」であるが、「重大事故」及び「仮想事故」を想定する目的は、対象となる原子炉と周辺の公衆との離隔が適正に確保されていることを確認することである。最小限度必要とされる離隔距離は、当該原子炉の基本的構造、出力、その他の特性、安全防護施設（工学的安全施設）を含む安全上の対策等によって変化すべきものである。したがって、「重大事故」、「仮想事故」の選定に当たっては、この趣旨が適切に考慮される必要がある。

例えば、「仮想事故」の選定に当たって、炉心の核分裂生成物の多重防壁の全てが、無条件に機能しないと仮定すると、離隔距離は事実上原子炉出力のみで定まってしまうことになり、その他の重要な因子は無視されることになる。このような仮定は、最小限度必要とされる離隔距離を判断するという見地からは、適切とはいえず、したがって、「原子炉立地審査指針」が必須な仮定として求めるものではない。

以上の見地から、現在の軽水炉に関しては、その構造、特性及び安全上の諸対策を考慮して、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として、原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の２種類を考え、それぞれについて、「Ⅱ. 安全設計評価」の3.2の解析結果を参考として、周辺公衆との離隔を評価する観点から、技術的に見て合理的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することをもって「重大事故」とする。さらに、「重大事故」として取り上げられた事故について、これを超える放射性物質の放出を工学的観点から仮想することをもって「仮想事故」とする。

付録 I (平成 2 年 8 月 30 日)

指針本文中のⅡ. 3. 及びⅢ. 3. に基づく評価すべき具体的な事象並びにそれら事象の解析、評価に当たって参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。なお、本付録は、設計の改良、経験の蓄積等を踏まえて、必要に応じ随時追補等が行われるべきものである。

I. 安全設計評価

1. 評価すべき具体的な事象

評価すべき「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」についての具体的な事象は、以下のとおりとする。ただし、設計によっては、以下にとどまらず、評価の目的に照らし適切なる事象を追加して評価する必要がある。また、設計により、ある事象が他の事象の評価に十分に包絡されていることが示された場合においては、その事象の解析を省略することができる。

1.1 運転時の異常な過渡変化

1.1.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (PWR、BWR)
- (2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (PWR、BWR)
- (3) 制御棒の落下及び不整合 (PWR)
- (4) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (PWR)

1.1.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- (1) 原子炉冷却材流量の部分喪失 (PWR、BWR)
- (2) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 (PWR、BWR)
- (3) 外部電源喪失 (PWR、BWR)
- (4) 主給水流量喪失 (PWR)
- (5) 蒸気負荷の異常な増加 (PWR)
- (6) 2次冷却系の異常な減圧 (PWR)
- (7) 蒸気発生器への過剰給水 (PWR)
- (8) 給水加熱喪失 (BWR)
- (9) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 (BWR)

1.1.3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- (1) 負荷の喪失 (PWR、BWR)
- (2) 原子炉冷却材系の異常な減圧 (PWR)
- (3) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 (PWR)

- (4) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (BWR)
- (5) 給水制御系の故障 (BWR)
- (6) 原子炉圧力制御系の故障 (BWR)
- (7) 給水流量の全喪失 (BWR)

1.2 事故

1.2.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- (1) 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)
- (2) 原子炉冷却材流量の喪失 (PWR、BWR)
- (3) 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (PWR、BWR)
- (4) 主給水管破断 (PWR)
- (5) 主蒸気管破断 (PWR)

1.2.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- (1) 制御棒飛び出し (PWR)
- (2) 制御棒落下 (BWR)

1.2.3 環境への放射性物質の異常な放出

- (1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (PWR、BWR)
- (2) 主蒸気管破断 (BWR)
- (3) 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR)
- (4) 燃料集合体の落下 (PWR、BWR)
- (5) 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)
- (6) 制御棒飛び出し (PWR)
- (7) 制御棒落下 (BWR)

1.2.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- (1) 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)
- (2) 可燃性ガスの発生 (PWR、BWR)
- (3) 動荷重の発生 (BWR)

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

前記1.1に掲げた「運転時の異常な過渡変化」の各事象の解析を行う際に参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。

2.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (PWR、BWR)

- (1) 原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、冷態停止又は高温待機状態で、臨界又は臨界に極めて近い状態にあるものとする。

- (3) PWRにあっては、二つの制御棒クラスタバンクが、設計上許容される組合せ及び最大速度で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように引き抜かれるものと仮定する。
- (4) BWRにあっては、制御棒価値ミニマイザの許容する最大反応度価値を有する制御棒1本又は一つの制御棒グループが、設計上許容される最大速度で引き抜かれるものと仮定する。
- (5) 制御棒の引き抜きに関するインターロック等が、事象の発生前及び事象の過剰中に動作状態にあり、かつ、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (6) その他の解析条件等については、「反応度投入事象評価指針」の要求を満足しなければならない。
- (7) 判断基準としては、指針本文Ⅱ. 4. 1 (以下「4. 1」という。) の(3)及び(4)並びに「反応度投入事象評価指針」に定める基準を適用する。

2. 1. 2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (PWR、BWR)

- (1) 原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定常状態で運転中であるものとする。なお、原子炉の初期出力は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。
- (3) PWRにあっては、二つの制御棒クラスタバンクが、設計上許容される組合せ及び引き抜き速度の範囲内で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように引き抜かれるものと仮定する。
- (4) BWRにあっては、炉心内で熱的制限値の条件にある燃料集合体の近傍の制御棒1本又は一つの制御棒グループが、設計上許容される引き抜き速度の範囲内で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように引き抜かれるものと仮定する。
- (5) 制御棒の引き抜きに関するインターロック等が、事象の発生前及び事象の過剰中に動作状態にあり、かつ、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (6) 判断基準としては、4. 1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2. 1. 3 制御棒の落下及び不整合 (PWR)

- (1) 原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する事象を想定する。
- (2) 原子炉が定格出力に余裕を見た出力で運転中に、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置から全挿入位置に落下するものと仮定する。

- (3) 他の事象として、原子炉が定格出力に余裕を見た出力で運転中に、炉心に挿入されている制御棒クラスタバンクが、挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態を仮定する。
- (4) 原子炉出力の自動制御系がある場合には、自動制御の場合と手動制御の場合の双方について考慮するものとする。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.1.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (PWR)

- (1) 原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、起動時にあつては、冷態停止状態にあり、1次冷却材中のほう素濃度は、通常運転において考えられる最大濃度であるものとする。出力運転中にあつては、原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとし、1次冷却材中のほう素濃度は、これに対応する濃度であるものとする。
- (3) 純水が、設計上許容される最大流量で、1次冷却材中に注入されるものと仮定する。
- (4) 原子炉出力の自動制御系がある場合には、自動制御の場合と手動制御の場合の双方について考慮するものとする。自動制御の場合、制御棒が挿入限界に達した後、反応度停止余裕が失われるまでに十分な時間的余裕があり、信頼性の高い情報が利用できるなど、運転員の異常除去操作が十分に期待できる場合には、これを考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.2.1 原子炉冷却材流量の部分喪失 (PWR、BWR)

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材 (PWRにおいては1次冷却材。以下同じ。) を駆動するポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。
- (3) 原子炉冷却材ポンプの1台 (ただし、同一の母線あるいは同一の制御装置に接続されるなどして、単一の故障等により同時に故障する可能性のあるポンプについては、当該ポンプの全台数) の駆動電源が喪失し、炉心の原子炉冷却材流量が低下するものと仮定する。
- (4) 原子炉出力の自動制御系がある場合には、自動制御の場合と手動制御の場合の双方について考慮するものとする。停止する原子炉冷却材ポンプ及び駆動系の慣性については、その効果を適切に考慮することができる。

- (5) 安全保護系の動作に期待する場合には、その作動信号は、原子炉冷却材流量の低下、ポンプの動作状態の変化等によるものとする。
- (6) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動（PWR、BWR）

