

制定 平成25年6月19日 原規技発第13061915号 原子力規制委員会決定

「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」について次のように定める。

平成25年6月19日

原子力規制委員会

「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」の制定について

原子力規制委員会は、「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」を別添のとおり定める。

附 則

この規程は、平成25年7月8日より施行する。

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

平成25年6月
原子力規制委員会

目 次

1. 目的等	1
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド	1
2.1 炉心損傷防止対策の有効性評価	1
2.2 有効性評価に係る標準評価手法	3
2.2.1 有効性評価の手法及び範囲	3
2.2.2 有効性評価の共通解析条件	3
2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等	4
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	13
3.1 格納容器防止対策の有効性評価	13
3.2 有効性評価に係る標準評価手法	14
3.2.1 有効性評価の手法及び範囲	14
3.2.2 有効性評価の共通解析条件	14
3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等	15

1. 目的等

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（以下「審査ガイド」という。）は、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）。以下「解釈」という。）第 37 条の規定のうち、評価項目を満足することを確認するための手法の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。申請者の用いた手法が、本審査ガイドに沿った手法であれば、概ね妥当なものと判断される。申請者が異なる手法を用いた場合は、本審査ガイドを参考に個別に判断する必要がある。

なお、本審査ガイドは、技術的知見、審査経験等に応じて、適宜見直すこととする。

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

（枠内は解釈より抜粋）

（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

BWR

- ・ 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）

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

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。

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。

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。

1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

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 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。

1 - 6 上記1 - 3及び2 - 3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

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。
- (2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。
- (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。
- (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）
- (5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）
- (6) 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認する。

2.2.2 有効性評価の共通解析条件

- (1) 初期出力
原子炉は定格熱出力で運転されているものとする。
- (2) 原子炉内の状態等
炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。
- (3) 設計基準事故対処設備の適用条件
 - a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
 - 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。
 - c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。

(4) 外部電源

外部電源の有無の影響を考慮する。

(5) 重大事故等対処設備の作動条件

a. 炉心損傷防止対策の実施時間

(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。

(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。

c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。

d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。

e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。

f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。

2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等

事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。

a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。

c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きいの。

d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

(1) BWR

a. 高圧・低圧注水機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（冷却材喪失事故(LOCA)を除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生を想定する。

- ii. 高圧注水機能として非常用復水器(IC)、原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び高圧非常用炉心冷却設備(ECCS)の機能喪失を、低圧注水機能として低圧非常用炉心冷却設備(ECCS)の機能喪失を仮定する。

(c) 対策例

- i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保

b. 高圧注水・減圧機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生を想定する。
- ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。

(c) 対策例

- i. 自動減圧系の作動ロジックの追加等による原子炉減圧機能の強化
- ii. 代替注水設備による炉心冷却機能の確保

c. 全交流動力電源喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. 全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統の機能喪失を想定する。
- ii. 常設直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。
- iii. 交流動力電源は 24 時間使用できないものとする。

(c) 対策例

- i. 常設直流電源等を確保することによって RCIC 等による炉心冷却機能を確保
- ii. RCIC 等の水源として代替淡水源及び海水を利用

d. 崩壊熱除去機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、炉心冷却に成功するが、崩壊熱除去機能の喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。

- (b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を想定する。
 - ii. 崩壊熱除去機能喪失として、「取水機能が喪失した場合」及び「余熱除去系(RHR)が故障した場合」を仮定する。
 - iii. サプレッションプールへの熱の蓄積による崩壊熱の除去が可能な時間は、崩壊熱及びプール水容量を考慮して設定する。
- (c) 対策例
 - i. 取水機能の喪失による最終ヒートシンク喪失の場合は、常設又は車載代替 UHSS（最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統）によって炉心冷却機能を確保
 - ii. RHR が故障した場合は、代替注水設備等によって炉心冷却機能を確保及び格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器除熱機能を確保
- e. 原子炉停止機能喪失
 - (a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
 - (b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。
 - ii. 原子炉スクラムに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。
 - iii. 原子炉の手動スクラムには期待しない。
 - iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。
 - (c) 対策例
 - i. 再循環ポンプ自動トリップ及びほう酸水注入設備によって反応度制御機能を確保
- f. LOCA 時注水機能喪失
 - (a) 大破断 LOCA 時
 - a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 大破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
 - ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を仮定する。
 - iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水系による注水のために原子炉の減圧を必要としない範囲とする。
 - c) 対策例
 - i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保

