

SA設備の審査について

令和4年3月16日

原子力規制庁 天野 直樹

はじめに

本発表では、講演の依頼内容に基づき、本企画セッションの議論のベースを揃えるため、SA設備の審査（前提とする事象、想定する環境、機能喪失の判断基準等）がどのようにDB設備の審査と異なるかについて紹介する。

なお、この資料の内容及び本企画セッションで述べることは、個人の見解に基づくものであり、原子力規制委員会及び原子力規制庁の組織の見解を示すものではありません。

- 基準の法体系
- DB設備の審査
 - 想定する環境(DB)
 - 前提とする事象(DB)
 - 機能喪失の判断基準(DB)
- SA設備の審査
 - 想定する環境(SA)
 - 前提とする事象(SA)
 - 機能喪失の判断基準(SA)

新規制基準策定の経緯

- 平成24年6月に東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた原子炉等規制法の改正が行われ、人の安全に加え、環境を守ることを目的に追加するとともに、シビアアクシデントを規制対象とすること、新基準を既設の原発にさかのぼって適用する制度などが規定された。
- 同改正法において、設置許可基準のうち、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備については、原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであることが規定された。
- 改正法の施行は、実用発電用原子炉については原子力規制委員会が設置された日から10か月以内とすることが定められた。
- 原子力規制委員会は、基準検討チームで新規制基準(委員会規則)の検討を公開で実施し、2度のパブリックコメントを実施した上で、平成25年7月8日に新規制基準を施行した。

基準の法体系

- 一般に法令(基準)は、以下の体系で構成される。
 - 法律
 - (政令)
 - 委員会規則(省令)
 - (告示)
 - 審査基準(規則の解釈)

- この他、審査において、審査官が参照するために策定する文書として、審査ガイドがある。審査ガイドは、審査官が新規制基準への適合性を確認する方法の例を示した手引きである。審査ガイドは、規則や規則の解釈(審査基準)のように規制要求を示すものではない。(「審査ガイドの位置付け(令和3年6月16日原子力規制委員会)」)

- なお、規則解釈等の冒頭には、
「規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、規則に適合するものと判断する」
などと規定されている。

法律(許可の基準)

○核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する**法律**(昭和32年法律第166号)

(許可の基準)

第四十三条の三の六 原子力規制委員会は、前条第一項の許可の申請があつた場合においては、その申請が次の各号のいずれにも適合していると認めるときでなければ、同項の許可をしてはならない。

- 一 発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。
- 二 その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。
- 三 その者に**重大事故**(発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の原子力規制委員会規則で定める重大な事故をいう。第四十三条の三の二十二第一項及び第四十三条の三の二十九第二項第二号において同じ。)**の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力**その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。
- 四 発電用原子炉施設の**位置、構造及び設備**が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして**原子力規制委員会規則で定める基準**に適合するものであること。
- 五 前条第二項第十一号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。

委員会規則及び審査基準

○委員会規則(設置許可基準規則)

实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和三十二年法律第百六十六号)第四十三条の三の六第一項第四号の規定に基づき、实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則を次のように定める。

目次

第一章 総則(第一条・第二条)

第二章 設計基準対象施設(第三条―第三十六条)

第三章 重大事故等対処施設(第三十七条―第六十二条)

附則

○審査基準(設置許可基準規則の解釈)

实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原規技発第1306193号平成25年6月19日原子力規制委員会決定)

○審査基準(重大事故等防止技術的能力基準)

实用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(原規技発第1306197号平成25年6月19日原子力規制委員会決定)

設置許可基準規則(DBの要求事項)

条項 (※)	設備等
3条	設計基準対象施設の地盤
4条	地震による損傷の防止
5条	津波による損傷の防止
6条	外部からの衝撃による損傷の防止
7条	原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
8条	火災による損傷の防止
9条	溢水による損傷の防止等
10条	誤操作の防止
11条	安全避難通路等
12条	安全施設
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
14条	全交流動力電源喪失対策設備

条項 (※)	設備等
15条	炉心等
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ
18条	蒸気タービン
19条	非常用炉心冷却設備
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備
21条	残留熱を除去することができる設備
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
23条	計測制御系統設備
24条	安全保護回路
25条	反応度制御系統及び原子炉制御系統
26条	原子炉制御室等

条項 (※)	設備等
27条	放射性廃棄物の処理施設
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設
29条	工場等周辺における直接線等からの防護
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護
31条	監視設備
32条	原子炉格納容器
33条	保安電源設備
34条	緊急時対策所
35条	通信連絡設備
36条	補助ボイラー

※設置許可基準規則

想定する環境(DB)

○実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)

(安全施設)

第十二条

3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に**想定される全ての環境条件**において、その機能を発揮することができるものでなければならない。

○実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する**規則の解釈**(原規技発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))

第12条(安全施設)

6 第3項に規定する「**想定される全ての環境条件**」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。

前提とする事象(DB) 規則の要求1

○実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する**規則**(平成25年原子力規制委員会規則第5号)

○設置許可基準規則

(**運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止**)

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 **運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。**

イ 最小限界熱流束比(燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束(単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。)と運転時の熱流束との比の最小値をいう。)又は最小限界出力比(燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。)が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.1 倍以下となること。

前提とする事象(DB) 規則の要求2、解釈の要求

○設置許可基準規則

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

○設置許可基準規則の解釈

第13条(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

1 第1号に規定する「設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない」については、**運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「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)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)等に基づいて実施すること。**