- (1) 原子炉冷却材ポンプの何台かが停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、そのポンプが接続されているループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定常状態で運転中であるものとする。なお、原子炉の初期出力及び原子炉冷却材ポンプの初期運転台数は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。
- (3) 停止中の原子炉冷却材ポンプ1台（ただし、同一の母線あるいは同一の制御装置に接続されるなどして、単一の故障等により同時に起動される可能性のあるポンプについては、当該ポンプの全台数）が誤って起動されるものと仮定する。
- (4) 原子炉出力の自動制御系がある場合でも、この動作は期待しないものとする。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.3 外部電源喪失（PWR、BWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。
- (3) 所内の外部電源系は、無電圧状態になるものと仮定する。
- (4) 非常用電源の起動には、十分な時間的余裕を見込まなければならない。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.4 主給水流量喪失（PWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 2次冷却系の主給水ポンプ全台が、同時に停止するものと仮定する。
- (4) 判断基準としては、4.1の(4)を適用する。

2.2.5 蒸気負荷の異常な増加（PWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、2次冷却系のタービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により、主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。
- (3) タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち蒸気流量が最大となる弁1個が、全開になるものと仮定する。
- (4) 原子炉出力の自動制御系がある場合には、自動制御の場合と手動制御の場合の双方について考慮するものとする。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.6 2次冷却系の異常な減圧 (PWR)

- (1) 原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。
- (2) 原子炉は高温停止状態にあり、制御棒は全挿入されているものとする。1次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最小濃度であるものとする。
- (3) 2次冷却系の弁のうち減圧効果が最大となる弁1個が、全開になるものと仮定する。
- (4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.7 蒸気発生器への過剰給水 (PWR)

- (1) 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障、誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。
- (3) 2次冷却系の給水制御弁1個(ただし、同一の制御系に接続されるなどして、単一の故障等により同時に動作する可能性のある弁については、当該弁の全数)が全開となり、蒸気発生器1台に制御弁全開容量の流量で給水されるものと仮定する。
- (4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.8 給水加熱喪失 (BWR)

- (1) 原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が低下し炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定常状態で運転中であるものとする。なお、原子炉の初期出力は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。
- (3) 給水加熱器1段(ただし、同一の制御系に接続されるなどして、単一の故障等により同時に機能喪失する可能性のある給水加熱器については、当該加熱器の全段数)が加熱機能を喪失し、その場合の最大温度変化分だけ給水温度が低下するものと仮定する。

(4) 原子炉冷却材再循環系は、手動運転モードにあるものとする。

(5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.2.9 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 (BWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量の制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定常状態で十分長時間運転中であるものとする。なお、初期再循環流量は、流量制御範囲の下限であるものとし、原子炉の初期出力は、この流量に相当する出力範囲で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。

(3) 再循環流量は、再循環流量制御系の設計上許容される最大速度に変化するものと仮定する。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.3.1 負荷の喪失 (PWR、BWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。

(3) 外部負荷が、瞬時に完全に喪失するものと仮定する。

(4) BWRにあつては、タービンバイパス弁が機能しない場合も考慮に入れるものとする。

(5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.3.2 原子炉冷却材系の異常な減圧 (PWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。

(3) 加圧器逃がし弁もしくは加圧器スプレイ弁のうち、原子炉圧力を最も低下させる効果を持つ弁1個（ただし、同一の制御系に接続されるなどして、単一の故障等により同時に全開する可能性のある弁については、当該弁の全数）が、全開するものと仮定する。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)を適用する。

2.3.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 (PWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、ECCSが誤起動する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。

(3) ECCSのうち、高圧注入系が起動し、冷却水を1次冷却系に注入するものと仮定する。なお、冷却水の流量は、1次冷却系の圧力とポンプの特性によつ

て定まる値に余裕を見た値を選定しなければならない。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)及び(4)を適用する。

2.3.4 主蒸気隔離弁の誤閉止 (BWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、隔離弁制御系の故障、誤操作等により、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。

(3) 主蒸気隔離弁が、設計上許容される最短時間で閉止するものと仮定する。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.3.5 給水制御系の故障 (BWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障等により、給水流量が増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2) 原子炉は、原子炉冷却材再循環系を手動制御で運転中であるものとする。なお、原子炉の初期出力は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。

(3) 給水流量は、設計上許容される最大流量に瞬時に達するものと仮定する。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.3.6 原子炉圧力制御系の故障 (BWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定常状態で十分長時間運転中であるものとする。なお、原子炉の初期出力、再循環流量制御系等の動作状況等は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。

(3) 圧力制御系1系統(ただし、複数の圧力制御系が共有部分を有するなどして、単一の故障等により同時に故障する可能性のある圧力制御系については、当該制御系の全数)から、最大出力信号が発信されるものと仮定する。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

2.3.7 給水流量の全喪失 (BWR)

(1) 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障等により、給水流量が減少する事象を想定する。

(2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。

(3) 給水ポンプがトリップし、ポンプの慣性を考慮した時間内に給水流量が完全に喪失するものと仮定する。

(4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)及び(4)を適用する。

3. 事故の解析

前記1.2に掲げた「事故」の各事象の解析を行う際に参考とすべき具体的な条件及び

判断基準の適用方法を、以下に示す。

3.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.1.1 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。
- (2) 解析条件等については、「ECCS性能評価指針」の要求を満足しなければならない。なお、解析は、事象発生の特典から、再循環モードに支障なく移行できることが合理的に推定できる時点までを包含するものとする。
- (3) 判断基準としては、指針本文Ⅱ. 4.2（以下「4.2」という。）の(1)及び「ECCS性能評価指針」に定める基準を適用する。

3.1.2 原子炉冷却材流量の喪失（PWR、BWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。
- (3) 原子炉冷却材ポンプの全台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。
- (4) 原子炉冷却材流量の自動制御系等の動作状態は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。停止する原子炉冷却材ポンプ及び駆動系の慣性については、その効果を適切に考慮することができる。
- (5) 安全保護系の動作に期待する場合には、その作動信号は、原子炉冷却材流量の低下、ポンプの動作状態の変化等によるものとする。
- (6) 判断基準としては、4.2の(1)及び(3)を適用する。

3.1.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着（PWR、BWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、原子炉冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で運転していたものとする。
- (3) 原子炉冷却材ポンプ1台の回転軸が、固着して瞬時に停止するものと仮定する。
- (4) 判断基準としては、4.2の(1)及び(3)を適用する。

3.1.4 主給水管破断（PWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 主給水管1本が瞬時に両端破断し、その給水管が接続されている蒸気発生器の保有水が喪失するとともに、すべての蒸気発生器への主給水も、主給水管の

破断発生と同時に喪失するものと仮定する。

- (4) 外部電源は使用できないものとする。
- (5) 判断基準としては、4.2の(1)及び(3)を適用する。

3.1.5 主蒸気管破断 (PWR)

- (1) 原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。
- (2) 原子炉は高温停止状態にあるものとする。制御棒は全挿入されているものとし、1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低値であるものとする。
- (3) 蒸気発生器からタービンに至る間の主蒸気管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。
- (4) 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率は、蒸気発生器の構造等を考慮して、適切な余裕をもって高く評価しなければならない。
外部電源はある場合とない場合について考慮するものとする。
- (5) 判断基準としては、4.2の(1)及び(3)を適用する。

3.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.2.1 制御棒飛び出し (PWR)

- (1) 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により、急激な反応度添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。
- (2) 原子炉は、臨界又は臨界近傍にあるものとする。なお、原子炉の初期状態は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。
- (3) 制御棒ハウジングが瞬時に破損し、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が炉心から急速に飛び出すのに相当する反応度が投入されるものと仮定する。
- (4) 制御棒ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。
- (5) 解析条件等については、「反応度投入事象評価指針」の要求を満足しなければならない。
- (6) 判断基準としては、4.2の(2)及び(3)並びに「反応度投入事象評価指針」に定める基準を適用する。

3.2.2 制御棒落下 (BWR)

- (1) 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。
- (2) 原子炉は、臨界又は臨界近傍にあるものとする。なお、原子炉の初期状態は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。
- (3) 最大反応度値を有する制御棒1本が炉心から落下するのに相当する反応

度が投入されるものと仮定する。

- (4) 解析条件等については、「反応度投入事象評価指針」の要求を満足しなければならない。
- (5) 判断基準としては、4.2の(2)及び(3)並びに「反応度投入事象評価指針」に定める基準を適用する。