(b) 中小破断 LOCA 時

a) 重要事故シーケンスの例

- i. 中小破断 LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。

b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
- ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。
- iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。

c) 対策例

- i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保
- ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）

g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. インターフェイスシステム LOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、ECCS による原子炉水位の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。
- ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。

(c) 対策例

- i. インターフェイスシステム LOCA 発生箇所の隔離対策
- ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び代替注水設備等による炉心冷却機能の確保

(2) PWR

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生後、2次冷却系からの除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）

の発生を想定する。

- ii. 補助給水系及び主蒸気逃がし弁又は安全弁による 2 次冷却系からの除熱機能喪失を仮定する。
- iii. 小破断 LOCA の破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。

(c) 対策例

- i. 蒸気発生器を用いた代替の崩壊熱除去機能の確保
- ii. 加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード

b. 全交流動力電源喪失

(a) RCP シール LOCA が発生しない場合

a) 重要事故シーケンスの例

- i. 全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る。このとき、原子炉冷却材の補給が必要となる規模の原子炉冷却材ポンプ(RCP)シール部からの漏えいは発生しない。

b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する。
- ii. 常設直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。
- iii. 交流動力電源は 24 時間使用できないものとする。
- iv. 原子炉冷却材の補給を必要としない規模の RCP シール部からの小規模な漏えいを考慮する。小規模な漏えいは、RCP 全台で発生すると仮定する。

c) 対策例

- i. タービン動補助給水ポンプの水源の確保、主蒸気逃がし弁の手動操作、及び直流電源の確保による水位監視によって、2 次冷却系からの冷却機能を確保

(b) RCP シール LOCA が発生する場合

a) 重要事故シーケンスの例

- i. 全交流動力電源喪失の発生後、原子炉冷却材の補給を必要とする規模の RCP シール部からの漏えい（RCP シール LOCA）が生じる場合がある。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な交流動力電源の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。

b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する。
- ii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。
- iii. 全交流動力電源喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮

定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。

c) 対策例

- i. 非常用高圧母線へ給電する代替交流動力電源を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等による炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保
- ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えい量の停止

c. 原子炉補機冷却機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. 原子炉補機冷却機能喪失の発生後、RCP シール LOCA が発生する。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な原子炉補機冷却機能の確保に失敗することによって、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 取水機能の喪失又は原子炉補機冷却水系配管の破断等による原子炉補機冷却機能喪失を想定する。
- ii. 取水機能の喪失によって最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、2次冷却系からの除熱によって一定時間（7日間）、原子炉冷却機能が確保できることを仮定する。
- iii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。
- iv. 原子炉補機冷却機能の喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。

(c) 対策例

- i. 代替最終ヒートシンク（UHS）によって原子炉補機冷却機能を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等によって炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保
- ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えいの停止

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- a) LOCA の発生後、原子炉格納容器の除熱機能喪失によって、原子炉格納容器が先行破損し、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- a) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
- b) 格納容器スプレイ系の機能喪失を想定する。

(c) 対策例

- a) 格納容器スプレイ系の代替手段による原子炉格納容器の除熱機能の確保

e. 原子炉停止機能喪失

(a) 重要事故シーケンスの例

- i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。
 - ii. 原子炉トリップに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。
 - iii. 原子炉の手動トリップには期待しない。
 - iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。
- (c) 対策例
- i. 補助給水ポンプの自動起動及びタービントリップ、原子炉減圧、2次冷却系強制冷却、化学体積制御系又は高圧注入系による緊急ほう酸注入による反応度制御、炉心冷却及び原子炉圧力上昇の抑制
- f. 格納容器バイパス
- (a) インターフェイスシステム LOCA
- a) 重要事故シーケンスの例
 - i. インターフェイスシステム LOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、原子炉冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。
 - ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。
- c) 対策例
- i. インターフェイスシステム LOCA 発生箇所の隔離対策
 - ii. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却
- (b) 蒸気発生器伝熱管破損
- a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 蒸気発生器伝熱管破損の発生後、破損蒸気発生器の隔離に失敗することによって、原子炉冷却材の漏えいが継続し、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 蒸気発生器伝熱管の破損を想定する。
 - ii. 破損蒸気発生器の隔離失敗を仮定する。
 - iii. 原子炉の冷却・減圧後に、「RHR によって除熱する場合」及び「RHR の接続に失敗する場合」を想定する。
- c) 対策例
- i. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2