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

目次

I. まえがき

II. 安全設計評価

1. 安全設計評価の目的

2. 評価すべき範囲

2. 1 運転時の異常な過渡変化

2. 2 事故

3. 評価すべき事象の選定

3. 1 運転時の異常な過渡変化

3. 2 事故

4. 判断基準

4. 1 運転時の異常な過渡変化

4. 2 事故

4. 3 判断基準適用の原則

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

5. 2 安全機能に対する仮定

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

解説

付録

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

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。

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ため、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。

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

Ⅱ 安全設計評価

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。(略)

- (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

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

解説

付録1

I. 安全設計評価

1. 評価すべき具体的な事象

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)

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

解説

付録1

I. 安全設計評価

1. 評価すべき具体的な事象

1. 1 運転時の異常な過渡変化

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)

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

II. 安全設計評価

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。

3.2 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。(略)

- (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

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) 制御棒の飛び出し((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)

解説

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。

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。

また、「事故」は、発生する頻度はより低いが、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、評価するのが適切と判断されるものである。

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。

機能喪失の判断基準(DB)

○発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

II 安全設計評価

5. 解析に当たって考慮すべき事項

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及び静的機器について、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。

設置許可基準規則(SAの要求事項)

条項(※)	設備及び手順等
37条	重大事故等の拡大の防止等
38条	重大事故等対処施設の地盤
39条	地震による損傷の防止
40条	津波による損傷の防止
41条	火災による損傷の防止
42条	特定重大事故等対処施設
43条、 1.0	重大事故等対処設備(ハード対策) 共通事項(ソフト対策)
44条 1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための対策
45条 1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための対策
46条 1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対策
47条 1.4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための対策
48条 1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対策
49条 1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための対策
50条 1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策

条項(※)	設備及び手順等
51条 1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対策
52条 1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対策
53条 1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対策
54条 1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための対策
55条 1.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策
56条 1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給のための対策
57条 1.14	電源設備及び電源の確保のための対策
58条 1.15	事故時の計測に関する対策
59条 1.16	原子炉制御室
60条 1.17	監視測定を行うための対策
61条 1.18	緊急時対策所
62条 1.19	通信連絡を行うための対策
2.1	発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応
2.2	特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

※上段は設置許可基準規則、下段は重大事故等防止技術的能力基準を表す。

想定する環境(SA)

○实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する**規則**(平成25年原子力規制委員会規則第5号)

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 **想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件**において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

○实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する**規則の解釈**(原規技発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))

第43条(重大事故等対処設備)

- 1 第1項から第3項までに規定する「**想定される重大事故等**」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

前提とする事象(SA) 規則の要求

○実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する**規則**(平成25年原子力規制委員会規則第5号)

○設置許可基準規則

(重大事故等の拡大の防止等)

第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、**炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。**

2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、**原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。**

3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
い。

前提とする事象(SA) 解釈の要求1

○設置許可基準規則の解釈

第37条(重大事故等の拡大の防止等)

(炉心の著しい損傷の防止)

1-1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ(以下「想定する事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

①BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA 時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

前提とする事象(SA) 解釈の要求2

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

② PWR

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS 注水機能喪失
- ・ ECCS 再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

前提とする事象(SA) 解釈の要求3

- 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。
- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
 - (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。
- 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。
- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
 - (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
 - (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

前提とする事象(SA) 解釈の要求4

- 1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。
- (a) 燃料被覆管の最高温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下であること。
 - (b) 燃料被覆管の酸化量は、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。

前提とする事象(SA) 解釈の要求5

○設置許可基準規則の解釈

第37条(重大事故等の拡大の防止等)

(原子炉格納容器の破損の防止)

2-1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触(シェルアタック)
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

前提とする事象(SA) 解釈の要求6

(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

2-2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。

前提とする事象(SA) 解釈の要求7

2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

○実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の**有効性評価に関する審査ガイド**(原規技発第1306915号平成25年6月19日原子力規制委員会決定)

目次

1. 目的等
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
 - 2.1 炉心損傷防止対策の有効性評価
 - 2.2 有効性評価に係る標準評価手法
 - 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲
 - 2.2.2 有効性評価の共通解析条件
 - 2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等
3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
 - 3.1 格納容器破損防止対策の有効性評価
 - 3.2 有効性評価に係る標準評価手法
 - 3.2.1 有効性評価の手法及び範囲
 - 3.2.2 有効性評価の共通解析条件
 - 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

前提とする事象(SA) 有効性評価審査ガイド2

○実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の**有効性評価に関する審査ガイド**(原規技発第1306915号平成25年6月19日原子力規制委員会決定)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

2.2 有効性評価に係る標準評価手法

2.2.1 有効性評価の手法及び範囲

- (1) 有効性評価にあたっては**最適評価手法を適用し**、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。**ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。**
- (3) **不確かさが大きいモデルを使用する場合**又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基に**その影響を適切に考慮する。**

3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

3.2 有効性評価に係る標準評価手法

3.2.1 有効性評価の手法及び範囲

- (1) 有効性評価にあたっては**最適評価手法を適用し**、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。**ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。**
- (3) **不確かさが大きいモデルを使用する場合**又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基に**その影響を適切に考慮する。**

機能喪失の判断基準(SA)

○实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の**有効性評価に関する審査ガイド**(原規技発第1306915号平成25年6月19日原子力規制委員会決定)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

2.2 有効性評価に係る標準評価手法

2.2.2 有効性評価の共通解析条件

(3)設計基準事故対処設備の適用条件

b. **故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。**

3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

3.2 有効性評価に係る標準評価手法

3.2.2 有効性評価の共通解析条件

(3)設計基準事故対処設備の適用条件

b. **故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。**

ご清聴ありがとうございました