3.3 環境への放射性物質の異常な放出

3.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損（PWR、BWR）

- (1) 放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉の通常運転時（起動、高温待機、出力運転、停止を含む。）に、放射性気体廃棄物処理施設の貯槽、ホールドアップ塔等に、原子炉施設的设计上考えられる最大量の気体状の放射性物質が貯留されているものとする。
- (3) 放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損し、貯留されている気体状の放射性物質が放出されるものと仮定する。なお、破損箇所は、放射性物質の貯留量、隔離時間等を考慮して、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定しなければならない。
- (4) 破損部に接続されている機器等で、気体状の放射性物質の放出量を増加させる可能性のあるものについては、設計上許容される範囲内で、結果を最も厳しくするような動作状態にあるものと仮定する。破損部を隔離することが可能な弁等がある場合には、操作に要する時間等に十分な余裕を見込んだ上で、その機能を期待することができる。
- (5) 破損箇所が屋内にある場合には、補助建屋又はタービン建屋の換気系等は、結果を最も厳しくするように動作状態を仮定しなければならない。
- (6) 環境に放出された放射性物質の拡散は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に従って評価するものとする。
- (7) 判断基準としては、4.2の(5)を適用する。

3.3.2 主蒸気管破断（BWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉格納容器外で主蒸気管が破断し、破断口から原子炉冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断するものと仮定する。
- (4) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するものとする。
- (5) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、

弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。

- (6) 事象発生と同時に、外部電源は喪失するものと仮定する。
- (7) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 2% とする。
- (8) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものと仮定する。核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に比例するものとする。事象の過程において、主蒸気隔離弁閉止前に燃料棒から放出された核分裂生成物が、隔離弁まで到達するのに要する時間については、評価上考慮することができる。
- (9) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素とする。有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2% とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンは、50% が床、壁等に沈着するものとする。
- (10) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。隔離弁閉止後に放出された核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。
- (11) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないものと仮定する。なお、閉止した隔離弁からは、設計漏えい率と温度、圧力によって定まる漏えいがあるものとする。
- (12) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行するものとする。
- (13) 主蒸気隔離弁閉止後は、原子炉圧力は、原子炉隔離時冷却系等によって大気圧まで低下する時間又は 24 時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとする。
- (14) 蒸気雲の形成及び移動については、適切なパラメータを用いて評価するとともに、隔離弁閉止後に環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (15) 判断基準としては、新たに燃料棒の破損が生じないことを確認した上で、4.2 の(5)を適用する。

3.3.3 蒸気発生器伝熱管破損（PWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転中であり、原子炉圧力は、通常運転時の最高圧力であるものとする。
- (3) 蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。
- (4) 外部電源については、喪失する場合と喪失しない場合の双方について考慮するものとする。また、ECCSが自動起動する場合には、その動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように仮定するものとする。
- (5) 事象発生前の1次冷却材中の核分裂生成物の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。
- (6) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が原子炉の圧力低下割合に比例して追加放出されるものと仮定する。
- (7) 2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出されるものとする。また、よう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- (8) 破損した蒸気発生器の隔離に運転員の操作を要する場合には、操作に要する時間に十分な余裕を見込まなければならない。隔離後は、原子炉圧力は、運転可能な冷却系によって大気圧まで低下する時間又は24時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとし、隔離後の弁からは、設計漏えい率と温度、圧力によって定まる漏えいがあるものとする。
- (9) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (10) 判断基準としては、新たに燃料棒の破損が生じないことを確認した上で、4.2の(5)を適用する。

3.3.4 燃料集合体の落下（PWR、BWR）

- (1) 原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) PWRにあつては、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が、操作上の最高の位置から落下するものと仮定する。
- (3) BWRにあつては、炉心上で取扱い中の燃料集合体1体が、操作上の最高の位置から炉心に落下するものと仮定する。
- (4) 落下する燃料集合体は、原子炉が定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転された最大出力集合体とし、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間後に、事象が発生するものとする。なお、この間の放射能の減衰は、適切に考慮する

ことができる。

- (5) 落下による燃料棒の破損本数は、実験的な裏付けがない限り、最大限の数を見込まなければならない。
- (6) 破損した燃料棒のギャップから、核分裂生成物が水中に放出されるものとする。このうち、希ガスは、全量が気相に移行するものとする。よう素については、水中の除染係数を500とする。
- (7) 補助建屋又は原子炉建屋の換気系、非常用換気系等は、設計どおりの動作を期待することができる。
- (8) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (9) 判断基準としては、4.2の(5)を適用する。

3.3.5 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）

- (1) 3.1.1で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、3.3.2又は3.3.3の場合と同様に仮定する。
- (4) この事象により、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、破損する燃料棒の状況に応じ、核分裂生成物の適切な放出量を仮定するものとする。また、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合には、核分裂生成物の追加放出量を、3.3.2又は3.3.3の場合と同様に評価する。
- (5) この事象により、希ガス及びよう素は、原子炉格納容器内に放出されるものとする。燃料棒から原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が、原子炉格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサブプレッションプール水に溶解する効果を考慮することができる。この場合、除染率、気液分配係数等は、実験に基づく値とするか、あるいは十分な安全余裕を見込んだ値とする。有機よう素及び希ガスについては、これらの効果を見ないものとする。
- (6) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び3.4.1の解析結果に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率を仮定して、評価するものとする。PWRにあっては、漏えいは97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定する。漏えいしてきた核分裂生成物のアニュラス又は原子炉建屋内での沈着は、考慮しないものとする。

- (7) アニュラス又は原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
- (8) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、(3)及び(4)と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとし、漏えいした場合のよう素の気相への移行率は5%、補助建屋又は原子炉建屋内での沈着率は50%と仮定する。
- (9) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器内の核分裂生成物の存在位置及び原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価する。
- (10) 事故の評価期間は、原子炉格納容器内圧が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とする。
- (11) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (12) 判断基準としては、4.2の(5)を適用する。

3.3.6 制御棒飛び出し（PWR）

- (1) 3.2.1で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 実効線量の評価は、3.3.5の場合に準じて行う。
- (4) 判断基準としては、4.2の(5)を適用する。

3.3.7 制御棒落下（BWR）

- (1) 3.2.2で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉が高温待機又は部分出力で運転中に事象が発生するとした場合には、事象発生30分前まで、原子炉は定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。また、冷態時に事象が発生するとした場合には、事象発生24時間前まで、原子炉は定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 破損した燃料棒のギャップから、核分裂生成物が原子炉冷却材中に放出されるものとする。燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。希ガスは全

て瞬時に気相部に移行するものとする。

- (4) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で閉止するものとする。復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタービンの自由空間に対し0.5%/日の漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。
- (5) タービン建屋内の換気系等は、それが動作中であれば、その機能を考慮するものとする。
- (6) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (7) 判断基準としては、4.2の(5)を適用する。

3.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.4.1 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の損傷により、原子炉冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。なお、破断を仮定する配管及びその破断箇所は、原子炉格納容器内の圧力が最大となるように選定されなければならない。
- (4) 事象発生と同時に、外部電源は使用できないものと仮定する。
- (5) 判断基準としては、原子炉格納容器内温度が、最高使用温度を超えないことを確認した上で、4.2の(4)を適用する。

3.4.2 可燃性ガスの発生（PWR、BWR）

- (1) 3.4.1で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。
- (2) 金属-水反応による水素の発生量は、3.1.1において計算された金属-水反応による発生量の5倍、又は全燃料棒の被覆管の表面から0.0058mmの厚さの金属が水と反応した場合に相当する量のいずれか大きい値とする。
- (3) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲンの50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものと仮定して、原子炉格納容器内の水の放射線分解を適切に評価しなければならない。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとして、炉心に存在する水の放射線分解を適切に評価しなければならない。水の単位吸収エネルギー当たりの分解率は、実験で確認されている値に適切な余裕を見込んだ値とする。

- (4) 原子炉格納容器内の水に、アルカリ等の物質が添加される設計にあつては、原子炉格納容器内の金属構造物との化学反応によって発生する水素について、適切に評価しなければならない。
- (5) 水素再結合器等の可燃性ガスの濃度を制御する系統が設置される設計にあつては、これら系統の設計の範囲内で、その機能を期待することができる。
- (6) 判断基準としては、事象発生後少なくとも30日間は、原子炉格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ5%又は4%以下であることとする。