次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、並びに RHR による崩壊熱の除去

- ii. 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却

- g. ECCS 注水機能喪失
 - (a) 大破断 LOCA
 - a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
 - ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。
 - iii. 低圧注入系（注入モード）の機能喪失を仮定する。
 - c) 対策例
 - i. 早期・大容量の代替注入による炉心冷却機能を確保

 - (b) 中小破断 LOCA
 - a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
 - ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。
 - iii. 高圧注入系（注入モード）の機能喪失を仮定する。
 - c) 対策例
 - i. 原子炉が高圧の状態では注入可能な代替注入、又は原子炉を減圧した上での低圧注入系又は代替注入設備による注入によって炉心冷却機能を確保

- h. ECCS 再循環機能喪失
 - (a) 大破断 LOCA
 - a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
 - ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。
 - iii. 低圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。

- c) 対策例
 - i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保

- (b) 中小破断 LOCA
 - a) 重要事故シーケンスの例
 - i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。
 - b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）
 - i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
 - ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。
 - iii. 高圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。
 - c) 対策例
 - i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保
 - ii. 原子炉を減圧した上で、低圧注入系（再循環モード）によって長期の炉心冷却機能を確保

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

(枠内は解釈より抜粋)

(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

(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

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。

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。

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熔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熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i)熔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熔融炉心が適切に冷却されること。

2 - 4 上記 2 - 3 (f)の「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」とは、以下の要件を満たすこと。

- (a)原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること

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。
- (2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。
- (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。
- (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)
- (5) 複数の対策(例えば、常設代替設備と可搬型代替設備)がとられている場合は、各々の対策について有効性を評価する。
- (6) 設置許可基準規則の解釈内規第 3 7 条 2 - 3 (c)の「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」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。

3.2.2 有効性評価の共通解析条件

(1) 初期出力

原子炉は定格熱出力で運転されているものとする。

(2) 原子炉内の状態等

炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。

(3) 設計基準事故対処設備の適用条件

- a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
- 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。

c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。

(4) 外部電源

外部電源の有無の影響を考慮する。

(5) 重大事故等対処設備の作動条件

a. 格納容器破損防止対策の実施時間

(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。

(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況(経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況(現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。

c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能(電源及び補機冷却水等)の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。

d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。

e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。

f. 格納容器破損防止対策に関連する手順の妥当性を示す。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

a. 現象の概要

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。

b. 主要解析条件(「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)

(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。(炉心損傷防止対策における「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」を包絡すること。)

(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。

(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。

(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。

(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。

(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び

酸素の発生を考慮する。

(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

c. 対策例

(a) 格納容器スプレイ代替注水設備

(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット

(2) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接過熱

a. 現象の概要

原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合がある。

b. 主要解析条件（「3.3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(b) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響を考慮する。

(c) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

c. 対策例

(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用

a. 現象の概要

溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。

(c) 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。

(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

（注）実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があるので、その影響を評価する。

c. 対策例

(a) 解析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確認する。

(4) 水素燃焼

a. 現象の概要

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水 - ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉压力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するものとする。
- (b) 原子炉压力容器の下部の破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。
- (c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。
- (d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。
- (e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

（注）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以下又は酸素濃度が 5vol% 以下であれば爆轟は防止できると判断される。

c. 対策例

- (a) グロープラグ式イグナイタ
- (b) 触媒式リコンビナ（PAR）
- (c) 原子炉格納容器内の不活性化（窒素注入）

(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

a. 現象の概要

原子炉压力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の評価の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (b) 原子炉压力容器から落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉压力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。原子炉からの溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。
- (c) 溶融炉心の原子炉格納容器床上の拡がりについては床形状及び水張り等の対策の有無を考慮する。また、溶融炉心と水が接触する場合の熱伝達及び溶融炉心の流動限界条件等は実験等によって得られた条件を用いる。
- (d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

（注）原子炉压力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却及び固化に寄与する十分な原子炉格納容器床上の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられ

る。

c. 対策例

- (a) 原子炉格納容器下部注水設備
- (b) 原子炉格納容器バウンダリの防護

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 現象の概要

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。
- (c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。
- (d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。

（注）原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。

c. 対策例

- (a) 原子炉格納容器下部注水設備
- (b) 原子炉格納容器バウンダリの防護