3.4.3 動荷重の発生 (BWR)

- (1) 圧力抑制型原子炉格納容器において、原子炉冷却材喪失、安全弁作動等の際に、局所的な動荷重が発生する事象を想定する。
- (2) 原子炉格納容器内の動荷重は、「BWR. MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」あるいは「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に従って評価するものとする。
- (3) 評価の結果、原子炉格納容器各部の応力等が、準拠すべき規格、基準等の定めるところを満足していることが示されるか、あるいは、満足するように設計する方針であることが示されれば、その設計ないし設計方針は妥当と認められる。

II. 立地評価

1. 重大事故及び仮想事故の具体的な事象

評価すべき重大事故及び仮想事故についての具体的な事象は、以下のとおりとする。

- 1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)
- 1.2 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR)
- 1.3 主蒸気管破断 (BWR)

2. 重大事故及び仮想事故の評価

前記1. に掲げた重大事故及び仮想事故の各事象の評価を行う際に参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。

- 2.1 原子炉冷却材喪失
- 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR)

重大事故の場合

- (1) 付録I中の「I. 安全設計評価」の3.1.1において想定した原子炉冷却材喪失において、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。

- (3) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス2%、よう素1%の割合とする。
- (4) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
- (5) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を見捨てるものとする。
- (6) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計により評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒と評価することは妥当なものと認められる。有機よう素及び希ガスについては、この効果を見捨てるものとする。
- (7) 希ガス及びよう素については、原子炉格納容器からの漏えいを考慮するものとする。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び「I. 安全設計評価」の3.4.1の解析結果に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定して、評価するものとする。
原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残りの3%はアニュラス部外で生ずるものとする。
- (8) アニュラス空気再循環設備（フィルタを含む。）は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。なお、フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計よう素除去効率が95%以上の場合において、よう素除去効率を90%とすることは妥当なものと認められる。
- (9) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
- (10) ECCSの再循環系が設置される補助建屋内換気系によるよう素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする。例えば、設計よう素除去効率が95%以上の場合に、よう素除去効率を90%とすることは妥当なものと認められる。
- (11) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量

については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%と仮定する。

(12) 事故の評価期間は、原子炉格納容器内の圧力が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とするが、30日間を下回らない期間とする。

(13) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。

(14) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

(3) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス100%、よう素50%の割合とする。

(9) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。

(11) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%と仮定する。

2.1.2 原子炉冷却材喪失（BWR）

重大事故の場合

(1) 付録I中の「I. 安全設計評価」の3.1.1において想定した原子炉冷却材喪失において、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。

(3) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス2%、よう素1%の割合とする。

(4) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。

(5) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%

が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を見捨てるものとする。

- (6) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を見捨てるものとする。
- (7) 希ガス及びよう素については、原子炉格納容器からの漏えいを考慮するものとする。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び「I. 安全設計評価」の3.4.1の解析結果に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定して、評価するものとする。
- (8) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。なお、フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計よう素除去効率が99%以上の場合において、よう素除去効率を95%とすることは妥当なものとして認められる。原子炉建屋における沈着による核分裂生成物の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考えるものとする。
- (9) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
- (10) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒より環境に放出されるものとする。
- (11) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%と仮定する。
- (12) 事故の評価期間は、原子炉格納容器内の圧力が、原子炉格納容器からの漏えいが見捨てられる程度に低下するまでの期間とするが、30日間を下回らない期間とする。
- (13) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (14) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

- (3) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス100%、よう素50%の割合とする。
- (9) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
- (11) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%と仮定する。

2.2 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR)

重大事故の場合

- (1) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。
- (4) 外部電源については、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。また、ECCSが自動起動する場合には、その動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように仮定するものとする。
- (5) 事象発生前の1次冷却材中の核分裂生成物の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。
- (6) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が原子炉の圧力低下割合に比例して追加放出されるものと仮定する。
- (7) この1次冷却材内核分裂生成物のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- (8) 2次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大気中に放出されるものとする。無機よう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出されるものとする。

- (9) 破損した蒸気発生器の隔離後は、核分裂生成物の大気中放出はないと考えられるが、評価上は、2次側弁からの蒸気の漏えいにより、無機よう素が大気中へ放出されるものとする。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値とし、隔離後は、原子炉圧力が、運転可能な冷却系によって大気圧まで低下する時間又は24時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとし、この圧力に対応して、弁から設計漏えい率で蒸気が漏えいするものとする。
- (10) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (11) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

- (6) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後1次冷却系に追加放出されるものと仮定する。
- (7) この1次冷却材内核分裂生成物のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じであるものとする。
- (9) 破損した蒸気発生器の隔離後は、2次側弁からの蒸気の漏えいにより、無機よう素が大気中へ放出されるものとする。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で30日間続くものとする。

2.3 主蒸気管破断 (BWR)

重大事故の場合

- (1) 原子炉の出力運転中に、原子炉格納容器外で主蒸気管が破断し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (3) 主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断するものと仮定する。
- (4) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するものとする。
- (5) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。
- (6) 事象発生と同時に、外部電源は喪失するものと仮定する。
- (7) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中

のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。

- (8) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものと仮定する。
- (9) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するものとし、追加放出された核分裂生成物の1%が破断口から放出されるものとする。
- (10) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に伴い、徐々に原子炉冷却材中へ放出されるものとする。
- (11) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとする。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。
- (12) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散されるものとする。
- (13) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとする。なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするものとする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、その値は温度、圧力に依存して変化するものとする。
- (14) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行するものとする。
- (15) 主蒸気隔離弁閉止後は、原子炉圧力は、原子炉隔離時冷却系等によって大気圧まで低下する時間又は24時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとする。
- (16) 蒸気雲の形成及び移行については、適切なパラメータを用いて評価するとともに、隔離弁閉止後に環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (17) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

- (10) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出されるものとする。

- (13) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとする。なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするものとする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
- (15) 事故発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるものとし、主蒸気系からの漏えいは無限時間続くものとする。

付録Ⅱ（平成13年3月29日）

安全設計評価としての「事故」並びに立地評価としての「重大事故」及び「仮想事故」について線量評価上参考とすべき事項を、以下に示す。

1. 「事故」における線量評価

1. 1 外部被ばくによる実効線量の評価

1. 1. 1 大気中に放出された放射性物質による実効線量

大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による実効線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから実効線量への換算係数は、1 Sv/Gyとする。

また、放射性物質が高温高圧の原子炉冷却材とともに大気中に放出される過程が想定され、放射性物質を含む蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲の形成及び移動速度を安全側に評価するものとする。

なお、ベータ線の外部被ばくによる実効線量は、ガンマ線による実効線量に比べ有意な値とはならないことから評価対象としない。

1. 1. 2 原子炉施設建屋内の放射性物質による実効線量

原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、施設の位置、遮へい構造、地形条件等を適切に考慮して評価する。空気カーマから実効線量への換算係数は、1 Sv/Gyとする。

なお、直接線量及びスカイシャイン線量が当該事故による実効線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、その評価を省略することができる。

1. 2 内部被ばくによる実効線量の評価

大気中に放出されたよう素の吸入摂取による実効線量は、「気象指針」に従い、よう素の地表空気中の相対濃度及びよう素131等価量に基づいて次式により評価する。なお、計算に用いるパラメータ等は、第1表に示す小児（1才）の値とする。

$$\text{実効線量} = K_{ie} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q)$$

K_{ie} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数

M : 小児の呼吸率

Q_e : よう素の放出量 (I-131等価量)

(χ/Q) : 相対濃度

なお、呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間に応じて選択するものとする。

また、この場合のI-131等価量 Q_e とは、I-131の実効線量係数に対するよう素各同

位体の実効線量係数の比を各同位体の量に乗じて合算したものをいい、次式により計算する。

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi}/K_{He}) \cdot Q_i$$

K_{Hi} : 核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数

Q_i : 核種 i の放出量

2. 「重大事故」及び「仮想事故」における線量評価

2.1 全身に対しての線量の評価

2.1.1 大気中に放出された放射性物質による線量

大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gyとする。

なお、放射性物質が高温高圧の原子炉冷却材とともに大気中に放出される過程が想定され、放射性物質を含む蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲の形成及び移動速度を安全側に評価するものとする。

2.1.2 原子炉施設建屋内の放射性物質による線量

原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による全身に対しての線量は、施設の位置、遮へい構造、地形条件等を適切に考慮して評価する。空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gyとする。

なお、直接線量及びスカイシャイン線量が当該事故による全身に対しての線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、その評価を省略することができる。

2.2 甲状腺に対しての線量の評価

大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対しての線量は、「気象指針」に従い、よう素の地表空気中の相対濃度及びI-131等価放出量に基づいて次式により評価する。なお、計算に用いるパラメータ等は、第2表に示す値のうち、「重大事故」の場合は小児（1才）、「仮想事故」の場合は成人の値とする。

$$\text{甲状腺に対しての線量} = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q)$$

K_{Te} : I-131の吸入摂取による甲状腺の等価線量に係る線量係数（小児の場合 3.2×10^{-6} Sv/Bq、成人の場合 3.9×10^{-7} Sv/Bq）

M : 呼吸率

Q_e : よう素の放出量（I-131等価量）

(χ/Q) : 相対濃度

なお、呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間に応じて選択するものとする。

また、この場合のI-131等価量 Q_e とは、I-131による甲状腺の等価線量に係る線量係数に対するよう素各同位体の線量係数の比を各同位体の量に乗じて合算したものをいい、次式により計算する。

$$Q_e = \sum_i (K_{Ti}/K_{Te}) \cdot Q_i$$

K_{Ti} : 核種 i の吸入摂取による甲状腺の等価線量に係る線量係数

Q_i : 核種 i の放出量

2.3 全身線量の積算値の評価

全身線量の人口積算値は、原子炉施設を中心として水平方向に30°の角度を成す範囲について評価するものとする。原子炉施設を中心とする30°の範囲は、全身線量の人口積算値が最大となるものを選定する必要がある。

第1表 よう素による実効線量の評価に使用するパラメータ等

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による 小児の実効線量係数 ¹⁾	K_{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6}
小児の呼吸率 ¹⁾	M	m ³ /h	0.31 (活動時)
		m ³ /d	5.16 (1日平均)

第2表 よう素による甲状腺に対する線量の評価に使用するパラメータ等

パラメータ等	記号	単位	数値	
核種 i の吸入摂取 による甲状腺の等 価線量に係る線量 係数 ¹⁾	K_{Ti}	Sv/Bq	小児	I-131 : 3.2×10^{-6} I-132 : 3.8×10^{-8} I-133 : 8.0×10^{-7} I-134 : 7.3×10^{-9} I-135 : 1.6×10^{-7}
			成人	I-131 : 3.9×10^{-7} I-132 : 3.6×10^{-9} I-133 : 7.6×10^{-8} I-134 : 7.0×10^{-10} I-135 : 1.5×10^{-8}
呼吸率 ¹⁾	M	m ³ /h	0.31 (小児活動時) 1.2 (成人活動時)	
		m ³ /d	5.16 (小児1日平均) 22.2 (成人1日平均)	

参考文献

- 1) Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 71 (1995)

付録解説（平成2年8月30日）

安全設計評価において評価すべき具体的な事象並びにそれら事象の解析を行う際に参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法は、付録Iに示されている。これに従い、実際に解析を行うに当たって、評価すべき具体的な事象の想定趣旨と解析上の要求事項を適切に解釈するために参考となると考えられる事項を、以下に示す。

1. 一般的事項

(1) 付録Iにおいて、共通に使用される用語の解釈は、以下によることとする。

- 1) 「定格出力に余裕を見た出力」とは、申請されている原子炉最大熱出力に、計測誤差等を考慮した適切な余裕を加えた出力をいう。この余裕は、計測系の設計等によって変化し得るものであるが、少なくとも最大熱出力の2%を下回らないものとする。
- 2) 「十分長時間運転中」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
- 3) 「冷態」とは、原子炉冷却材の温度が100℃未満の状態をいう。
- 4) 「出力運転中」とは、タービンに継続して蒸気を供給できる出力で運転中である状態をいう。

(2) 解説中のII. 4. 2の安全機能に対する仮定の(1)の趣旨を踏まえ、「運転時の異常な過渡変化」の解析においては、以下のMS-3に属するものの異常影響緩和機能を期待することができる。

- 1) 「事故」の解析において、その機能を期待することが認められているもの。
- 2) これまでの経験等から、信頼性が十分であると考えられる、以下に示すもの。
PWR：タービントリップ機能、主蒸気逃がし弁の元弁の閉止機能
BWR：タービントリップ機能、タービンバイパス弁機能、再循環ポンプトリップ機能、逃がし安全弁の逃がし弁機能
- 3) その他、付録I及び付録解説において、その機能を期待することが認められているもの。

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き（PWR、BWR）

本事象は、制御棒の反応度値、駆動速度等が、原子炉の特性及び安全保護系等の機能との関連において、適切に設計されていることを確認するために想定されるものである。この想定趣旨から、制御棒の操作に関するインターロック等

は、事象発生の前後を通じていわゆる“on-duty”（供用中）の機器と見なすことができる場合には、その系統、機器の機能を期待することができる。ただし、その系統、機器を切り離して運転することが可能な設計においては、本事象の想定に当たって、その機能を期待すると仮定することが妥当であることが示されなければならない。付録 I 中の I. の 2.1.1 の(3)及び(4)は、現行の代表的な設計に対するものであり、設計が変更された場合においては、引き抜かれる制御棒の選定、反応度価値等について、その設計に応じて適切に選定される必要がある。

2.1.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（PWR、BWR）

本事象は、制御棒に起因して、出力運転中に反応度が添加された場合について、原子炉の特性及び安全保護系等の設計が適切であることを確認するために想定されるものである。制御棒の操作に関するインターロック等の取り扱いは、2.1.1 の場合と同様である。また、事象発生前の原子炉の出力を含む運転状況は、設計上許容されるすべての運転モードを包絡するように定められなければならない。

本事象においては、反応度添加率が大きい場合が必ずしも厳しい結果を与えるとは限らない。したがって、反応度添加率は、設計値の範囲内で、結果が最も厳しくなる値であることが示されなければならない。反応度添加率が小さい方が結果が厳しくなる場合には、出力が準静的に変化するものと仮定して評価する方法は妥当と認められる。

2.1.3 制御棒の落下及び不整合（PWR）

本事象は、PWR にあって、炉心内の出力分布に異常が生ずる場合について、その影響を評価するために想定されるものである。このような状態を代表するものとして、以下の二通りを想定する。

第 1 は、定格出力（適切な余裕を含む。以下同じ。）において、全引き抜きの状態の制御棒クラスタ 1 本が、制御棒駆動系の故障等によって炉心に落下し、全挿入になる場合である。このとき、原子炉出力が自動制御されている場合には、制御棒の落下により原子炉出力がいったん低下した後、制御用制御棒が自動的に引き抜かれて、原子炉出力は元の状態に復帰する。また、原子炉出力が手動で制御されている場合には、制御棒の引き抜きは起こらない。これらの状態で出力分布に歪が生じた場合の影響を評価する。

第 2 は、一つの制御棒クラスタバンク内の制御棒全数が挿入限界にあるべきときに、そのうちの制御棒クラスタ 1 本が、制御棒駆動系の故障等により全引き抜きの位置にとどまっている不整合な状態を仮定し、その際に生ずる出力分布の歪の影響を評価するものである。

2.1.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（PWR）

PWRにあっては、1次冷却材中のほう素が、原子炉の反応度制御及び停止に重要な役割を担っている。本事象は、このほう素の濃度変化に起因して反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、化学体積制御系から、制御回路の故障等によって1次冷却材中に純水が注入されるものと仮定する。このとき、原子炉出力が自動制御されている場合には、1次冷却材中のほう素が希釈されるに伴い制御棒が自動的に挿入され、制御棒による反応度停止余裕が減少する。また、原子炉出力が手動で制御されている場合には、出力が上昇する。このそれぞれの場合について、影響を評価するものとする。本事象の進展が緩慢であり、事象進行中に運転員の収束操作が高い信頼性をもって期待できる場合には、これを考慮することができる。なお、その場合には、指針本文中のⅡ. の5.2の(3)の要求を満たさなければならない。

2.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.2.1 原子炉冷却材流量の部分喪失（PWR、BWR）

本事象は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材の流量が異常に低下する場合について、原子炉の特性及び安全保護系等の設計が適切であることを確認するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、代表的な事象として、原子炉冷却材ポンプ1台の駆動電源の喪失を仮定するが、これは、飽くまでも事象想定趣旨にかんがみでの仮定であり、安全保護系の動作を期待する場合には、原則として、原子炉冷却材流量の低下あるいはポンプ回転数の低下によって、動作が開始されるものと仮定しなければならない。

なお、原子炉冷却材流量を弁によって制御する設計にあっては、この弁の閉止についても解析の対象に含めるものとする。

2.2.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動（PWR、BWR）

本事象は、低温の原子炉冷却材が炉心に流入することによって、反応度が添加される場合について、原子炉の特性及び安全保護系等の設計が適切であることを確認するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉の運転中に原子炉冷却材ポンプの何台かが停止中であるとし、これが何らかの原因で誤起動されることを仮定する。

誤起動されるポンプについては、ポンプの制御系の設計等を考慮し、単一の故障等で同時に起動し得るポンプの全台数の範囲内で、かつ、初期出力との組合せにおいて、結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない。

2.2.3 外部電源喪失（PWR、BWR）

本事象は、所内の非常用電源及び非常用電源系の設計の妥当性を確認するため

に想定されるものである。したがって、例えば発電機の所内単独運転が可能な設計であっても、本事象の想定を省略してはならない。また、タービントリップ後の主発電機のコーストダウン電力も期待してはならない。非常用電源の起動に時間的余裕を見込むのは当然であるが、特に、母線切替え、非常用電源系への機器の接続順序とその時間的余裕等について、設計が妥当であることが示されなければならない。

2.2.4 主給水流量喪失（PWR）

本事象は、PWRにおいて、2次冷却系の異常によって炉心冷却能力が低下する異常事象のうち、給水系に起因するものについて、その影響を評価するために想定されるものである。代表的事象として、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、蒸気発生器による熱除去能力が低下するものと仮定する。

2.2.5 蒸気負荷の異常な増加（PWR）

2.2.6 2次冷却系の異常な減圧（PWR）

2.2.7 蒸気発生器への過剰給水（PWR）

以上の3事象は、いずれも、PWRにおいて、2次冷却系の異常によって反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。このうち、2.2.5及び2.2.6は、タービンバイパス弁等の誤動作により、蒸気発生器からの蒸気流量が異常に増加するなどして2次冷却材の温度が低下し、その結果、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加される事象であり、この事象の初期条件として、出力運転中あるいは高温停止中を仮定することとしている。また、2.2.7は、給水流量が異常に増加して、同様な結果となることを想定している。これらの事象においては、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が主たる評価の対象であるが、これに加えて、2.2.6では、原子炉が臨界に到達する場合には、確実に臨界未満に復帰することも確認されなければならない。

2.2.8 給水加熱喪失（BWR）

本事象は、BWRにおいて、給水系の異常によって反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、給水加熱器の機能が喪失し、給水温度が低下し、その結果、原子炉冷却材の炉心入口におけるサブクーリングが増加するものと仮定する。サブクーリングの変化状況、原子炉冷却材流量等によって、現象の速さが異なる場合があるので、初期出力等は、結果が最も厳しくなるように選定される必要がある。

2.2.9 原子炉冷却材流量制御系の誤動作（BWR）

BWRにあっては、原子炉冷却材の再循環流量によって出力が制御される設計であることから、本事象は、この流量の制御系の誤動作、誤操作等により、再循

環流量が異常に増加し、反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。解析に当たって、再循環流量の変化率は、設計上考えられる最大速度であるものとする。この場合、再循環流量制御系の設計によって、再循環ポンプ1台の回転数が変化するか、あるいは複数台のポンプの回転数が変化するかを選定する必要がある。なお、流量変化がポンプの回転数によらず、弁の開度変化で行われる設計についても、上記に準ずるものとする。

2.3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.3.1 負荷の喪失（PWR、BWR）

本事象は、負荷喪失等の原因によりタービンへの蒸気流量が急減する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。特にBWRにあつては、蒸気流量急減によって圧力が上昇するに伴い、原子炉に反応度が添加される可能性があるため、この点を適切に評価するために、タービンバイパス弁が不作動の場合も解析に含めるものとする。なお、選択制御棒機能を有する場合には、その機能を期待することができる。

2.3.2 原子炉冷却材系の異常な減圧（PWR）

本事象は、PWRにおいて原子炉冷却材圧力が変動する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉が定格出力で運転中に、圧力制御用の弁が故障して開放するものと仮定する。故障を仮定する弁としては、加圧器逃がし弁又は加圧器スプレイ弁（設計によって、他に同様な効果のある弁が設置されている場合には、これを含む。）のうち、原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ弁とする。故障を仮定する弁の上流側に、自動的に閉止する元弁がある場合には、その動作に十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。

2.3.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動（PWR）

本事象は、PWRにおいて出力運転中にECCSが誤起動する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉が定格出力で運転中に、ECCSのうち高圧注入系が起動し、低温の冷却水を1次冷却系に注入するものと仮定する。

2.3.4 主蒸気隔離弁の誤閉止（BWR）

本事象は、BWRにおいて、隔離弁制御系の故障等により蒸気流量が減少し、原子炉圧力が上昇する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉が定格出力で運転中に、主蒸気隔離弁（単一の故障等で同時に閉止する弁が複数個ある場合には、当該弁の全数）が最短時間で閉止するものと仮定する。

2.3.5 給水制御系の故障（BWR）

本事象は、BWRにおいて、給水制御系の故障等により、給水流量が異常に増加して、その結果反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。解析に当たっては、2.2.8の場合と同様に、原子炉冷却材再循環系は手動運転中であるものとし、かつ、事象発生時の原子炉出力は、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定するものとする。

2.3.6 原子炉圧力制御系の故障（BWR）

BWRにあつては、炉心中のボイド率の変化が反応度に大きな影響を与えることから、原子炉圧力の制御が重要である。本事象は、このようなBWRの特性にかんがみ、圧力制御系の故障等により原子炉圧力が急変する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、圧力制御系が故障して誤信号を発生し、主蒸気流量が急変するものと仮定する。原子炉出力、再循環流量制御系の動作状態等は、解析結果が最も厳しくなるように選定するものとする。

2.3.7 給水流量の全喪失（BWR）

本事象は、BWRにおいて、給水制御系の故障等により、給水流量が喪失する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉が定格出力で運転中に、給水ポンプがトリップし、同ポンプの慣性を考慮した時間内に給水流量が完全に喪失するものと仮定する。

3. 事故の解析

3.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.1.1 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）

本事象は、原子炉冷却材系の配管の破損等によって原子炉冷却材が系外に流出する場合について、炉心の冷却が適切に確保される設計となっていることを確認するために想定されるものである。なお、原子炉冷却材喪失に伴って、放射性物質が環境に放出され、あるいは、原子炉格納容器内圧が上昇する可能性があるが、これらについては、それぞれ3.3.5及び3.4.1において評価するものとする。本事象の解析条件及び判断基準については、「ECCS性能評価指針」の定めるところによるものとする。

3.1.2 原子炉冷却材流量の喪失（PWR、BWR）

本事象は、原子炉冷却材の流量が大幅に減少する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉冷却材を循環させているポンプの全台が、駆動電源を喪失するものと仮定する。本事象は、原子炉冷却材流量の大幅な減少を生ずる代表的事象として選定されているものであるから、安全保護系の動作を期待する場合には、原則として、原子炉冷却材

流量の低下あるいはポンプ回転数の低下によって、動作が開始されるものと仮定しなければならない。ただし、原子炉冷却材流量の大幅な減少を生ずる事象が、ポンプの駆動電源の喪失以外には起こり難いように適切に設計されている場合には、ポンプの駆動電源の喪失をもって安全保護系の作動信号とすることは受け入れられる。

なお、2.2.1において原子炉冷却材ポンプの全台の駆動電源の喪失が考慮されている場合には、本事象は評価する必要がない。

3.1.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着（PWR、BWR）

本事象は、原子炉冷却材の流量が急激に減少する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉が定格出力で運転中に、原子炉冷却材ポンプの回転軸が固着し、瞬時に停止するものと仮定する。

3.1.4 主給水管破断（PWR）

本事象は、PWRにおいて、給水系配管の破断が生じ、2次冷却材が喪失する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、原子炉が定格出力で運転中に、主給水管1本が瞬時に両端破断するものと仮定する。

3.1.5 主蒸気管破断（PWR）

PWRにあつては、2次冷却系には原則として放射性物質は存在せず、したがって、仮に主蒸気管が破断しても、直ちに放射性物質が環境に放出されることはない。また、炉心の冷却についても、健全な蒸気発生器及び主蒸気管を用いて支障なく行うことが可能である。しかし、本事象は、2次冷却系の破断等によって蒸気が流出し、その結果、1次冷却材温度が低下して反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものであつて、2.2.6の場合と同趣旨のものである。

主蒸気管の破断に伴い、反応度が添加されても、原子炉が臨界に達しない設計であることが示される場合には、本事象の解析は省略することができる。本事象の想定により、原子炉が臨界に達する場合には、確実に臨界未満に復帰することが確認された上で、判断基準としては、指針本文中のⅡ.の4.2の(1)及び(3)を適用することとする。さらに、この場合、臨界状態が継続する間に本事象が進展しないことが確認されるためのめやすとしては、指針本文中のⅡ.の4.1の(1)、(2)及び(4)が満足されることとする。また、臨界未満に復帰するまでに他の異常状態が発生しないことが容易に推定できることが必要である。

3.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.2.1 制御棒飛び出し（PWR）

本事象は、制御棒駆動系あるいは制御棒ハウジングの破損等に起因して、急激な反応度が添加される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。この想定趣旨に沿って、制御棒ハウジングが破損し、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全挿入位置あるいは制御棒挿入限界位置から急速に飛び出すものと仮定する。原子炉は臨界又は臨界近傍にあるものとし、結果が最も厳しくなるように初期状態を選定しなければならない。この仮定によって添加される反応度が1ドル以上となる場合には、具体的な解析条件及び判断基準については、「反応度投入事象評価指針」の定めるところによるものとする。なお、制御棒ハウジングの破損に伴い、1次冷却材の圧力が低下して減圧沸騰を生じ負の反応度効果が生ずることになるが、解析上この効果は考慮しないものとする。

3.2.2 制御棒落下（BWR）

本事象は、3.2.1の場合と同趣旨のものであるが、現行のBWRにあつては、制御棒は炉心下方から駆動される設計となっていることから、事象の発生原因の過程を3.2.1の場合とは異なったものとしているものである。落下すると仮定される制御棒は、最大反応度値を有する制御棒1本であるが、この場合、制御棒価値ミニマイザについては、これが事象発生前から確実に動作し続けることが示されれば、その機能を期待することができる。具体的な解析条件及び判断基準については、「反応度投入事象評価指針」の定めるところによるものとする。

3.3 環境への放射性物質の異常な放出

3.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損（PWR、BWR）

原子炉施設内には、各種の放射性物質が存在するが、その中でも環境に放出される可能性が比較的高いものとして、放射性気体廃棄物がある。すなわち、放射性気体廃棄物処理施設の損傷等によっては、そこに貯留中あるいは処理中の気体状の放射性物質が環境に放出される可能性がある。本事象は、このような観点から、放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損する場合について、その影響を評価するために想定されるものである。解析に当たっては、放射性気体廃棄物処理施設の各部の設計上の貯留量、温度、圧力、隔離時間等を考慮し、結果が最も厳しくなるようにこれらの条件を選定するものとする。

3.3.2 主蒸気管破断（BWR）

BWRにあつては、原子炉冷却材の一部が直接蒸気となり、これが主蒸気管を通して原子炉格納容器外のタービンに導かれる。この主蒸気管が原子炉格納容器外で損傷するなどして蒸気が放出されると、それに伴って、蒸気中の放射性物質

が原子炉格納容器外に直接放出されることとなる。本事象は、このような場合について、その影響を評価するために想定されるものである。

本事象においては、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断するものと仮定する。主蒸気管の破断口からは、最初は蒸気が、後には二相流が放出される。原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器、主蒸気隔離弁等の機能を、適切な安全余裕を見込んで期待することができる。事象の初期の段階では、流量制限器において臨界流が発生し、その後主蒸気隔離弁が閉じるに従って、弁部においても臨界流の発生することがあり得る。この場合、主蒸気隔離弁による流量制限効果は、弁部において臨界流が発生するまでは、これを無視するものとする。

環境に放出される放射性物質の量については、以下のように計算するものとする。

すなわち、事象発生前から、原子炉冷却材中には、設計上許容される最大濃度に相当する放射性物質が含まれているものとする。この放射性物質は、本事象によって、原子炉冷却材の流出に伴って環境に放出される。また、原子炉冷却材の圧力が低下するにつれて、燃料棒から原子炉冷却材中へ放射性物質の追加放出が生ずる。本事象によって、既に漏えいがあったと仮定された燃料棒からの追加放出を考慮するが、その放出量については、運転経験等に基づいて定めることは妥当なものと認められる。なお、希ガスは、原子炉冷却材中の気泡も含めた気相中に瞬時に移行し、液相中に溶解しないものと仮定する。

蒸気の放出を止めるためには、主蒸気隔離弁が閉止されるが、隔離弁は 1 個が閉止しないものとし、かつ閉止した隔離弁からは、設計漏えい率と原子炉冷却材の温度、圧力から定まる漏えいがあるものとし、これに伴って放出される放射性物質をも考慮するものとする。

本事象が放射性物質を原子炉冷却系から直接原子炉格納容器外部に放出する特徴を有するものであることにかんがみ、本事象によって新たに燃料棒の破損が生じないことが示されなければならない。

3.3.3 蒸気発生器伝熱管破損（PWR）

PWR にあっては、蒸気発生器の伝熱管が破損すると、1 次冷却材が 2 次冷却系に流入し、2 次冷却系の主蒸気逃がし弁等を通して原子炉格納容器外に放出され、それに伴って、1 次冷却材中の放射性物質が環境に放出される可能性がある。本事象は、このような場合について、その影響を評価するために想定されるものである。

事象発生前から 1 次冷却材中に存在する放射性物質の濃度については、設計上想定された燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。本事象によって、設

計上想定された欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が1次冷却材の減圧割合に比例して追加放出されるものと仮定することは妥当なものと認められる。

伝熱管が破損した蒸気発生器の隔離に運転員の操作を要する場合には、操作に要する時間に十分な余裕を見込まなければならない。

本事象が放射性物質を原子炉冷却系から直接原子炉格納容器外部に放出する特徴を有するものであることにかんがみ、本事象によって新たに燃料棒の破損が生じないことが示されなければならない。

3.3.4 燃料集合体の落下（PWR、BWR）

原子炉施設内で、炉心以外に無視できない量の放射性物質が存在する場所の一つとして、使用済燃料の取扱施設がある。本事象は、この観点から、特に燃料取扱い中に、放射性物質が燃料棒から放出される場合について、その影響を評価するために想定されるものである。解析においては、取扱い中の燃料集合体1体が、取扱装置の故障、破損等により、操作上の最高位置から落下するものとし、落下衝撃によって破損した燃料棒のギャップから放射性物質が放出されるものと仮定する。

燃料棒から放出される希ガス及びよう素の量については、3.3.5に示す2種類の方法による評価は、いずれも妥当と認められる。

PWRにおいては、使用済燃料ピット内で燃料集合体が落下するものとし、また、BWRにおいては、炉心上から燃料集合体が落下するものと仮定することが要求されるが、これは現行の代表的設計を考慮して、落下する燃料集合体の燃料棒の破損本数が最大になると考えられる状況を選定したものである。

3.3.5 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）

原子炉冷却材系の破損等による原子炉冷却材喪失は、炉心の冷却状態の著しい変化という観点から軽水炉の代表的な事故であるが、環境への放射性物質の放出という観点からも極めて重要な事象である。

原子炉格納容器内に放出される放射性物質のうち、事象発生前から原子炉冷却材中に存在していたものについては、3.3.2又は3.3.3の場合と同様に仮定する。この事故によって、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合についても、3.3.2又は3.3.3の場合と同様に仮定する。この事故によって、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、炉心の冷却状態が3.1.1の場合の判断基準を満足することを前提として、その破損の状況に応じて、放射性物質の放出量を適切に仮定しなければならない。

なお、燃料棒から放出される希ガス及びよう素の量については、以下の2種類の方法による評価はいずれも妥当と認められる。第1の方法は、破損した燃料棒

について、その出力密度、燃焼状態等を考慮して、燃料棒のギャップからの放射性物質の放出を評価するものである。第2の方法は、希ガス及びよう素の炉心全体の内蔵量のそれぞれ1%及び0.5%を、燃料棒の出力密度比及び全炉心の燃料棒本数に対する破損燃料棒本数の割合等によって按分計算した値を下回らない量をもって、破損した燃料棒のギャップからの放出量とするものである。

放射性物質のうち、よう素に関して、有機よう素の生成割合、沈着、原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等については、付録Iに定めるとおりである。

原子炉格納容器から漏えいしてきた放射性物質を含む気体は、アニュラス又は原子炉建屋の非常用換気系等によって処理された後、排気筒から放出される。この場合、非常用換気系等の起動信号を明らかにするとともに、負圧達成時間等には十分な時間的余裕を見込み、かつ、機能を発揮できるまでの間の放射性物質の放散については安全側に評価していることが示されなければならない。なお、非常用換気系等が機能してからは、フィルタ効率は設計値を用いることができる。PWRのうち、アニュラス部が原子炉格納容器外側全域を覆っている設計にあっては、原子炉格納容器からの漏えいの全部がアニュラス部で生ずるものとすることができる。

ECCSが再循環モードで運転され原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、流路の機器等から設計上想定した漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定し、これによる環境への放射性物質の放出の寄与を評価する。ただし、再循環水の漏えいについては、本事象による実効線量に対し、明らかに有意な寄与とならない場合には、その評価を省略することができる。

直接線量及びスカイシャイン線量については、本事象による実効線量に対し、明らかに有意な寄与とならない場合には、その評価を省略することができる。

3.3.6 制御棒飛び出し（PWR）

3.2.1においては、制御棒飛び出しを反応度が急激に添加される事象として評価するが、その場合、安全側の仮定として、制御棒ハウジングの破損に伴う1次冷却材の沸騰、減圧等の効果は無視することとしている。しかし、ここでは、この事故によって燃料棒の破損及び1次冷却材の流出が生ずる可能性があることから、それに伴う放射性物質の環境への放出について、その影響を評価する。燃料棒の破損の可能性については、3.2.1の解析結果に基づくものとする。また、1次冷却材の流出に伴う実効線量の評価については、3.3.5の場合に準じて行うものとする。

3.3.7 制御棒落下（BWR）

本事象は、3.2.2において想定した制御棒落下の際に、燃料棒の破損が生ずる可能性があることから、破損した燃料棒から放出される放射性物質の環境への影

響を評価するために想定されるものである。3.2.2においては、事象発生時の原子炉出力等について、燃料エンタルピーが最高になるように選定することが求められている。本事象では、破損する燃料棒中に含まれる放射性物質の量が問題になるので、事象発生時の原子炉の初期状態については、燃料棒の破損本数が最大になるように選定される必要がある。事象発生時の原子炉の状態ごとに運転履歴が指定されているのも、この趣旨によるものである。

3.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

「安全設計審査指針」において、原子炉格納容器は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因する荷重に耐えること、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を有すること、及び原子炉格納容器内に存在する水素又は酸素の濃度を抑制することができる機能を有することが要求されている。これを受けて、3.4では、原子炉格納容器設計用の想定事象の具体的内容と、解析に当たっての要求事項を定めているものである。

原子炉格納容器は、放射性物質の環境への放散を防止する最後の防壁を形成するものであることから、その重要性にかんがみて、原子炉格納容器設計用の想定事象の解析上の要件は、他の構築物、系統及び機器の場合とは異なる考察に基づいている。3.4では、原子炉格納容器設計用の想定事象として、圧力・温度の上昇については3.4.1を、可燃性ガスの発生については3.4.2を、また、動荷重の発生については3.4.3をそれぞれ定めている。なお、環境に放出される放射性物質の濃度については、3.3.5において評価されるほか、付録ⅠのⅡ.に示す立地評価においてもこれが評価されるので、3.4においては、その評価が省略されている。

3.4.1 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR）

原子炉格納容器に対する異常な荷重等が発生する原因としては、原子炉冷却材系の破損等に起因する原子炉冷却材喪失が代表的なものである。解析条件については、原子炉格納容器内の圧力、温度が最も高くなるように選定されなければならない。すなわち、破断を想定する配管とその破断箇所の選定及び解析に当たっての諸条件の設定は、原子炉格納容器へのエネルギーの流出率が最大となるようなものとする必要がある。破断箇所については、具体的には、PWR及び外部再循環ループを有するBWRにおいては、原子炉冷却材ポンプの吸い込み側配管とする。

事故時の原子炉格納容器の冷却系、例えば、原子炉格納容器スプレイ系は、その機能を期待することができるが、この場合、単一故障を適切に仮定することに加え、外部電源も使用できないものと仮定する。

なお、事象の過程において、炉心を冷却した冷却水は、いったん原子炉格納容器内に流出することになるが、配管の破断に伴って流出する原子炉冷却材のエネ

ルギーのみならず、事象中に炉心で発生するエネルギーについても、その原子炉格納容器内圧力及び温度に対する寄与を適切に考慮する必要がある。

3.4.2 可燃性ガスの発生（PWR、BWR）

1979年に発生したTMI事故では、金属－水反応によって発生した水素が原子炉格納容器内に放出され、空気と混合して引火し急激な燃焼を起こした。金属－水反応によって水素が発生すること、及び水の放射線分解によって酸素と水素が発生することは、TMI事故以前からも広く知られていたところである。このため、「安全設計審査指針」においては、可燃性ガス濃度制御系についての設計上の要求がなされているところである。この要求に基づくこれまでの解析手法等を総合して、3.4.2には、可燃性ガスの濃度制御に関する設計の妥当性の評価の方法をまとめたものである。この中で、特に、水の放射線分解による酸素及び水素の発生に関しては、3.1.1の場合を上回る放射性物質による放射線分解を考慮することとした。このような仮定による評価は、前述した原子炉格納容器の重要性を考慮したことによるものである。

3.4.3 動荷重の発生（BWR）

現行のBWRで採用されている圧力抑制型の原子炉格納容器にあつては、原子炉冷却材喪失、逃がし安全弁作動等に際して、サプレッションプール内で動的な荷重が生ずる可能性がある。このような動荷重の評価の方法については、別途指針が定められており、これらの指針に従った評価が行われなければならない。評価結果の判断に当たっては、動的荷重による応力が、適切な規格、基準に基づく許容応力を上回らないことが確認される必要がある。ただし、設置許可申請の段階では、原子炉格納容器内の構造物の細部にわたる設計が完了していないこともあり得る。その場合には、上記の指針、基準等に従って詳細設計を行うという設計の基本方針が確認されれば、その設計方針は妥当なものと認めることができる。

(参考)

平成2年8月30日付け原子力安全委員会決定文

発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する 審査指針について

当委員会は、平成2年7月24日付けで原子炉安全基準専門部会から提出のあった標記指針に関する報告書について、その内容を検討した結果、別添のとおり「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を定める。

従来、当委員会は発電用軽水型原子炉施設の安全審査を行うに当たって、昭和53年9月29日に原子力委員会が策定（平成元年3月27日に原子力安全委員会が一部改訂）した「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を用いてきたが、今後はこれに代えて、別添の「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を用いることとする。

なお、本指針については、今後の新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする。